

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060(補)改 51
提出年月日	令和 2 年 6 月 16 日

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 6 月

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。

※：本改訂（改 51）による変更箇所等の頁番号に r22 を付しています。
(r1～ r21 は以前の改訂による変更を示します。)

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熔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。

46 条 補足説明資料

- 46-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について
- 46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

46-1 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)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				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	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (空気作動弁)	B	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		46-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		46-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備，その他の建物内設備	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				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	46-3 配置図, 46-4 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)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	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			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象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	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		自動減圧起動阻止スイッチ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	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	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象D B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			46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		代替自動減圧起動阻止スイッチ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —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			46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)		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	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 接続作業	B b, B c, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 配置図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	46-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 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			46-3 配置図, 46-7 接続図			
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	46-3 配置図			
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外	
	関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 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)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁逃し弁機能用アキュムレータ	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	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	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		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		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
				その他 (飛散物)	対象外	対象外	
				関連資料	46-4 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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 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)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁用窒素ガスボンベ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料	46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象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)	対象外		
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

46条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備，屋外設備	B, D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				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	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系注水隔離弁 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉棟内設備	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	弁操作	B f	
			関連資料	—		
		第3号	(検査性, 系統構成・外部入力)	試験・検査	弁(電動弁)	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不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路, その他設備	対象外	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

46-2 単線結線図

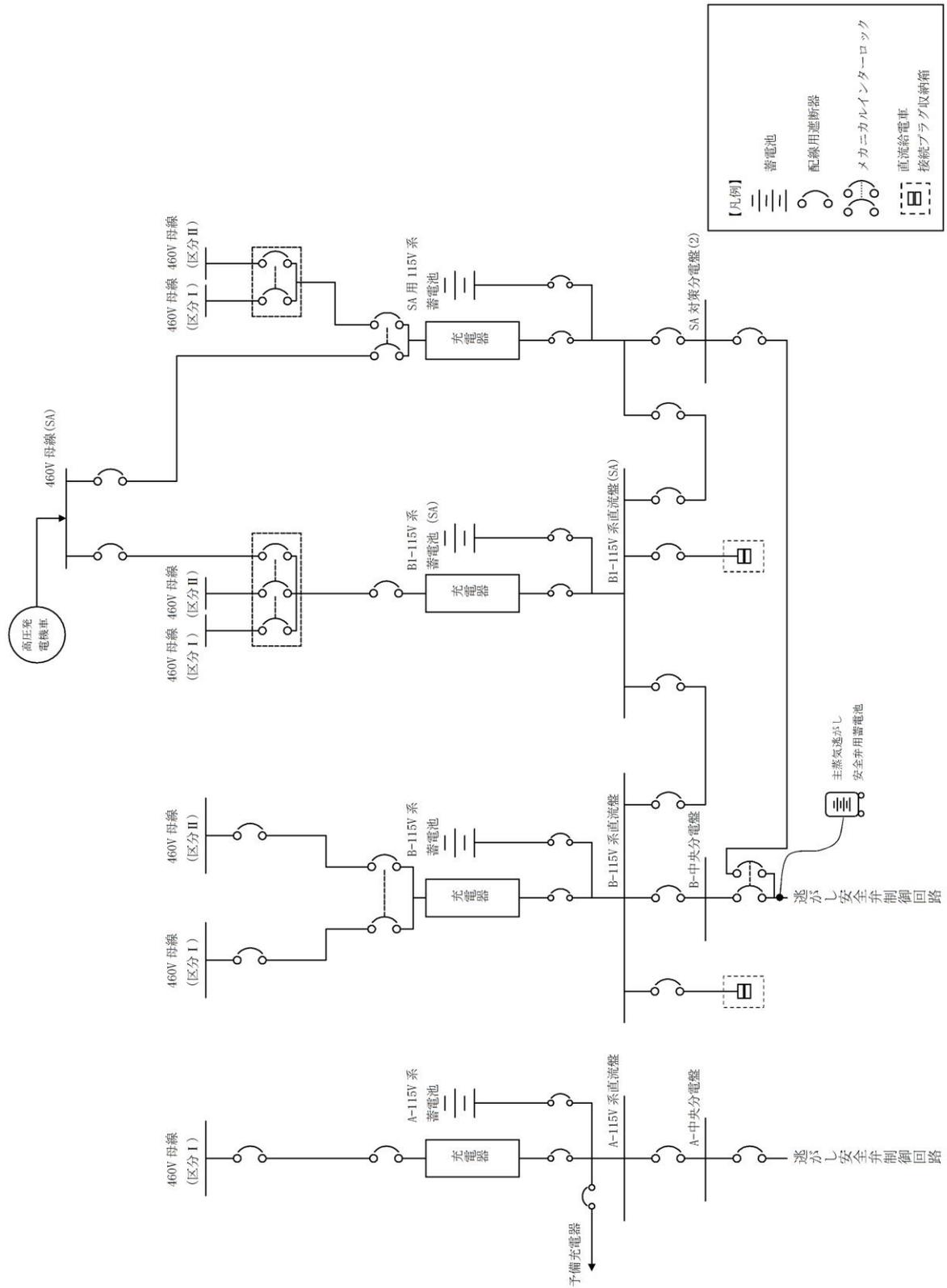


図1 代替電源系統図

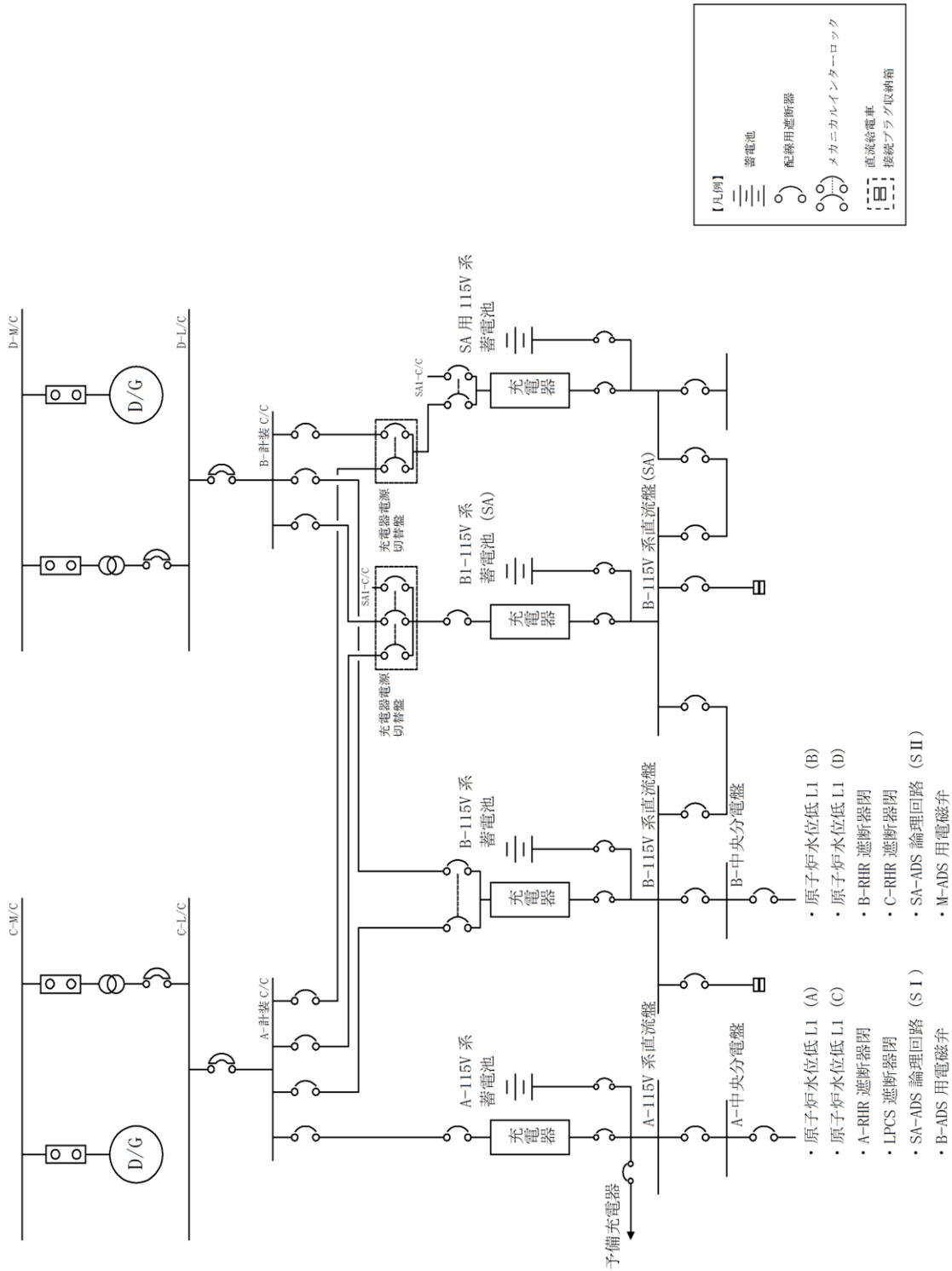
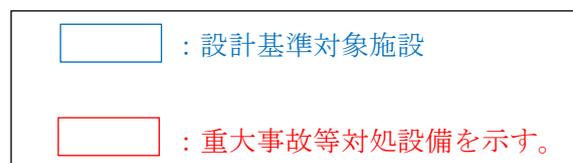


図2 代替電源系統図 (代替自動減圧)

46-3 配置図



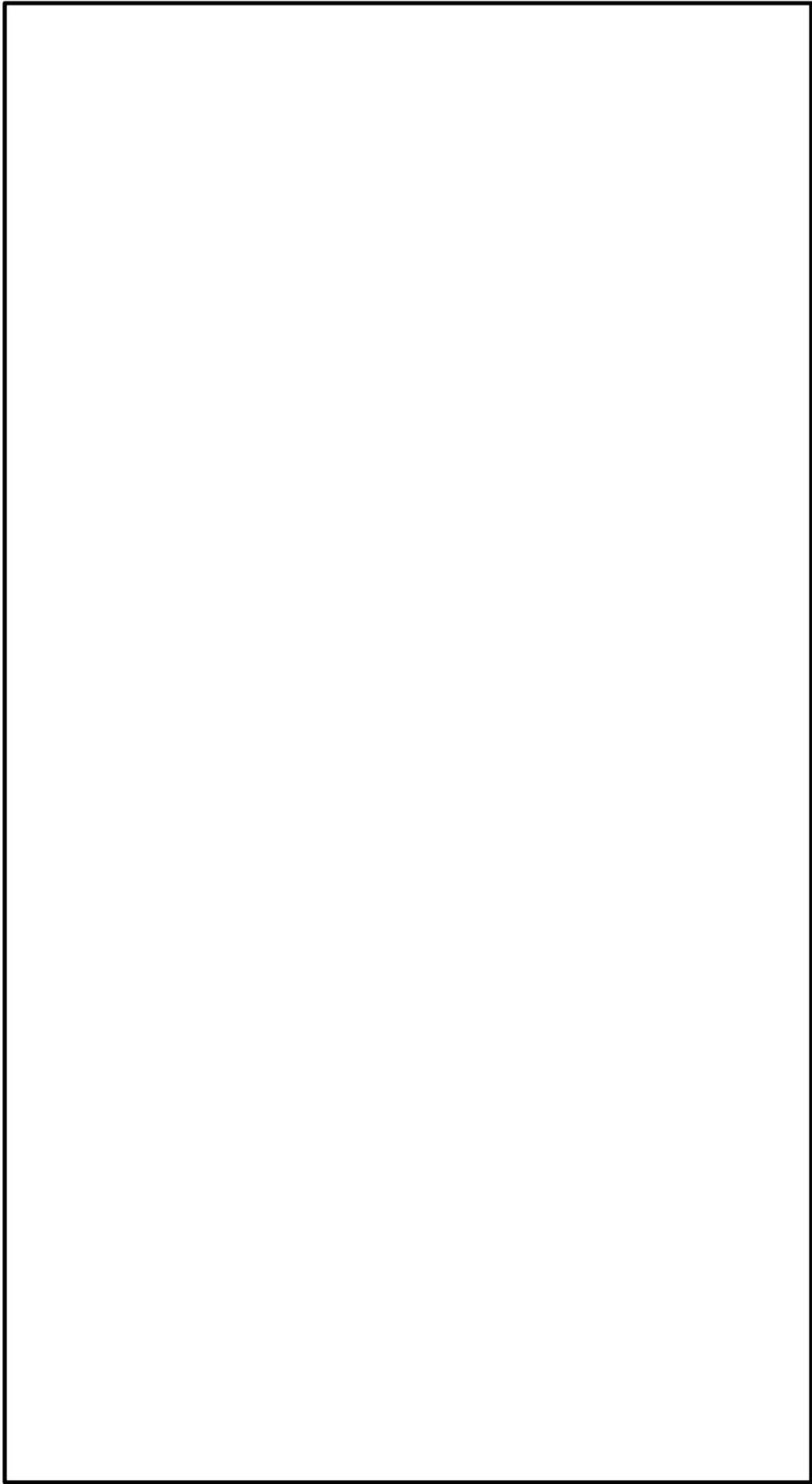


図1 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の配置図

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。

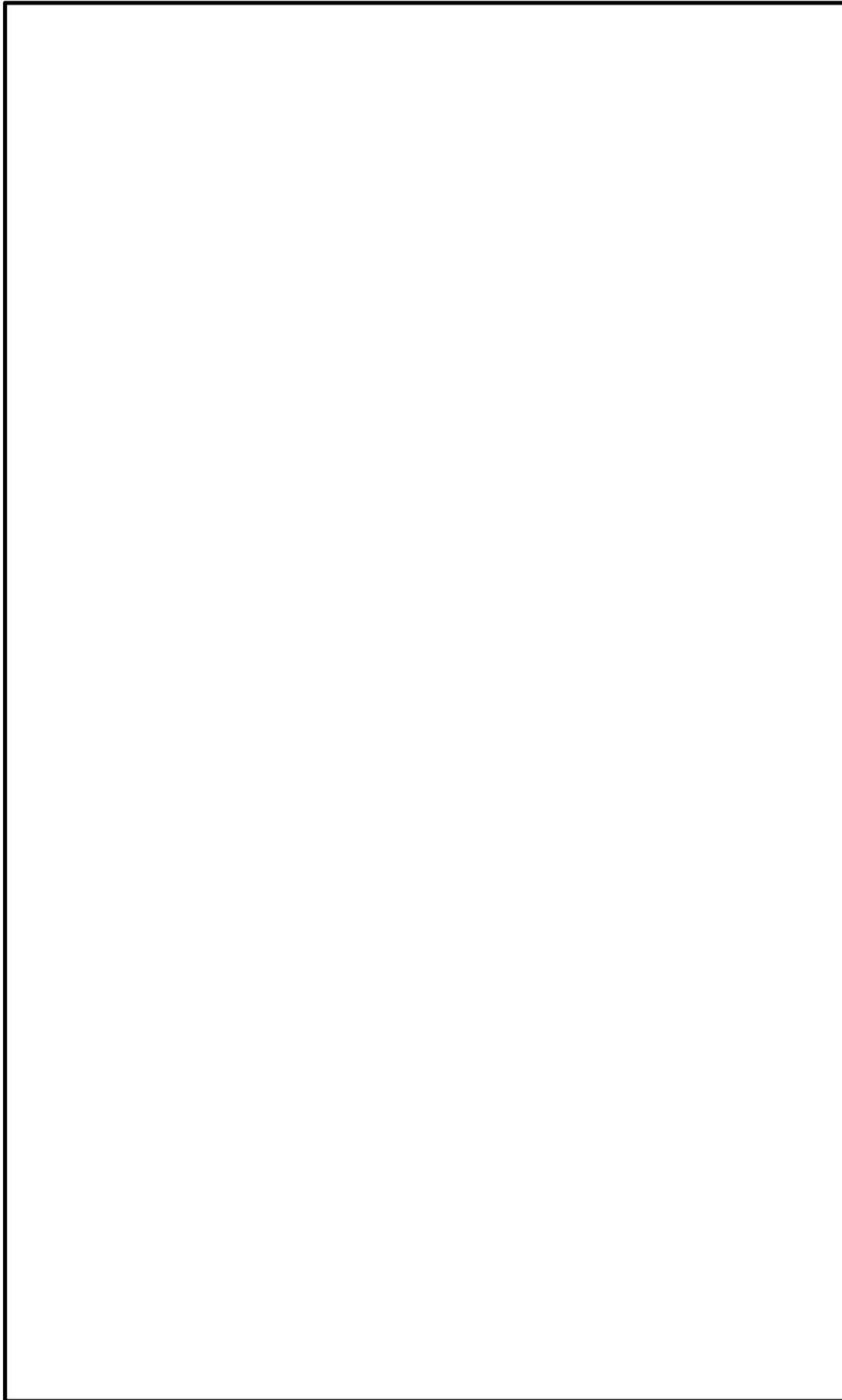


図2 代替自動減圧機能（計器）の配置図

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。

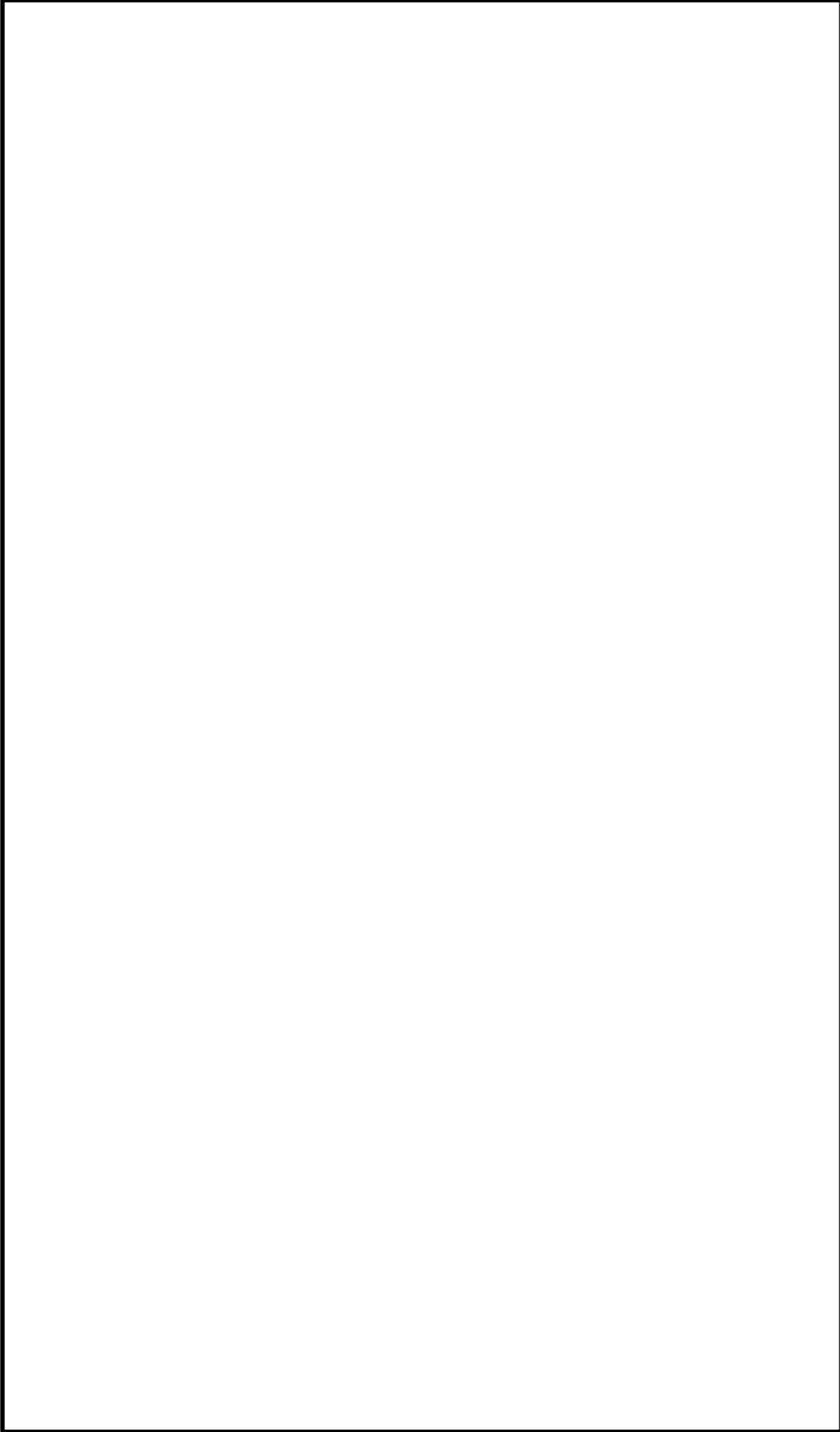


図3 中央制御室操作盤の配置図

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。

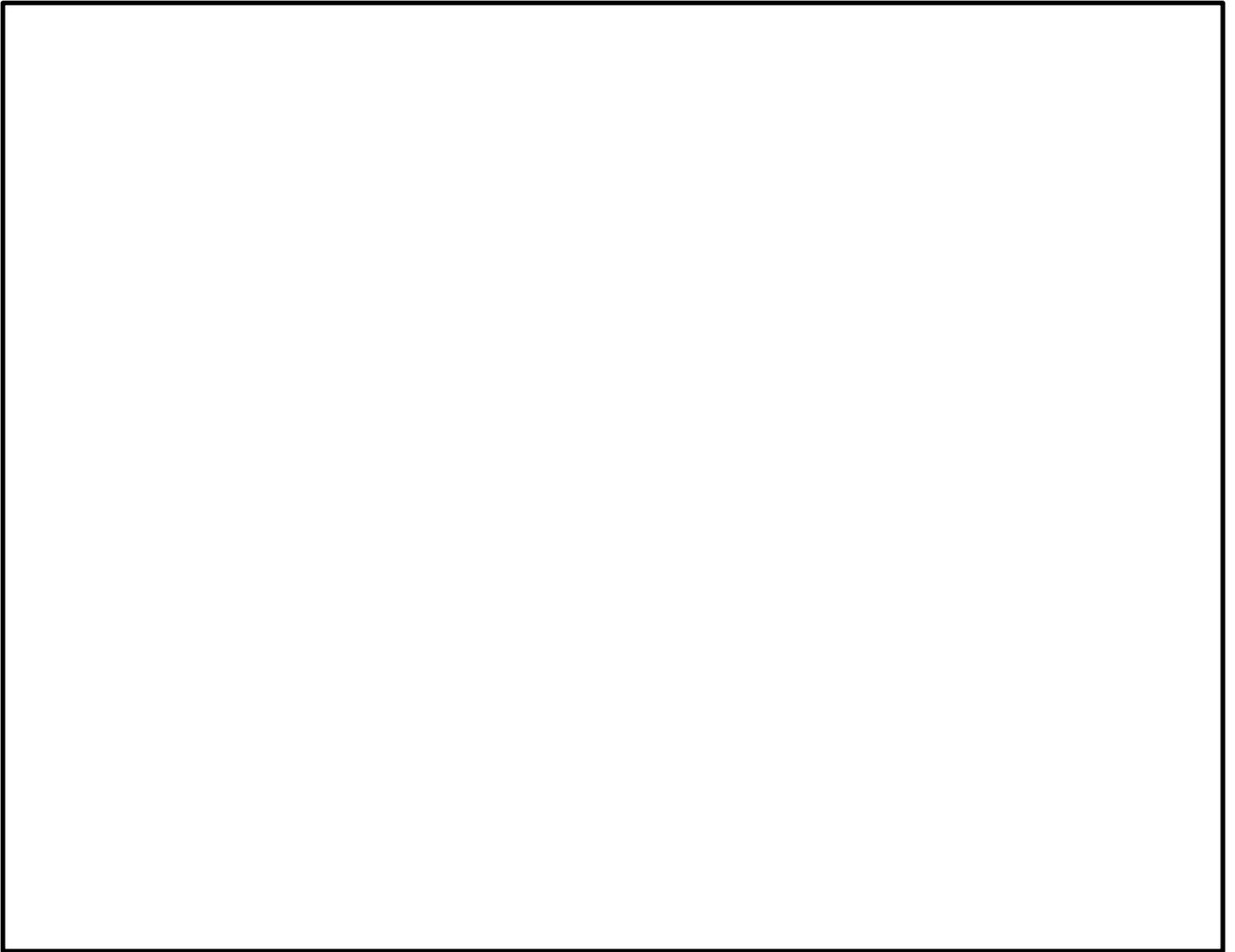


図4 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（ポンプ）の配置図

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、

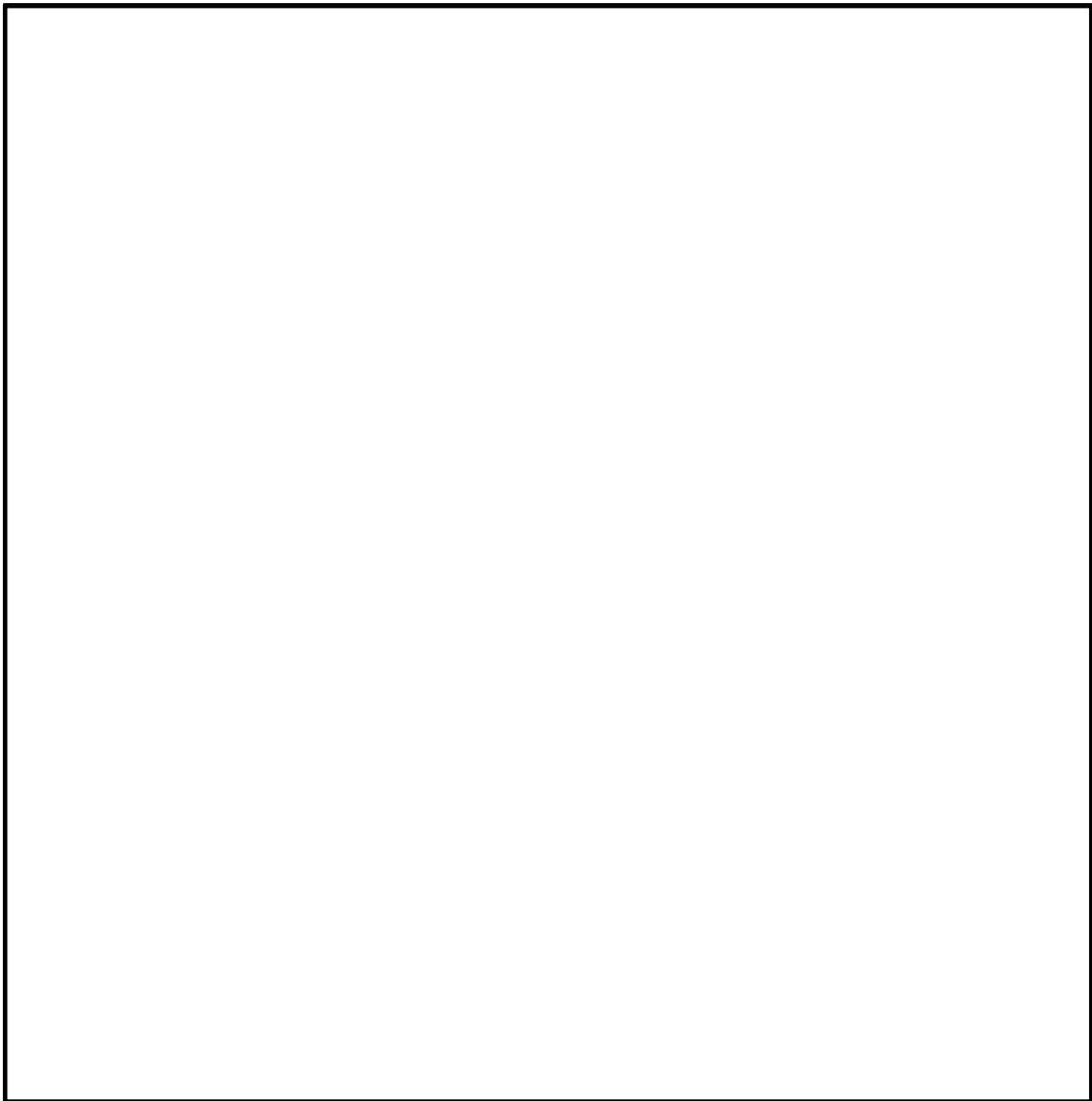


図5 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（窒素ガスポンプ）の配置図

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。

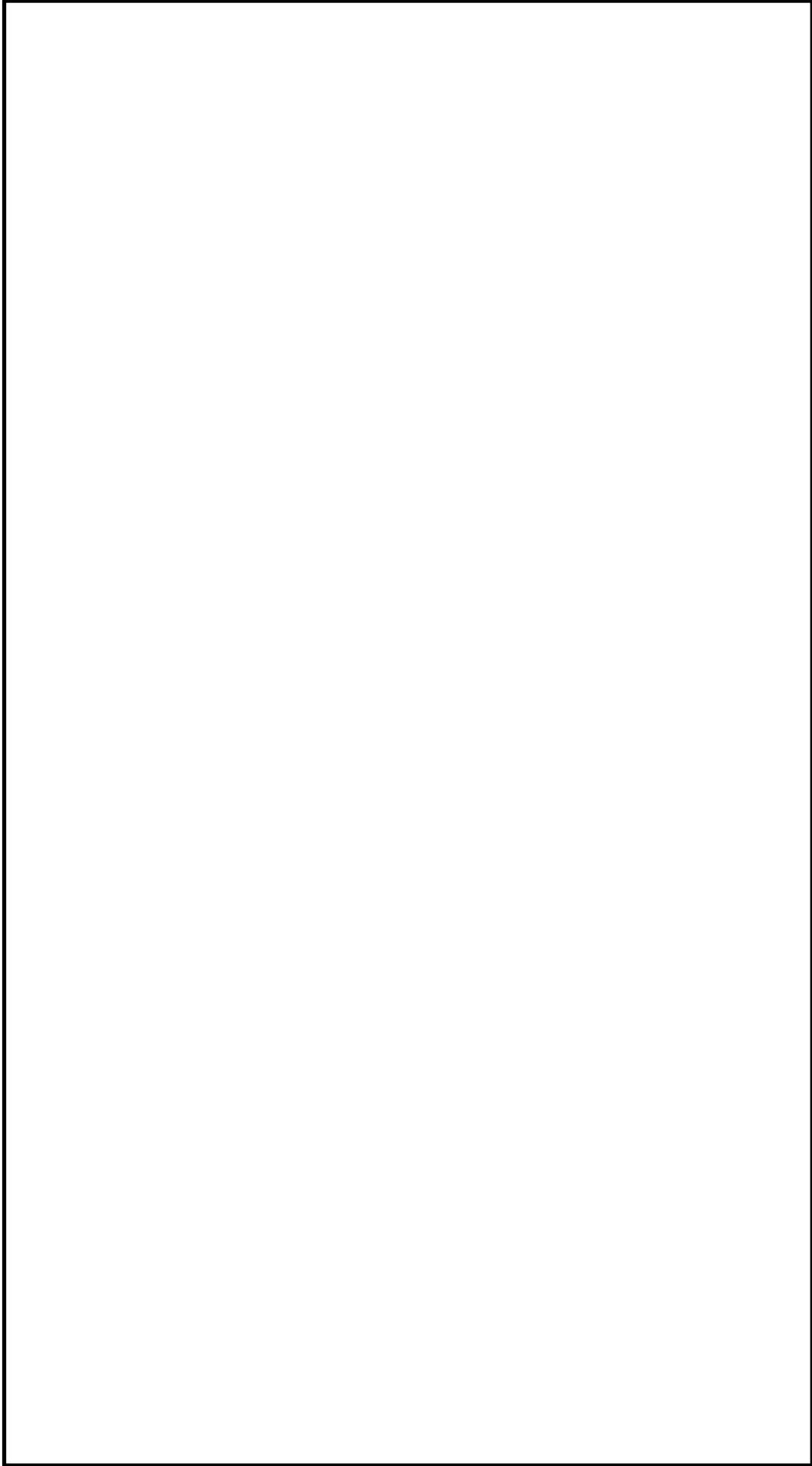


図6 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図

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。

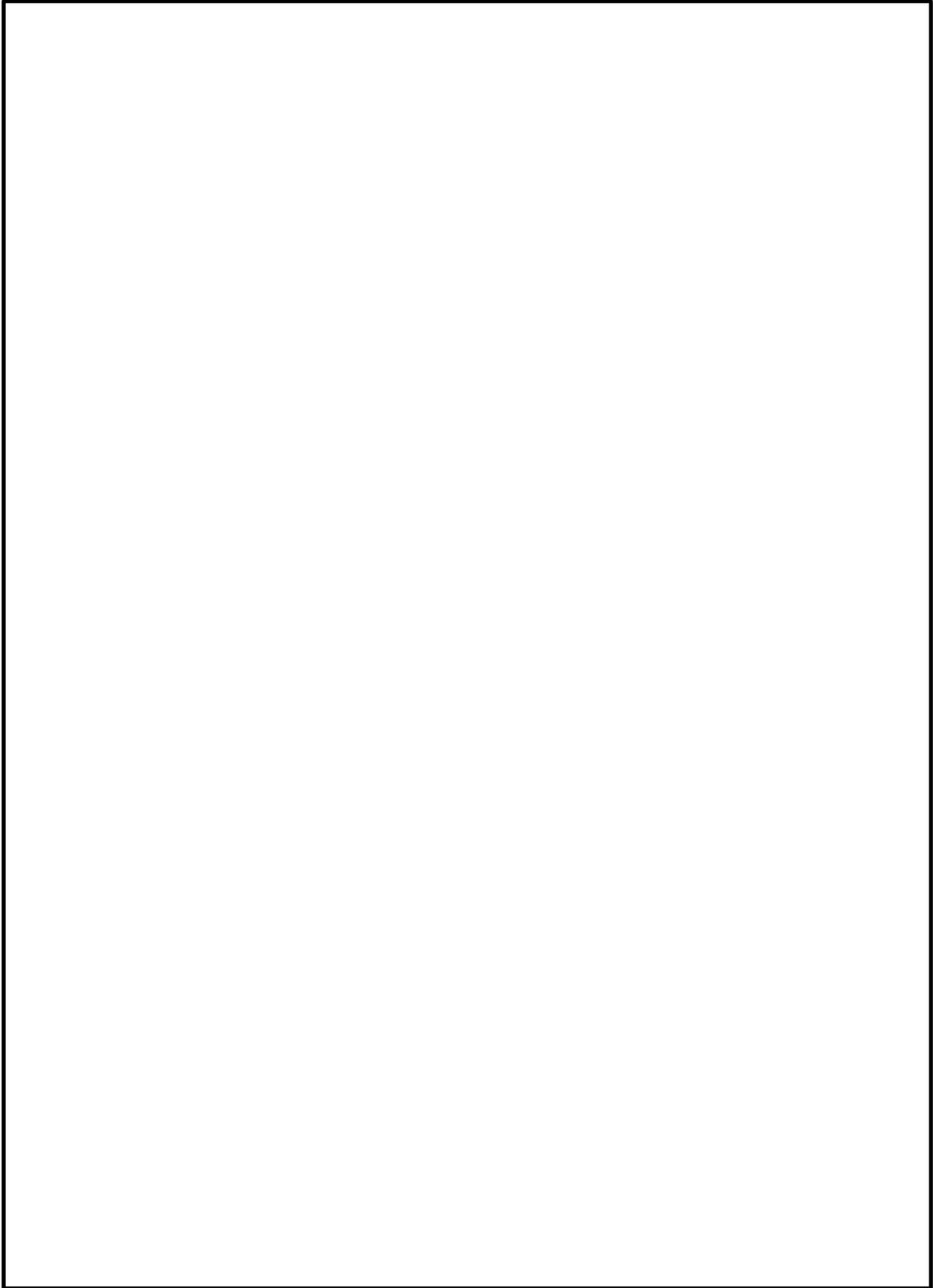


図7 逃がし安全弁の配置図

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。

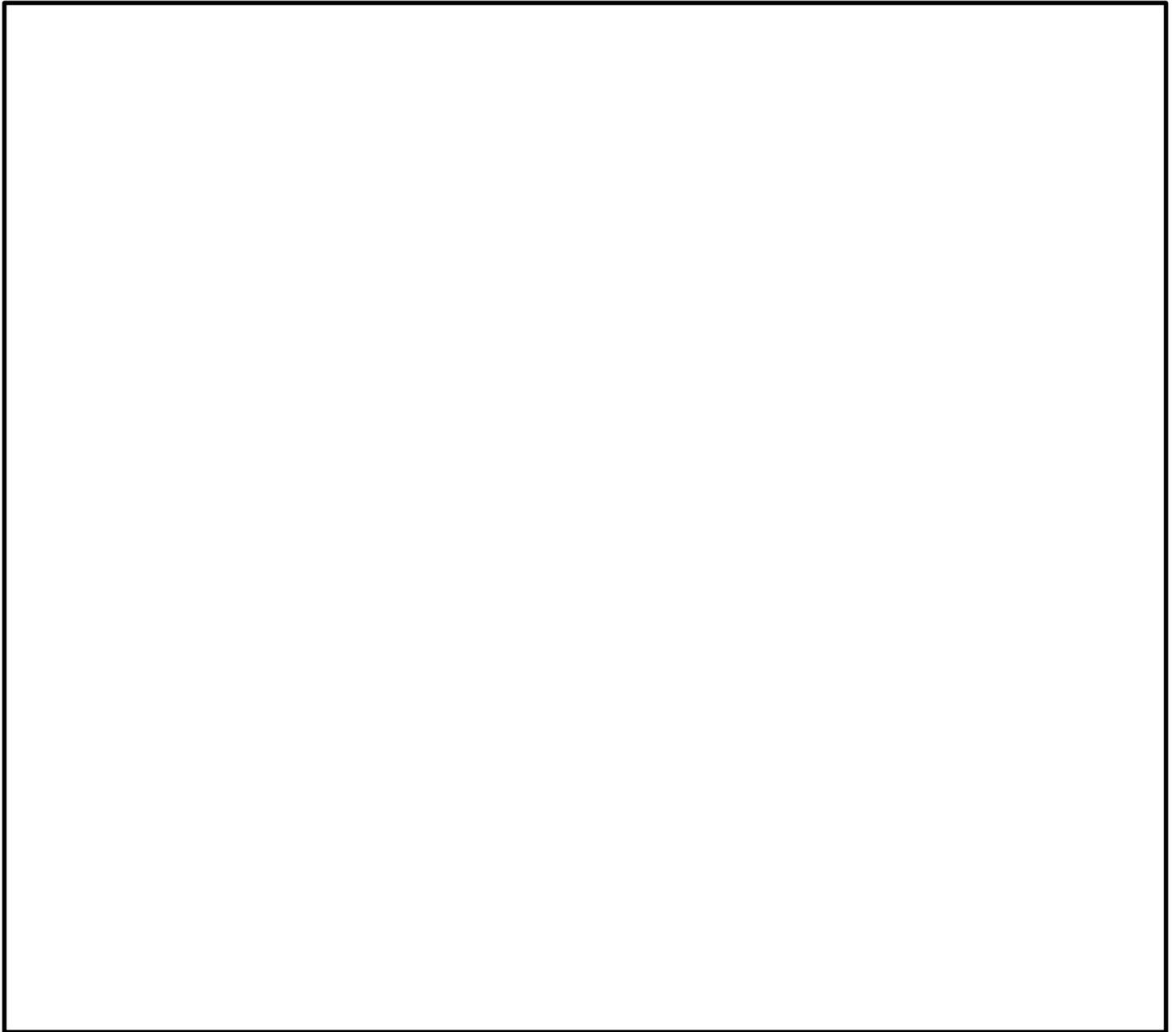


図8 可搬型代替直流電源設備の配置図

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、

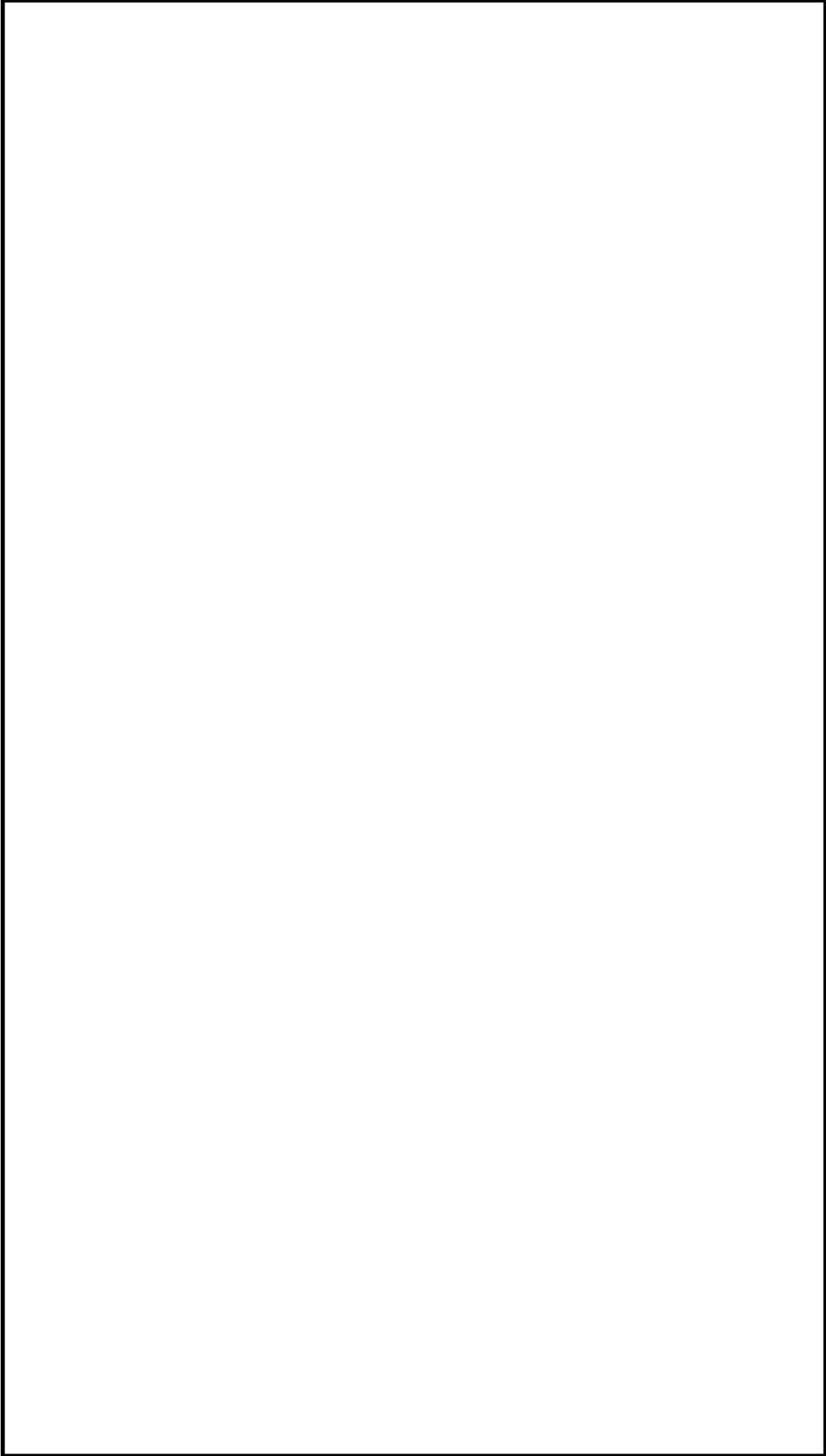


図9 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネルの配置図

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。

46-4 系統図

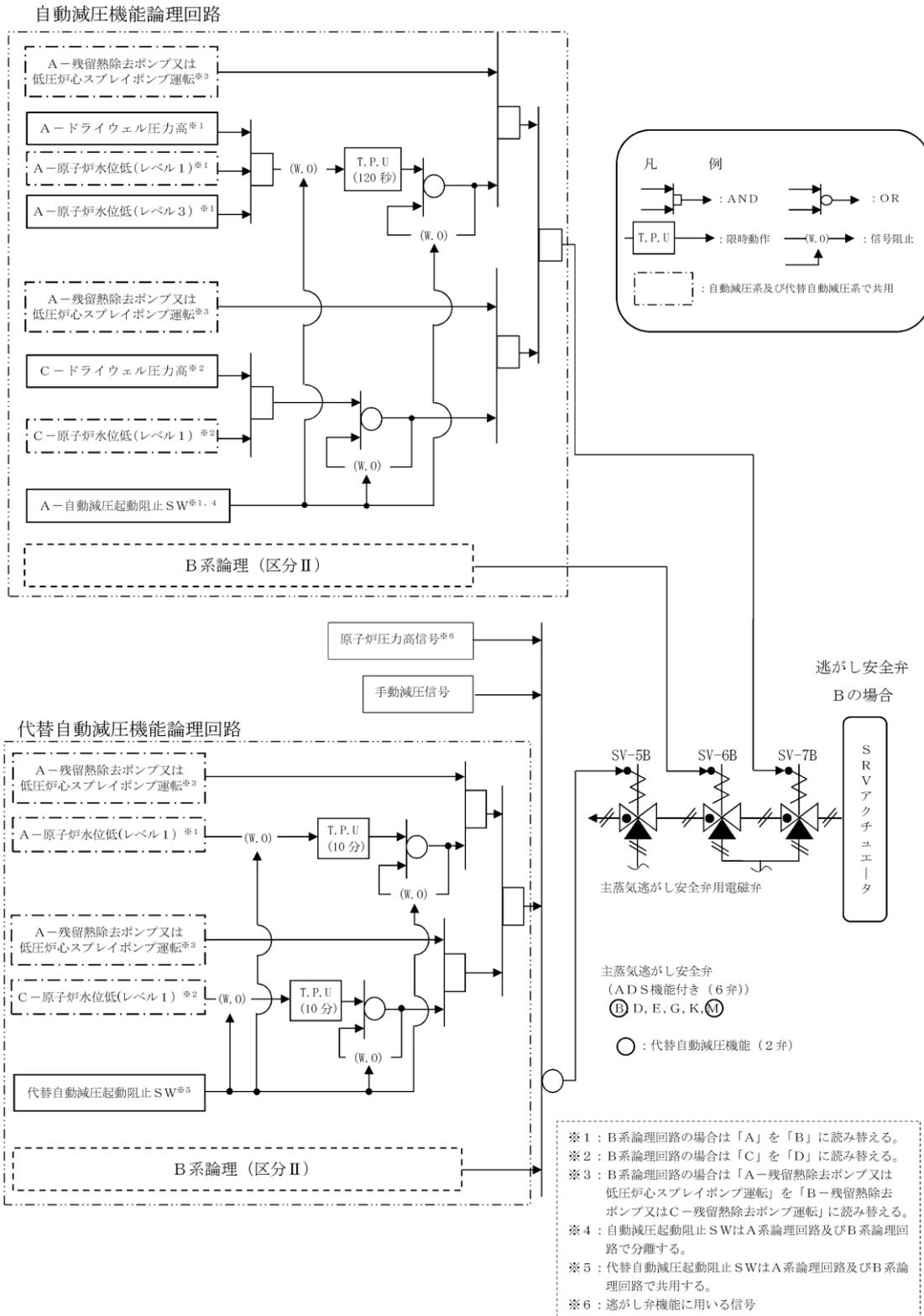


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

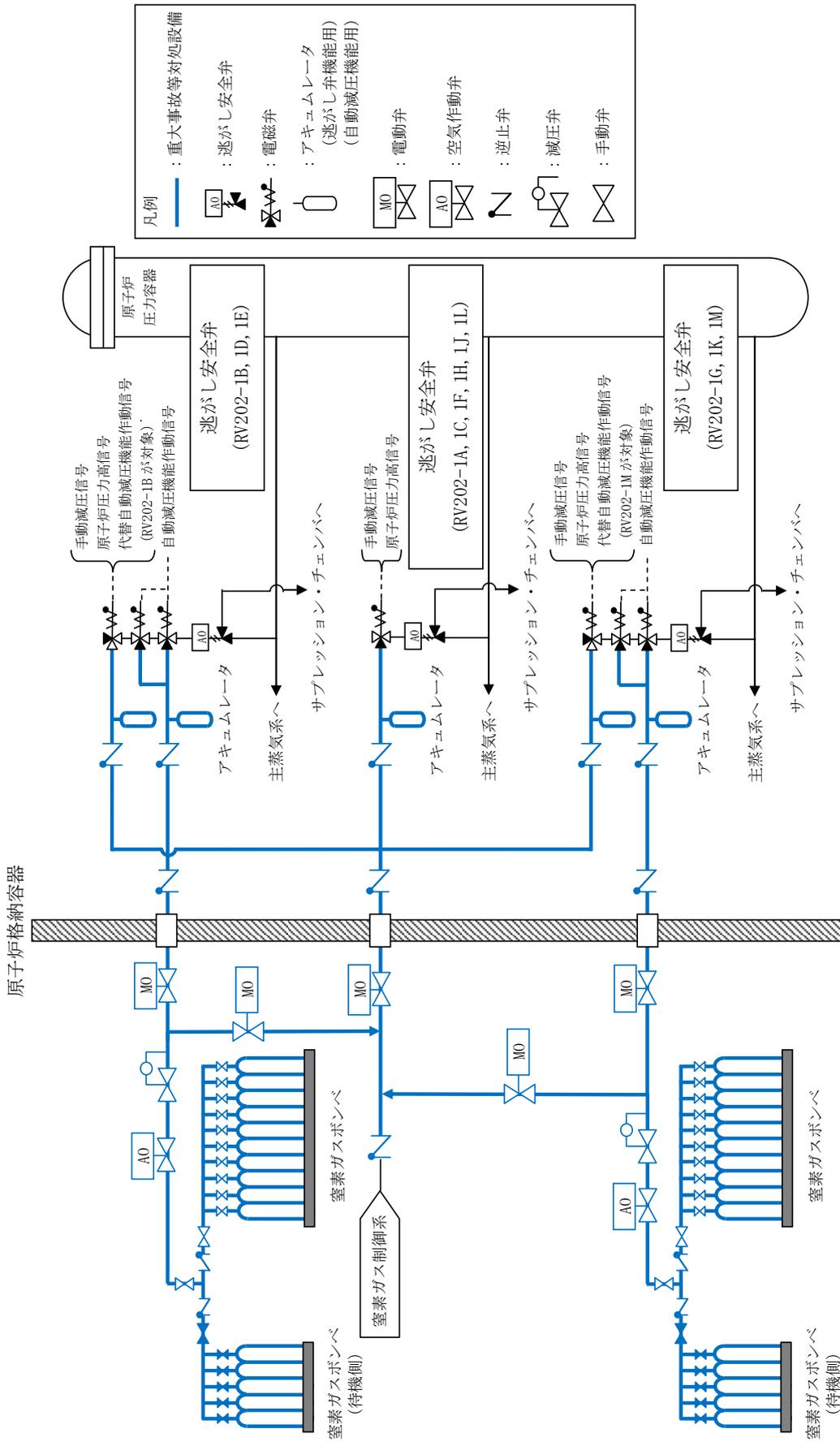


図2 逃がし安全弁室素ガス供給系 系統概要図

操作対象弁リスト

表 1 2号機操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
A-ADS窒素ガスボンベ出口弁（待機側）	V227-1A-11~15	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
B-ADS窒素ガスボンベ出口弁（待機側）	V227-1B-11~15	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
A-ADS窒素ガスボンベ供給元弁（待機側）	V227-11A	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
B-ADS窒素ガスボンベ供給元弁（待機側）	V227-11B	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外

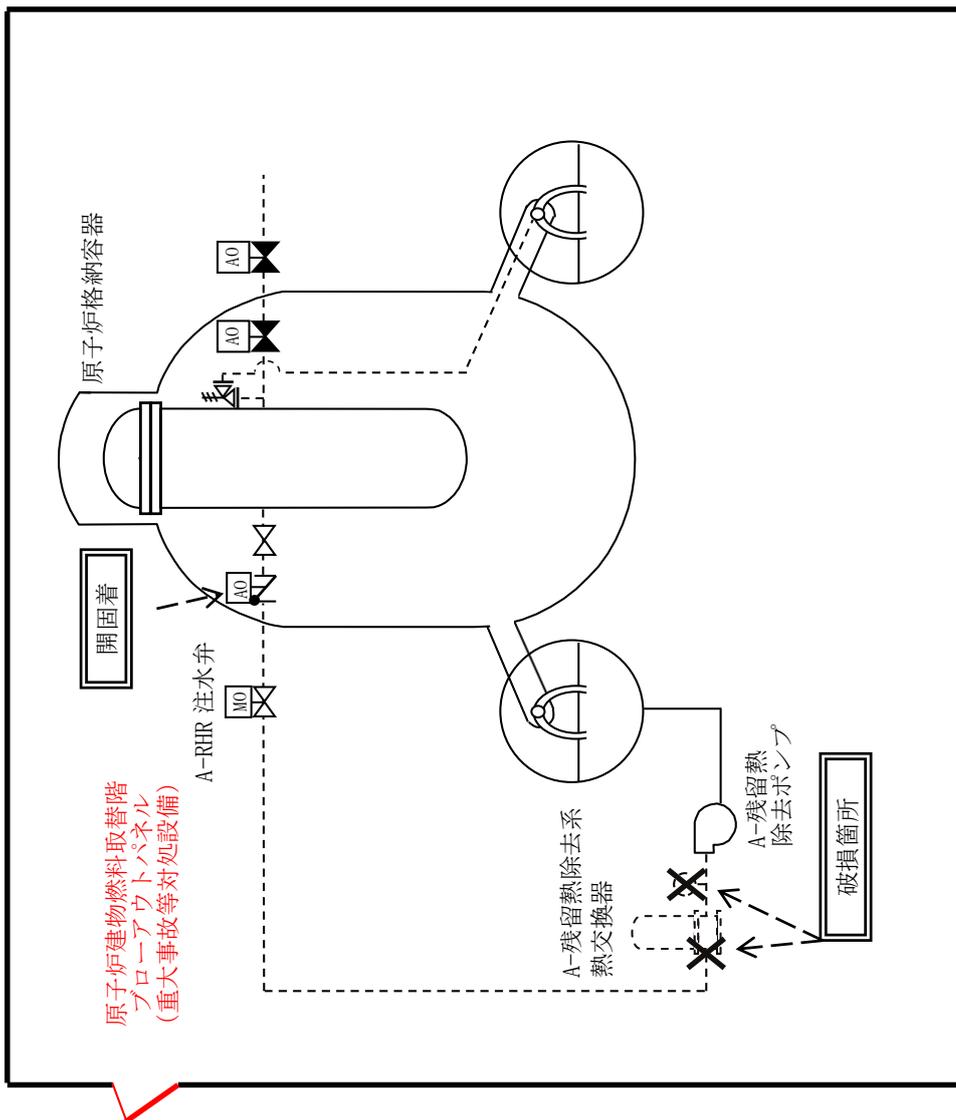


図3 原子炉建物燃料取替段階でアウトパネルの概略系統図（インターフェイスシステム LOCA 発生時）

46-5 試験及び検査

島根原子力発電所2号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
主蒸気系	主蒸気系一式	高	外觀点検 機能・性能試験	10C	構造健全性検査	
	自動減圧系一式	高	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査 自動減圧系機能検査	
	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	I-主蒸気速がし安全弁 RV202-1I	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査		
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査		
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外觀点検 漏えい試験	10C	原子炉冷却系統設備検査		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外觀点検 漏えい試験	10C	原子炉冷却系統設備検査		

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書
(第1次改正)

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：S 2 - 1 7 - II - 8

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設備名：原子炉冷却系統設備
検査名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：S2-17-II-6

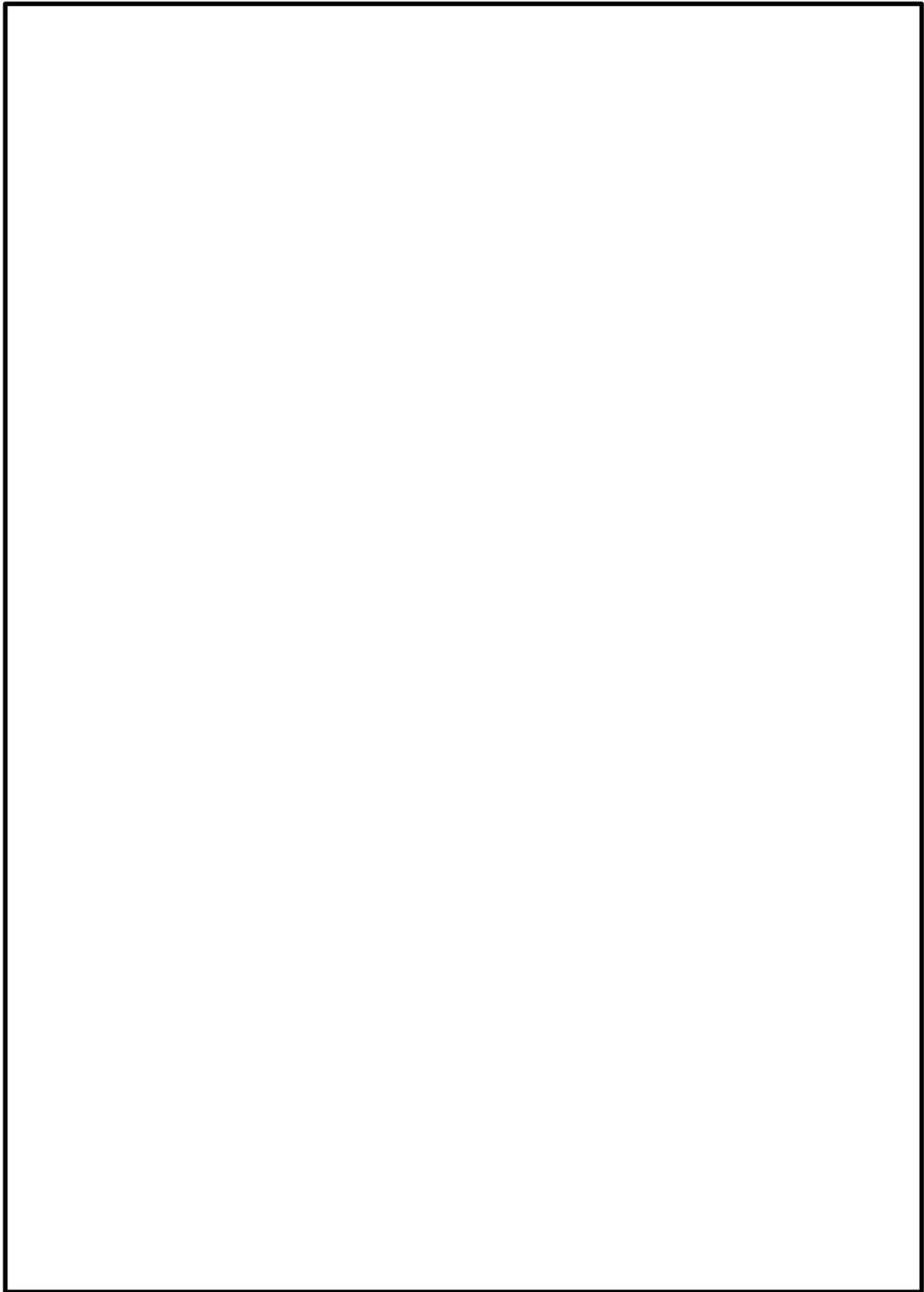


図1 逃がし安全弁構造図

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。

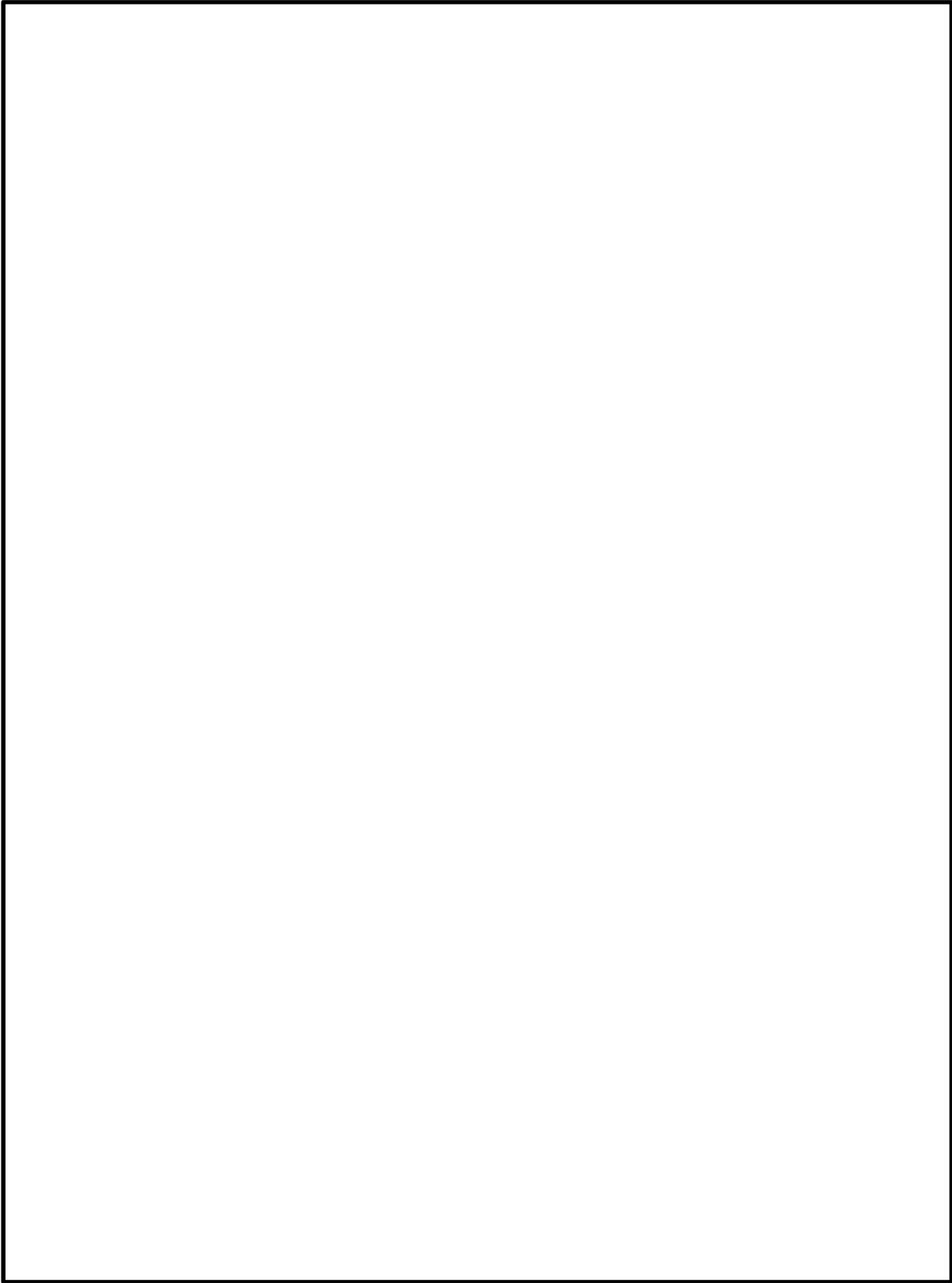


図2 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

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。

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
主蒸気系一式	主蒸気系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	
自動減圧系一式	自動減圧系一式	高	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル定期事業者検査要領書

設備名 : 原子炉冷却系統設備
検査名 : 自動減圧系機能検査
要領書番号 : S2-17-I-2

代替自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

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

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

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

12条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験を実施する。
8—1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験または検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えたシステム及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8—2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない。
8—3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験または検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

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

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

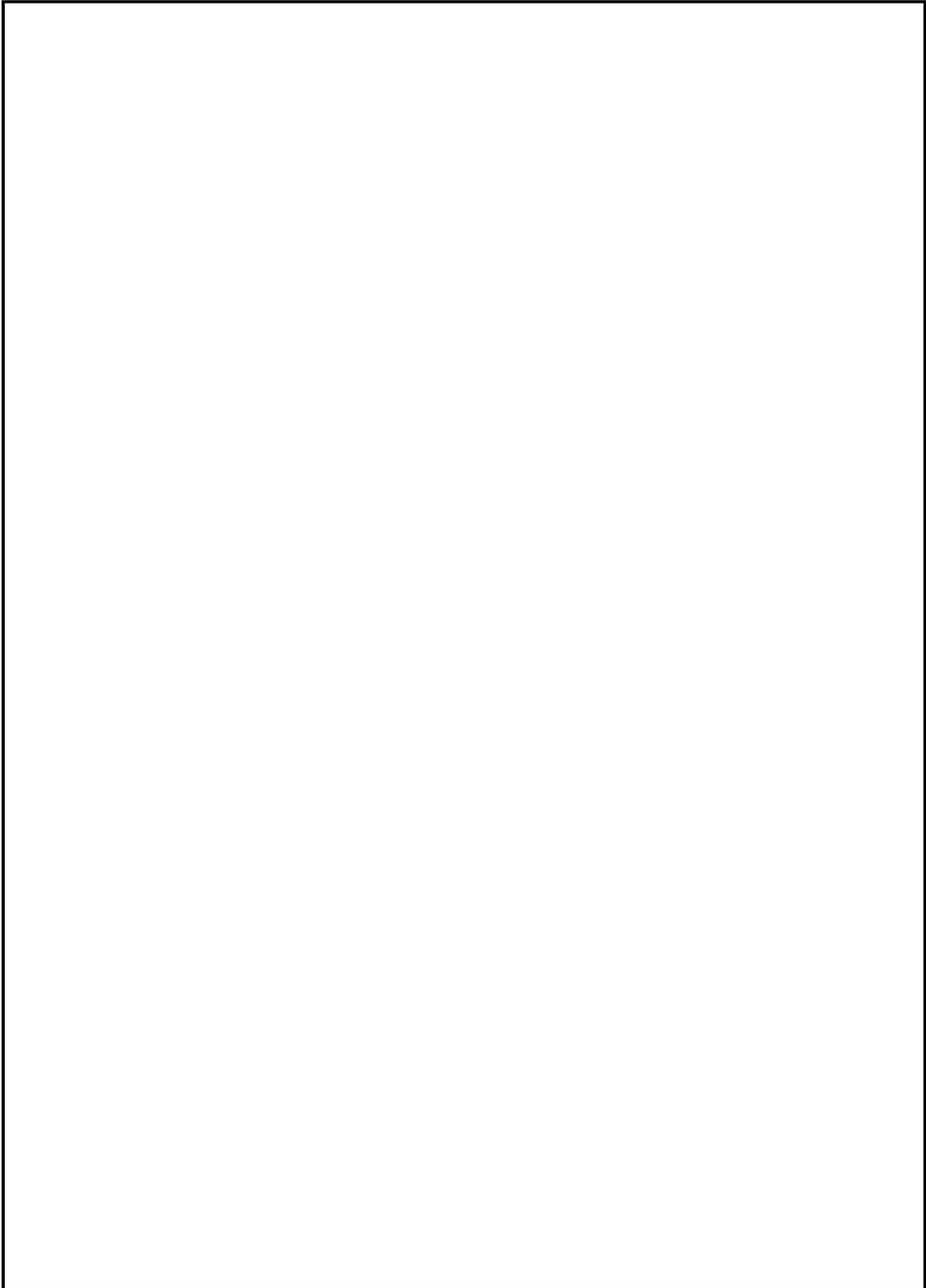


図4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）構造図

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。

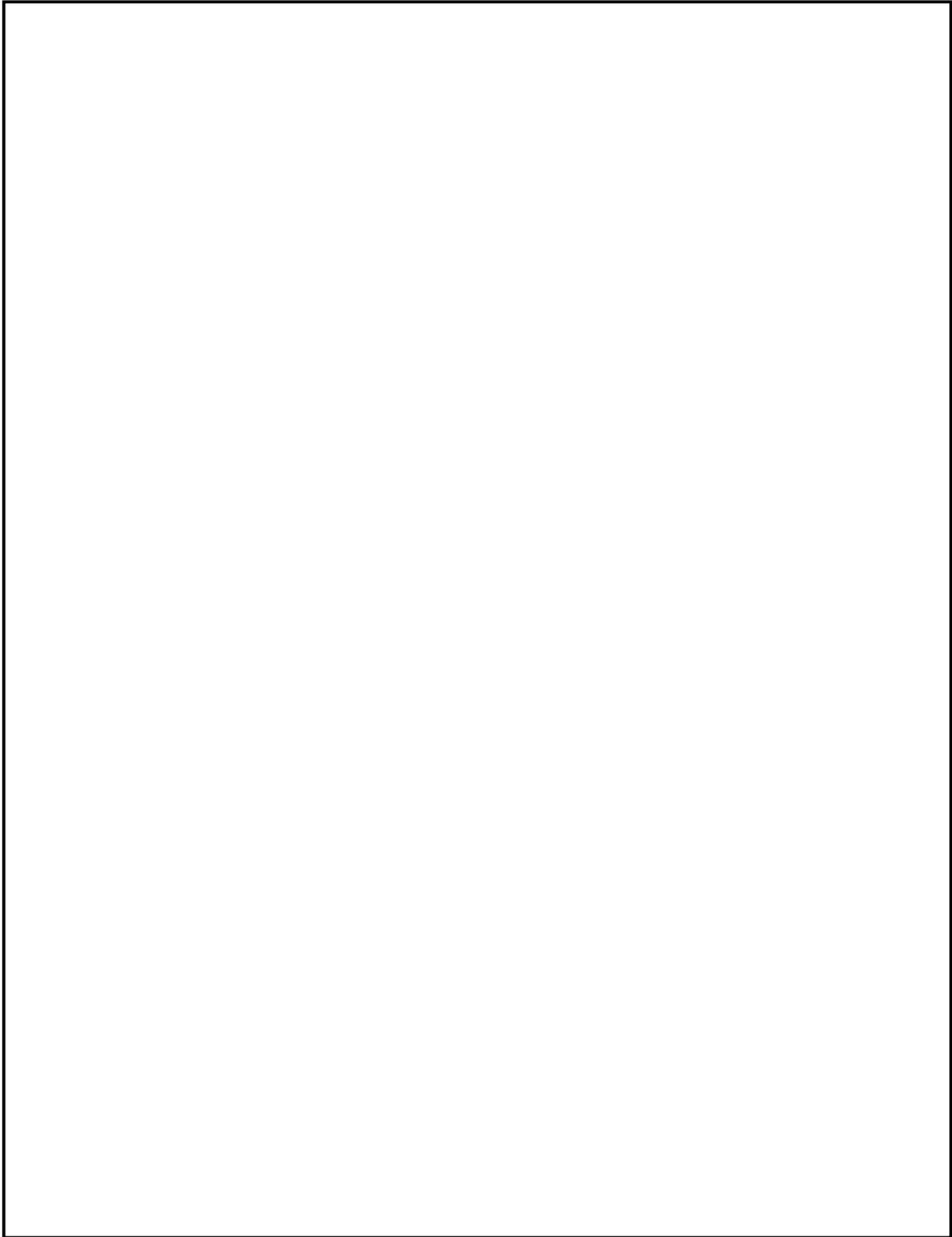


図5 高圧窒素ガスボンベ構造図

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、

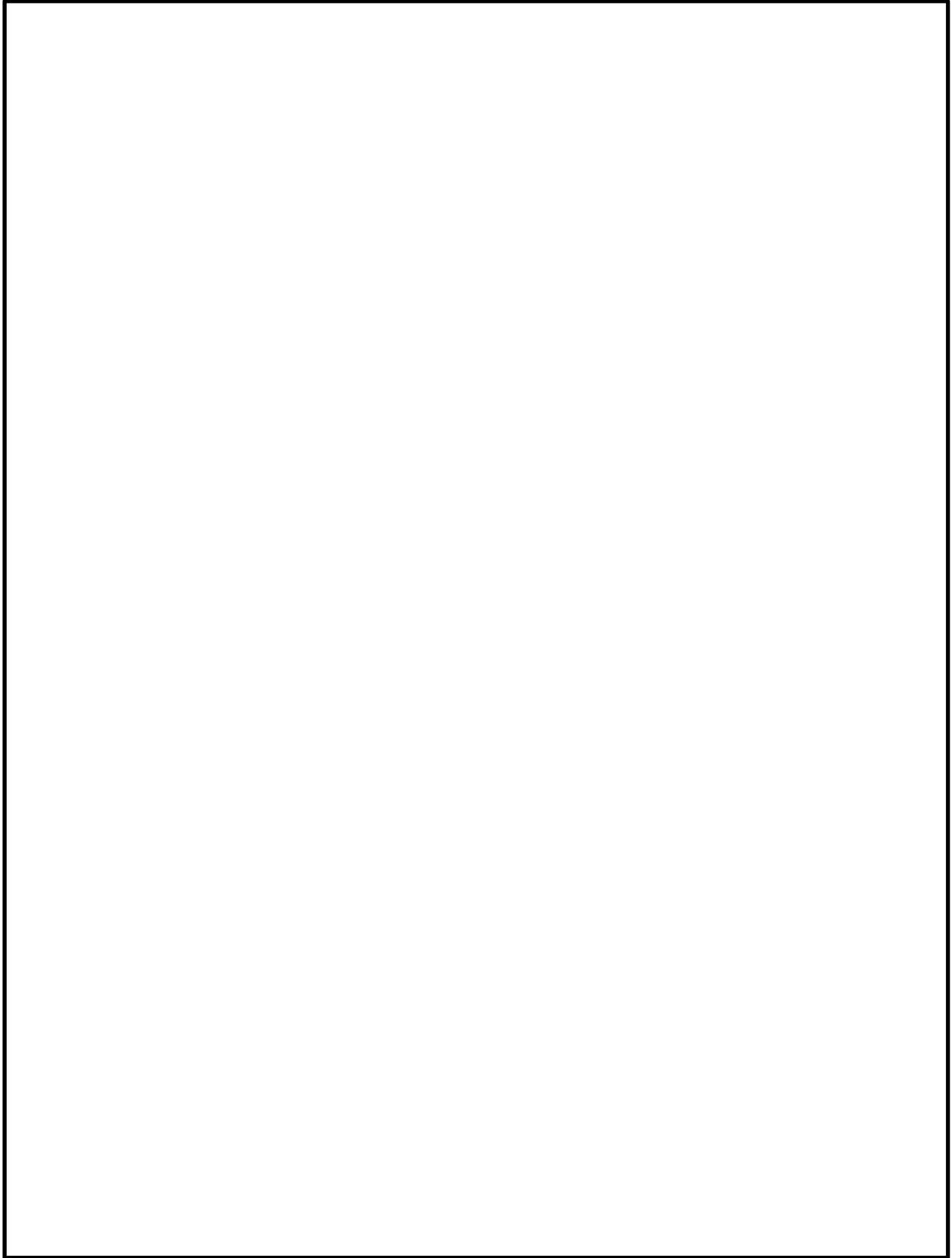


図6 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの試験および検査

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。

46-6 容量設定根拠

名 称	逃がし安全弁	
吹 出 し 量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

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

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

・逃がし弁機能

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

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出し量 (t/h/個)
逃がし弁機能	2	367
	3	370
	3	373
	4	377

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

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

名 称	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	
容 量	L/個	<input type="text"/> (注1) (15 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.77
最 高 使 用 温 度	℃	200
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す	

【設 定 根 拠】

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

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

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

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

$$V_a = V_{a1} + V_{a2}$$

$$P_{a0} \cdot V_{a1}^k = P_{a1} \cdot V_{a1}^k \quad \therefore V_{a1} = (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a$$

$$P_{a0} \cdot V_{a2}^k = P_c \cdot V_c^k \quad \therefore V_{a2} = (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c$$

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.528} \left(0.528: \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1} \right)^{\frac{K}{K-1}} \right)$$

V_a : アキュムレータ容量(L)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量(L) =

K : 断熱指数 = 1.4

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

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力(MPa [abs]) = 1.258

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

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}}{1 - \left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}} \times 10 = \text{} = \text{} \text{L}$$

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

2. 最高使用圧力

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

3. 最高使用温度

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の限界温度に合わせて 200℃ とする。

名称	原子炉水位低（レベル1）
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉水位（レベル1）及び残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設定値	気水分離器下端※より 381cm 以下

【設定根拠】

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

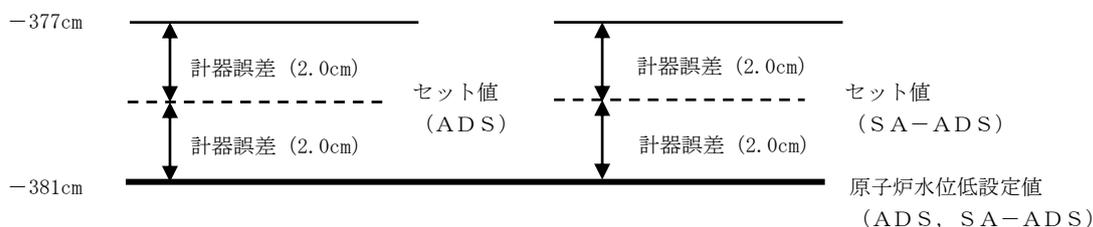
注記※：気水分離器下端レベルは、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<補足>

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

<参考>

ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの



名 称	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	
個 数	個	2（予備2）
容 量	Ah/個	約 24

【設 定 根 拠】

常設直流電源が喪失した場合，逃がし安全弁（2個）の駆動が可能なように主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の容量は，逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。

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

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_3 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率=0.8

K：放電時間，蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）=26.6

I：放電電流（A）=1.3

サフィックス 1, 2, 3, …, n：放電電流の変化の順に付番による。

$$C = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [26.6 \times 1.3] = 44Ah$$

以上より，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，2台分を必要容量(48Ah=24Ah×2台)とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを1セット2個使用する。保有数は1セット2個に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット2個を分散して保管する。

名 称	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	
容 量	ℓ/個	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15

【設 定 根 拠】

窒素ガスボンベは可搬型重大事故等対処設備として設置する。

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

1. 容量

窒素ガスボンベの容量は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量および逃がし安全弁を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。

(1) 窒素ガス消費量

a. 逃がし弁機能を動作するための消費量 : m³[normal]

$$\begin{aligned}
 Q1 &= Q \text{ [m}^3\text{[normal]/回]} \times A \text{ [回]} \\
 &= \text{ [m}^3\text{[normal]/回]} \times \text{ [回]} \\
 &= \text{} \div \text{ m}^3\text{[normal]}
 \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁6弁を7日間開保持するための消費量 : m³[normal]

$$\begin{aligned}
 Q2 &= \lambda \text{ [L/min/個]} \times D \text{ [day]} \times 24 \text{ [hr]} \times 60 \text{ [min]} \times N \text{ [個]} \\
 &= \text{} \times 7 \times 24 \times 60 \times 6 \\
 &= \text{} \div \text{ m}^3\text{[normal]}
 \end{aligned}$$

ここで、各設計値は下記のとおりとなる。

Q : 1回あたりの標準状態における窒素ガス消費量 = m³[normal]/回]

A : 最も作動回数が多い全交流動力電源喪失シナリオにおける

SRV 作動回数 = [回]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 = [L/min/個]

D : 開保持期間 (7日間) = 7 [day]

本資料のうち、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) 窒素ガスポンベによる供給量

m1 : 逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

m2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

Q1 : 逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

Q2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

P1 : 窒素ガスポンベ初期圧力 : 14.7 [MPa]

P2 : 窒素ガスポンベ必要圧力 : [MPa]

Pa : 大気圧 : 0.101325 [MPa]

V : ポンベ容量 : 46.7 [L/個]

a. 原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m1 &= Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m2 &= Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

c. 必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \text{} + \text{} = \text{} \div 15 [\text{個}]$$

以上より、必要ポンベ個数は 15 個（約 47 L/個）である。この 15 個に加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。

本設備は、最大で 5 個同時に保守点検を実施する運用としたうえで、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、5 個以上を確保する。

以上から、合計で 20 個以上を確保することとし、余裕を見て 30 個保有する。

3. 最高使用圧力

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

本資料のうち、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	窒素ガス供給設備	
供給圧力	MPa	<input type="text"/> 以上

【設 定 根 拠】

窒素ガス供給設備は、常用重大事故対処設備として設置する。

窒素ガス供給系は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁を問題無く作動させることを考慮し、供給圧力をMPa 以上とする。

1. 逃がし安全弁の開動作条件

逃がし安全弁の開条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$$

ここに、

F_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備によるピストン押上げ力

$$F_N = P_N \times S_2$$

P_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備圧力

S_2 ：ピストン受圧面積 [mm²]

F_R ：原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \text{} \text{ [N]}$$

※安全側の過程として原子炉圧力として大気圧を用いている

n ：レバー比

$$n = \text{}$$

F_{S2} ：シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \text{} \text{ [N]}$$

F_V ：可動部重量

$$F_V = \text{} \text{ [N]}$$

F_P ：格納容器圧力によるピストン押下げ力

$$F_P = P_p \times S_2$$

P_p ：格納容器圧力(0.853[MPa])を想定する)

F_{S1} ：弁本体のスプリング荷重

$$F_{S1} = \text{} \text{ [N]}$$

F_F ：ピストンOリング摩擦力

$$F_F = \text{} \text{ [N]}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁の開条件が成立する。

したがって、逃がし安全弁窒素ガス供給設備が \square [MPa] 以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、逃がし安全弁は開可能である。

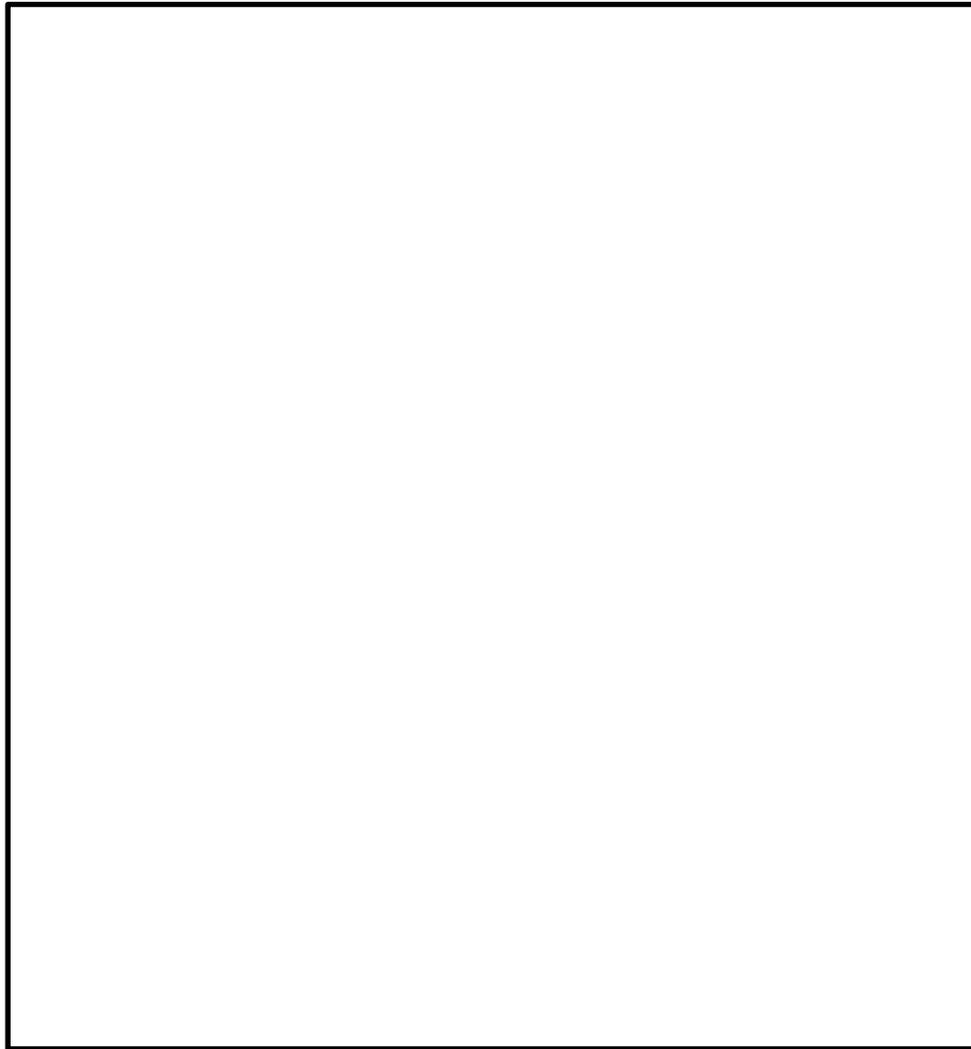


図1 逃がし安全弁 機構概要図

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。

46-7 接続図

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。

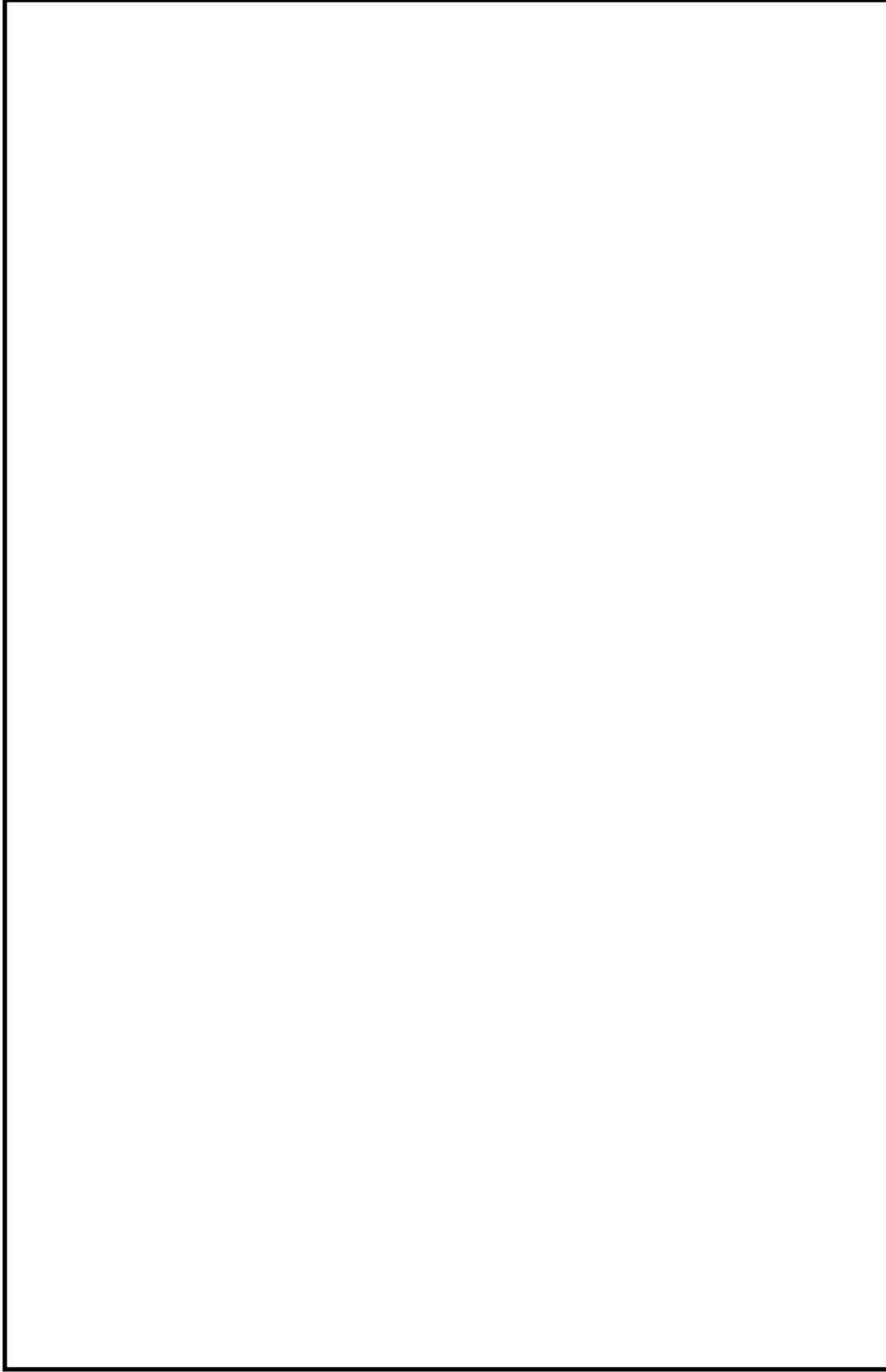


図1 接続図（主蒸気逃がし安全弁蓄電池）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

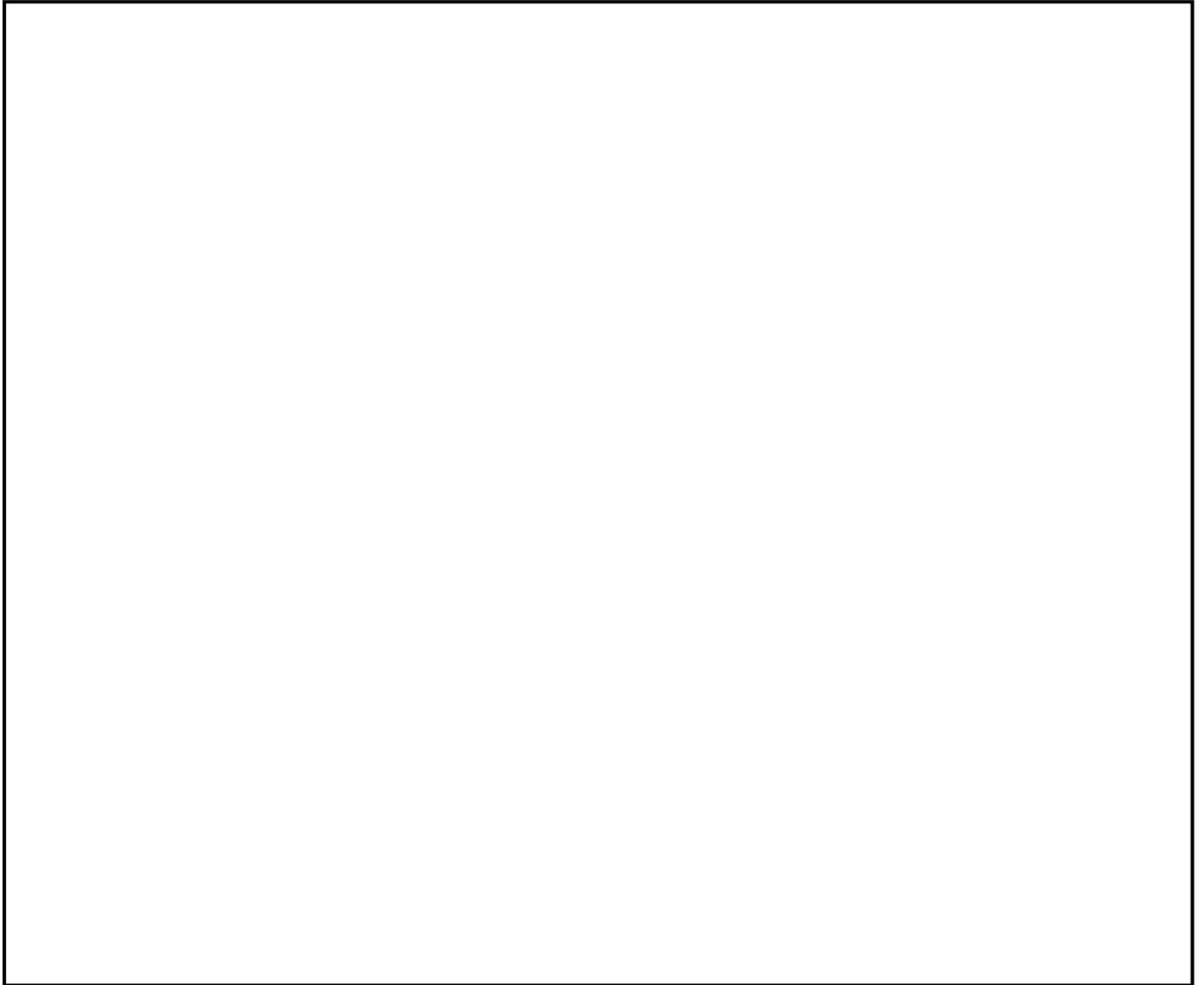


図2 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスボンベ)の接続部詳細図

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。

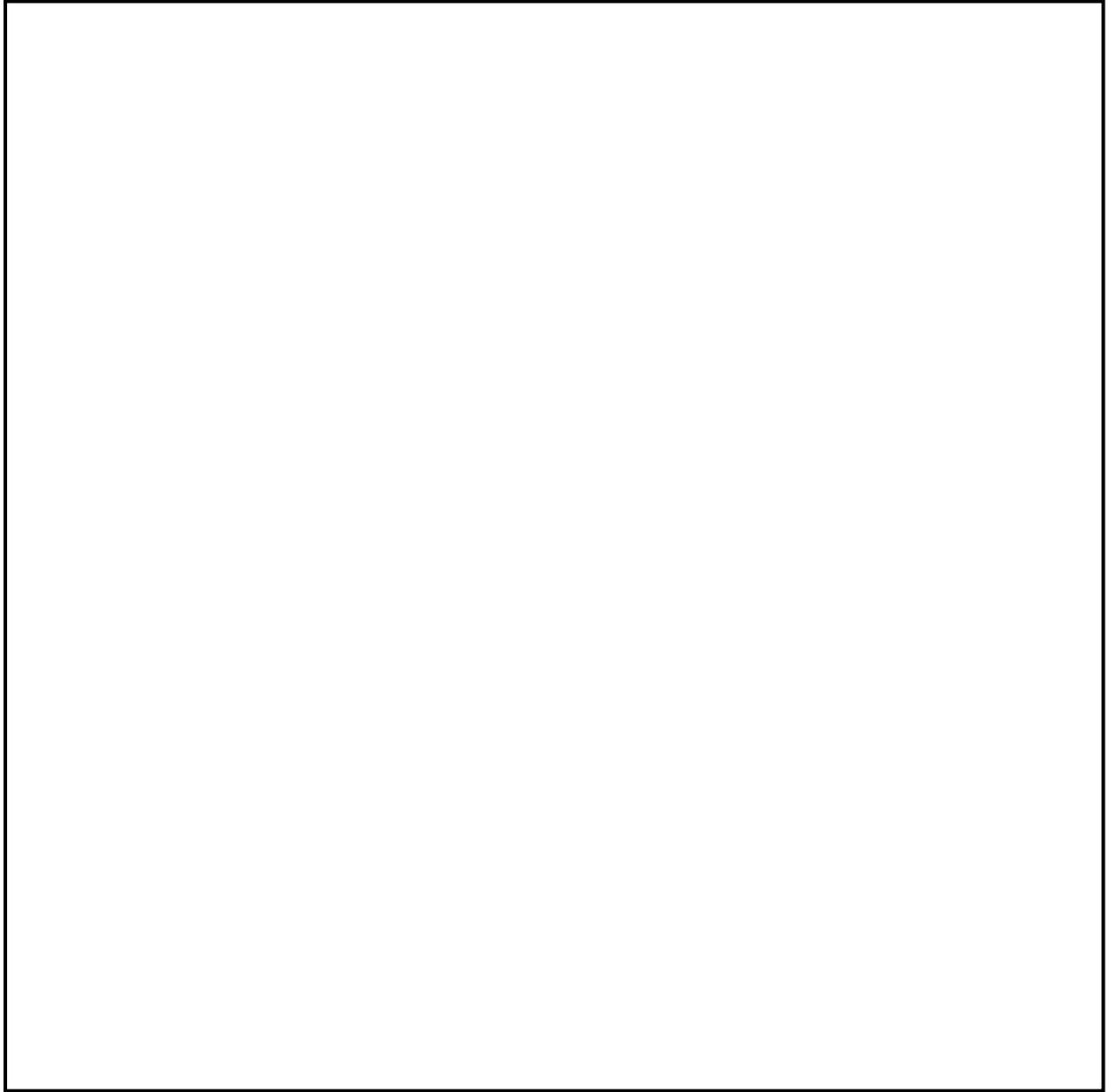


図3 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスポンプ)の接続部詳細図

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。

46-8 保管場所図

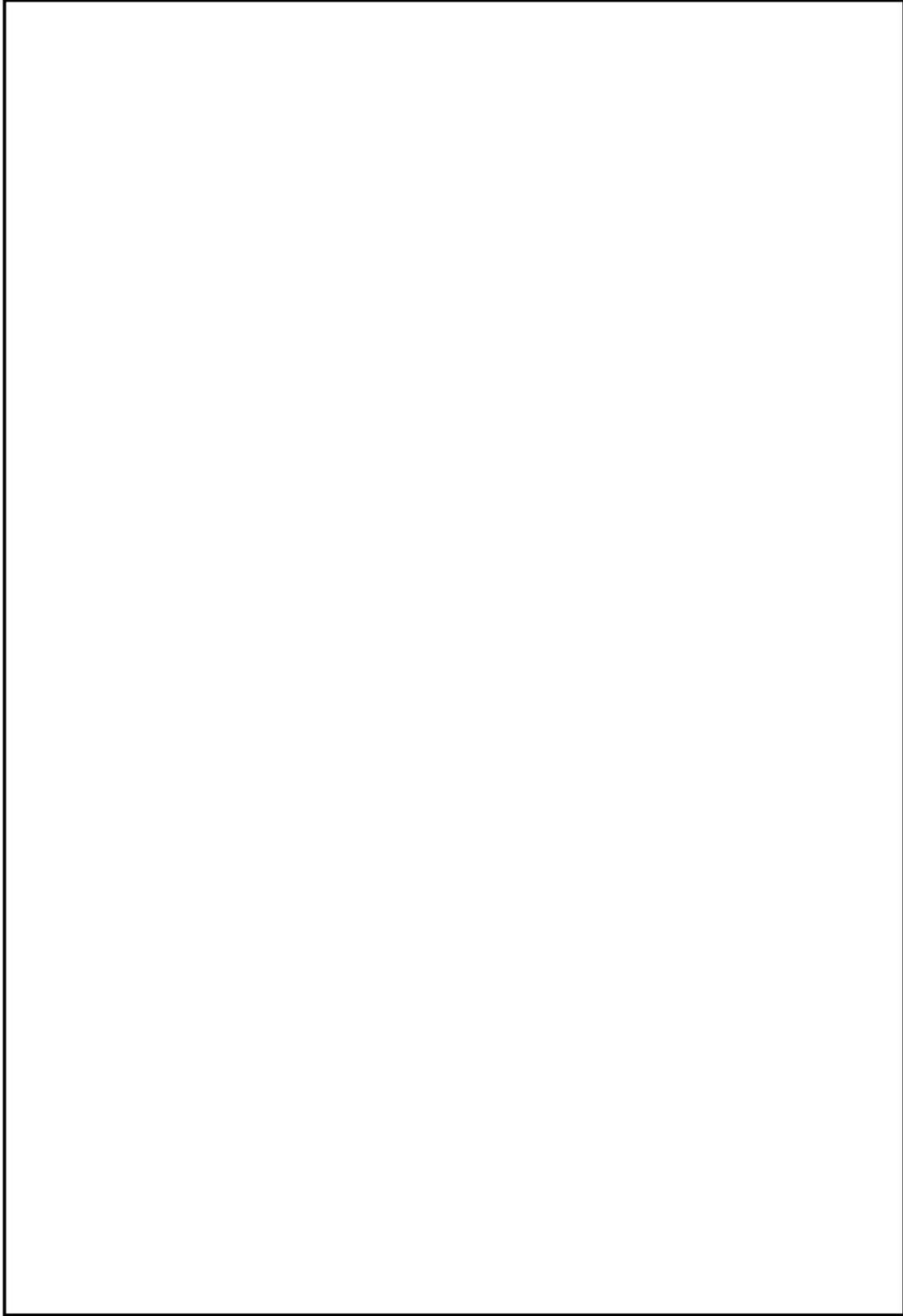


図1 窒素ガスボンベ等の配置図

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。

46-9 アクセスルート図

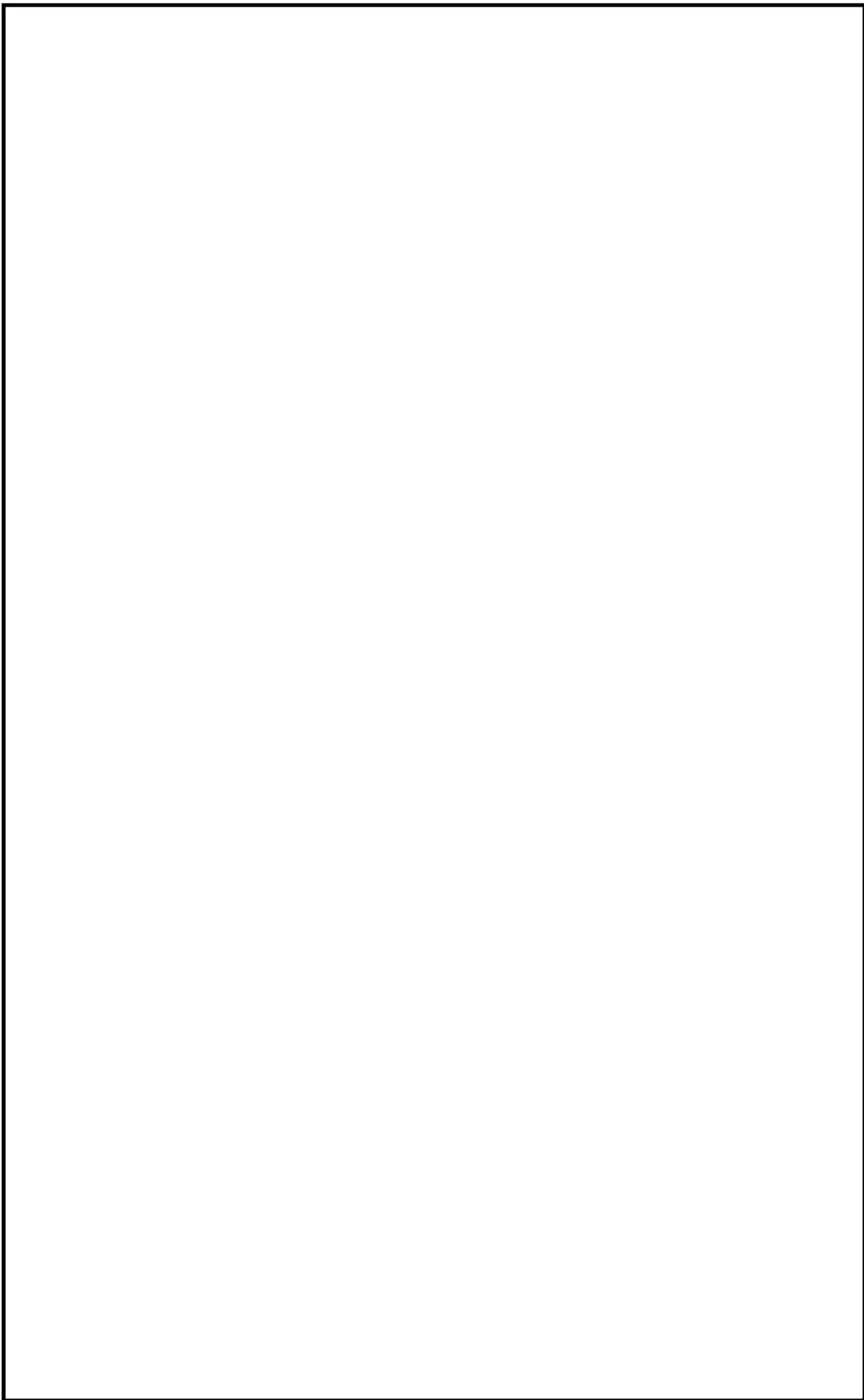


図1 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（1 / 4）

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。

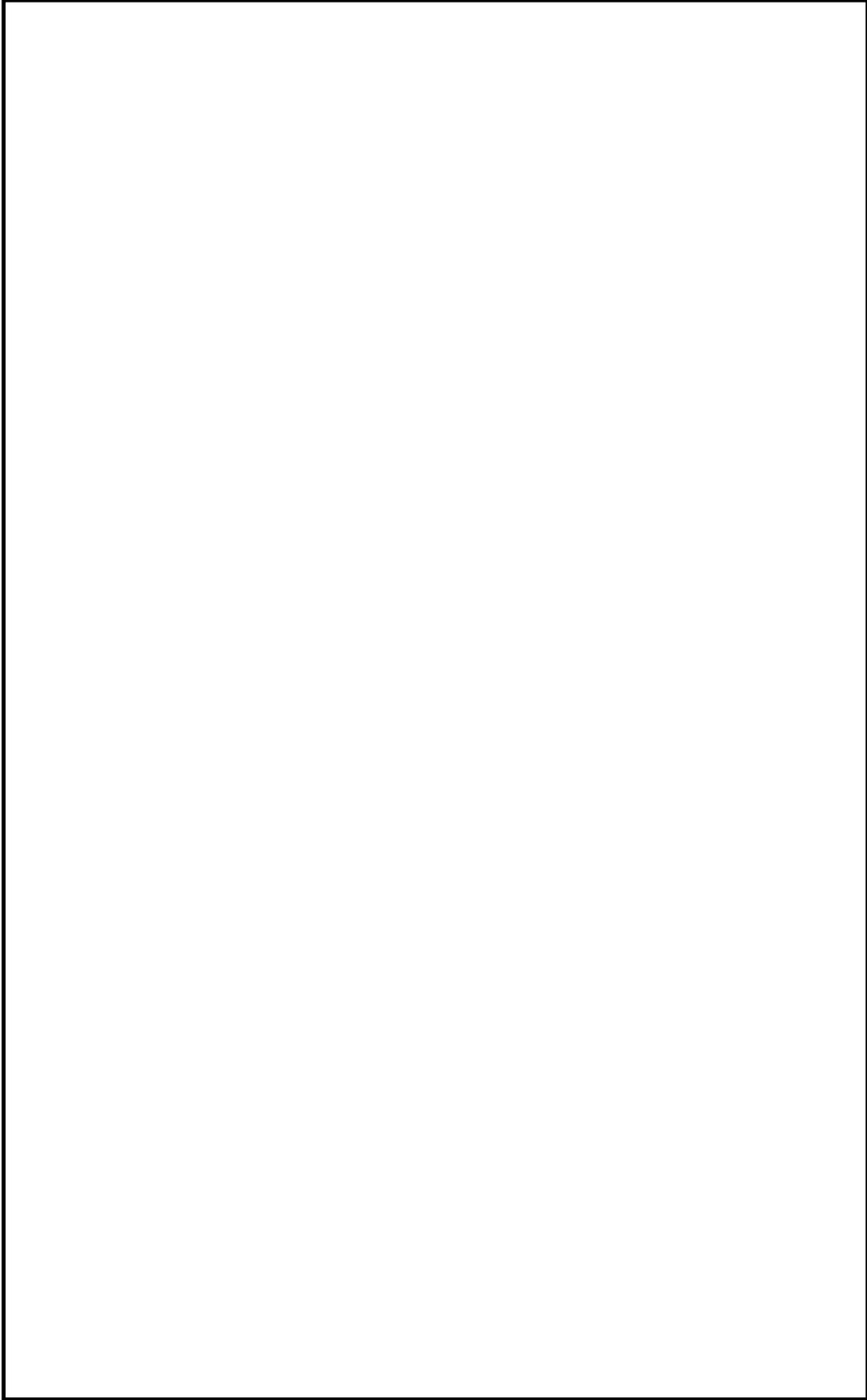


図2 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（2/4）

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。

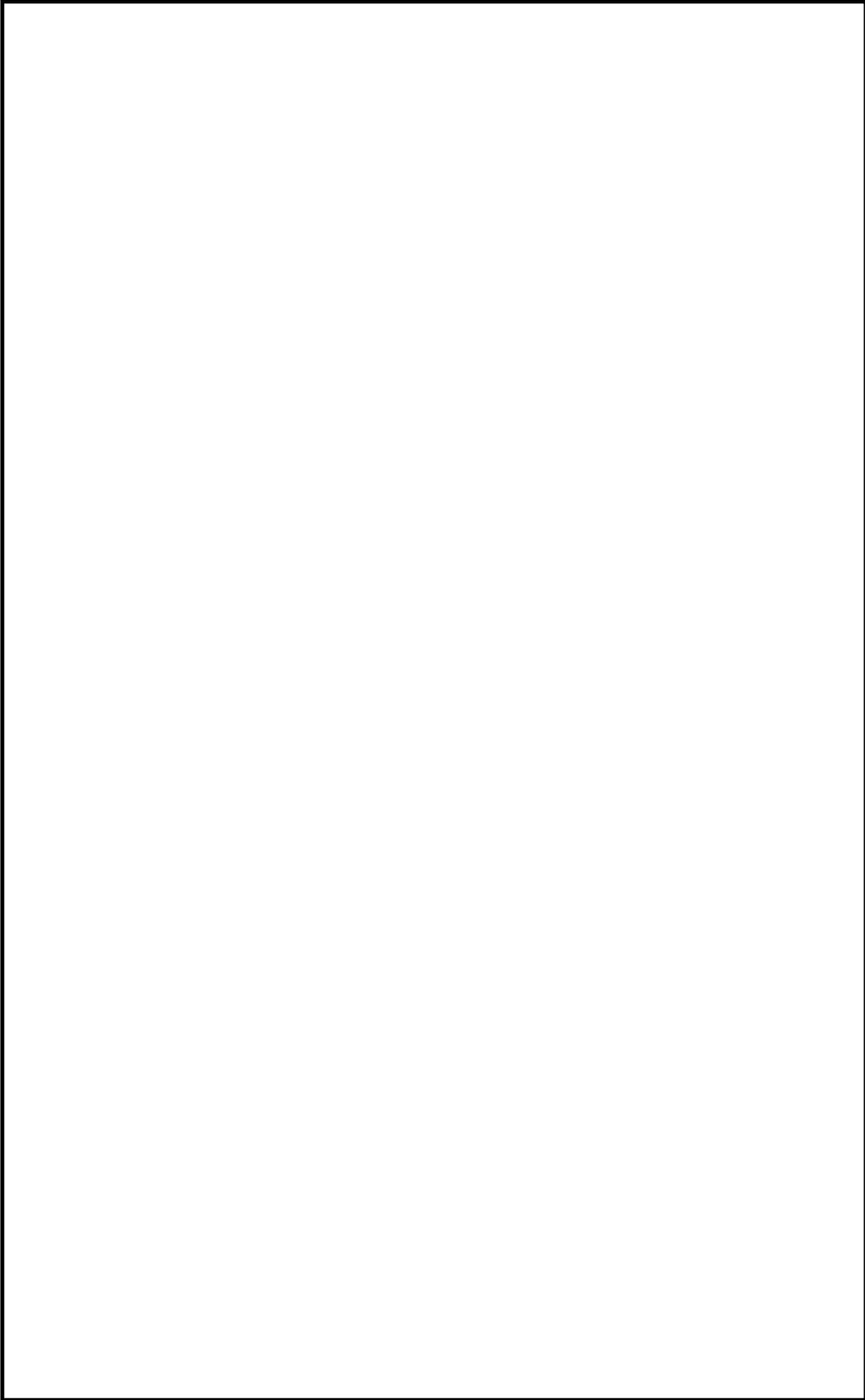


図3 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（3／4）

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。

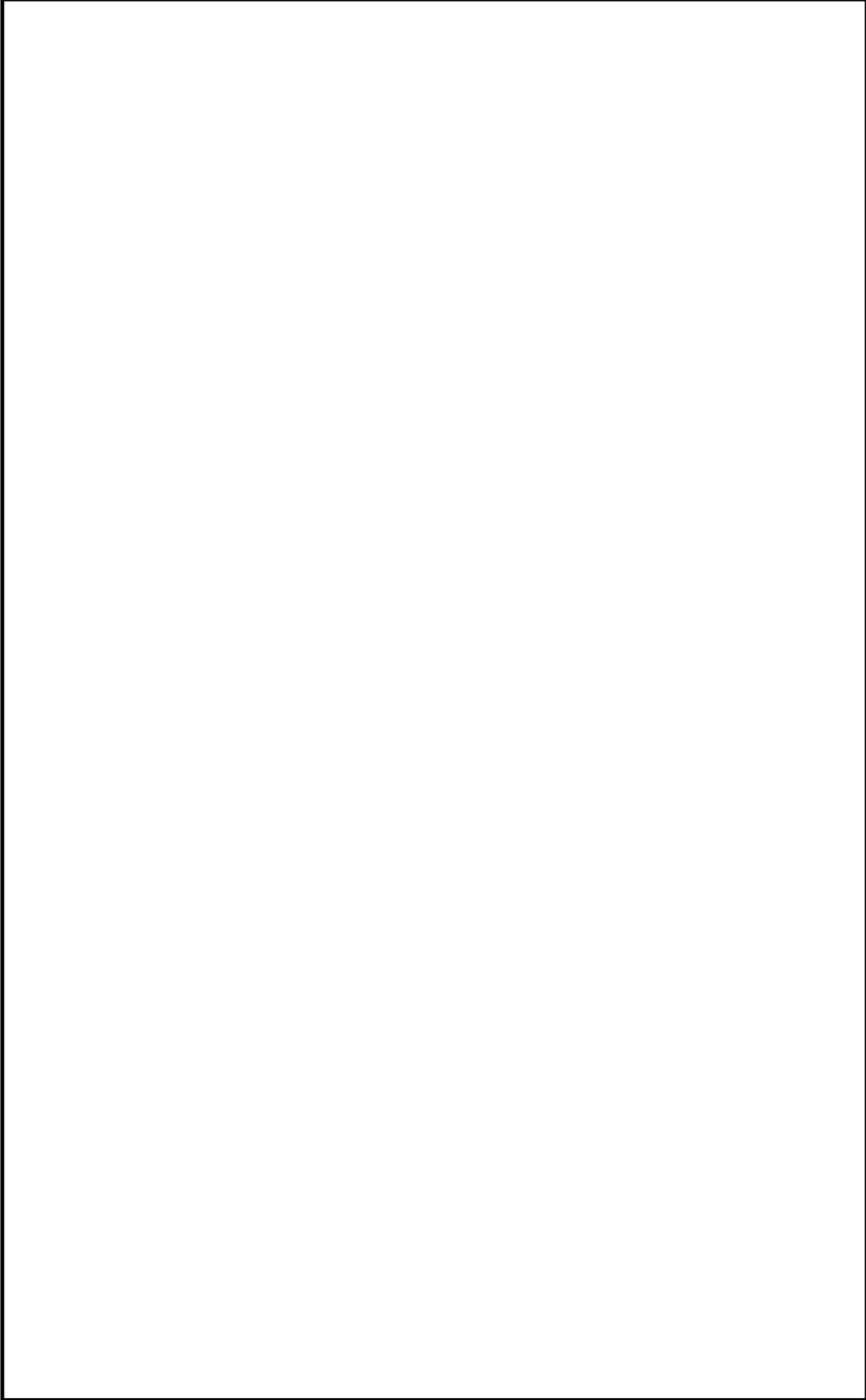


図4 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（4／4）

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。

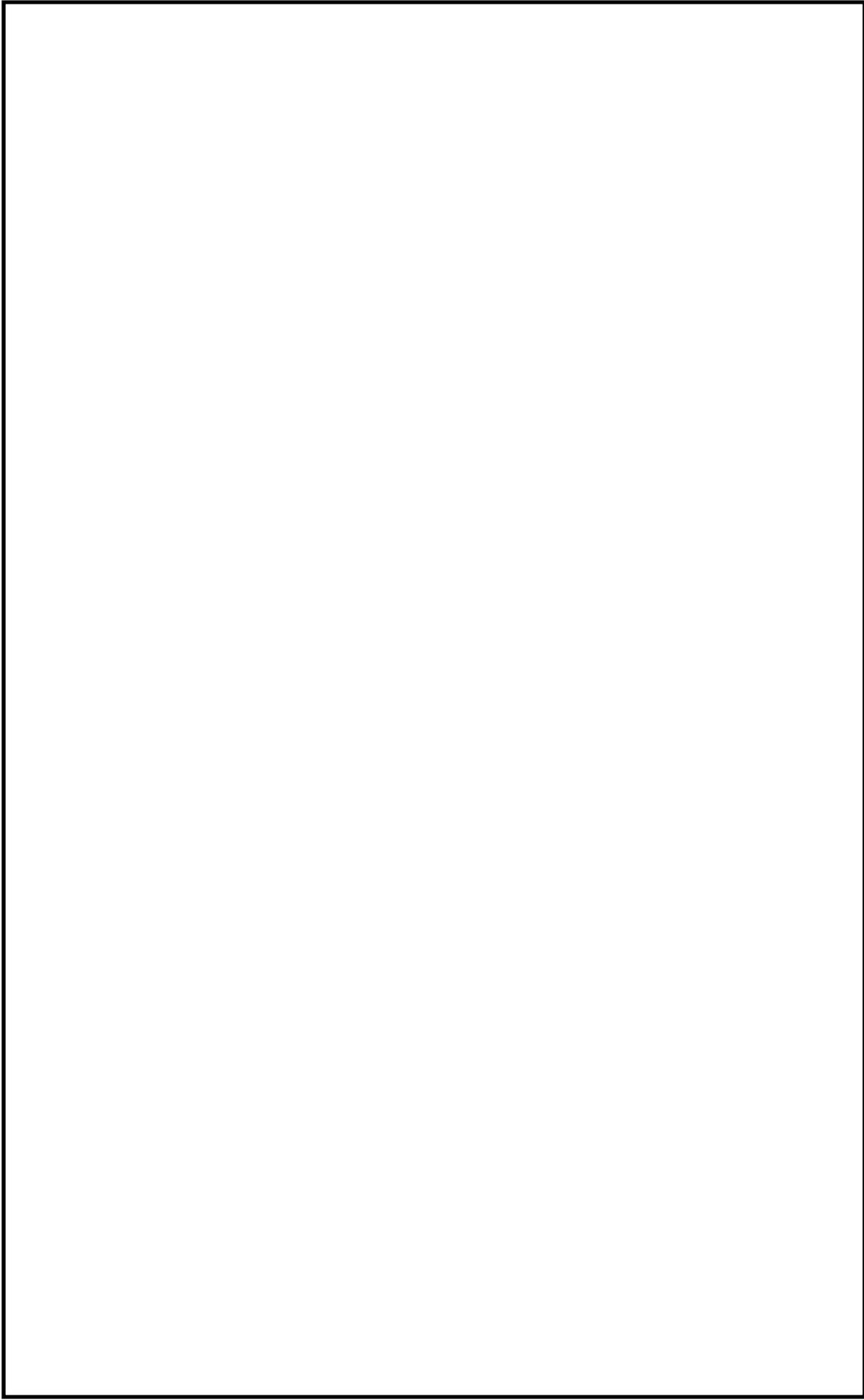


図5 屋内アクセスルーター（窒素ガスボンベ） ルート図（1 / 4）

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。

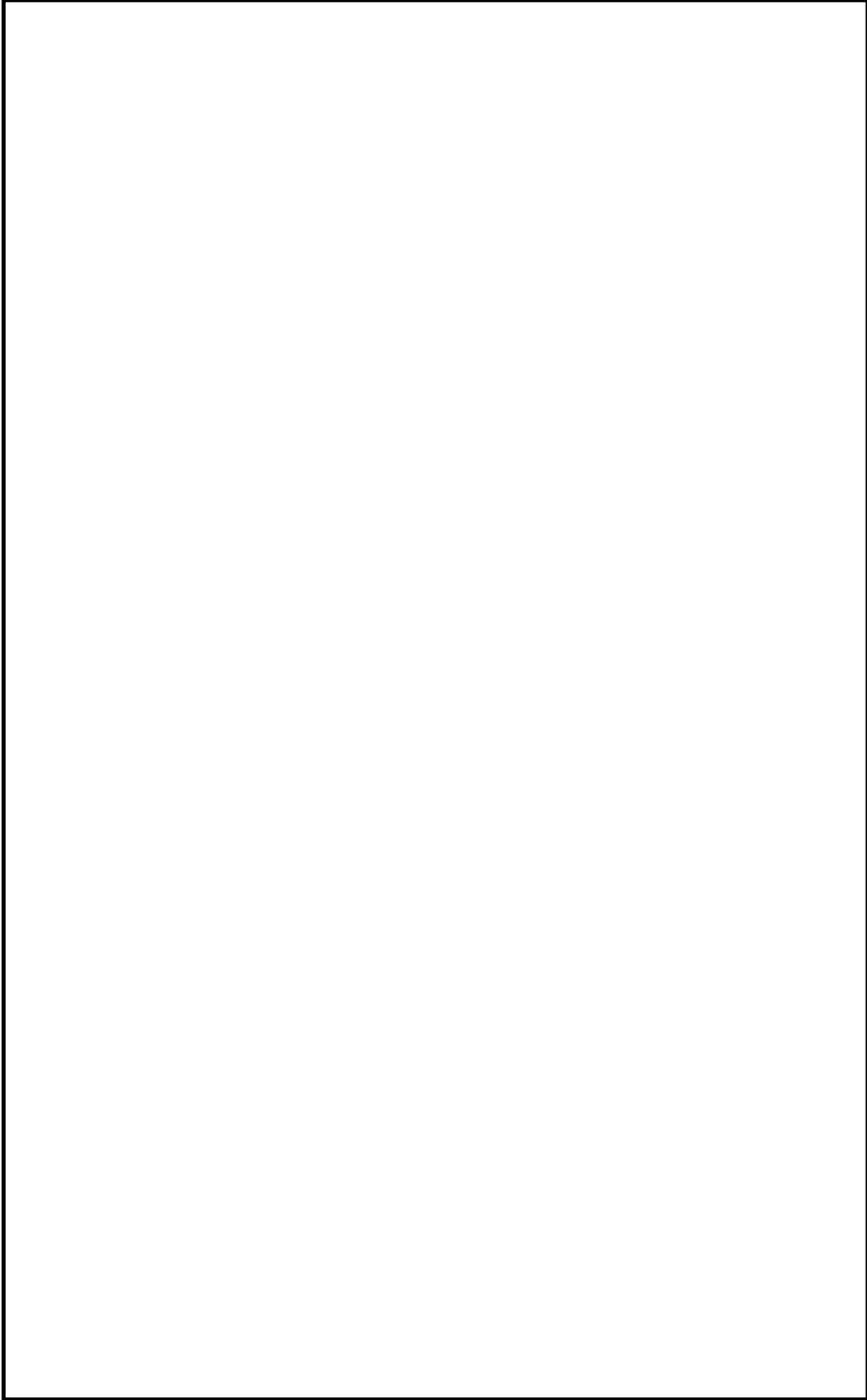


図6 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (2/4)

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。

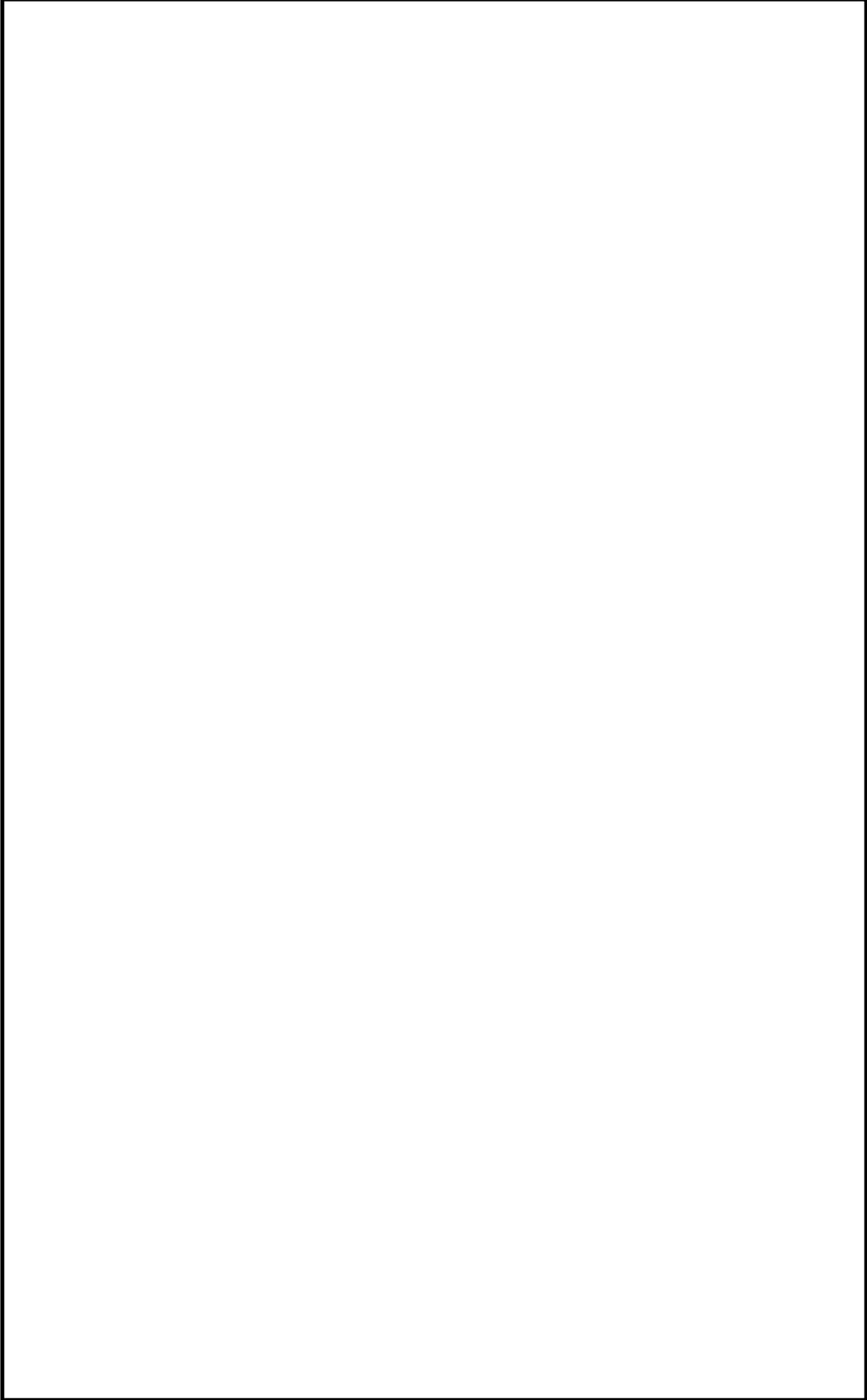


図7 屋内アクセスルーター（窒素ガスボンベ） ルート図（3/4）

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。

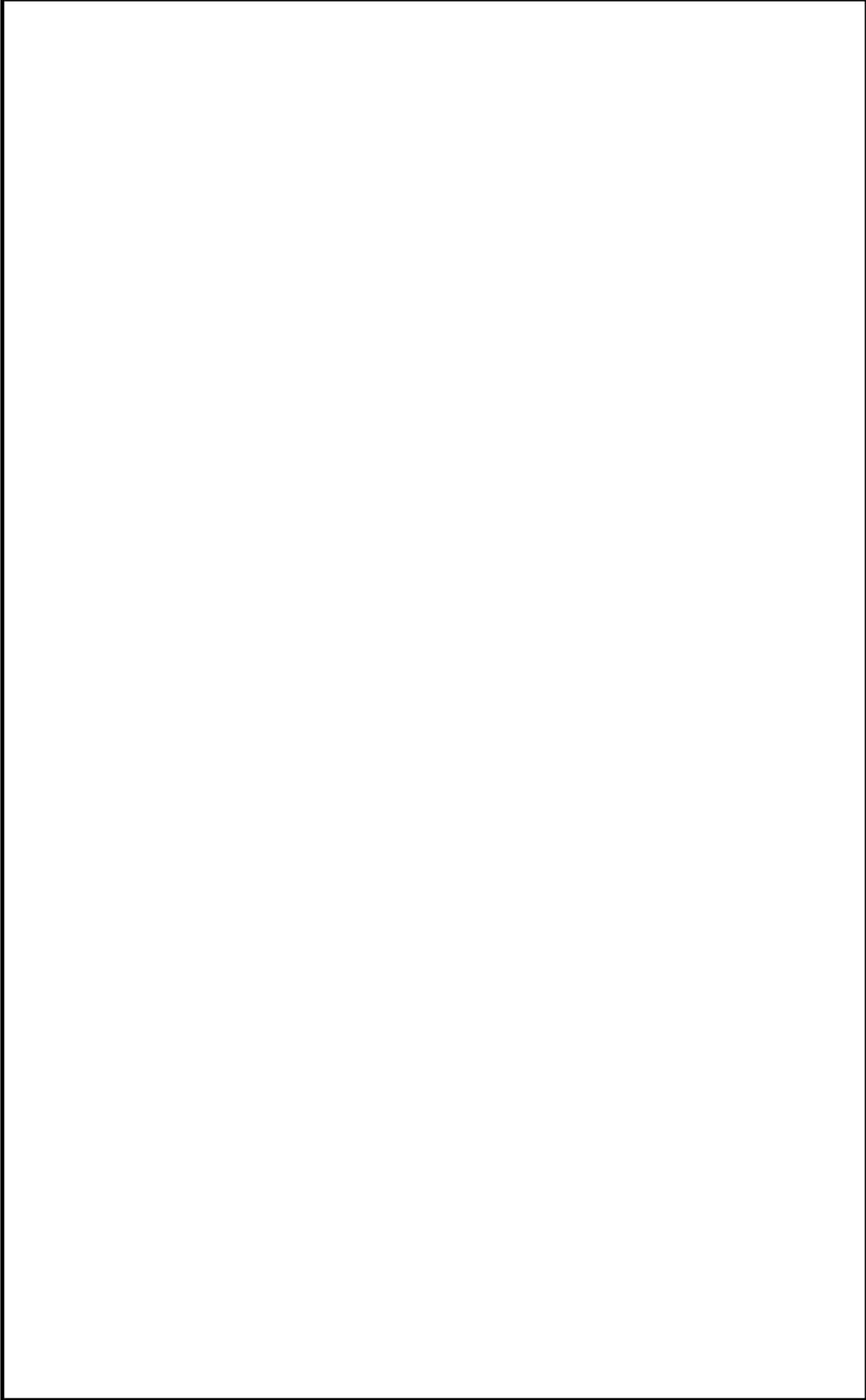


図8 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (4 / 4)

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。

46-10 その他設備

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

(1) タービンバイパス弁

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

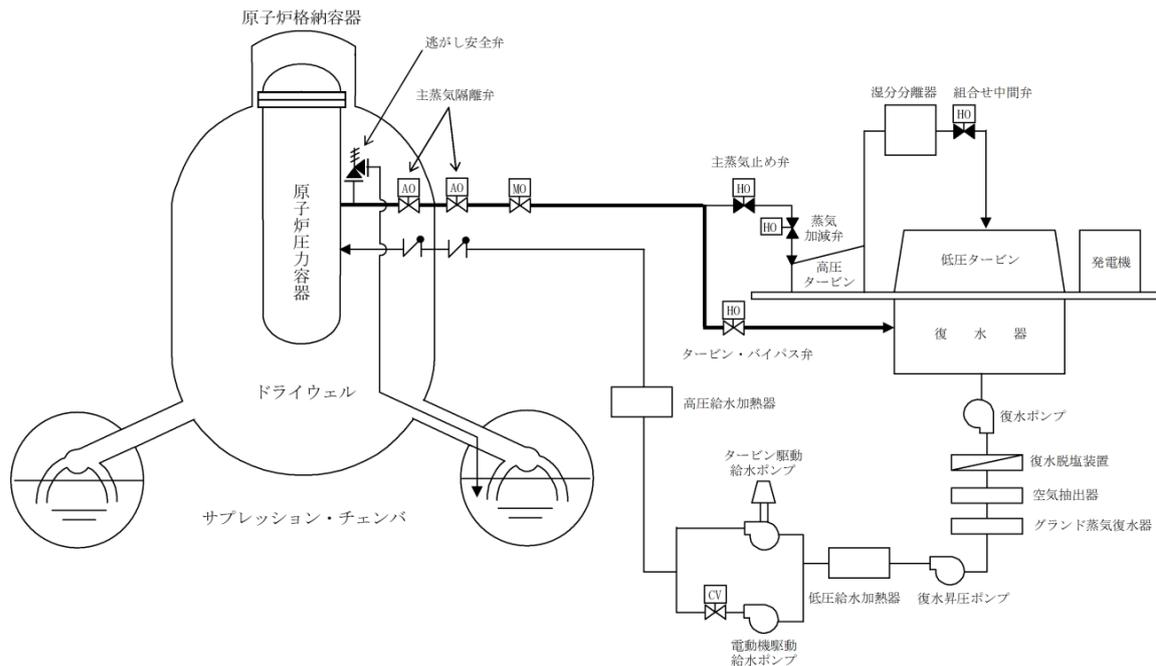


図1 タービンバイパス弁による減圧 概略系統図

(2) 直流給電車

直流給電車は、高圧発電機車の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、115V-B系の直流母線に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について、補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 窒素ガス代替供給設備

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

本系統は、窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、窒素ガスは、逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの2個へ供給される。

なお、本系統は、既設の窒素ガス供給系とは別に、窒素ガスポンペを配備する。

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能なし2個（RV202-1A, 1J）へ、窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。

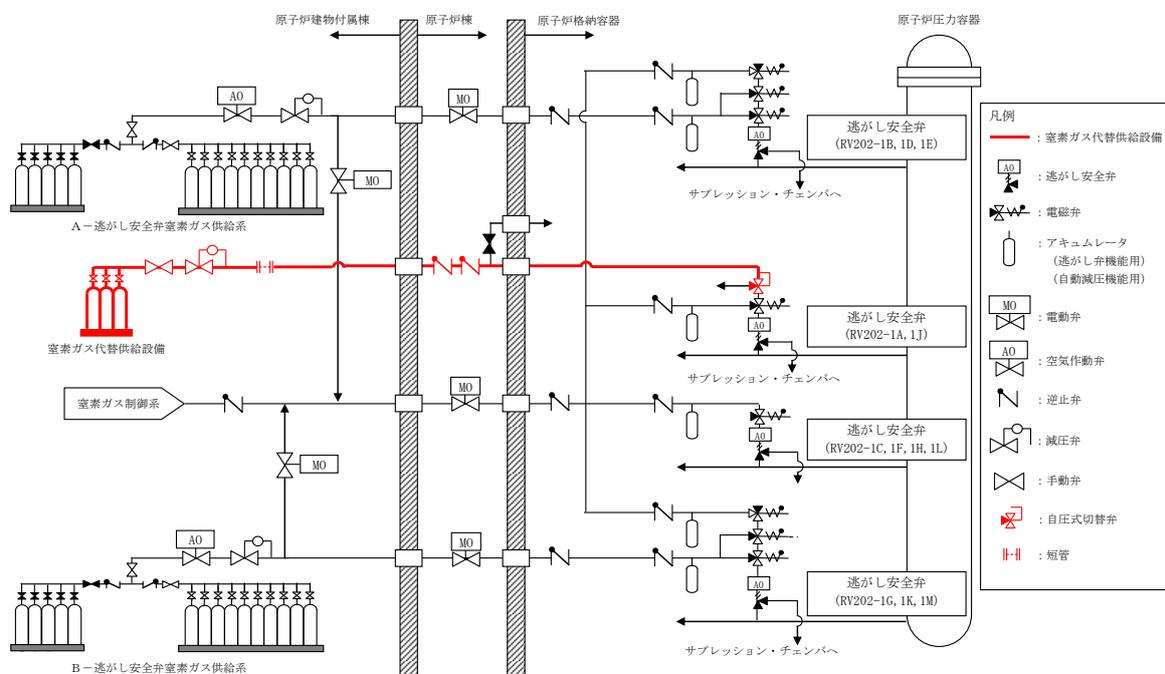


図2 窒素ガス代替供給設備による減圧 概略系統図

(4) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

常設直流電源及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の電源供給またはSRV用電源切替盤を用いた可搬型直流電源設備による電源供給が不可能となり逃がし安全弁を解放できない場合において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を中継端子箱に接続し、逃がし安全弁（RV202-1B, 1M）を解放することにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

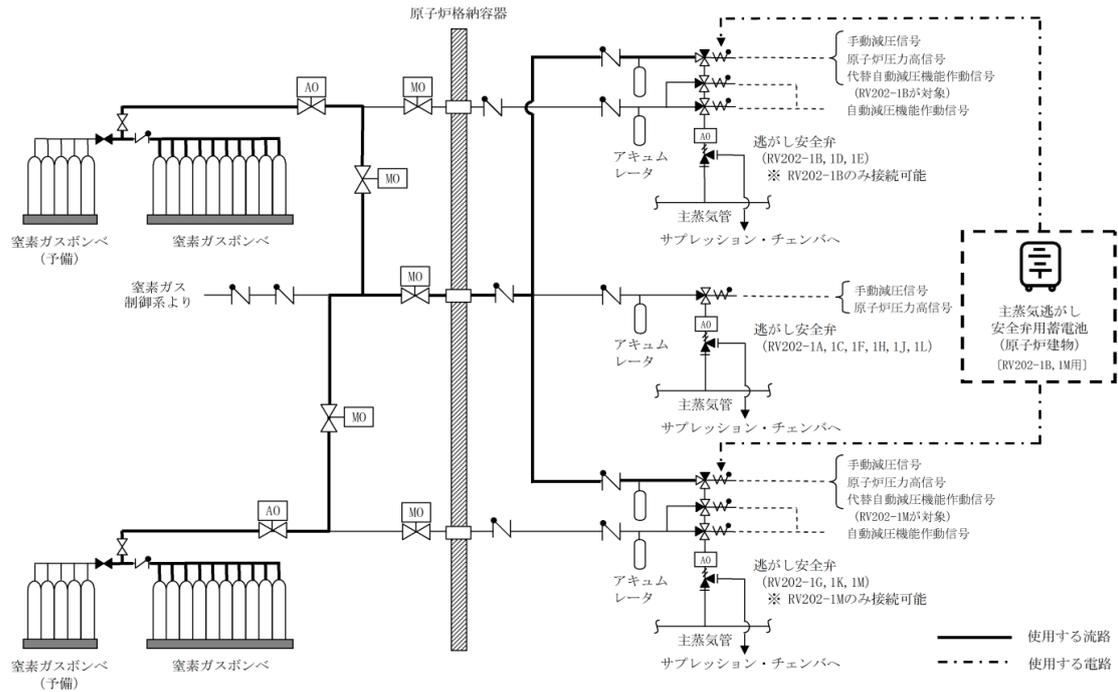


図3 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧 概略系統図

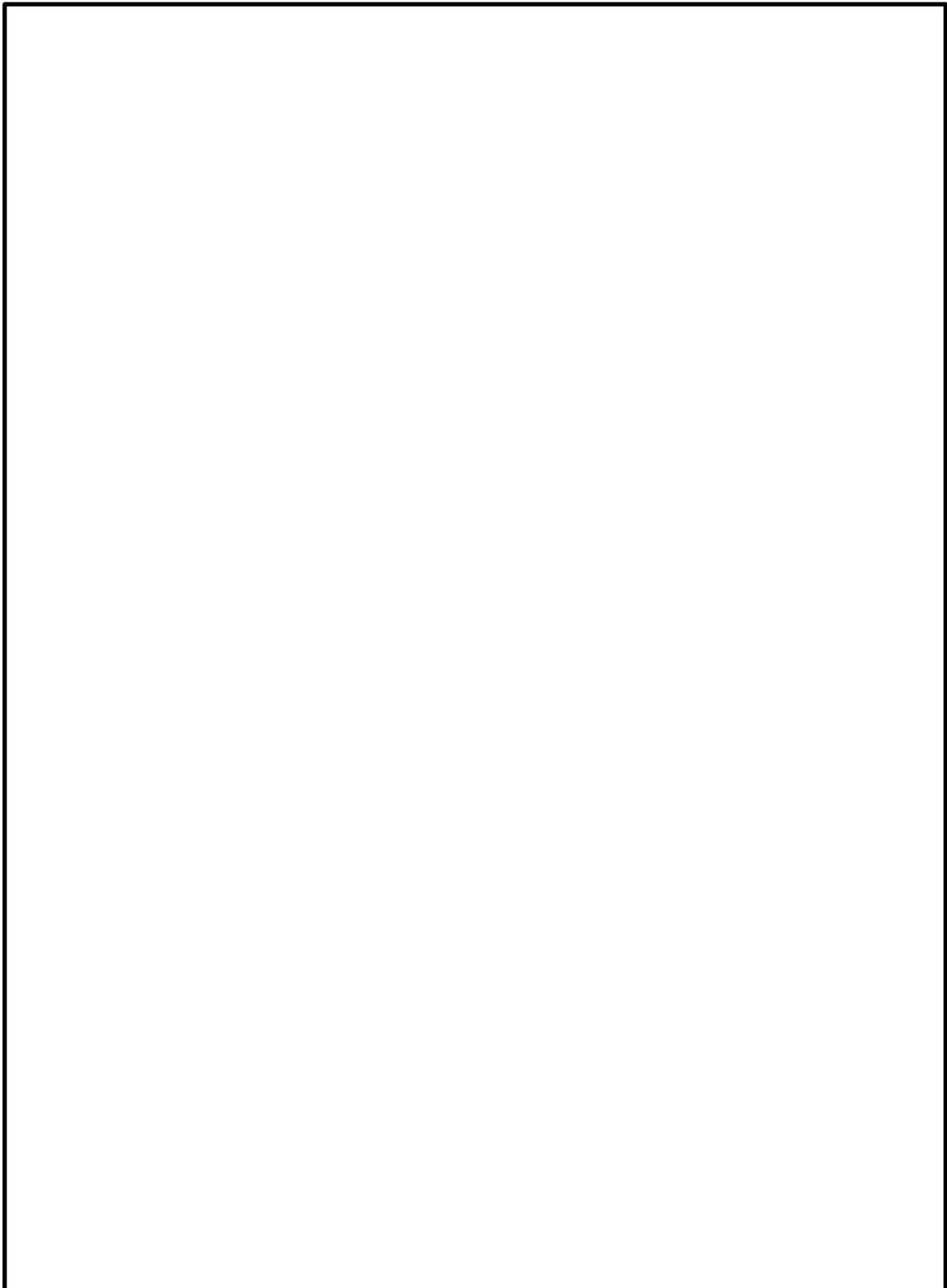


図 4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 配置図

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。

逃がし安全弁の機能について

逃がし安全弁は、以下の 3 つの機能を有する。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバック・アップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉冷却水位低と格納容器圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。12 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

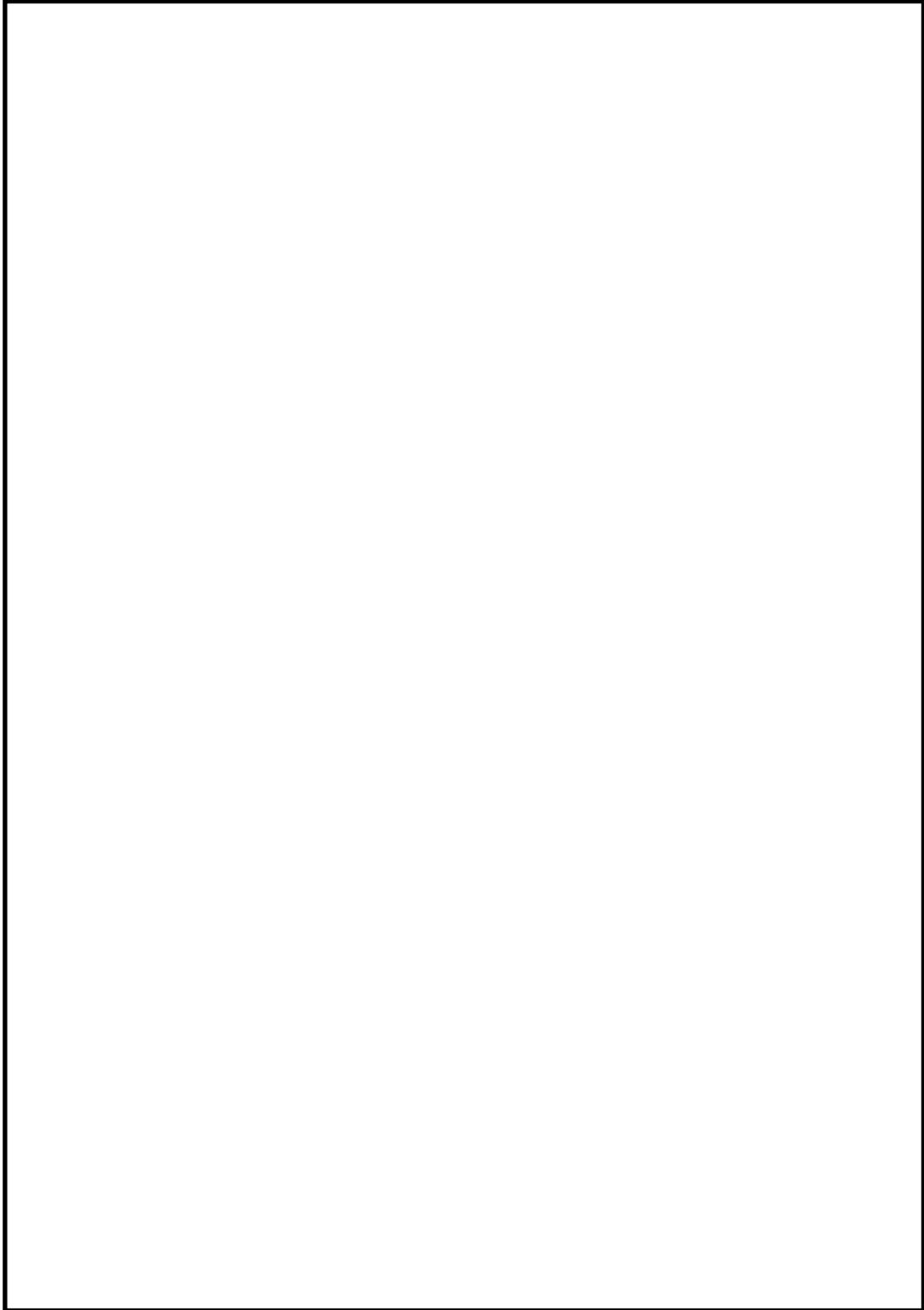
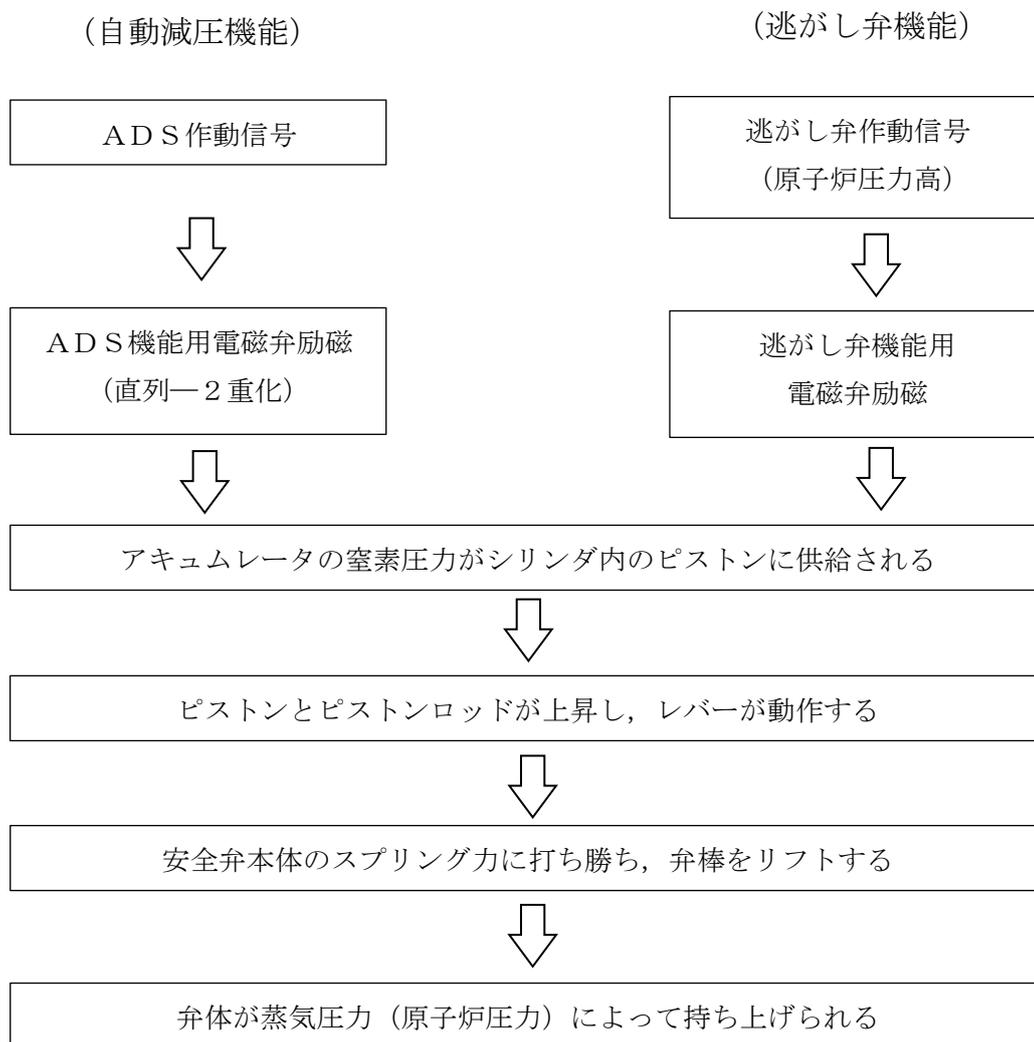


図 5 逃がし安全弁構造図

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。

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能) (Safety Valve Function)

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

46-11 代替自動減圧機能について

1. 概要

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

2. 基本方針

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

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、中央制御室内及び原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室内及び原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転中で自動的にインターロックが動作する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室の同じ制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて操作が可能な設計とする。中央制御室の阻止スイッチを操作するに当たり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧機能は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を

維持する設計とする。

(5) 多様性

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

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による影響は及ぼさない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

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

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1））及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプの遮断器からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを用いて、自動起動を阻止する設計とする。代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

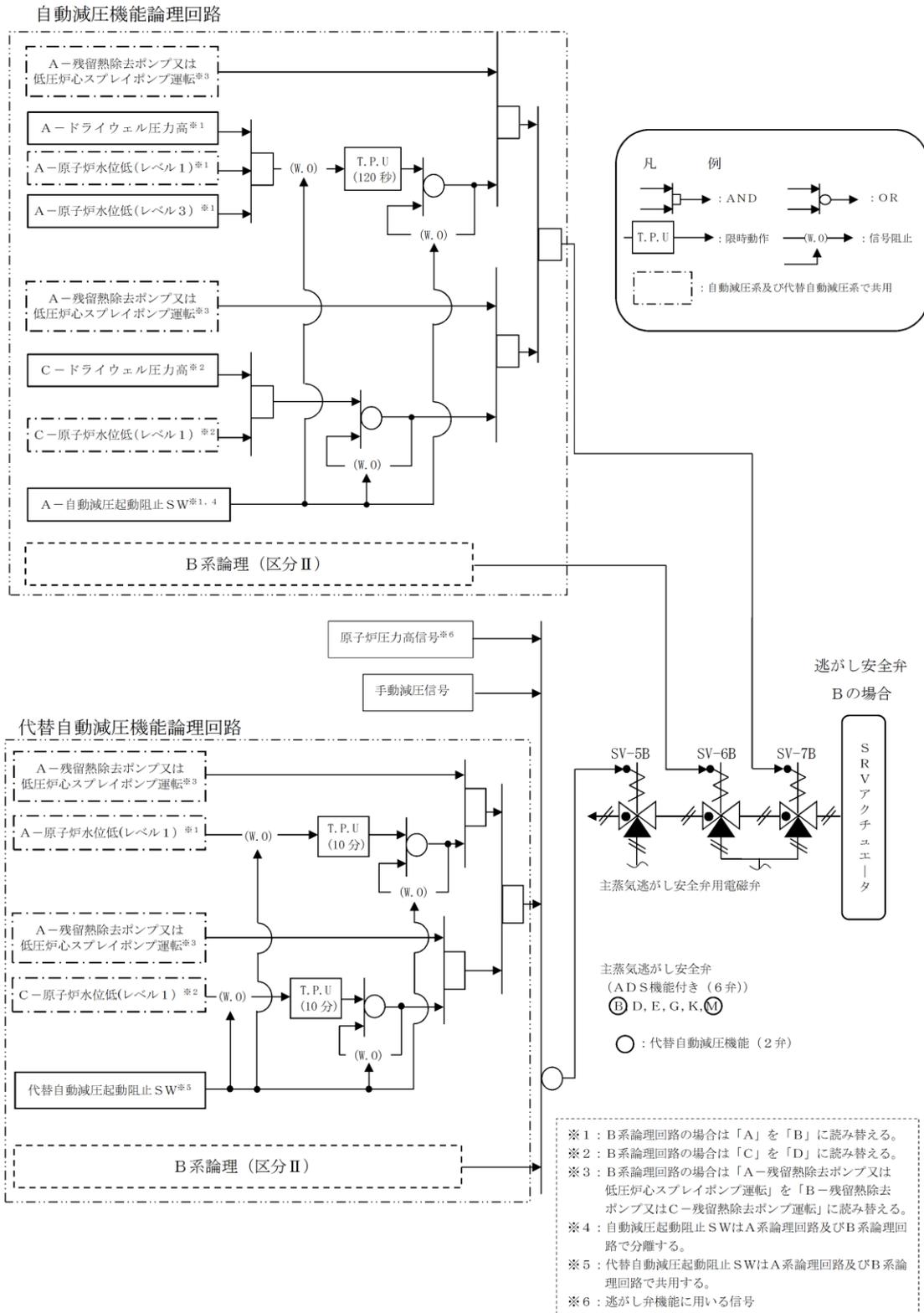


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図

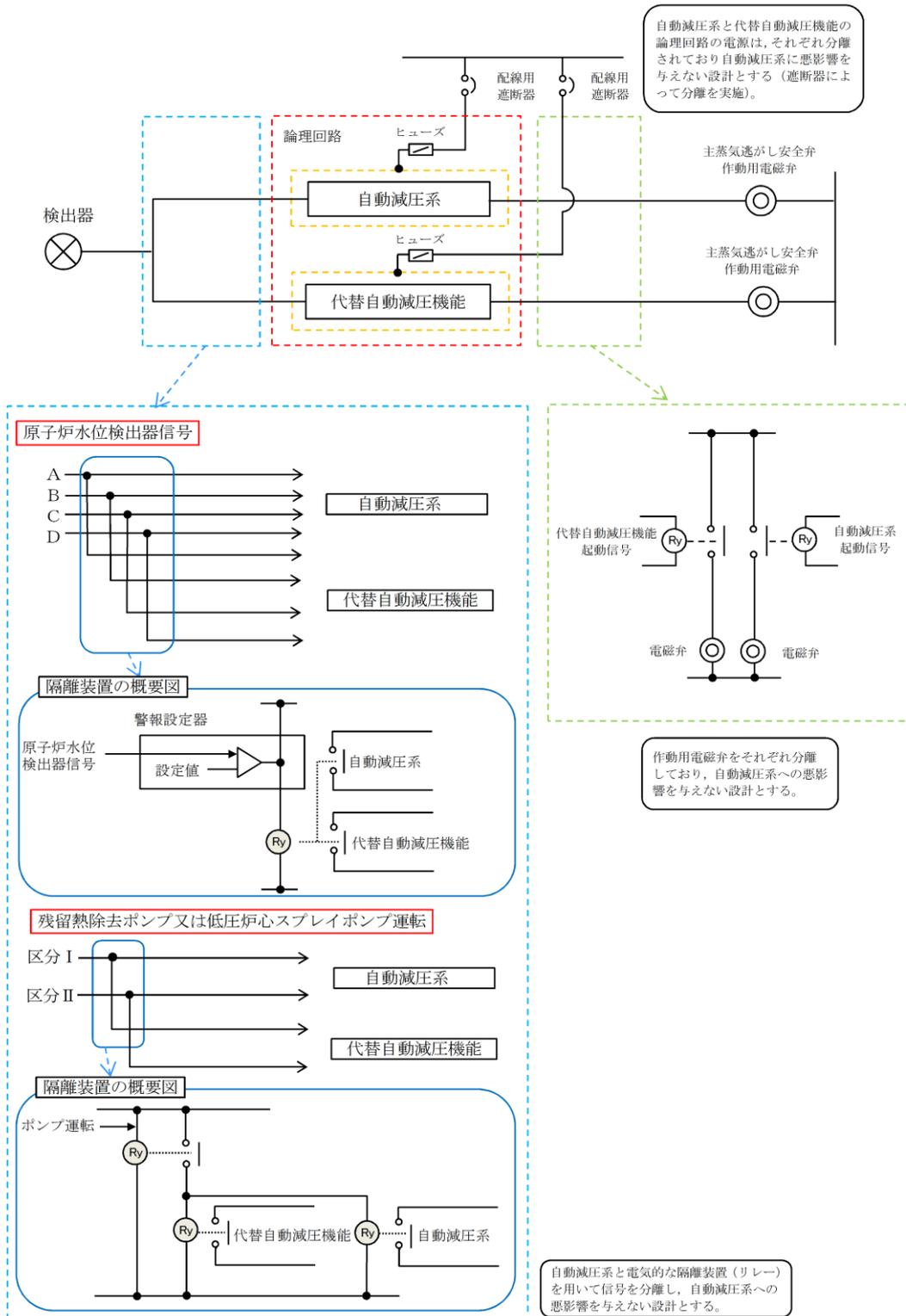


図2 信号の分離について

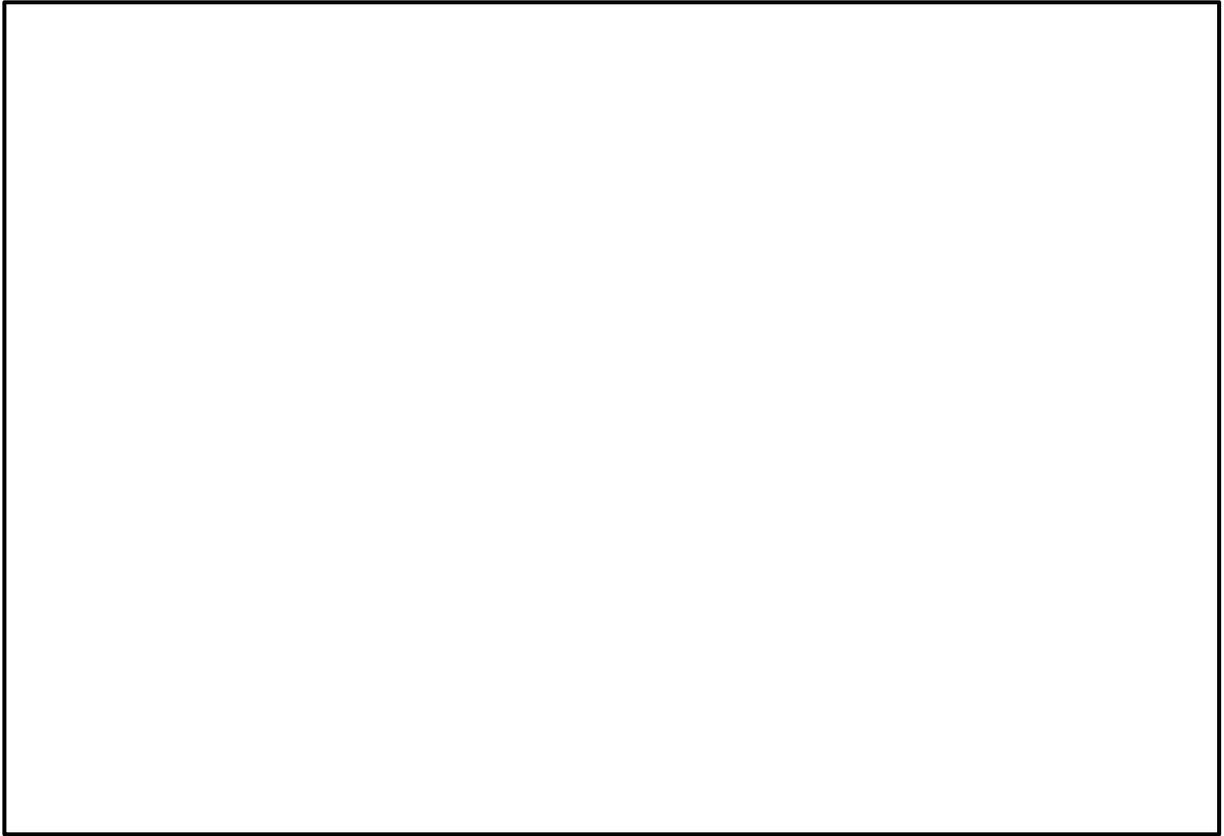


図3 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

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

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

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

(3) 代替自動減圧機能に要求される機能

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

・代替自動減圧機能

原子炉水位低（レベル1）かつ残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプが利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

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

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器の故障による不動作を考慮して、残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の二重の1 out of 2 論理とする。

(5) 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

- a. 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧機能はロジック成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計としている。
また、代替自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信

することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。

- c. 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 代替自動減圧機能の信頼性評価

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

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は参考資料に示す。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ^{※1}
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ^{※2}

※1 代替自動減圧機能が誤動作する頻度

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

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧機能

取付場所：制御室建物 EL16.9m

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプが運転状態で逃がし安全弁2弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転中における原子炉水位低(レベル1)の二重の1 out of 2信号

設定値：原子炉水位低レベル1(気水分離器下端より381cm下)

作動信号：代替自動減圧機能作動信号

作動信号を発信させない条件：代替自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定値根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低(レベル1)

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

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値(レベル1)が動作してから10分後で逃がし安全弁2弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器への注水及び除熱を実施す

ることにより，炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所



図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

b. 回路構成

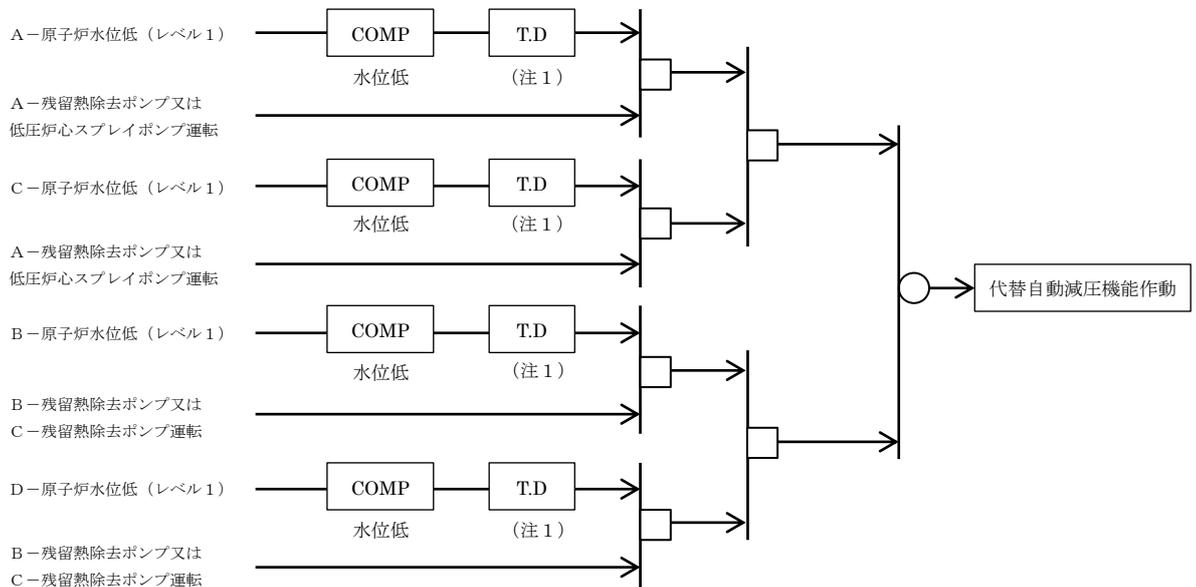
(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は，信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており，自動減圧系に悪影響を与えない設計※とする。

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

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



(注1 ; 設定値 10分)

<記号説明>



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

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに 10 分の時間遅れを設ける。これより、代替自動減圧機能ロジック回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低圧注水系により十分な炉心冷却が可能である。

表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧系自動起動信号	2分
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

代替自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に代替自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、代替自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて代替自動減圧機能の誤動作率を評価する。代替自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を図1に示す。また、フォールトツリーの概略図を図2に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表1に示す。

これらの考え方をもとに評価した各回路の誤動作確率を表2に示す。また、論理回路のみの誤動作確率を表3に示す。その結果、表2より、代替自動減圧機能の誤動作確率は /時間 (/炉年)、表3より、代替自動減圧機能の誤動作確率（共用部を含めない範囲）は /時間 (/炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

表1 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（/時間））※1
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

表2 誤動作確率評価結果一覧

評価範囲	誤動作確率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作確率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※2

※2 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

表3 誤動作確率評価結果一覧（共用部を含めない範囲）

評価範囲	誤動作確率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作確率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※3

※3 年間当たりの誤動作確率を8760時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作確率を算出した。

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。

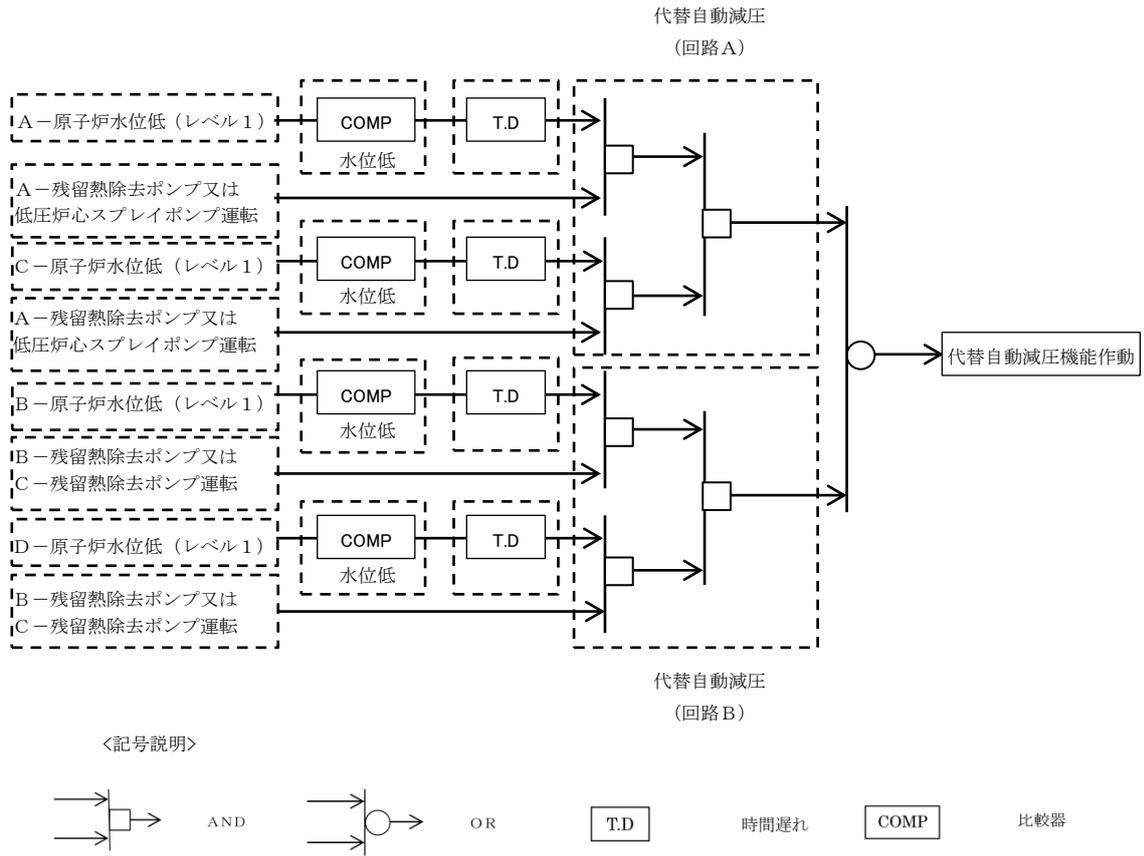


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

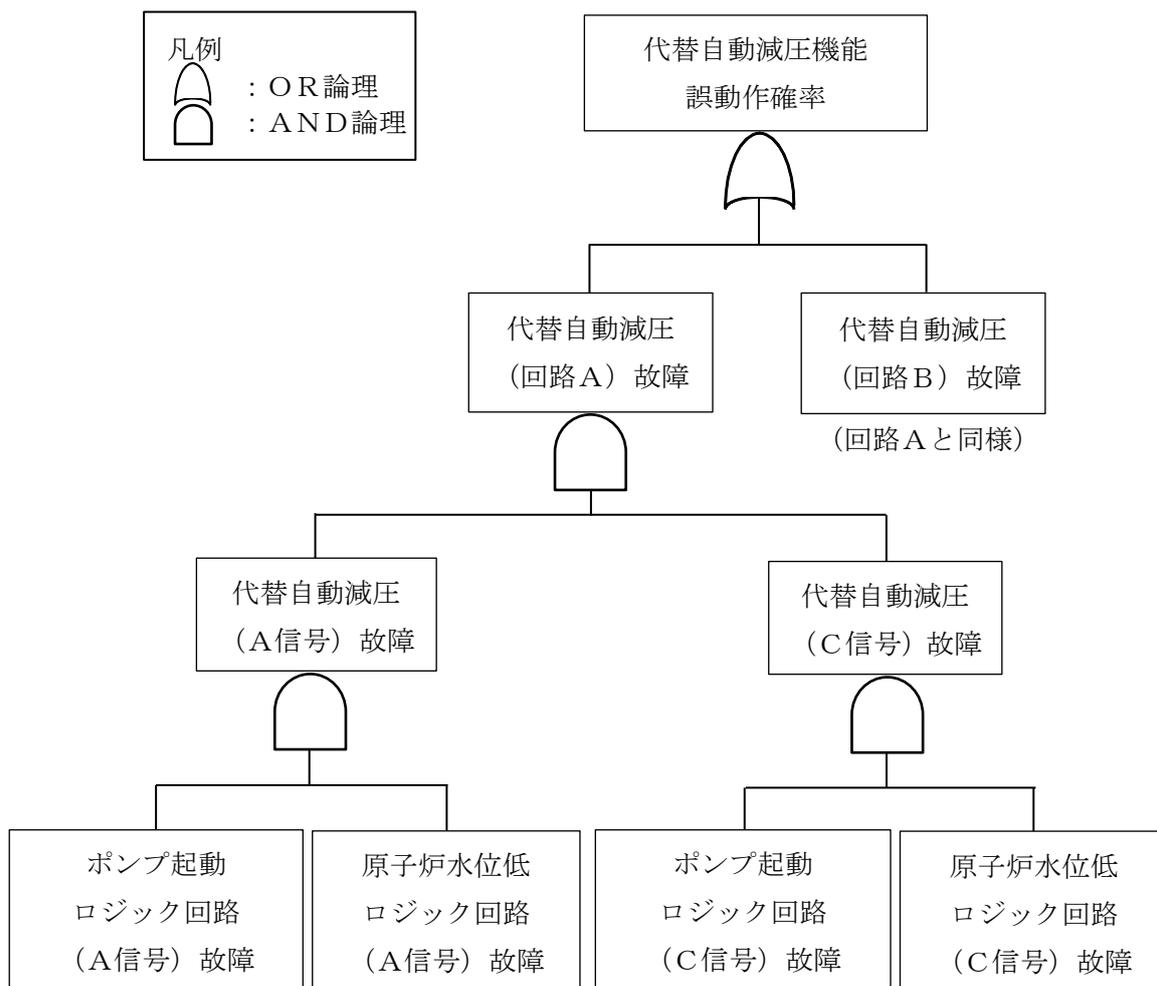


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

代替自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に代替自動減圧機能が動作しない確率（不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。代替自動減圧機能の不動作確率の評価に係る回路の概略図を図3に示す。また、フォールトツリーの概略図を図4に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表4に示す。
- ・共通原因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた。
- ・故障確率 $P = 1 + (1/\lambda T) [\exp(-\lambda T) - 1]$ ($\approx \lambda T/2$) で評価した。
(λ : 故障率, T : 健全性確認間隔)

また、この非信頼度と、内部事象PRAにおいて代替自動減圧に期待する状況の発生頻度^{*}の積をとることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、自動減圧系による原子炉の減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度、つまり、代替自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を表5に示す。また、共用部を含めない範囲の非信頼度を表6に示す。その結果、表5より、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）は \square 、表6より代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）（共用部を含めない範囲）は \square という評価結果となった。

代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）に、内部事象PRAにおいて代替自動減圧に期待する状況の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗算することにより、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作の発生頻度） \square / 炉年、共用部を含めない範囲の非信頼度（不動作の発生頻度） \square / 炉年が求められ信頼度は高い。

※ 代替自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は、重大事故等対処設備には期待しない前提でのPRAモデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは高圧注水・減圧機能喪失 (5.1×10^{-9} / 炉年) であることから、これらの炉心損傷頻度の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等防止対策（高圧原子炉代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

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。

表4 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (不動作率 (／時間)) ※4	健全性確認間隔 (／時間)
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}	8760
警報設定器	2.3×10^{-9}	8760
リレー	1.5×10^{-9}	8760
遅延リレー	4.7×10^{-9}	8760
ヒューズ	5.5×10^{-9}	24※5
電源装置	6.6×10^{-9}	24※5

※4 日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月) (国内一般故障率21カ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

※5 常時監視下で健全性が確認されていることから、24時間で評価した。

表5 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲	非信頼度
代替自動減圧 (回路A)	[]
代替自動減圧 (回路B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] / 炉年※6

※6 内部事象PRAにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

表6 非信頼度の評価結果一覧 (共用部を含めない範囲)

評価範囲※7	非信頼度
代替自動減圧 (回路A)	[]
代替自動減圧 (回路B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] / 炉年※8

※7 検出器等の共用部の故障を考慮していない。

※8 内部事象PRAにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

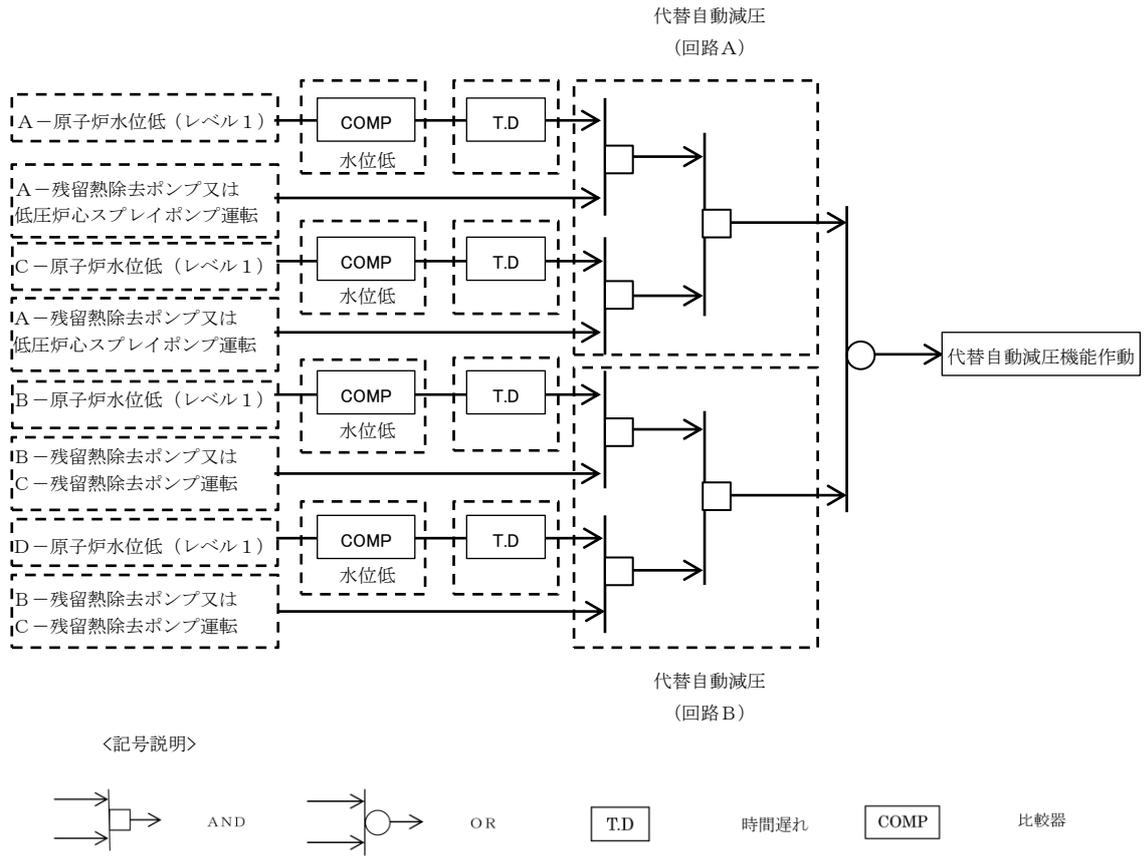
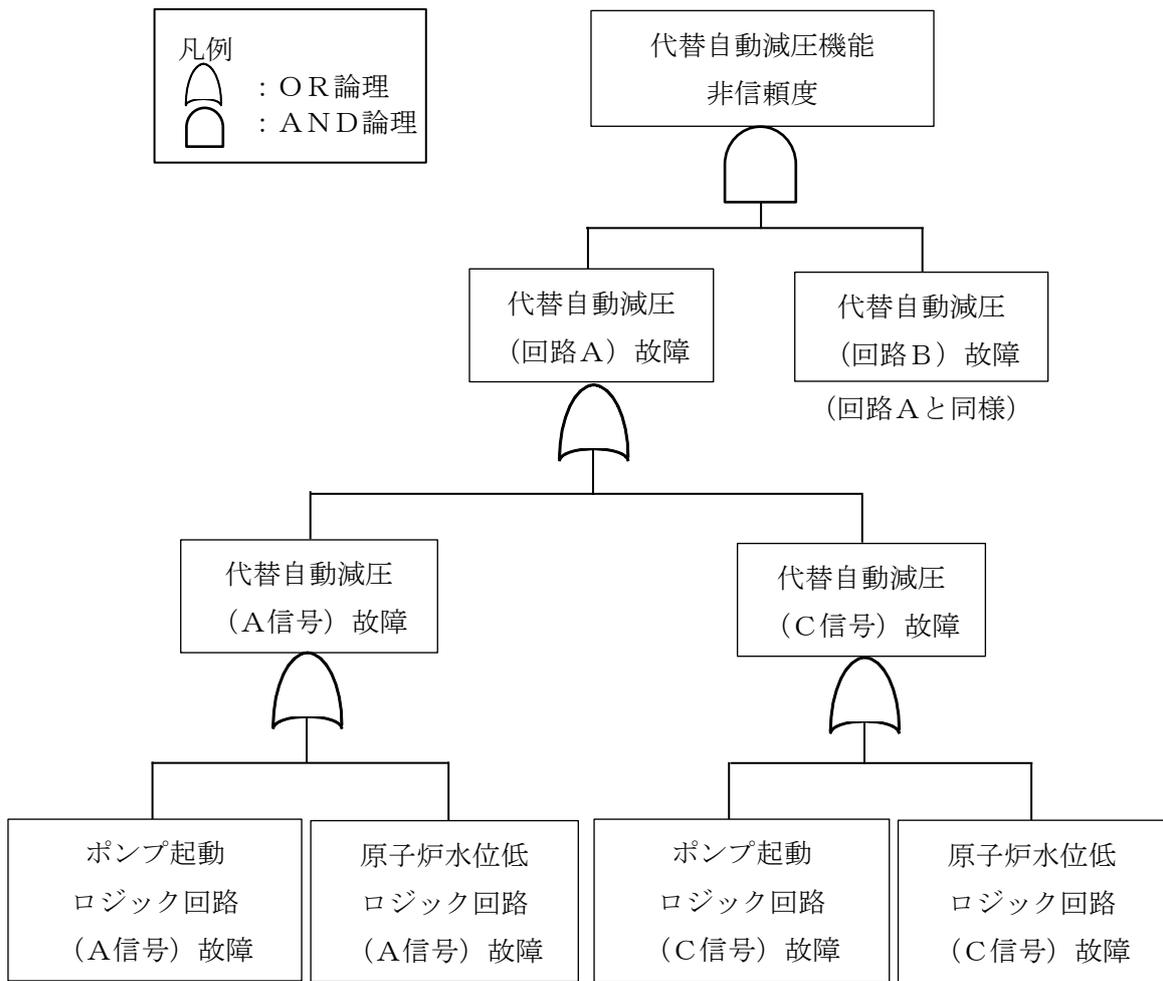


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



※ 検出器の共通原因故障は各ロジック回路で考慮している。

図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

1. はじめに

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

以降、棟外設備に期待する機能及び設計方針について説明する。

2. 原子炉建物ブローアウトパネルに期待する機能

(1) 開放機能

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

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

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

(2) 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（以下、「大 LOCA シナリオ」という。）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のため非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）によって原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉棟のバウンダリの一つでもある原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開口面についても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

3. 重大事故等対処設備としての原子炉建物ブローアウトパネルの設計方針

(1) 設置許可基準規則第 46 条

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という。）第 46 条（インターフェイスシステム LOCA 隔離弁）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに要求される機能は

2. (1) に示した開放機能であるため、以下の2点を満足する設計とする。

- ①原子炉棟の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約6 kPa[gage]以下で全パネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉棟の圧力上昇を抑制すること
- ②圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉棟内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

(2) 設置許可基準規則第43条

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

4. 結論

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

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

以上

添付：島根原子力発電所2号機 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

島根原子力発電所2号機

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

1. はじめに

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

2. 通常運転時における考え方

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

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

そのため、設計基準規模の竜巻により設計基準事故には至らない。

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

3. 重大事故等発生時における考え方

(1) 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組合せを考慮する。

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

また、考慮すべきシナリオは図1に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処

設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地震及び津波に加え第43条第1項及び第2項において選定した自然現象10事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象）及び外部人為事象6事象（飛来物，ダムの崩壊，火災・爆発，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害）とする。

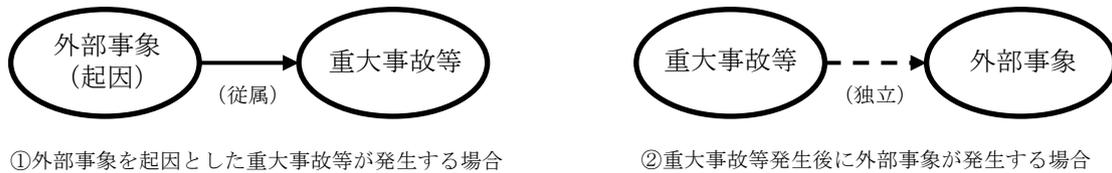


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※1 : Regulatory Guide 1.174 Rev. 1, 2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回 原子力規制委員会（平成25年4月3日）資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定）
- ※5 : JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」

(2) 原子炉建物ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

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

具体的には、地震PRAにおいては、地震を起因とした場合の炉心損傷頻度は 3.7×10^{-6} /年としているため、地震起因の重大事故等に対しては、原子炉建物ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

一方、竜巻等の事象では、2.の通り非常用炉心冷却系等の機器については外殻となる建物に防護されているため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失が考えられ、外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度おおよそ 10^{-4} /年（年超過発生頻度 10^{-3} /年以上の竜巻は最大瞬間風速30m/s以下のため）及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率 7.8×10^{-7} を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は（1）の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、竜巻等の事象を起因とした重大事故等

が発生し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は、十分低いものとする。

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

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

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

事象		防護方針
自然現象	地震	地震起因の炉心損傷頻度は約 10^{-6} /年であり、地震による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響の年超過発生頻度及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（ 7.8×10^{-7} ）を踏まえると、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪による重大事故等が発生し原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	火山の影響	
	洪水	洪水、地滑り、生物学的事象、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	地滑り	
生物学的事象		
ダムの崩壊		
外部人為事象	有毒ガス	森林火災に対しては、原子炉建物ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また、変圧器等や航空機墜落による火災に対しては、タービン建物により輻射が遮られる、又は火災源との隔離があるため、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物（航空機落下）	
	火災・爆発	

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

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

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

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

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

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

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

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

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

事象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	年超過発生頻度 10^{-2} /年の規模として、設計基準の設定に参照している気象官署の観測期間が約80年であることから、設計基準規模を想定する。設計基準（最大風速30m/s）の風荷重に対し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。 飛来物については、竜巻対策による資機材や屋根等の固縛・撤去等を実施することで、原子炉建物ブローアウトパネルが飛来物の影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-2} /年の最大瞬間風速は30m/s以下であり、風（台風）の影響に包含され、気圧差による原子炉建物ブローアウトパネルの開放はない。
	洪水	洪水、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	地滑り	
火山の影響		
生物学的事象		

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

(表 2 続き)

事象		防護方針
外部人為事象	ダムの崩壊	ダムの崩壊，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	有毒ガス	
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物 (航空機落下) 火災・爆発	森林火災に対しては，原子炉建物ブローアウトパネルは，防火帯内側に設置をしていることから，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また，変圧器等や航空機墜落による火災に対しては，タービン建物により輻射が遮られる，又は火災源との離隔があるため，原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。

4. まとめ

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

以上

48 条 補足説明資料

48-1 S A設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 配置図

48-4 系統図

48-5 試験及び検査

48-6 容量設定根拠

48-7 接続図

48-8 保管場所図

48-9 アクセスルート図

48-10 その他設備

48-1 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）

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		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	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 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	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	48-5 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	48-4 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			48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 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	48-3 配置図, 48-7 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	48-6 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	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	48-7 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	48-3 配置図, 48-7 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	48-3 配置図, 48-8 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			48-9 アクセスルート図			
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象D B設備あり)-屋外	A b	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 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 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		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	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 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		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 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 (電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料		48-5 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		48-4 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			48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B		
		関連資料		48-3 配置図, 48-7 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		48-6 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		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b	
			関連資料		48-7 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		48-3 配置図, 48-7 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		48-3 配置図, 48-8 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			48-9 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		防止設備一対象 (代替対象D B設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 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)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の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	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	対象外 (サポート系なし)	—
				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)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	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	—	
		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不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	対象外 (サポート系なし)	—
				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)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				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)	弁, 熱交換器	B, 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	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	対象外(サポート系なし)	—	
	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)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	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)	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	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	対象外 (サポート系なし)	—
				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)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	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	-	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	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	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	対象外(サポート系なし)	-
				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)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				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)	弁, 熱交換器	B, 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	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	対象外(サポート系なし)	—
	関連資料			—		

48-2 単線結線図

48-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

【原子炉補機代替冷却系】



図1 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。

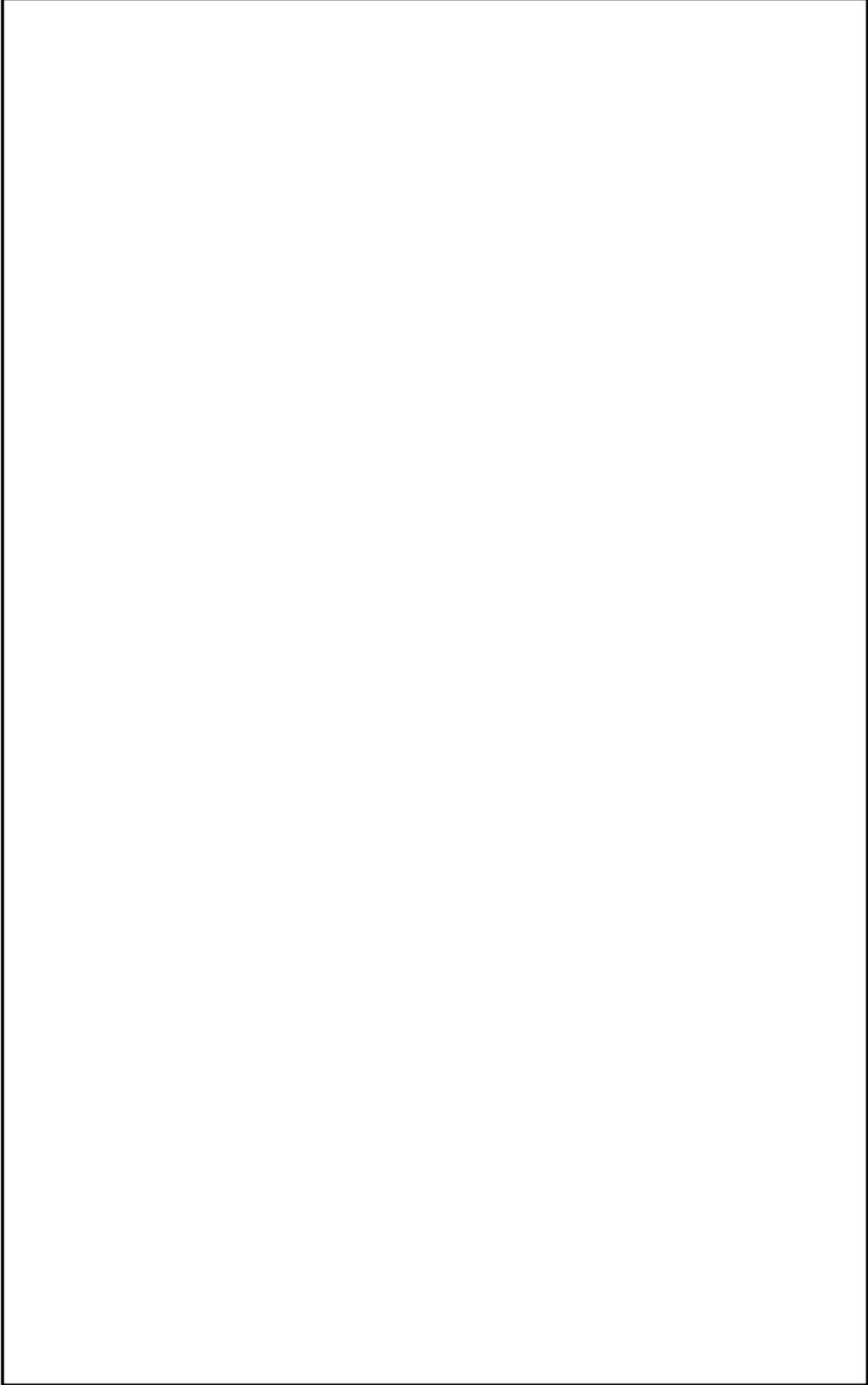


図2 原子炉建物3階

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。

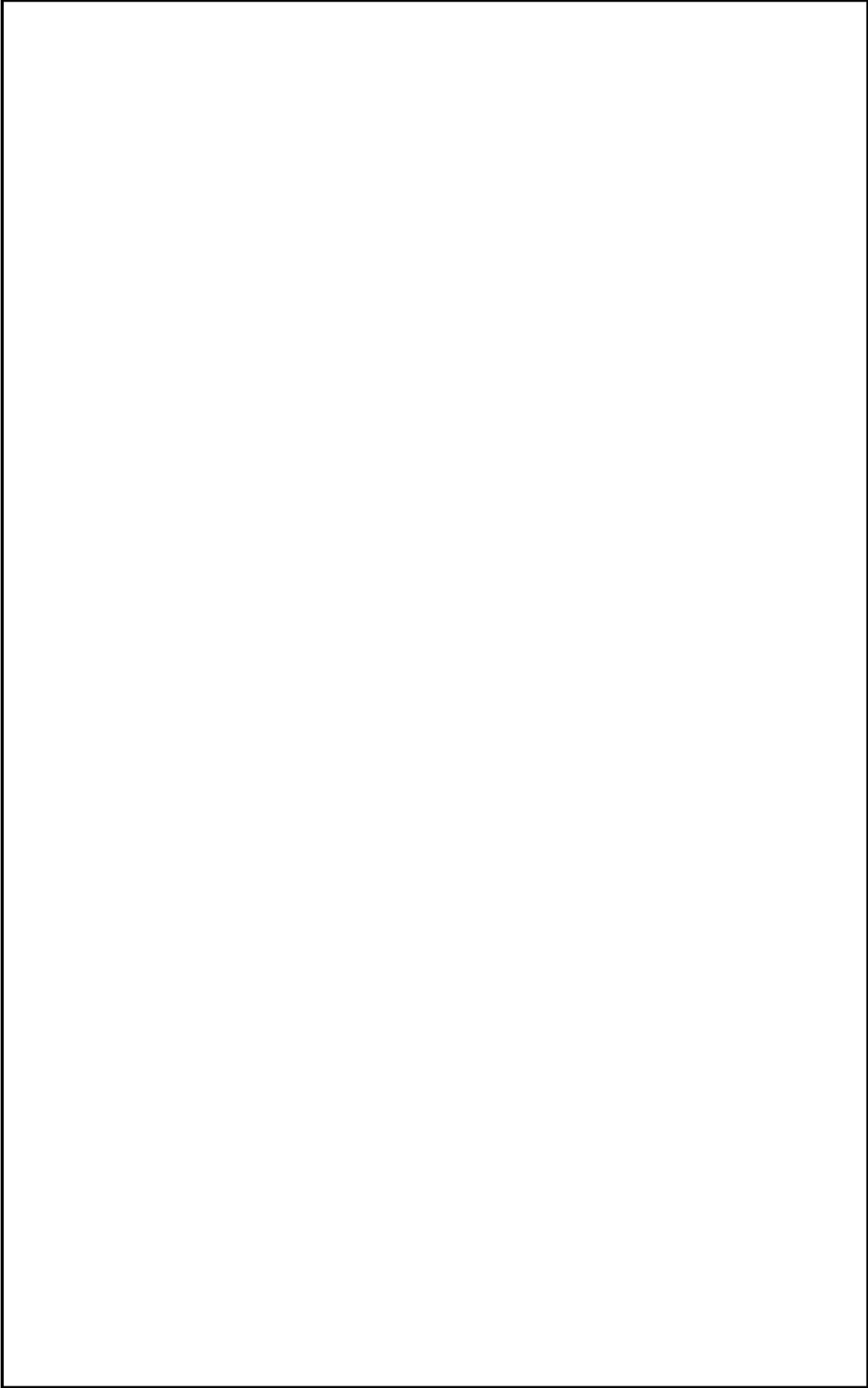


図3 原子炉建物2階

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。

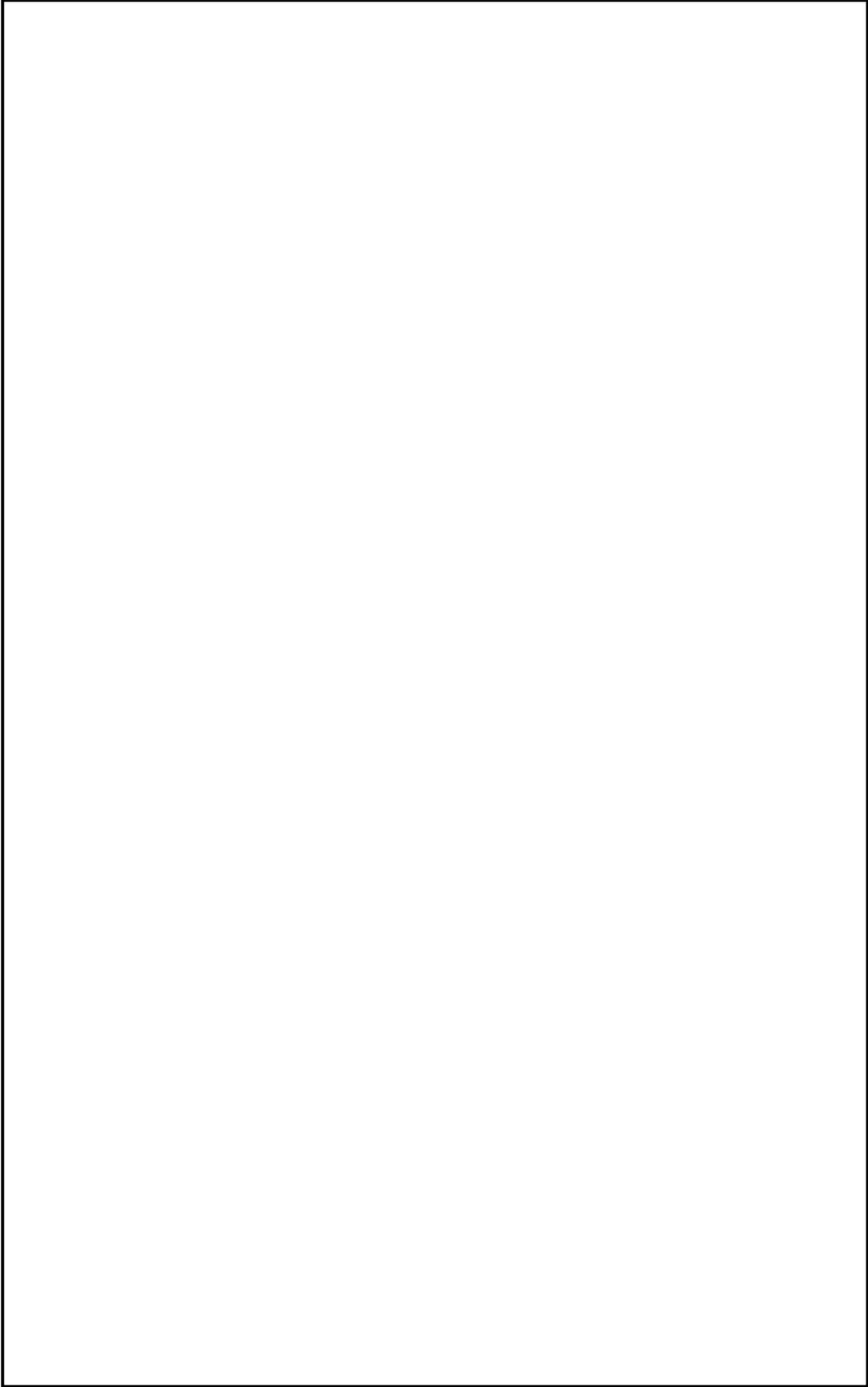


図4 原子炉建物1階

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。

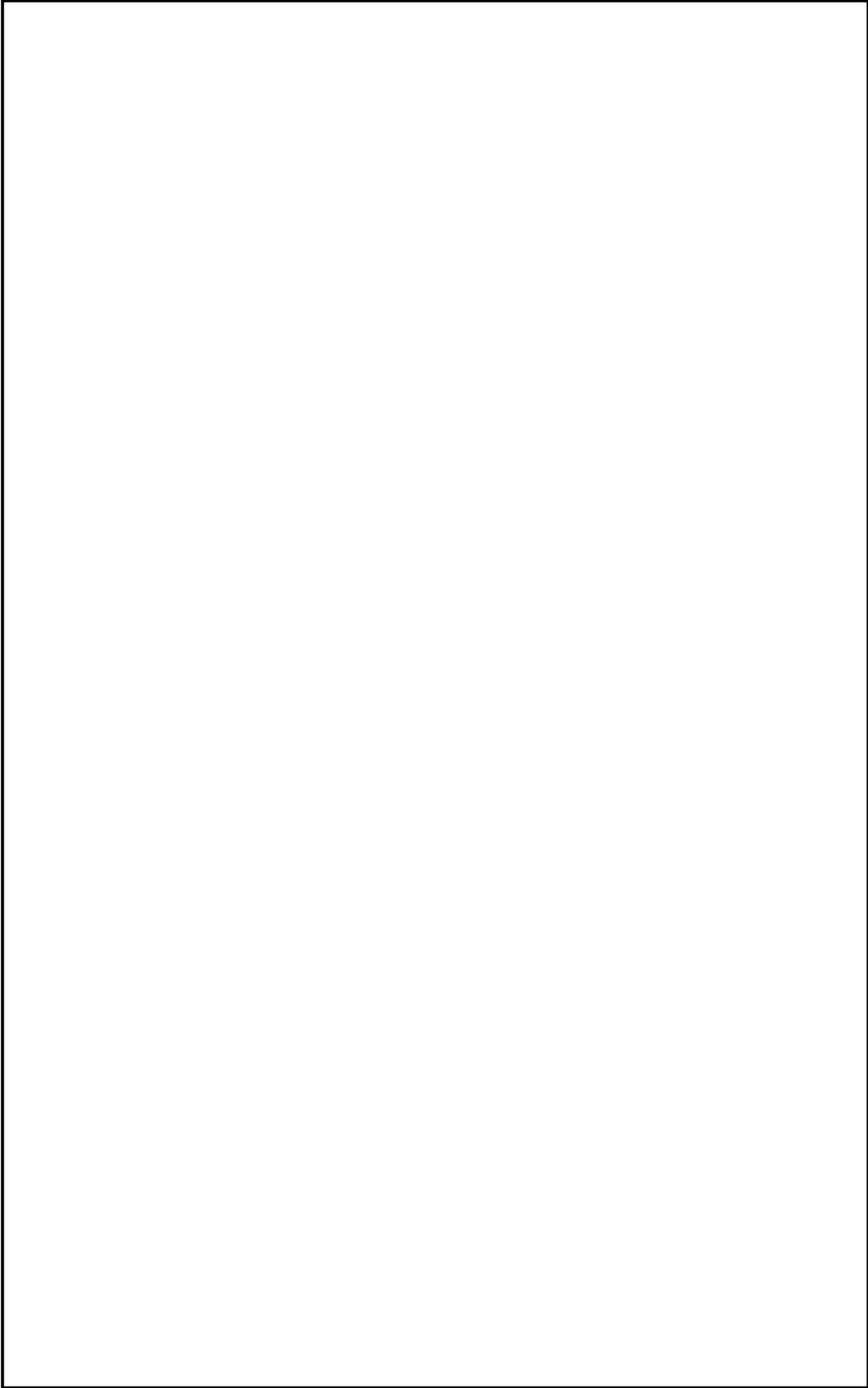


図5 原子炉建物地下1階

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。

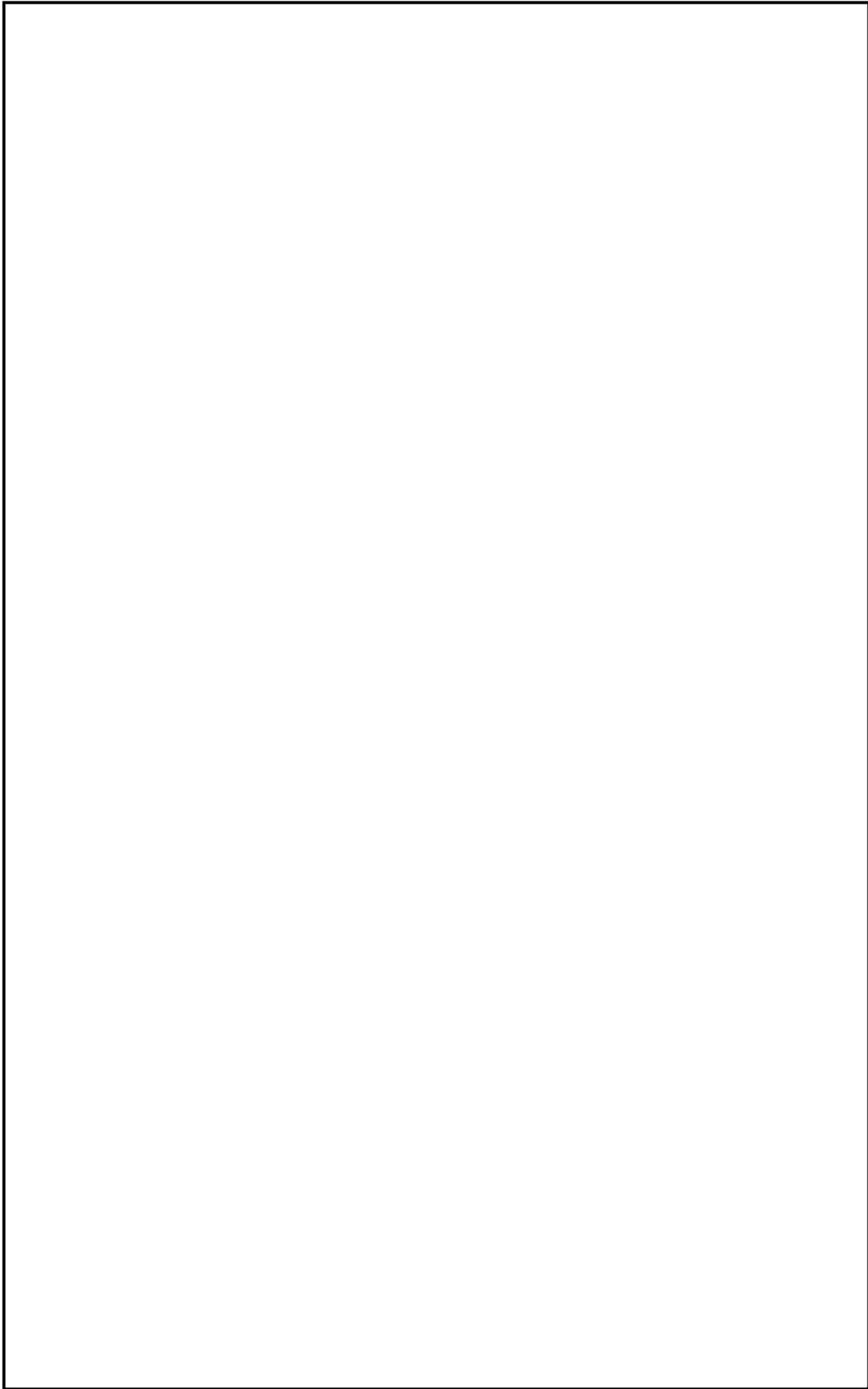


図6 原子炉建物地下2階

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。

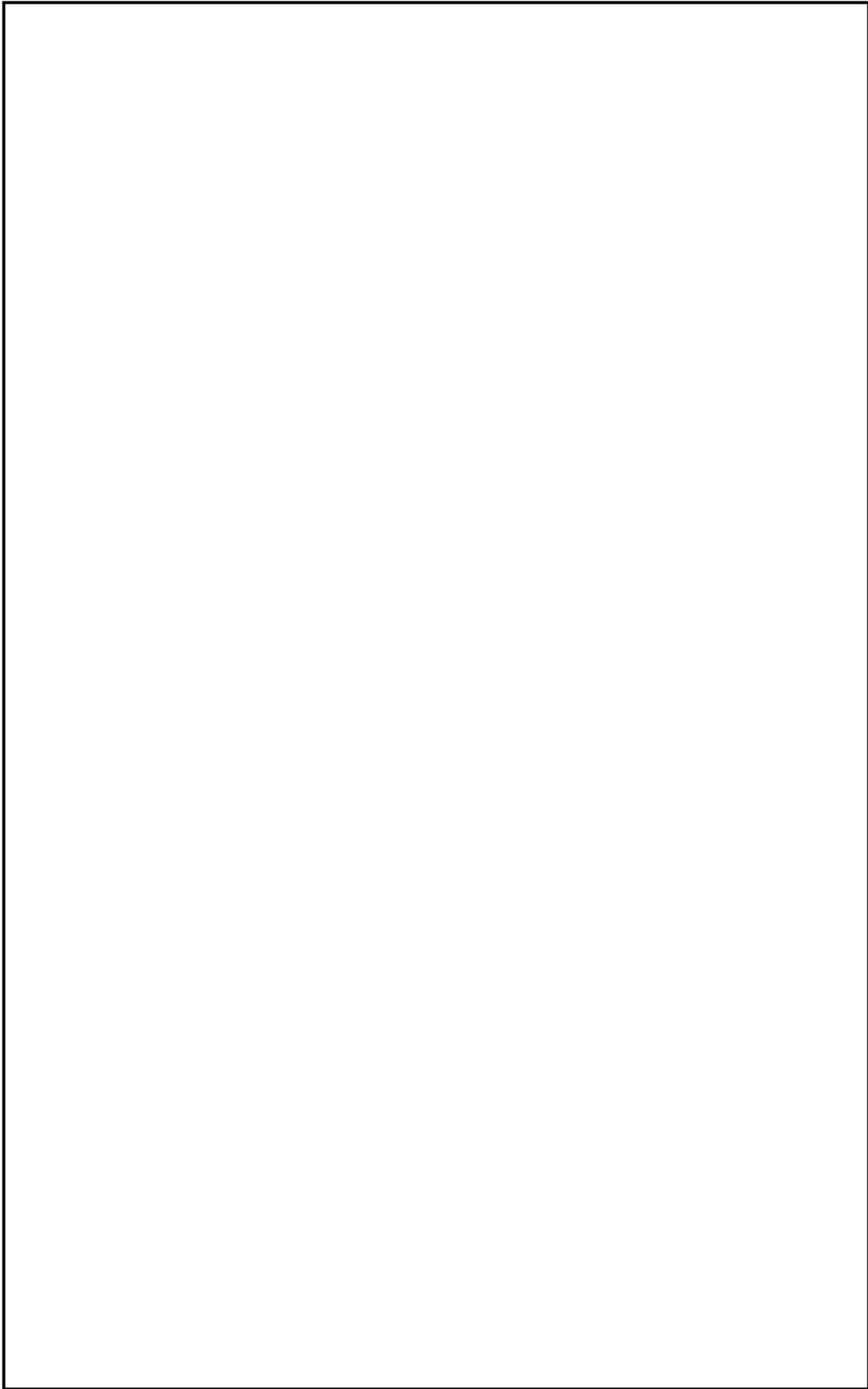


図7 廃棄物処理建物2階

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 8 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

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。

【格納容器フィルタベント系】

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

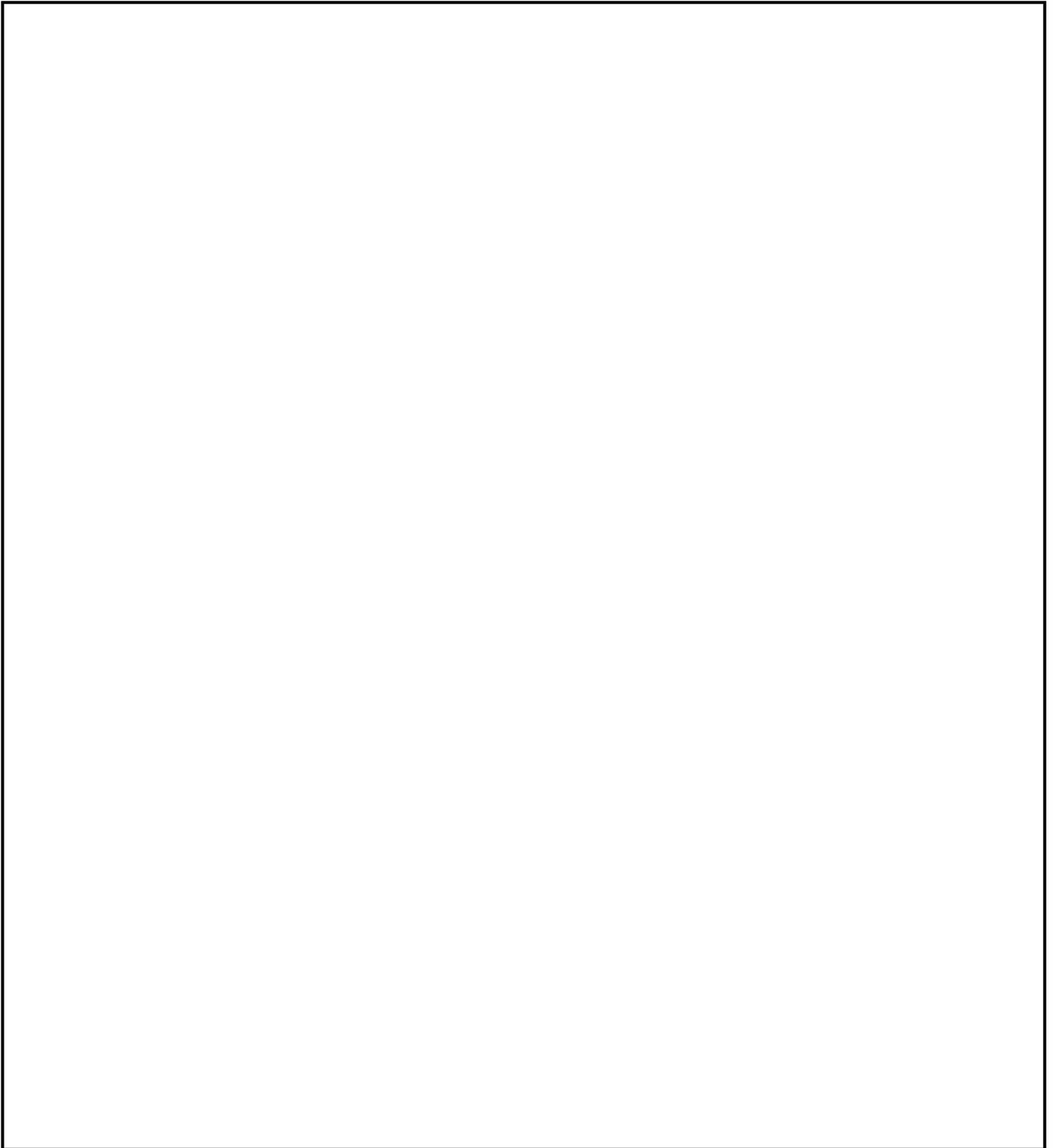


図9 原子炉建物3階

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。

★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構

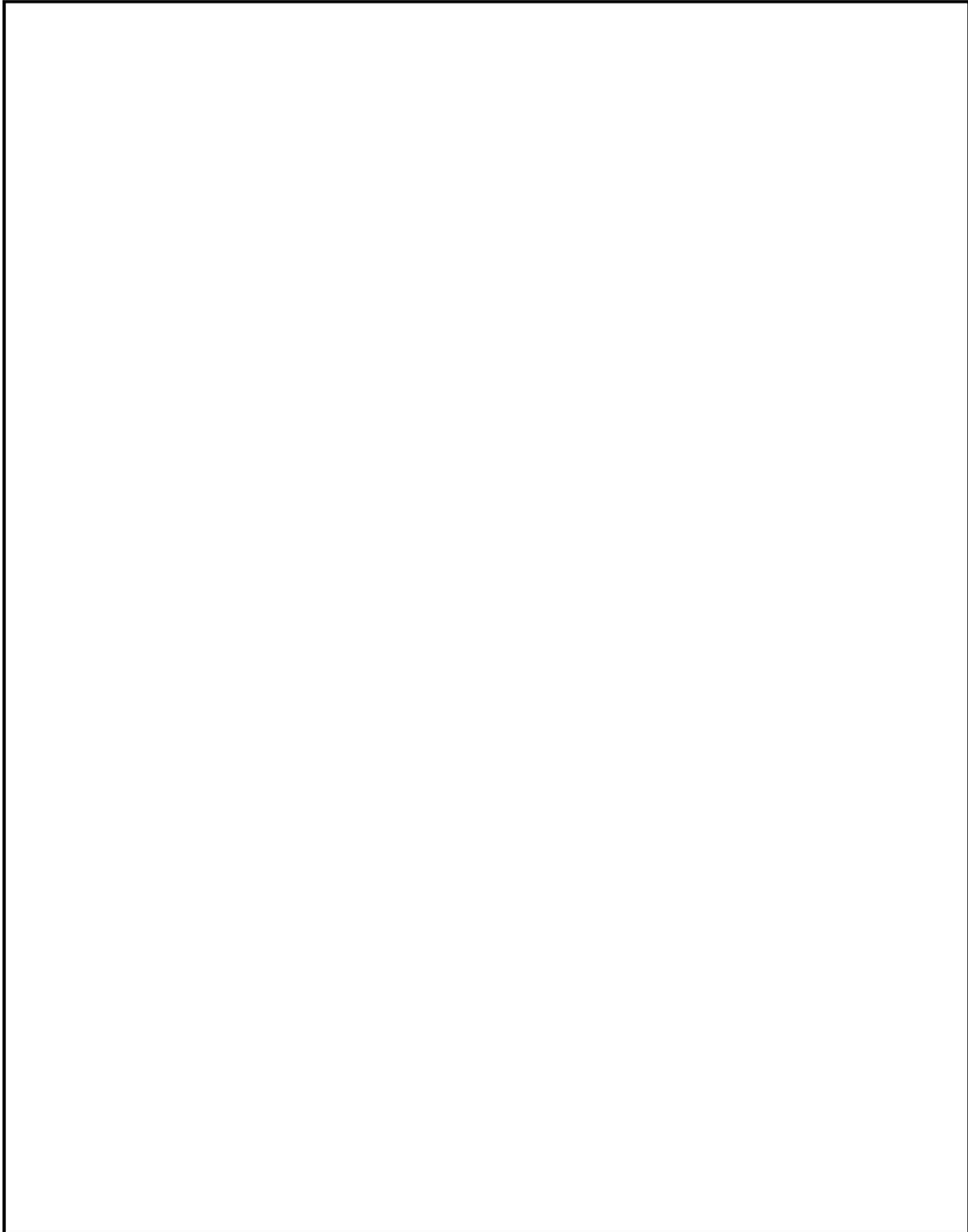


図 10 原子炉建物 2 階

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。

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

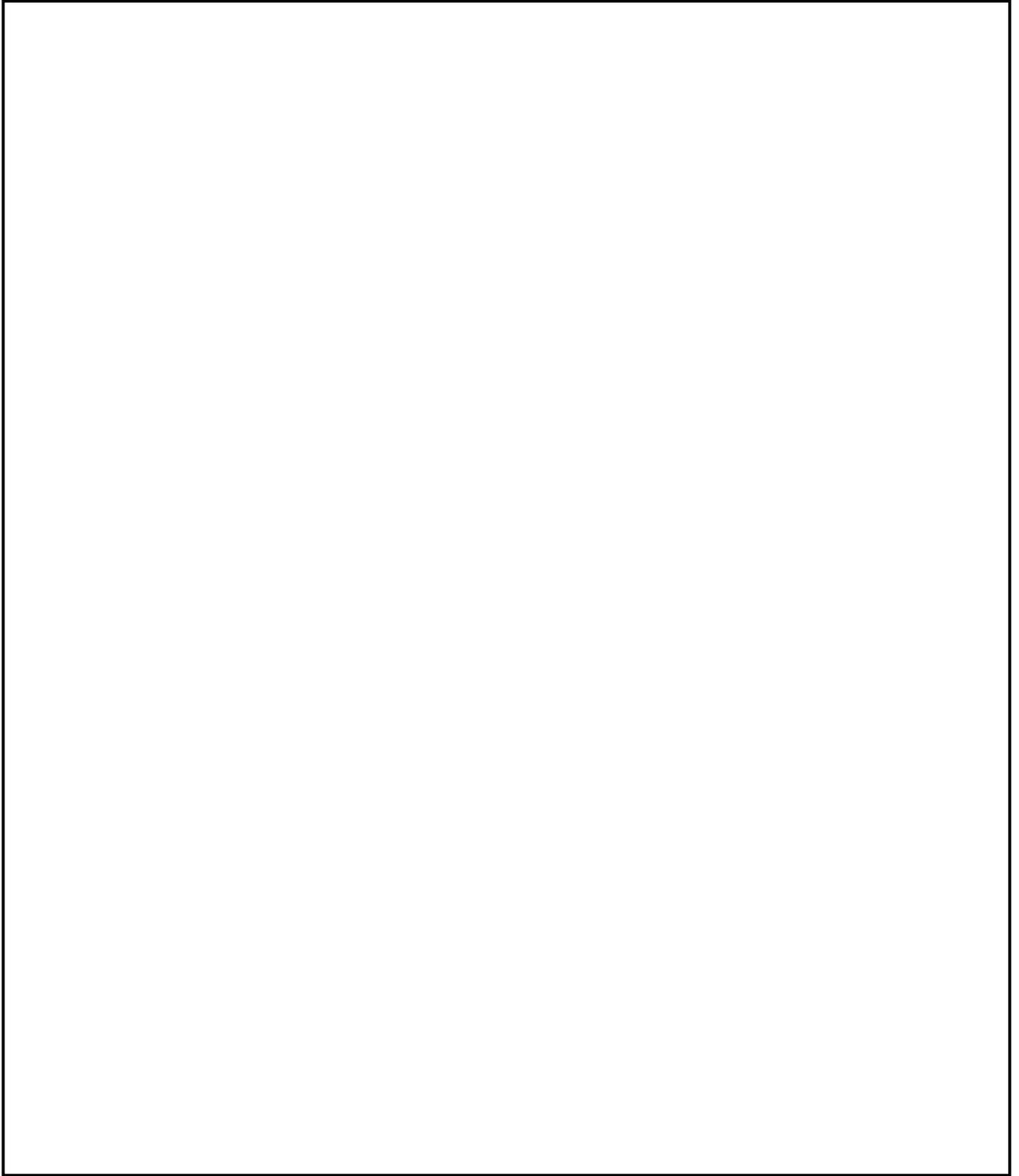


図 11 原子炉建物 1 階

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。

48-3-11r17
48補-24r17

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

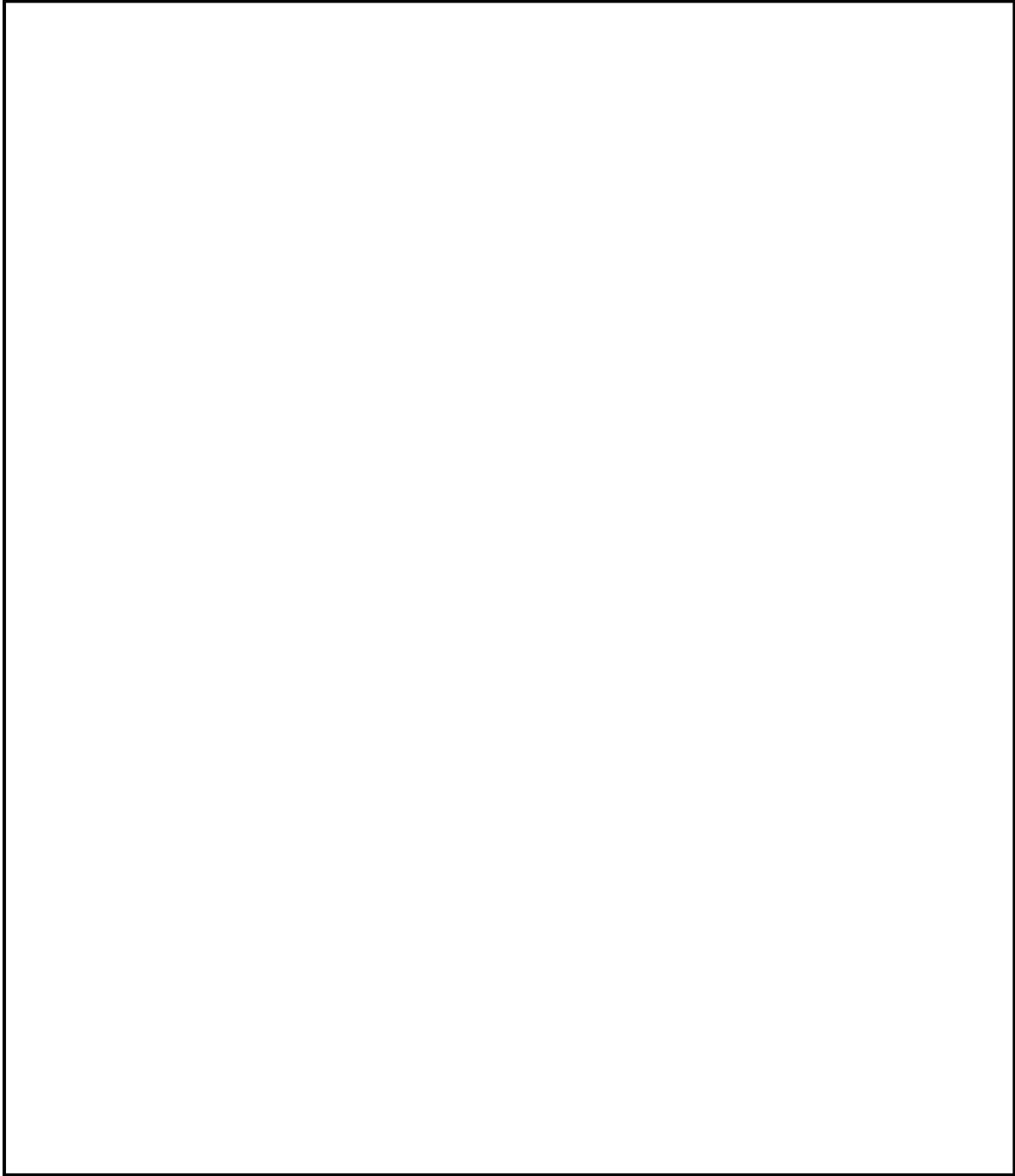


図 12 原子炉建物地下 1 階

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。

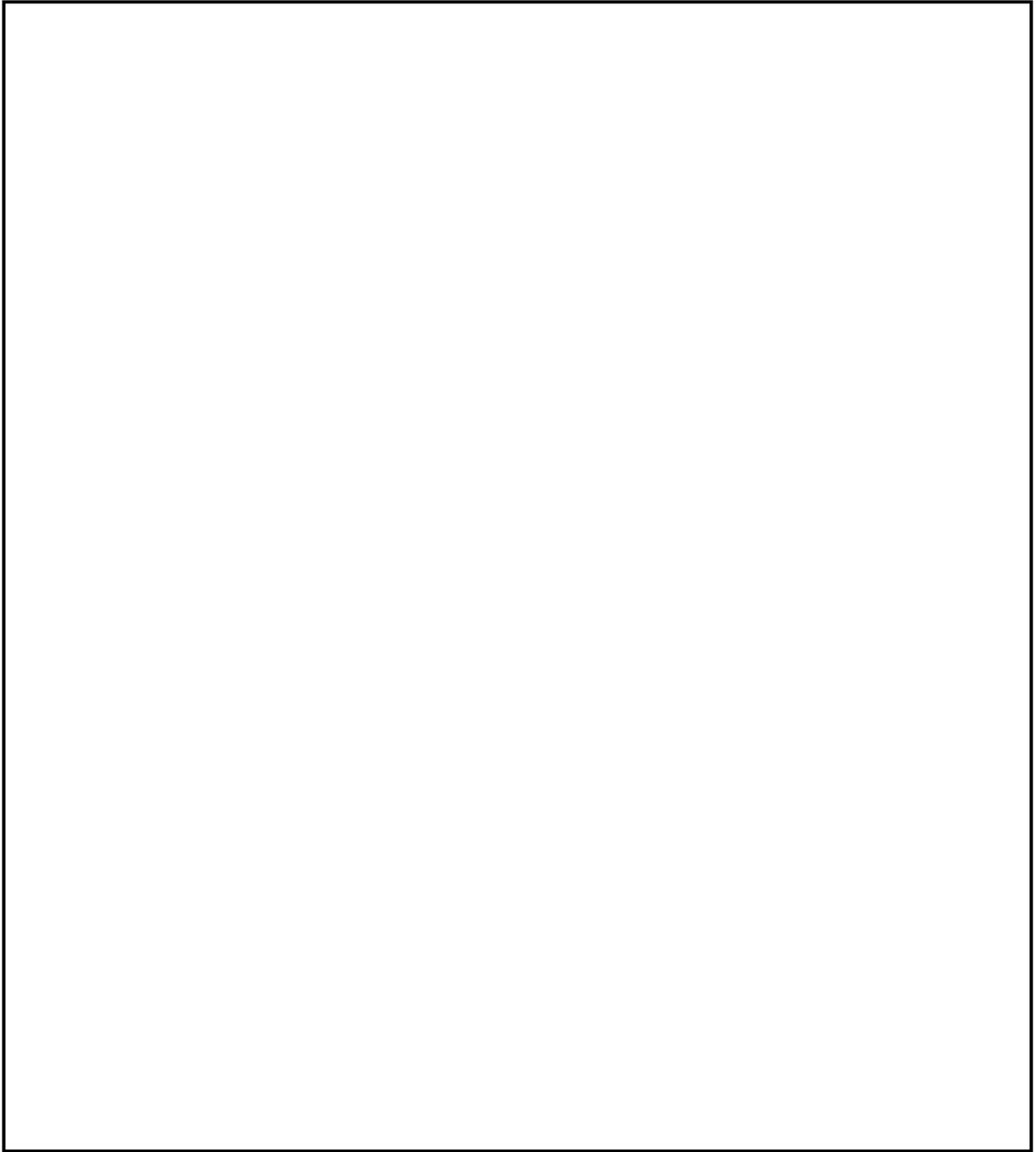


図 13 真空破壊弁設置位置図

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。

48-4
系統図

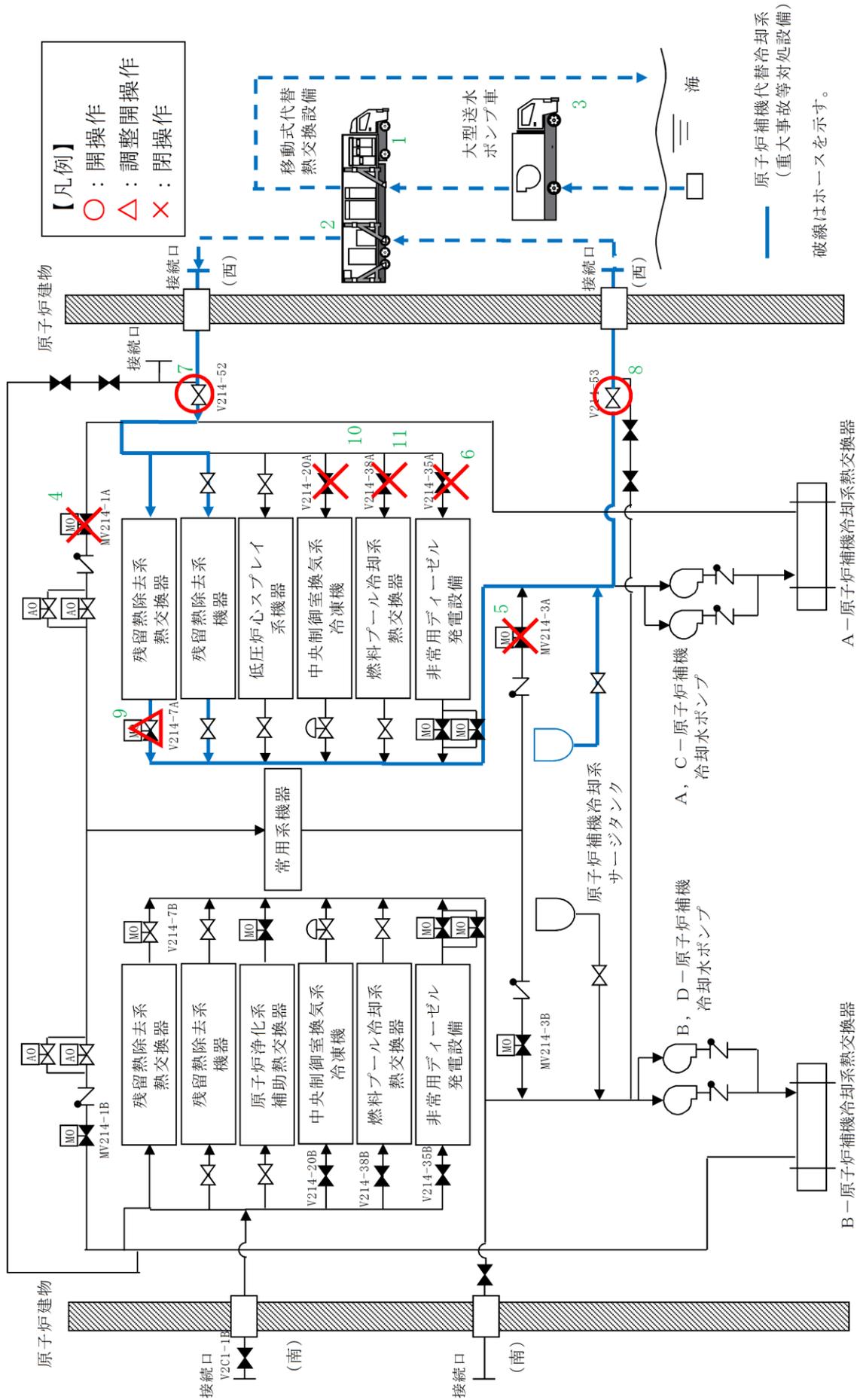


図1 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系)

表 1 原子炉補機代替冷却系機器リスト (A系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W A-D E G 冷却水入口弁
7	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
8	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
9	A-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

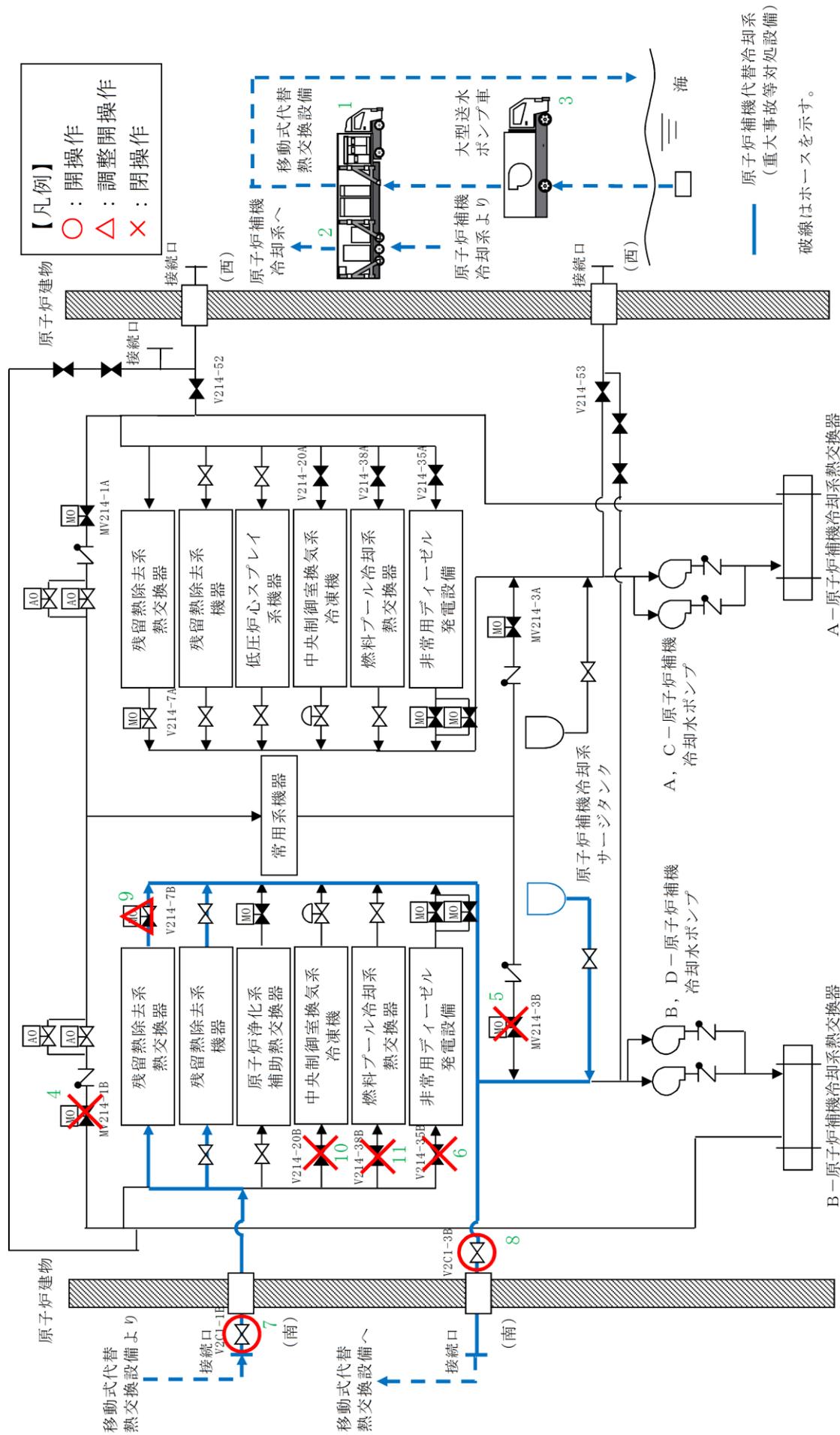


図2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系)

表 2 原子炉補機代替冷却系機器リスト (B系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W B-D E G 冷却水入口弁
7	A H E F B-供給配管止め弁
8	A H E F B-戻り配管止め弁
9	B-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W B-F P C 熱交冷却水入口弁

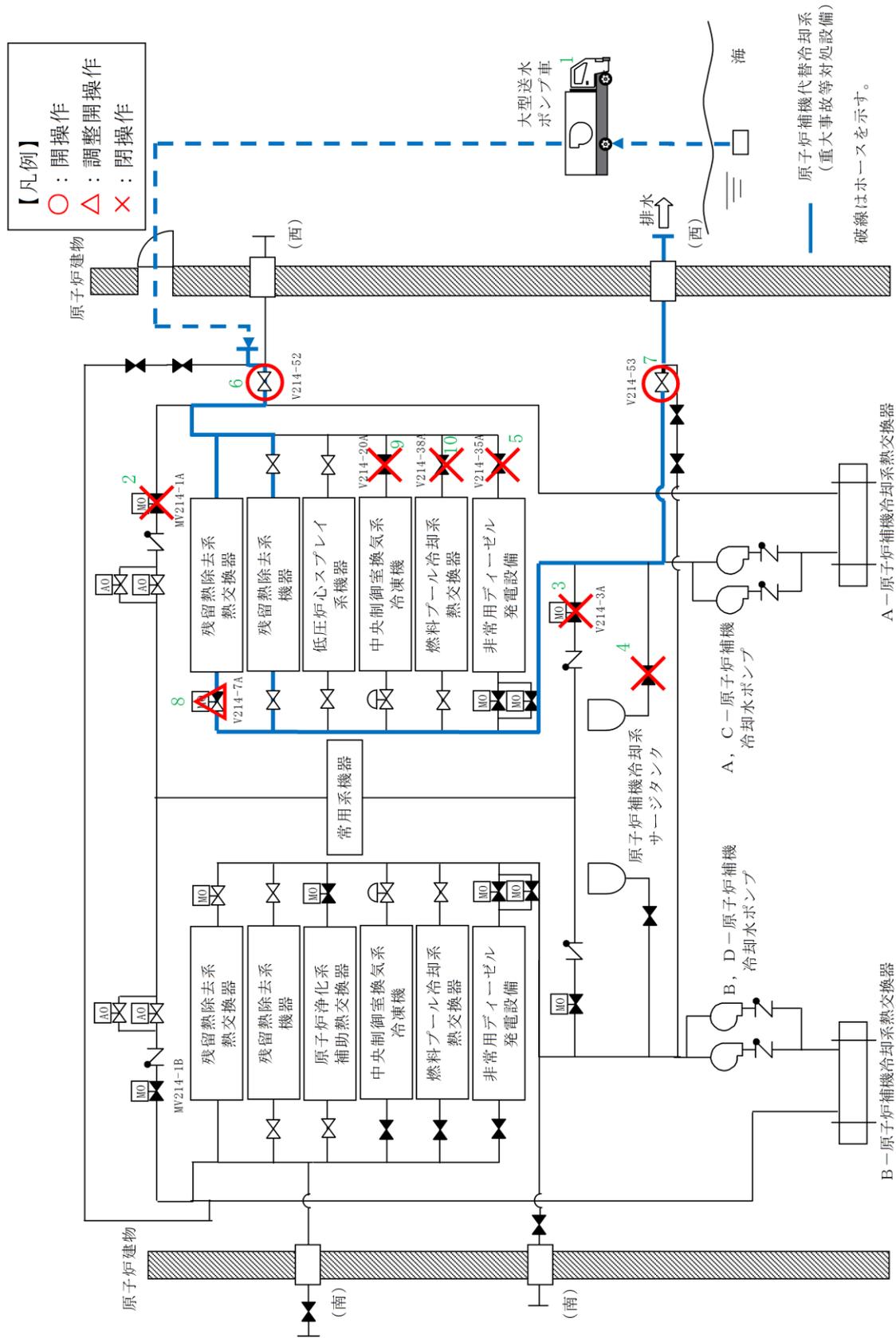


図3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内接続口)

表3 原子炉補機代替冷却系機器リスト（屋内接続口）

No.	機器名称
1	大型送水ポンプ車
2	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
3	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
4	A-R C W サージタンク 出口弁
5	R C W A-D E G 冷却水入口弁
6	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
7	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
8	A-R H R 熱交冷却水出口弁
9	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
10	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

48-5
試験及び検査

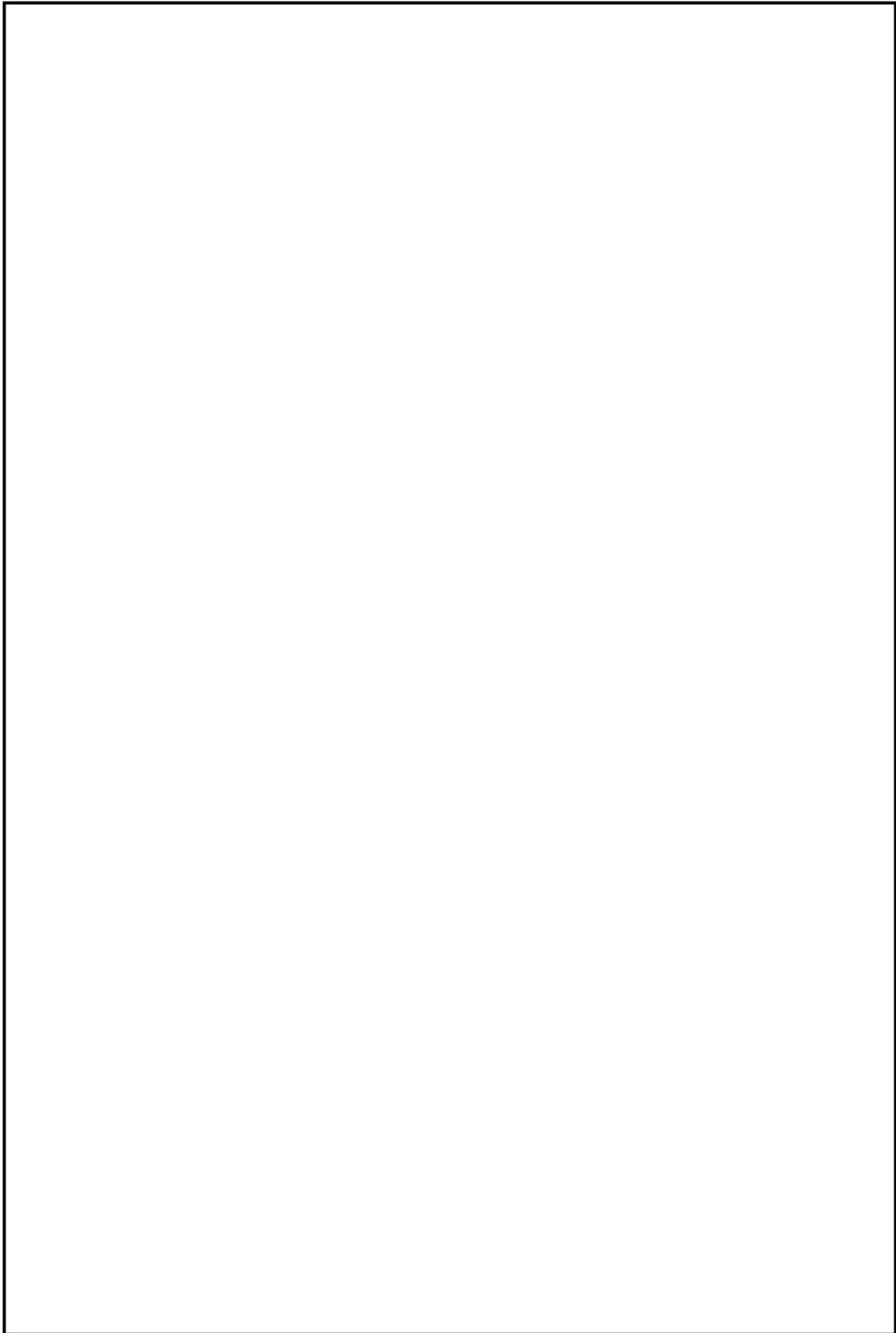


図1 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

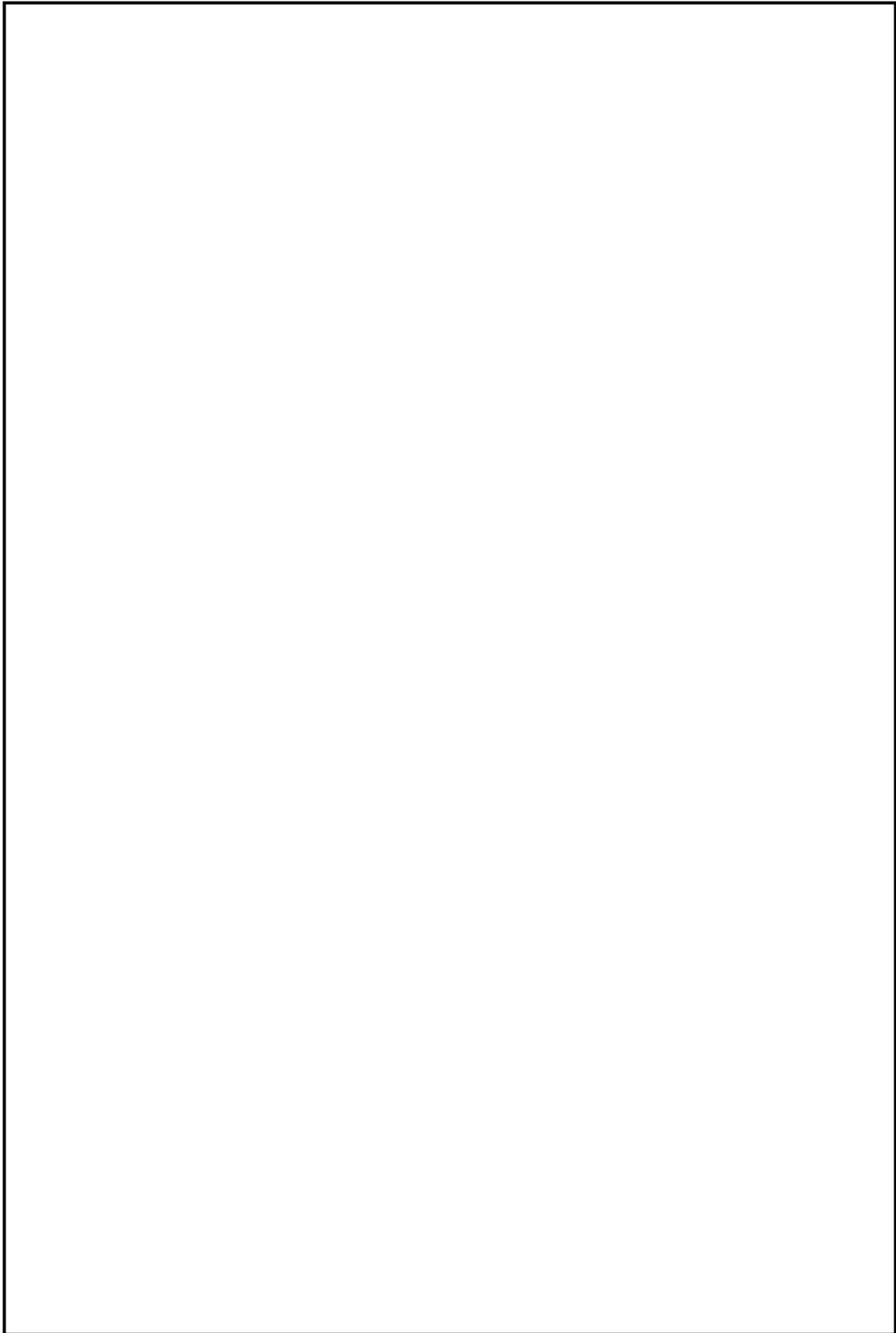


図 2 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

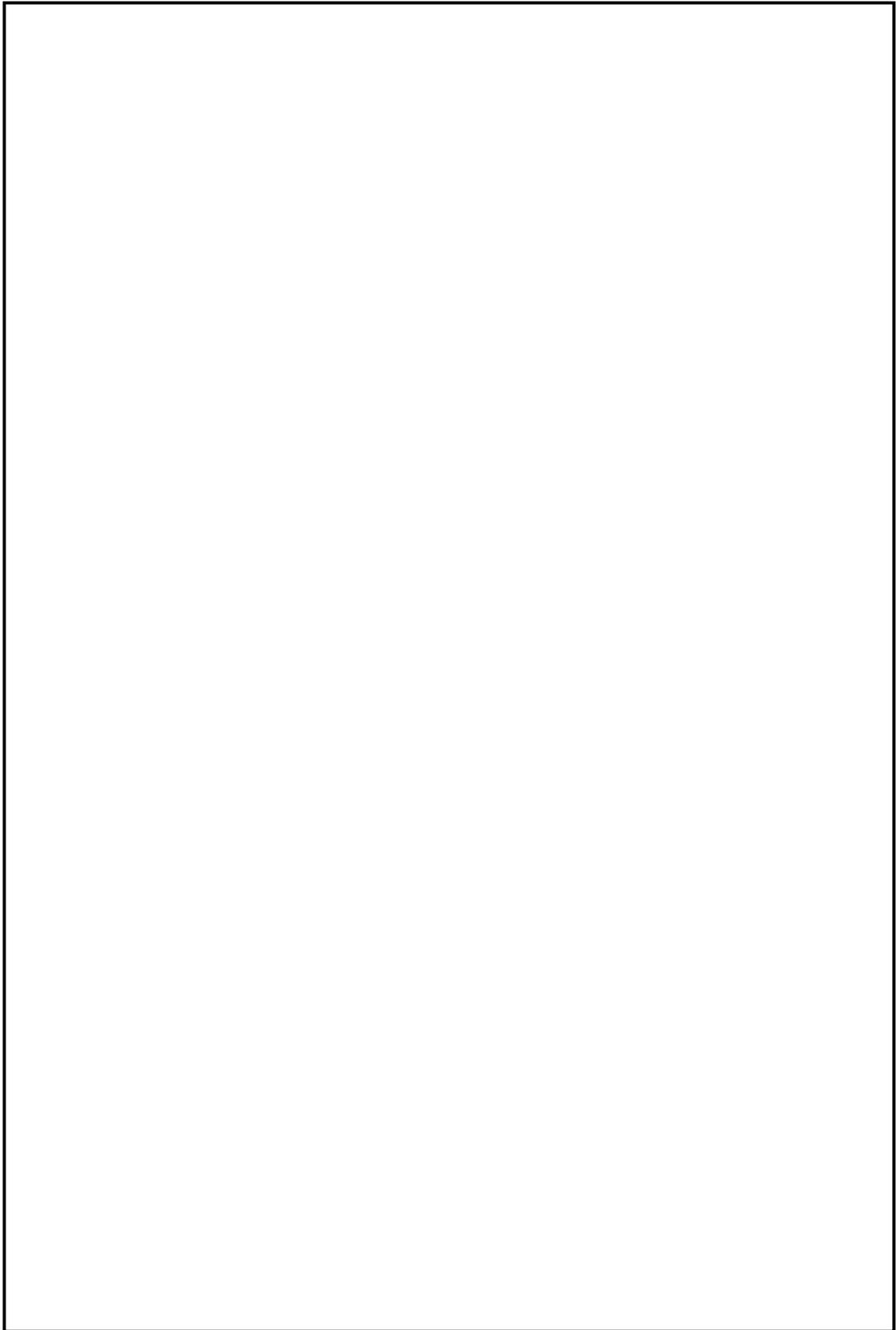


図3 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

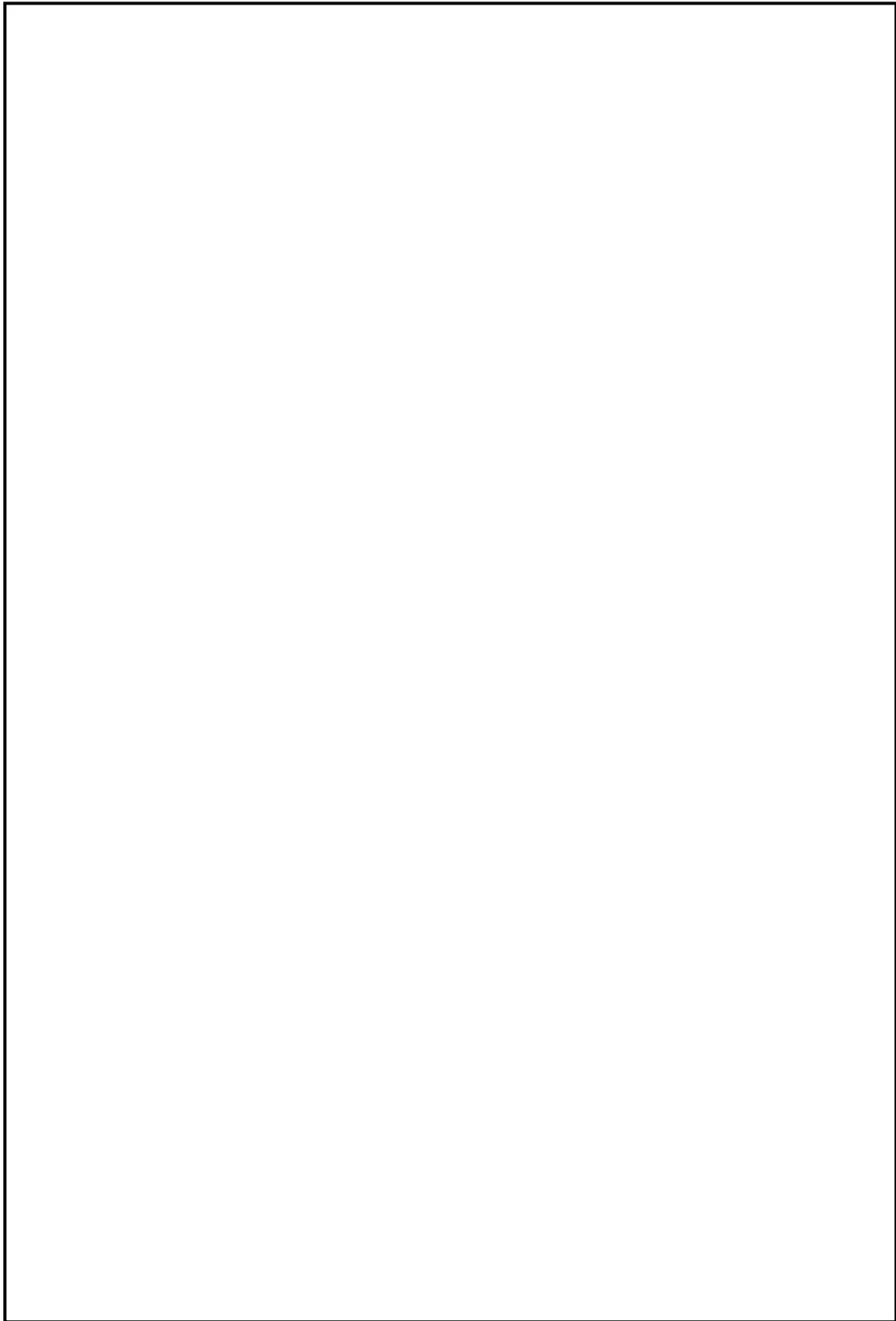


図 4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

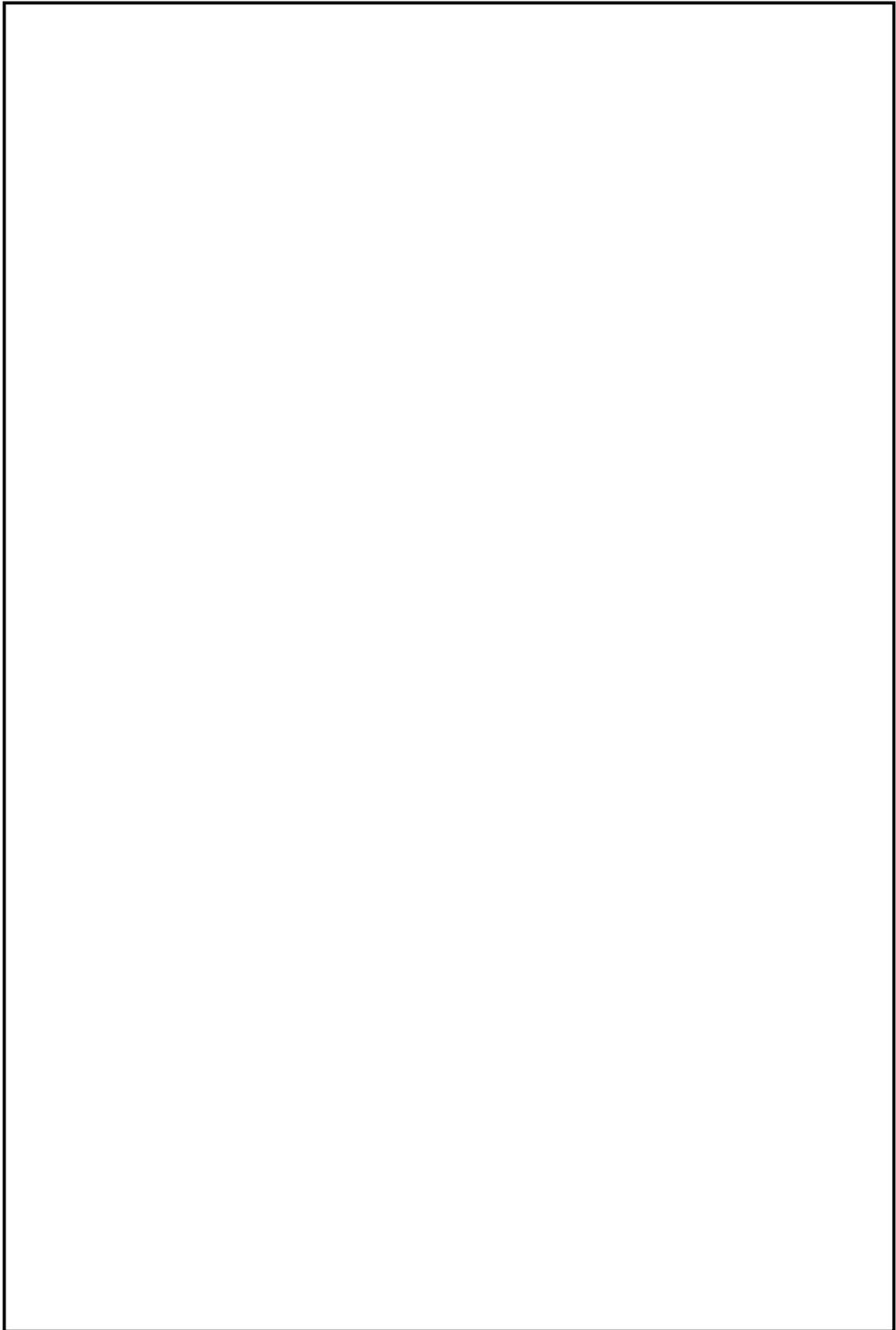


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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。

48-6 容量設定根拠

名 称	移動式代替熱交換設備	
個 数	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、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

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

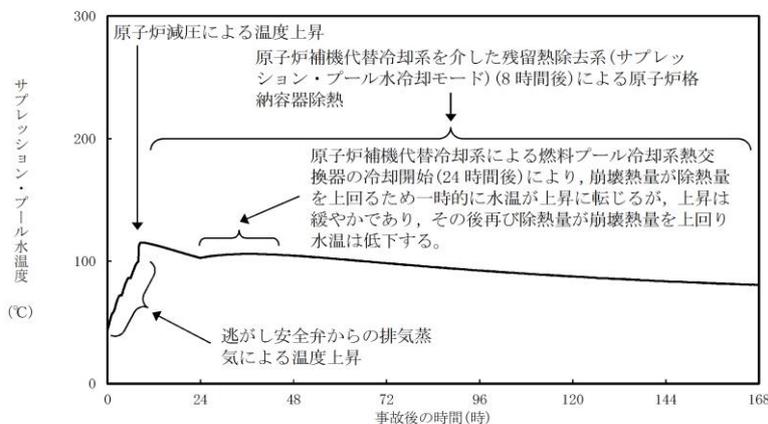


図 1 サプレッション・チェンバ水温の推移

本資料のうち、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. 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℃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℃、冷却水供給温度35℃とした場合の海水出口温度約56℃に余裕を考慮し、65℃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	°C	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、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

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

2. 揚程の設定根拠

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。

本資料のうち、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。

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 2 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 2 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。

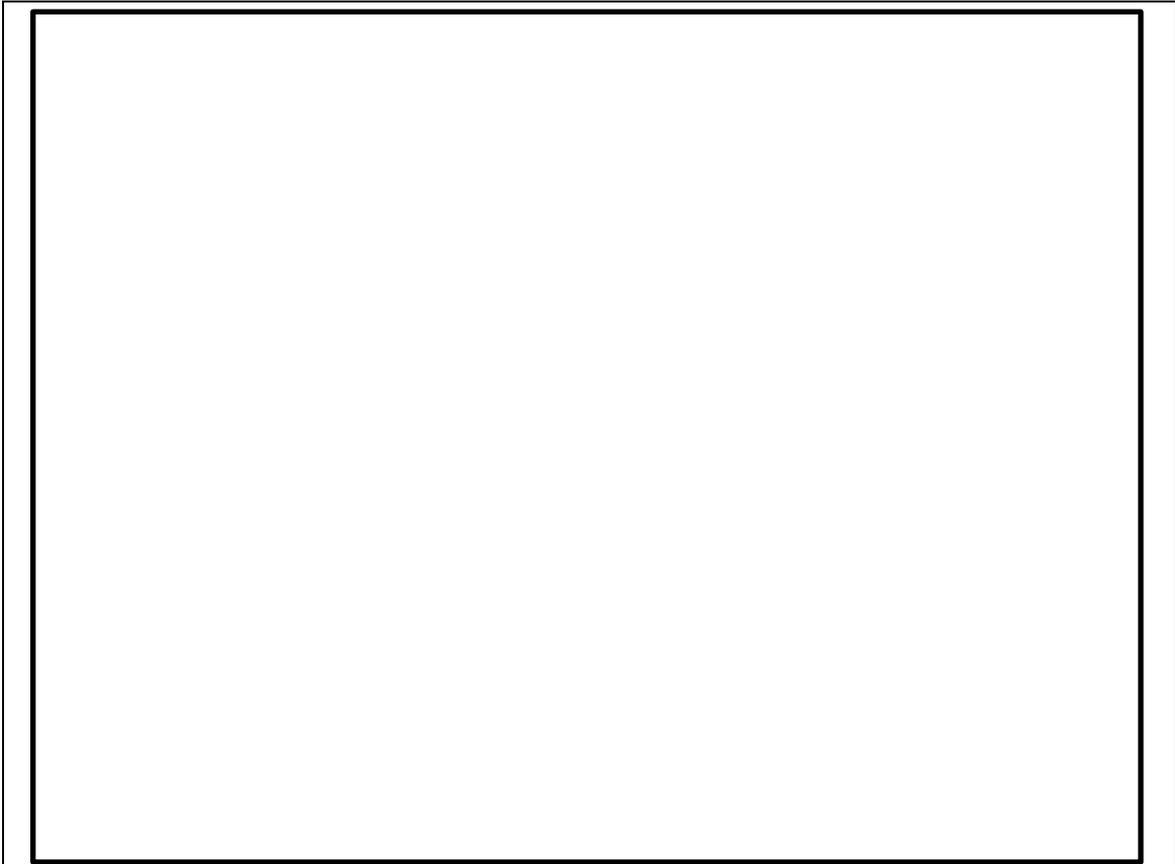


図 2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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	0.99 以上 (注 1) (1.2 (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	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>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。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>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。</p> <p>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、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。</p> <p>具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。</p>		

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

※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48-6-11～13参照。

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。

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水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配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.99	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48-6-11～13参照。

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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 ※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	:	0.82MPa	

※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48-6-11～13 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。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.99MPa[gage]以上とし、1.2MPa[gage]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。

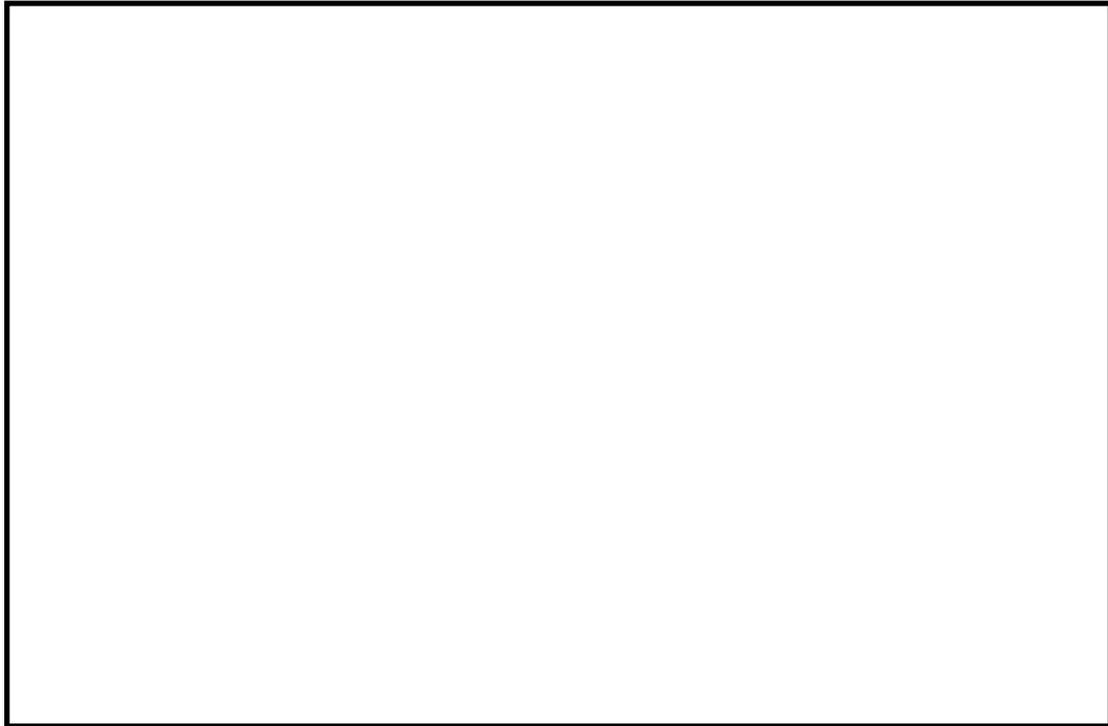


図3 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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4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。

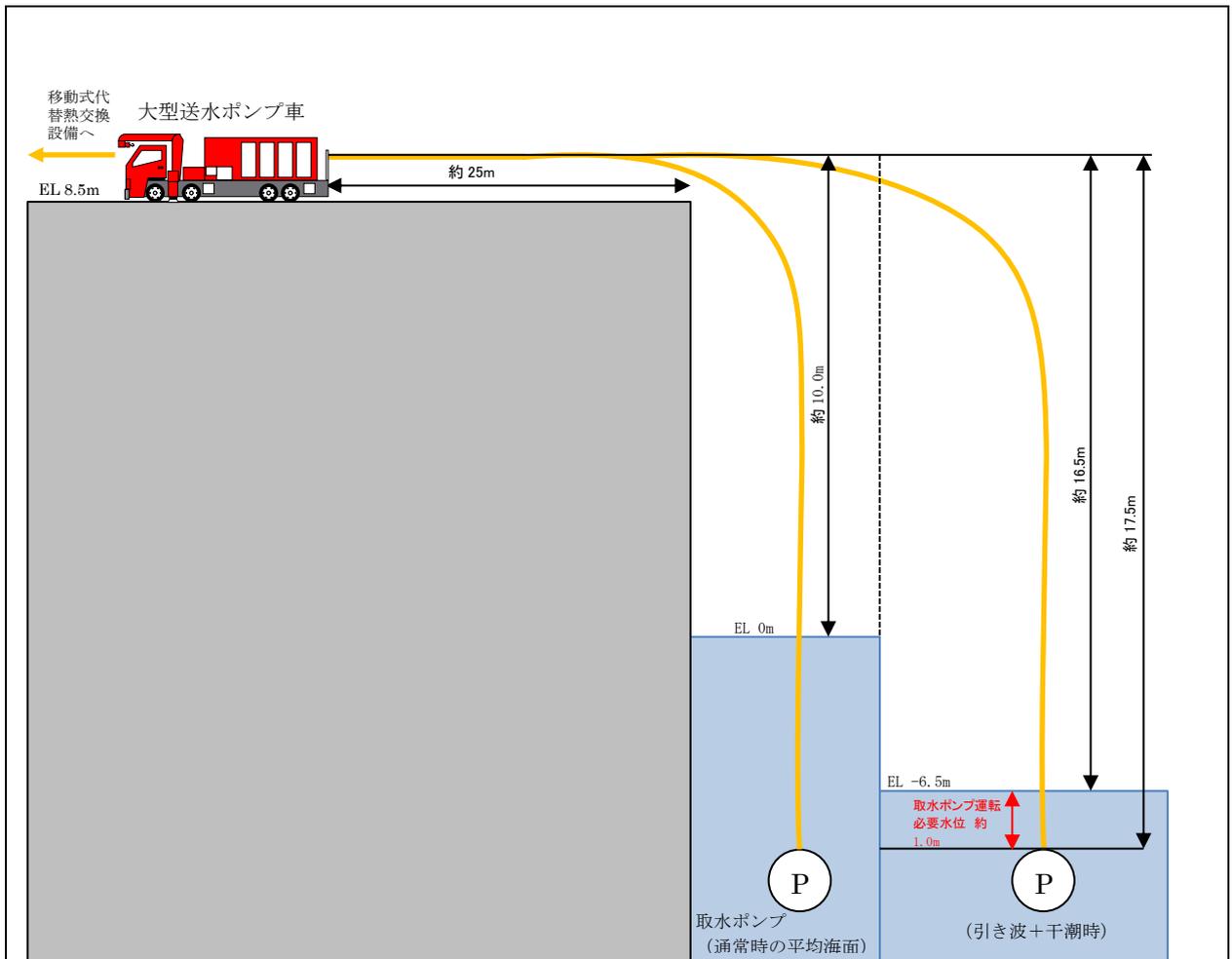


図4 大型送水ポンプ車概要図

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。

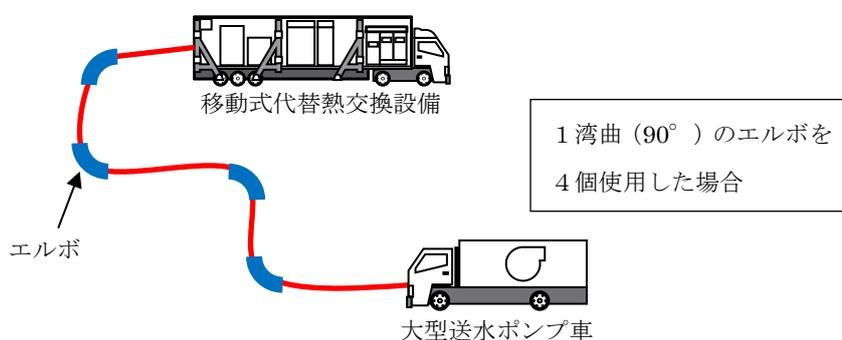


図5 想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

<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

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

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

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

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

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

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

ここで

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

$$= 2.00067 \dots$$

$$\approx 2$$

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

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

$$= 0.0119400\dots$$

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

48-7 接続図

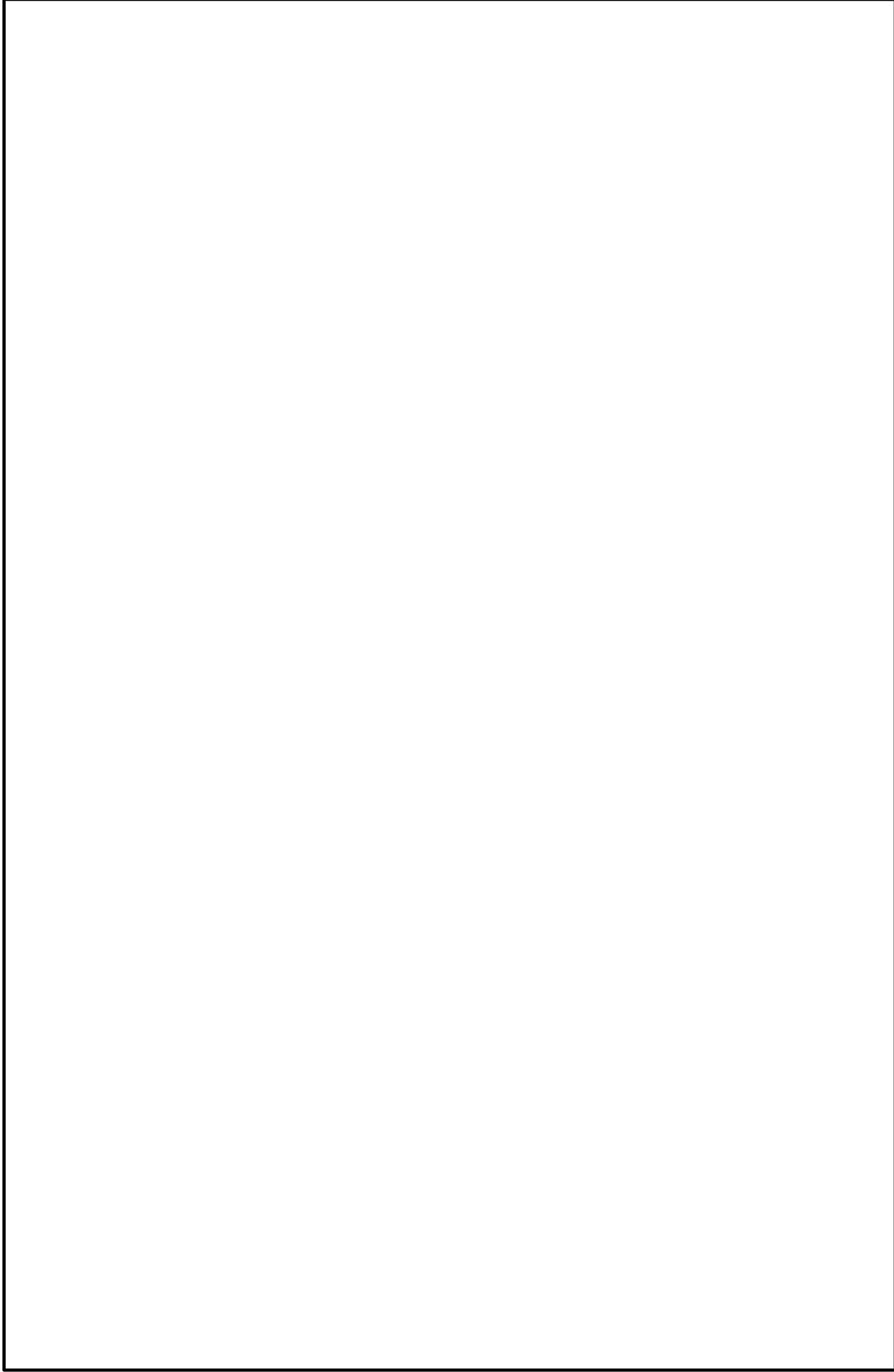


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

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。

48-8 保管場所図



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。

48-9 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

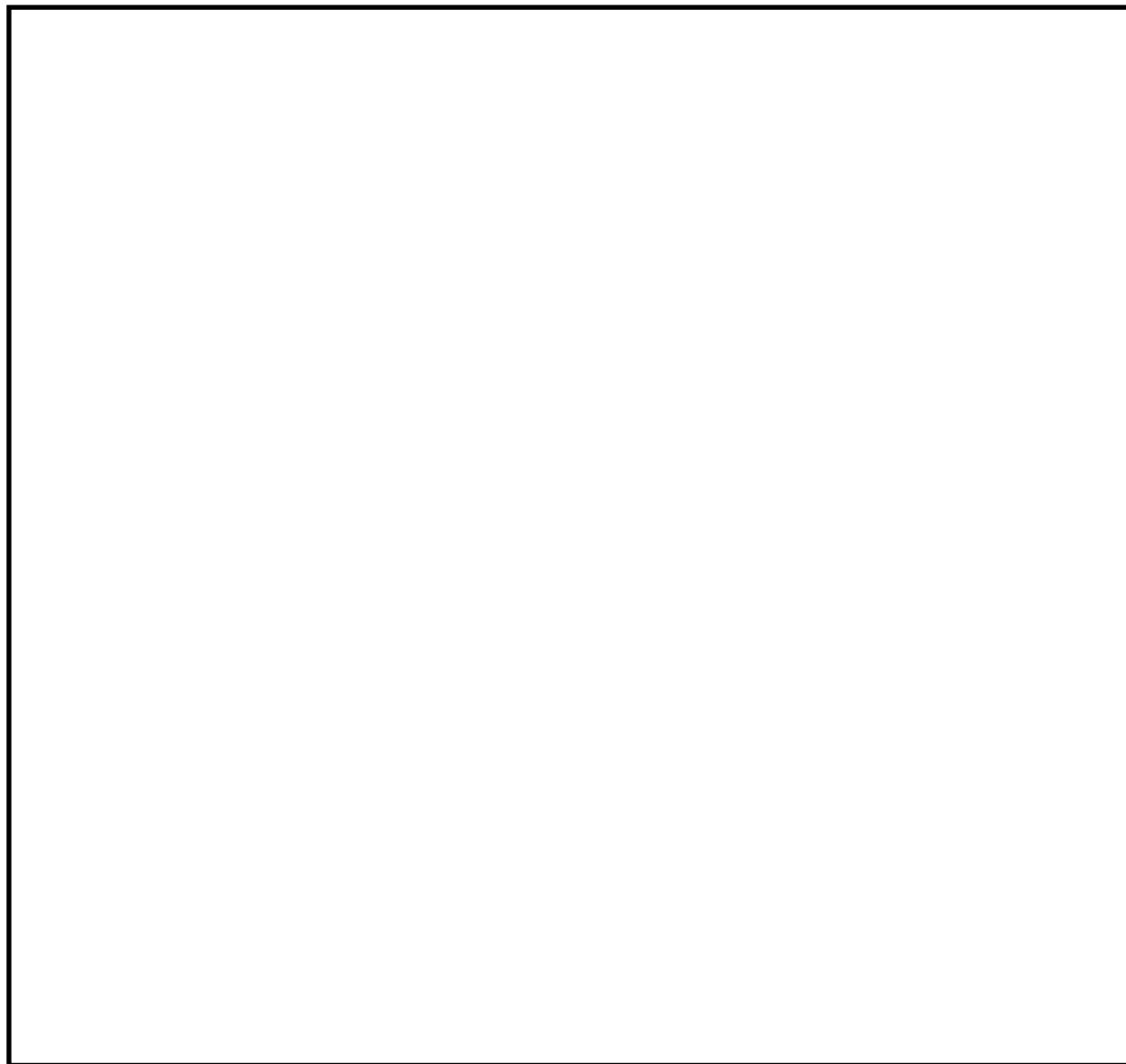


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

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。

48-10
その他設備

【自主対策設備】

1. 大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の実施

大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は、移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に、大型送水ポンプ車により海水を外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

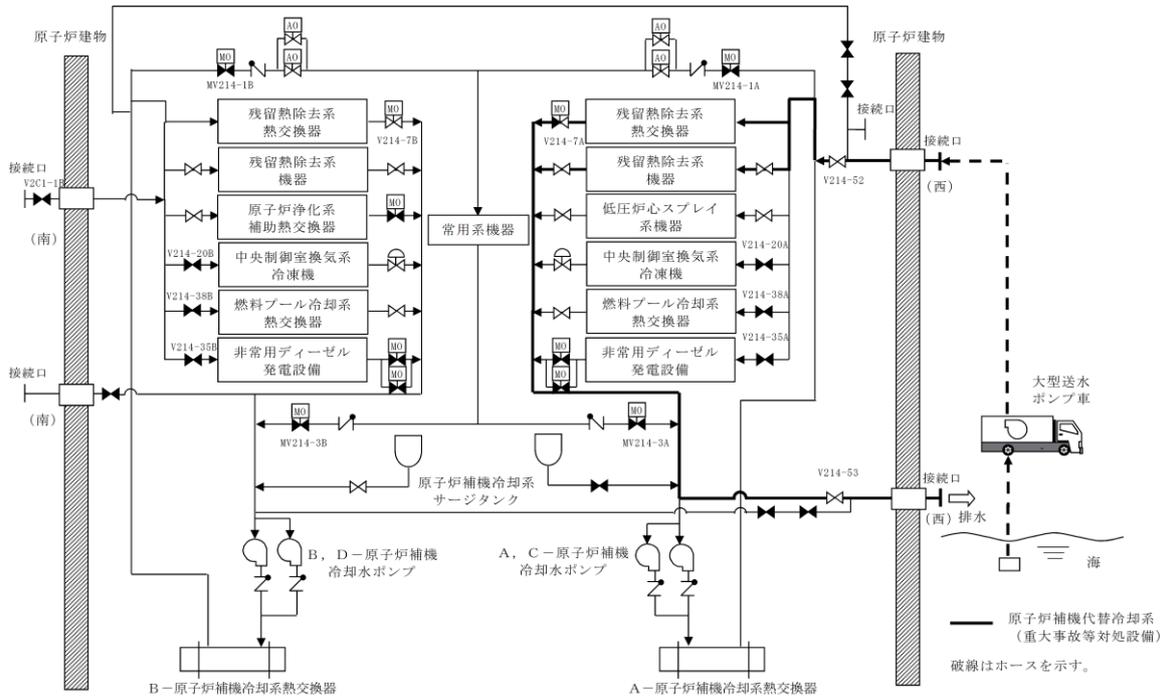


図1 大型送水ポンプ車による除熱（A系の例） 概略系統図

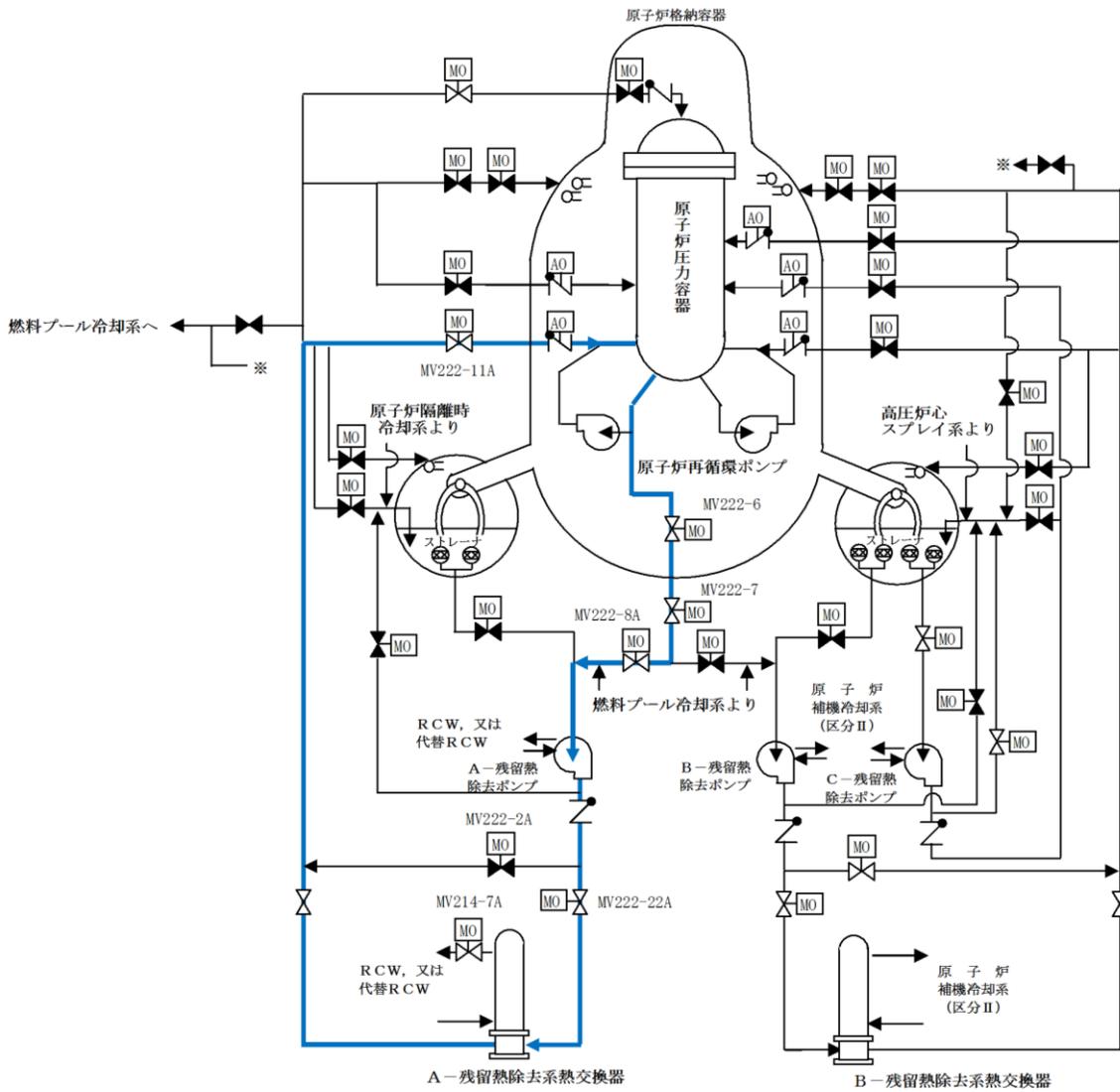


図2 A-残留熱除去系による原子炉除熱 概略系統図

2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。

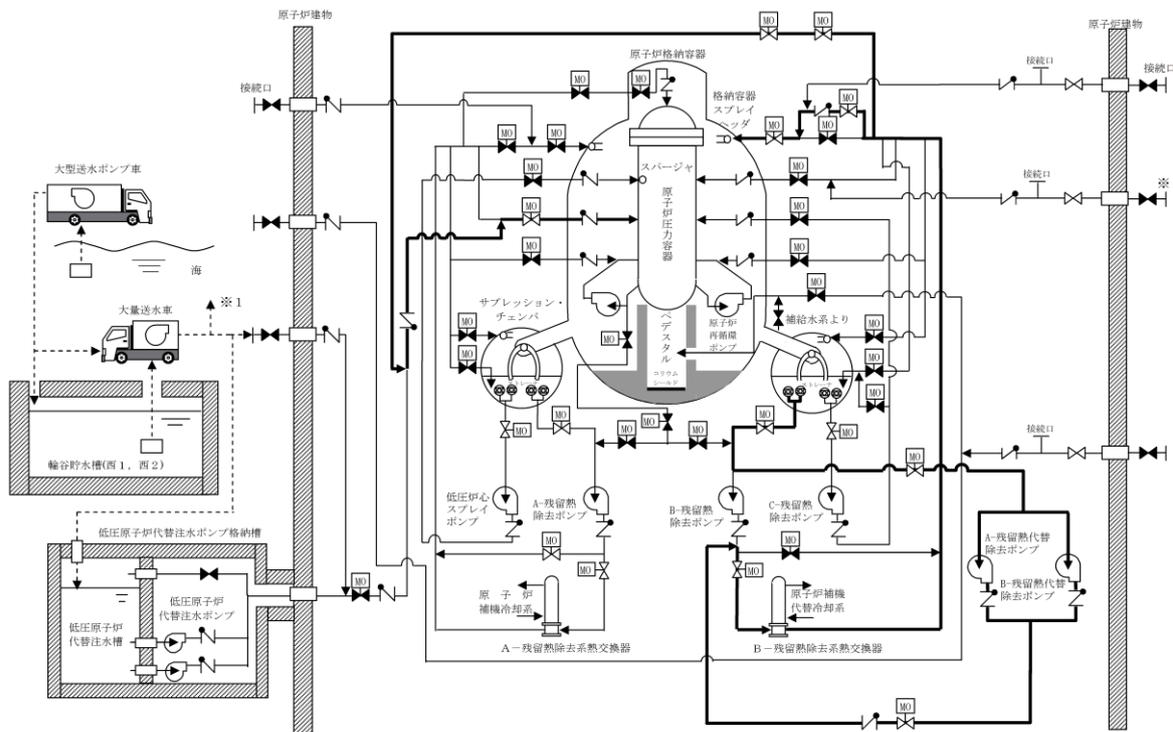


図3 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統概要図

移動式代替熱交換設備の構造について

原子炉補機代替冷却系（図4）の移動式代替熱交換設備は図5で示す通りポンプ2台、熱交換器2基、ストレーナ2基で構成される。熱交換器は大型送水ポンプ車により通水した海水により冷却される。

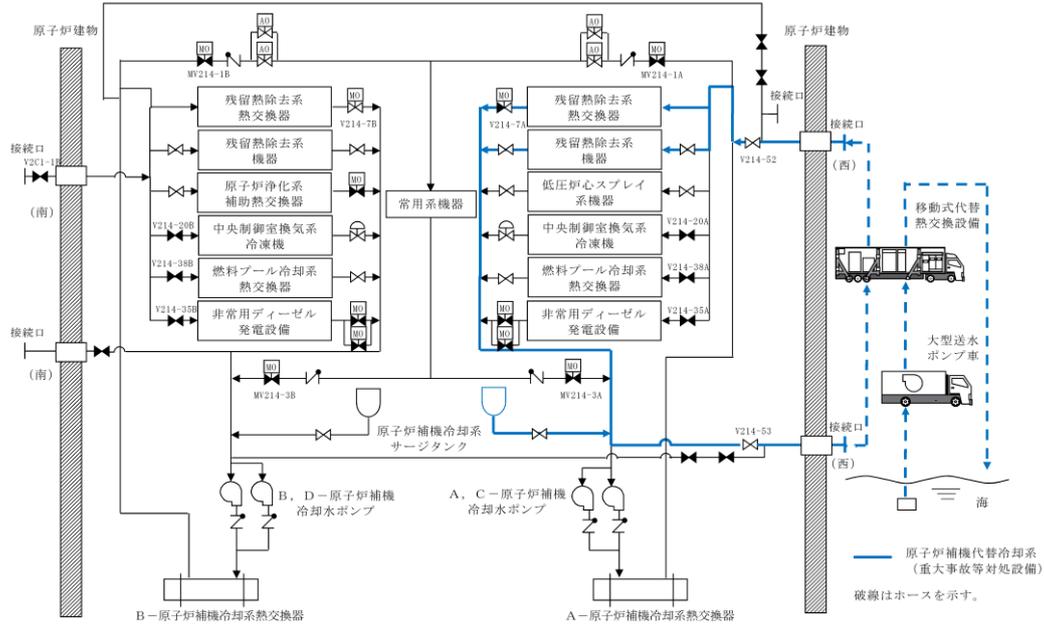


図4 原子炉補機代替冷却系 系統概略図

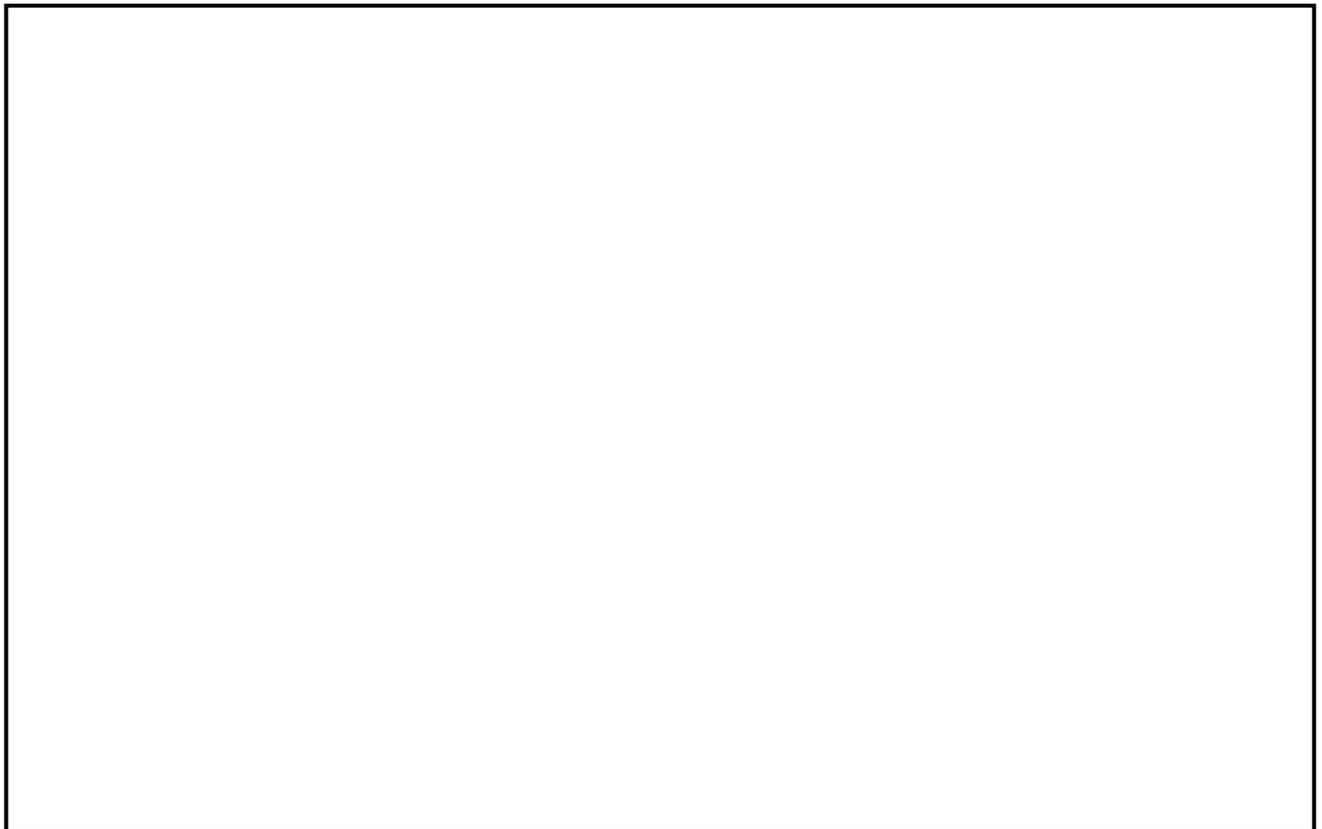


図5 移動式代替熱交換設備 概要図

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。

48-10-4r17
48補-62r17

3. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を経由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。

耐圧強化ベントラインを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェルベントを行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

耐圧強化ベントラインを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁を設置している。操作を行う必要がある隔離弁のうち、電動弁については遠隔手動弁操作機構又は現場のハンドル操作、空気作動弁についてはS G T耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ及びS G T耐圧強化ベントライン止め弁操作設備を用いることで、全ての電源喪失時においても操作可能な設計とする。

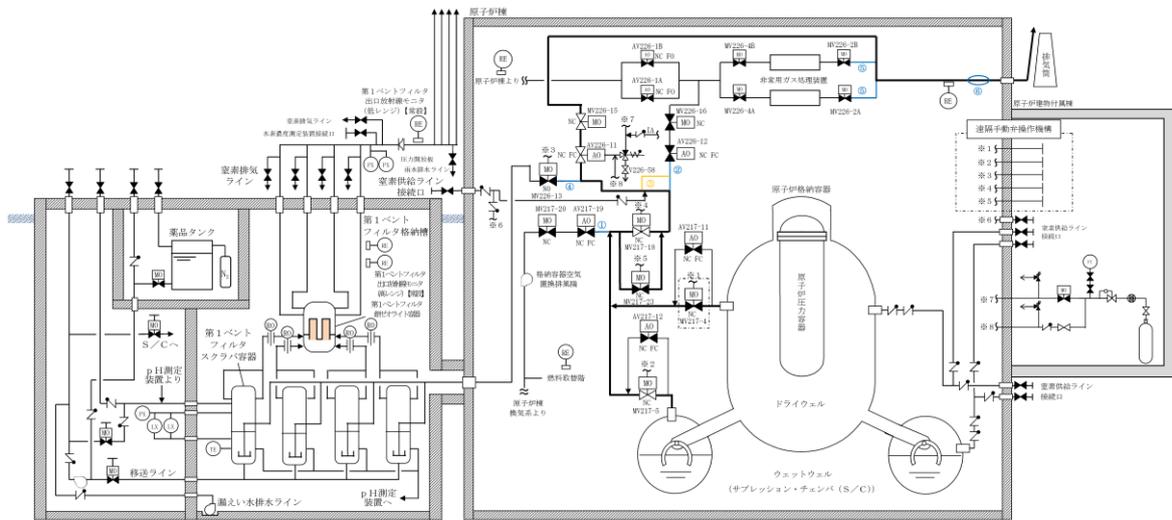


図6 耐圧強化ベントライン 概略系統図

(1) 耐圧強化ベントラインの水素爆発防止対策に関する状況について

原子炉格納容器から排気管放出端までの耐圧強化ベントラインの配管ルートを図7，8，9に示す。

耐圧強化ベントラインは炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、耐圧強化ベントラインから分岐している配管の水素爆発防止対策に関する状況を以下に示す。

- a. 原子炉棟空調換気系との隔離弁（AV217-19）までの配管【図8：①】は、水平配管であり閉止端までの距離が短いため、水素が蓄積することはないと考えられる。
- b. 非常用ガス処理系との隔離弁（AV226-12）までの配管【図8：②】は、ハイポイントを有するが、水素の蓄積を防止する目的で、ハイポイント箇所から耐圧強化ベントラインへのバイパスライン【図8：③】を設置する。
- c. 以下の配管は、水素は微量であるものの、蓄積する可能性が否定できないため、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。
 - ・格納容器フィルタベント系との隔離弁（MV226-13）までの配管【図8：④】
 - ・非常用ガス処理系との隔離弁（MV226-2A, 2B）から耐圧強化ベントラインとの合流部までの配管【図8：⑤, ⑥】



図7 耐圧強化ベントラインの配管ルート図

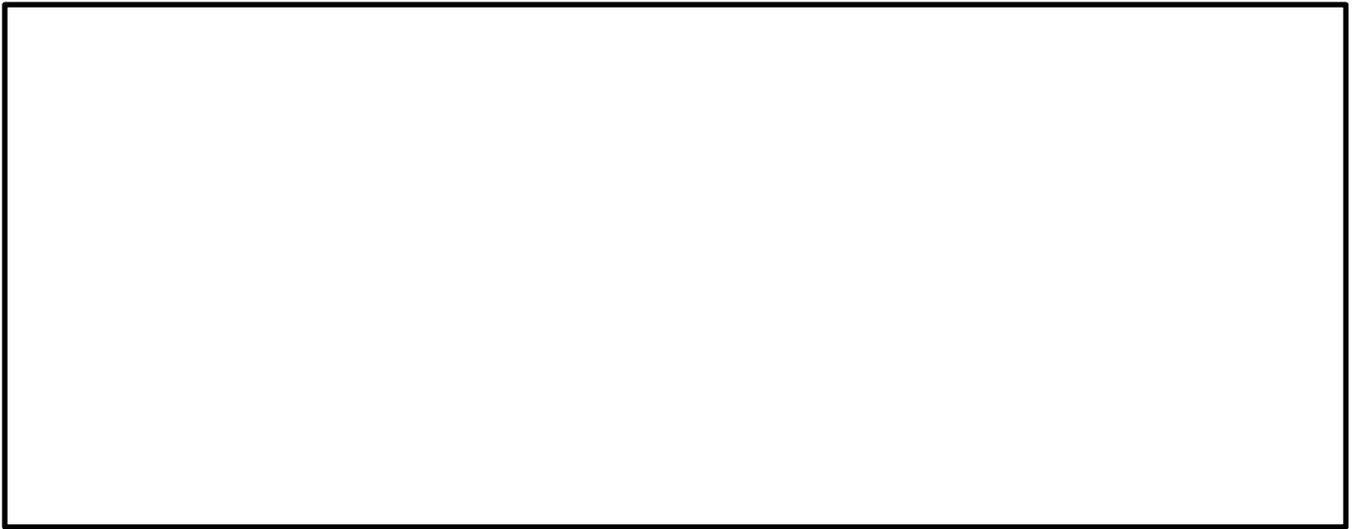


図8 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（他系統への分岐部）

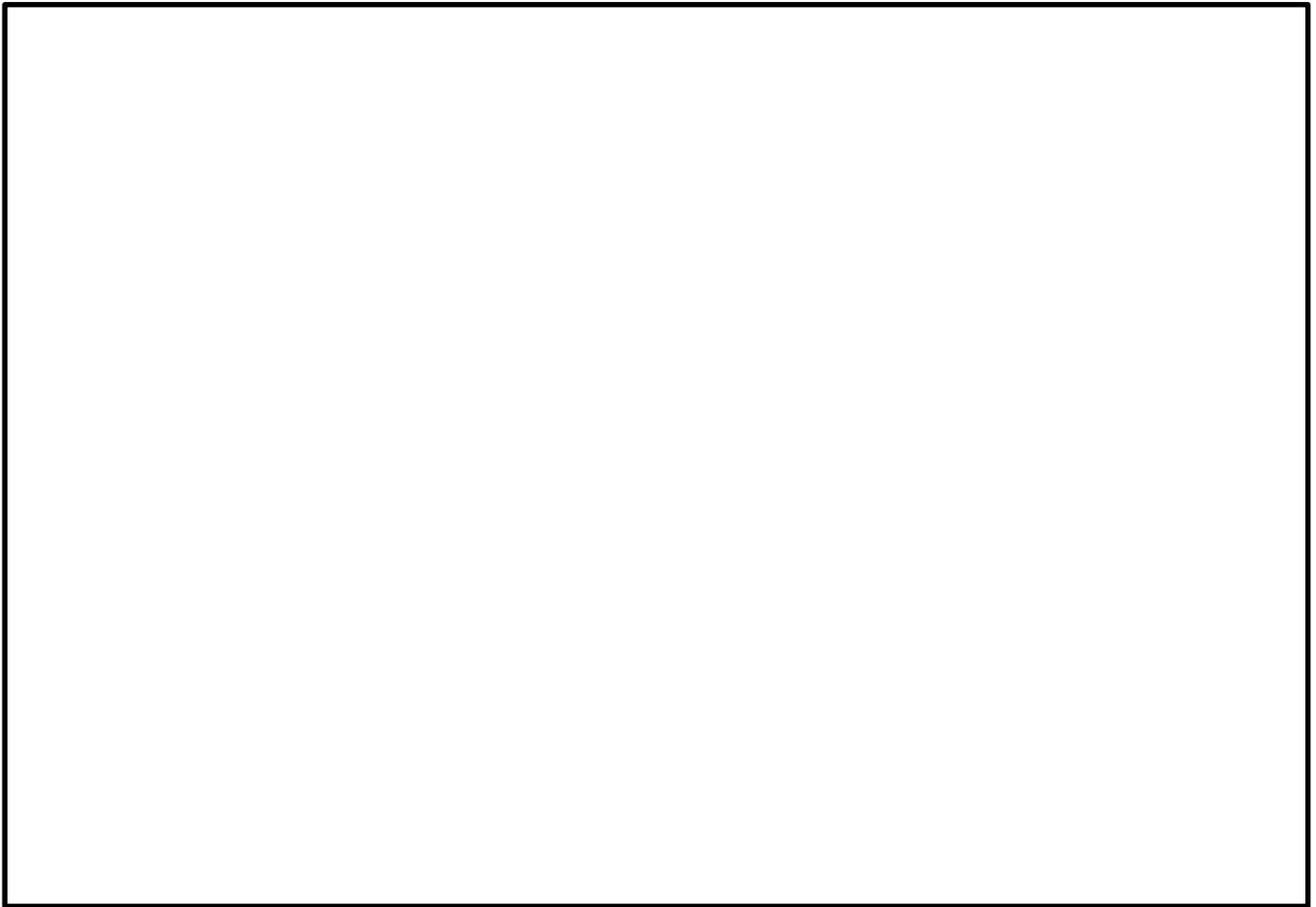


図9 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（高低差）

本資料のうち、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) 蒸気凝縮によるドレンについて

耐圧強化ベントラインを使用した場合、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によりドレンが発生し、図 10 に示すローポイントにドレン溜まりが出来る可能性はあるが、以下のとおり格納容器圧力 約 10kPa[gage] 以上であればベントガスによって非常用ガス処理系排気管放出端からドレンを排出できる。

a. ドレンの排出が可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象（気液対向流制限現象）については、配管口径が小さい場合には気相流速（ j_G ）に依存するが、配管口径が約 以上の領域では Ku 値（Kutateladze 数[-]）に依存し、 となる（参考図書 1）。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。

$$Ku = \frac{\rho_G^{0.5} \cdot j_G}{(g \cdot \sigma (\rho_L - \rho_G))^{0.25}}$$

ρ_G : 気相密度 (0.598[kg/m³]) ※1

ρ_L : 液相密度 (958.1[kg/m³]) ※1

g : 重力加速度 (9.80665[m/s²])

j_G : 気相流速 [m/s]

σ : 表面張力 (0.0589[N/m]) ※1

※1 : 括弧内は大気圧のときの値を表す。

島根 2 号炉の非常用ガス処理系排気管放出端は 400A の配管であるため、ベントガス流速が を満足する より大きい場合に、配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

b. ベントガスによってドレンを排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。

$$v = W_{\text{vent}} / (\rho \times A)$$

v : ベントガス流速 ()

W_{vent} : ベントガス流量 [kg/s]

ρ : ベントガス密度 (0.598[kg/m³])

A : 配管断面積 (0.11787[m²])

ベントガス流速 に対応するベントガス流量は約 となる。系統の圧力損失計算結果より、ベントガス流量 約 の時の格納容器圧力は約 10 kPa[gage] 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。

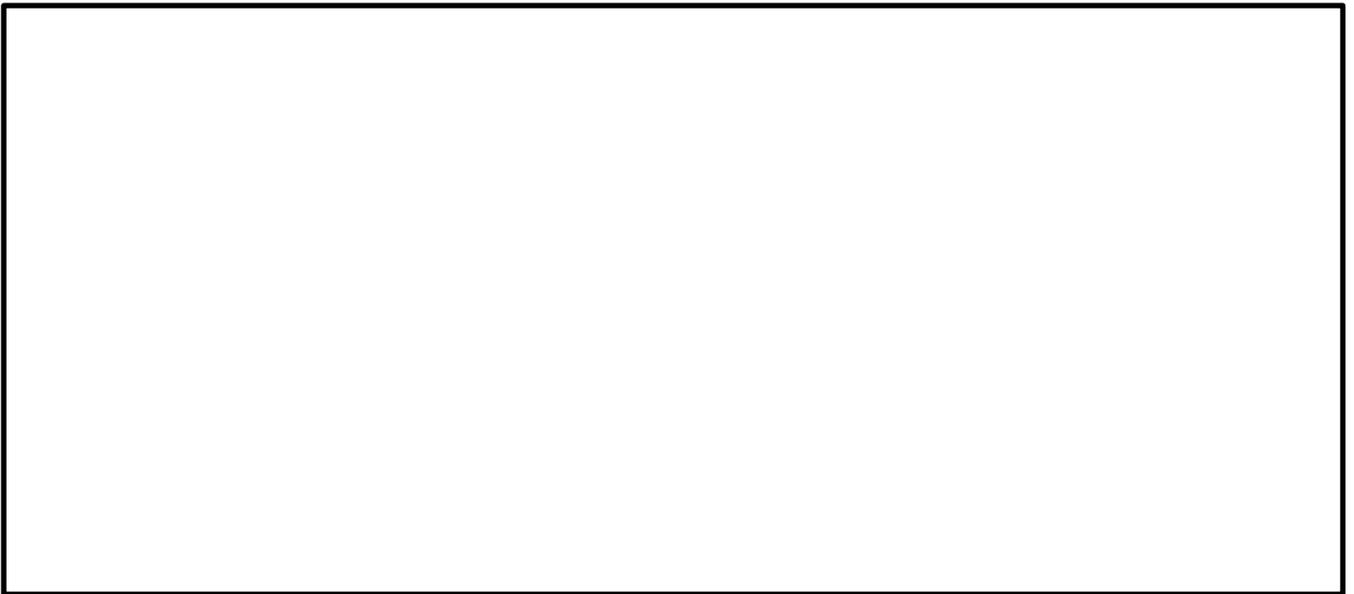


図10 耐圧強化ベントラインのローポイントから非常用ガス処理系排気管放出端までの配管ルート図

《参考図書》

1. Richter H.J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)

本資料のうち、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 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	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

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		系統運転時における水位の範囲 上限水位の範囲	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℃	システムの最高使用温度 (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 低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/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 1	中央制御室 緊急時対策所
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図 1 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。）

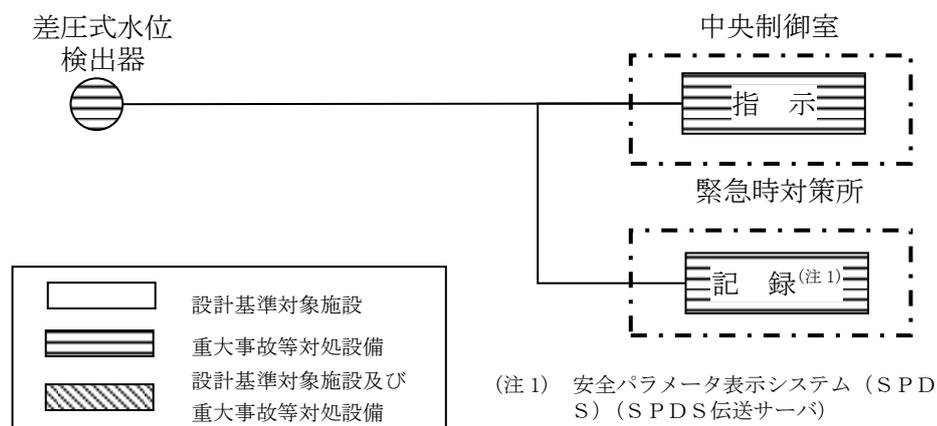


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

(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。）

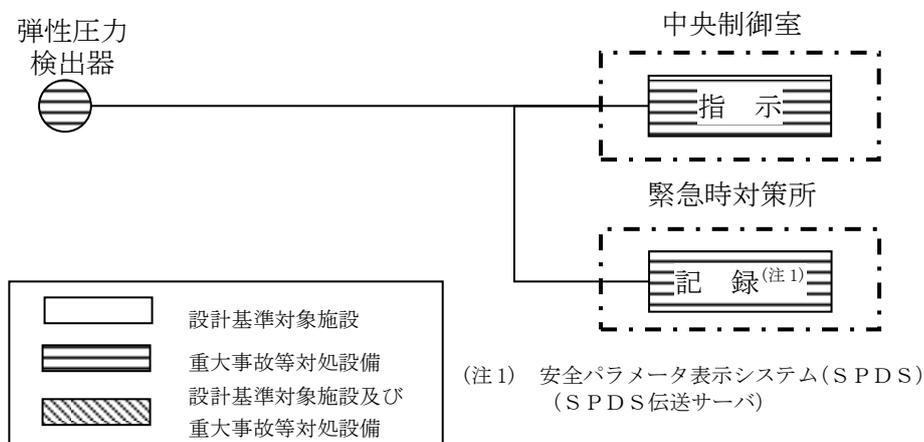


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

(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。)

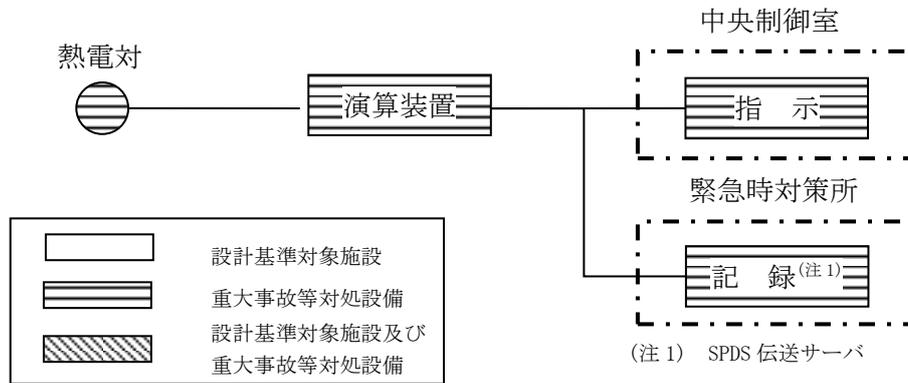


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(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。)

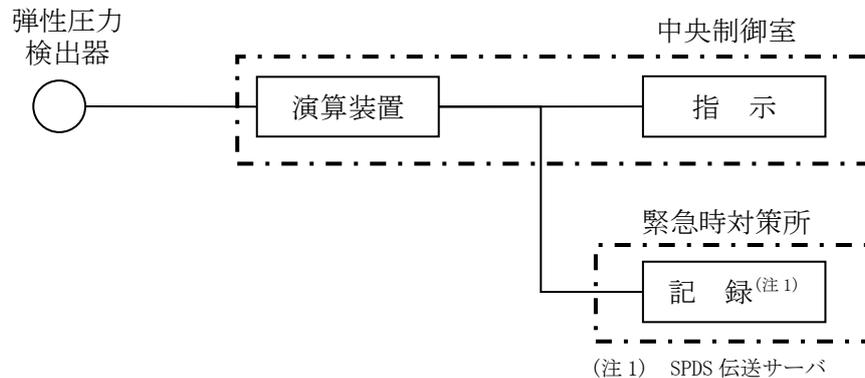


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(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。)

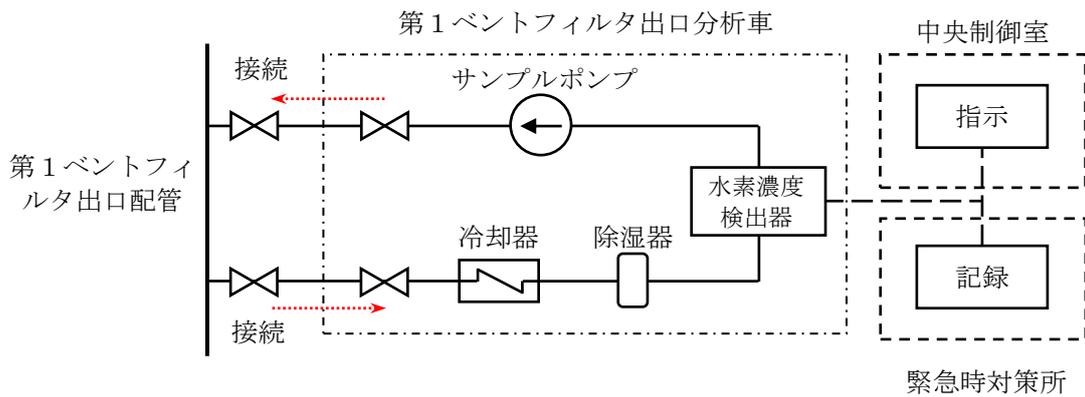


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

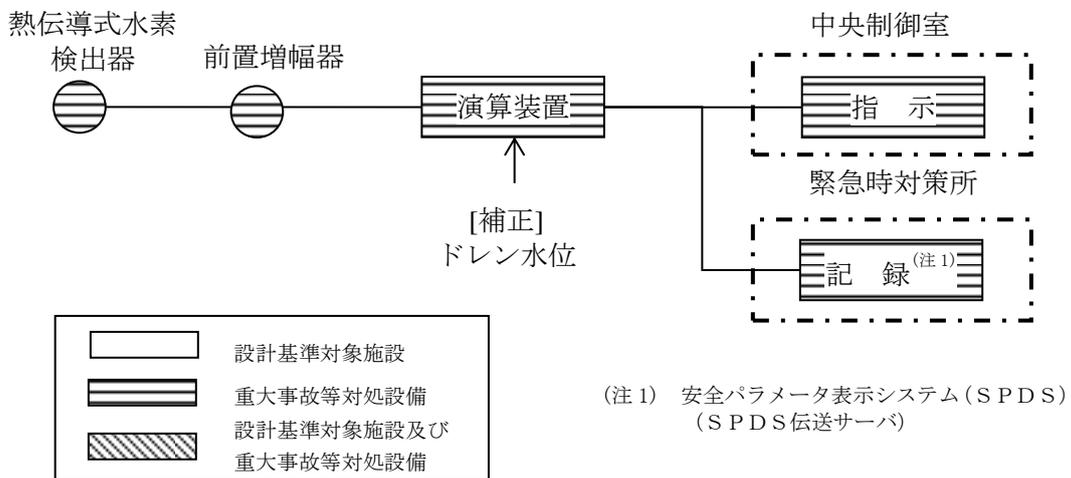


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(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。)

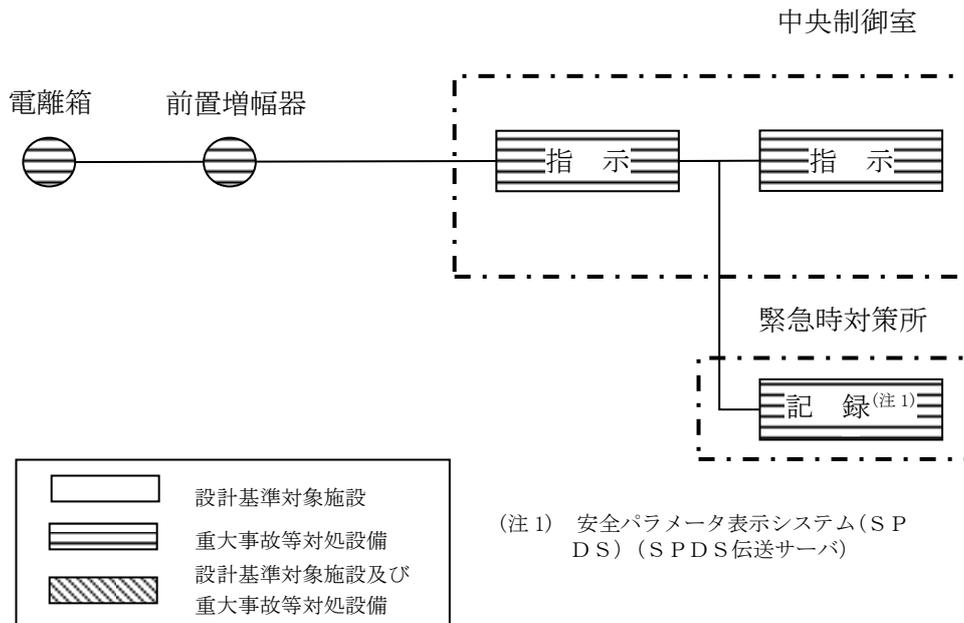


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

(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。)

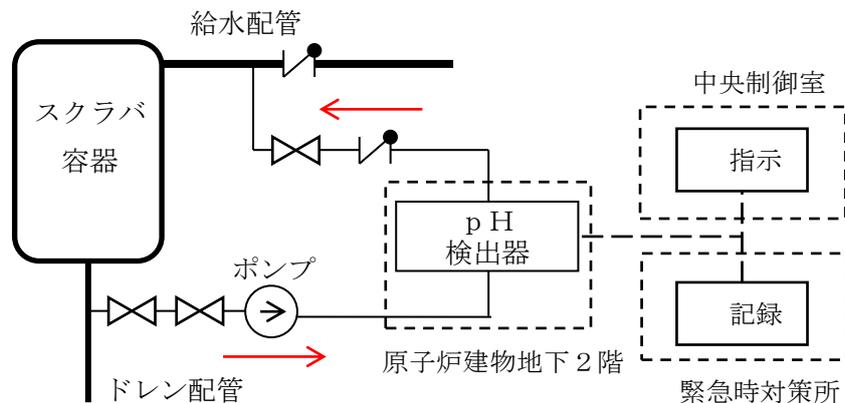
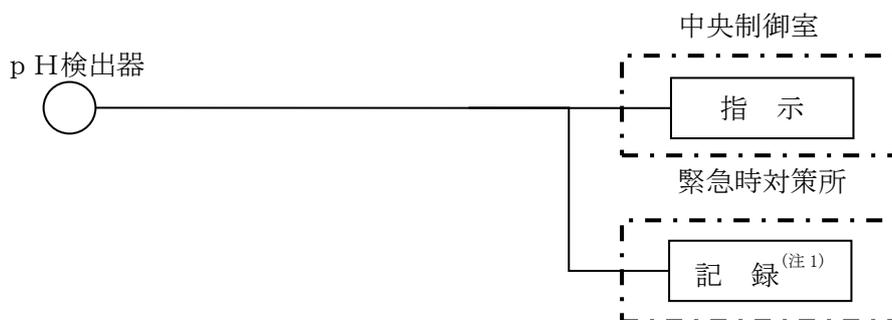


図9 スクラバ水 pHシステム概要図



(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）

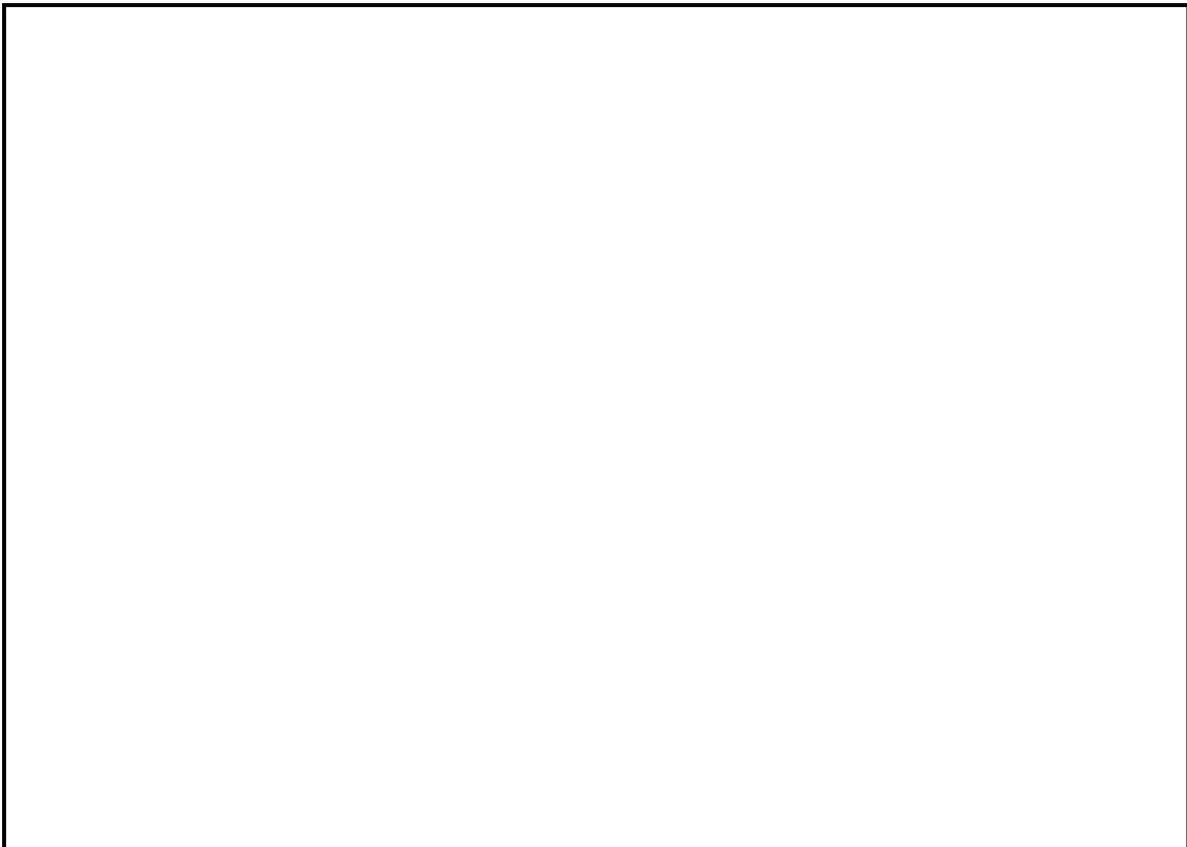


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物2階）

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。

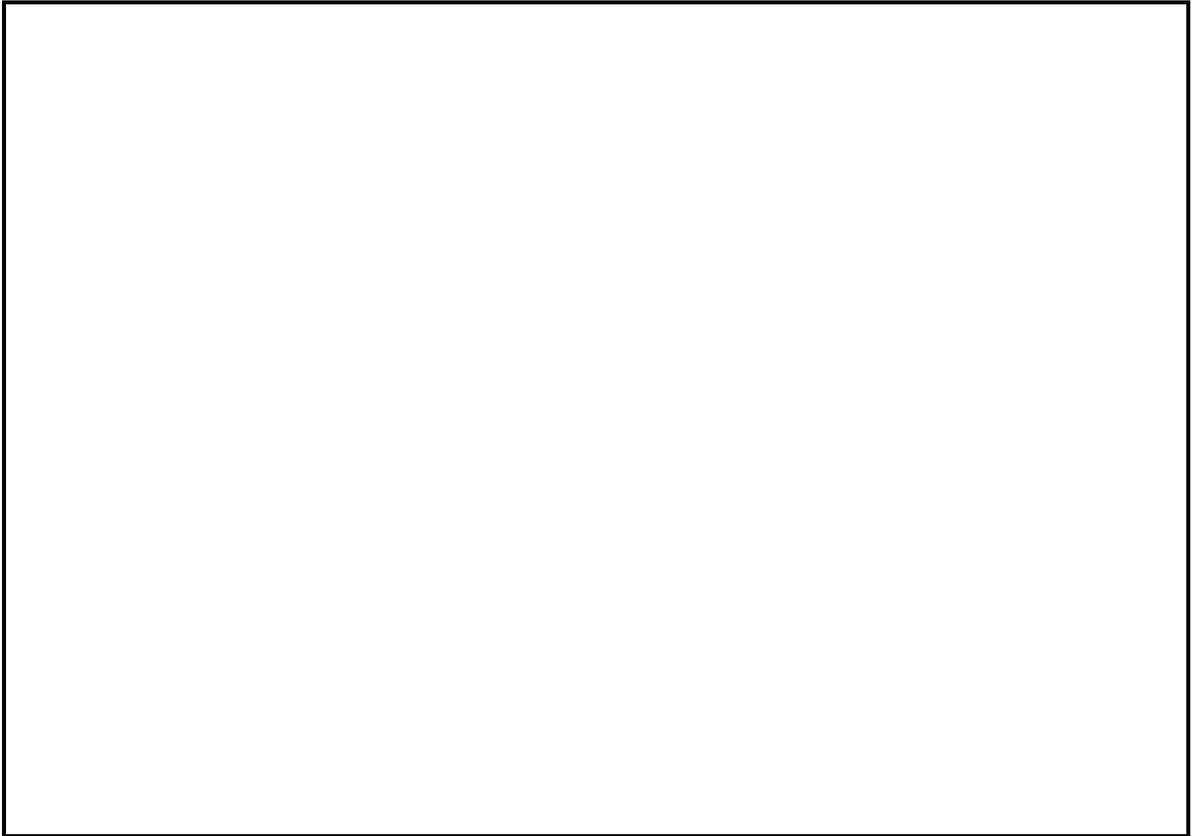


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

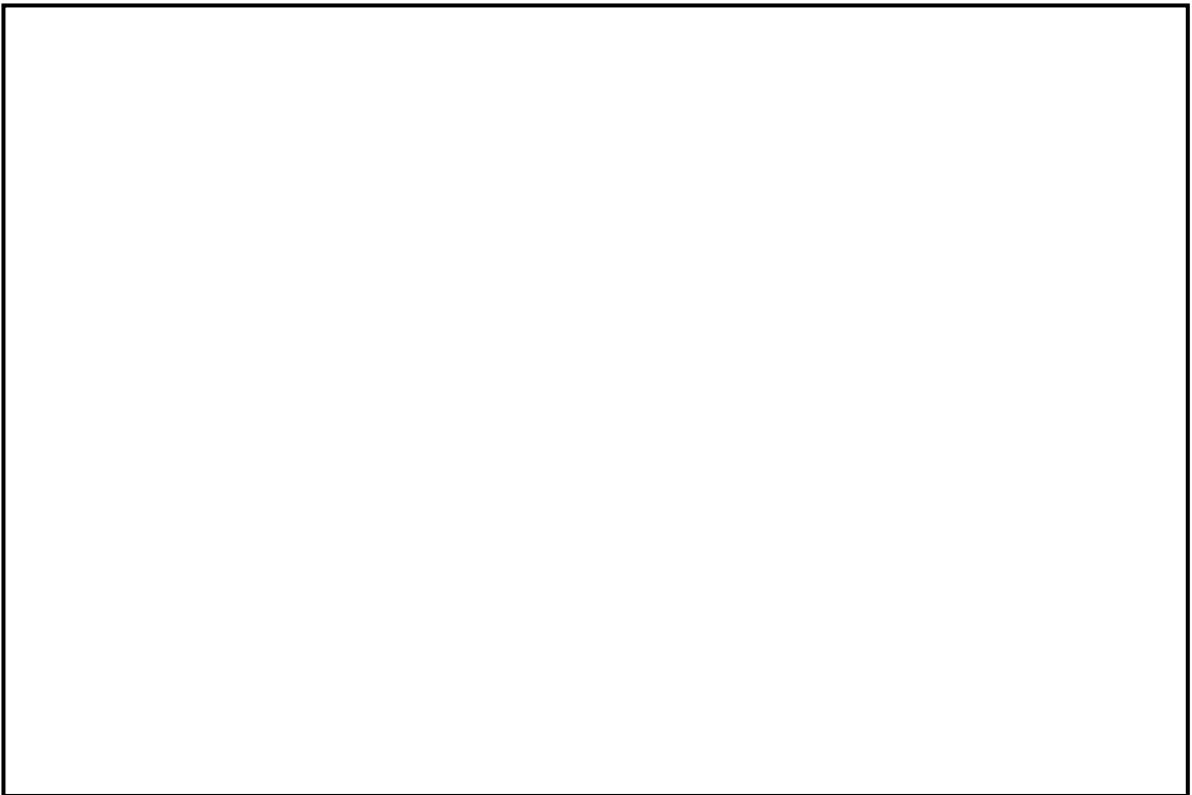


図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

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。

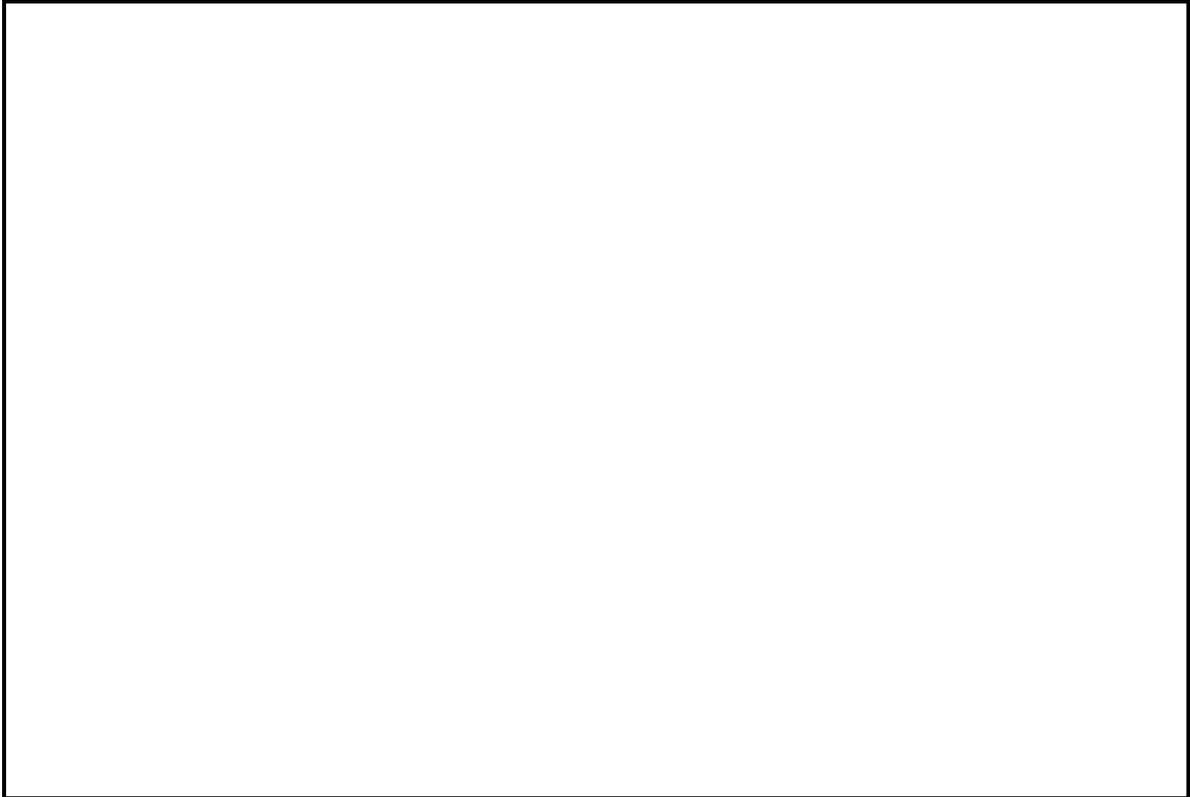


図5 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

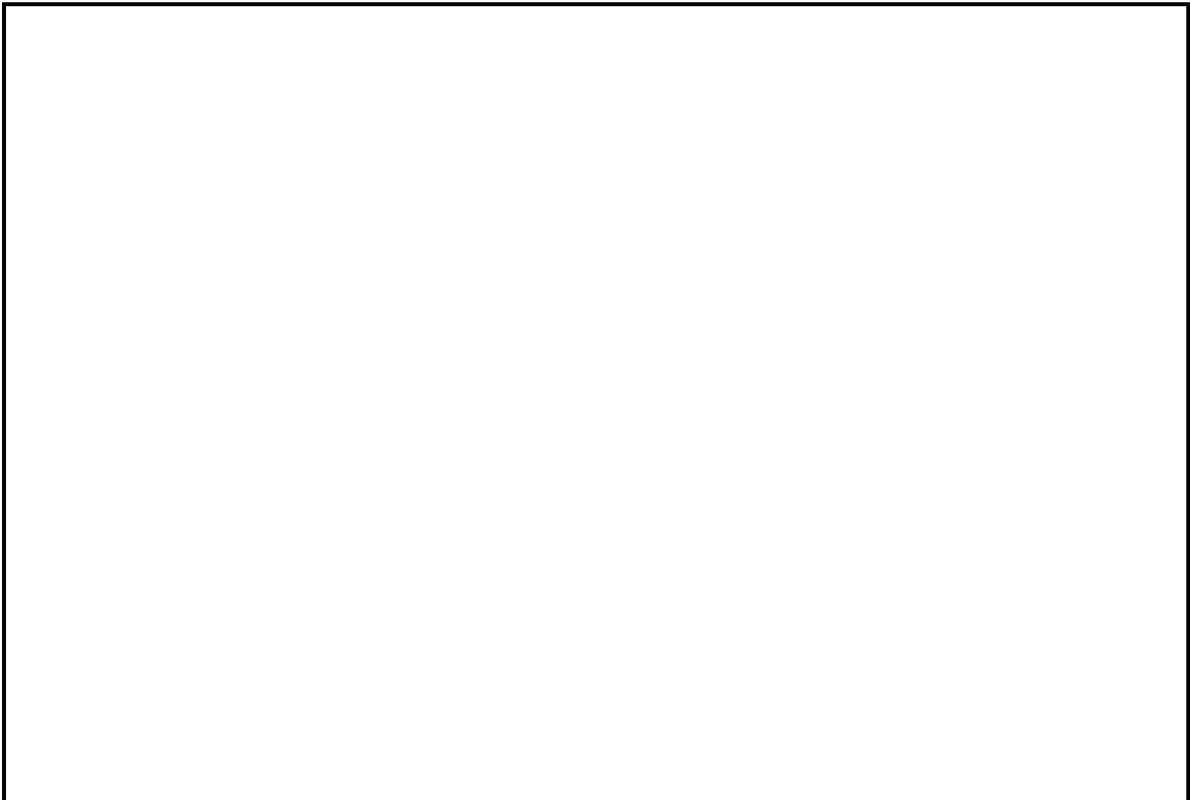


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

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。

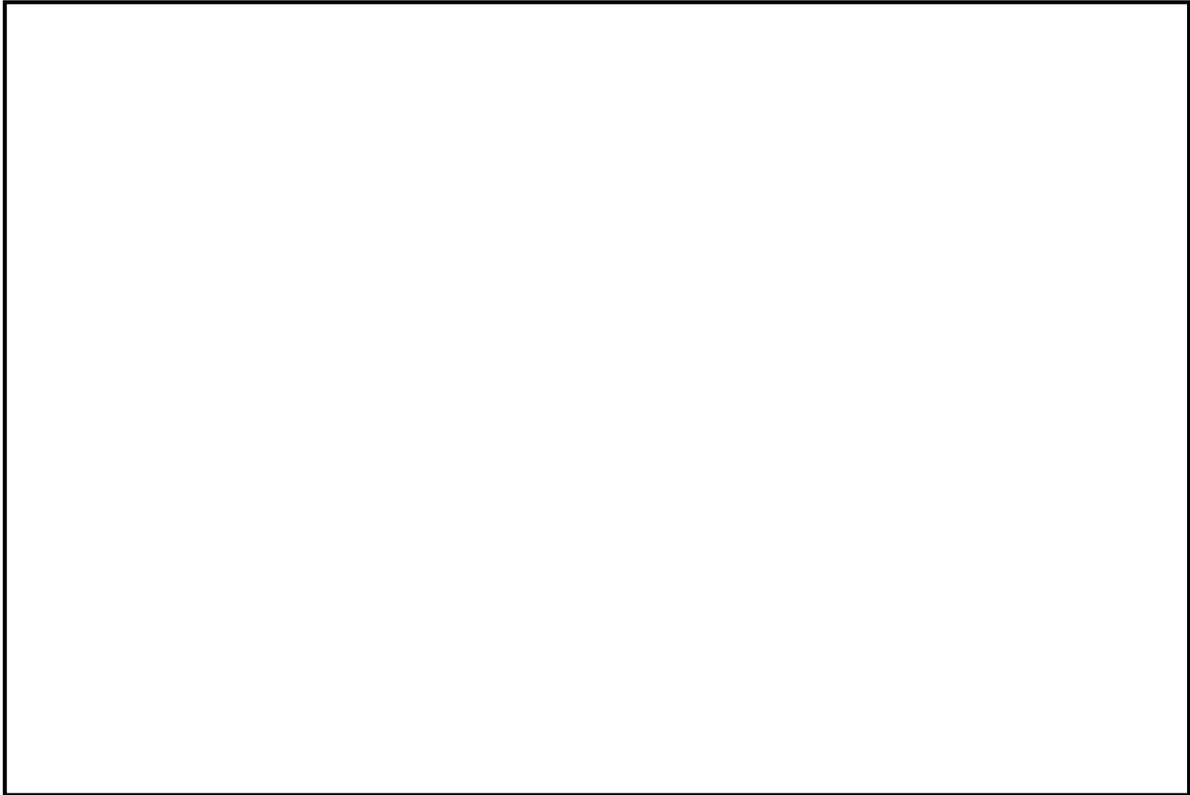


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽内）

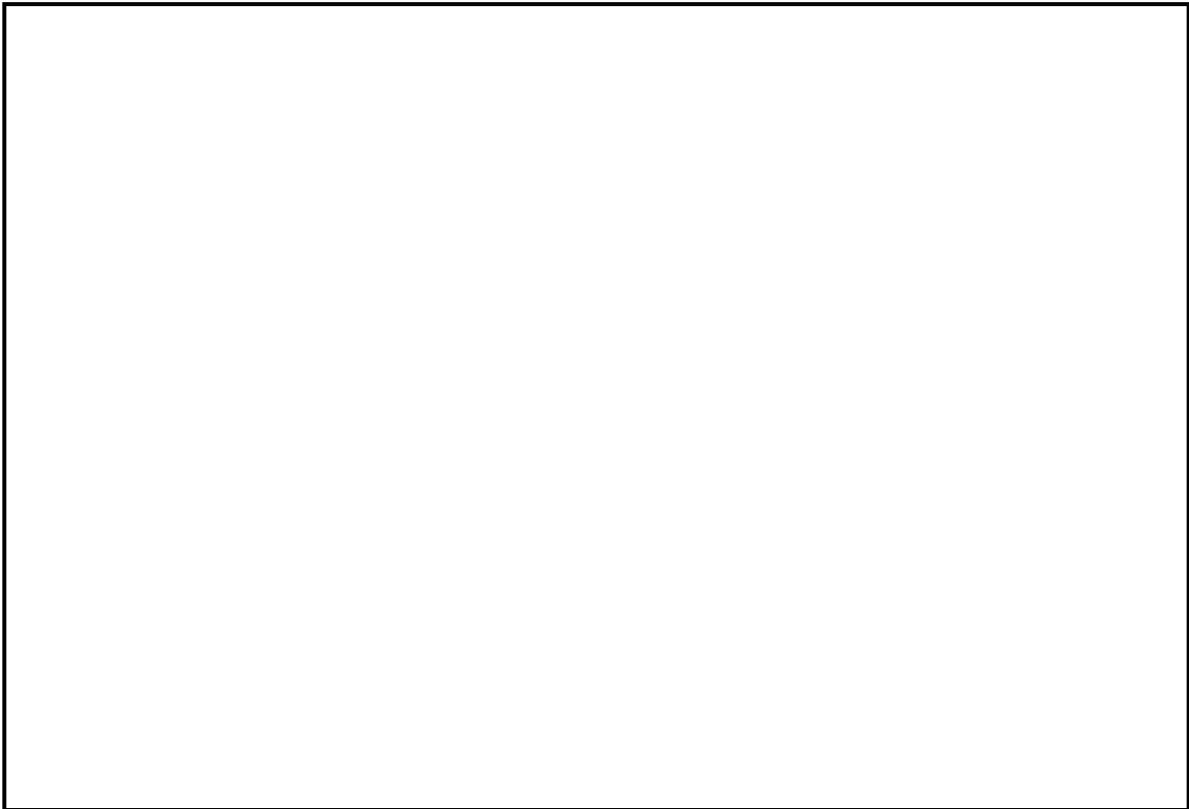


図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽～屋外）

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。

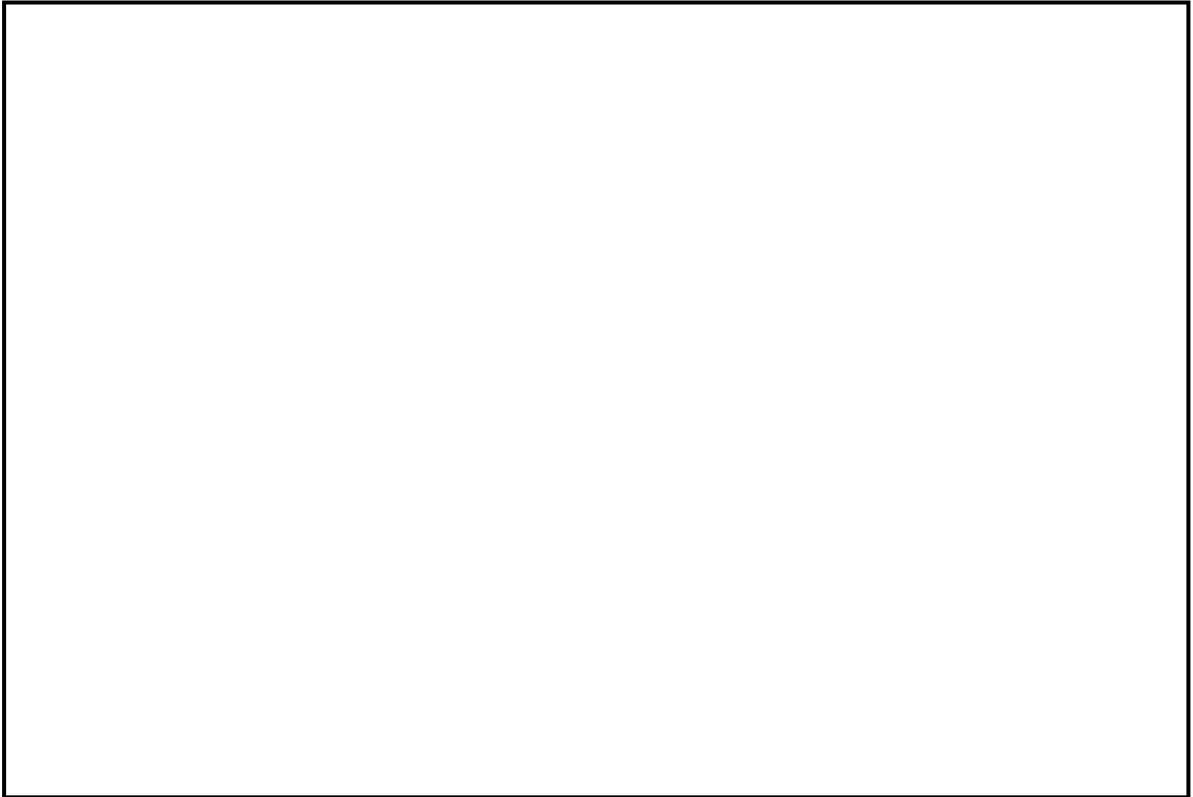


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉頂部付近）

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。

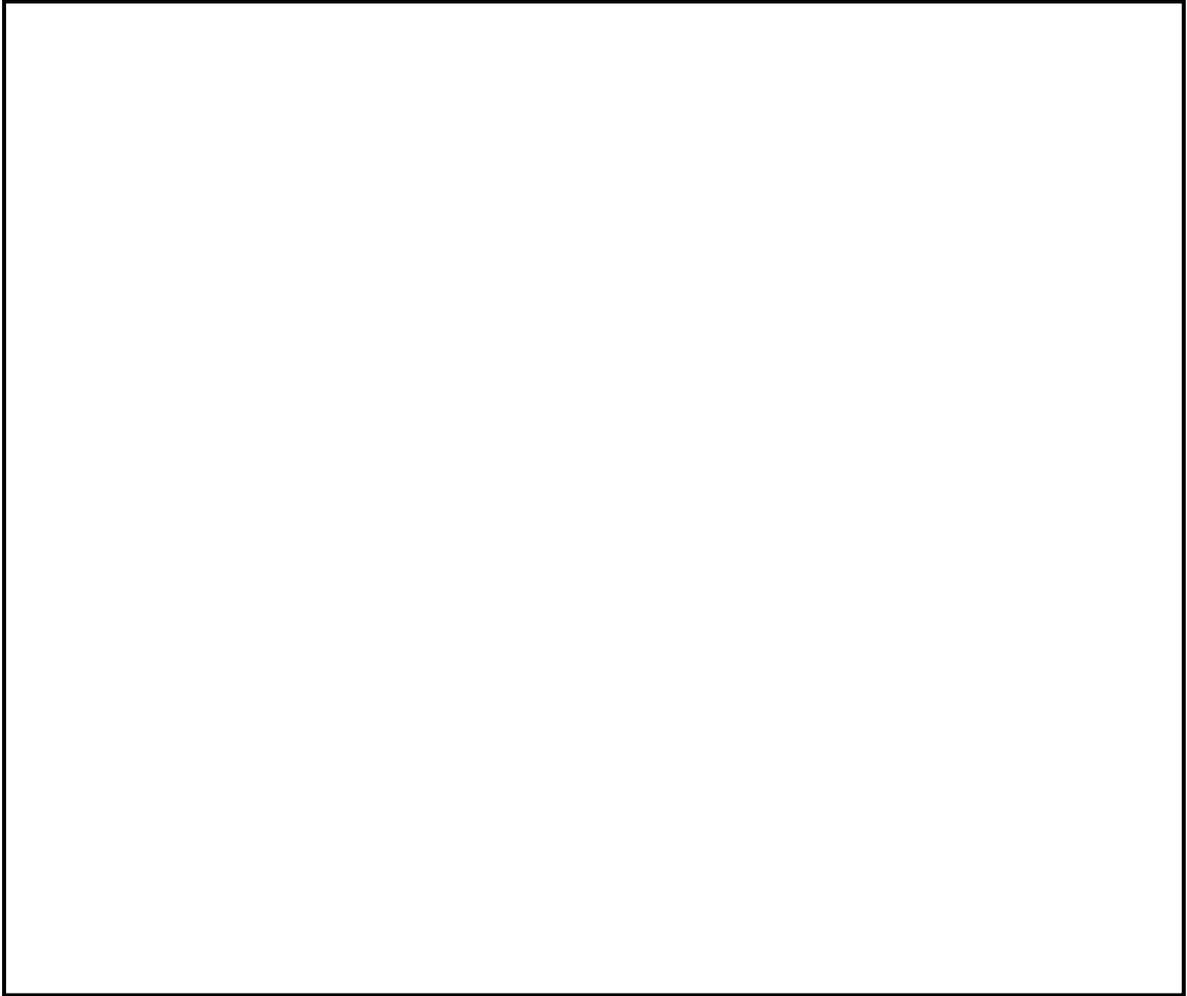


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

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

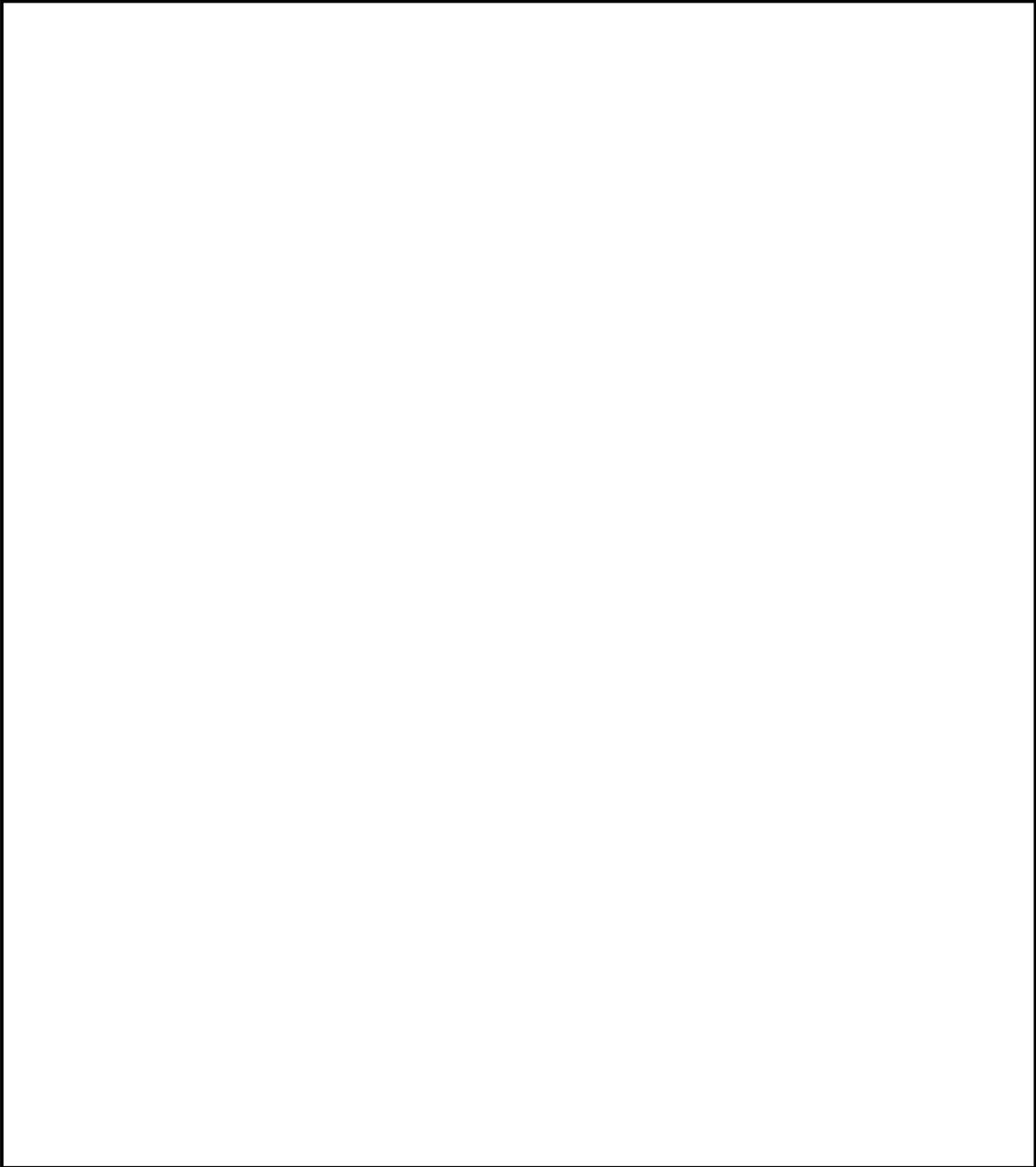


図 11 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物地下 1 階）

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

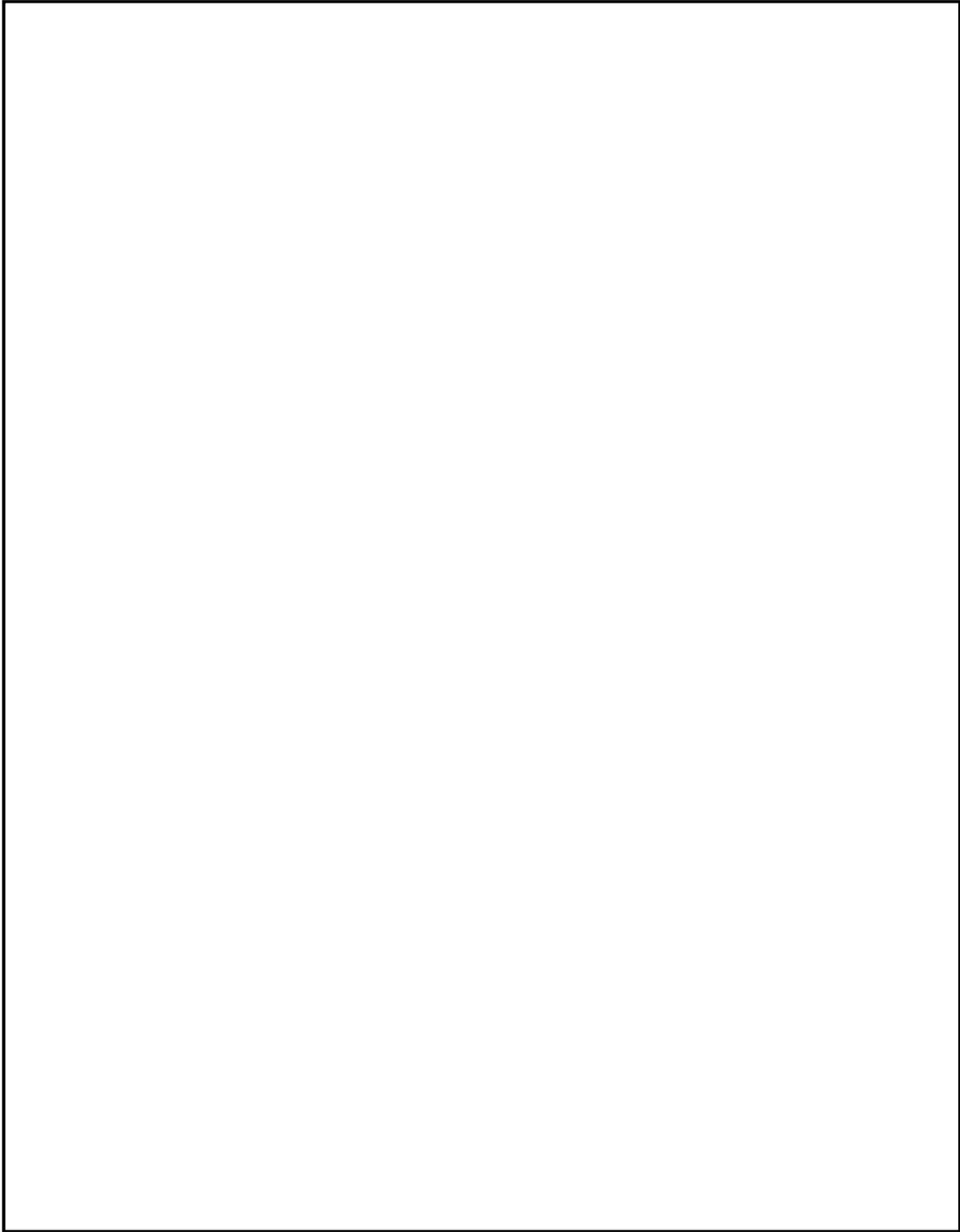


図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 1 階）

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

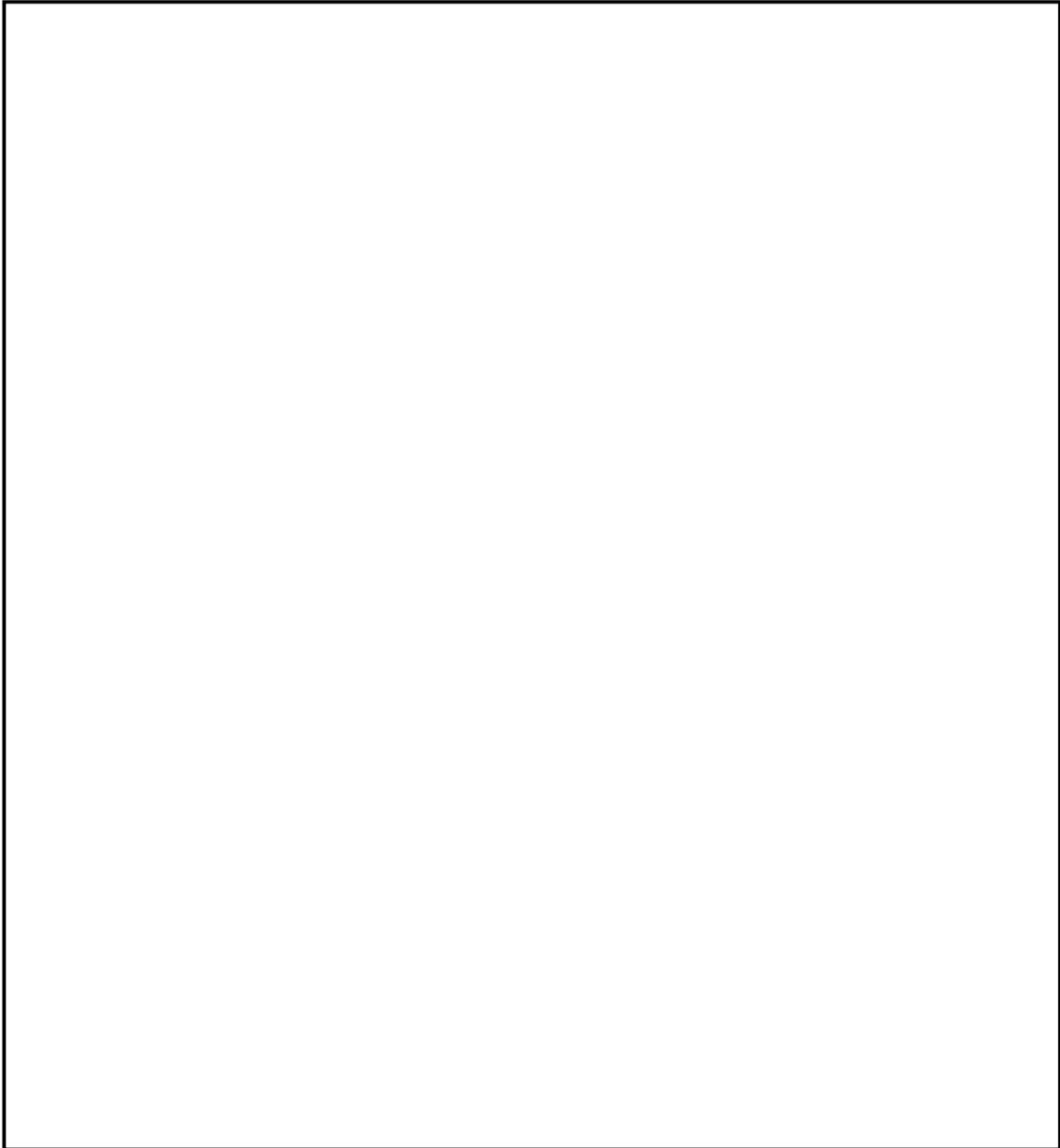


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 2 階）

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

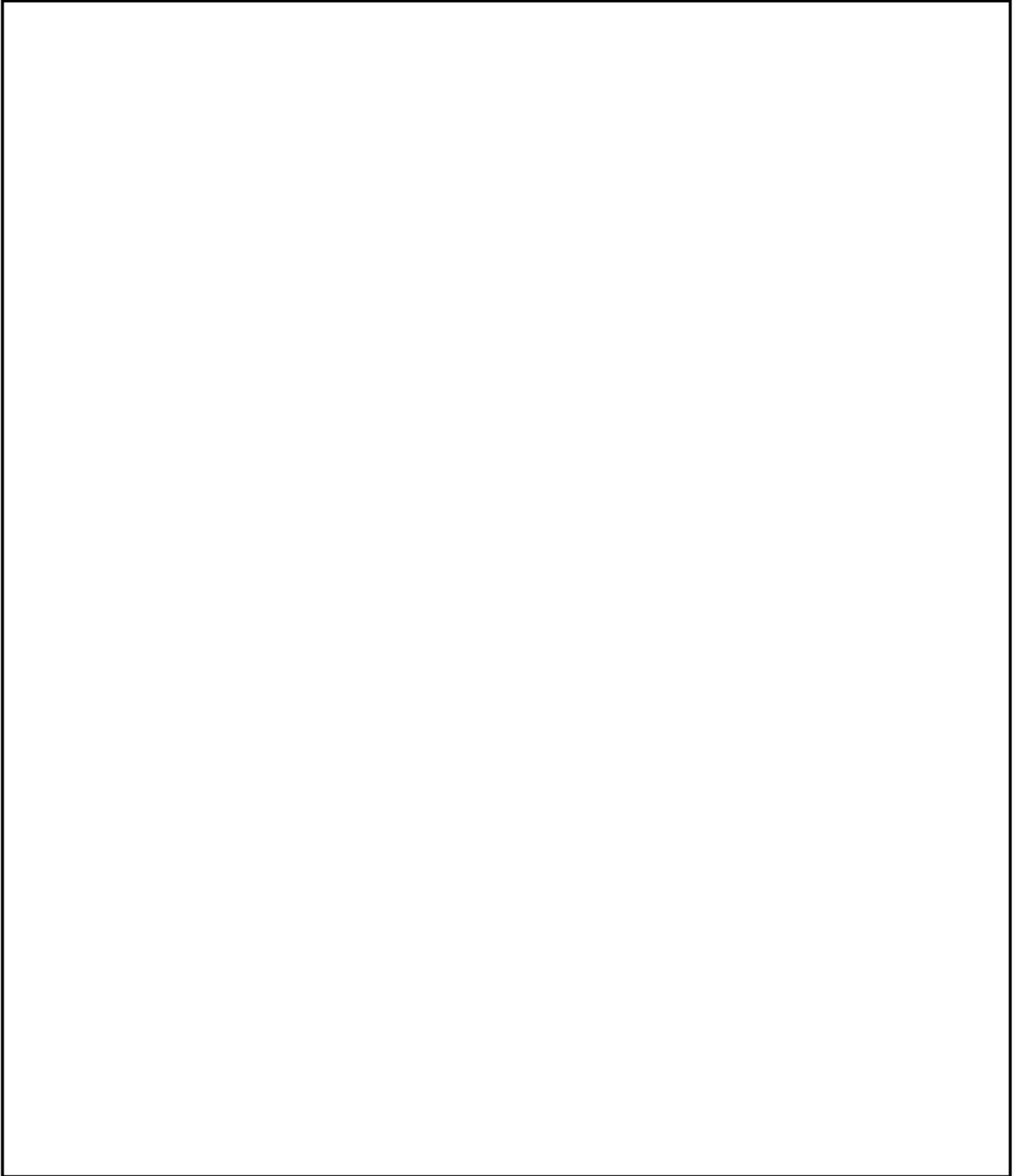


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 3 階）

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。

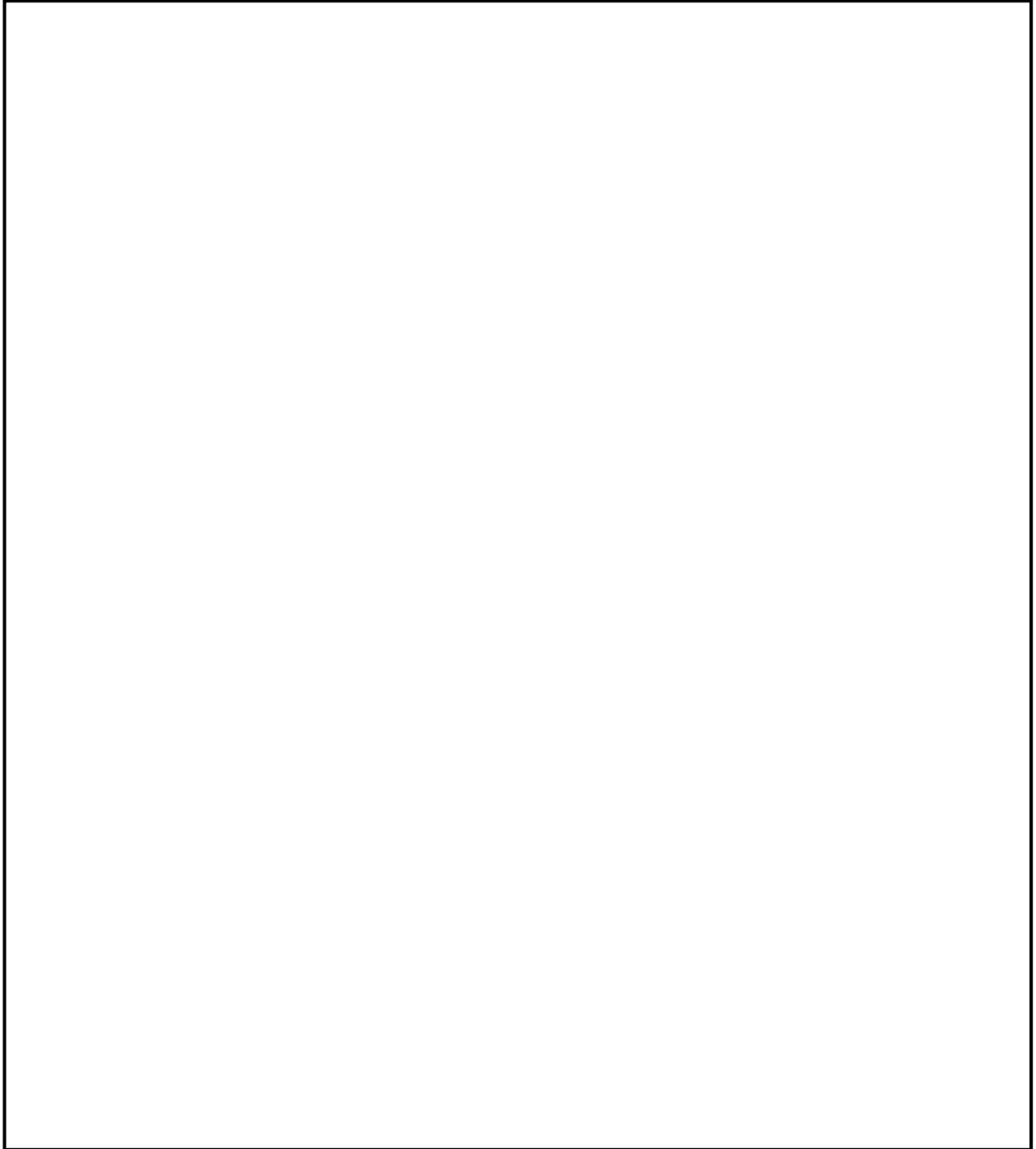


図 15 真空破壊弁設置位置図

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。

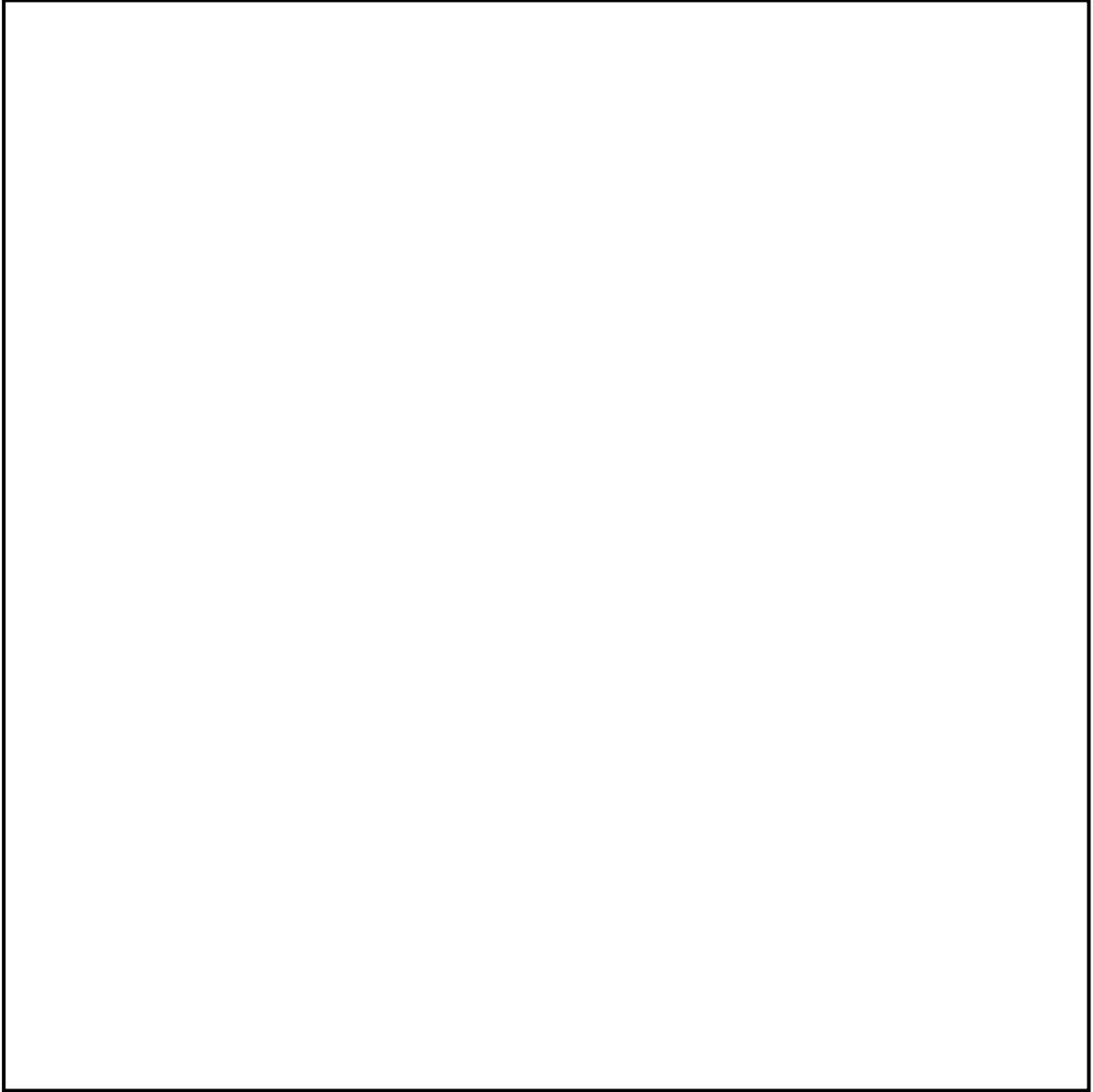


図 16 中央制御室配置図

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

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

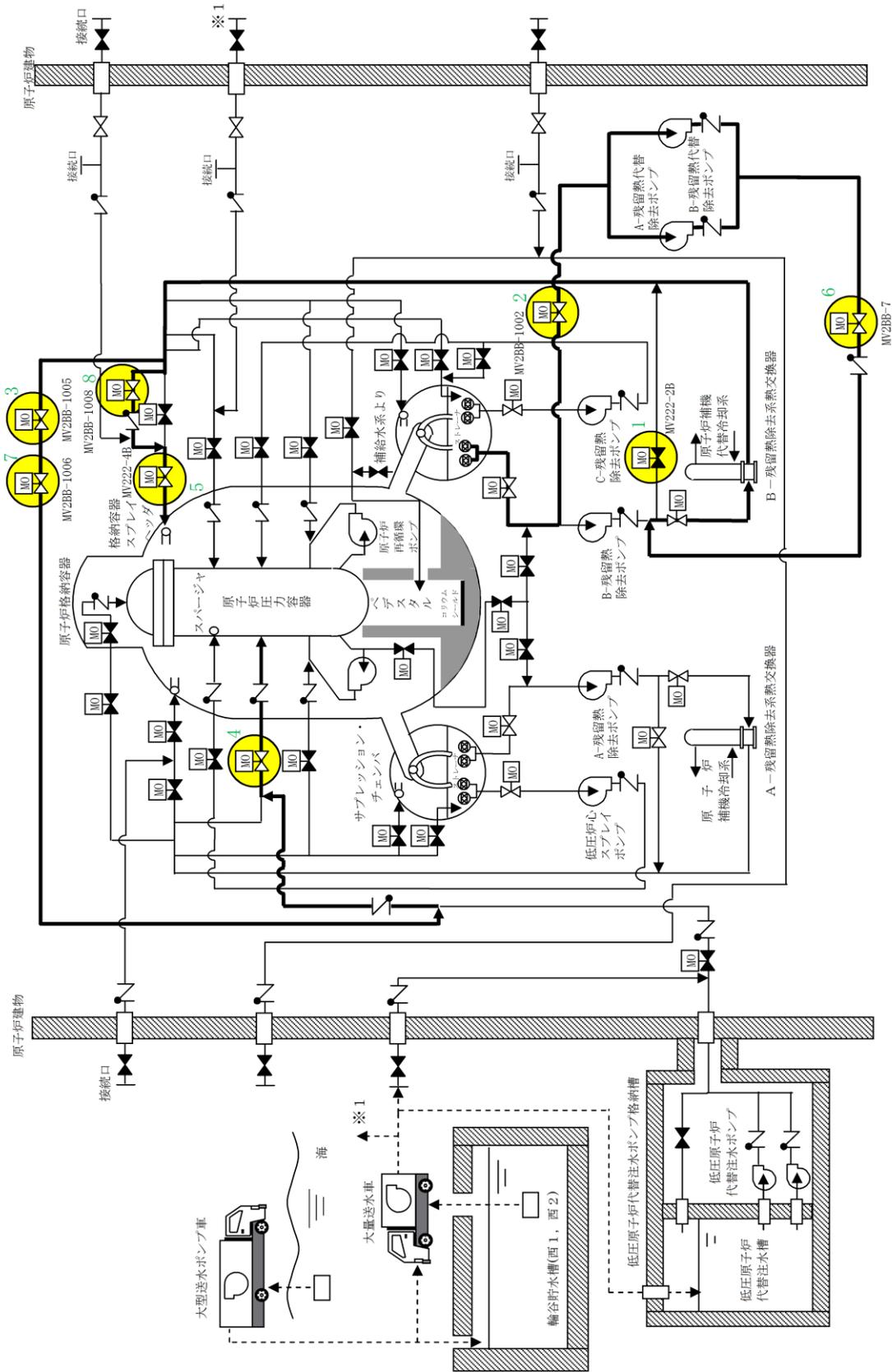


図2 残留熱代替除去系 系統概要図

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

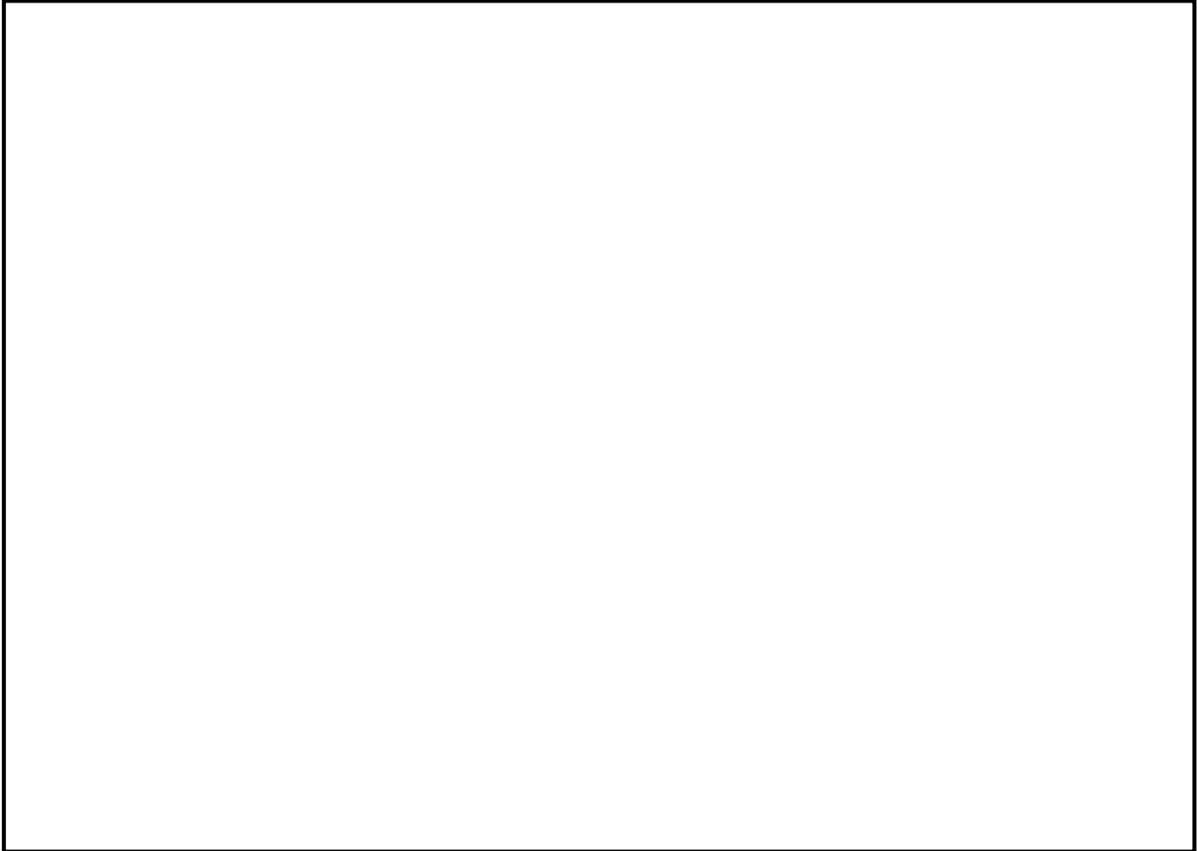


図1 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

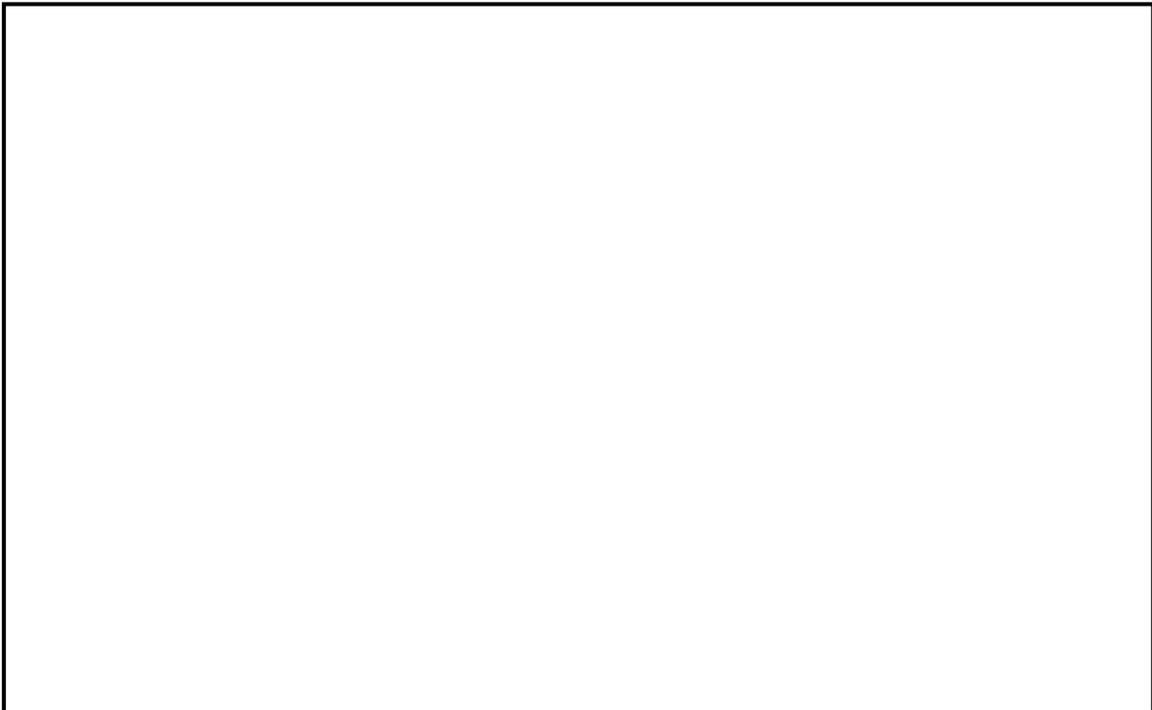


図2 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

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。

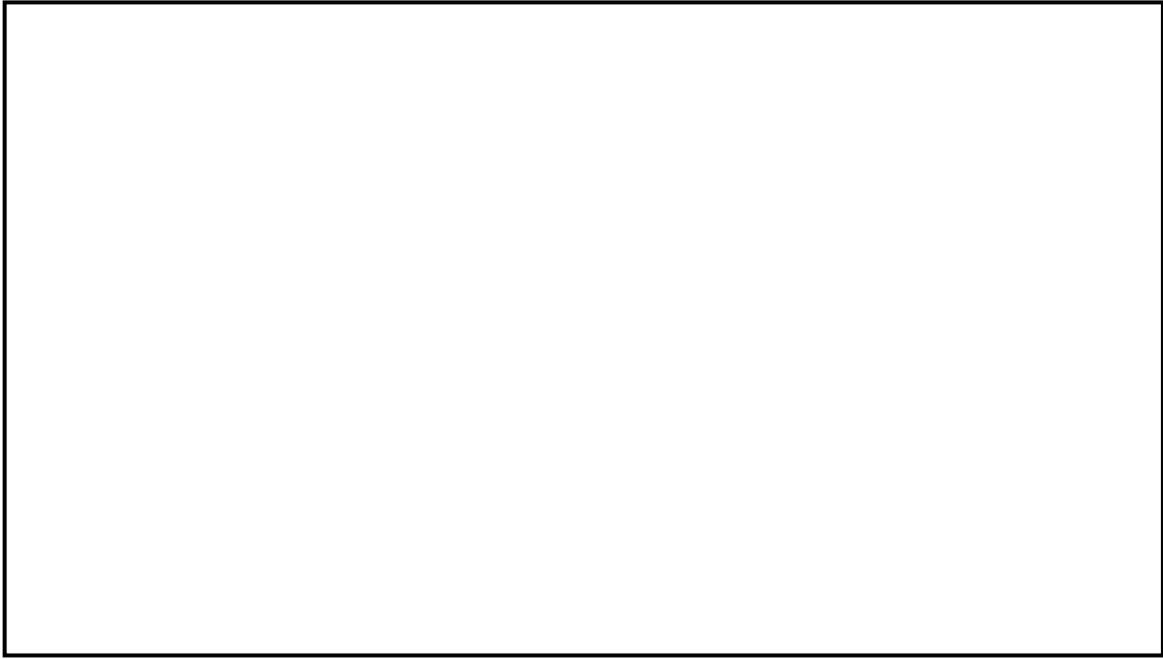


図3 圧力開放板構造図

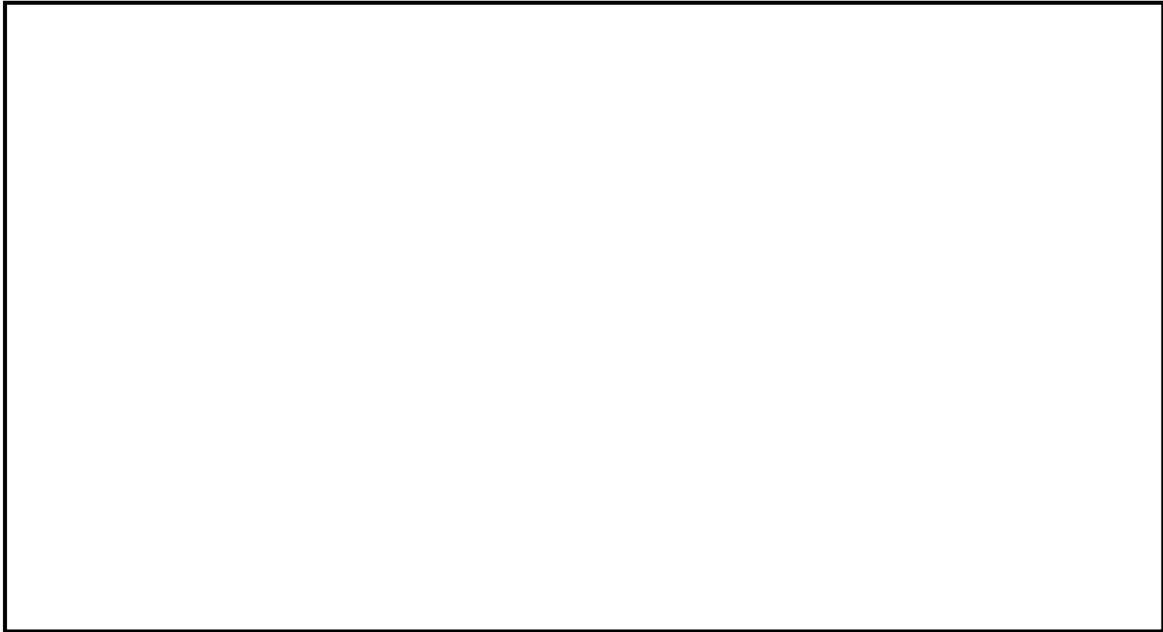


図4 伸縮継手（排気配管）構造図

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。

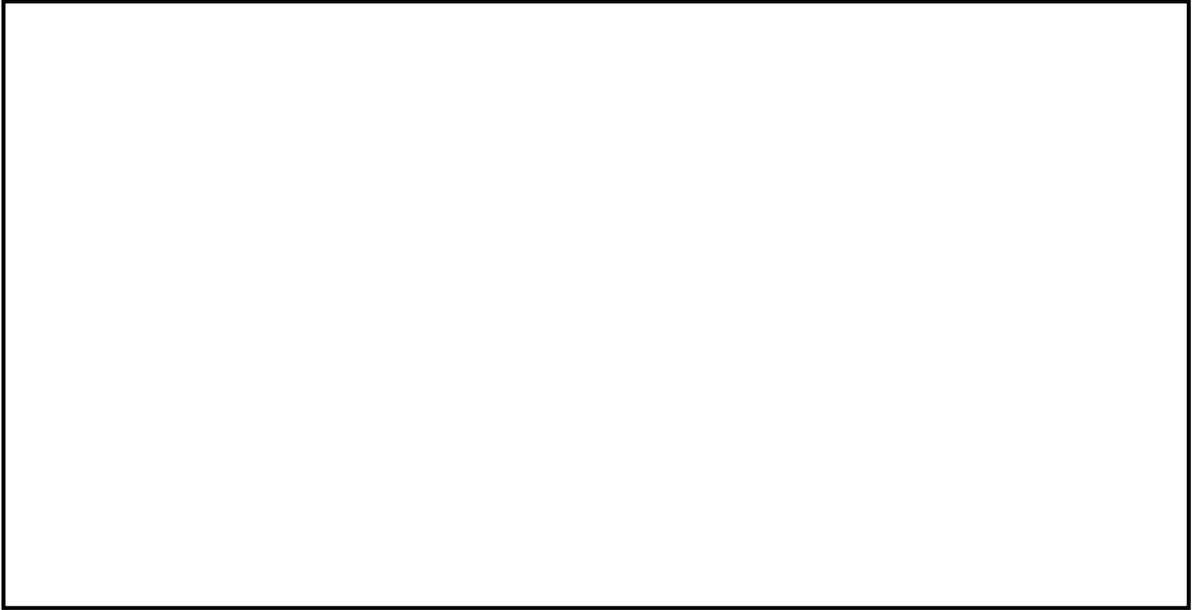


図5 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

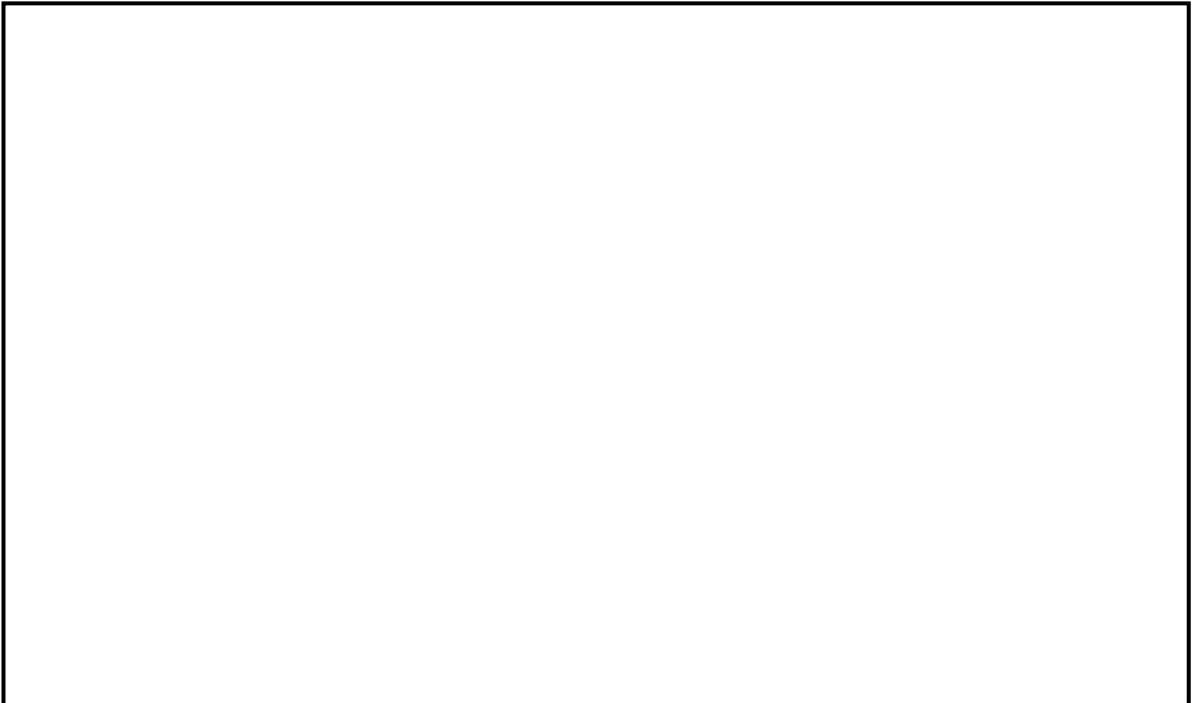


図6 電動駆動弁構造図

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。

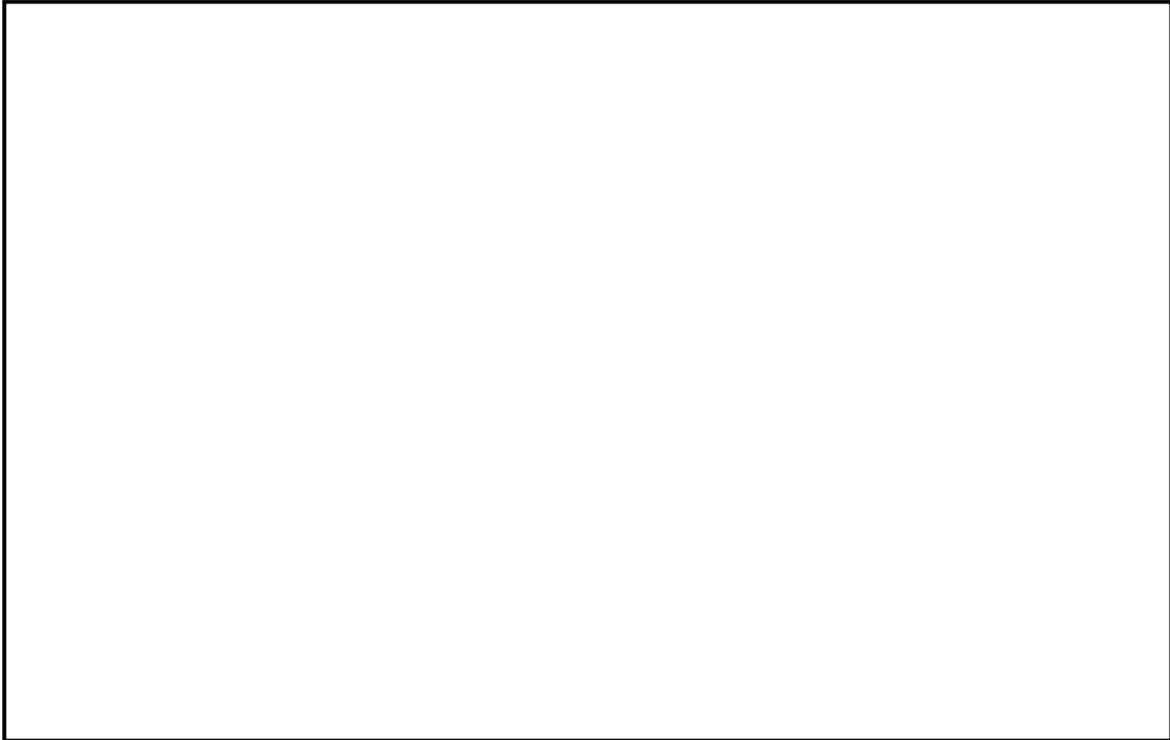


図 7 遠隔手動弁操作機構構造図

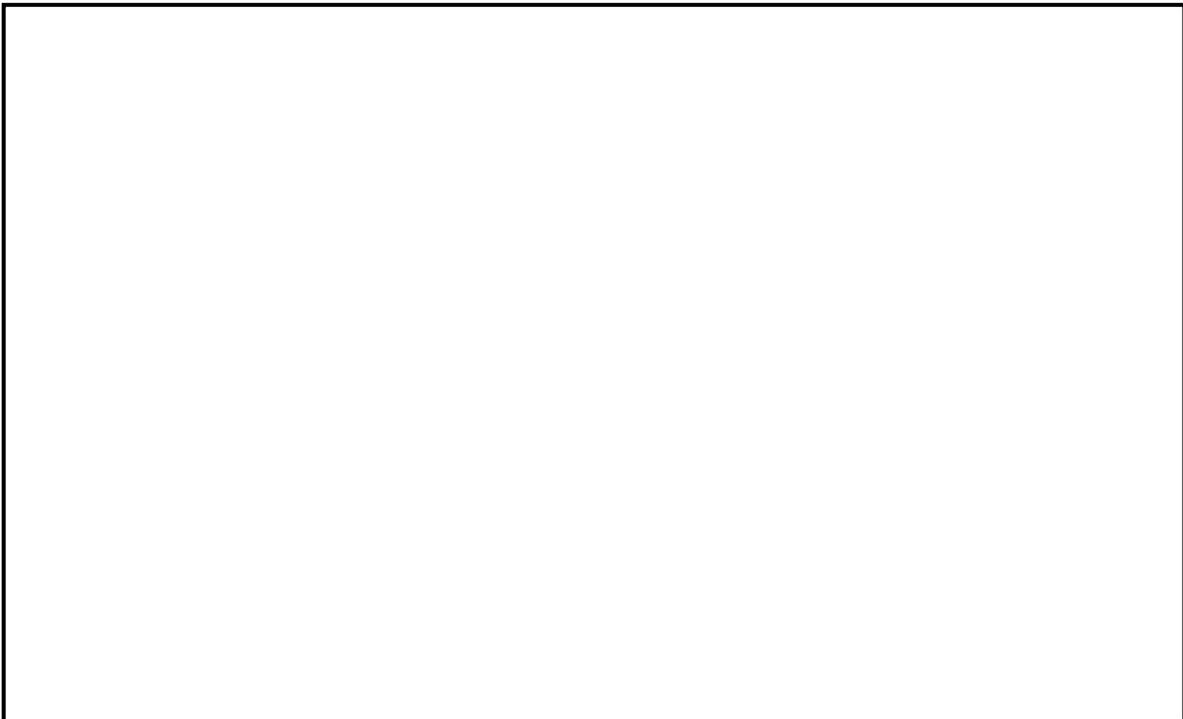


図 8 可搬式窒素供給装置構造図

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。

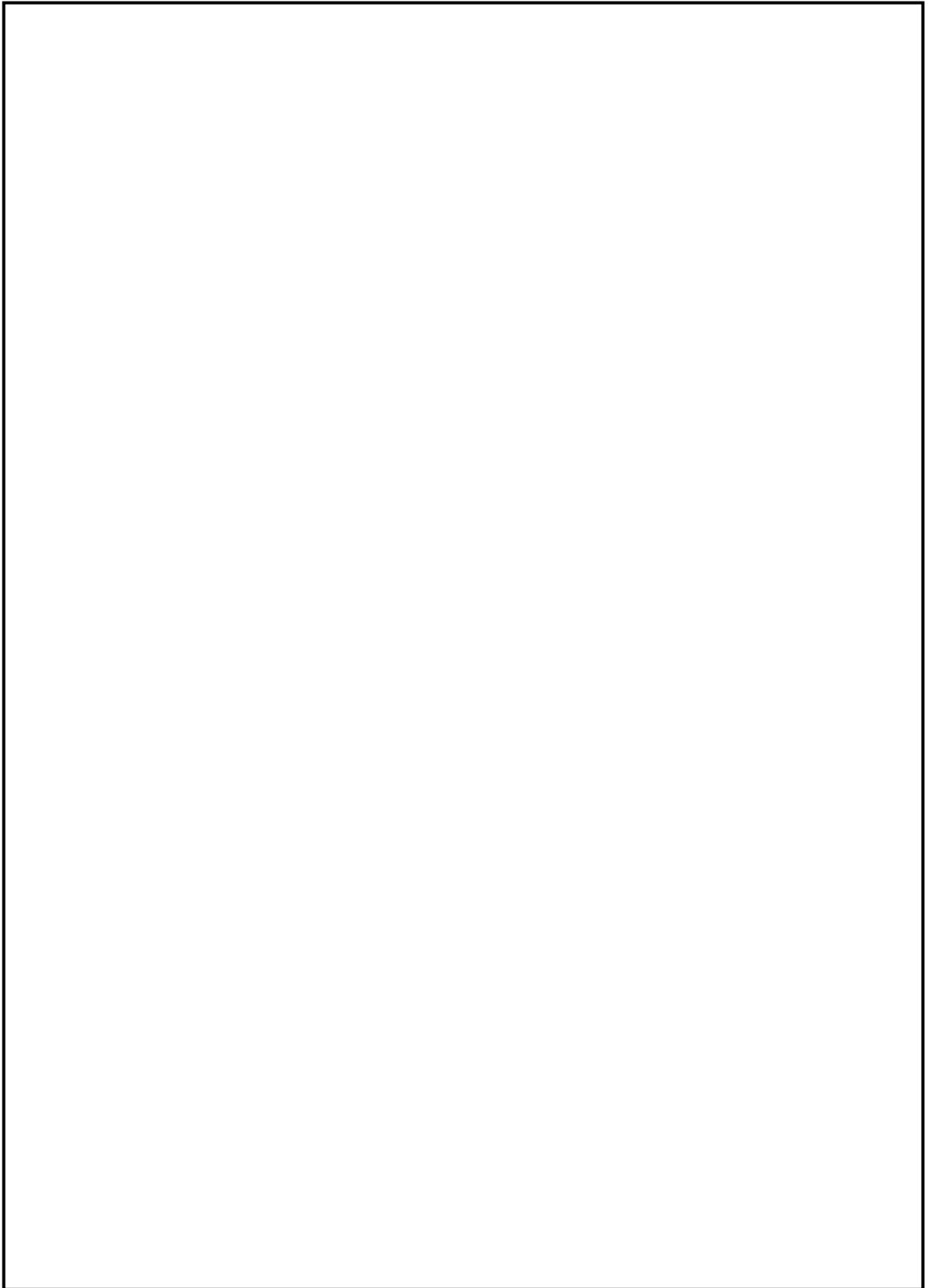


図 10 残留熱除去系熱交換器図

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。

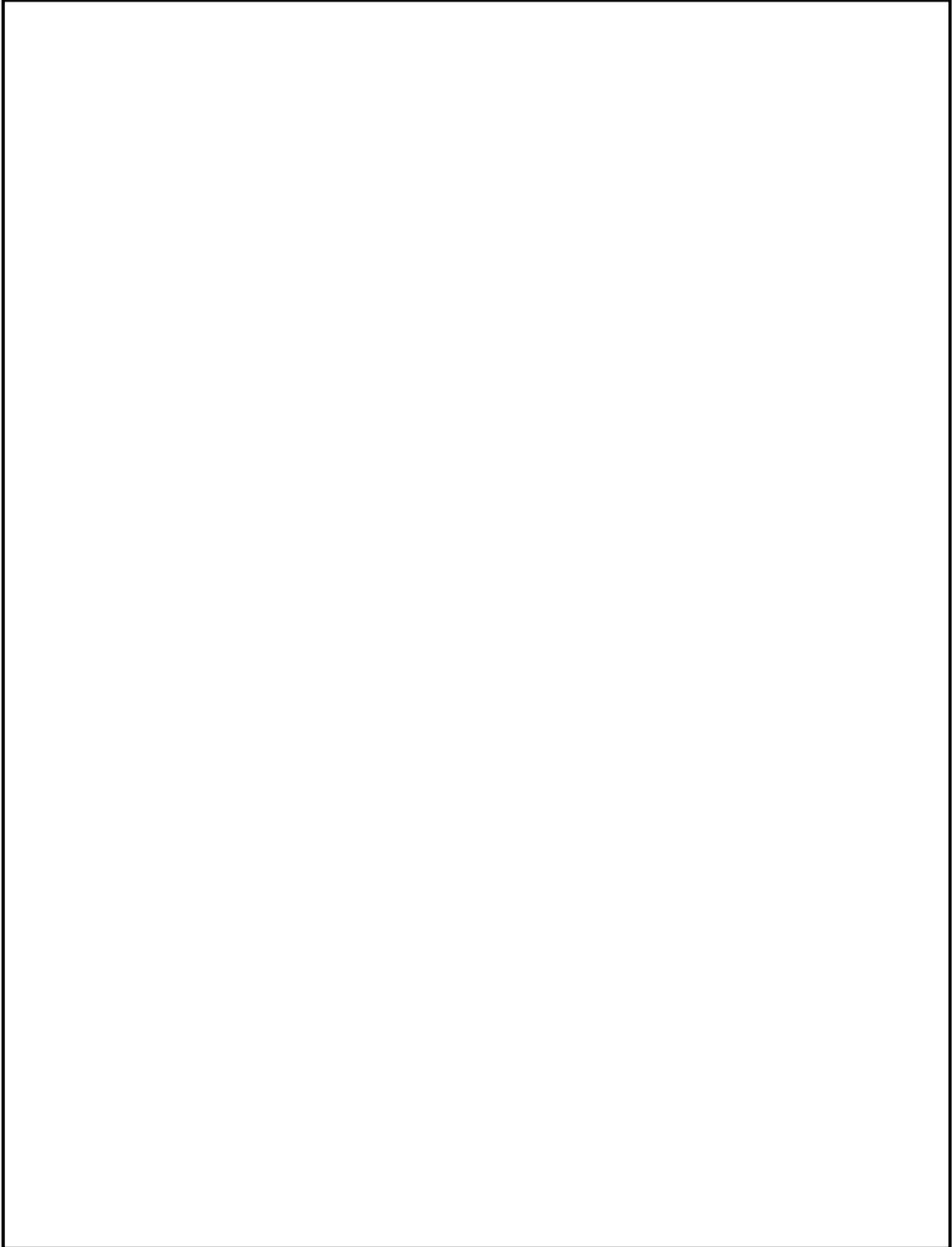


図 11 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

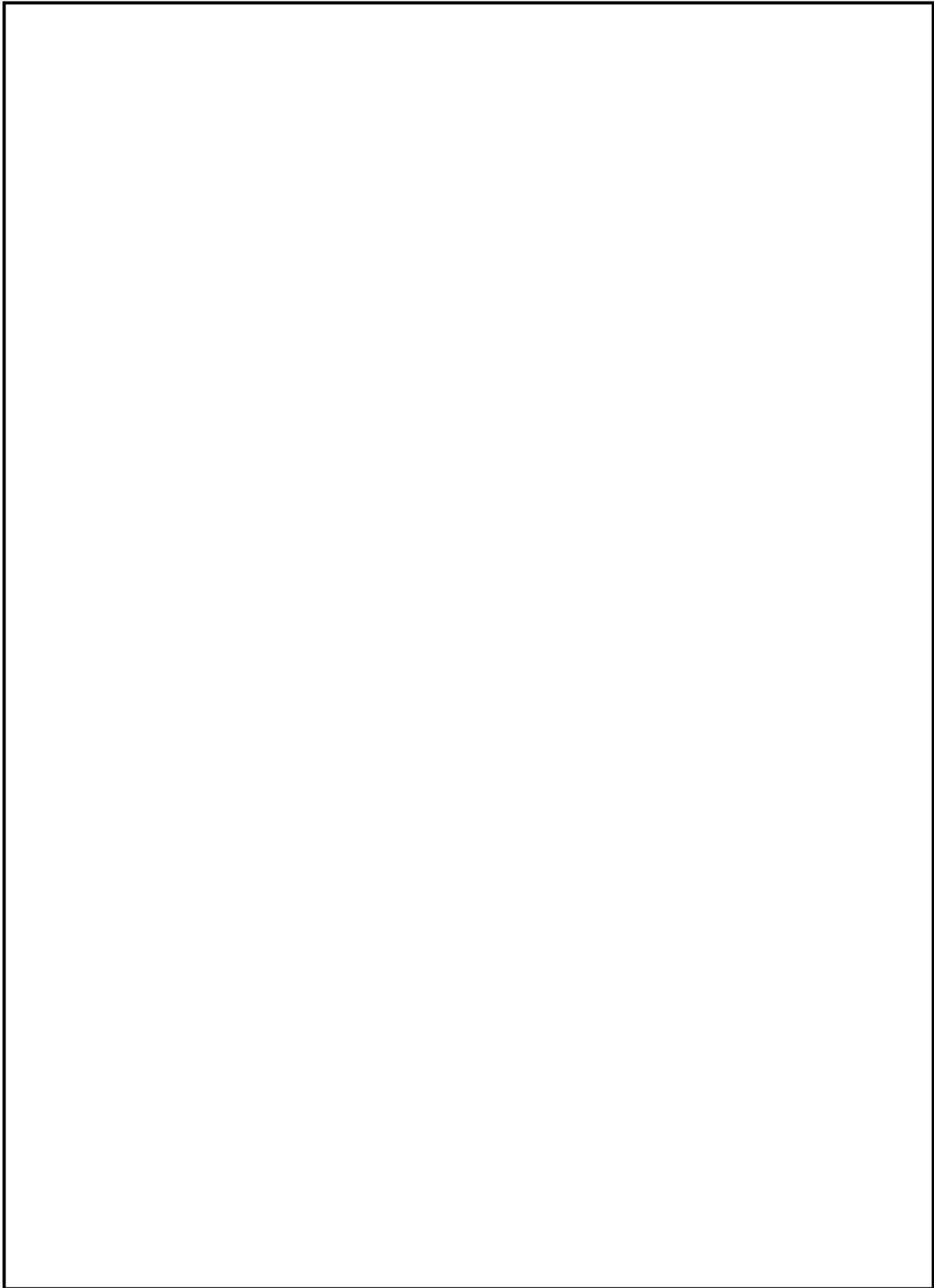


図 13 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

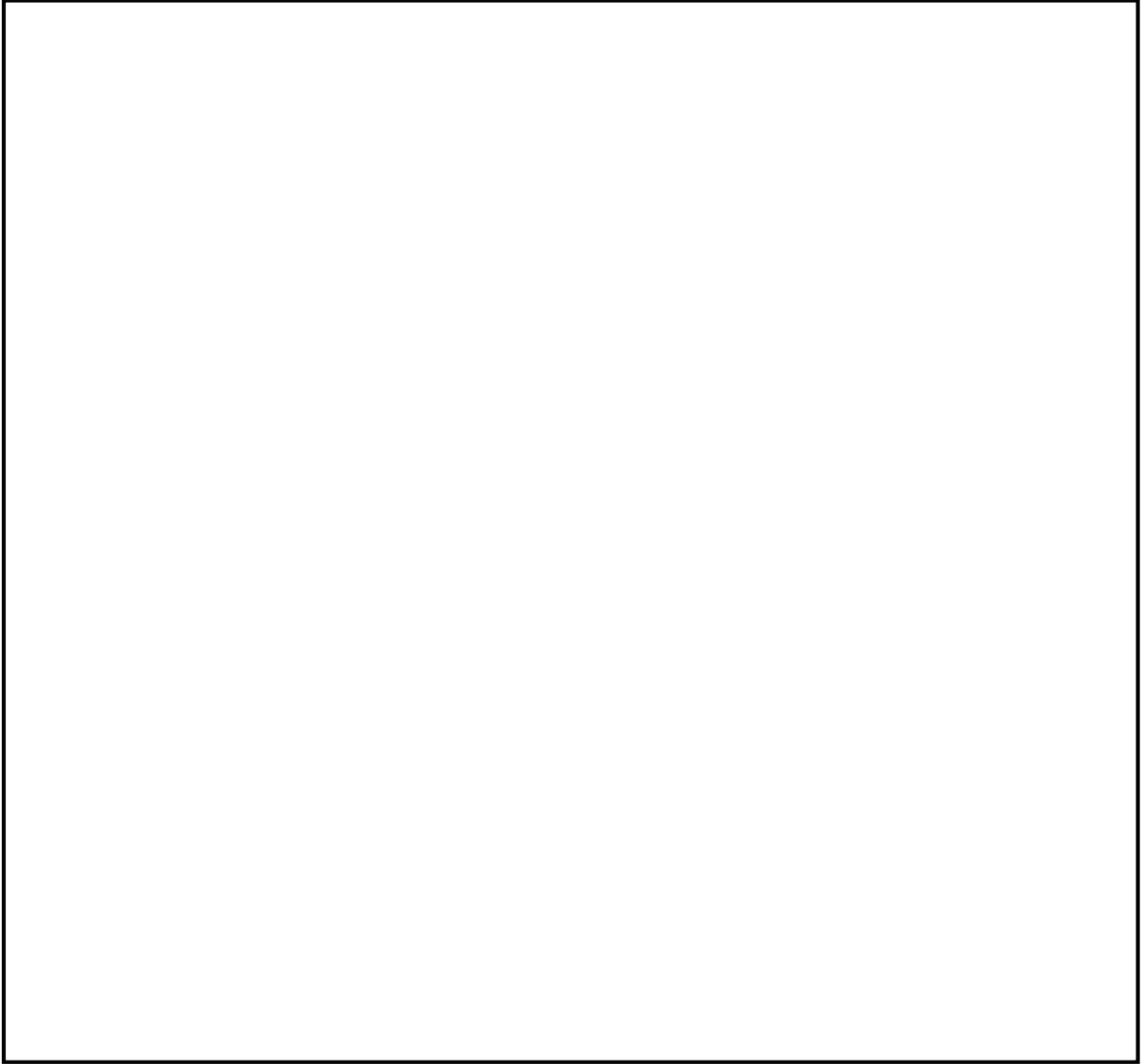


図 14 残留熱代替除去系系統性能検査

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。

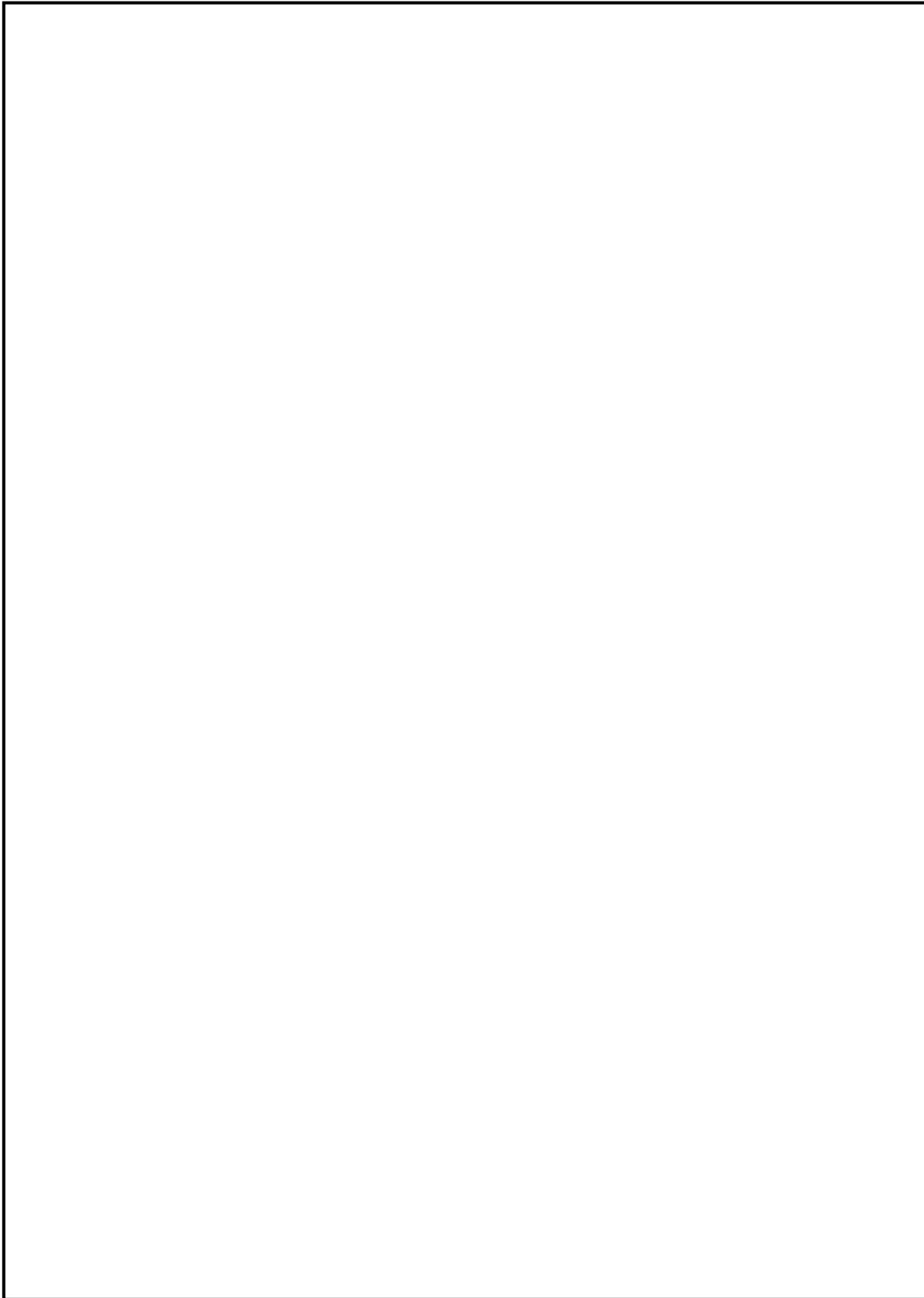


図 15 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

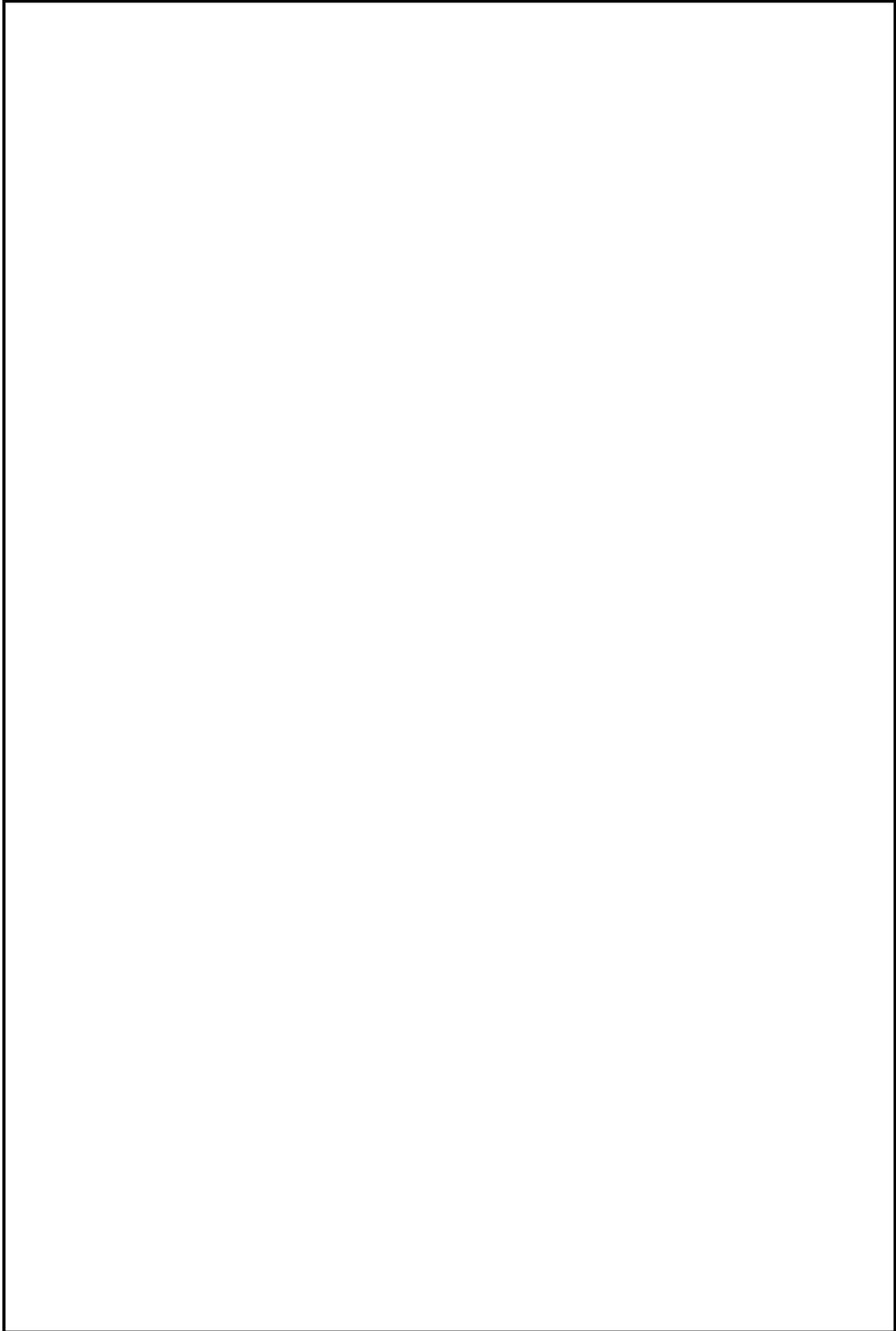


図 16 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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）。

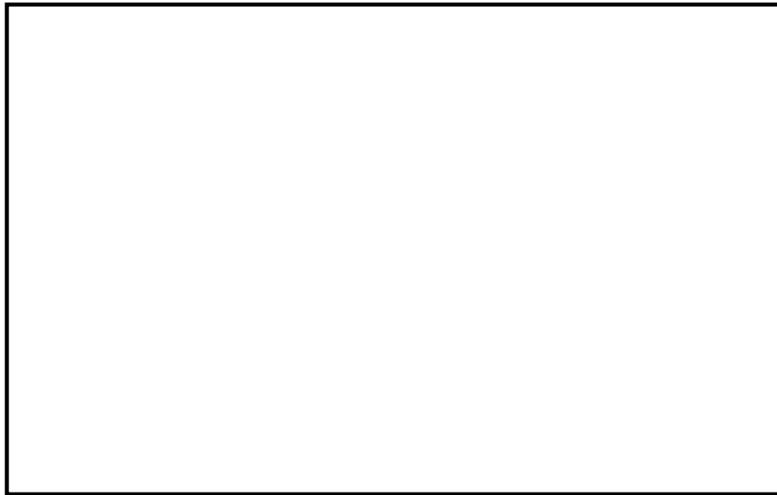


図1 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

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】

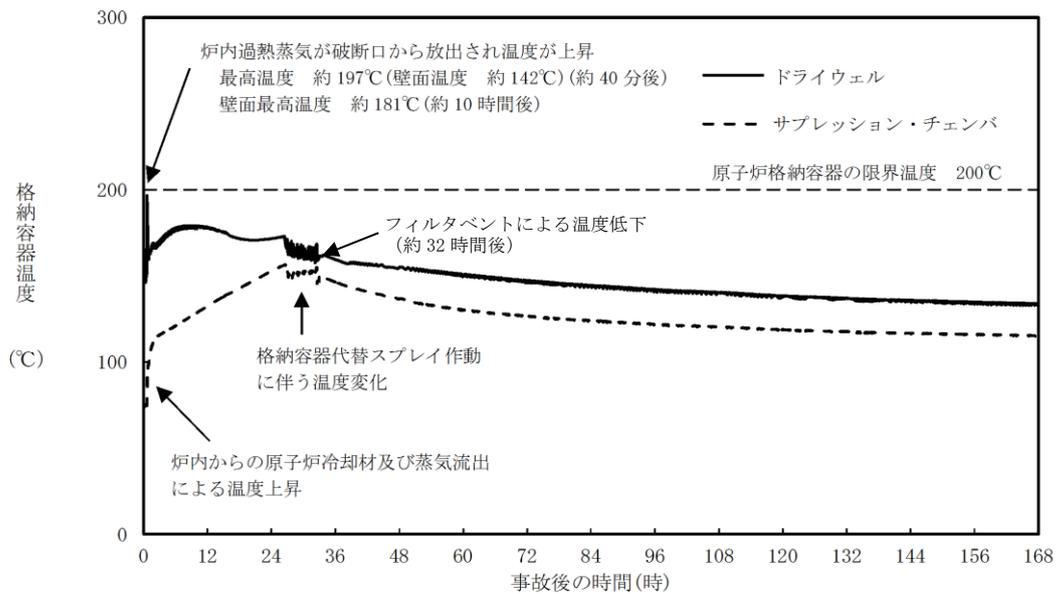


図2 原子炉格納容器温度推移（大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失）

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。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad \text{(式1)}$$

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。

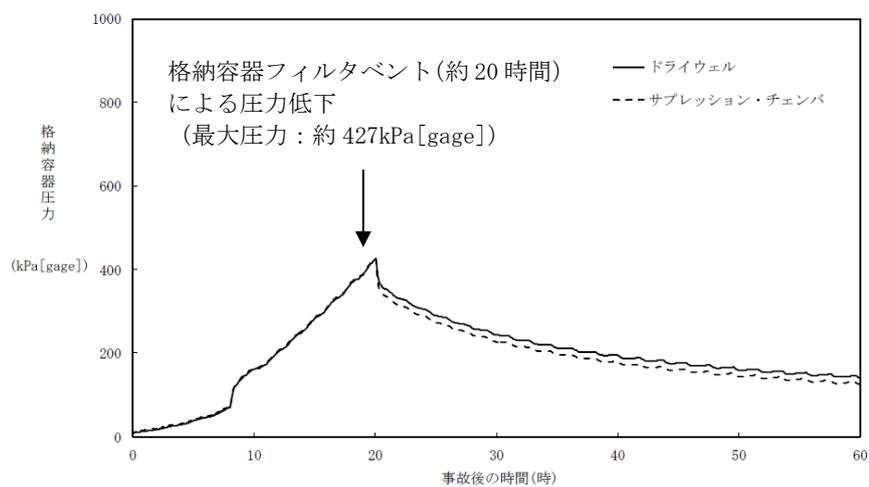


図3 原子炉格納容器圧力推移 (長期TB)

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。

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 スクラビング水中で酸化分解により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】

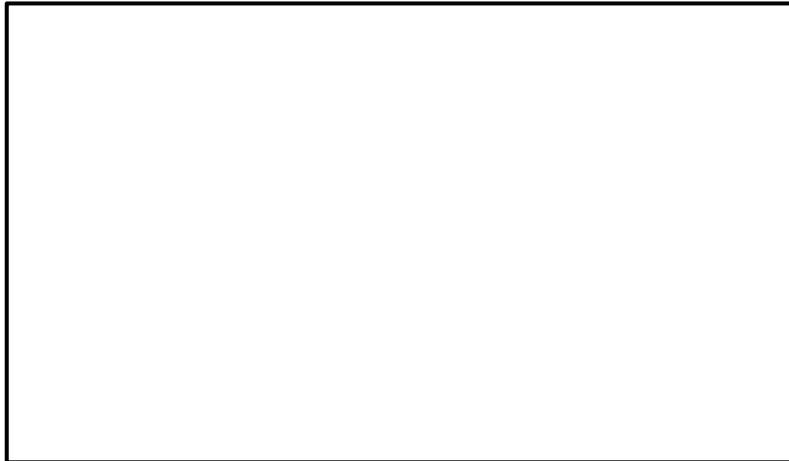


図4 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(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) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量

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。

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

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。

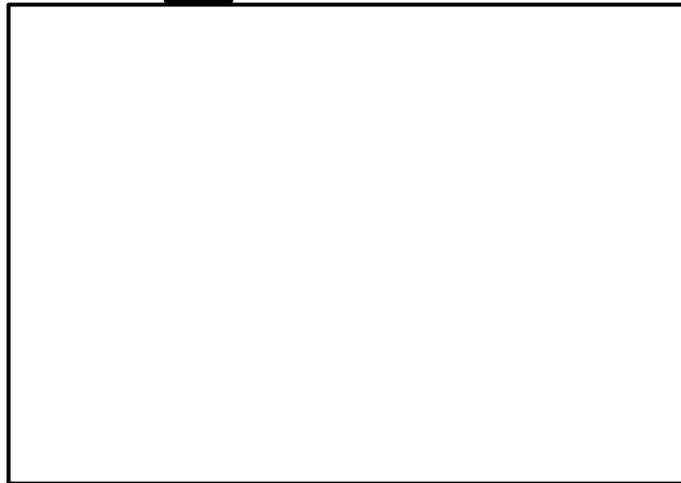


図4 事故後スクラビング水の pH 挙動評価

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

--

本資料のうち、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	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。

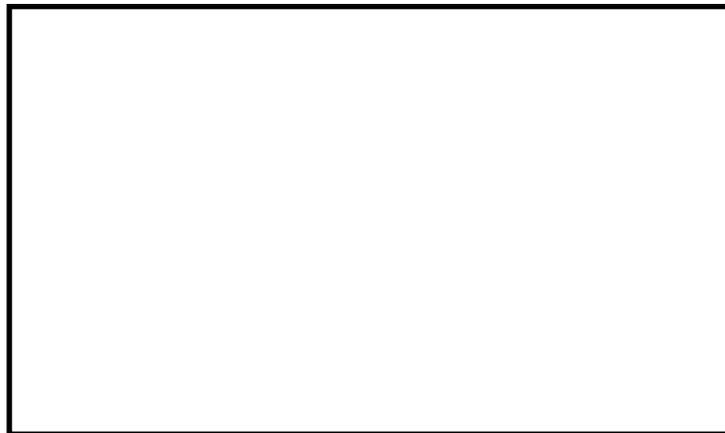
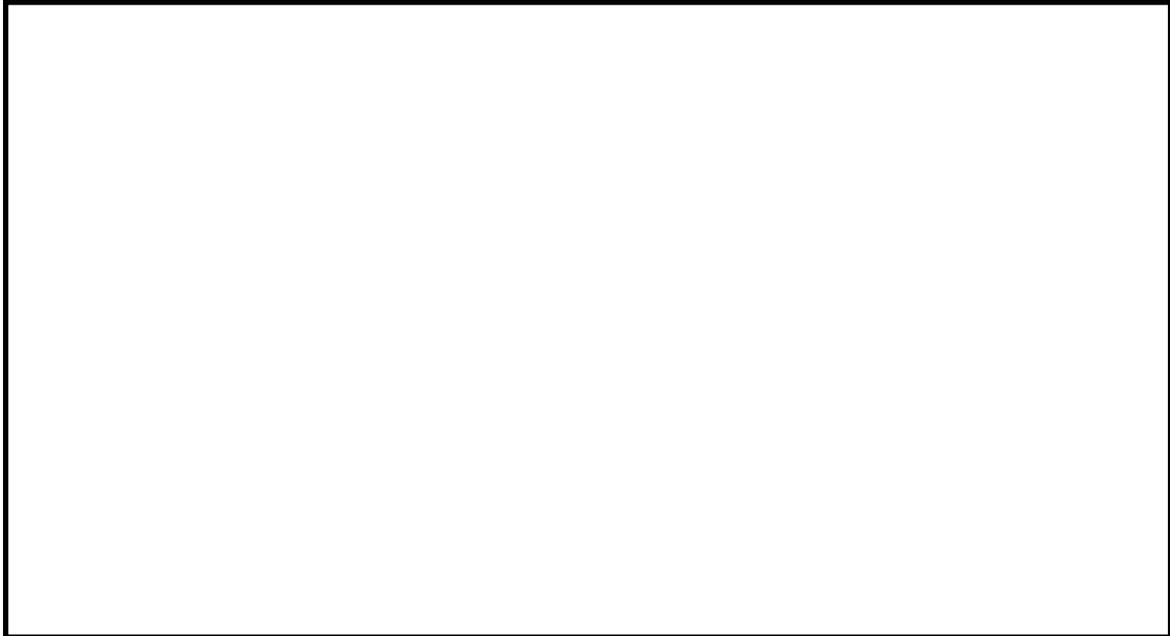


図5 JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

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。

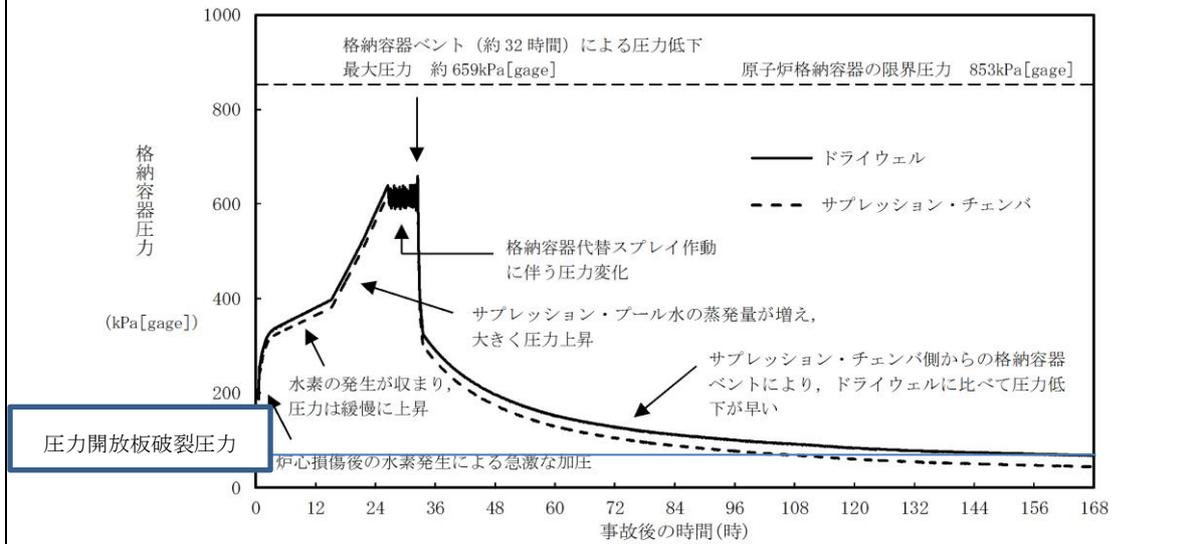


図6 原子炉格納容器圧力推移（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失）

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】</p> <p>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</p> <p>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。

本資料のうち、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	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。

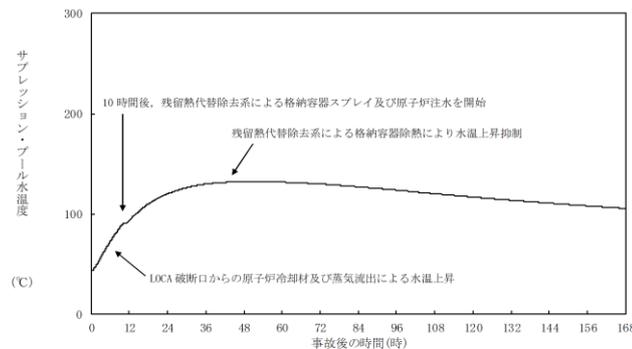


図 7 サプレッション・プール水温度の推移
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

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。

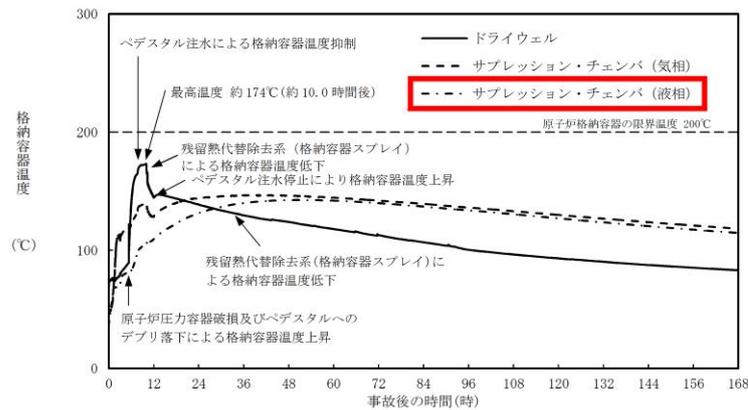


図 8 サプレッション・プール水温度の推移

(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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

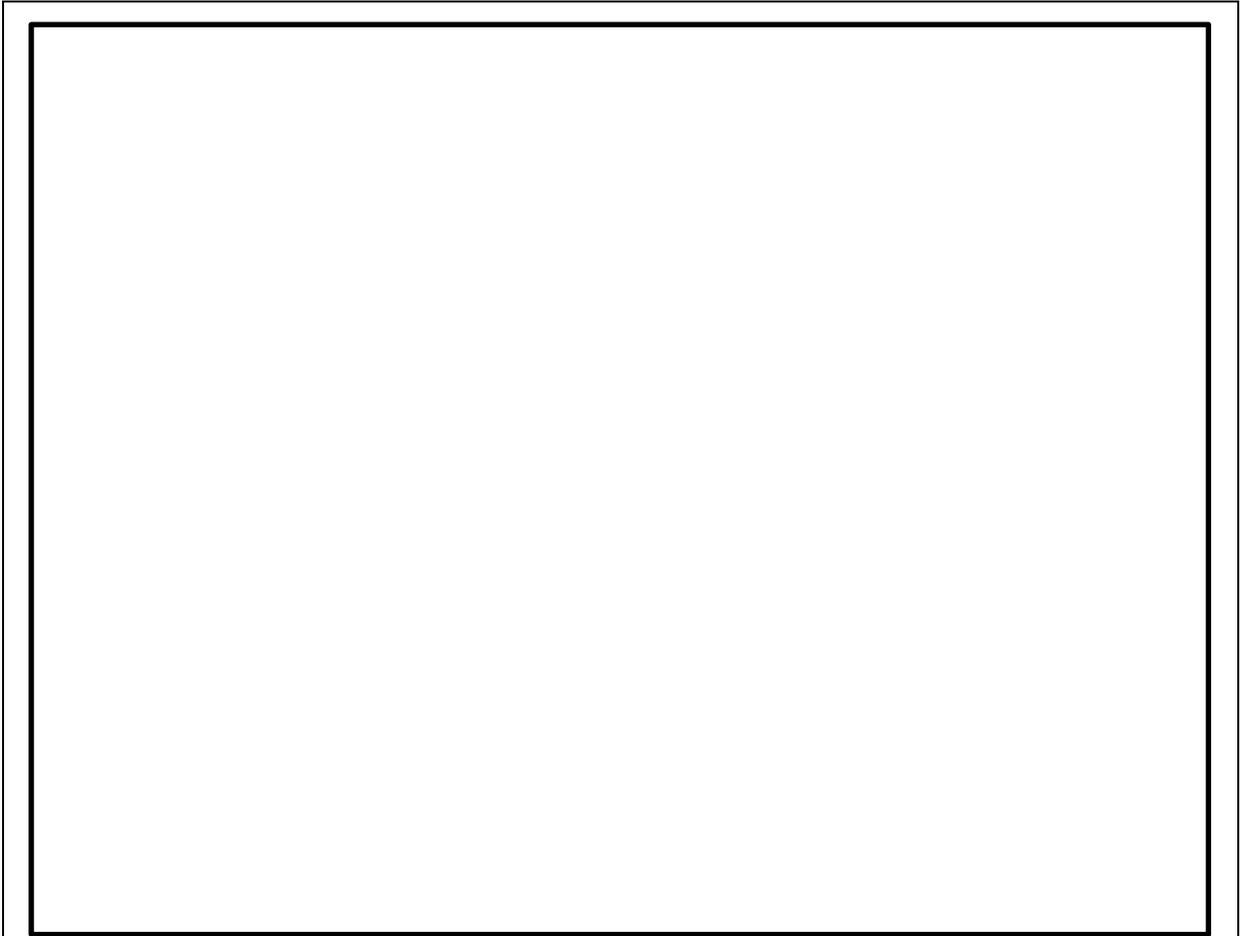


図2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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	0.99 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
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	:	0.35	MPa

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水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配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.99	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0.99MPa[gage]以上とし、1.4MPa[gage]とする。

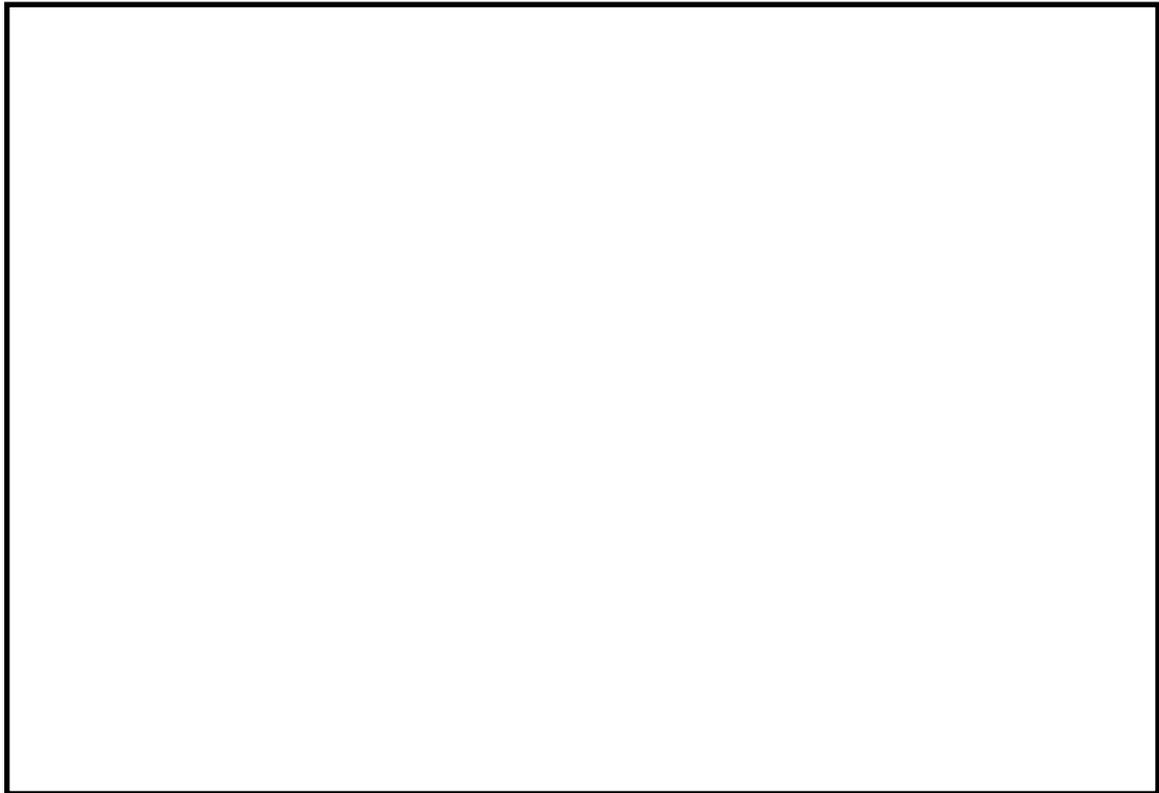


図9 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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。

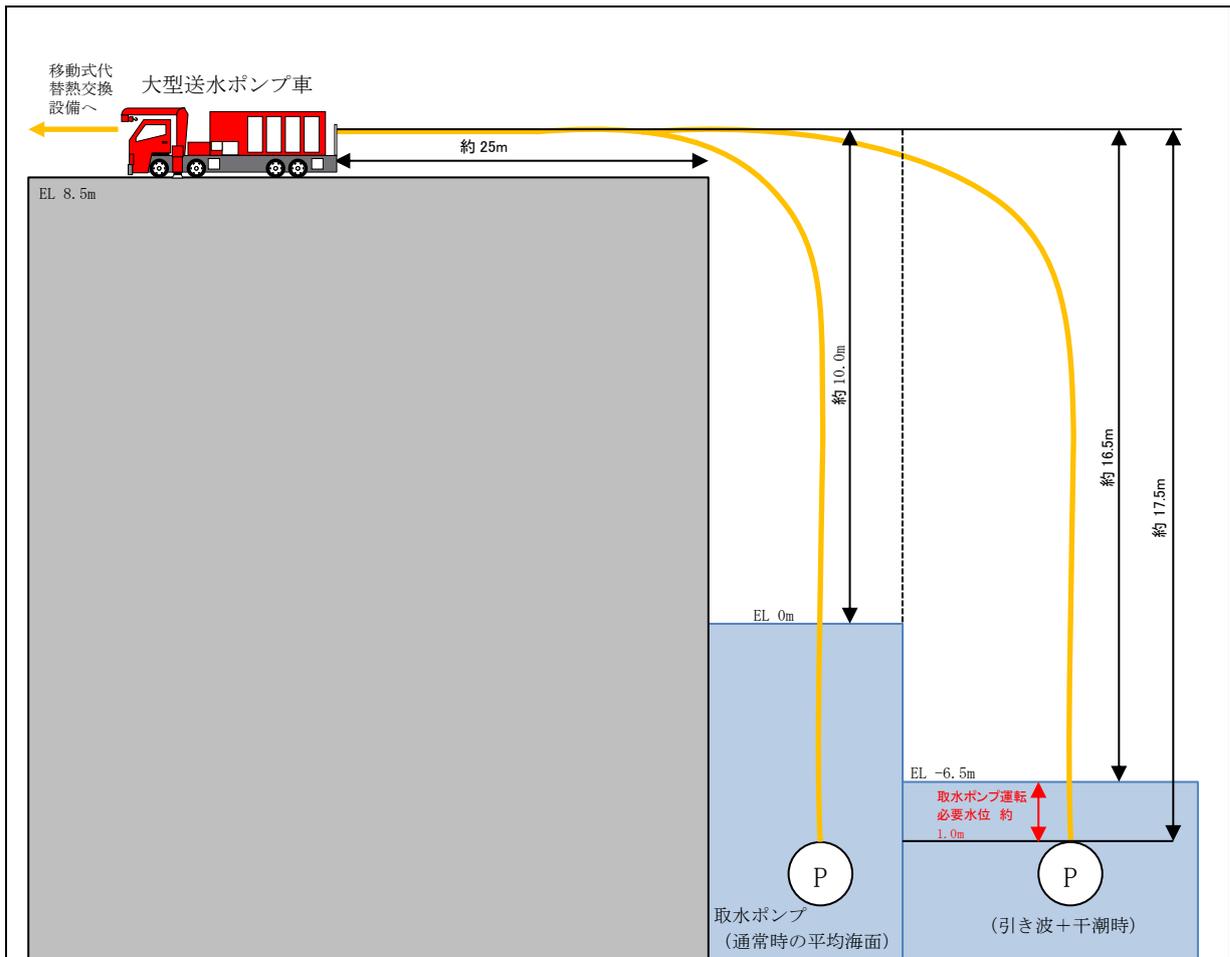


図 10 大型送水ポンプ車概要図

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。

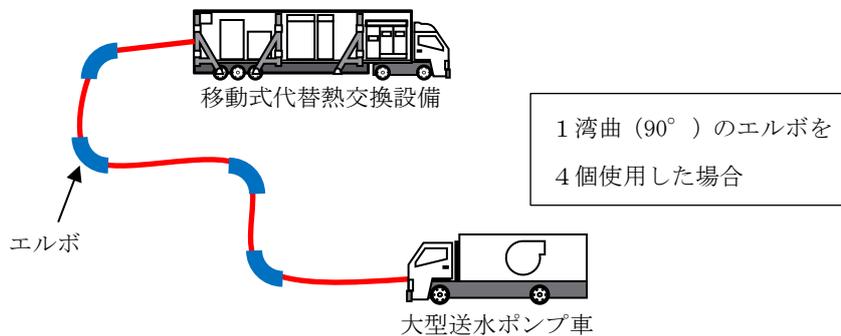


図 11 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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

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

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 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)

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

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

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

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

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

$$= 0.0119400\dots$$

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

50-8 接続図

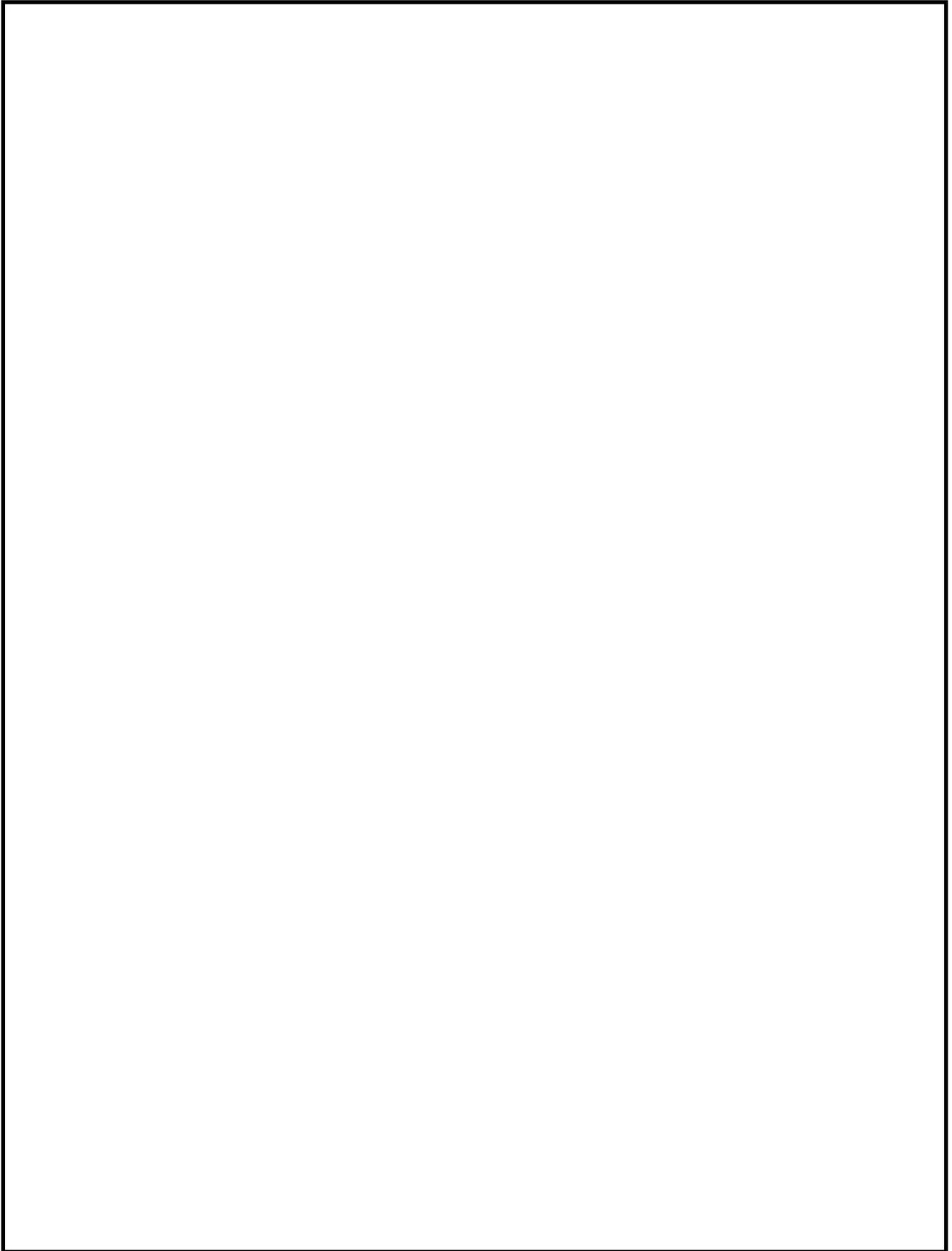


図1 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置図

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。

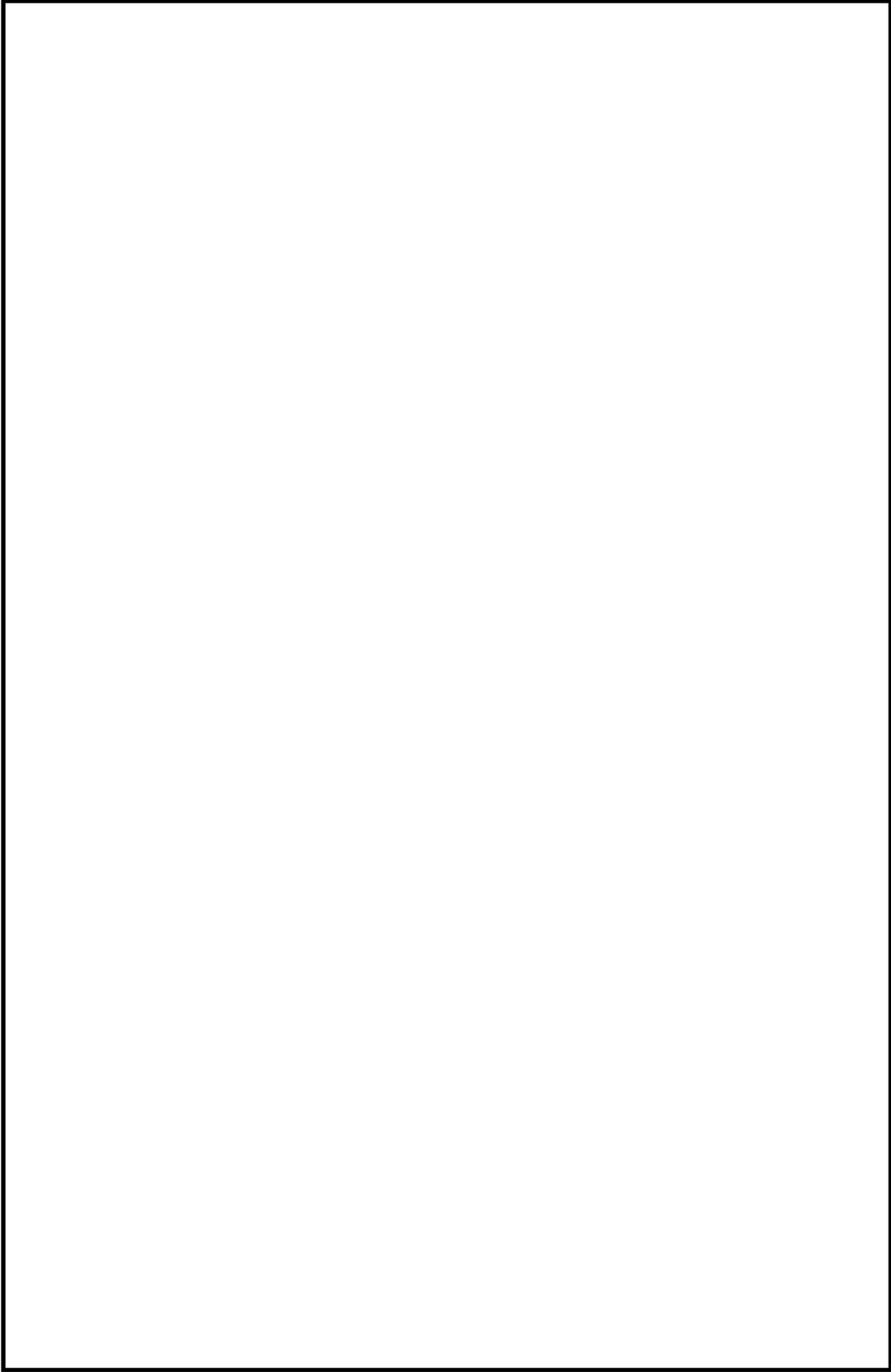


図2 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

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。

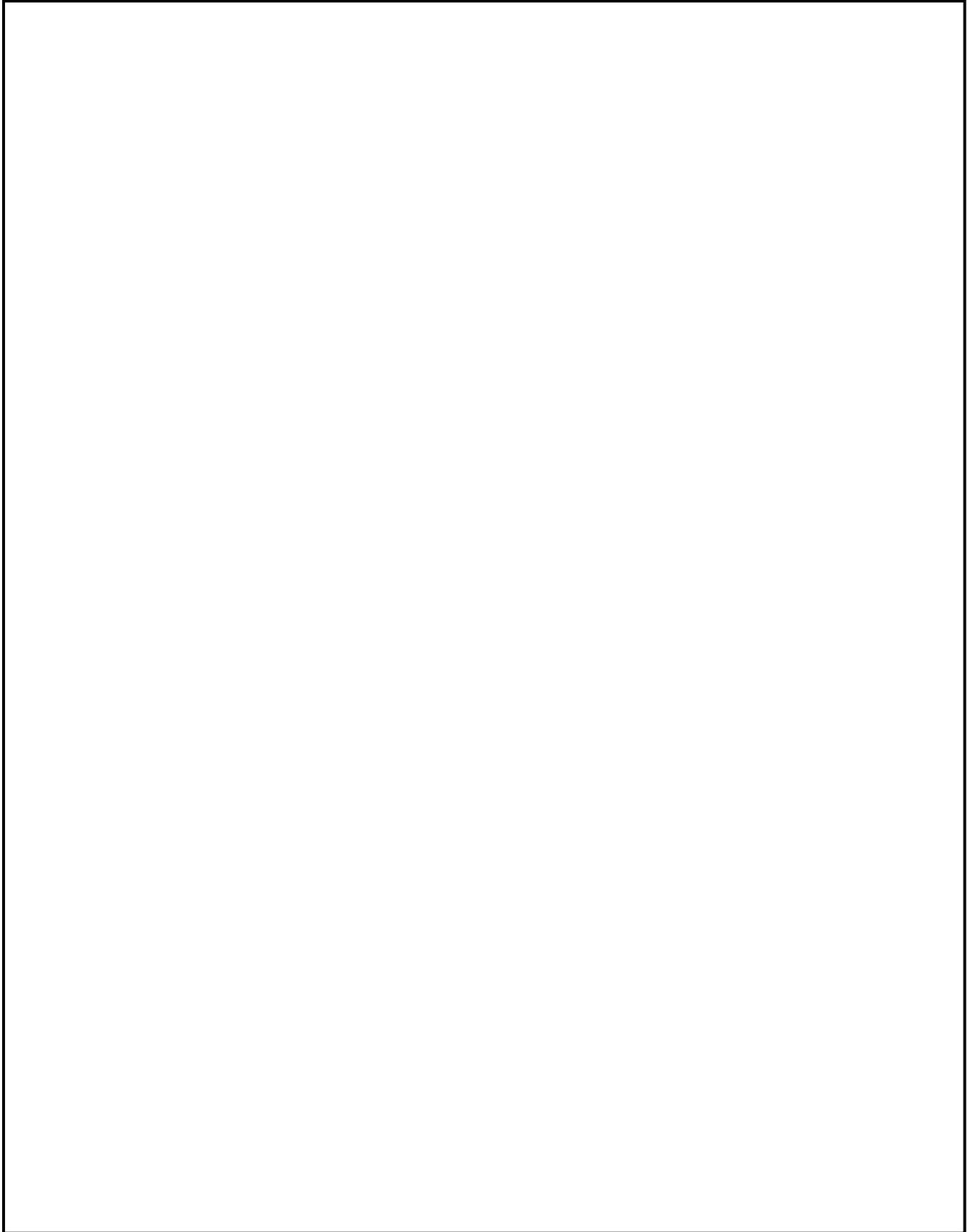


図2 屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

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

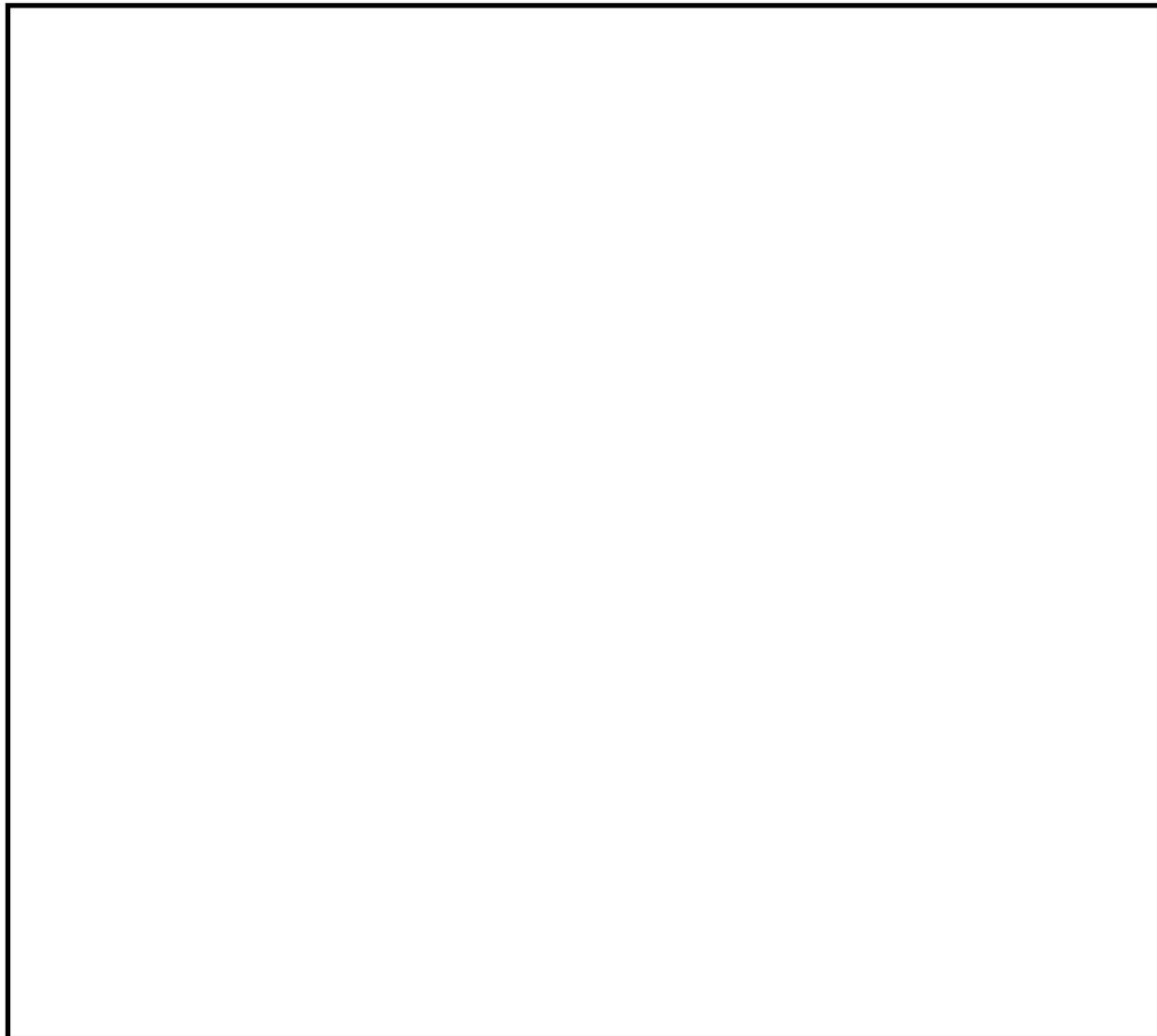


図1 保管場所及びアクセスルート図

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。

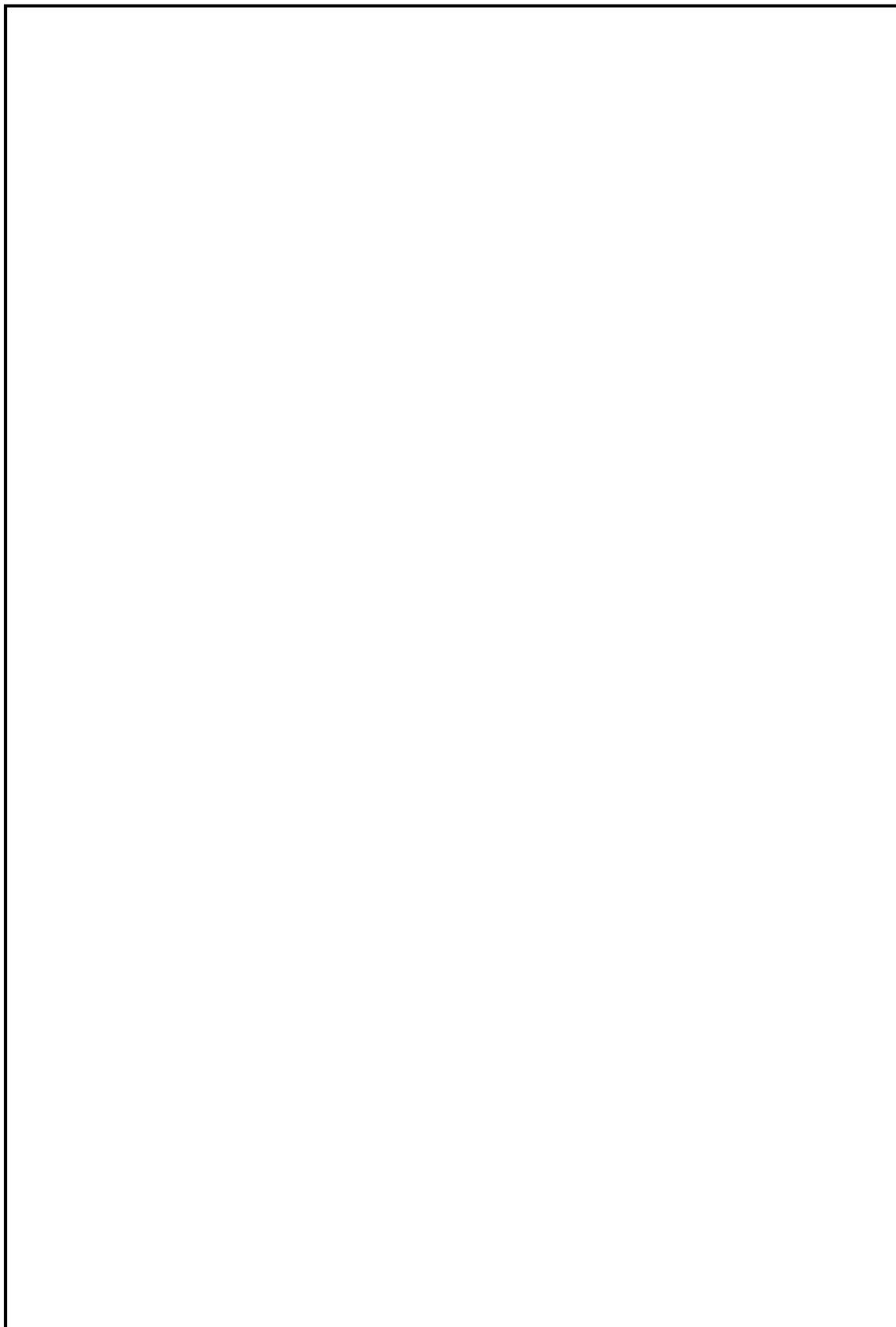


図2 フィルタベント操作（現場）（1/4）

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。

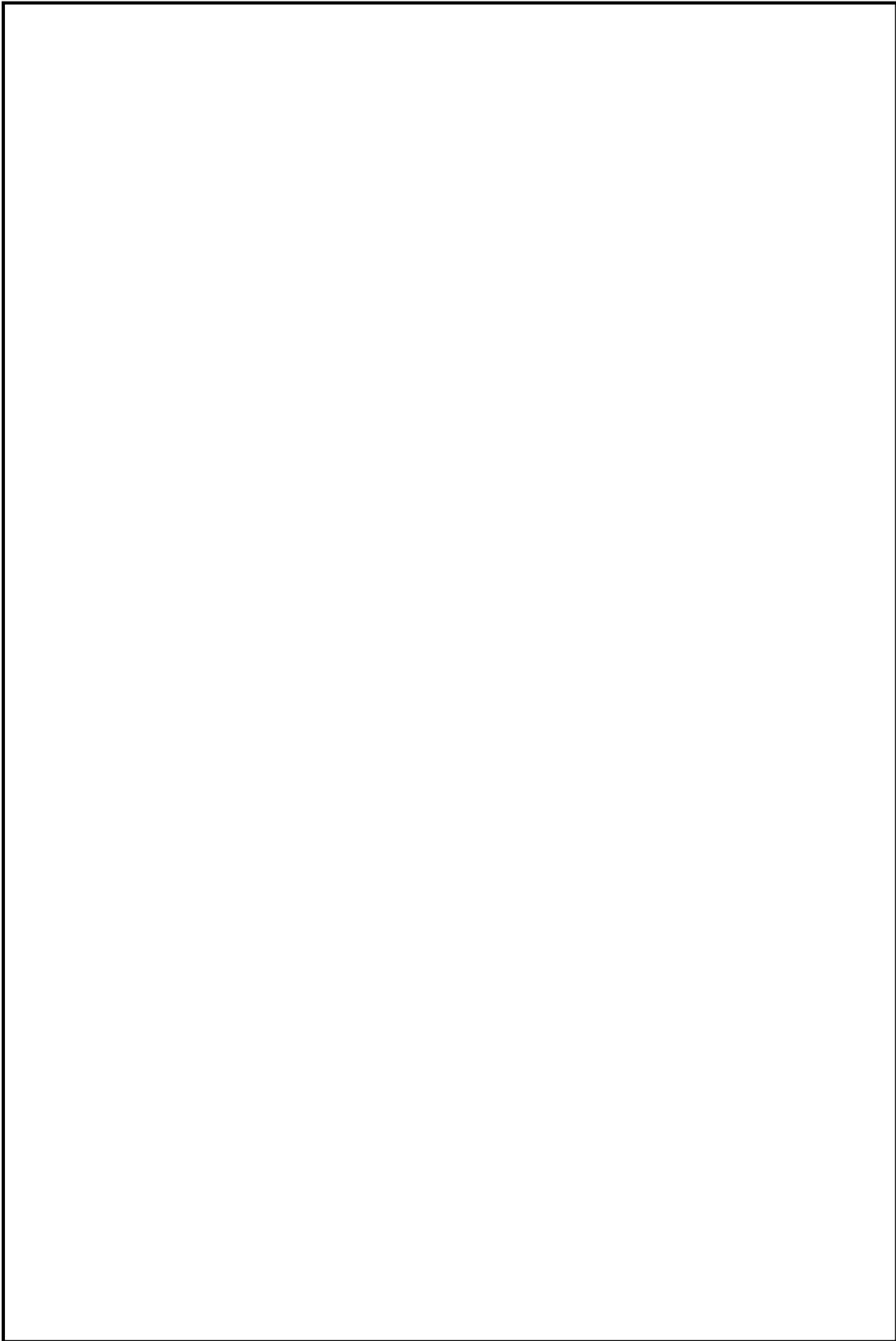


図2 フィルタベント操作 (現場) (2/4)

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。

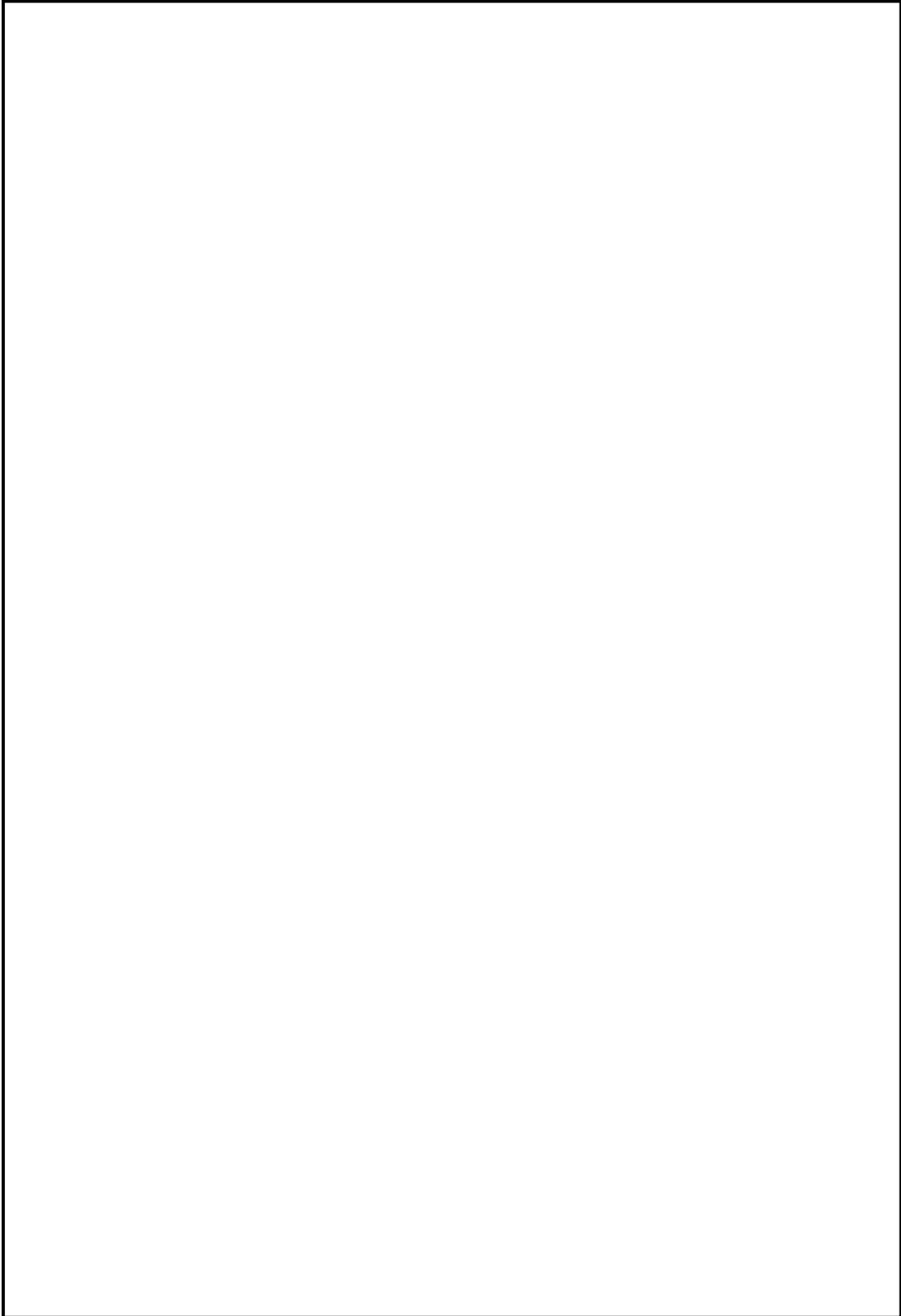


図2 フィルタベント操作（現場）（4/4）

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

(1) スクラビング水の補給及び排水設備

格納容器フィルタベント系を使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラビング水の pH 値の調整をすることで、第1ベントフィルタスクラバ容器を長期間使用することが可能なスクラビング水の補給及び排水設備を設ける。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(i) 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、移送ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、スクラバ容器へ水・薬剤を補給できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（薬品タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能）。

また、第1ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化およびタンクの腐食を防止する設計としている。

補給設備の系統概略図を図1に示す。

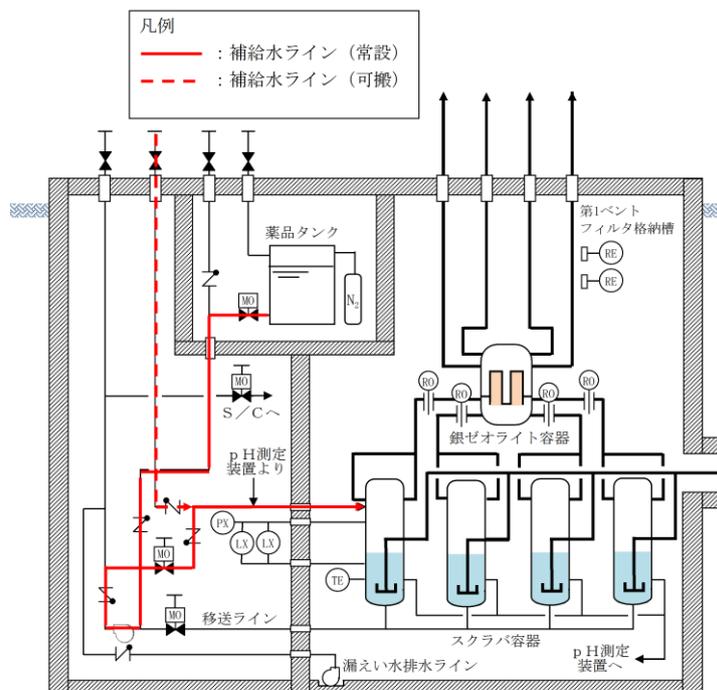


図1 補給設備 系統概略図

(ii) 排水設備

排水設備は、移送ポンプ、排水ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設の移送ポンプにより、格納容器（サプレッション・チェンバ）へ移送できる設計としている。

さらに、万一、スクラバ容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）もしくは外部へ排出できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（S/C移送弁については、原子炉棟内に設置し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から人力により遠隔操作が可能な設計としている）。

排水設備の系統概略図を図2に示す。

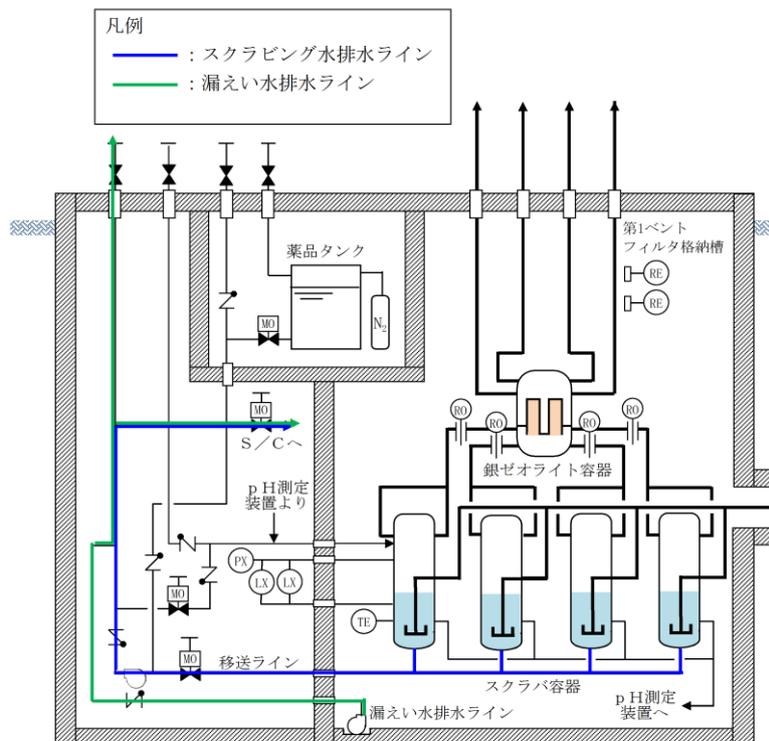


図2 排水設備 系統概略図（補給時）

(2) サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 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。

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。

サプレッション・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、サプレッション・チェンバにスプレーする構成とする。

サプレッション・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ー配管からドライウェルにスプレー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。

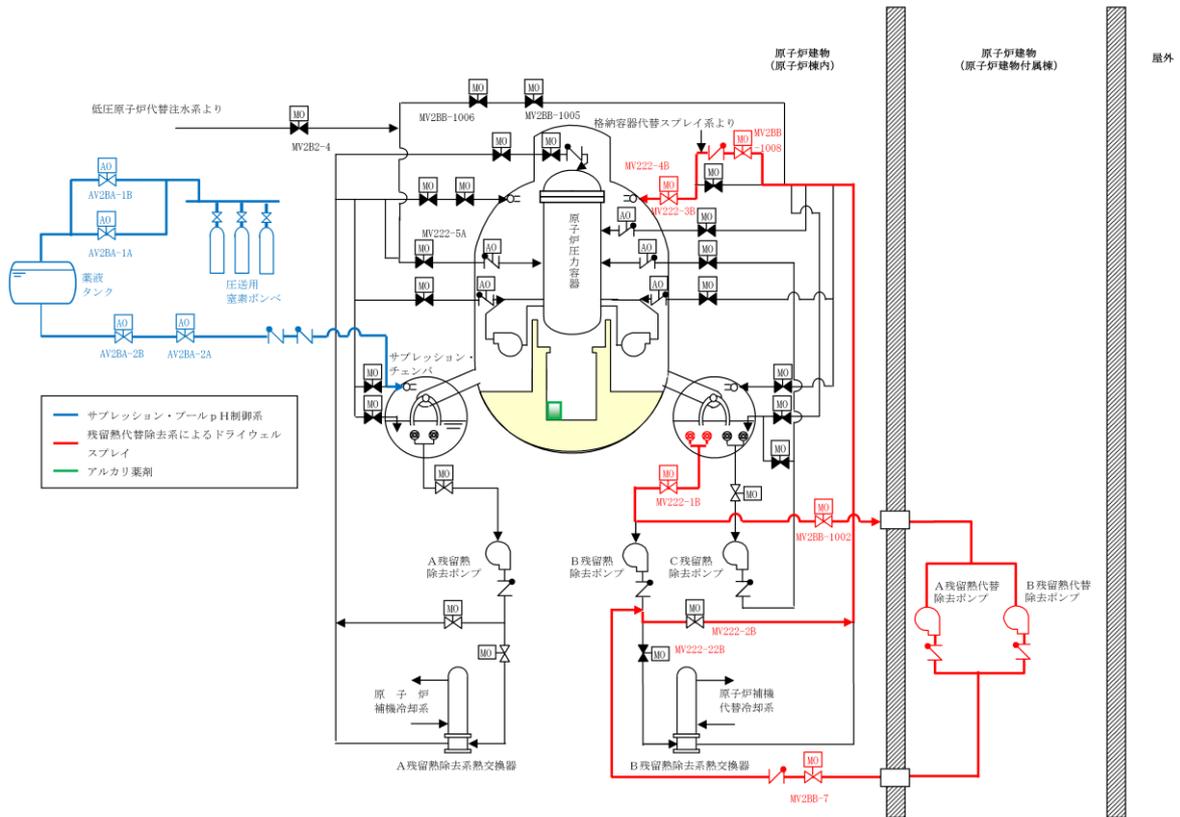


図3 サプレッション・プール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御概略系統図

(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。

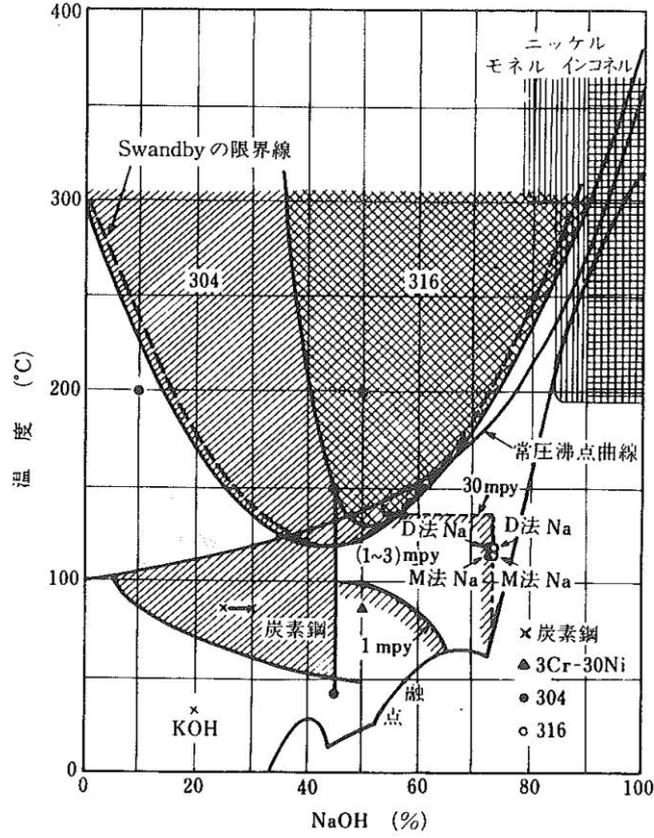


図4 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

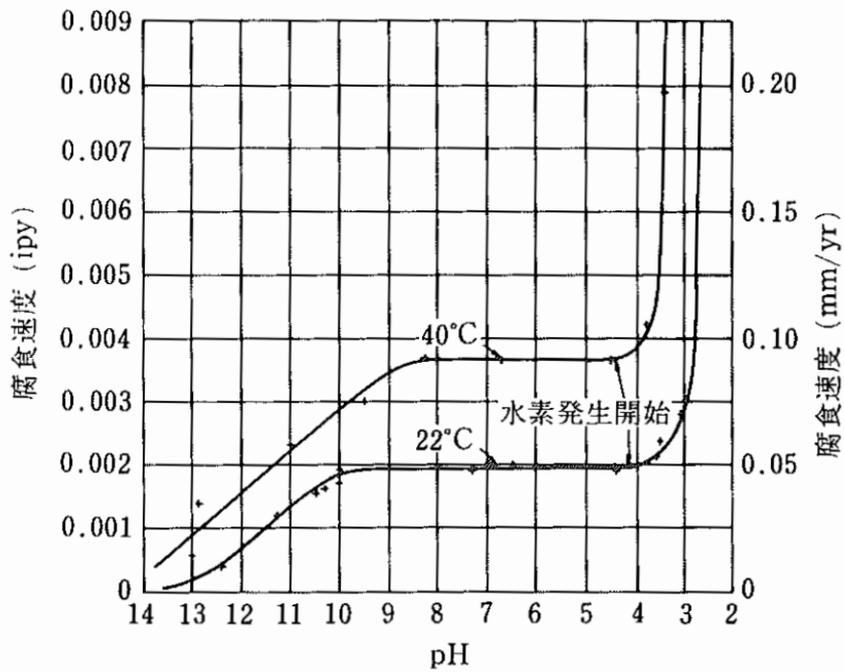


図5 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響^[1]

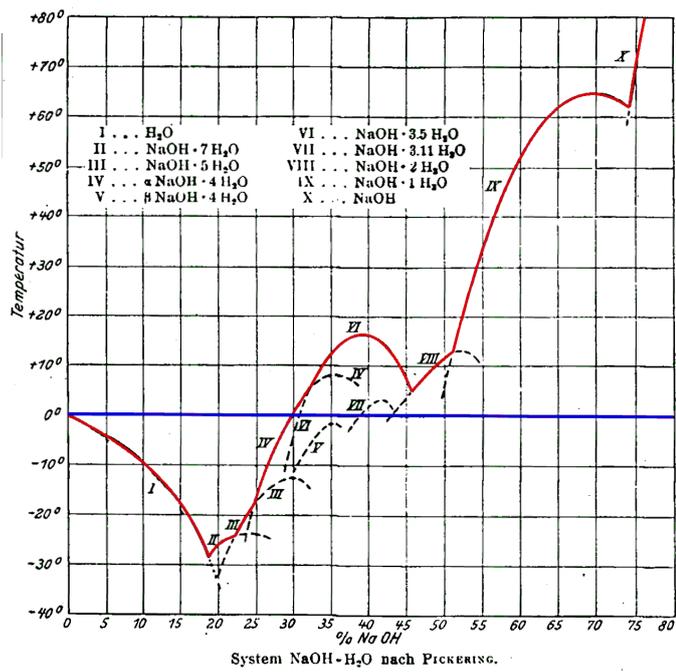


図6 水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(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1~2 mm)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。

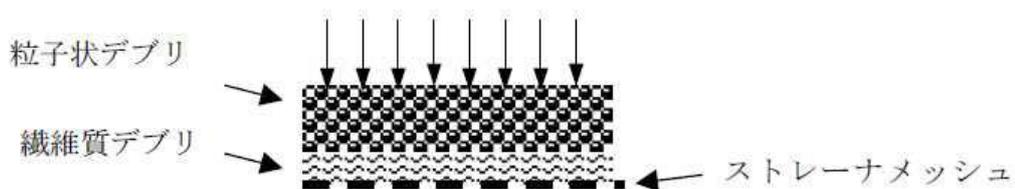


図7 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

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 ($150\text{m}^3/\text{h}$ 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。

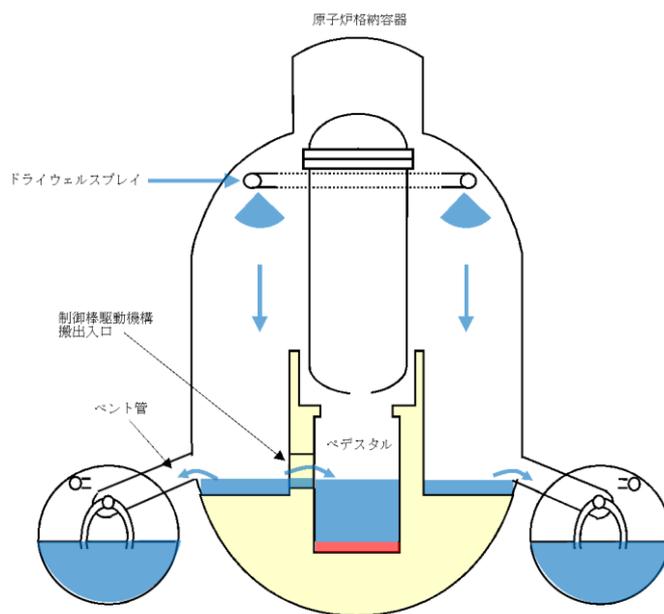


図 8 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

- ※ 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。

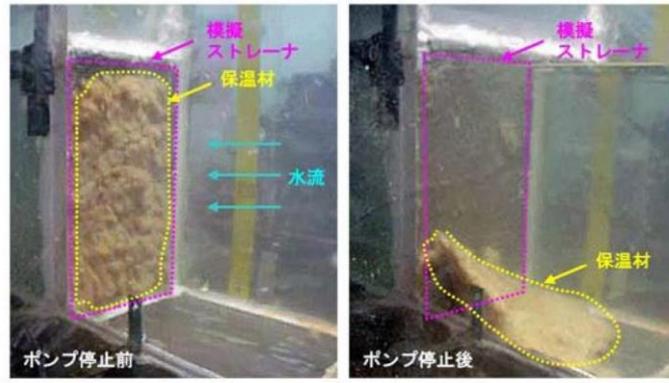


図9 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of
Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with
Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

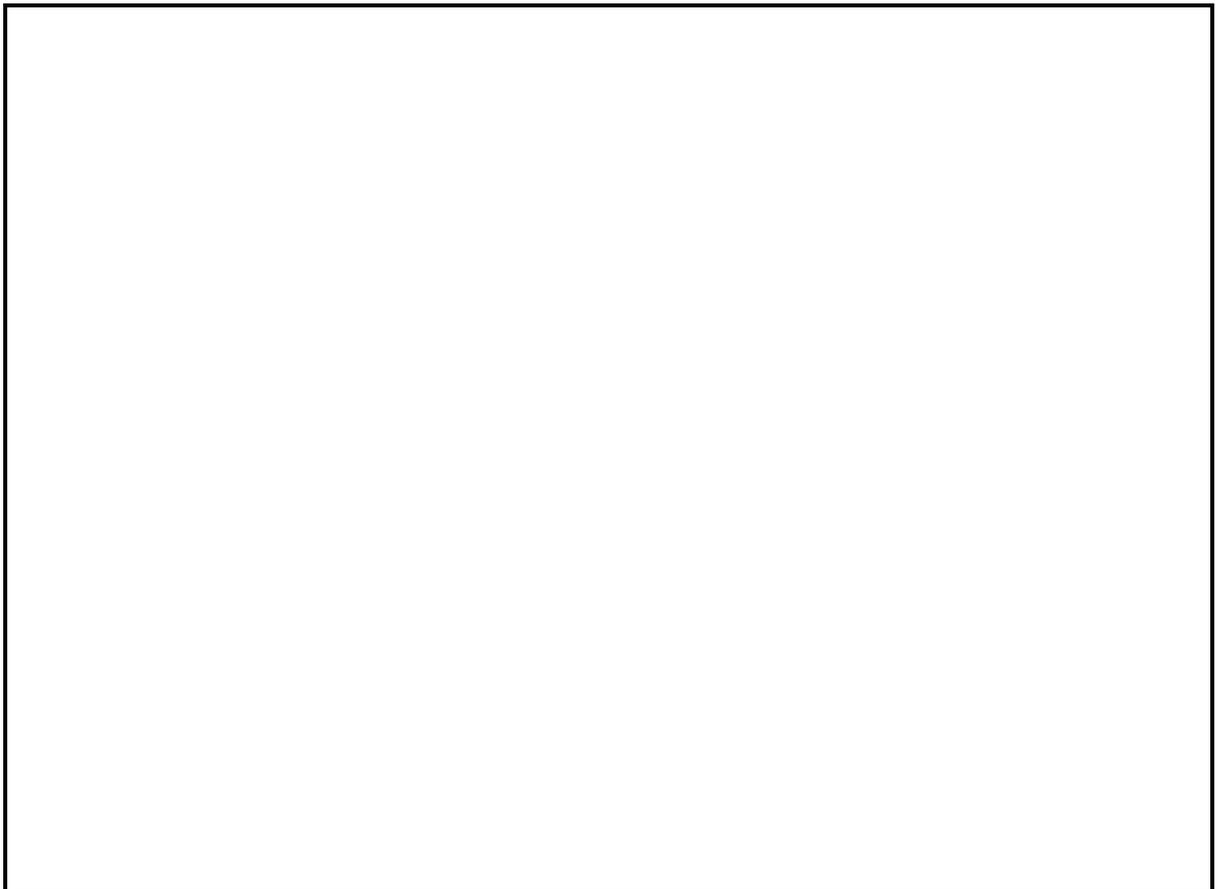


図10 BWRにおいて設置されているストレーナ

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。

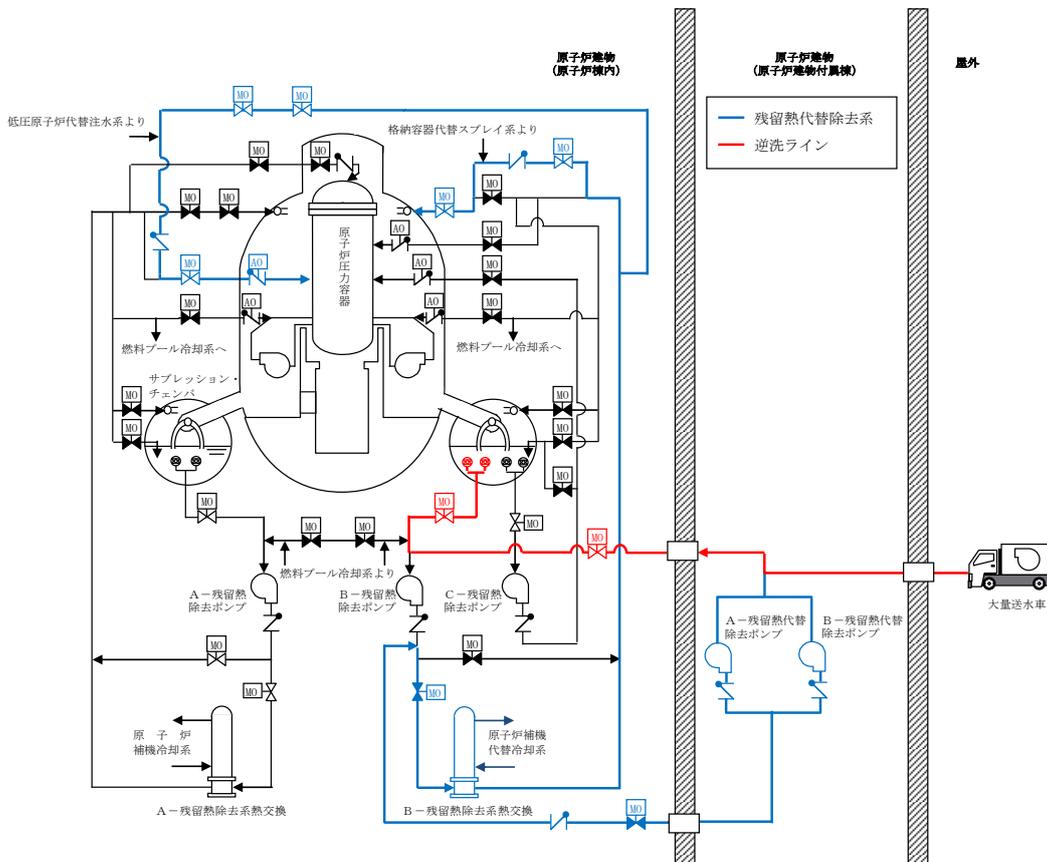


図12 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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。

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	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	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	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		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

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。

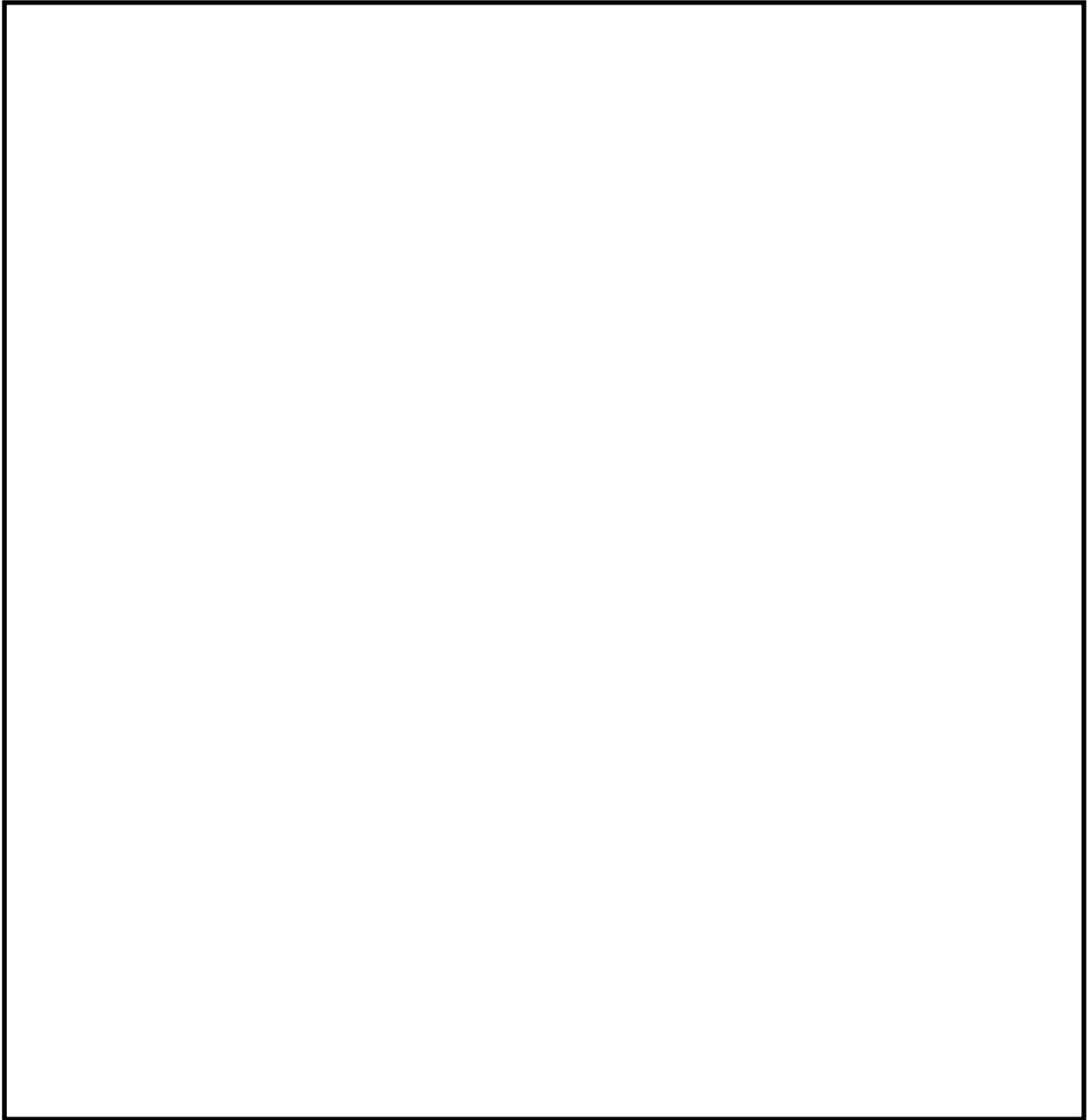


図1 機器配置図（原子炉建物1階）

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 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。

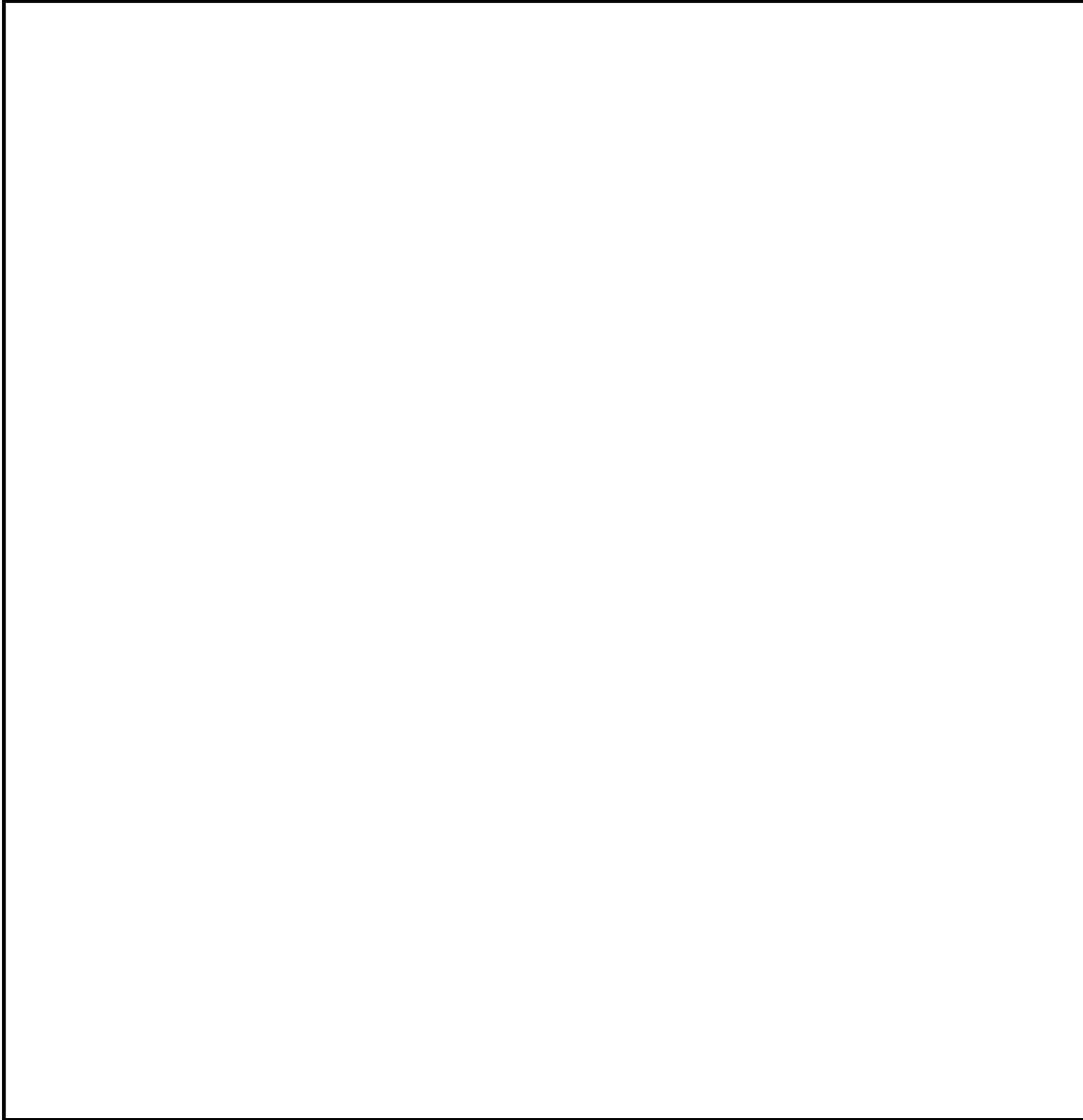


図3 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

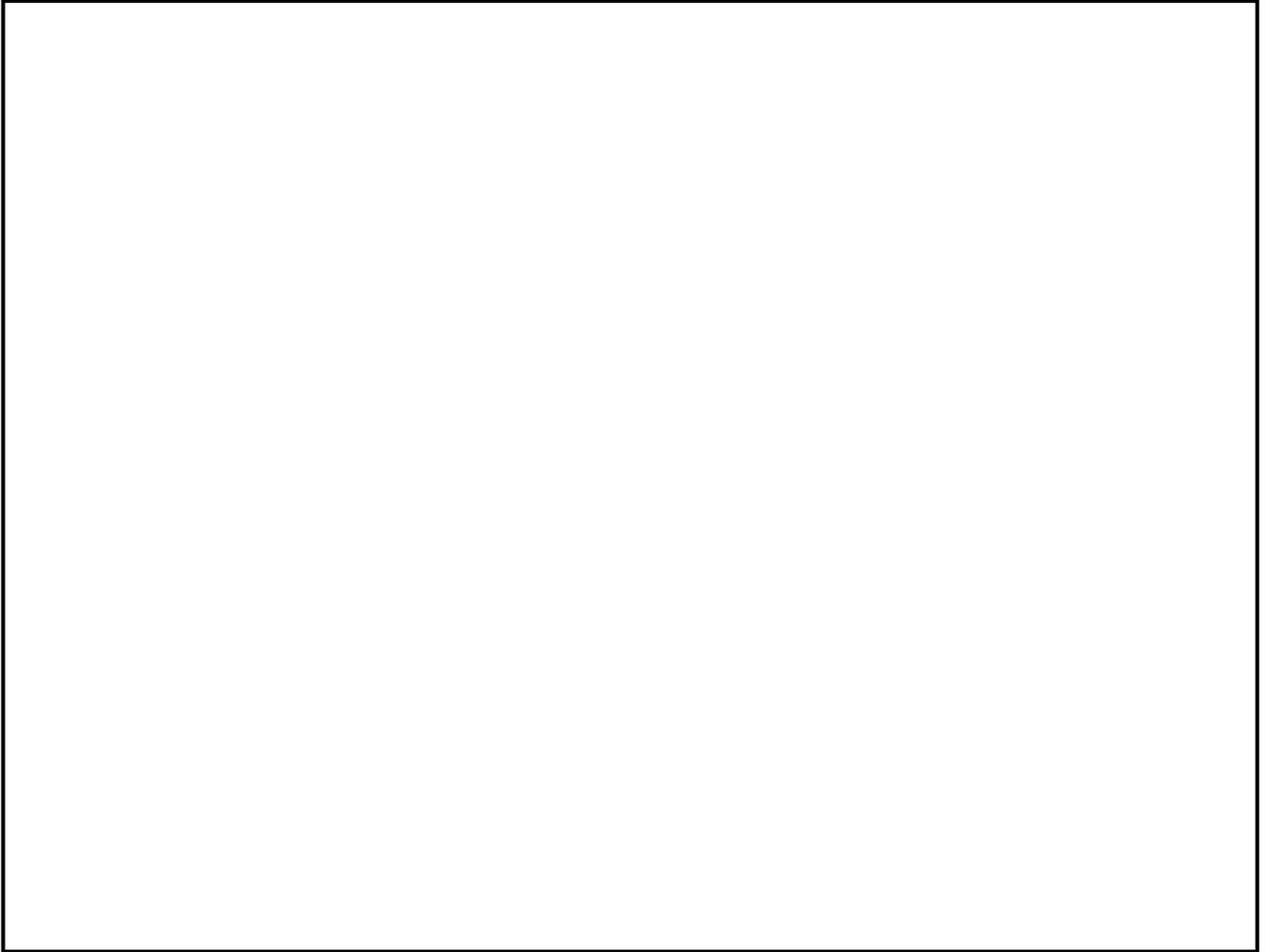


図4 機器配置図（中央制御室）

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

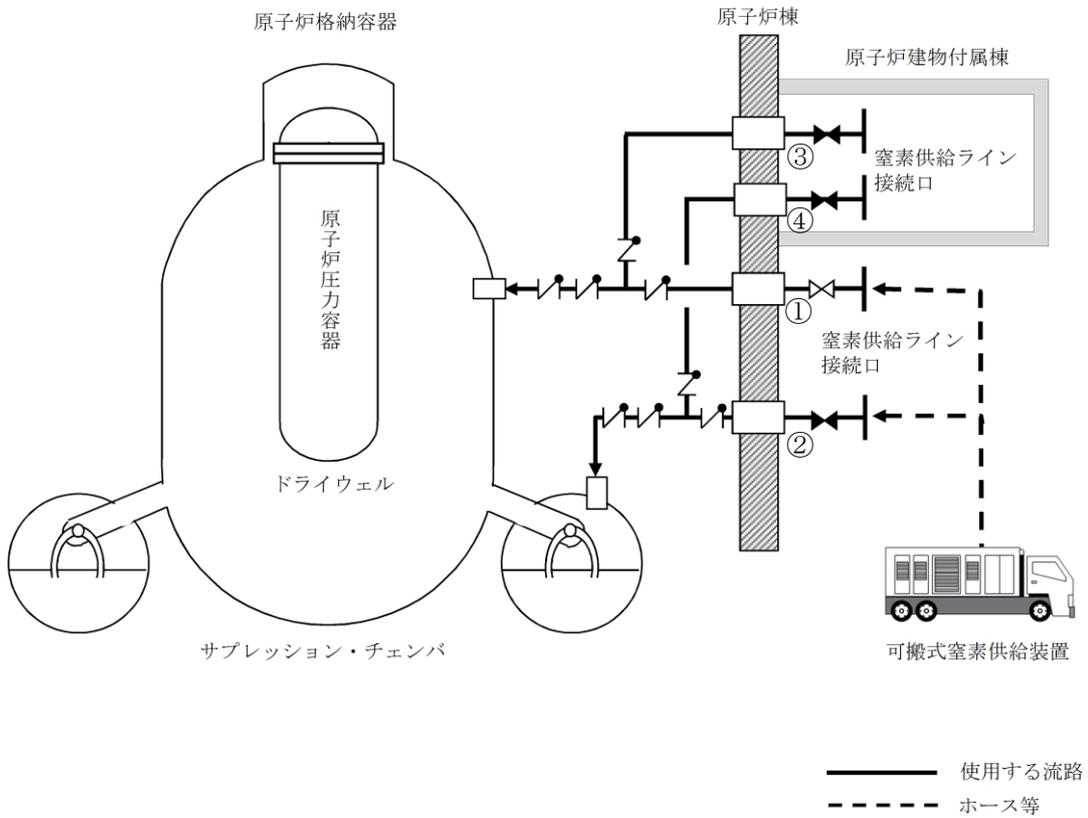


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

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)
3	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
4	ANI 建物内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。

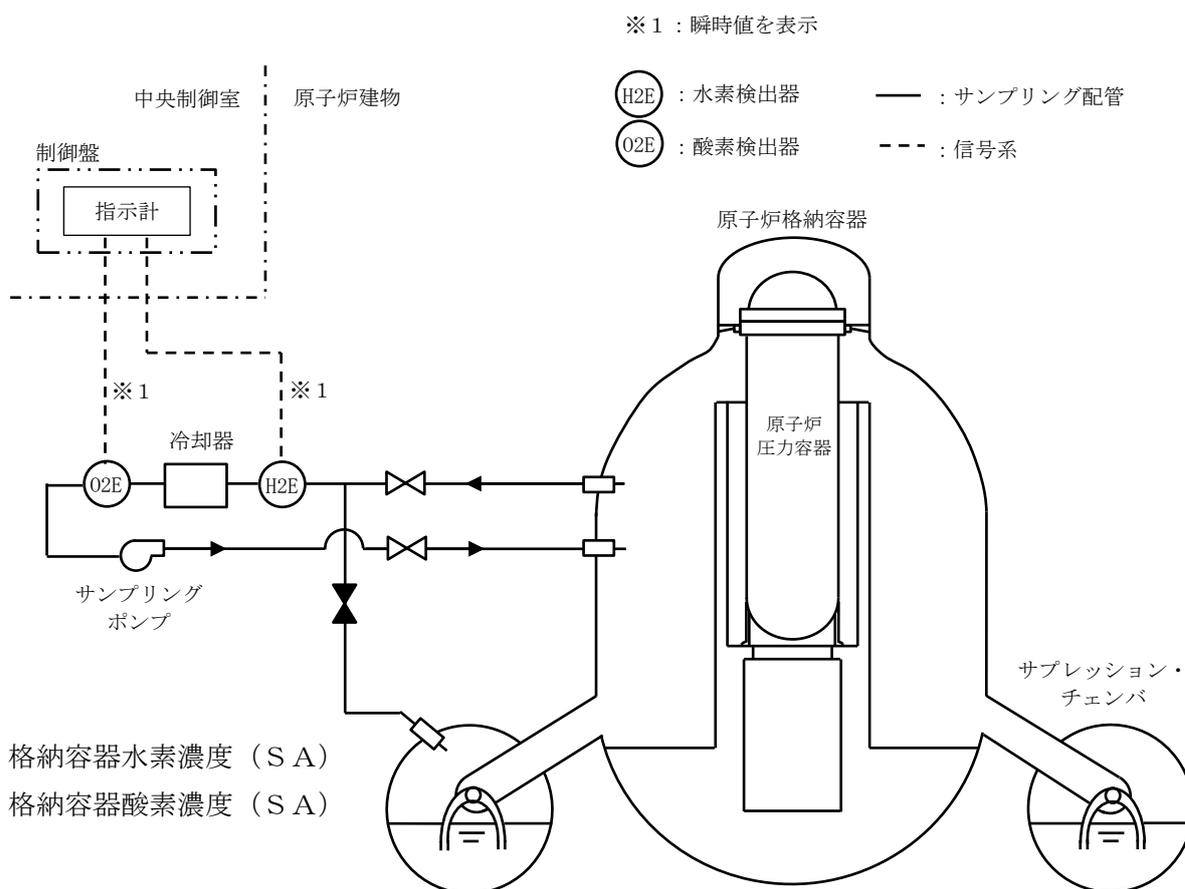
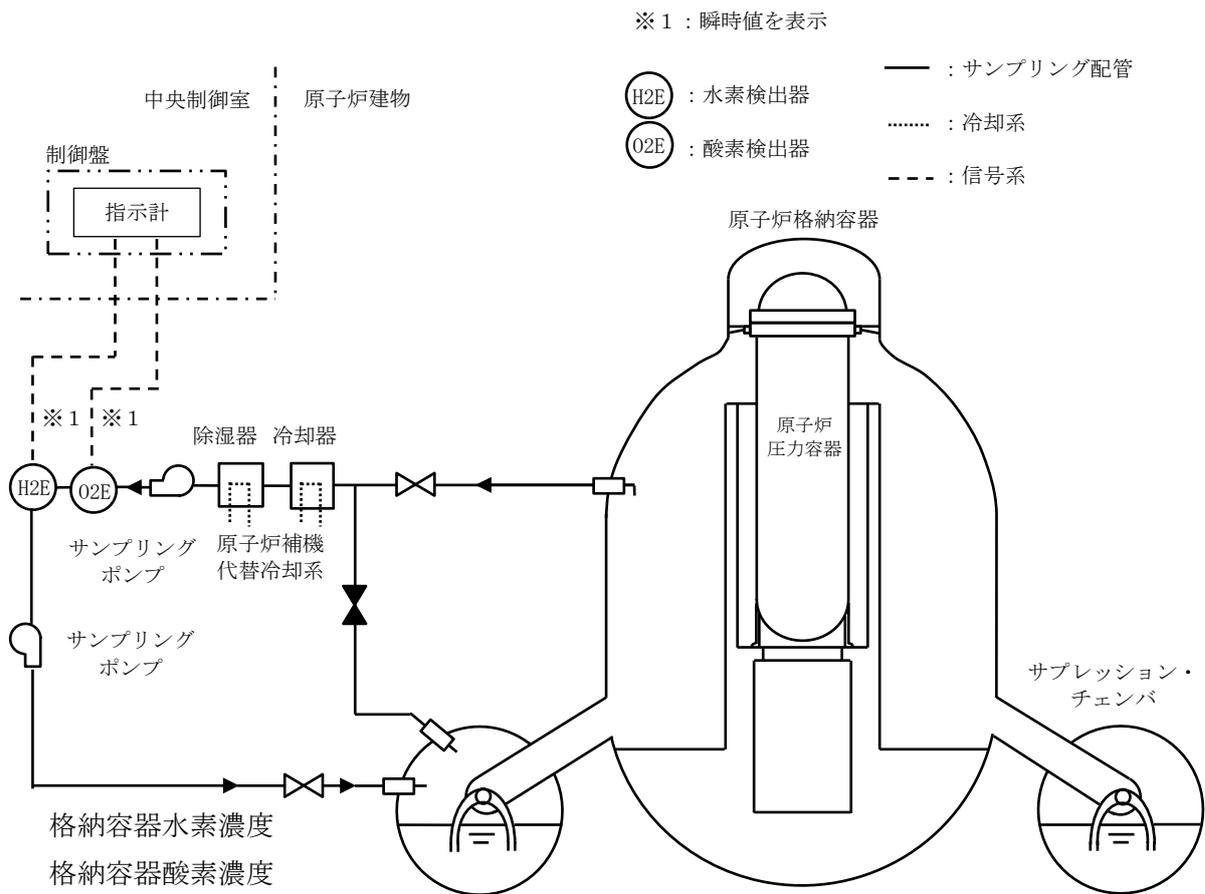


図2 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）に関する系統概要図



※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

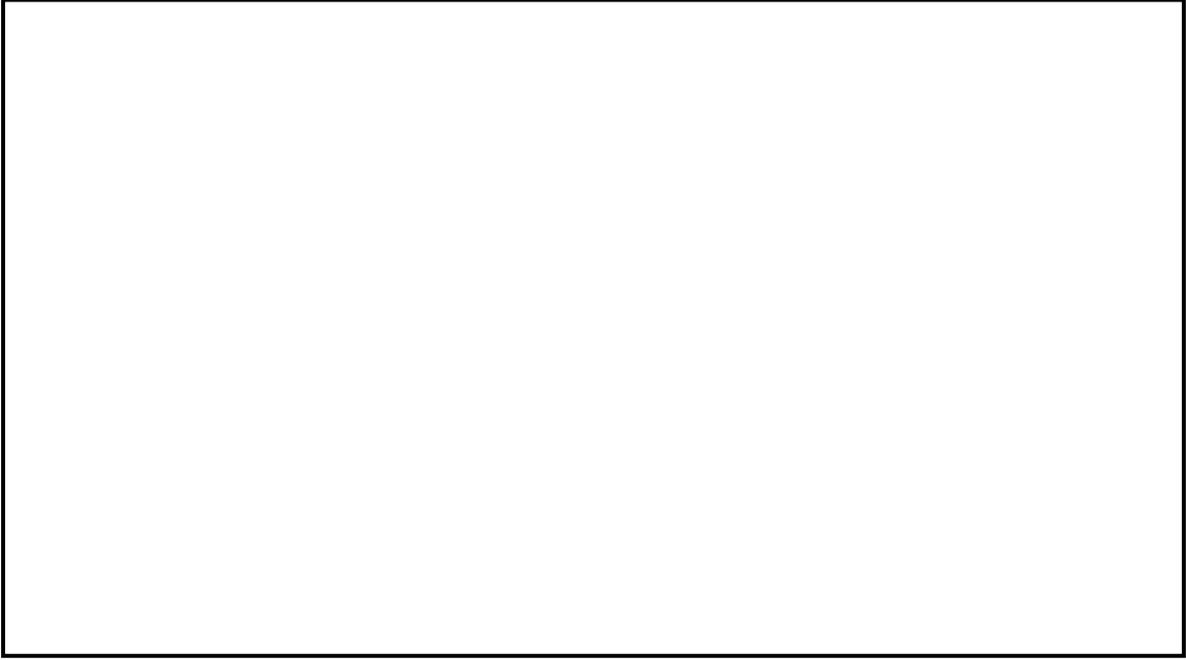
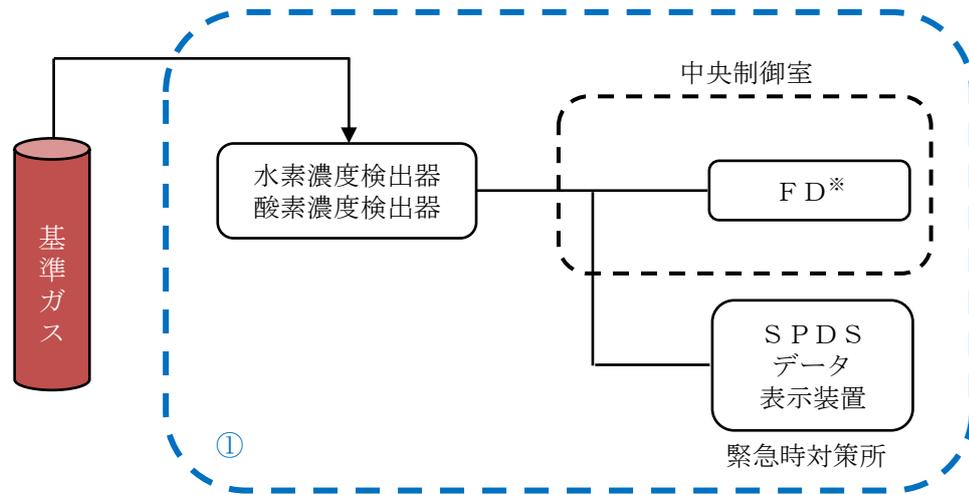


図1 可搬式窒素供給装置構造図

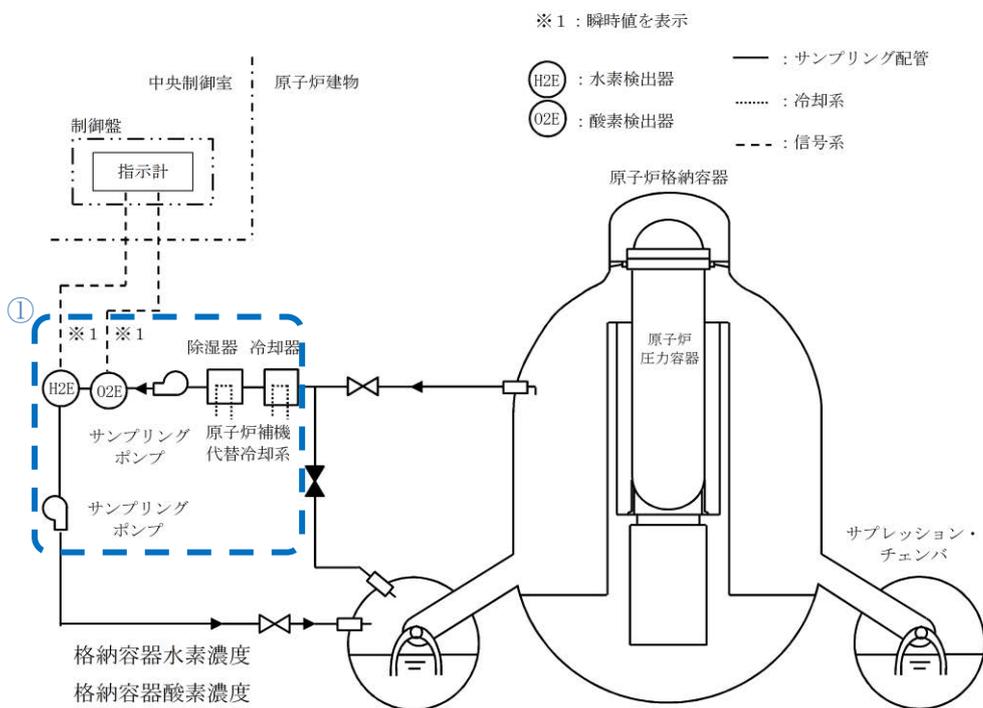
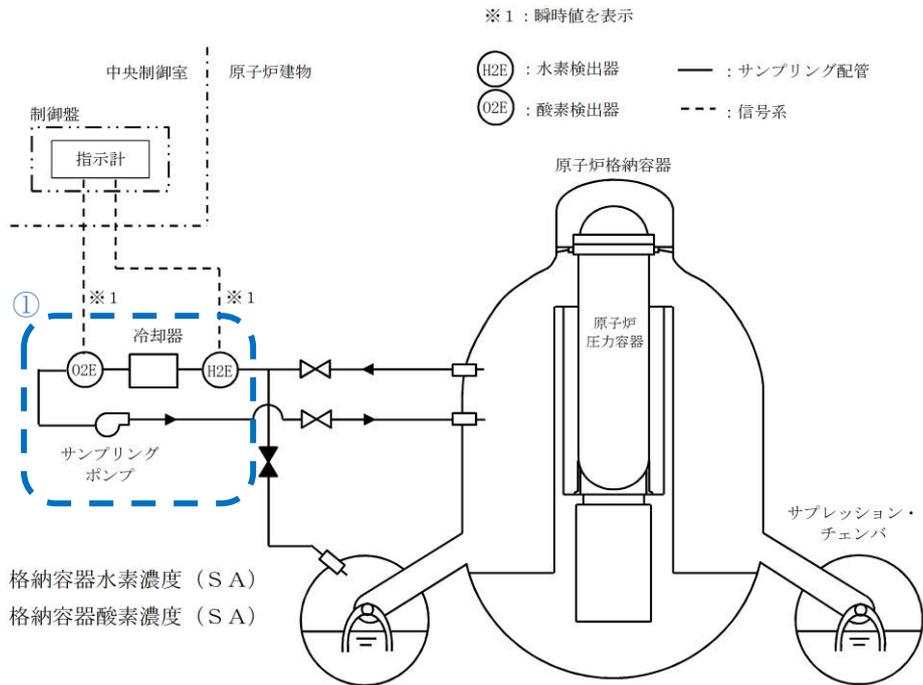
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※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サンプリング装置の運転性能、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）

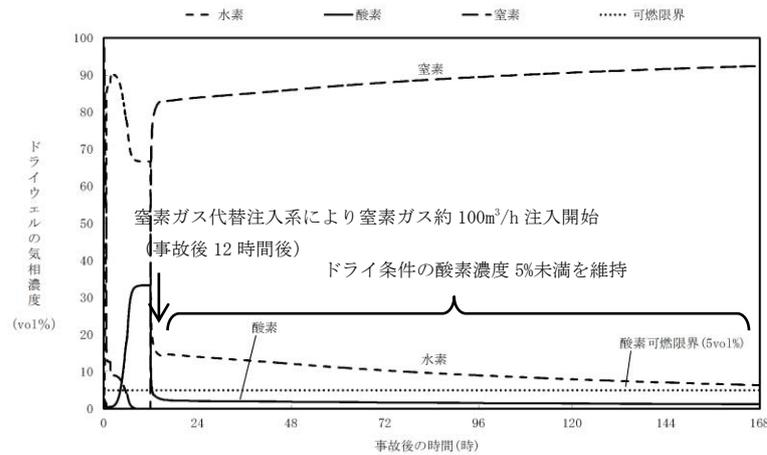


図 1 ドライウェル気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

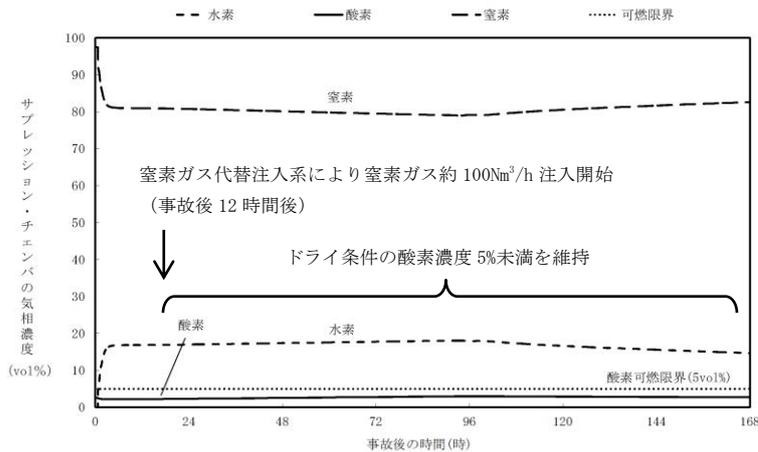


図 2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移

(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。）

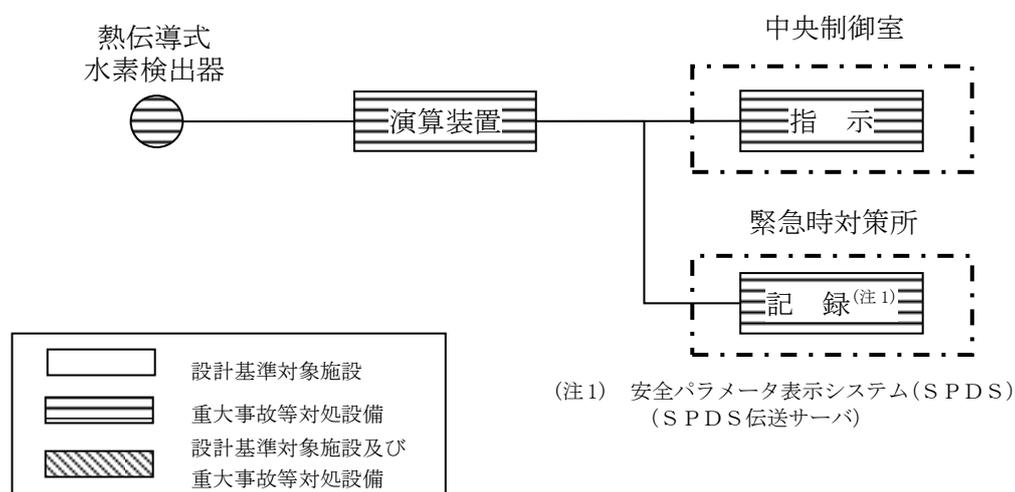


図1 格納容器水素濃度（S A）の概略構成図

(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。）

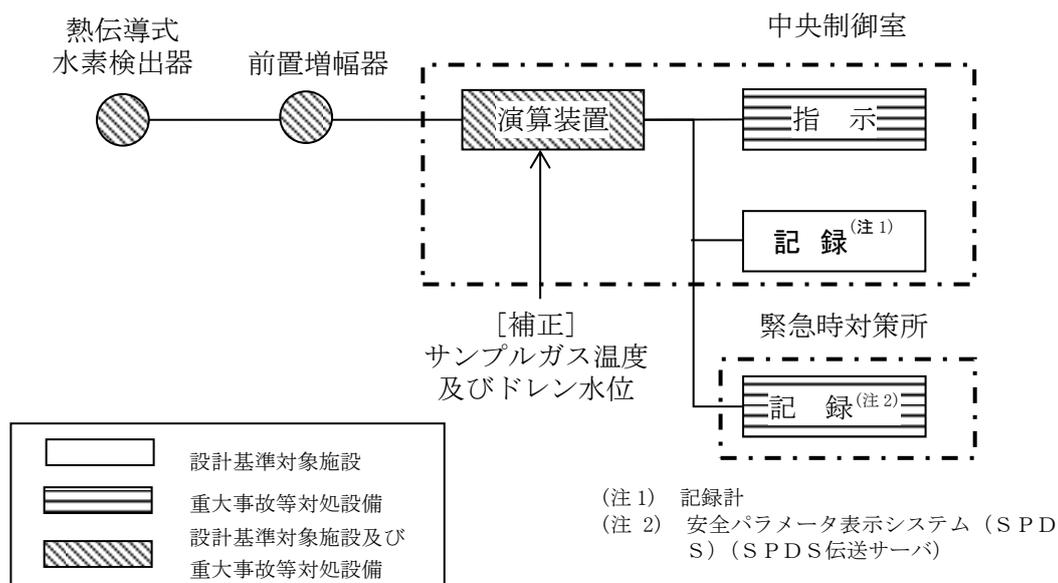


図2 格納容器水素濃度の概略構成図

(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。）

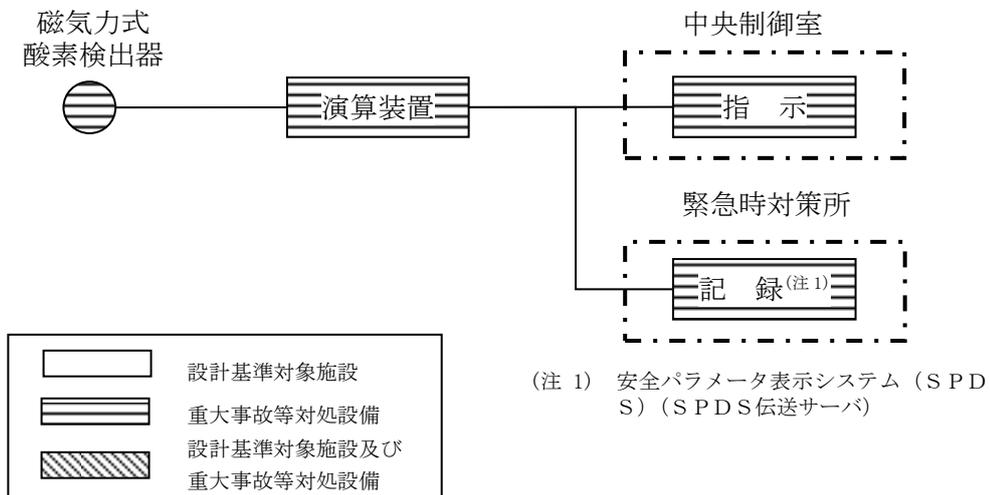


図3 格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図

(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。）

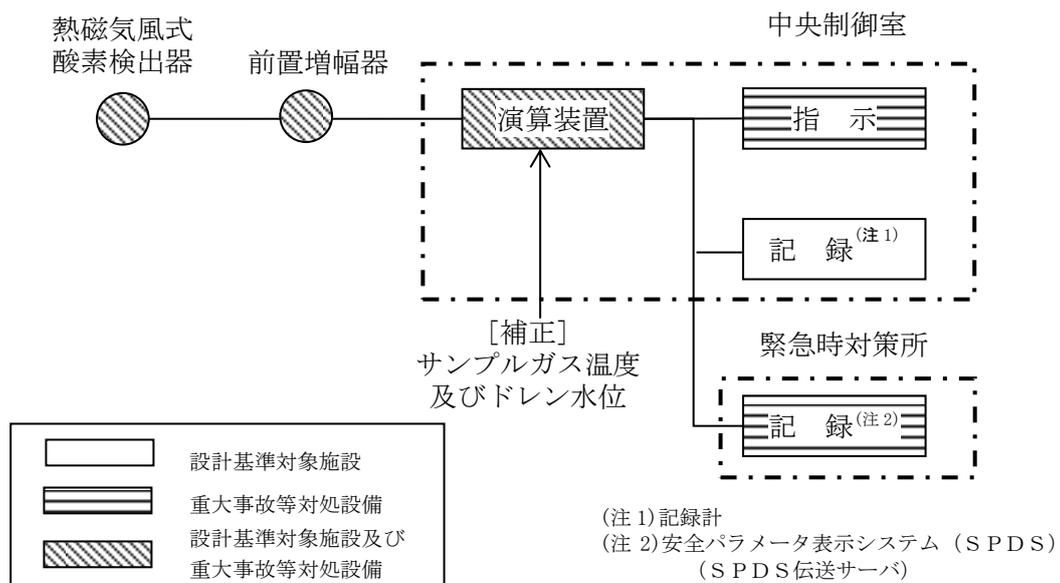


図4 格納容器酸素濃度の概略構成図

(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±2.0vol% (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。

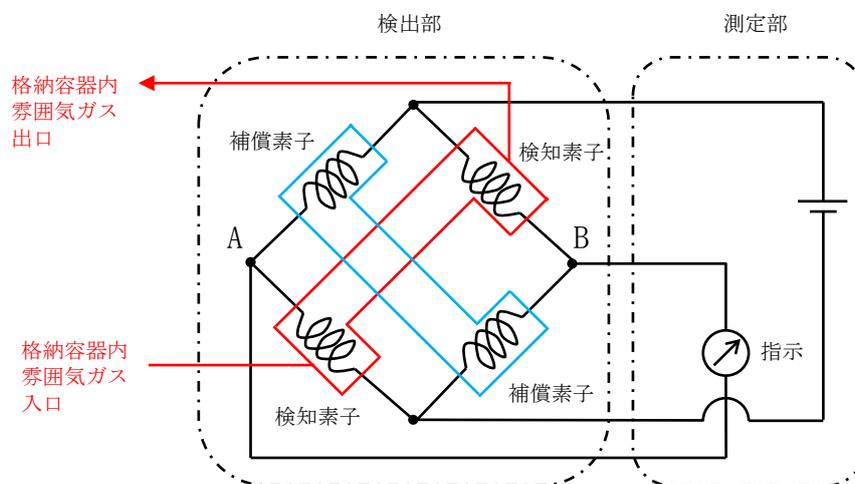


図 1 格納容器水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

(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°C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、計器仕様は最大±0.16vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.13vol%/±2.5vol%（ドライ）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。

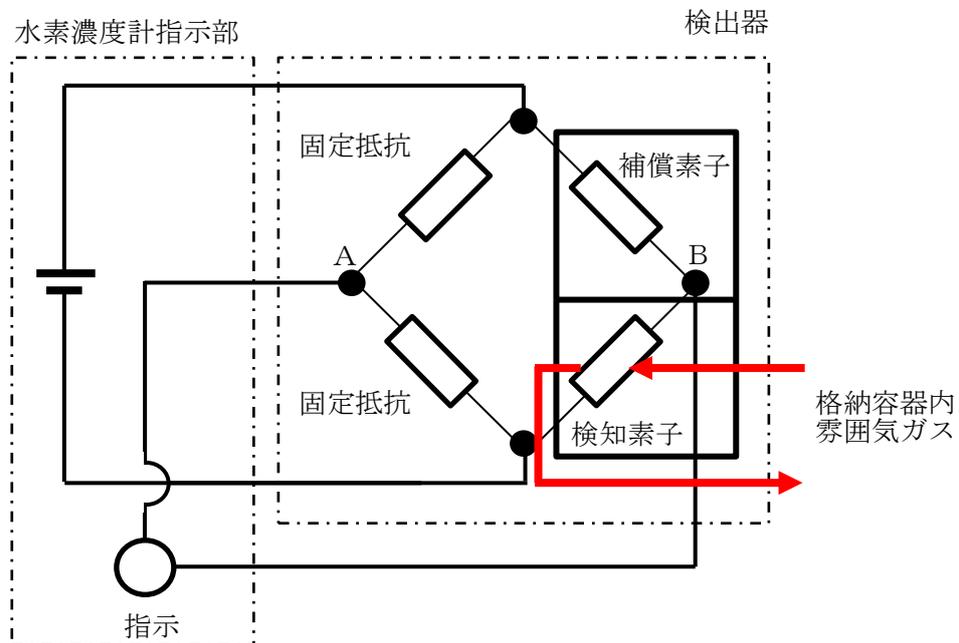


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(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) の原理図」に示すとおり、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引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、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、計器仕様は最大 $\pm 0.75\text{vol}\%$ (ウェット)、 $\pm 0.50\text{vol}\%$ (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

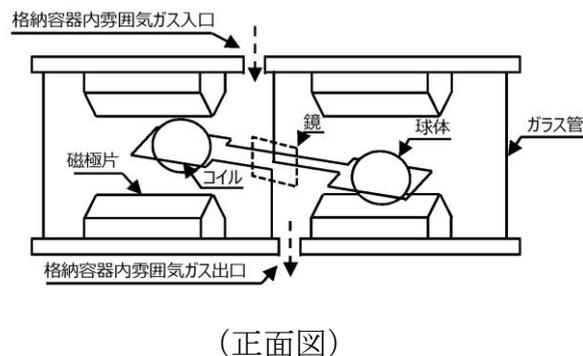
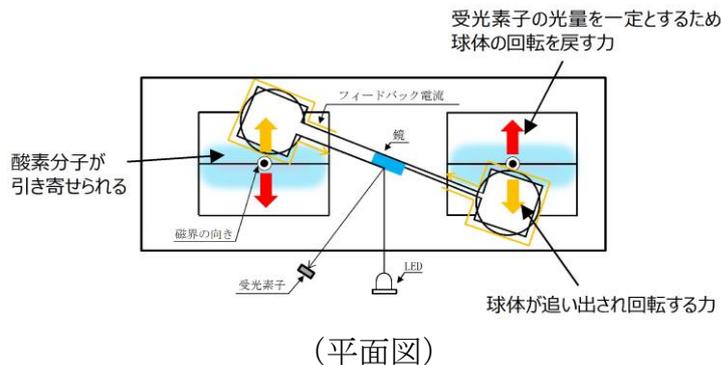


図3 格納容器酸素濃度 (S A) の原理図

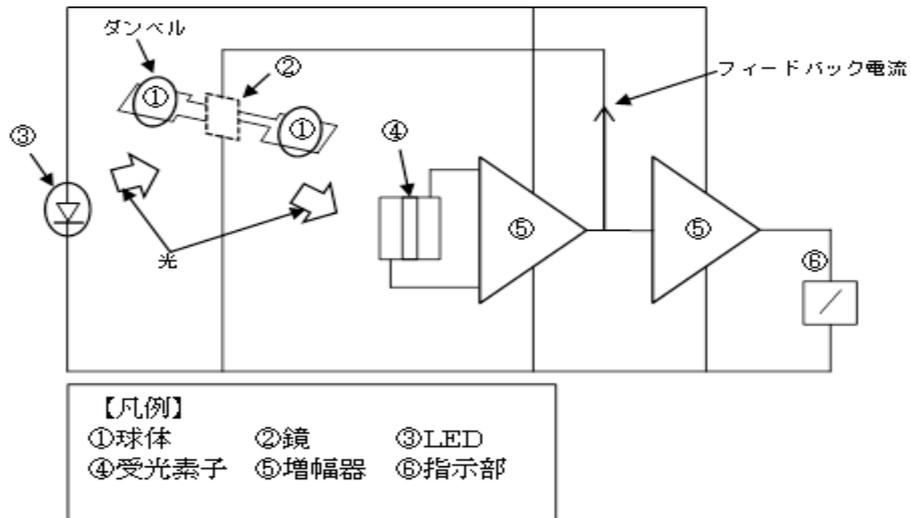


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

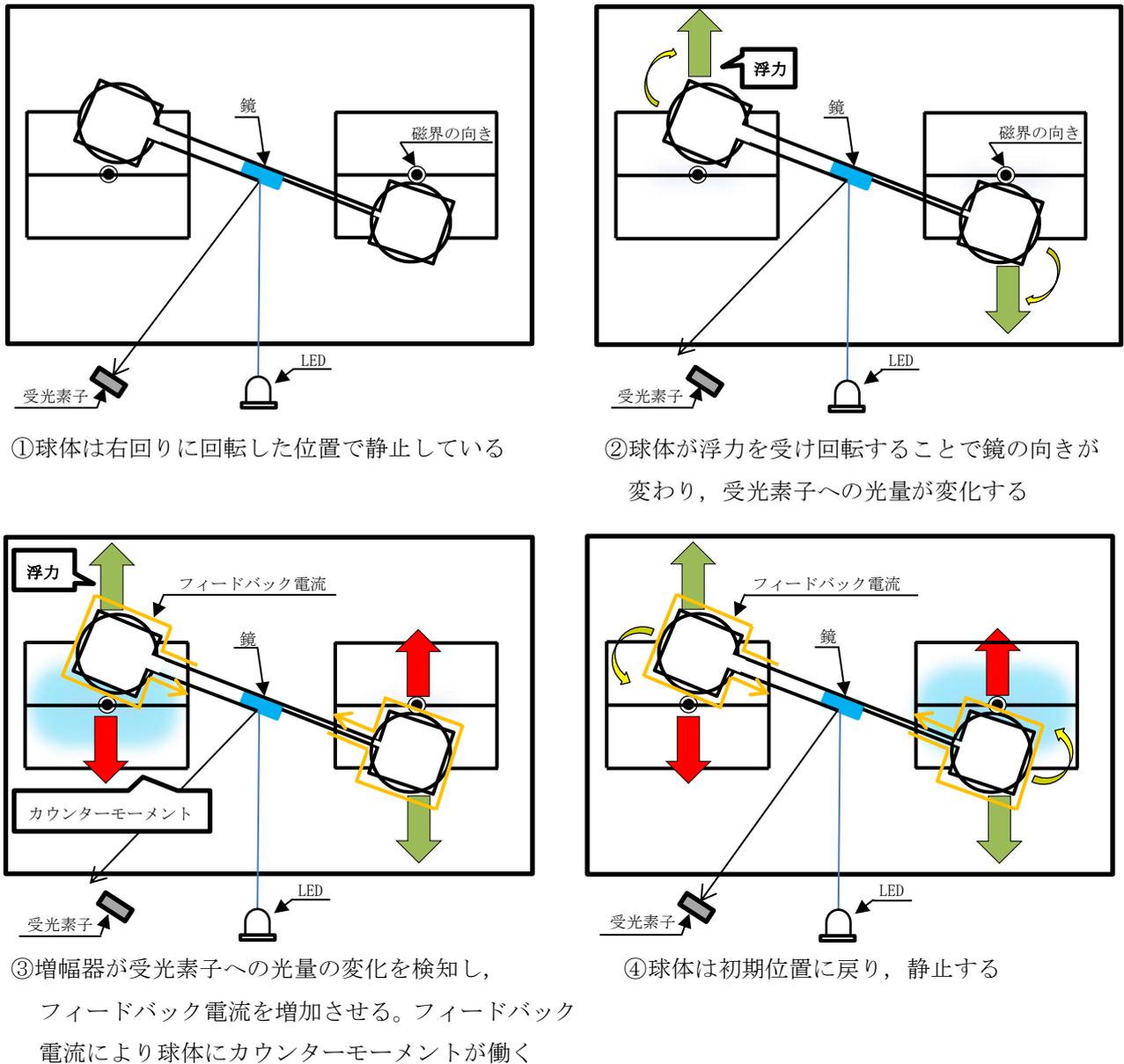


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

(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。

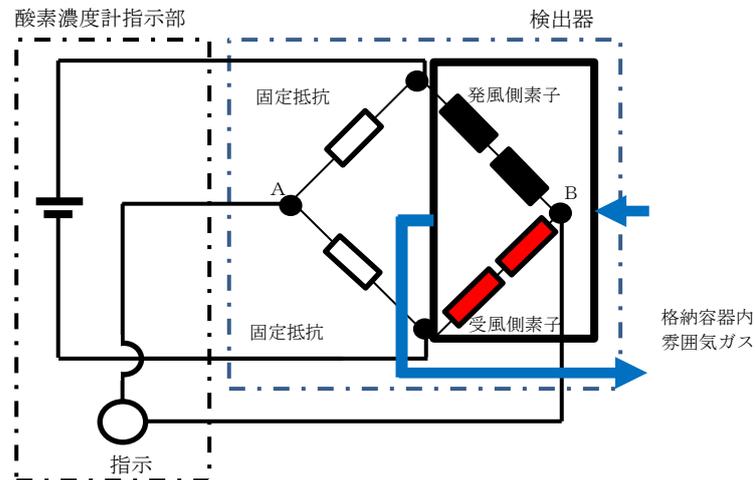
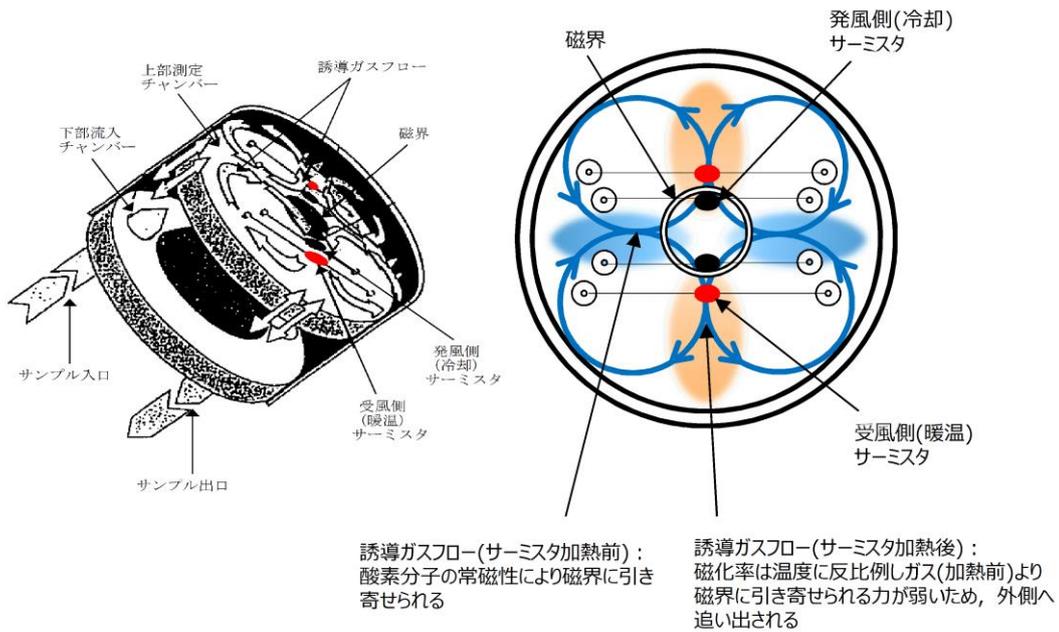


図6 酸素濃度検出回路の概要図

格納容器酸素濃度の原理を図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下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。



(立体図)

(平面図)

図7 格納容器酸素濃度の原理図

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、計器仕様は最大±0.16vol%/±0.78vol%（ウェット）、±0.13vol%/±0.63vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

(5) 酸素濃度計の構造及び原理の比較について

酸素濃度計の構造及び原理とその特徴を表1に示す。

構造及び原理は違うものの、特徴として酸素分子の常磁性を利用した測定方法である点は同じであり、表1に示す対策等により重大事故等対処設備として採用可能である。

表1 酸素濃度計の構造及び原理比較

設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度 (B系) : 既設 (CAMS)	熱磁気風式	下部と上部の2層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは、酸素分子の常磁性により磁界中心部に引き寄せられ、発風側サーミスタにより温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温のサンプルガスは磁界中心部から追い出される。発風側サーミスタは低温のサンプルガスに冷やされ、磁界外の受風側サーミスタは発風側サーミスタが奪われた熱により暖められたサンプルガスにさらされることになり、その温度勾配による抵抗値の変化を利用している。	<ul style="list-style-type: none"> ・振動及び衝撃に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない 	<ul style="list-style-type: none"> ・急激な周囲温度変化に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・熱伝導を利用していることから、急激な周囲温度変化に弱い特徴があるが、検出器の設置エリアである原子炉棟内の環境条件を考慮して、空調設置することで耐環境性の向上対策を実施し、周囲温度変化に対する影響を考慮した設計とする。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能
格納容器内酸素濃度 (SA) : 新設SA設備	磁気力式	2つの球体、磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。ガラス管内に常磁性のある酸素分子が流れ込み磁極片に引き寄せられることにより球体が追い出され回転する力に対して、受光素子の光量を一定とするため球体の回転を戻す力を発生させるフィードバック電流が酸素濃度に比例することを利用している。	<ul style="list-style-type: none"> ・急激な周囲温度変化に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない 	<ul style="list-style-type: none"> ・振動及び衝撃に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・可動部があることから振動及び衝撃に弱い特徴があるが、加振試験による機能維持確認を実施しており、地震などによる振動・衝撃による計測への影響がないことを確認している。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能

(6) 故障時の代替性について

設置許可基準規則 58 条（計装設備）において、重要監視パラメータが故障した際に代替パラメータを設ける必要性がある。島根 2 号炉は格納容器酸素濃度（B 系）と格納容器酸素濃度（S A）により相互に代替監視が可能な設計としている。

格納容器酸素濃度（B 系）は、通常運転時から設計基準事故時の可燃性ガス濃度を監視している設備であり、重大事故等へ進展する状況下においても継続的に監視できる設計とする。なお、冷却器への冷却水供給が必要なため、ヒートシンク喪失を伴う重大事故等時には、有効性評価における原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後から監視可能となる。

格納容器酸素濃度（S A）は、通常運転時および設計基準事故時は基本的に待機運用とするが、重大事故等時には中央制御室からの操作により容易に計測を開始し、監視できる設計とする。なお、計測装置以外に付帯設備を必要としないため、ヒートシンク喪失の影響を受けることなく監視が可能である。

通常運転中は窒素により格納容器内を不活性化し、設計基準事故時は既許可解析にて可燃性ガス処理系の動作により水素・酸素濃度がともに可燃領域に至らないことを確認している。重大事故等時は、有効性評価（水素燃焼）にて格納容器内への窒素供給により、酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認しており、DBA ベースの G 値を使用した感度解析において、可燃領域到達前の格納容器ベントが必要となるものの、酸素濃度の上昇は比較的緩やかなためベント判断基準への到達は約 85 時間後である。このため、有効性評価における常設代替交流電源および原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後を考慮しても、格納容器酸素濃度（B 系）および格納容器酸素濃度（S A）は共に計測可能な状態であるため、重大事故等時に相互に代替監視が可能である。

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、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温度の影響受けない設計としている。

b. 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、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ングガスの流れはなく、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を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の計測は，除湿器によりドライ状態にした水素，酸素濃度を測定している。除湿器は入口温度 40℃以下でドライ条件まで除湿可能な機器のため，高温のサンプルガスは除湿器前段で冷却器により除湿可能な温度まで冷却され，除湿器で除湿された後，検出器により測定をしている。十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され，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している。

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. サンプリング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（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置では、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。なお、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に監視ができる設計とし、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に監視ができる設計としている。

- ・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、常時サンプリングしていることから、サンプリング装置の配管内においても同様である。
- ・設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）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とおおり、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、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- ・重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で4.4vol%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3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2.8vol%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2.8vol%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。

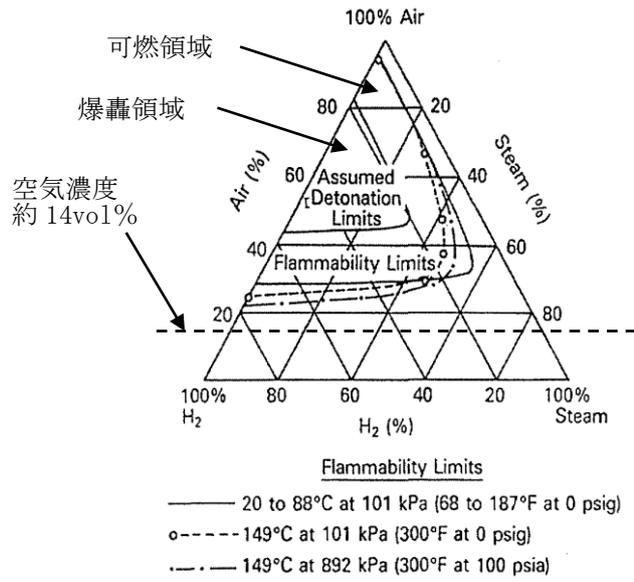


図1 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界
 ※1：「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値をDBAベースとした場合の評価結果への影響」参照

3. 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について

(1) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）

重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサートする事故後 10 時間後）は、最大で約 164℃まで上昇する。一方、重大事故時の原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。

ただし、全交流動力電源喪失時においては、原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため、サンプルガスの冷却は、原子炉補機代替冷却系に頼る必要がある。

ここでは、以上の原子炉補機代替冷却系を用いた場合に、冷却性能評価が最も厳しい条件において、評価した結果を以下にまとめる。

a. 評価条件

- ・サンプル側入口温度：170℃
- ・サンプル側出口温度：40℃
- ・サンプル側流量：2.37kg/h
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%
- ・冷却水入口温度：35℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：3200kg/h

b. 評価条件の根拠

- ・サンプル側入口温度：170℃
(根拠) 有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器最大圧力（0.66MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・サンプル側出口温度：40℃
(根拠) 除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。
- ・サンプル側流量：2.37kg/h
(根拠) 原子炉格納容器内の水蒸気割合：90vol%、サンプルガス割合：10vol%の場合、サンプルガスの採取流量は 1L/min なので、水蒸気の採取流量は 9L/min となることから、全サンプル流量は 10L/min である。サンプルの比体積：0.2531m³/kg（0.66MPa、170℃における）を用いて、質量流量に換算すると、2.37kg/h となる。
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%
(根拠) 格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90vol%以下で使用可能となる設備としている。

- ・冷却水入口温度：35℃
（根拠）重大事故時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定している。
- ・冷却水出口温度：制約なし
（根拠）原子炉補機代替冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。
- ・冷却水流量：3200kg/h
（根拠）原子炉補機代替冷却系による通水流量 (3.2m³/h) を 1L≒1kg で換算。

c. 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を 40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約 0.22m²を上回る冷却器伝熱面積 0.53m²を有することを確認した。

冷却器は、有効性評価（格納容器過圧・過温破損）の格納容器最大圧力（約 660kPa）における飽和蒸気温度（約 170℃）において水蒸気割合 90vol%以下*のサンプルガスを除湿器入口で 40℃以下となるまで冷却するため、原子炉補機代替冷却系から供給可能な冷却水量に対して必要となる伝熱面積約 0.22m²を上回る 0.53m²を有する設計としている。

なお、冷却水流量および伝熱面積は重大事故等時の計測が可能なよう容量を増加させる変更を実施している。

(2) 格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）

重大事故時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は、冷却器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。冷却器は電子冷却式であり、入口温度 180℃以下、水蒸気割合 90vol%以下*でドライ条件まで除湿可能な機器のため、原子炉補機代替冷却系による冷却水を必要としない設計としている。

※大 LOCA 時における格納容器スプレイ前の原子炉格納容器内の水蒸気割合はほぼ 100vol%であるが、水蒸気割合が 65vol%以上であれば可燃限界に至ることはないため、水蒸気割合 90vol%以上で計測する必要はない。

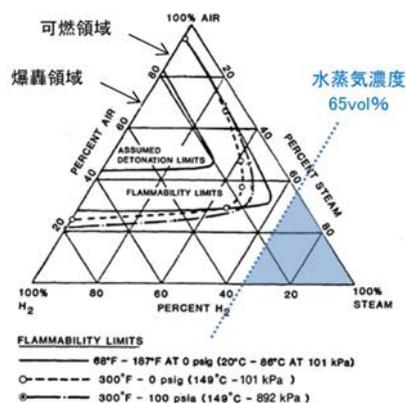


図2 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

4. 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（B系）、格納容器酸素濃度（B系）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（B系）及び格納容器酸素濃度
 （B系）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。

5. サンプルング装置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, 原子炉格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内に入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し, その後サンプルングガスは原子炉格納容器に排出される。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 (B 系) , 格納容器酸素濃度 (B 系) 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 (B 系) , 格納容器酸素濃度 (B 系) の計測時間遅れ

時間遅れ	約 1 2 分
------	---------

6. サンプルング装置における湿分補正について

(1) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）のサンプルング装置

a. 概要

検出器へ流れるサンプルングガスには水蒸気が含まれており、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプルングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系で冷却し、下流の除湿によりサンプルングガス中の湿分を除去する設計としている。

検出器は常にドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を計測しているが、事故時の原子炉格納容器内雰囲気ガスは水蒸気を含んでいることから、事故時は計測されたドライ条件の水素濃度及び酸素濃度をウェット条件の水素濃度及び酸素濃度に補正する必要がある。

b. 湿分補正演算

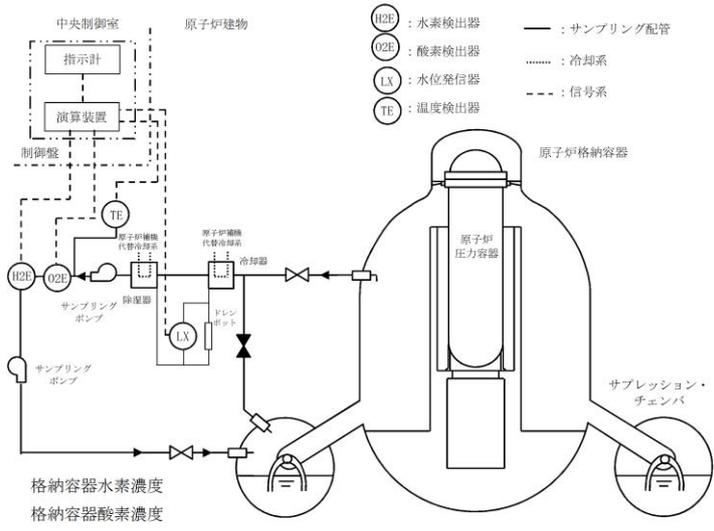
ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は、サンプルングガスを冷却、除湿した時に発生するドレンをドレンポットで受け、その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には□
□ごとにドレンポットの液位変化量を算出し、算出された液位変化量を至近□
□当たりの平均値及びサンプルングガス温度から湿分補正演算をする。

湿分補正演算は□ごとに行い、計測された水素濃度及び酸素濃度を補正し、出力する。

c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

湿分補正演算は前述のとおり□ごと算出するドレンポットの液位変化量の至近□当たりの平均値を用いることから、事故後の雰囲気気に即した補正が行われるまで時間遅れが発生するが、水素濃度及び酸素濃度は高めに出力されることから、影響はない。



※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 系統概要図

(2) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプリング装置

a. 概要

検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており、酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却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いる。事故時は計測されたドライ条件の酸素濃度をウェット条件の酸素濃度に補正する必要がある。なお、水素濃度の測定は、サンプリングガスの蒸気凝縮を防止するため、サンプリングガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、ウェット条件の水素濃度を測定しており、補正する必要はない。

b. 湿分補正演算

ドライ条件の酸素濃度からウェット条件の酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は、湿度検出器により測定した湿度の数値により湿分補正演算をする。湿分補正演算は計測された酸素濃度を補正し、出力する。

c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

サンプリングガスは、原子炉格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程である約3分の中で湿度検出器により測定を行い、湿分補正を行うことが可能であるため、影響はない。

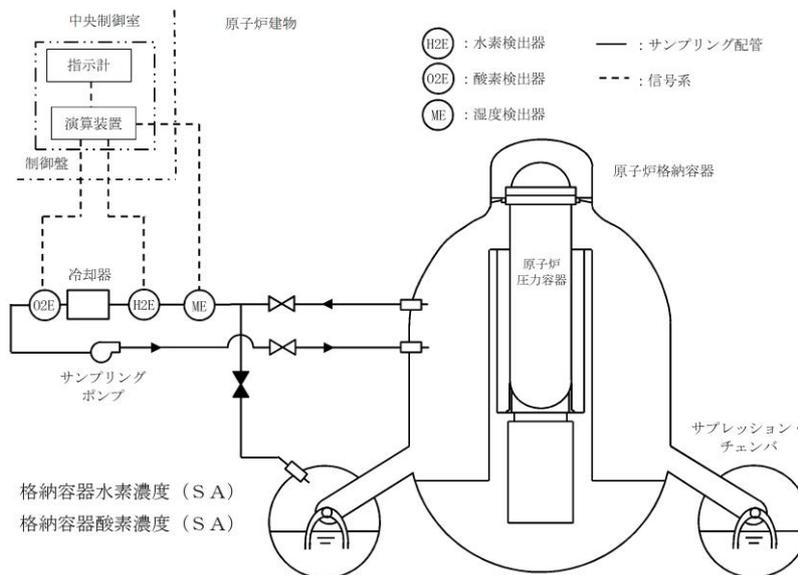


図4 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) 系統概要図

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。

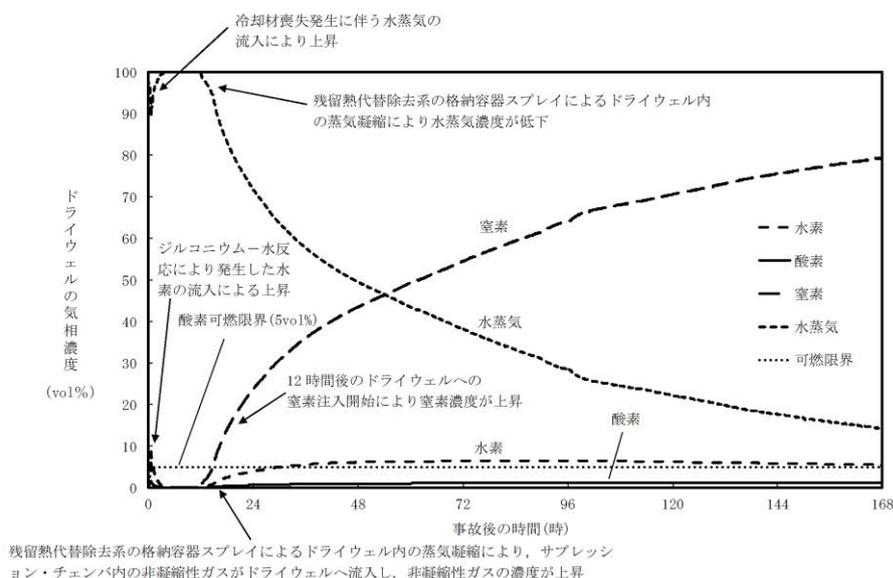


図1 ドライウェル気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

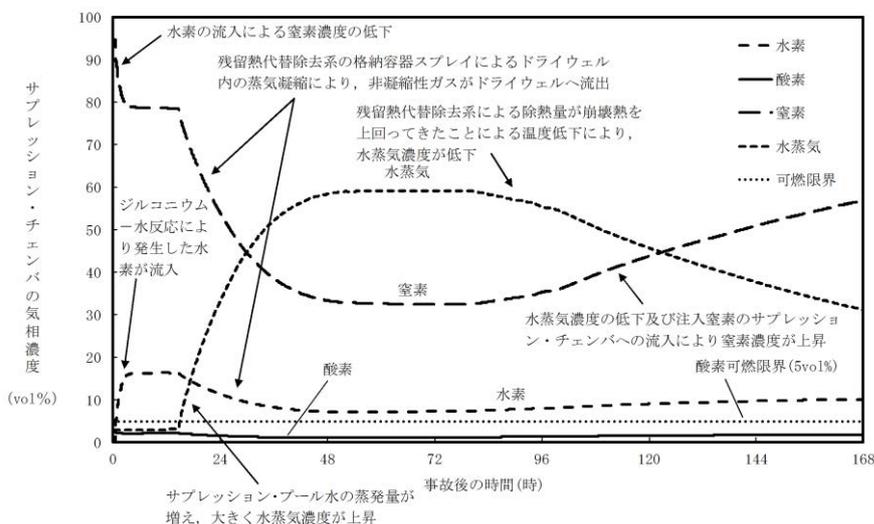
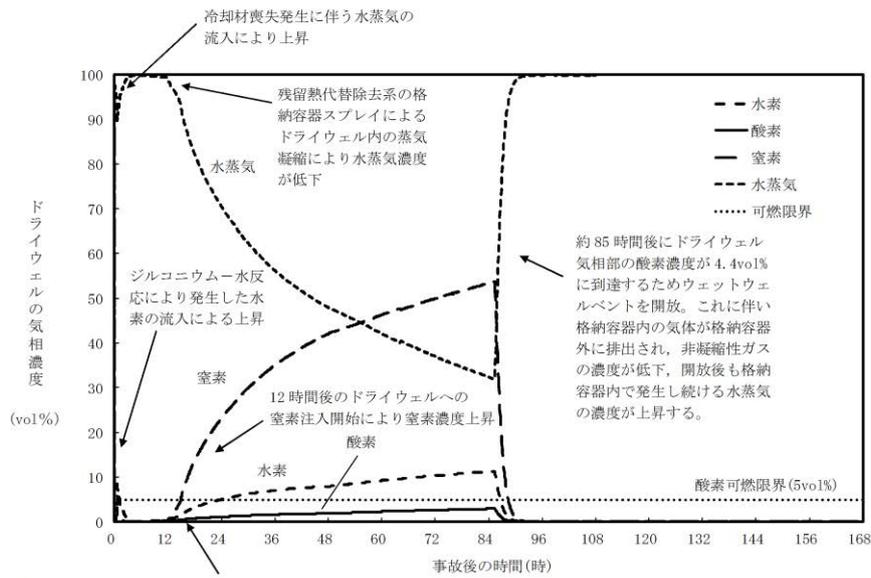


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））



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)

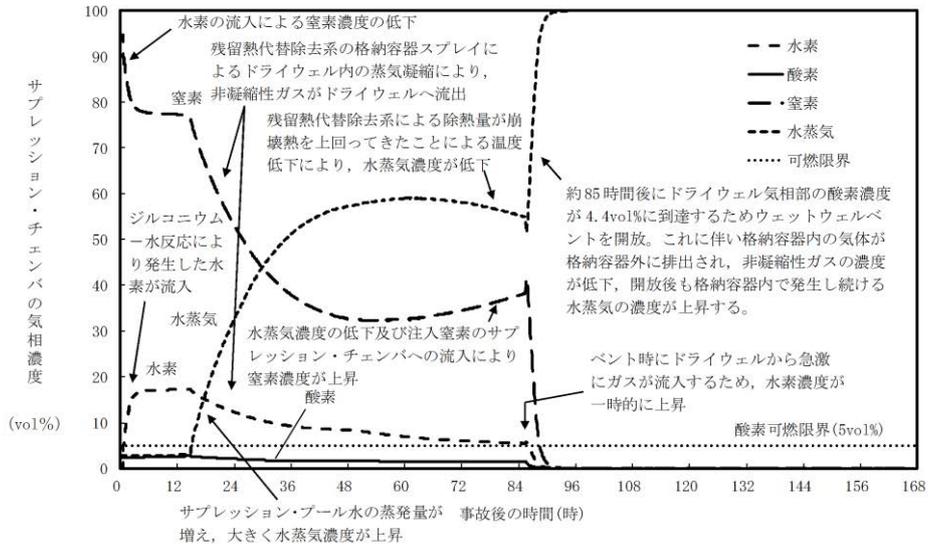


図4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(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

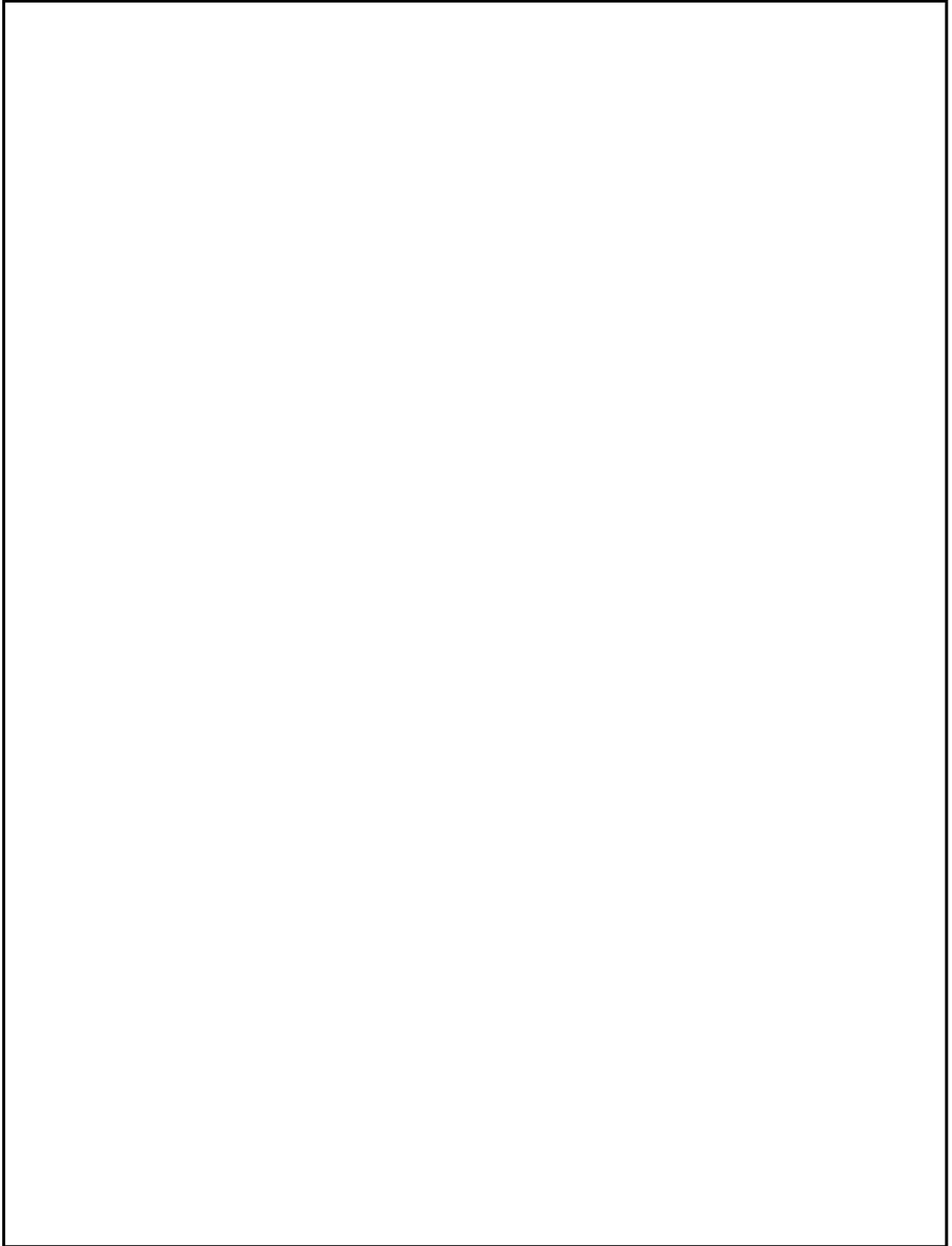


図 1 接続図

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

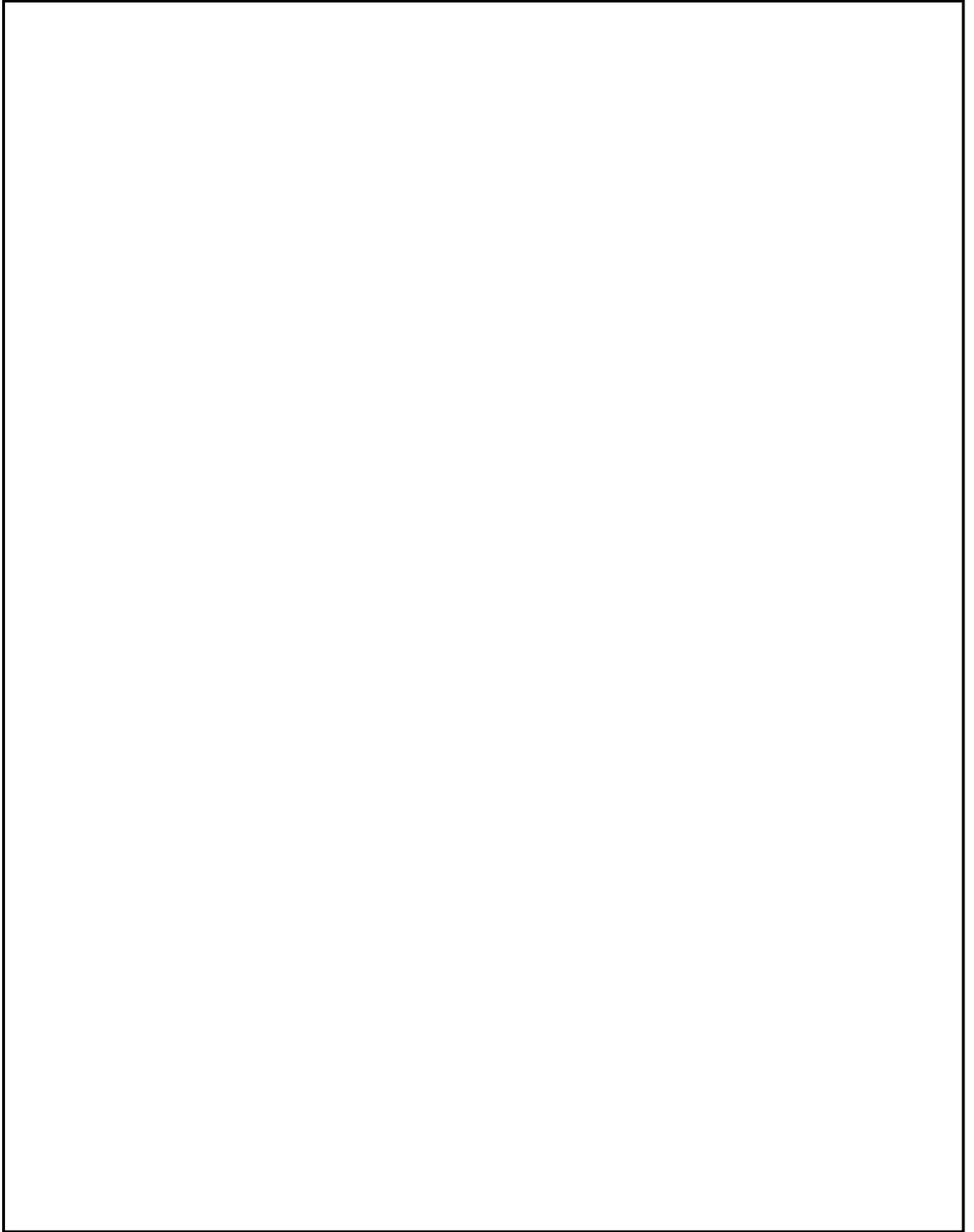


図1 屋外保管場所配置図

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。

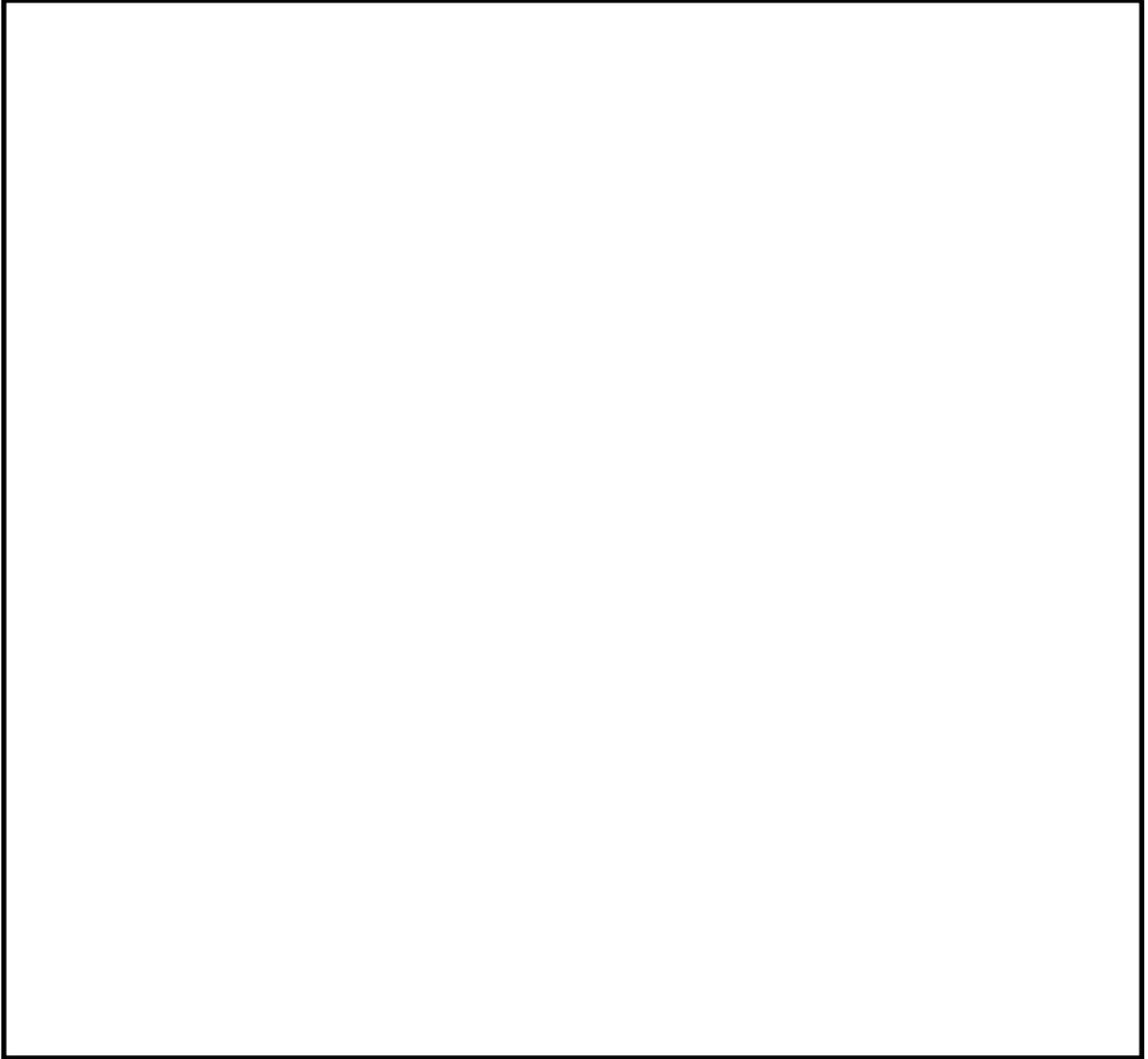


図 2 可搬式酸素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

本資料のうち、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

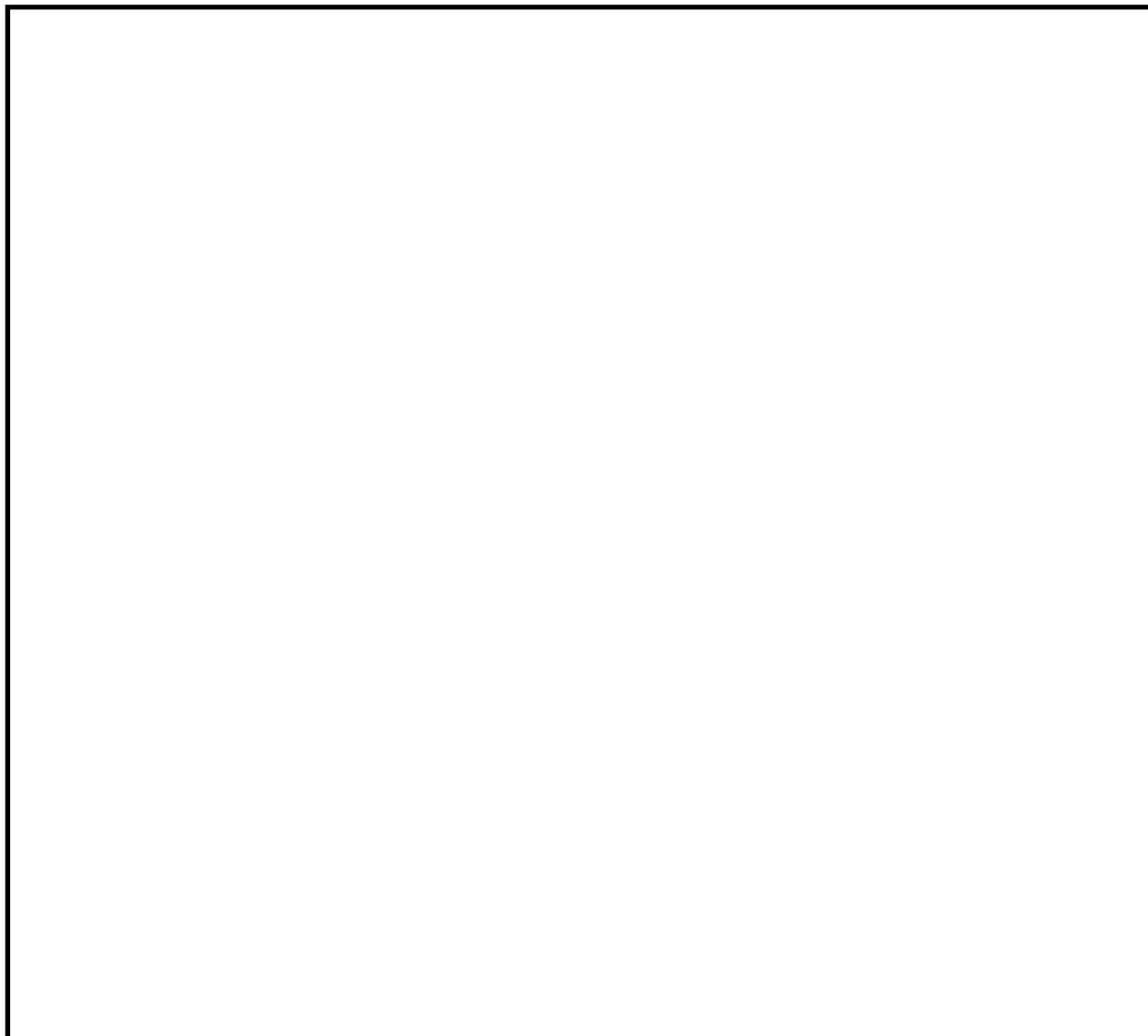


図1 保管場所及びアクセスルート図

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及び酸素濃度の監視

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。

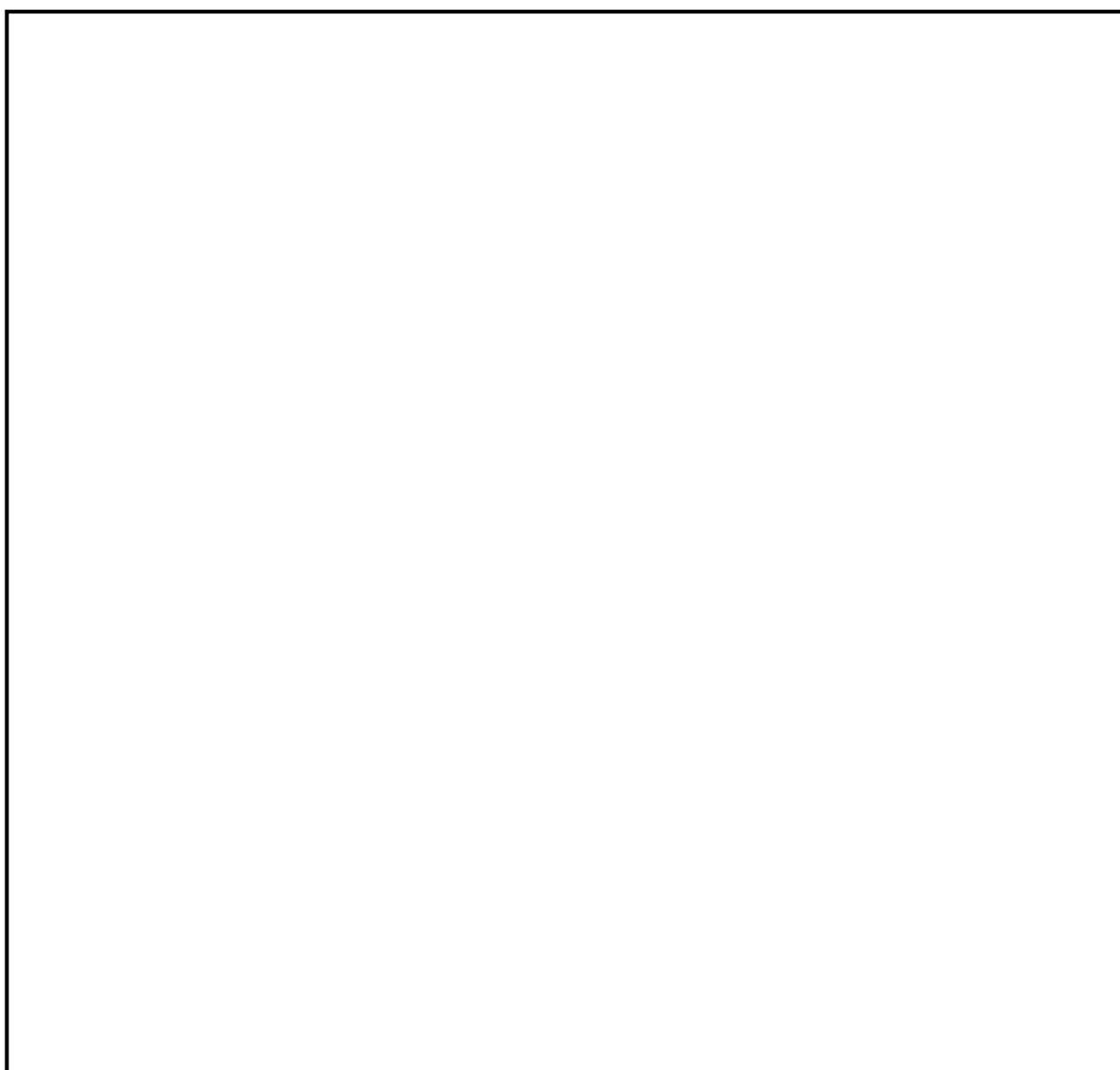


図1 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

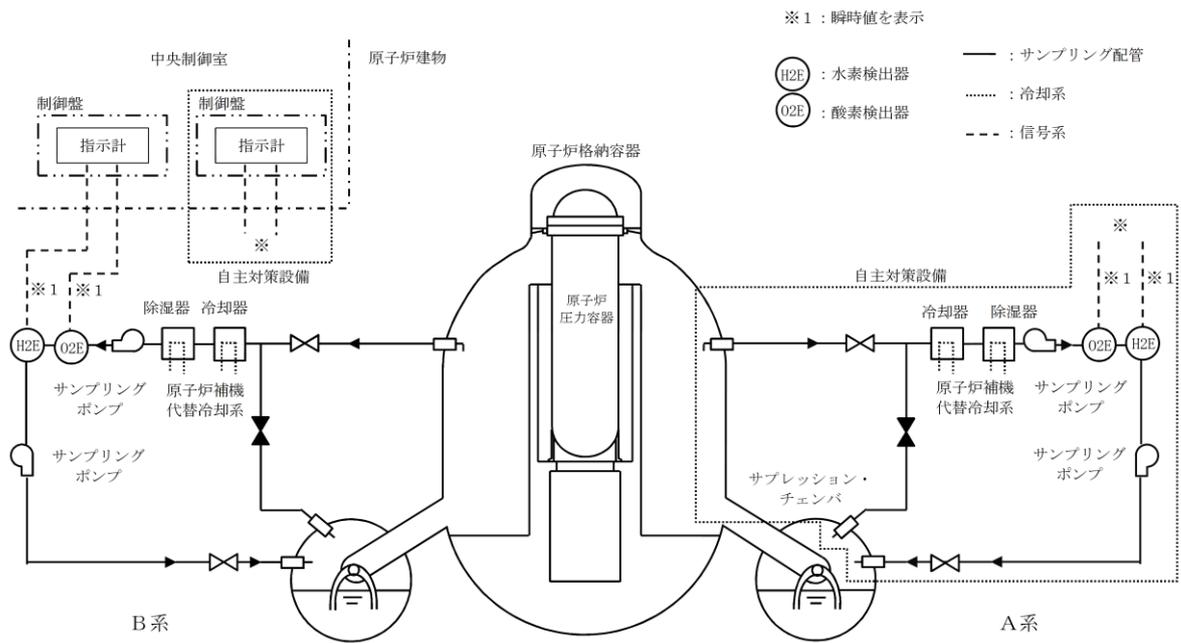


図2 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

(2) 可燃性ガス濃度制御系

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。

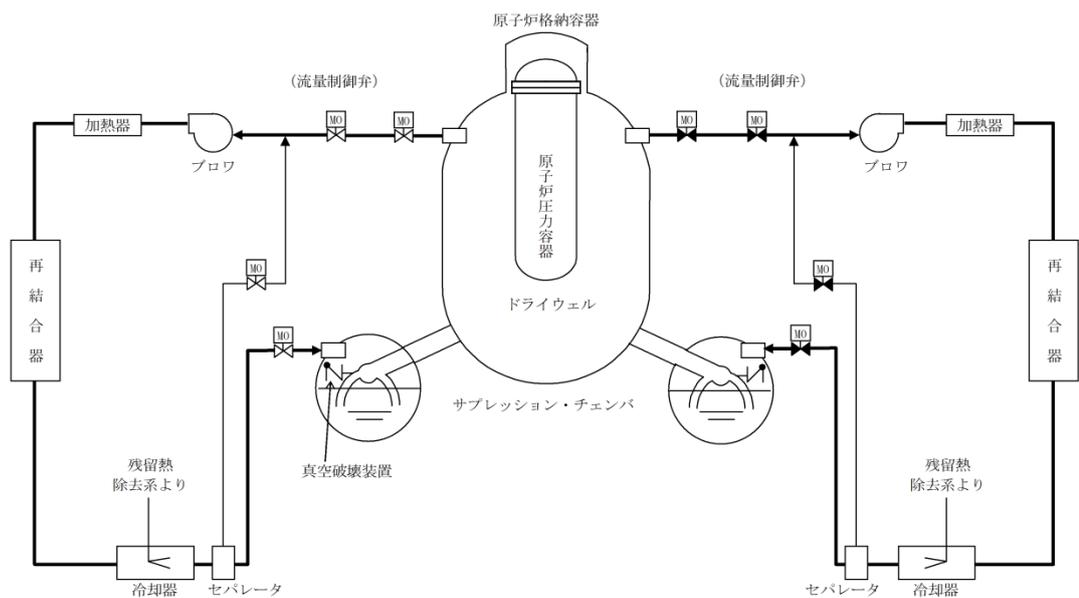


図3 可燃性ガス濃度制御系 概略系統図

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

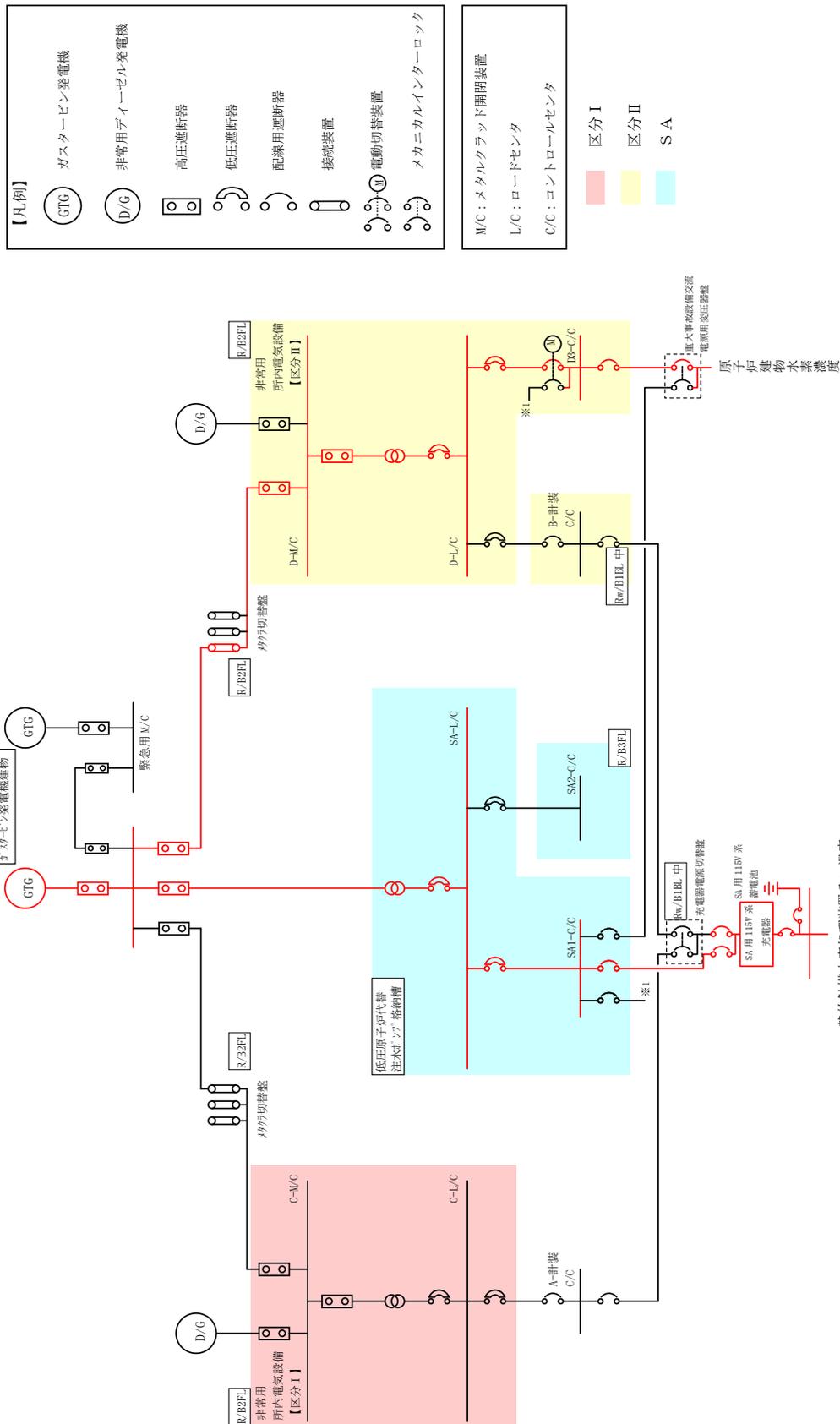


図1 単線結線図

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。

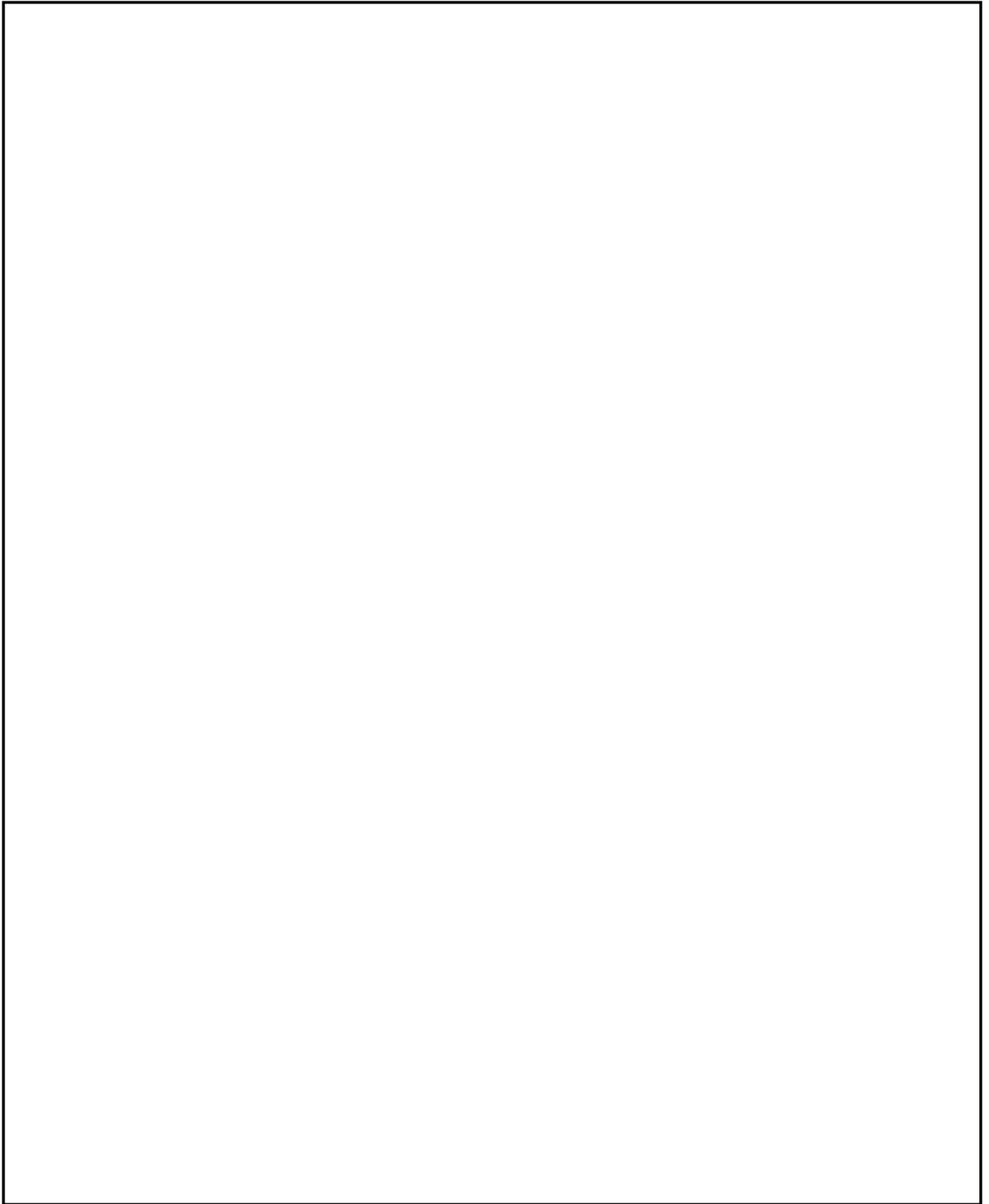


図1 機器配置図（原子炉建物4階）

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。

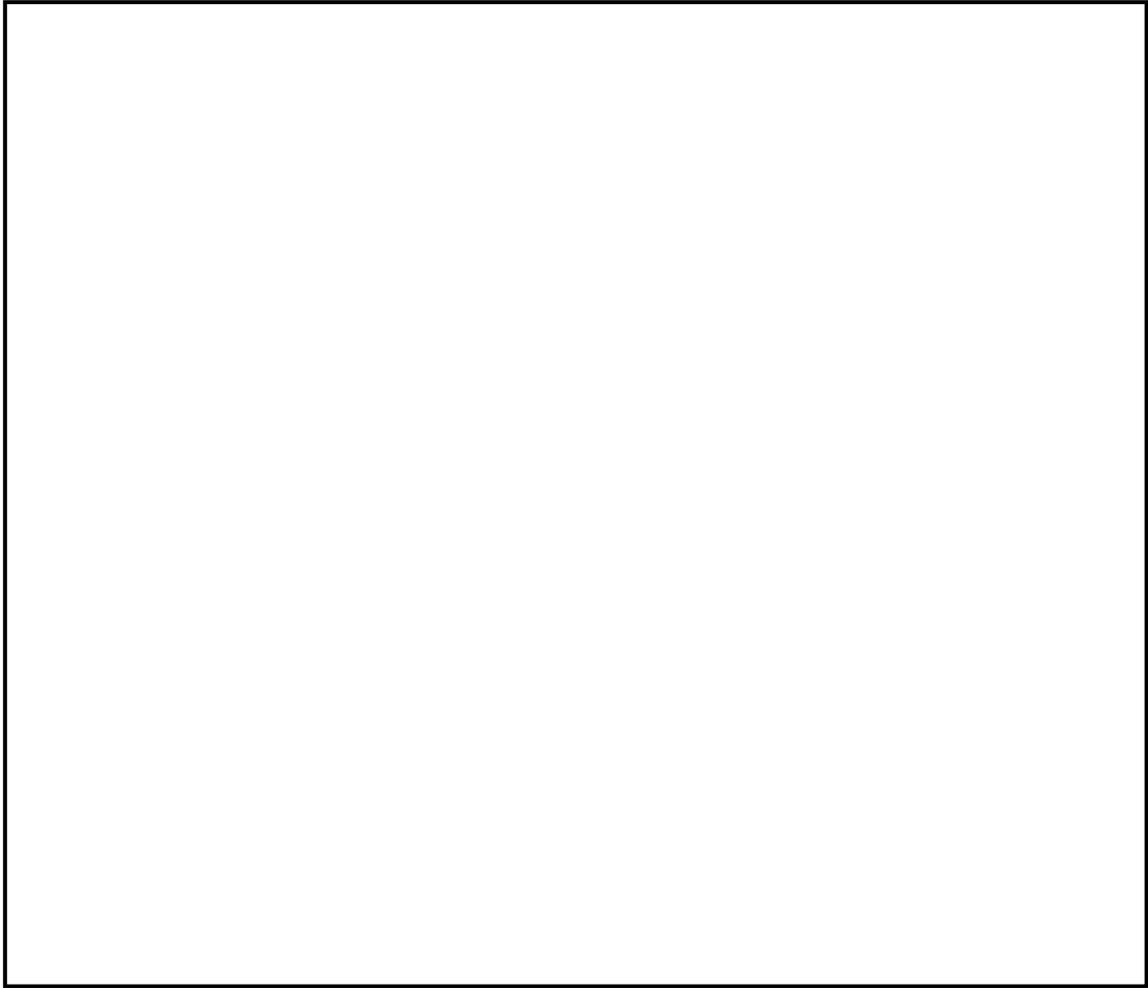


図2 機器配置図（原子炉建物2階）

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。

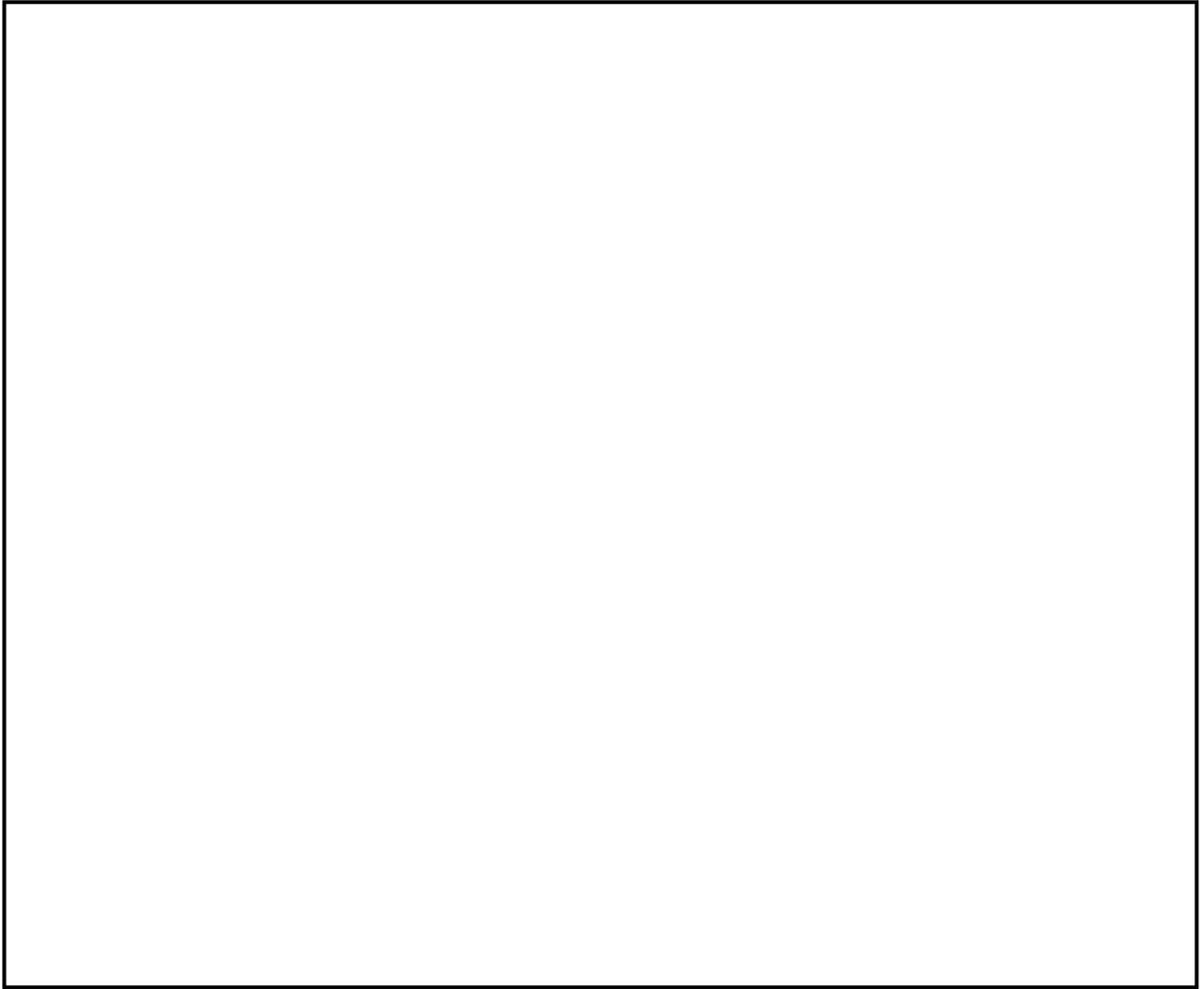


図3 機器配置図（原子炉建物1階）

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。

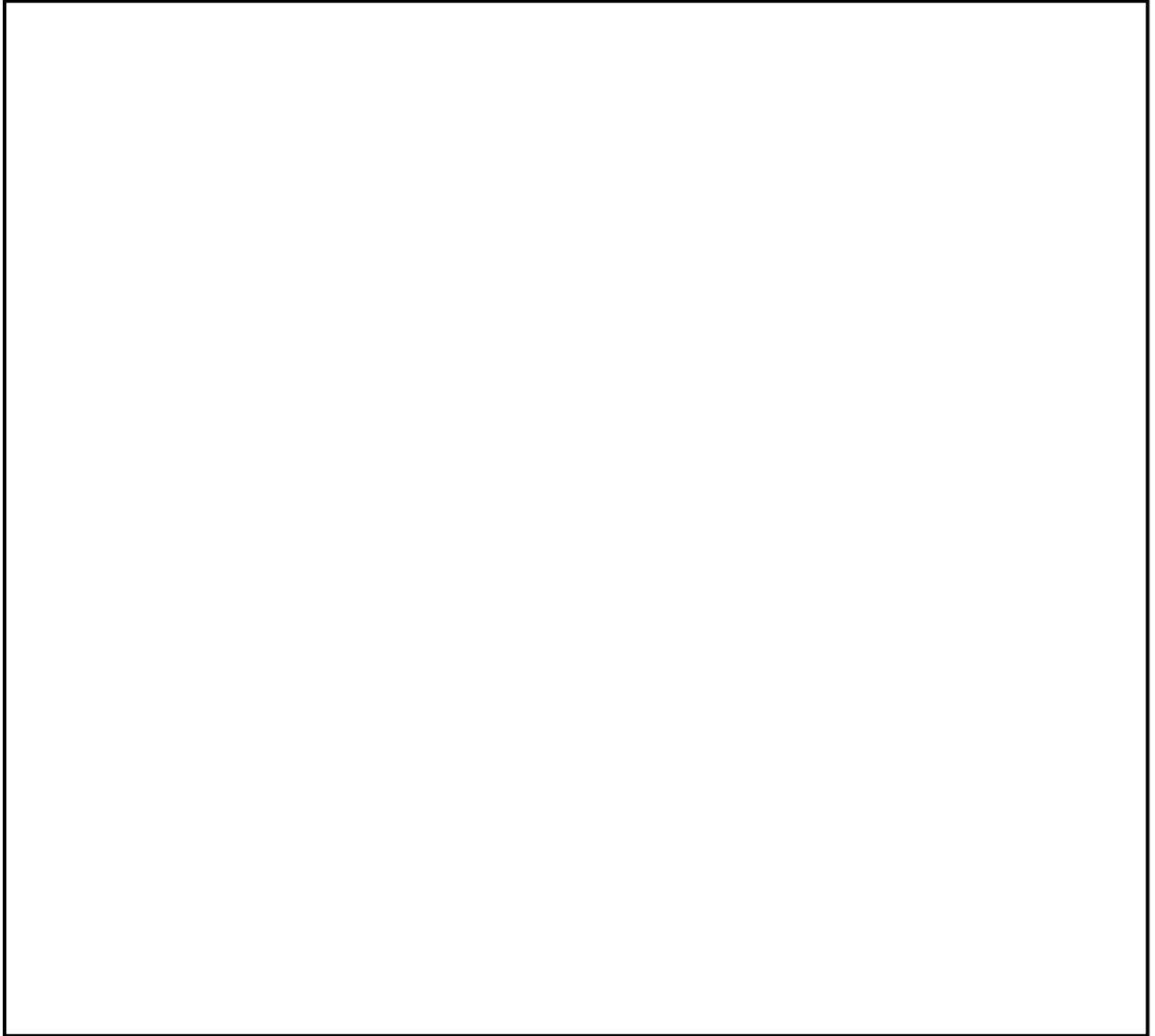


図4 機器配置図（原子炉建物地下1階）

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。

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。

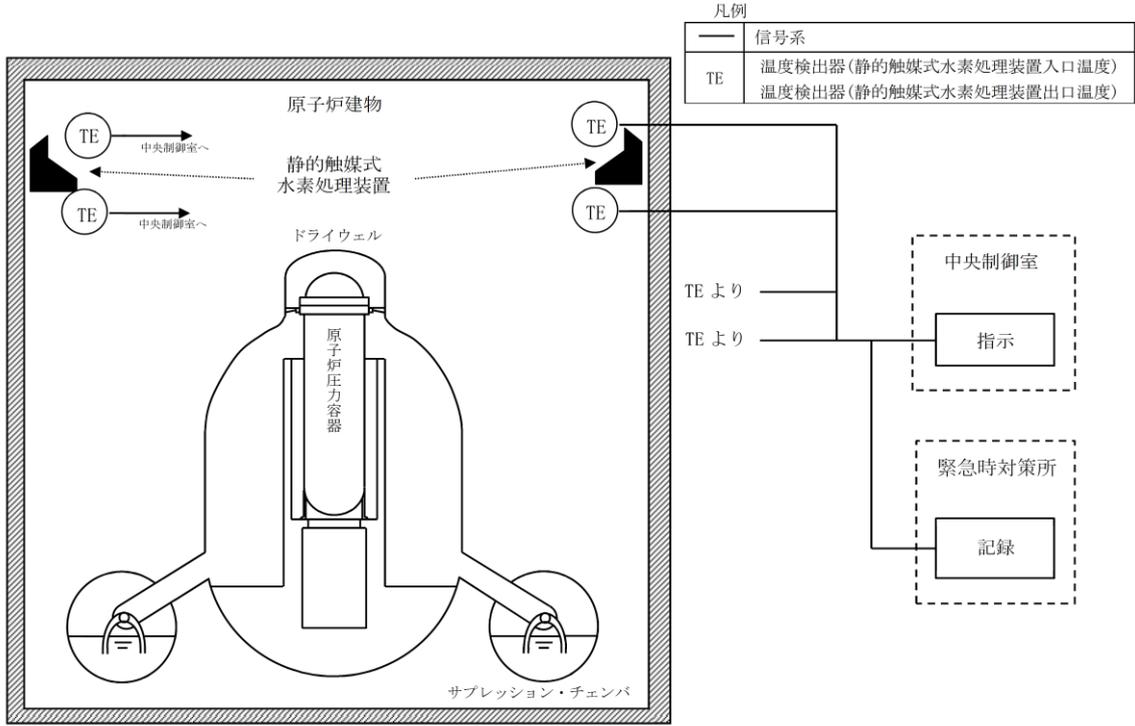


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

53-5 試験及び検査

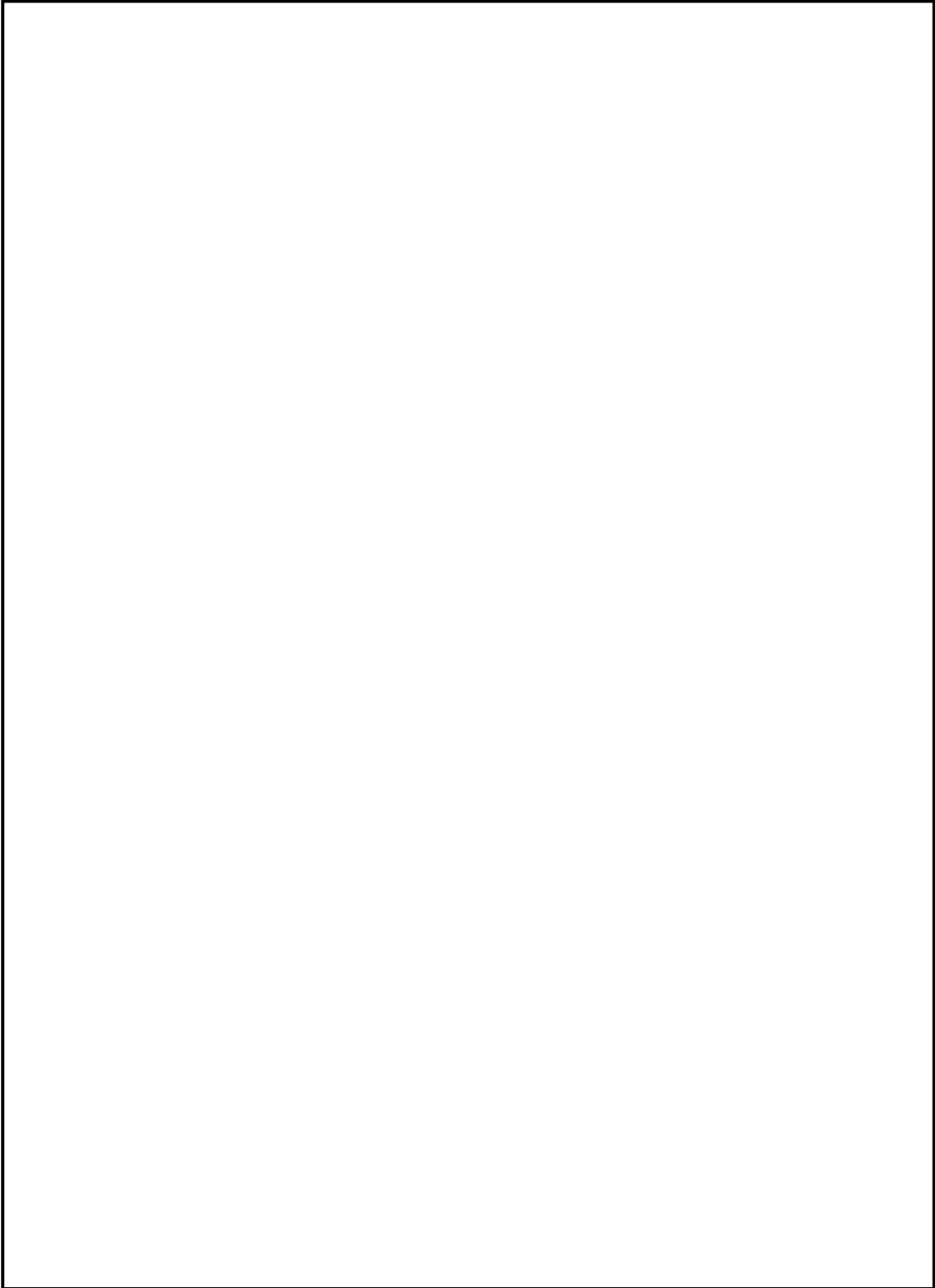


図1 構造図（静的触媒式水素処理装置）

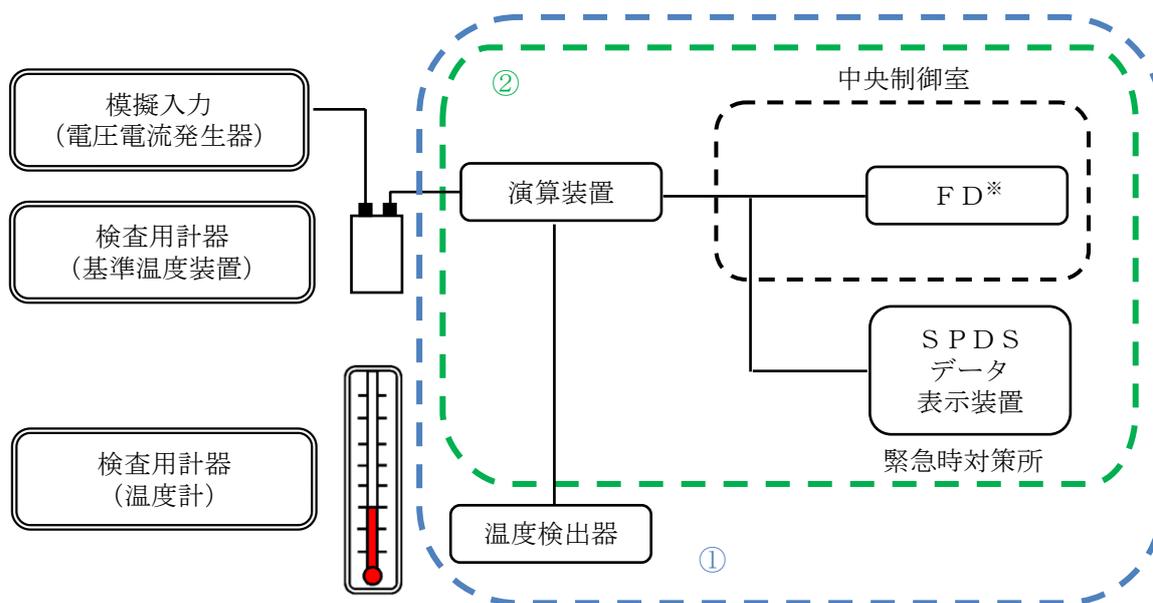
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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。

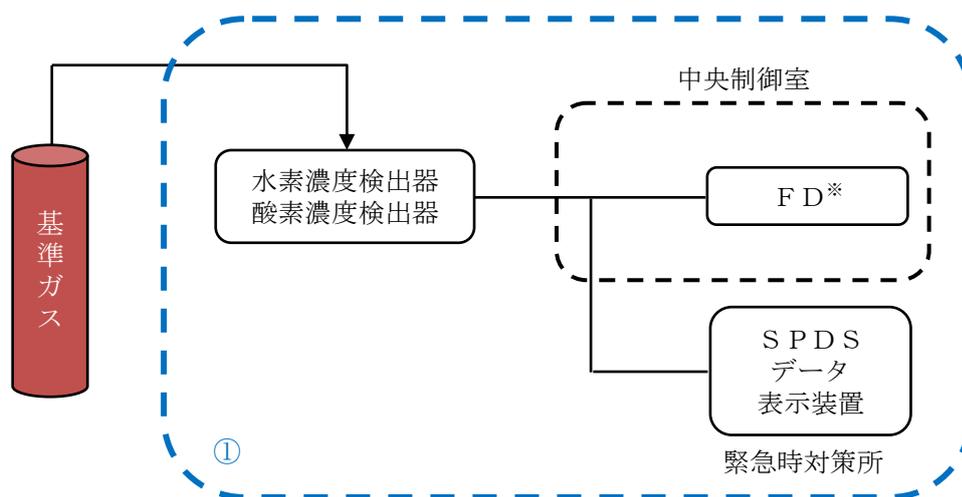
※FD：フラットディスプレイ



- 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

※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℃, 大気圧において)
最 高 使 用 温 度	℃	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_{H2} : 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よう素による 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=0.50kg/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。）

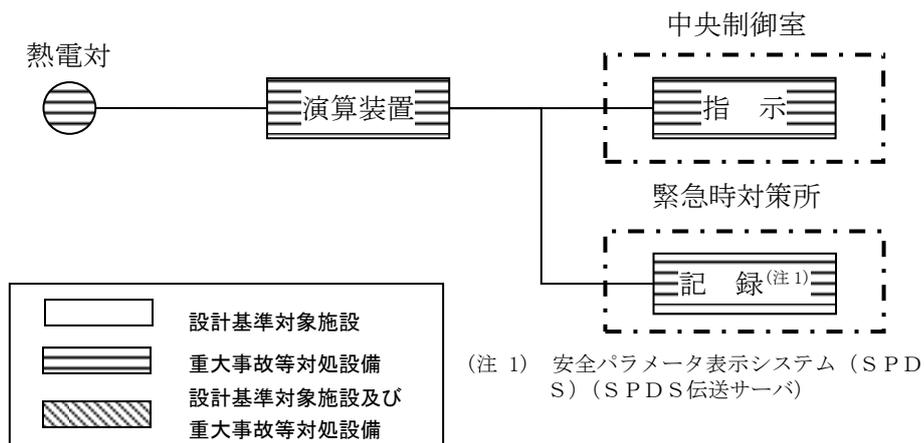


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図

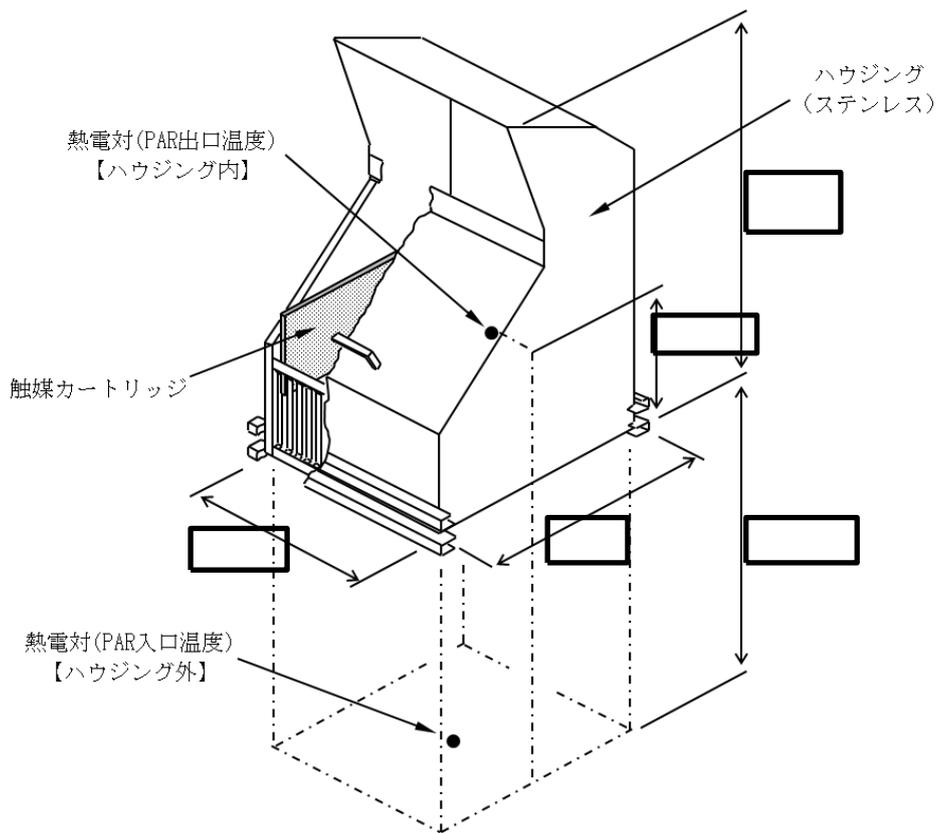


図2 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(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。)

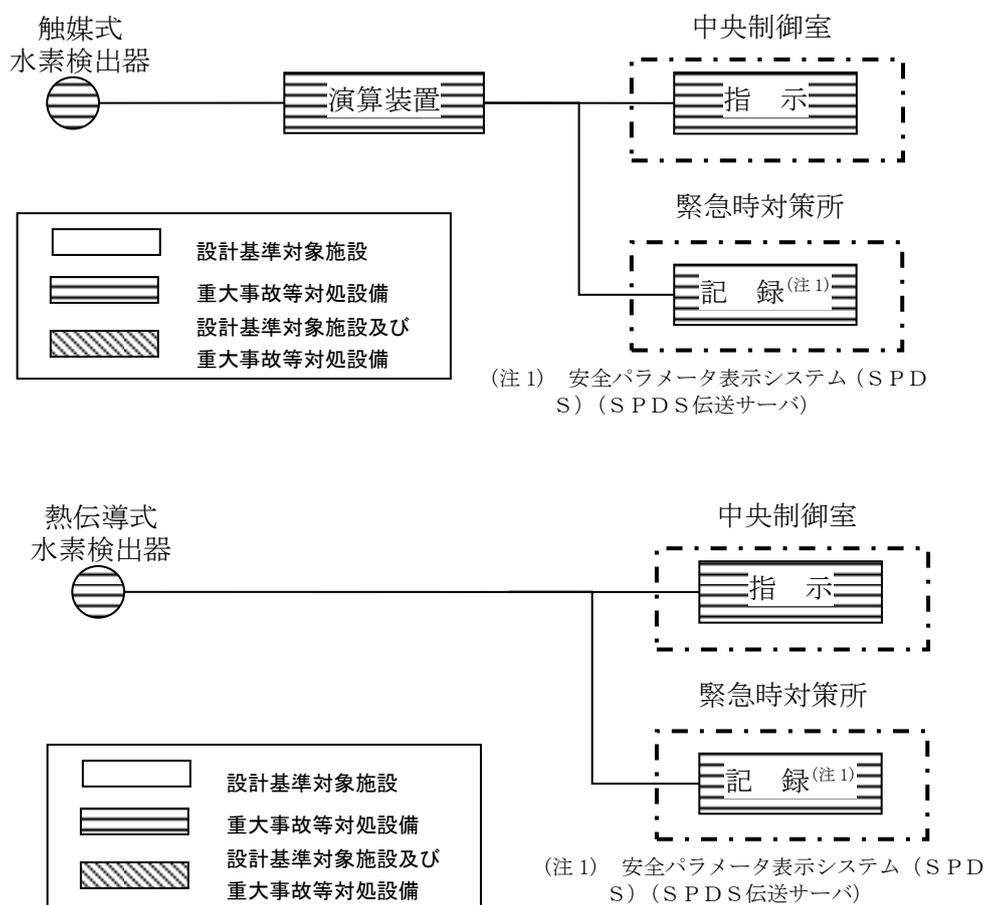


図3 原子炉建物水素濃度の概略構成図

(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	0～10vol%	1	原子炉建物地下1階
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物4階：2個 原子炉建物2階：2個 原子炉建物1階：2個

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	0～10vol%	—	—	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。）
	0～20vol%	—	—	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。

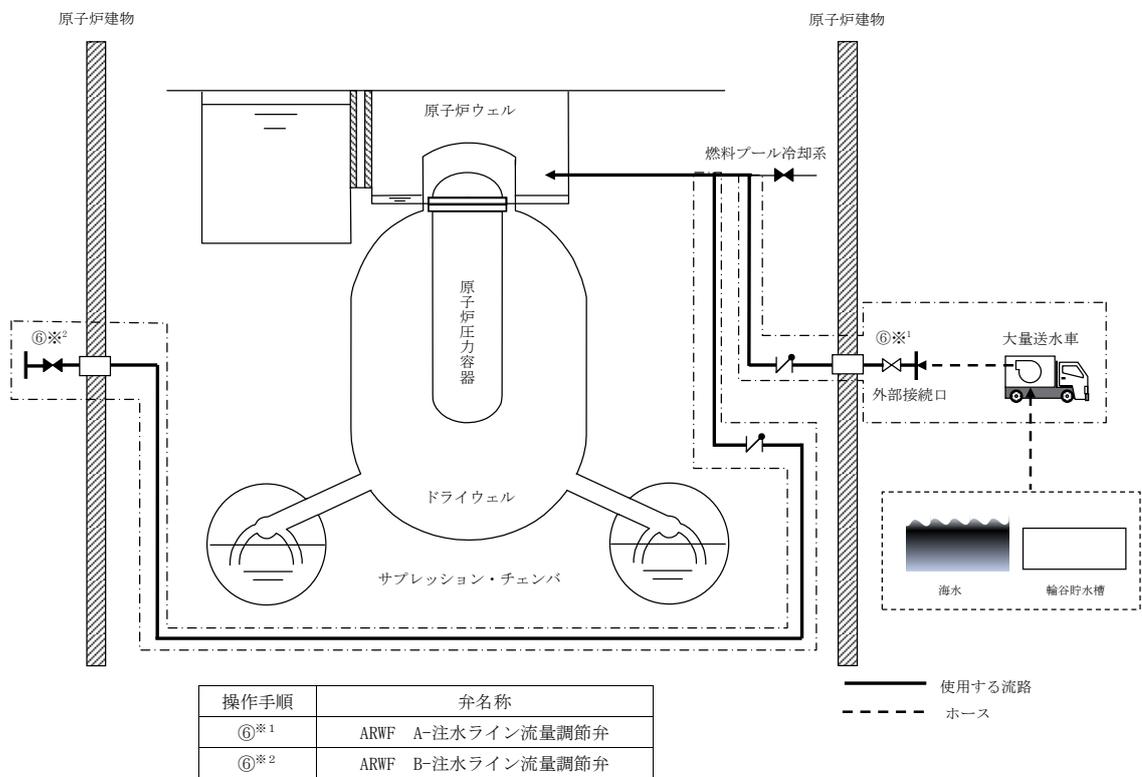


図1 原子炉ウェル代替注水系 概略図

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。

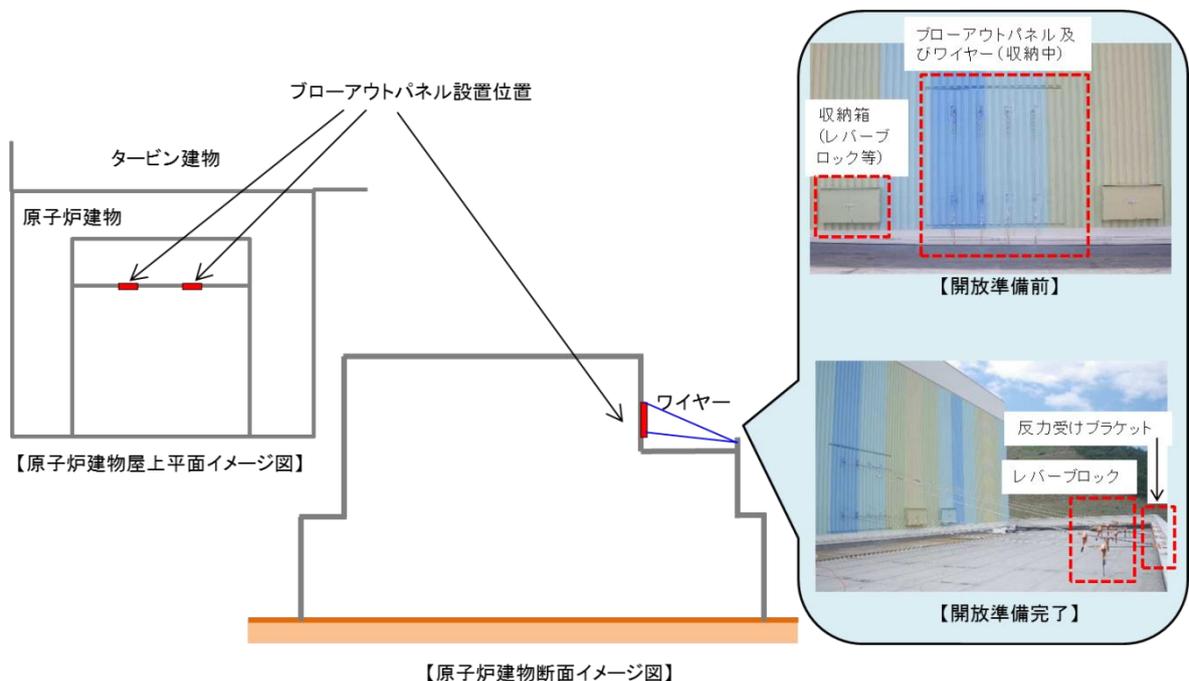


図2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 概略図

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	所内常設蓄電式 直流電源設備	可搬直流電源設備 型式	代替所内 電氣設備	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							
ガスタービン発電機用軽油タンク	主要設備		主要設備				主要設備
ガスタービン発電機用サージスタック	主要設備		主要設備				主要設備
ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	主要設備		主要設備				主要設備
B-115V系蓄電池		主要設備					
B1-115V系蓄電池 (SA)		主要設備				主要設備	
SA用11.5V系蓄電池		主要設備				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11.5V系充電器		主要設備				主要設備	
230V系充電器 (RCIC)		主要設備				主要設備	
230V系充電器 (常用)			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			
高圧発電機車格納プラグ収納箱				主要設備			
緊急用メタクラ接続プラグ盤				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		主要設備		主要設備		主要設備
B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	主要設備		主要設備		主要設備		主要設備
HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク	主要設備		主要設備		主要設備		主要設備
ディーゼル燃料デイトンク					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	
直流給電車							
母間電力融通ケーブル							
母間連絡ケーブル							
非常用コントローラセンタ切替盤							
				自主対策設備			
				自主対策設備			
				自主対策設備			
				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	
	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		
		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			緊急用メタクラ接続プラグ盤		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	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D B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			高圧炉心スプレィ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	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	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	工具		B b	
			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	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, 57-3 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-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	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	工具		B b	
			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	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, 57-3 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		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	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第2号	操作性	工具	B b	
			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	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, 57-3 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			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	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	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)

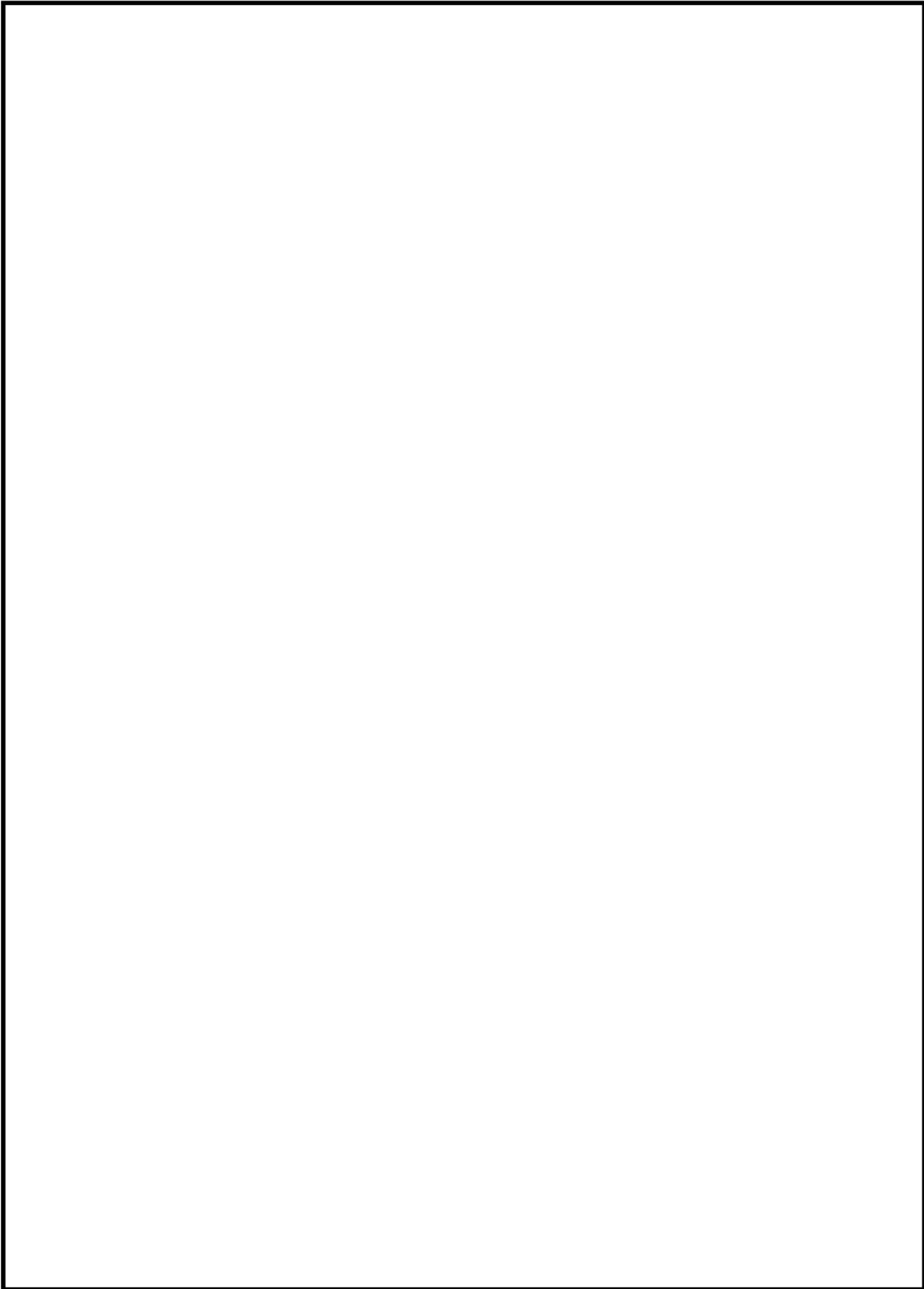
57条：電源設備			A-中性子計装用充電器		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	-
		第2号	操作性	操作不要	-	
			関連資料	-	-	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	-	-	
		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	

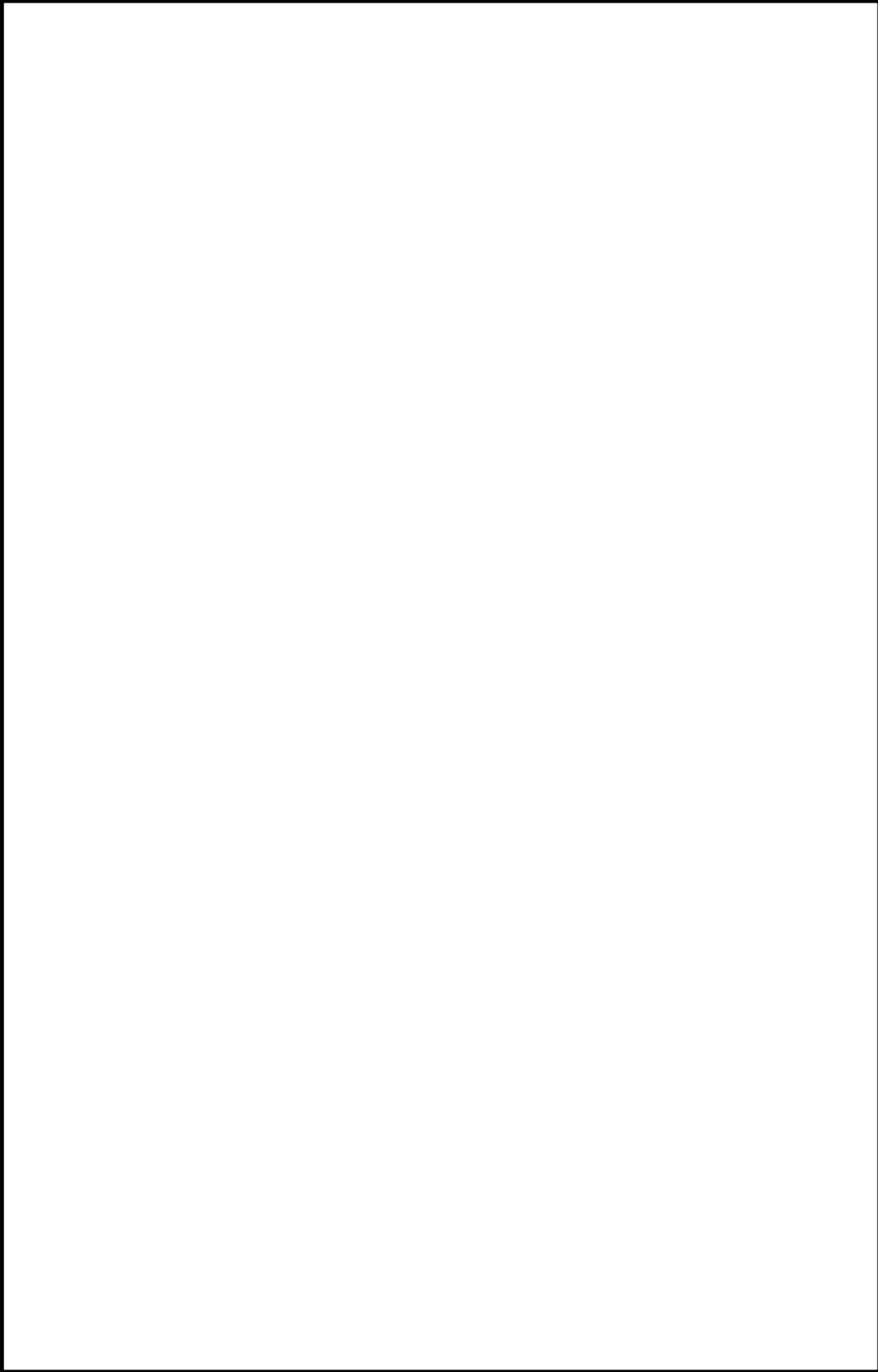
57-2

配 置 図

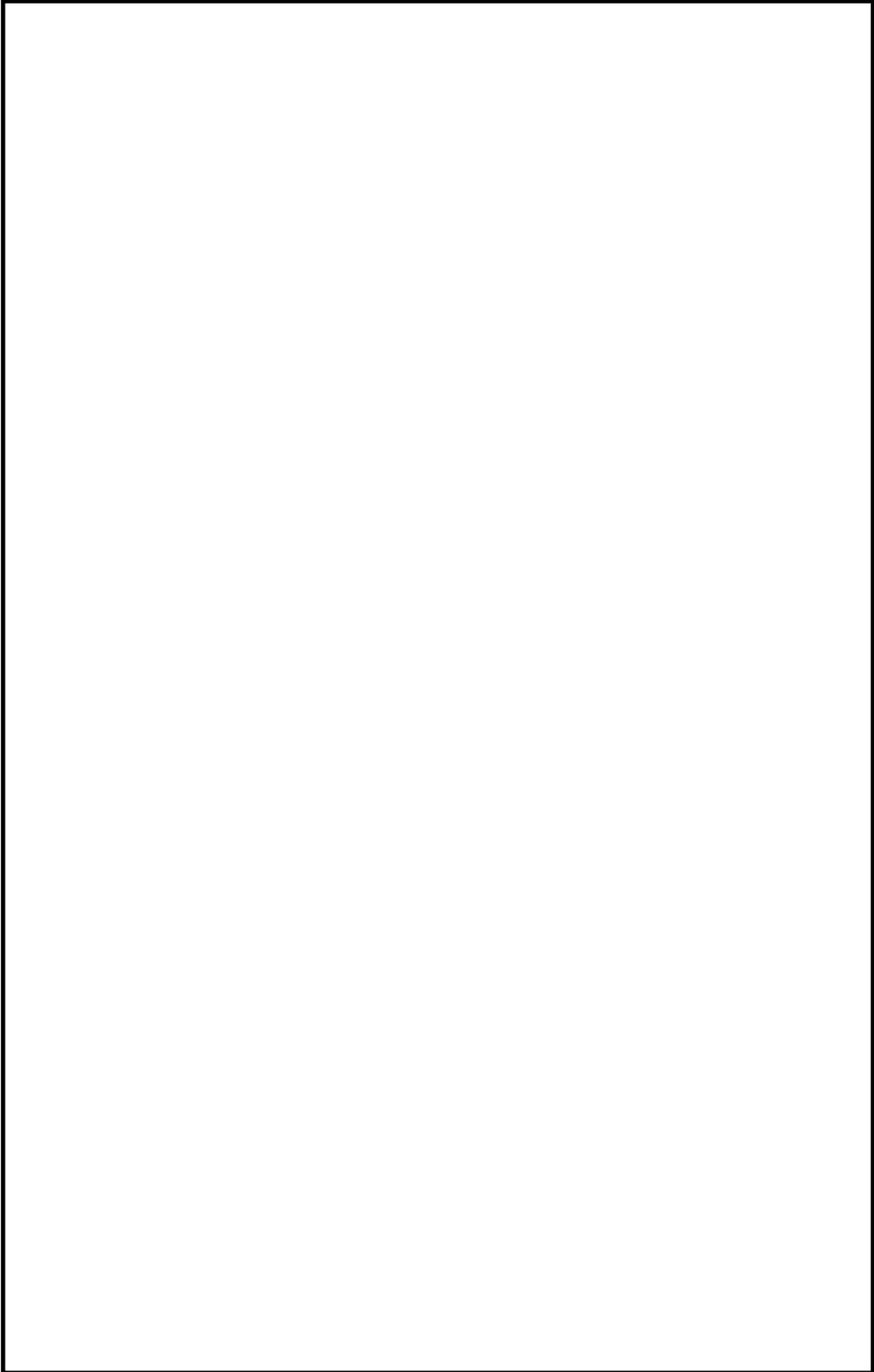


2号炉原子炉建物と高台保管場所の配置

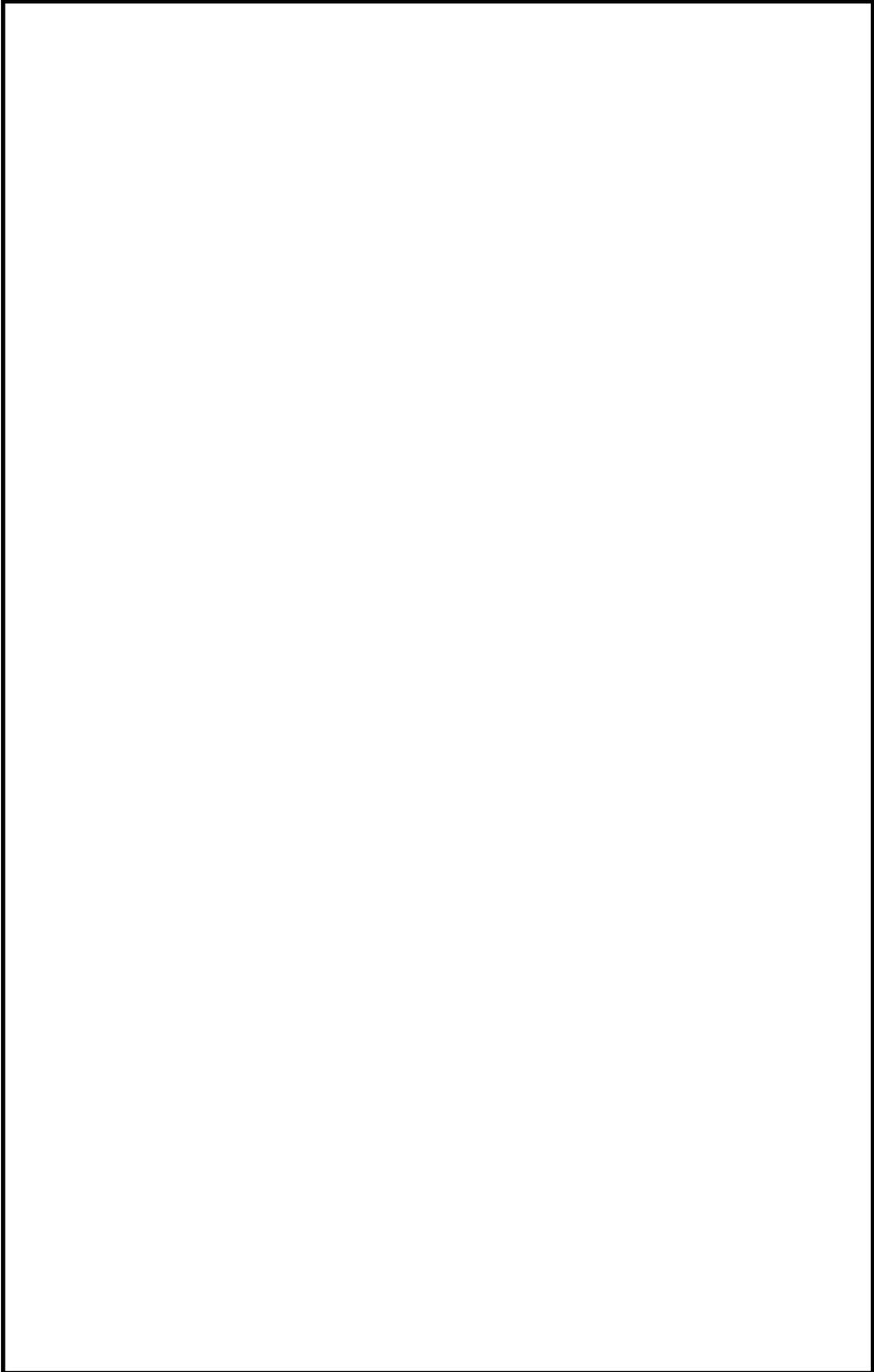
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



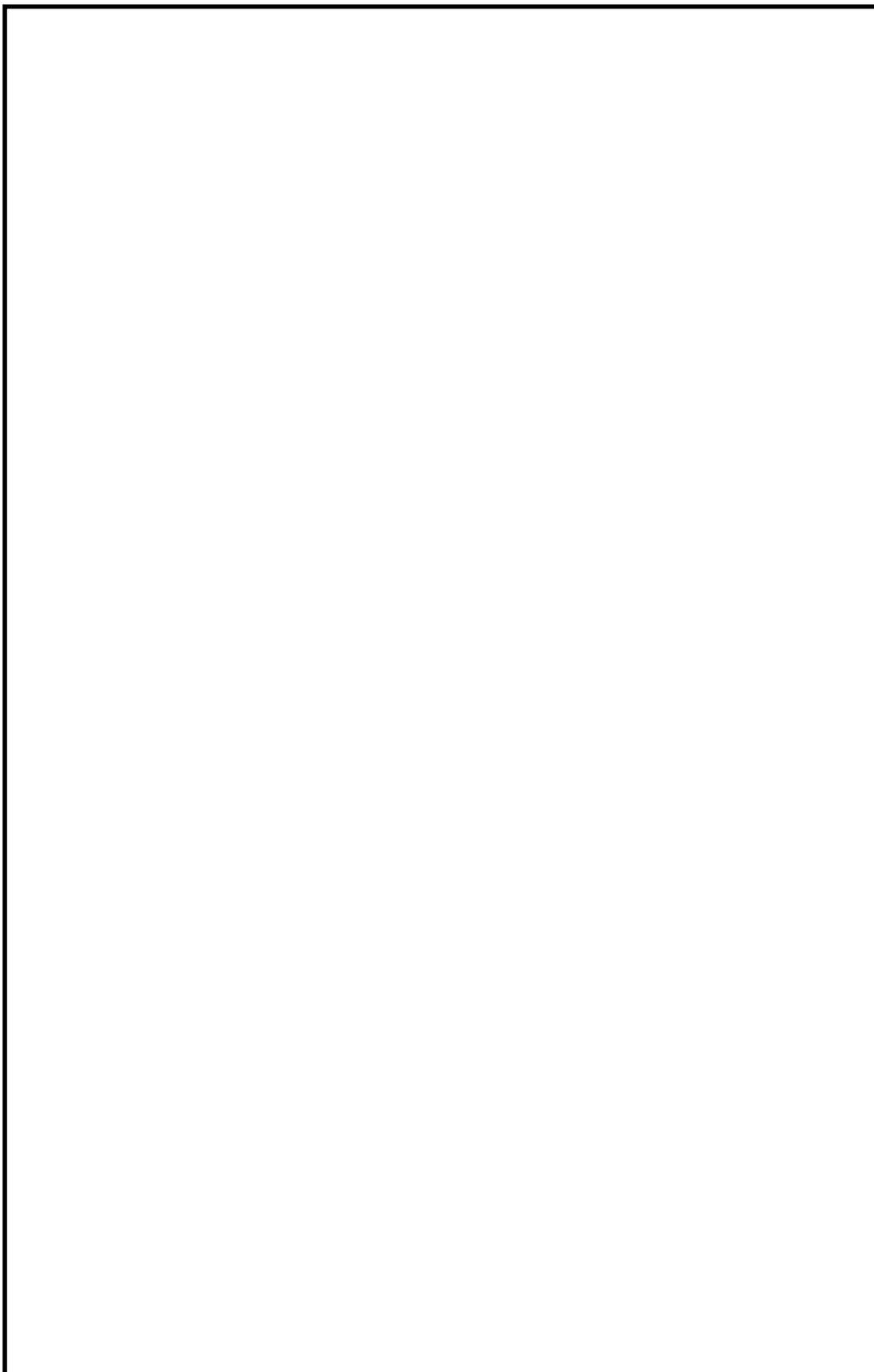
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



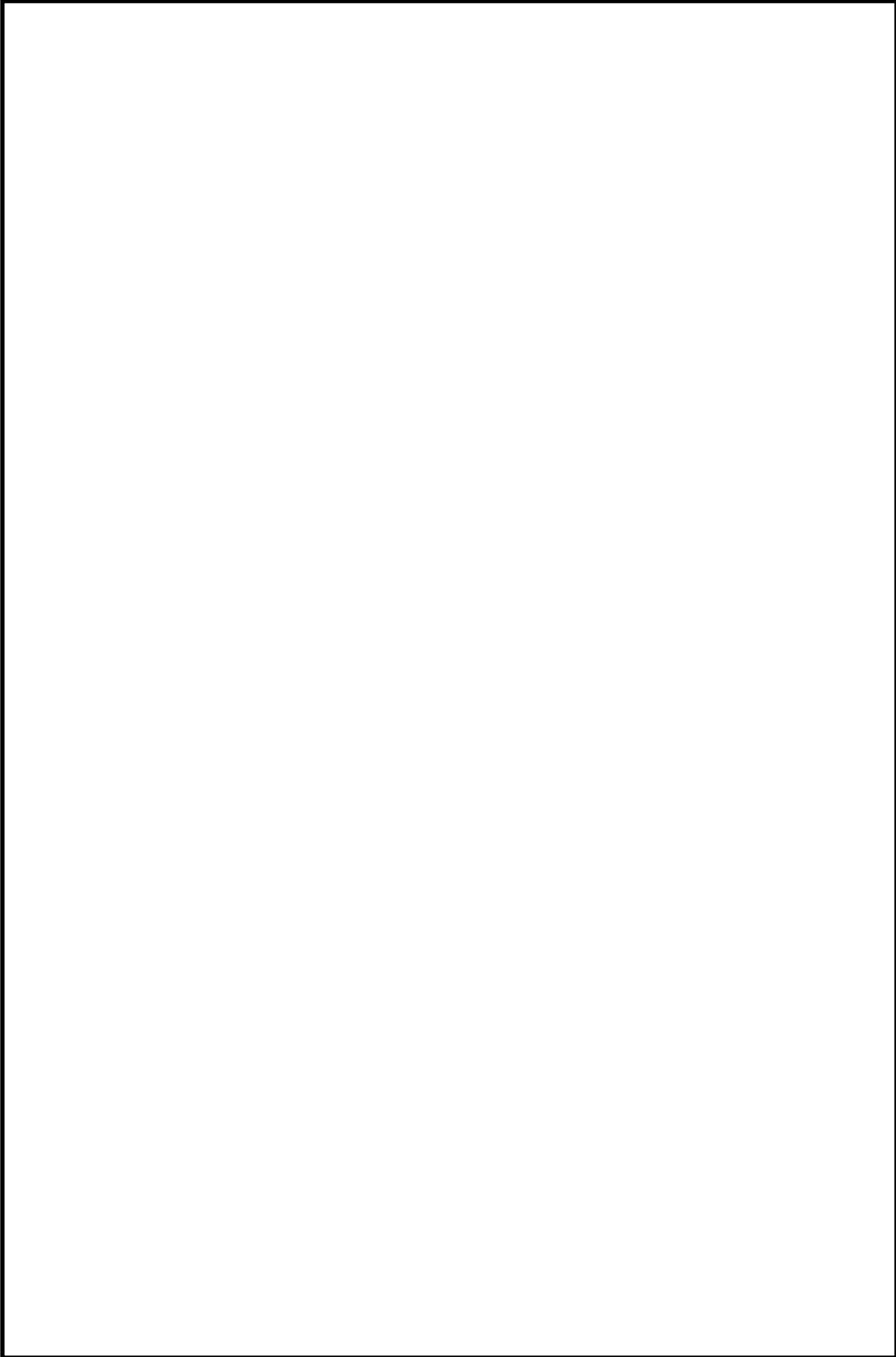
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



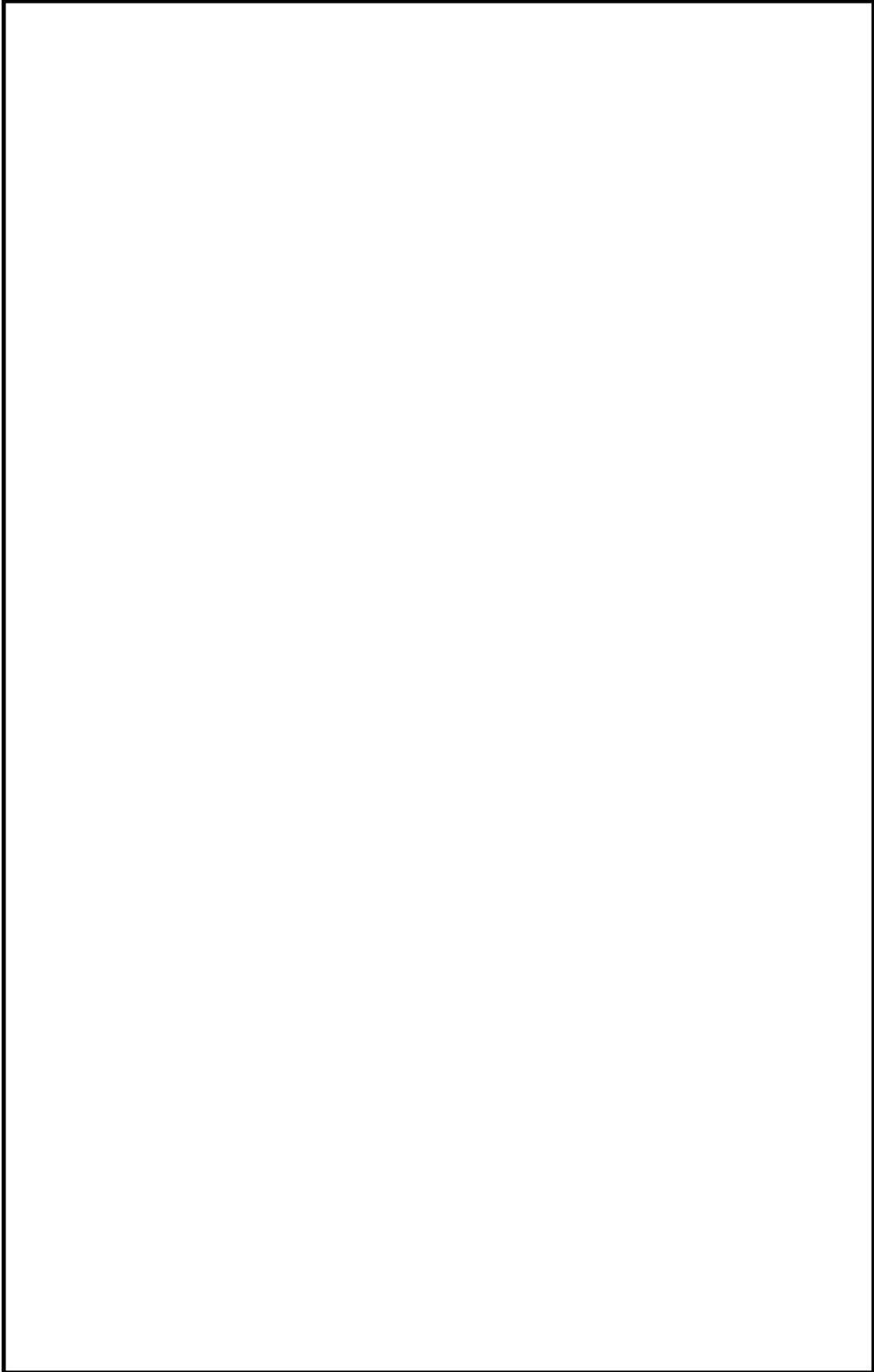
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



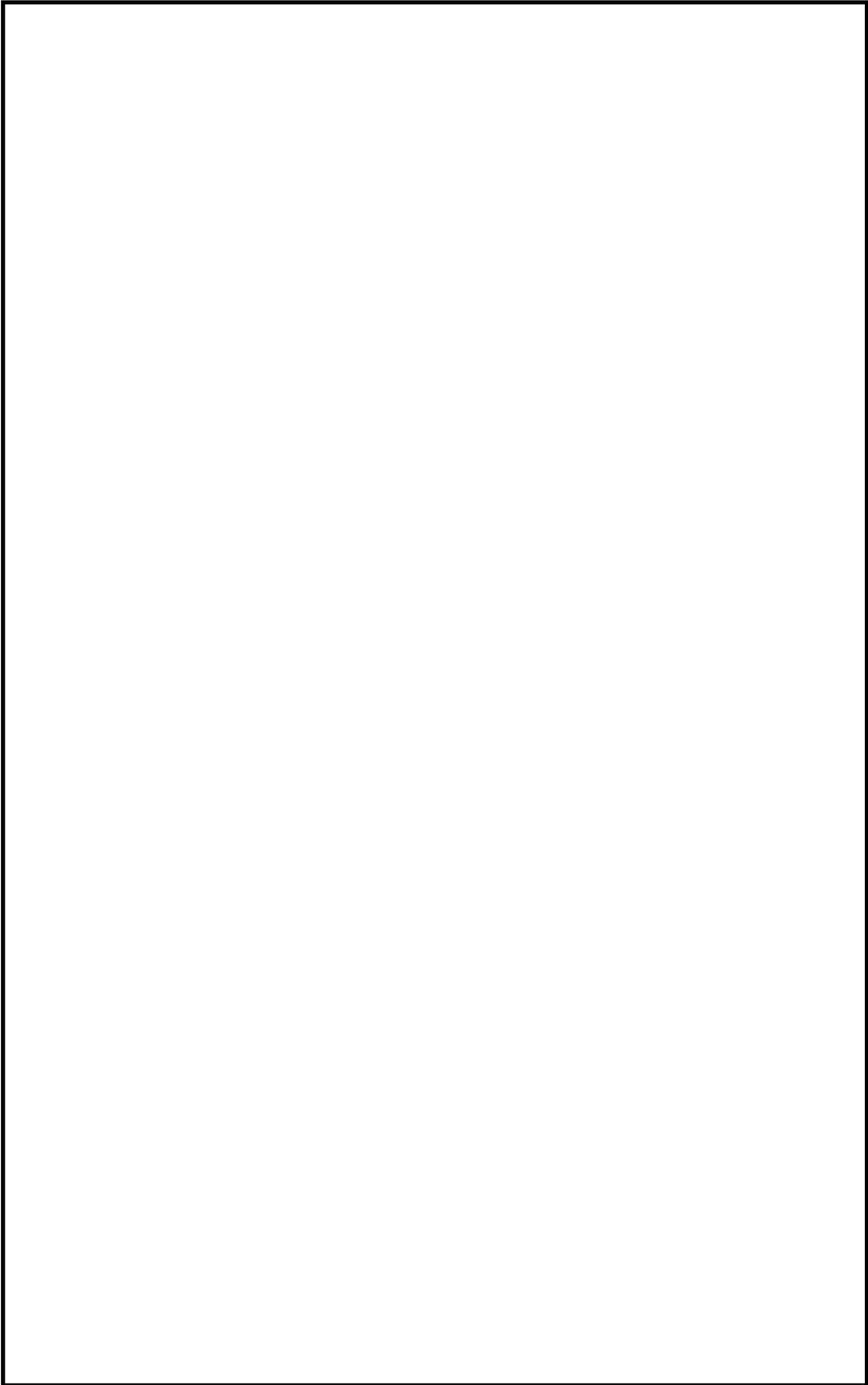
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



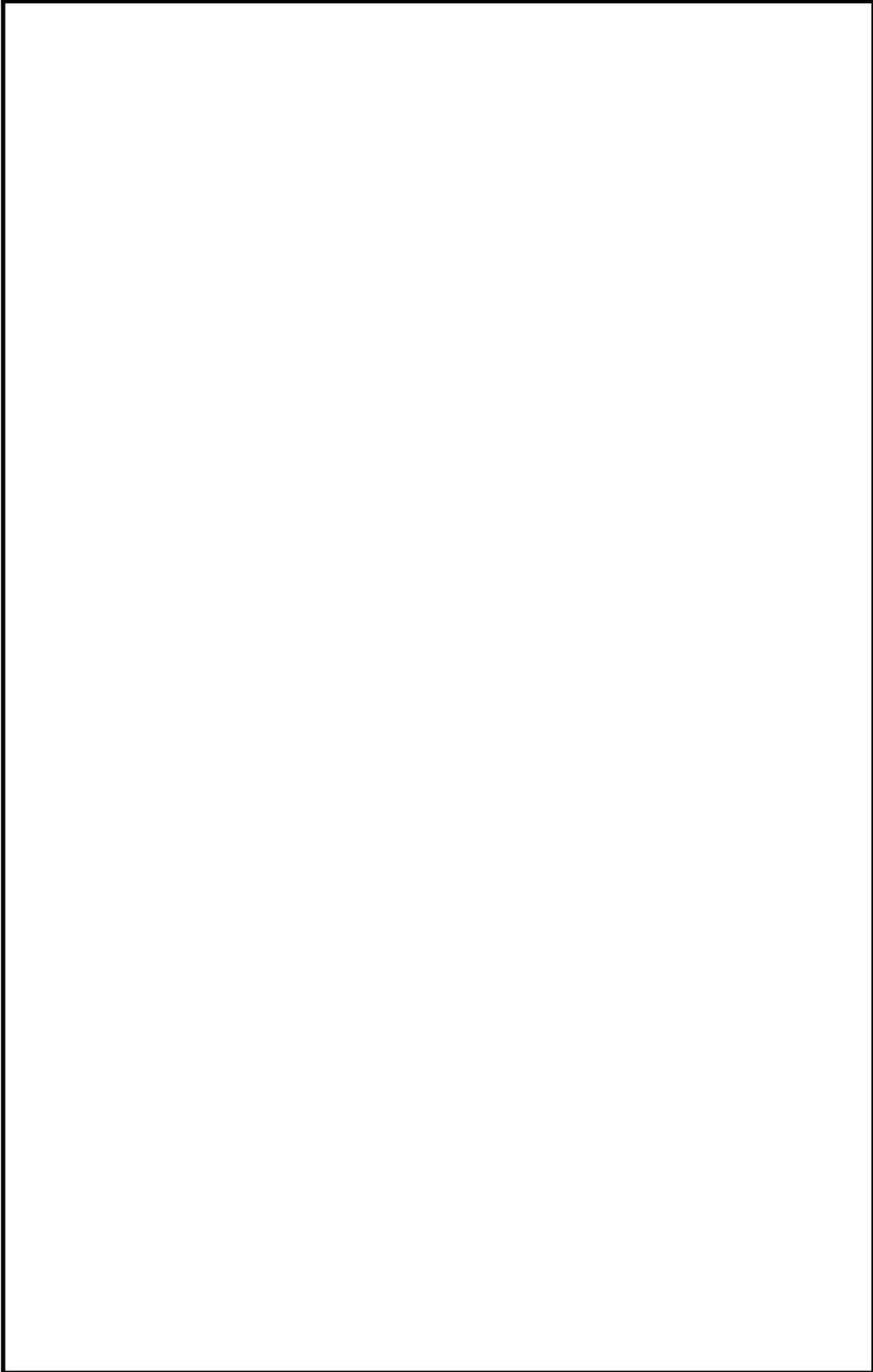
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



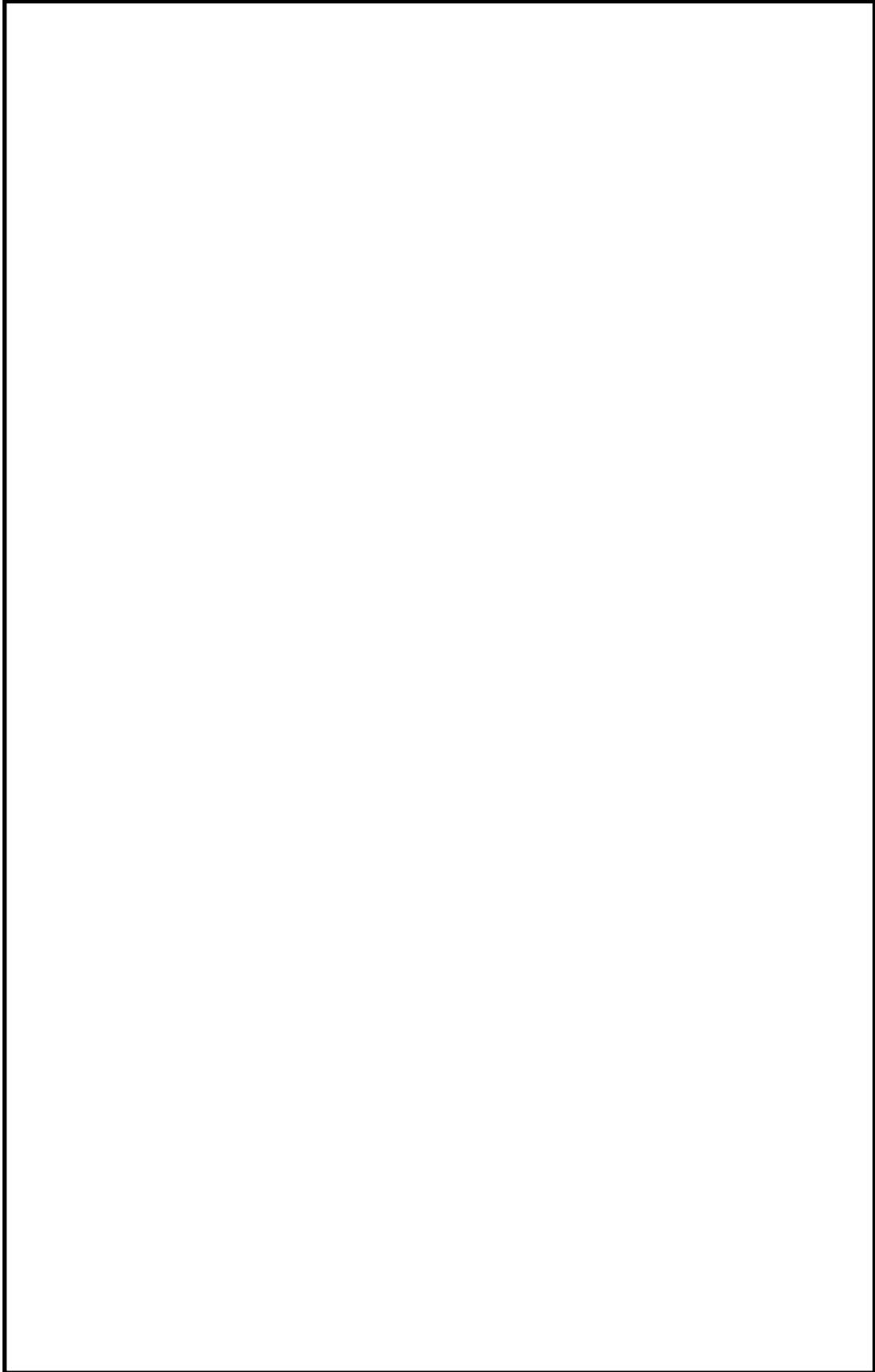
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



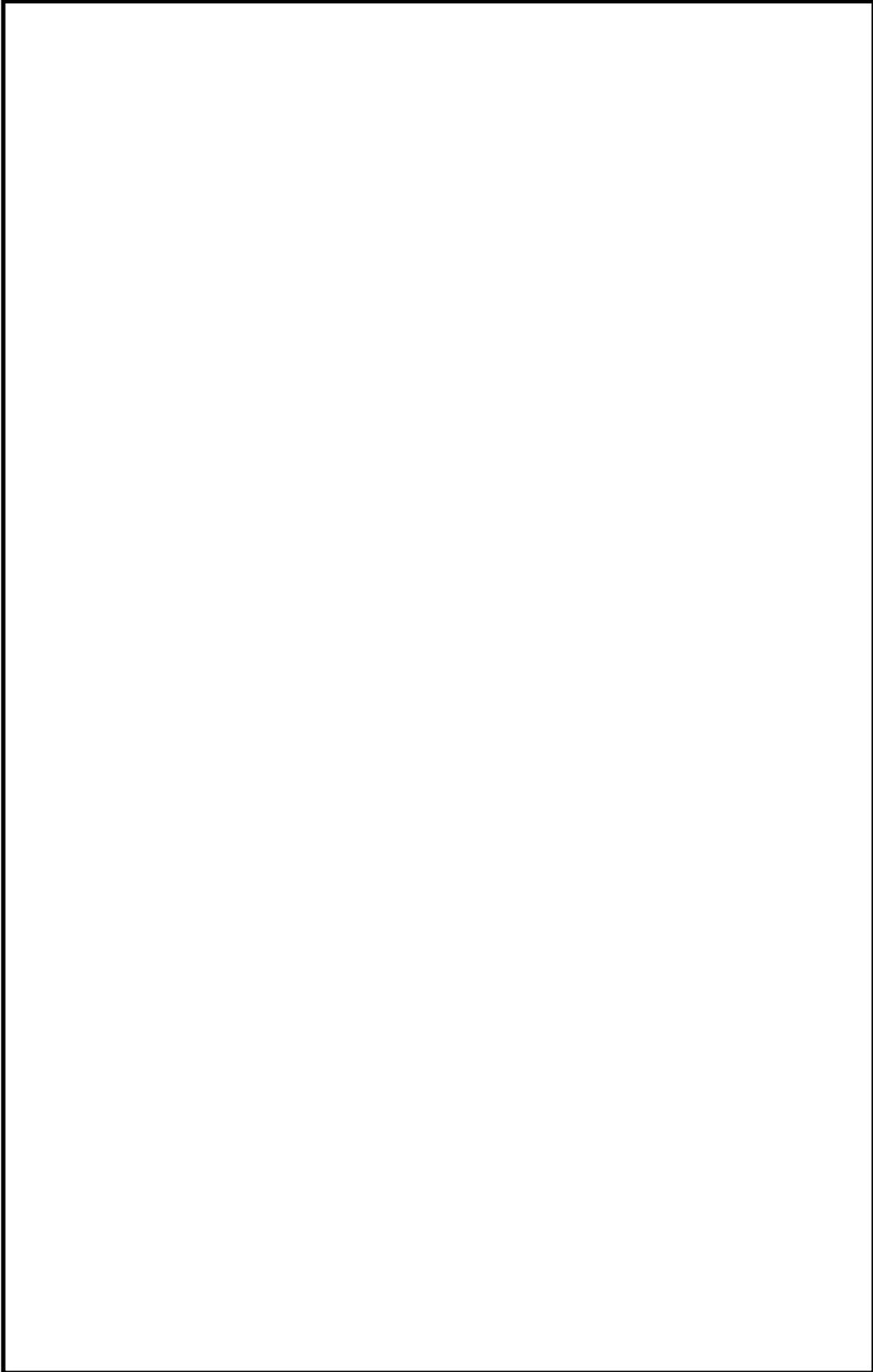
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



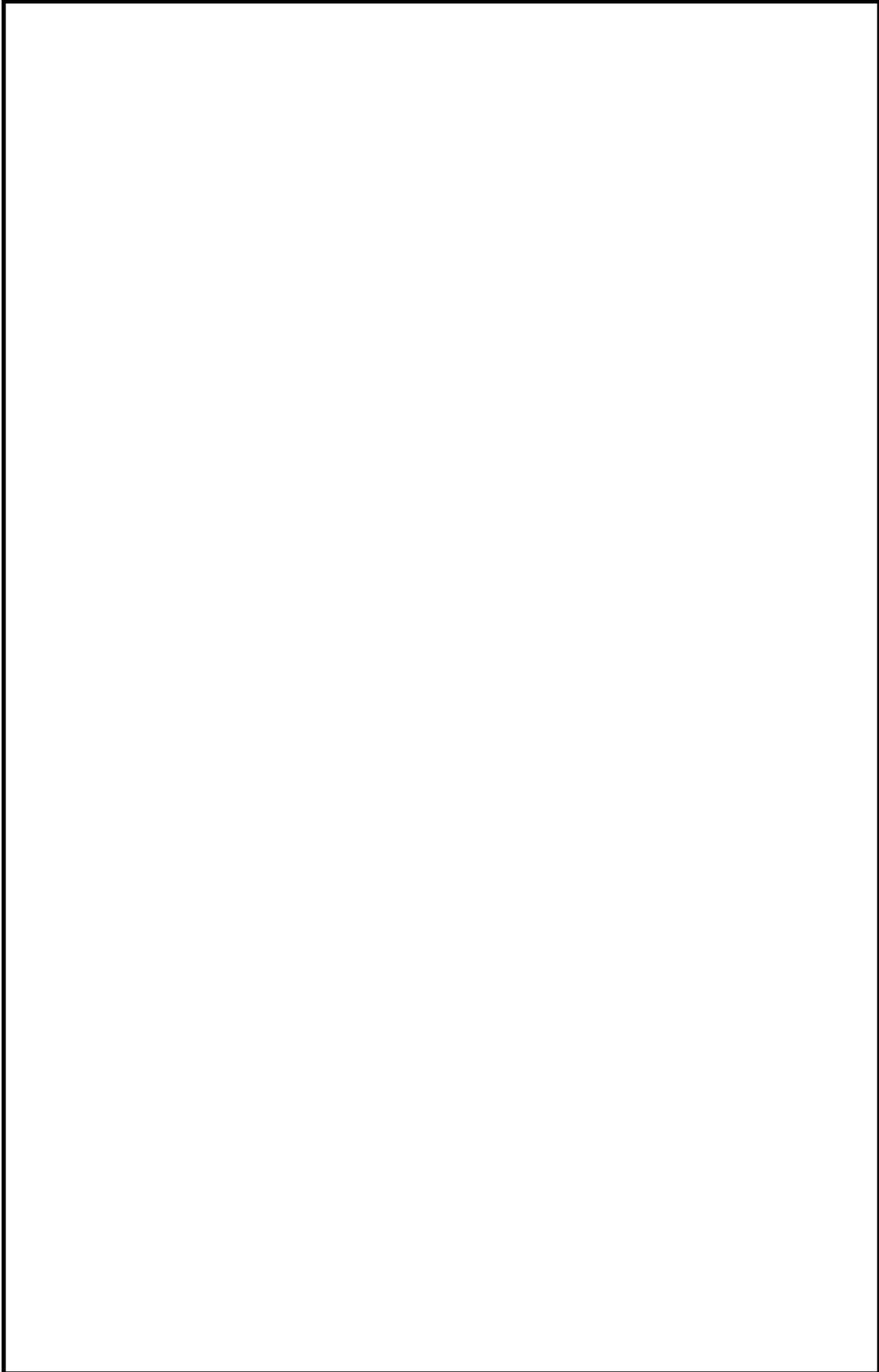
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



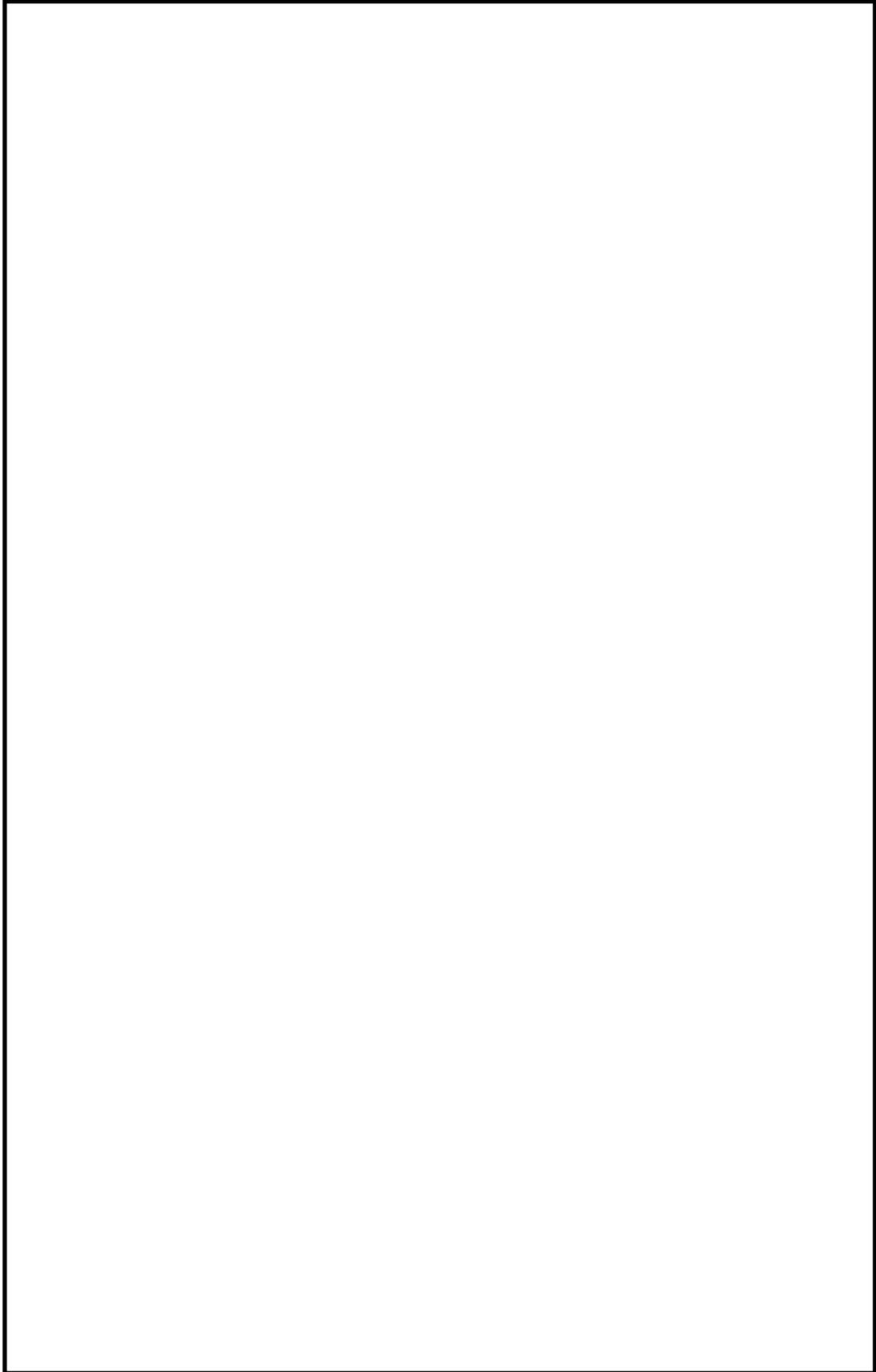
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



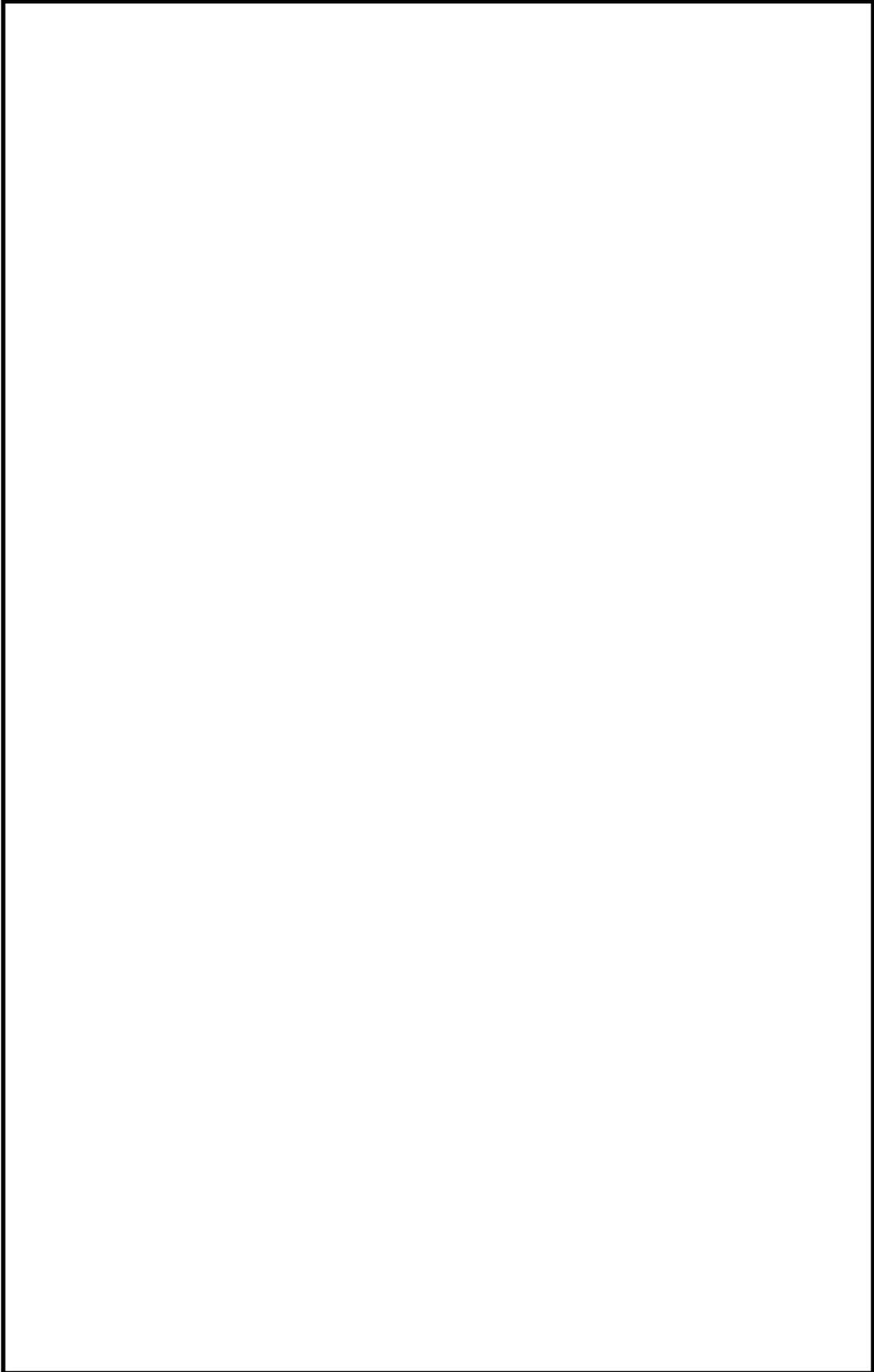
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



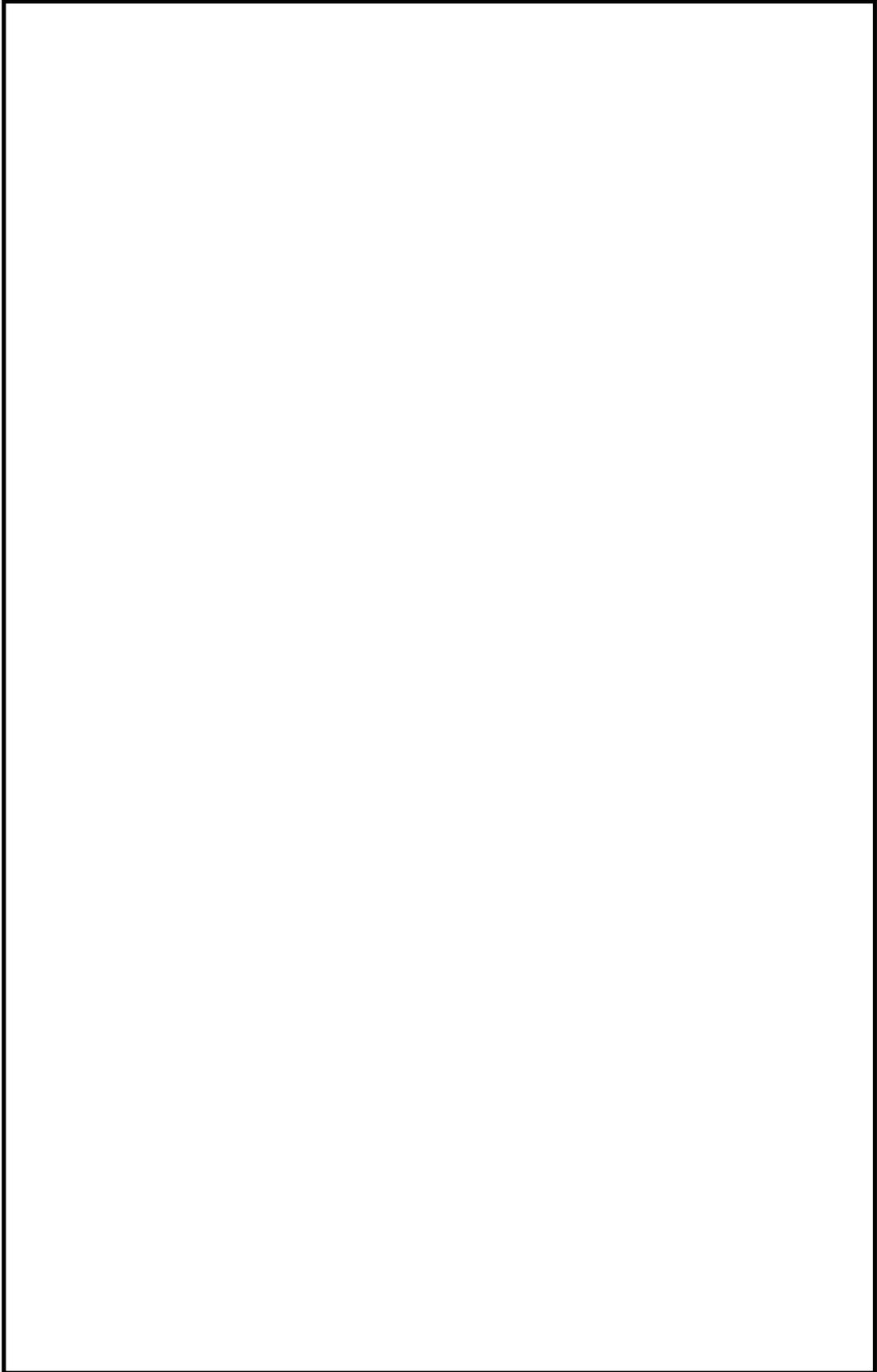
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



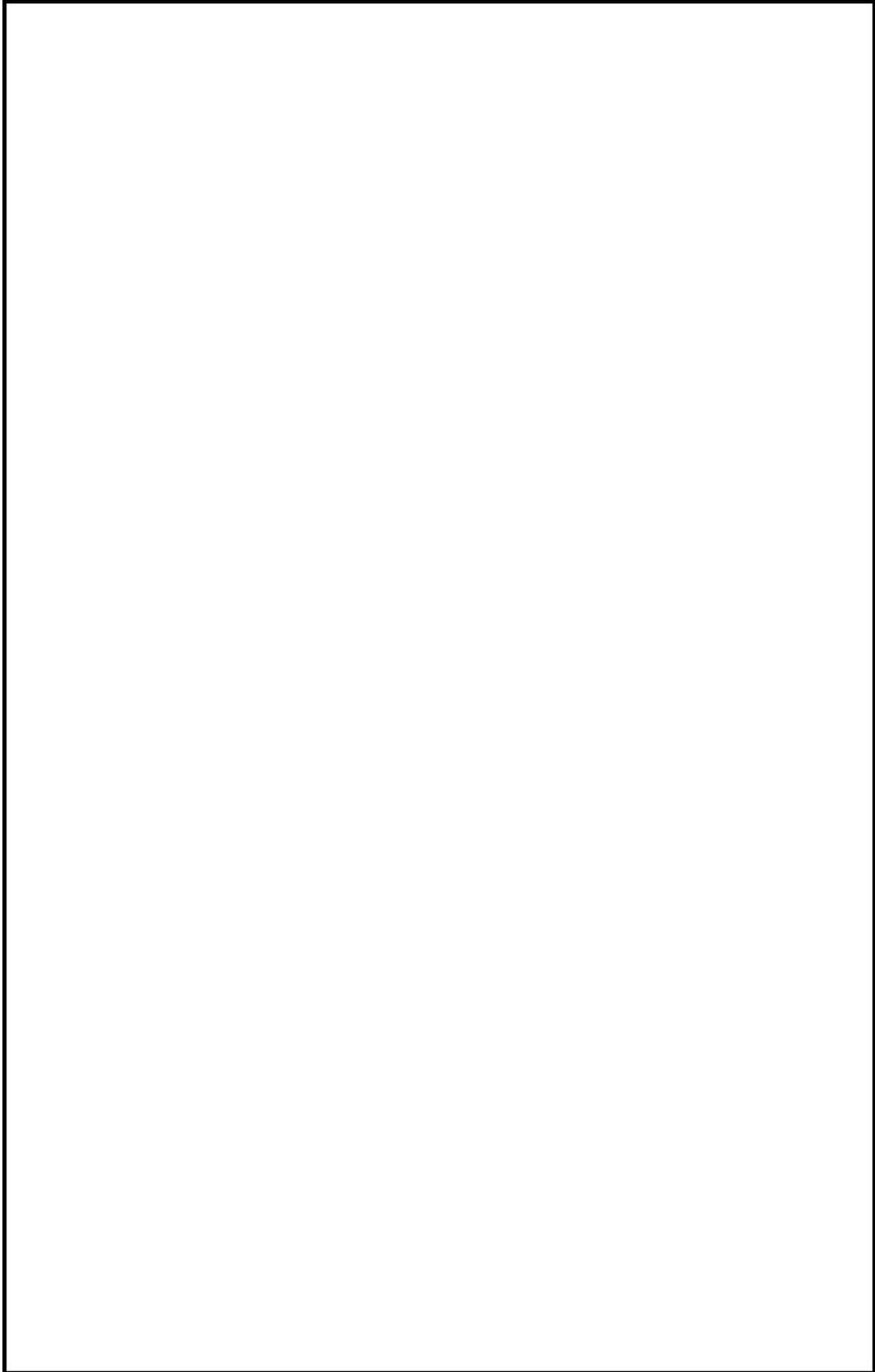
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



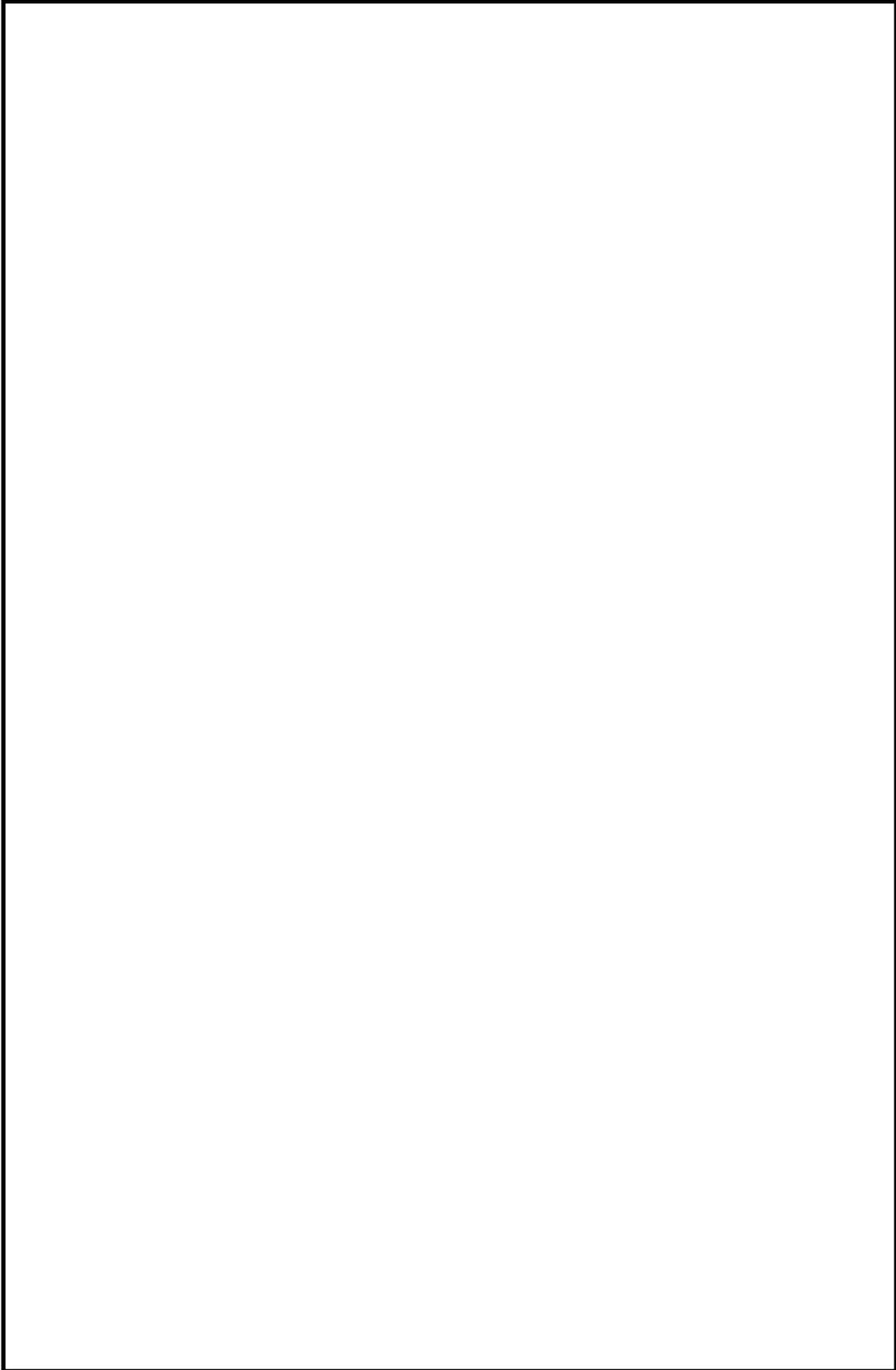
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



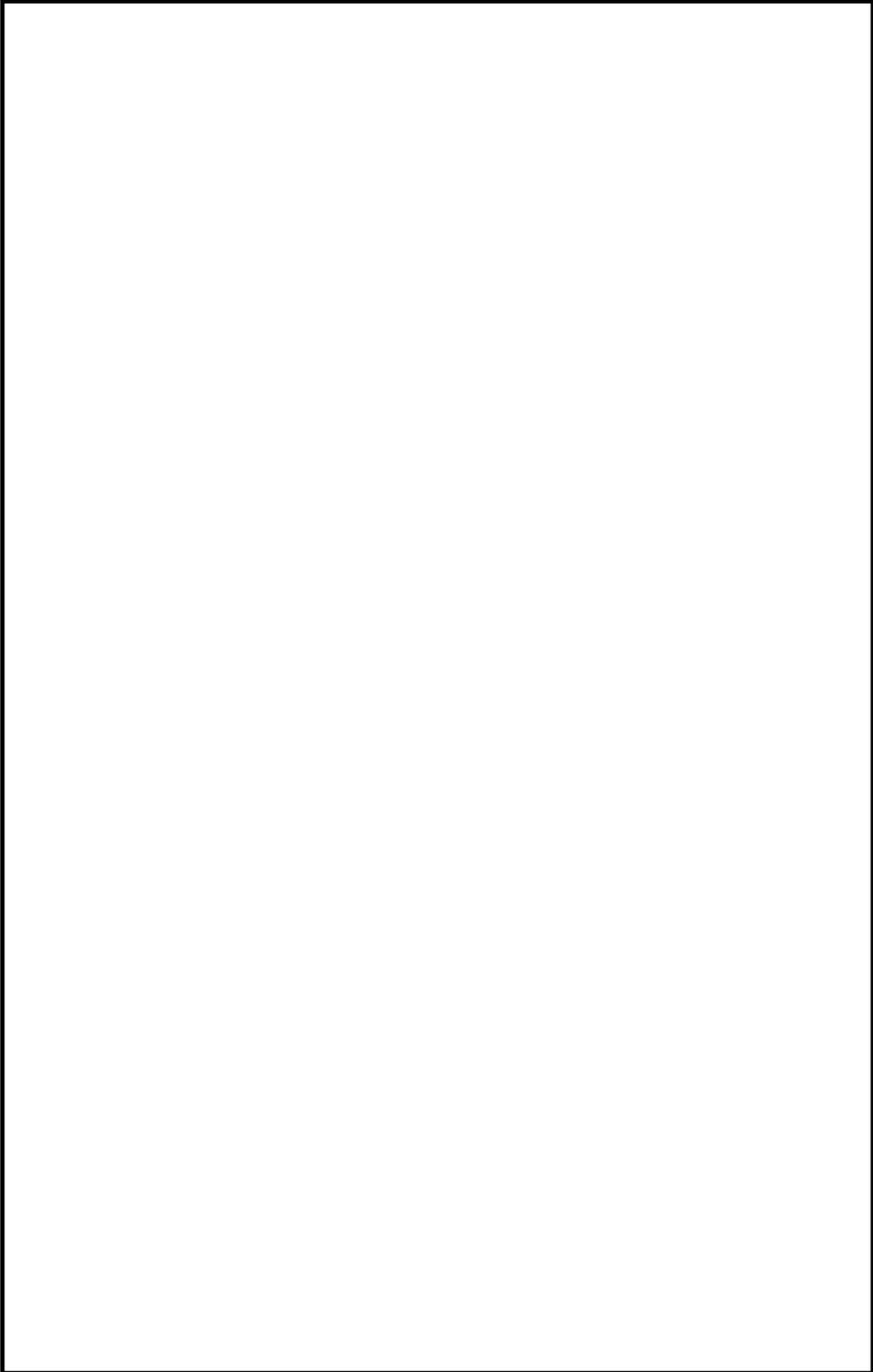
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



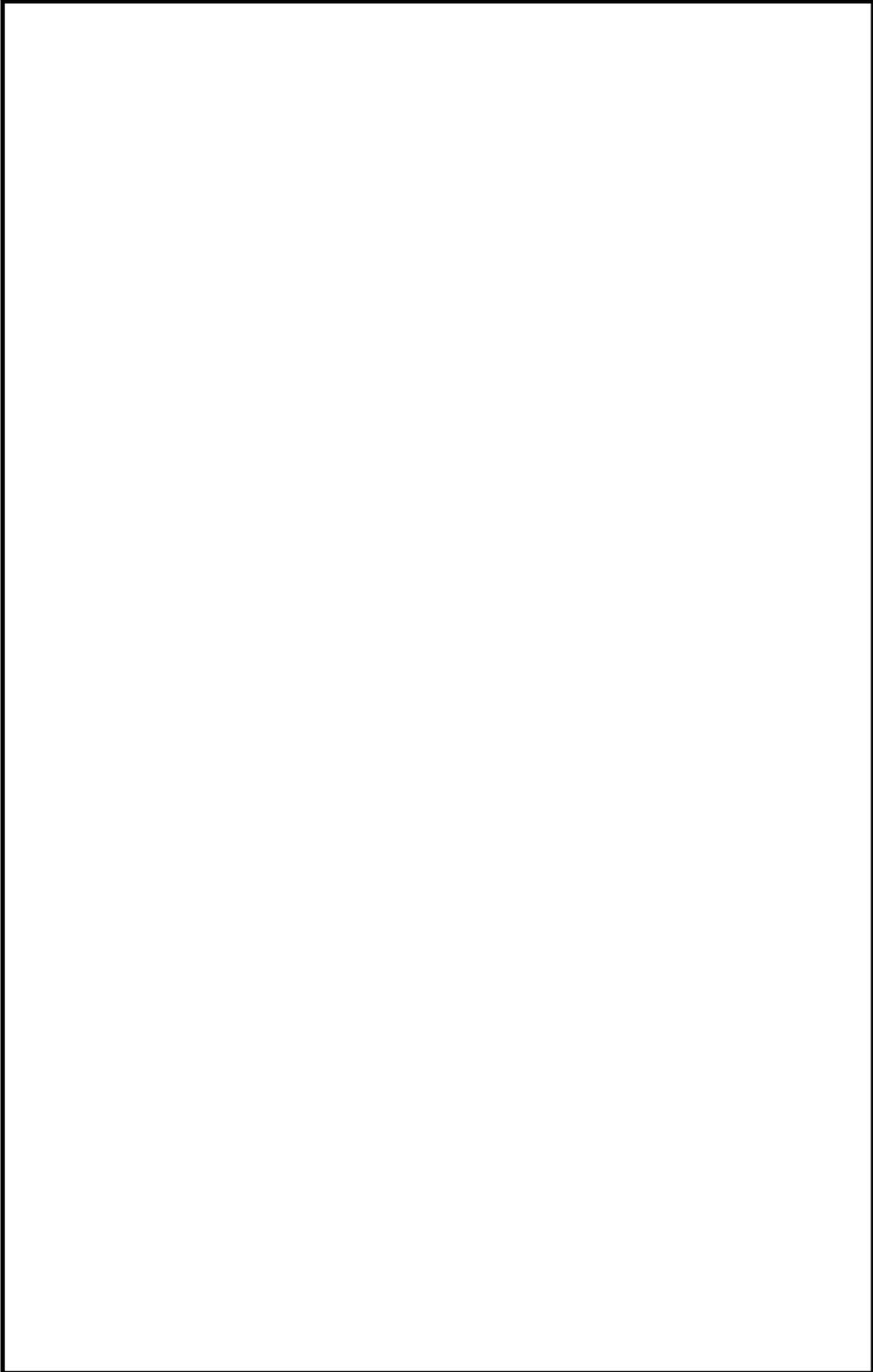
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



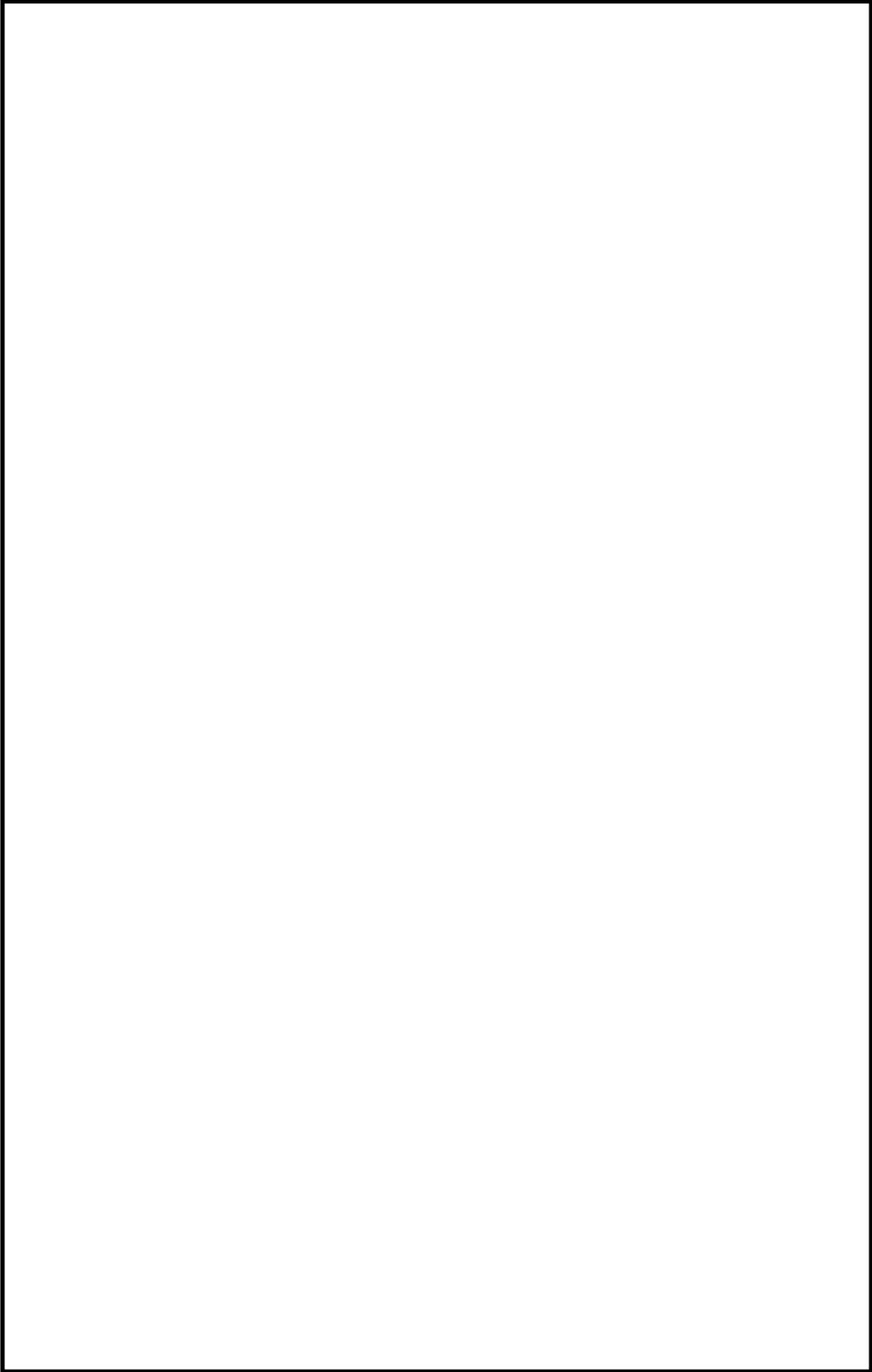
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



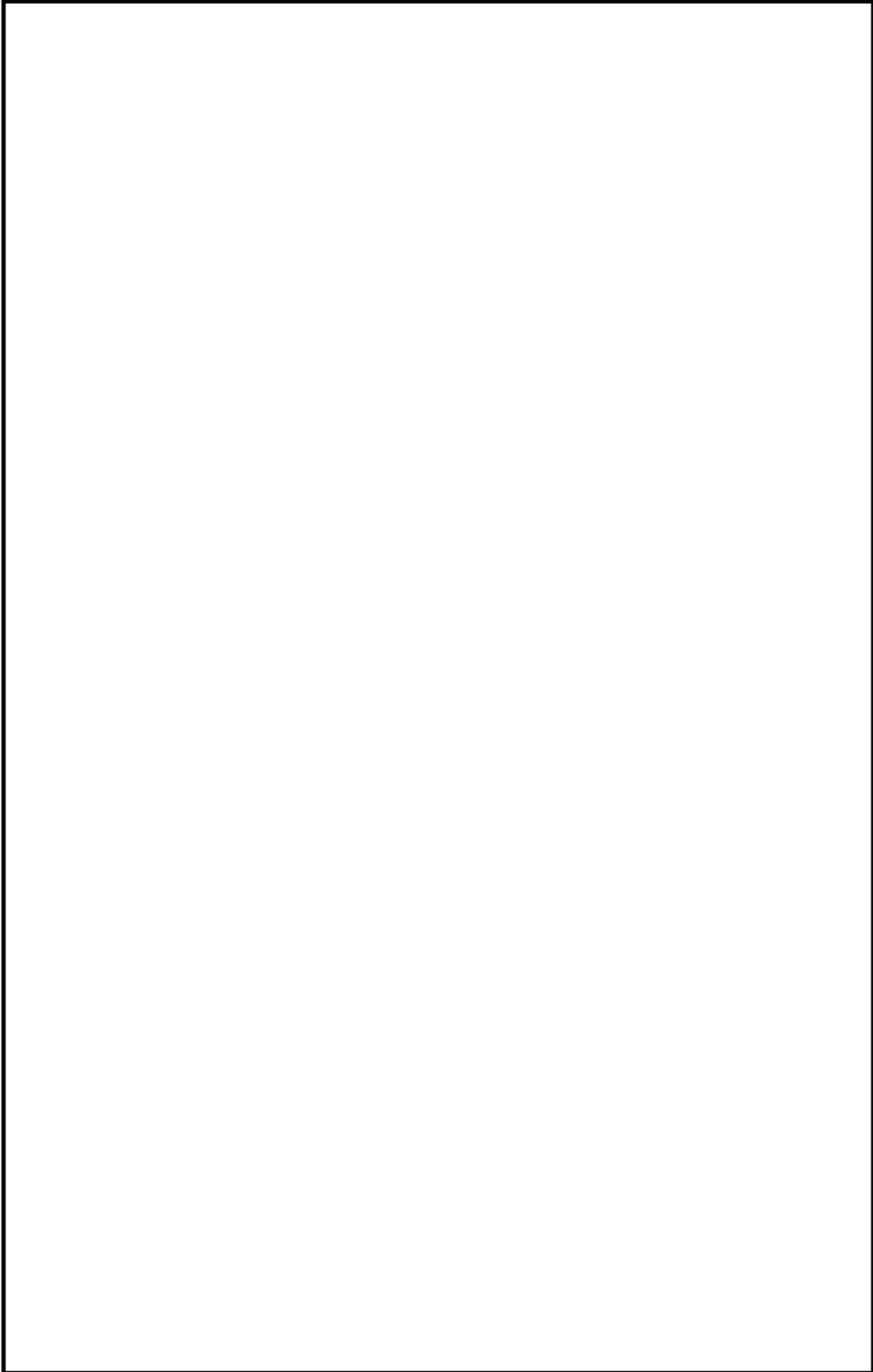
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



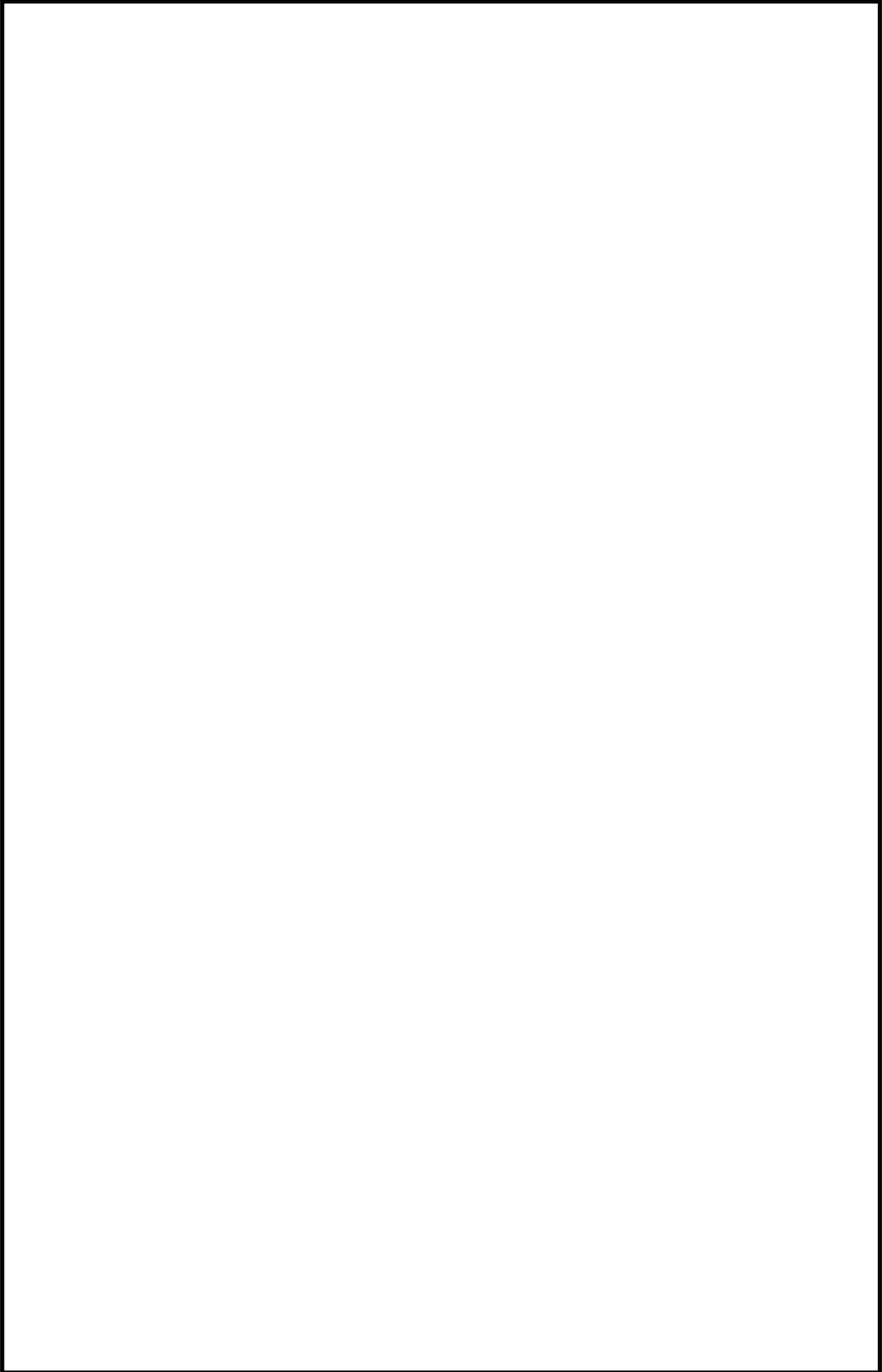
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



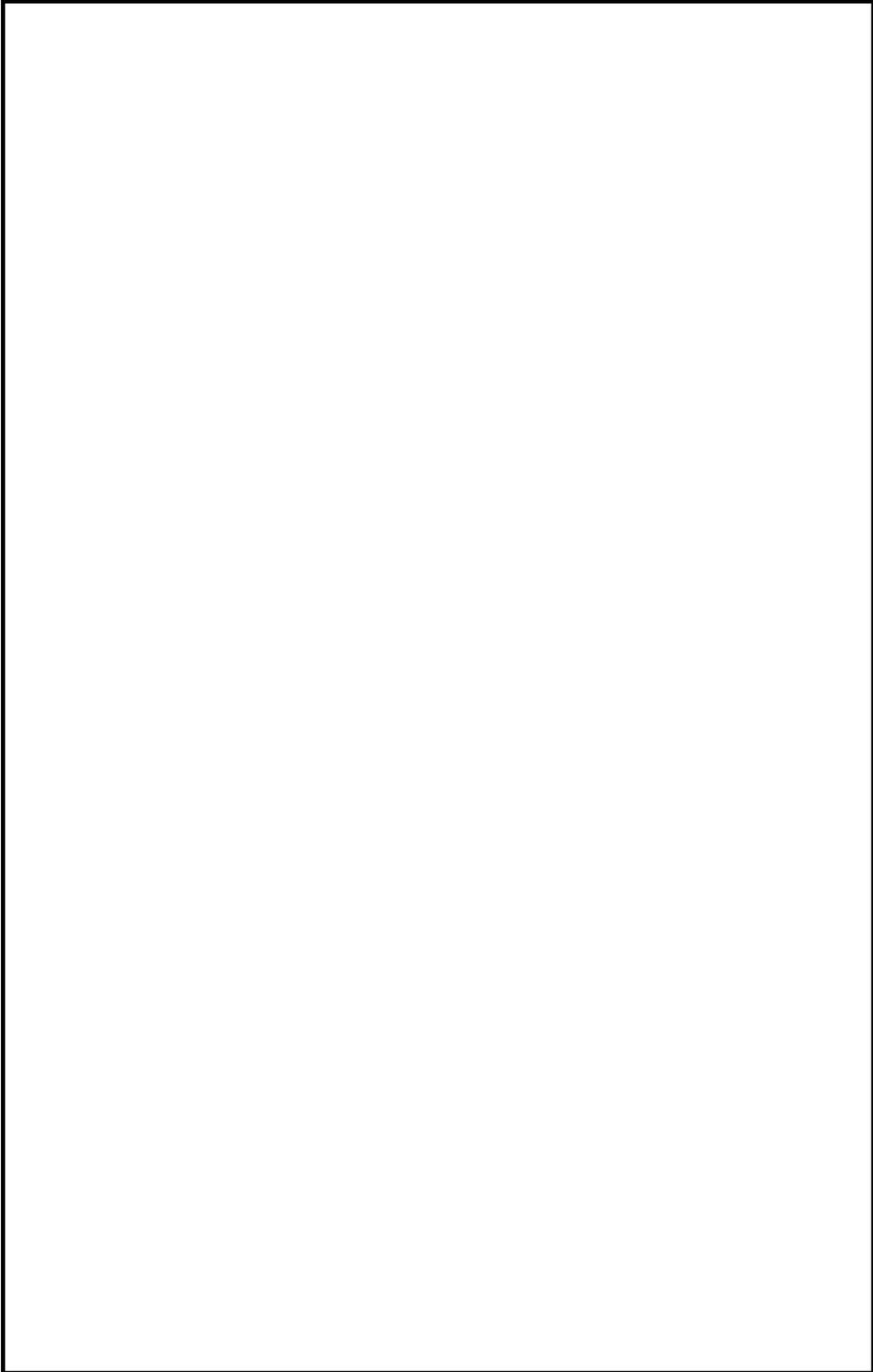
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



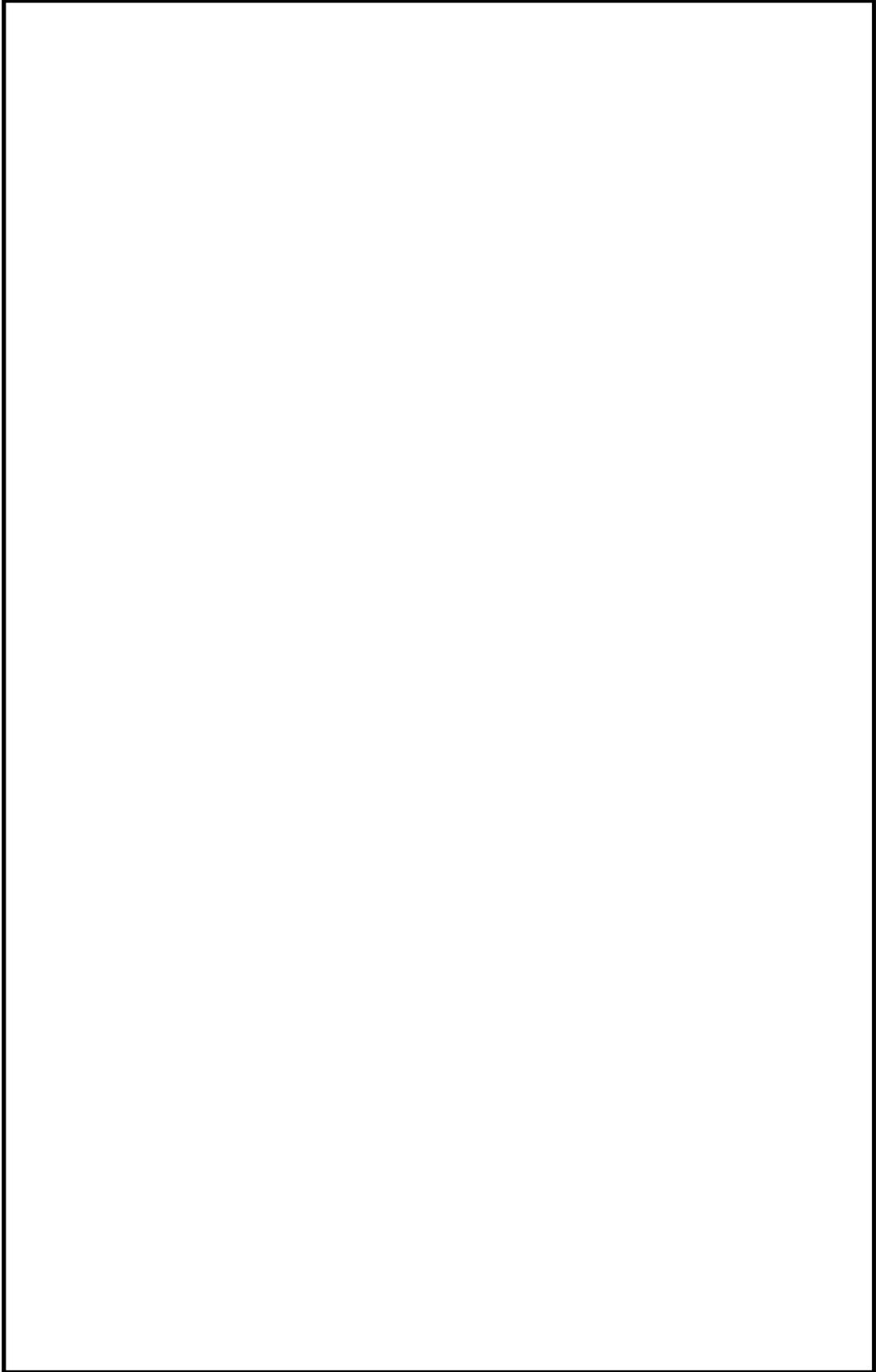
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



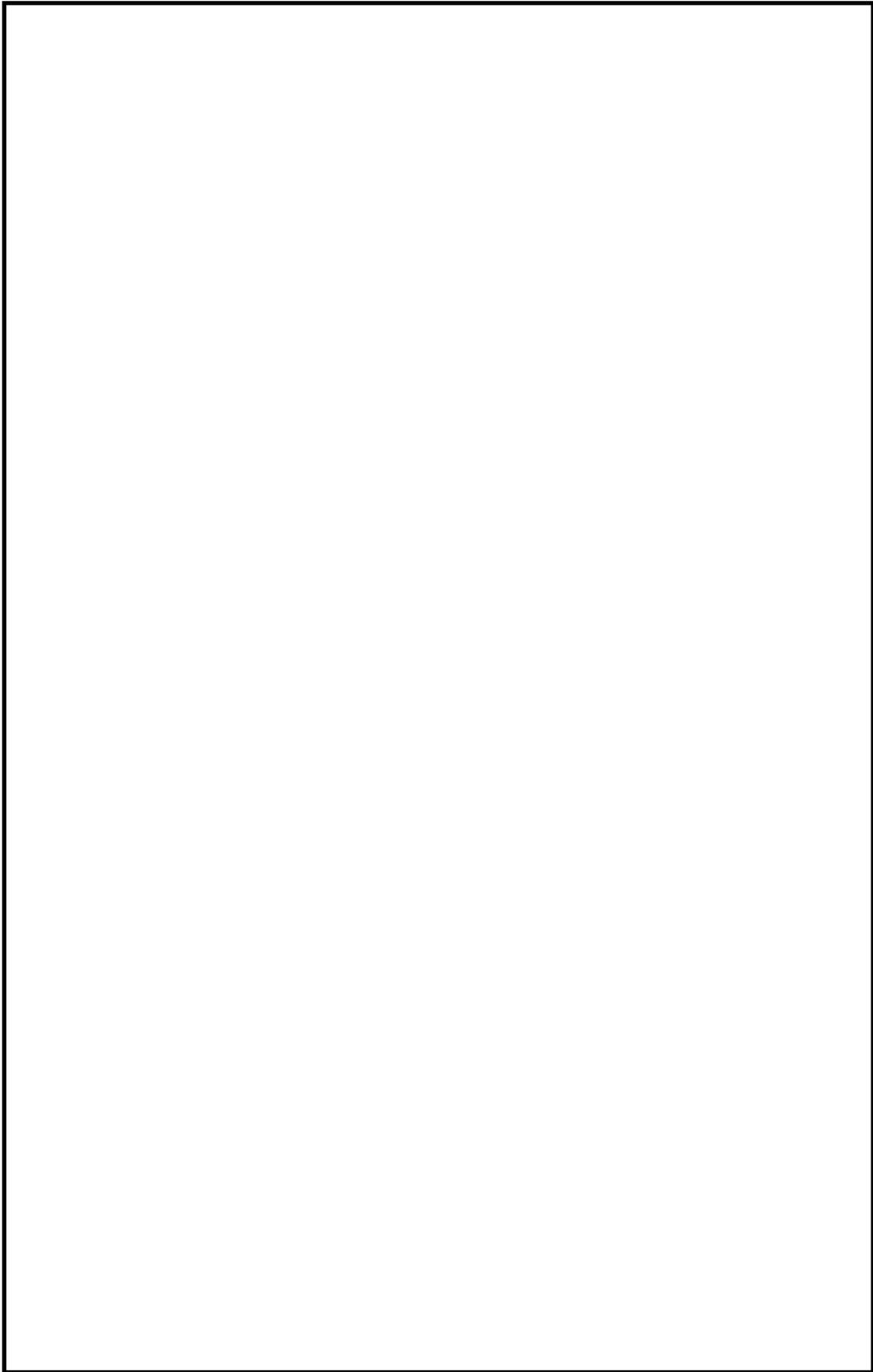
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



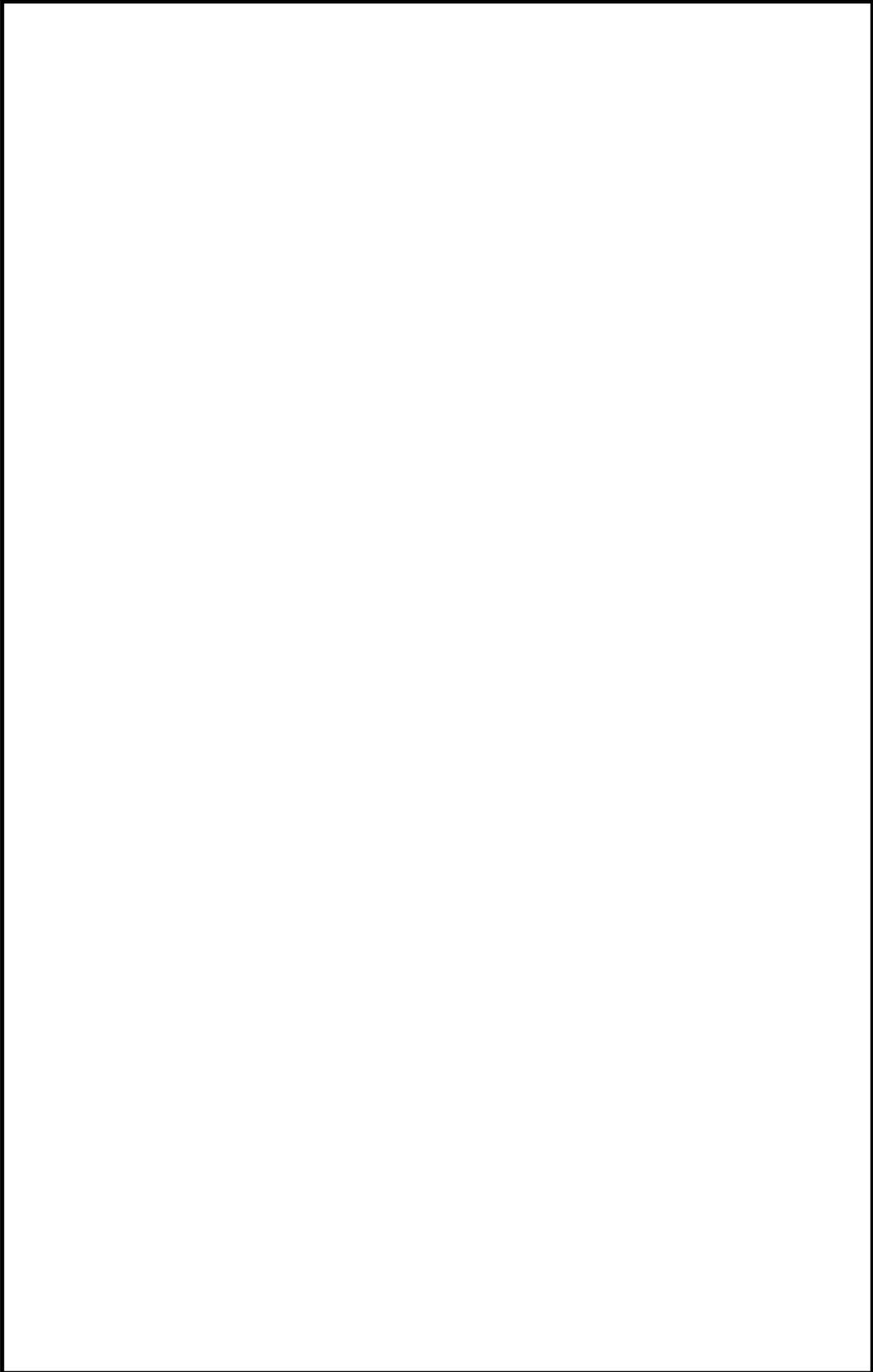
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



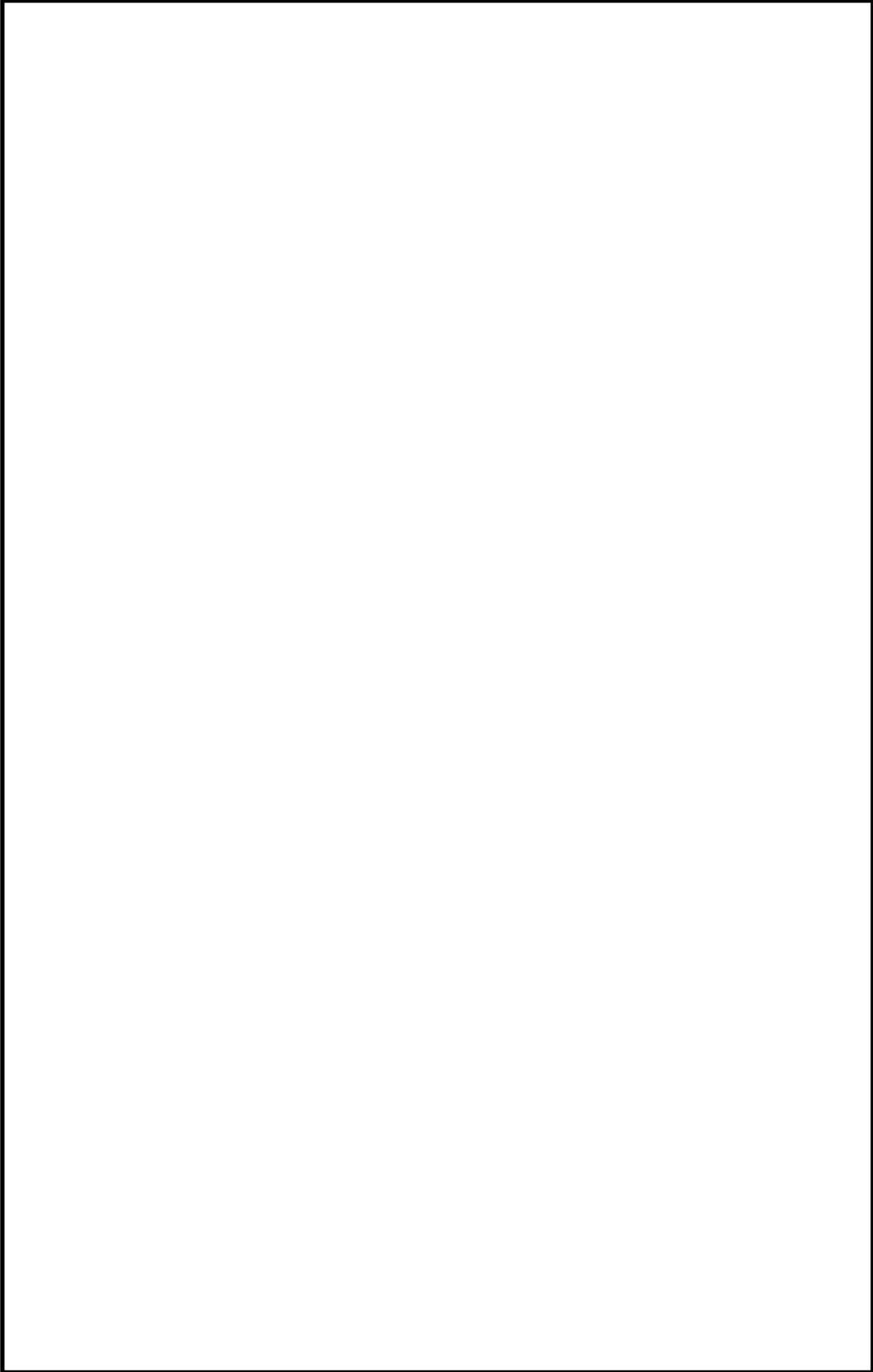
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



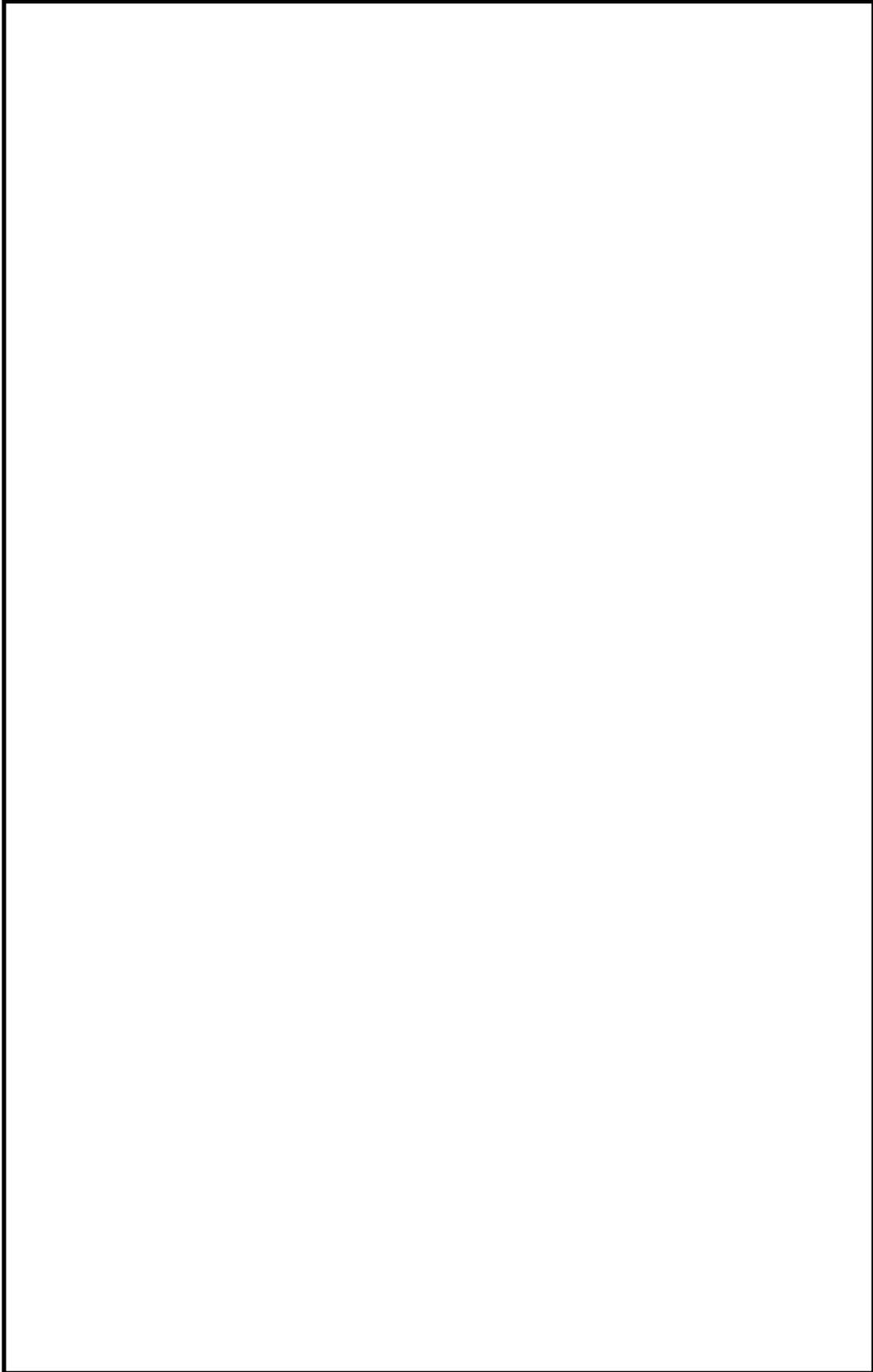
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



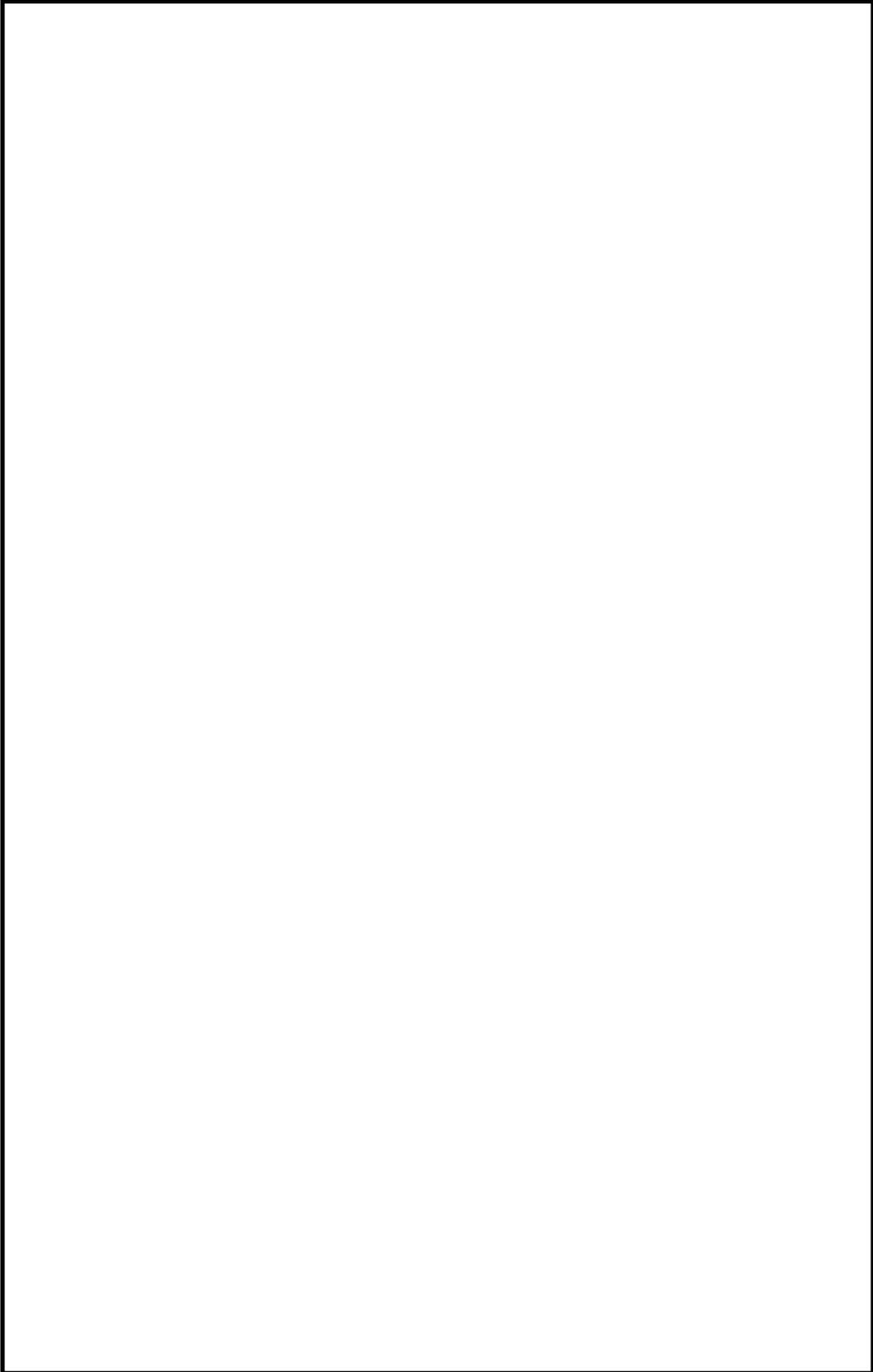
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



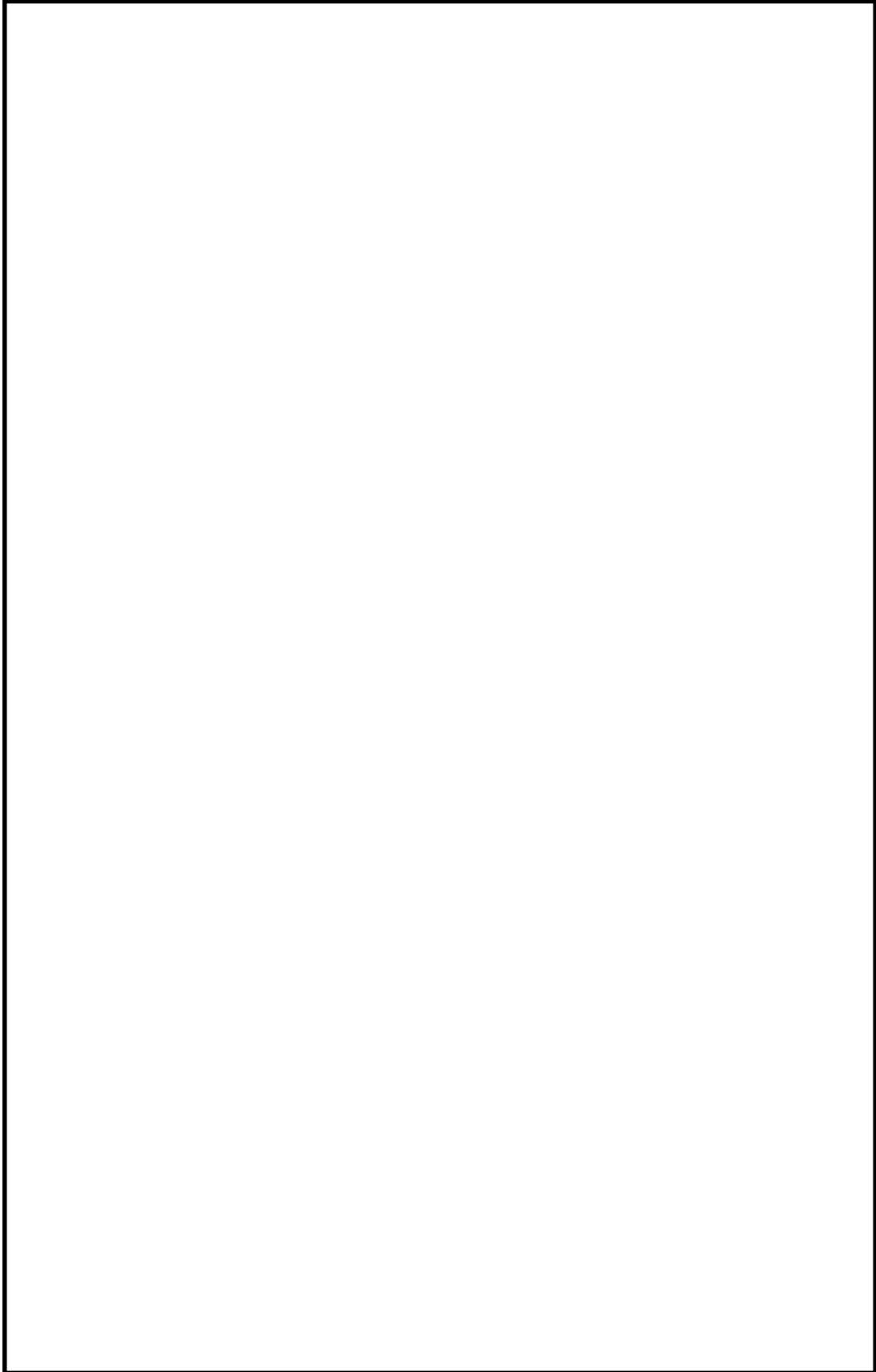
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



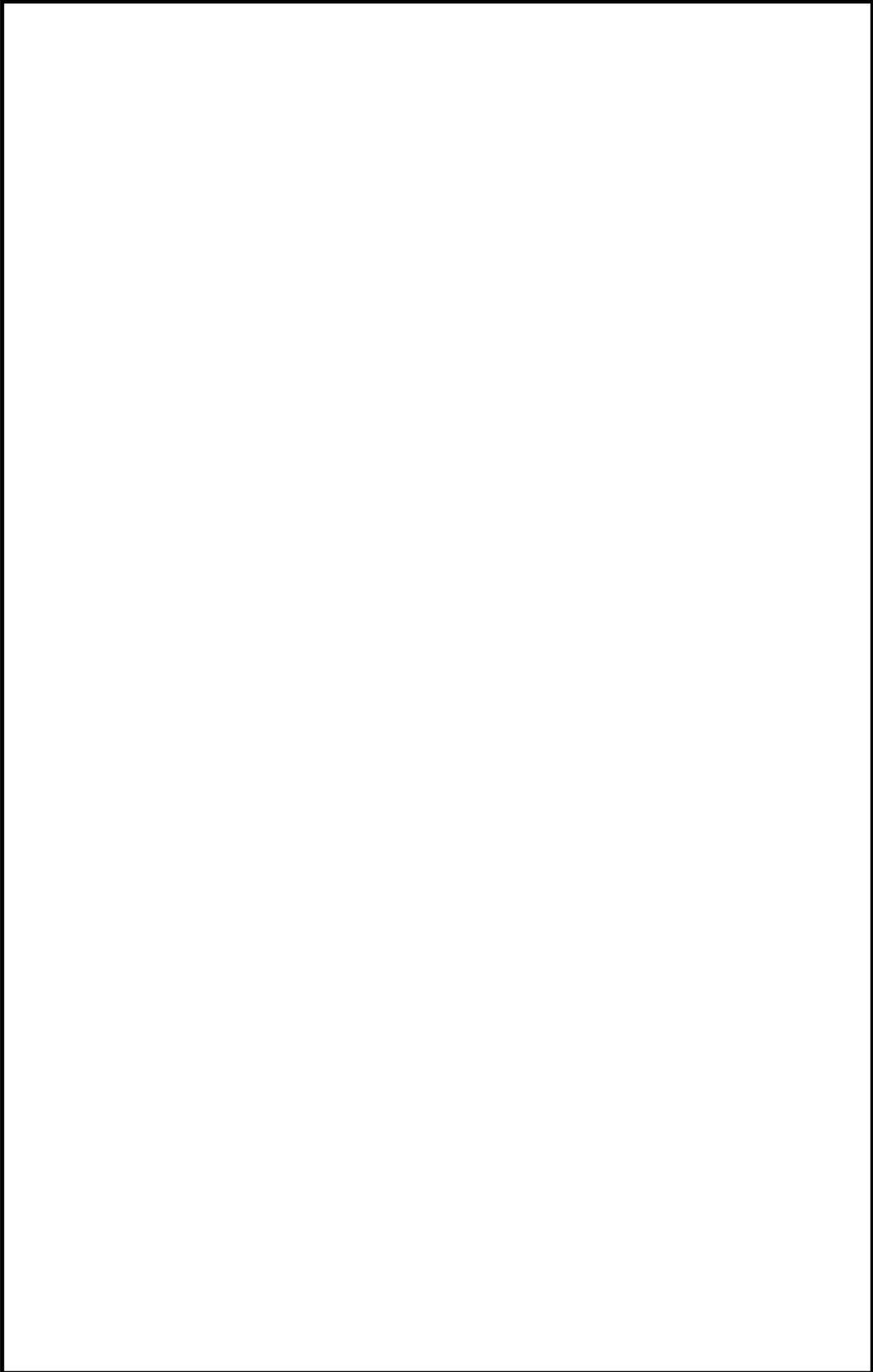
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



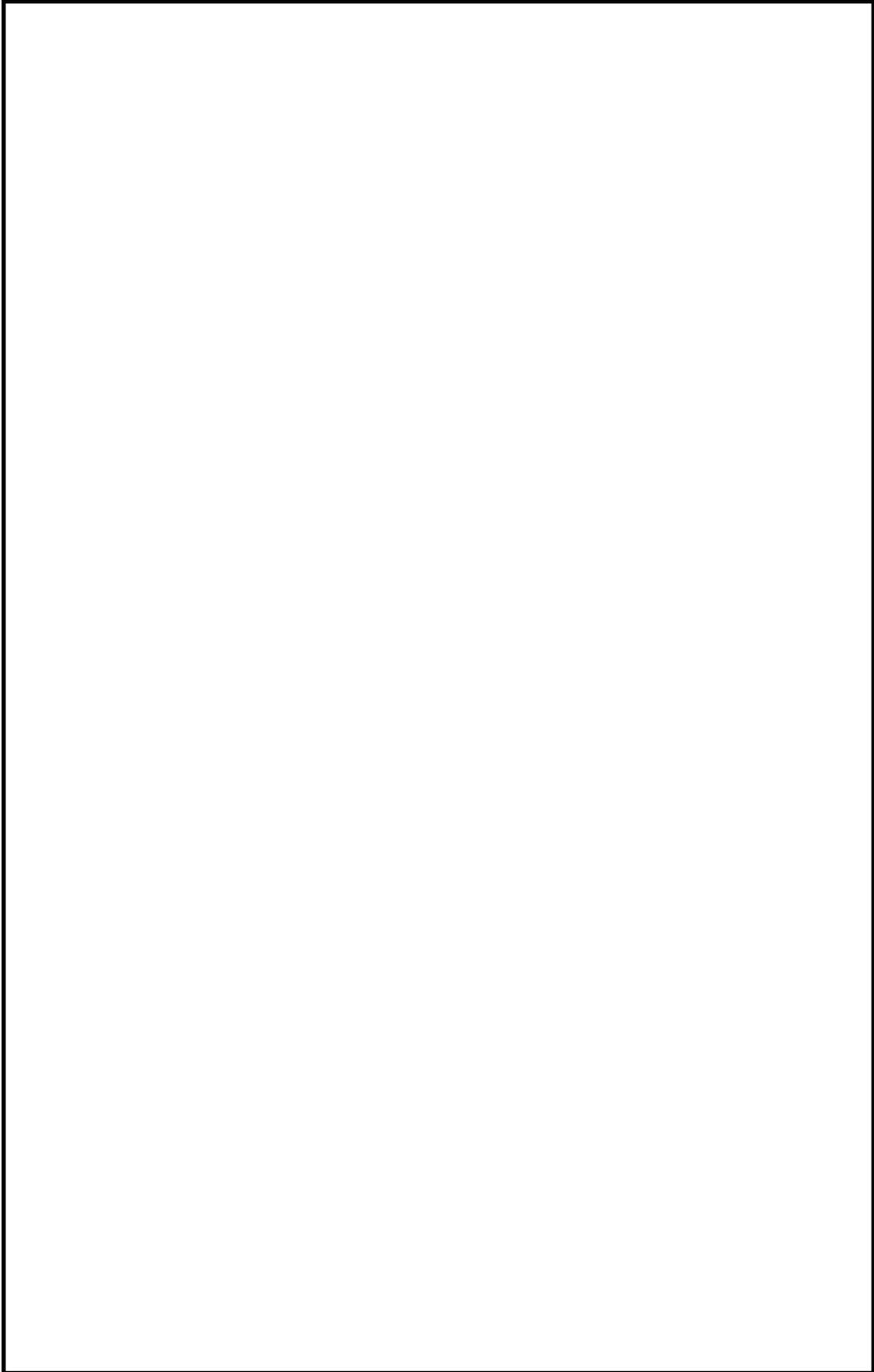
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



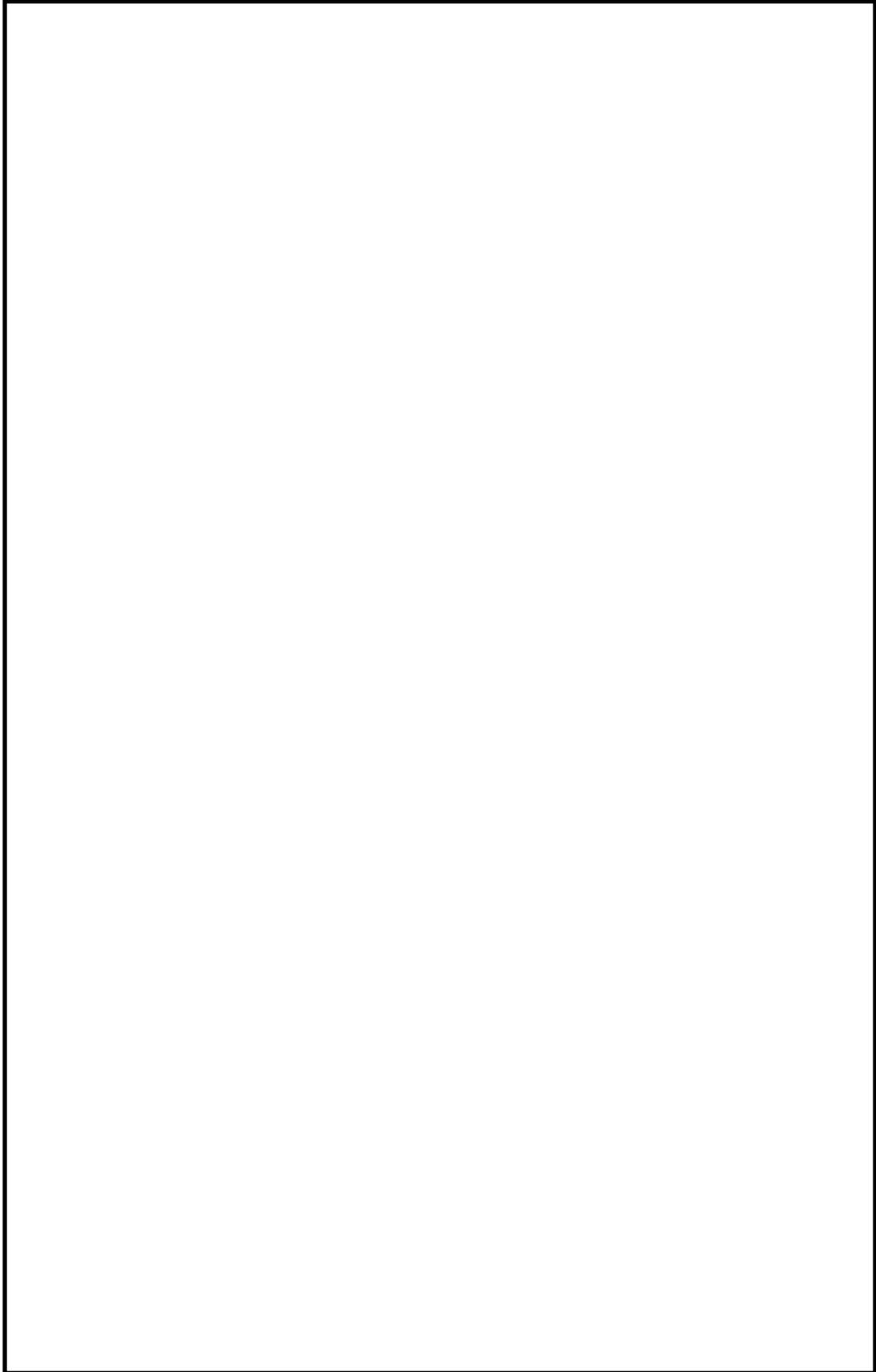
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



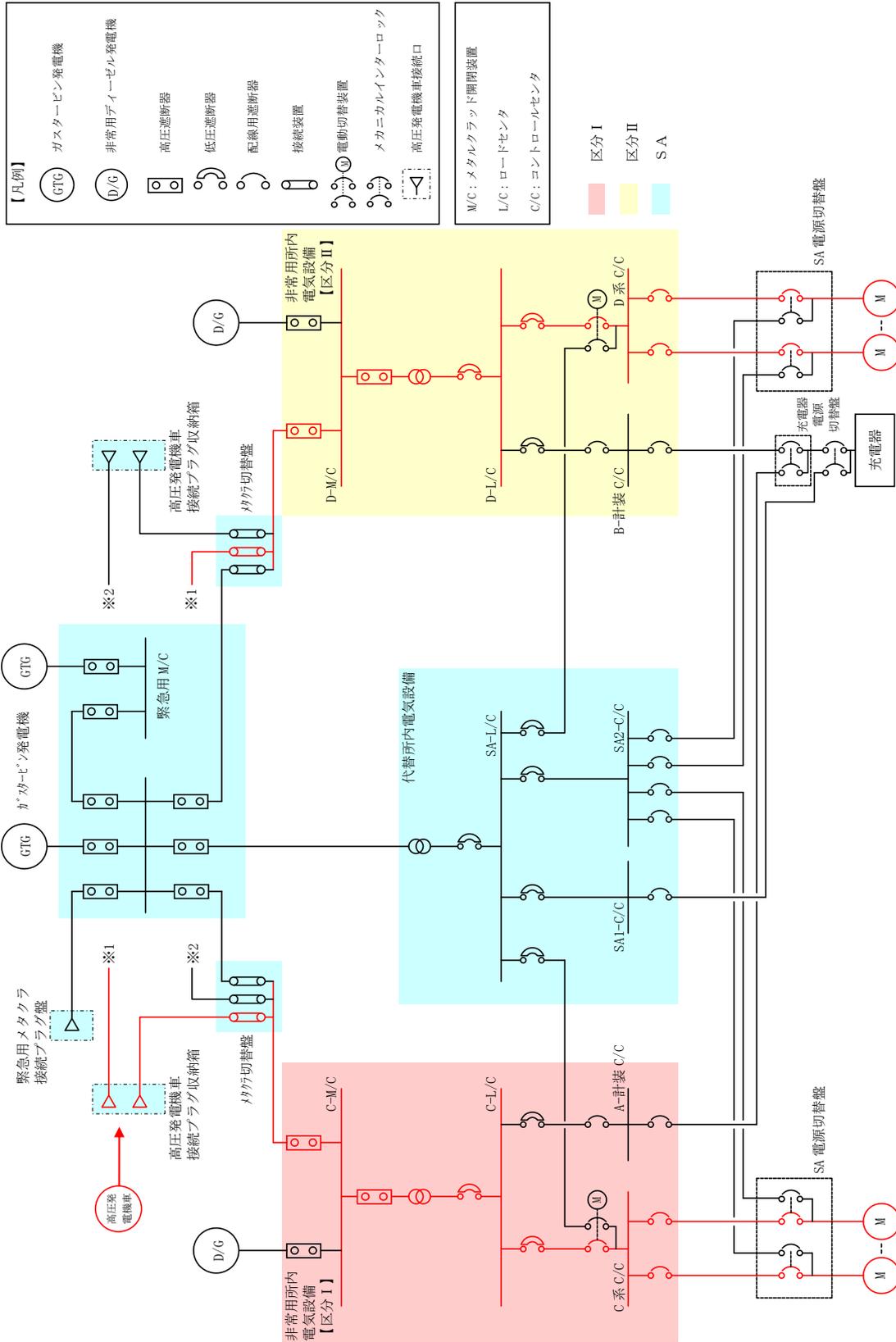
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



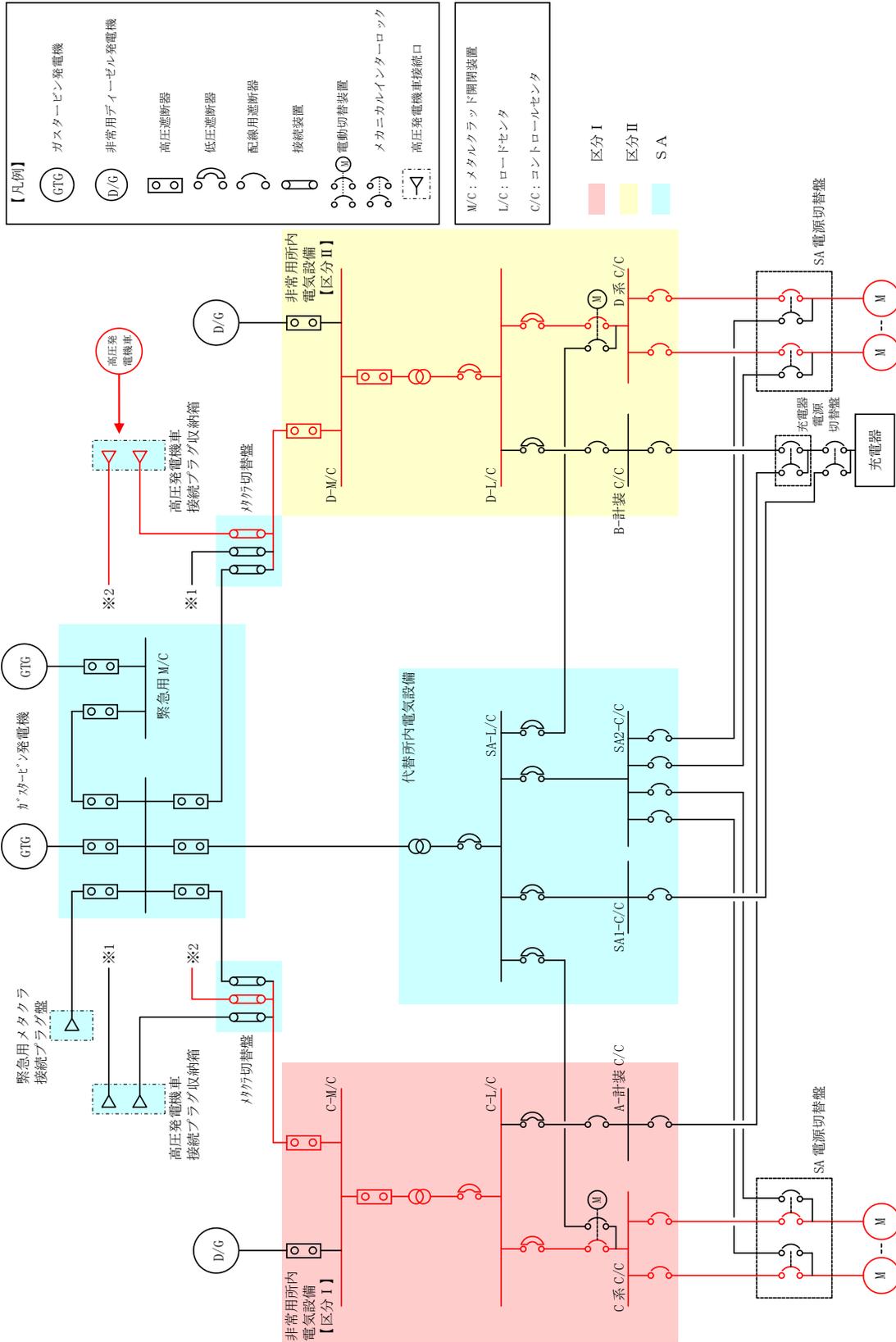
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-3

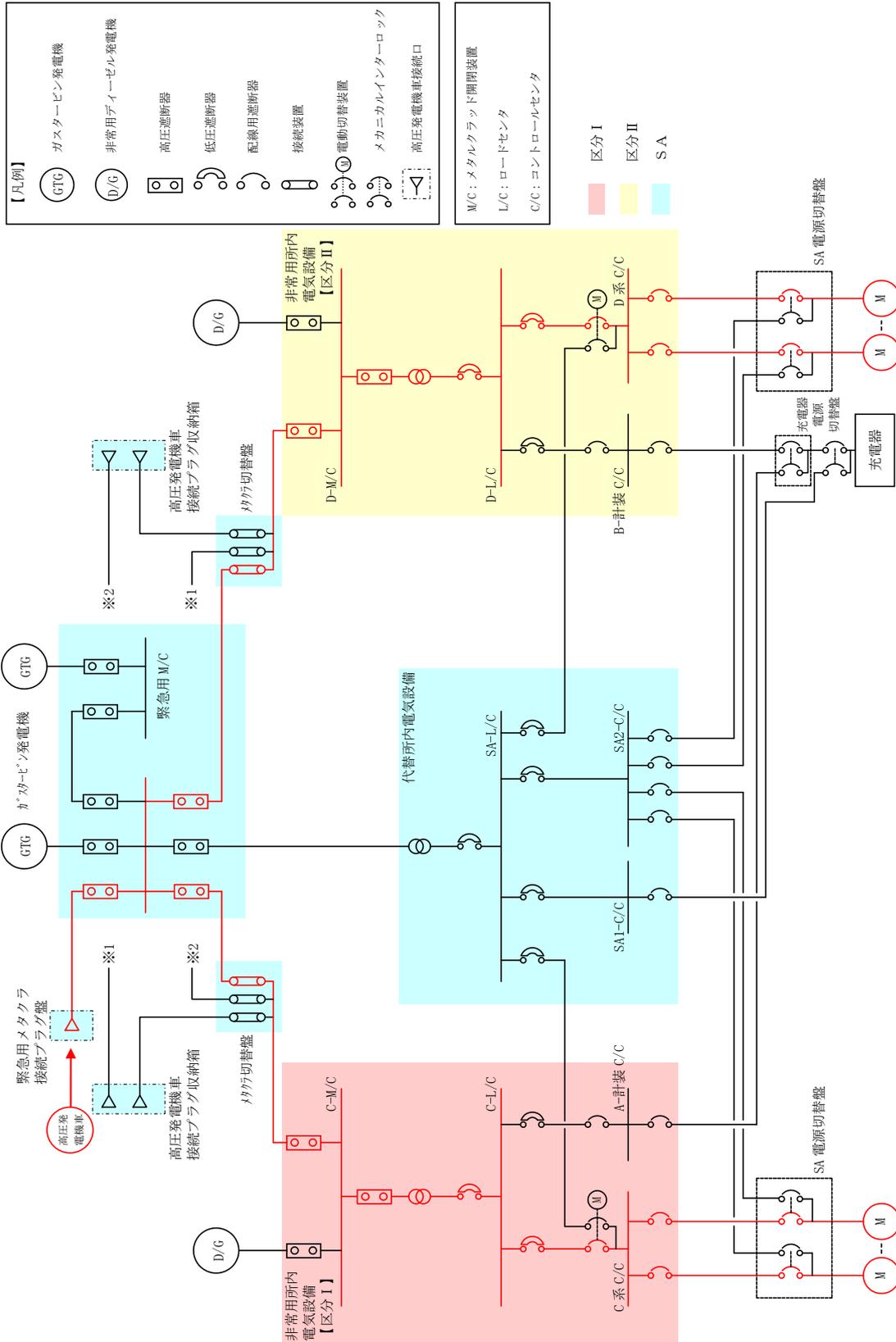
系 統 図



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 (原子炉建物西側)
 ～非常用高压母線C系及びD系)

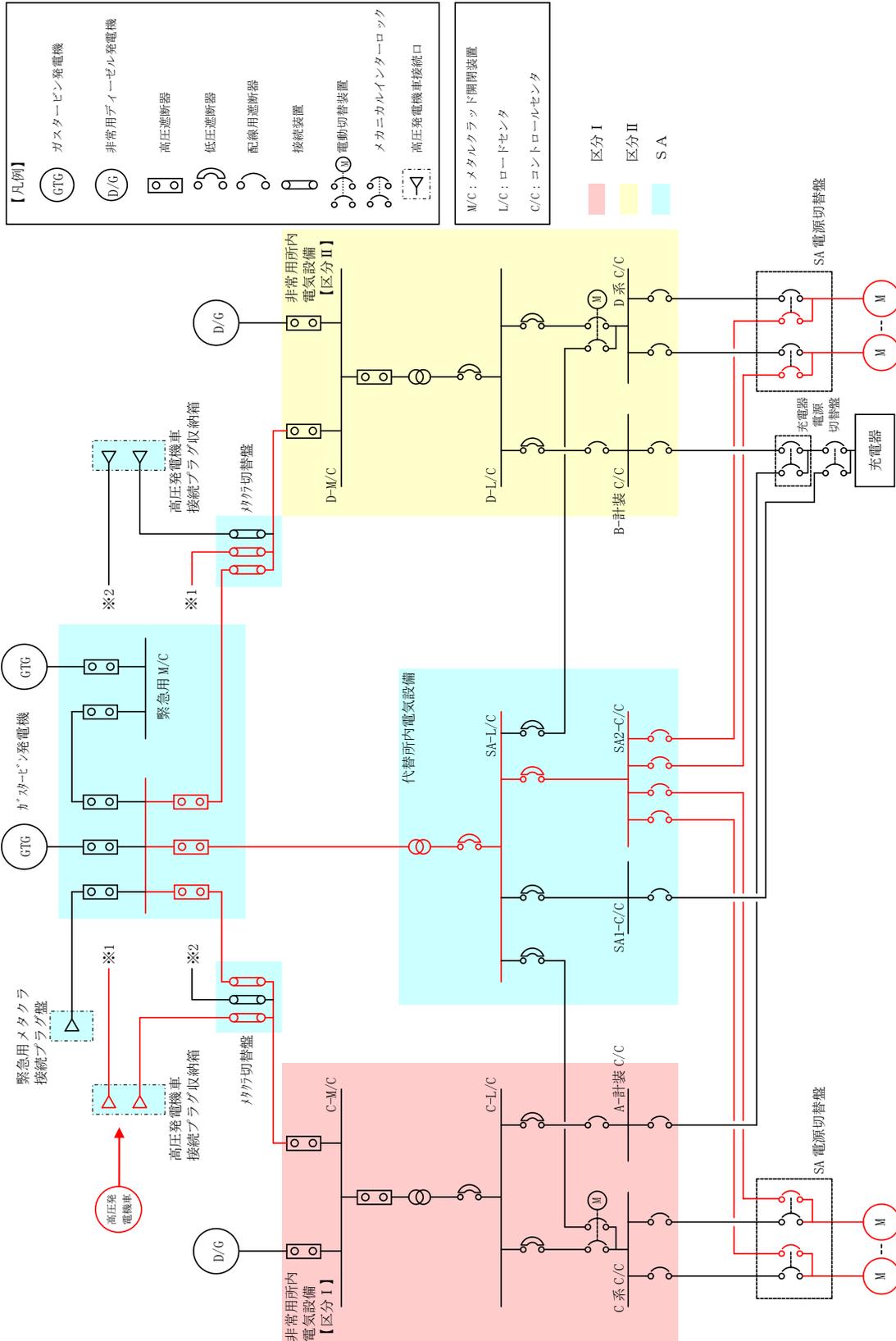


第 57-3-2 図 高压発電機車系統図
 (高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)
 ～非常用高压母線 C 系及び D 系)

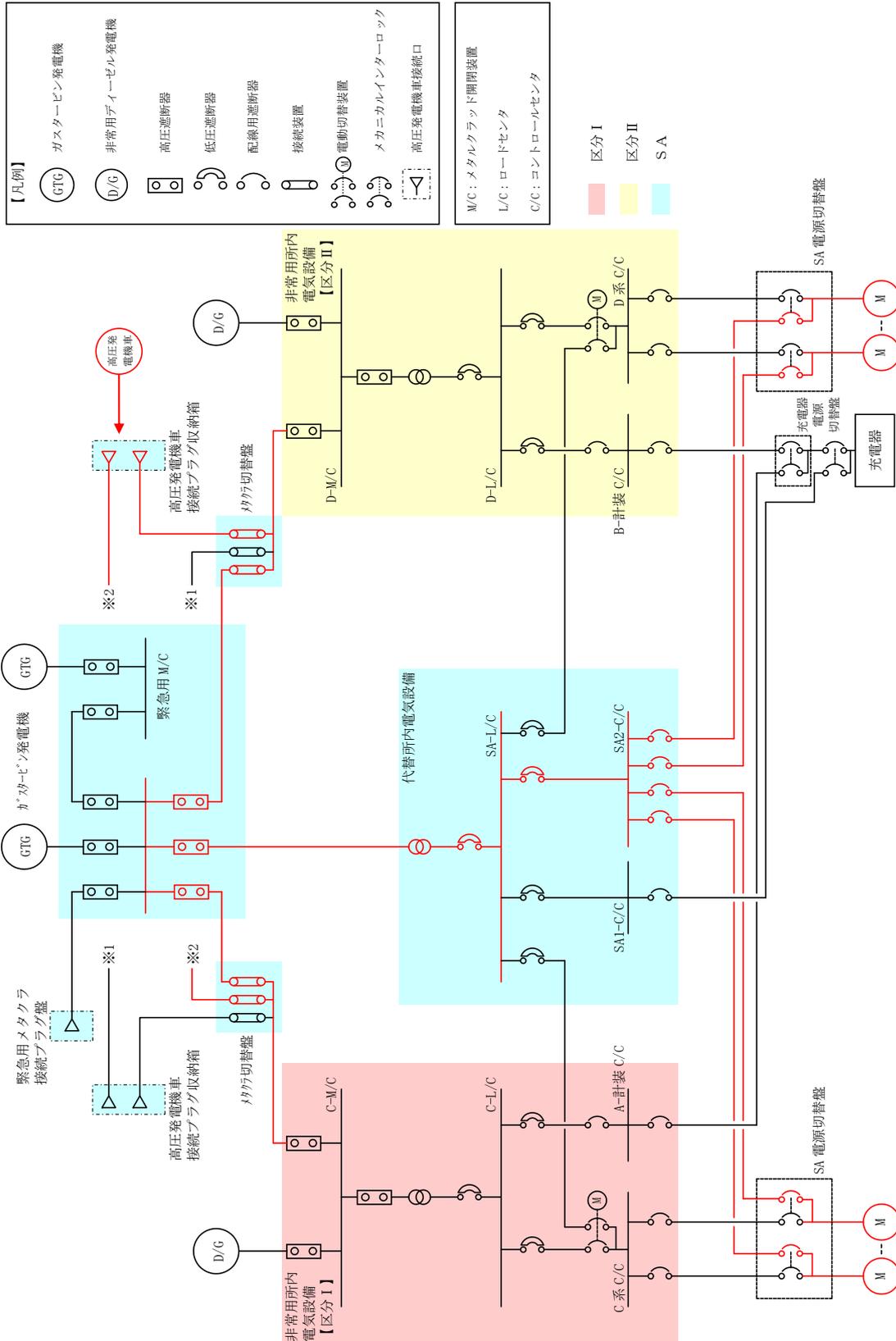


第 57-3-3 図 高圧発電機車系統図

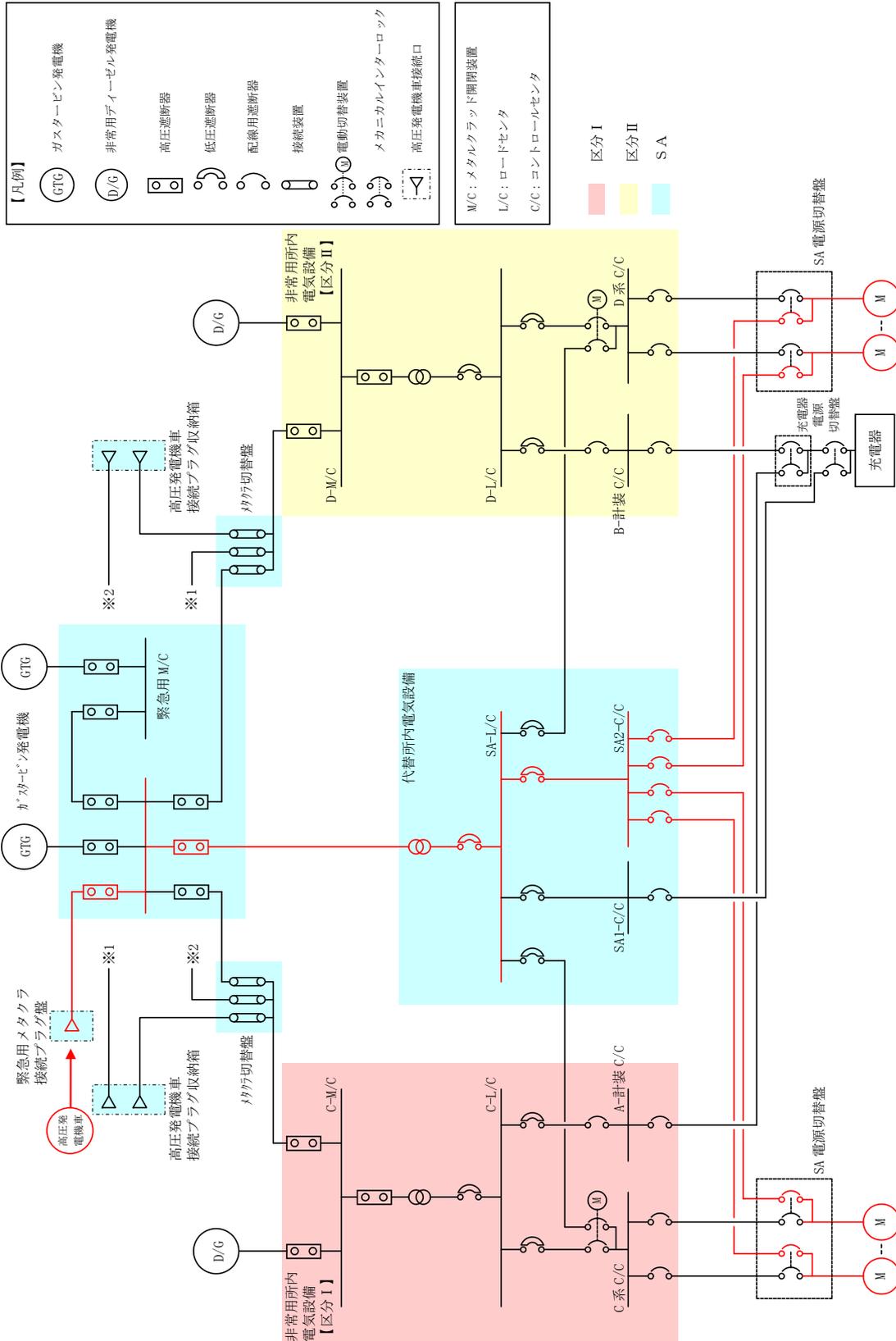
(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線 C 系及び D 系)



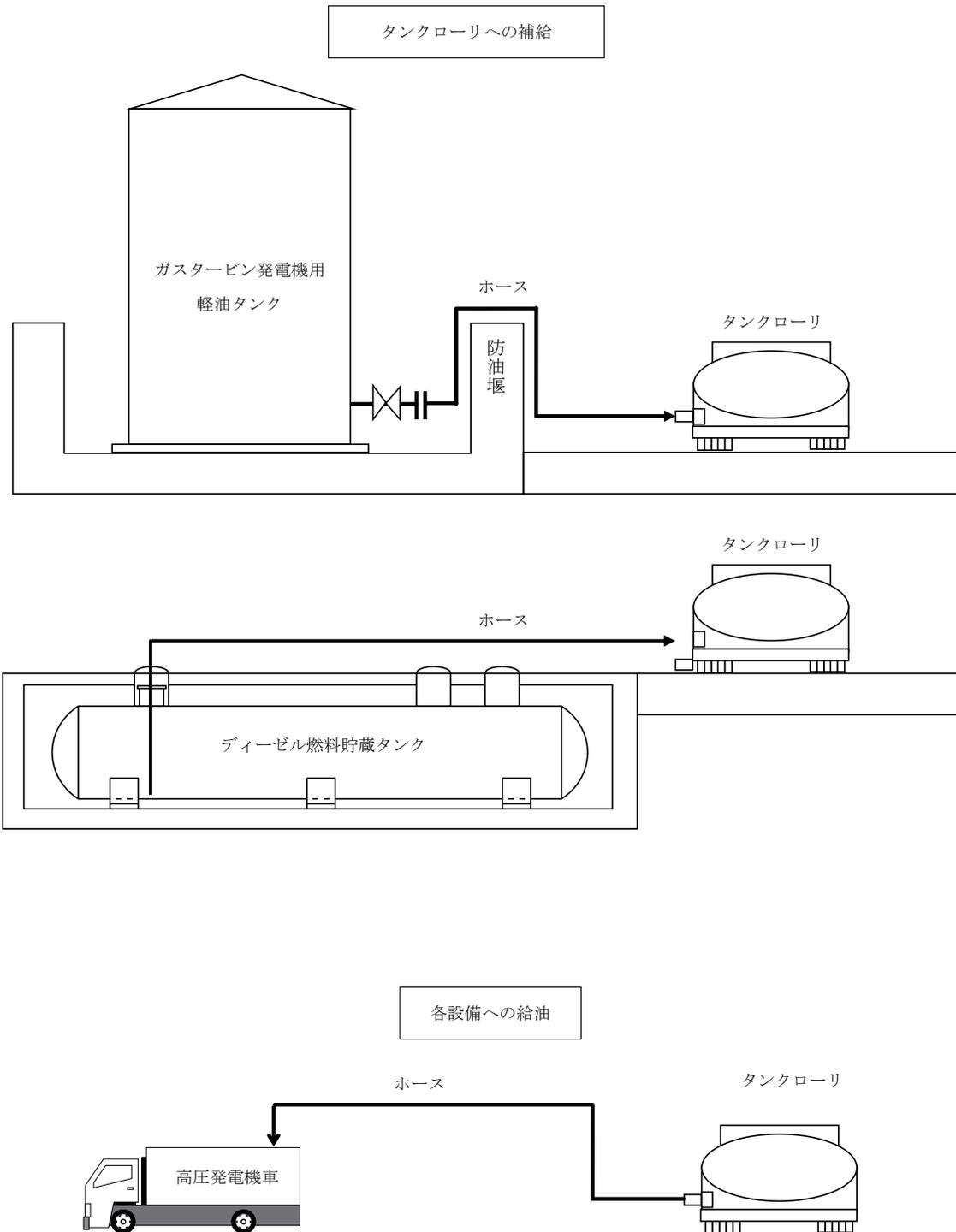
第 57-3-4 図 高圧発電機車系統図
 (高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)
 ～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ)



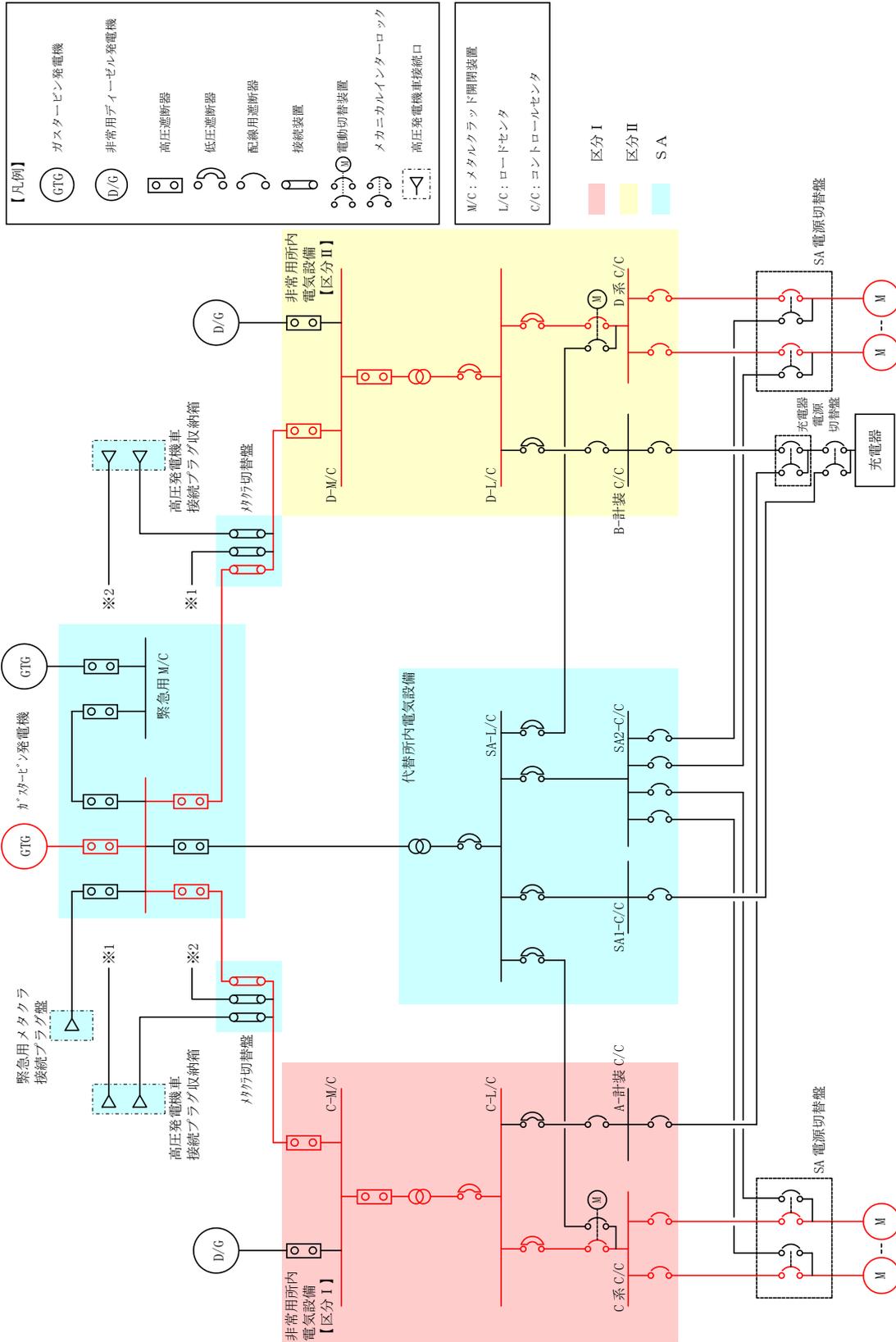
第 57-3-5 図 高压発電機車系統図
 (高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)
 ～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ)



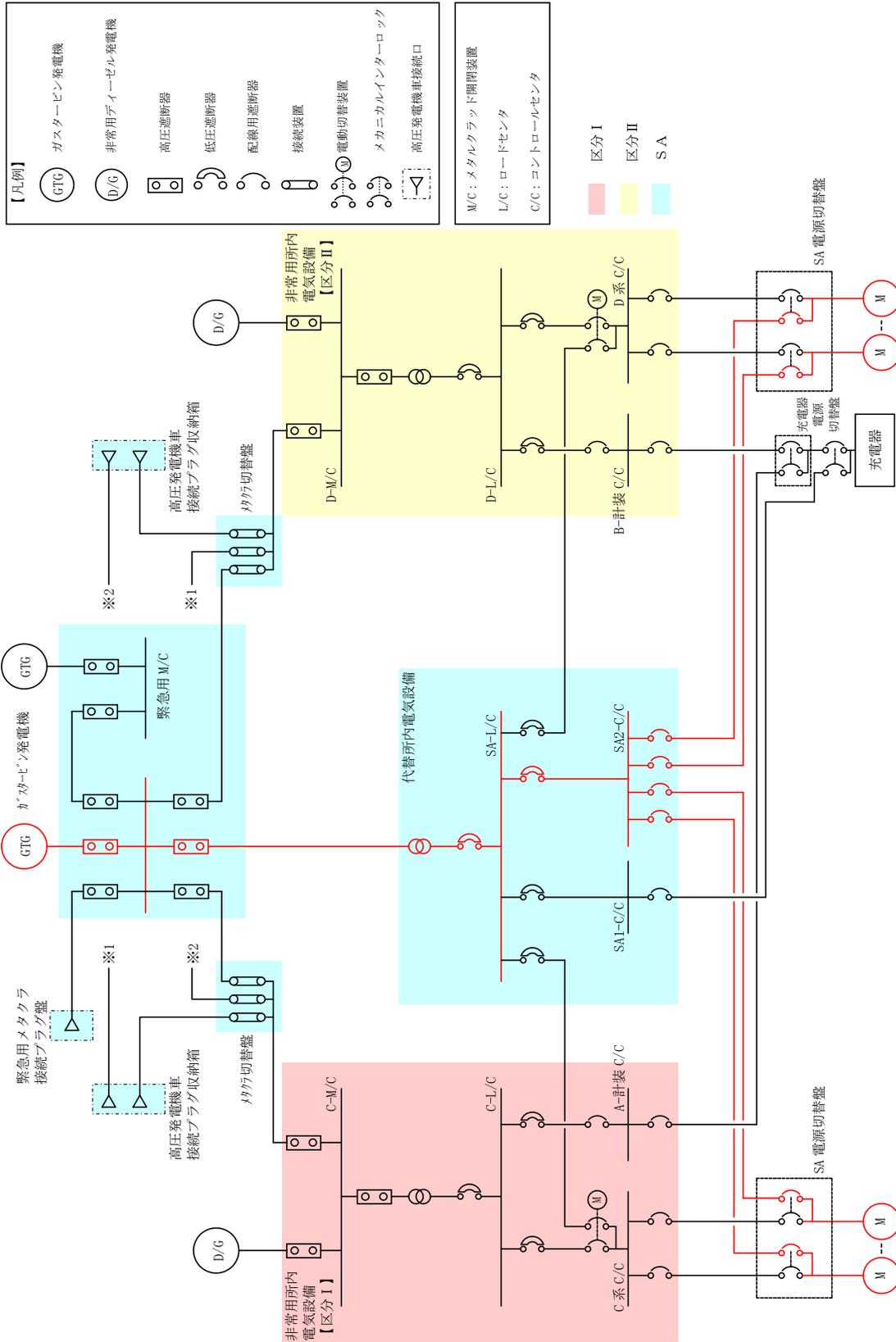
第 57-3-6 図 高圧発電機車系統図
 (高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤
 ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ)



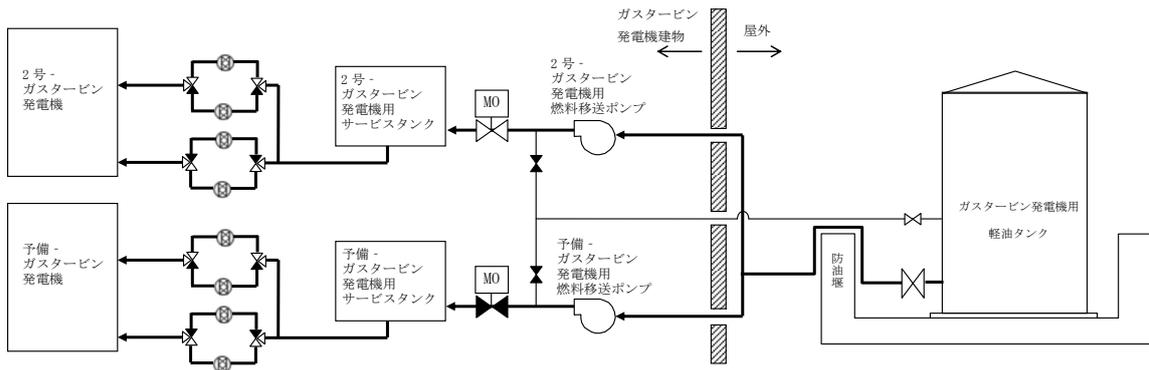
第 57-3-7 図 可搬型代替交流電源設備系統概要図 (燃料系統)



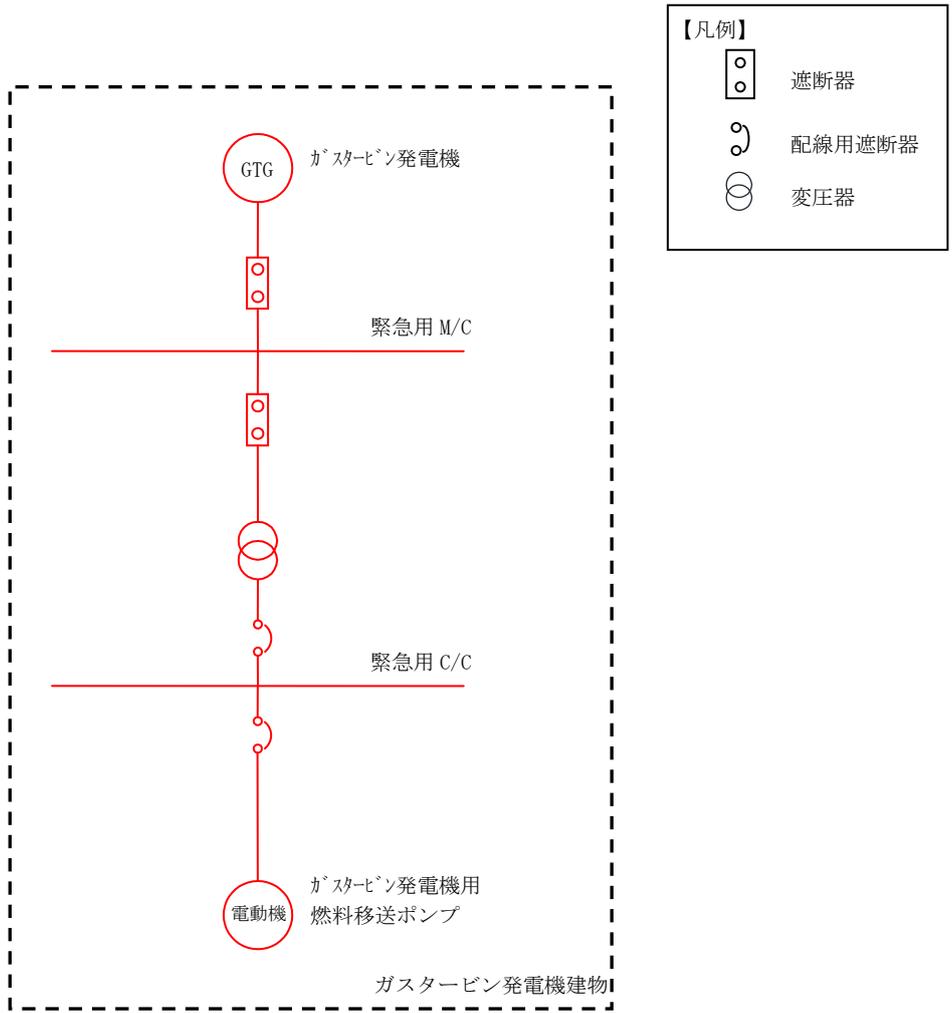
第 57-3-8 図 ガスタービン発電機系統図
(ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD係に供給)



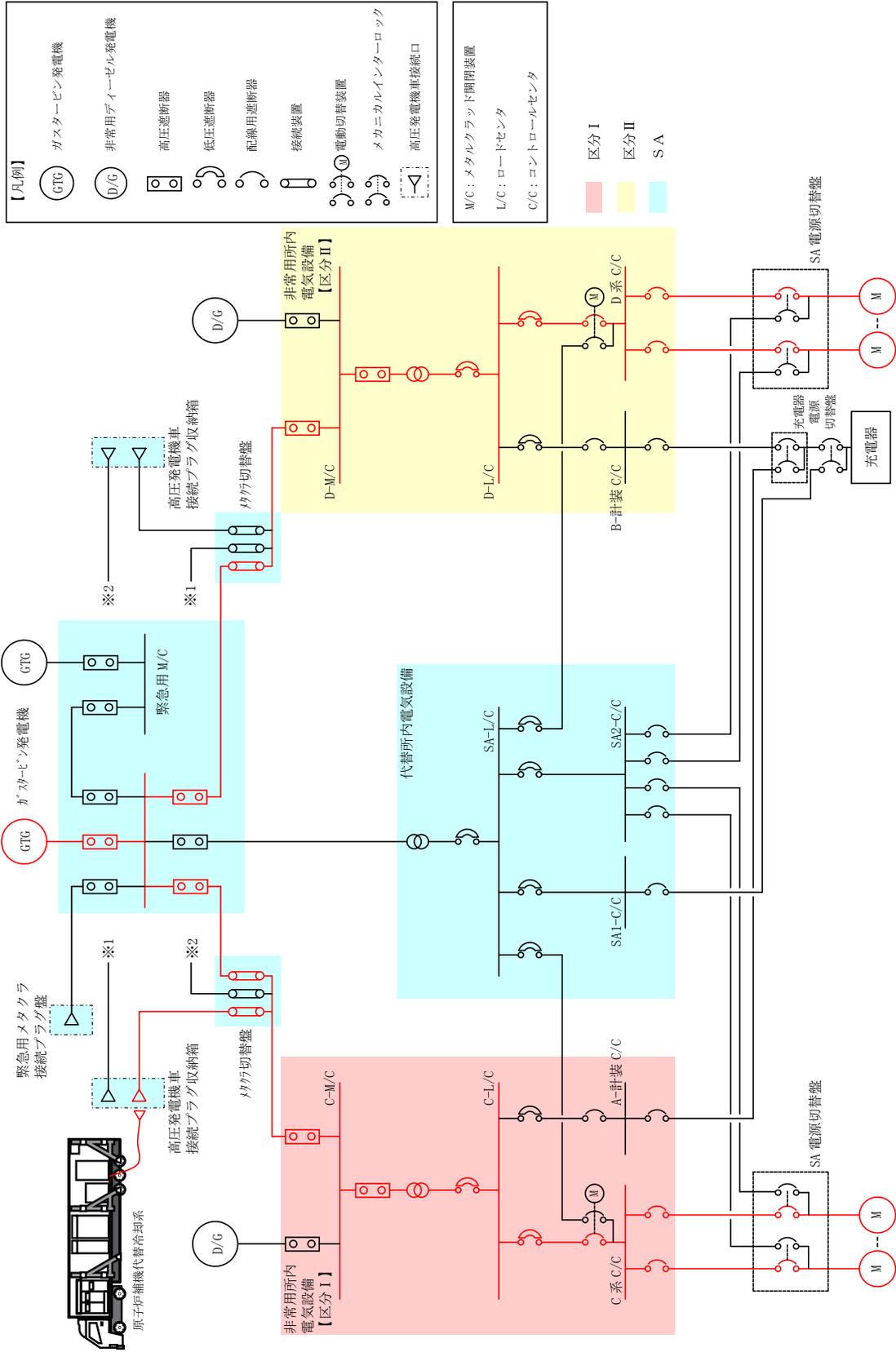
第 57-3-9 図 ガスタービン発電機系統図
(ガスタービン発電機～SA1 コントロールセンタ及びSA2 コントロールセンタ)



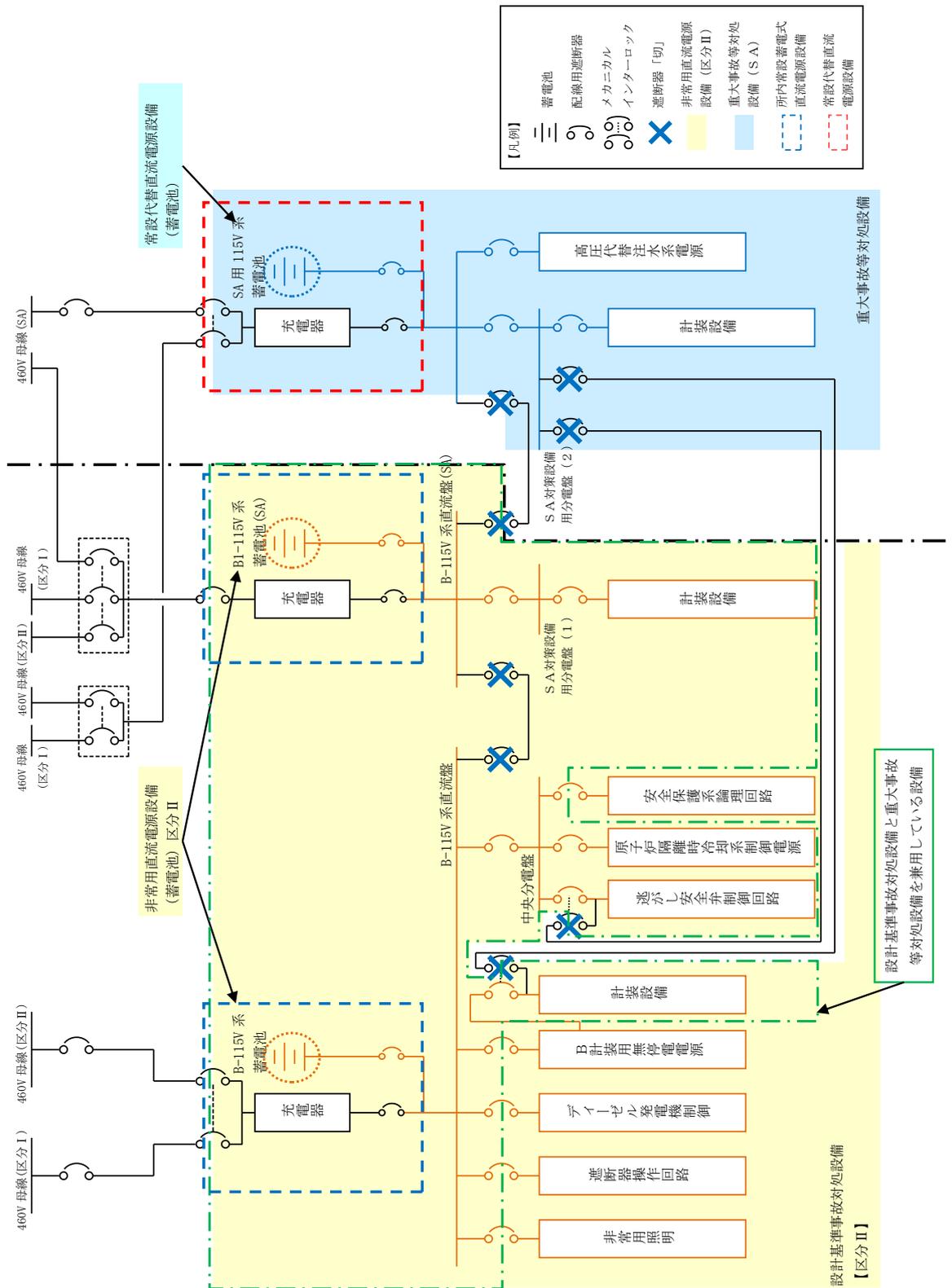
第 57-3-10 図 ガスタービン発電機燃料系統図



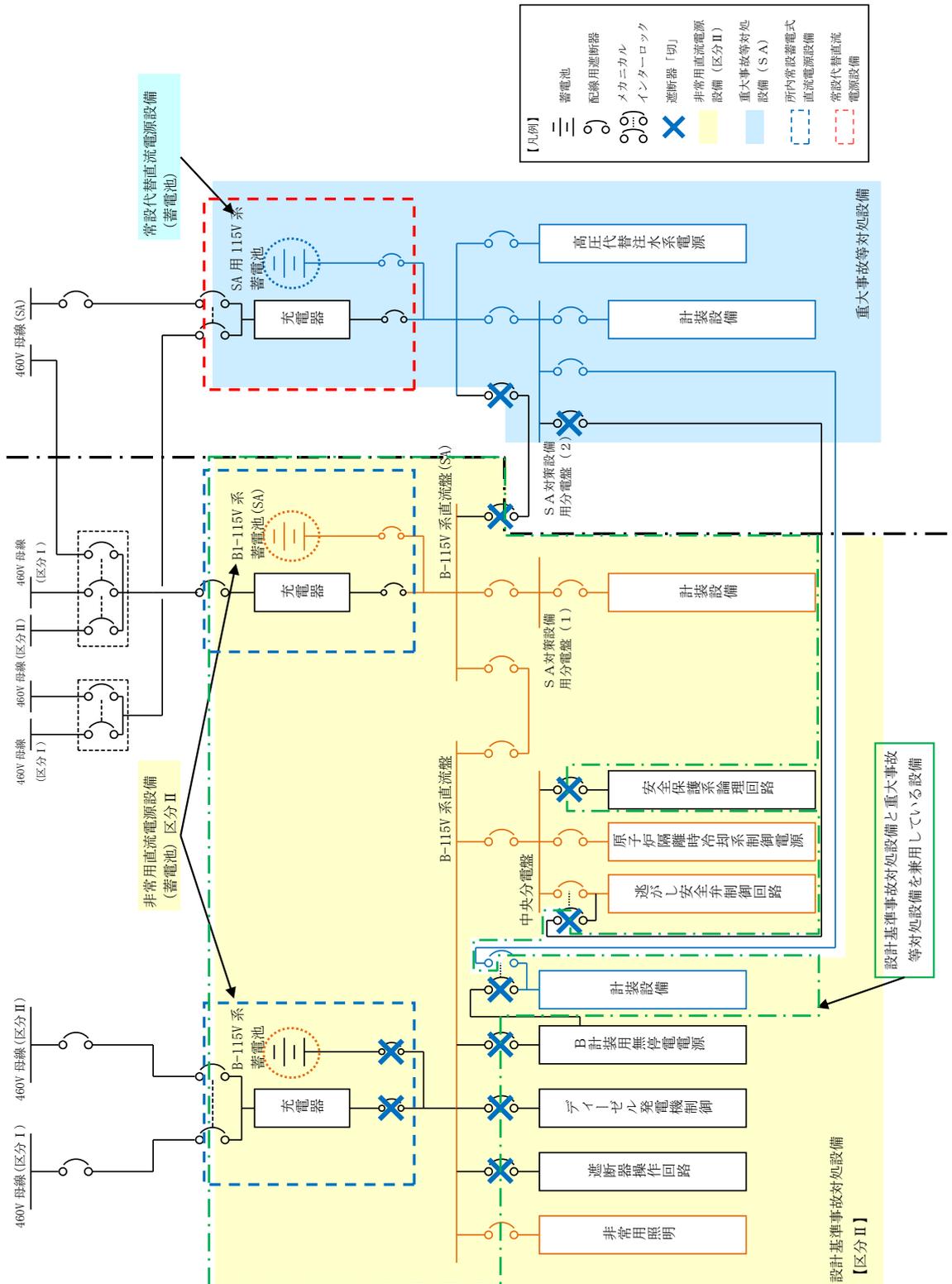
第 57-3-11 図 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ電源系統図



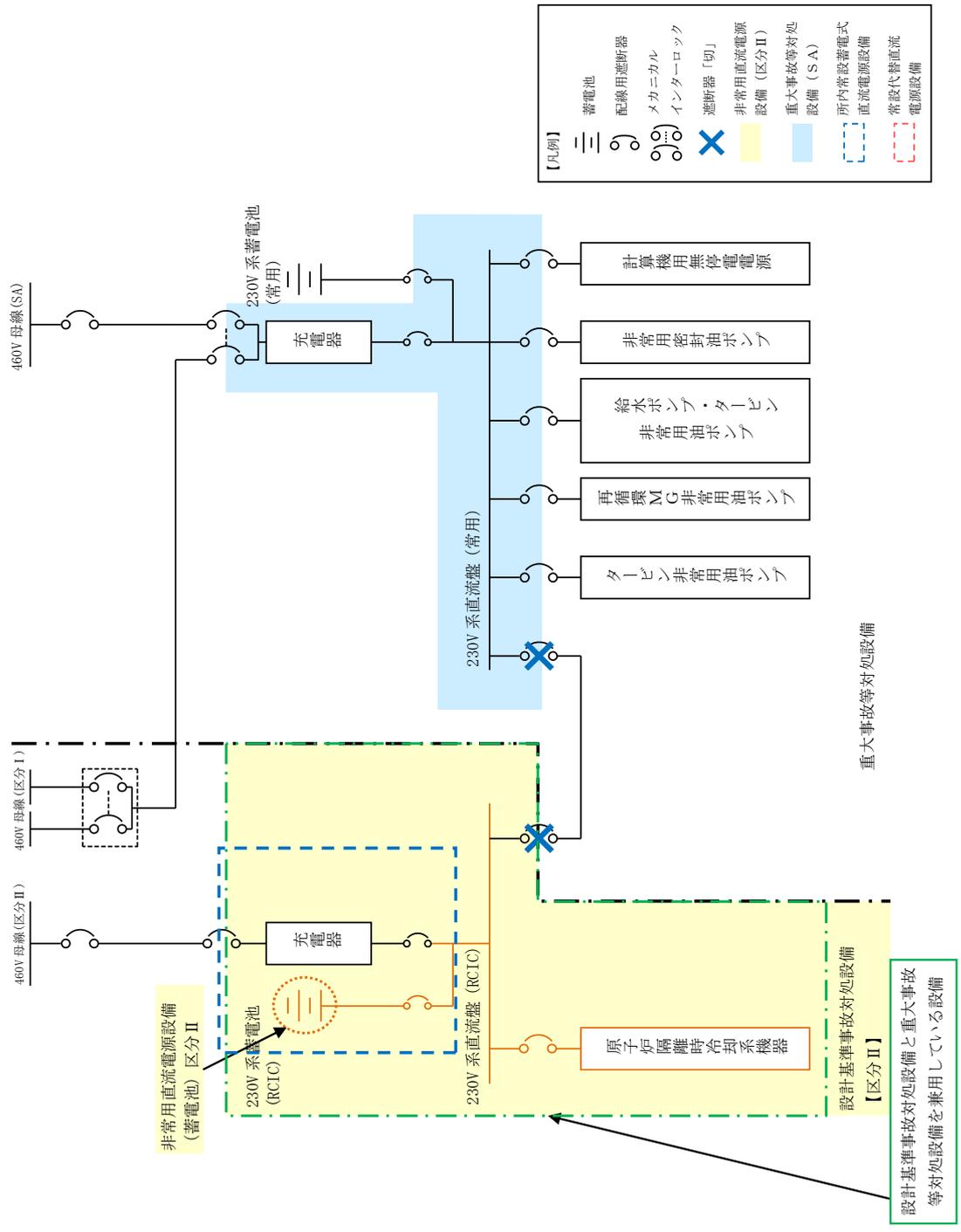
第 57-3-12 図 原子炉補機代替冷却系系統図



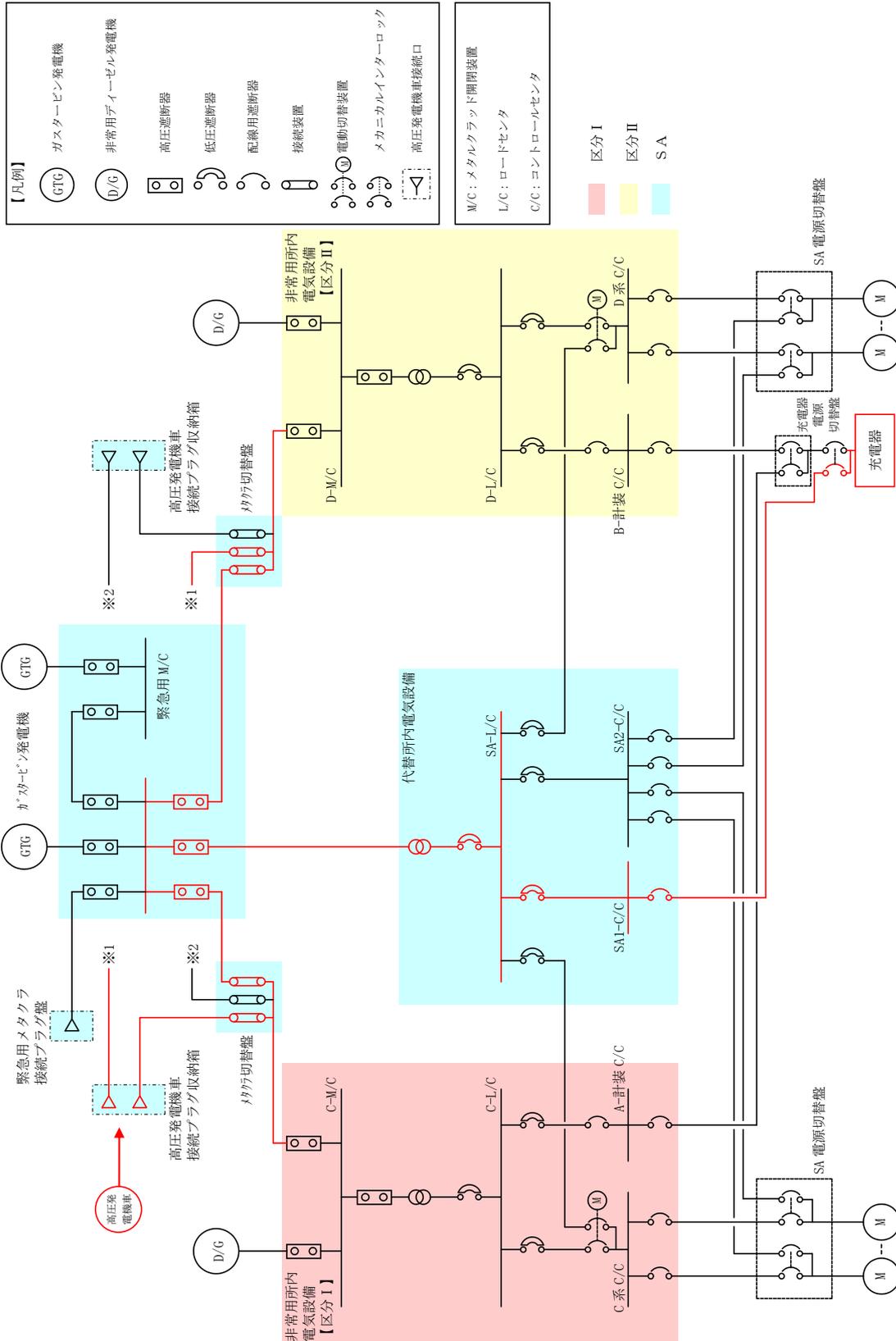
第 57-3-13 図 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (直流 115V 系蓄電池)
 (全交流動力電源喪失直後～8 時間)



第 57-3-14 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)

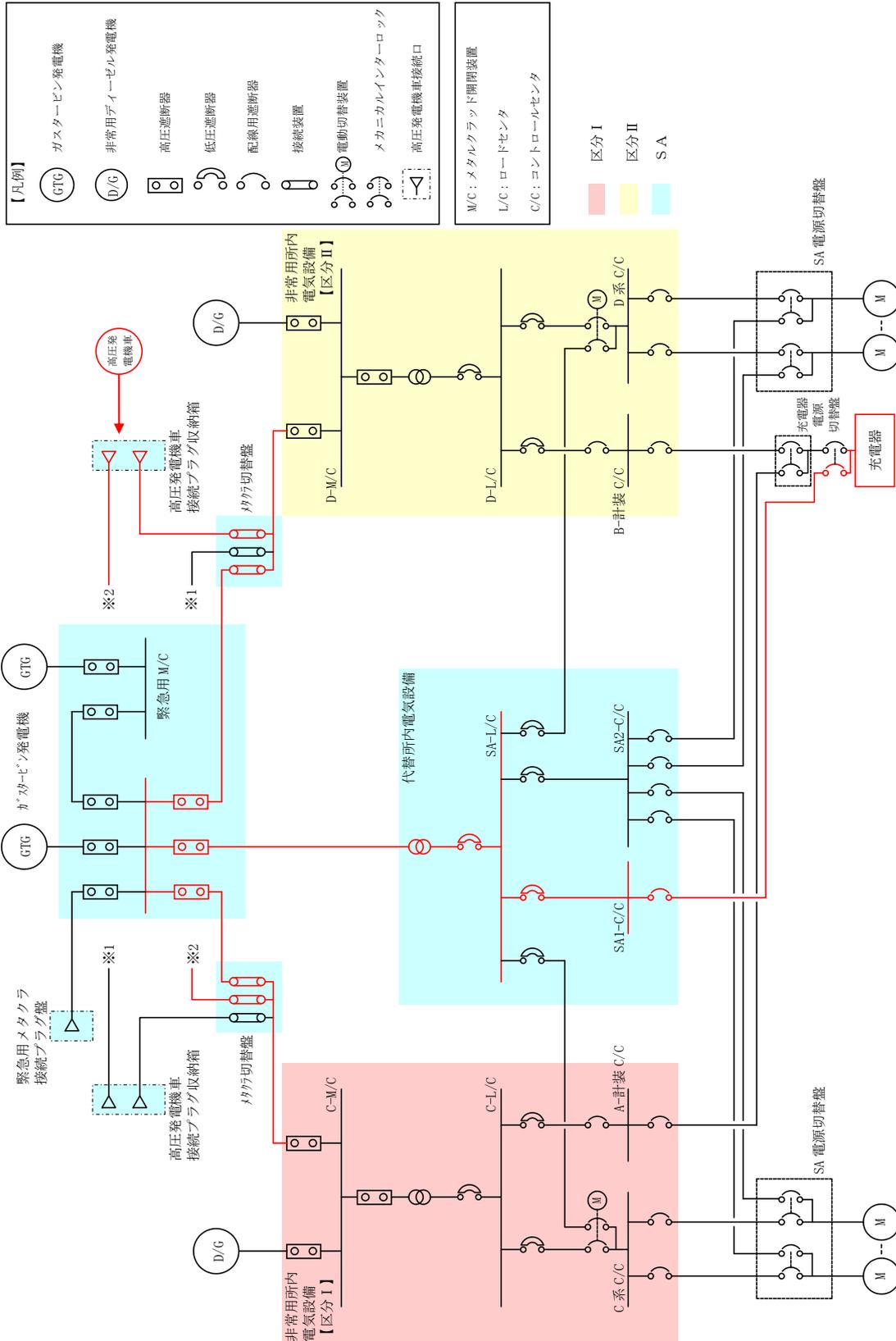


第 57-3-15 図 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (直流 230V 系蓄電池)
(全交流動力電源喪失直後～24 時間後)



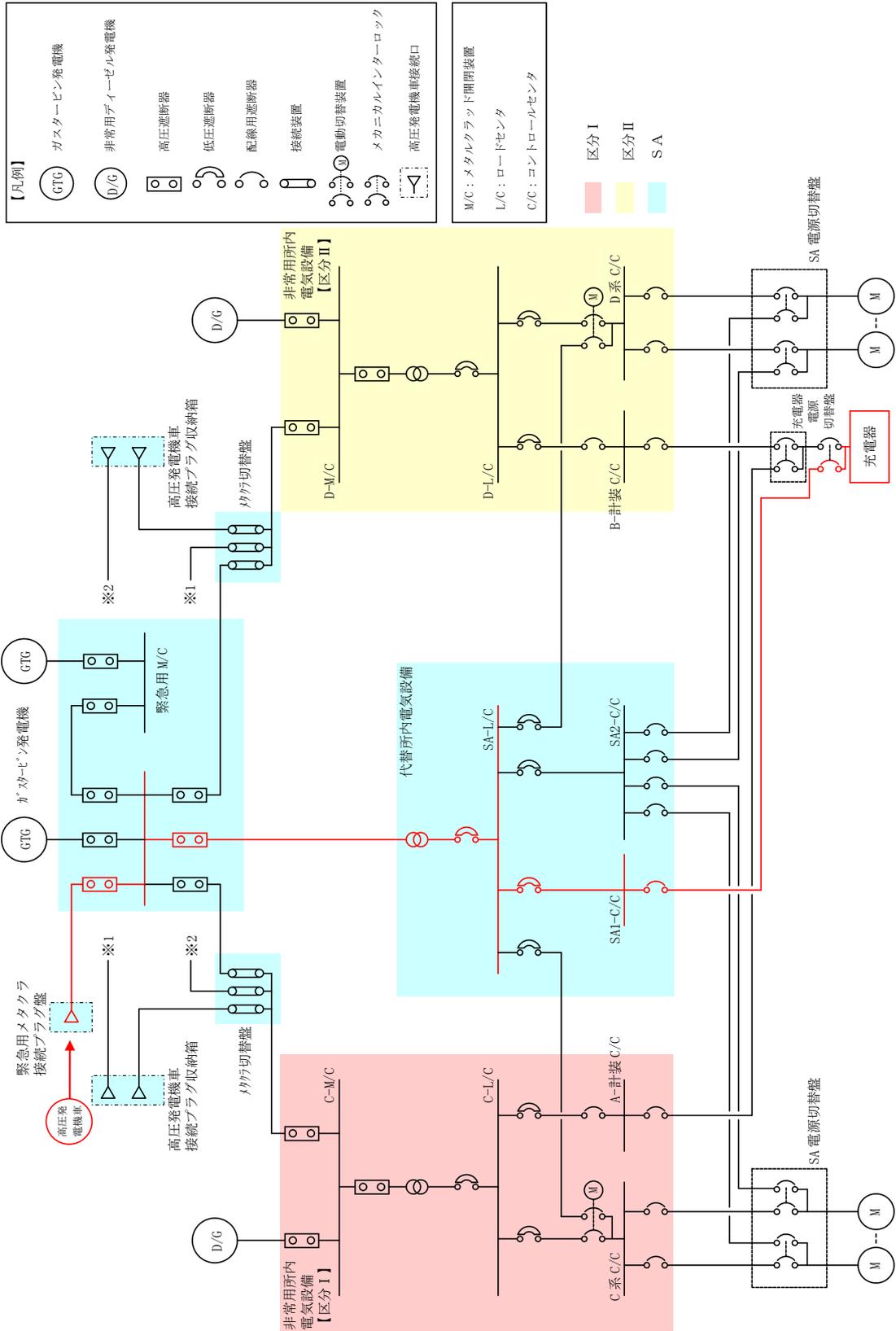
第 57-3-16 図 可搬型直流電源設備系統図

(高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西侧) ～
 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 57-3-17 図 可搬型直流電源設備系統図

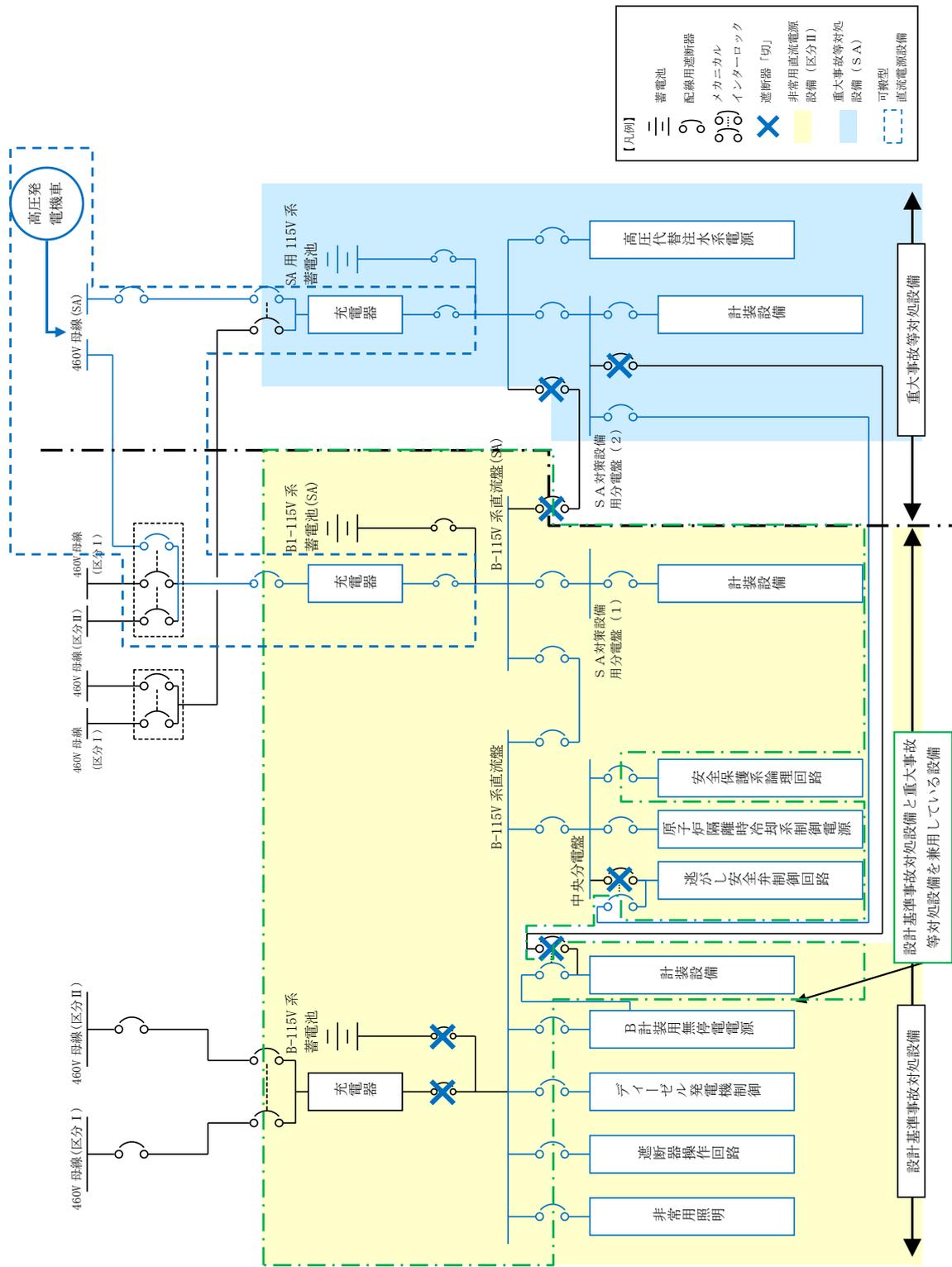
(高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～
 充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (S A), S A 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常
 用))



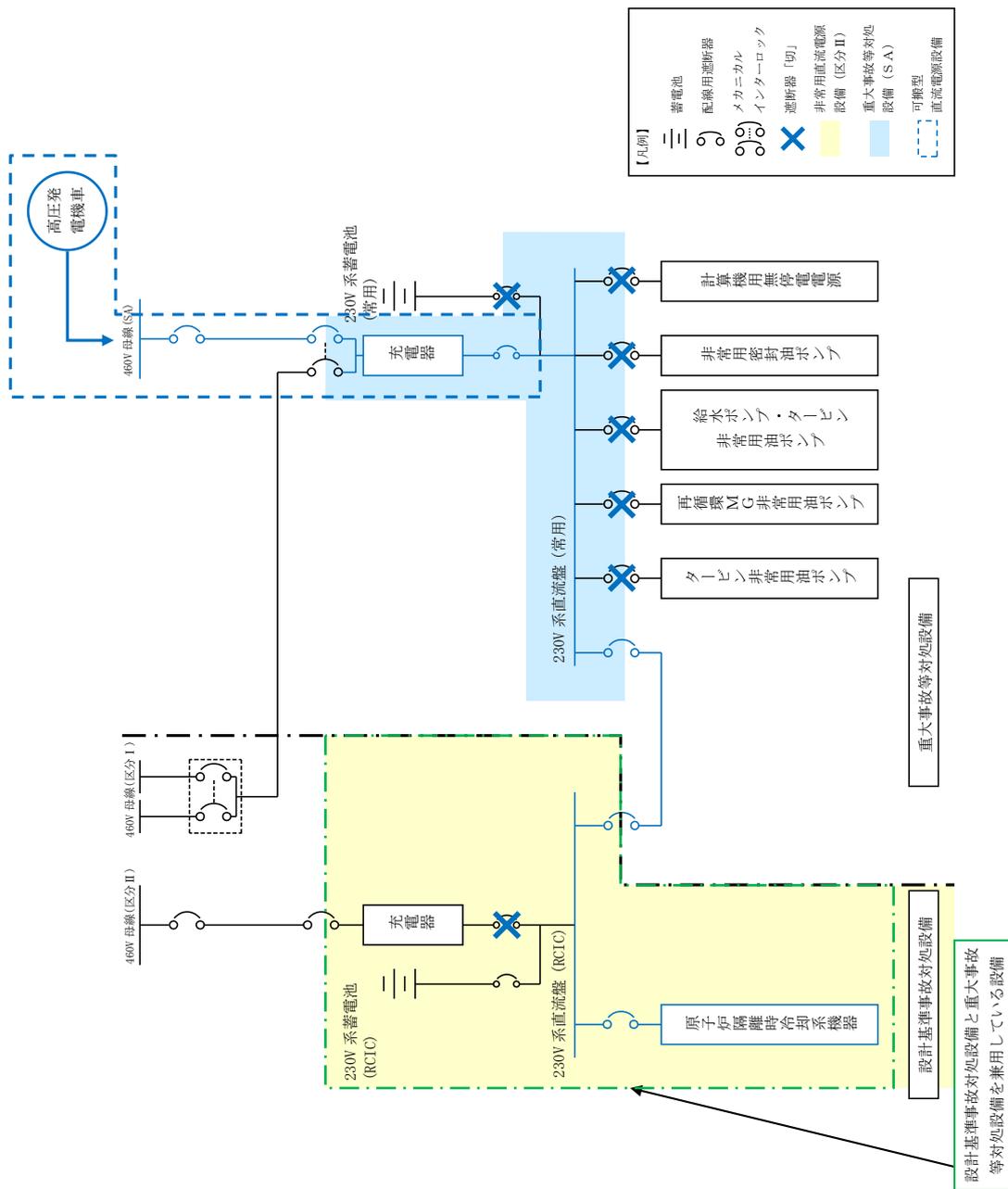
第 57-3-18 図 可搬型直流電源設備系統図

(高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～

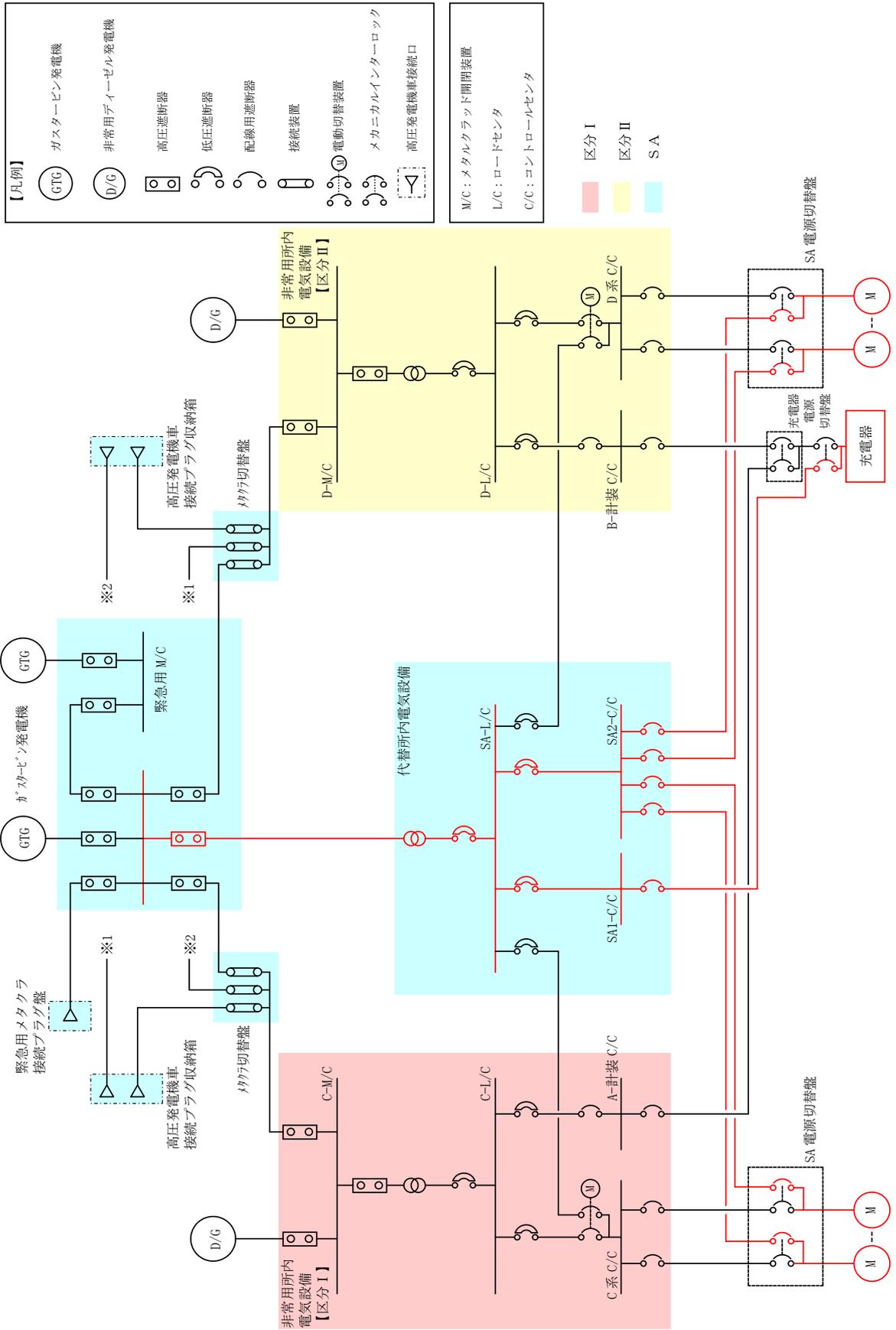
充電器 (B 1 - 115V 系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器, 230V 系充電器 (常用))



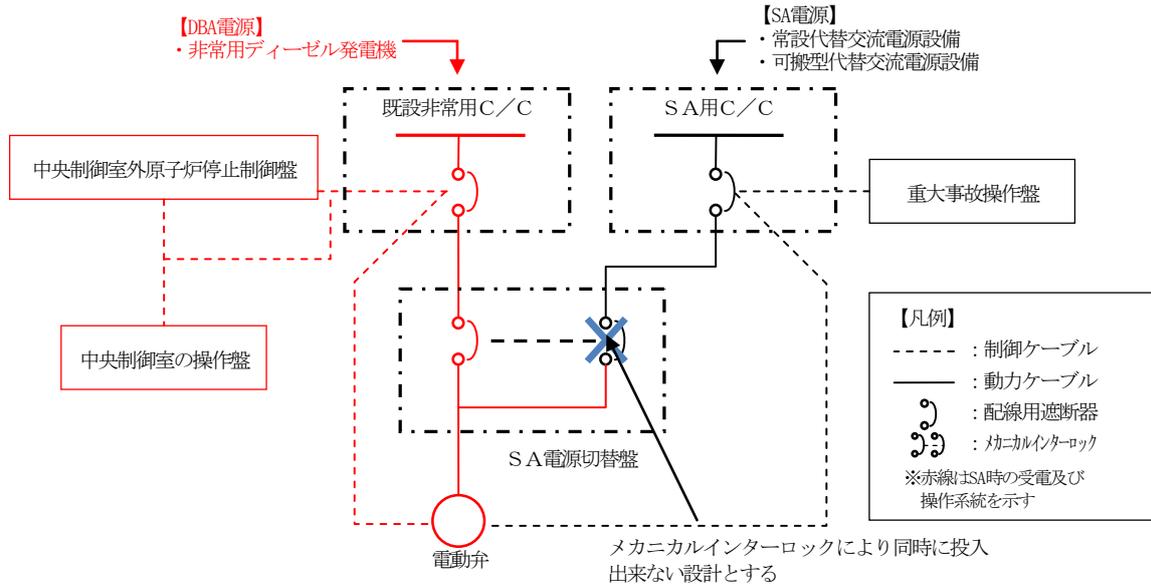
第 57-3-19 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 115V 系統)



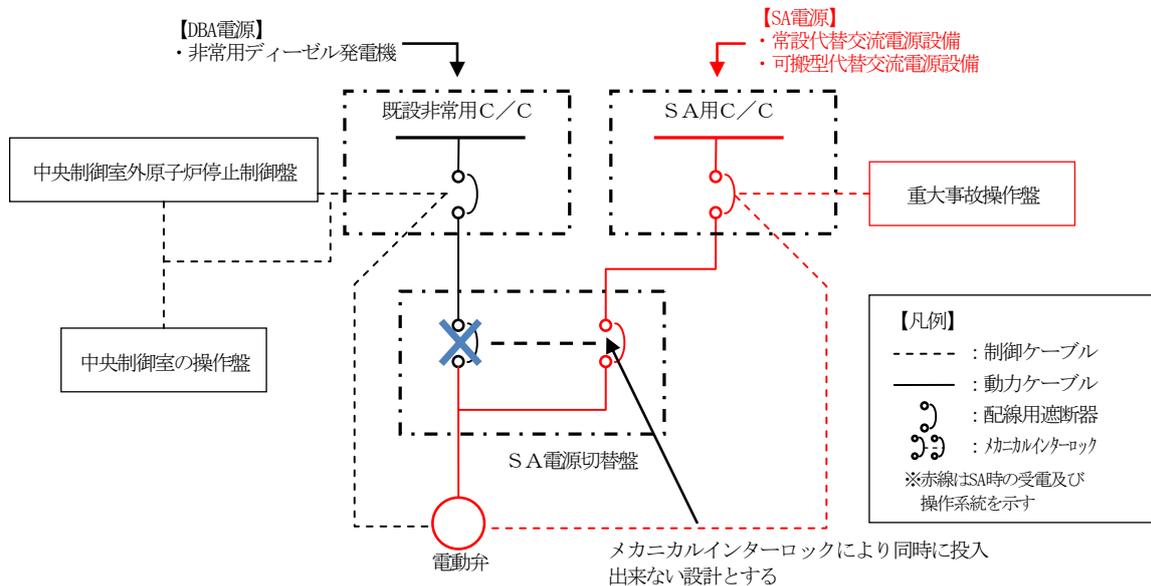
第 57-3-20 図 可搬型直流電源設備系統図 (直流 230V 系統)



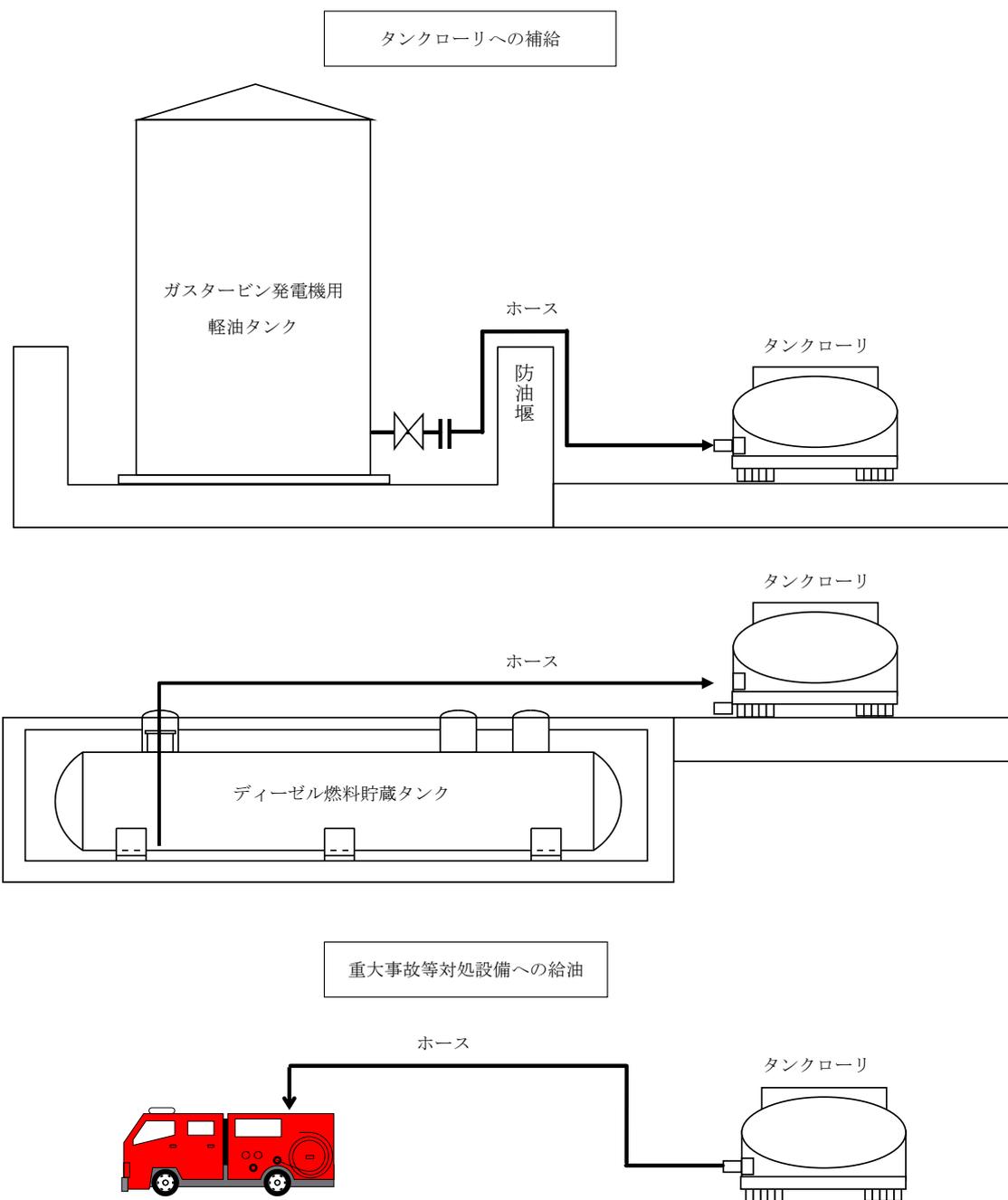
第 57-3-21 図 代替所内電気設備系統図



第 57-3-22 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)



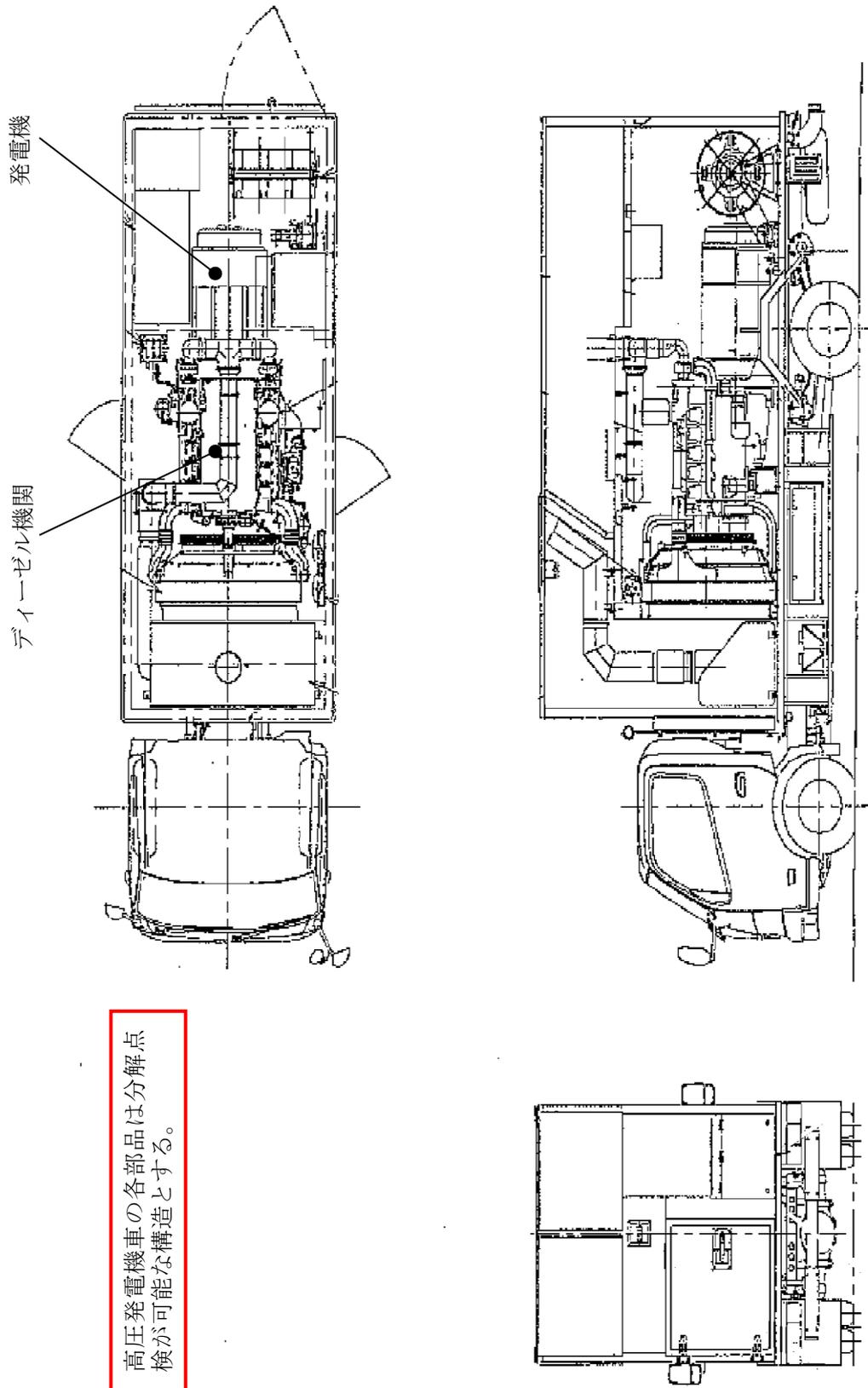
第 57-3-23 図 代替所内電気設備制御回路系統図
(SA用C/Cからの電源供給時)



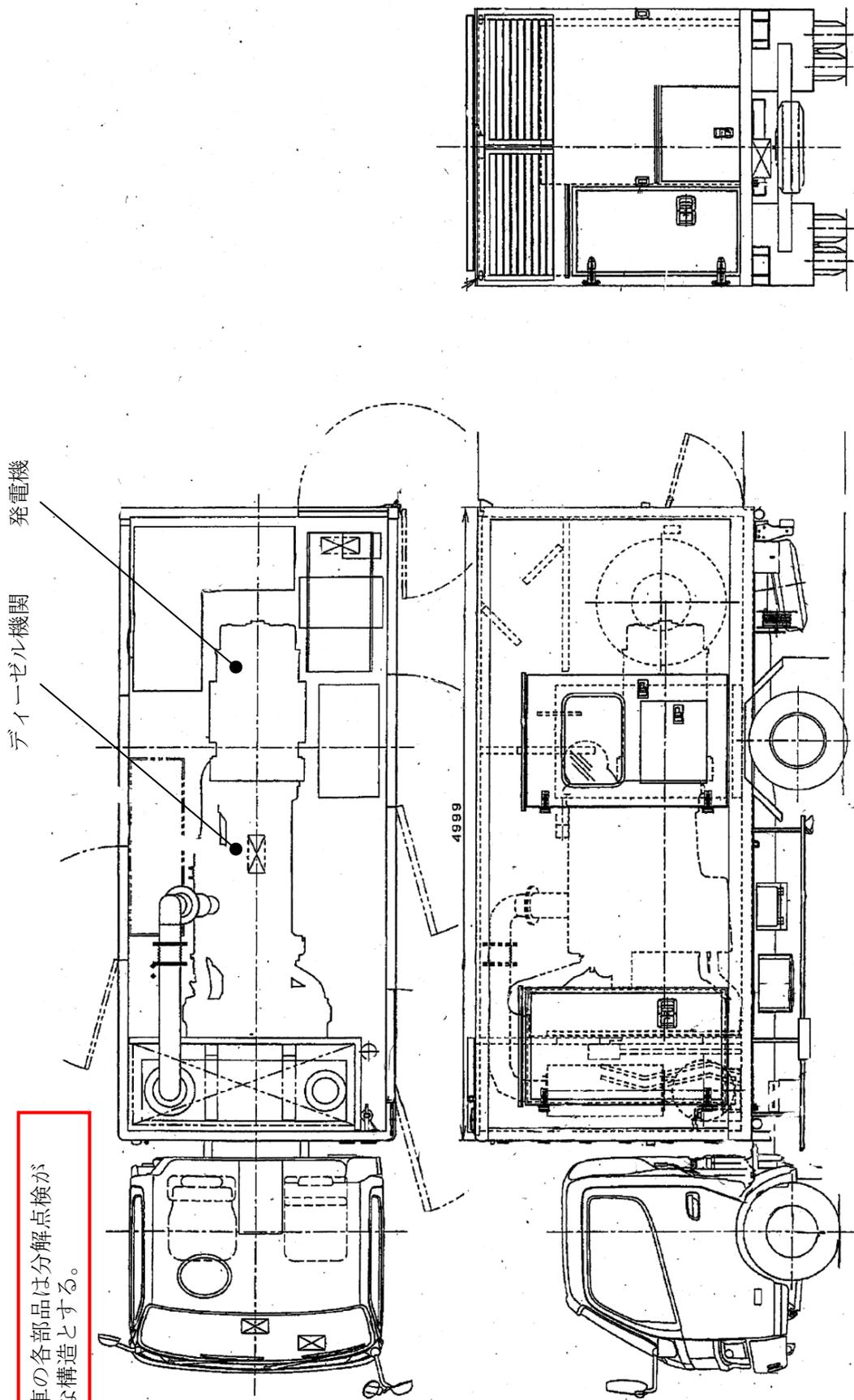
第 57-3-24 図 燃料補給設備系統図

57-4

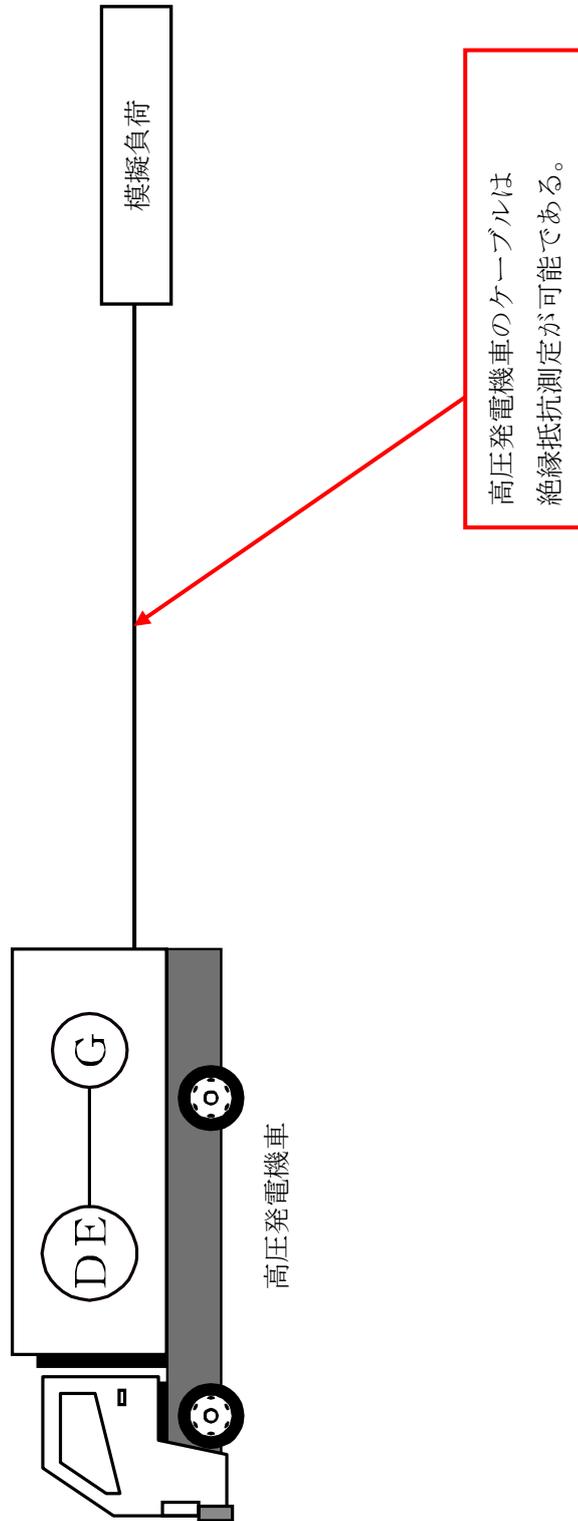
試験及び検査



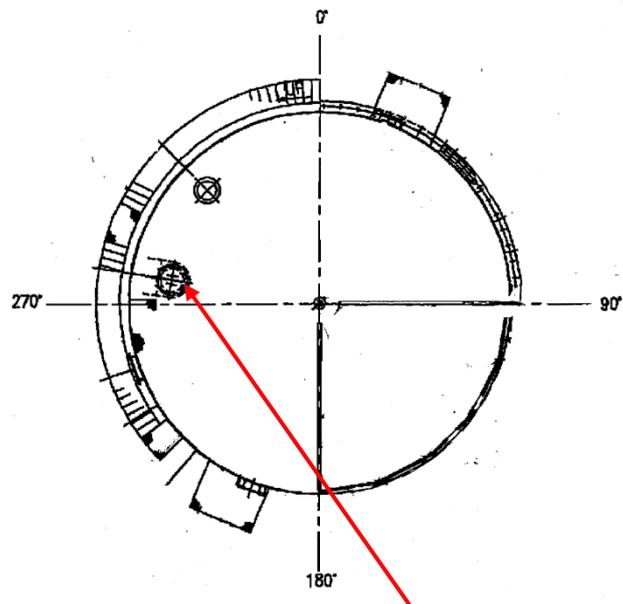
第 57-4-1 図 高圧発電機車構造図



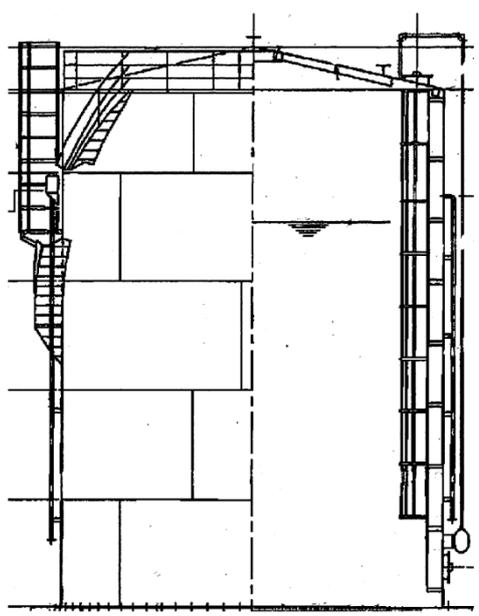
第 57-4-2 図 高圧発電機車構造図



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

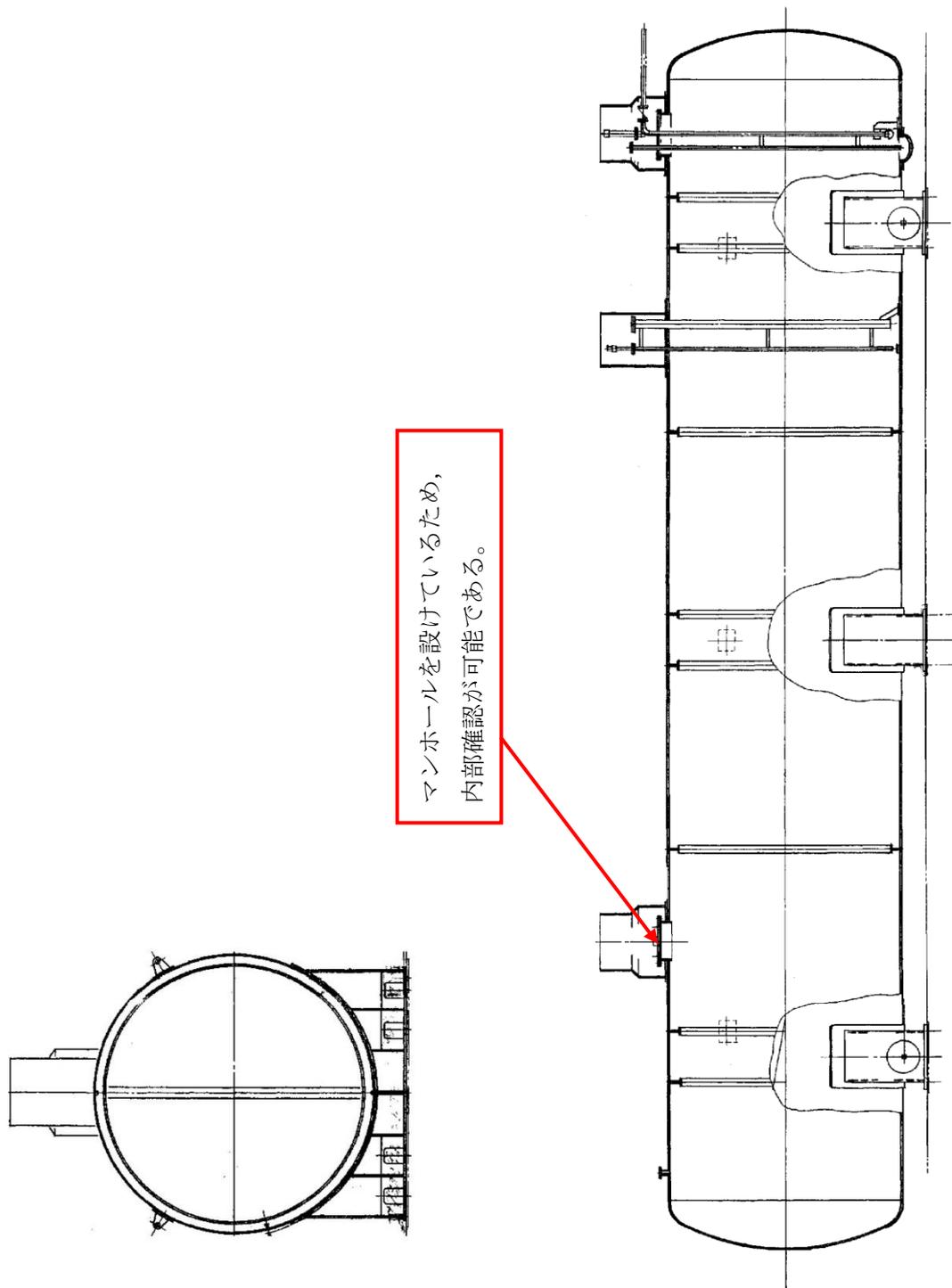


図 57-4-5 ディーゼル燃料所像タンク構造図
(A-ディーゼル燃料貯蔵タンク, HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

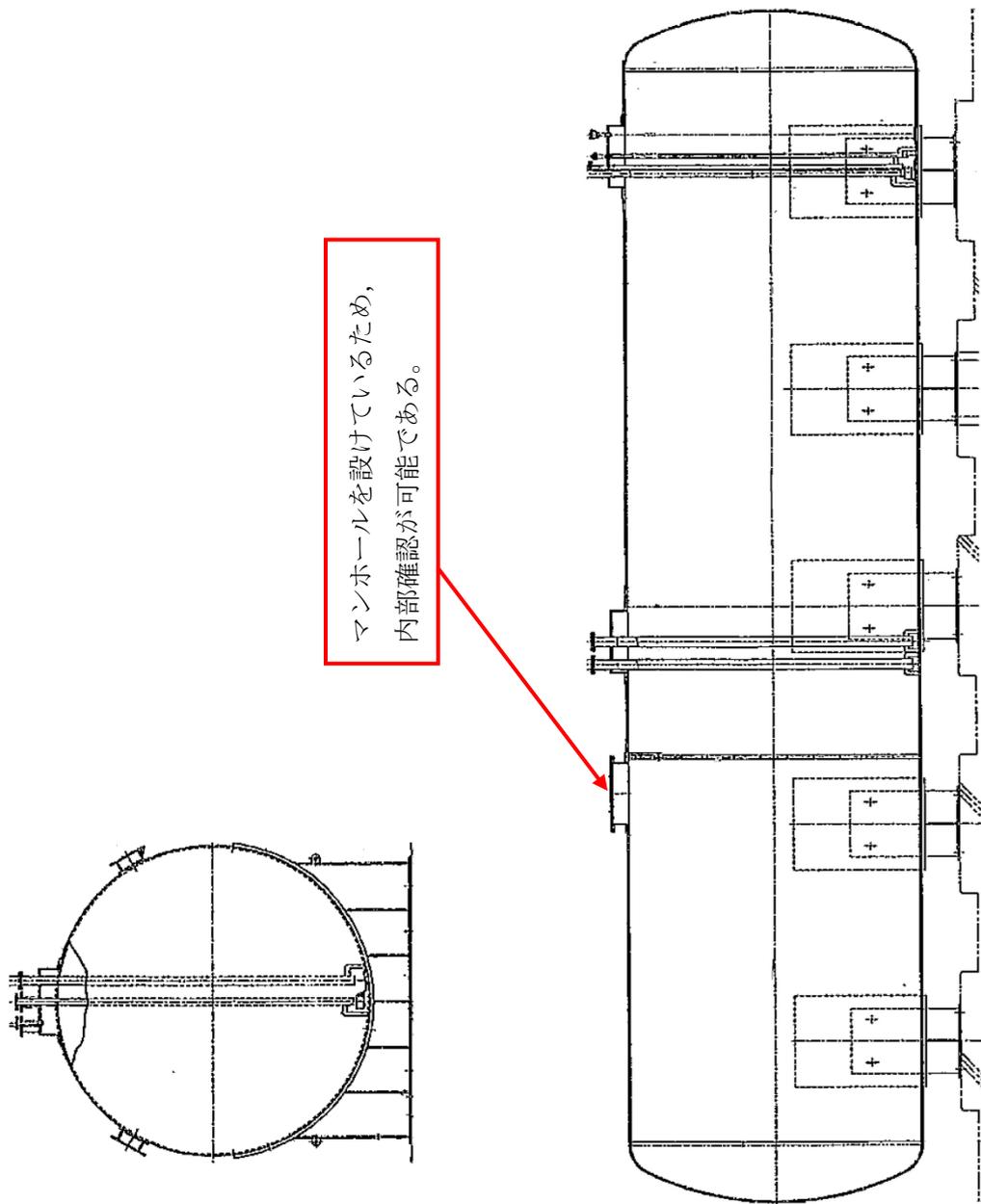
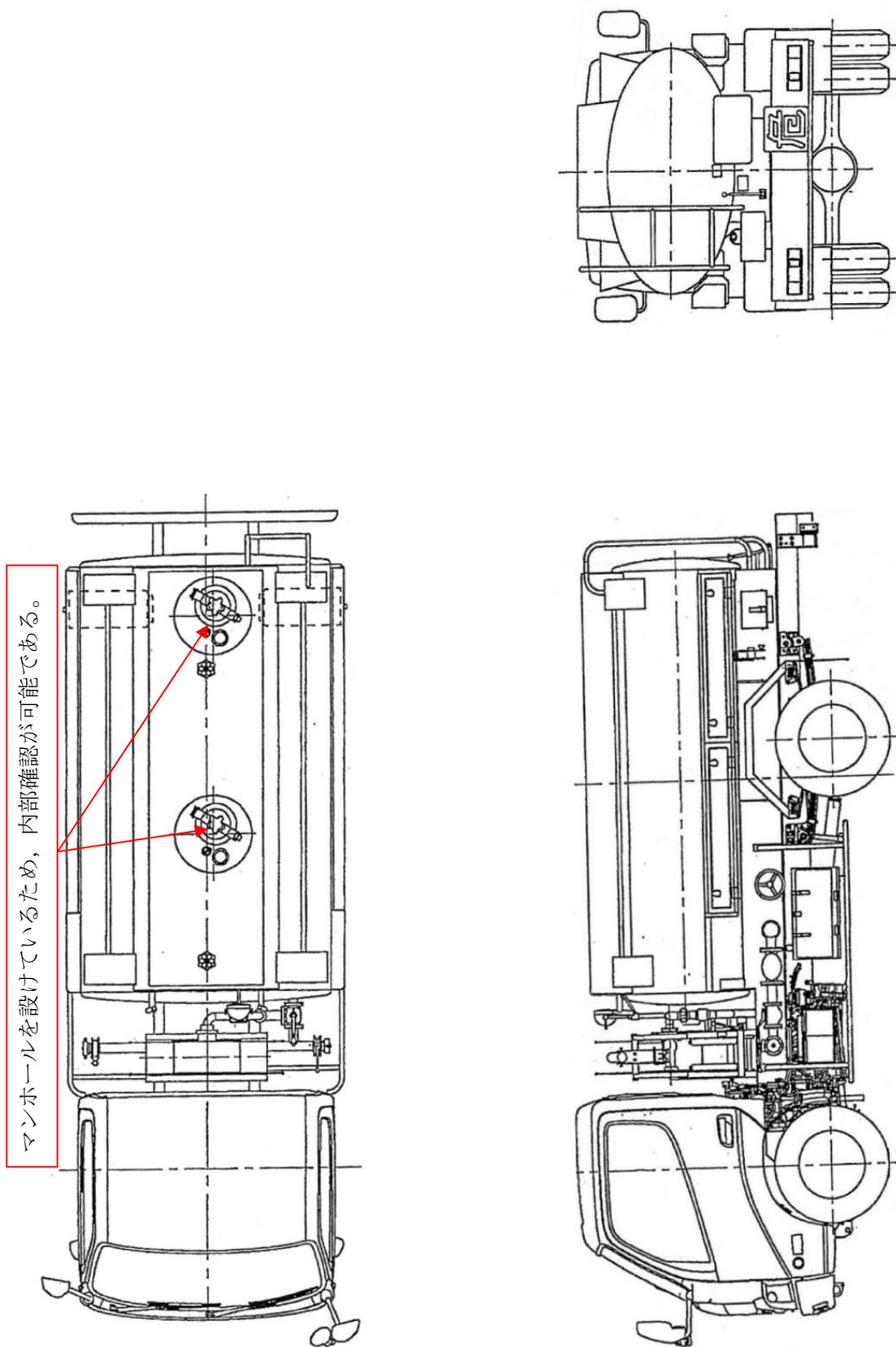
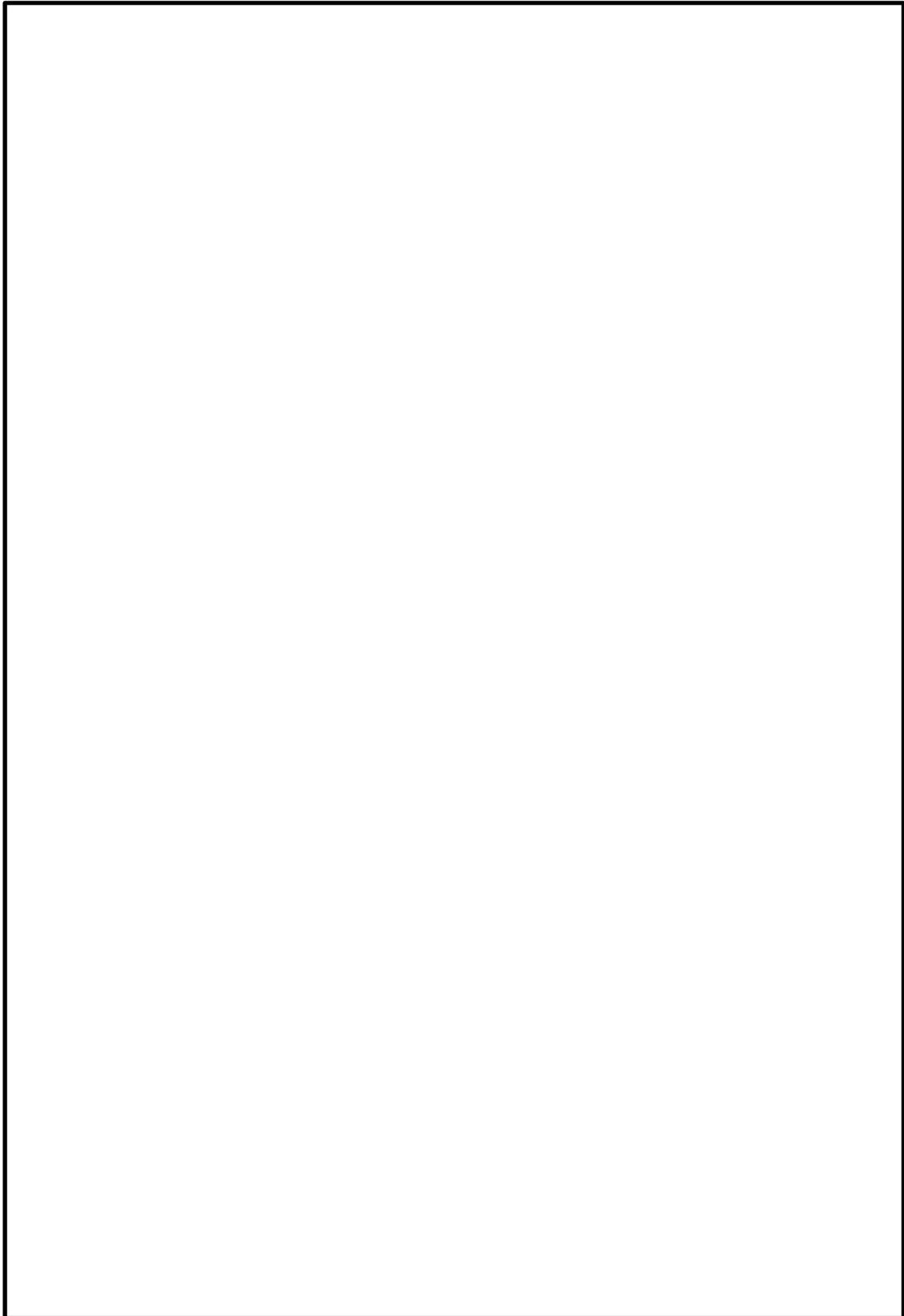


図 57-4-6 ディーゼル燃料所像タンク構造図
(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)

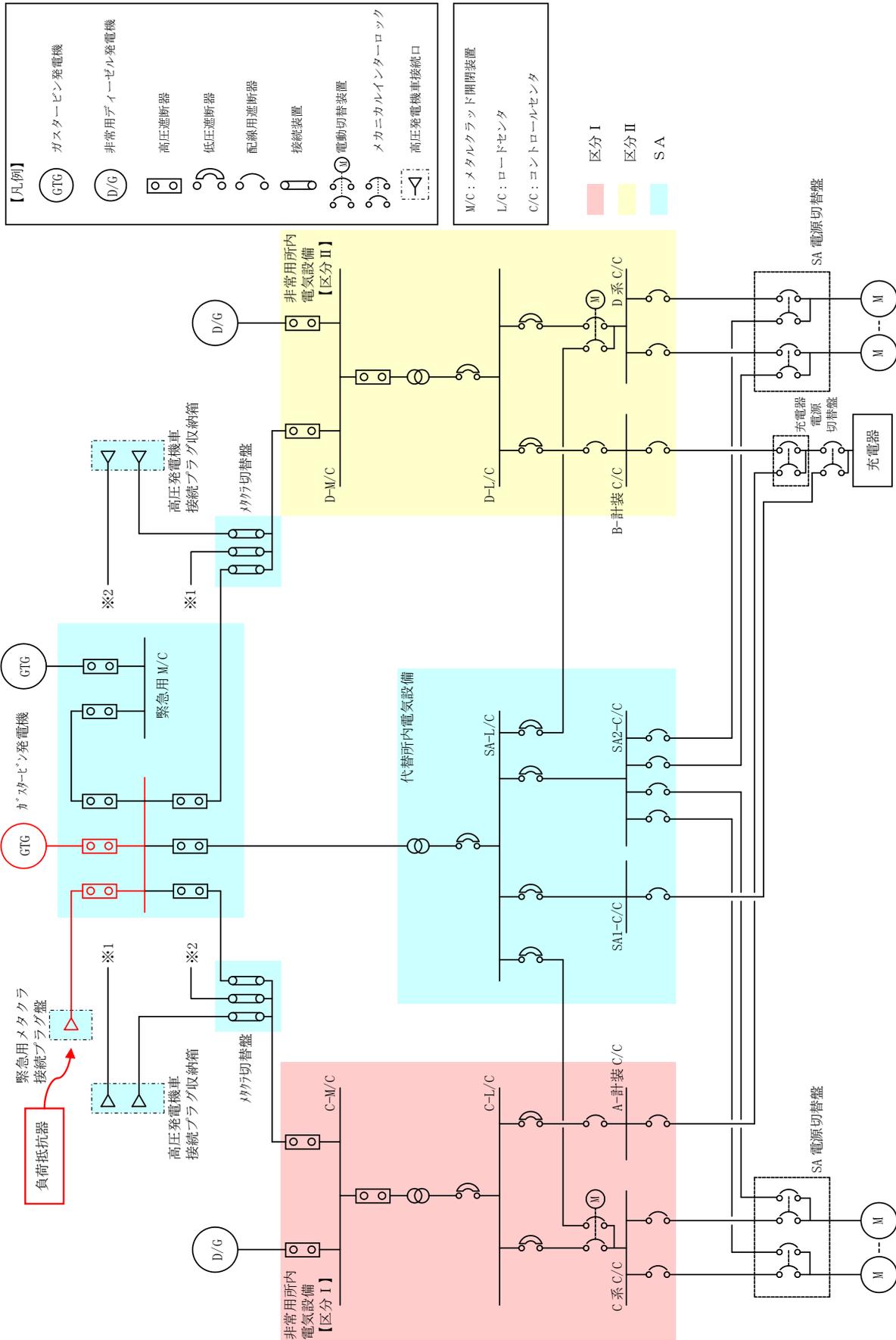


第 57-4-7 図 タンクローリ構造

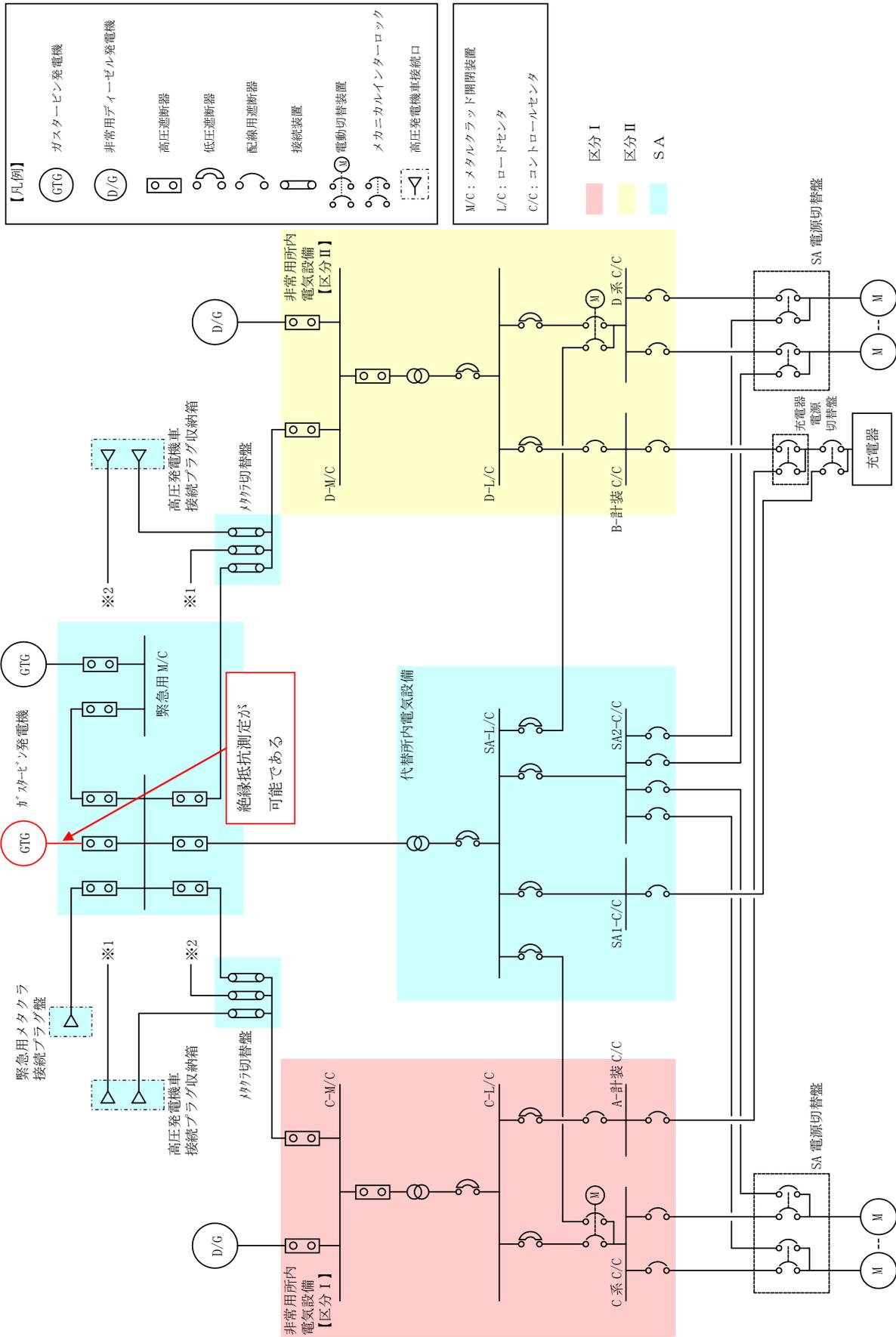


本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

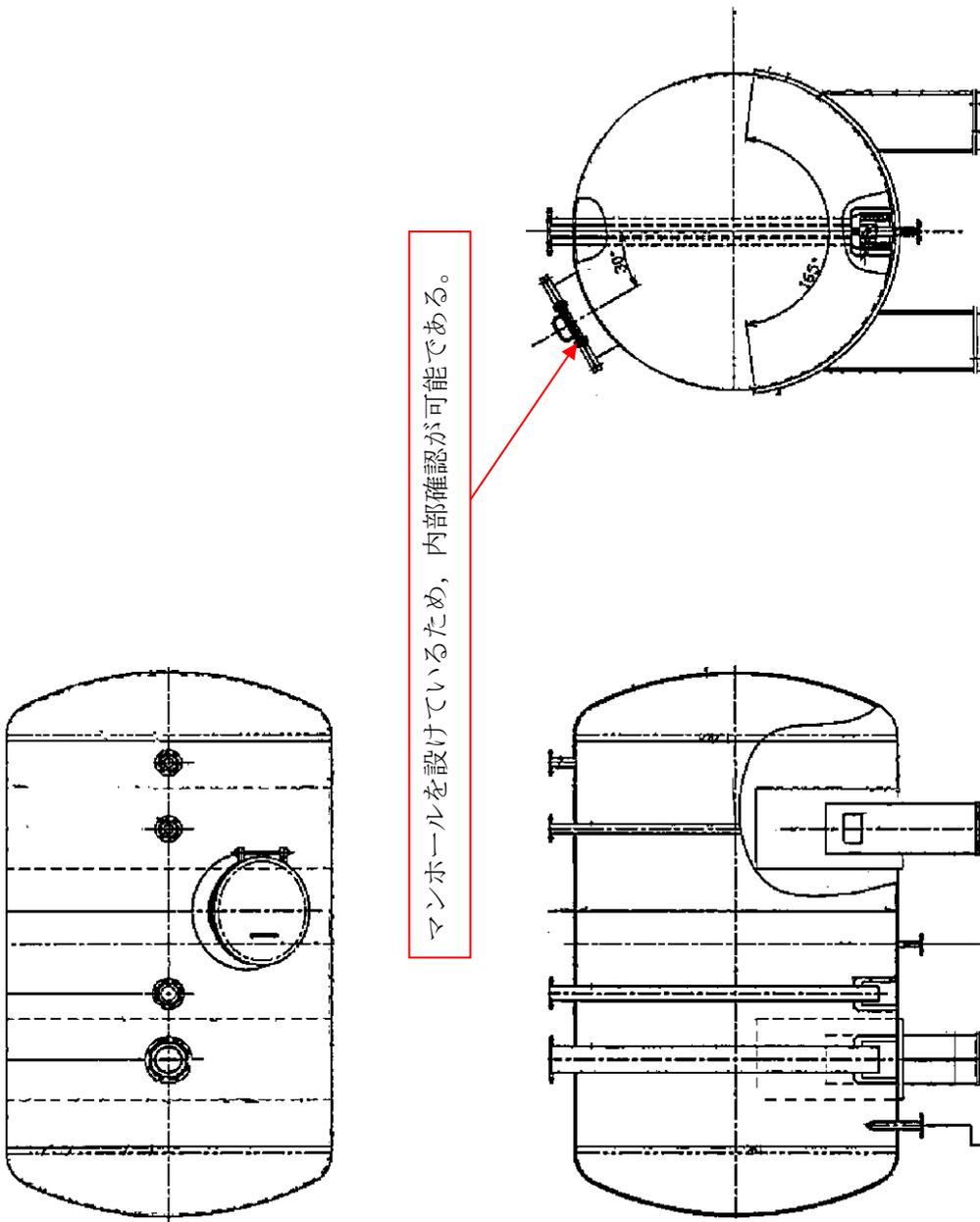
第 57-4-8 図 ガスタービン発電機構造図



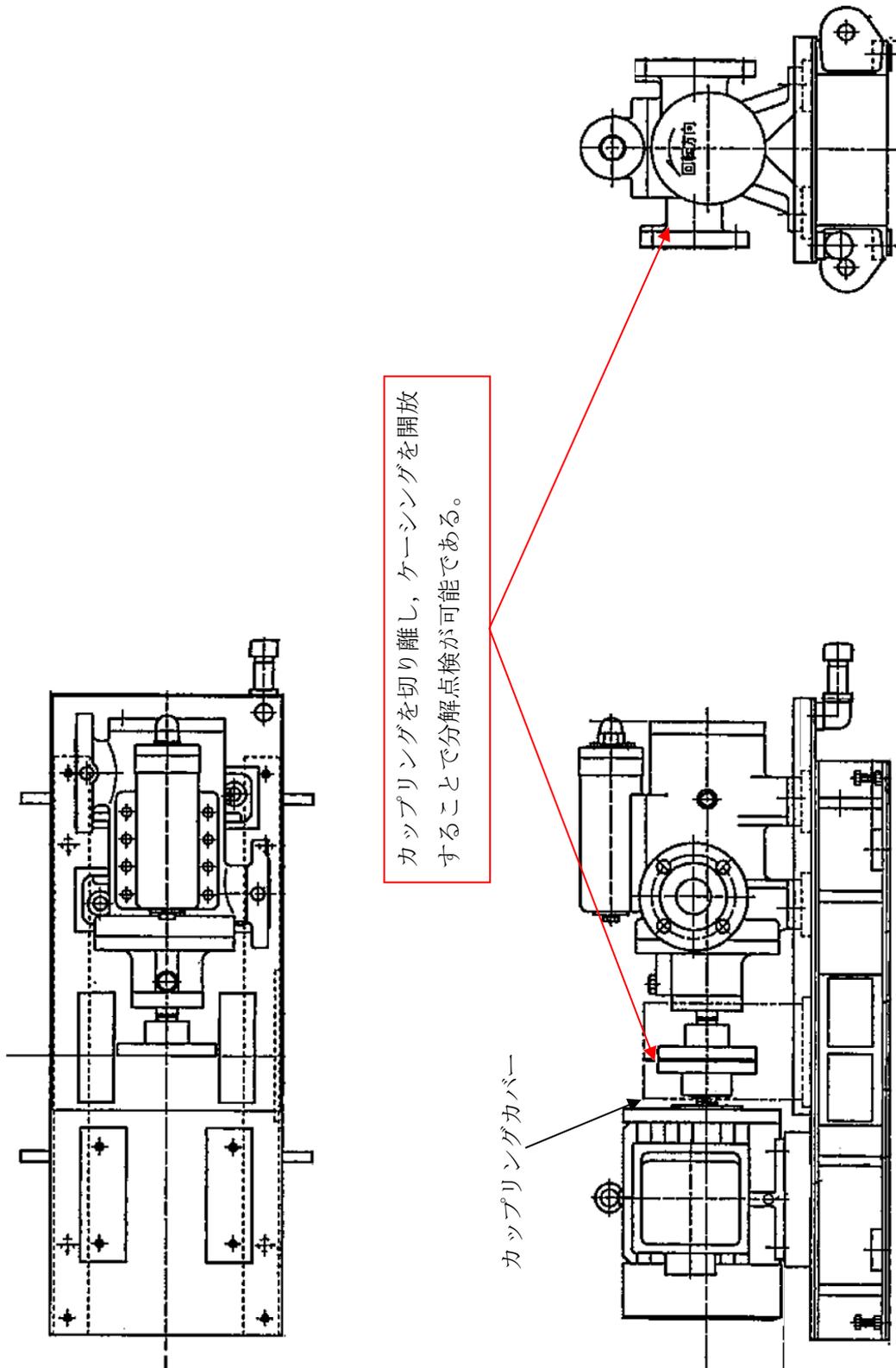
第 57-4-9 図 ガスタービン発電機試験系統図



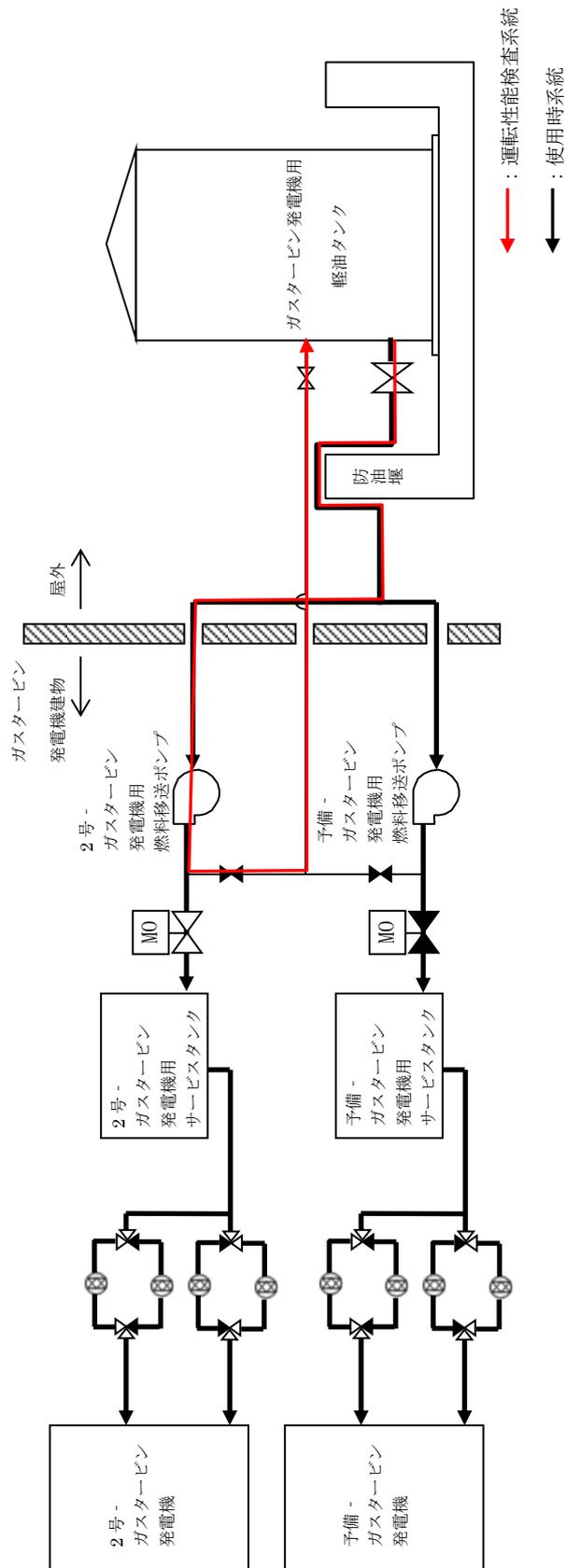
第 57-4-10 図 ガスタービン発電機試験系統図



第 57-4-11 図 ガスタービン発電機用サービスタンク構造図

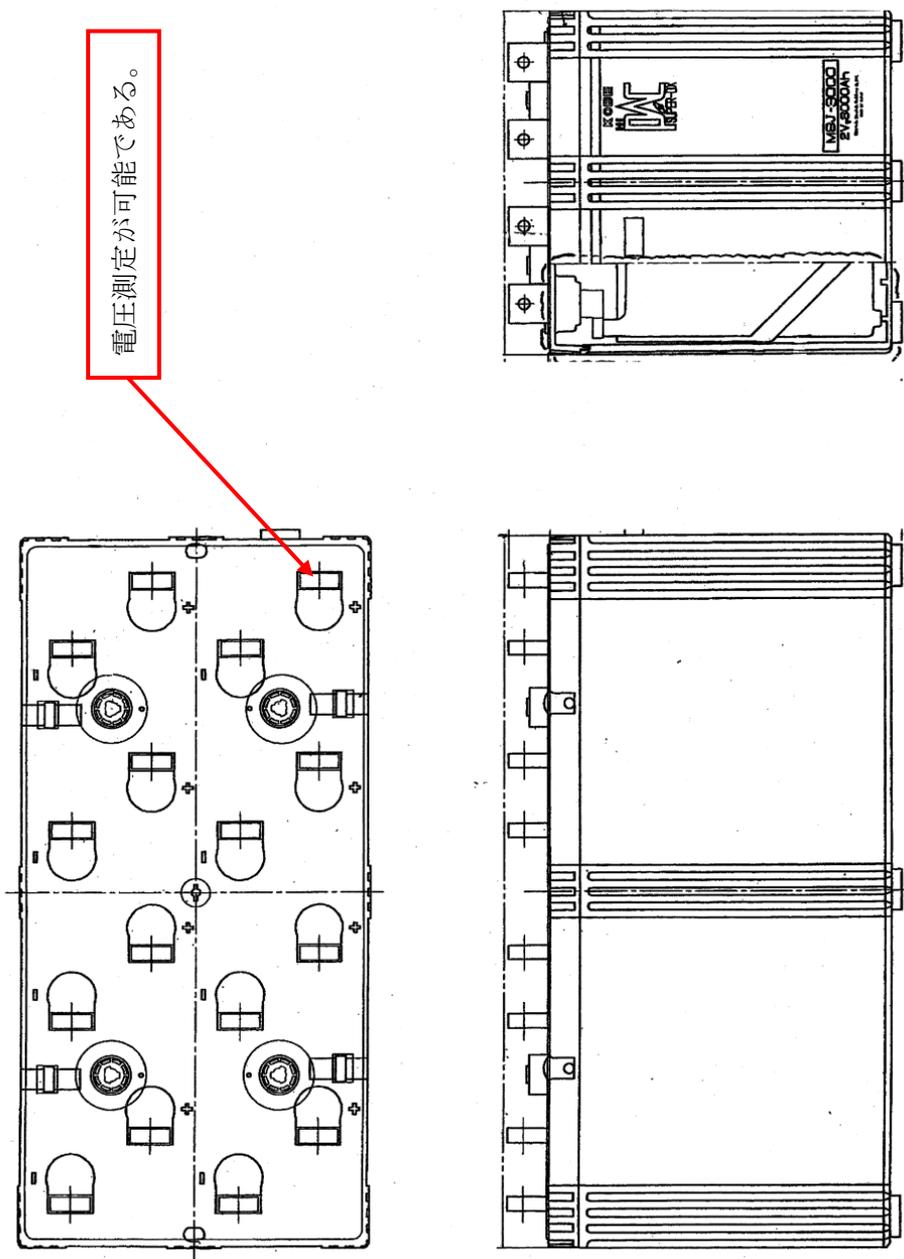


第 57-4-12 図 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ構造図



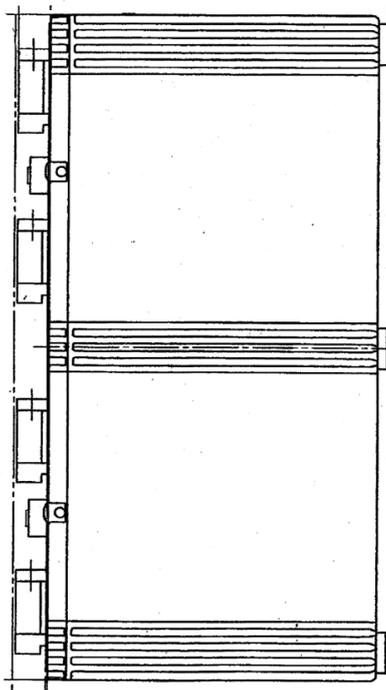
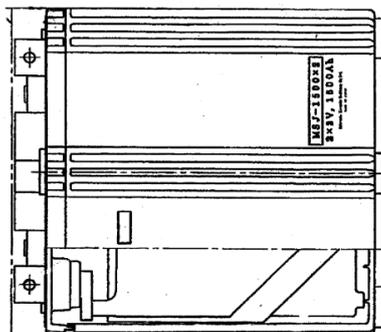
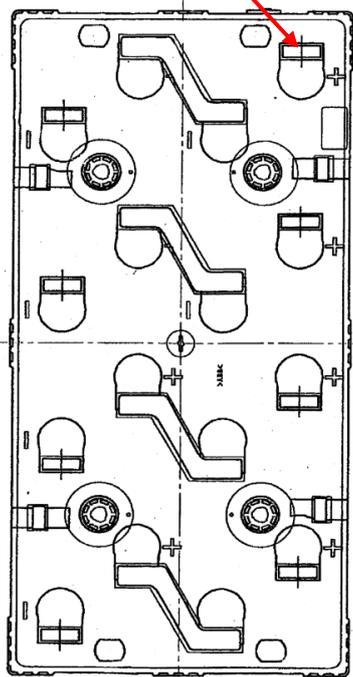
第 57-4-13 図 ガスタービン発電機燃料系統試験系統図

電圧測定が可能である。



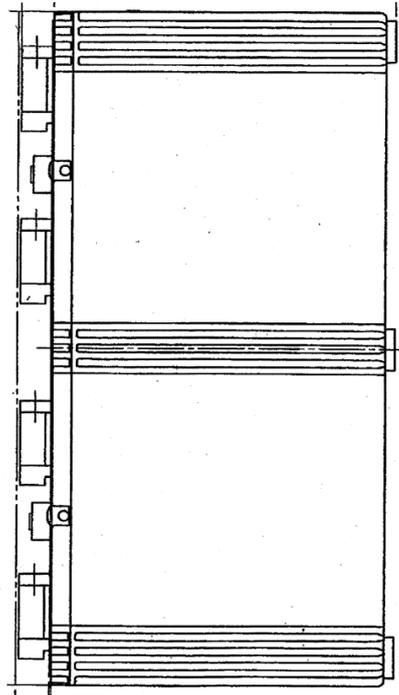
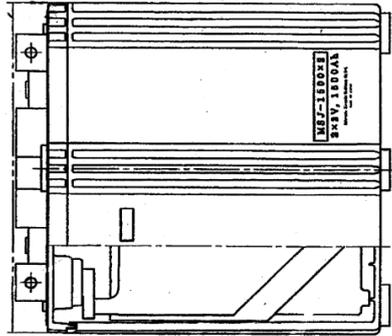
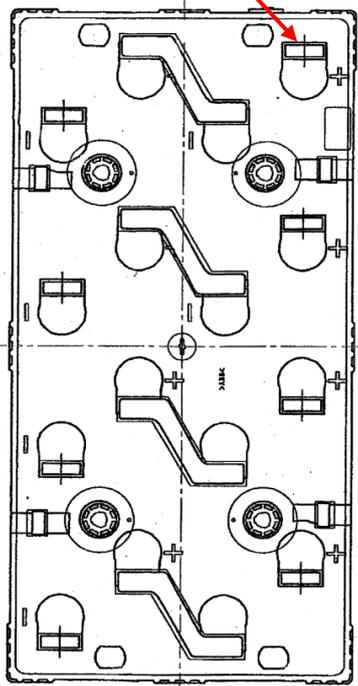
第 57-4-14 図 B-115V系蓄電池構造図

電圧測定が可能である。

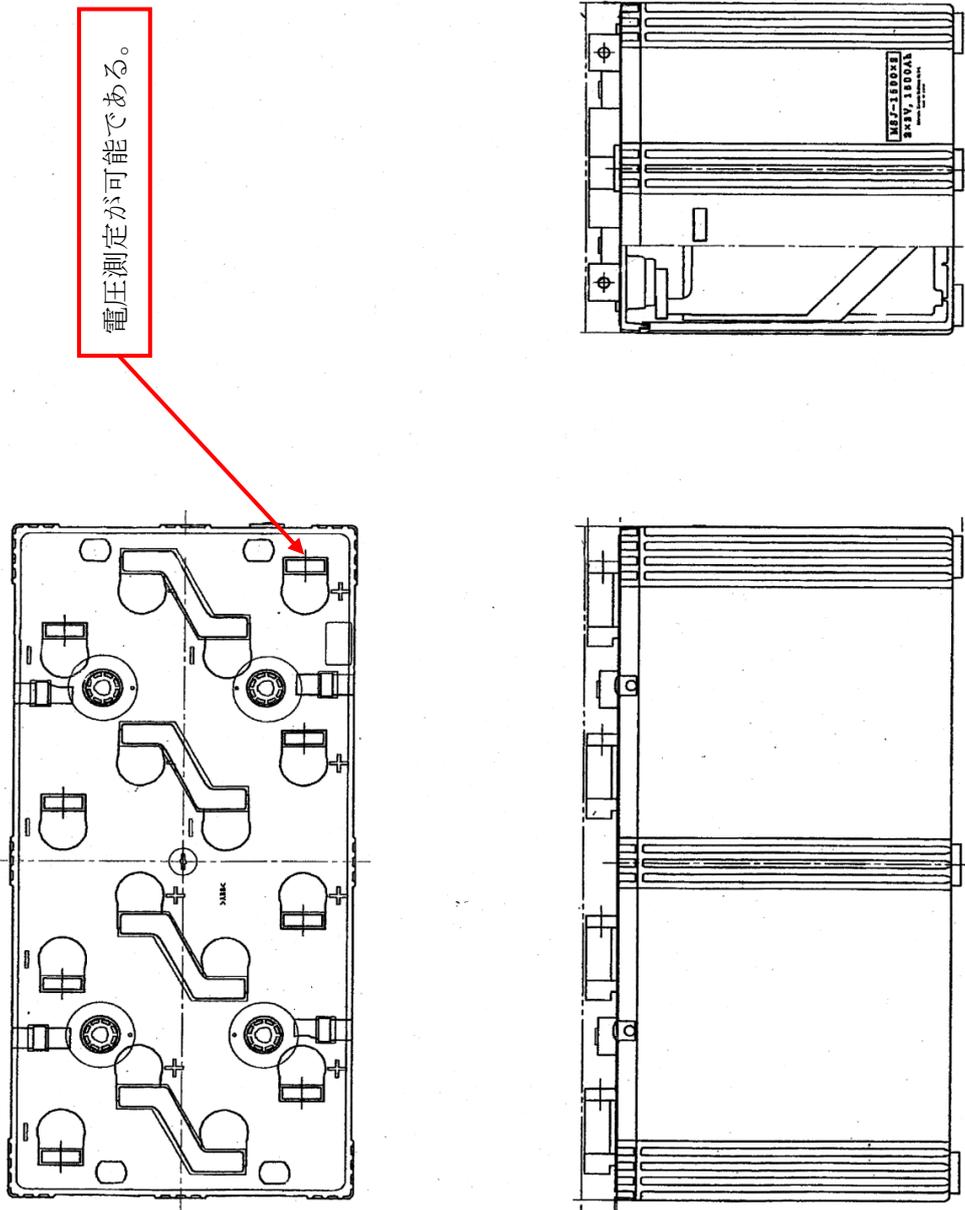


第57-4-15図 B1-115V系蓄電池(SA)構造図

電圧測定が可能である。



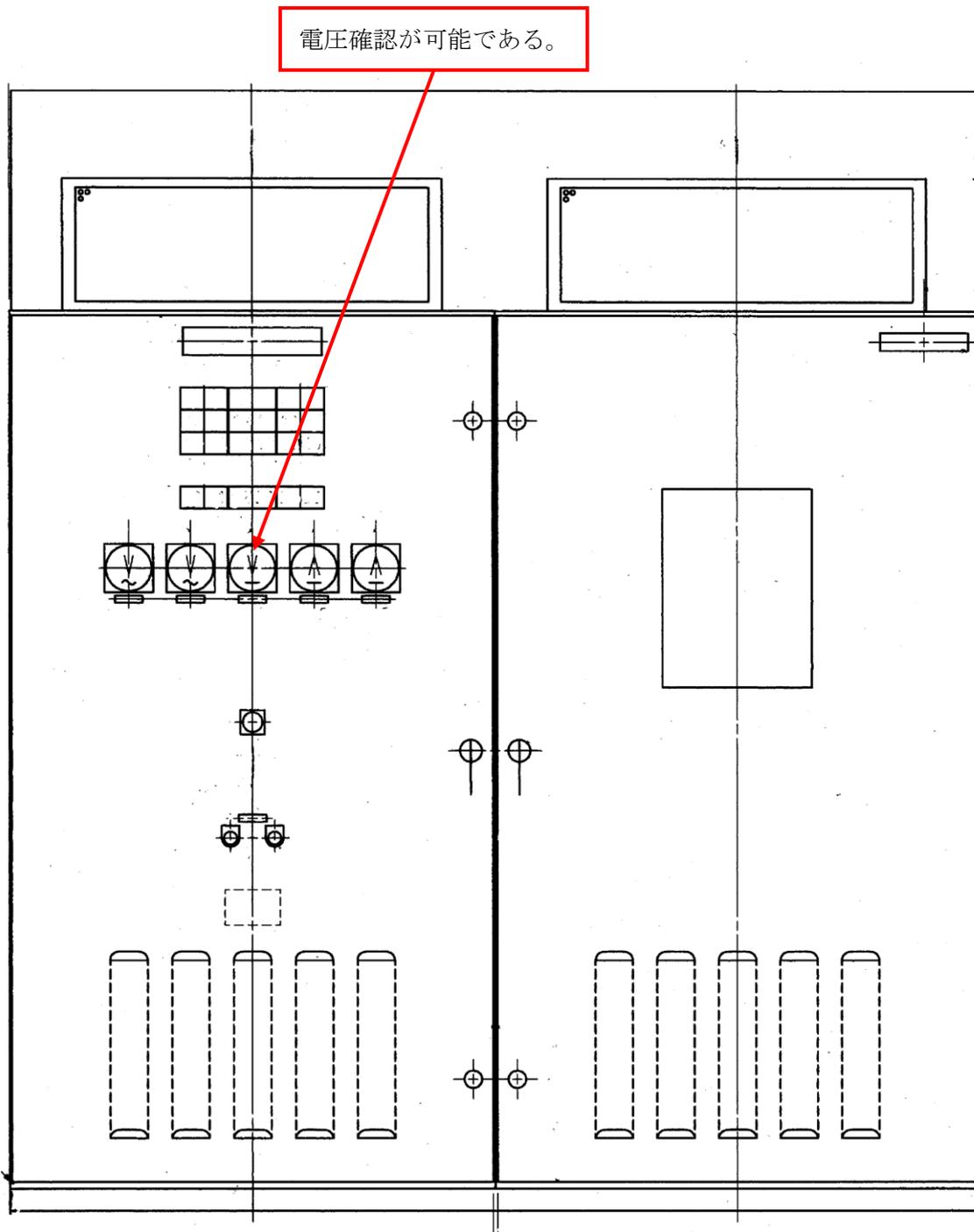
第 57-4-16 図 SA 用 1.15V 系蓄電池構造図



第 57-4-17 図 230V系蓄電池 (RCIC) 構造図

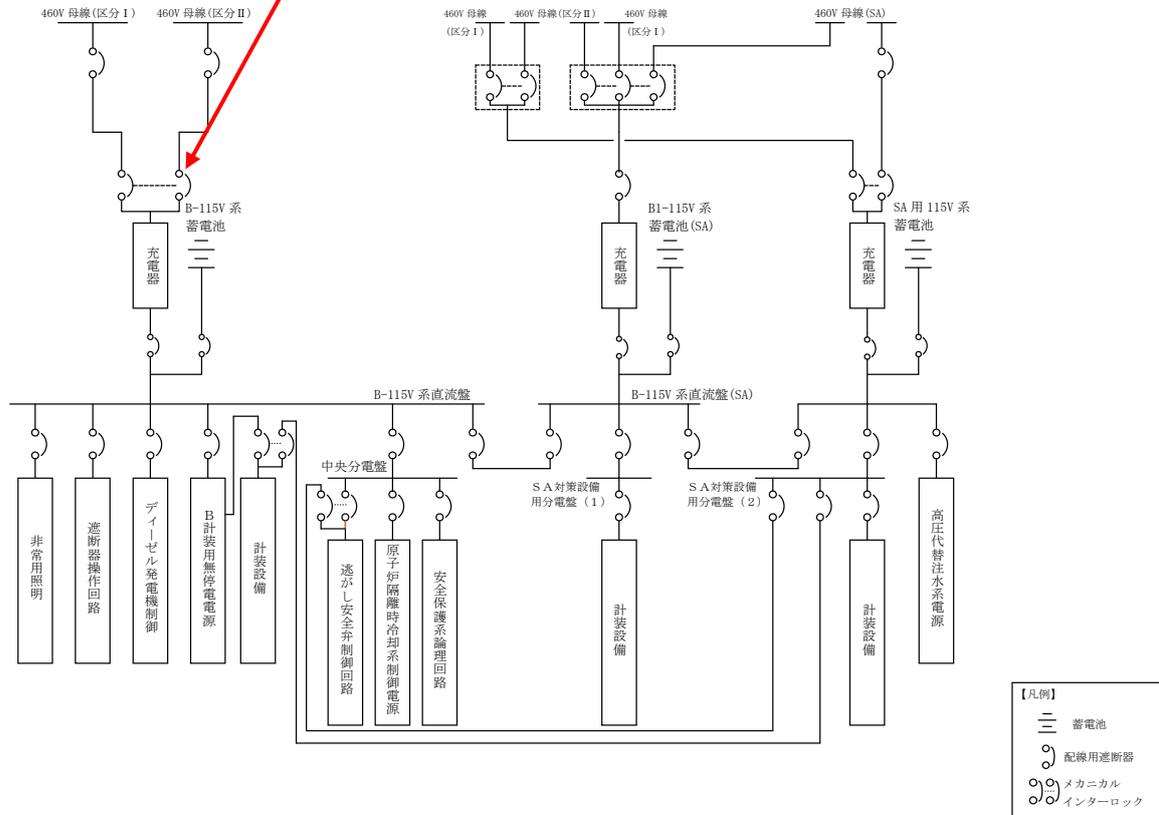
島根原子力発電所2号機 点検計画表

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	点検項目No	点検項目	保全方式	キスト	保全周期	保全周期単位
系統/キスト 所内電気設備系(SES)	2-2267-1B	B-115V系蓄電池	高	1	外觀点検	1	外觀点検	TBM:定検	キスト	1	C
				2	【定】外觀検査		【定】外觀検査	TBM:定検	キスト	10	C
				3	機能・性能試験-1		機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C	
				4	【定】機能・性能検査		【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C	
				5	機能・性能試験-2		機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C	
系統/キスト 所内電気設備系(SES)	2-2267B	B-115V系充電器	高	1	外觀点検	1	外觀点検	TBM:定検	キスト	1	C
				2	【定】外觀検査		【定】外觀検査	TBM:定検	10	C	
				3	機能・性能試験-1		機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C	
				4	【定】機能・性能検査		【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C	
				5	消耗品取替-1		消耗品取替-1	TBM:定検	8	Y	
				6	消耗品取替-2		消耗品取替-2	TBM:定検	8	Y	
				7	特性試験(校正・調整)		特性試験(校正・調整)	TBM:定検	13	M	
				8	特性試験(絶縁抵抗測定)		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)		特性試験(漏れ電流測定)	TBM:定検	5	C	
				10	機能・性能試験-2		機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C	
系統/キスト 所内電気設備系(SES)	2-2267E-1	230V系蓄電池	高	1	外觀点検	1	外觀点検	TBM:定検	キスト	1	C
				2	【定】外觀検査		【定】外觀検査	TBM:定検	10	C	
				3	機能・性能試験-1		機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C	
				4	【定】機能・性能検査		【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C	
				5	機能・性能試験-2		機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C	
系統/キスト 所内電気設備系(SES)	2-2267E	230V系充電器	高	1	外觀点検	1	外觀点検	TBM:定検	キスト	1	C
				2	【定】外觀検査		【定】外觀検査	TBM:定検	10	C	
				3	機能・性能試験-1		機能・性能試験-1	TBM:定検	1	C	
				4	【定】機能・性能検査		【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C	
				5	消耗品取替-1		消耗品取替-1	TBM:定検	8	Y	
				6	消耗品取替-2		消耗品取替-2	TBM:定検	8	Y	
				7	特性試験(校正・調整)		特性試験(校正・調整)	TBM:定検	13	M	
				8	特性試験(絶縁抵抗測定)		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)		特性試験(漏れ電流測定)	TBM:定検	5	C	
				10	機能・性能試験-2		機能・性能試験-2	TBM:定検	1	C	



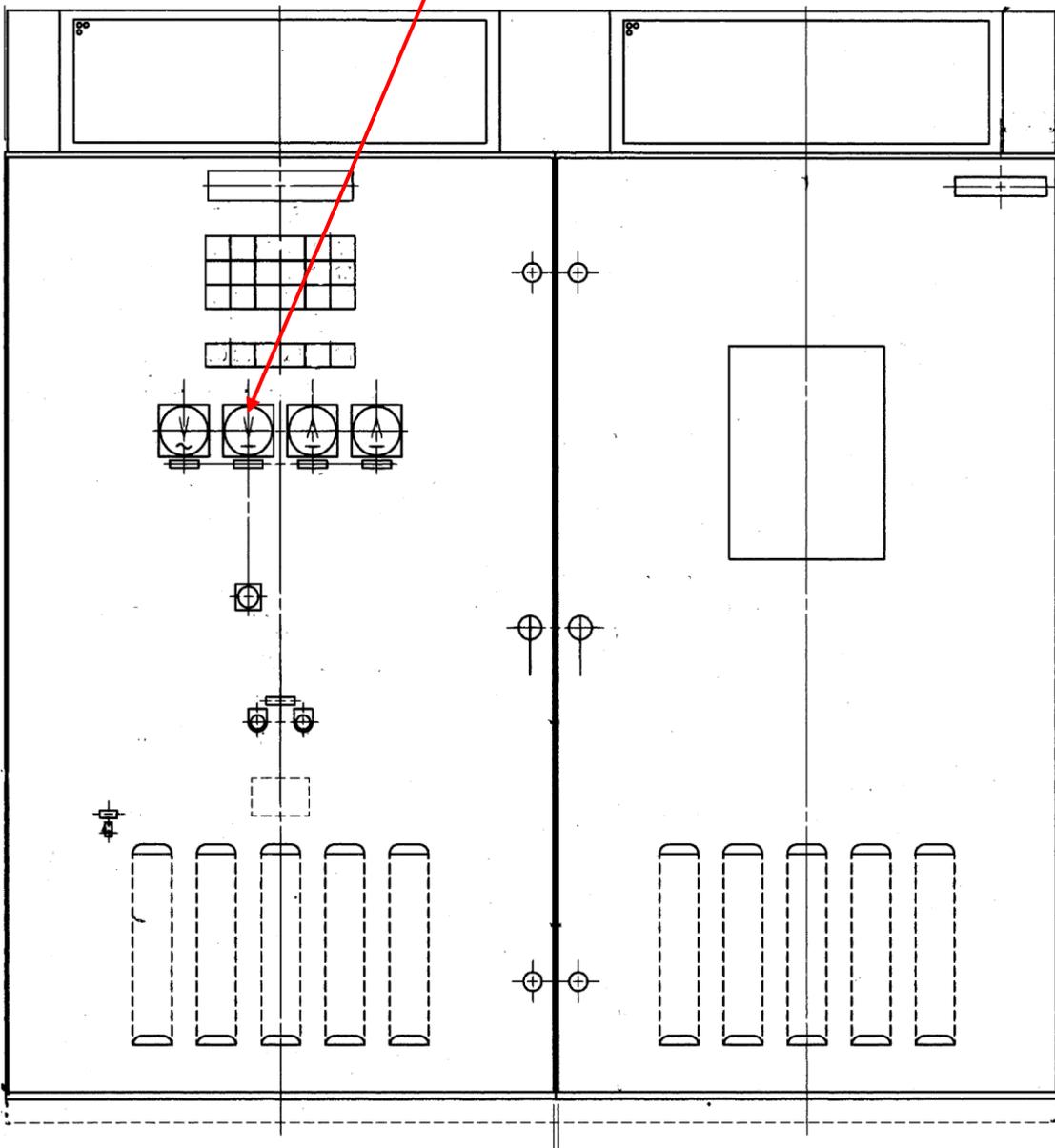
第 57-4-18 図 B-115V系充電器構造図

絶縁抵抗測定が可能である。



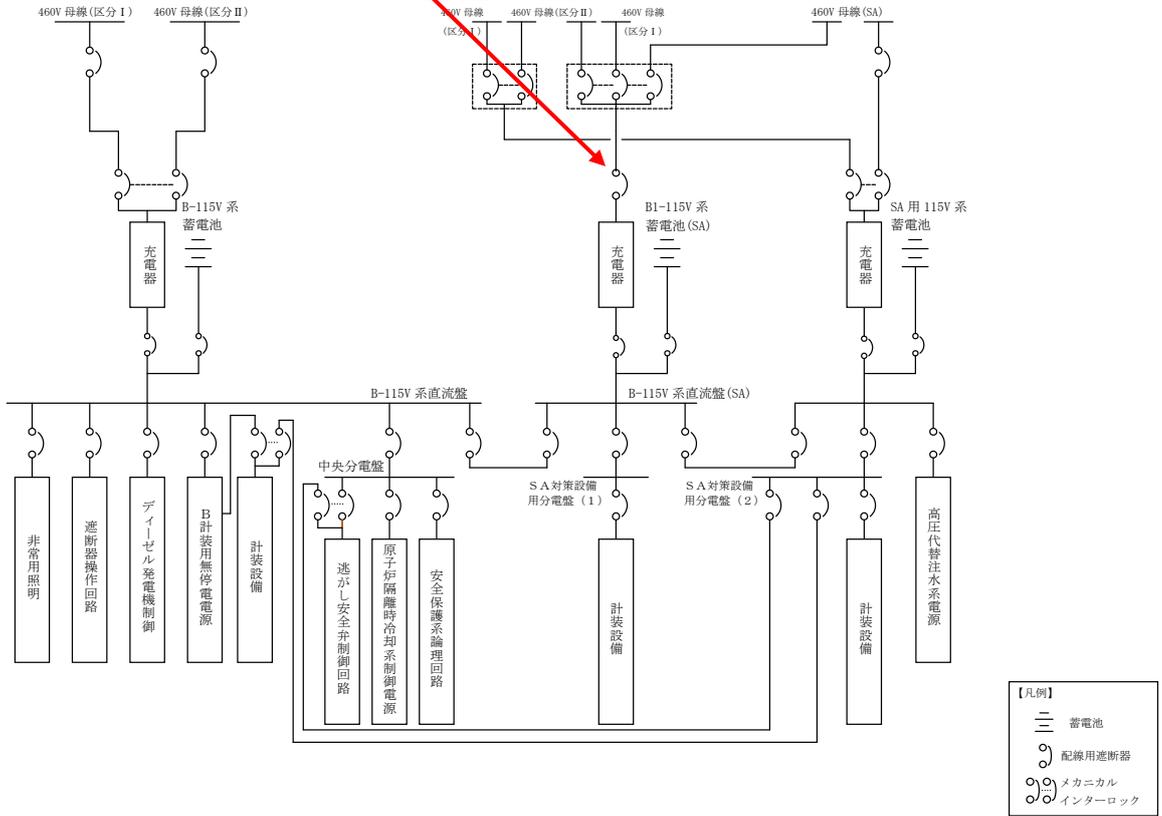
第 57-4-19 図 B-115V系充電器試験系統図

電圧確認が可能である。

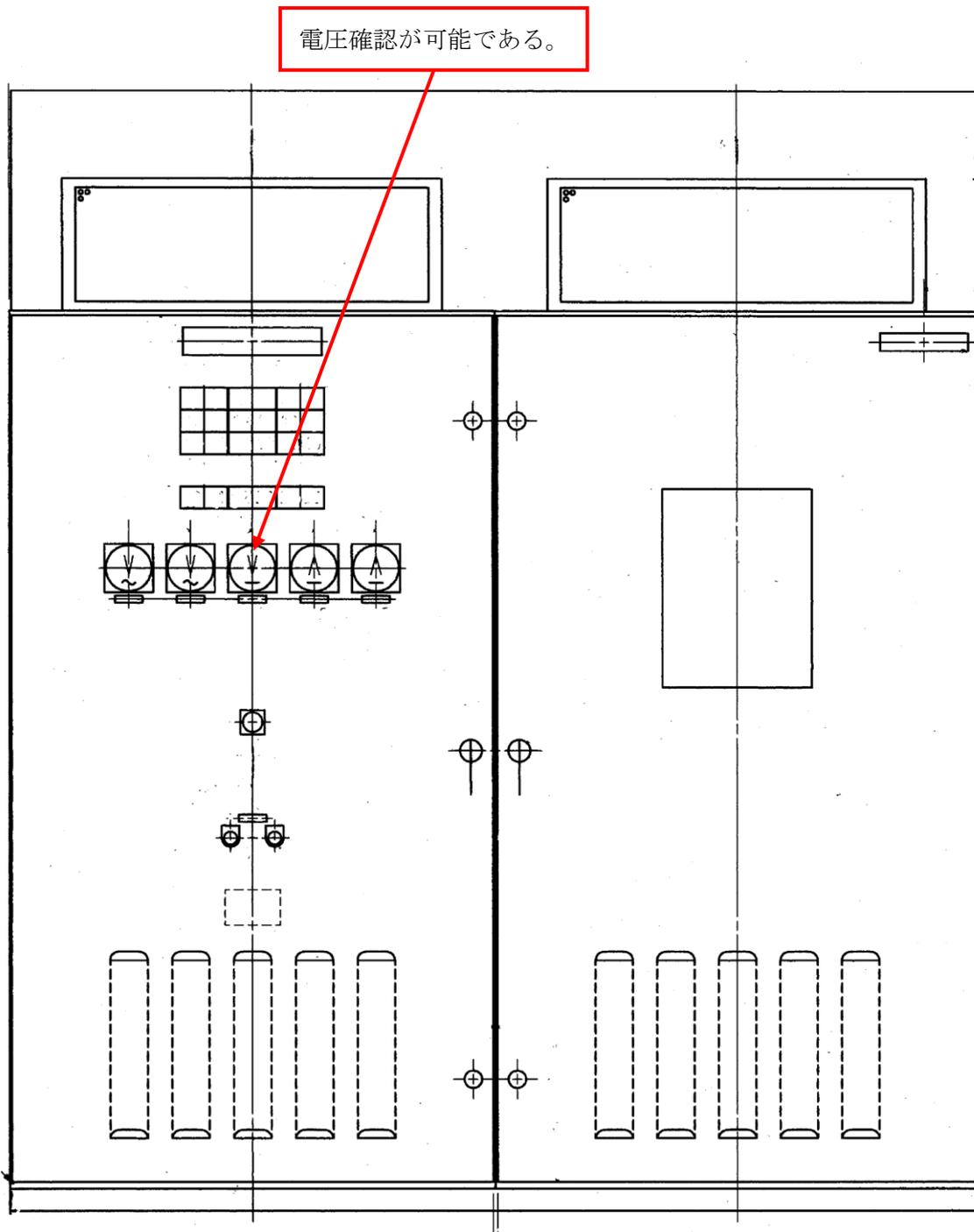


第 57-4-20 図 B 1 - 1 1 5 V 系充電器 (S A) 構造図

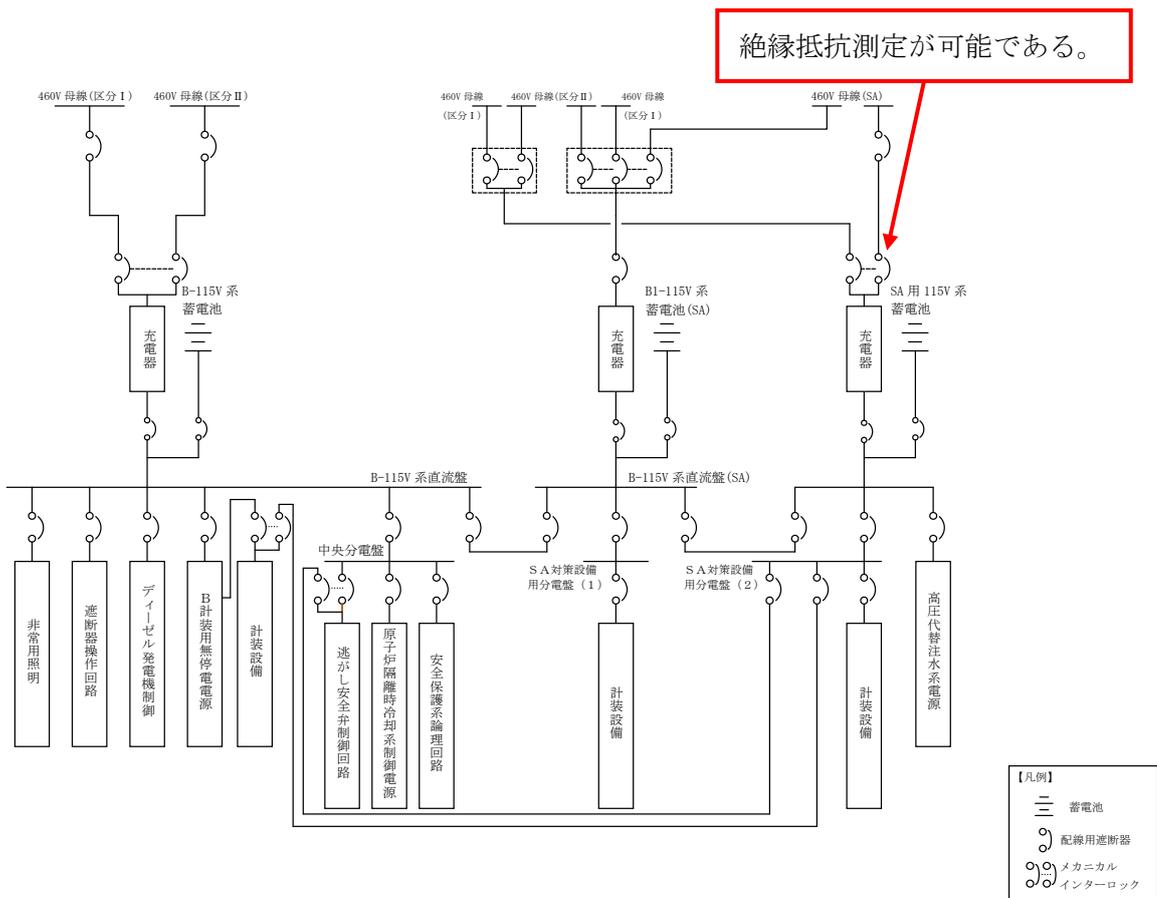
絶縁抵抗測定が可能である。



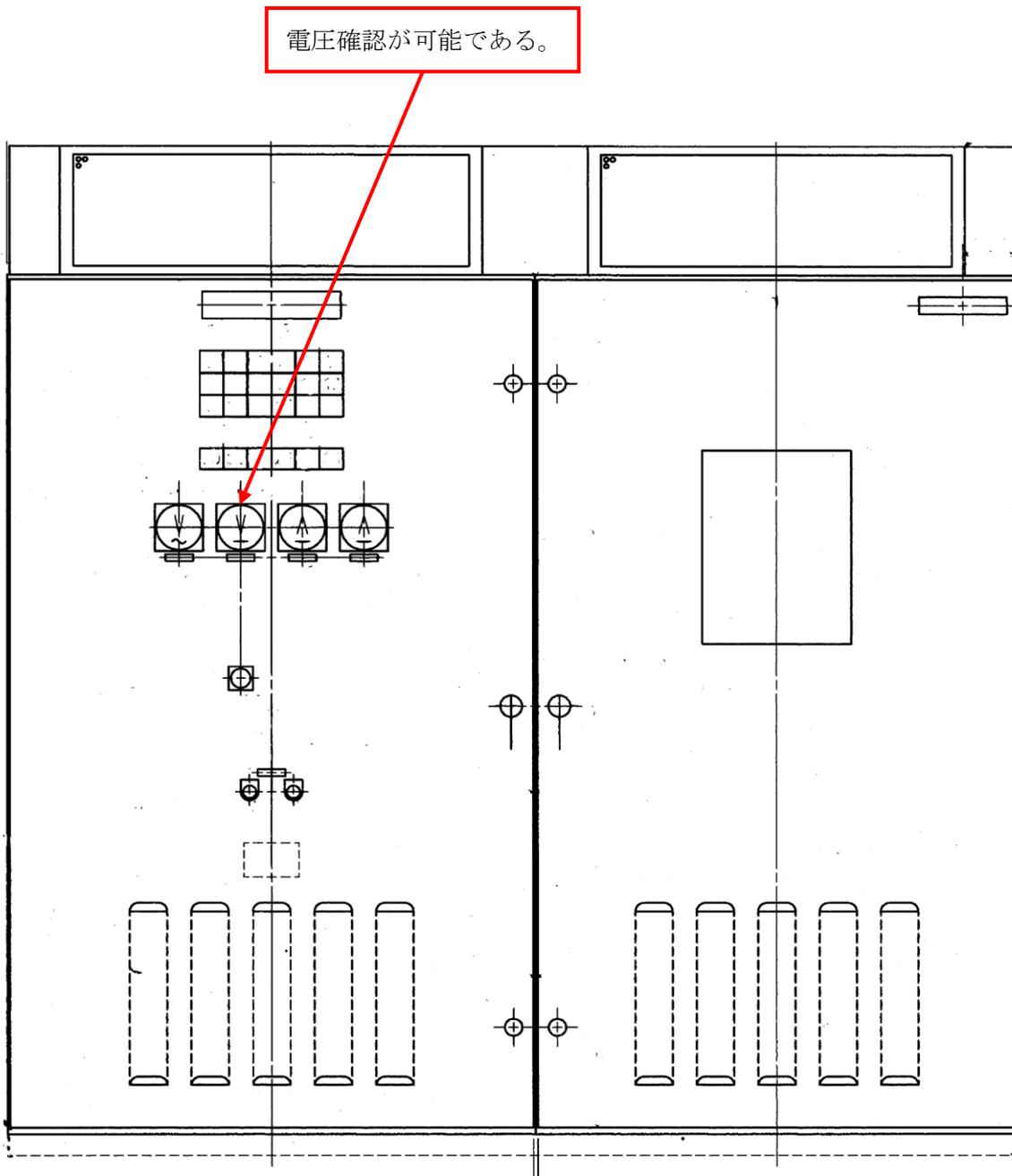
第 57-4-21 図 B 1 - 1 1 5 V系充電器 (S A) 試験系統図



第 57-4-22 図 SA用 115V系充電器構造図

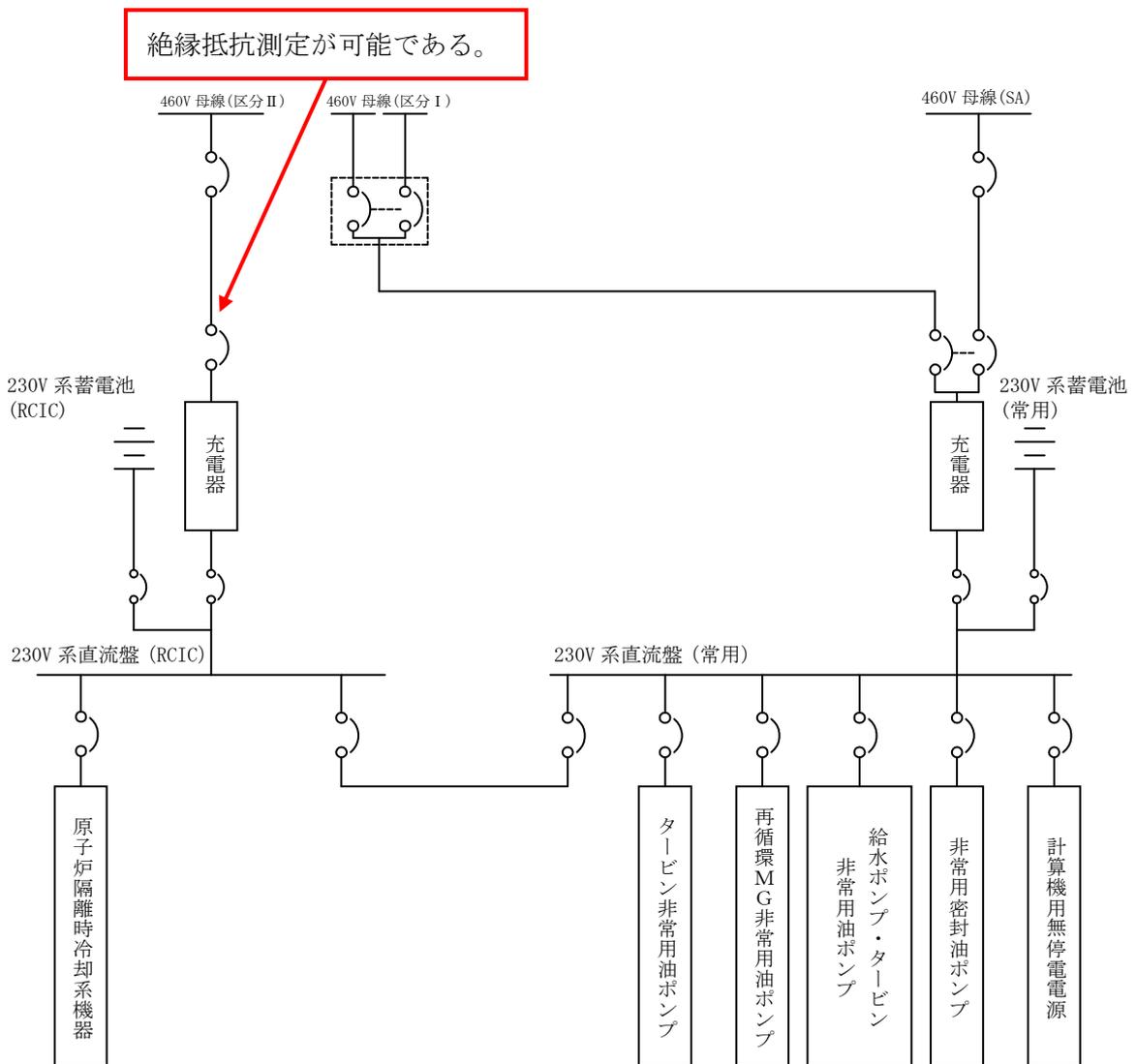


第 57-4-23 図 SA用115V系充電器 (SA) 試験系統図

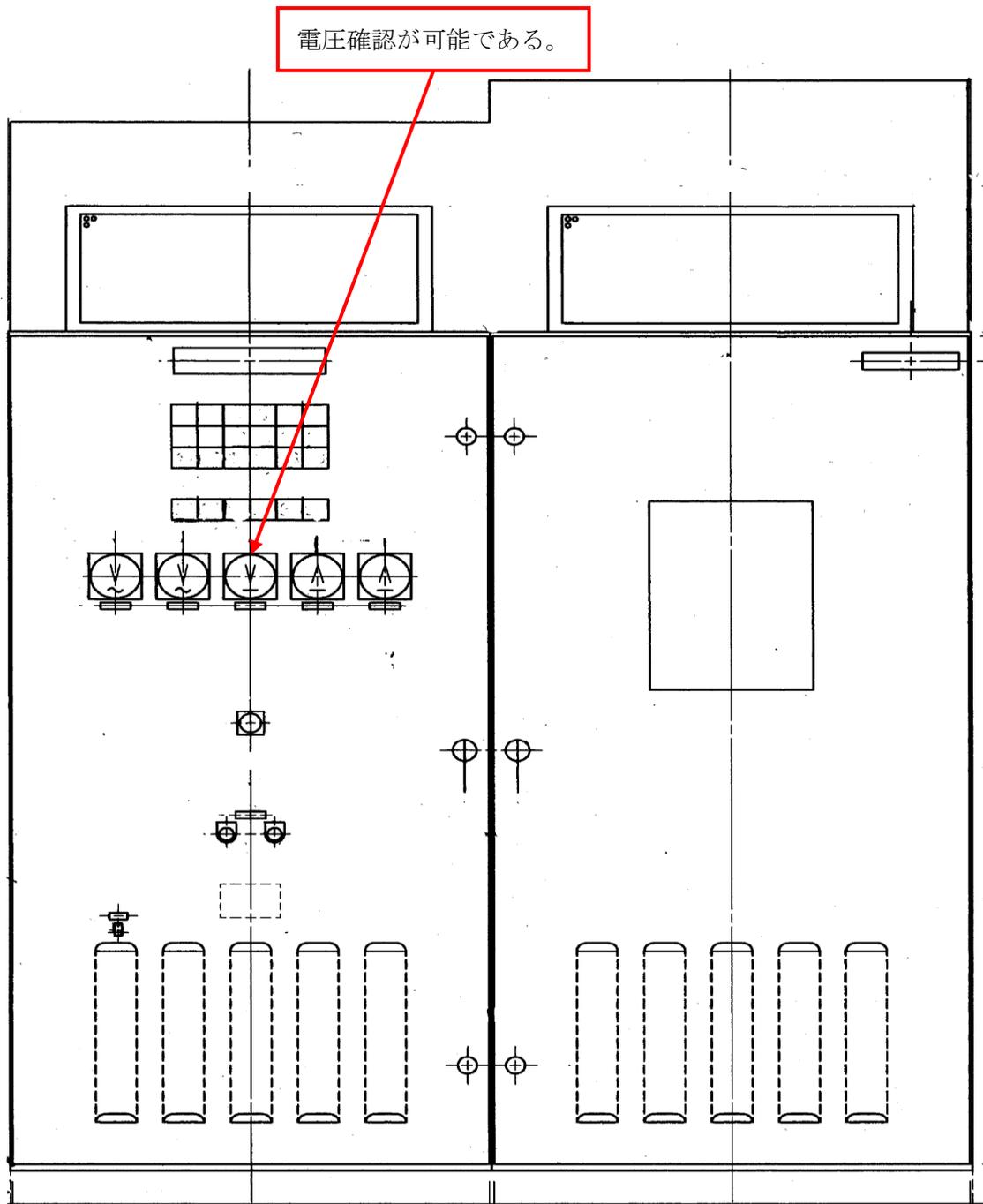


電圧確認が可能である。

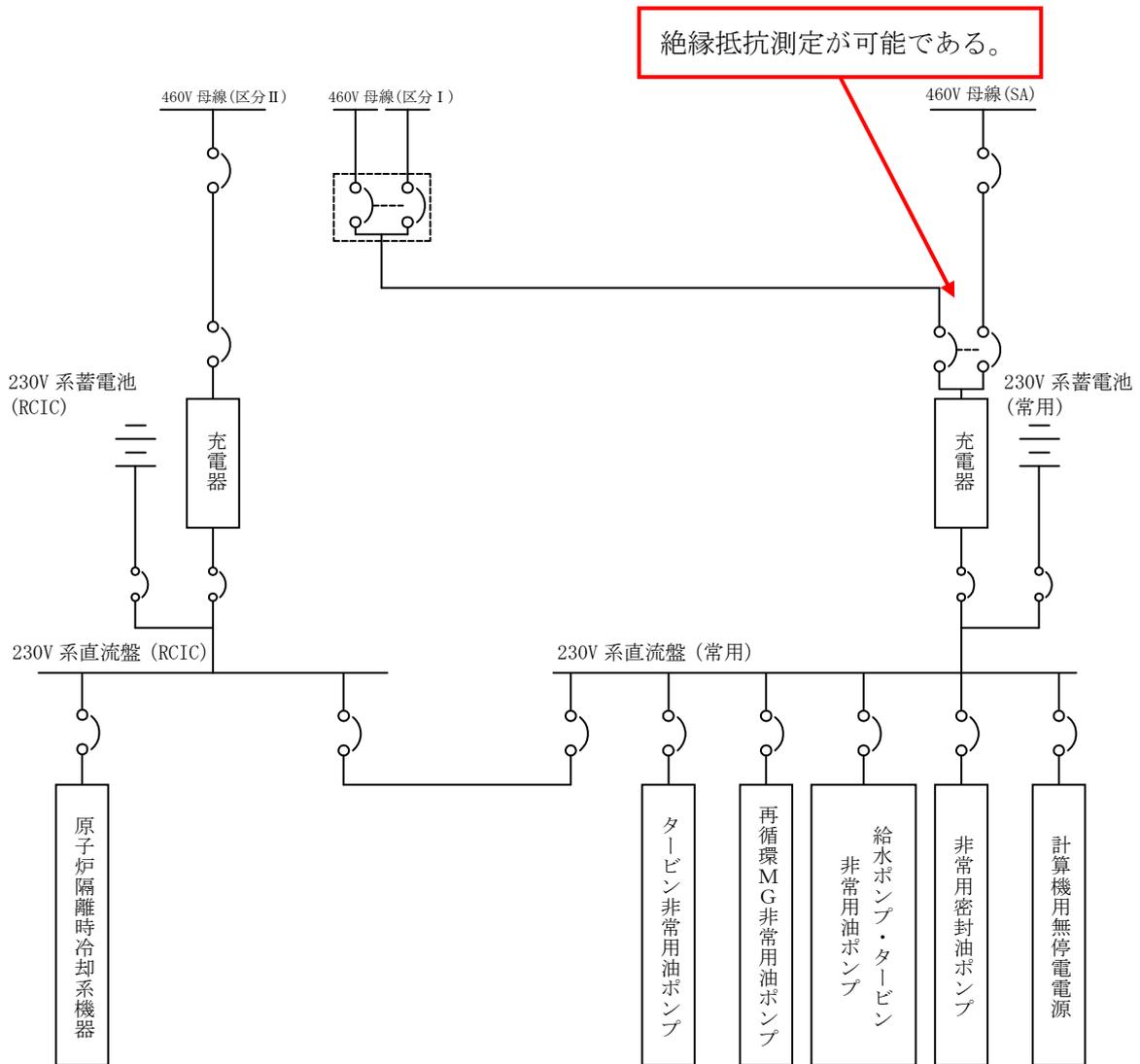
第 57-4-24 図 230V系充電器 (RCIC) 構造図



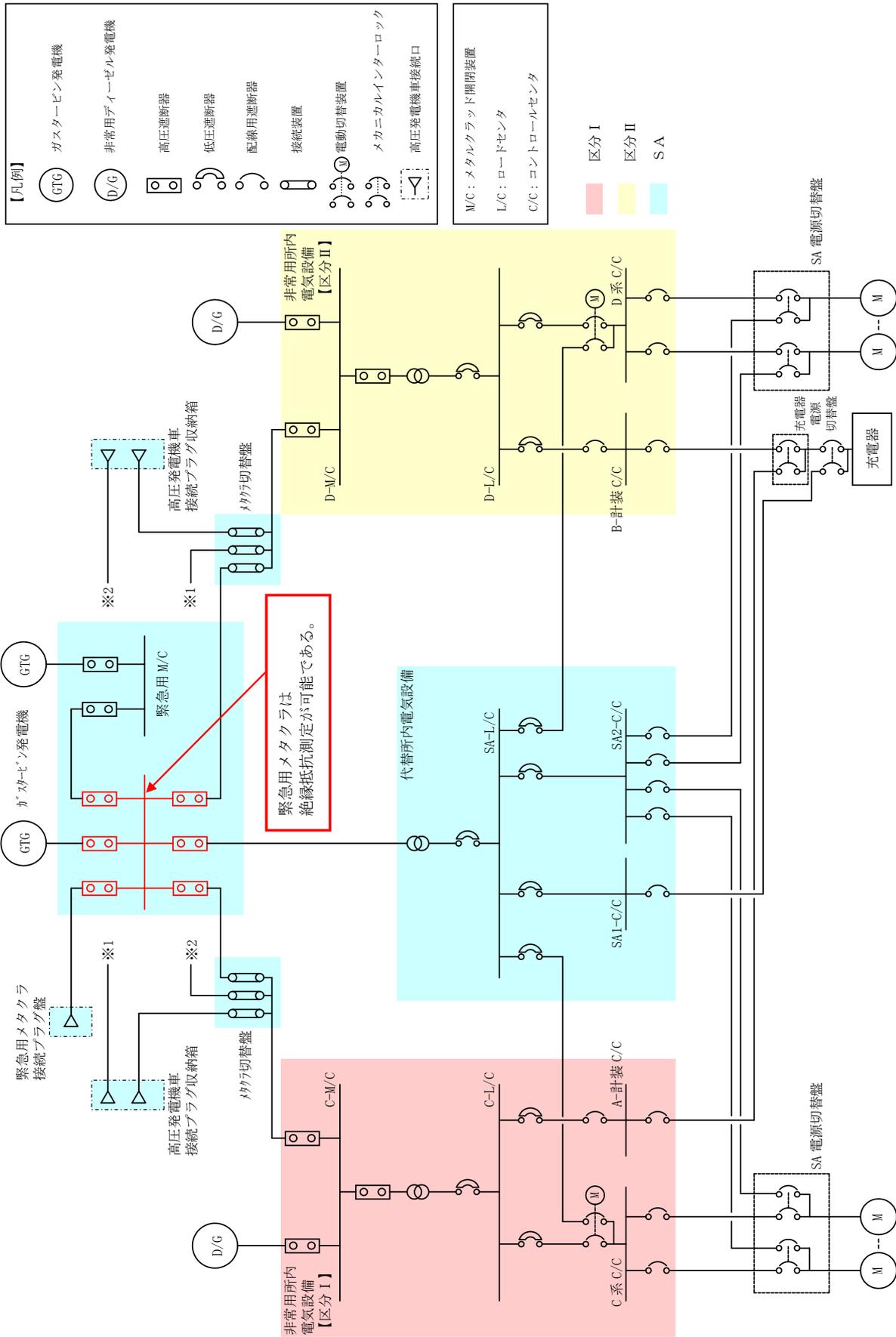
第 57-4-25 図 230V系充電器 (RCIC) 試験系統図



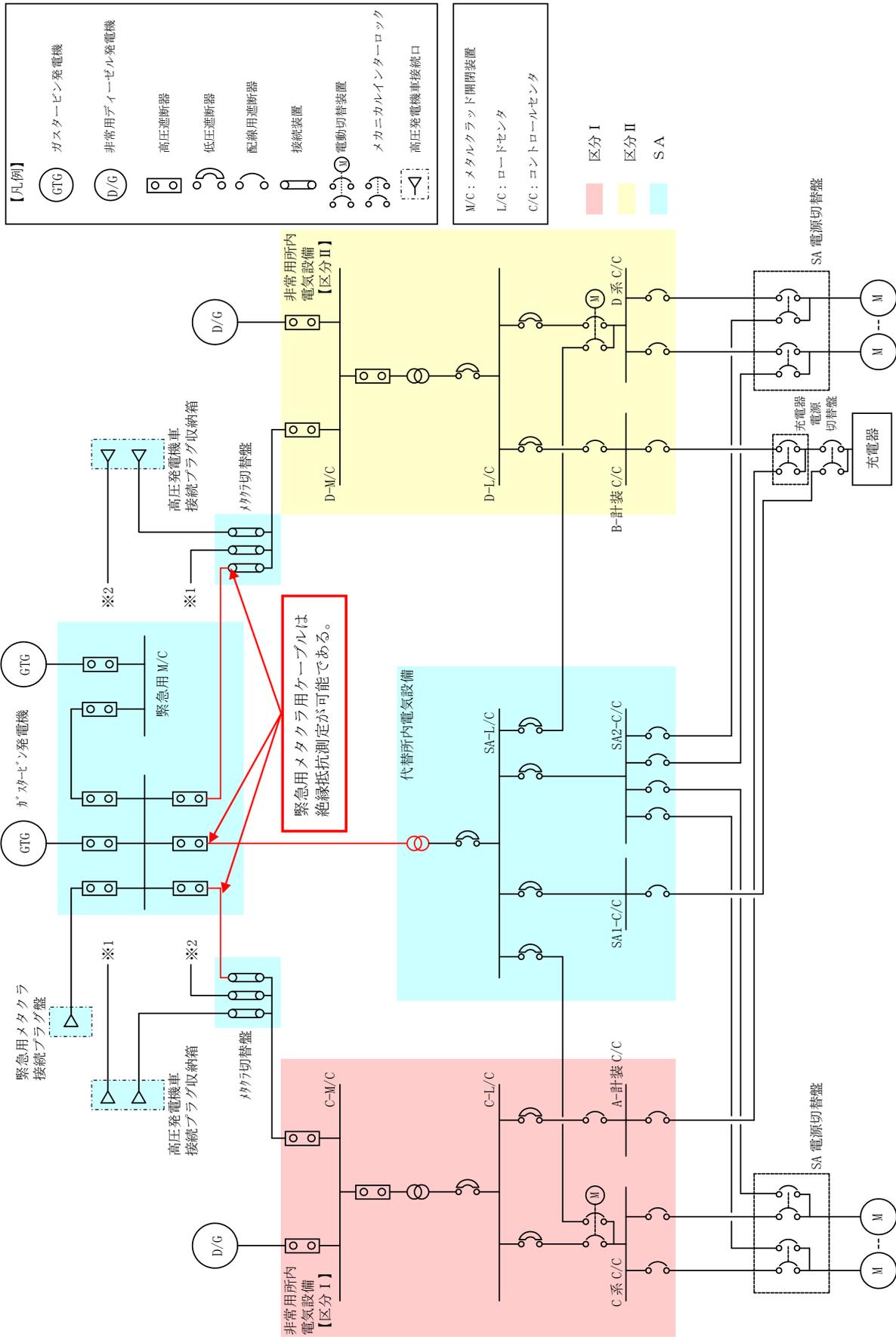
第 57-4-26 図 230V系充電器（常用）構造図



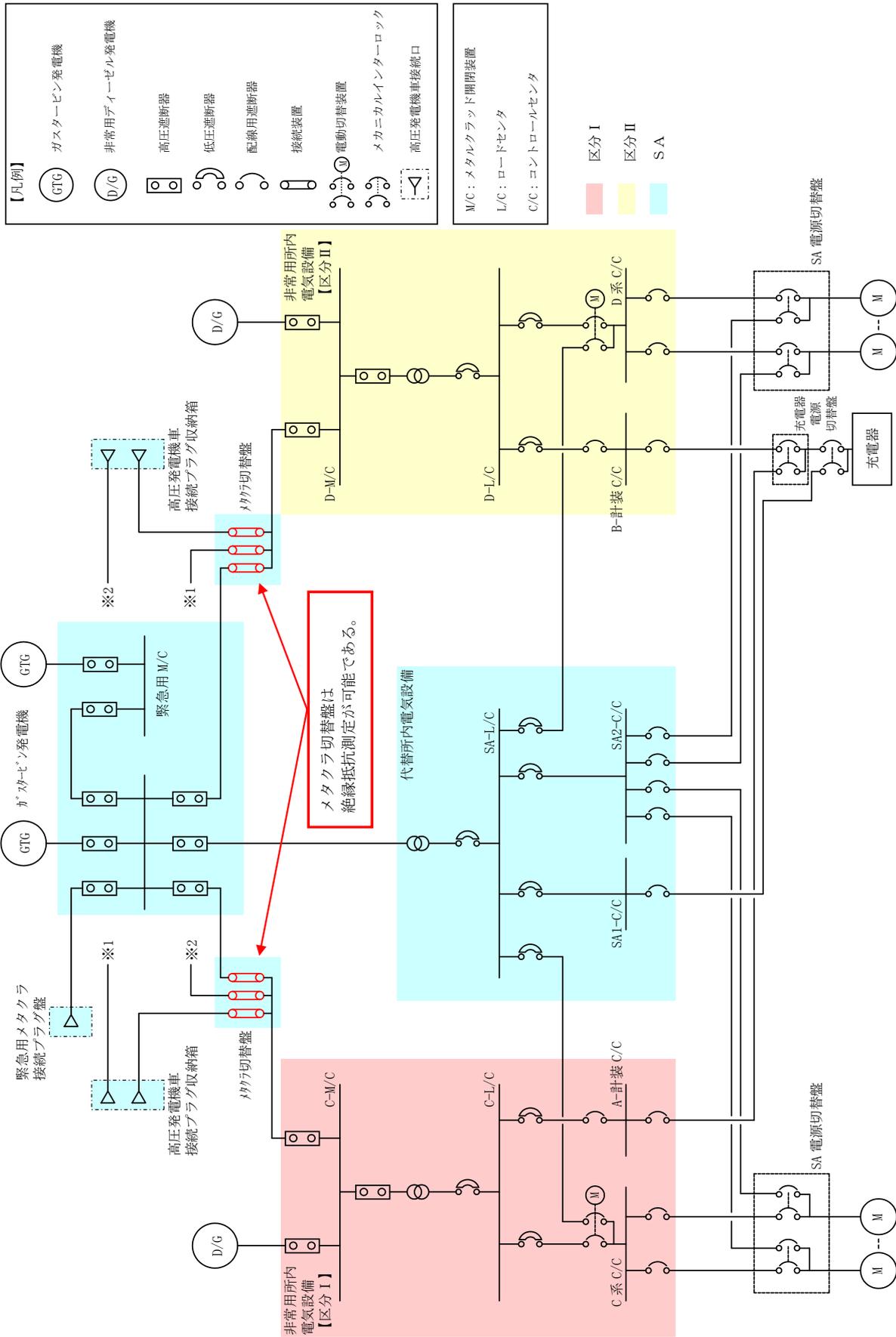
第 57-4-27 図 230V系充電器（常用）試験系統図



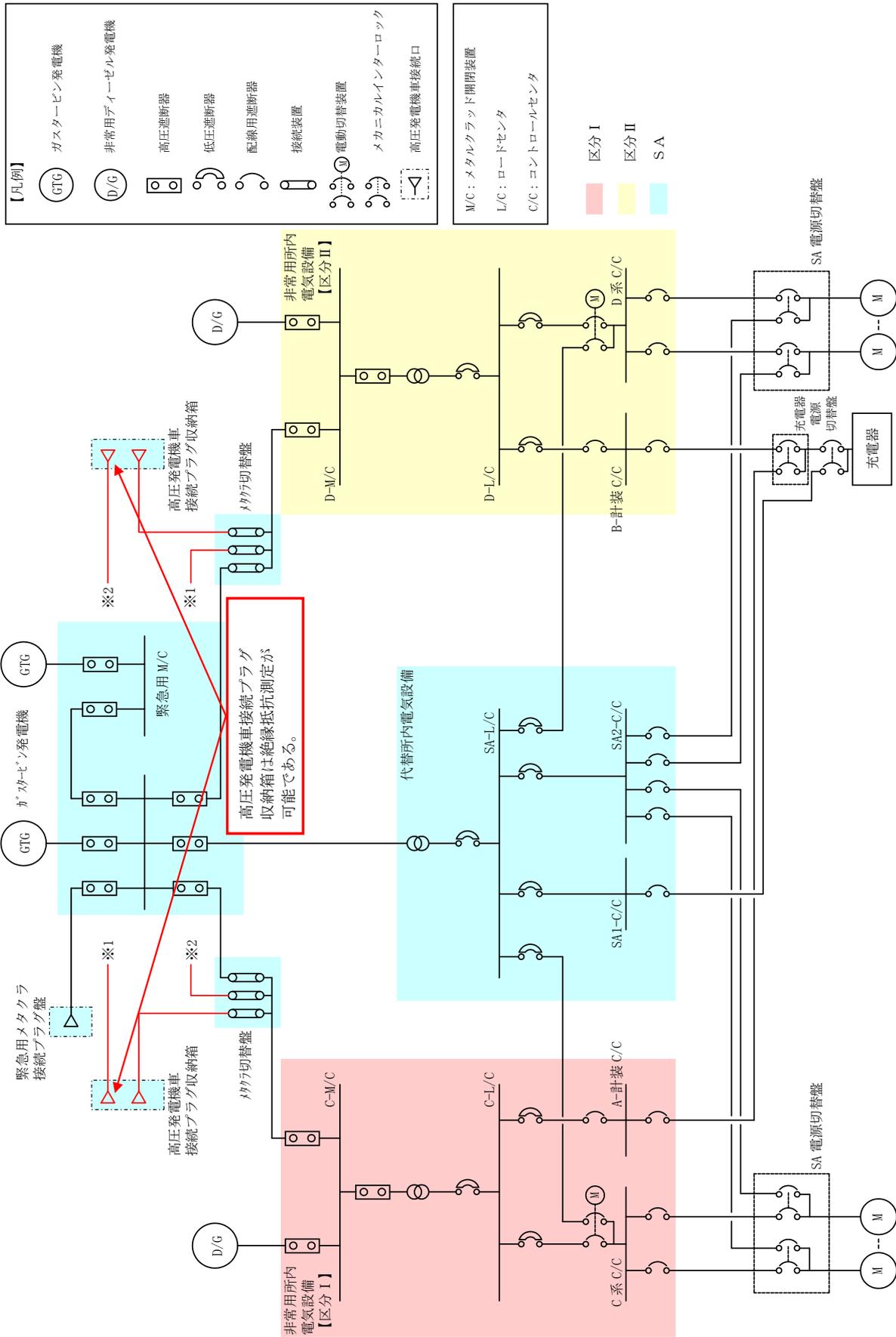
第 57-4-28 図 緊急用メタクラ試験系統図



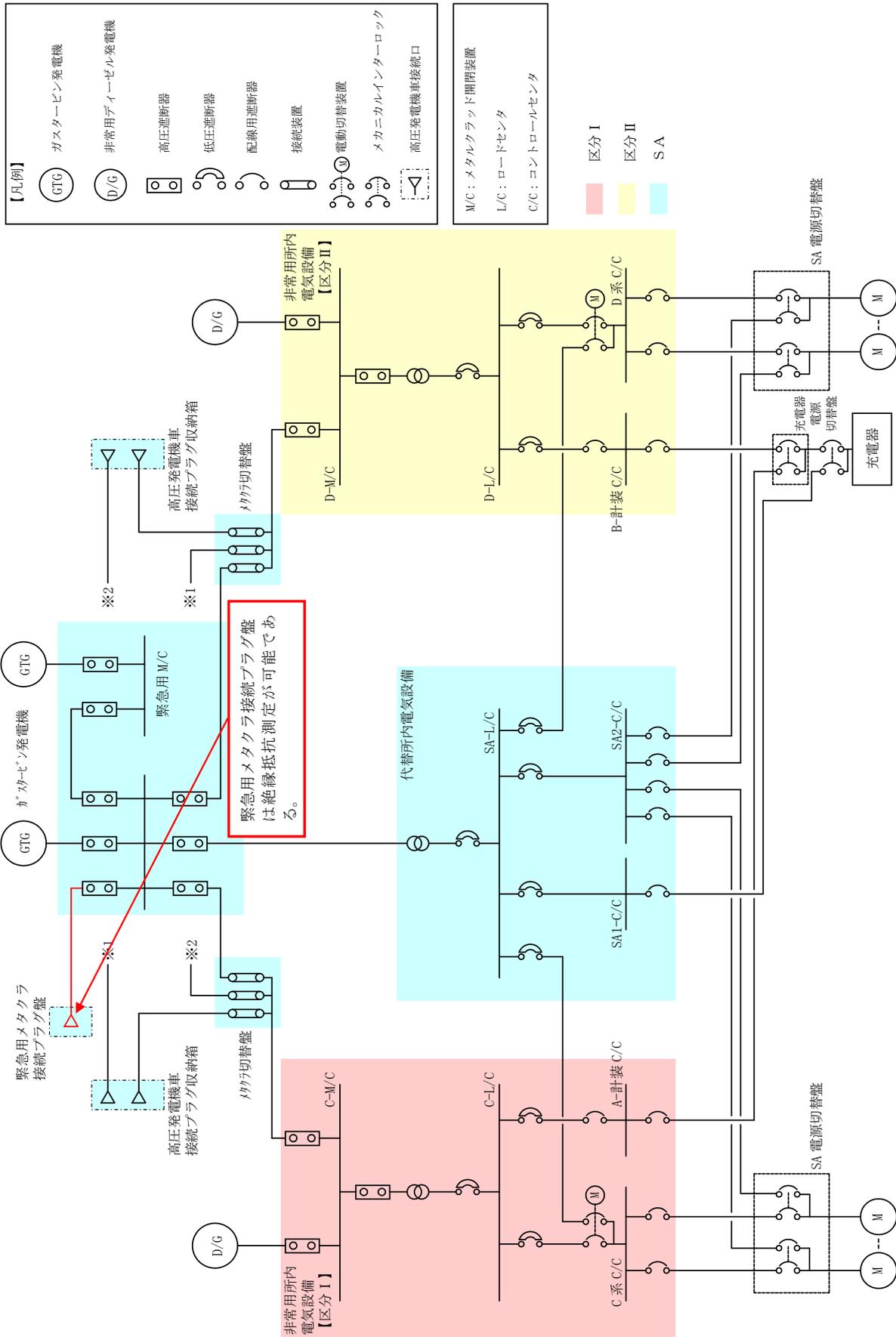
第 57-4-29 図 緊急用メタクラ用ケーブル試験系統図



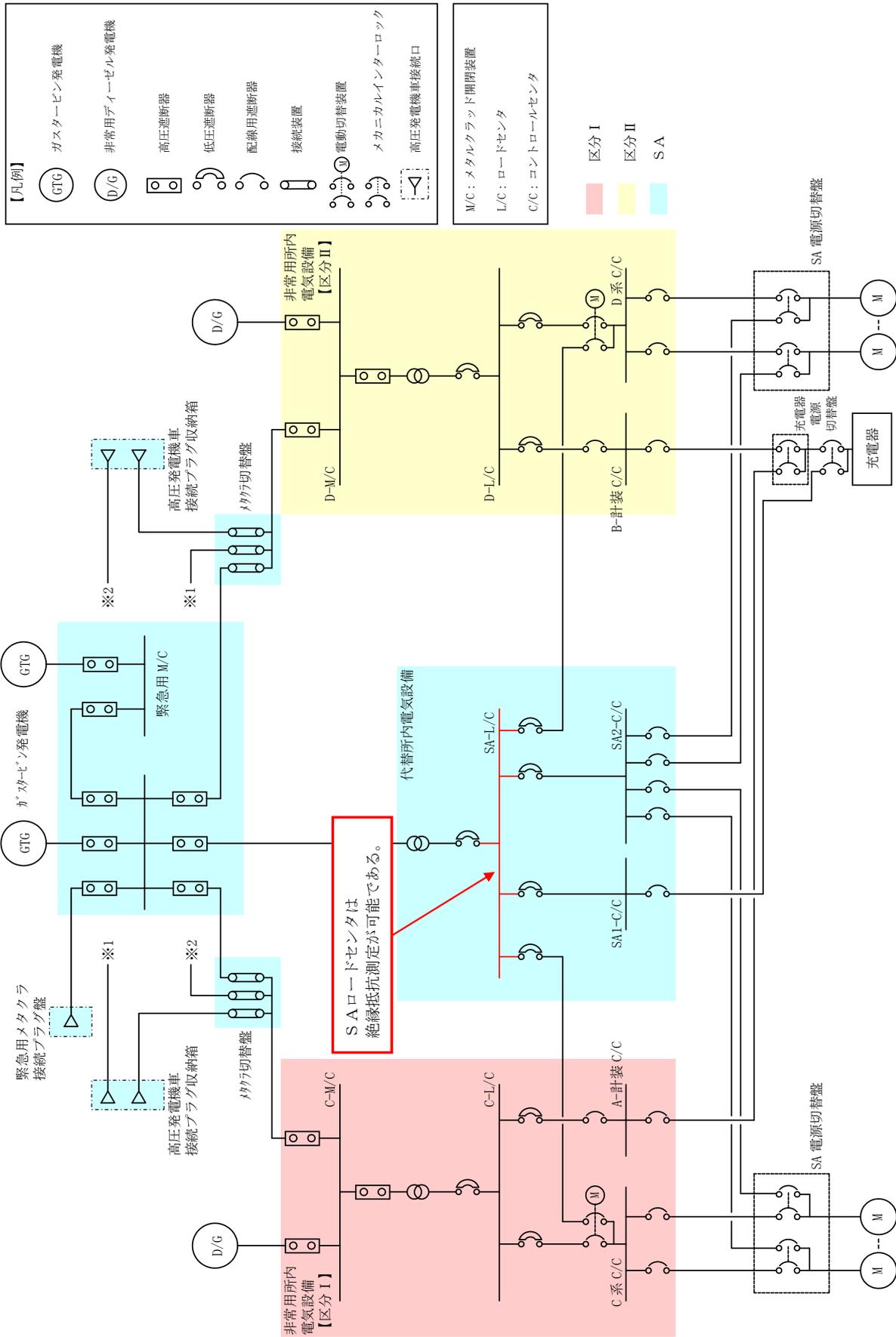
第 57-4-30 図 メタクラ切替盤試験系統図



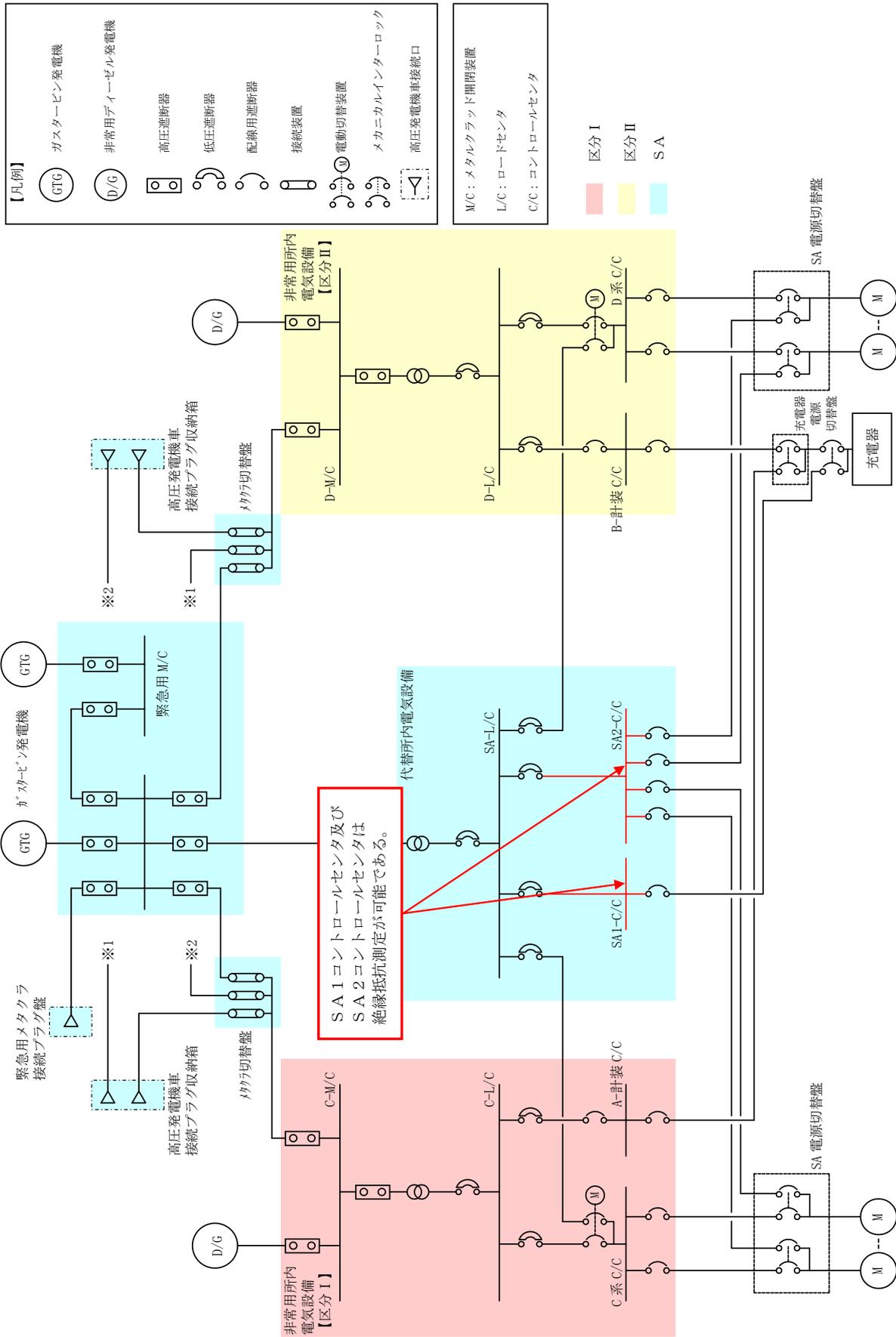
第 57-4-32 図 高压発電機車接続プラグ収納箱試験系統図



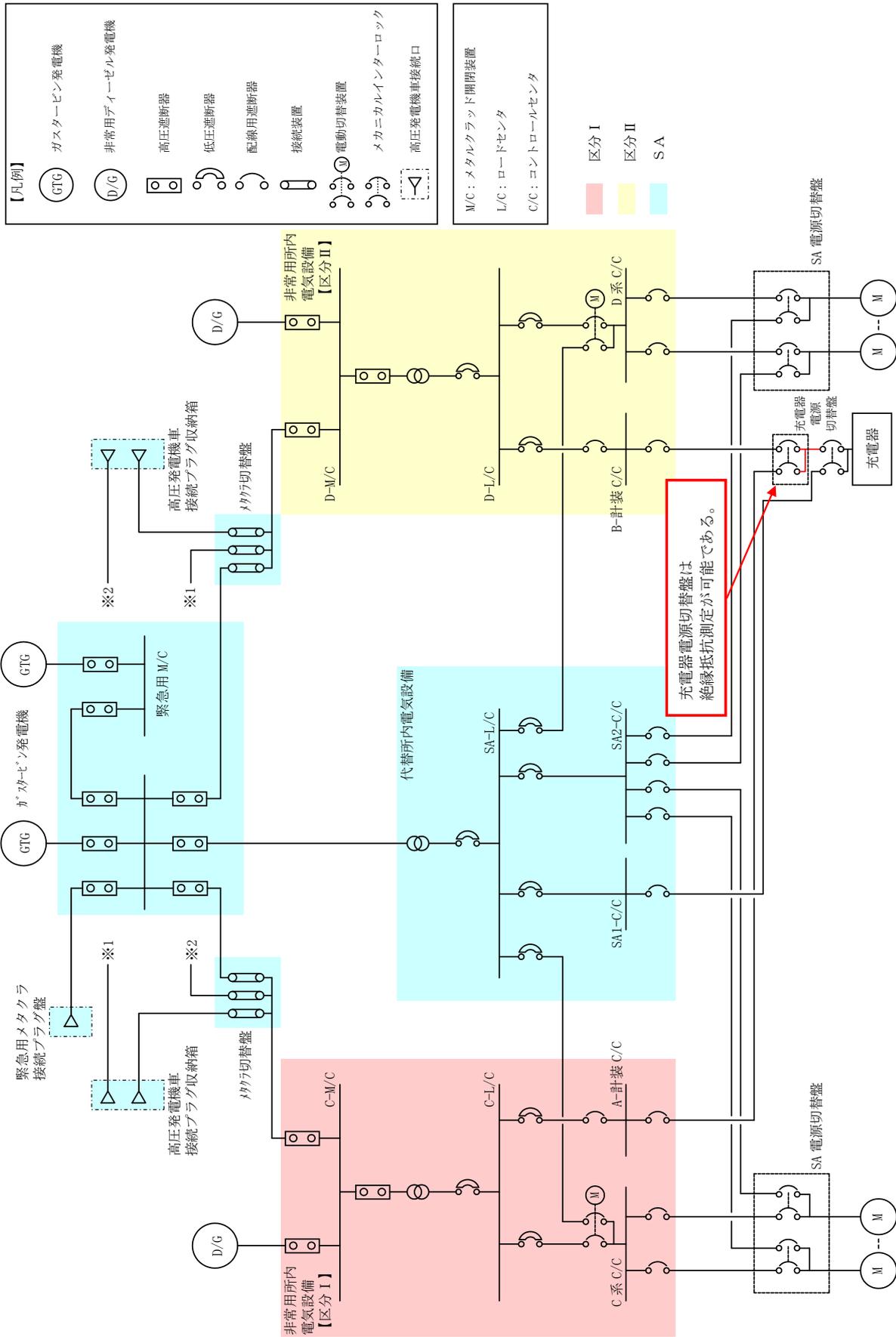
第 57-4-33 図 緊急用メタクラ接続プラグ盤試験系統図



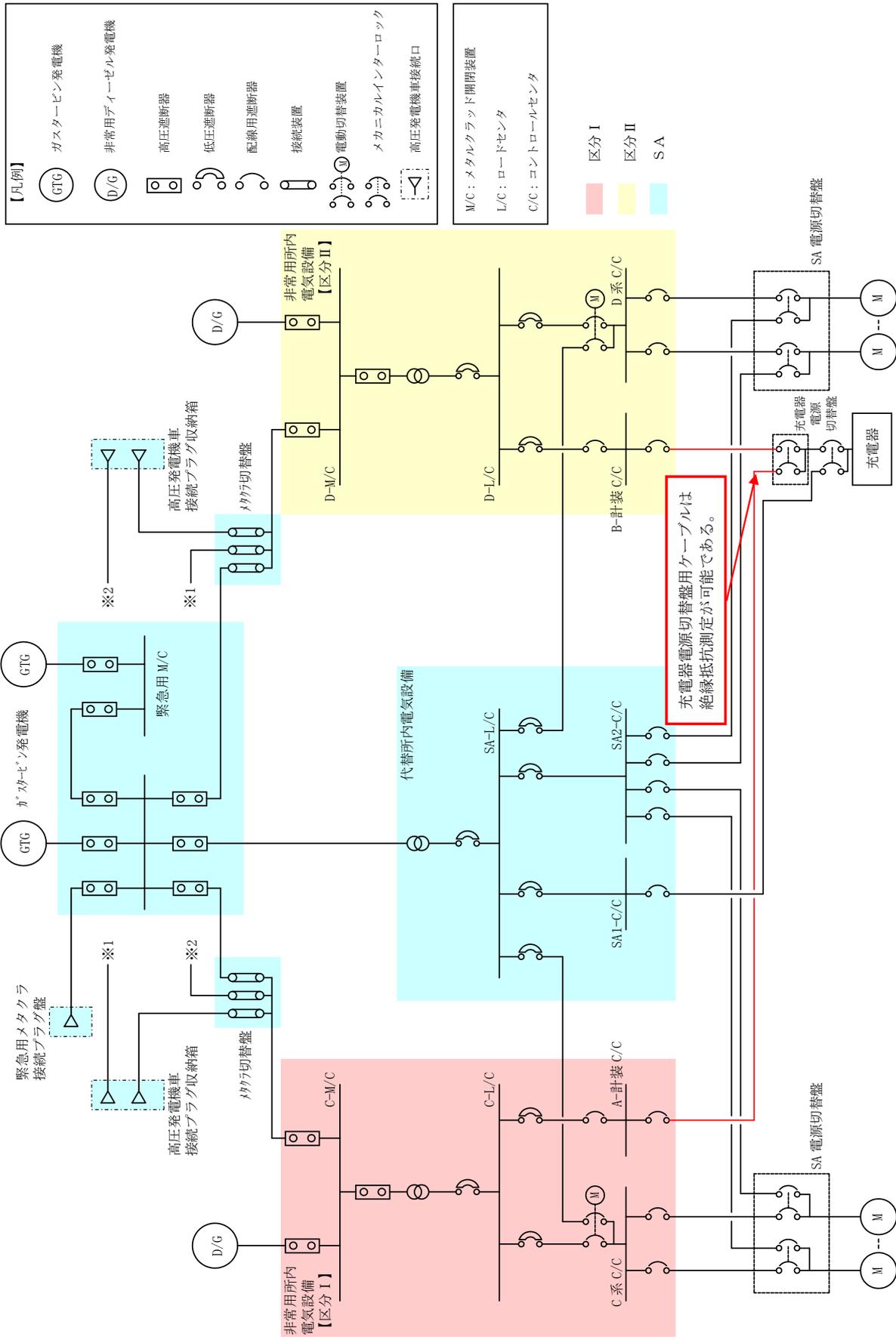
第 57-4-34 図 SAロードセンタ試験系統図



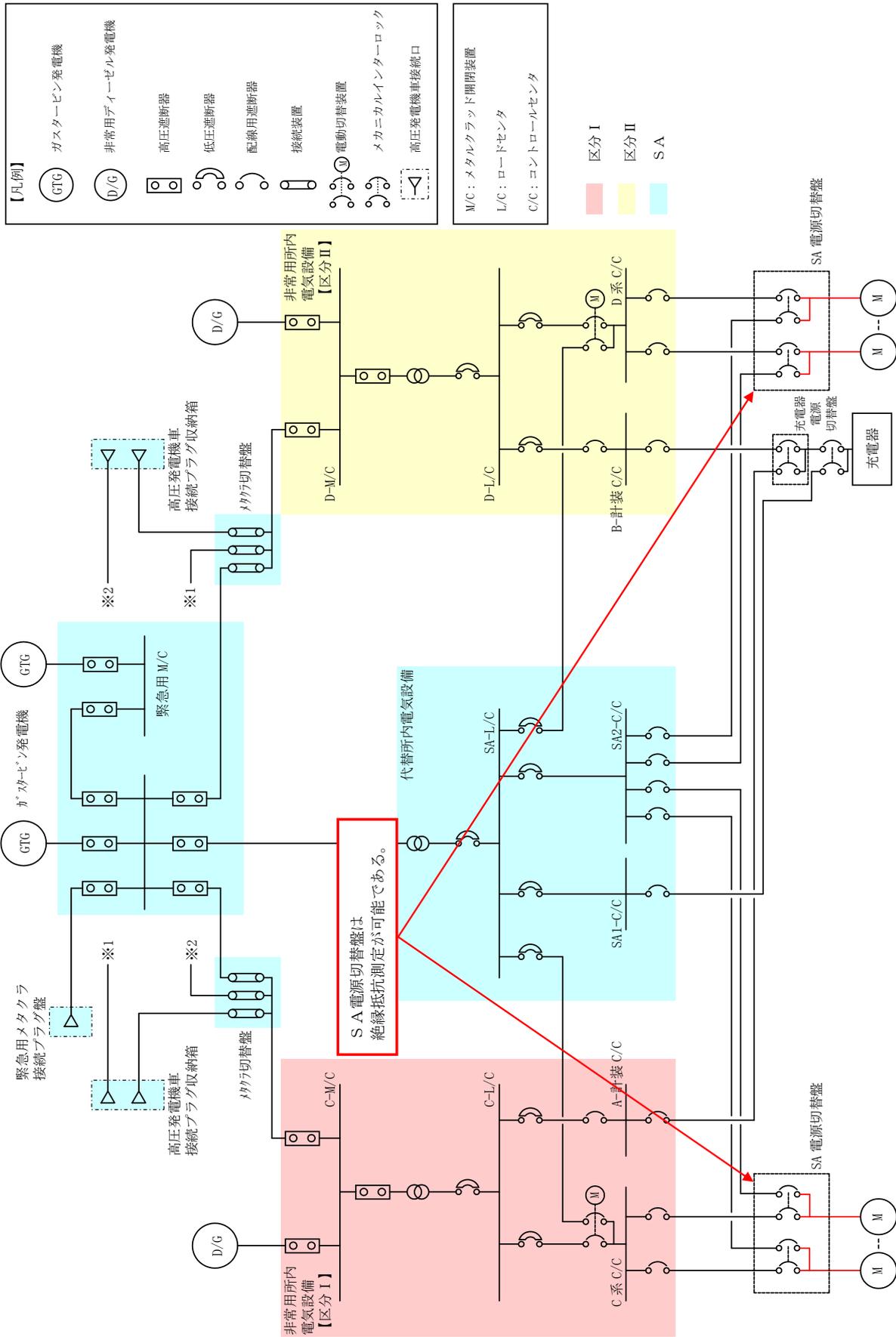
第57-4-35図 SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ試験系統図



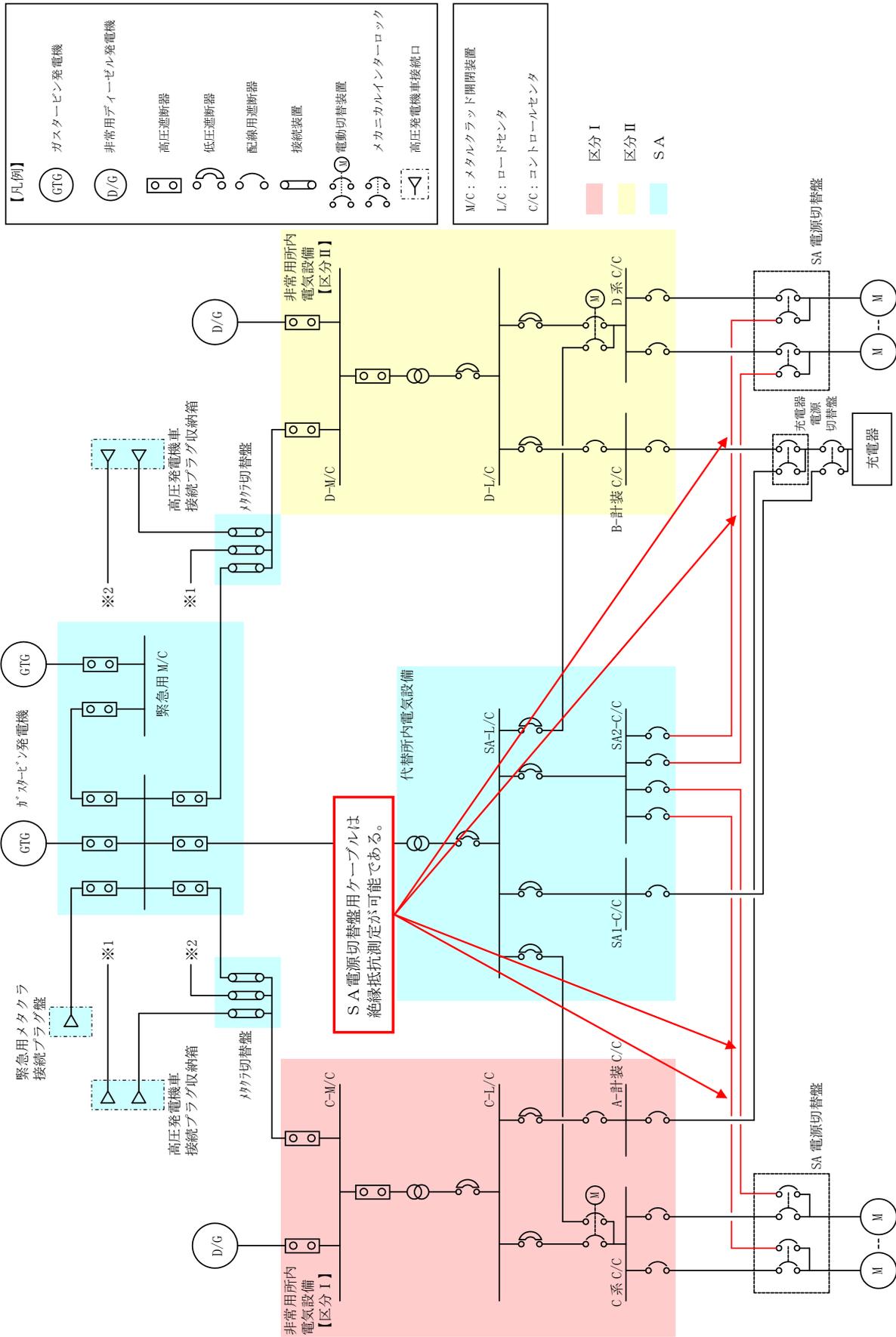
第 57-4-36 図 充電器電源切替盤試験系統図



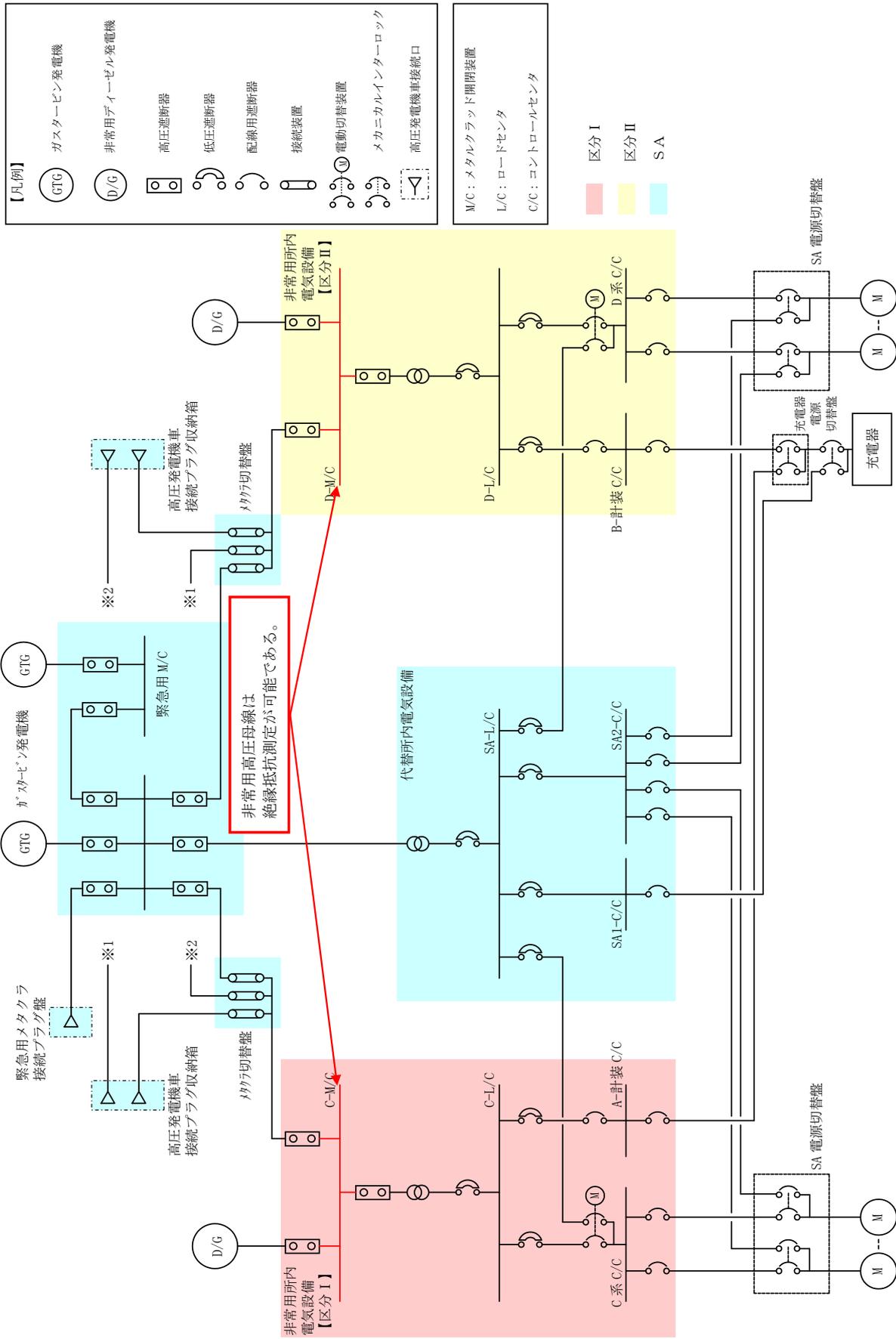
第 57-4-37 図 充電器電源切替盤用ケーブル試験系統図



第 57-4-38 図 SA 電源切替盤試験系統図



第 57-4-39 図 SA電源切替盤用ケーブル試験系統図



第 57-4-40 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

【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、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、ガスタービン発電機用軽油タンクの容量の算定には含めていない。

また、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、ガスタービン発電機用軽油タンクの容量の算定には含めていない。

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：高圧発電機車は2種類あり、それぞれの燃料消費率が と であることから、燃料消費率が高い方を用いて算出

※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。

本資料のうち、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		ディーゼル燃料貯蔵タンク
個数	—	2 (A-ディーゼル燃料貯蔵タンク) 1 (HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク) 3 (B-ディーゼル燃料貯蔵タンク)
容量	m ³ /個	約 170 約 170 約 100
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40

【設 定 根 拠】

ディーゼル燃料貯蔵タンクは、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

【設 定 根 拠】（続き）

ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は、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、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が、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、ガスタービン発電機（57条）緊急時対策所用発電機（61条）については、ディーゼル燃料貯蔵タンクを燃料源としていないため、ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量の算定には含めていない。

また、高圧発電機車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置については、同時にその機能を発揮することを想定していないため、ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量の算定には含めていない。

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		
非常用ディーゼル発電機※1	2		
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機※1	1		
計			710.5

※1：ディーゼル燃料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710.5m³であり、それ以上の容量として、ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は合計約810m³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）

【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 710.5m³ 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：高圧発電機車は2種類あり、それぞれの燃料消費率が と であることから、燃料消費率が高い方を用いて算出

※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

ディーゼル燃料貯蔵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

ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は、屋外環境の最高温度（約 40℃）を踏まえて 40℃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		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。

[ガスタービン発電機用軽油タンクから大量送水車，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：

本資料のうち，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）

[ディーゼル燃料貯蔵タンクから大量送水車，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＝81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(1.735m³)を上回る容量として，タンクローリの容量は約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、 $20 < \text{タンク内圧} \leq 24 \text{kPa [gage]}$ 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 24kPa [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 4,360kW、連続最大負荷 約 4,268kW）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 877
③	B-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360
④	D-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360
⑤	B-原子炉補機海水ポンプ	約 410
⑥	D-原子炉補機海水ポンプ	約 410
⑦	C-残留熱除去ポンプ	約 560
⑧	B-残留熱除去ポンプ	約 560
⑨	B-中央制御室送風機	約 180
⑩	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
⑪	B-中央制御室冷凍機	約 300
⑫	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 4,268 (約 4,360)

【設 定 根 拠】（続き）

したがって、発電機の出力は最大所要負荷である約 4,360kW（連続最大負荷：約 4,268kW）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。

本資料のうち、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）

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)

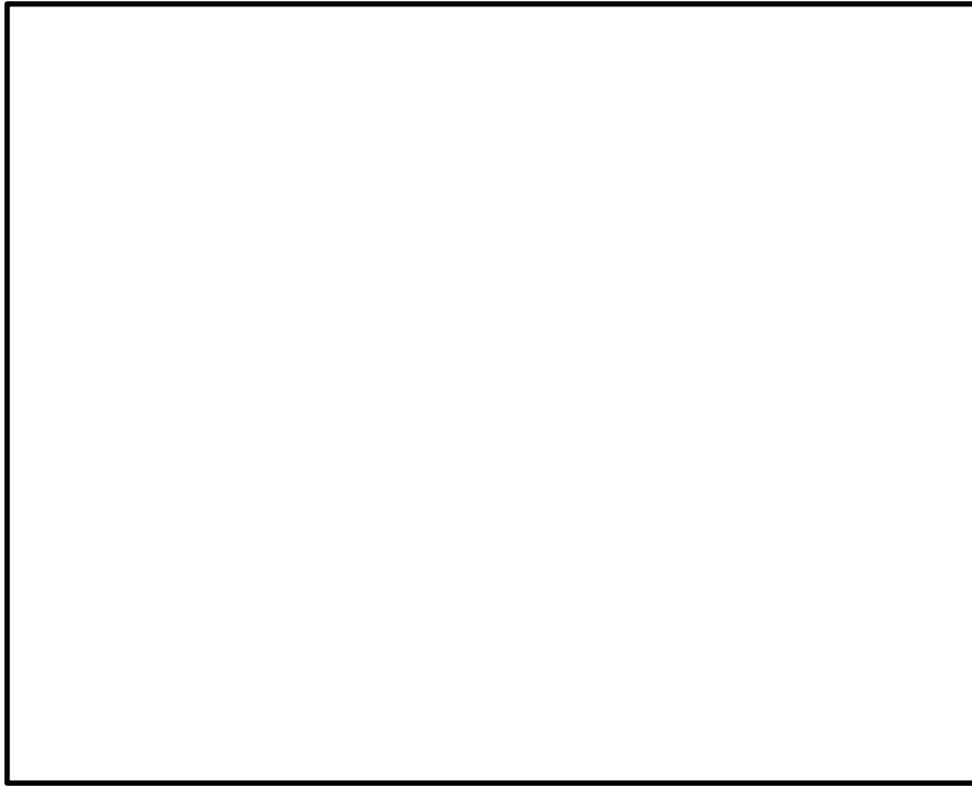
「歯車ポンプ及びねじポンプ—試験方法」)

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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

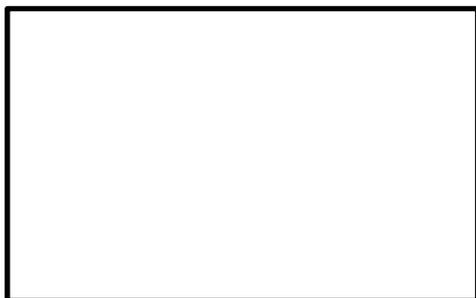
名称		ガスタービン発電機用サービスタンク
個数	—	1 (予備 1)
容量	m ³ /個	約 7.9
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【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 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 286] = 236\text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 286 \text{ (A)}$$

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

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.56 \times 393] = 276\text{Ah}$$

$$K_1 : 0.56 (1分), I_1 : 393 (A)$$

② 24時間 (1440分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [23.88 \times 393 + 23.88 \times (47.2 - 393) + 0.56 \times (157 - 47.2)] = 1,486\text{Ah}$$

$$K_1 : 23.88 (1440分), K_2 : 23.88 (1439分), K_3 : 0.56 (1分)$$

$$I_1 : 393 (A), I_2 : 47.2 (A), I_3 : 157 (A)$$

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
S A用 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		高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤
定格電流	A	約 280
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、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>高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、高圧発電機車 3 台が接続可能であることから、高圧発電機車 3 台の定格電流以上に設定する。</p> <p>（1）高圧発電機車 3 台の定格電流である 約 132A に対し、十分余裕を考慮し、280A とする。</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、 $99A (=60kW \div 力率 0.8 \div \sqrt{3} \div 440V)$ 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】

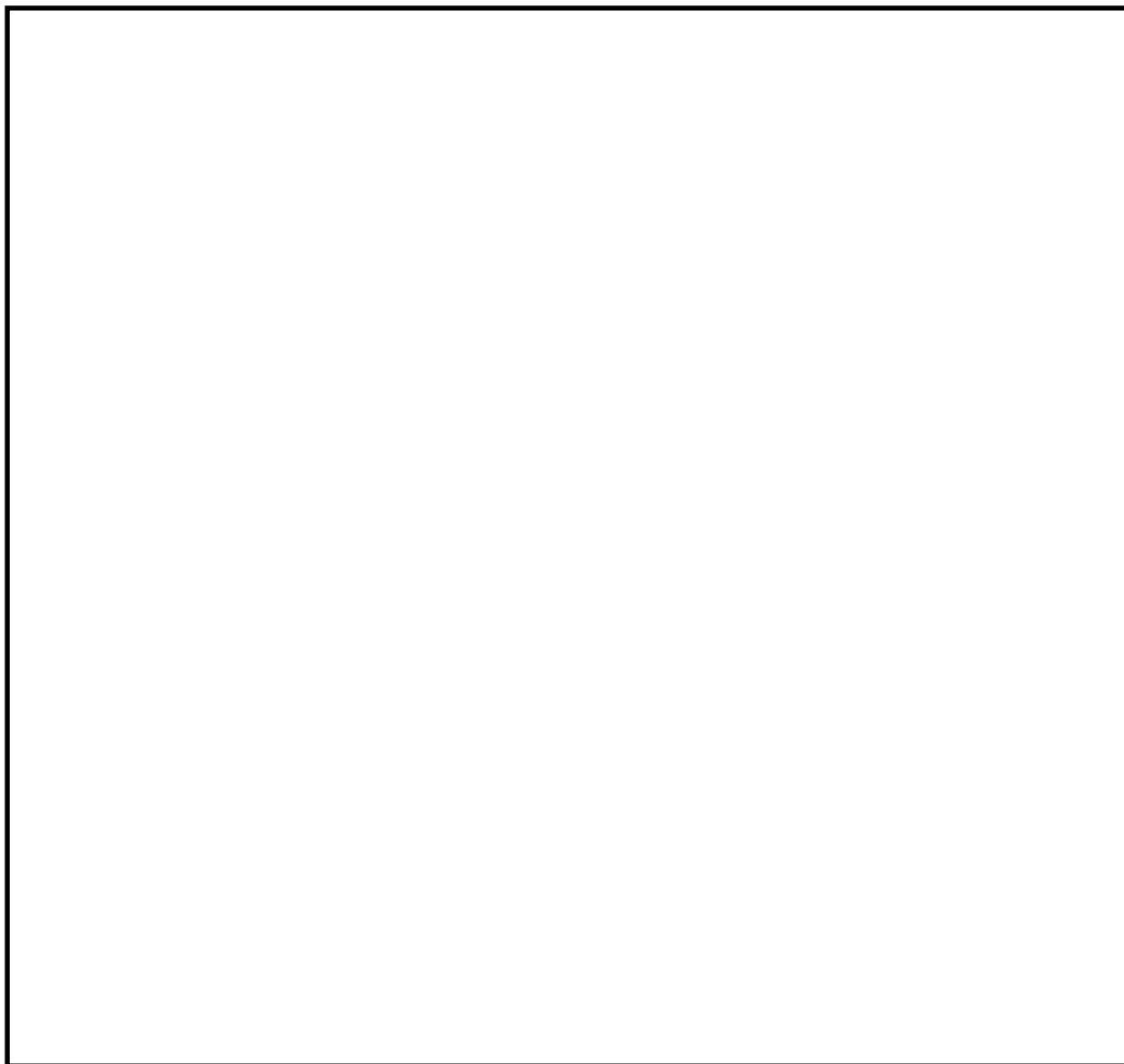
負荷名称	出力 (kW)
RHR ドライウェル第2 スプレイ弁	5.8
RHR 注水弁	8.7
RHR 熱交冷却水出口弁	4.2
RHR 熱交バイパス弁	5.2
NGC 非常用ガス処理入口隔離弁	0.72
NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	0.72
SGT FCVS 耐圧強化ベントライン連絡弁	0.72

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。



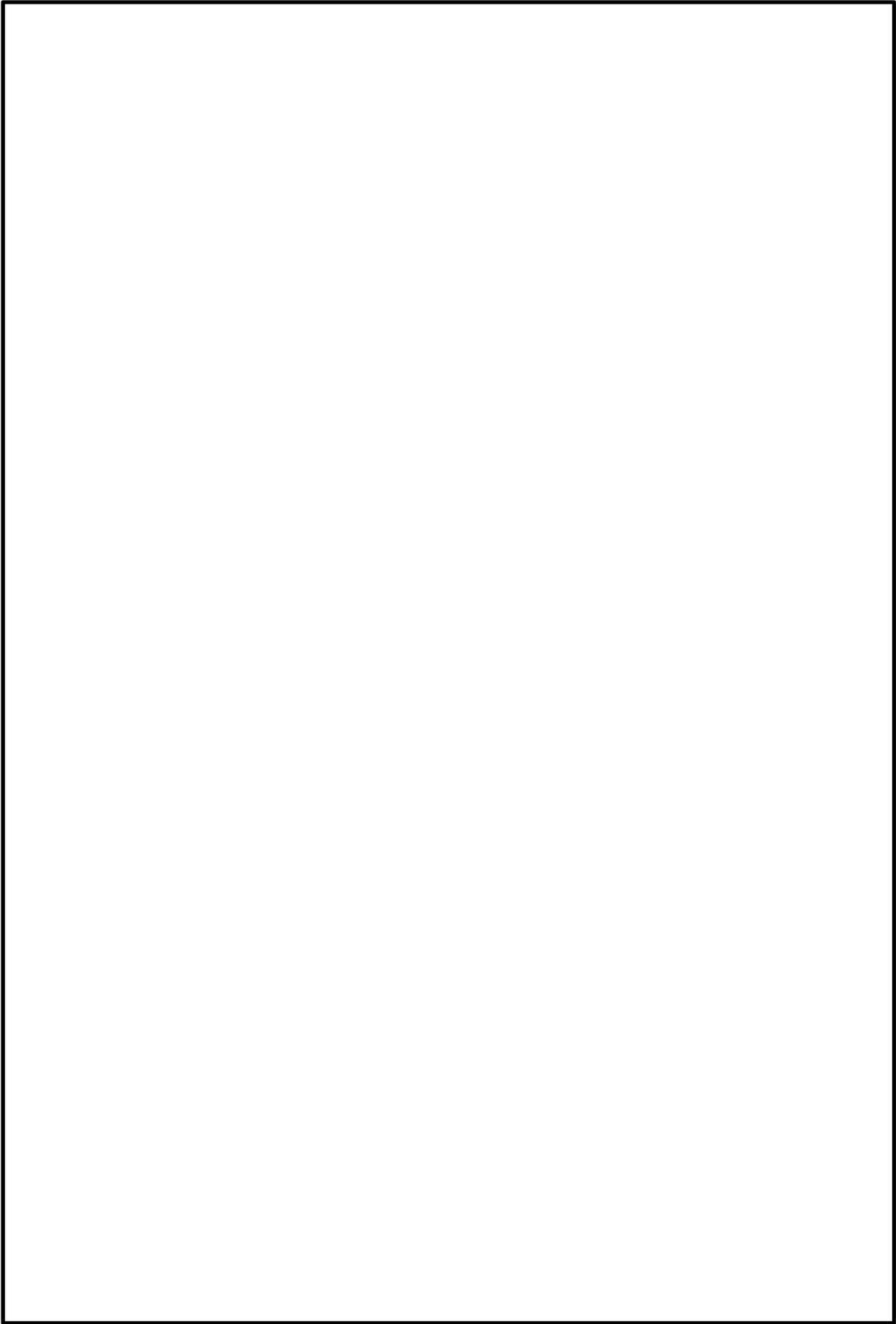
第 57-6-2 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (1/10)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



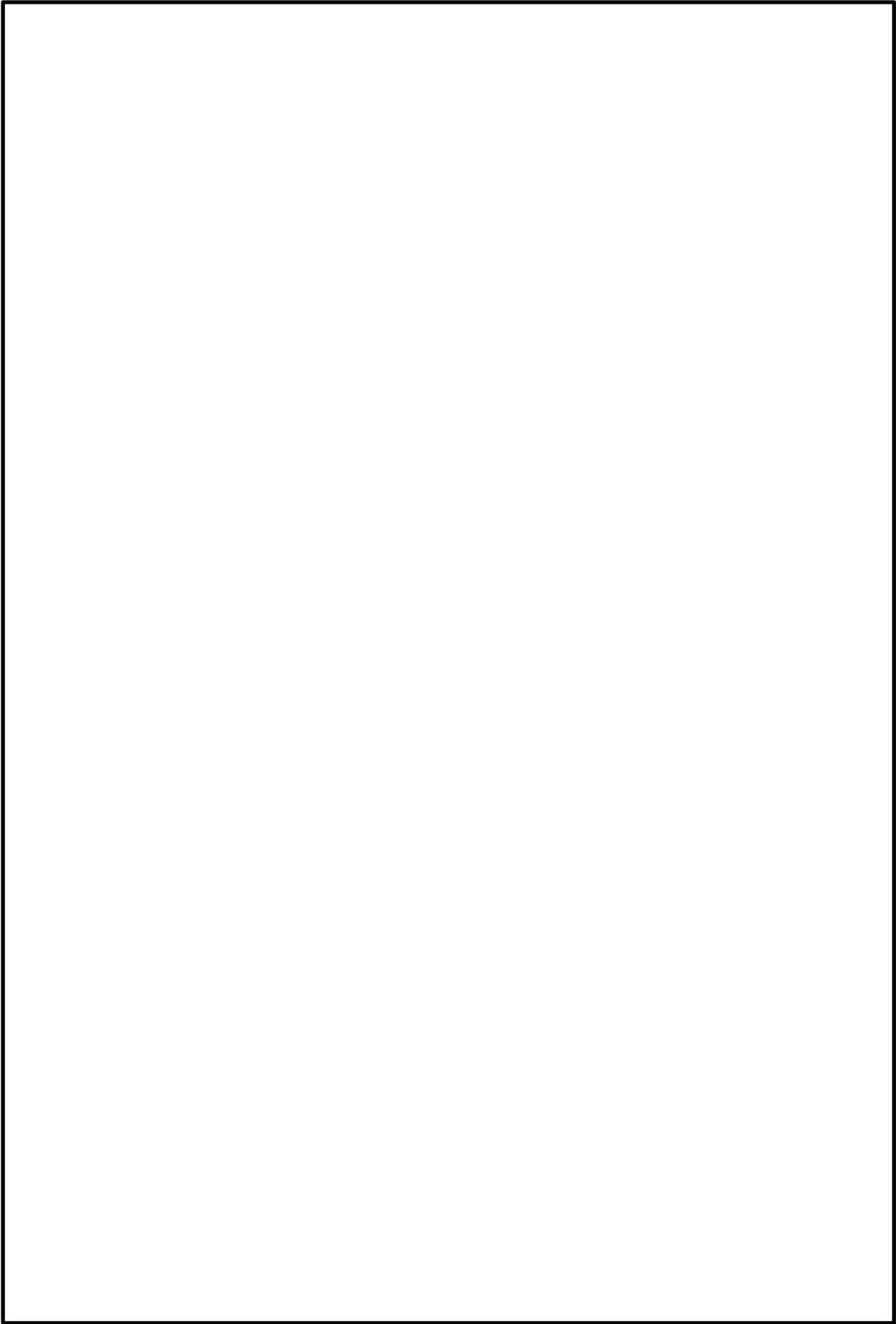
第 57-6-3 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (2/10)

本資料のうち、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 (3/10)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



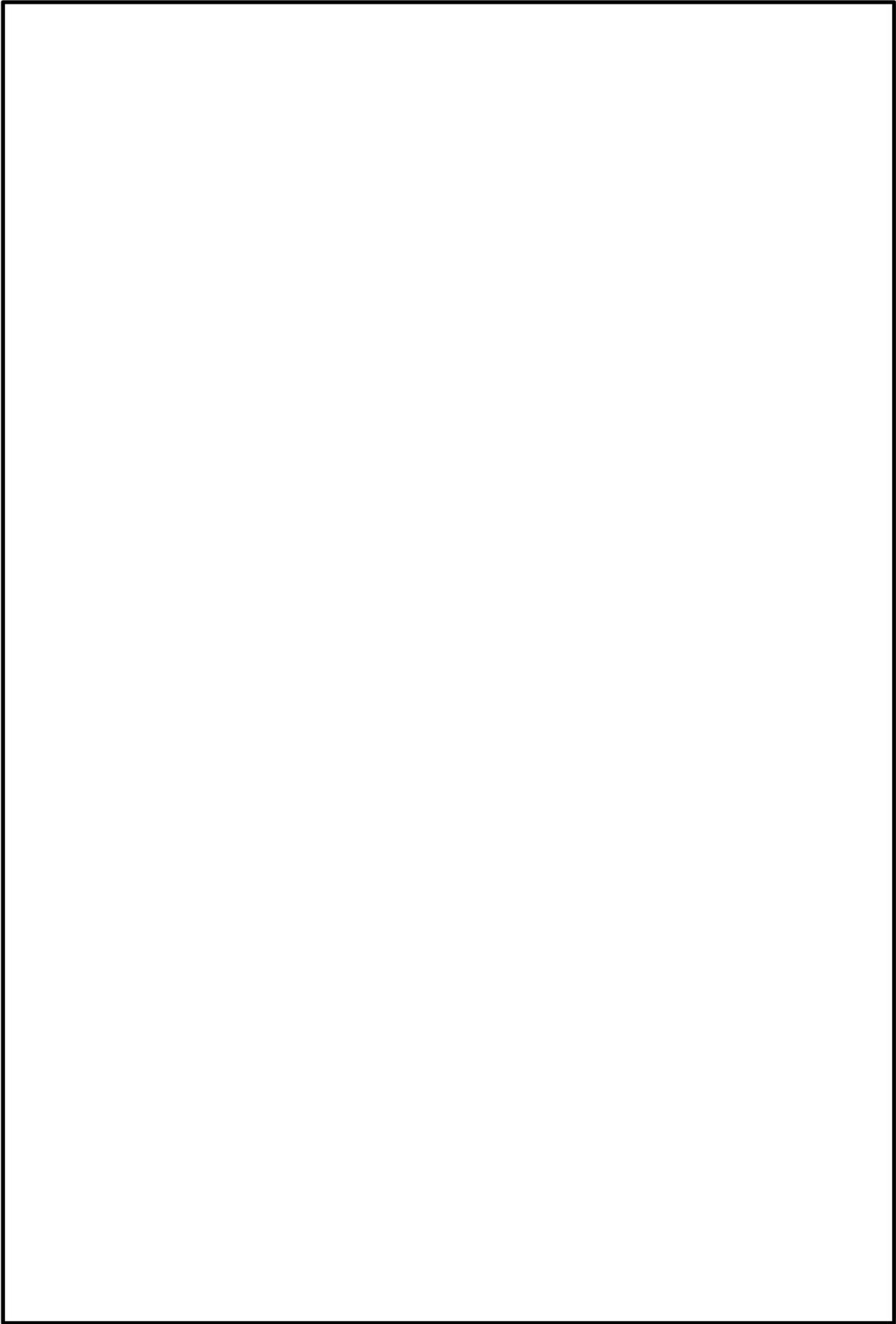
第 57-6-5 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (4/10)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



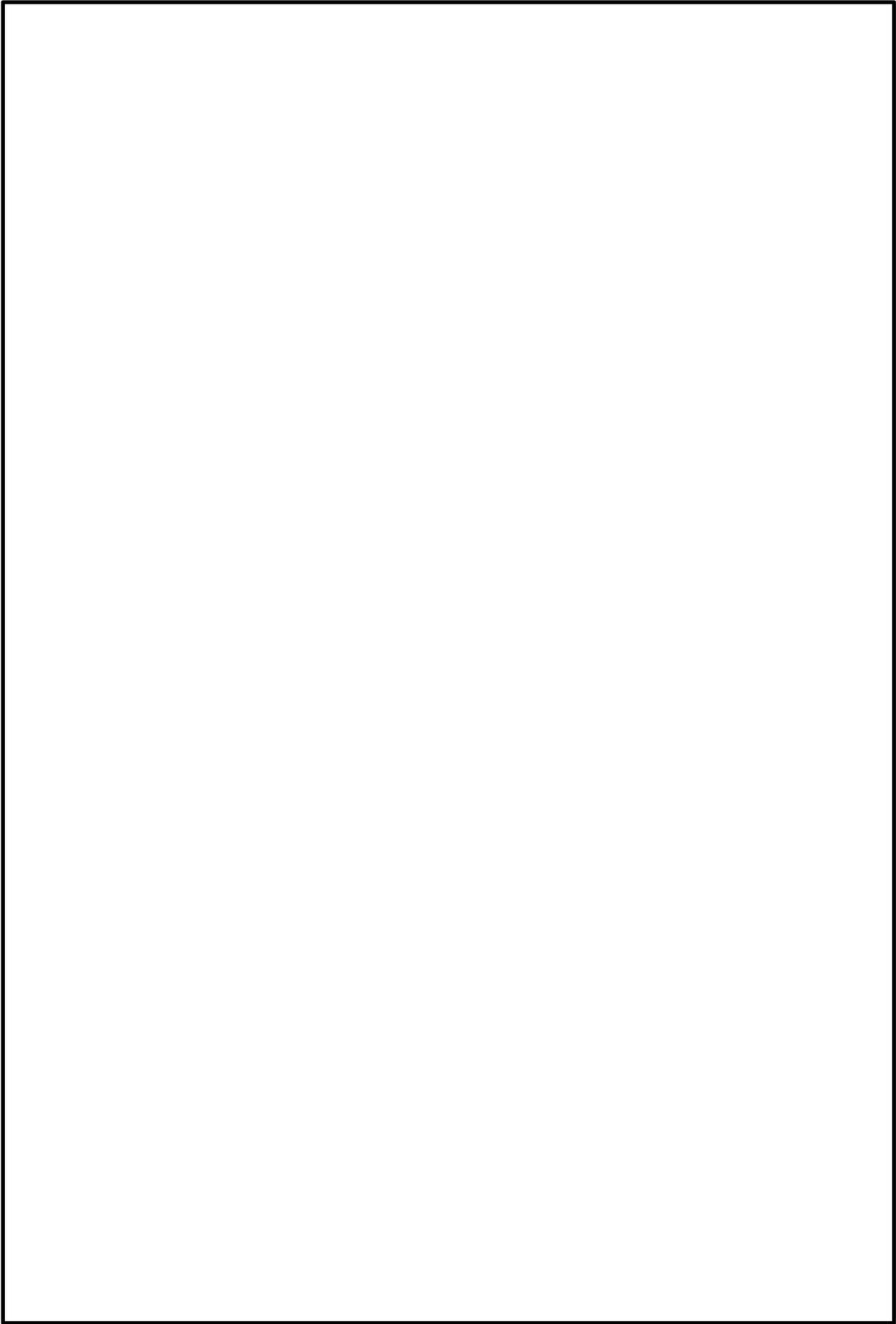
第 57-6-6 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (5/10)

本資料のうち、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 57-6-7 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (6/10)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



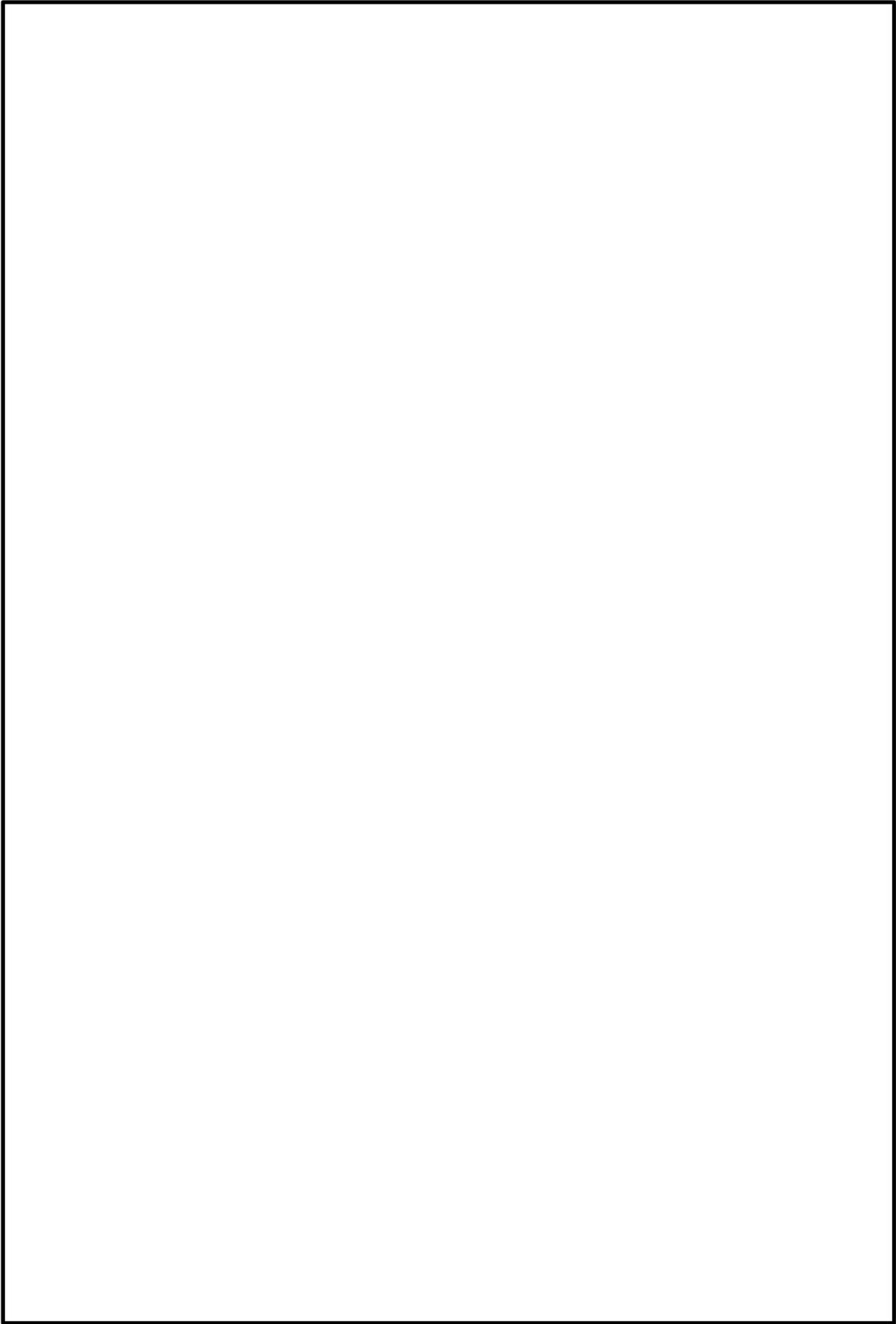
第 57-6-8 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (7/10)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



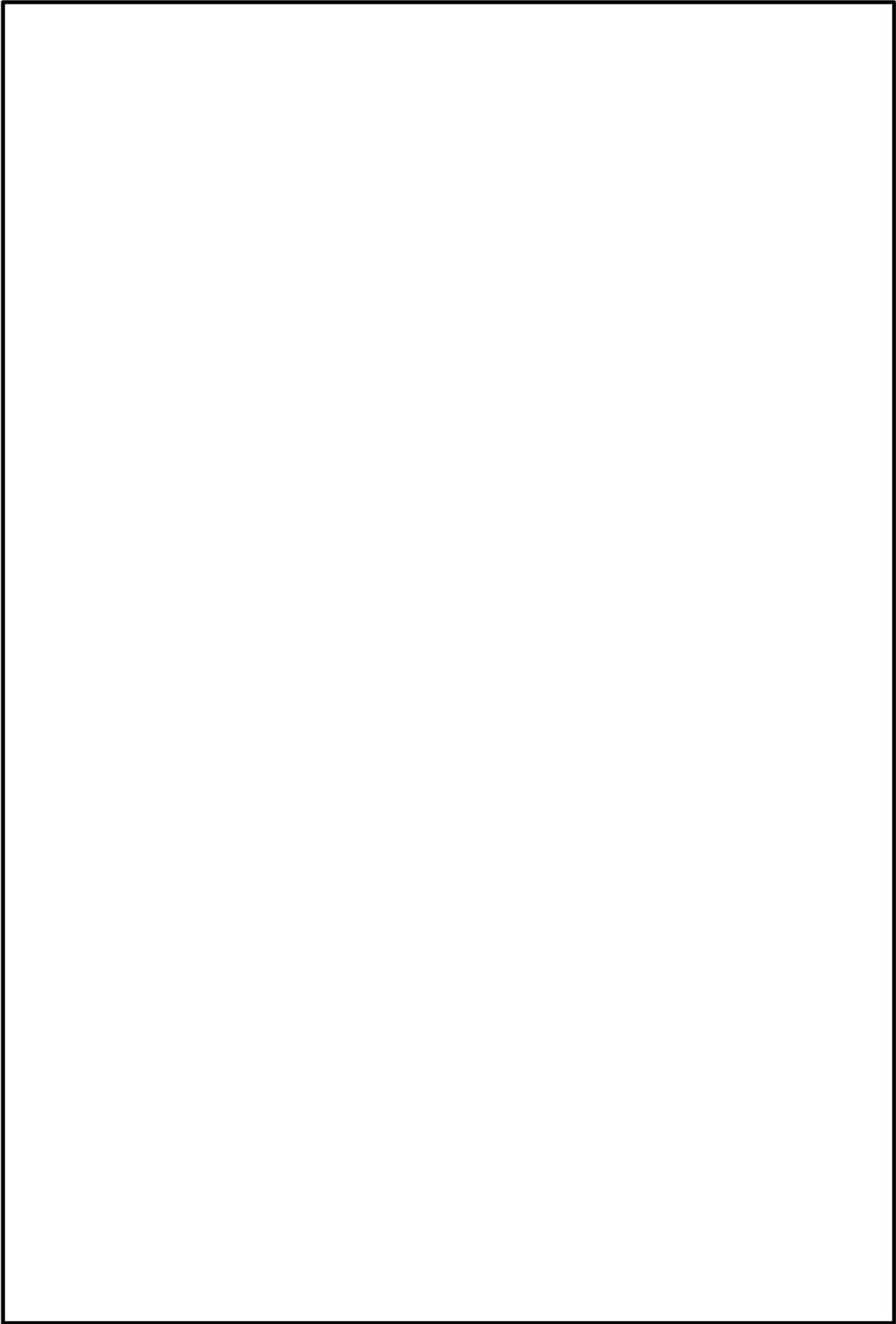
第 57-6-9 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (8/10)

本資料のうち、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 57-6-10 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (9/10)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

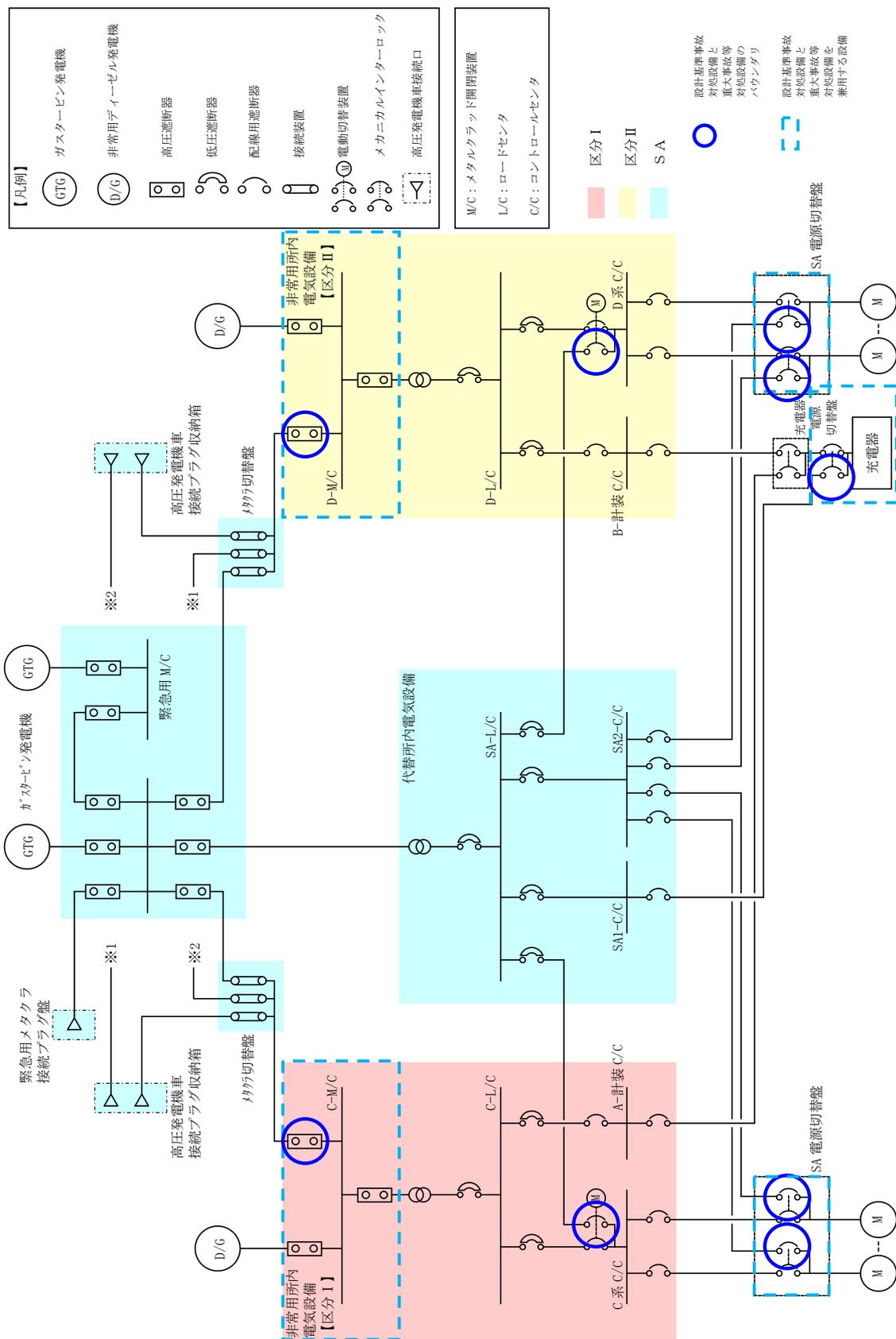


第 57-6-11 図 重大事故等時 電源設備屋内アクセスルート図 (10/10)

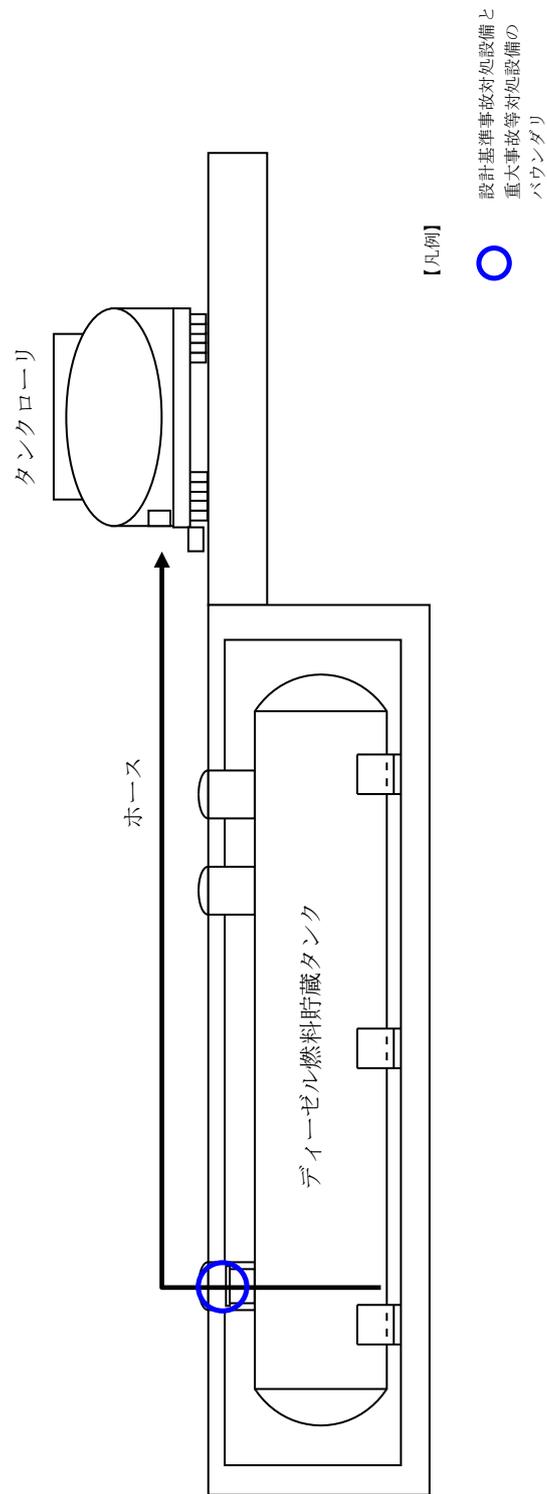
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-7

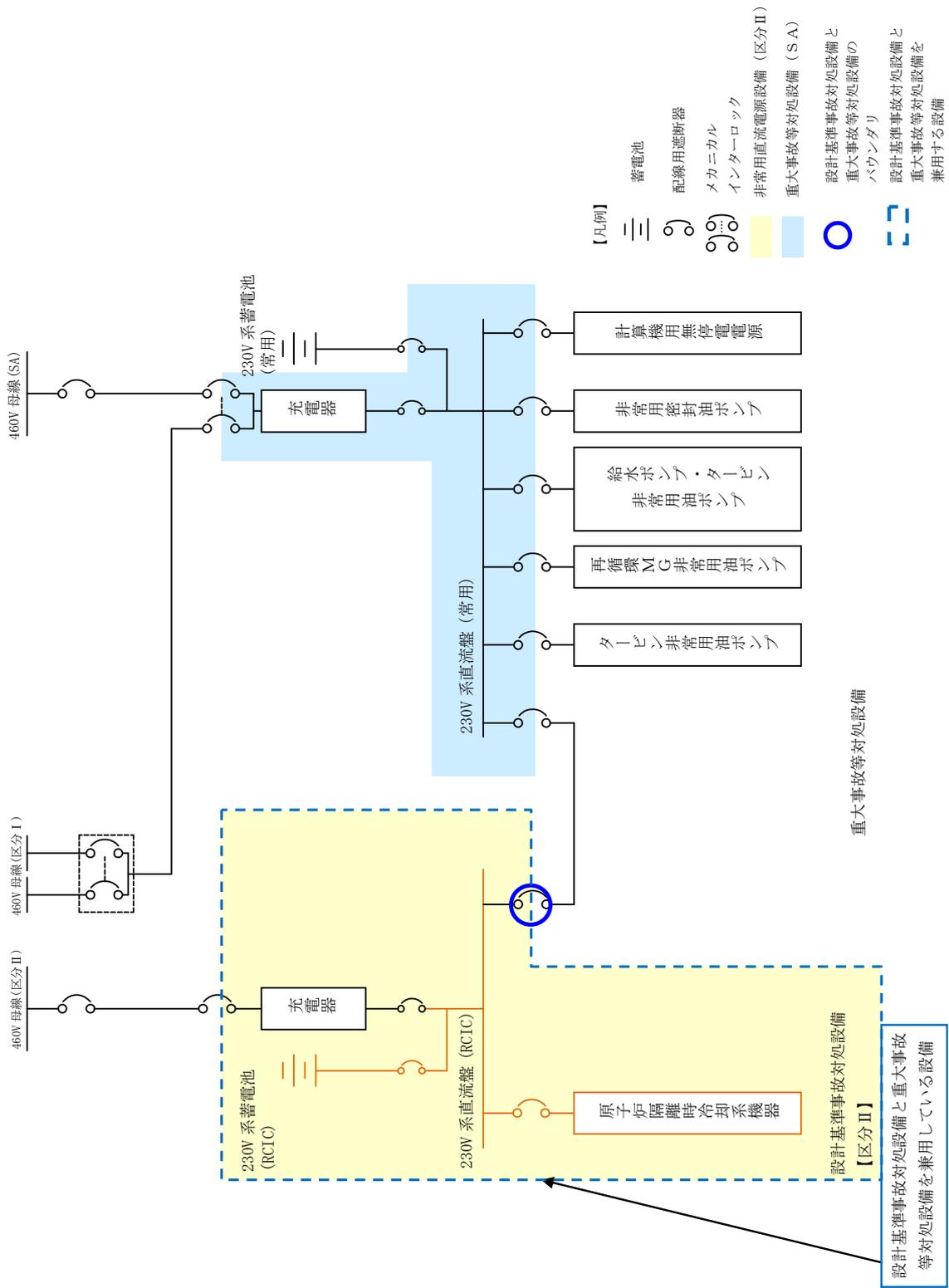
設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図



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
(ディーゼル燃料貯蔵タンク)



第 57-7-4 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6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～緊急用メタクラ接続プラグ盤

～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～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～第57-8-8図

⑤ 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）

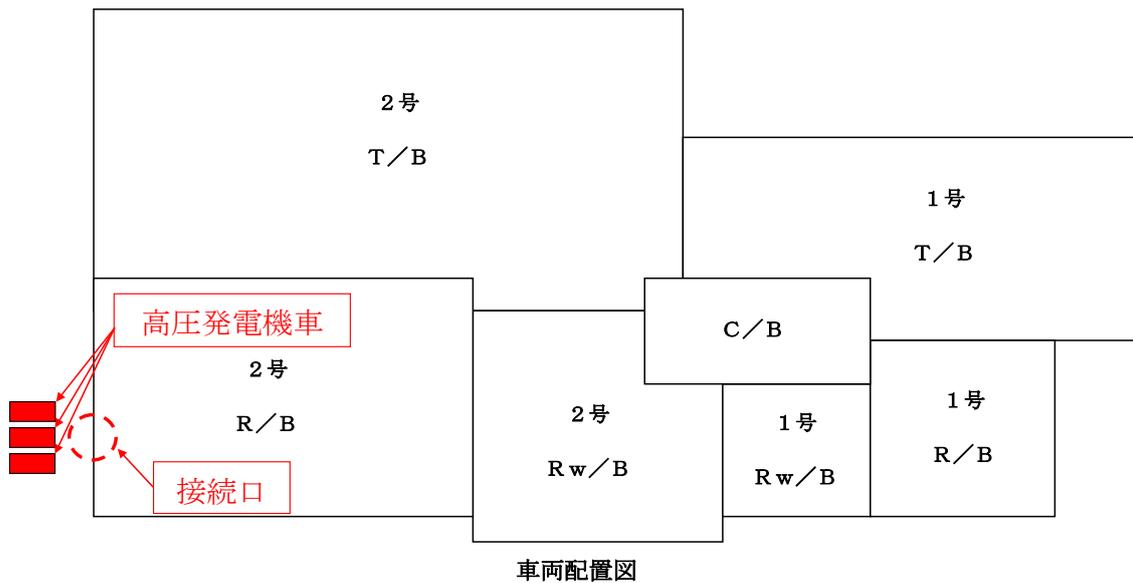
～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ（代替所内電気設備へ接続）

・・・第57-8-9図～第57-8-10図

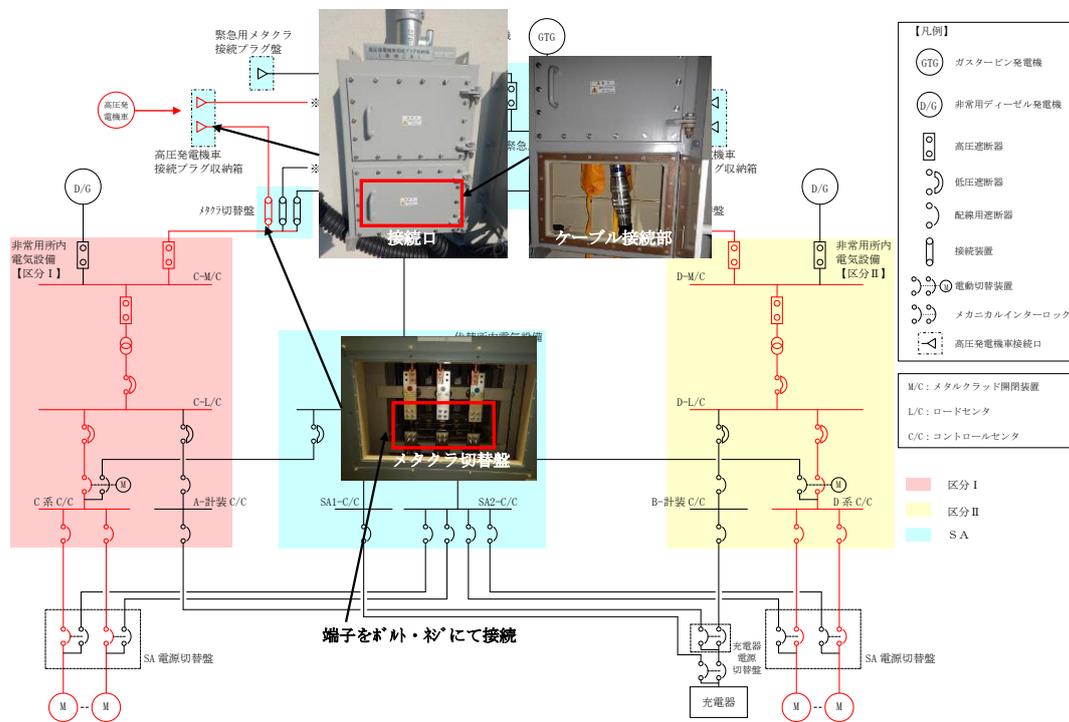
⑥ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤

～非常用高圧母線C系又はD系（代替所内電気設備へ接続）

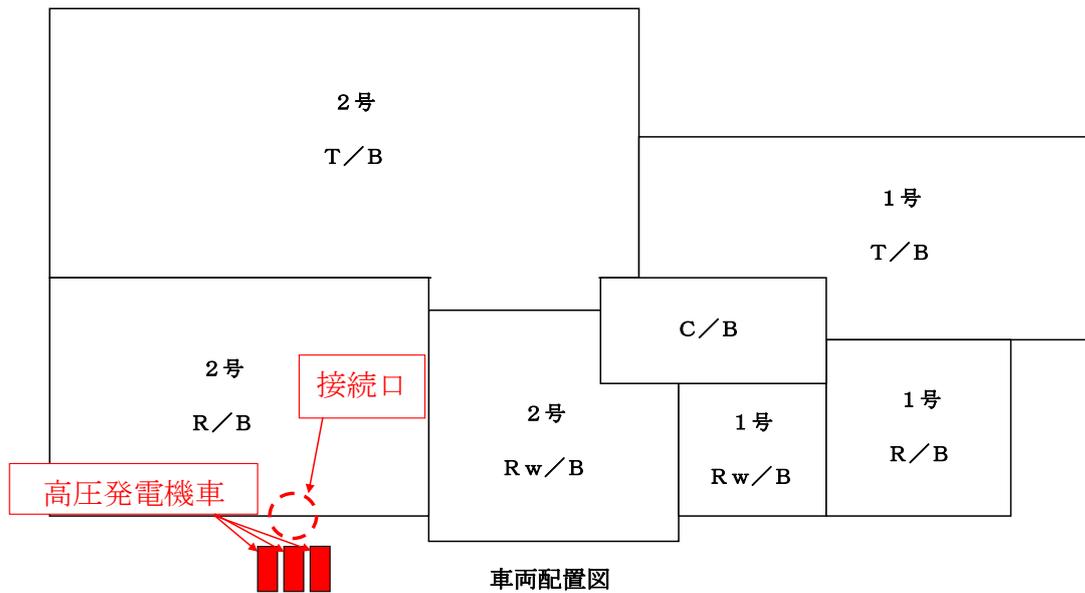
・・・第57-8-11図～第57-8-12図



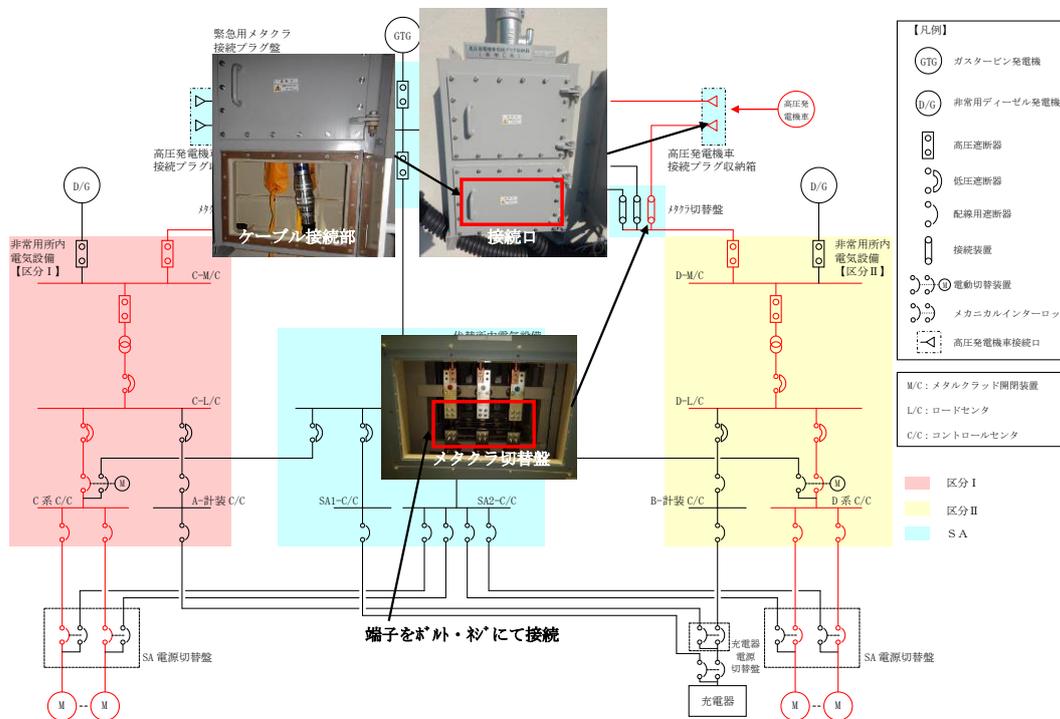
第 57-8-1 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



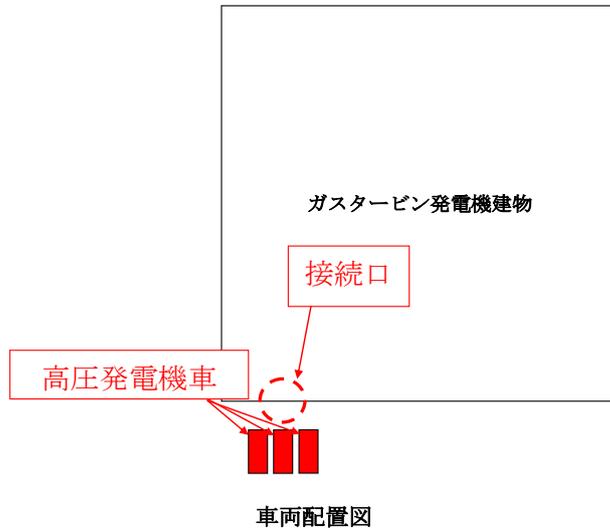
第 57-8-2 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



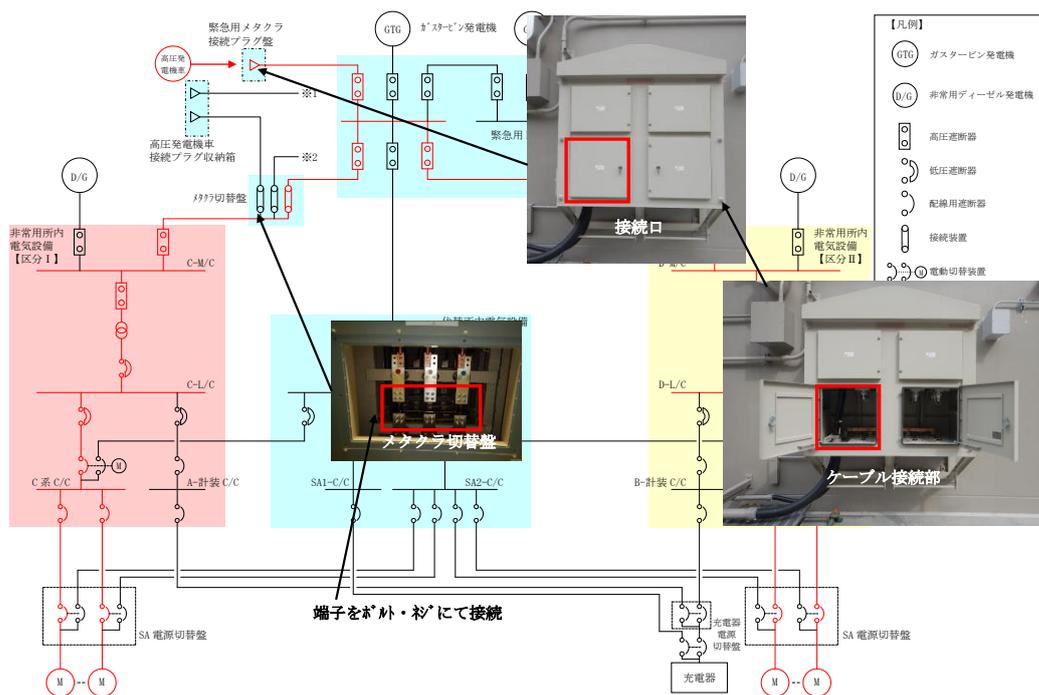
第 57-8-3 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



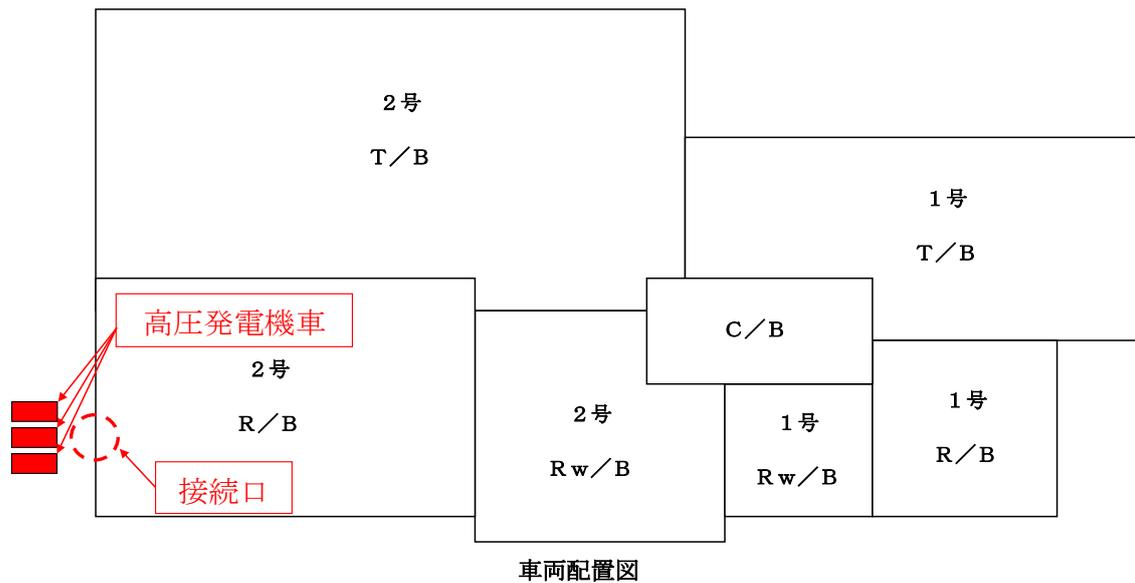
第 57-8-4 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



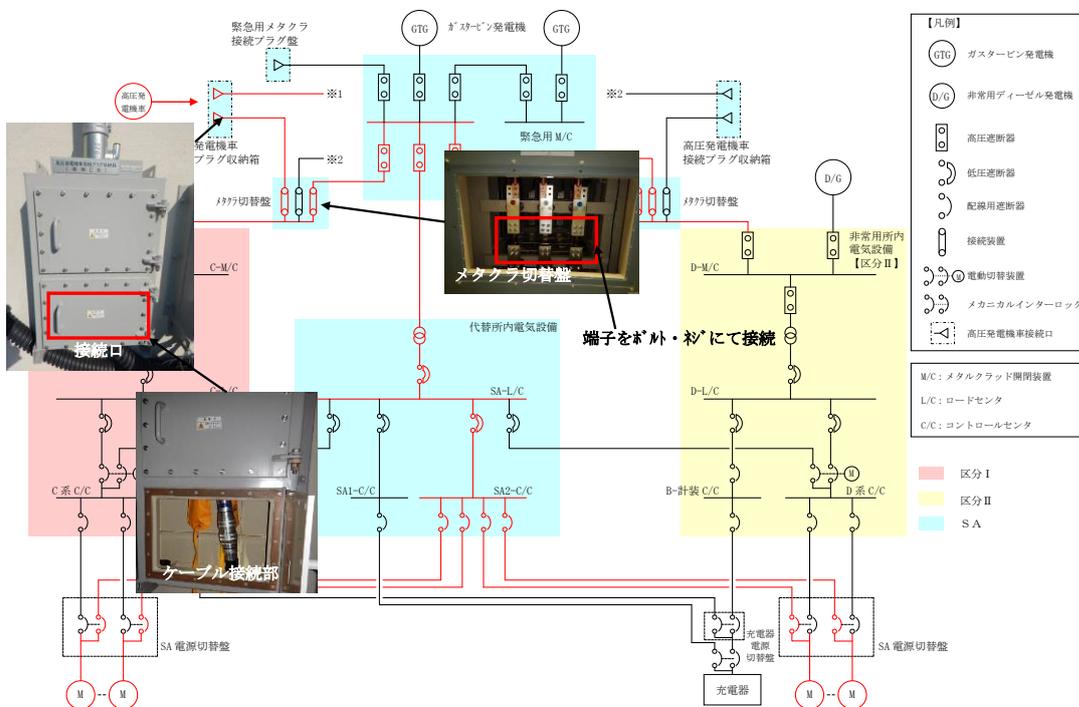
車両配置図
 第 57-8-5 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
 緊急用メタクラ接続プラグ盤～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



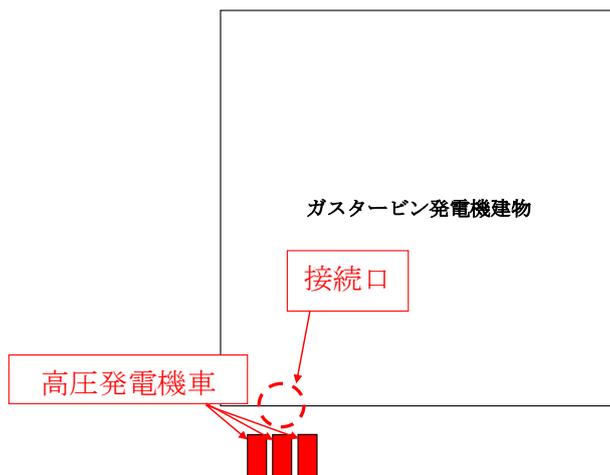
第 57-8-6 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 緊急用メタクラ接続プラグ盤～
 非常用高圧母線C系又はD系（非常用所内電気設備へ接続）



第 57-8-7 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（原子炉建物西側）～
 SA 1 コントロールセンタ及びSA 2 コントロールセンタ
 （代替所内電気設備へ接続）

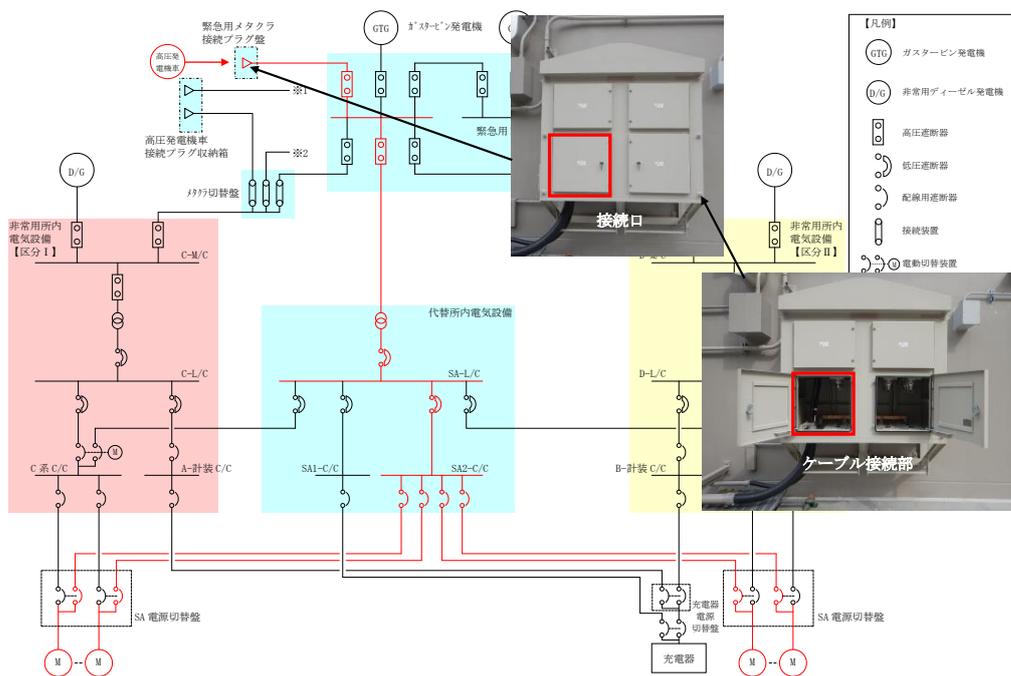


第 57-8-8 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
 SA 1 コントロールセンタ及びSA 2 コントロールセンタ
 （代替所内電気設備へ接続）



車両配置図

第 57-8-11 図 高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
緊急用メタクラ接続プラグ盤～
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 57-8-12 図 接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
緊急用メタクラ接続プラグ盤～
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

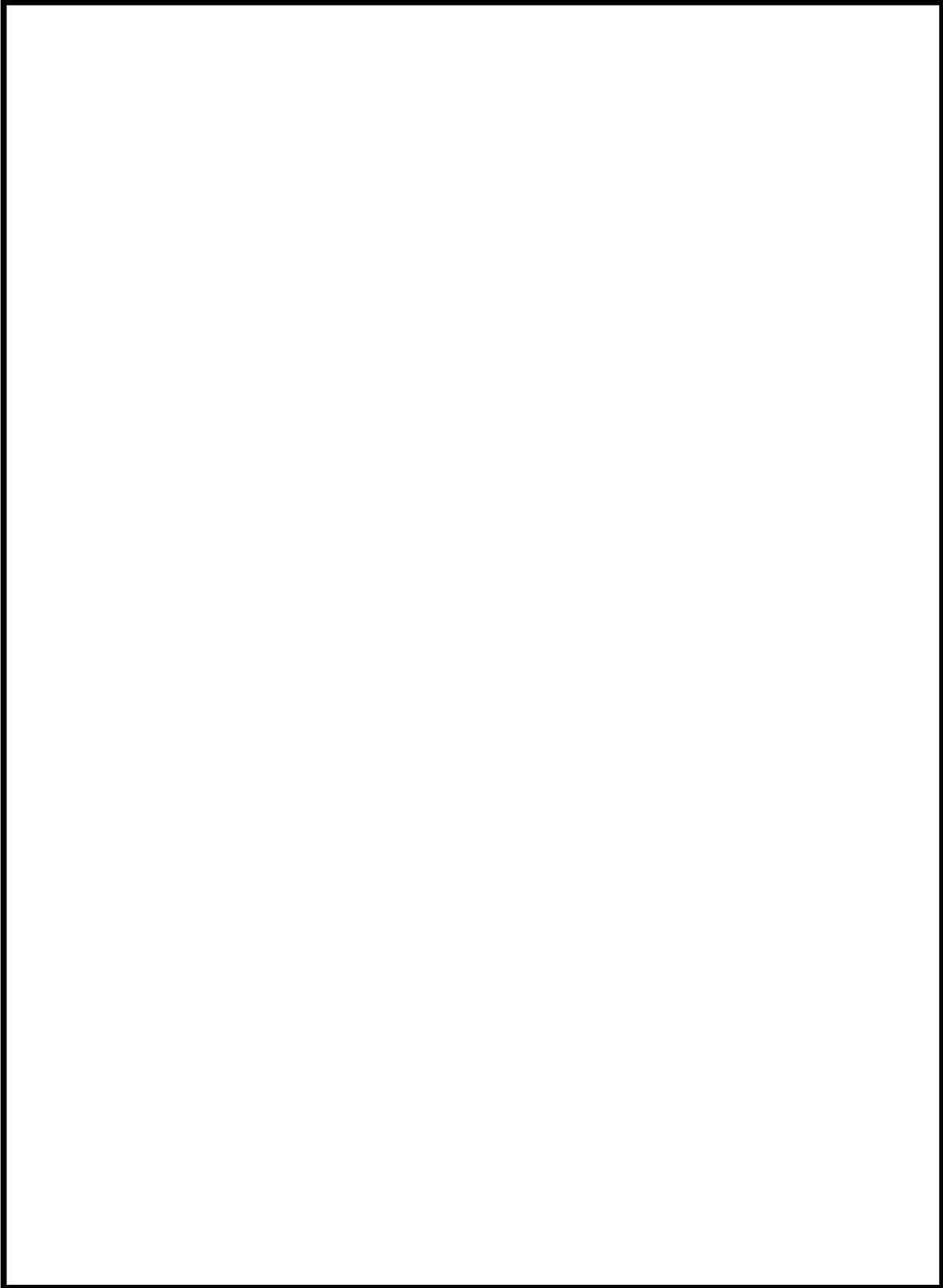
代替電源設備について

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

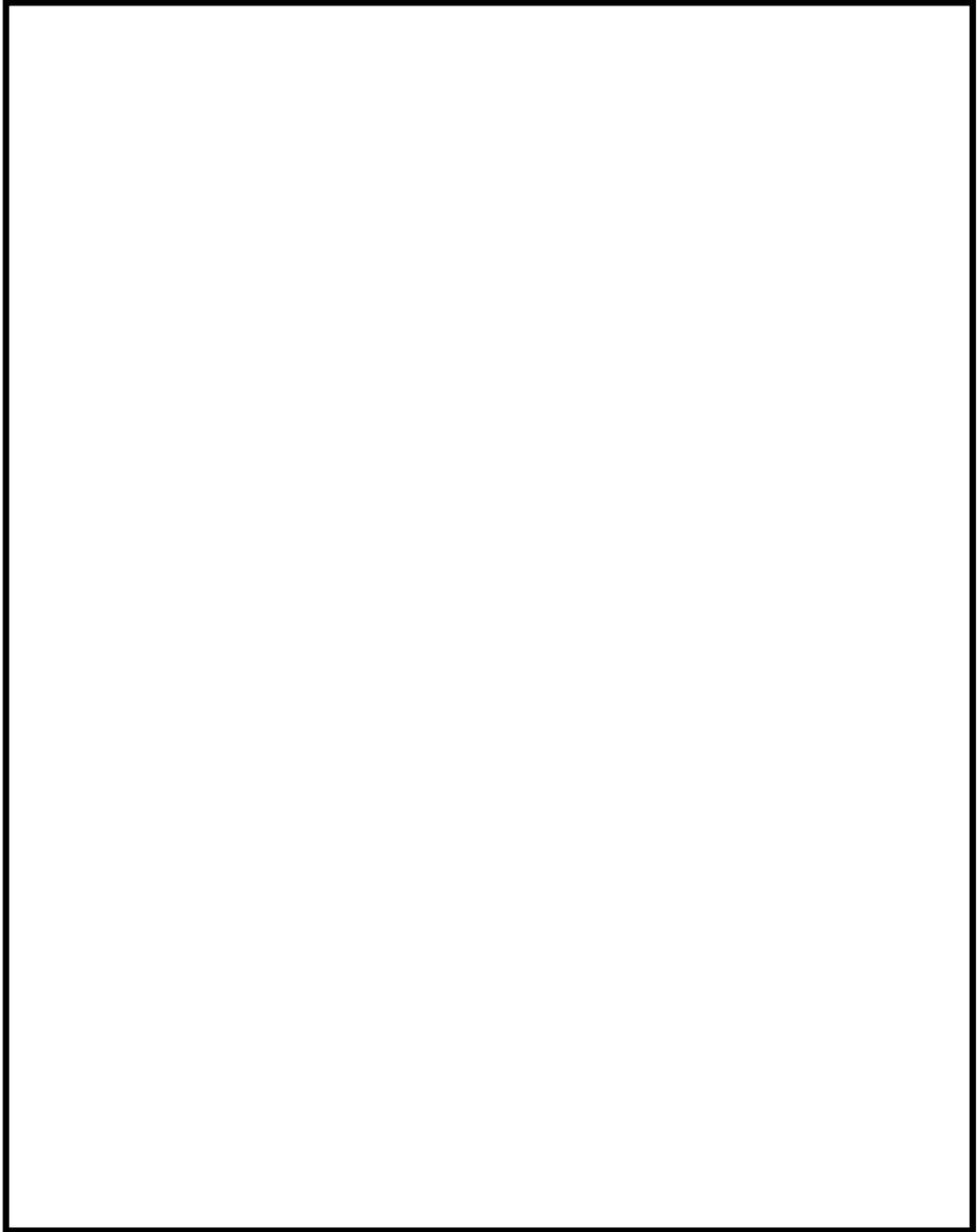
東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及びM/C等は津波の浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

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)

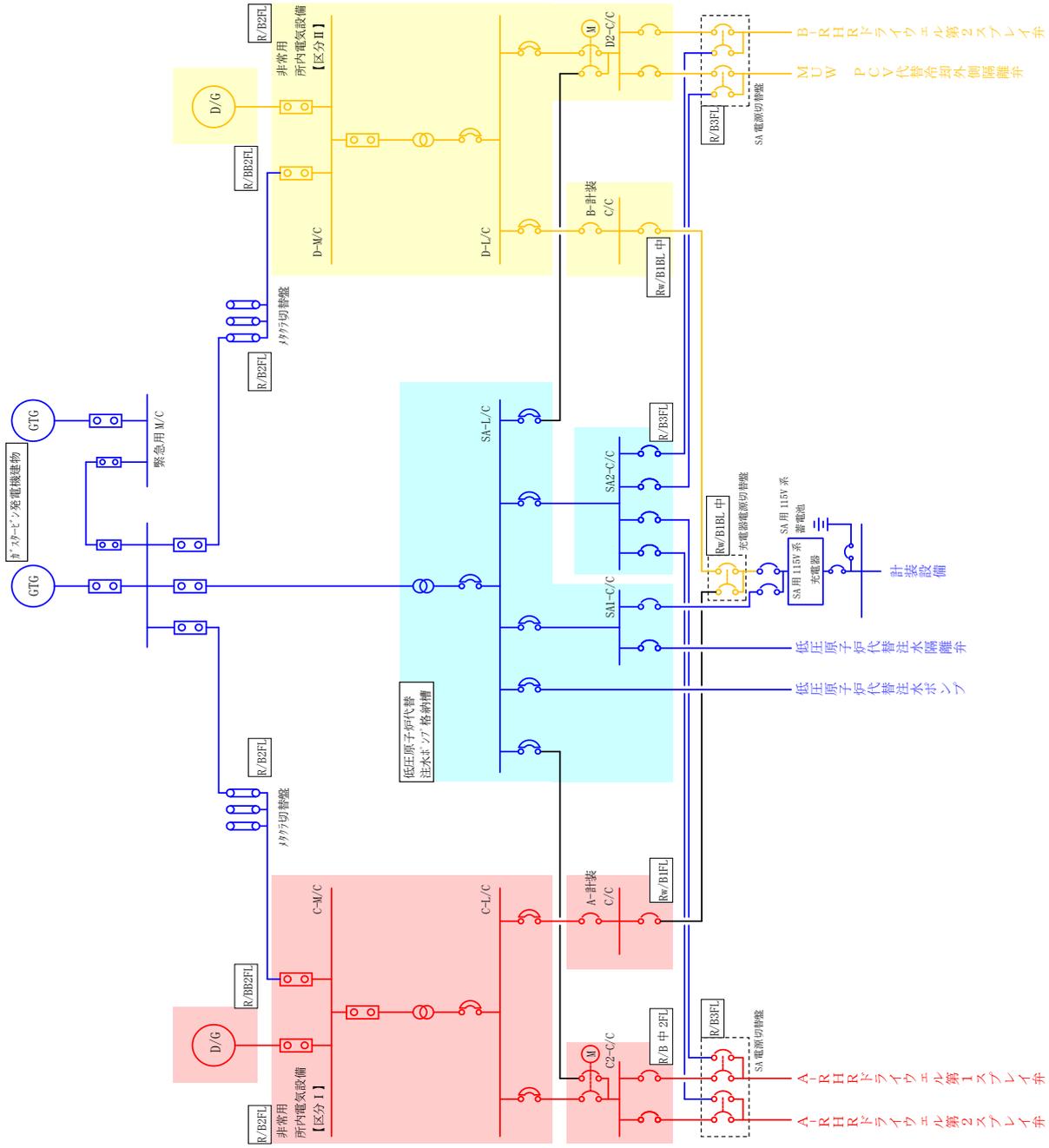
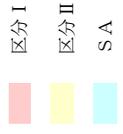
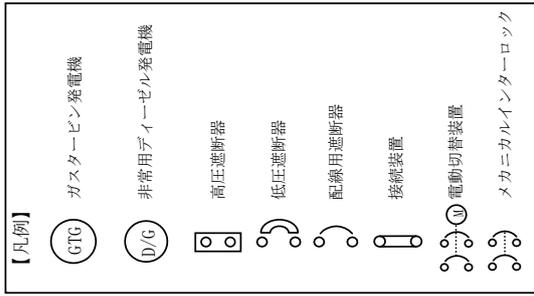
設置許可基準規則 59 条／技術基準規則第 74 条：57-9-(59-1)

設置許可基準規則 60 条／技術基準規則第 75 条：57-9-(60-1)

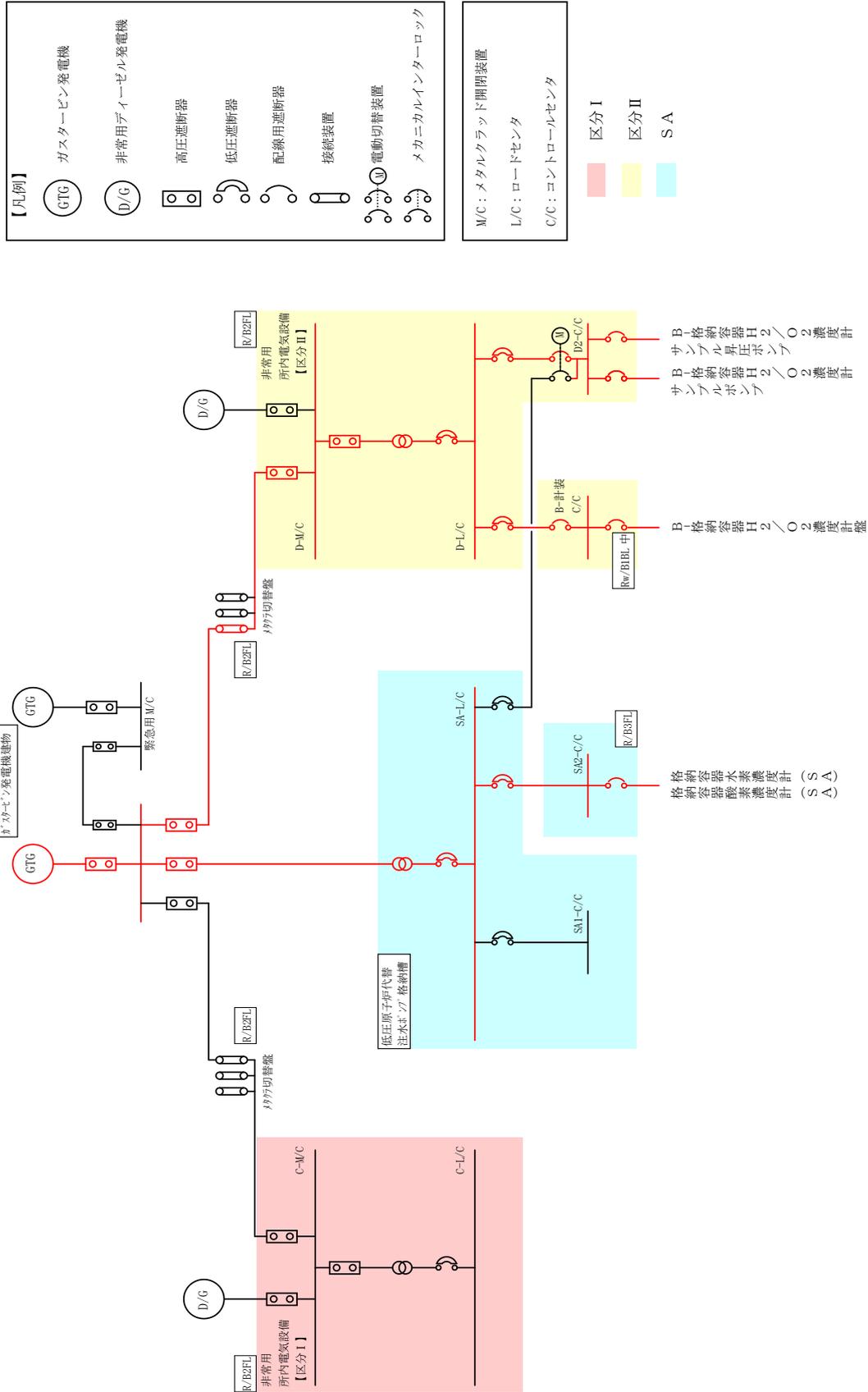
設置許可基準規則 62 条／技術基準規則第 77 条：57-9-(62-1)

第 57-9-1 表 代替電源からの給電が要求される条文

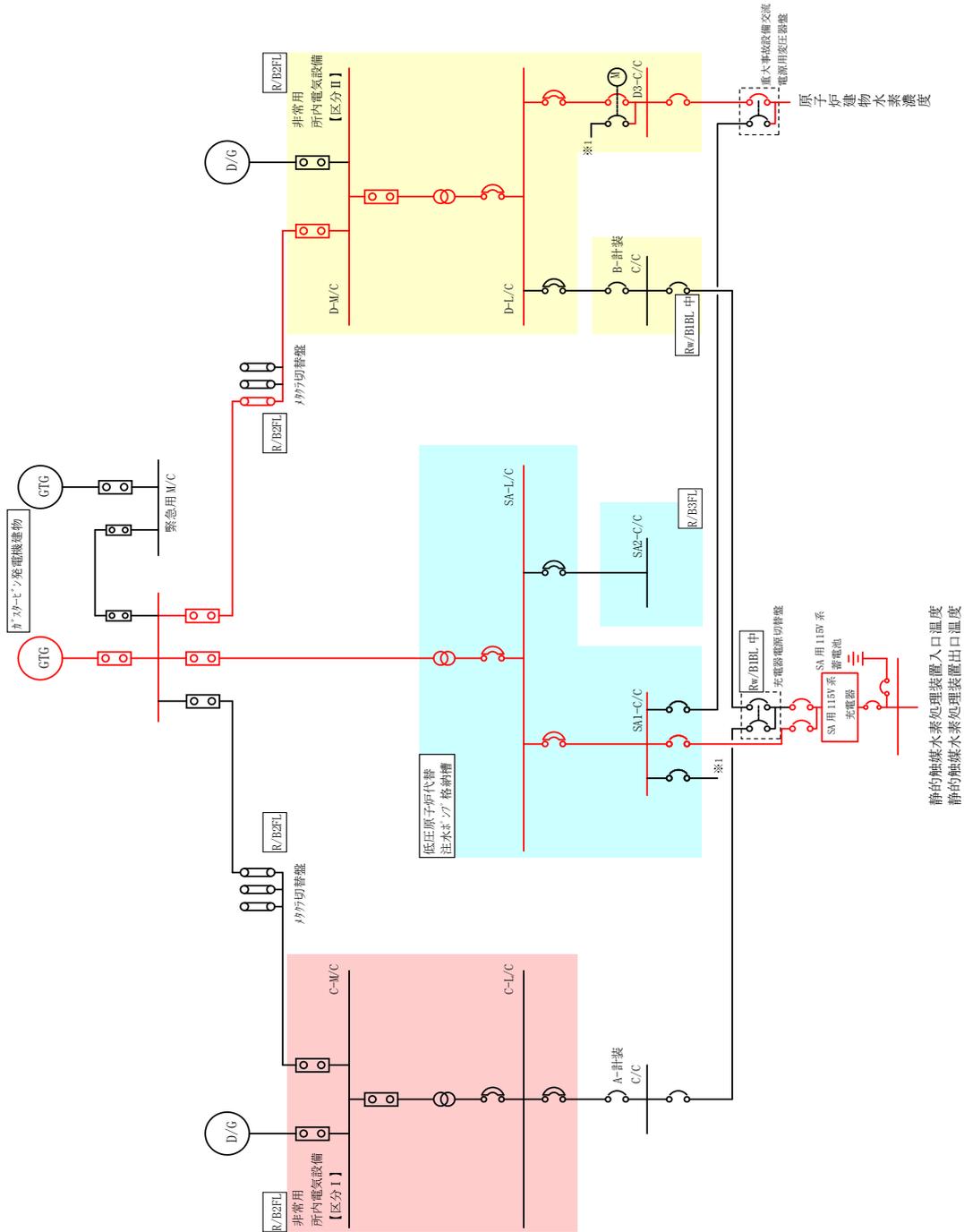
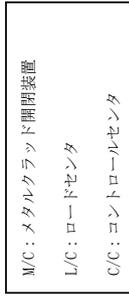
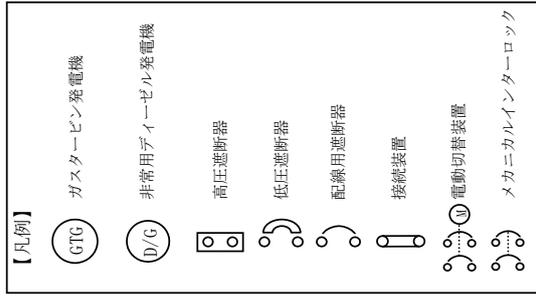
設置許可基準規則／技術基準条文番号		記載内容	備考	
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・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。



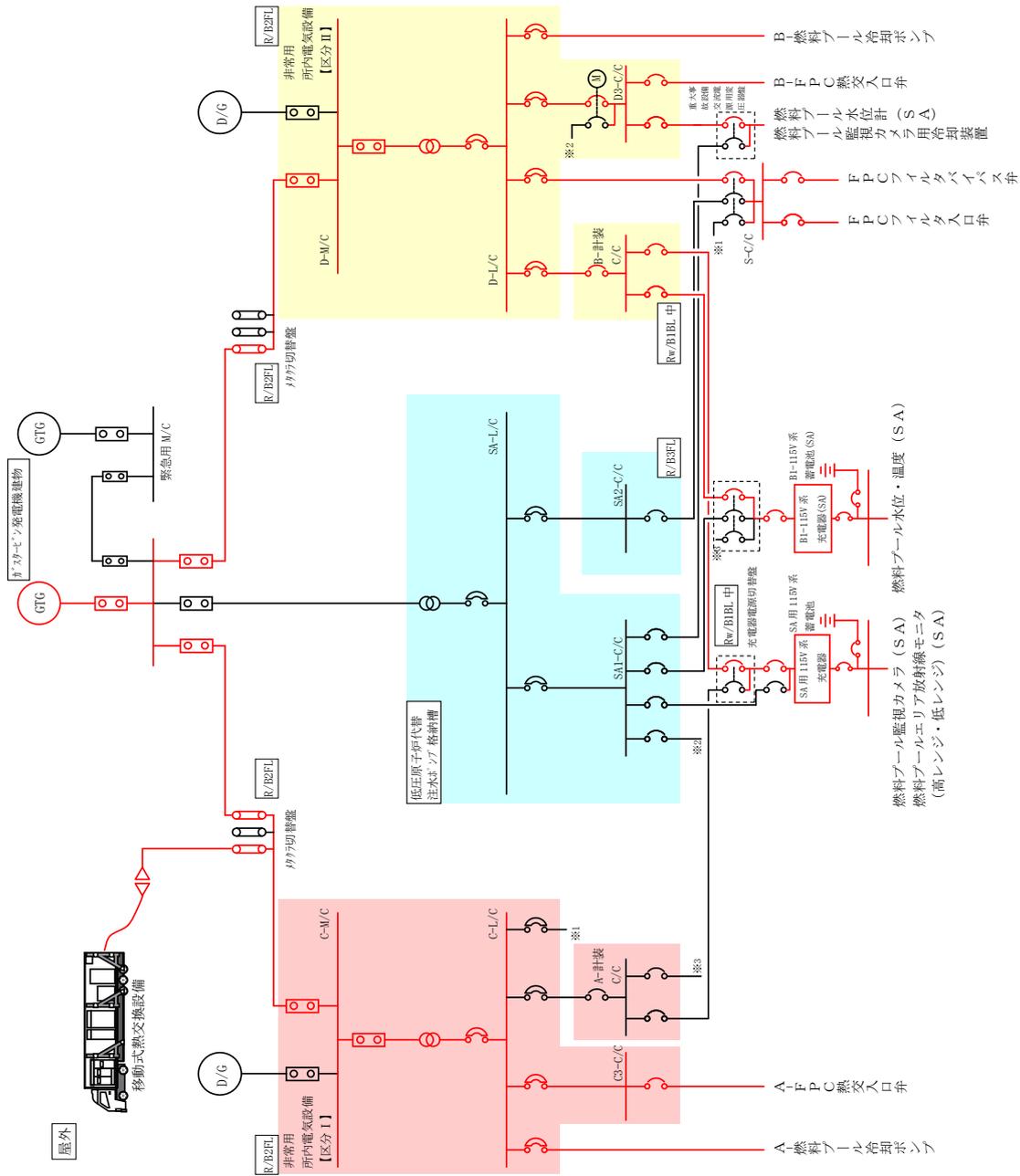
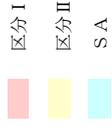
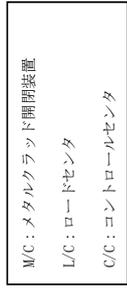
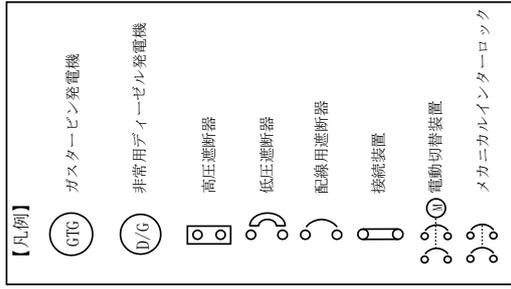
第 57-9-(51-1) 図 単線結線図 (51 条)



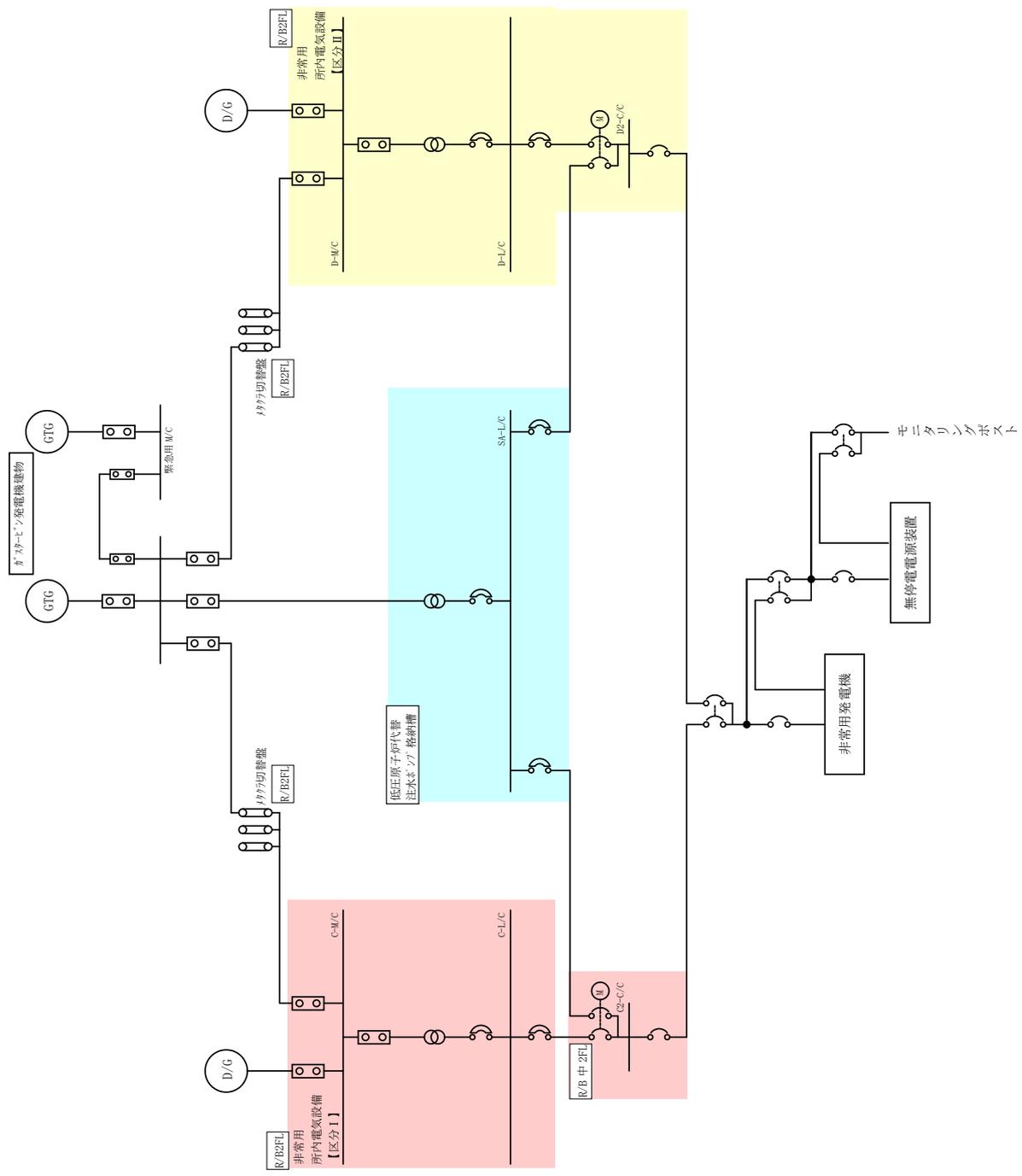
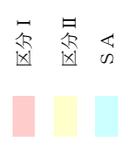
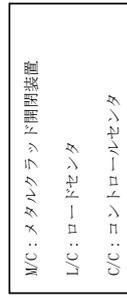
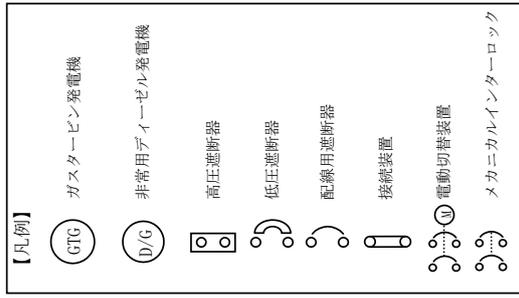
第 57-9-(52-1) 図 単線結線図 (52 条)



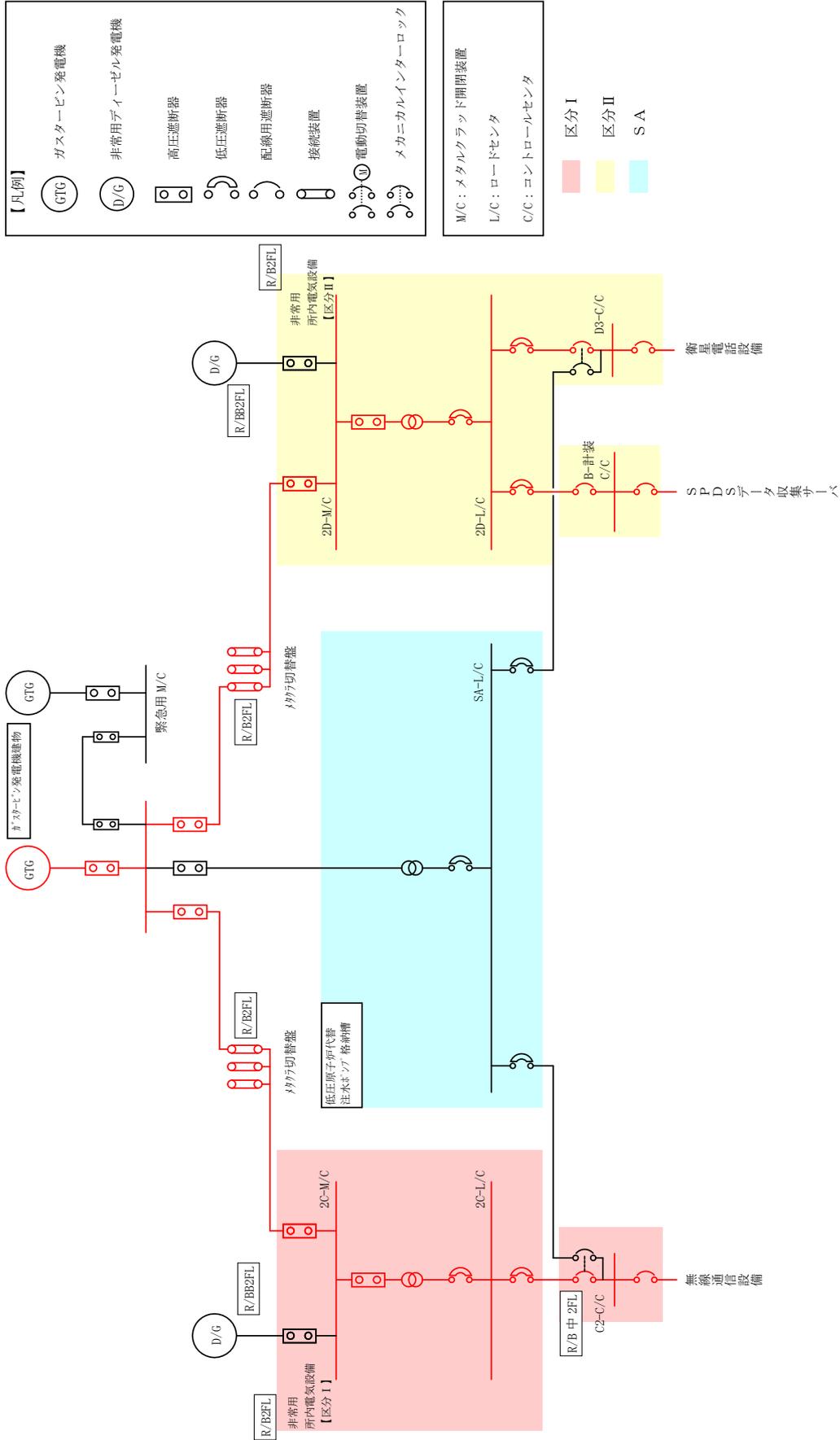
第 57-9-(53-1) 図 単線結線図 (53 条)



第 57-9-(54-1) 図 単線結線図 (54 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。

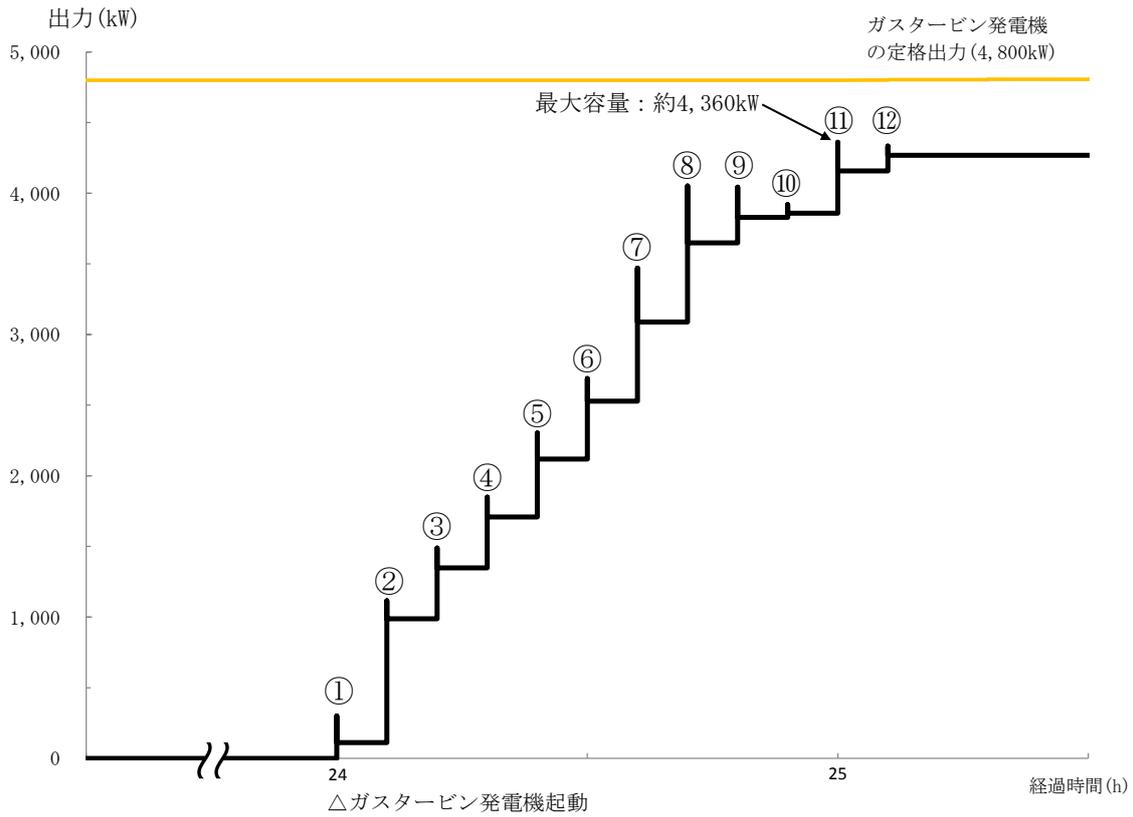
ガスタービン発電機は 1 台あたり約 4,800kW の発電装置を 1 台設置しており、第 57-9-2 表のとおり「有効性評価で期待する負荷」に加え、「評価上期待していない不要負荷であるが、ガスタービン発電機の負荷として考慮する必要がある負荷」を抽出した結果、ガスタービン発電機の最大所要負荷は「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷 約 4,360kW，連続最大負荷 約 4,268kW）であり、この電源容量に対して十分な容量を確保している。

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 877	約 1,116	約 988
③	B-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,489	約 1,348
④	D-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,849	約 1,708
⑤	B-原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2,303	約 2,118
⑥	D-原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2,689	約 2,528
⑦	C-残留熱除去ポンプ	約 560	約 3,471	約 3,088
⑧	B-残留熱除去ポンプ	約 560	約 4,052	約 3,648
⑨	B-中央制御室送風機	約 180	約 4,043	約 3,828
⑩	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 3,920	約 3,858
⑪	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 4,360	約 4,158
⑫	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 4,333	約 4,268

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）

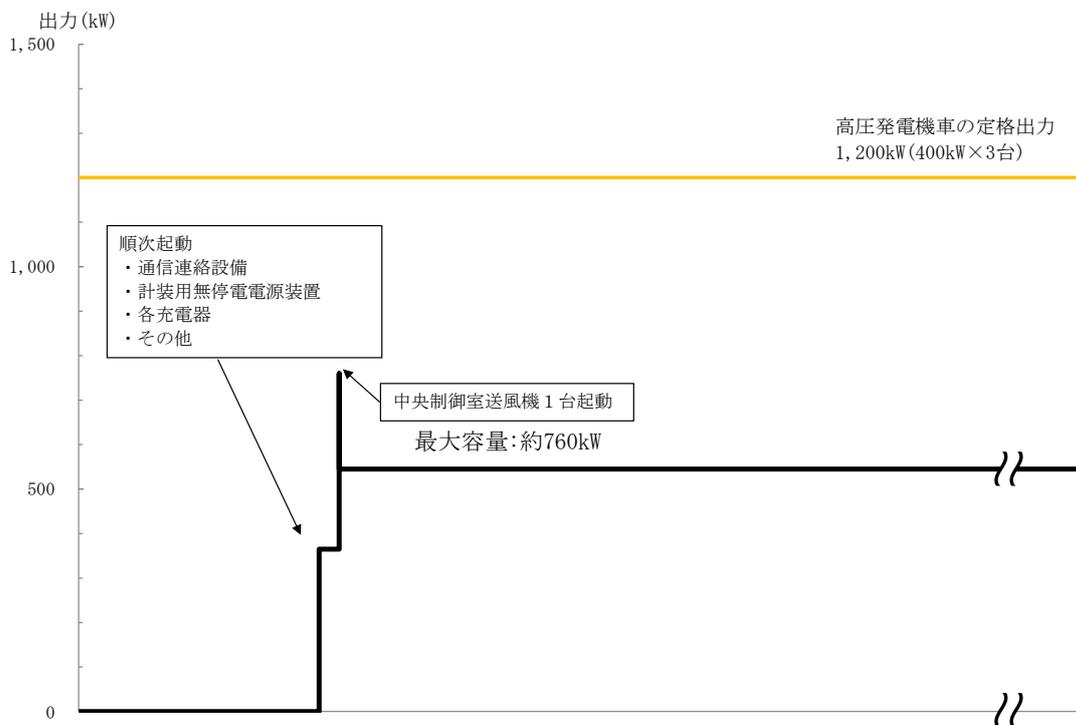
名称	負荷容量(kW)
通信連絡設備	約 8
計装用無停電電源装置	約 36
B-115V 系充電器	約 48
B1-115V 系充電器 (SA)	約 24
SA 用 115V 系充電器	約 24
230V 系充電器 (RCIC)	約 48
230V 系充電器 (常用)	約 48
B-非常用ガス処理系排風機	約 22
B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
B-中央制御室送風機	約 180
その他	約 77
連続最大合計負荷 (最大負荷)	約 545kW (約 760kW) 第 57-9-4 図参照

② ①項において充電器（B 1 - 115V 系充電器（S A），S A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又はディーゼル燃料貯蔵タンクにより，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又はディーゼル燃料貯蔵タンクにより、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
- ・ 緊急用メタクラ接続プラグ盤
- ・ 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

- ・ S A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 ～ S A 電源切替盤	緊急用メタクラ～ S A ロードセンタ～ S A 2 コントロールセンタ～ S A 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	<p>設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機と重大事故防止設備であるガスタービン発電機は別建物に設置することで溢水が共通要因となり機能喪失することのない設計とする。</p> <p>設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備と重大事故防止設備である代替所内電気設備は，別建物又は別区画に設置することで溢水が共通要因となり機能喪失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)</p>	

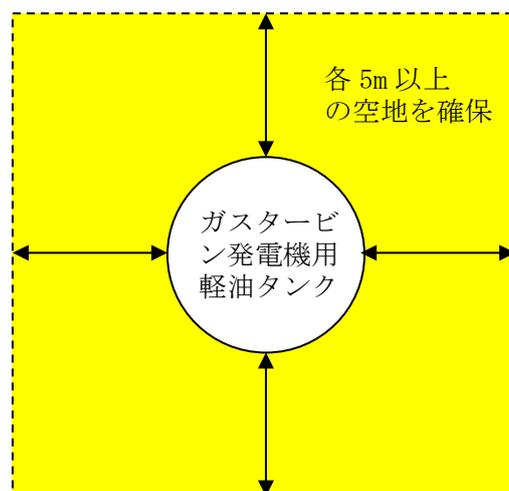
なお、常設代替交流電源設備の火災防護対策を講じるため、ガスタービン発電機用軽油タンク設置エリアについては、火災区域を設定する。火災区域の設定にあたり、ガスタービン発電機用軽油タンクは「屋外タンク貯蔵所」として空地が要求されることから、同令第十一条第一項で要求される空地の幅 5m 以上を確保した範囲とする。(第 57-9-5 図)

(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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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、S A 1 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 57-9-7～10 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） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 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及び低圧炉心スプレイ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 57-9-11 図）

低圧原子炉代替注水系は第 57-9-12 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）及び低圧炉心スプレイ系は第 57-9-12 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 57-9-12 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 57-9-13, 14 図)

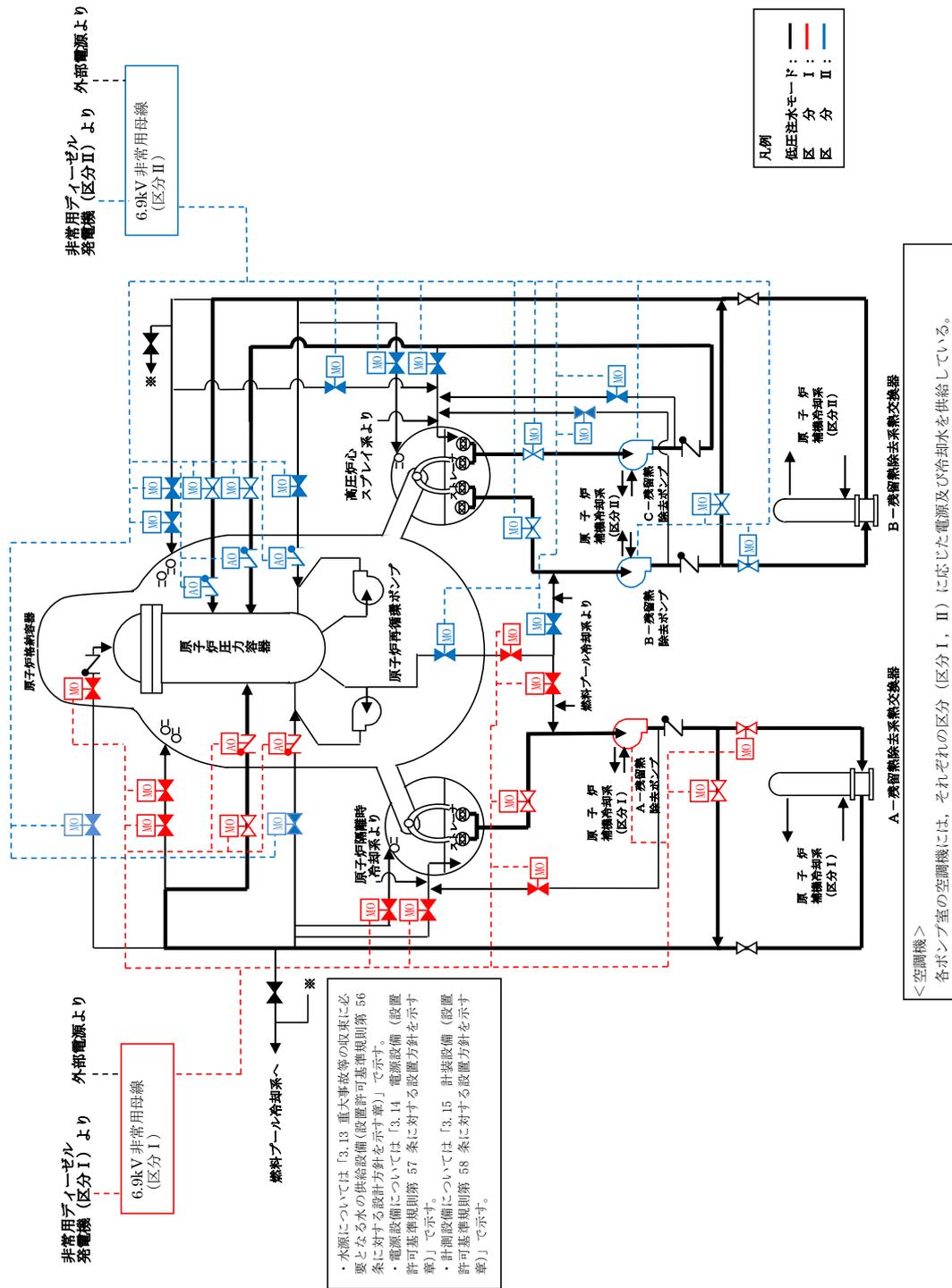
第 57-9-10-1 表 計装用電路 低圧原子炉代替注水 (47 条)

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	低圧原子炉代替注水流量	現場計器 原子炉建物 1 階	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	低圧原子炉代替注水流量	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	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
S1-3	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	現場計器 原子炉建物 1 階	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
S1-4	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	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
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	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	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	D2-3	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
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	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
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	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

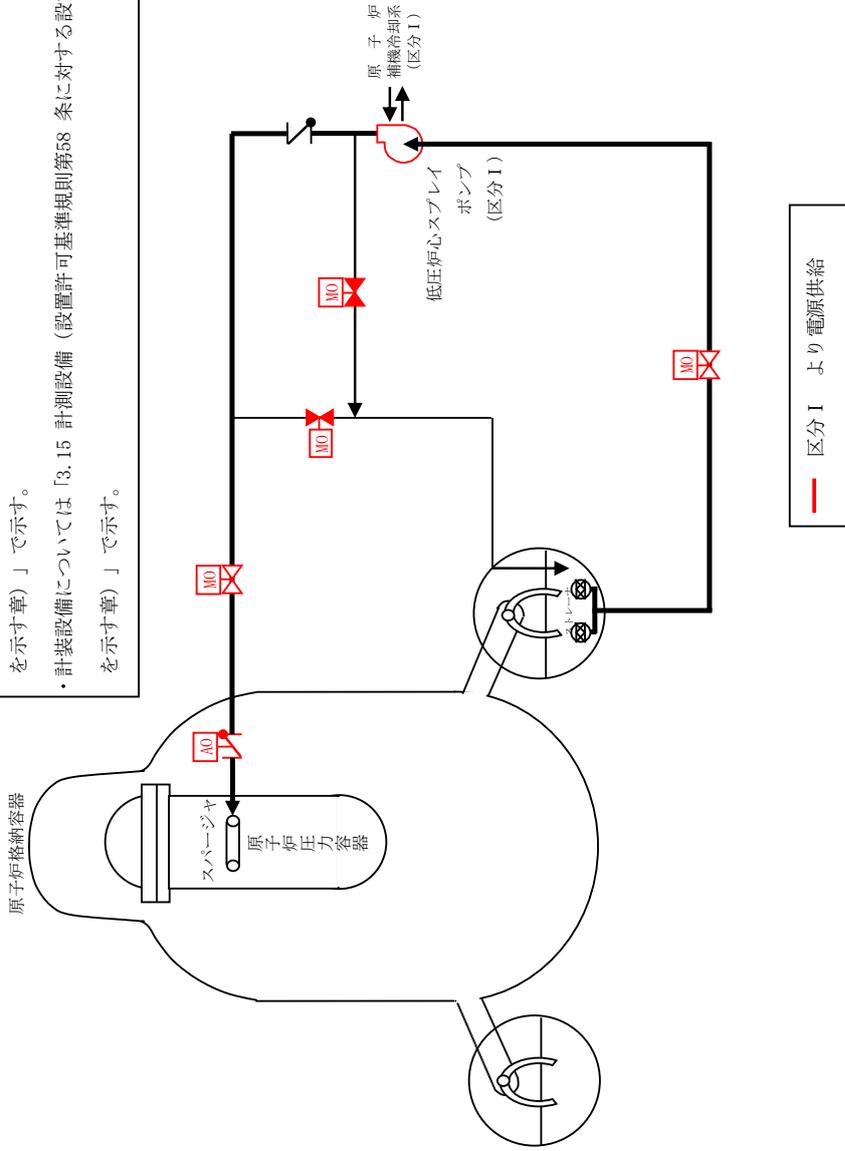
第 57-9-10-2 表 制御用電路 低圧原子炉代替注水 (47 条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ノット 番号	始点	着点	ノット 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	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-注水弁 (MV222-5A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	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)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-4	R/B D2-C/C	B-注水弁 (MV222-5B)
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D3-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S4	SA2-C/C	A-RHR 注水弁 (MV222-5A) (DB 兼用)	D3-2	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)	R/B D2-C/C
S5	SA2-C/C	B-RHR 注水弁 (MV222-5B) (DB 兼用)	D3-3	R/B D2-C/C	C-注水弁 (MV222-5C)
S6	SA1-C/C	FLSR 注水隔離弁 (MV2B2-4)	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)

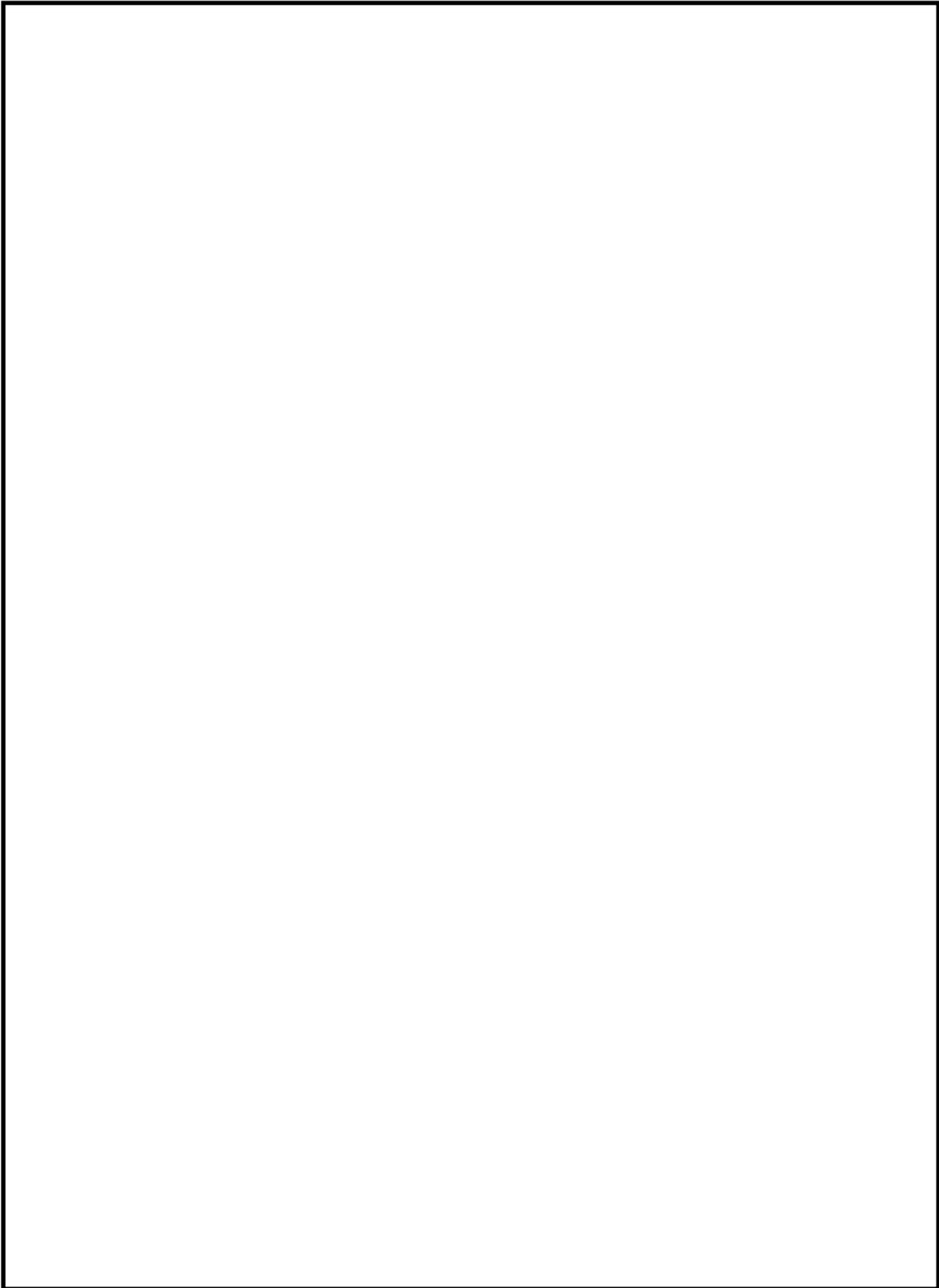


第 57-9-9 図 残留熱除去系 (低圧注水モード) システム概要図

- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

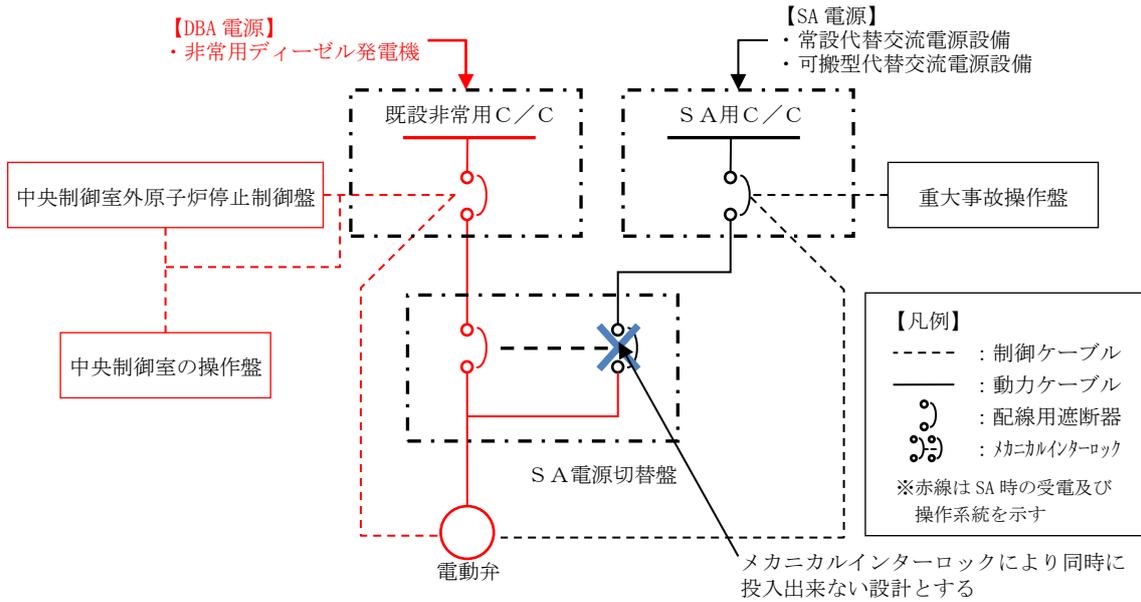


第 57-9-10 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

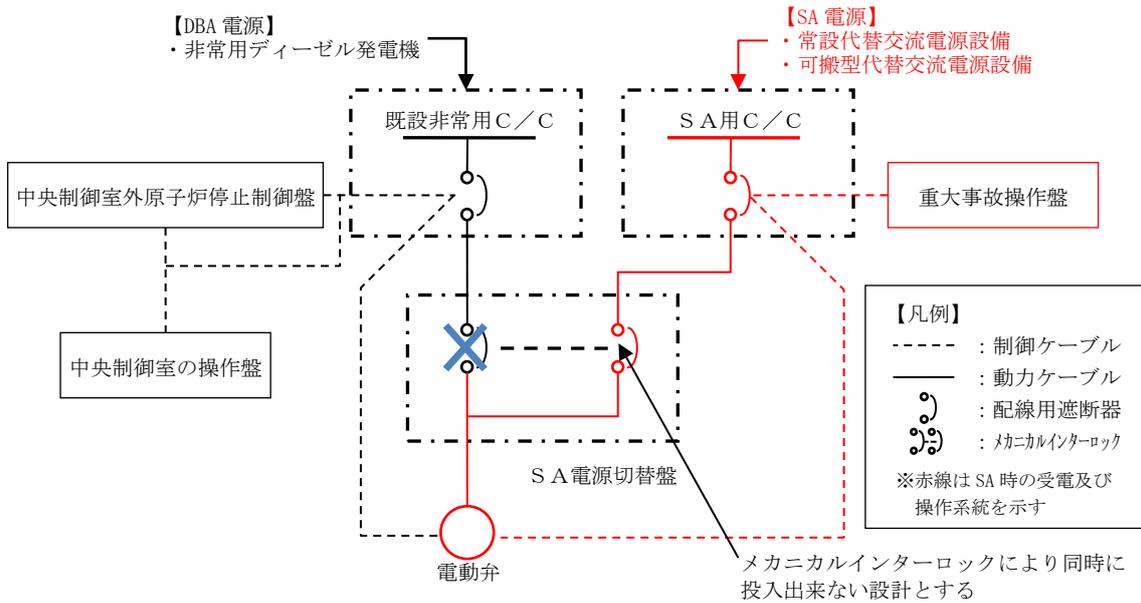


第 57-9-11 図 低圧原子炉代替注水系，残留熱除去系（低圧注水モード）の配置図

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 57-9-13 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 57-9-14 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 57-9-15～16 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 57-9-17 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 57-9-18 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)

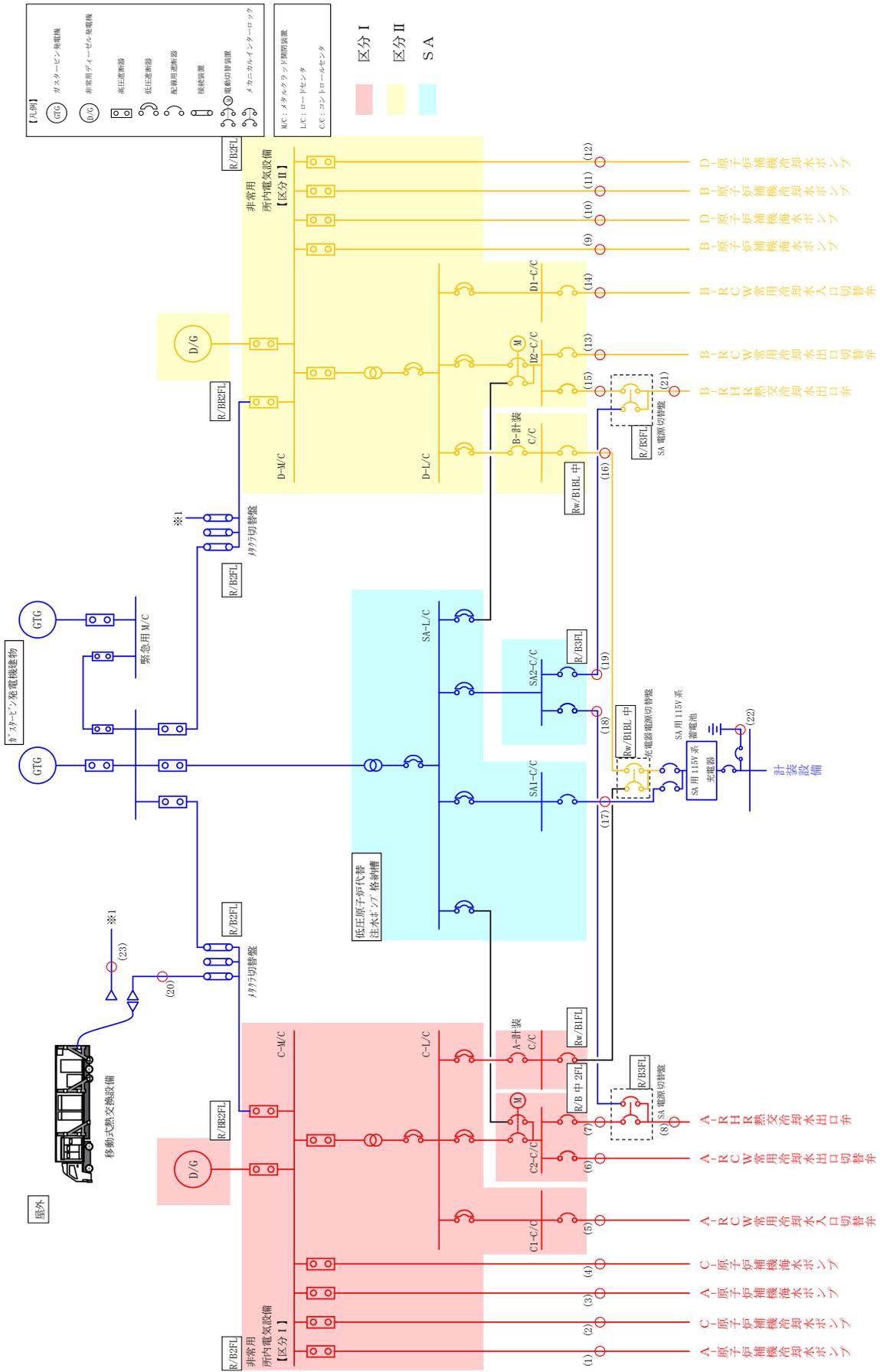
単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用 (第 57-9-17 図)	第 48-1~12 図	57-9-(48-1~12)
制御用 (第 57-9-12-1 表)	第 48-13~24 図	57-9-(48-13~24)

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。

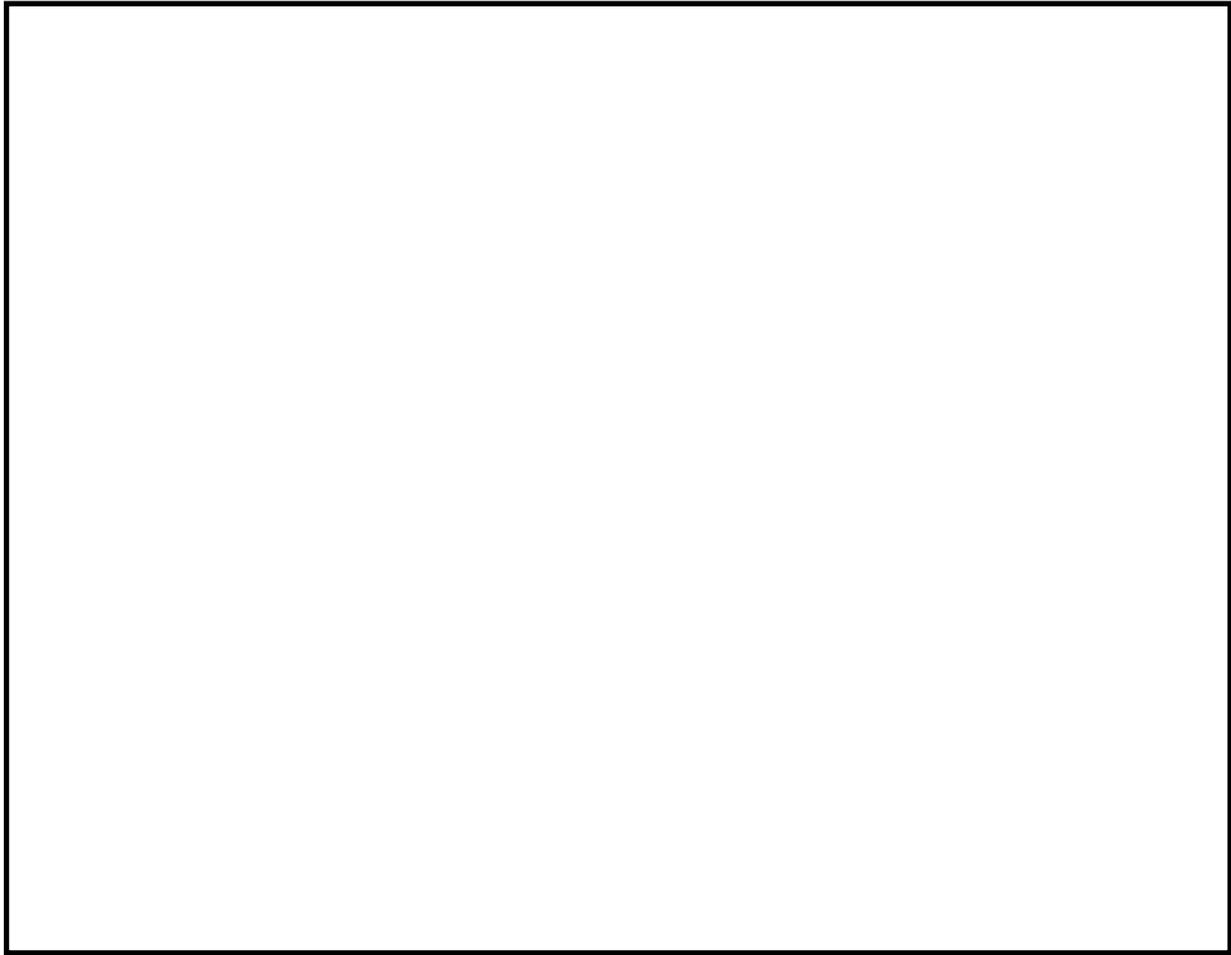
第 57-9-12-1 表 制御用電路 原子炉補機代替冷却系 (48 条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ル-ト 番号	始点	着点	ル-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	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C1-C/C	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	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)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	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)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D1-C/C
S3	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-4	R/B D1-C/C	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1B)
S4	SA2-C/C	A-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7A)	D3-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-原子炉補助継電器盤 (2-971A)
S5	SA2-C/C	B-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7B)	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 57-9-17 図 単線結線図_原子炉補機代替冷却系 (48 条)



第 57-9-18 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 57-9-19, 20 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 熱交換ハイス弁 (MV222-2A) B-RHR 熱交換ハイス弁 (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 57-9-21～23 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 57-9-24 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 57-9-24 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57-9-24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			
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
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	ドレーワール圧力 (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	ドレーワール圧力 (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				
S7-2	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				
S8-1	ドレーワール温度 (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	ドレーワール温度 (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	ドレーワール温度 (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	ドレーワール温度 (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				

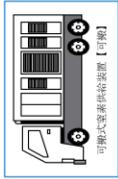
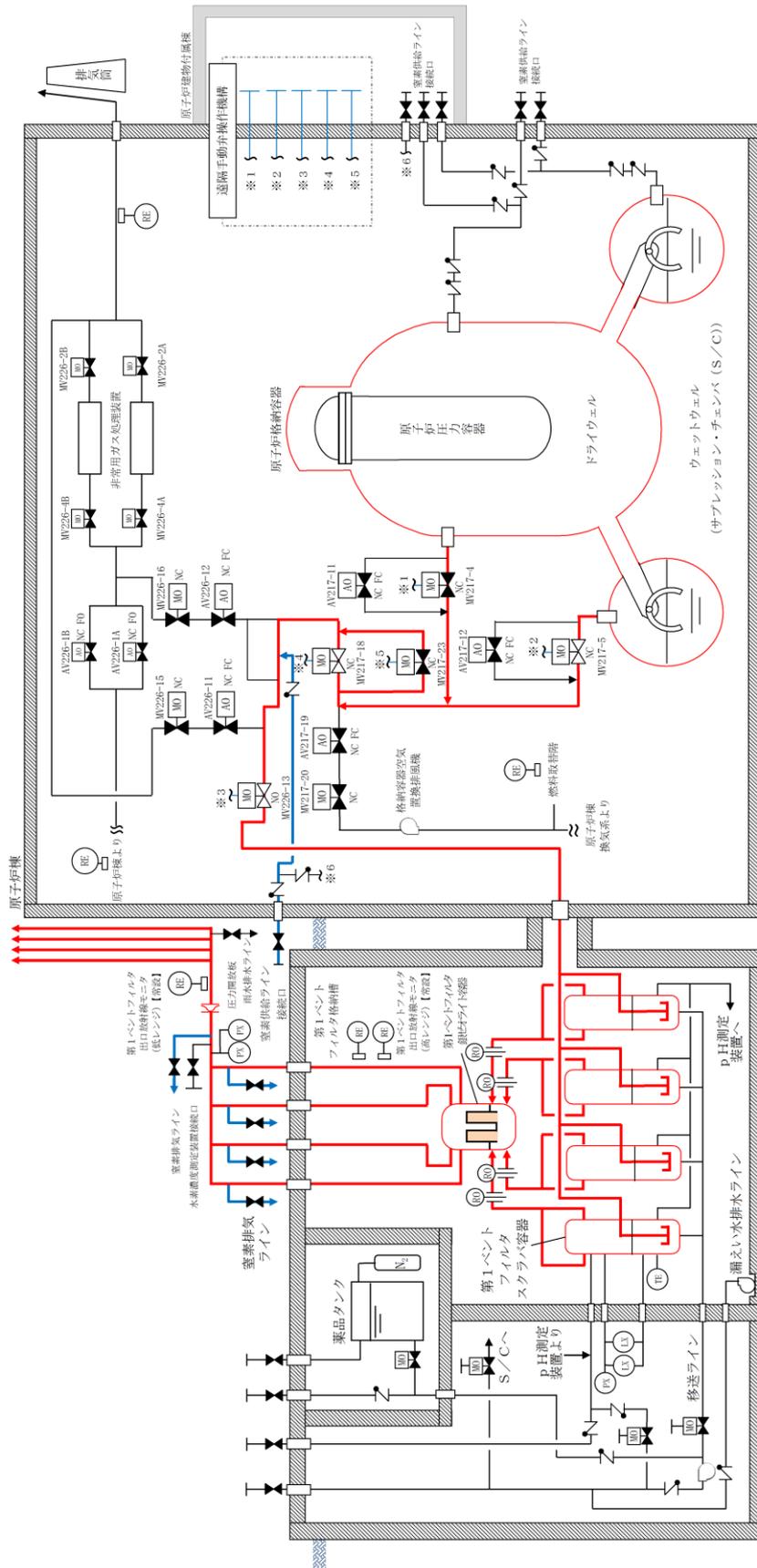
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 番号	計測点	始点	着点
S8-5	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-6	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-7	ドライウエル温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-1	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-2	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	現場計器 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			設計基準事故対応設備		
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	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	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)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
S3	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2B)
S4	SA2-C/C	NGC N2 トラス出口 隔離弁 (MV217-5)	D3-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S5	SA2-C/C	NGC N2 トライェル出口 隔離弁 (MV217-4)	D3-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S6	SA2-C/C	NGC 非常用ガス処理入口 隔離弁 (MV217-18)	D3-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライェル第 1 スブレイブ (MV222-3A)

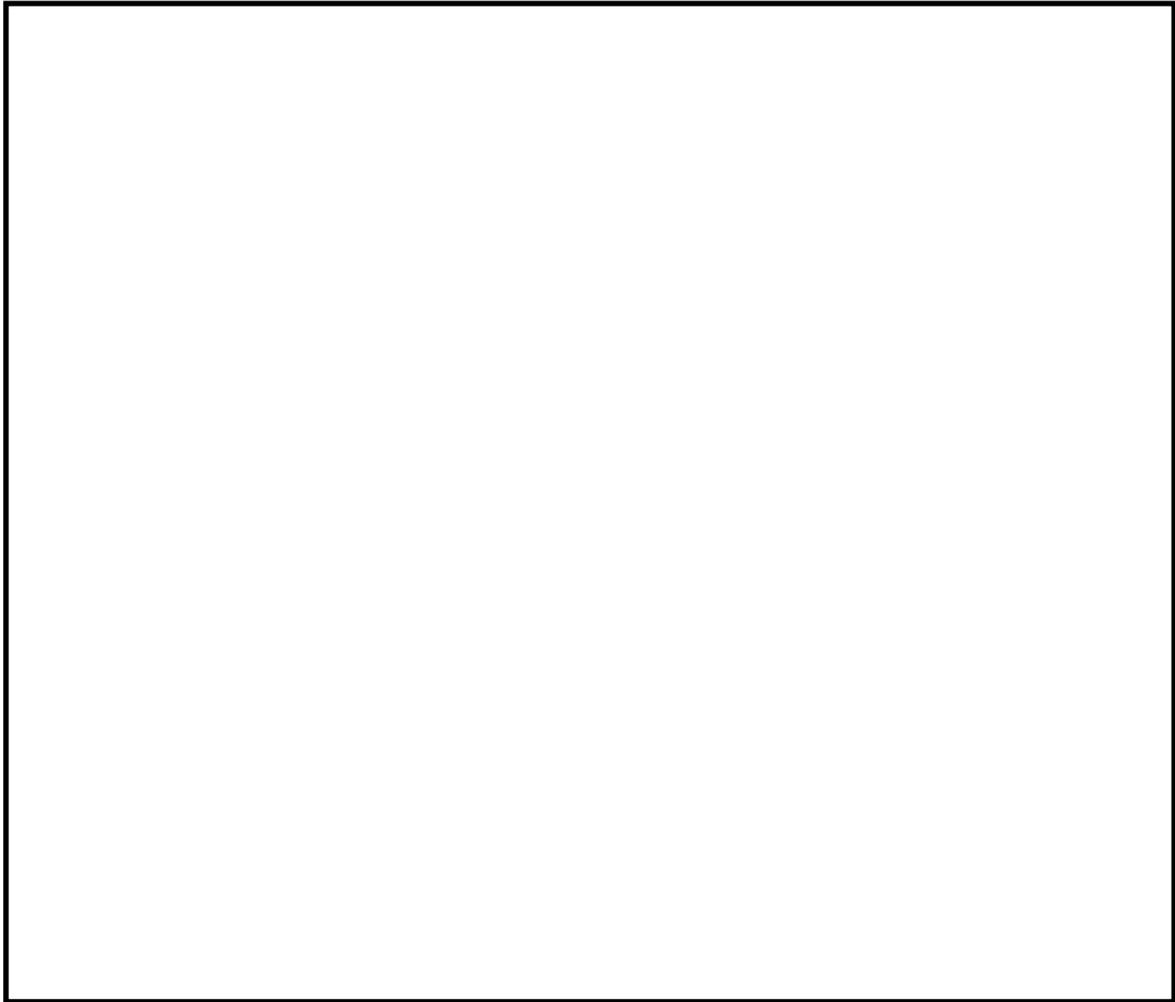
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S7	SA2-C/C	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 パイプス弁(MV217-23)	D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
S8	SA2-C/C	SGT FCVS 第1バントフイルタ入口弁 (MV226-13)	D4-2	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
			D4-3	R/B D2-C/C	B-RHR トライウエル第1スツレイ弁 (MV222-3B)
			D5-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR・LPCS 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 トライウエル第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 トライウエル第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

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
			D7-3	R/B C1-C/C	A-RHR トランスフェイ弁 (MV222-16A)
			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 D1-C/C
			D8-4	R/B D1-C/C	B-RHR トランスフェイ弁 (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 C1-C/C
			D9-3	R/B C1-C/C	A-RHR ボンプ 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 D1-C/C
			D10-4	R/B D1-C/C	B-RHR ボンプ ミニマム7ロー弁 (MV222-17B)



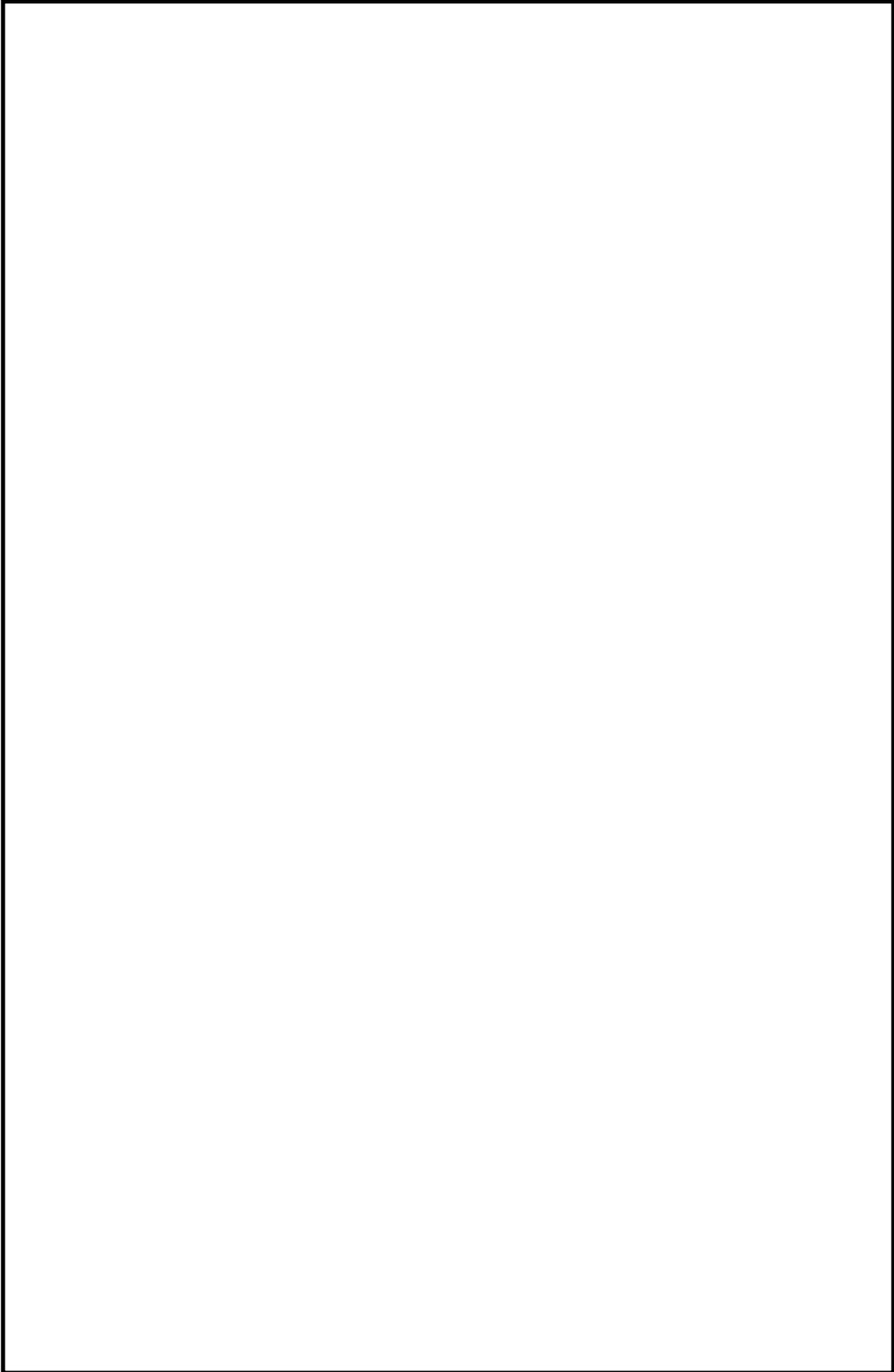
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第59条）に対する設置方針を示す表」で示す。
 ・計測設備については「3.15 計測設備（設置許可基準規則第59条）に対する設置方針を示す表」で示す。

第 57-9-19 図 格納容器フィルタベント系 系統概要図



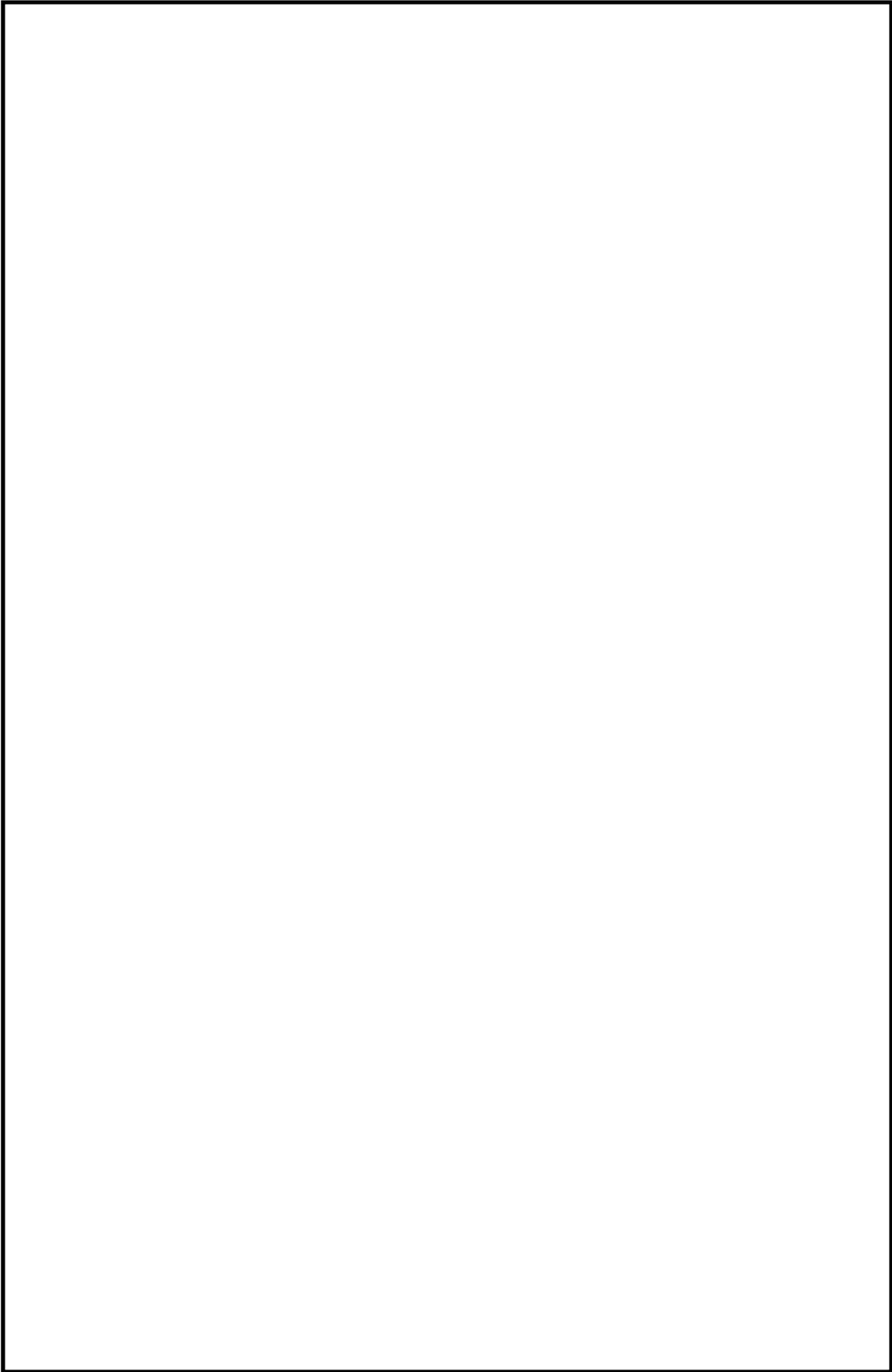
第 57-9-21 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード）の配置図

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 57-9-22 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 57-9-23 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 57-9-25～27 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	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) 格納容器代替スプレイ流量 代替注水流量（常設） 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

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 57-9-28 図）

低圧原子炉代替注水ポンプは、第 57-9-29 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）のポンプは第 57-9-29 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、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 57-9-29 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 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	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 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
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 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
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			
ルート 番号	計測点	始点	着点	ルート 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	サブプレッション・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	サブプレッション・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	サブプレッション・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	格納容器代替ス プレイ流量	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				
S7-2	格納容器代替ス プレイ流量	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				

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)

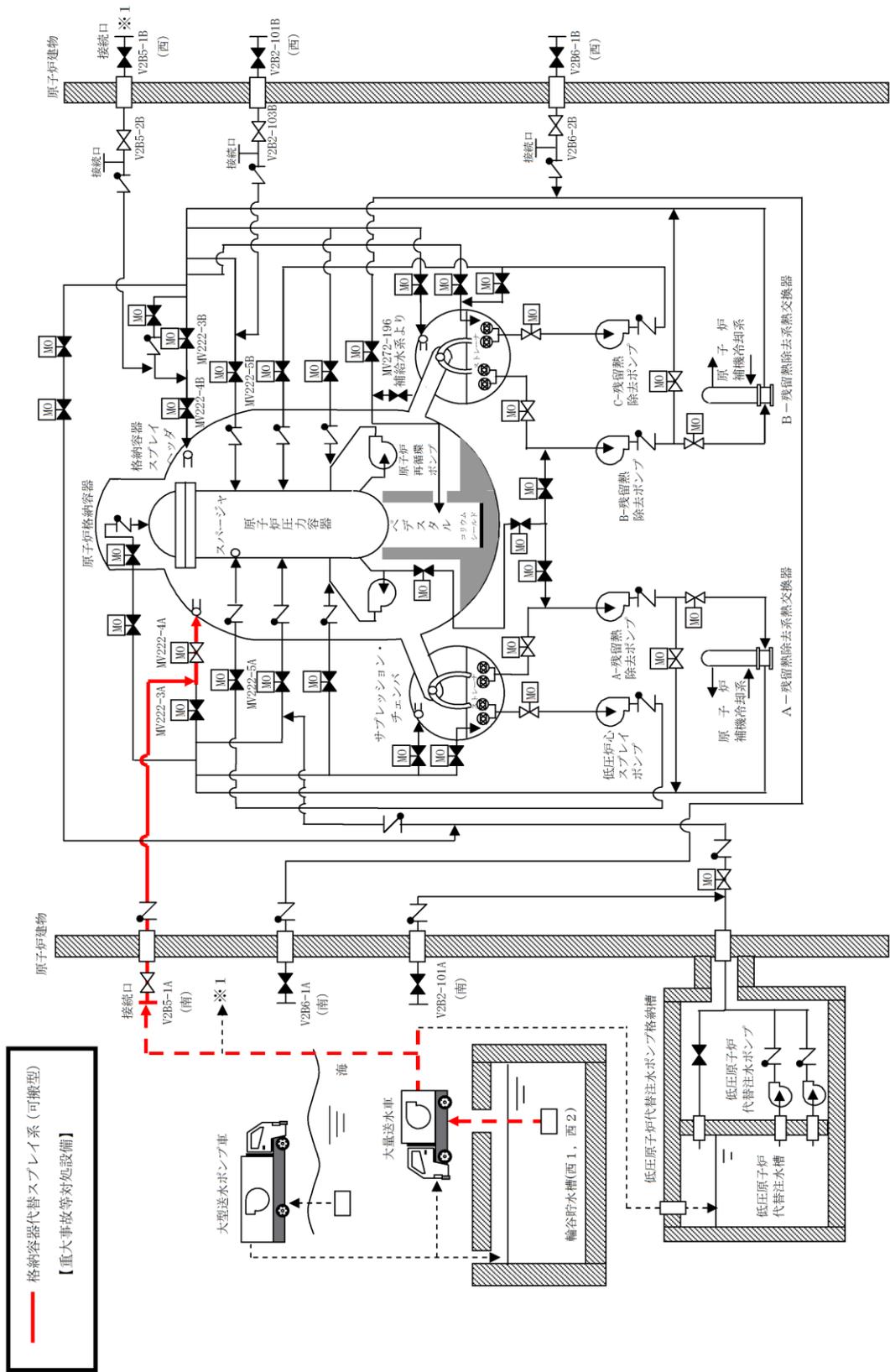
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ルート番号	始点	着点	ルート番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器盤	SA 対策分電盤 (2)	D1-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S1-2	SA 対策分電盤 (2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤 (2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤 (2-920B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	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)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D2-C/C
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交ハイス弁 (MV222-2B)
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D3-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S4	SA2-C/C	A-RHR トライアングル第 1 スプレイ弁 (MV222-3A) (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
S5	SA2-C/C	A-RHR トライウエル第2スプレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用)	D3-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライウエル第1スプレイ弁 (MV222-3A)
S6	SA2-C/C	B-RHR トライウエル第2スプレイ弁 (MV222-4B) (DB 兼用)	D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
S7	SA-C/C	FLSR 注水隔離弁(MV2B2-4)	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 トライウエル第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 トライウエル第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 トライウエル第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
			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 トランスジバイ弁(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 トランスジバイ弁(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 ミニマムロー弁(MV222-17A)

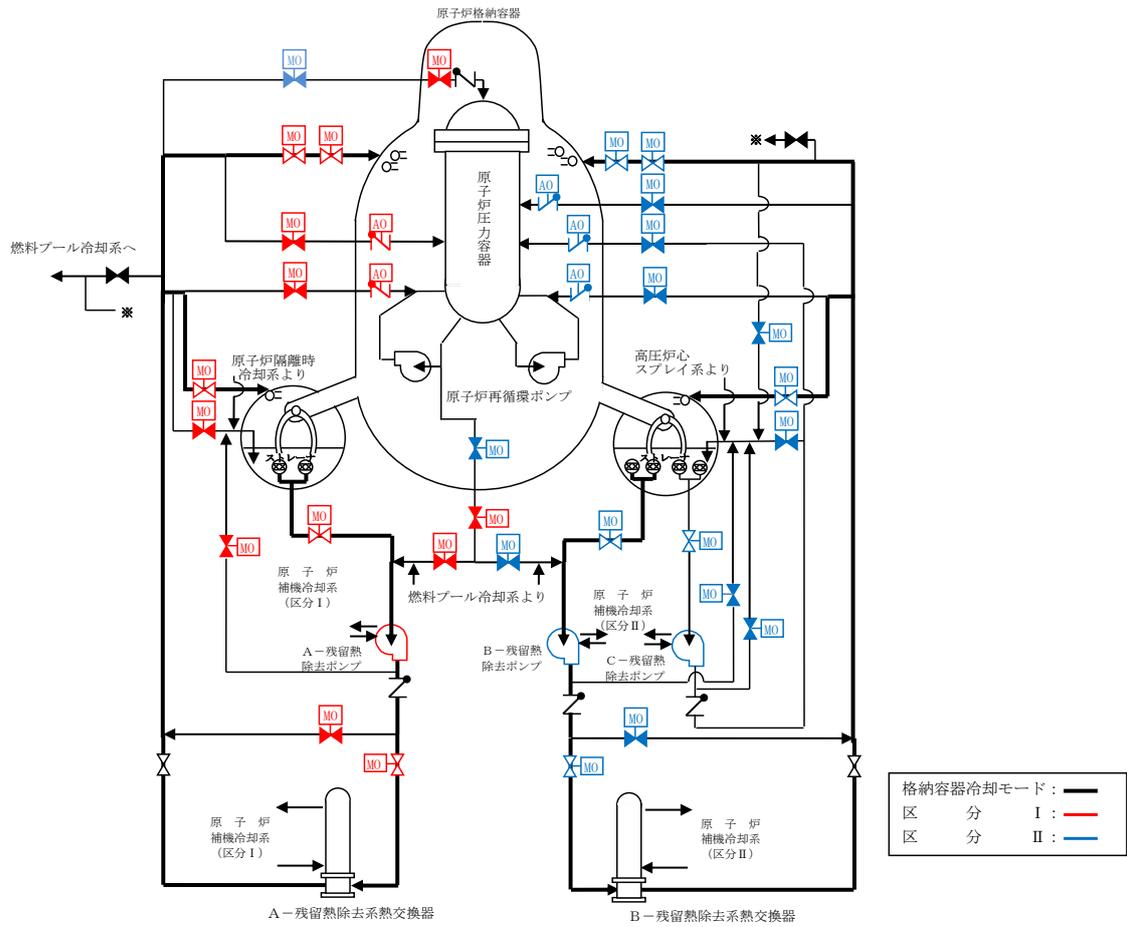
重大事故防止設備		設計基準事故対処設備	
ルート 番号	始点	着点	ルート 番号
			D10-1
			D10-2
			D10-3
			D10-4

始点	着点
原子炉補機制御盤(2-904-1)	B. C-RHR 継電器盤(2-920B)
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)
中央制御室外原子炉停止制御盤 (2-2215-1)	R/B D1-C/C
R/B D1-C/C	B-RHR ホンフ システム700-弁(MV222-17B)

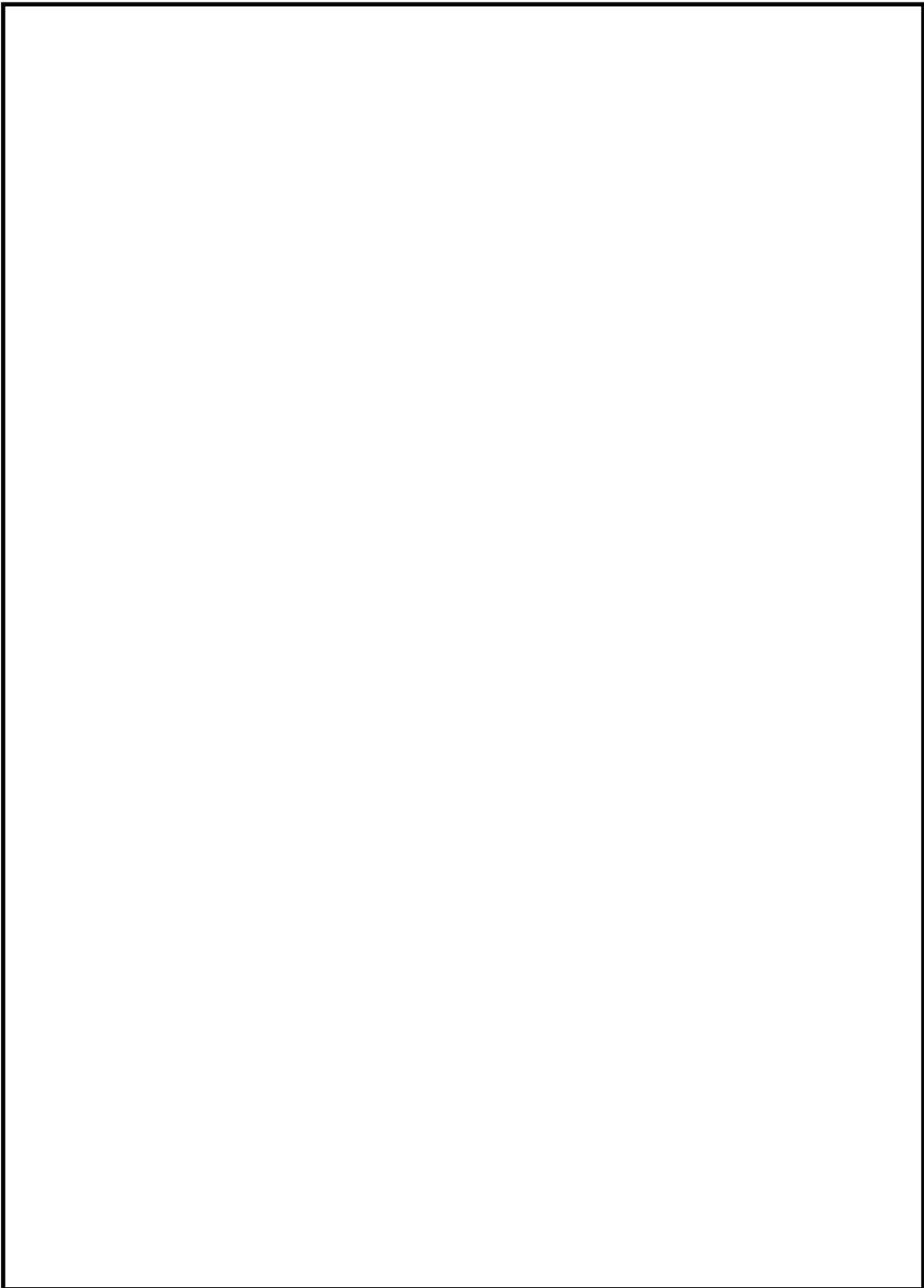


第 57-9-26 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型） 系統概要図

※A-RHRラインからの格納容器代替スプレイの場合



第 57-9-27 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード） 系統概要図



第 57-9-28 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。

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 57-9-30～32 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 ドライウェル第 1 スプレイ弁 (MV222-3A) (DB 兼用) A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用) B-RHR ドライウェル第 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	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） 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） ドライウェル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウェル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) 格納容器代替スプレイ流量	—

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）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）は屋外に設置されており、位置的分散を図っている。（第 57-9-33 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 57-9-34 図)	第 51-1～9 図	57-9-(51-1～9)
計装設備用 (第 57-9-18-1 表)	第 51-10～20 図	57-9-(51-10～20)
制御用 (第 57-9-18-2 表)	第 51-21～33 図	57-9-(51-19～33)

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 57-9-18-1 表 計装用電路 格納容器下部注水設備 (51 条)

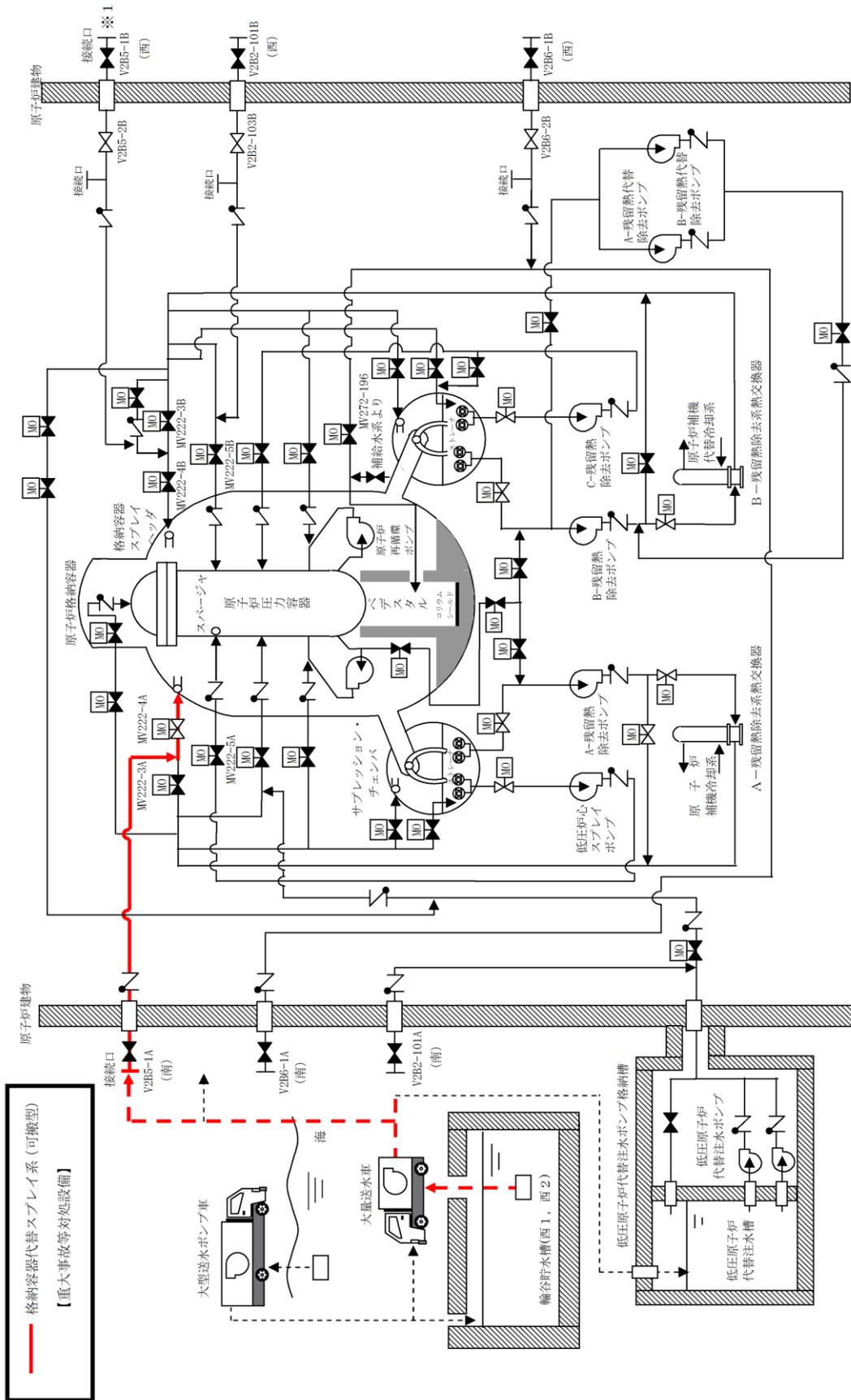
重大事故防止設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点
S1-1	ペデスタル代替注水流量	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 重大事故操作盤
S1-2	ペデスタル代替注水流量	現場計器 原子炉建物 1 階	中央制御室 重大事故操作盤
S1-3	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	現場計器 原子炉建物地下 2 階	中央制御室 重大事故操作盤
S1-4	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	現場計器 原子炉建物 1 階	中央制御室 重大事故操作盤
S2	代替注水流量 (常設)	現場計器 低圧原子炉代替注水格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S3-1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	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	ペデスタル水位	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	ペデスタル水位	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	ペデスタル水位	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	ペデスタル水位	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	ペデスタル温度 (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	ペデスタル温度 (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	ペデスタル水温度 (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	ペデスタル水温度 (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

重大事故防止設備			
ルート 番号	計測点	始点	着点
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
S7-4	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
S7-5	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
S7-6	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
S7-7	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
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
S9-2	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
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
S11-2	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
S11-3	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
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
S13-1	格納容器代替スプレイ 流量	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
S13-2	格納容器代替スプレイ 流量	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

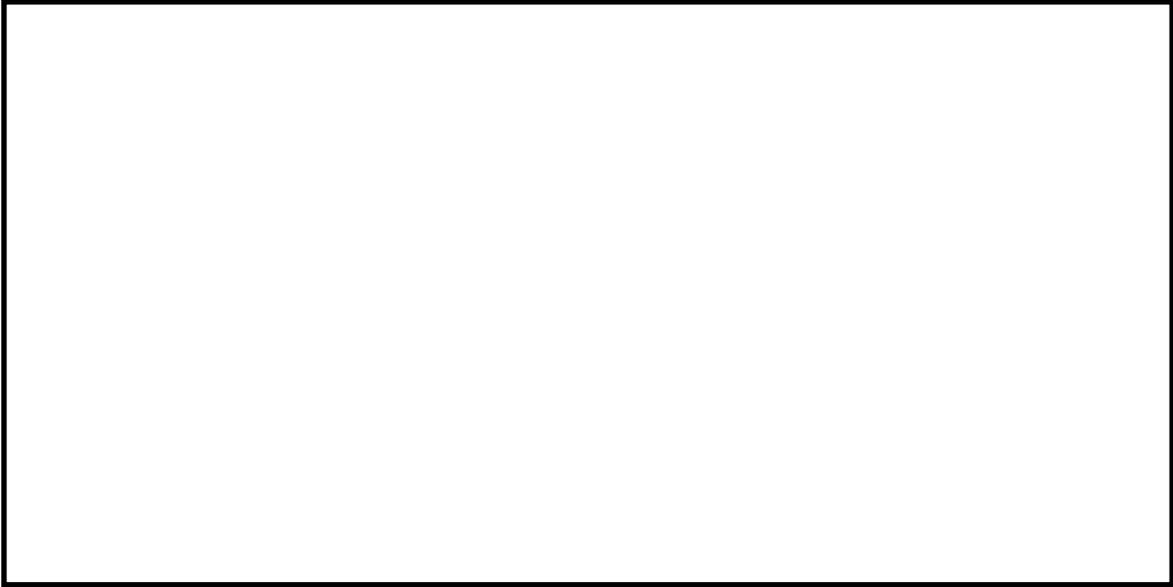
第 57-9-18-2 表 制御用電路 格納容器下部注水設備 (51 条)

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	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライアール第 1 スイッチ (MV222-3A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	安全設備制御盤 (2-903)	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	D2-2	A-RHR・LPCS 継電器盤 (2-920A)	R/B C2-C/C
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	R/B C2-C/C	A-RHR トライアール第 2 スイッチ (MV222-4A)
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D3-1	AM 設備制御盤 (2-974)	R/B D2-C/C
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D3-2	R/B D2-C/C	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁 (MV272-196)
S4	SA2-C/C	A-RHR トライアール第 1 スイッチ (MV222-3A) (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
S5	SA2-C/C	A-RHR トライケル第2スプレイ弁 (MV222-4A) (DB 兼用)			
S6	SA2-C/C	B-RHR トライケル第2スプレイ弁 (MV222-4B) (DB 兼用)			
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 57-9-32 図 格納容器代替スプレー系 (可搬型) 系統概要図 (A系)



第 57-9-33 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。

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 57-9-35 図に示す。

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は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57-9-36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は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57-9-36図に示す。

1.4.3 非常用コントロールセンタ切替盤

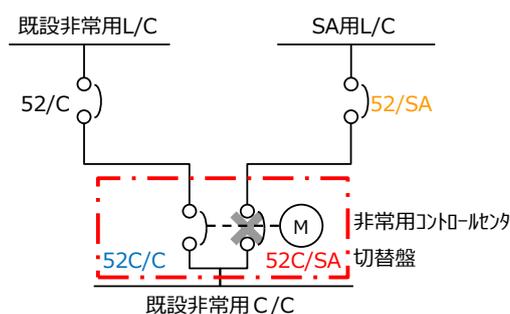
(1) 主要設備

重大事故等時において、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た電源供給ラインの多重化を図るため非常用コントロールセンタ切替盤を設ける。非常用コントロールセンタ切替盤は、SAロードセンタ又はSAコントロールセンタから電源供給可能な設計とする。

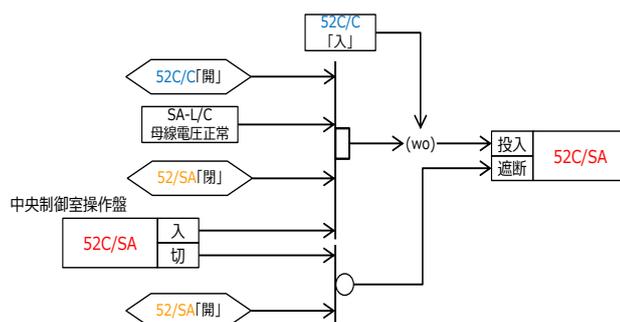
通常時はSAロードセンタからの受電遮断器[※]を開放することにより、2号炉非常用所内電気設備との分離を図っており、必要時に遠隔手動操作による切替操作を行う。(第57-9-37図参照)

切替の制御回路には、電気的インターロックを使用し、SA用L/C側の受電遮断器(52C/SA)と既設非常用L/C側の受電遮断器(52C/C)が同時に投入されない設計としている。(第57-9-38図参照)

また、誤操作防止対策として手動で52C/Cを切操作しなければ52C/SAが投入できない設計としている。また、非常用コントロールセンタ切替盤は耐震Sクラスとしており、他の設備に悪影響を与えない設計としている。



第57-9-37図 非常用コントロールセンタ切替盤回路構成図 (通常運転時時)



第57-9-38図 非常用コントロールセンタ切替盤インターロックブロック線図 (SA用L/C側を操作する場合)

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。

※ D3-C/C受電回路の場合は、「SA1コントロールセンタからの受電遮断器」
S-C/C受電回路の場合は「SA2コントロールセンタからの受電遮断器」と読み替える

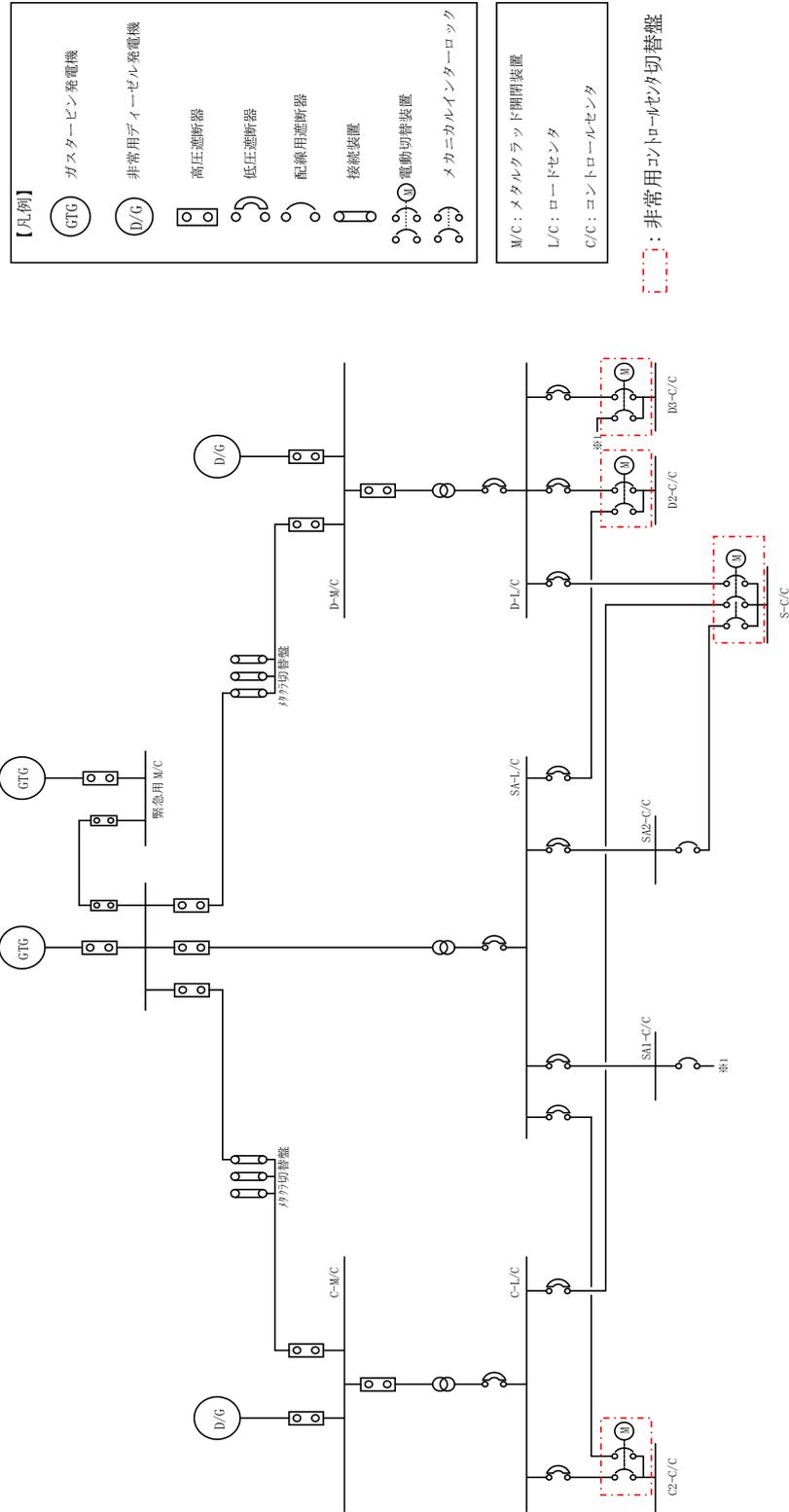
(2) 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

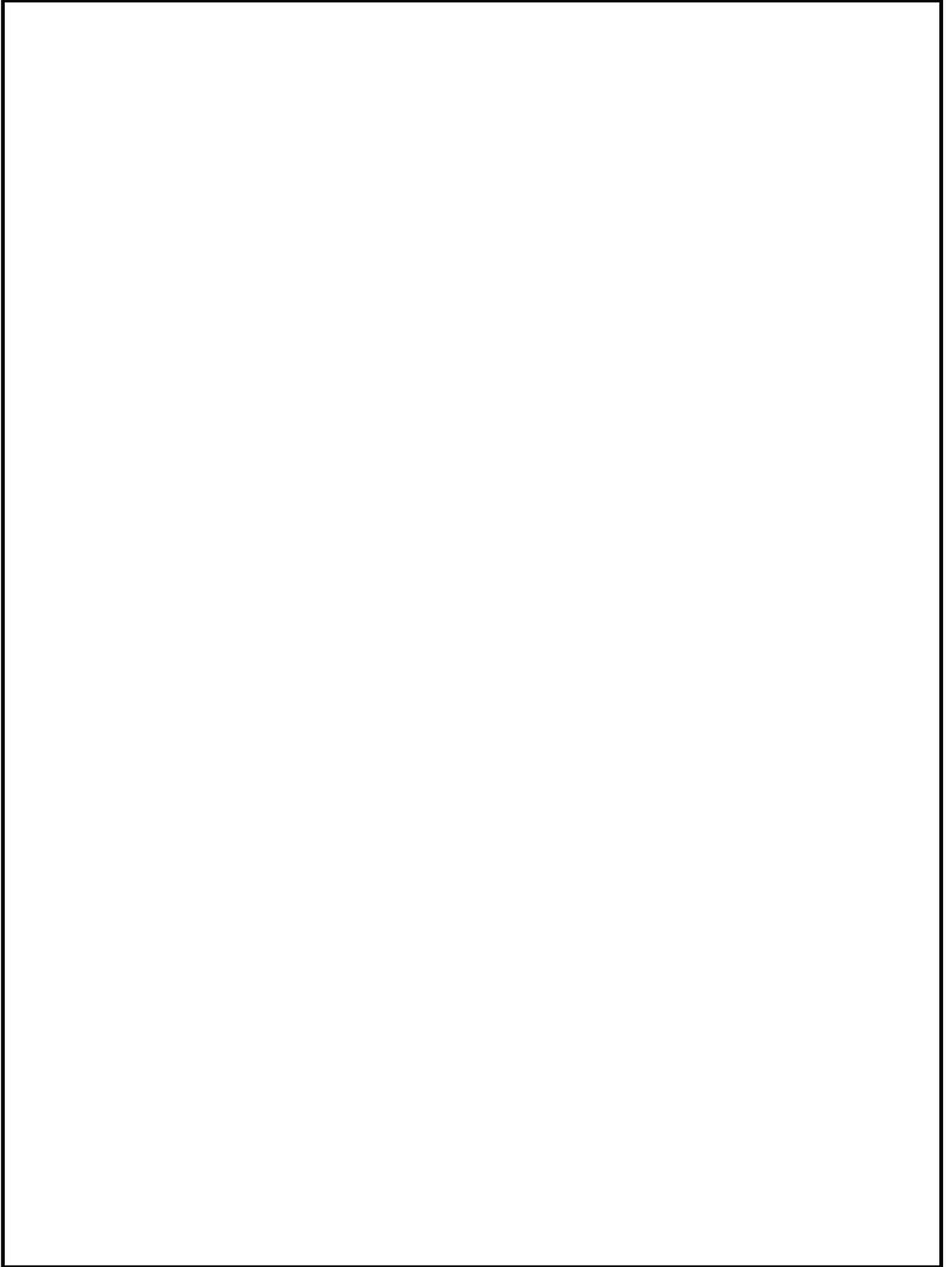
a. 非常用コントロールセンタ切替盤

C 2 - C / C受電用 (S A - L / Cから受電)	: 1台
D 2 - C / C受電用 (S A - L / Cから受電)	: 1台
D 3 - C / C受電用 (S A 1 - C / Cから受電)	: 1台
S - C / C受電用 (S A 2 - C / Cから受電)	: 1台

単線結線図を第 57-9-39 図に示す。



第 57-9-39 図 単線結線図 (非常用コントロールセンタ切替盤)

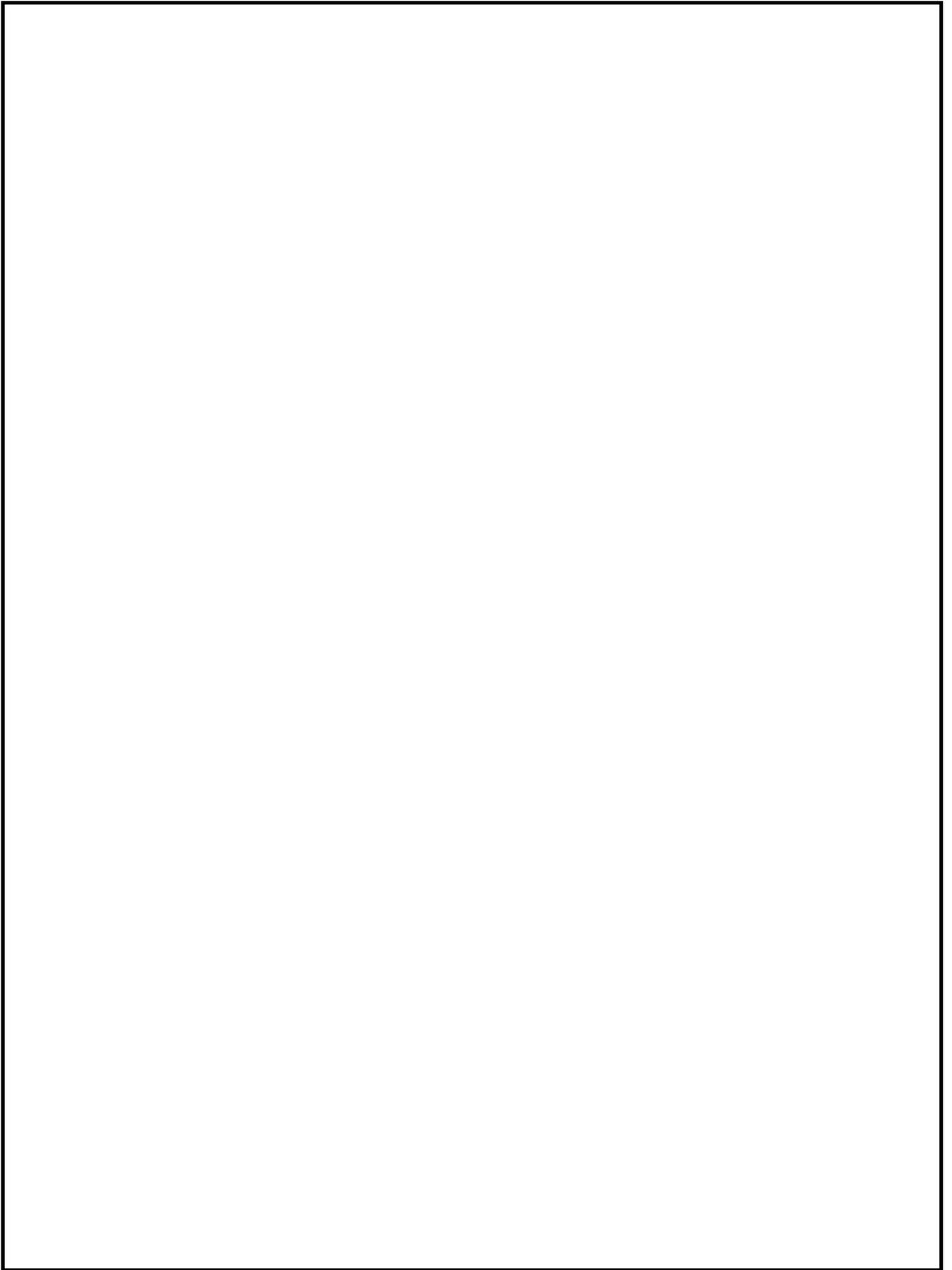


第47-1図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(47-1)r16

57補-299r16

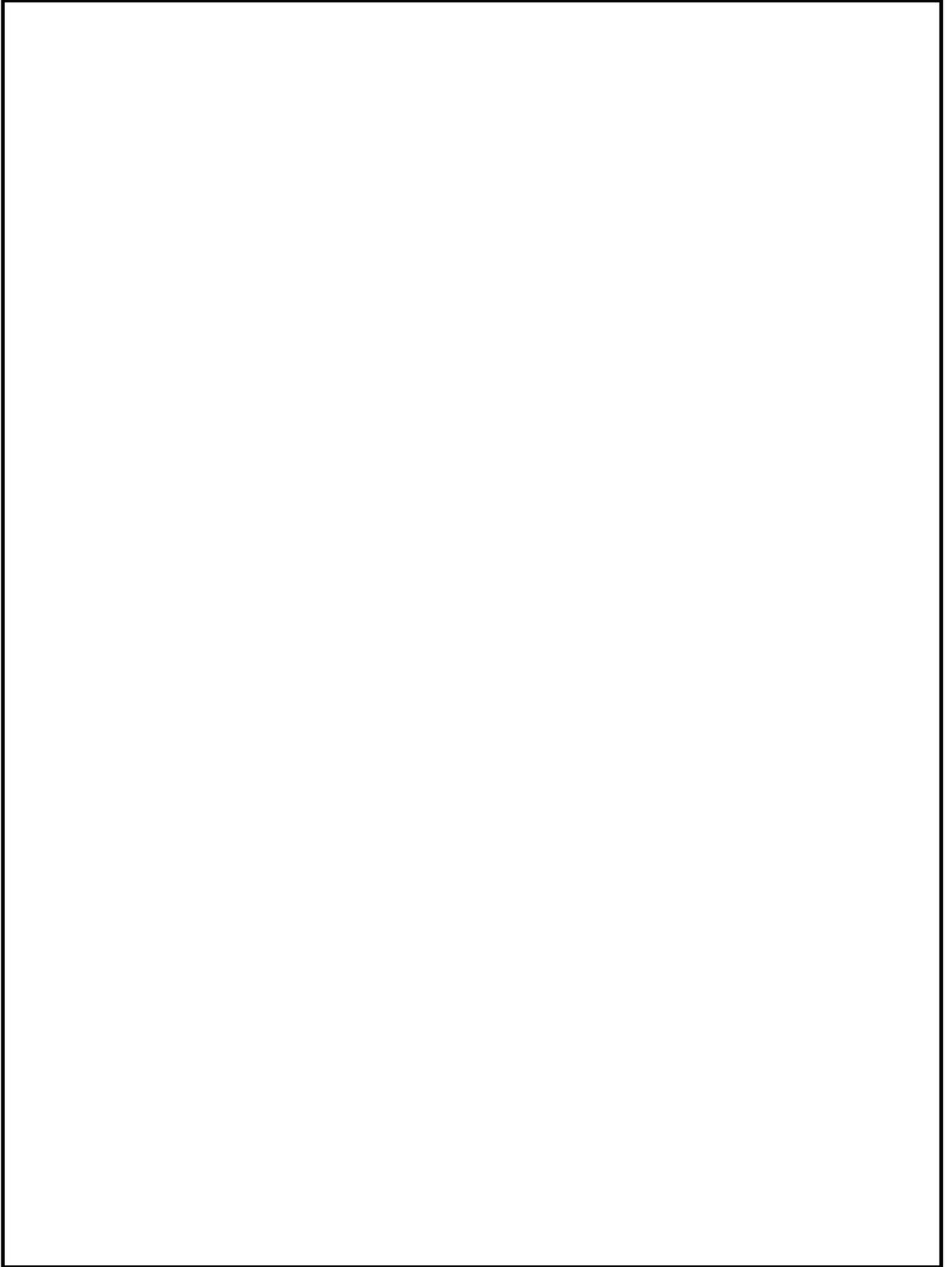


第47-2図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(47-2)r16

57補-300r16

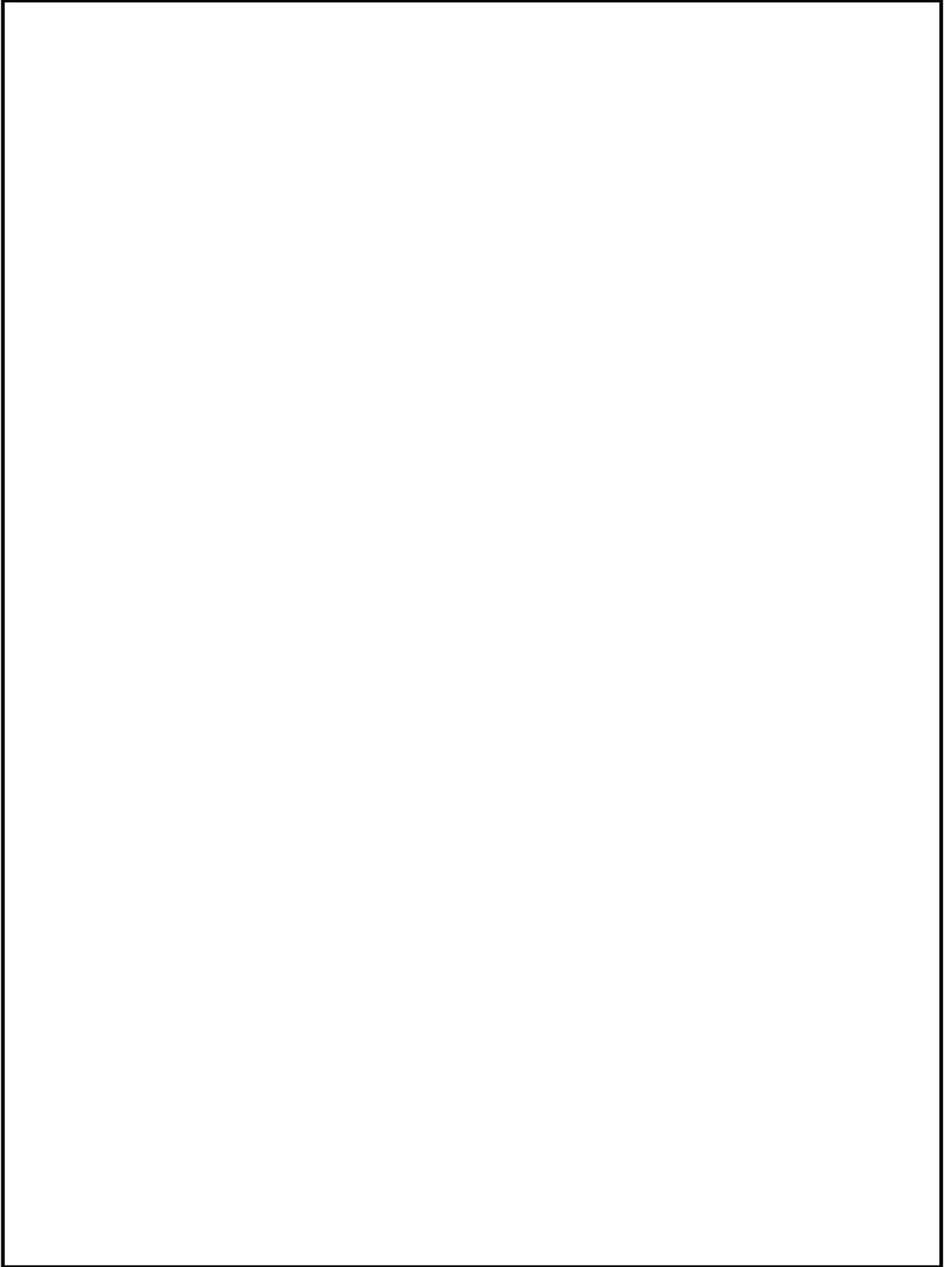


第47-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(47-3)r16

57補-301r16

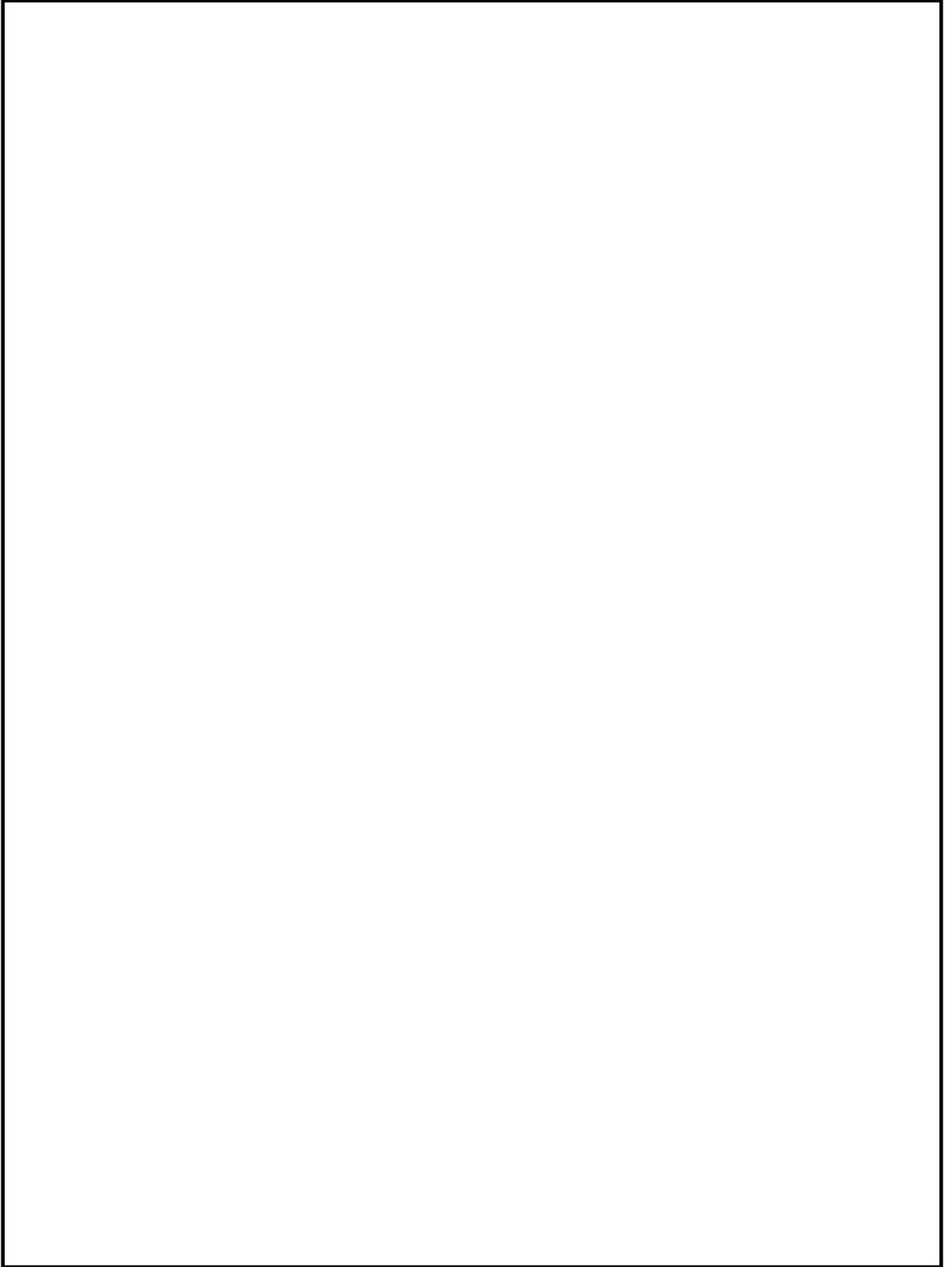


第47-4図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(47-4)r16

57補-302r16

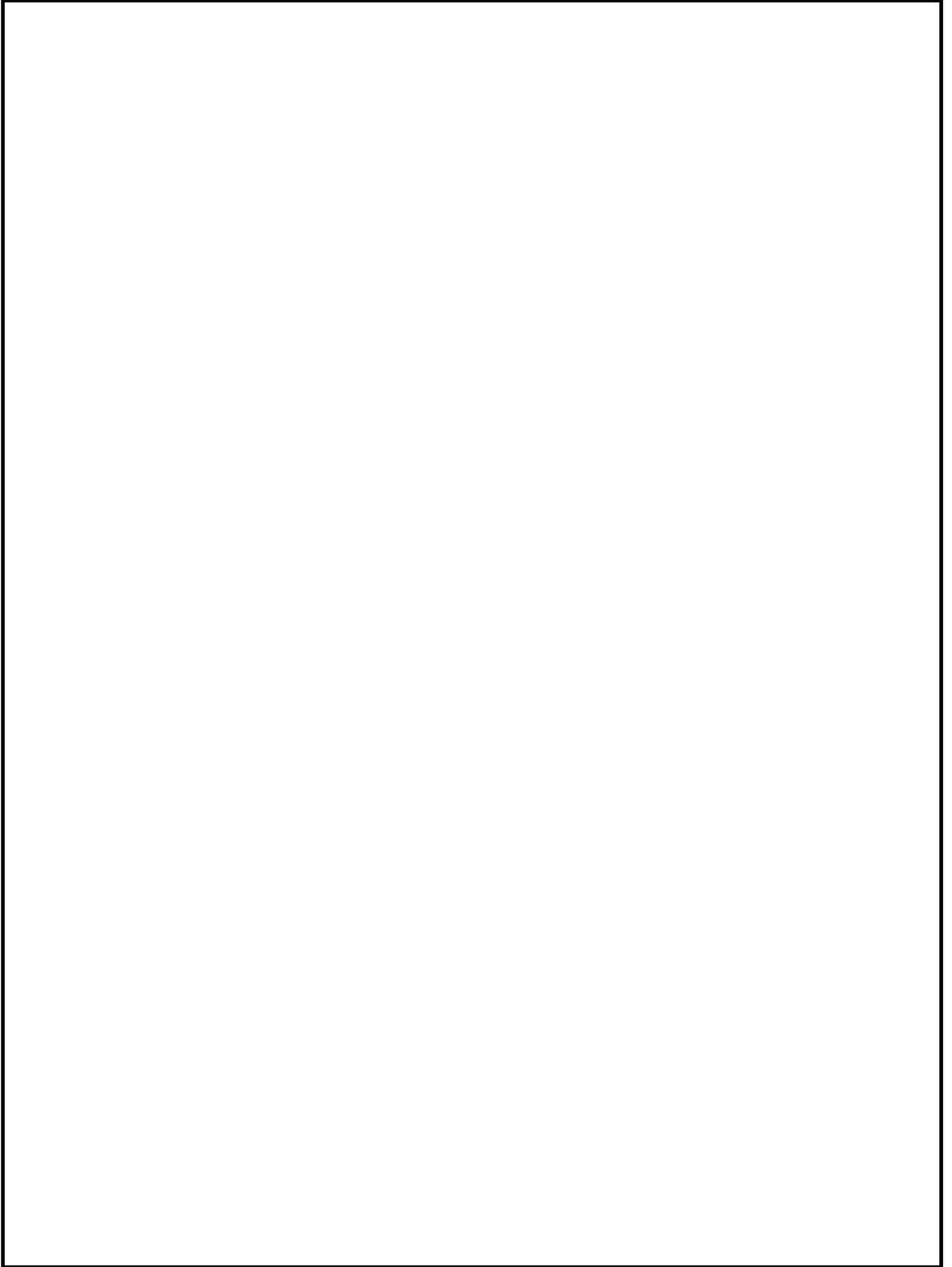


第47-5図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(47-5)r16

57補-303r16

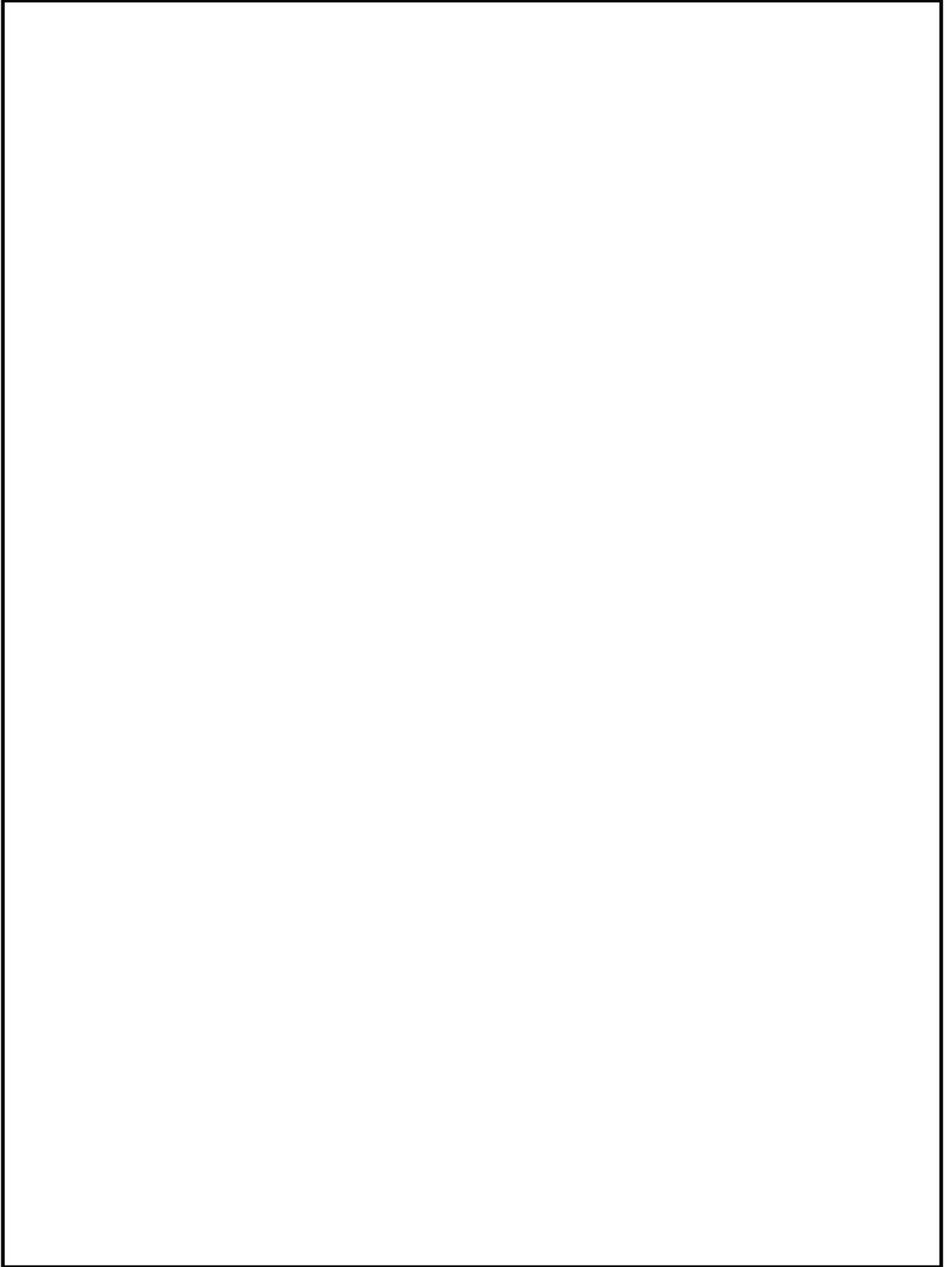


第47-6図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(47-6)r16

57補-304r16

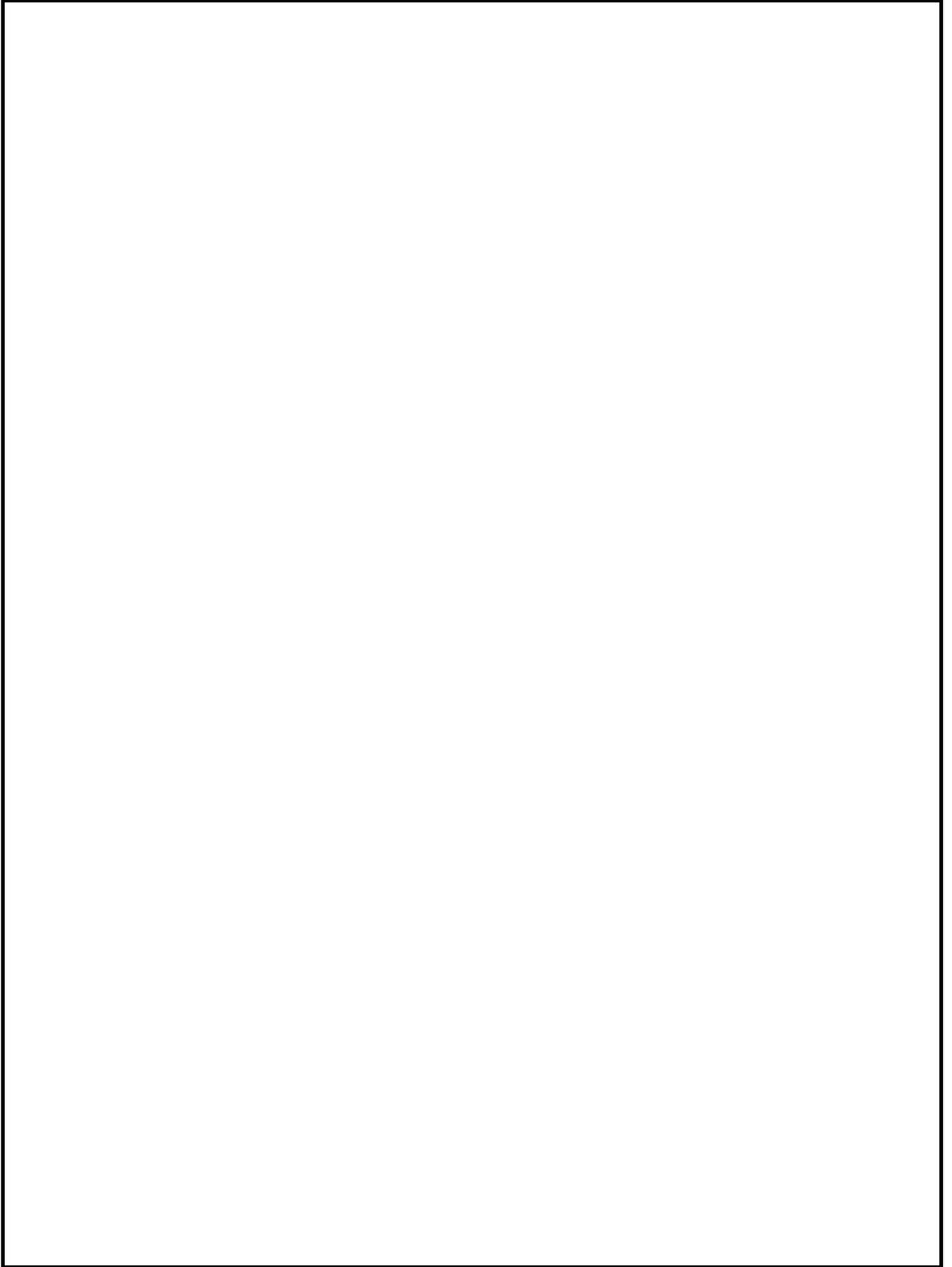


第47-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(47-7)r16

57補-305r16

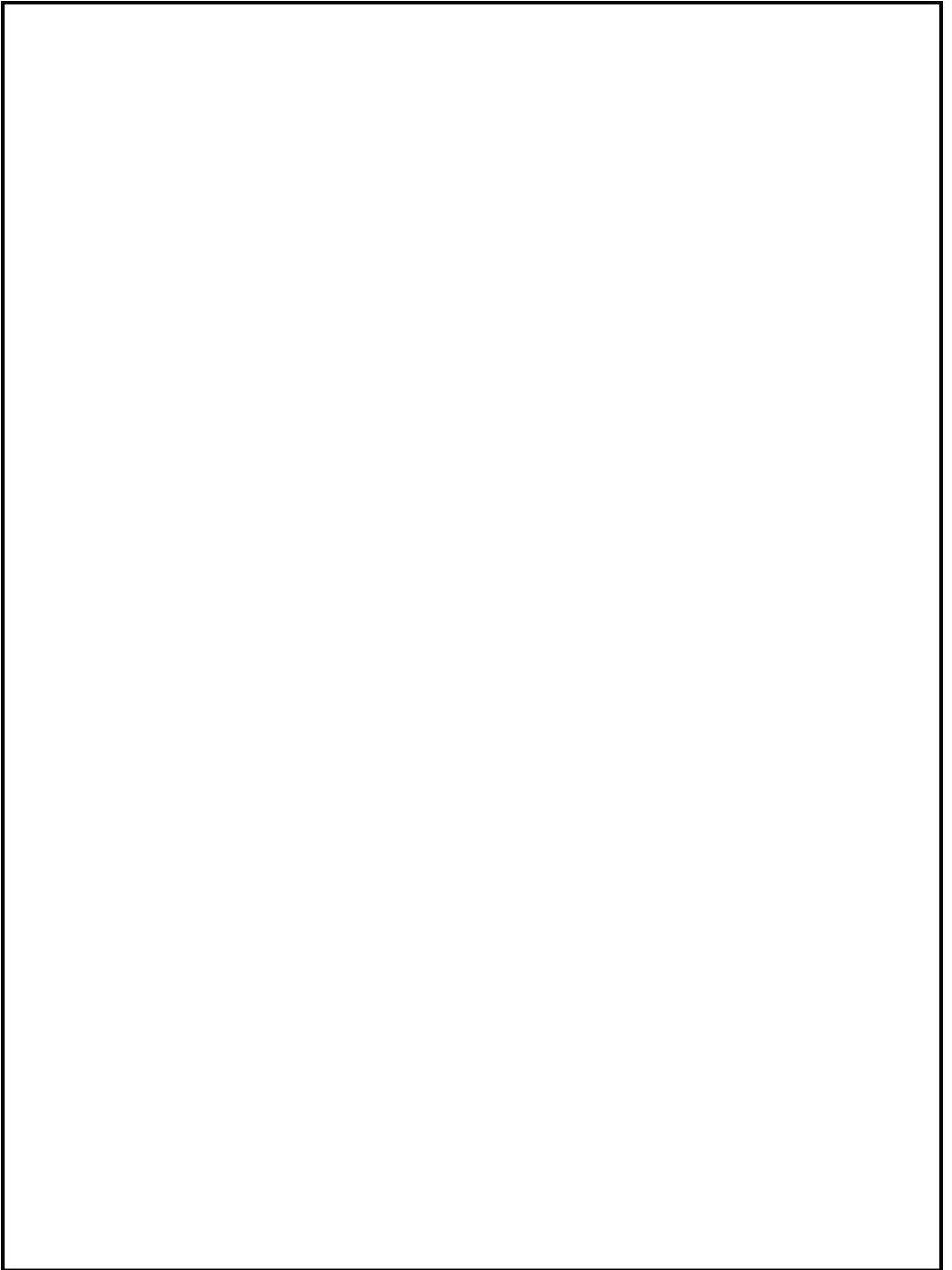


第47-8図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(47-8)r16

57補-306r16

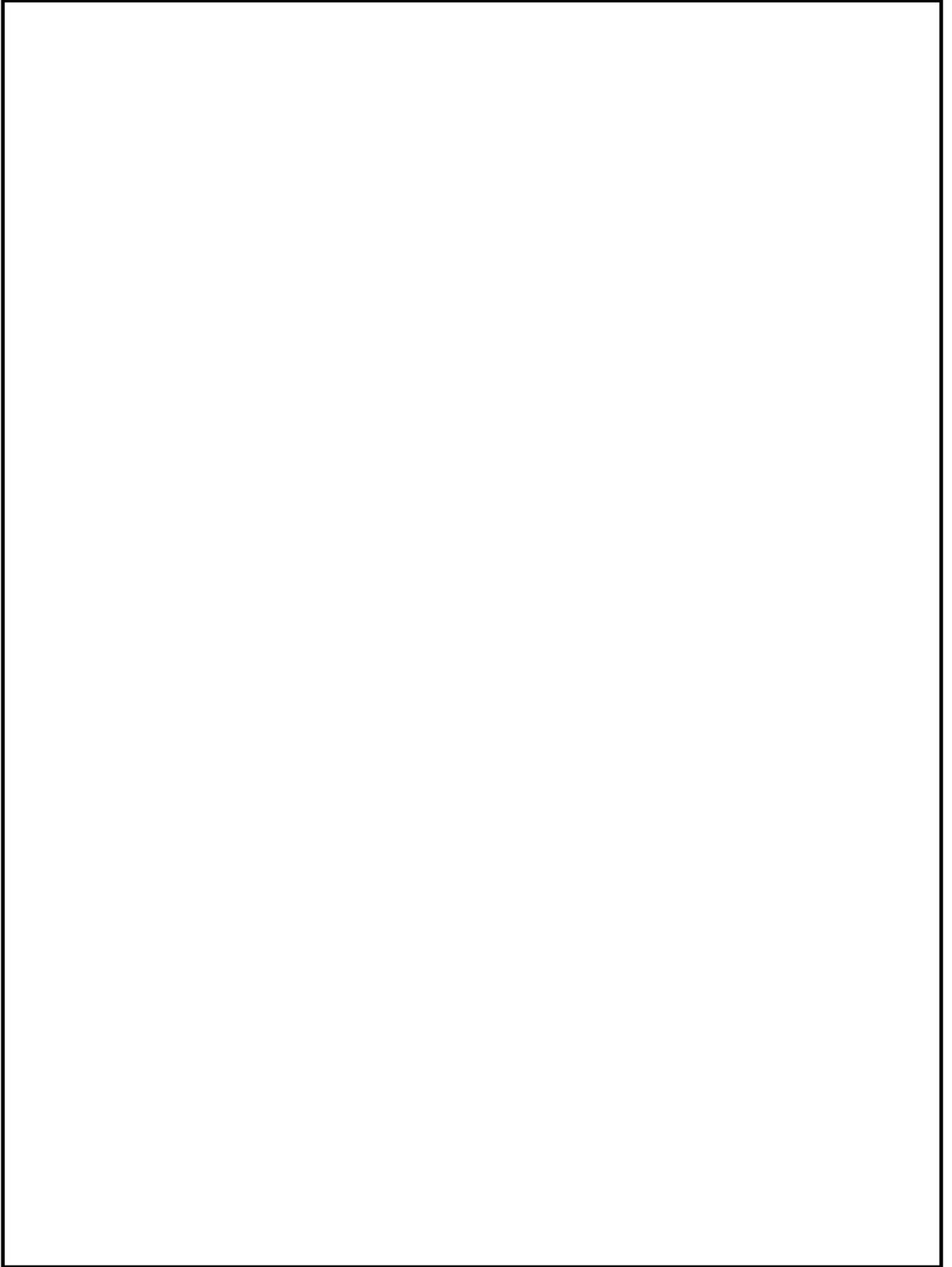


第47-9図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(47-9)r16

57補-307r16

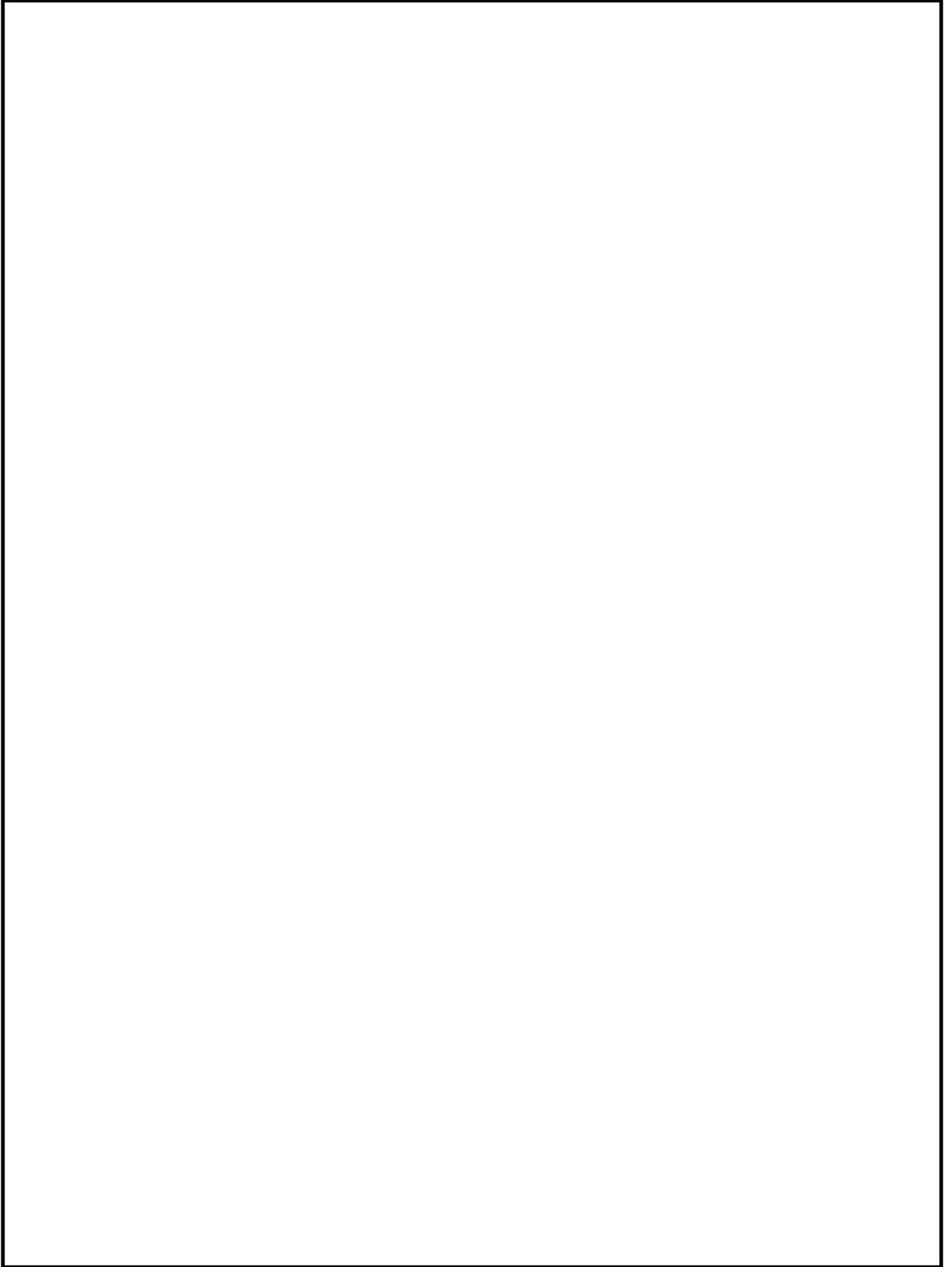


第47-10図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(47-10)r16

57補-308r16

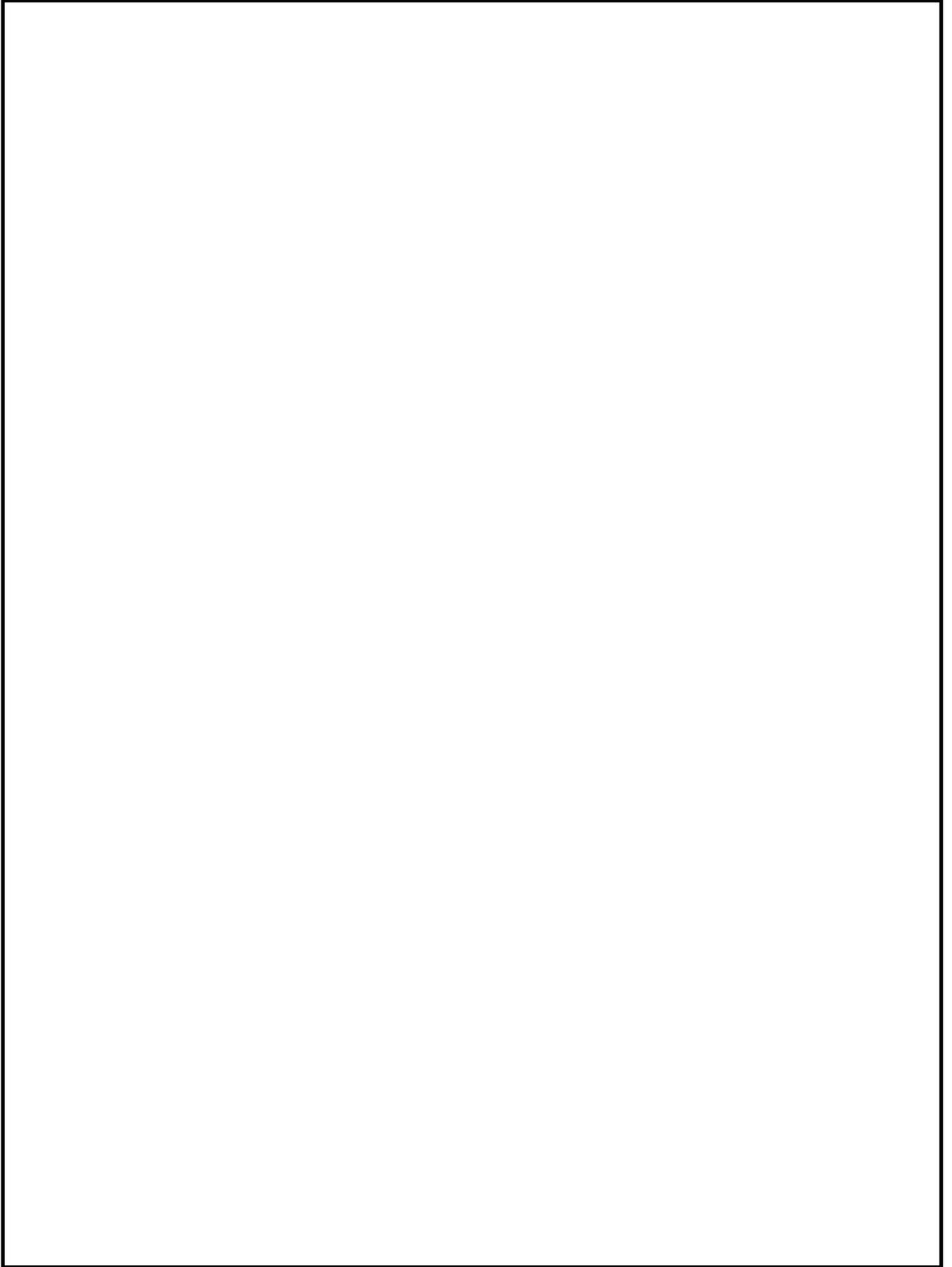


第47-11図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(47-11)r16

57補-309r16

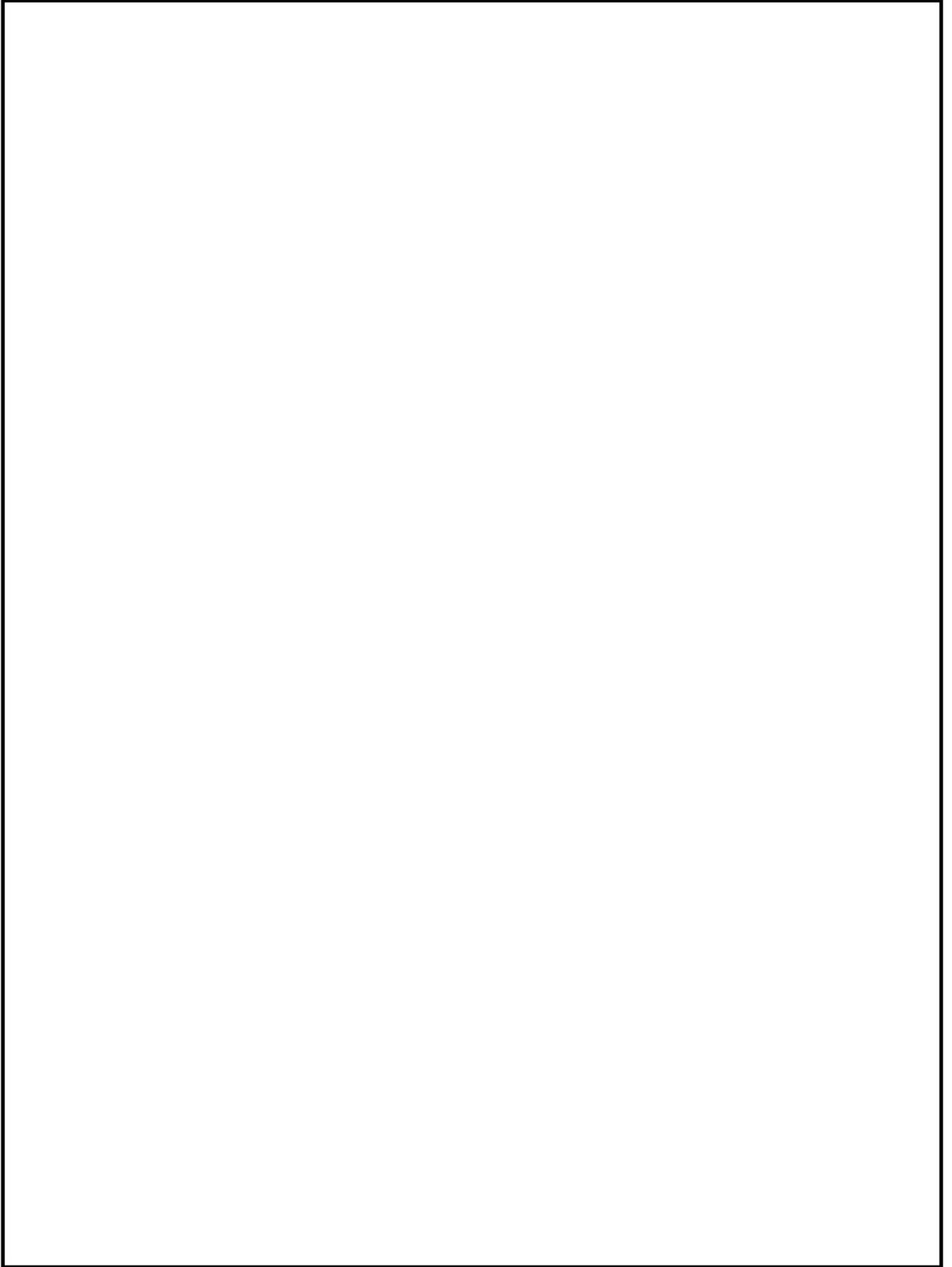


第47-12図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(47-12)r16

57補-310r16

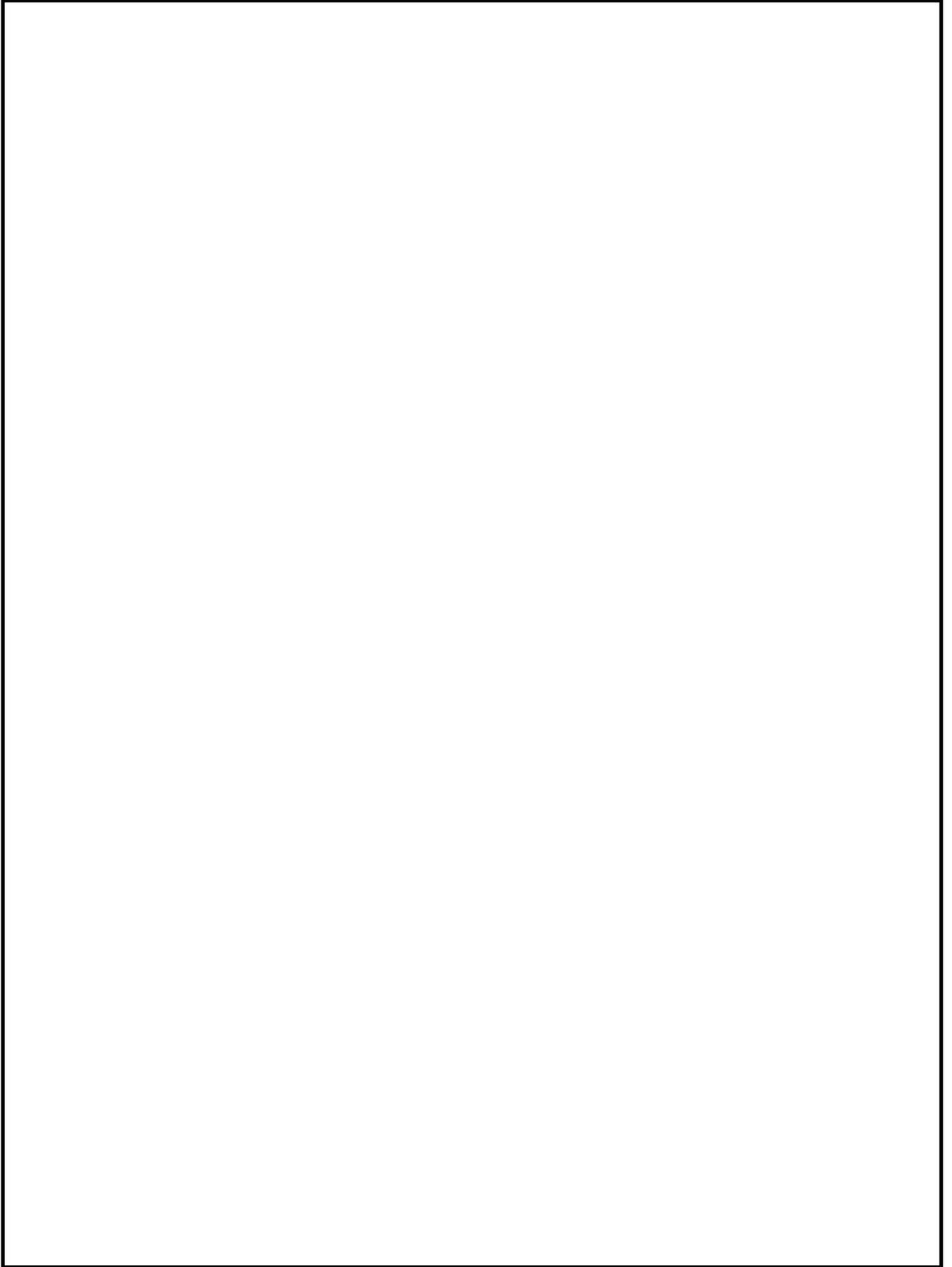


第47-13図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(47-13)r16

57補-311r16

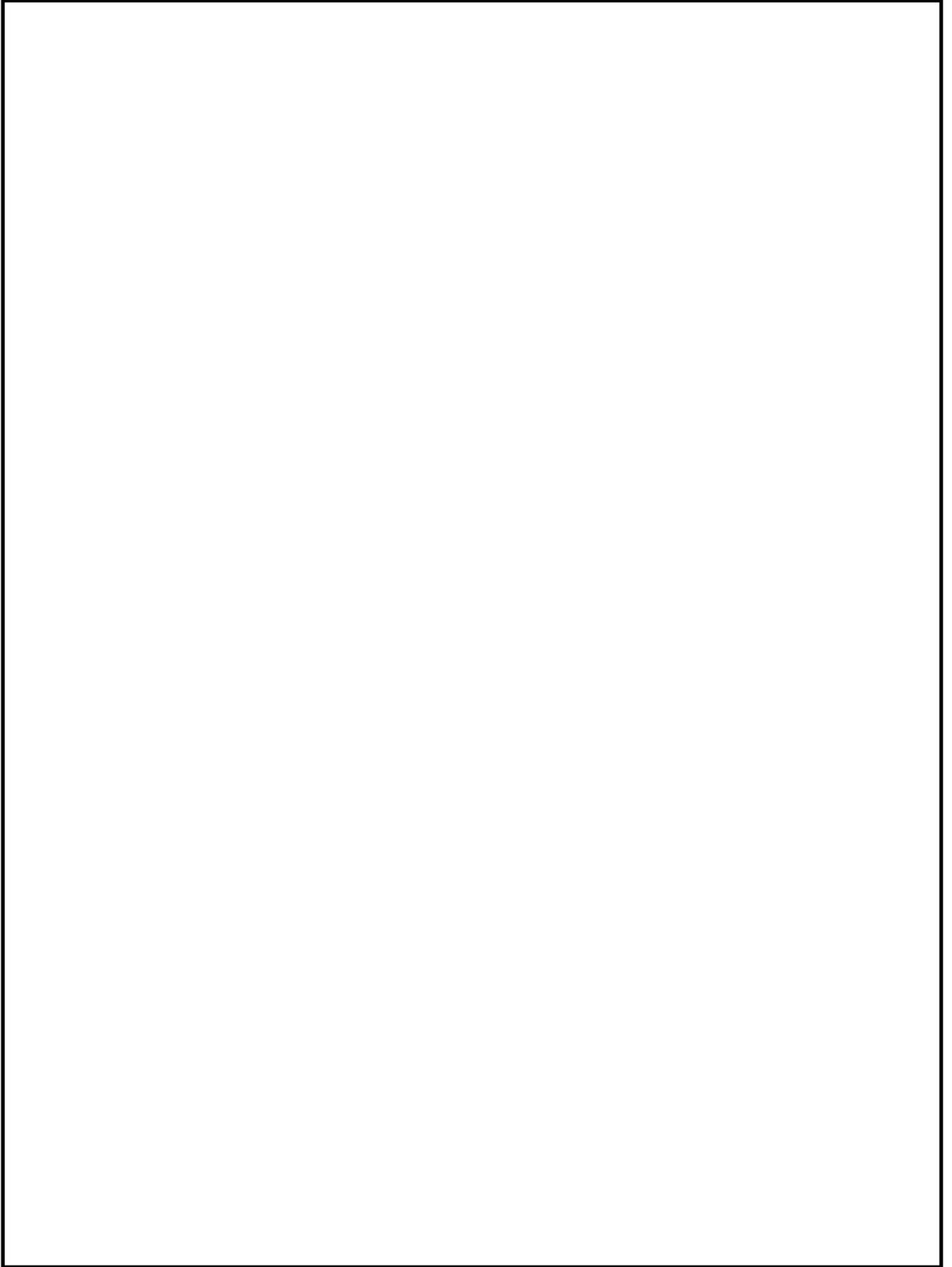


第47-14図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(47-14)r16

57補-312r16

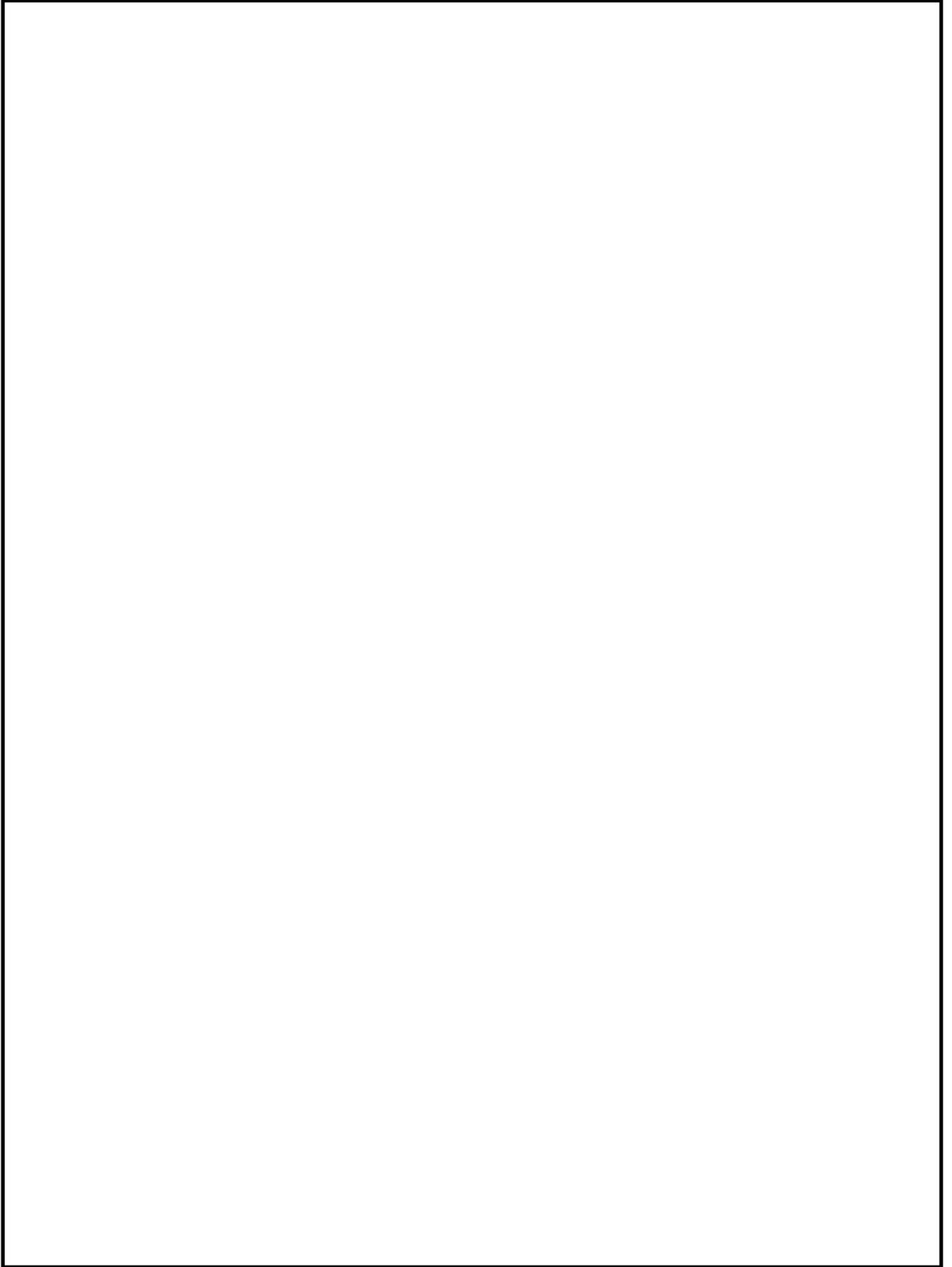


第47-15図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(47-15)r16

57補-313r16

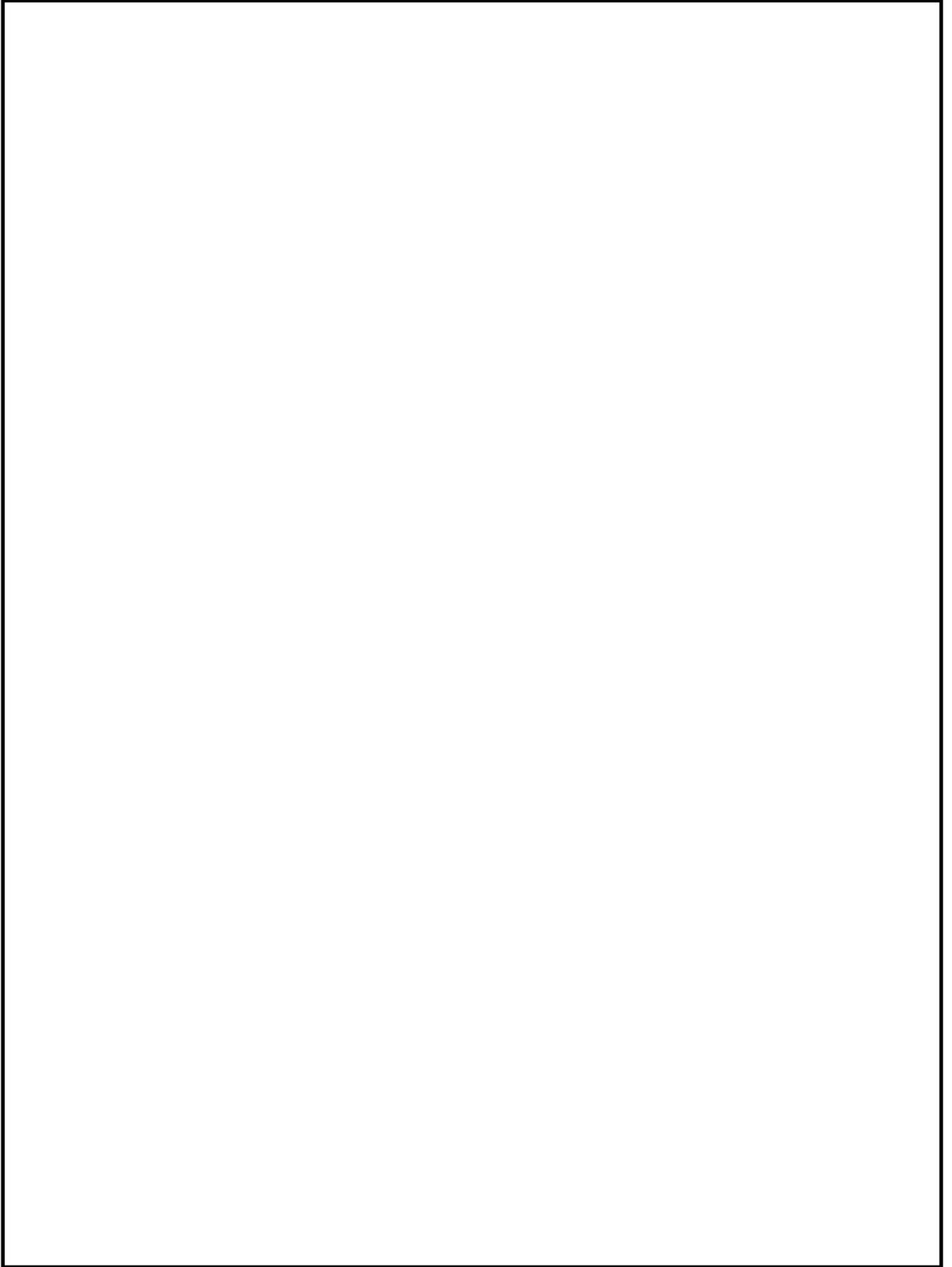


第47-16図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(47-16)r16

57補-314r16

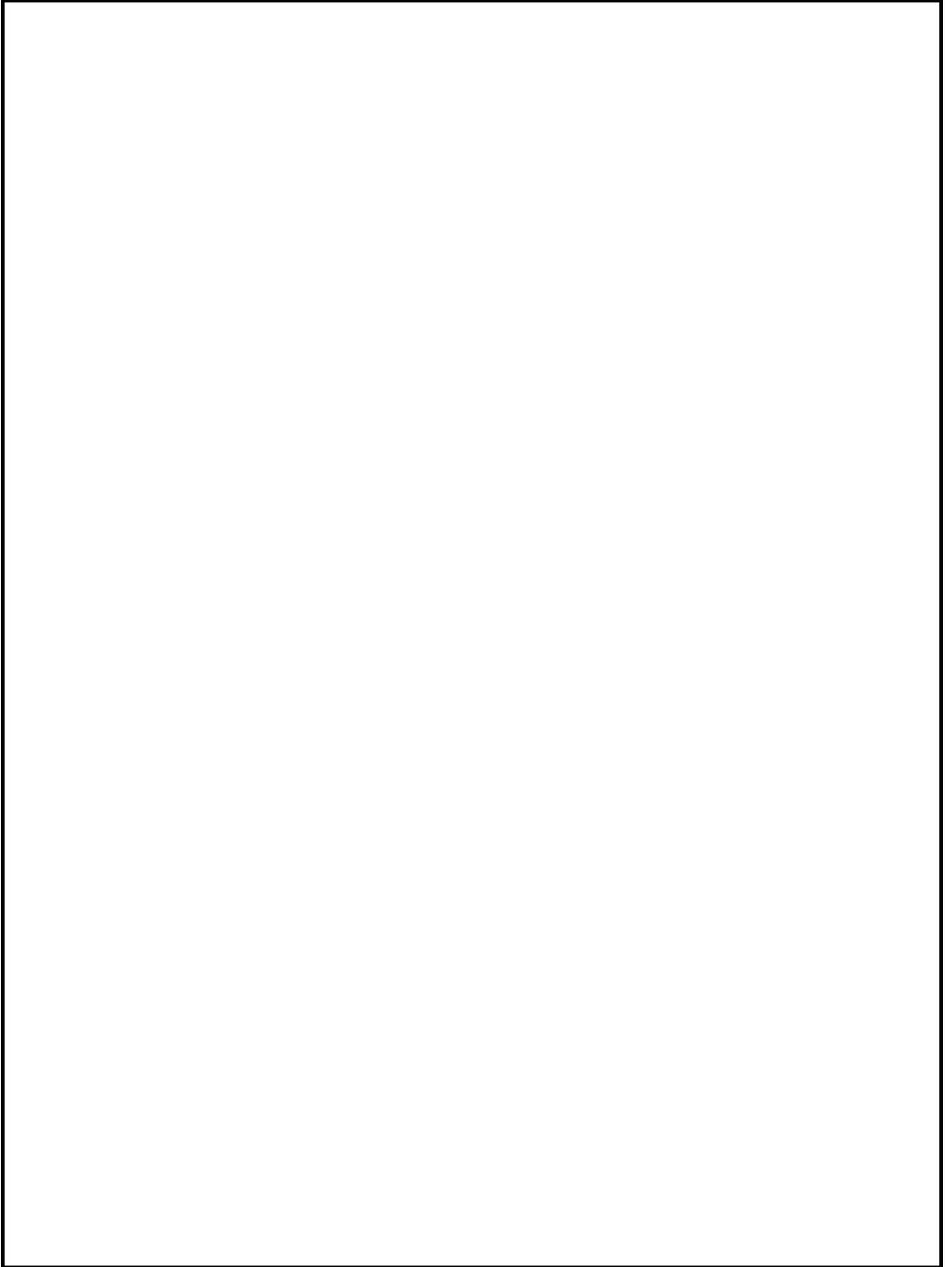


第47-17図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(47-17)r16

57補-315r16

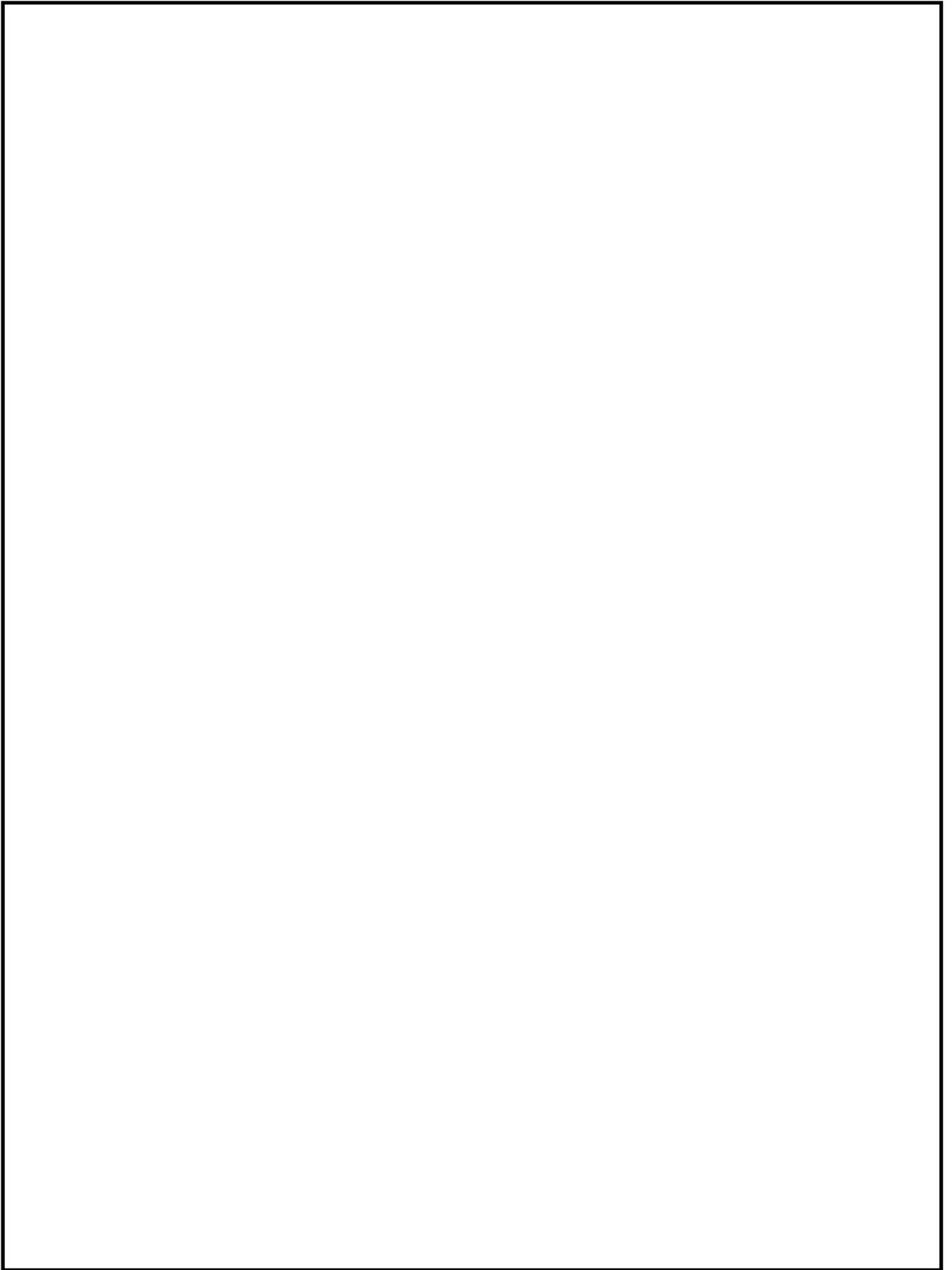


第47-18図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(47-18)r16

57補-316r16

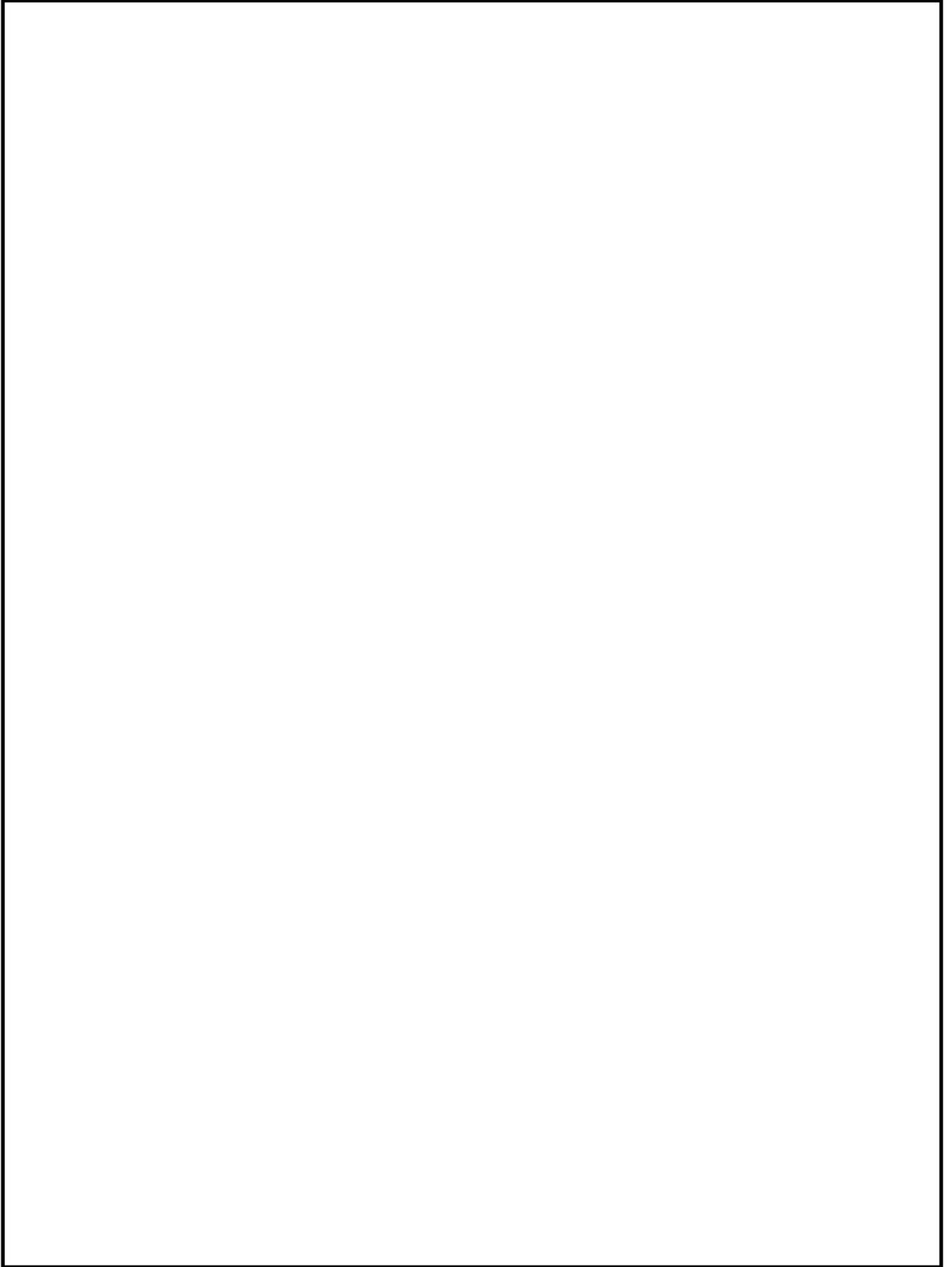


第47-19図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(47-19)r16

57補-317r16

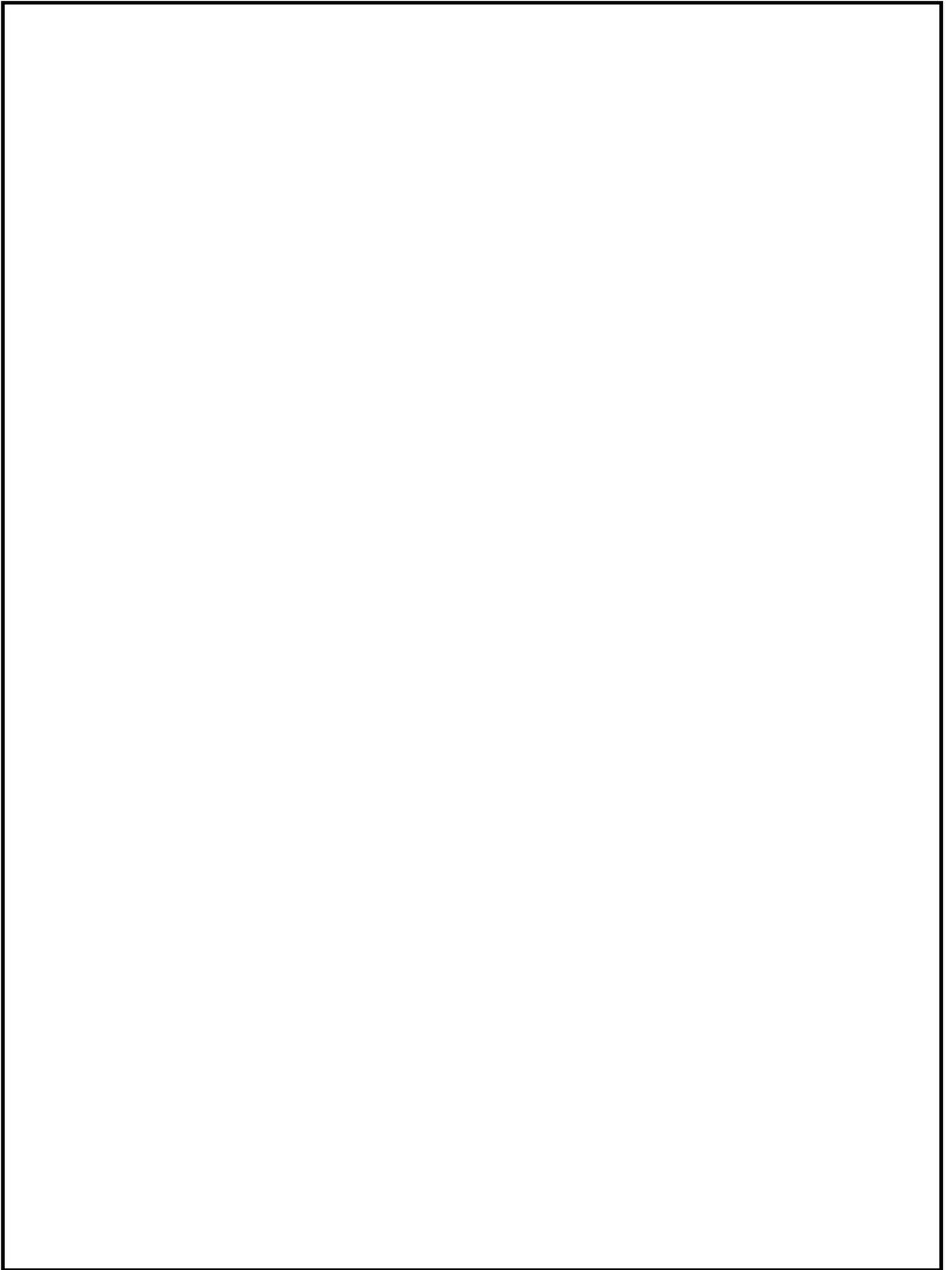


第47-20図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(47-20)r16

57補-318r16

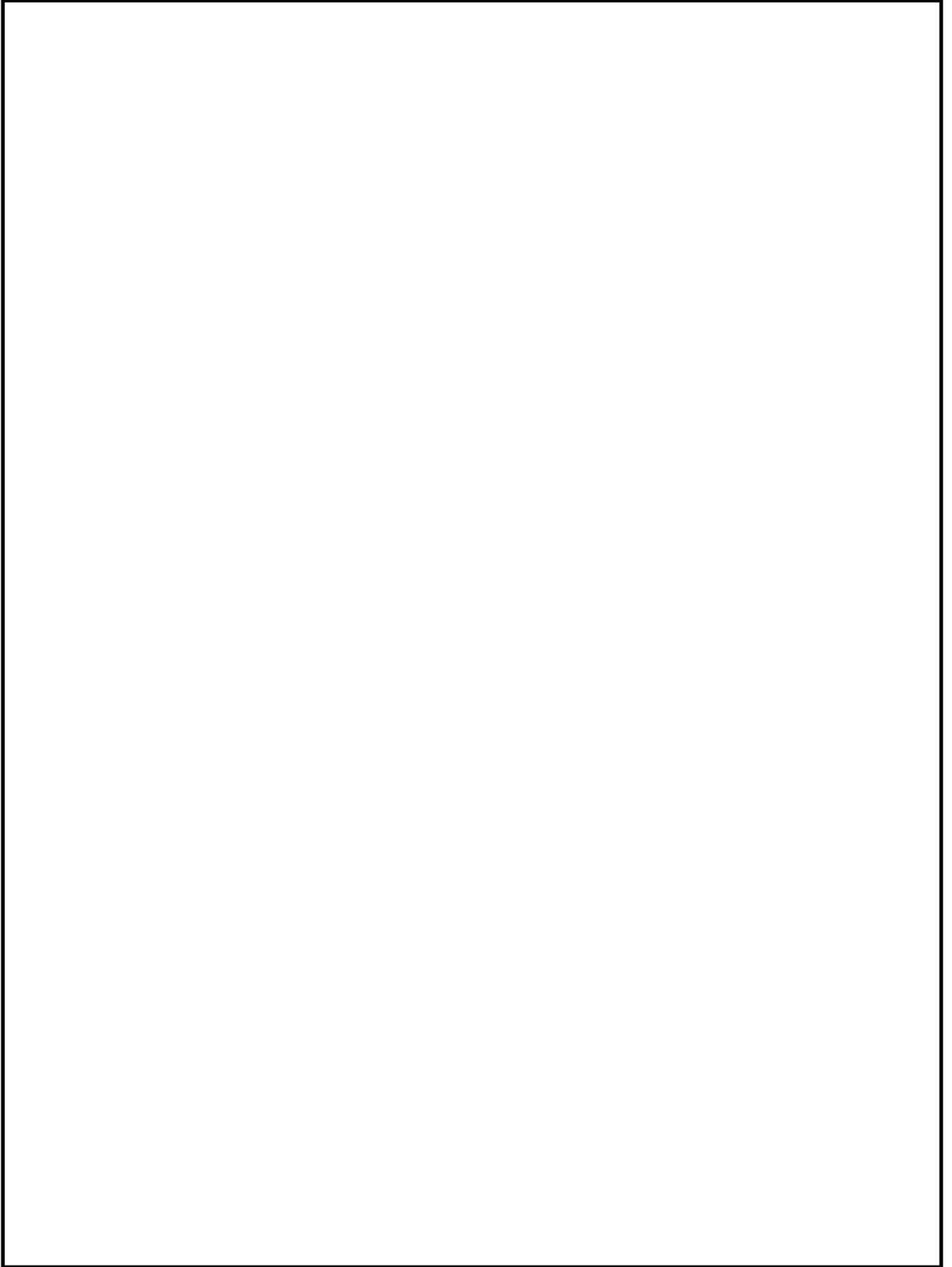


第47-21図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(47-21)r16

57補-319r16

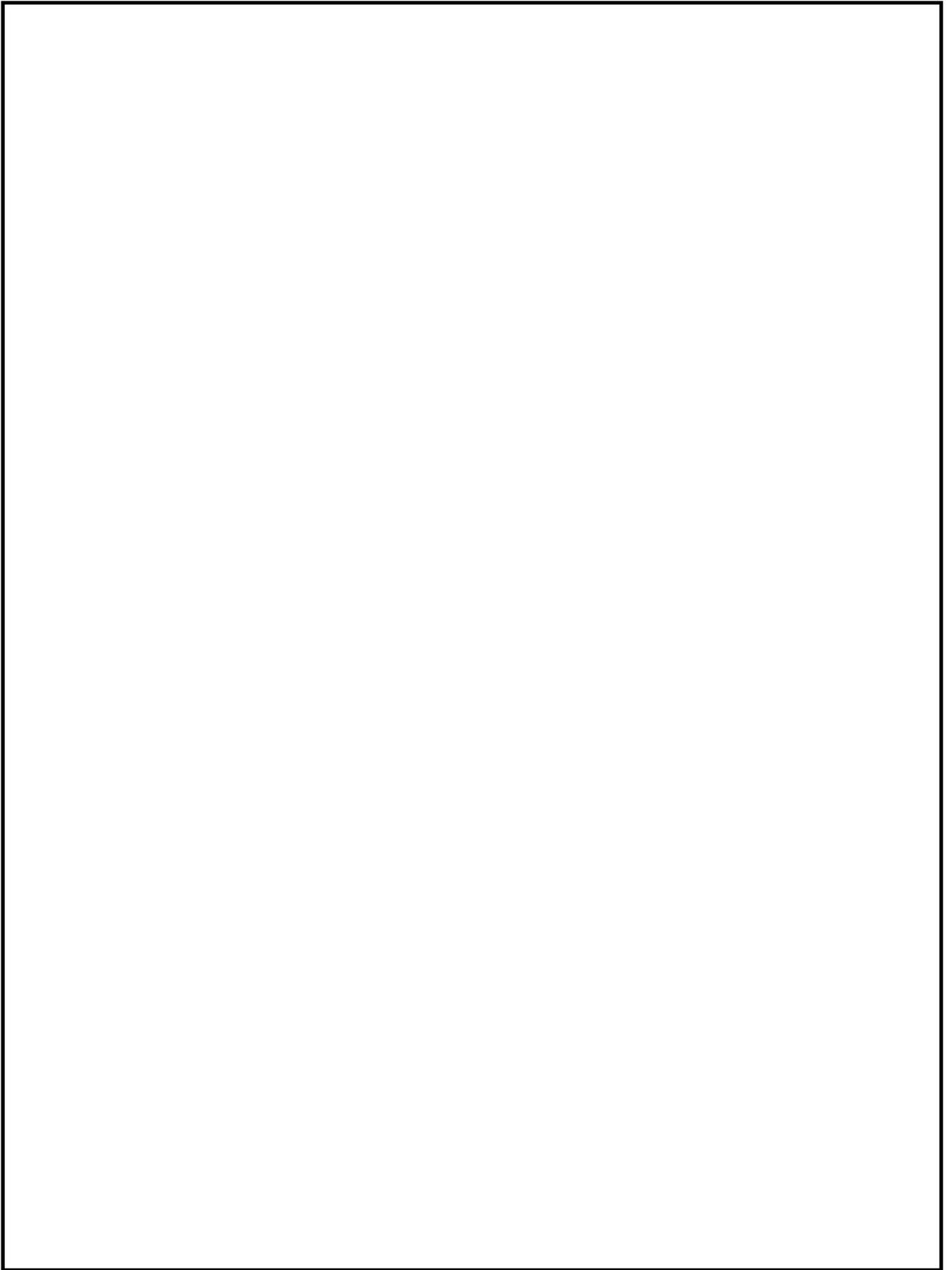


第47-22図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(47-22)r16

57補-320r16

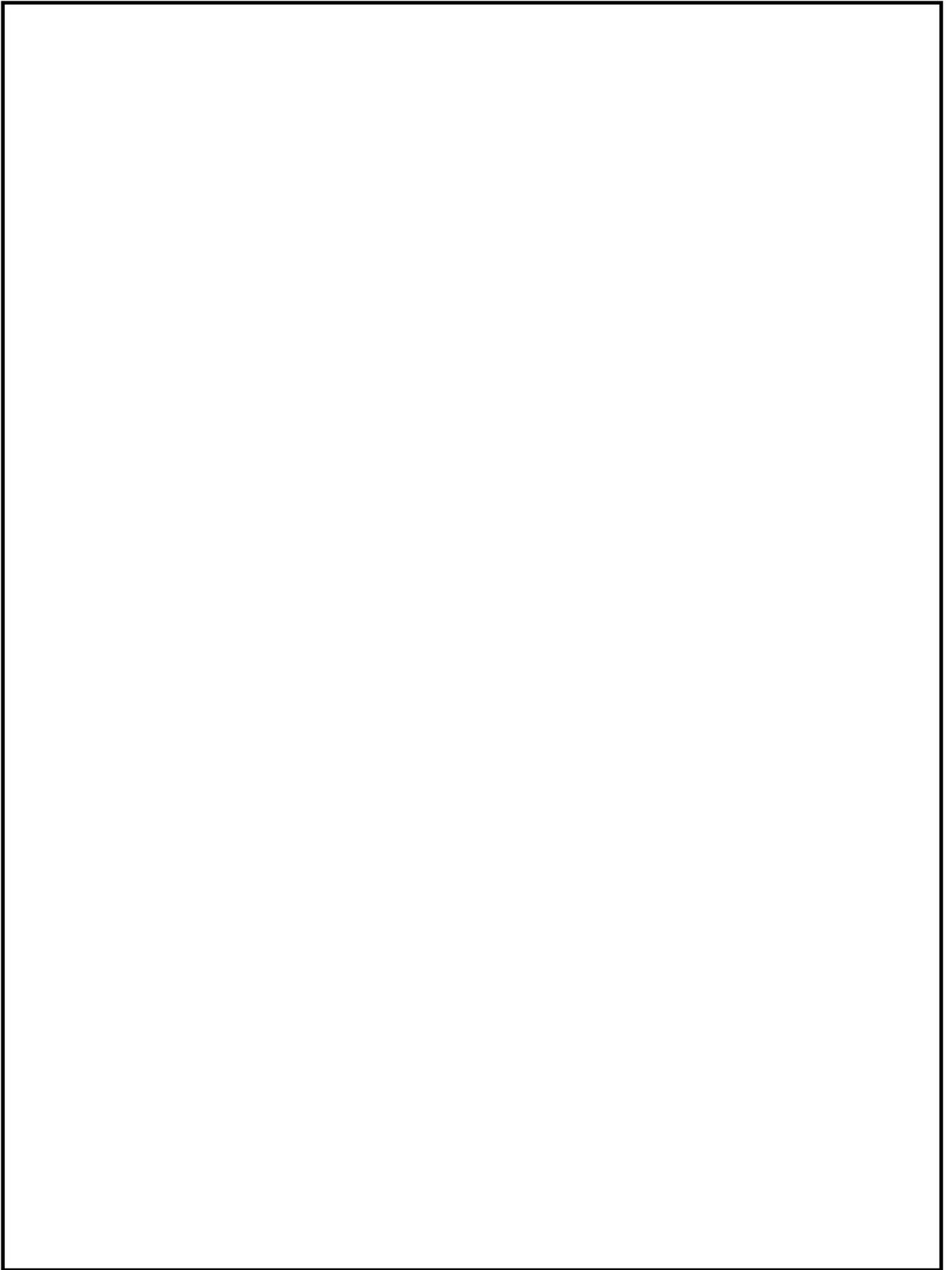


第47-23図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(47-23)r16

57補-321r16

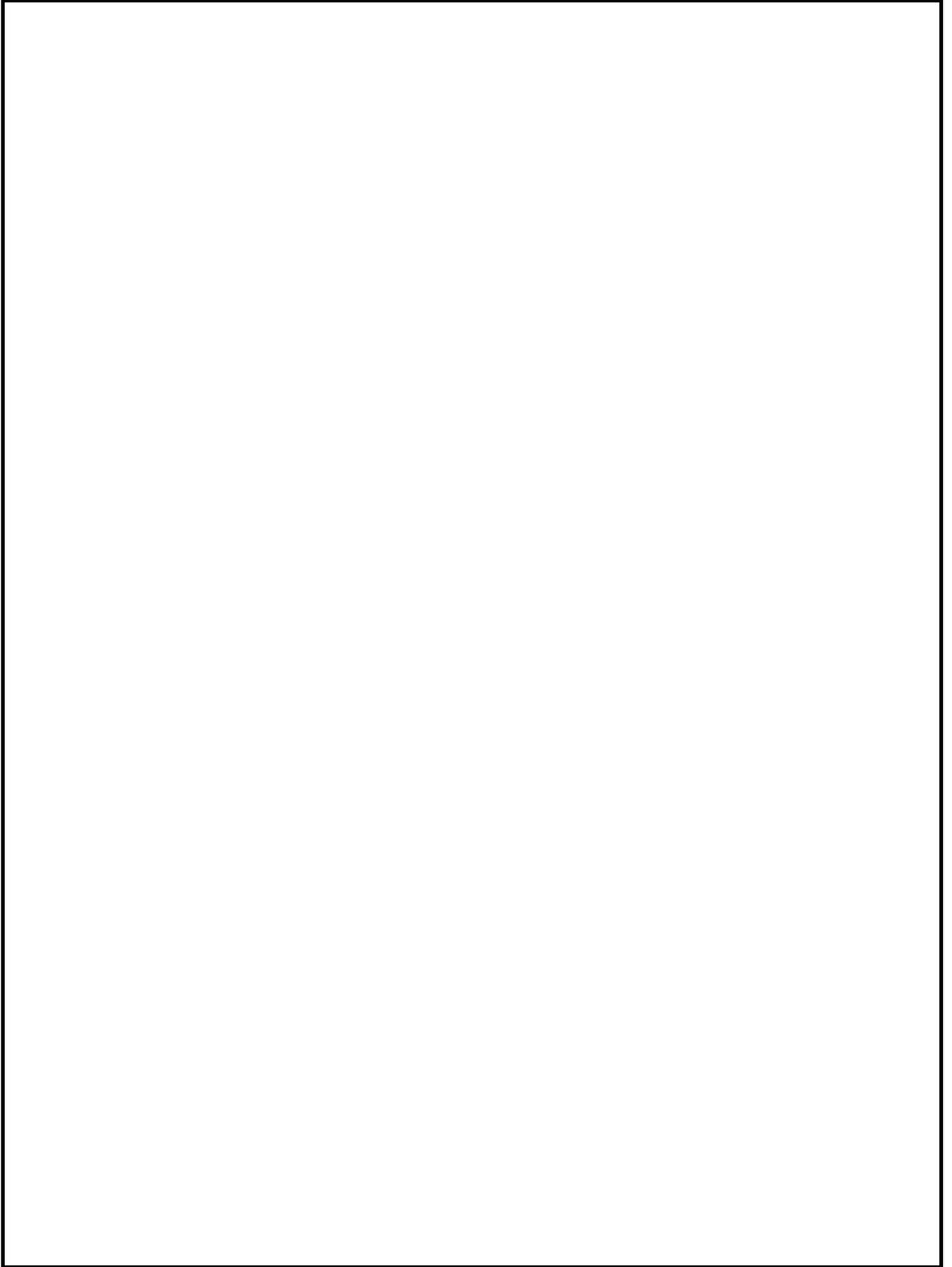


第47-24図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(47-24)r16

57補-322r16

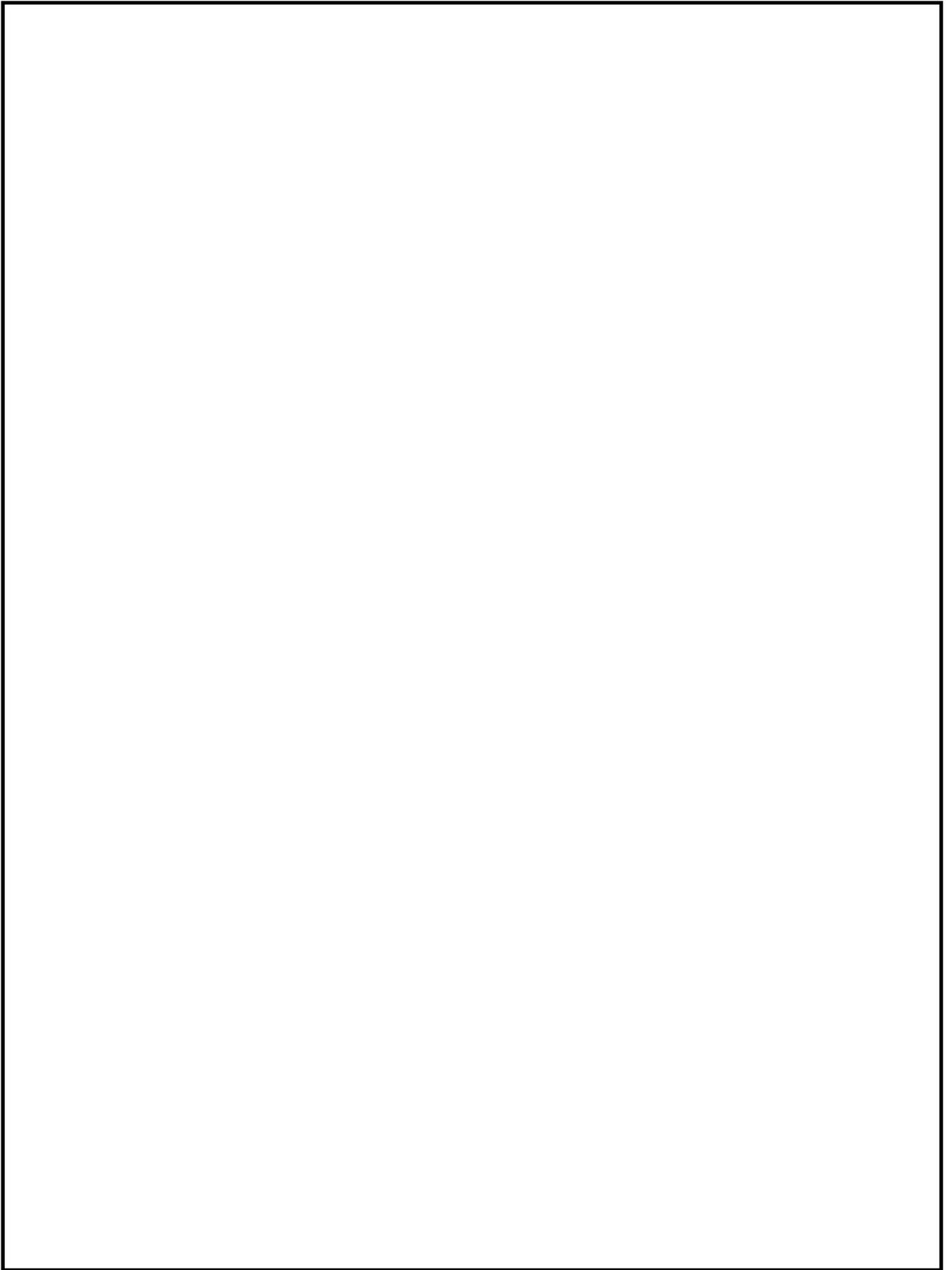


第47-25図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(47-25)r16

57補-323r16

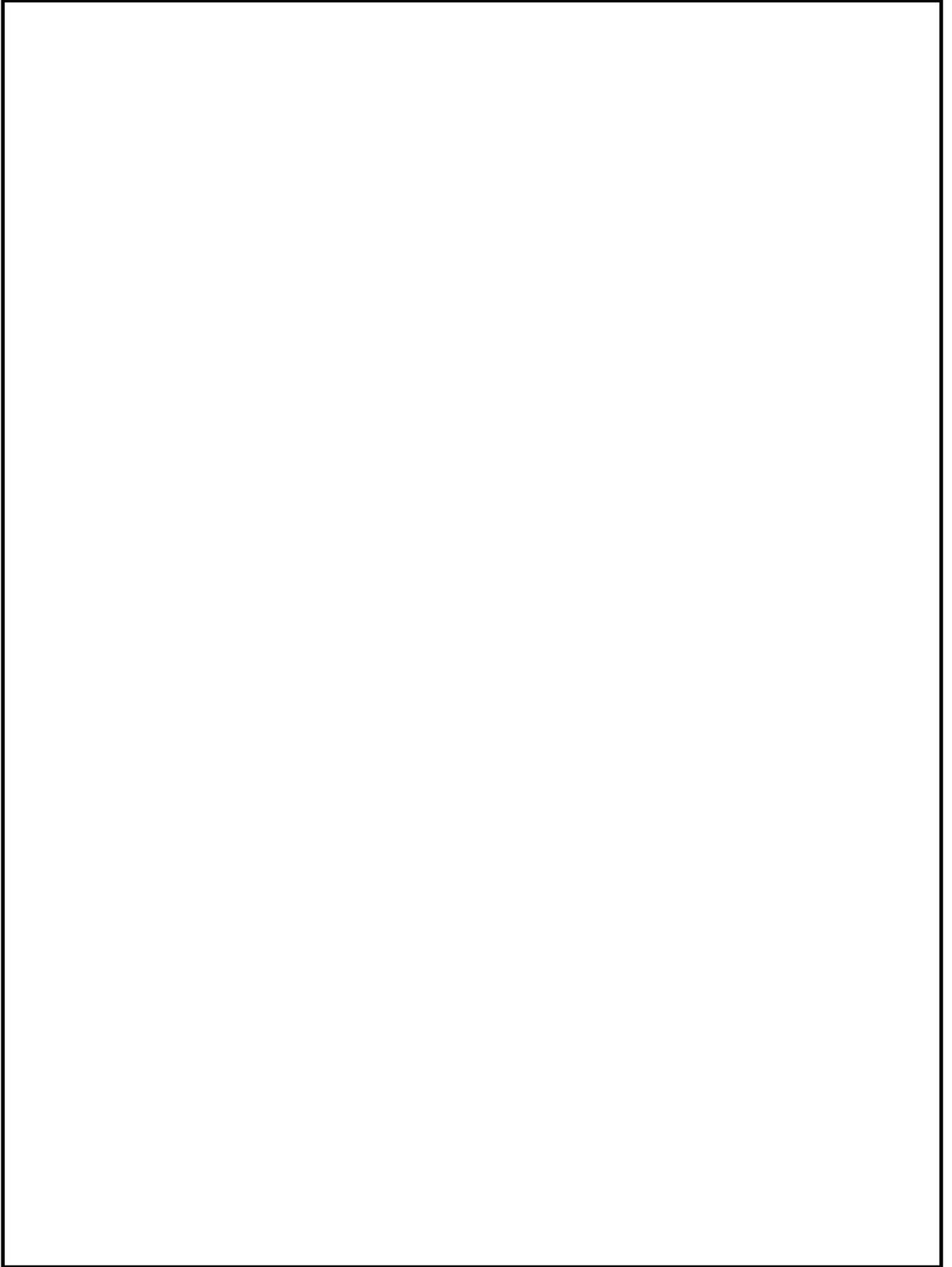


第47-26図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(47-26)r16

57補-324r16

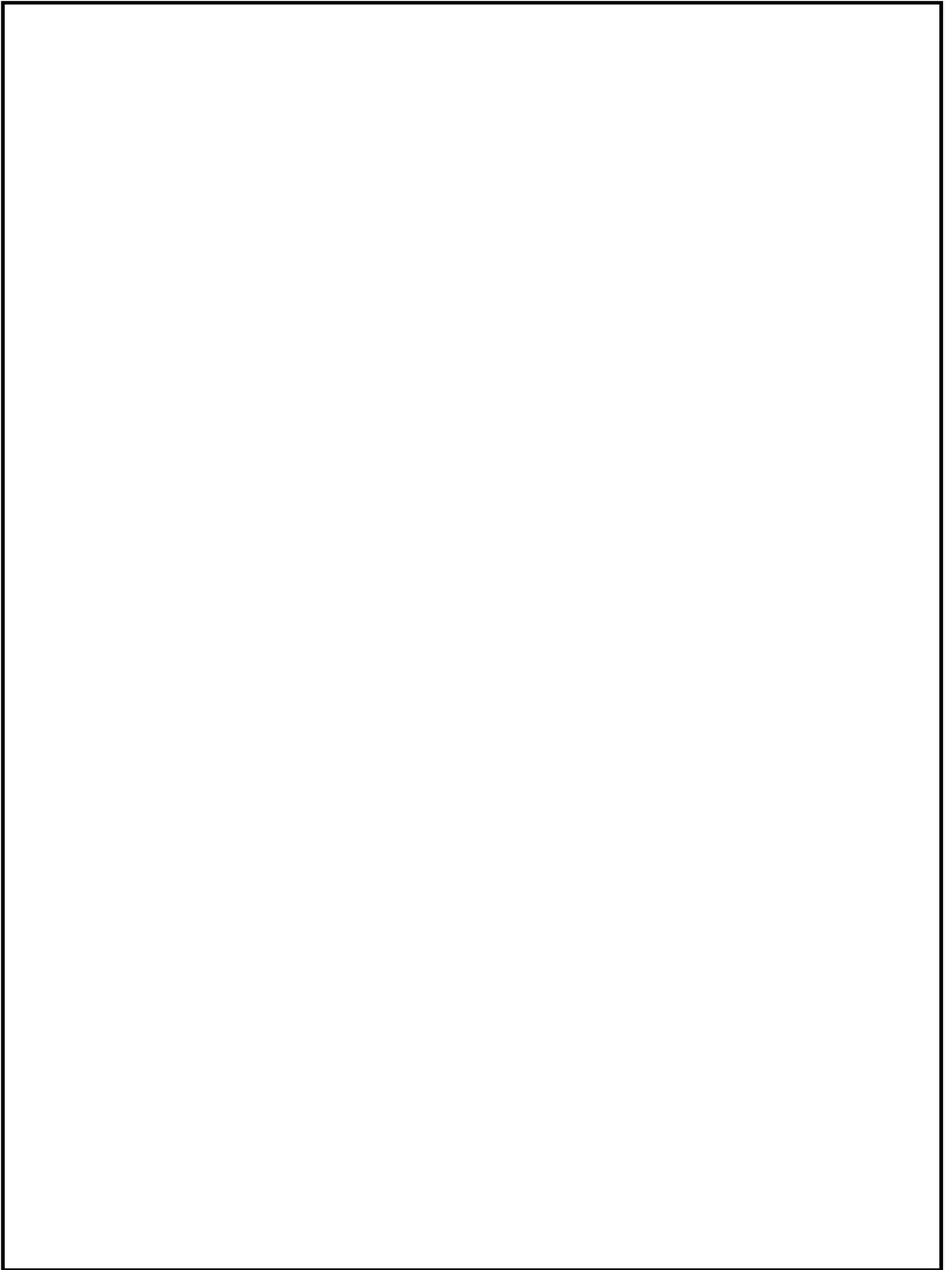


第47-27図 廃棄物処理建物 地上2階

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。

57-9-(47-27)r16

57補-325r16

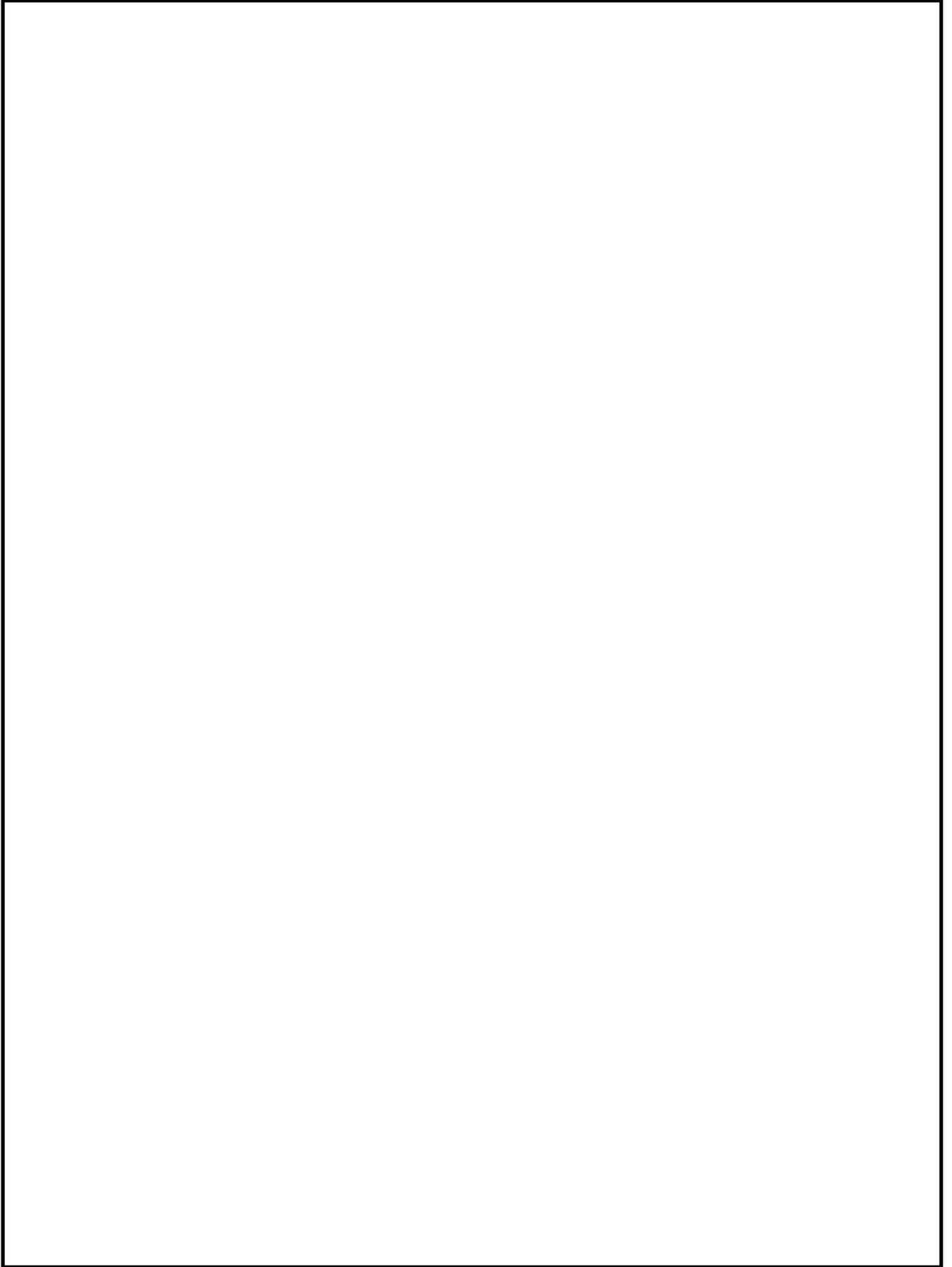


第47-28図 廃棄物処理建物 地上3階

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。

57-9-(47-28)r16

57補-326r16

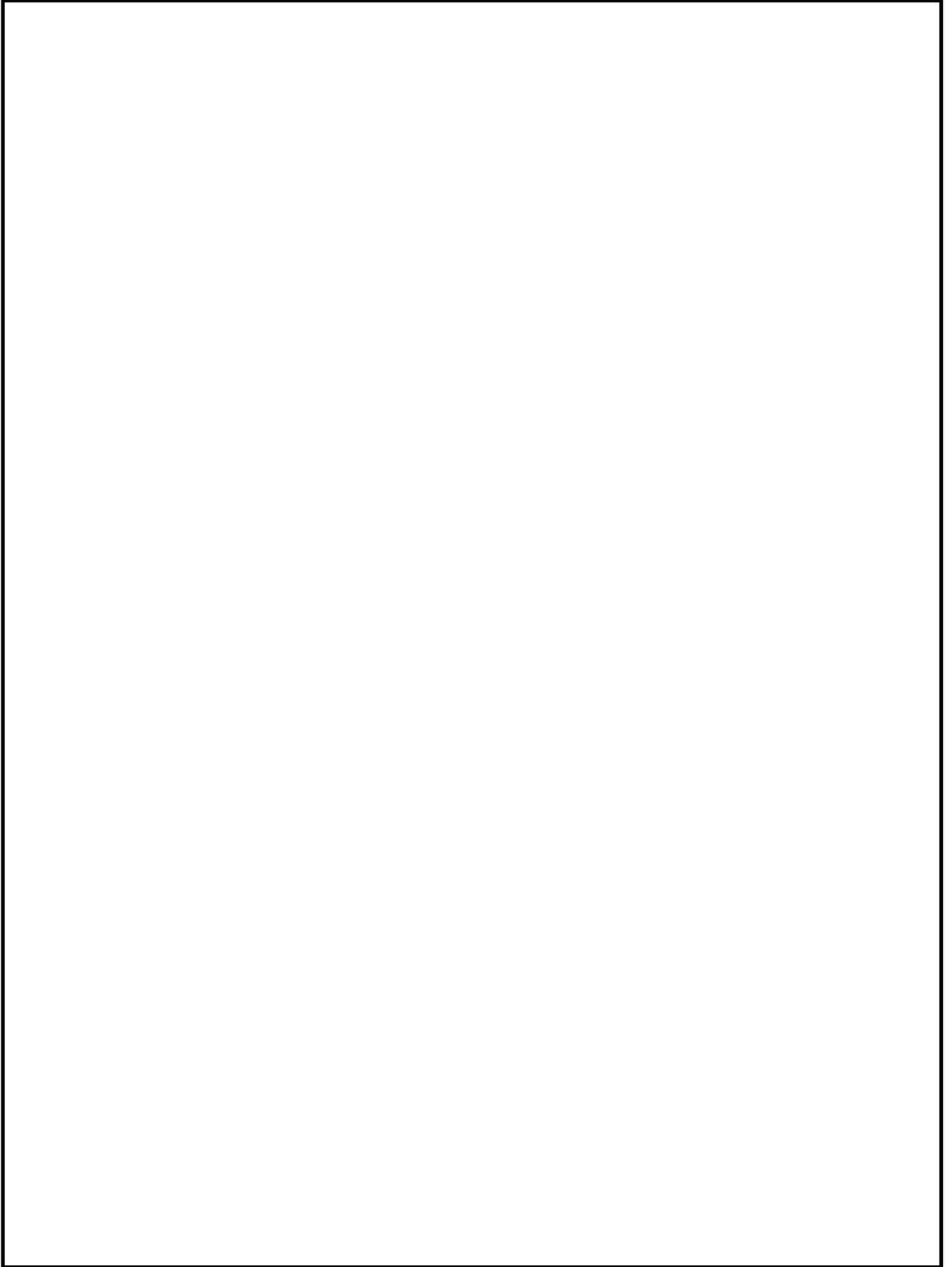


第47-29図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(47-29)r16

57補-327r16

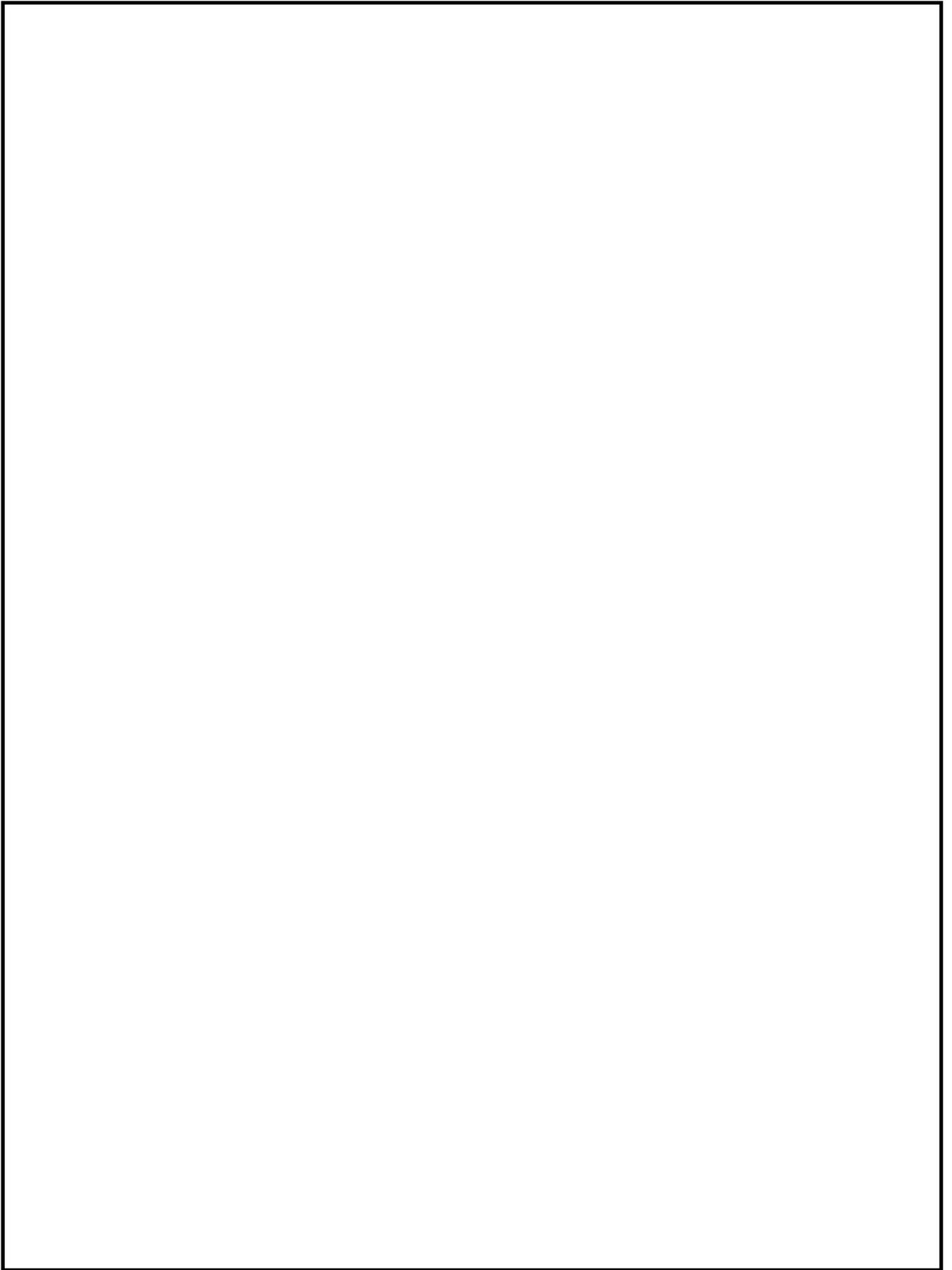


第47-30図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(47-30)r16

57補-328r16

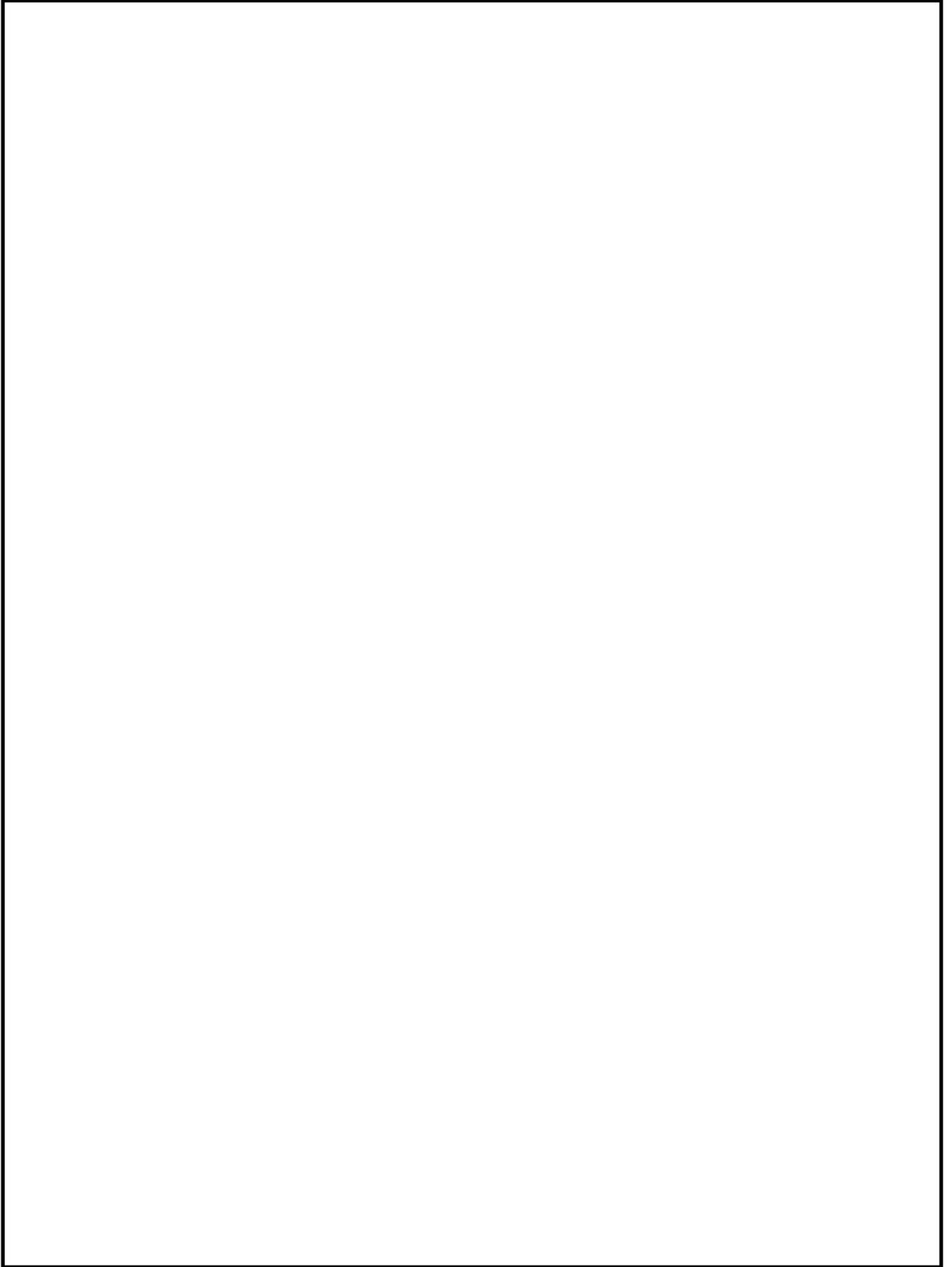


第47-31図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(47-31)r16

57補-329r16

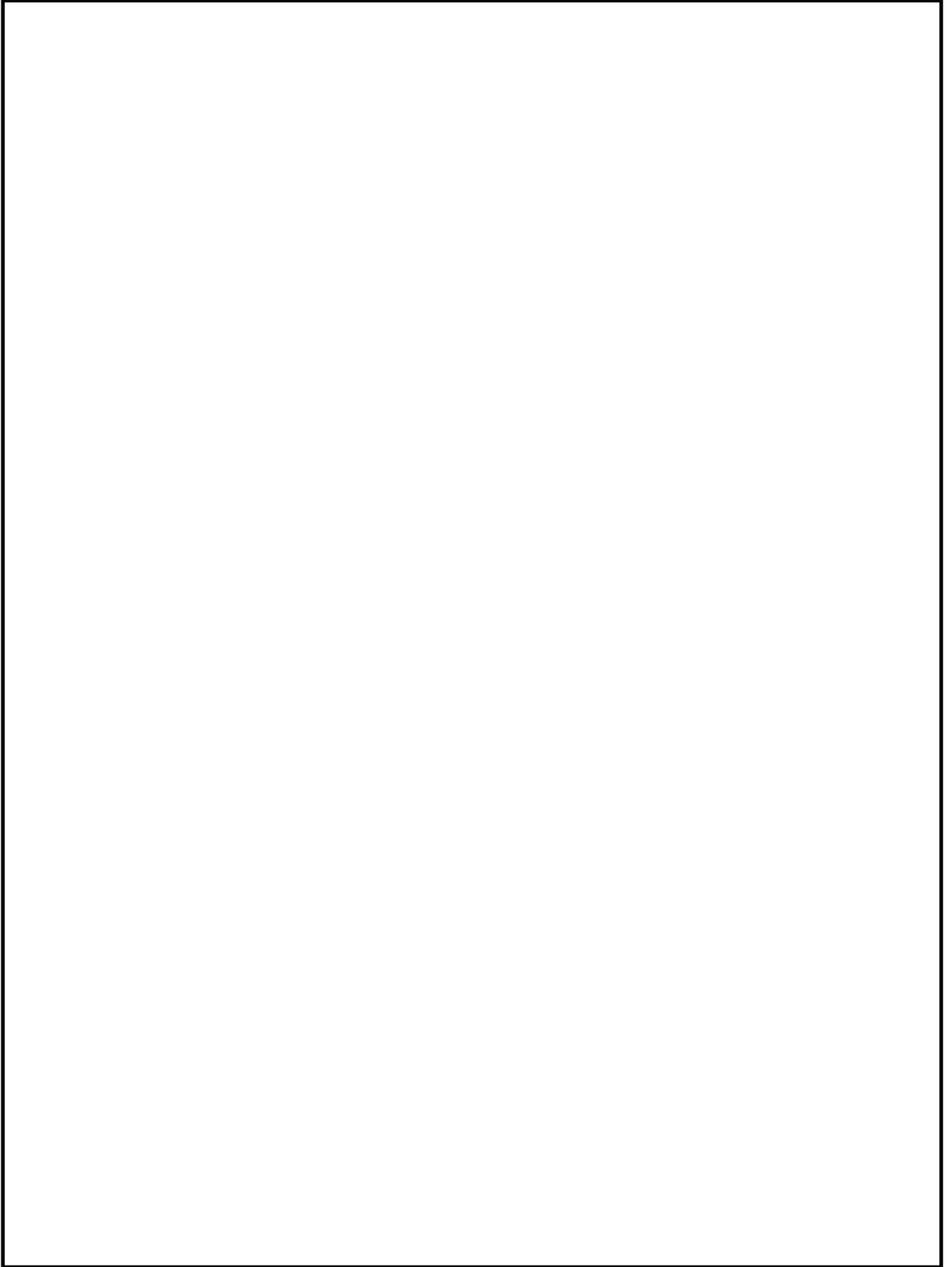


第48-1図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(48-1)r16

57補-330r16

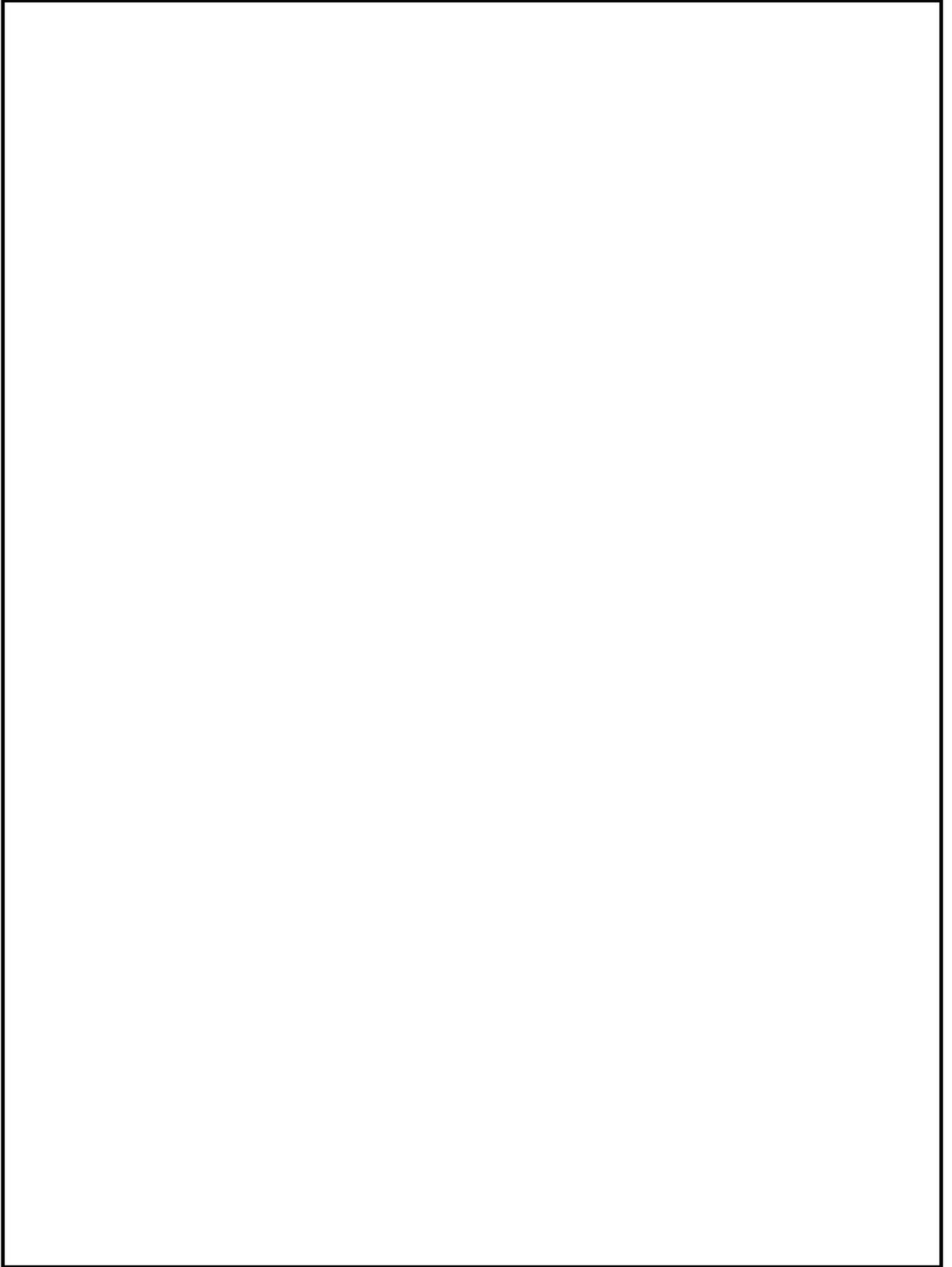


第48-2図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(48-2)r16

57補-331r16

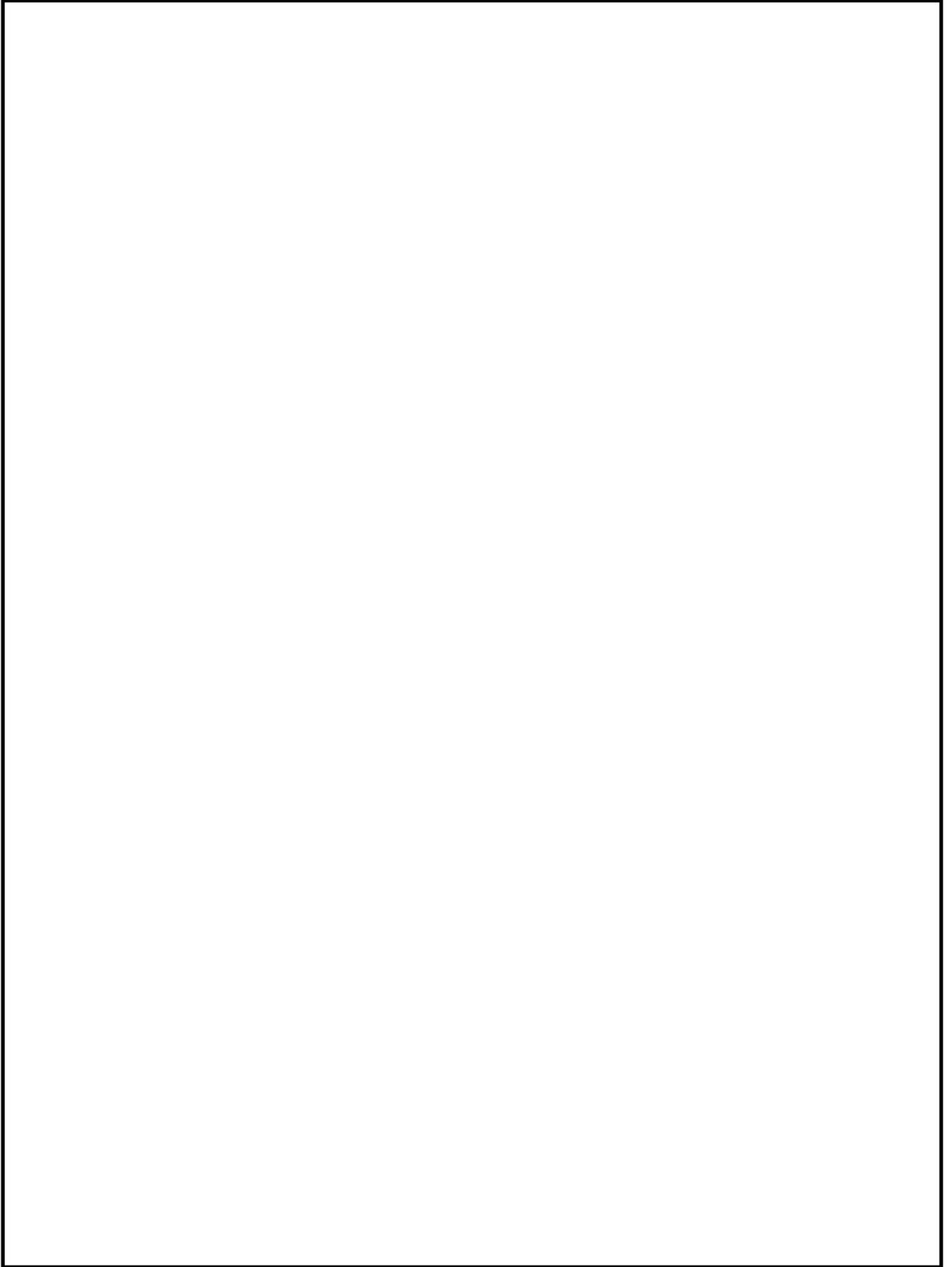


第48-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(48-3)r16

57補-332r16

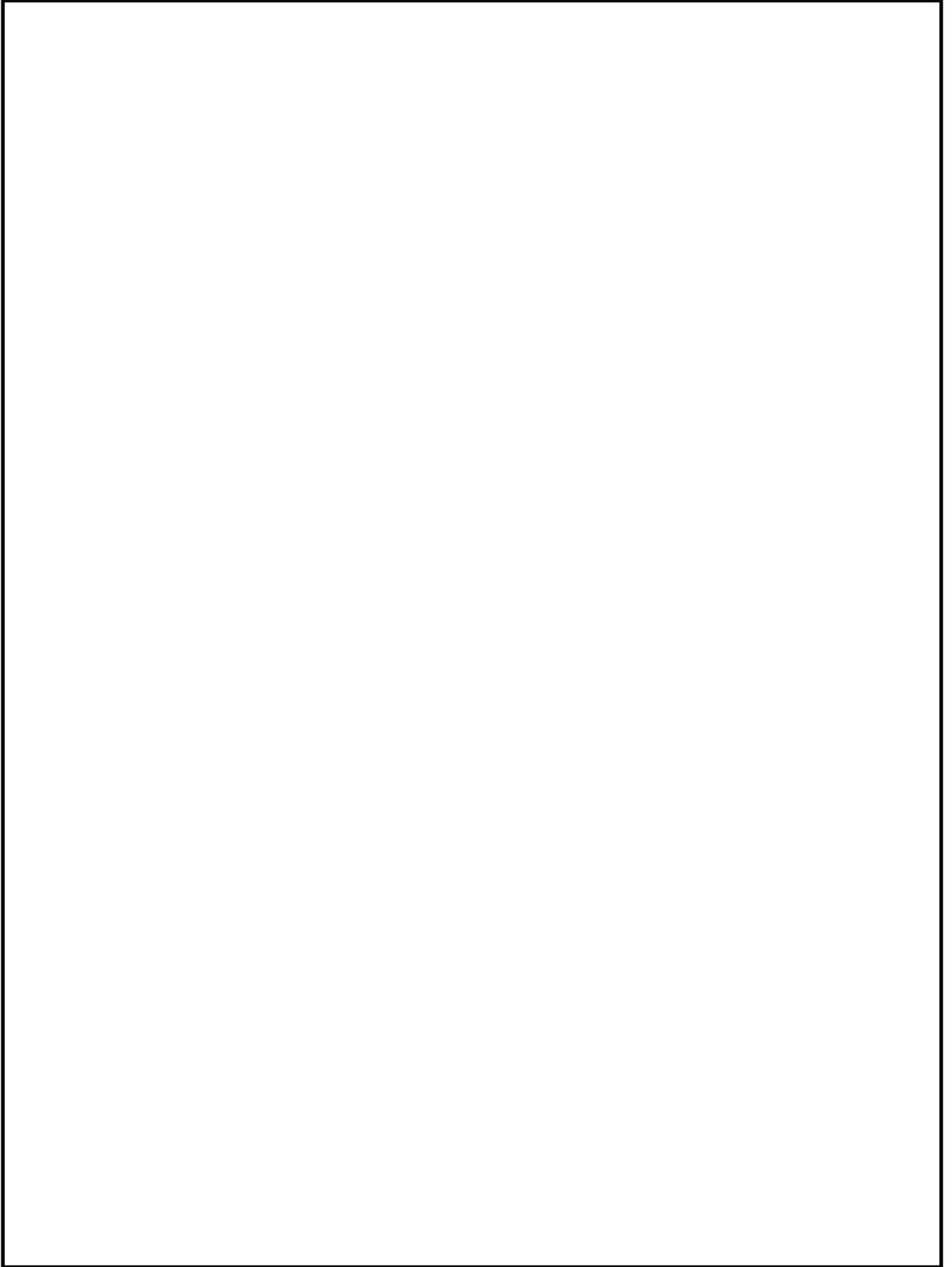


第48-4図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(48-4)r16

57補-333r16

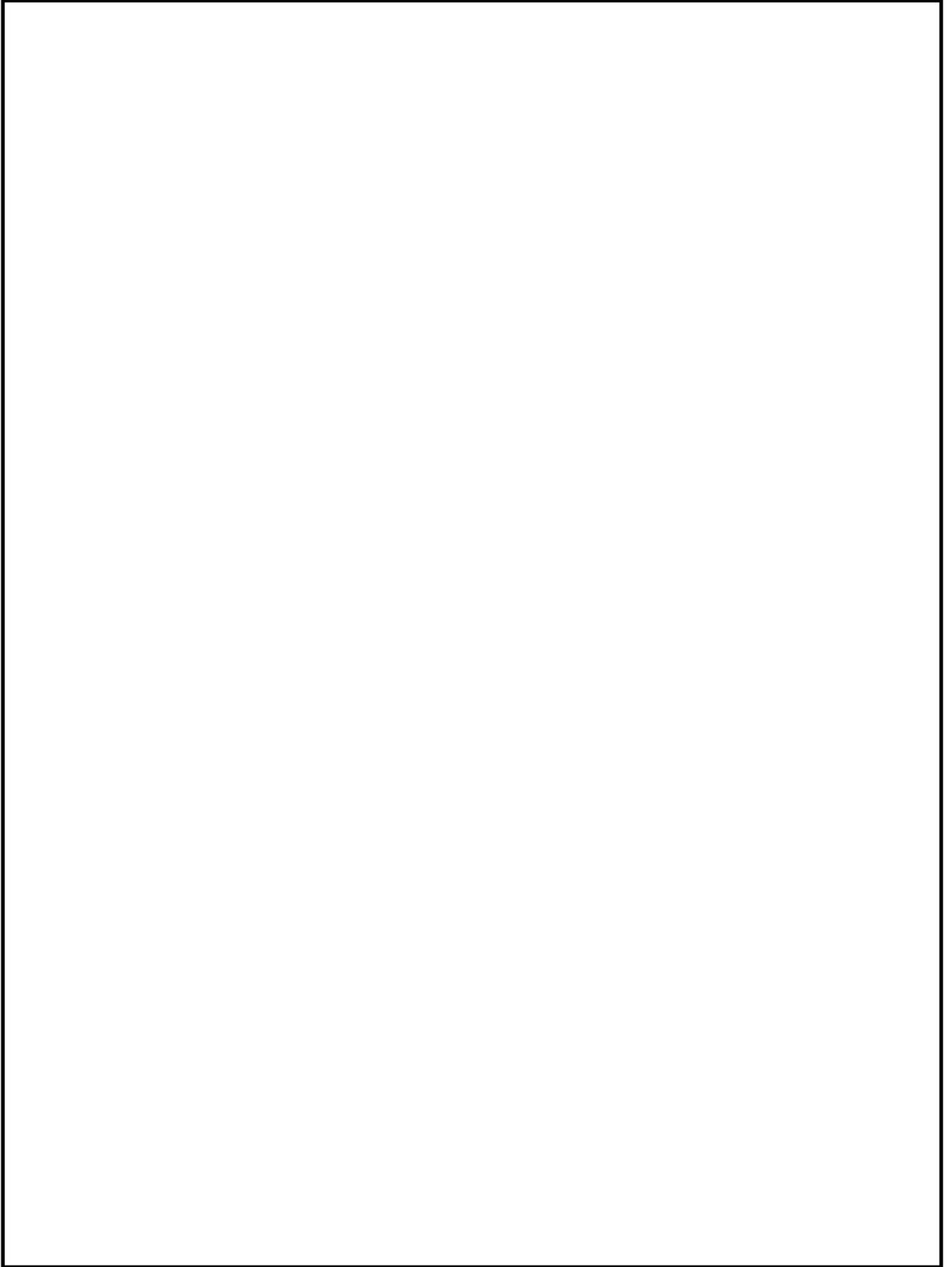


第48-5図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(48-5)r16

57補-334r16

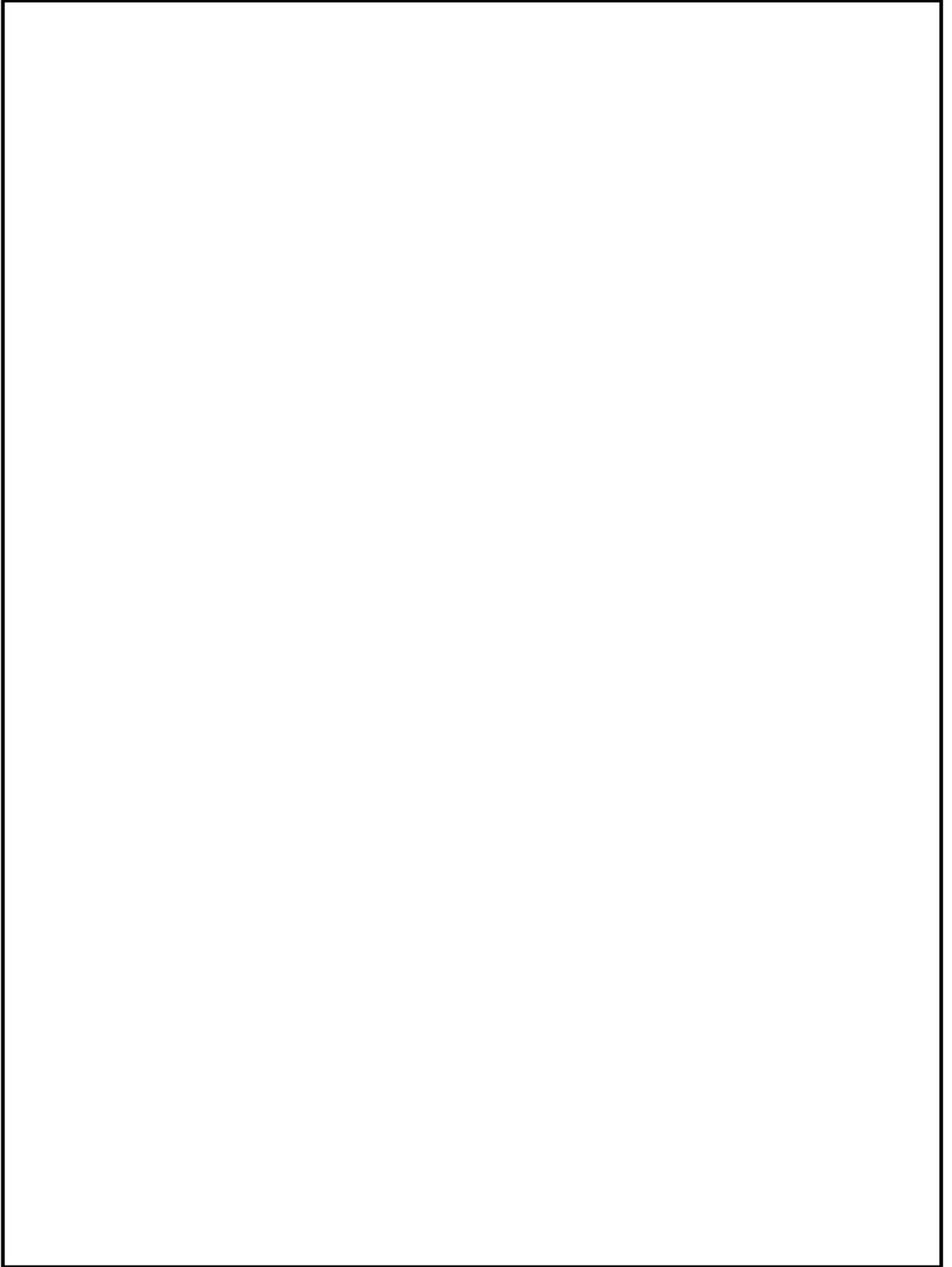


第48-6図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(48-6)r16

57補-335r16

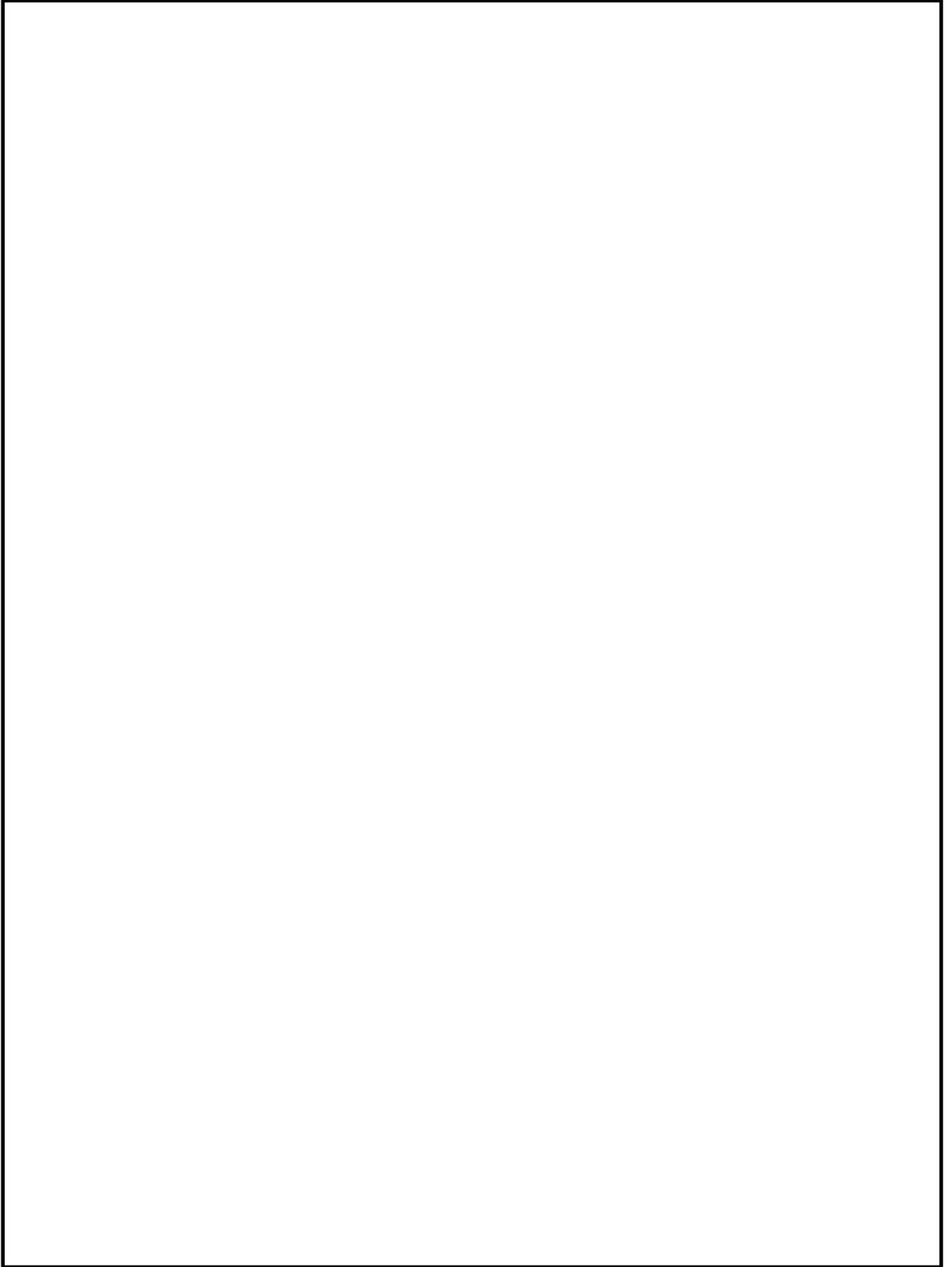


第48-7図 タービン建物 地下1階

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。

57-9-(48-7)r16

57補-336r16

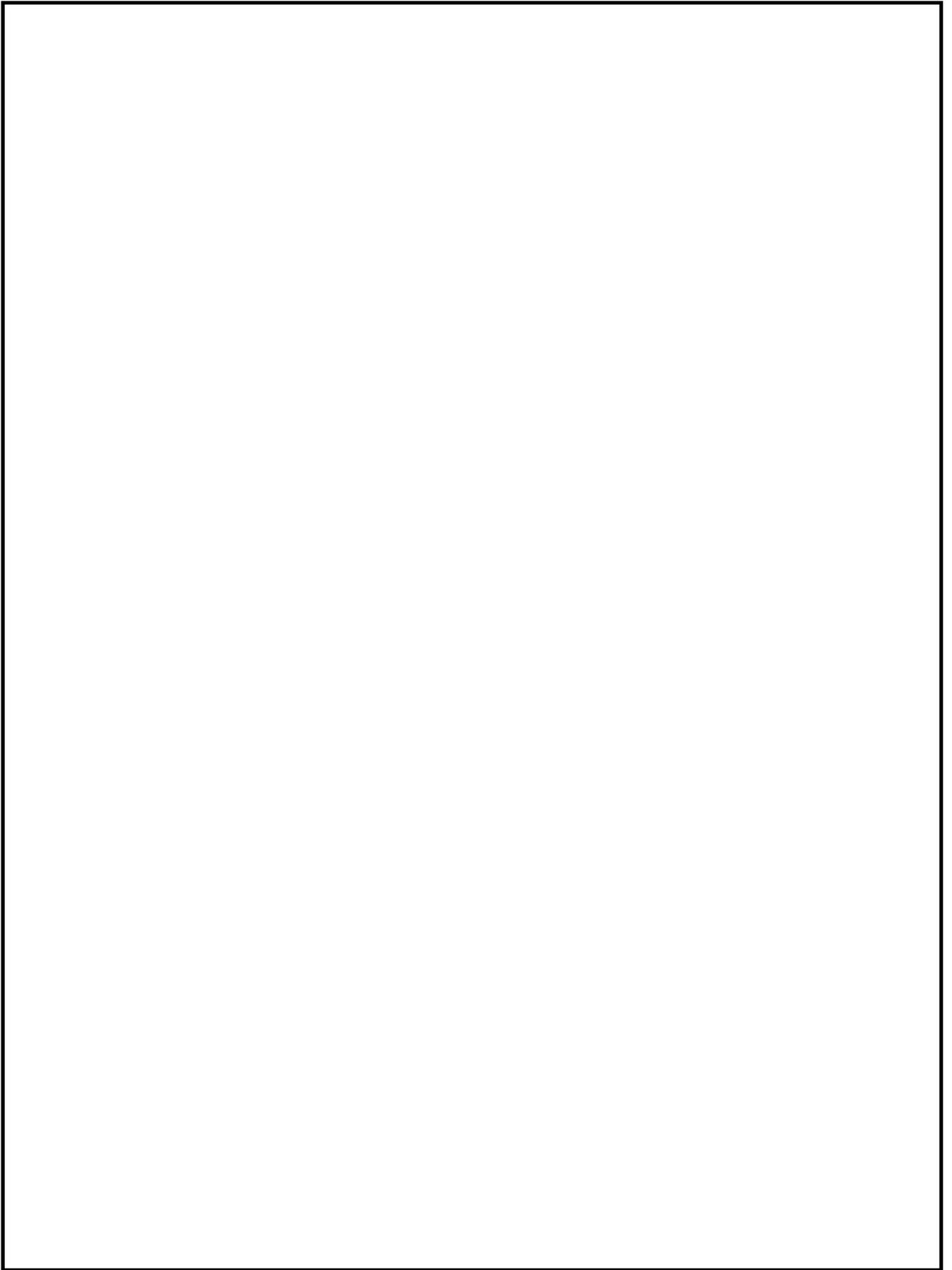


第48-8図 タービン建物 地上1階

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。

57-9-(48-8)r16

57補-337r16

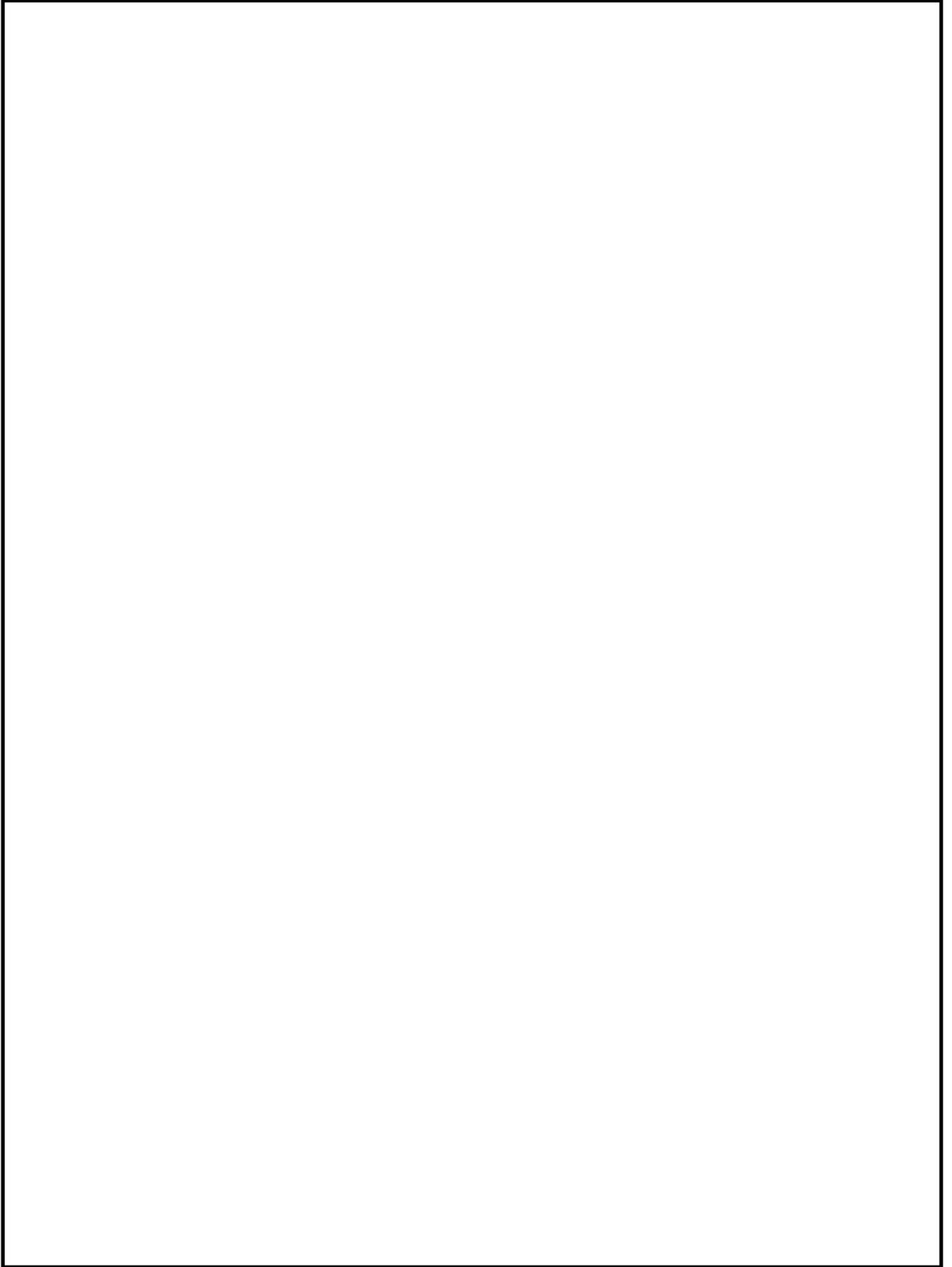


第48-9図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(48-9)r16

57補-338r16

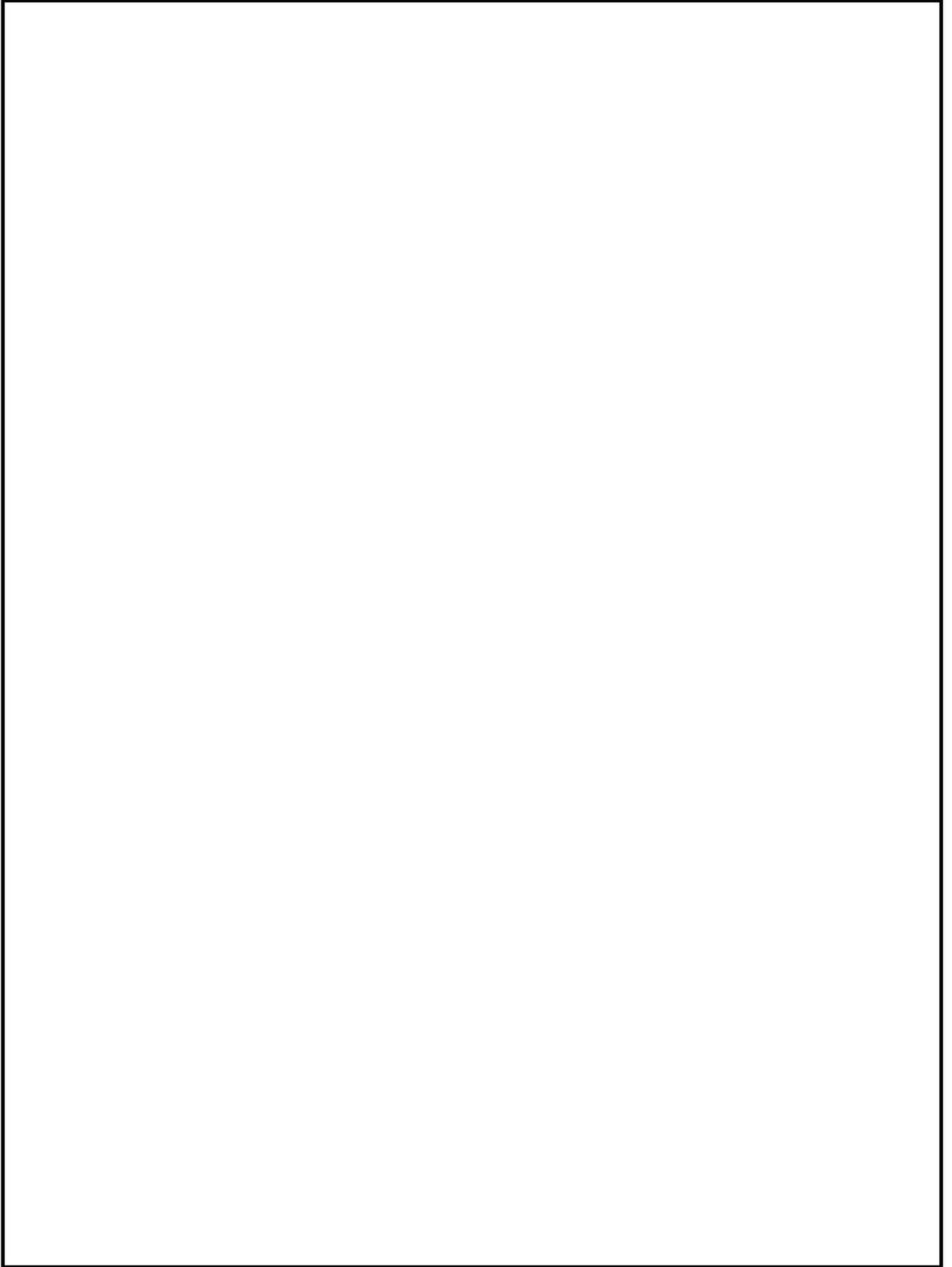


第48-10図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(48-10)r16

57補-339r16

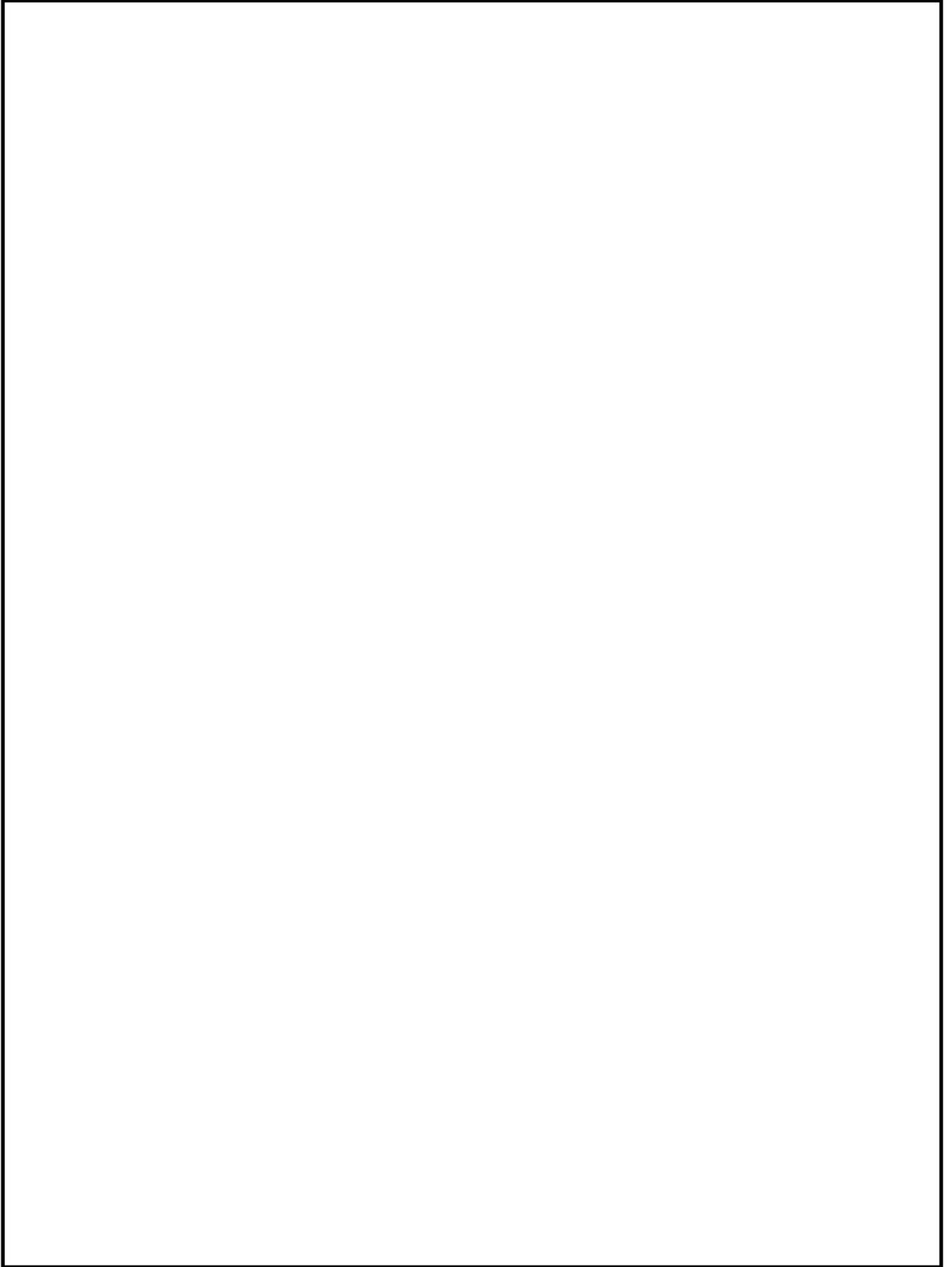


第48-11図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(48-11)r16

57補-340r16

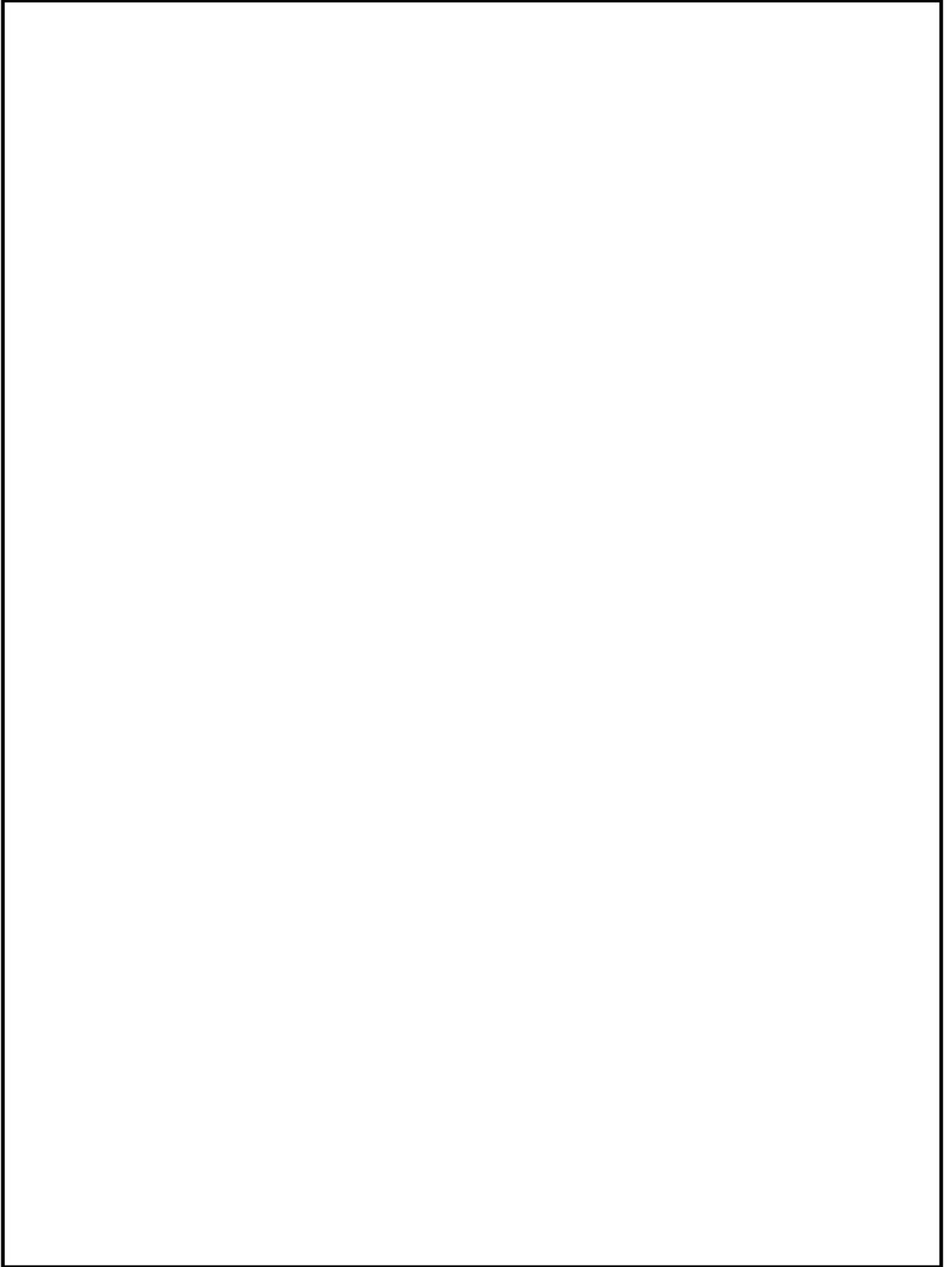


第48-12図 取水槽

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。

57-9-(48-12)r16

57補-341r16

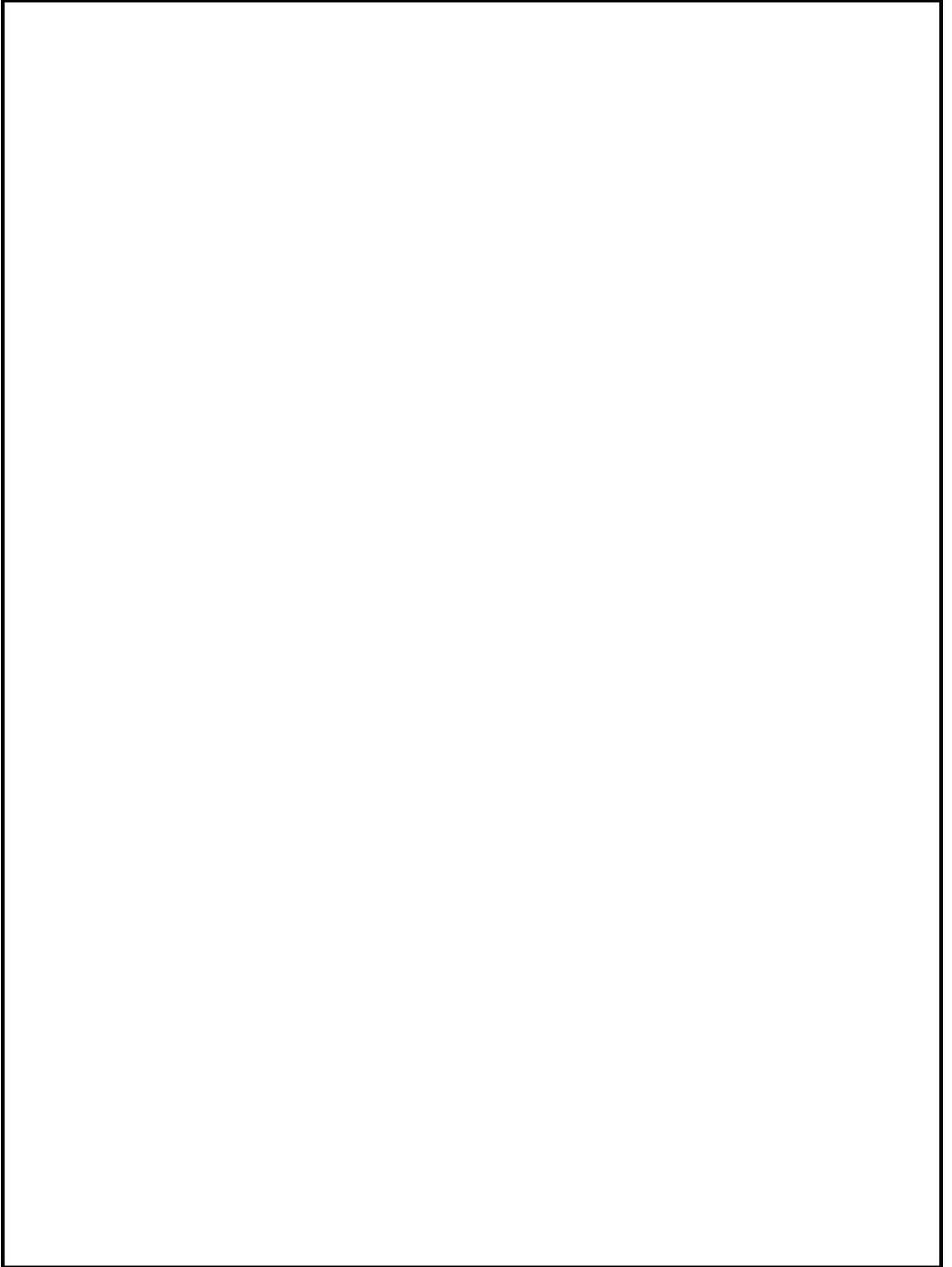


第48-13図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(48-13)r16

57補-342r16

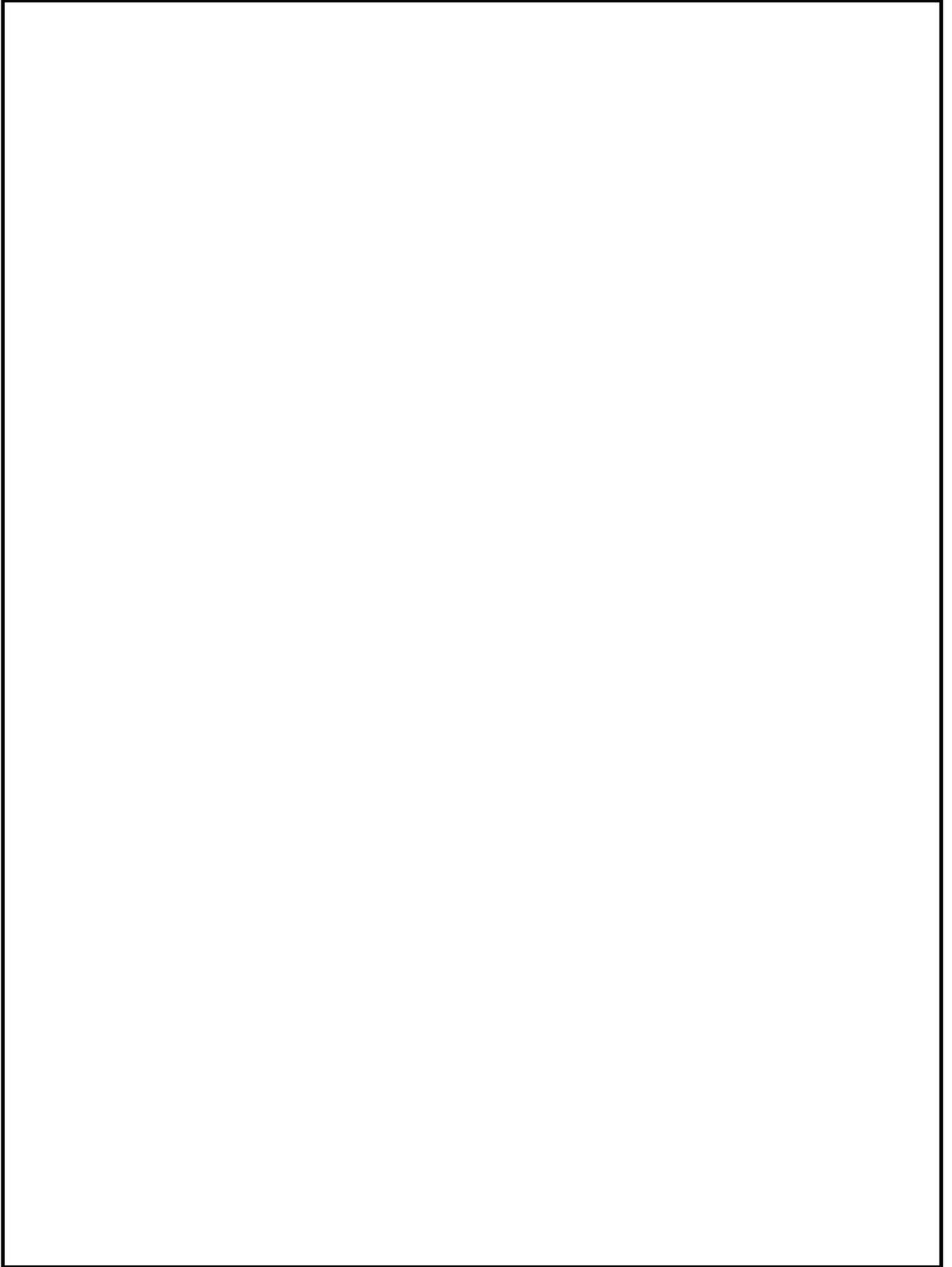


第48-14図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(48-14)r16

57補-343r16

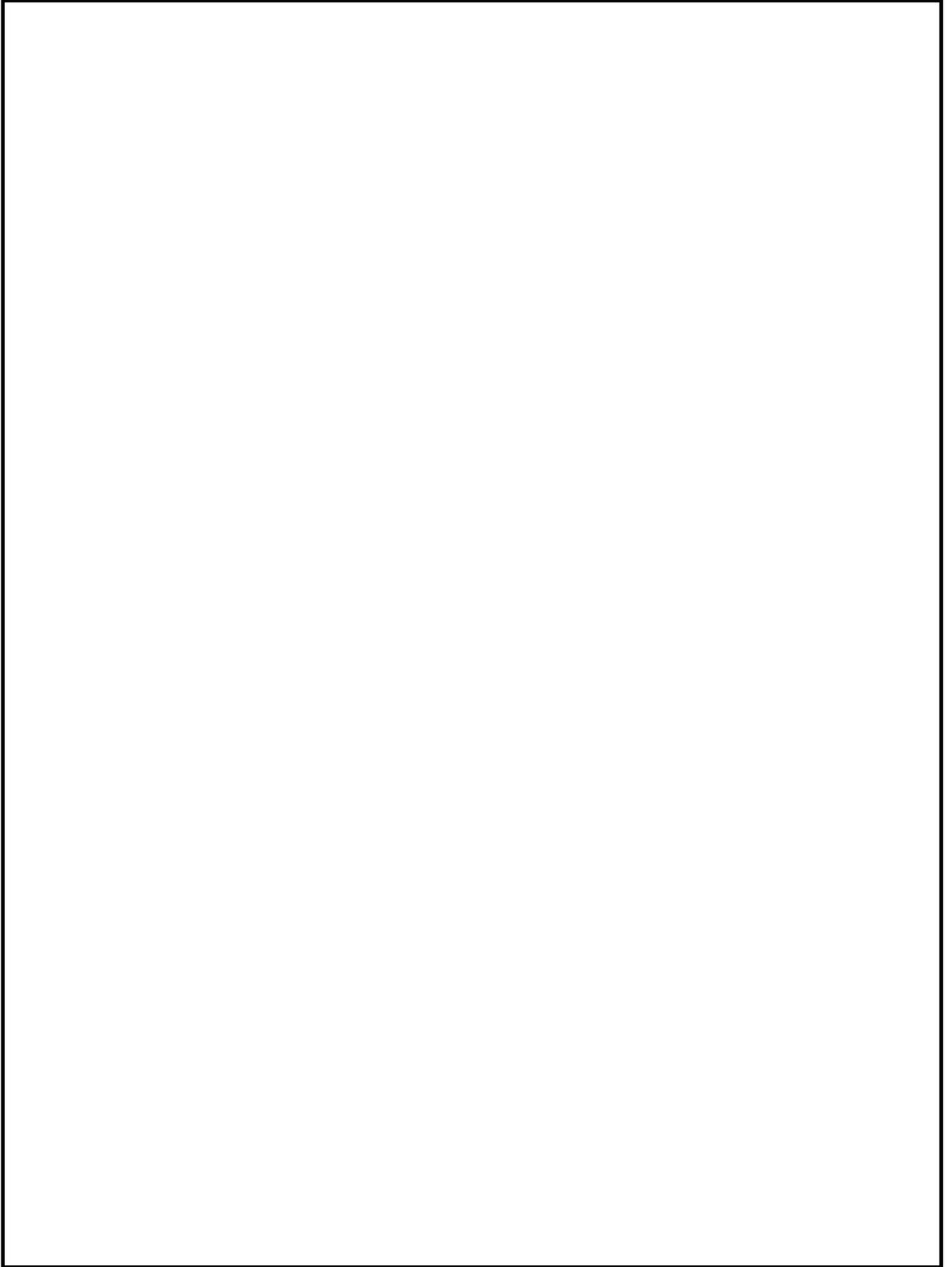


第48-15図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(48-15)r16

57補-344r16

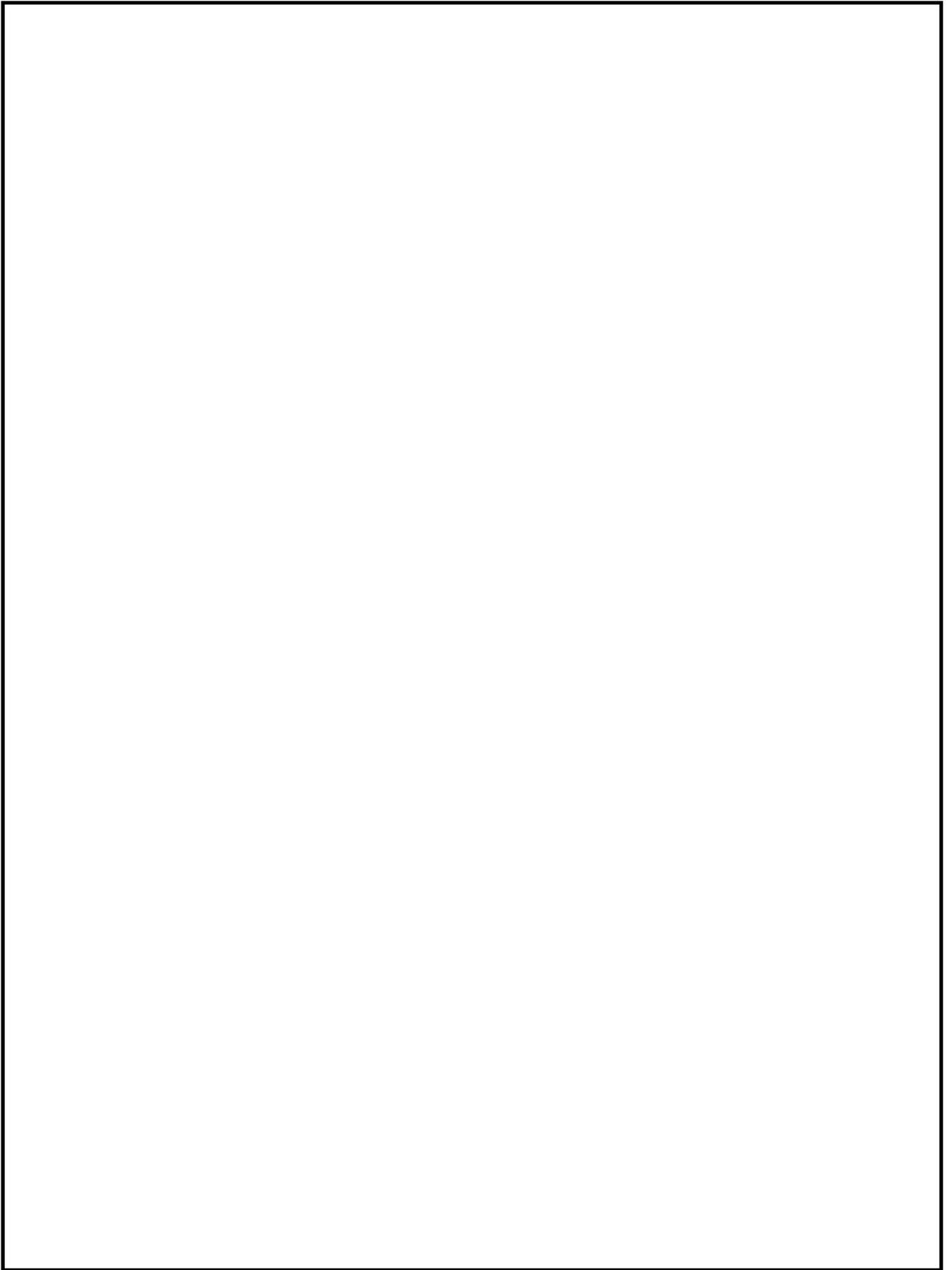


第48-16図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(48-16)r16

57補-345r16

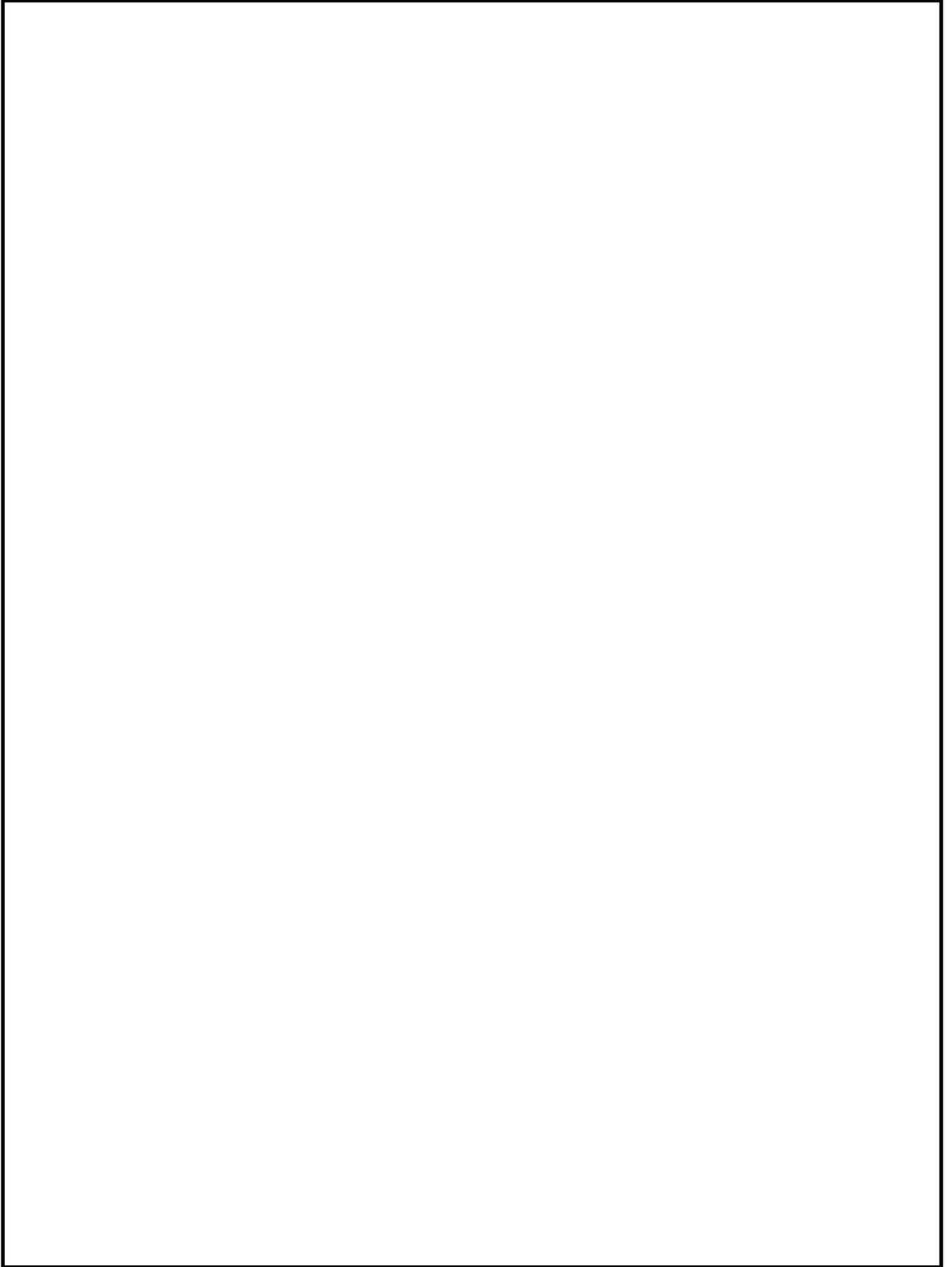


第48-17図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(48-17)r16

57補-346r16

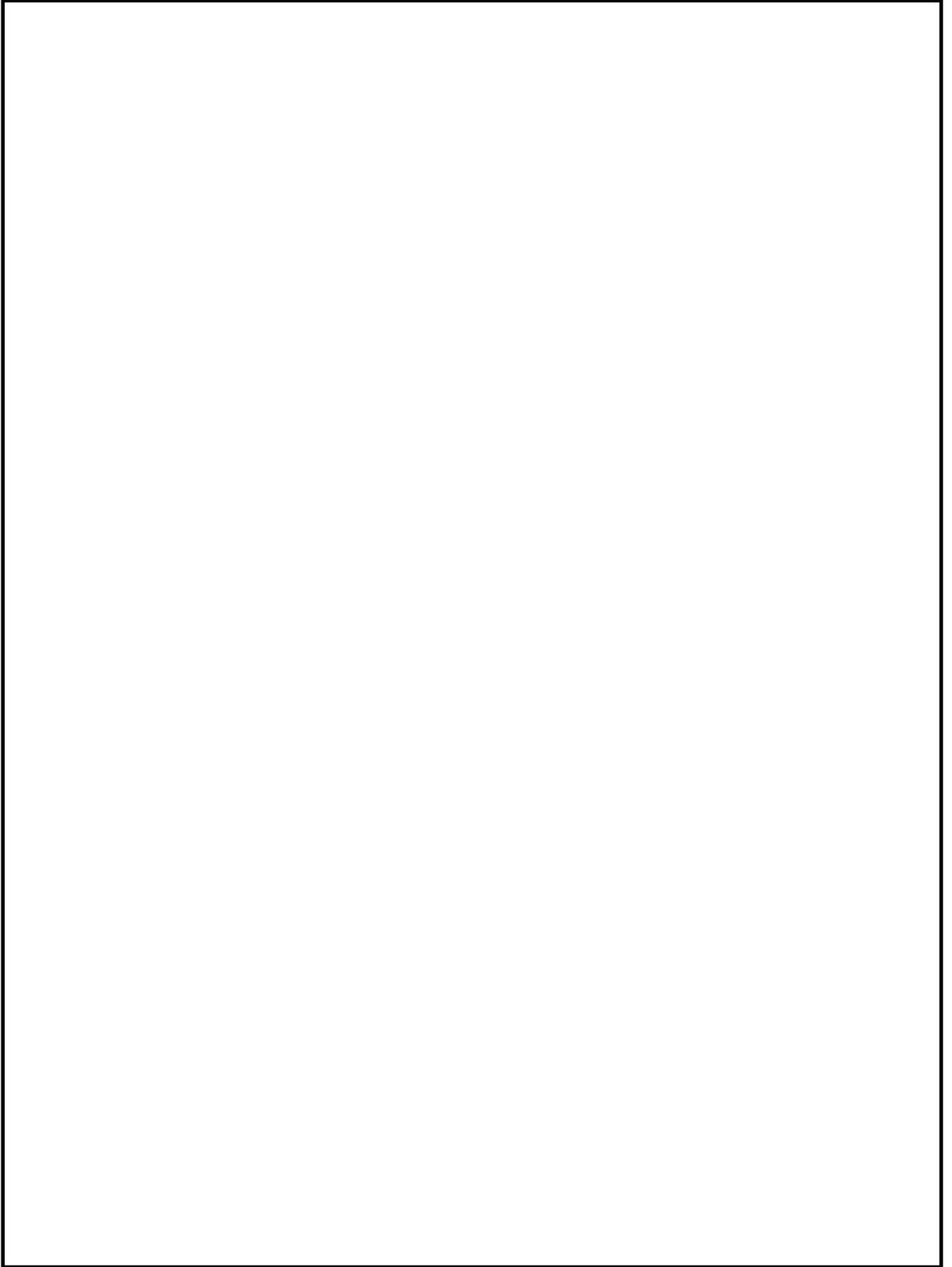


第48-18図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(48-18)r16

57補-347r16

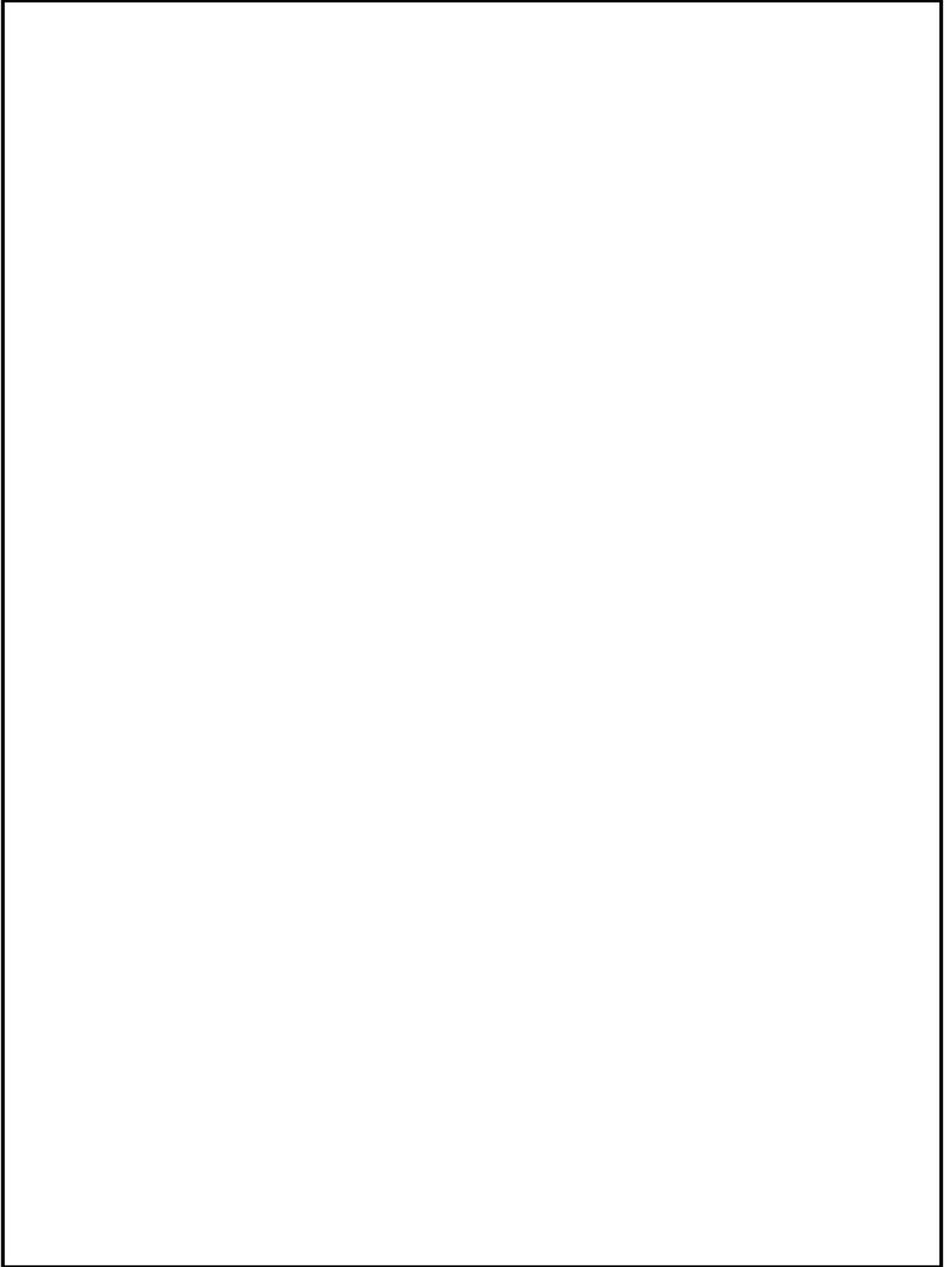


第48-19図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(48-19)r16

57補-348r16

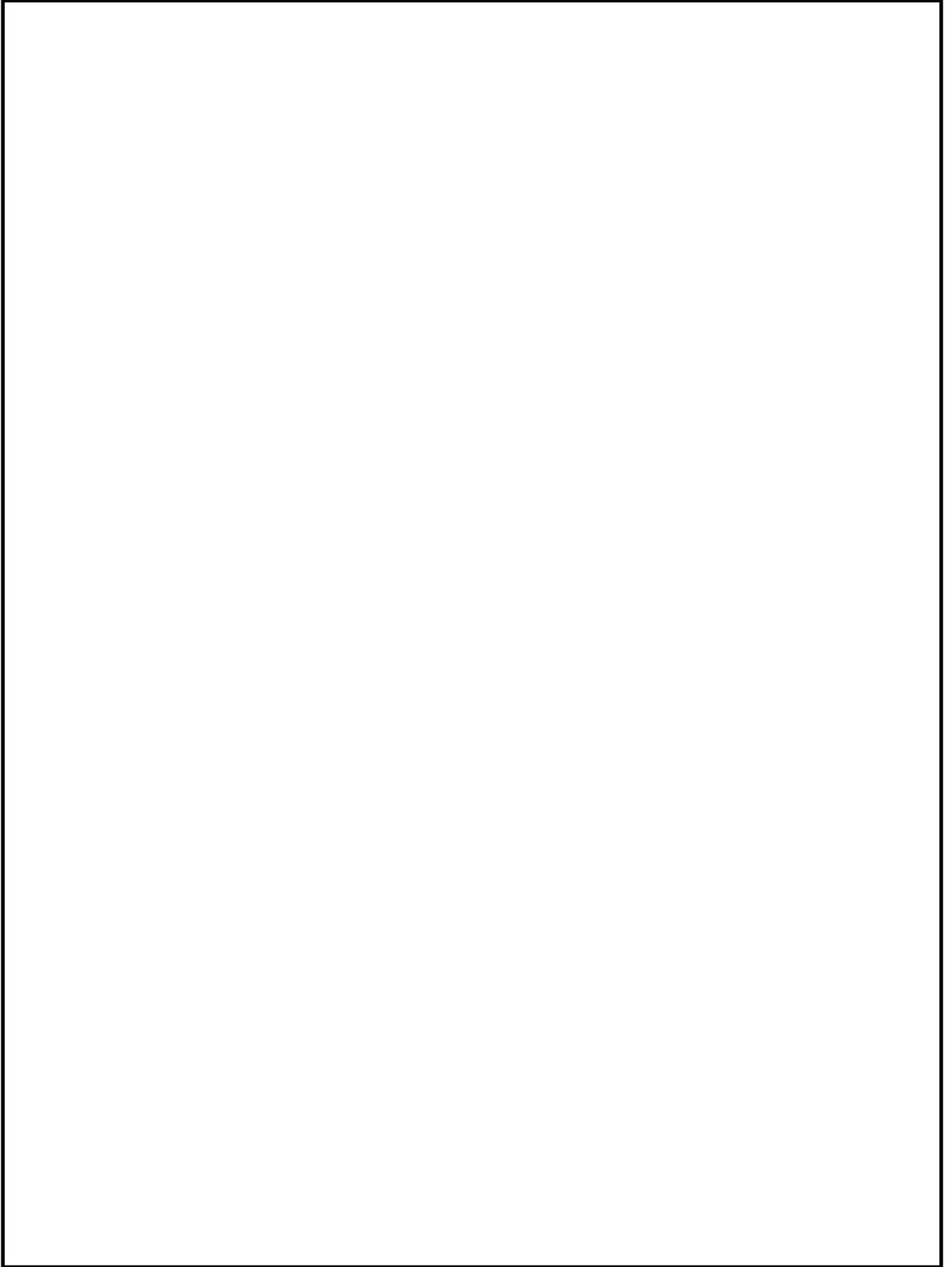


第48-20図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(48-20)r16

57補-349r16

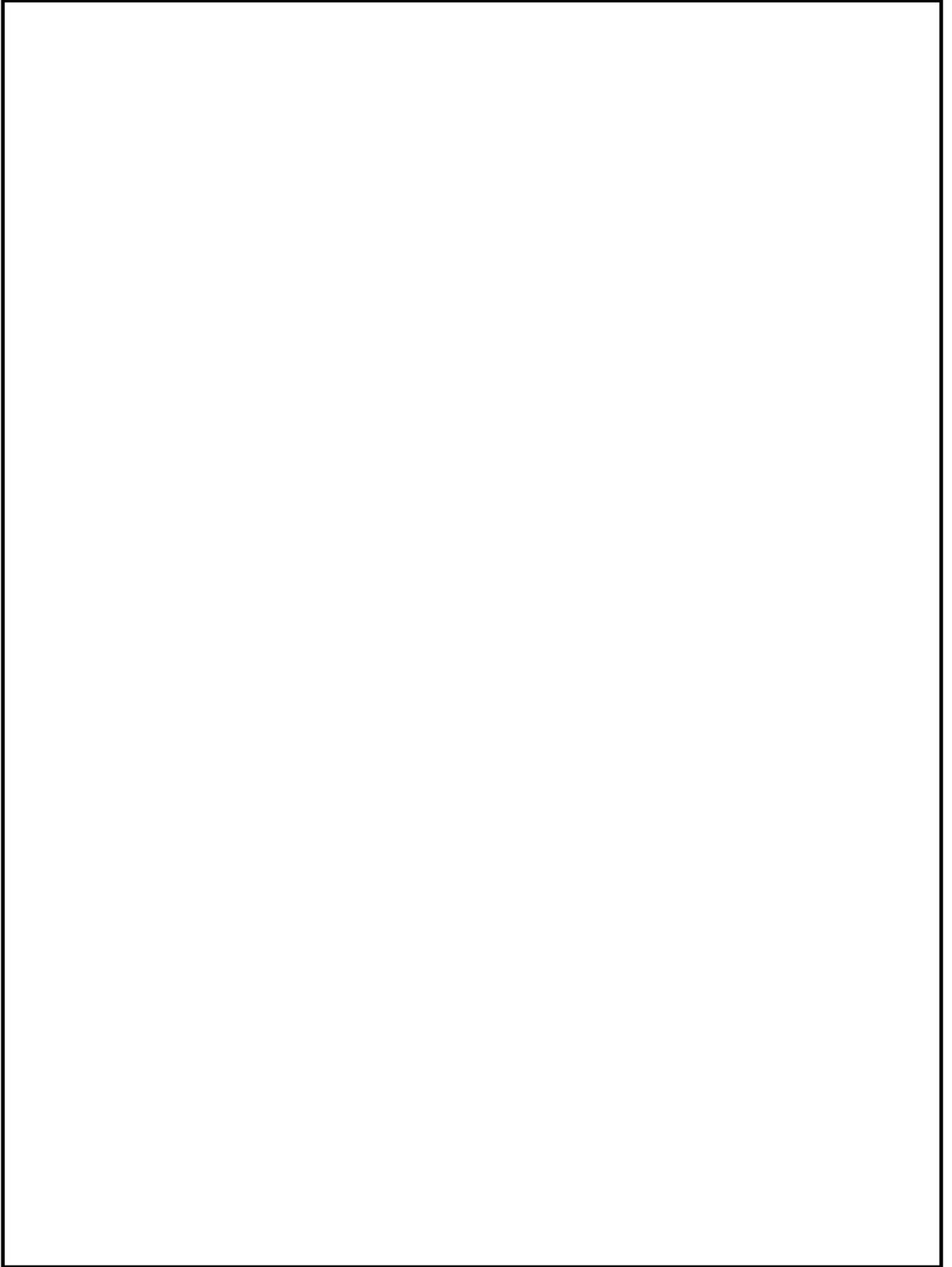


第48-21図 廃棄物処理建物 地上2階

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。

57-9-(48-21)r16

57補-350r16

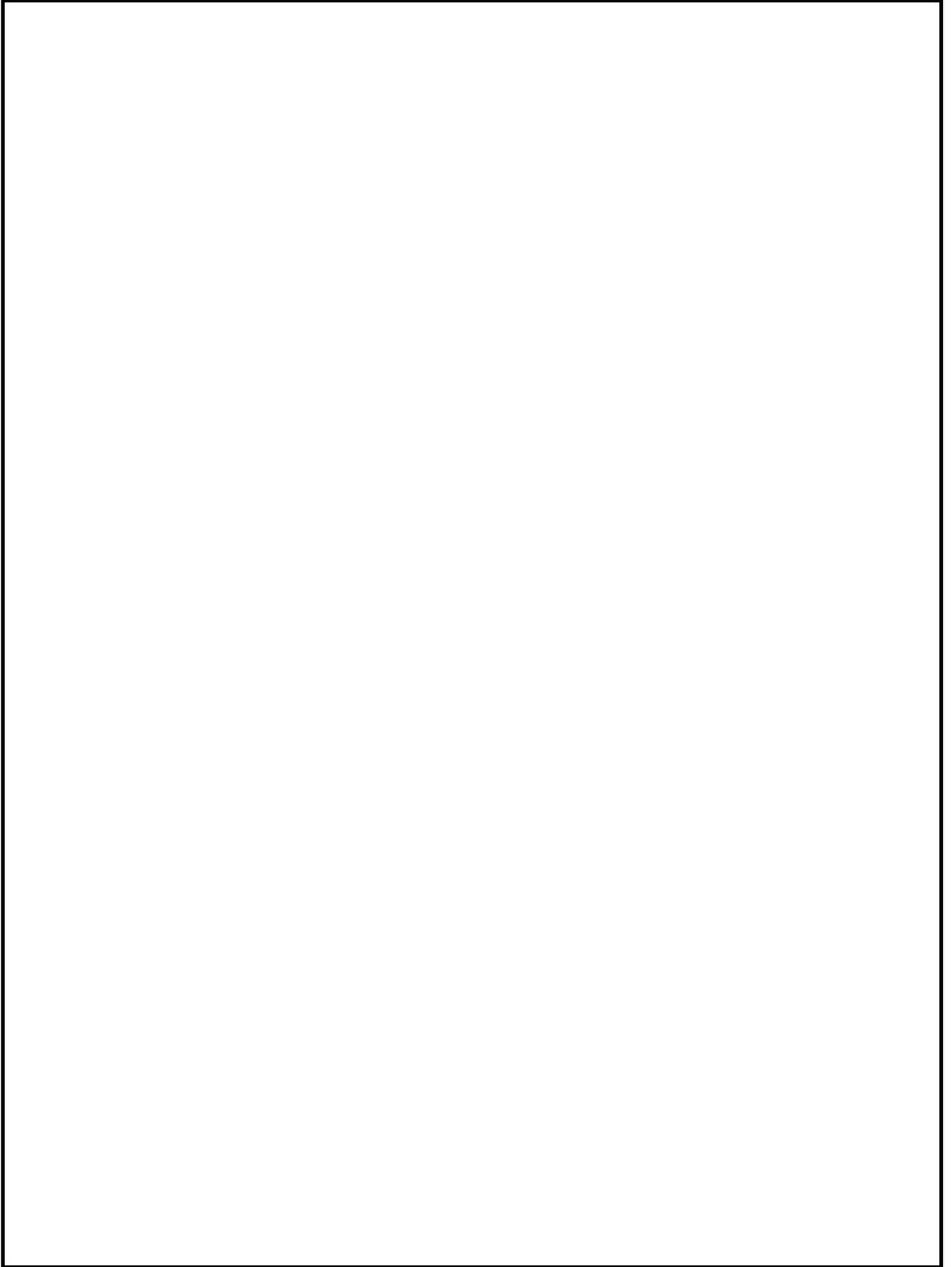


第48-22図 廃棄物処理建物 地上3階

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。

57-9-(48-22)r16

57補-351r16

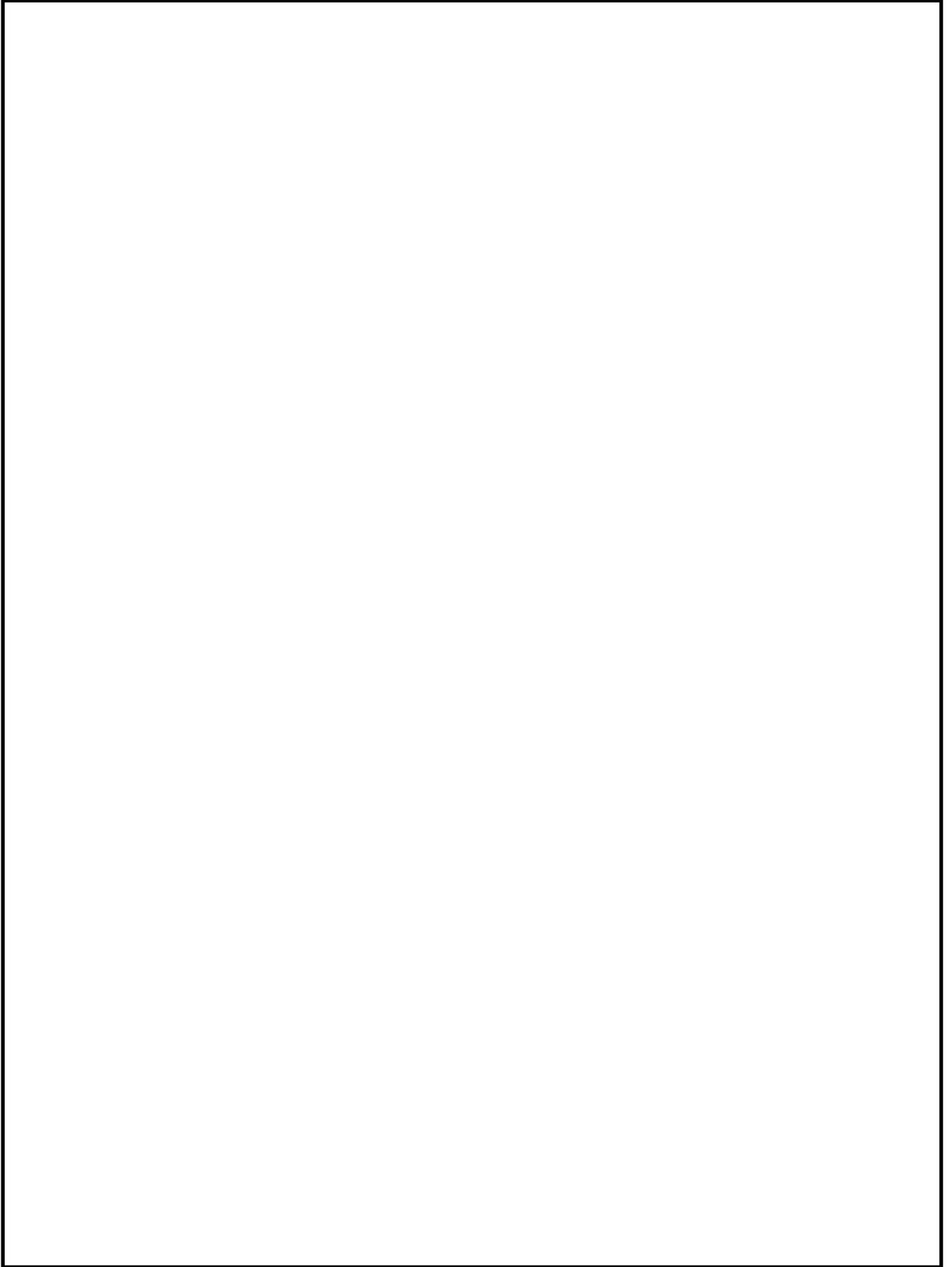


第48-23図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(48-23)r16

57補-352r16

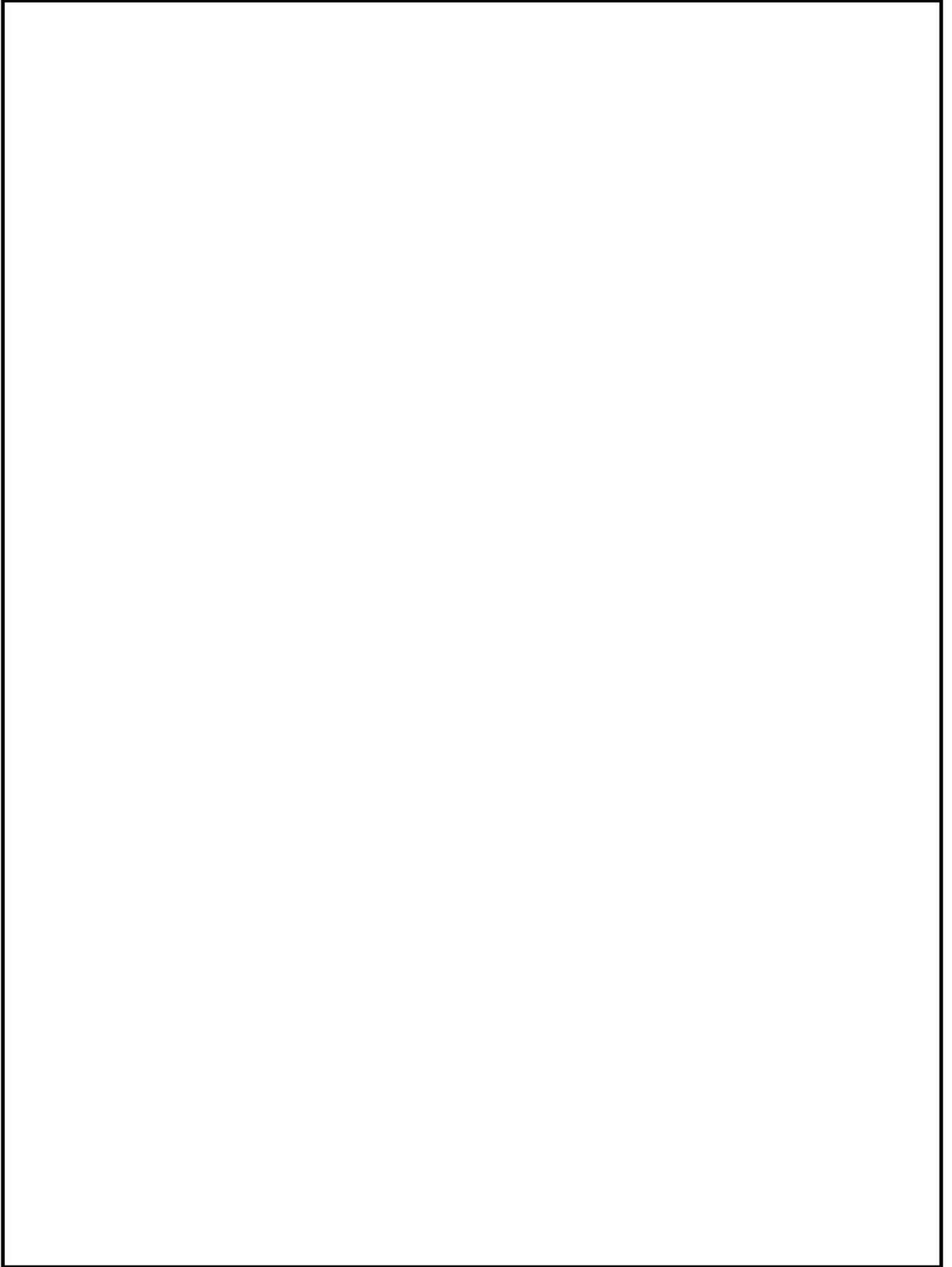


第48-24図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(48-24)r16

57補-353r16

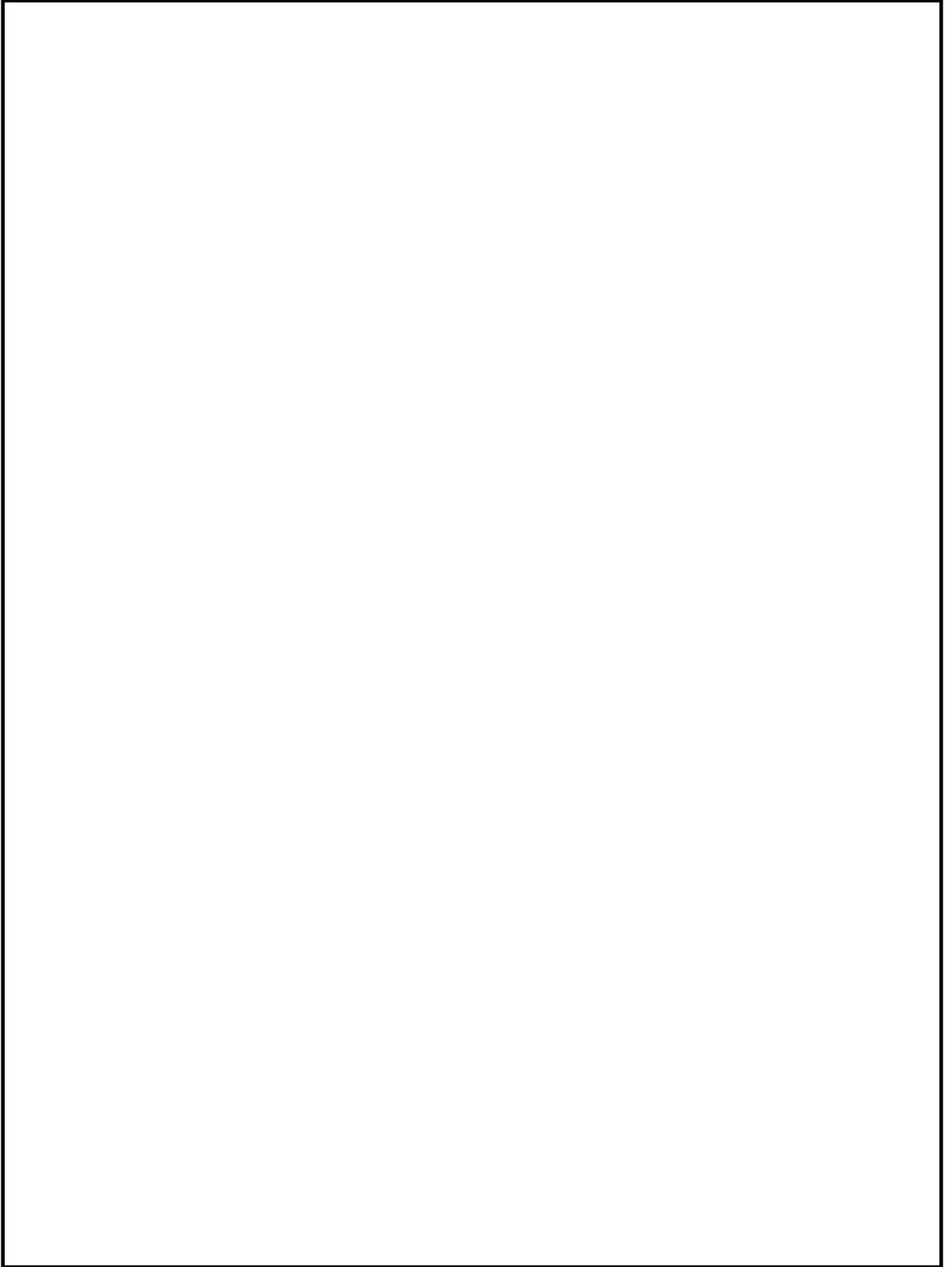


第48-25図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(48-25)r16

57補-354r16

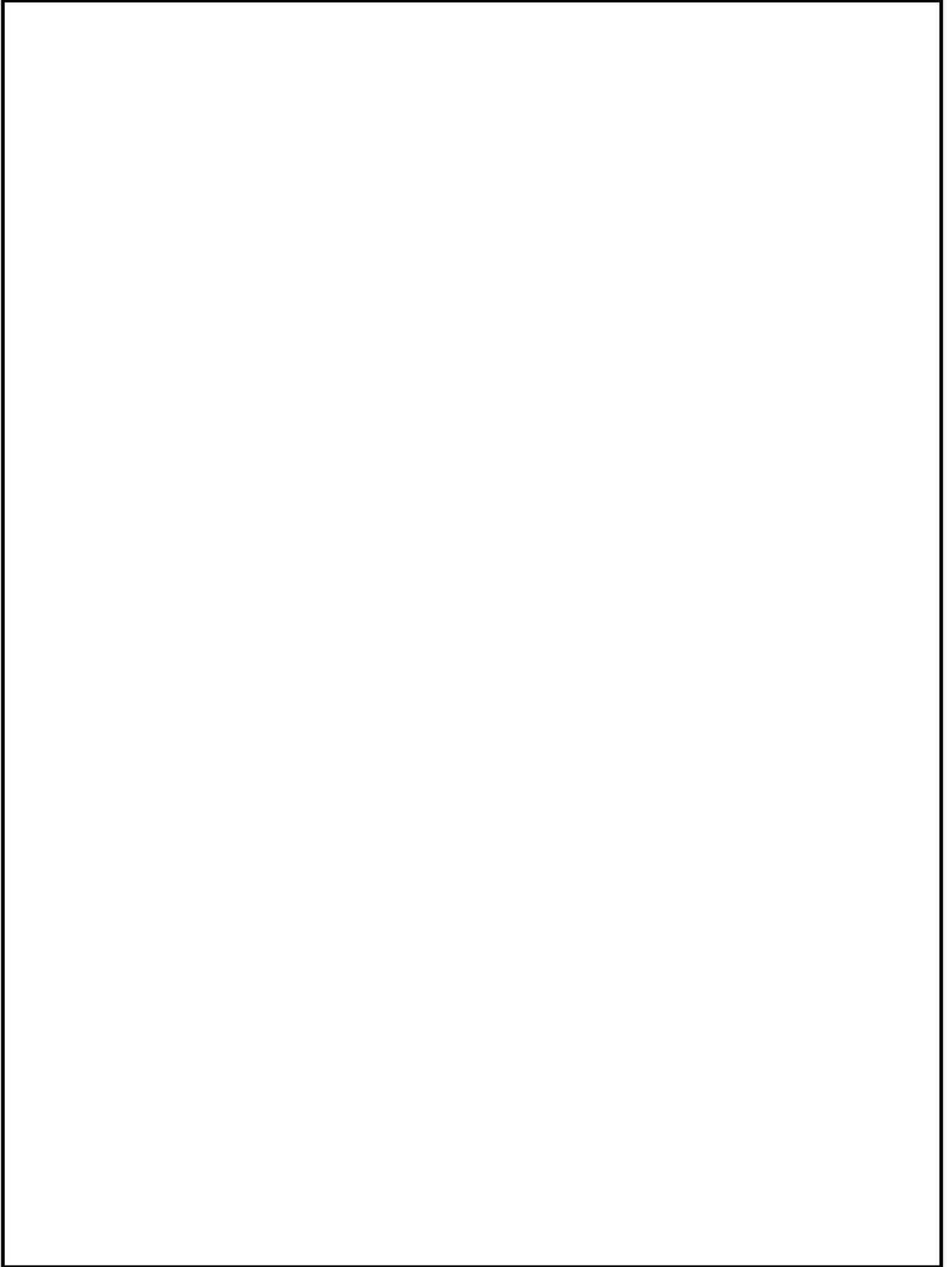


第48-26図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(48-26)r16

57補-355r16

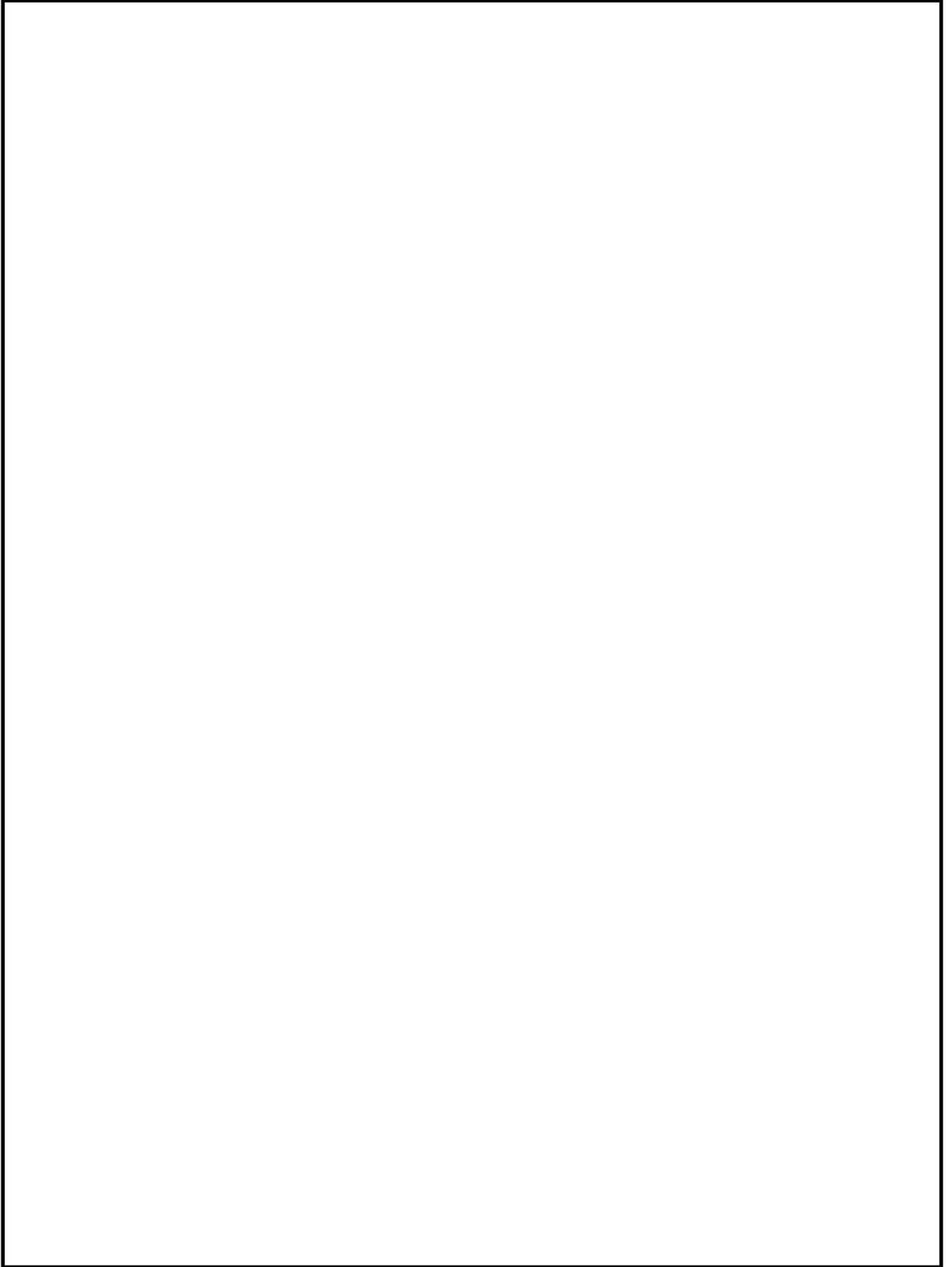


第48-27図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(48-27)r16

57補-356r16

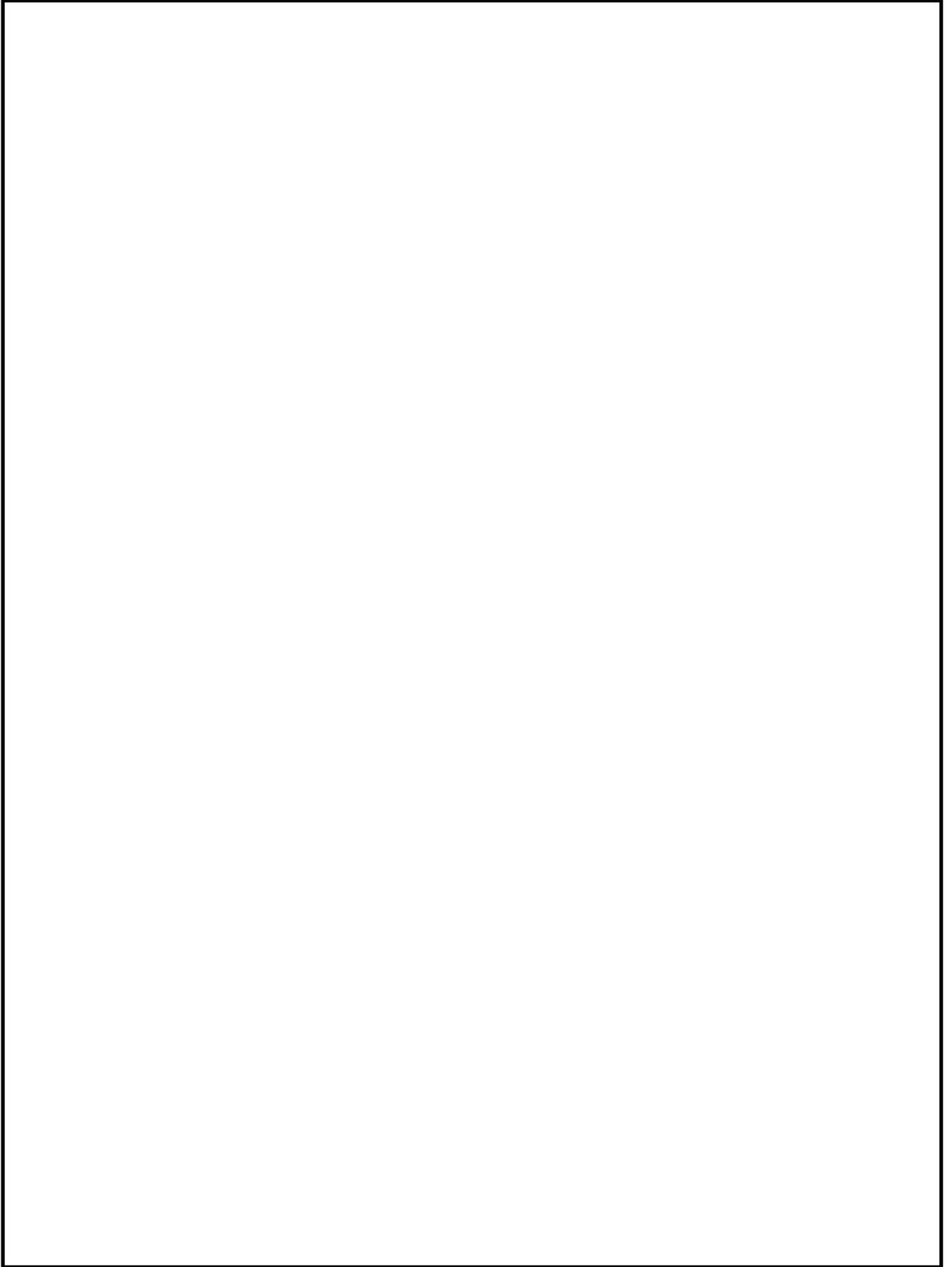


第48-28図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(48-28)r16

57補-357r16

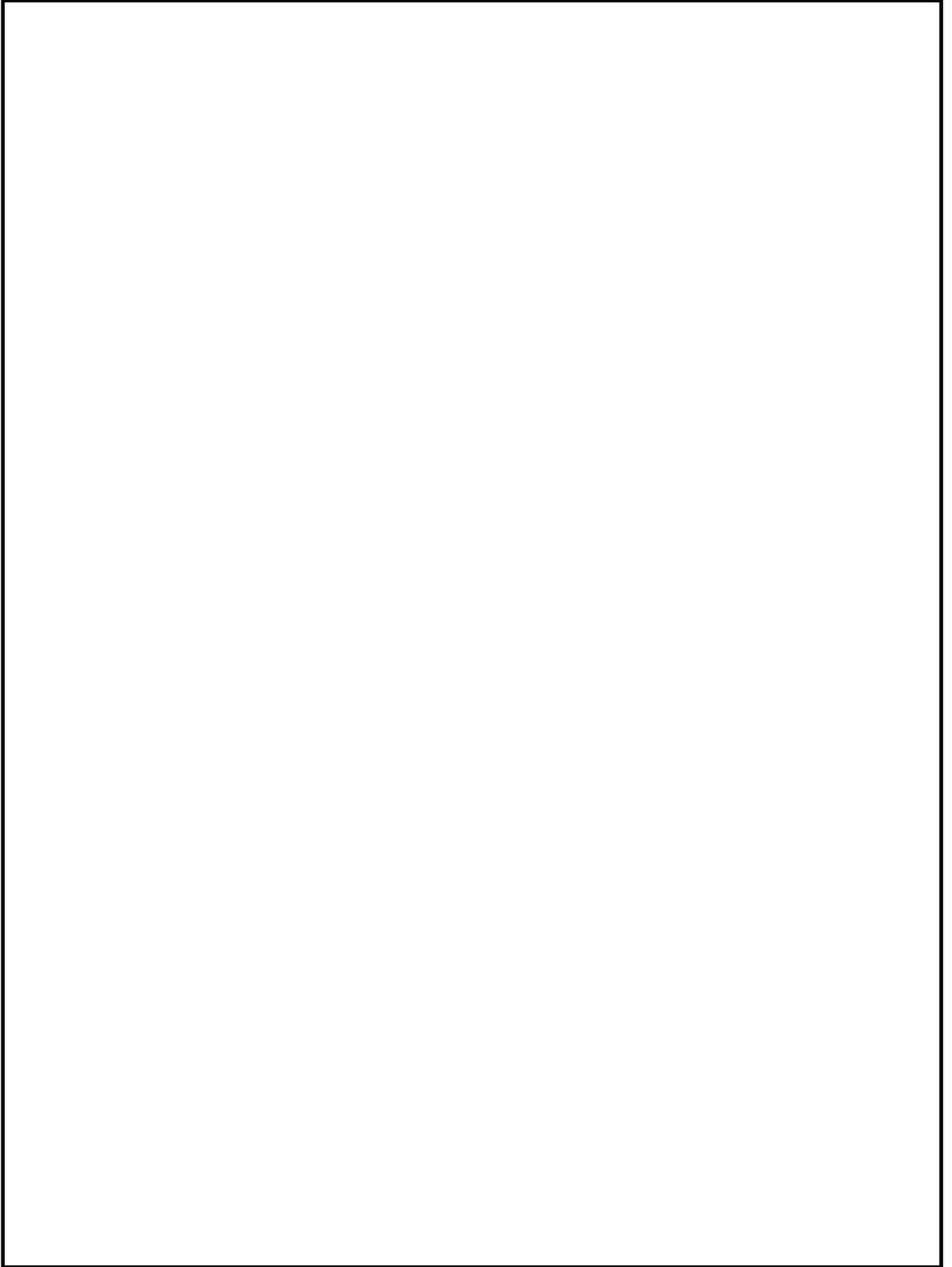


第48-29図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(48-29)r16

57補-358r16

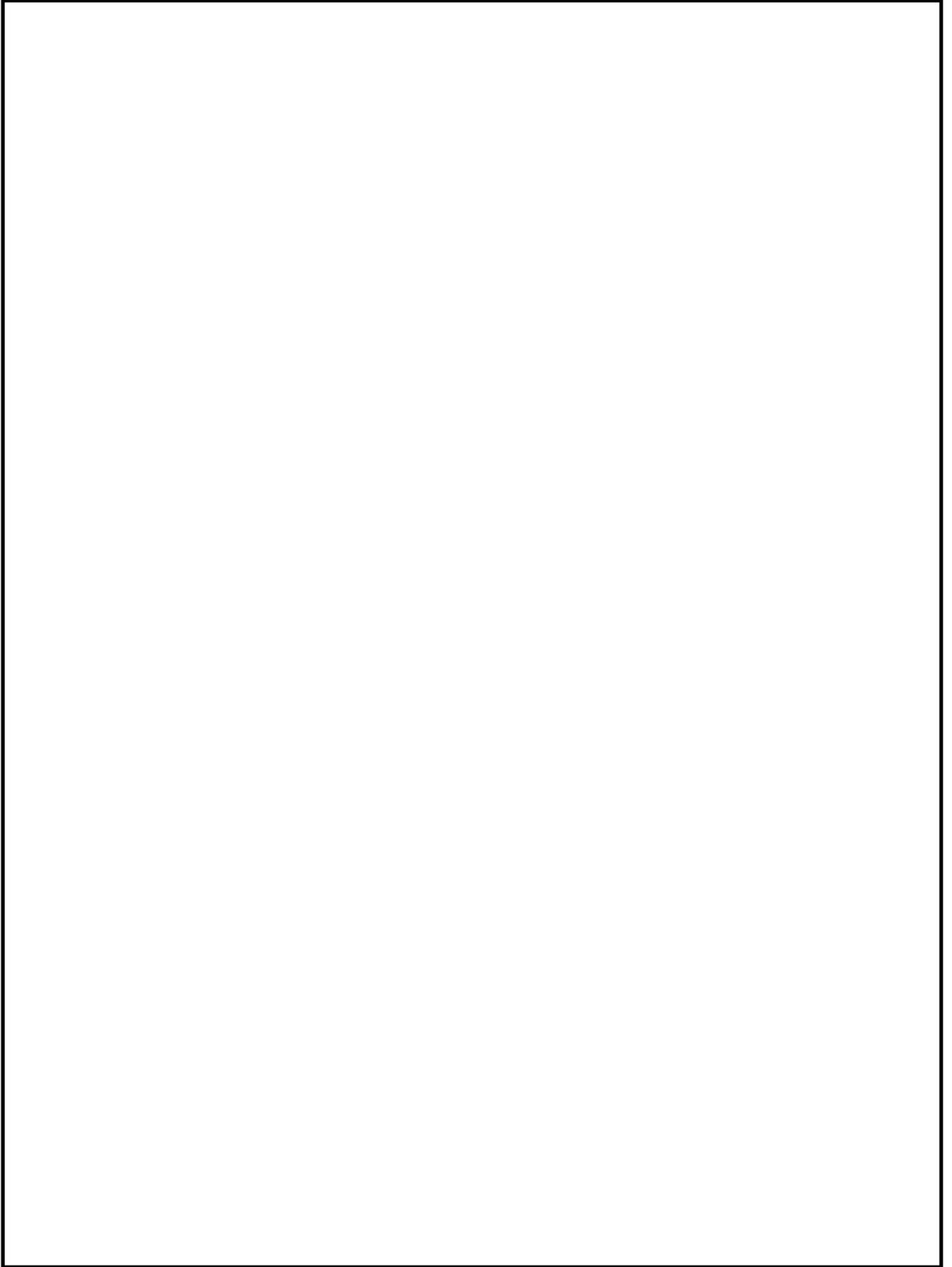


第48-30図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(48-30)r16

57補-359r16

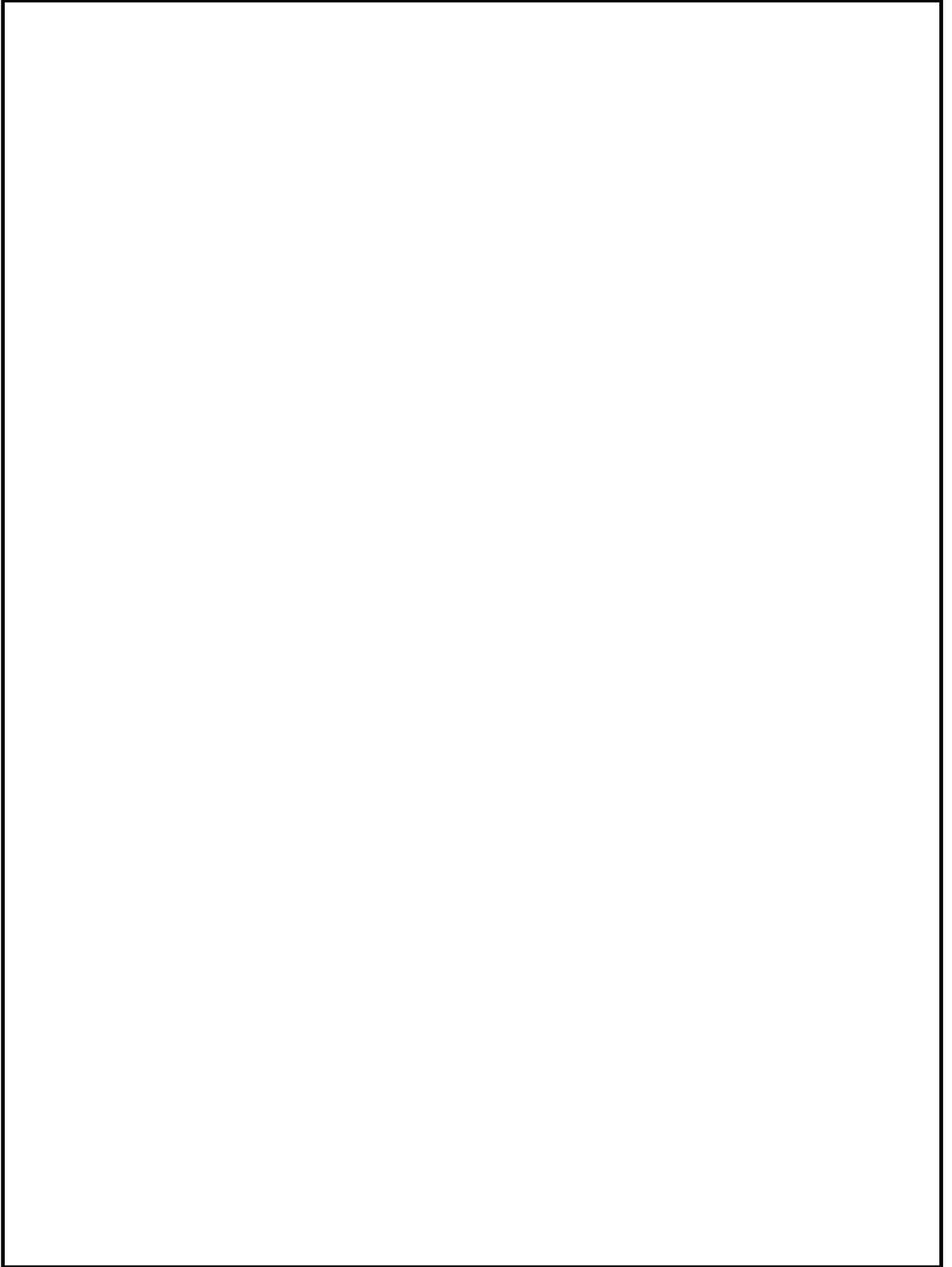


第48-31図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(48-31)r16

57補-360r16

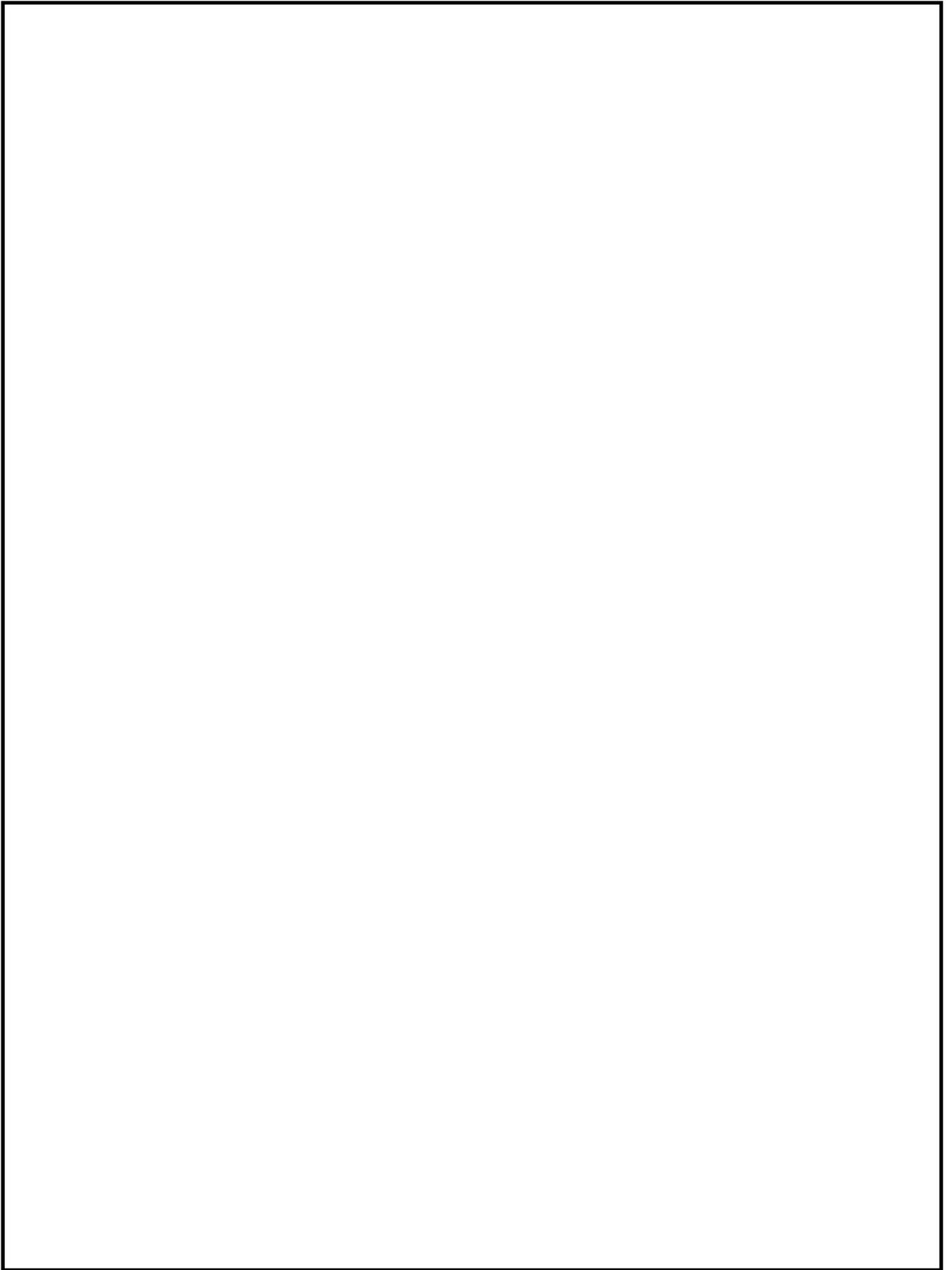


第48-32図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(48-32)r16

57補-361r16

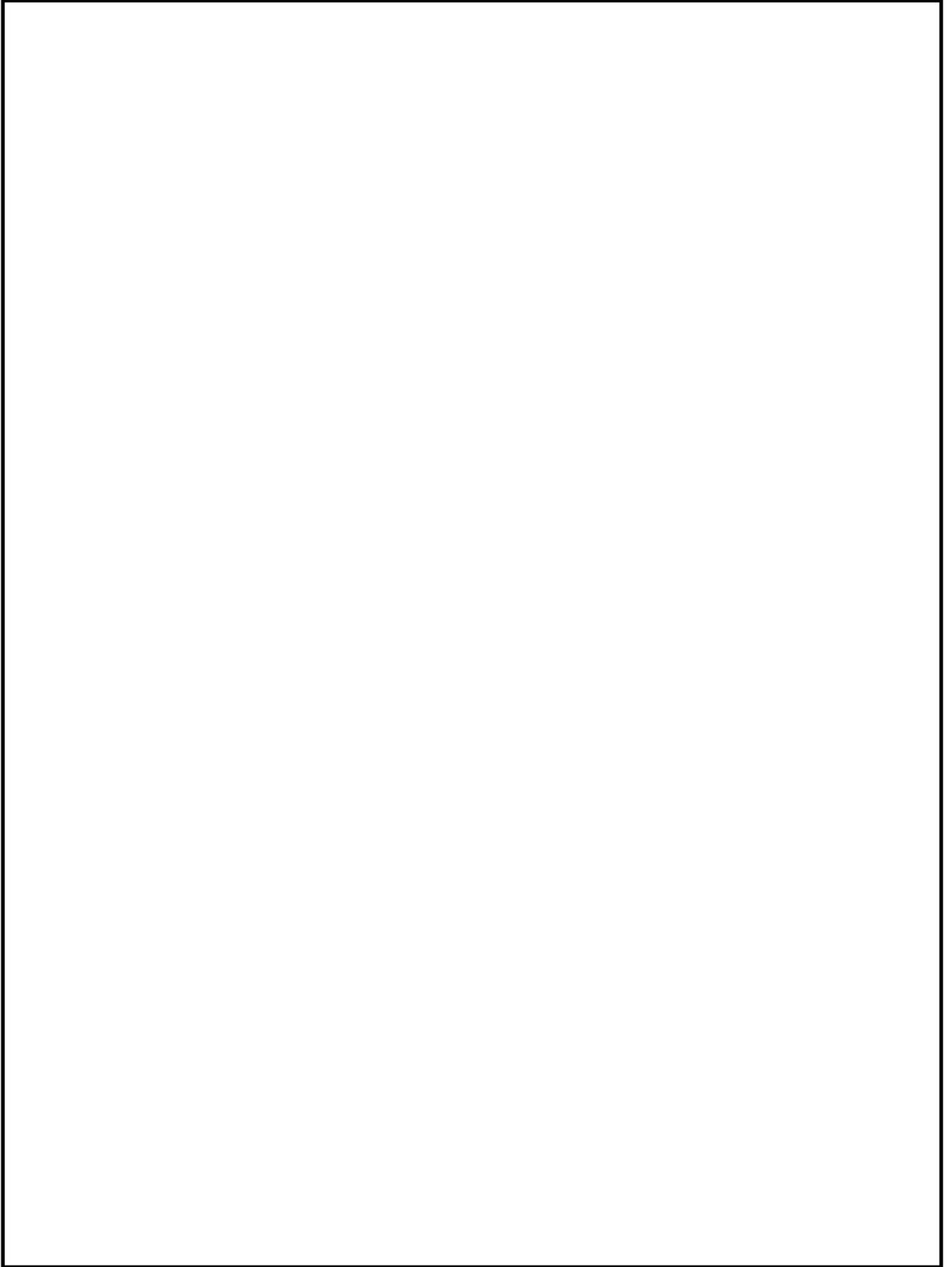


第48-33図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(48-33)r16

57補-362r16

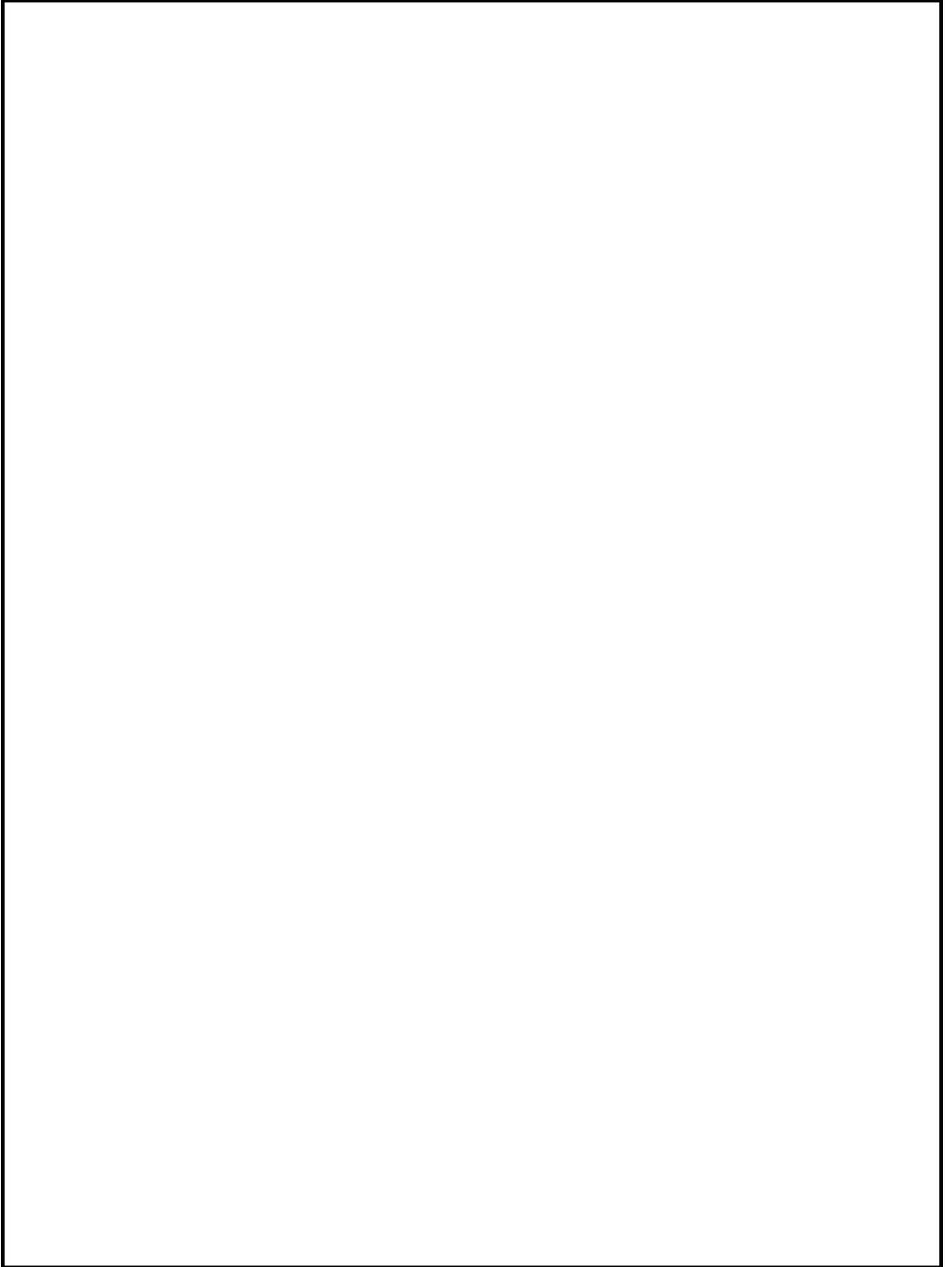


第48-34図 第1フィルタベント格納槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(48-34)r16

57補-363r16

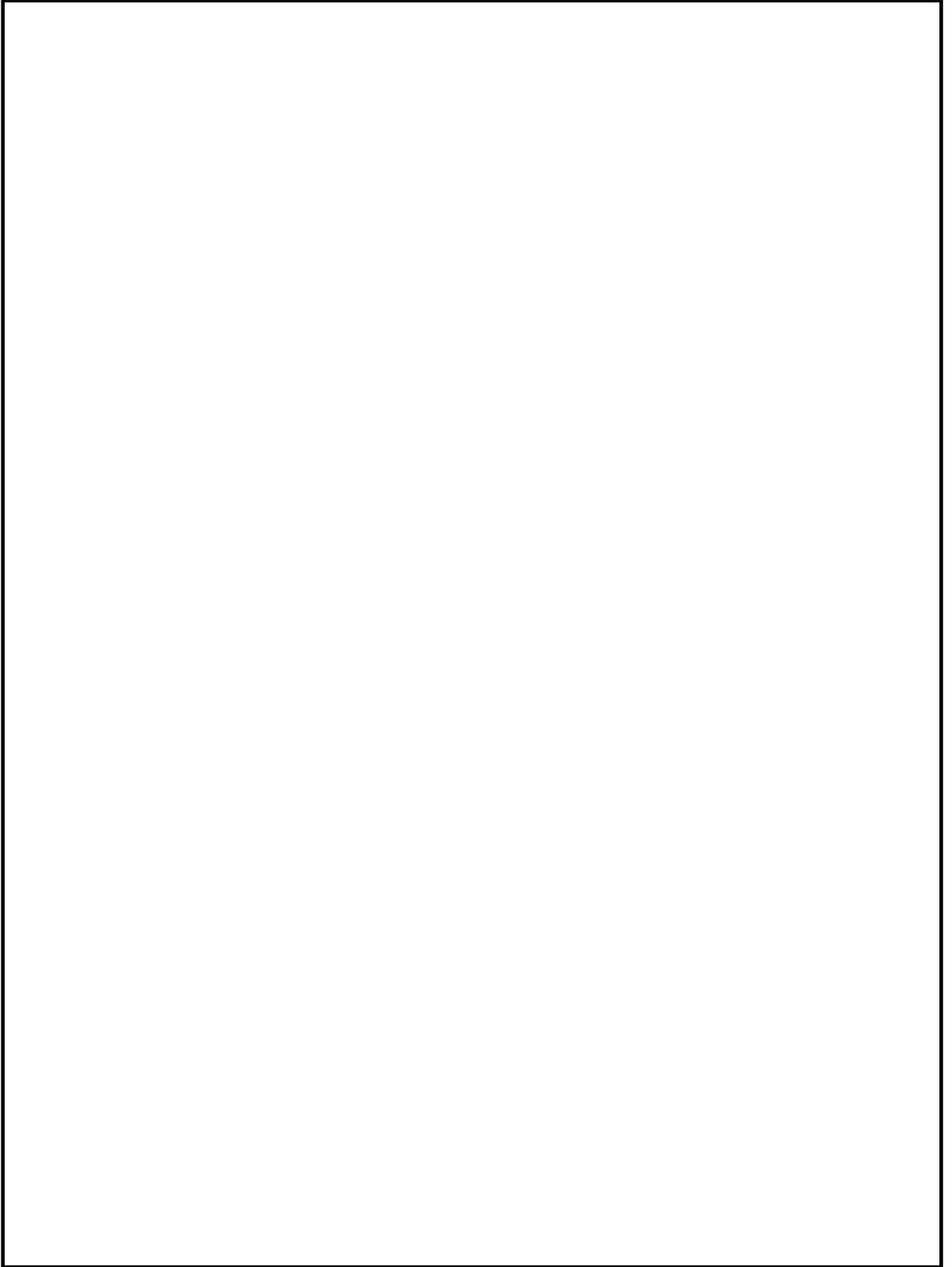


第48-35図 第1フィルタベント格納槽 地上1階及び地上2階

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。

57-9-(48-35)r16

57補-364r16

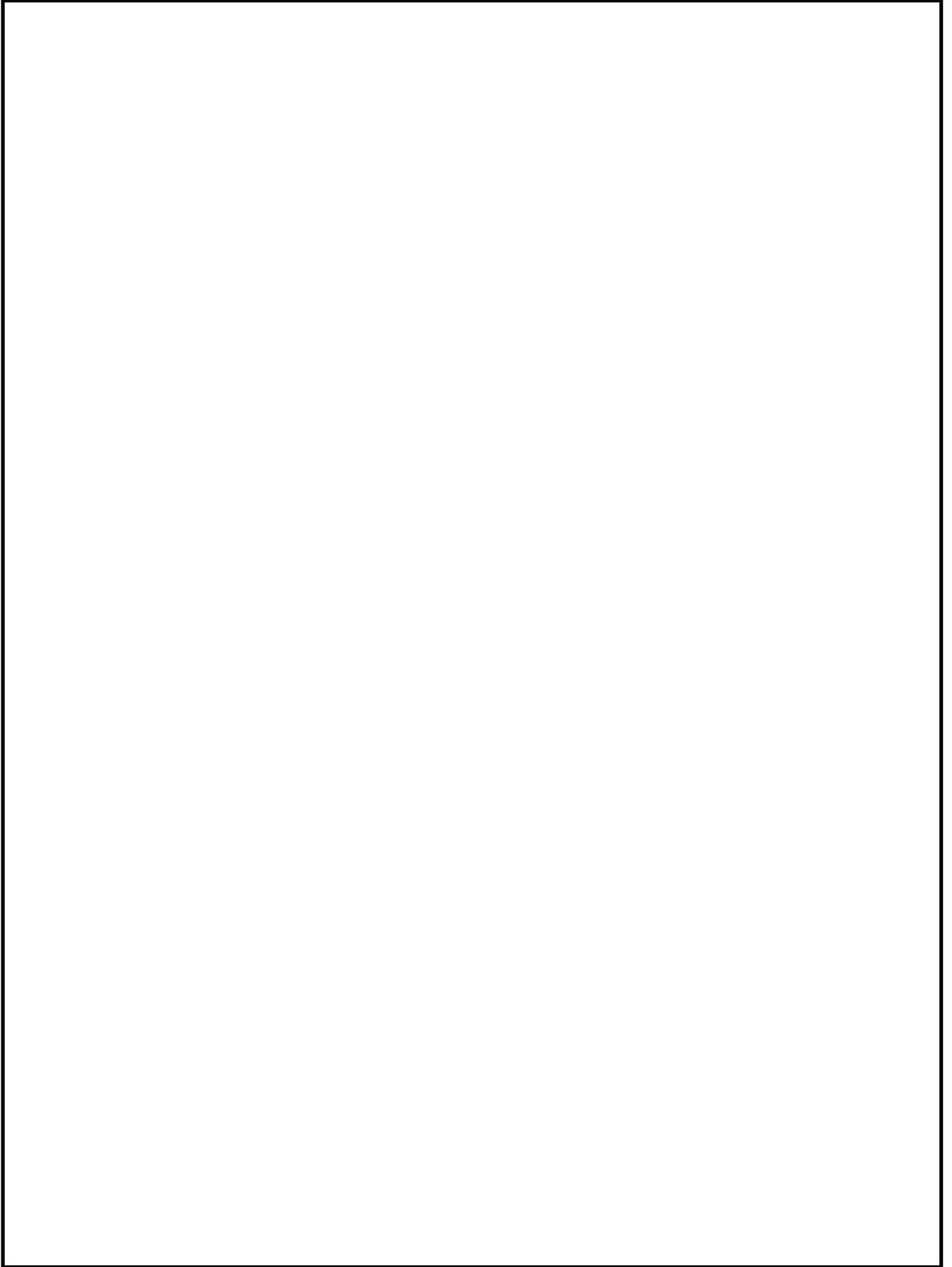


第48-36図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(48-36)r16

57補-365r16

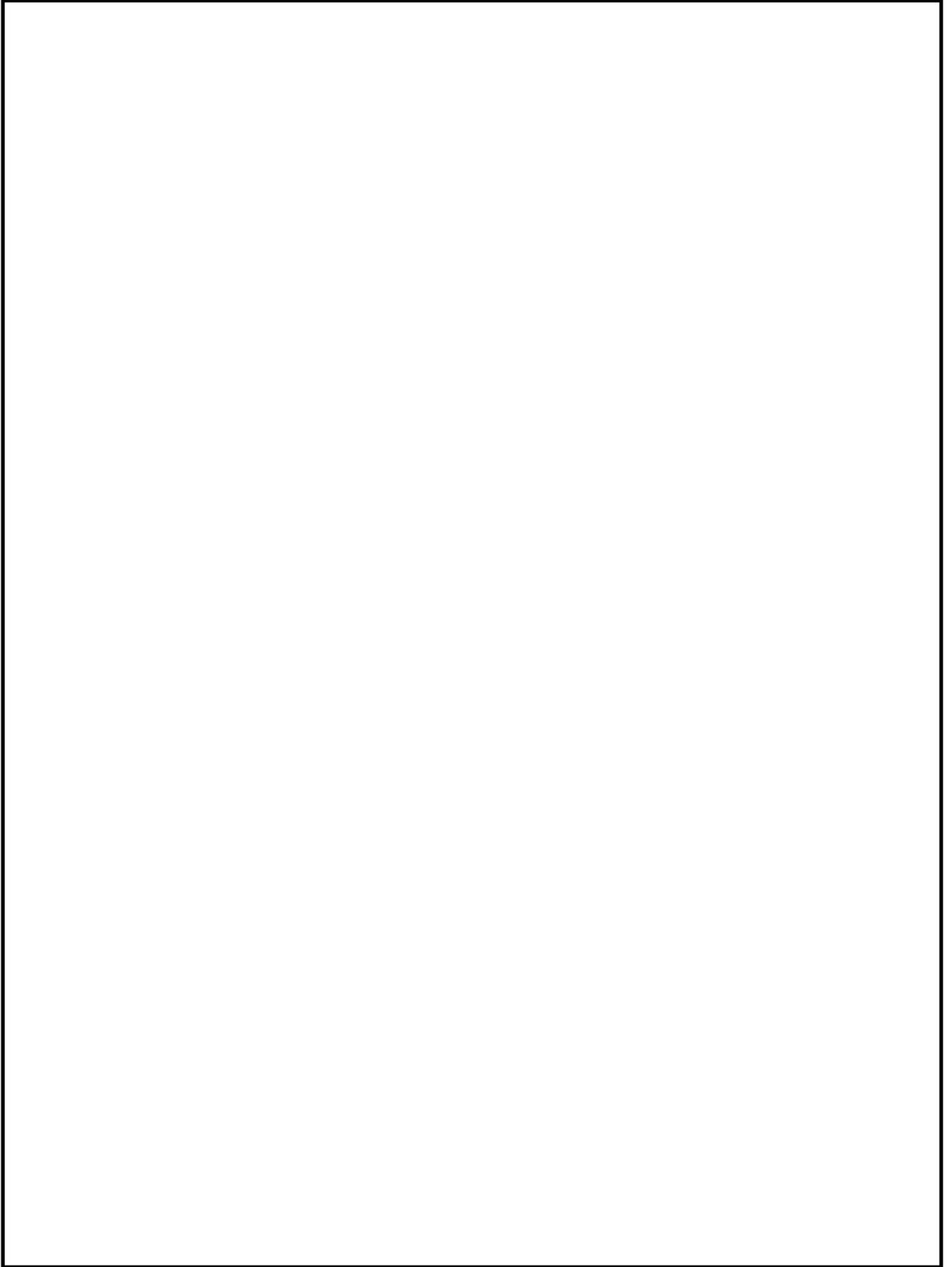


第48-37図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(48-37)r16

57補-366r16

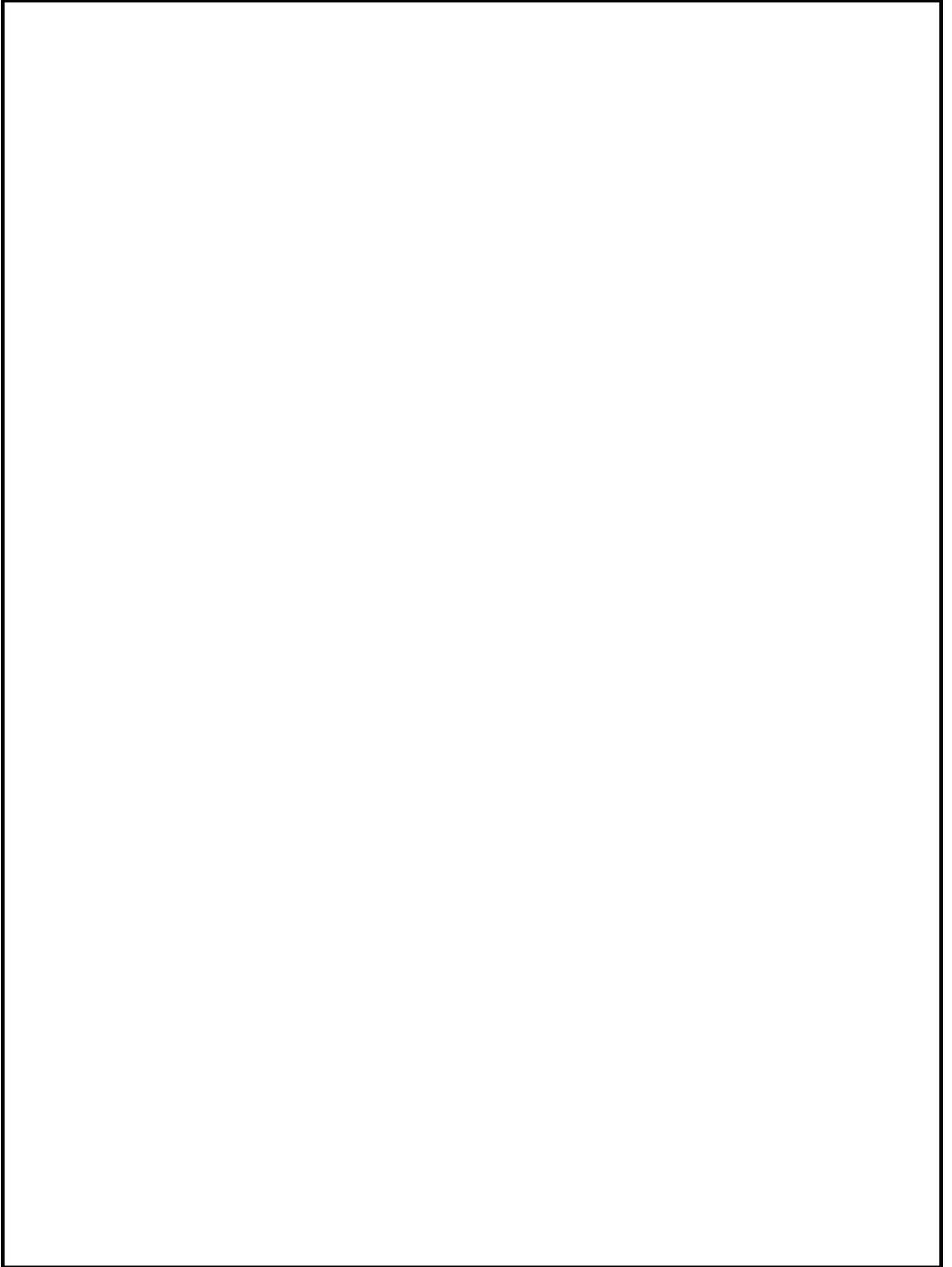


第48-38図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(48-38)r16

57補-367r16

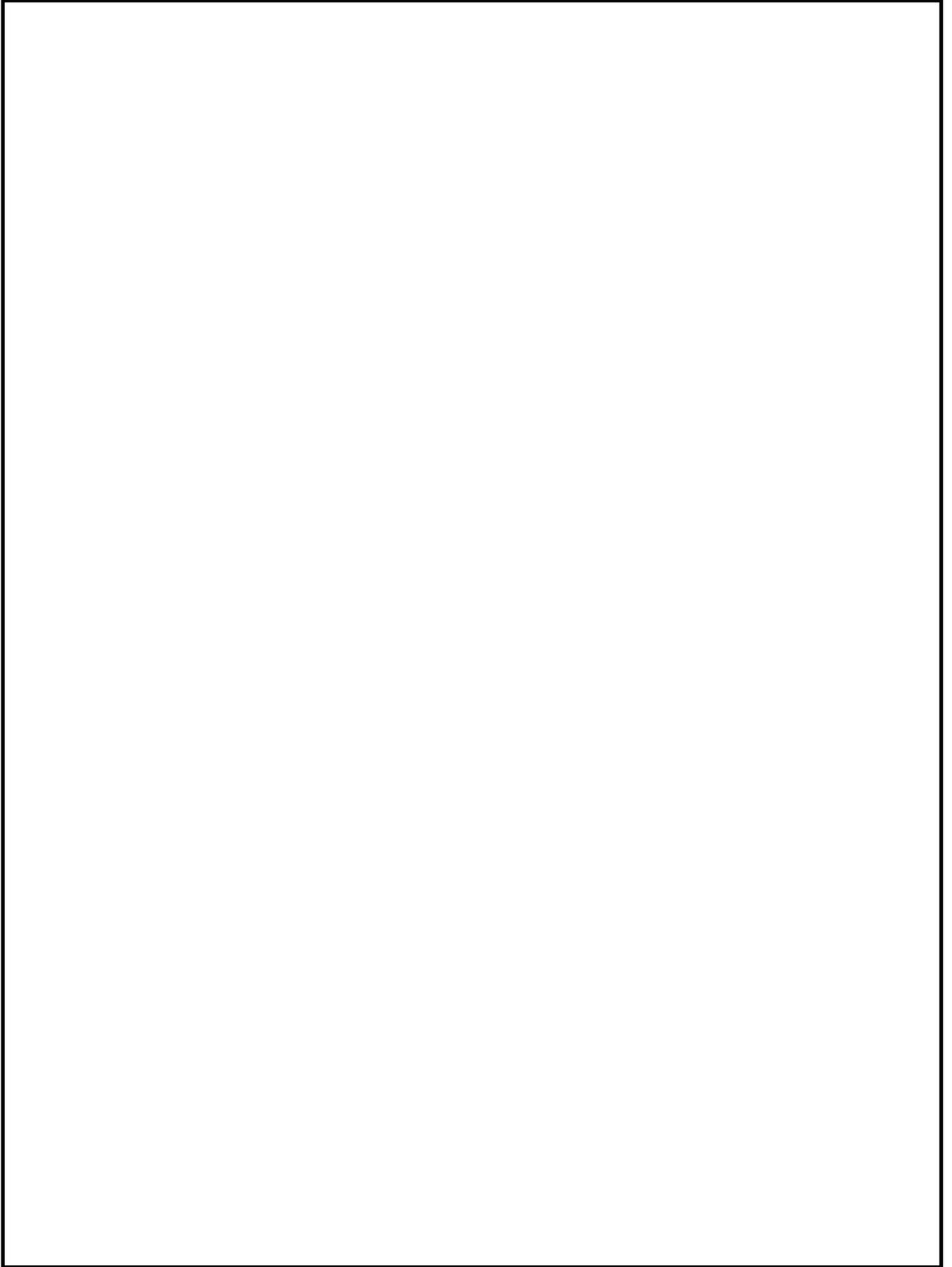


第48-39図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(48-39)r16

57補-368r16

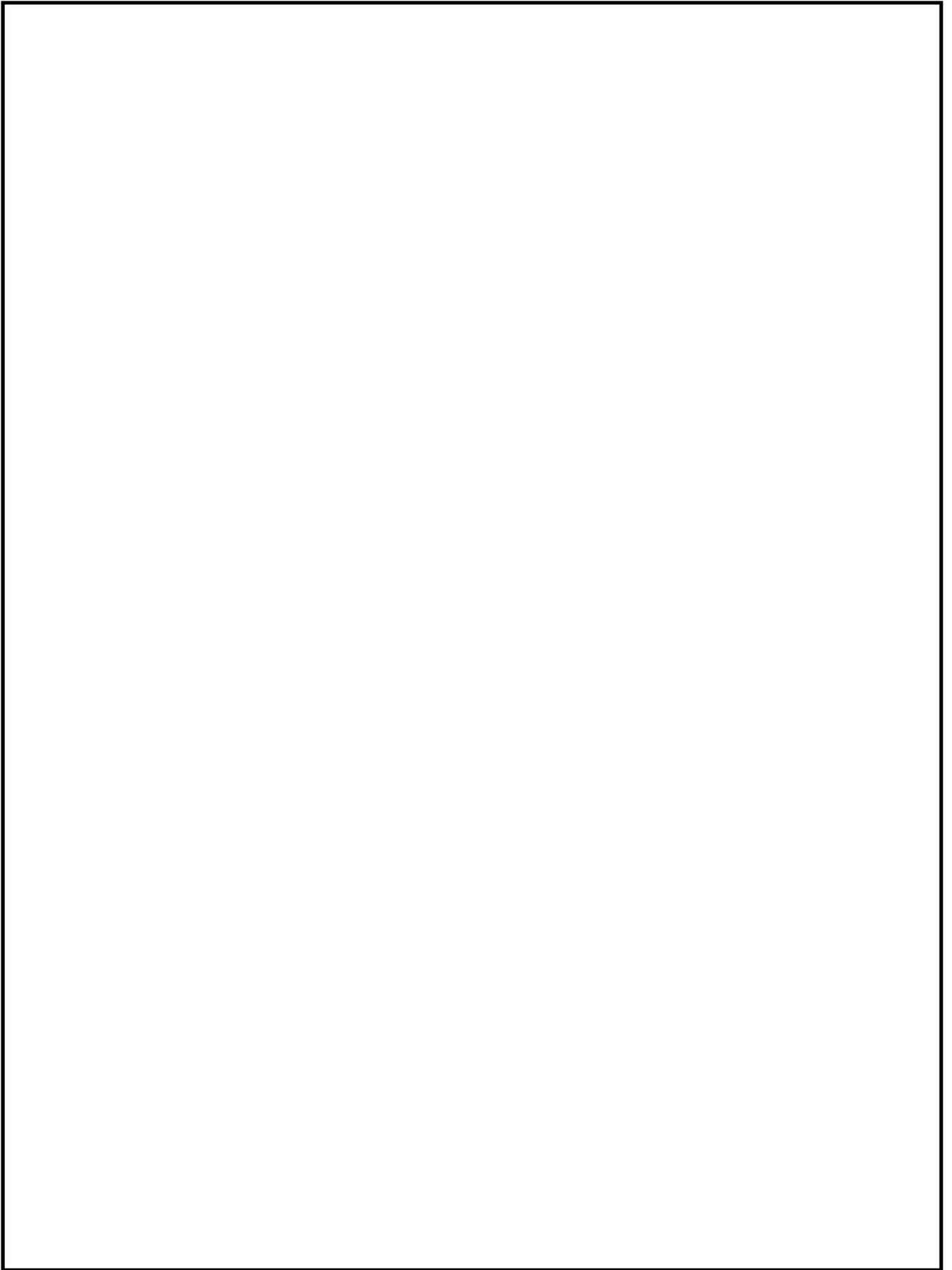


第48-40図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(48-40)r16

57補-369r16

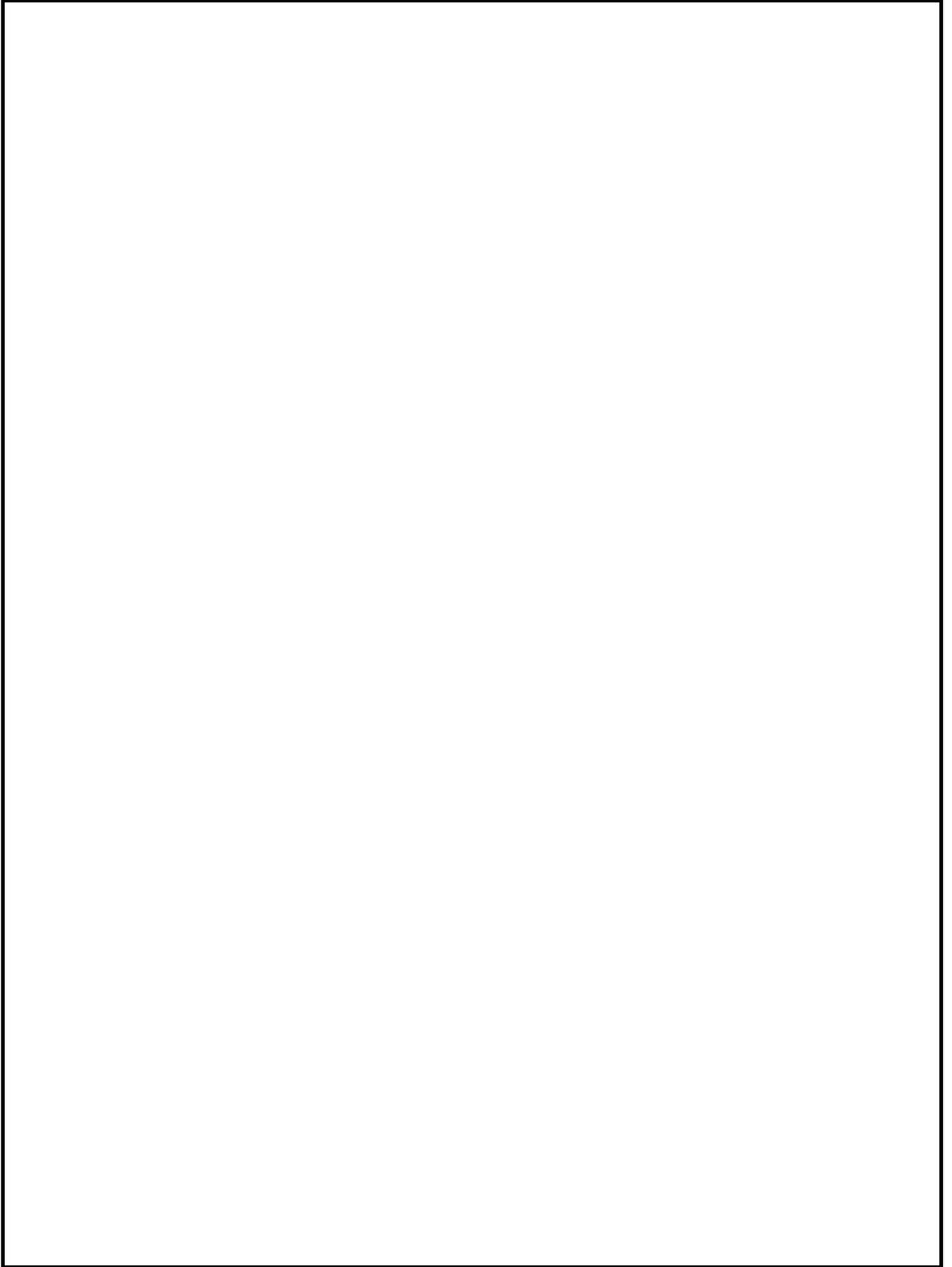


第48-41図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(48-41)r16

57補-370r16

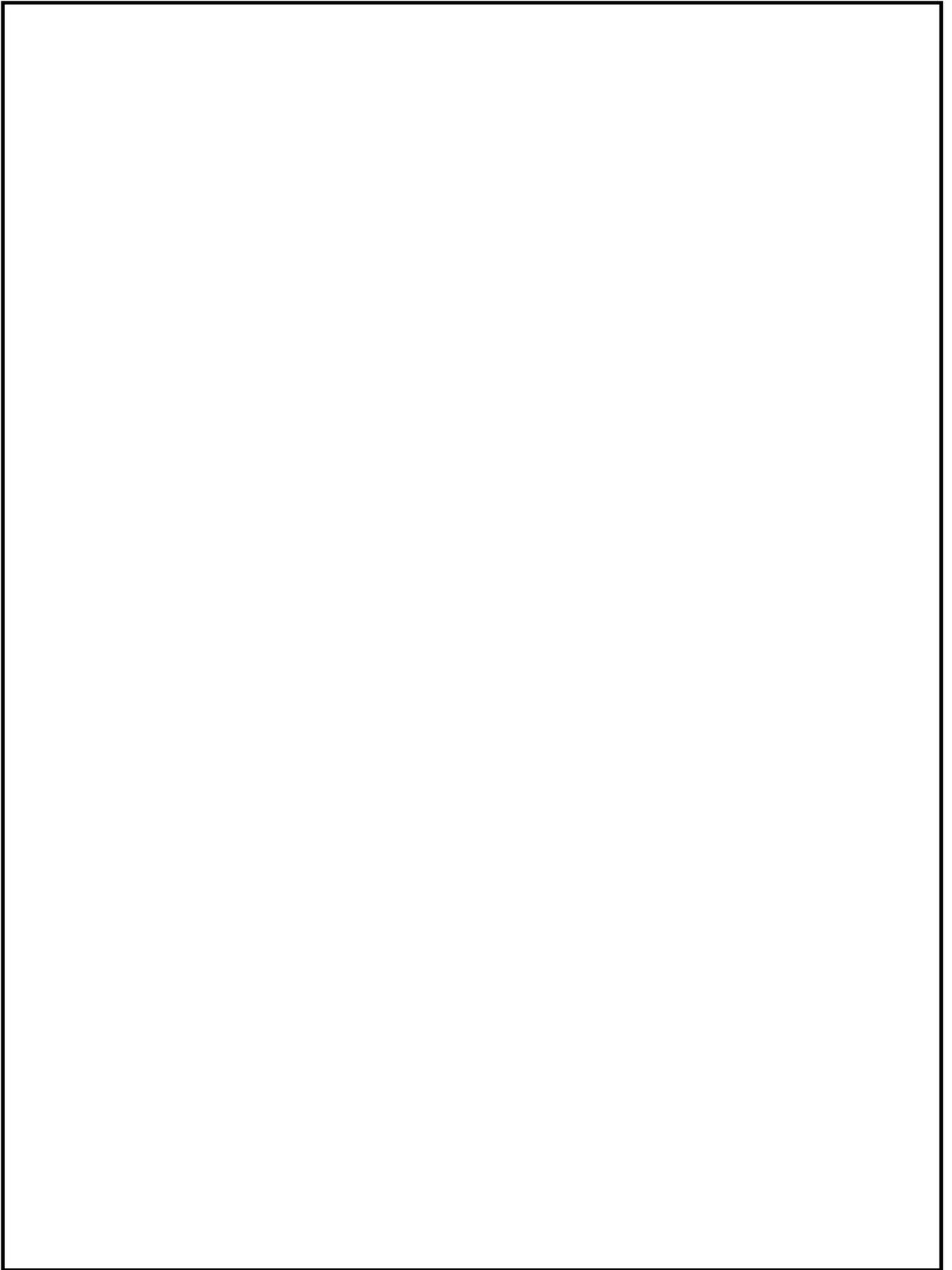


第48-42図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(48-42)r16

57補-371r16

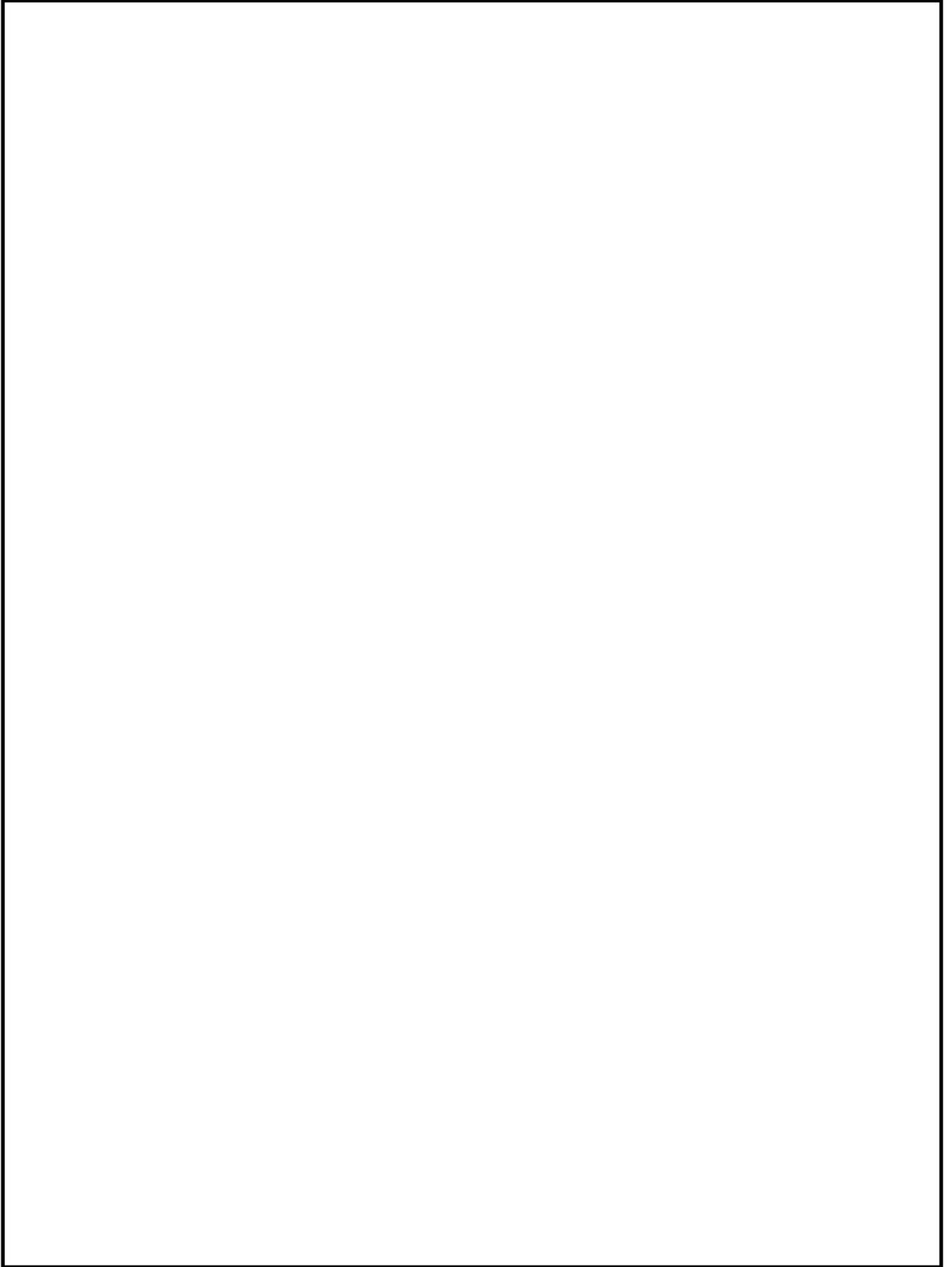


第48-43図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(48-43)r16

57補-372r16

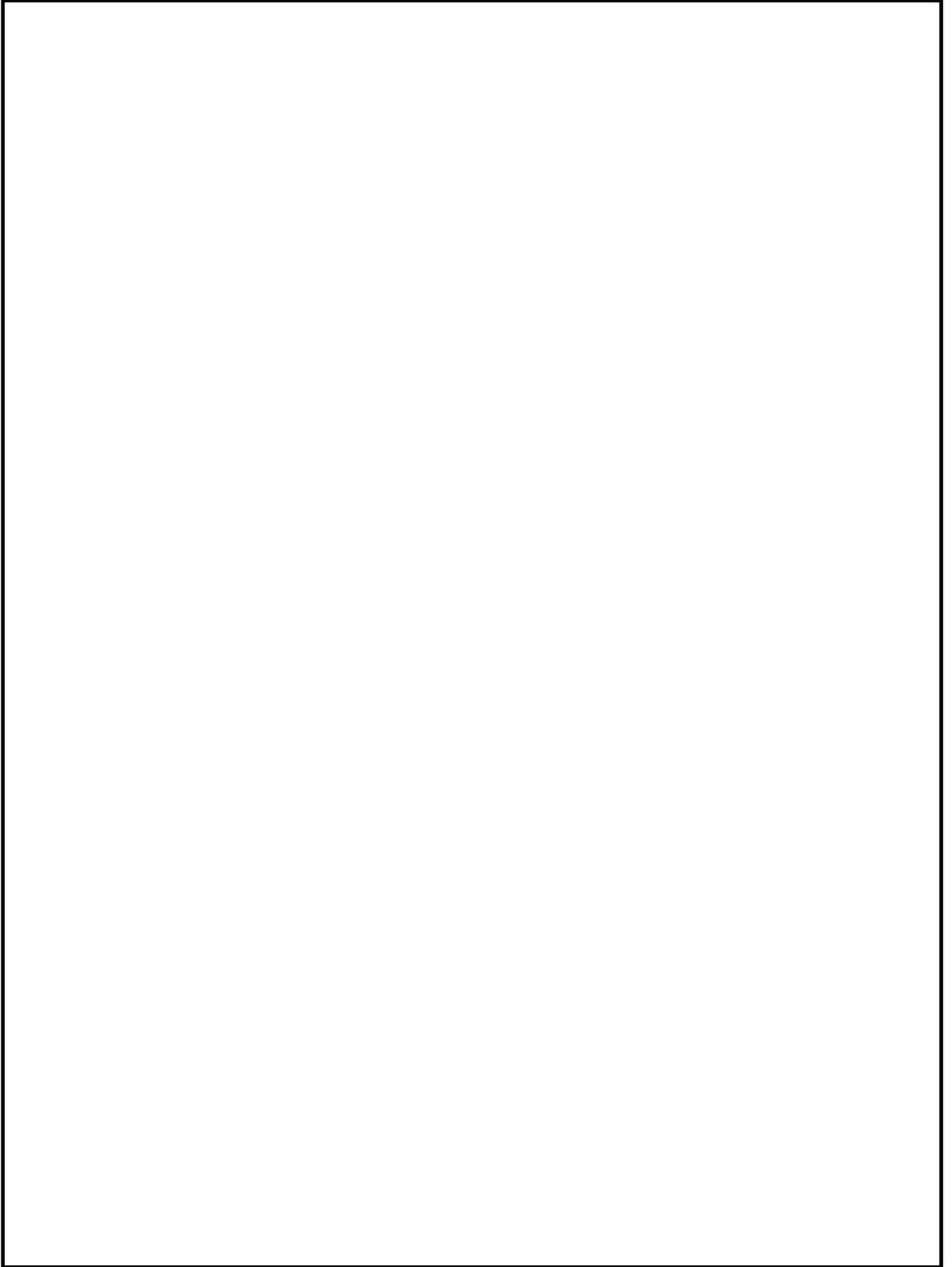


第48-44図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(48-44)r16

57補-373r16

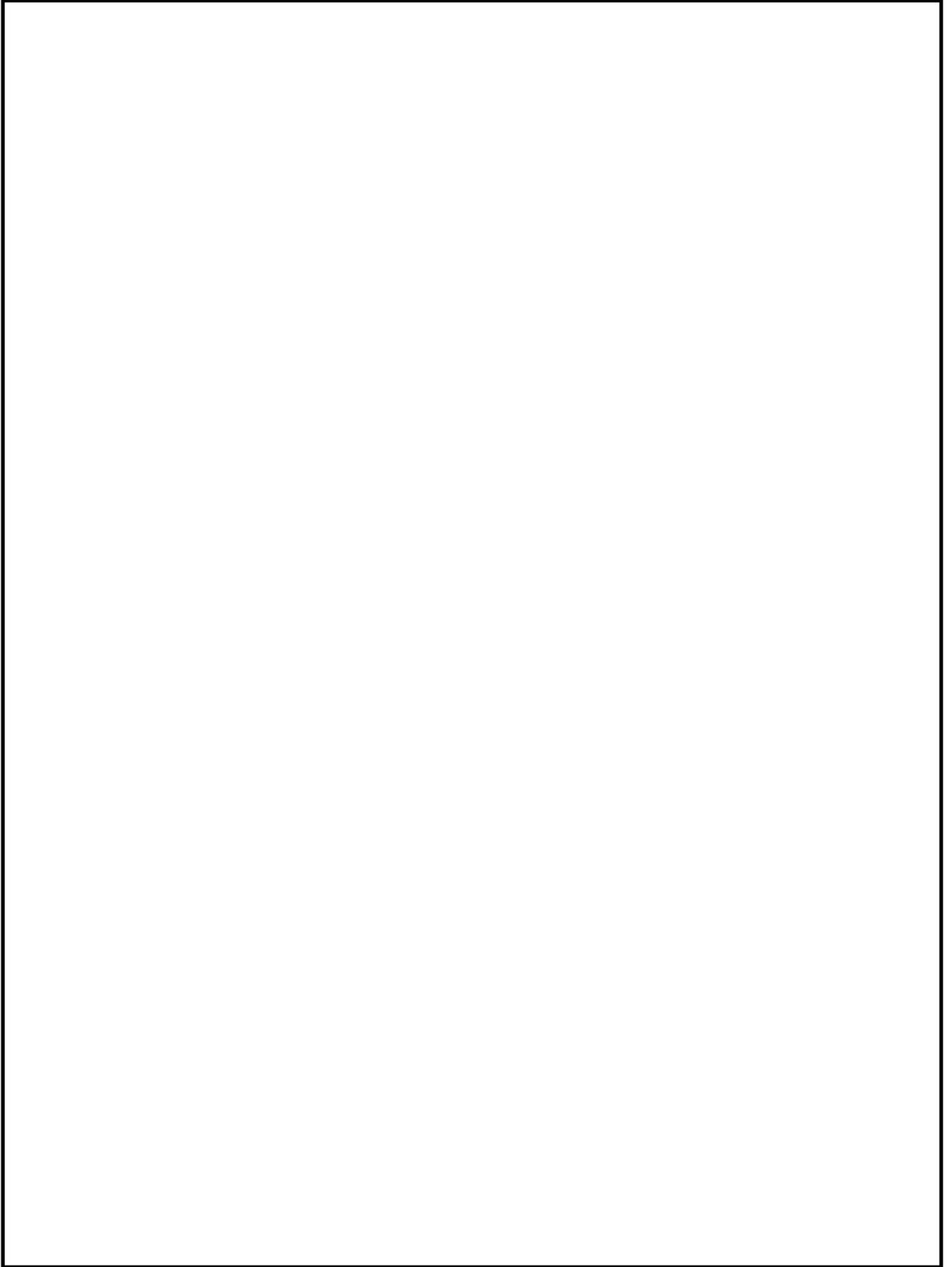


第48-45図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(48-45)r16

57補-374r16

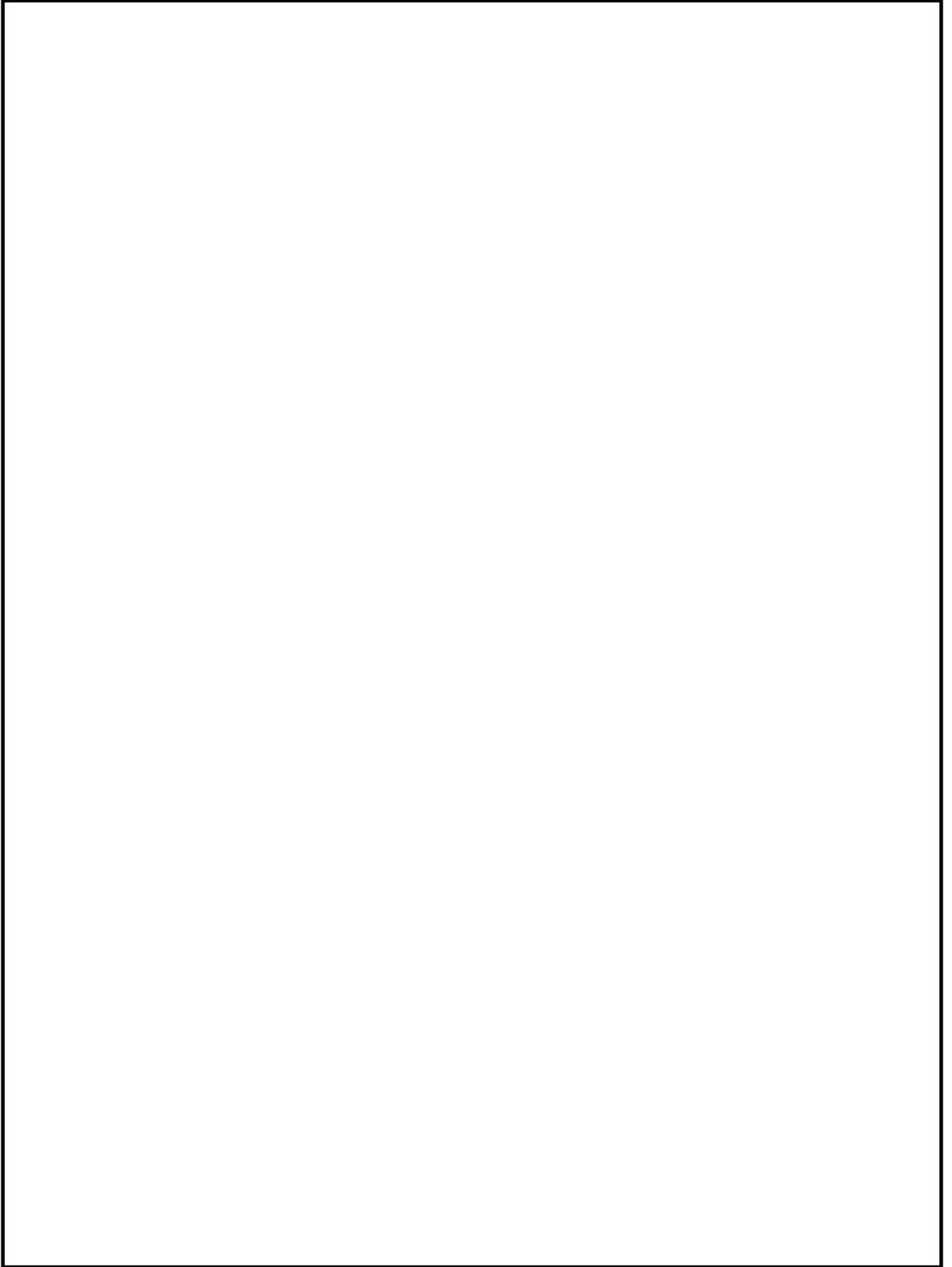


第48-46図 第1フィルタベント格納槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(48-46)r16

57補-375r16

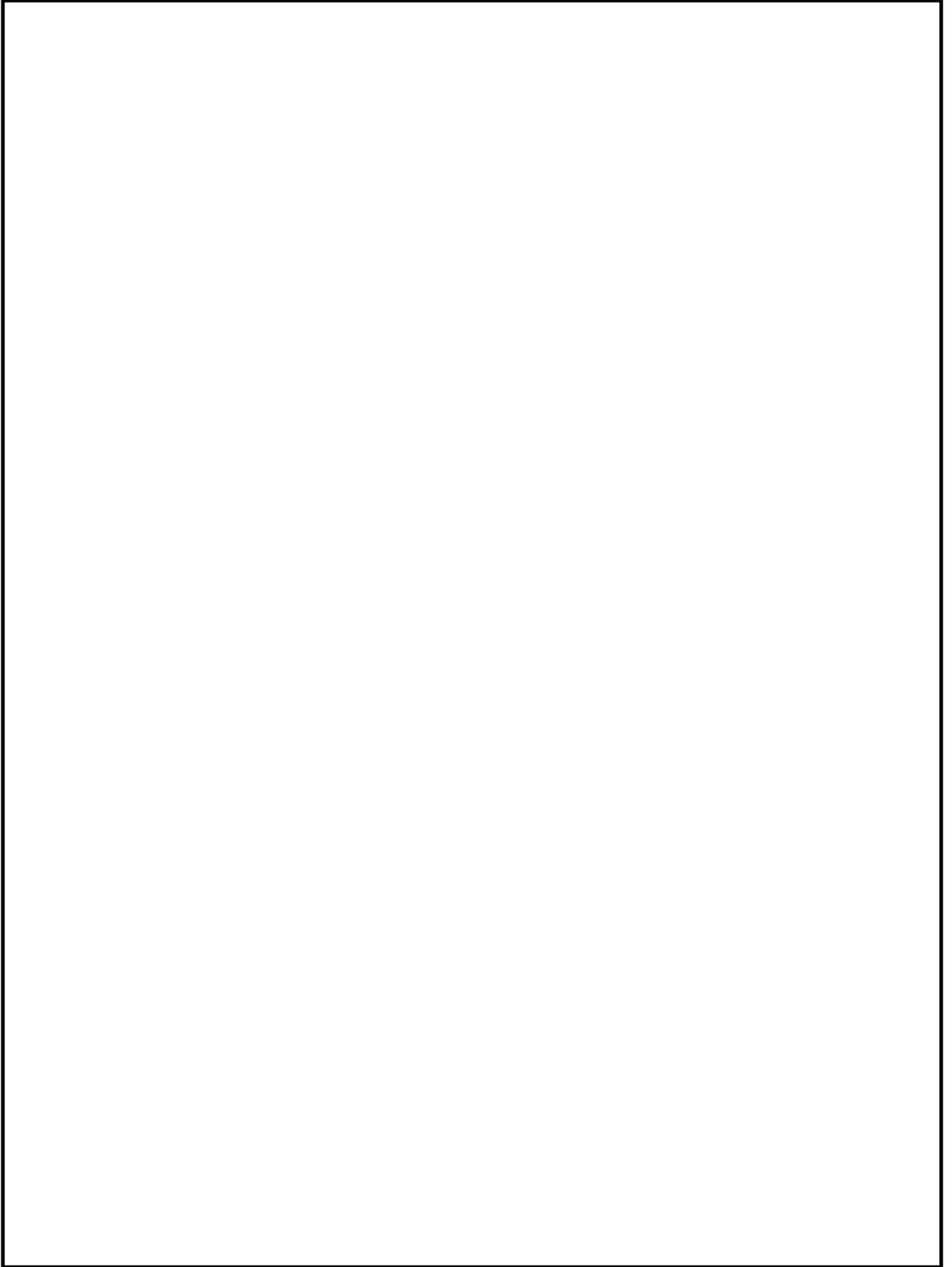


第48-47図 第1フィルタベント格納槽 地上1階及び地上2階

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。

57-9-(48-47)r16

57補-376r16

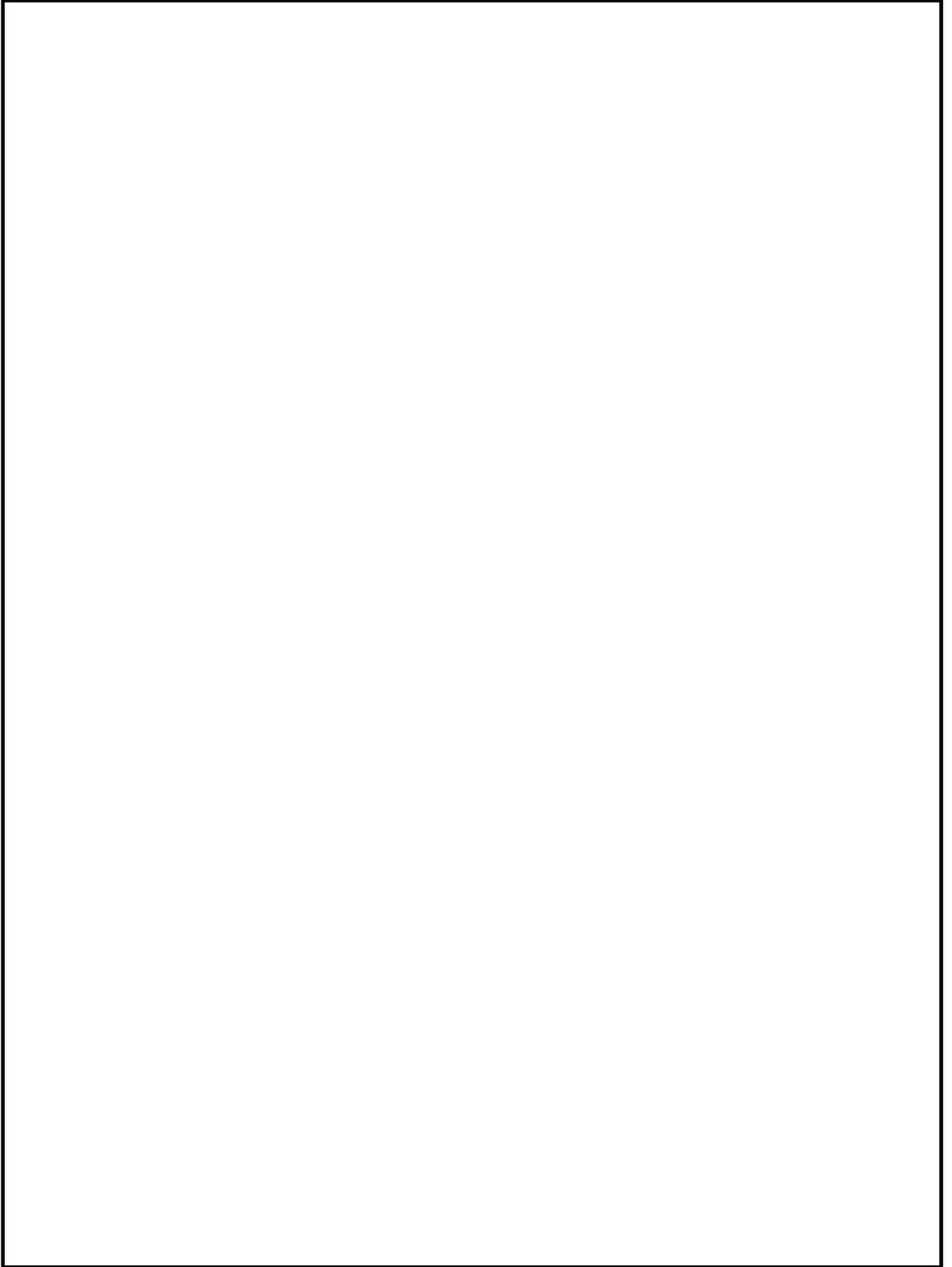


第48-48図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(48-48)r16

57補-377r16

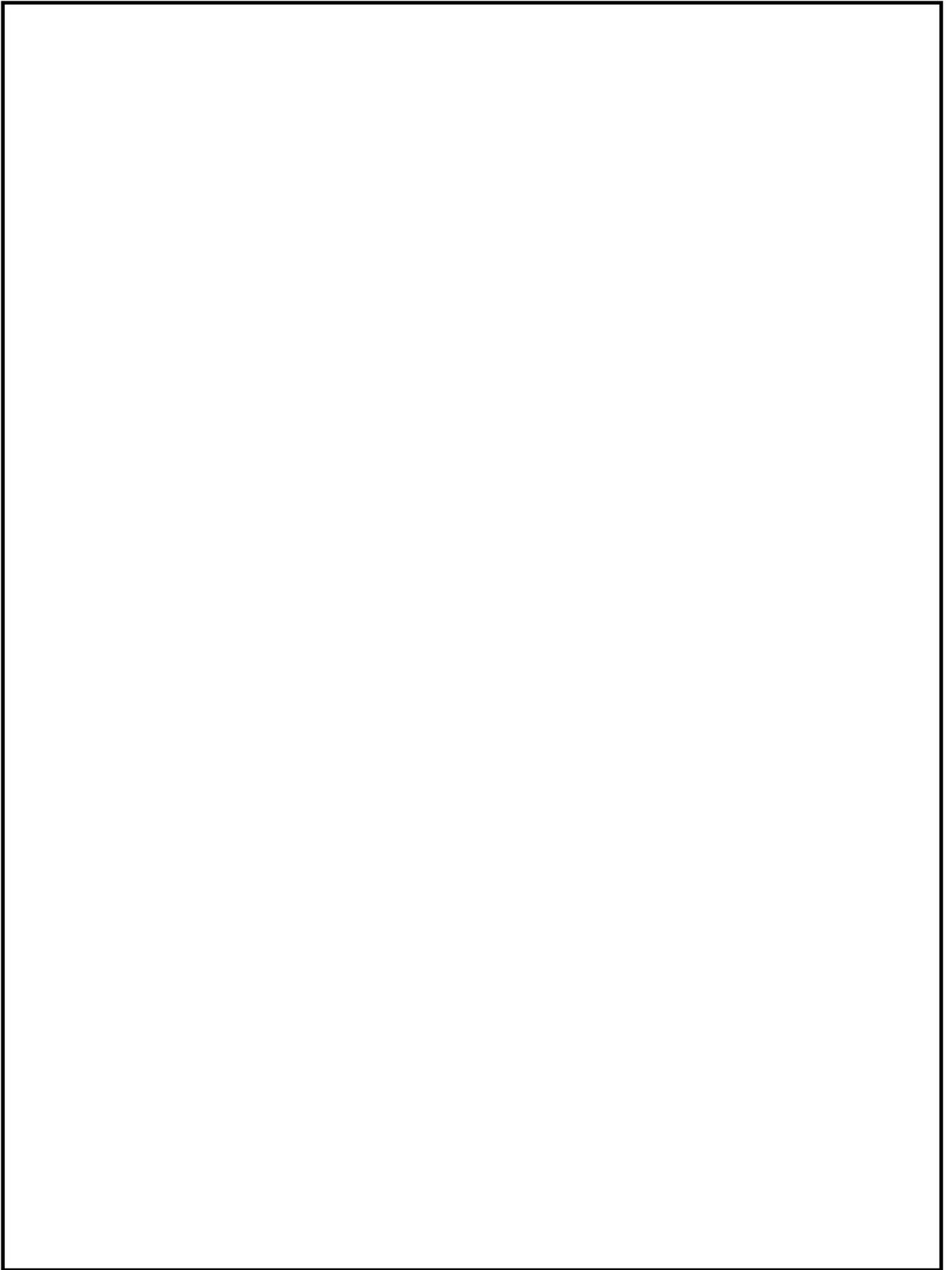


第48-49図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(48-49)r16

57補-378r16

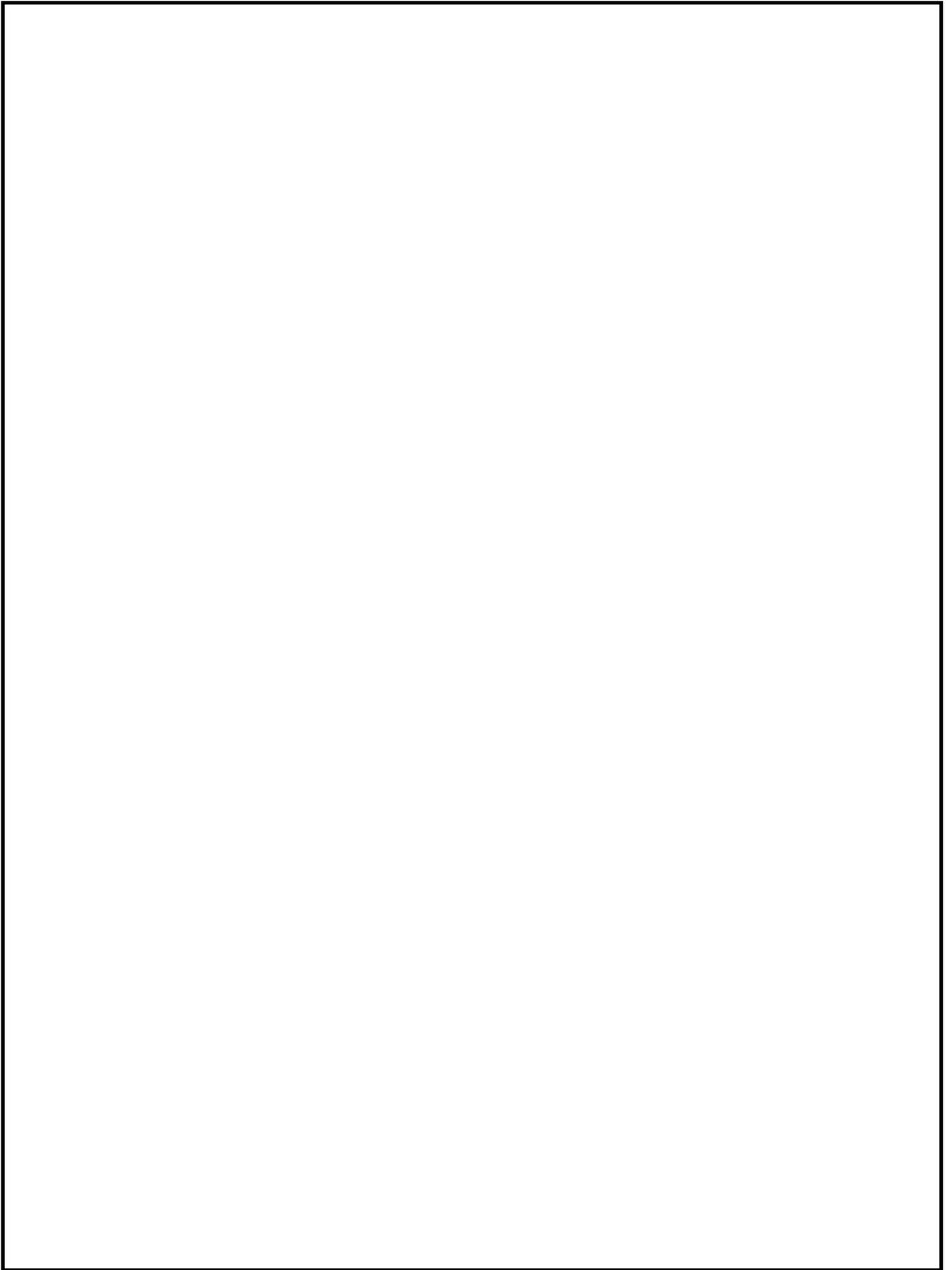


第48-50図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(48-50)r16

57補-379r16

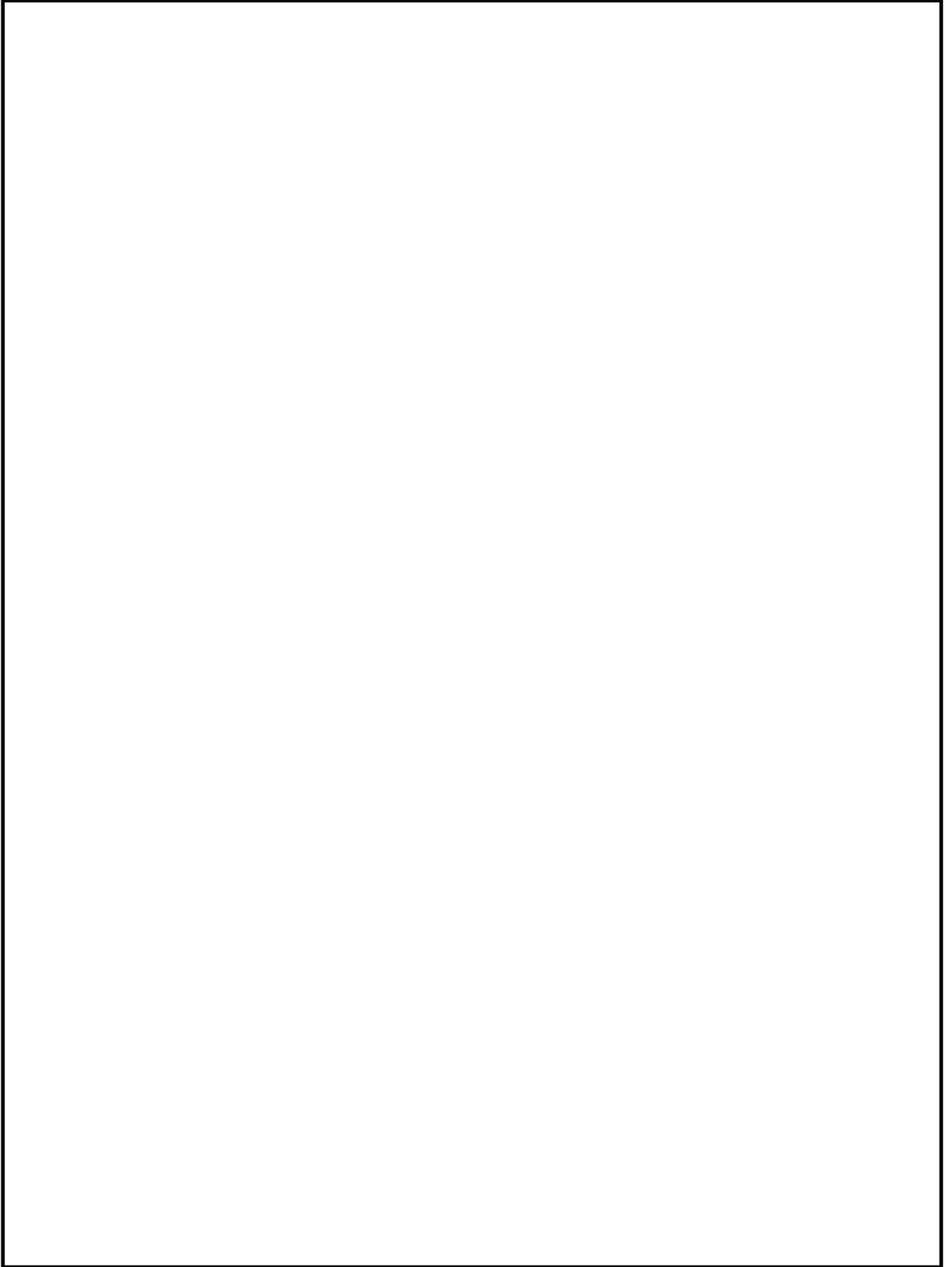


第48-51図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(48-51)r16

57補-380r16

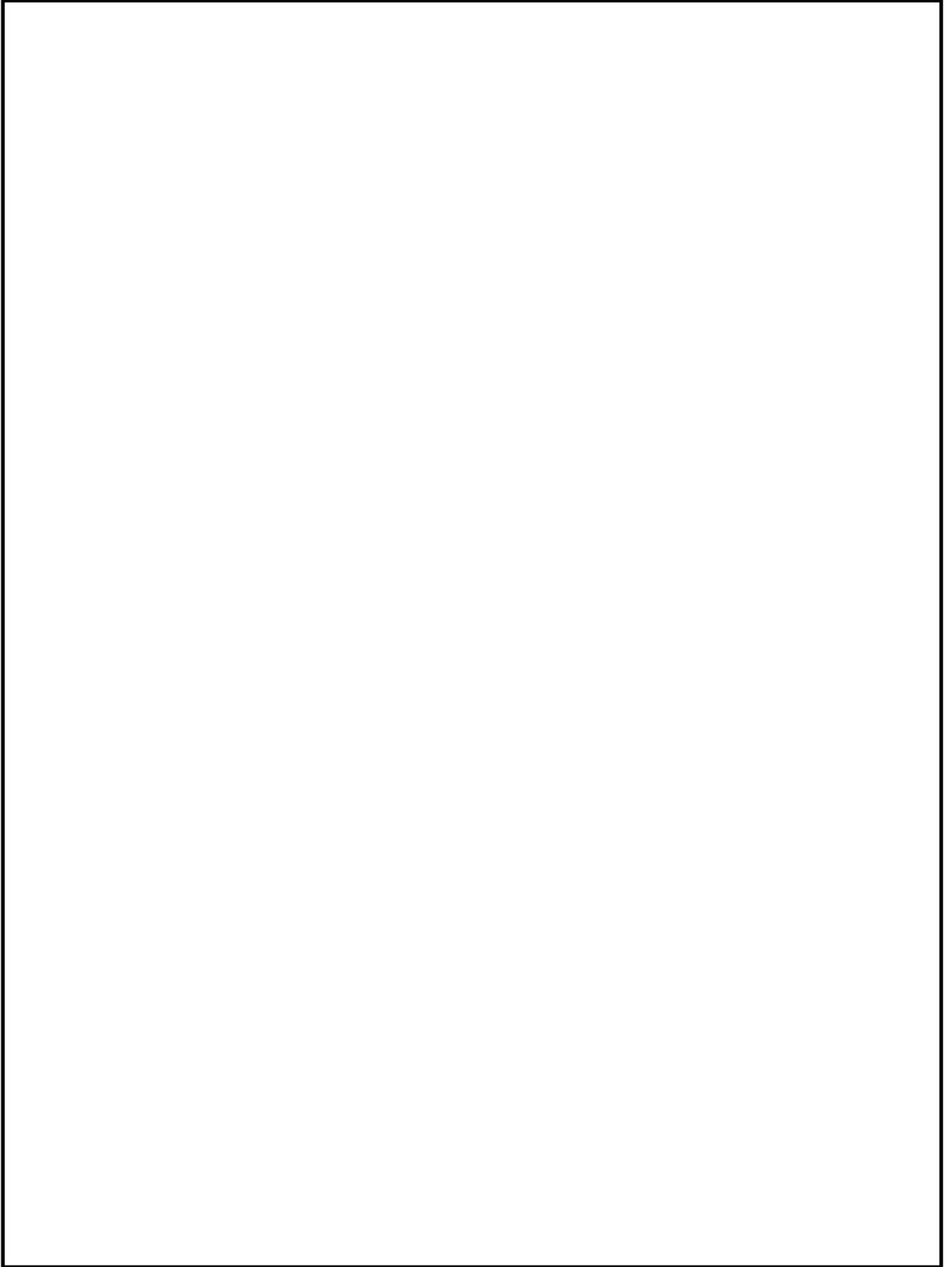


第48-52図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(48-52)r16

57補-381r16

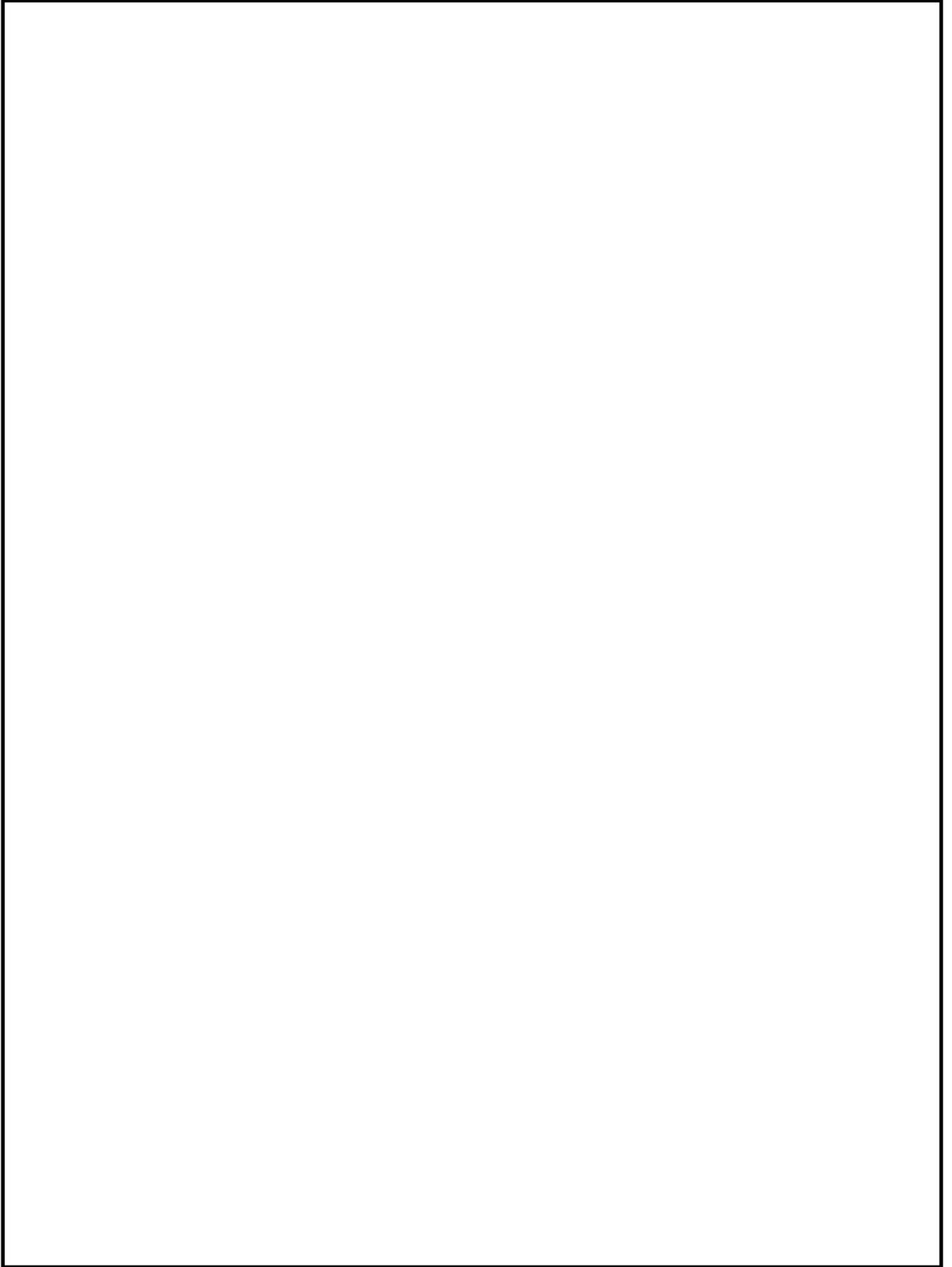


第48-53図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(48-53)r16

57補-382r16

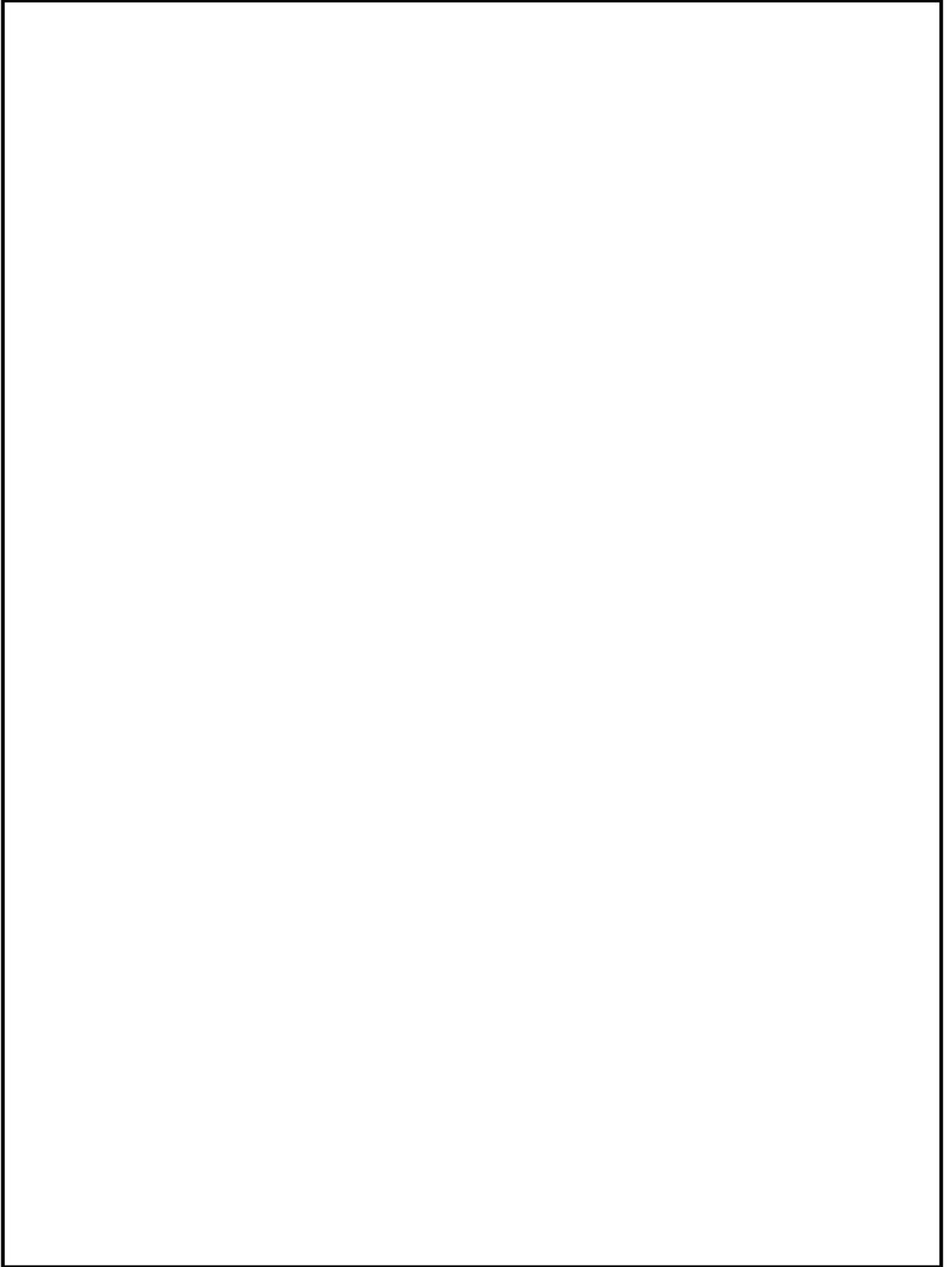


第48-54図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(48-54)r16

57補-383r16

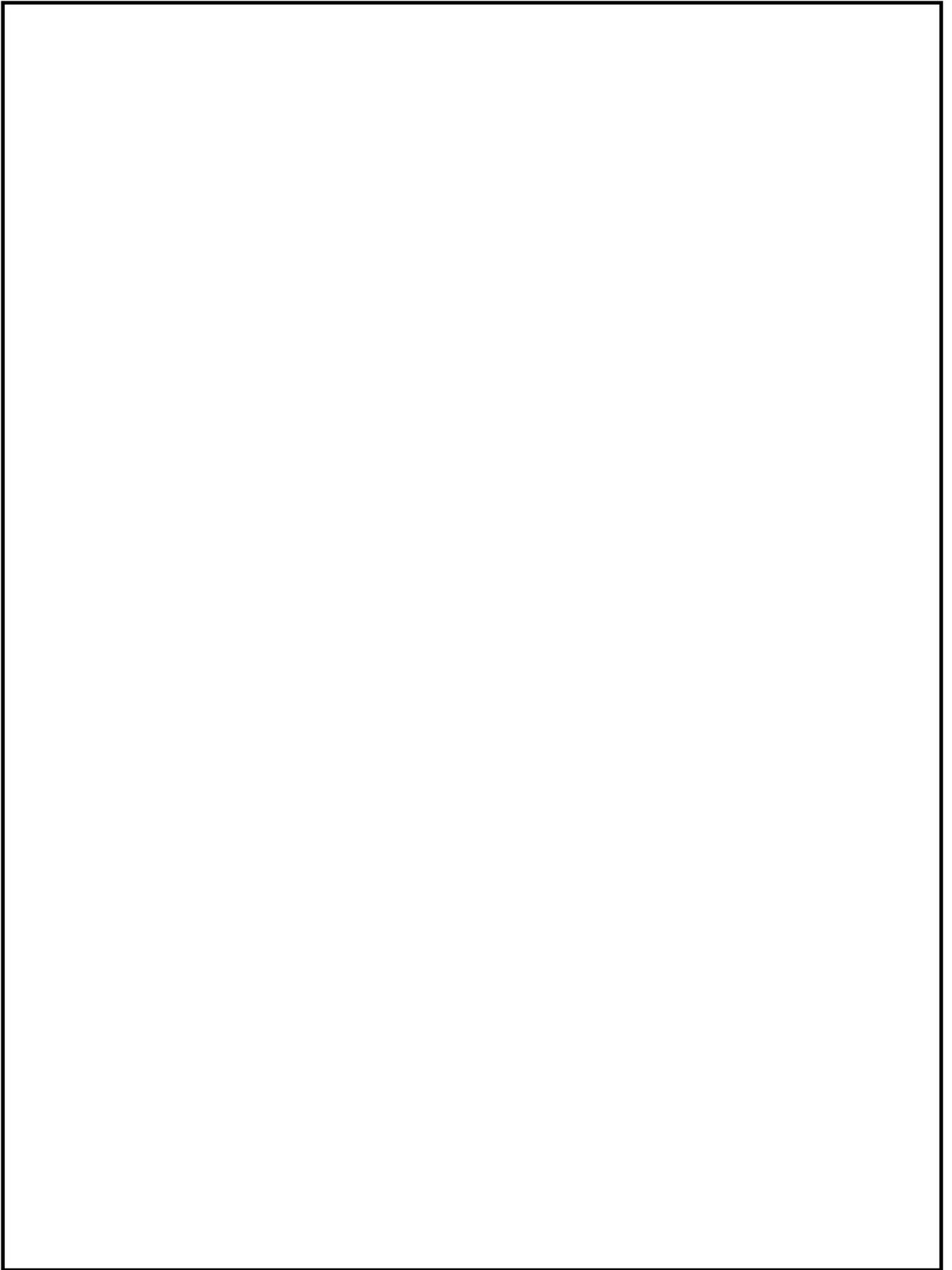


第48-55図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(48-55)r16

57補-384r16

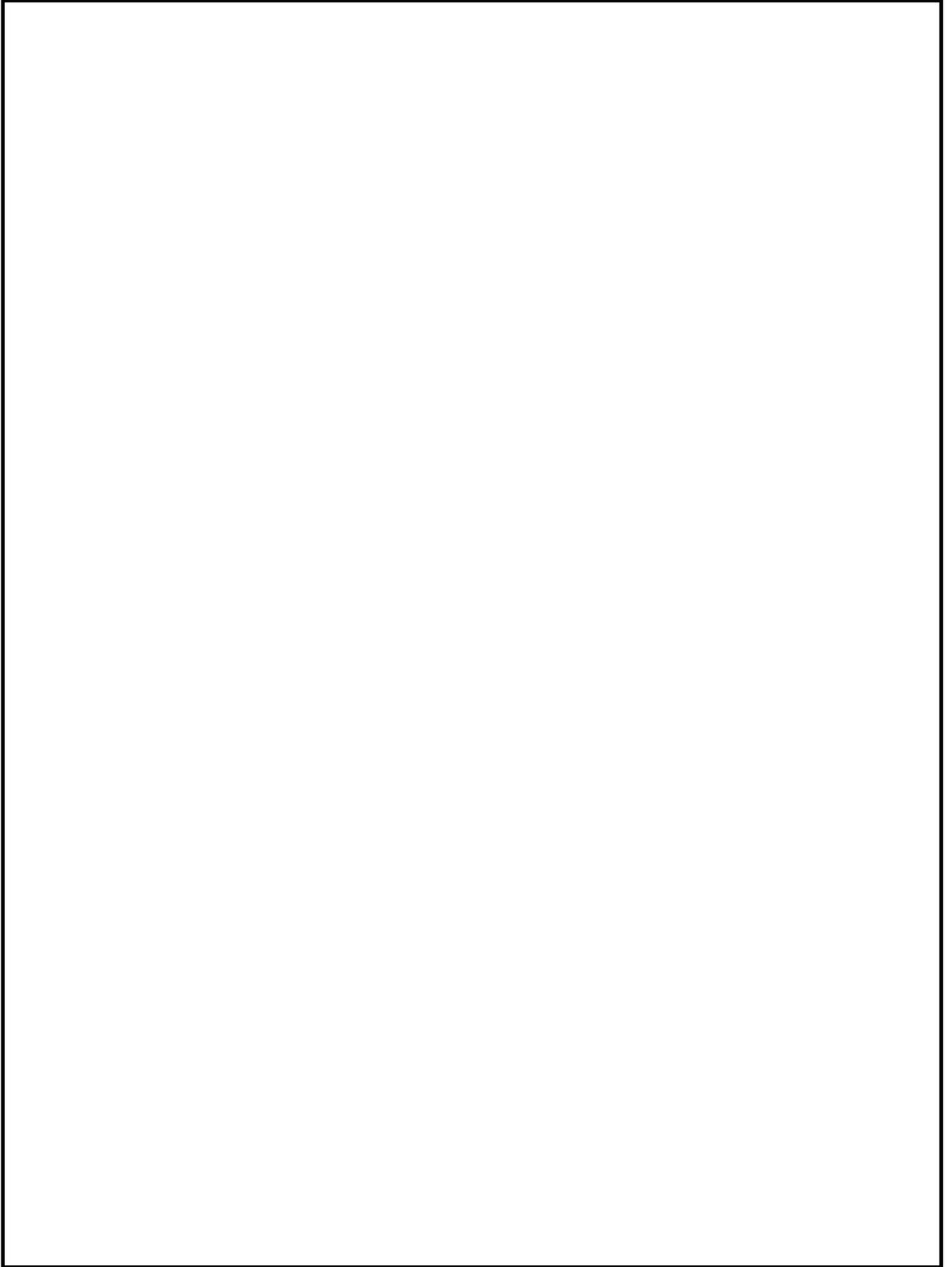


第48-56図 廃棄物処理建物 地上2階

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。

57-9-(48-56)r16

57補-385r16

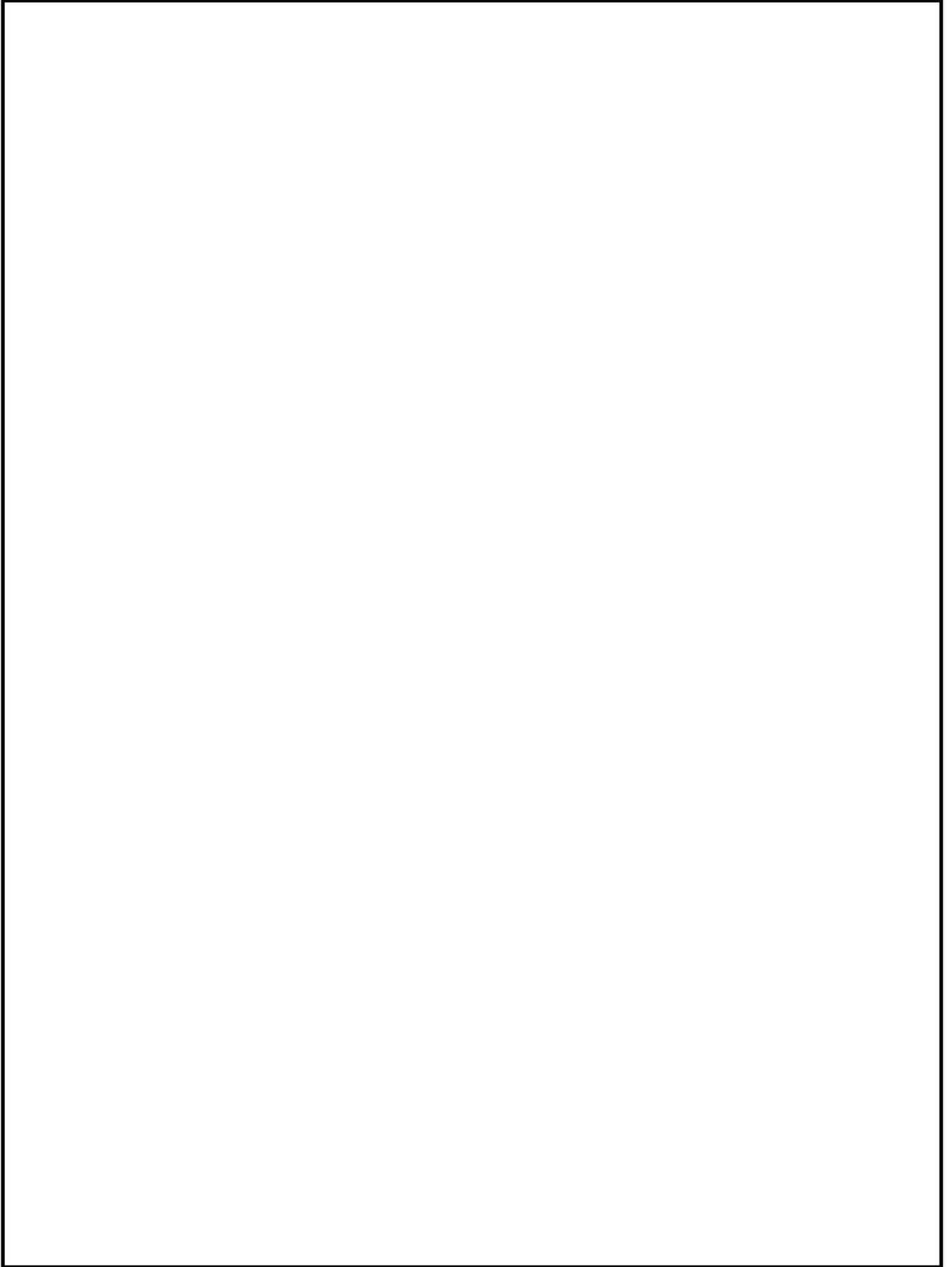


第48-57図 廃棄物処理建物 地上3階

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。

57-9-(48-57)r16

57補-386r16

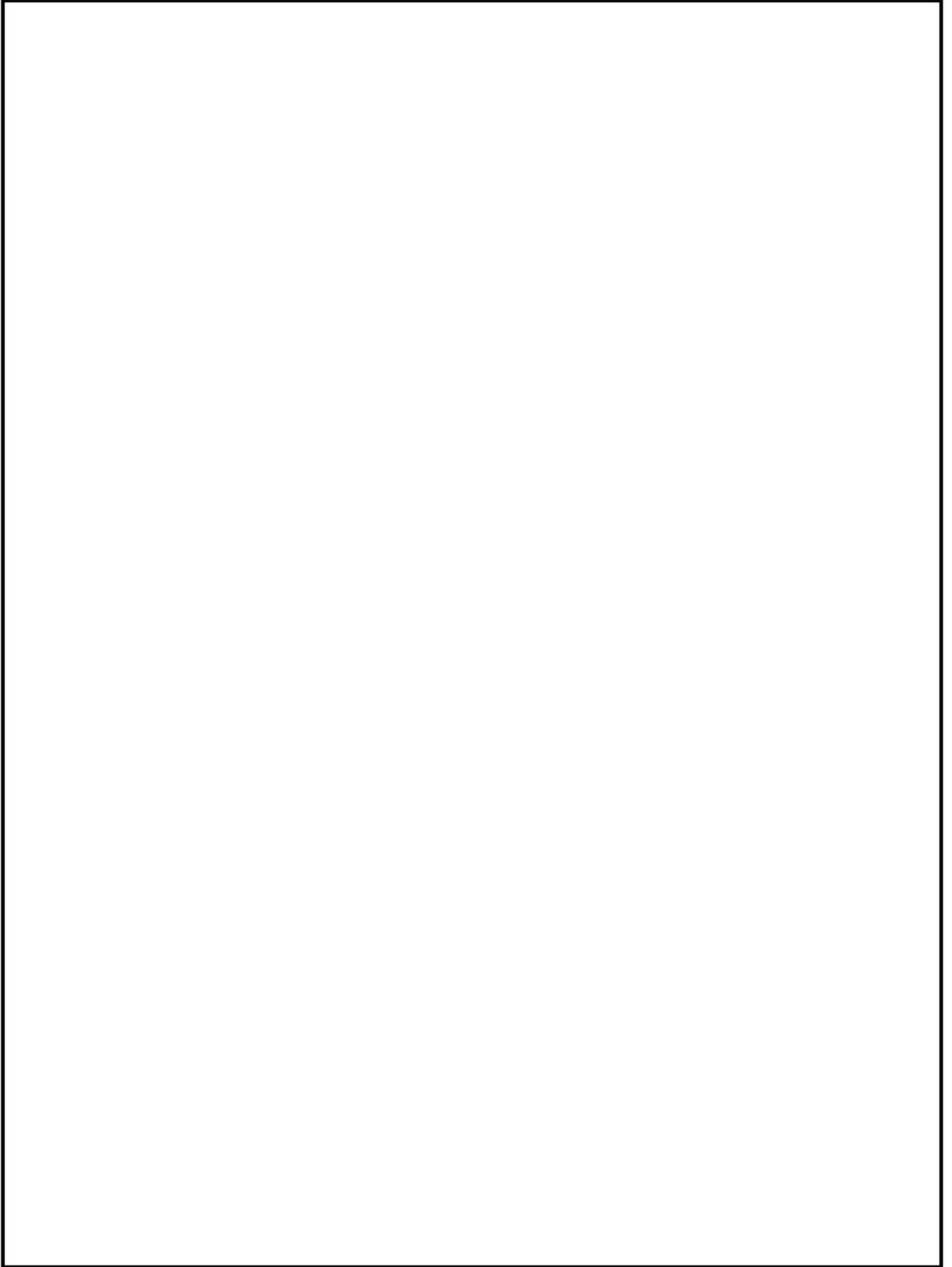


第48-58図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(48-58)r16

57補-387r16

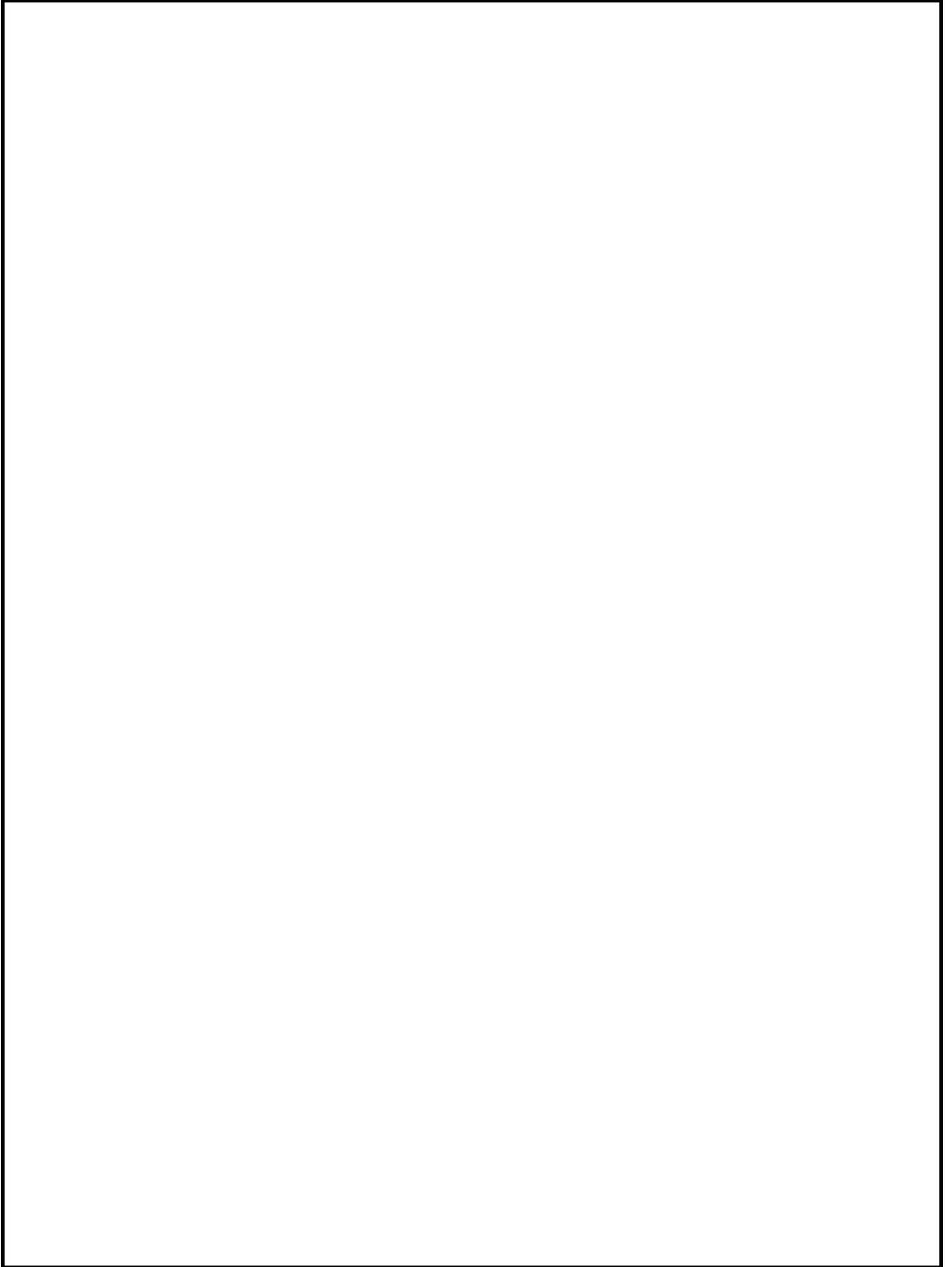


第48-59図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(48-59)r16

57補-388r16

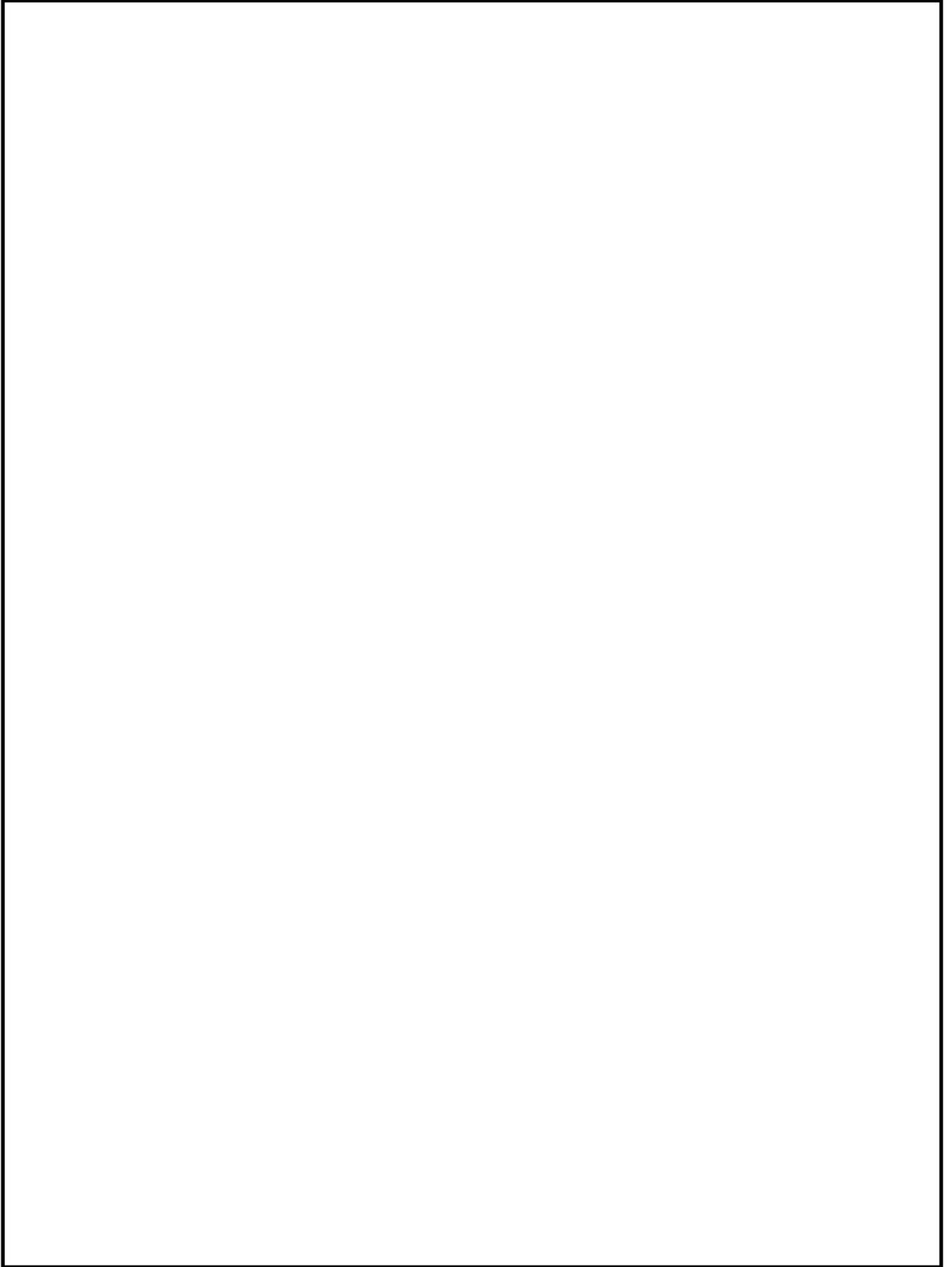


第49-1図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(49-1)r16

57補-389r16

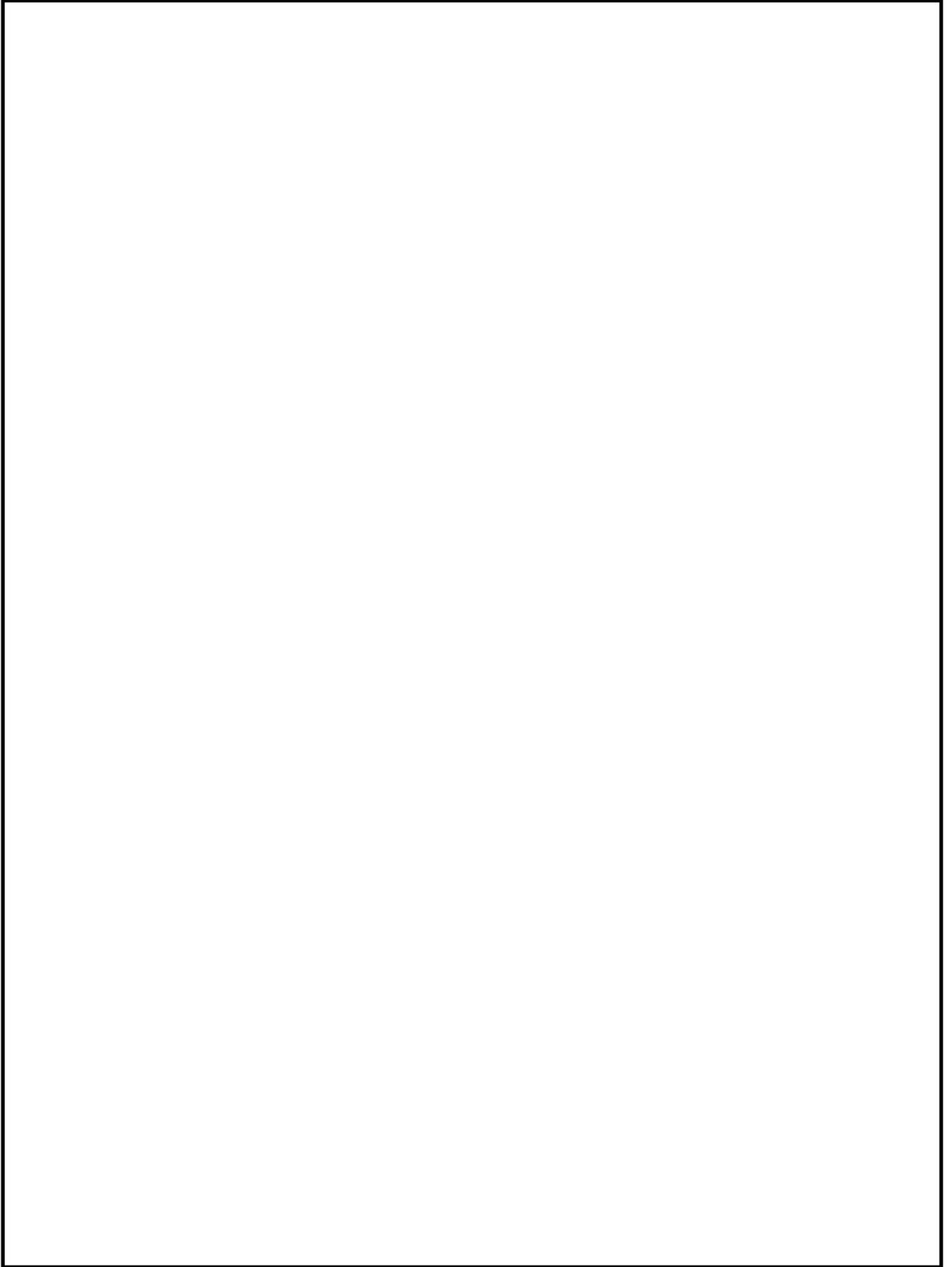


第49-2図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(49-2)r16

57補-390r16

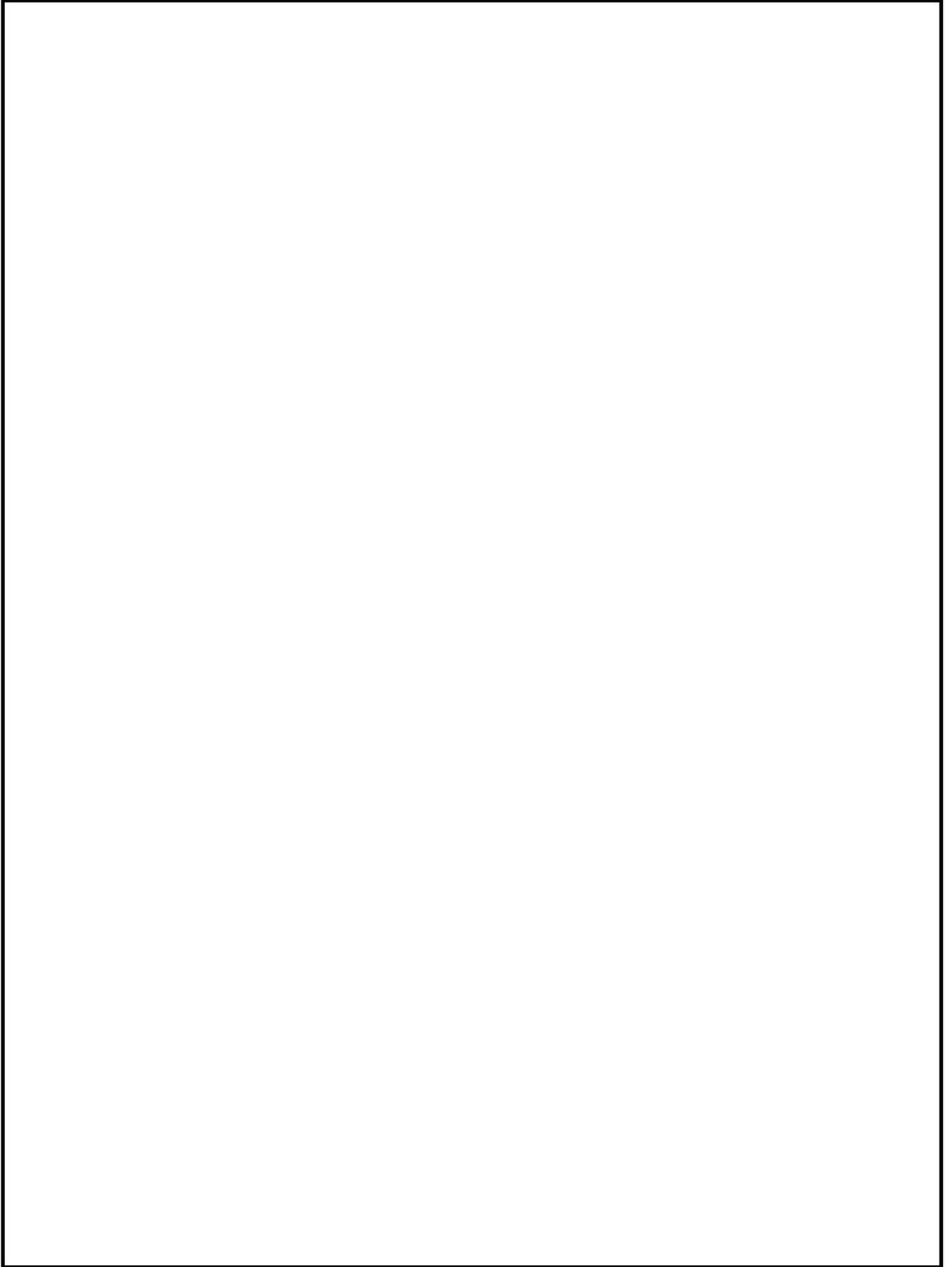


第49-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(49-3)r16

57補-391r16

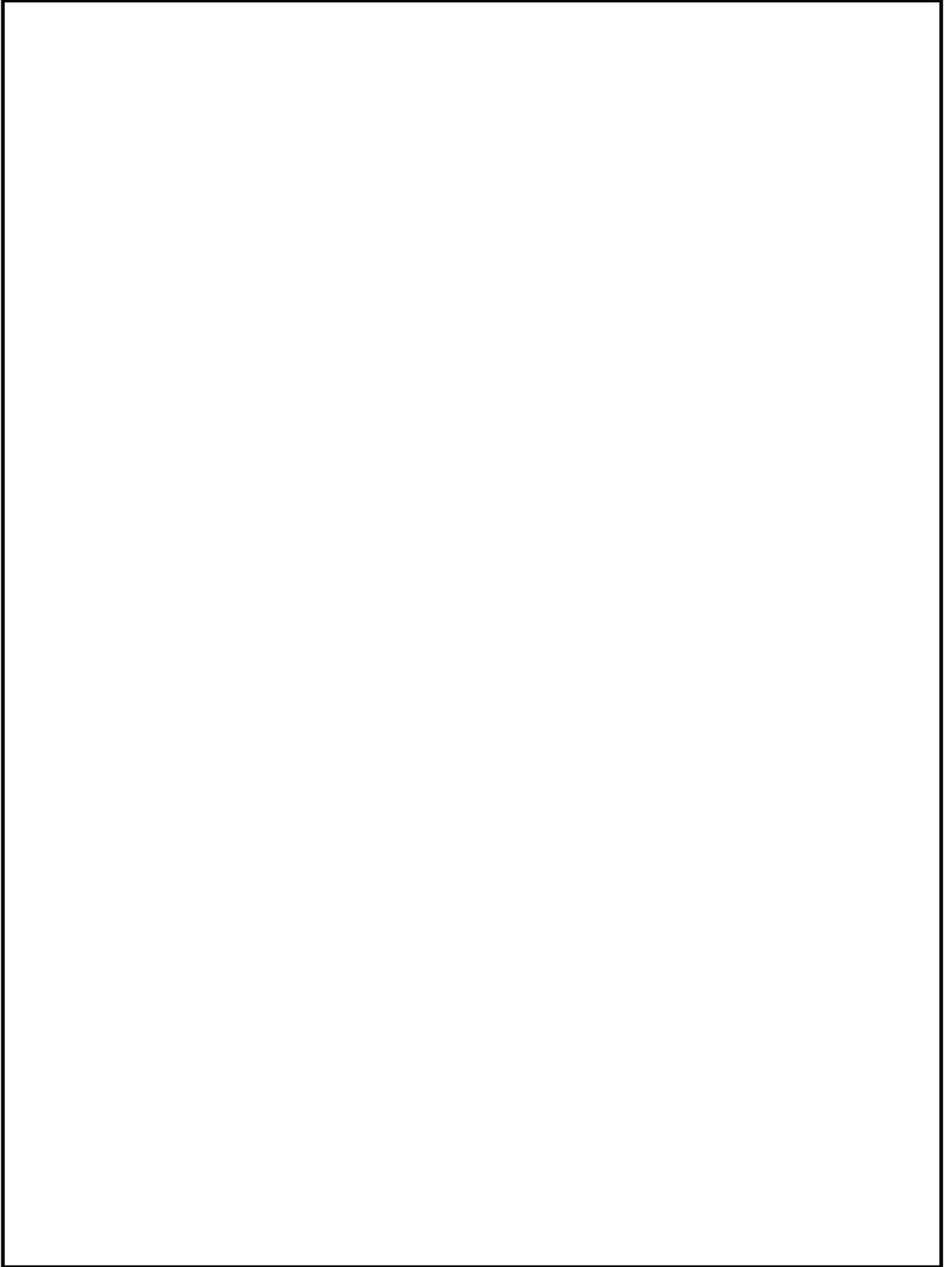


第49-4図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(49-4)r16

57補-392r16

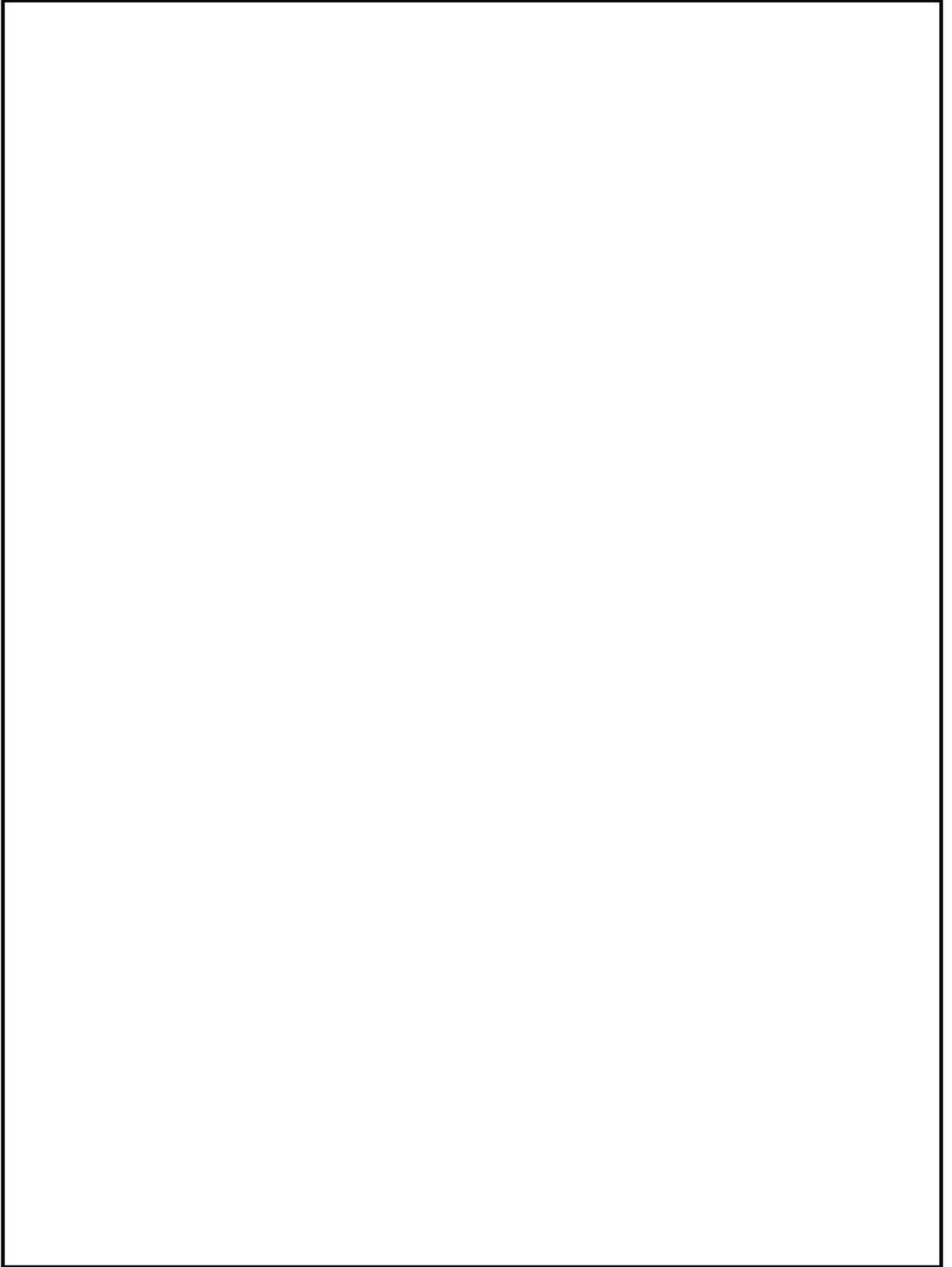


第49-5図 原子炉建物 地上中 2階

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。

57-9-(49-5)r16

57補-393r16

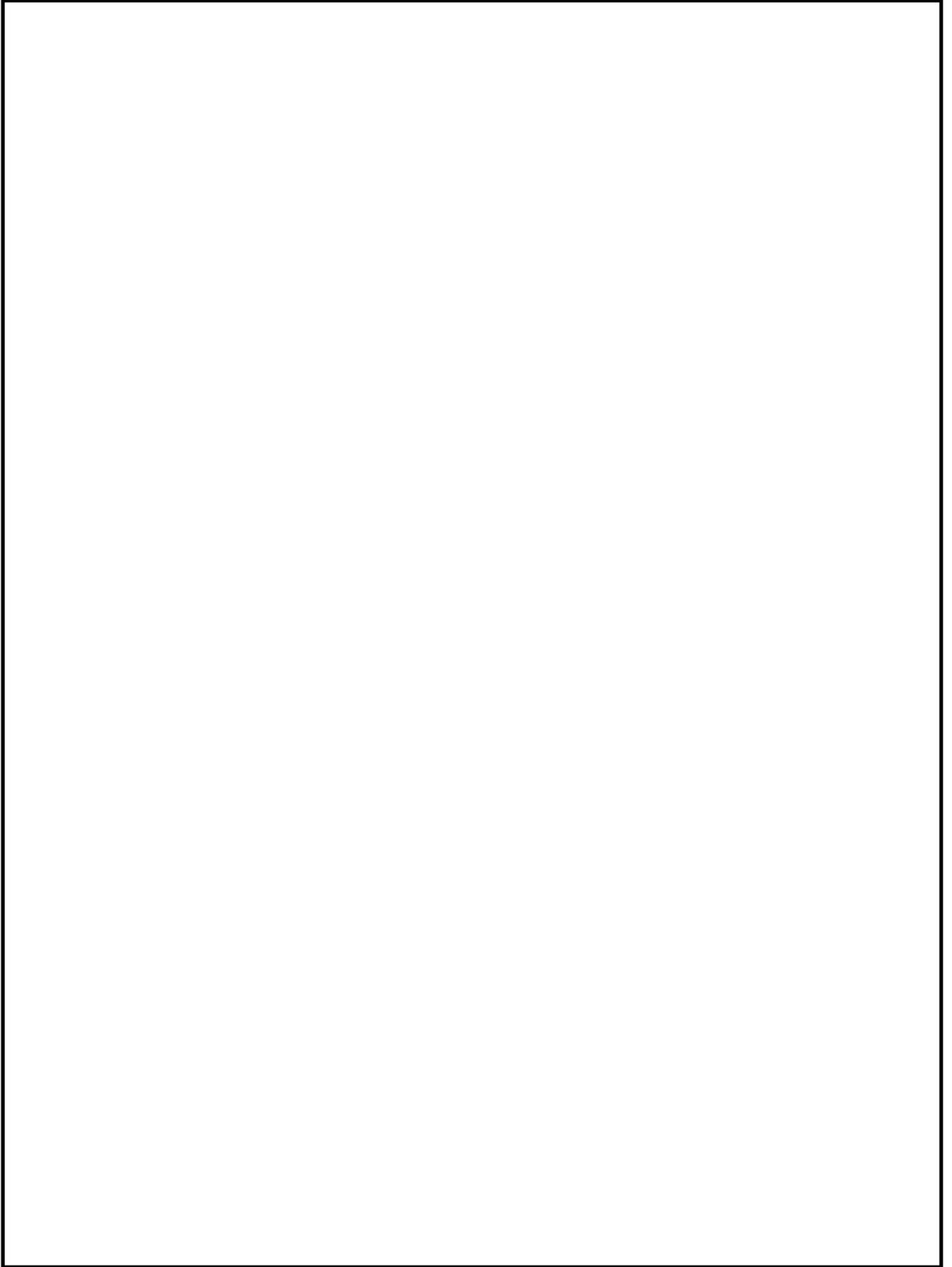


第49-6図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(49-6)r16

57補-394r16

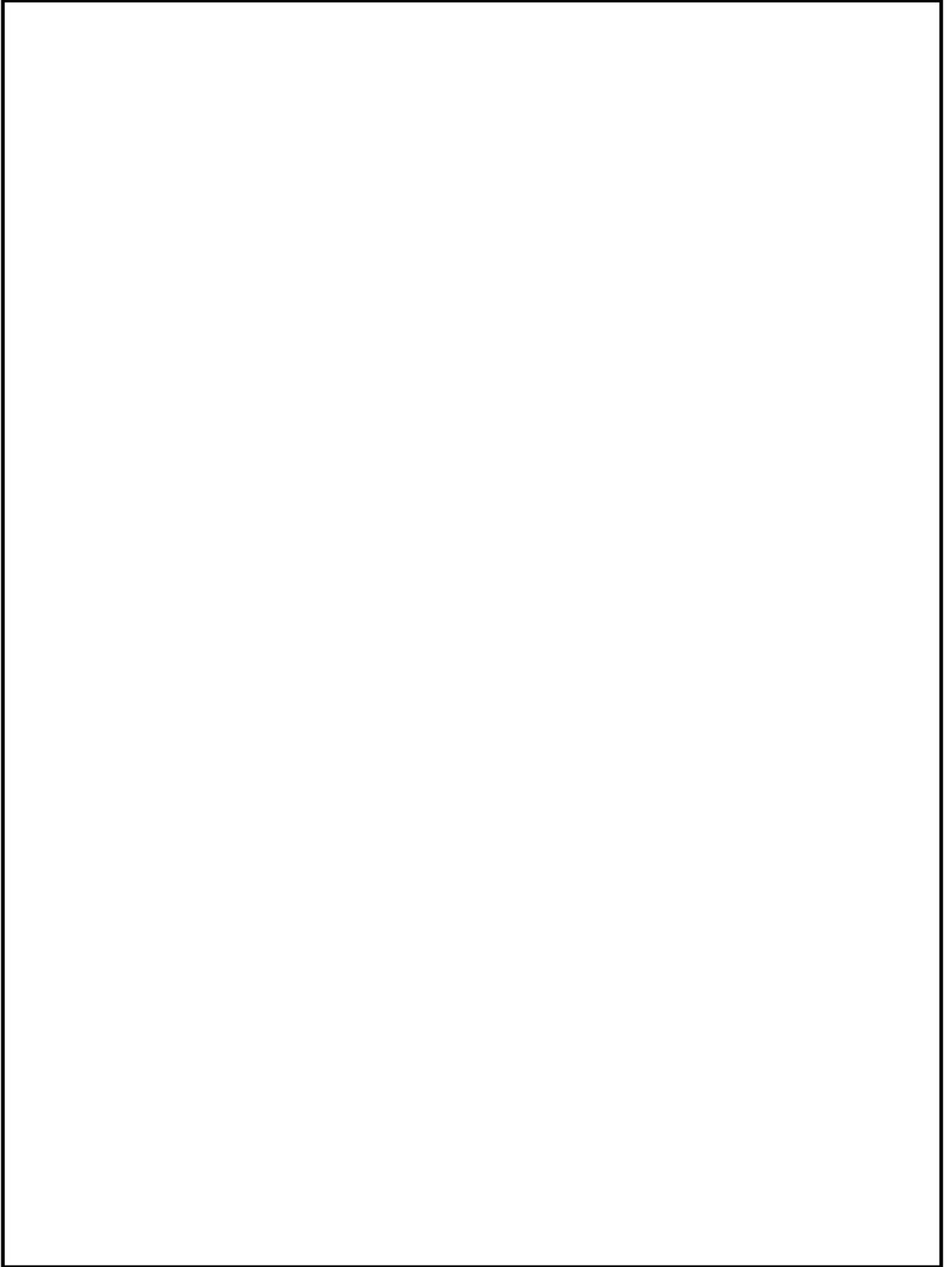


第49-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(49-7)r16

57補-395r16

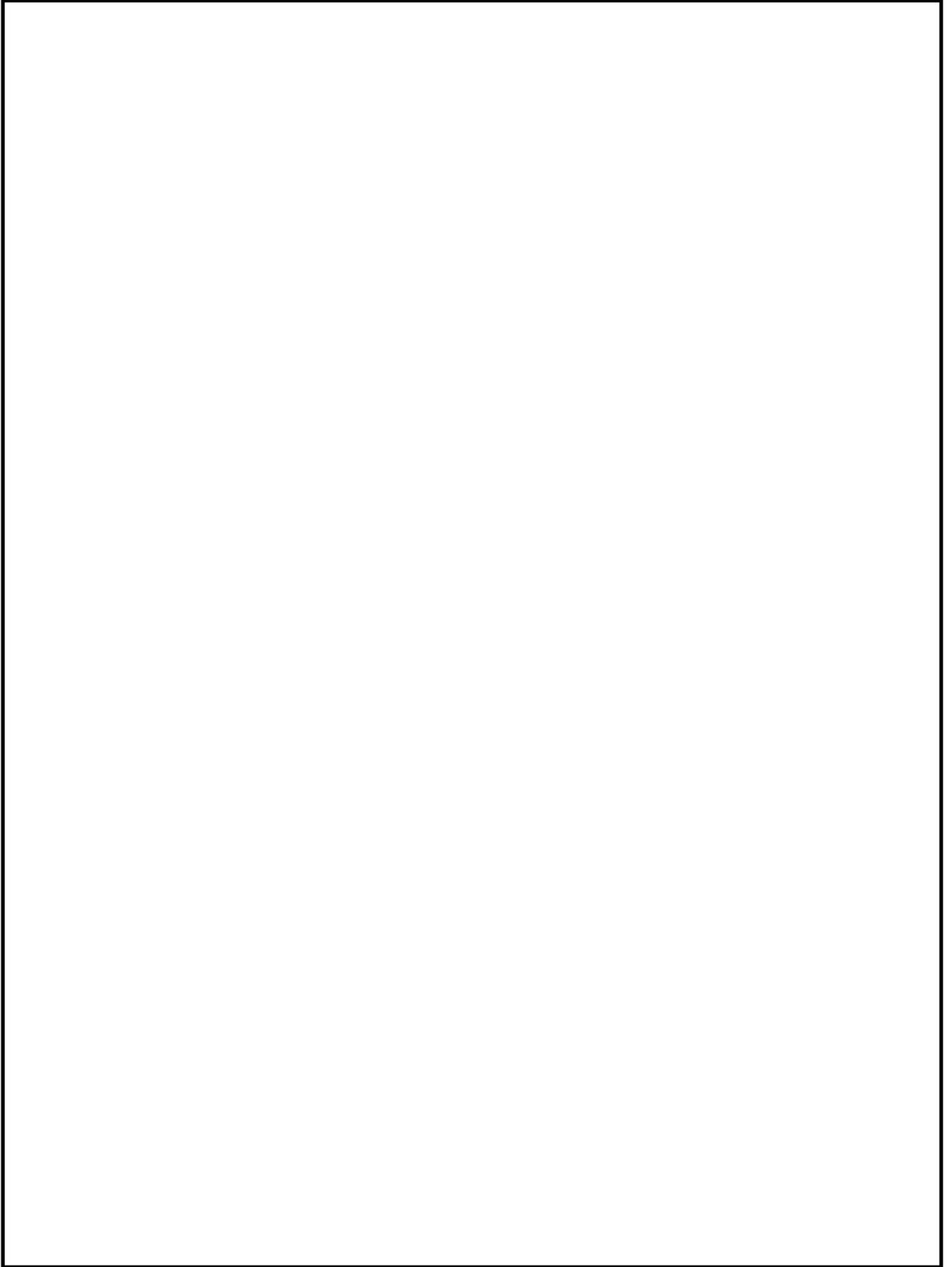


第49-8図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(49-8)r16

57補-396r16

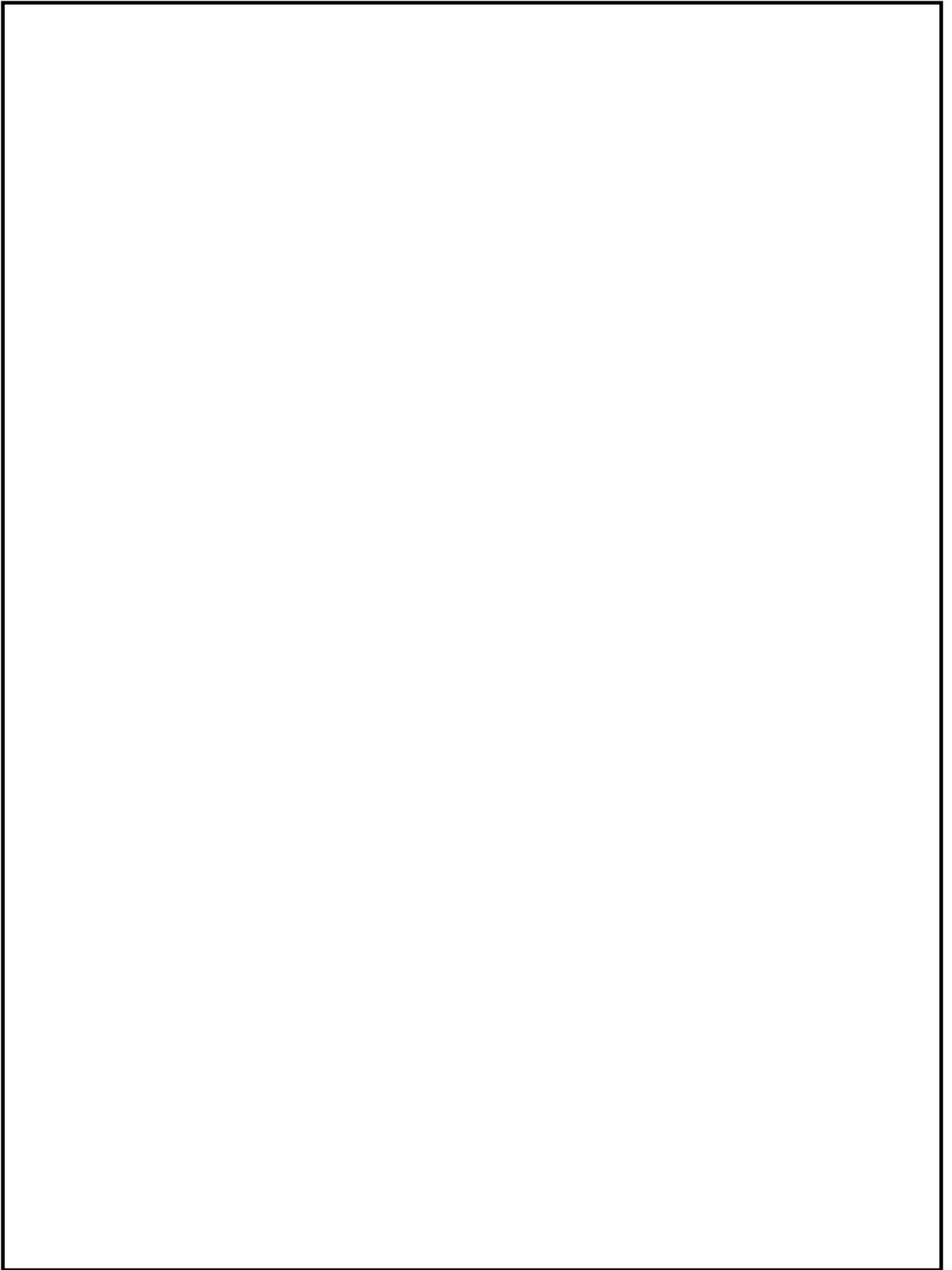


第49-9図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(49-9)r16

57補-397r16

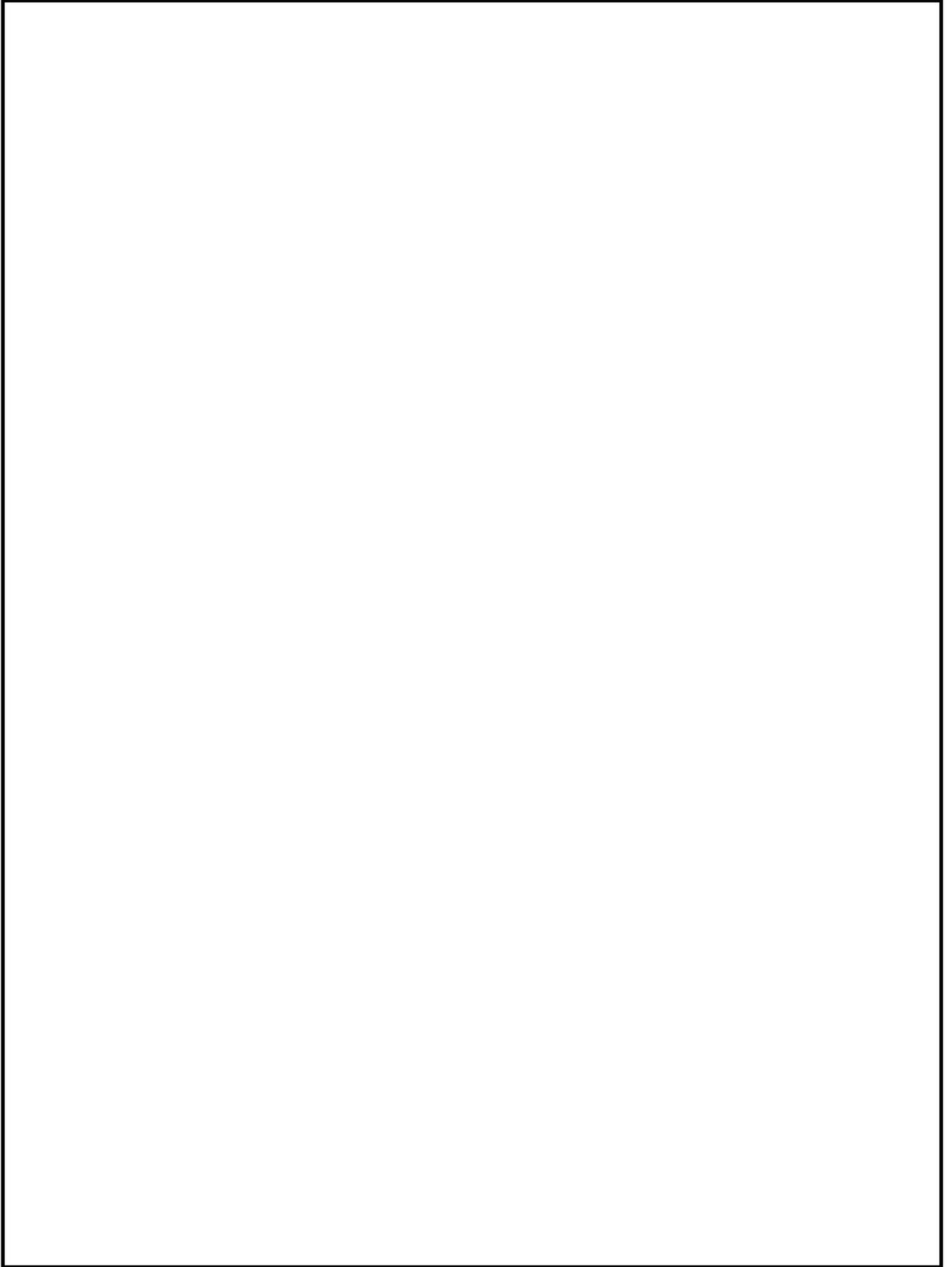


第49-10図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(49-10)r16

57補-398r16

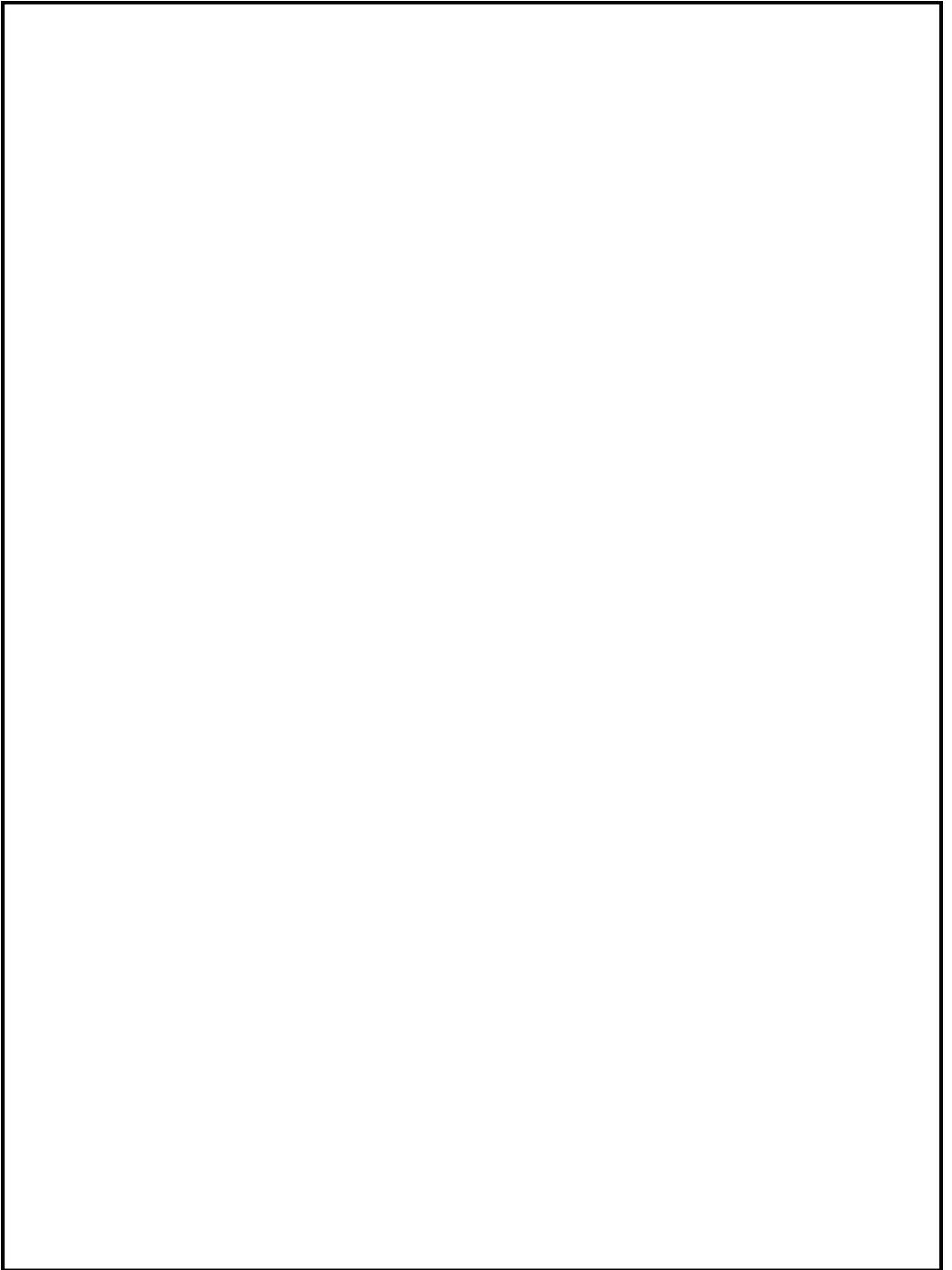


第49-11図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(49-11)r16

57補-399r16

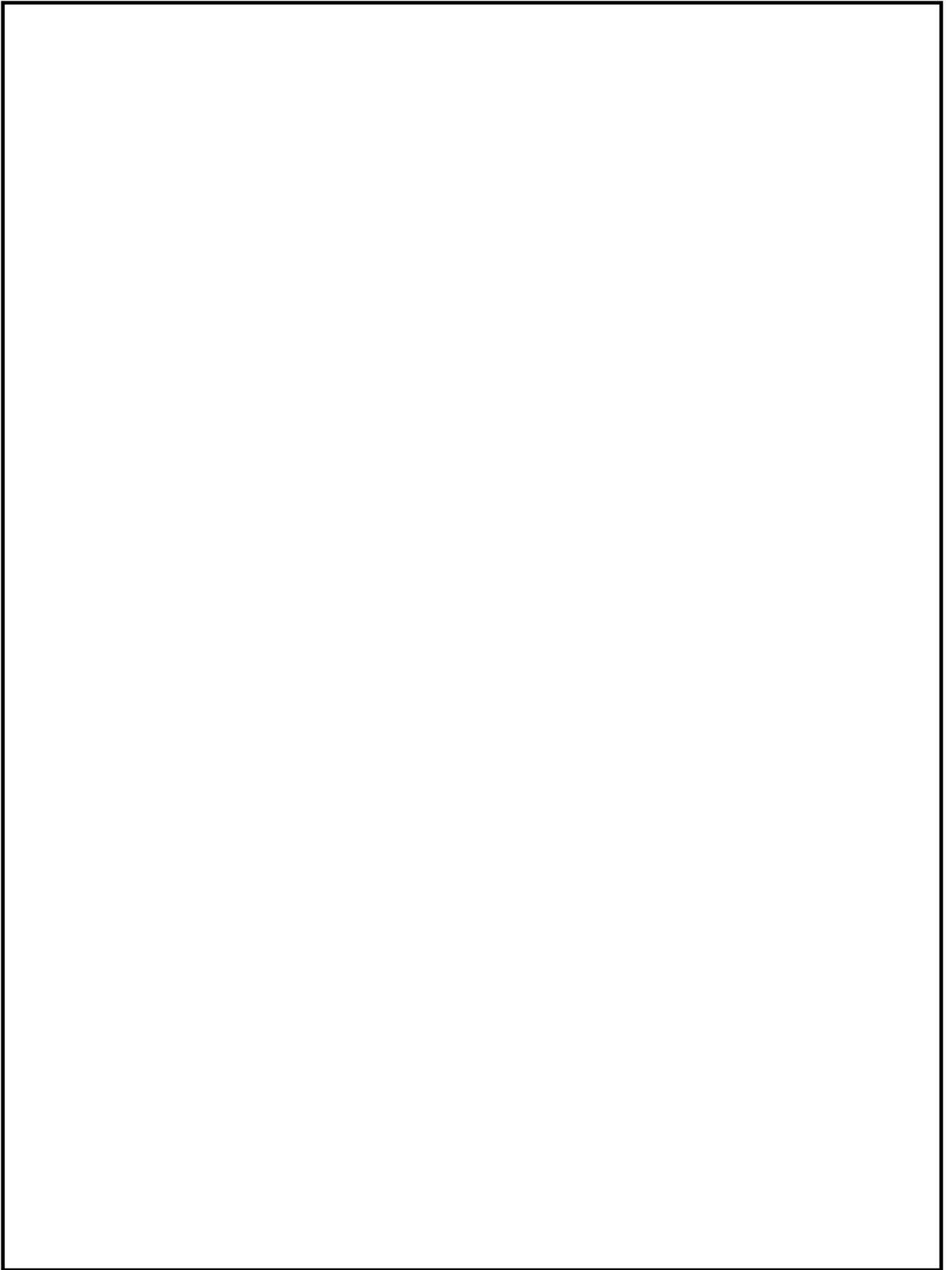


第49-12図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(49-12)r16

57補-400r16

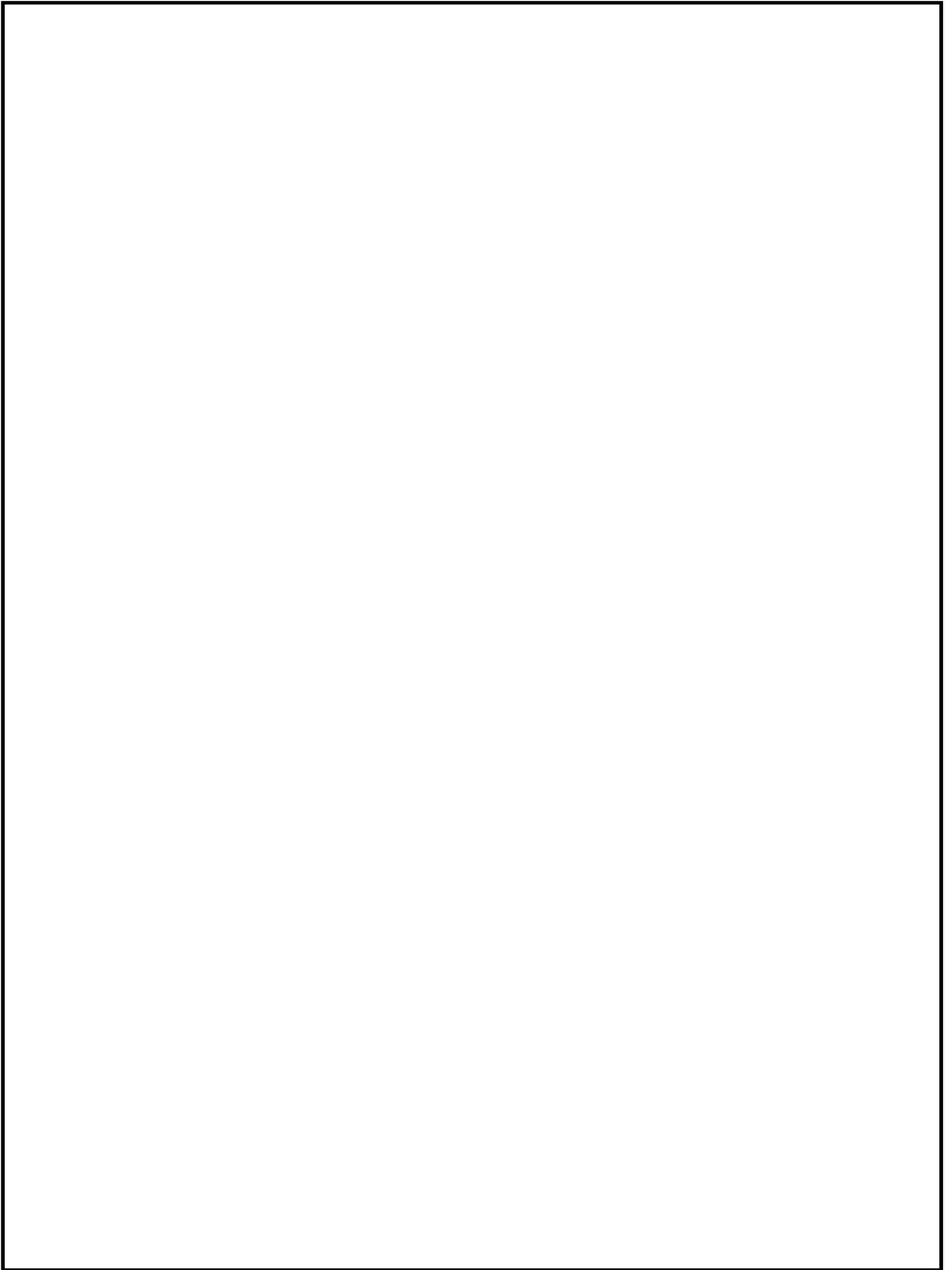


第49-13図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(49-13)r16

57補-401r16

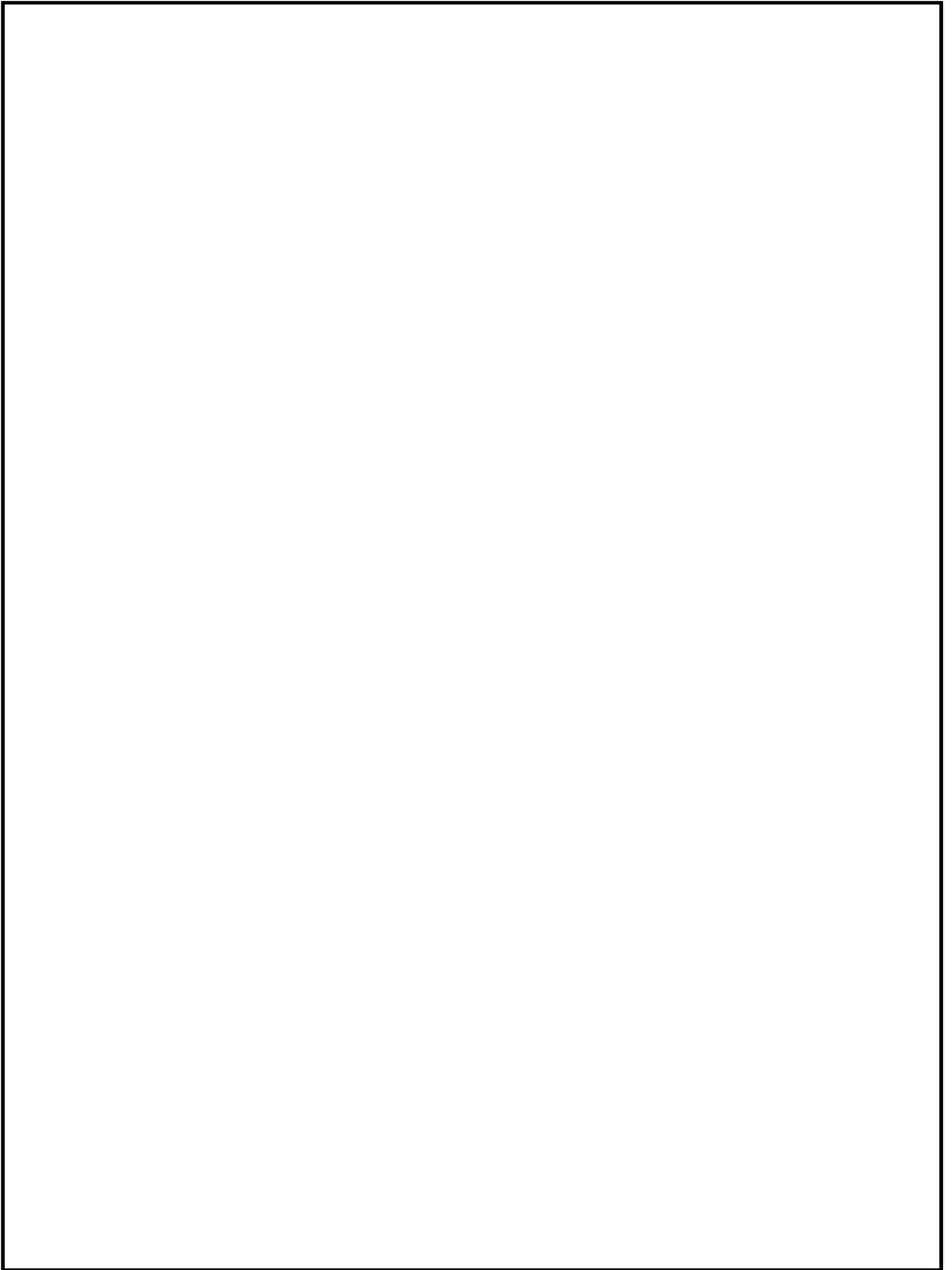


第49-14図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(49-14)r16

57補-402r16

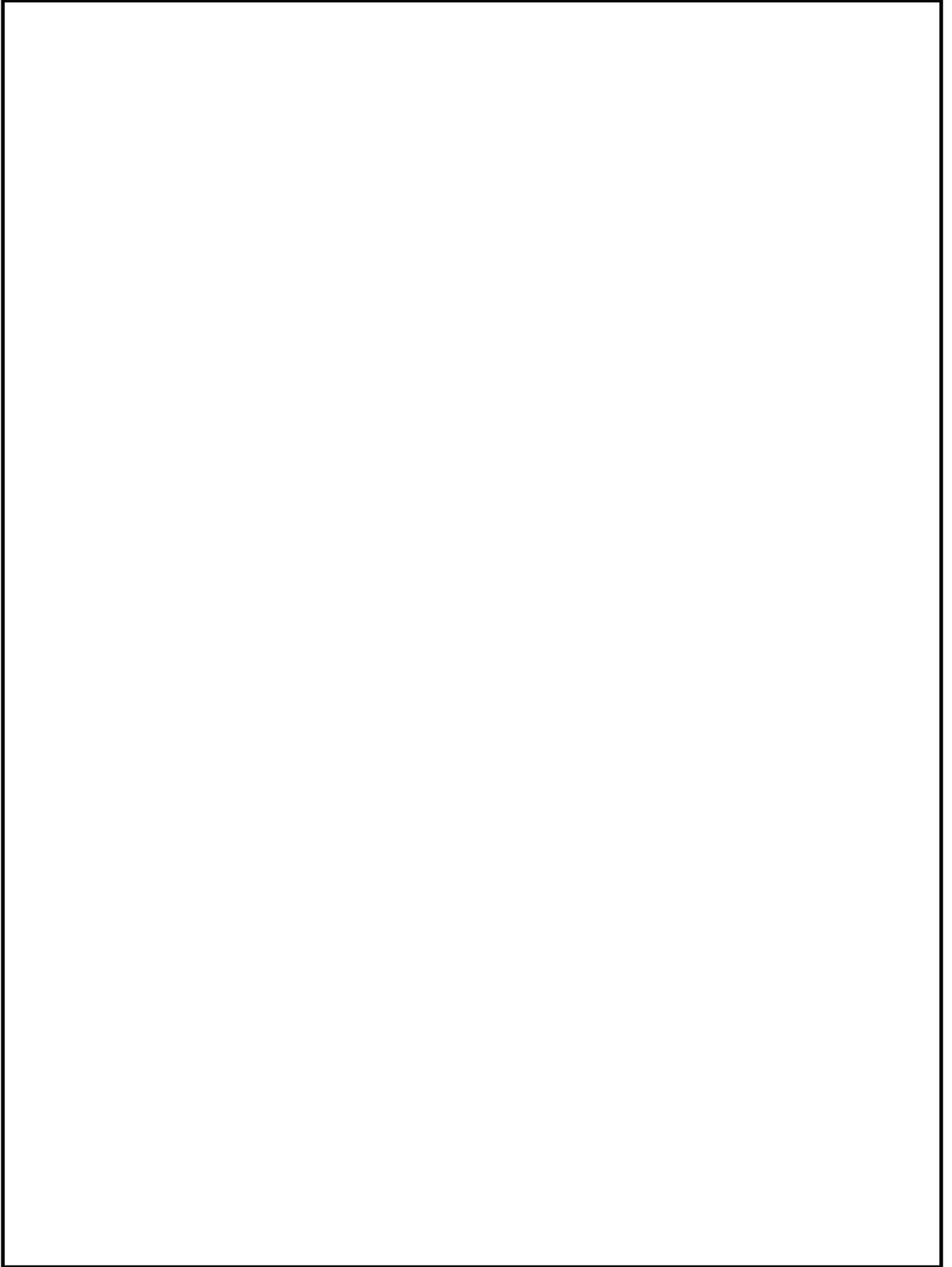


第49-15図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(49-15)r16

57補-403r16

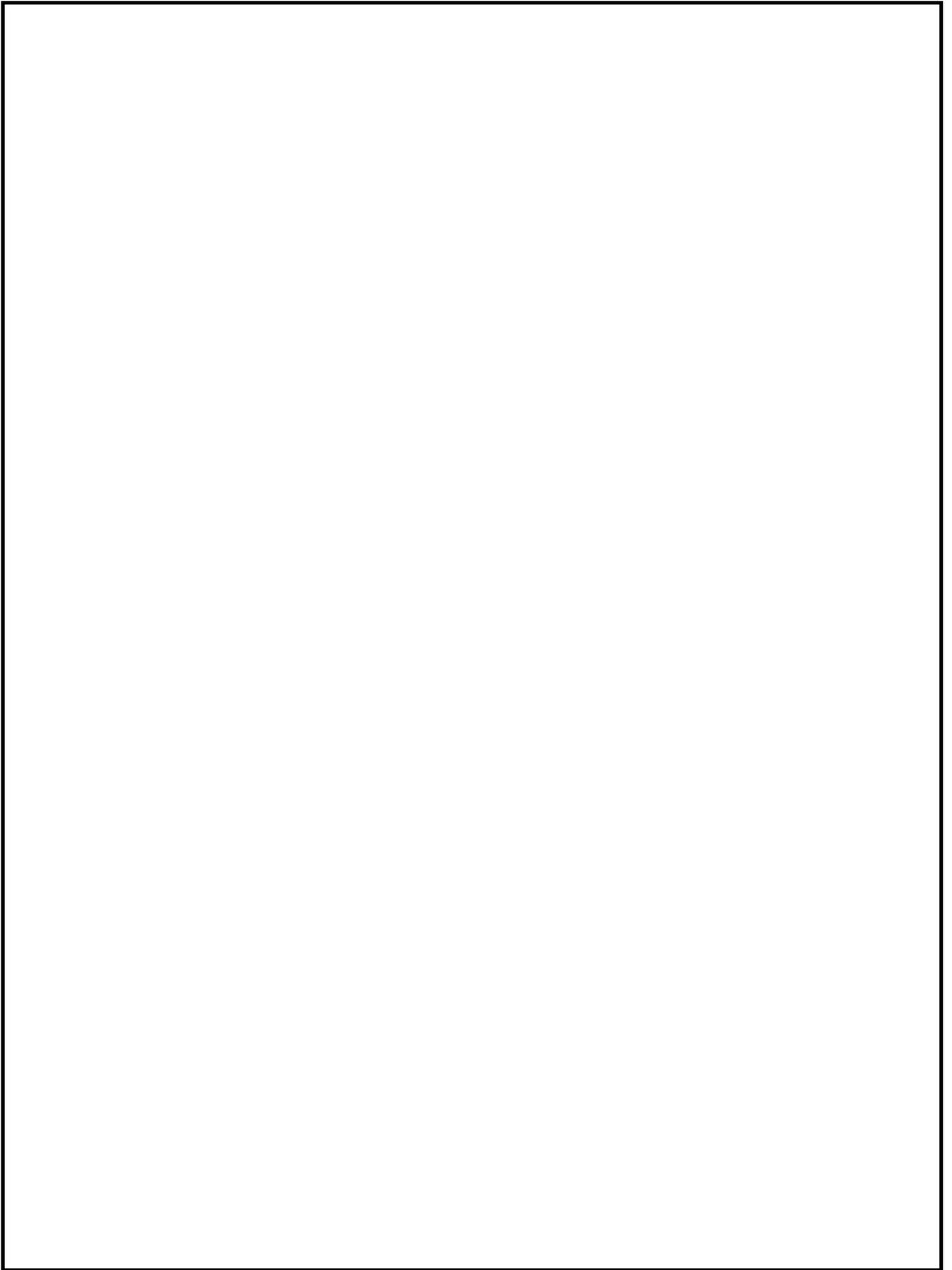


第49-16図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(49-16)r16

57補-404r16

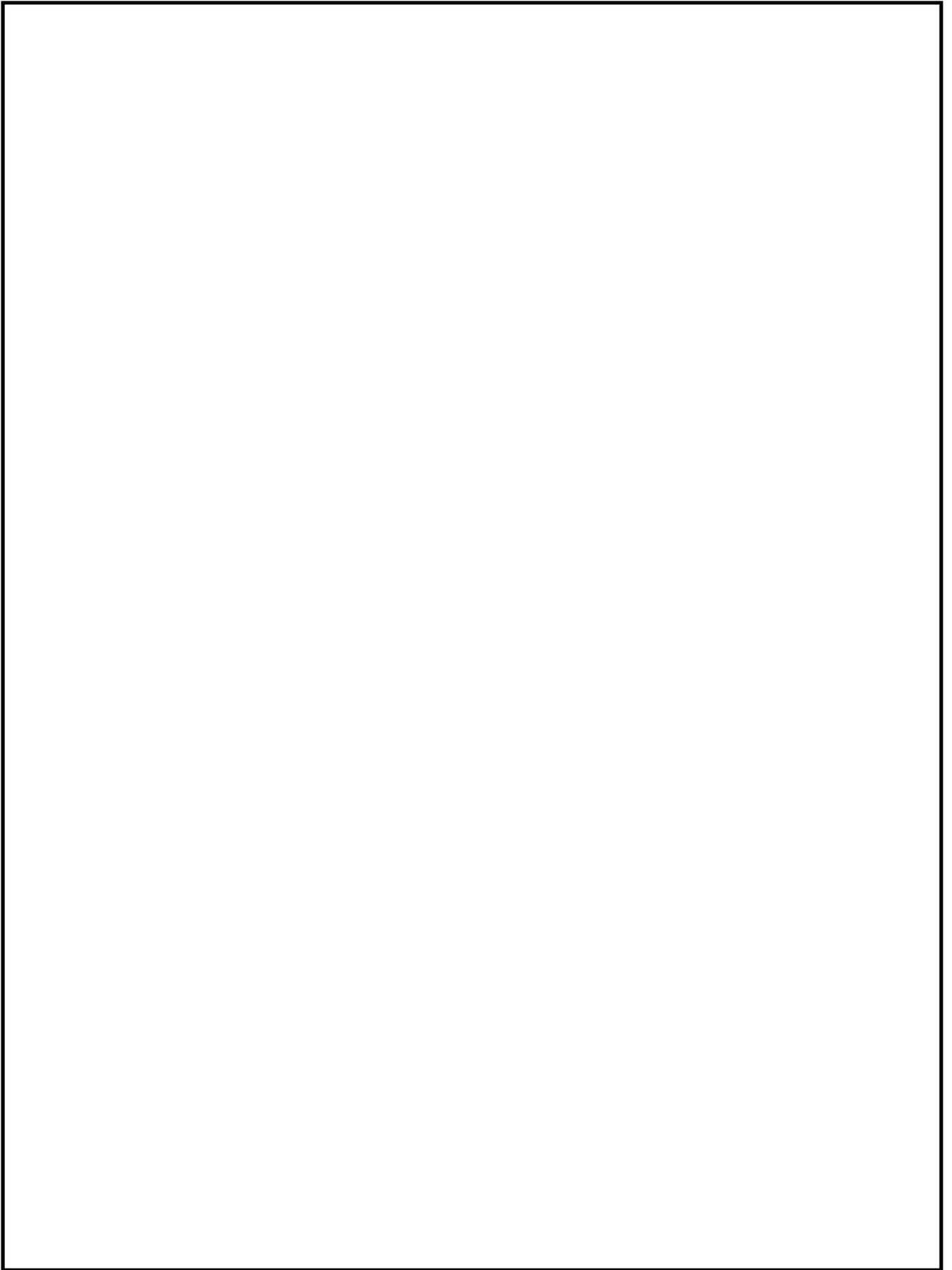


第49-17図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(49-17)r16

57補-405r16

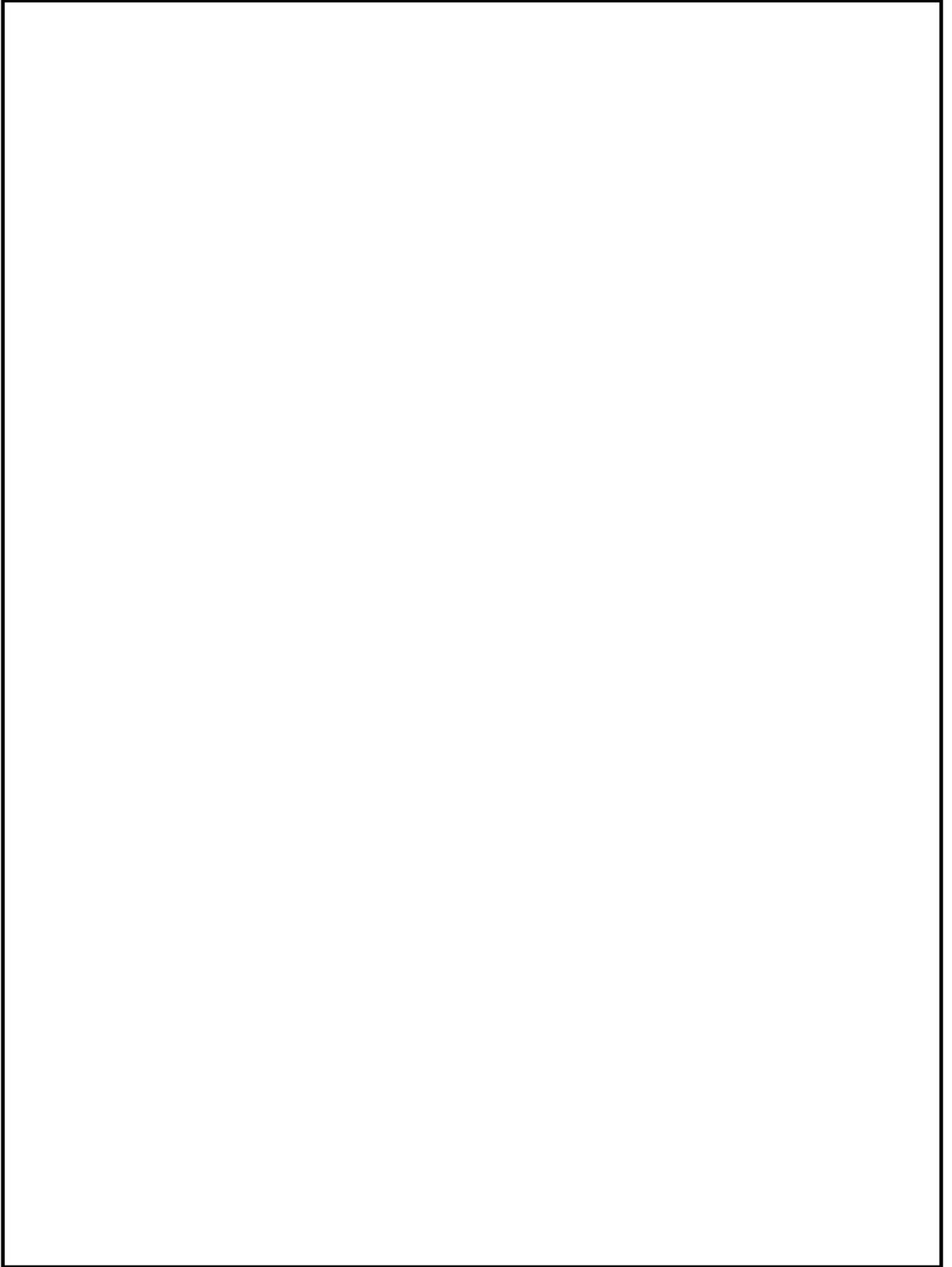


第49-18図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(49-18)r16

57補-406r16

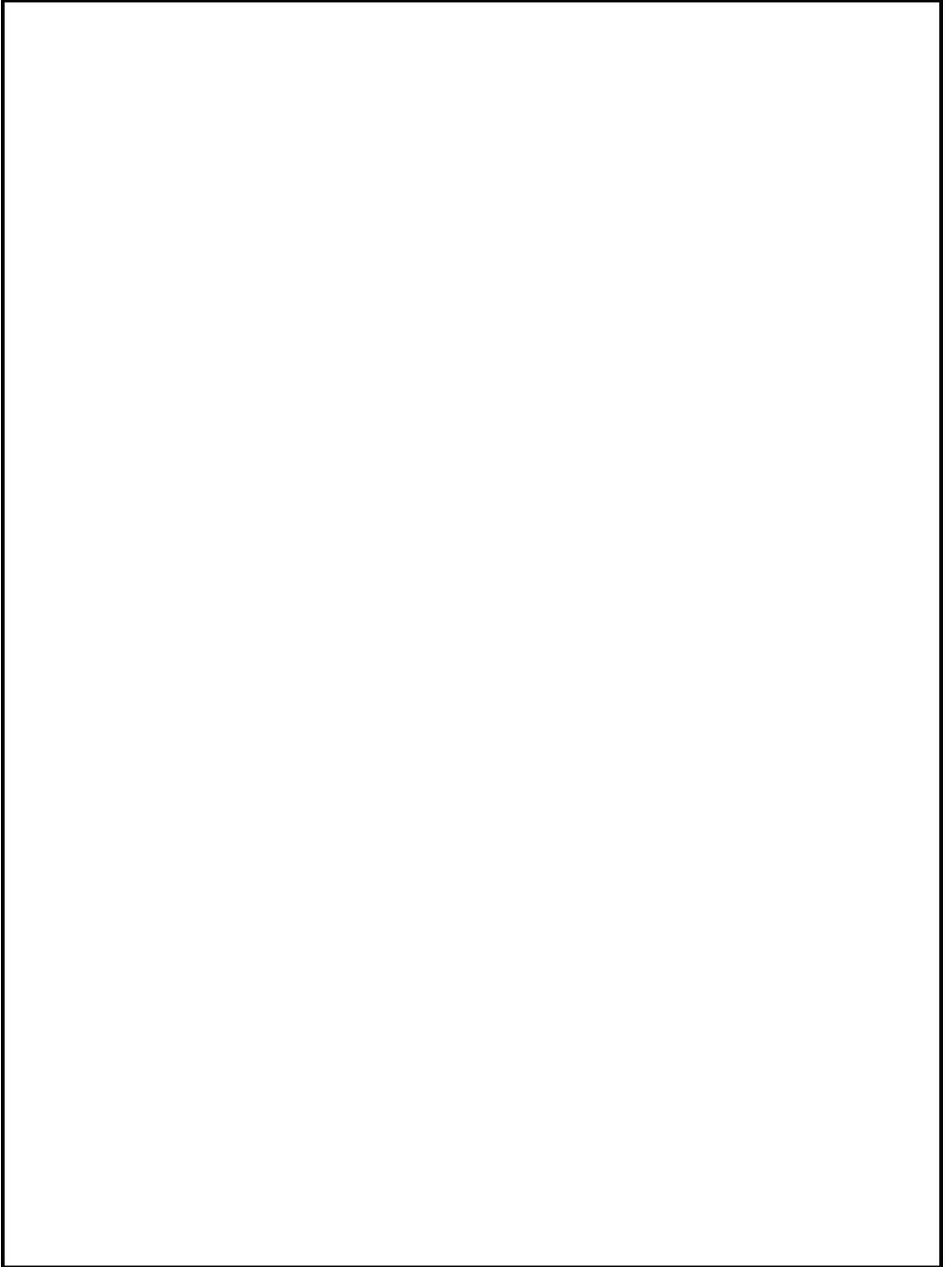


第49-19図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(49-19)r16

57補-407r16

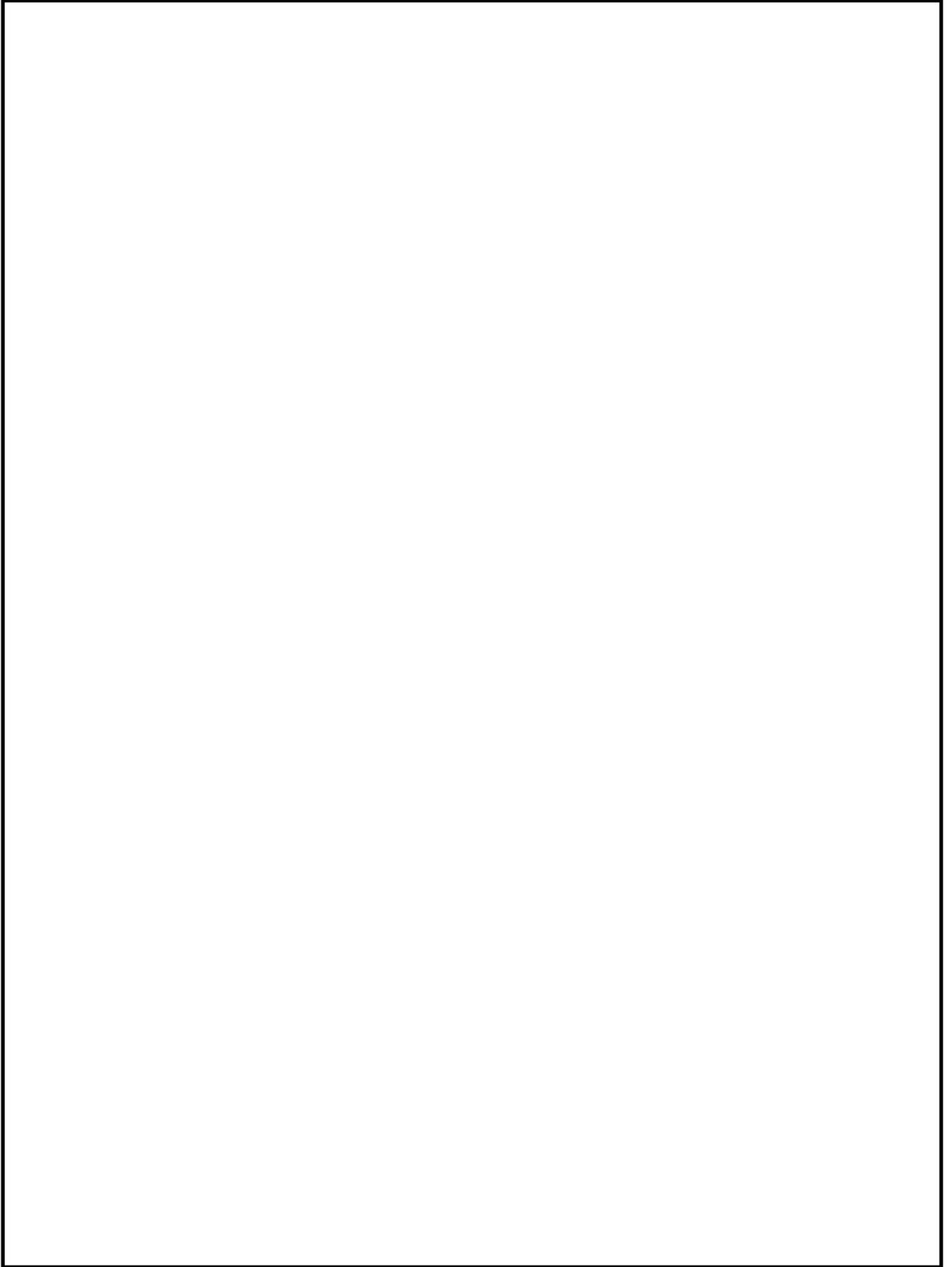


第49-20図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(49-20)r16

57補-408r16

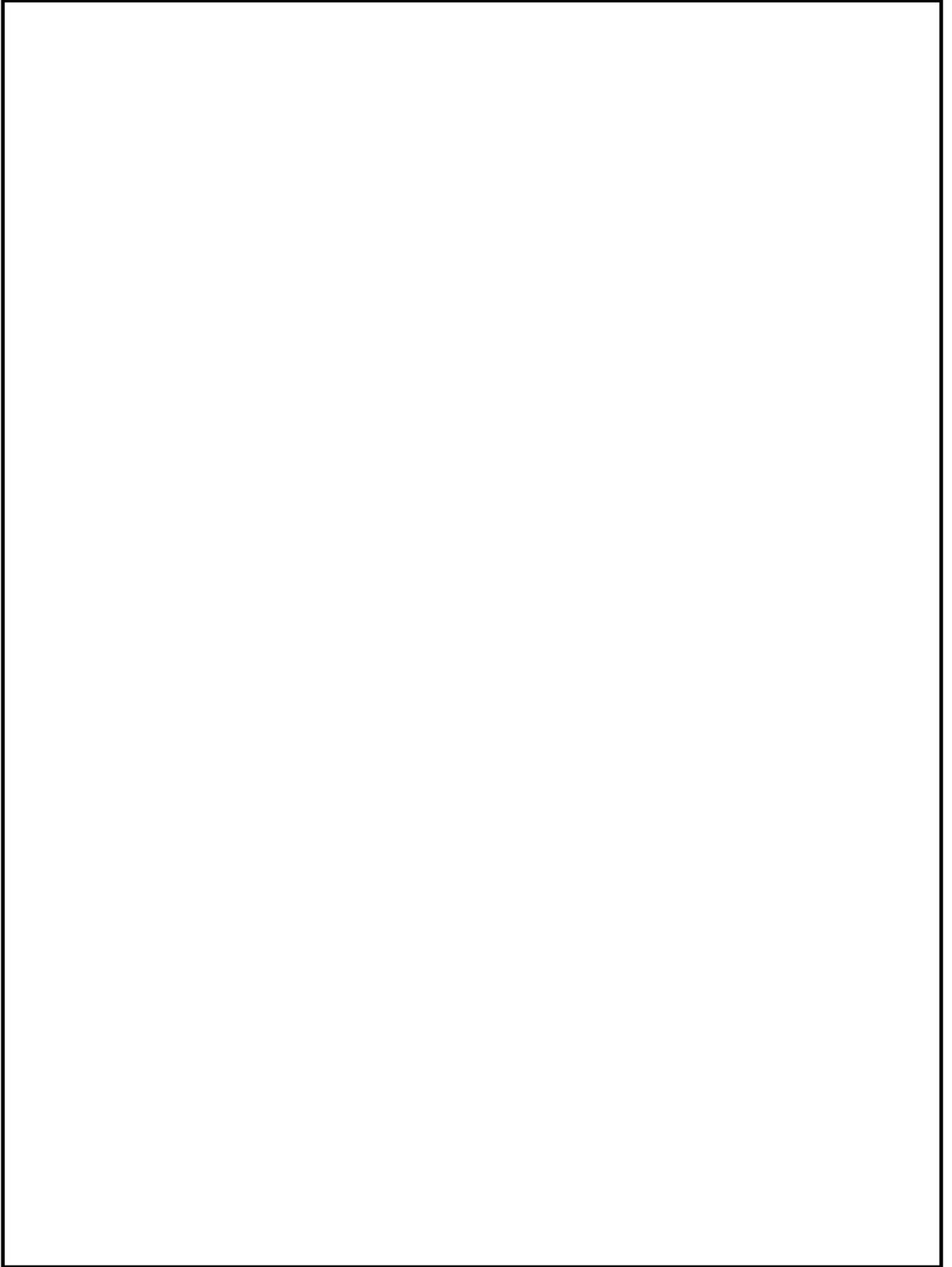


第49-21図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(49-21)r16

57補-409r16

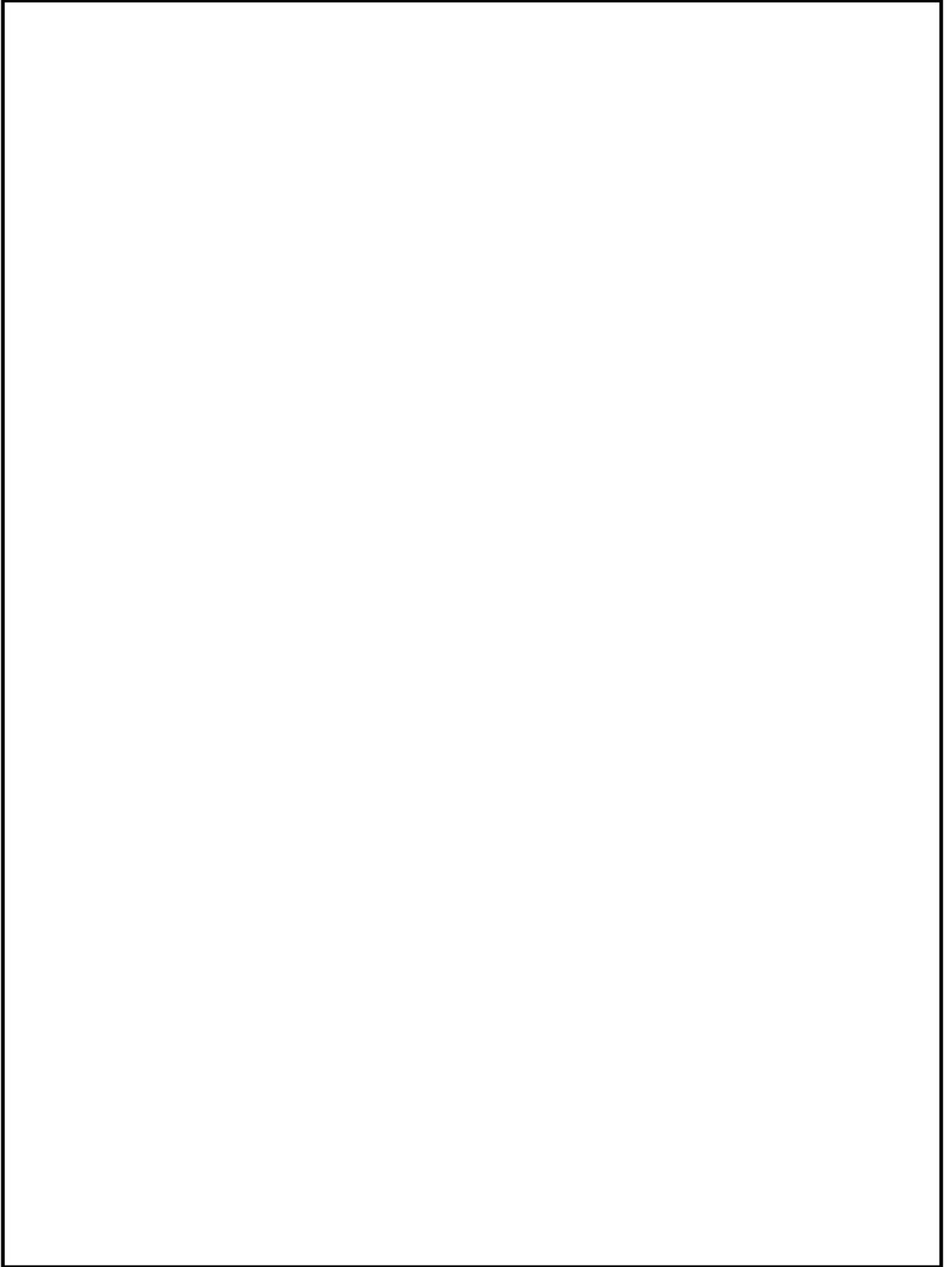


第49-22図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(49-22)r16

57補-410r16

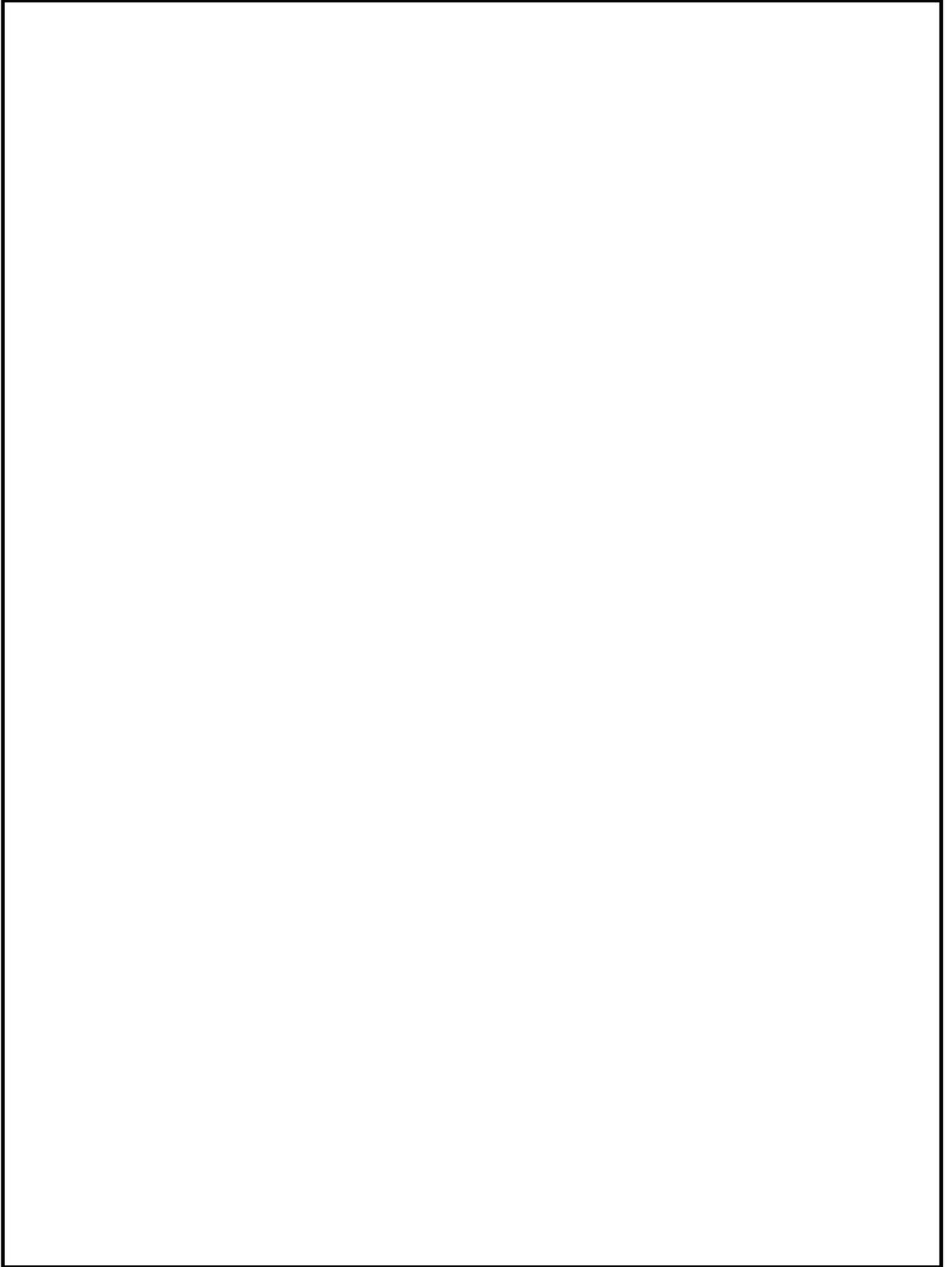


第49-23図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(49-23)r16

57補-411r16

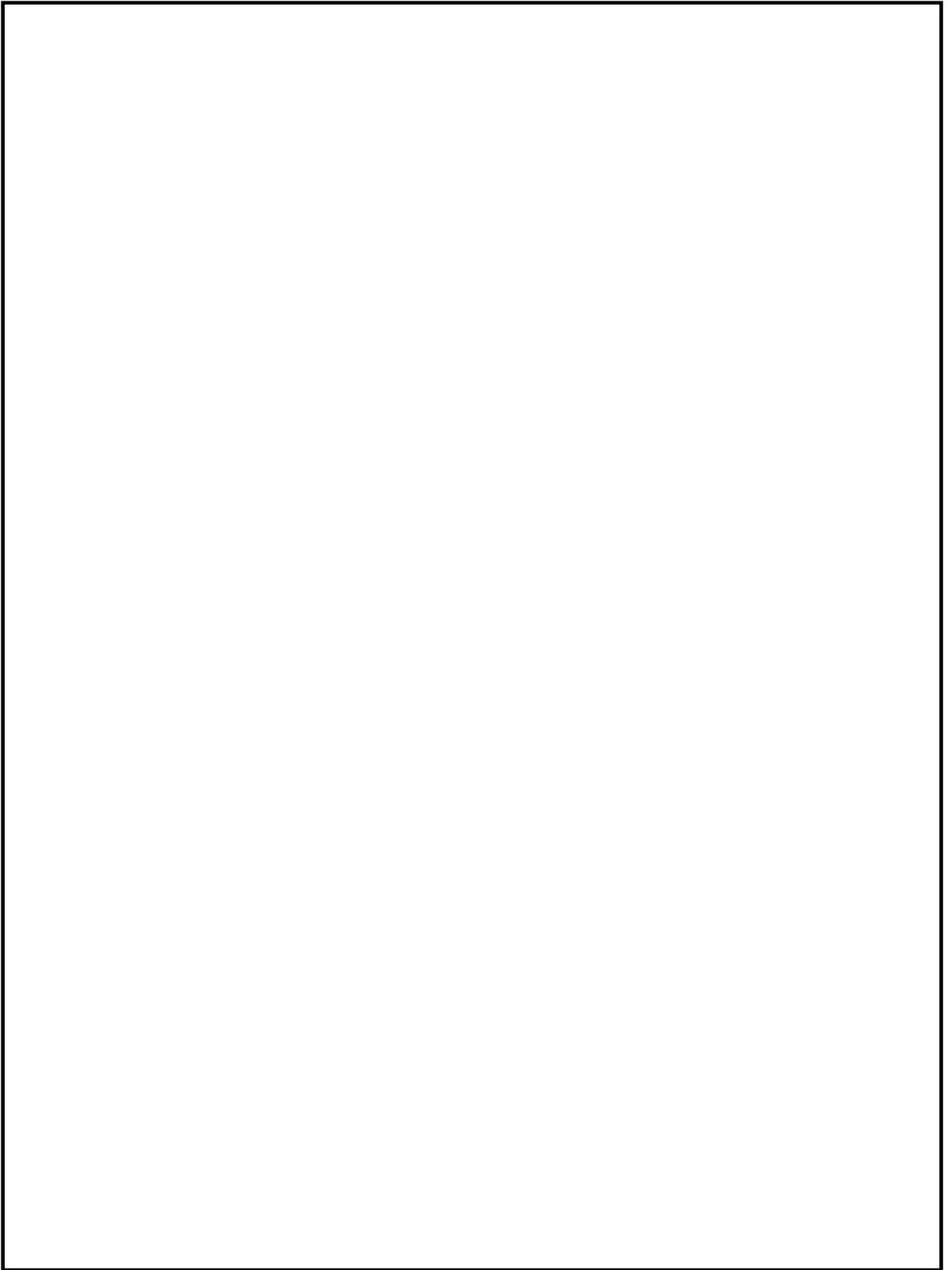


第49-24図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(49-24)r16

57補-412r16

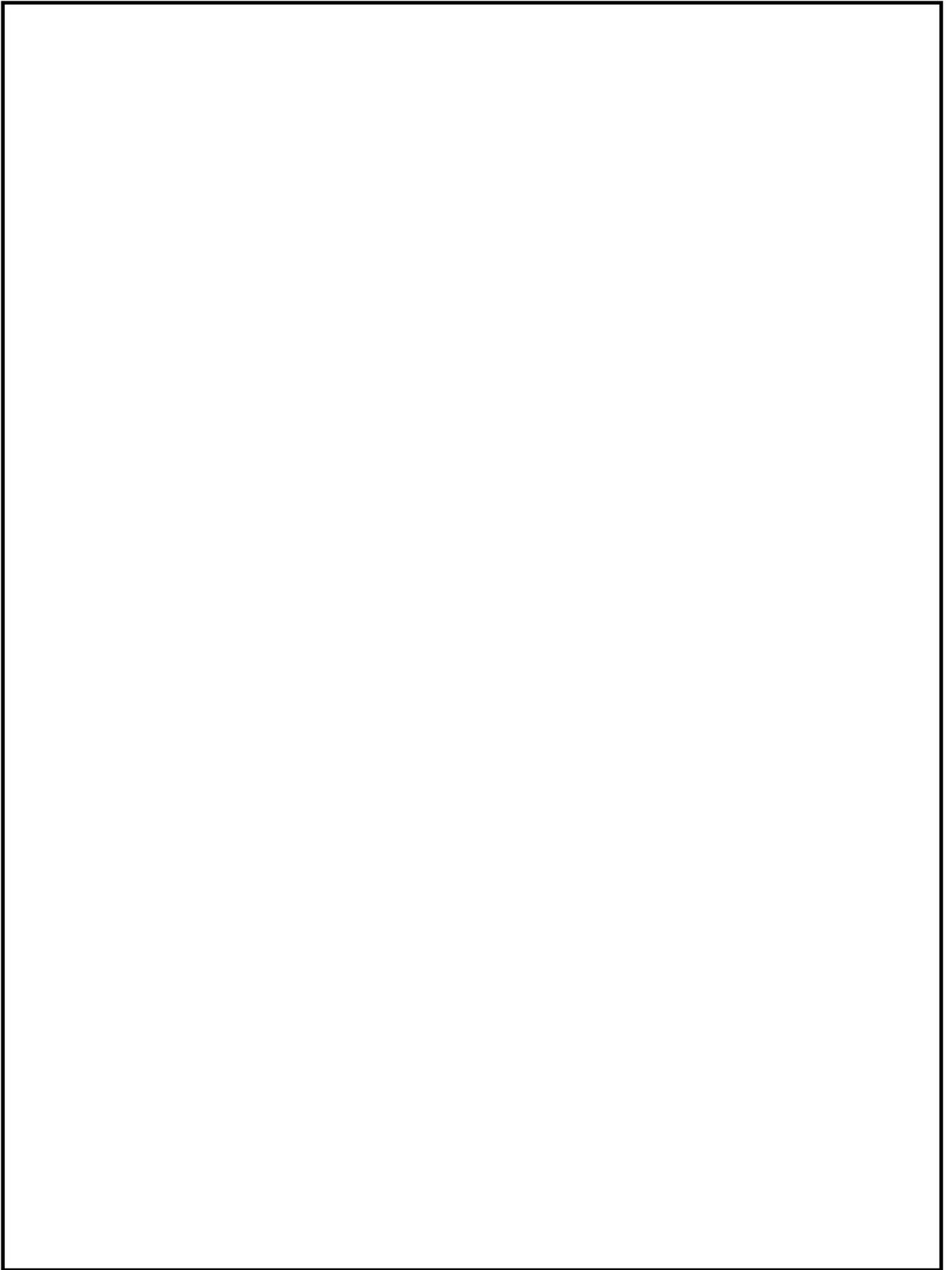


第49-25図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(49-25)r16

57補-413r16

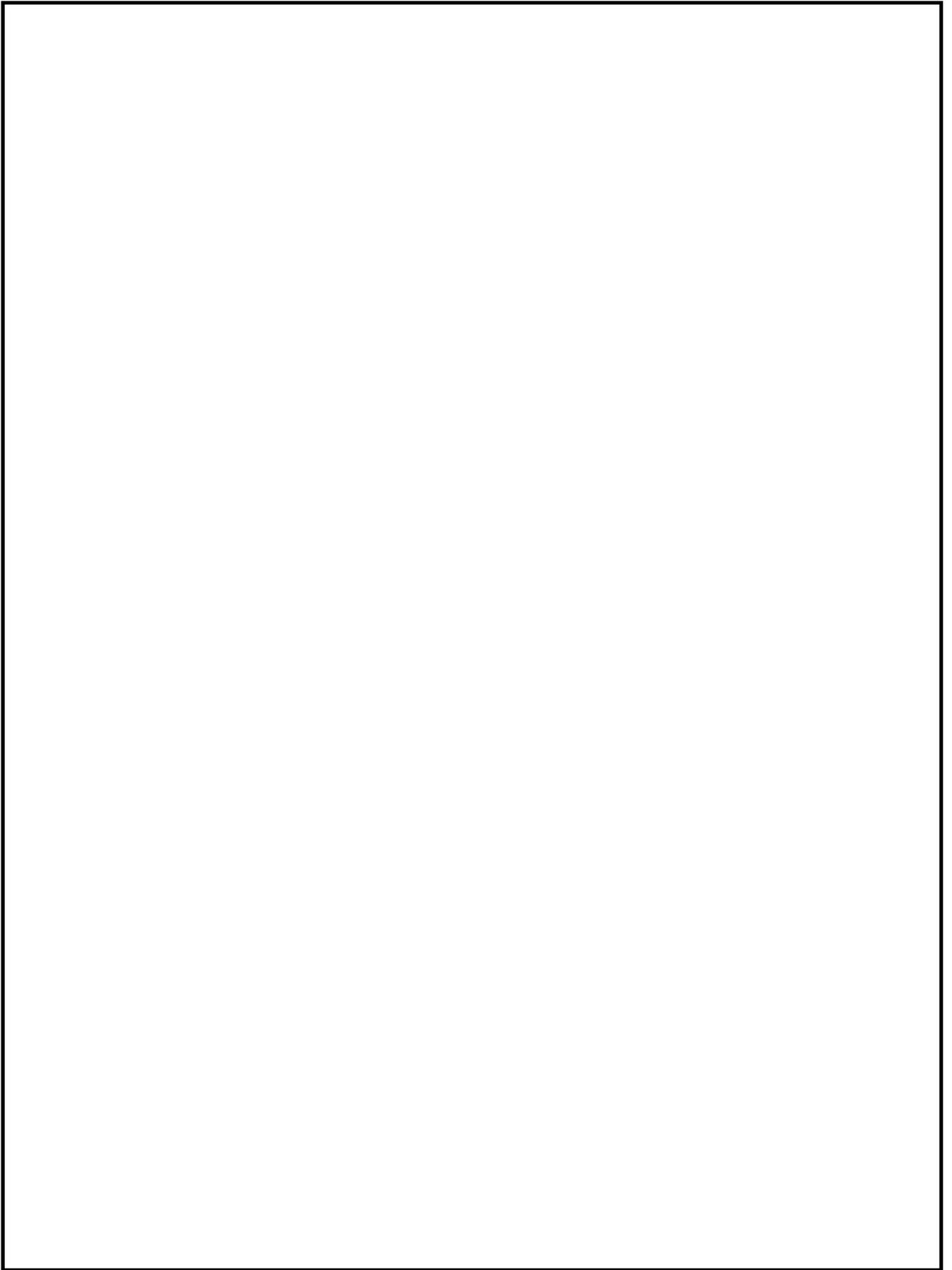


第49-26図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(49-26)r16

57補-414r16

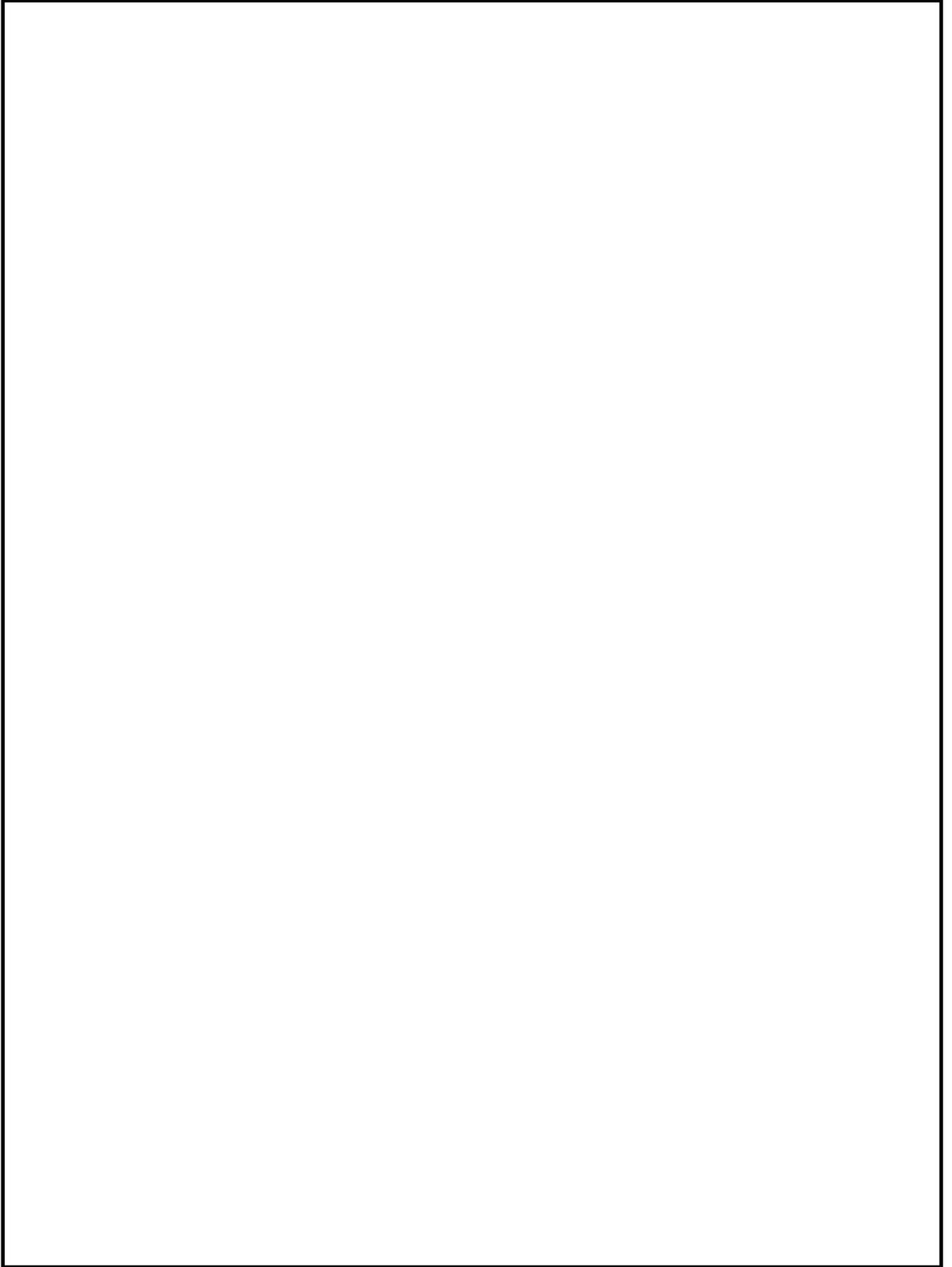


第49-27図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(49-27)r16

57補-415r16

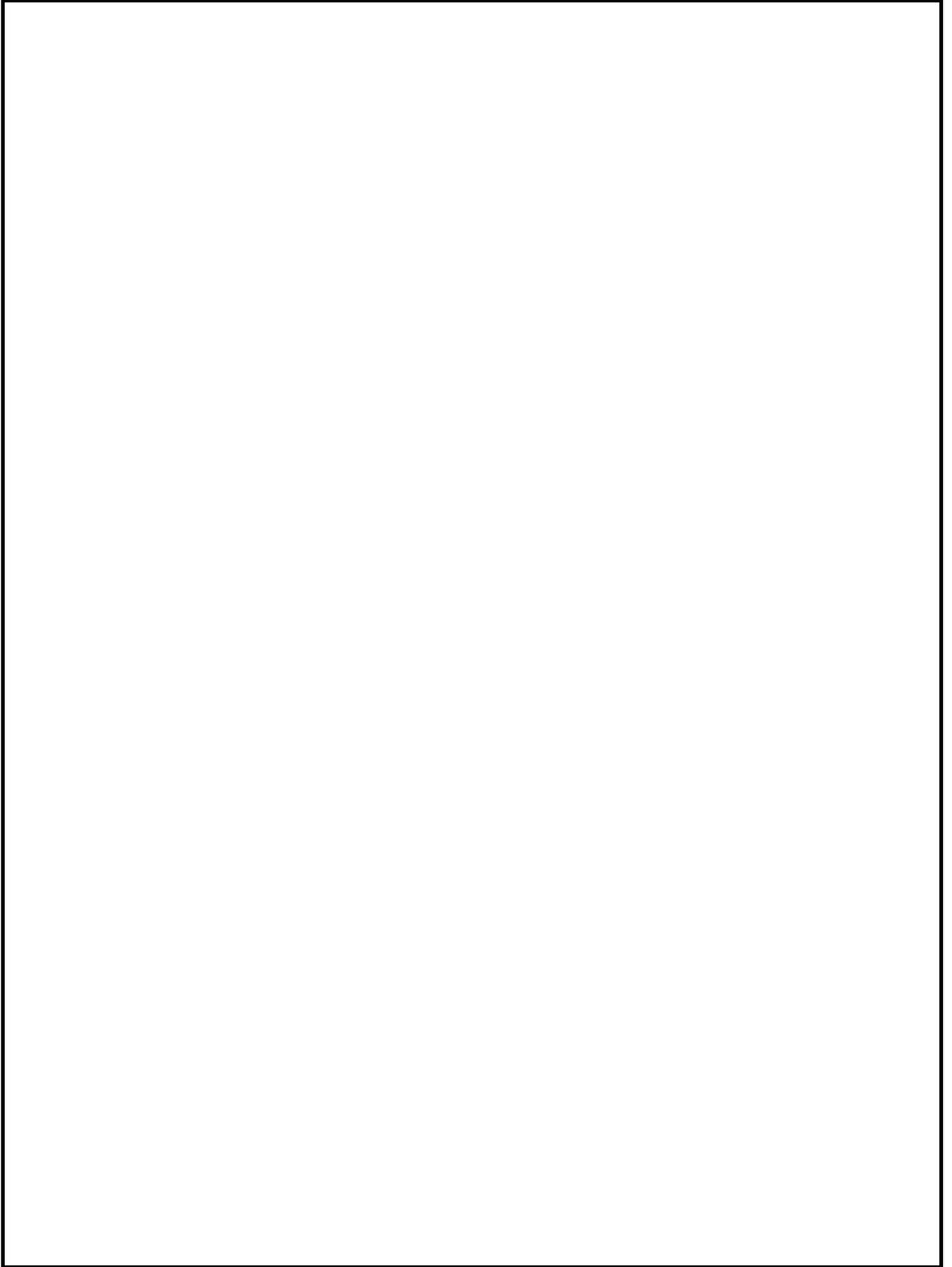


第49-28図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(49-28)r16

57補-416r16

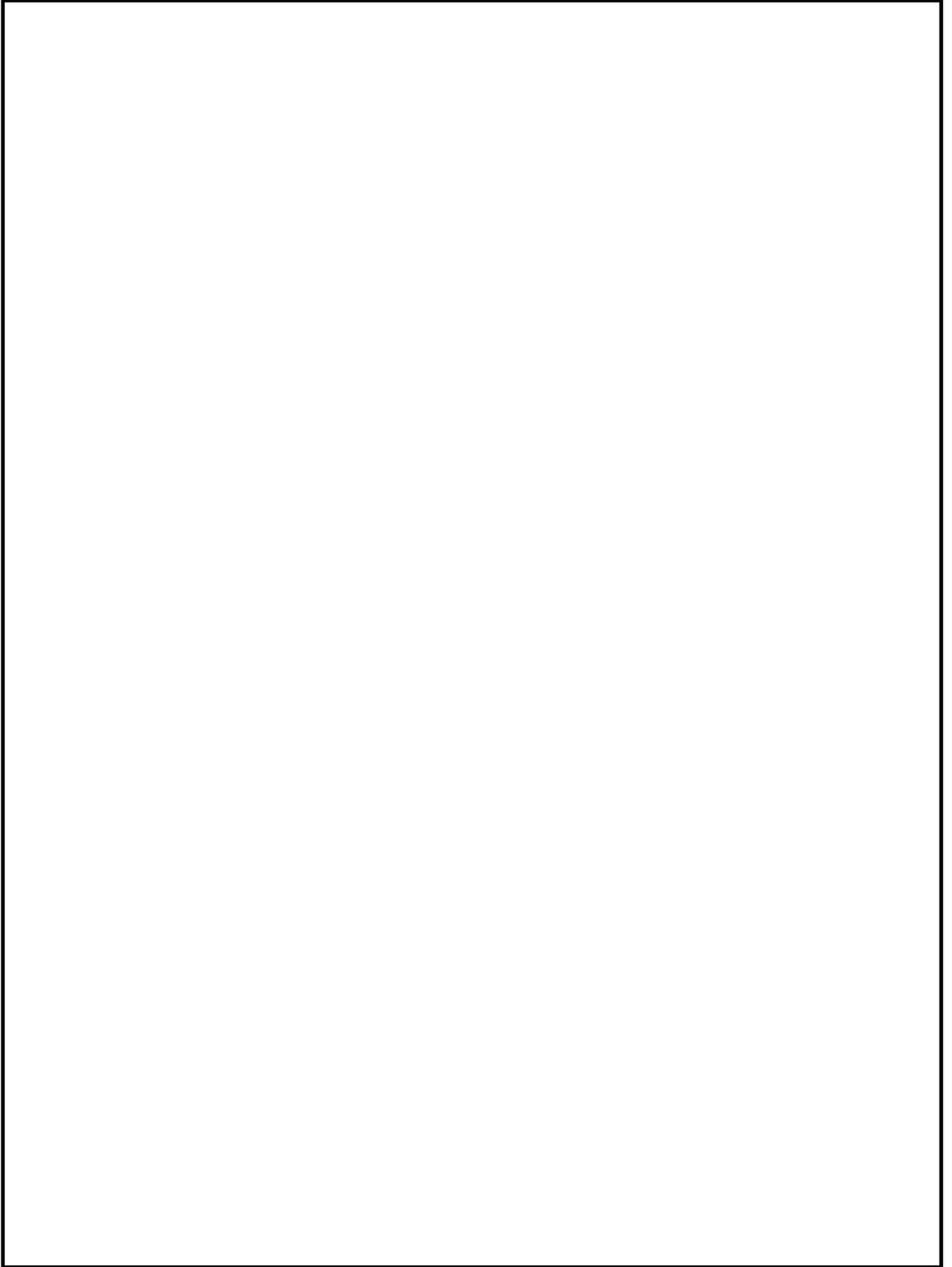


第49-29図 廃棄物処理建物 地上2階

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。

57-9-(49-29)r16

57補-417r16

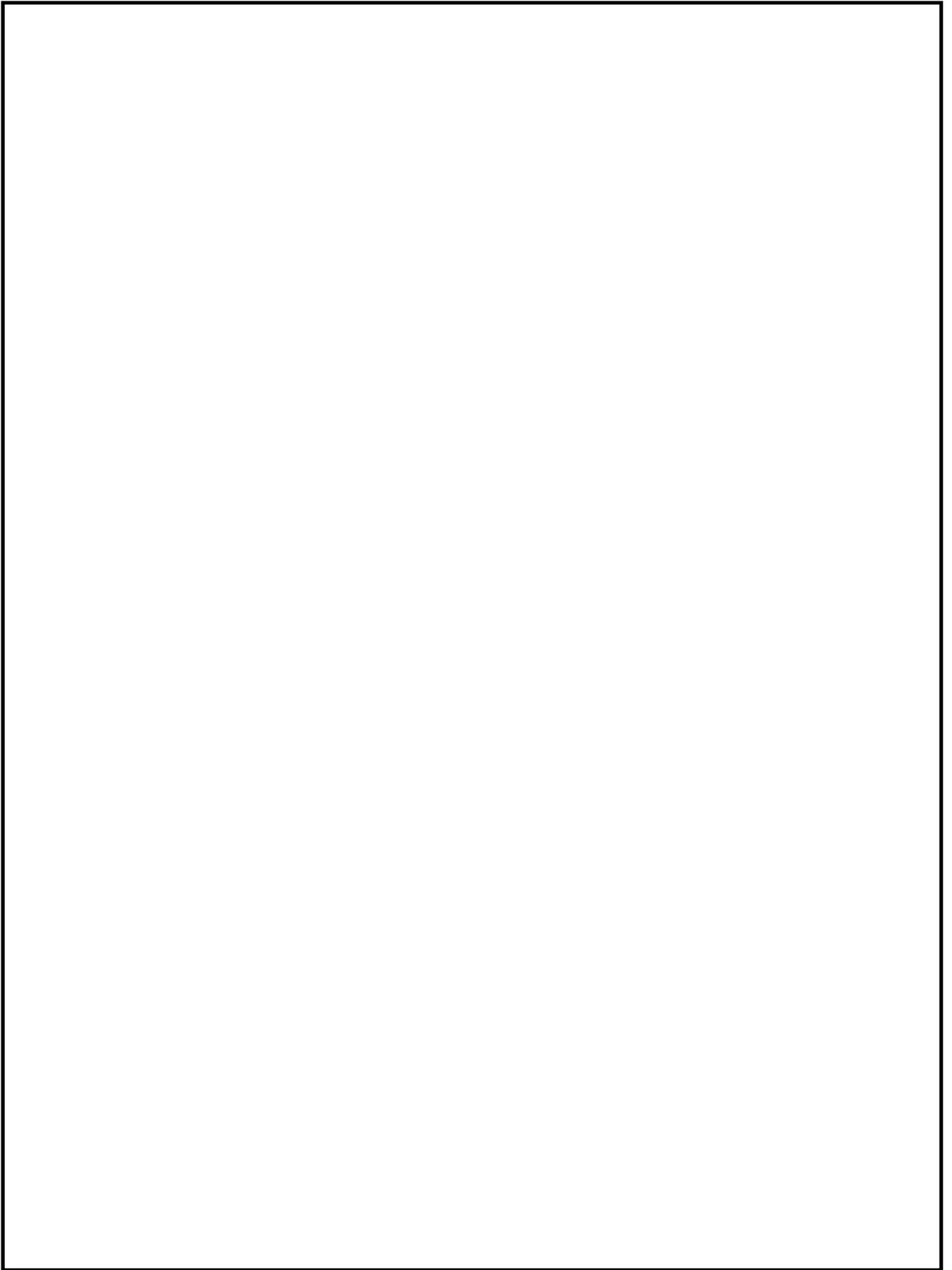


第49-30図 廃棄物処理建物 地上3階

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。

57-9-(49-30)r16

57補-418r16

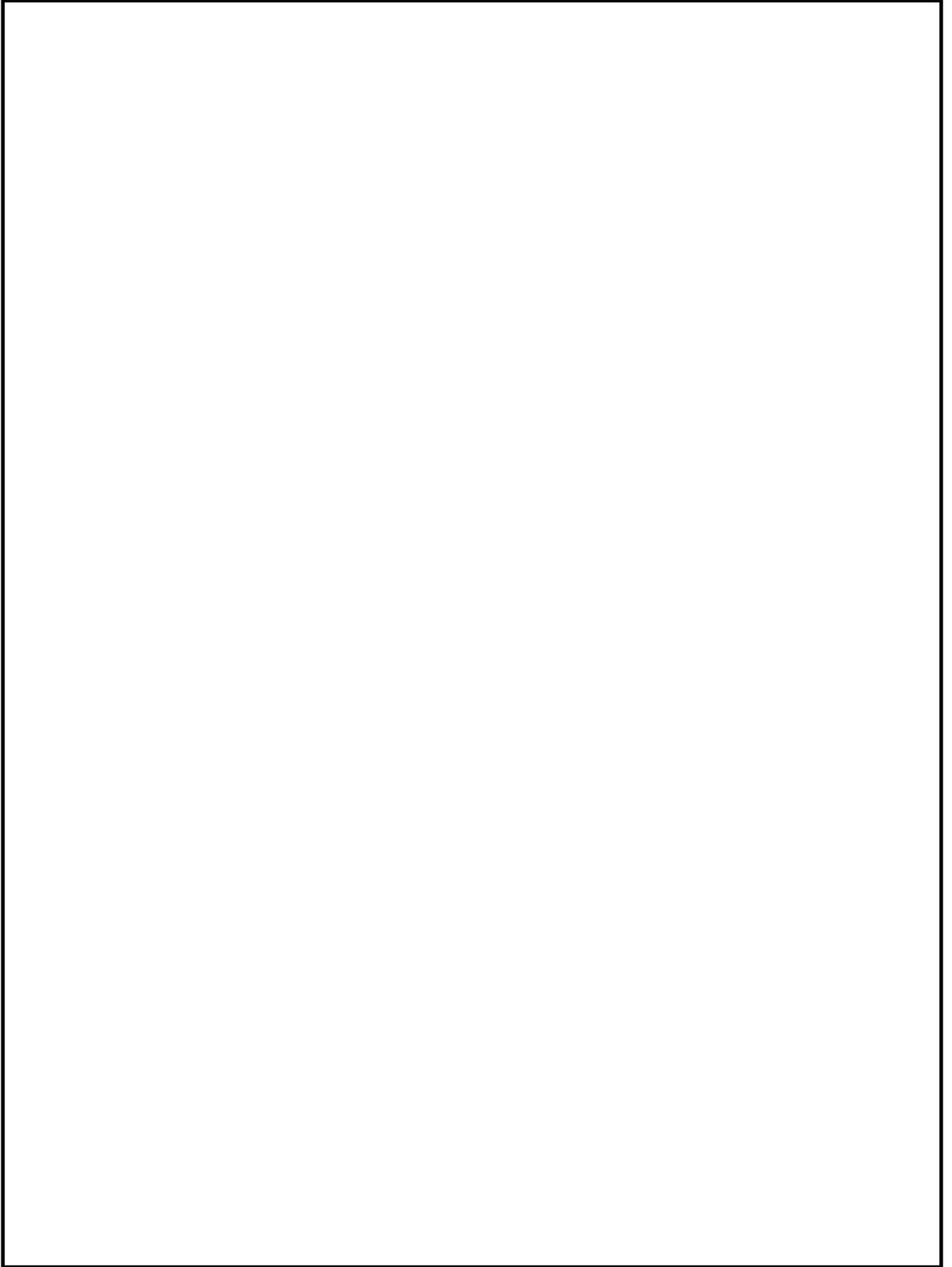


第49-31図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(49-31)r16

57補-419r16

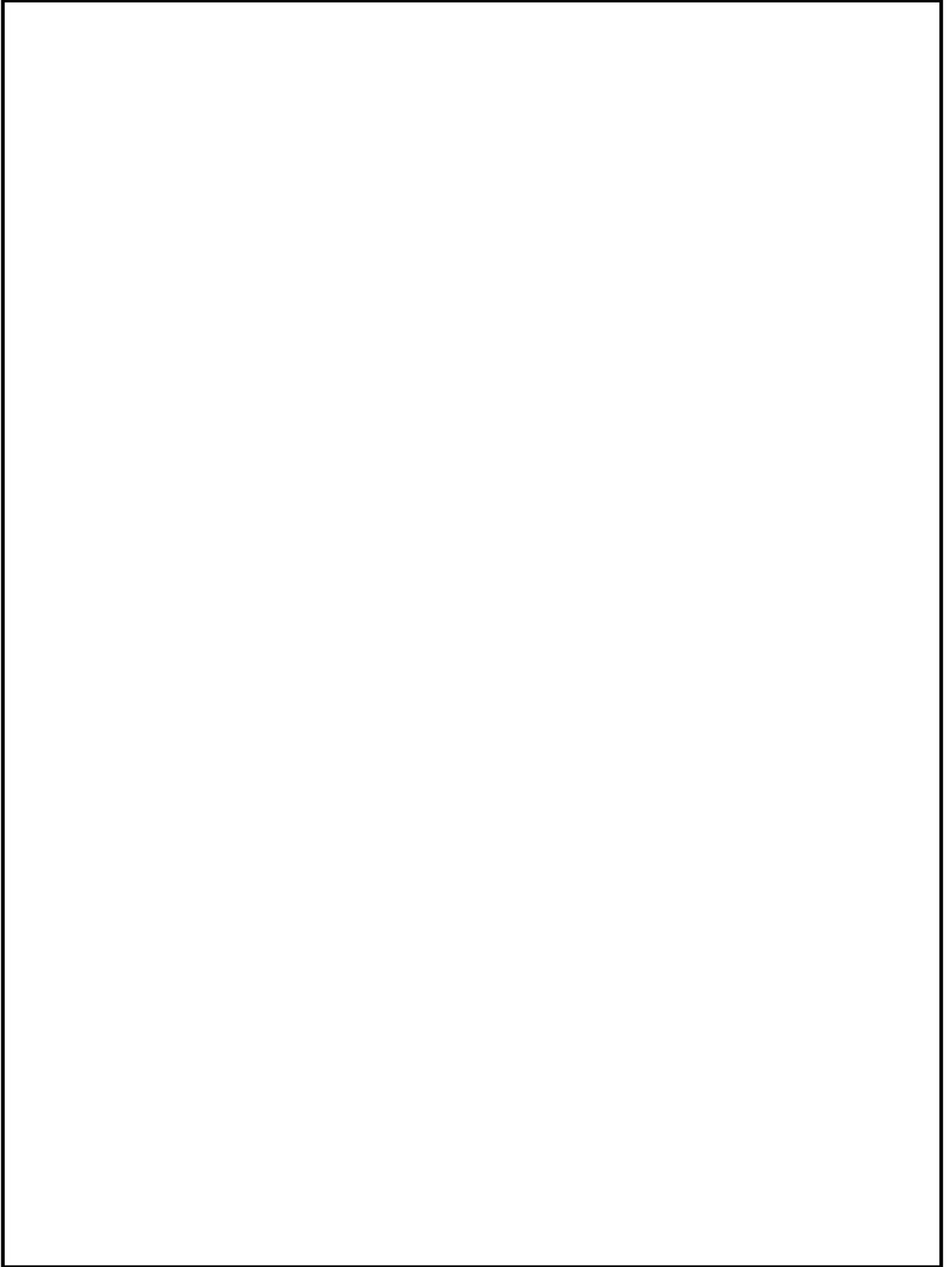


第49-32図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(49-32)r16

57補-420r16

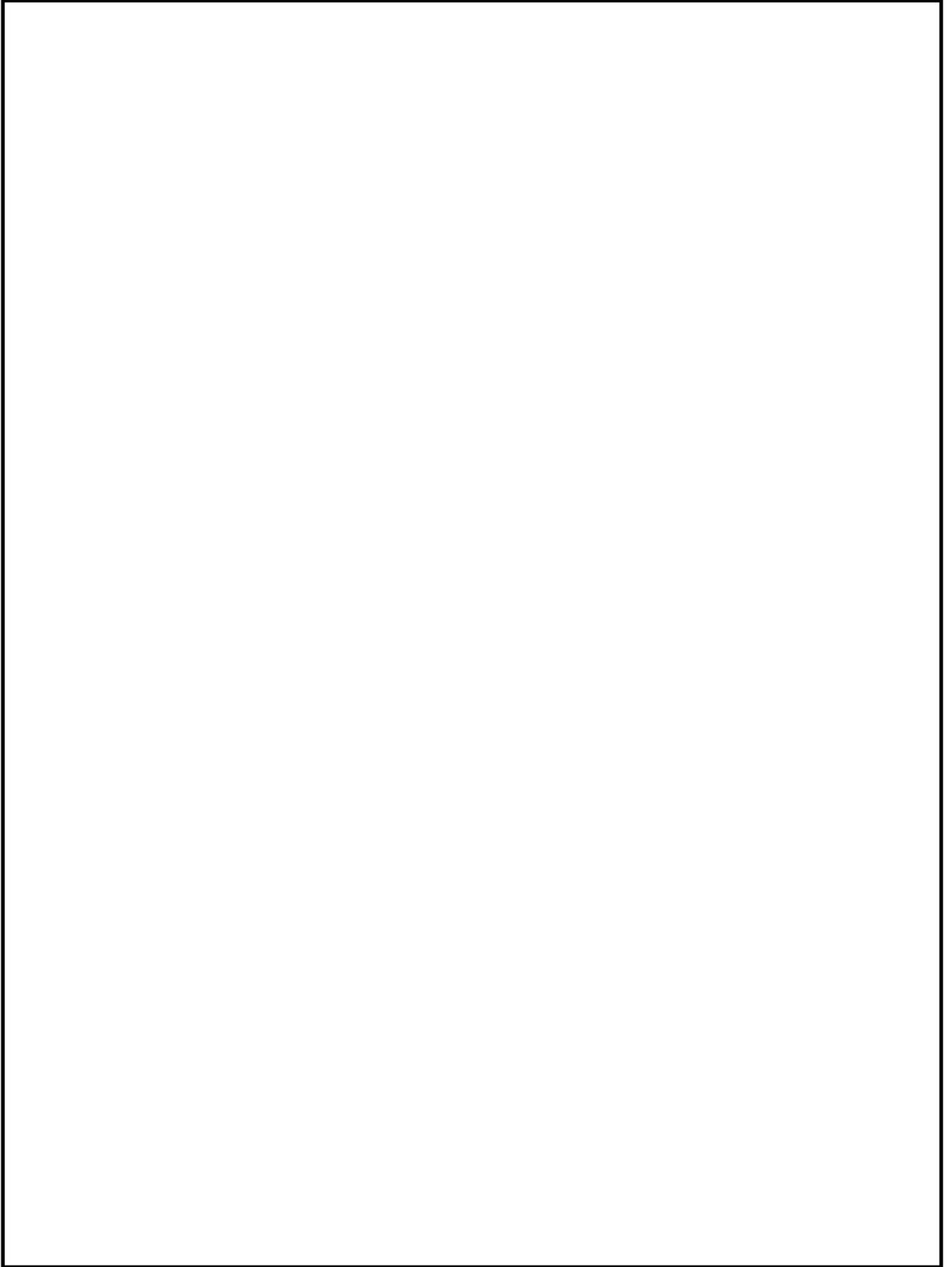


第49-33図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(49-33)r16

57補-421r16

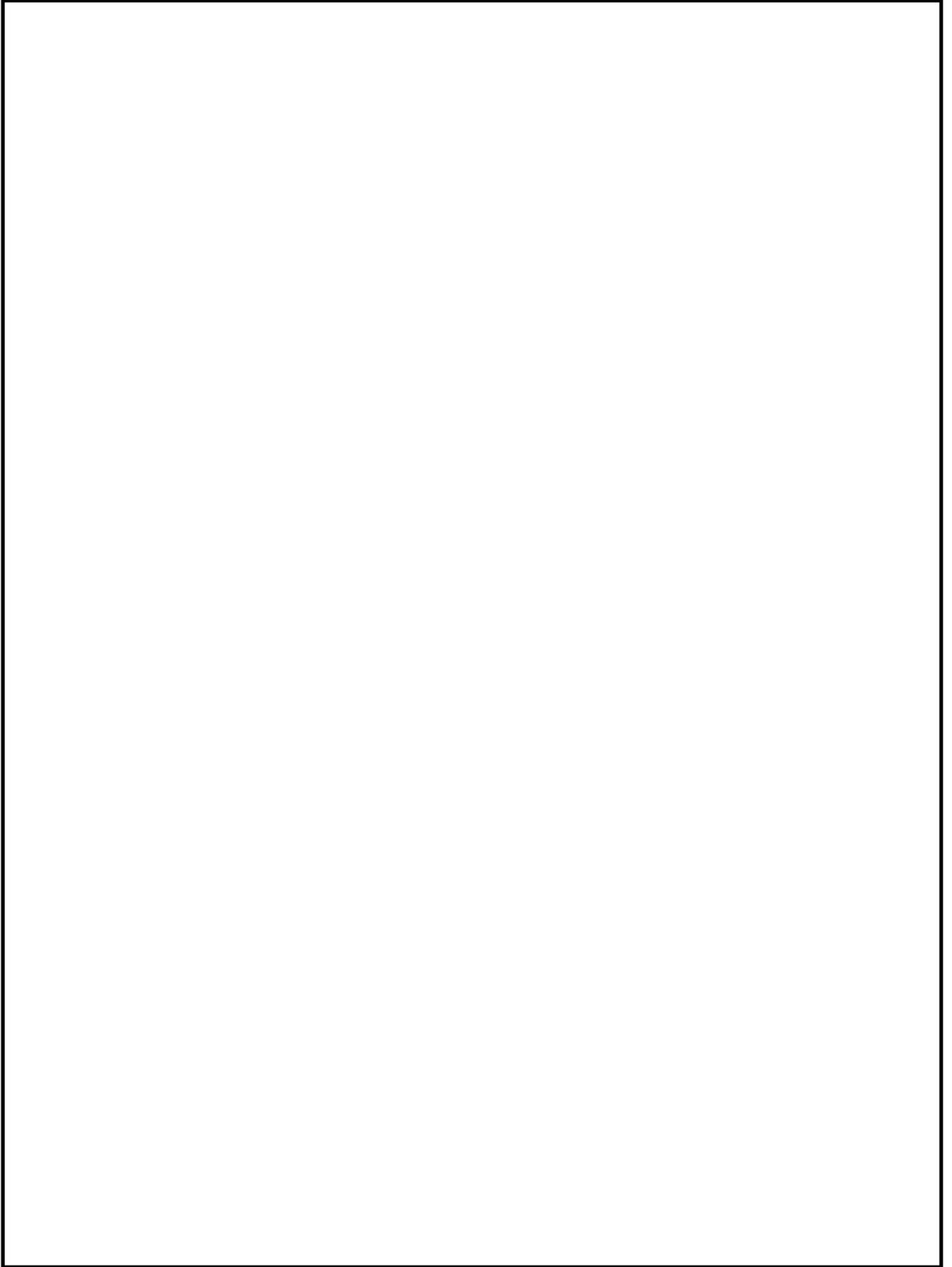


第51-1図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(51-1)r16

57補-422r16

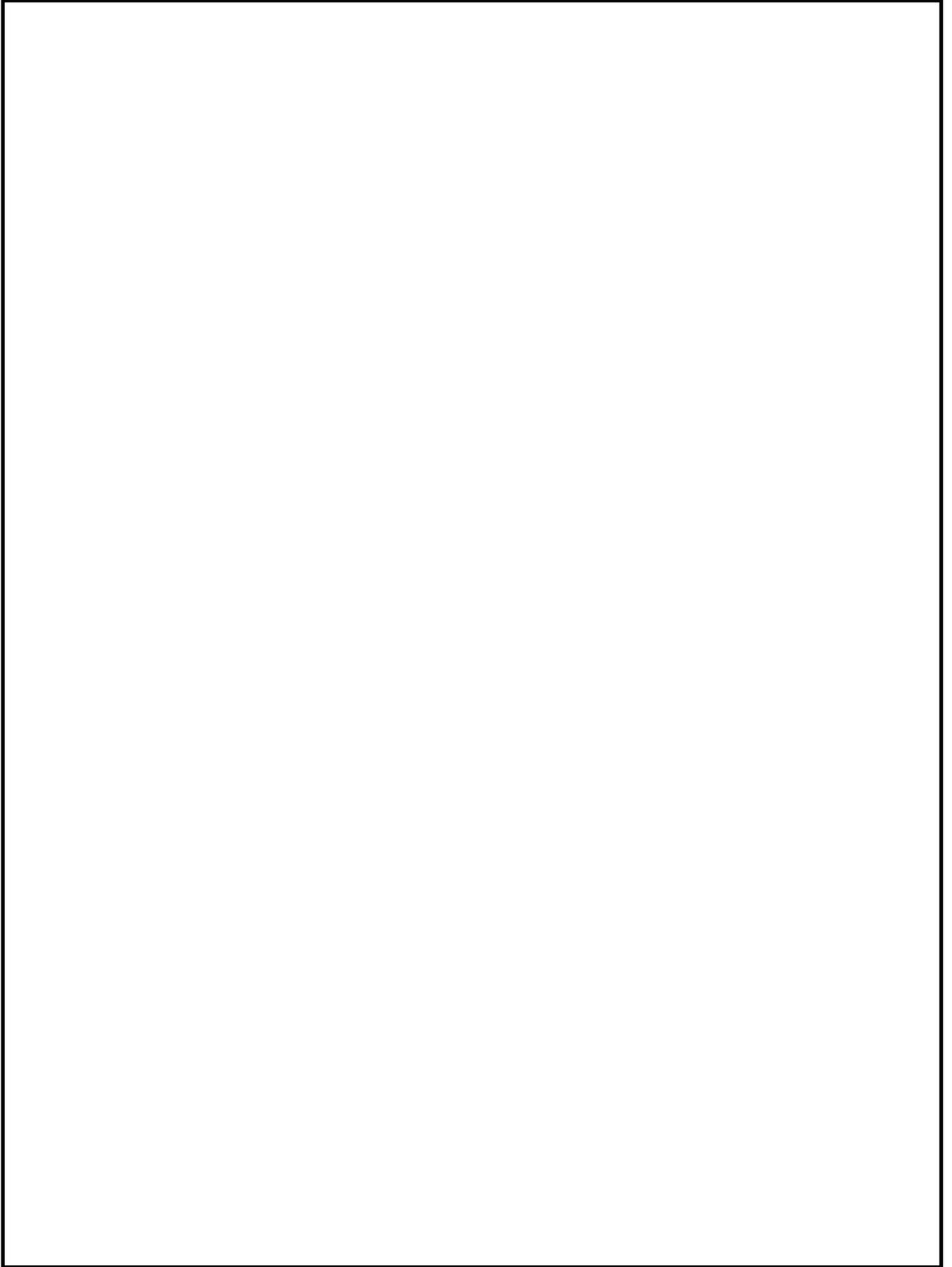


第51-2図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(51-2)r16

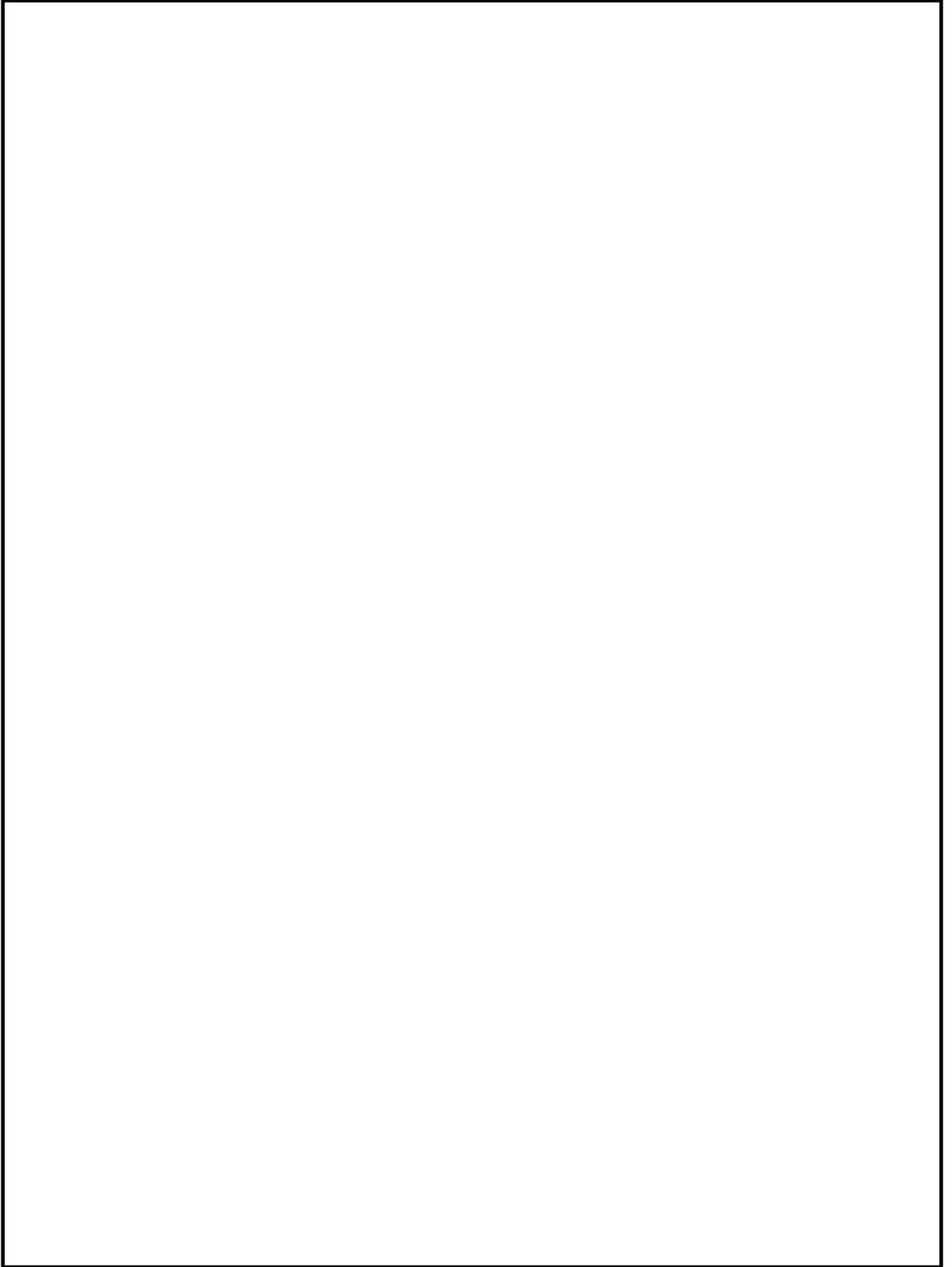
57補-423r16



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。

57-9-(51-3)r16
57補-424r16

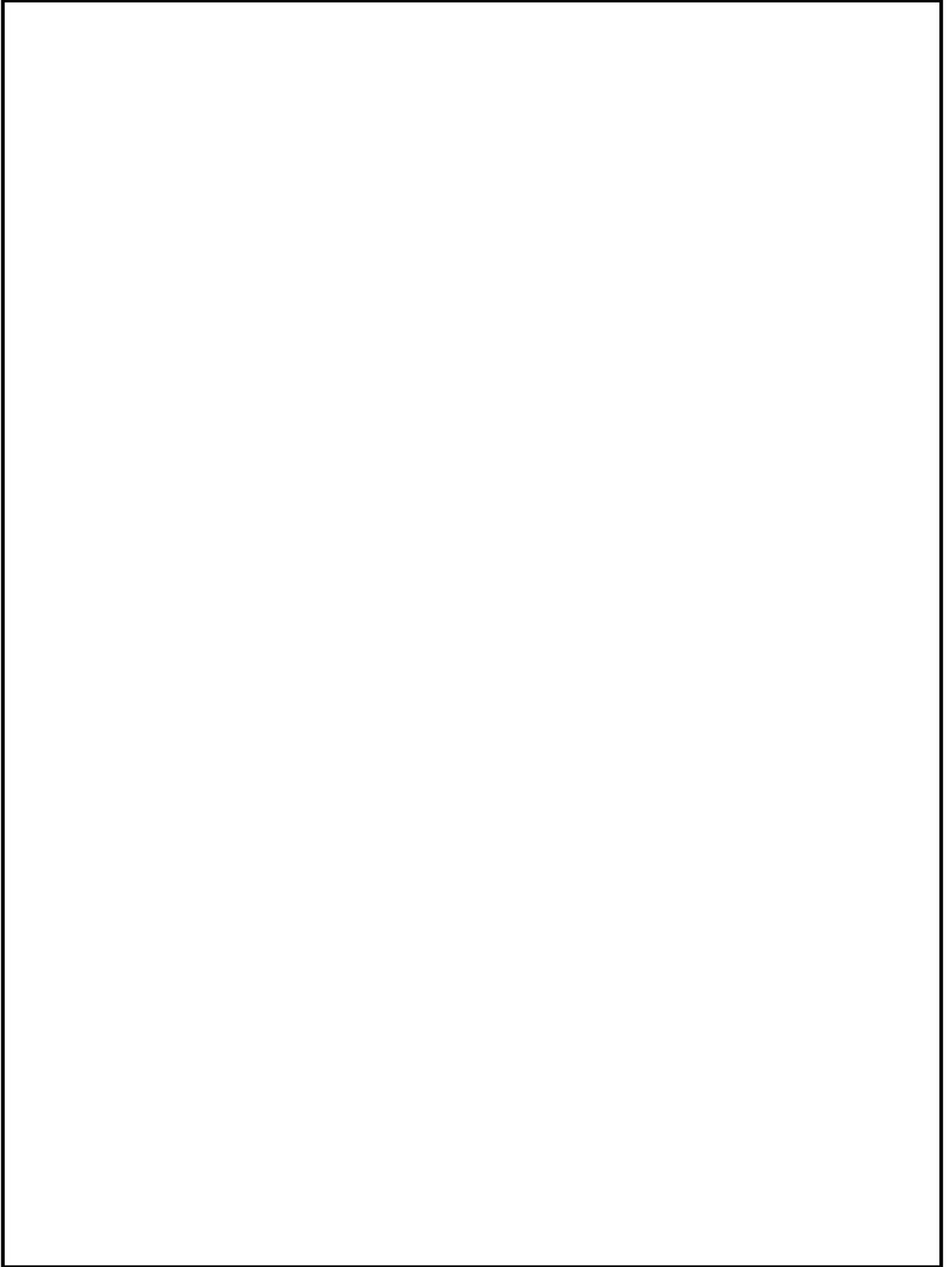


第51-4図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(51-4)r16

57補-425r16

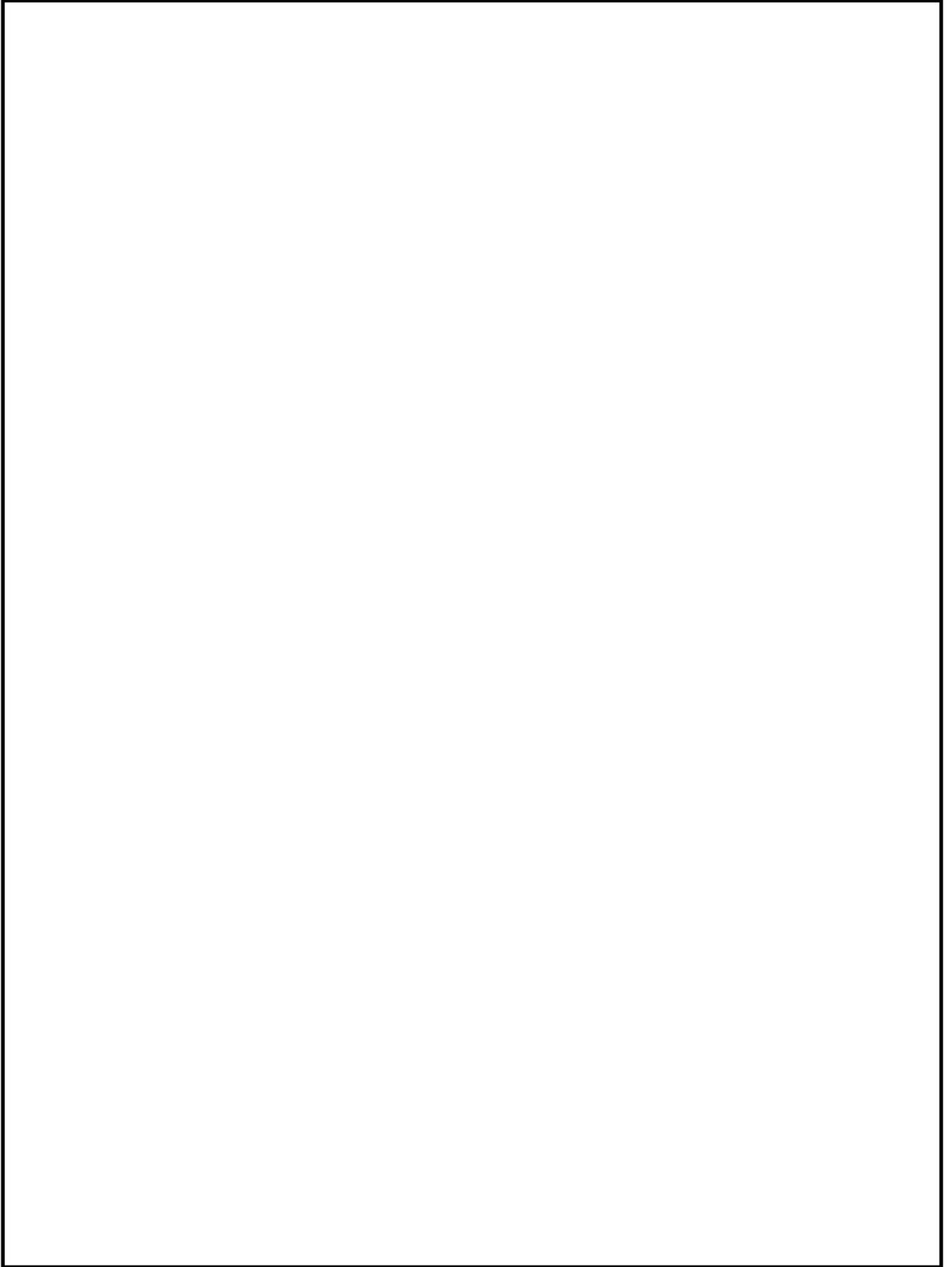


第51-5図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(51-5)r16

57補-426r16

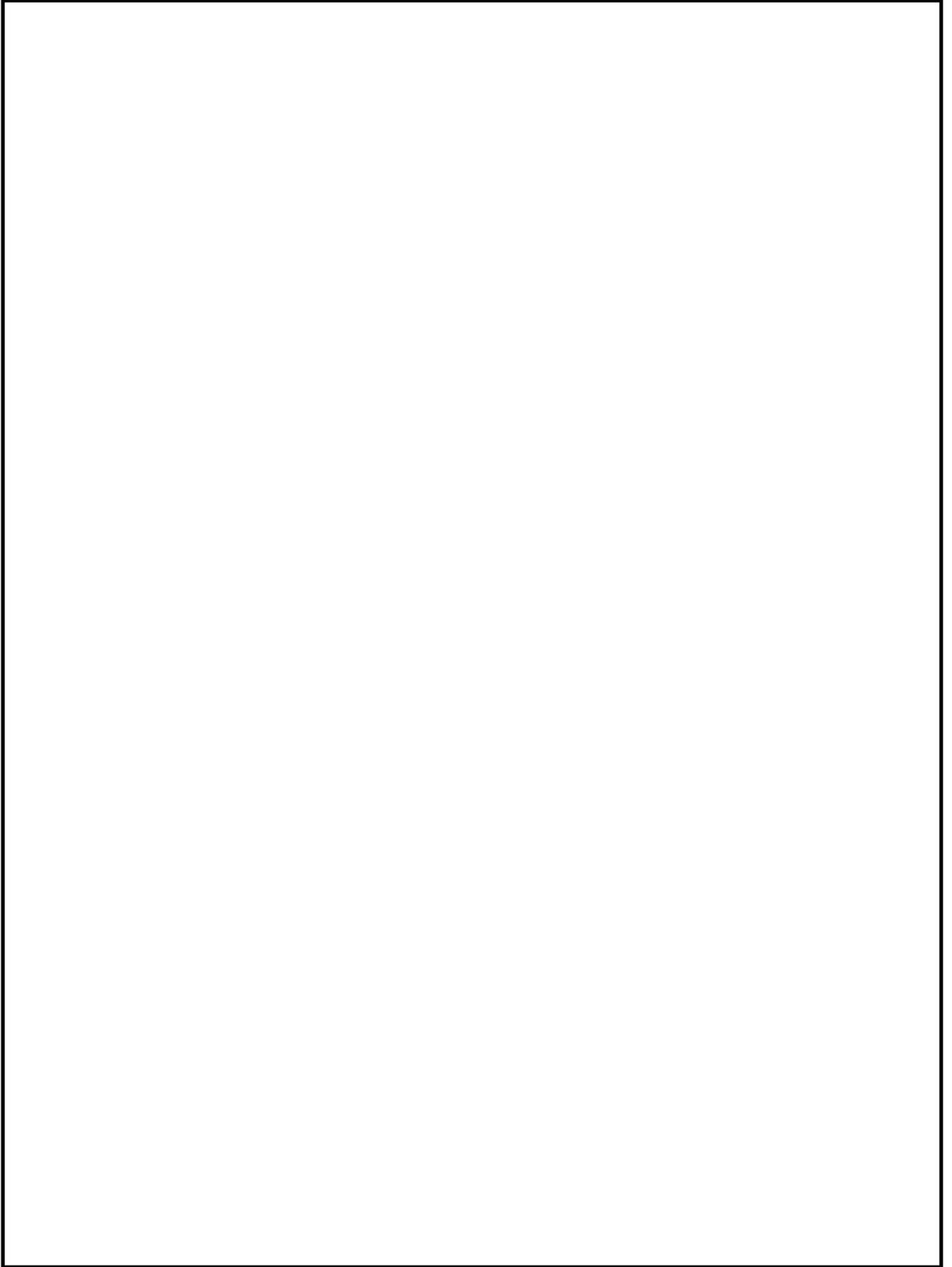


第51-6図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(51-6)r16

57補-427r16

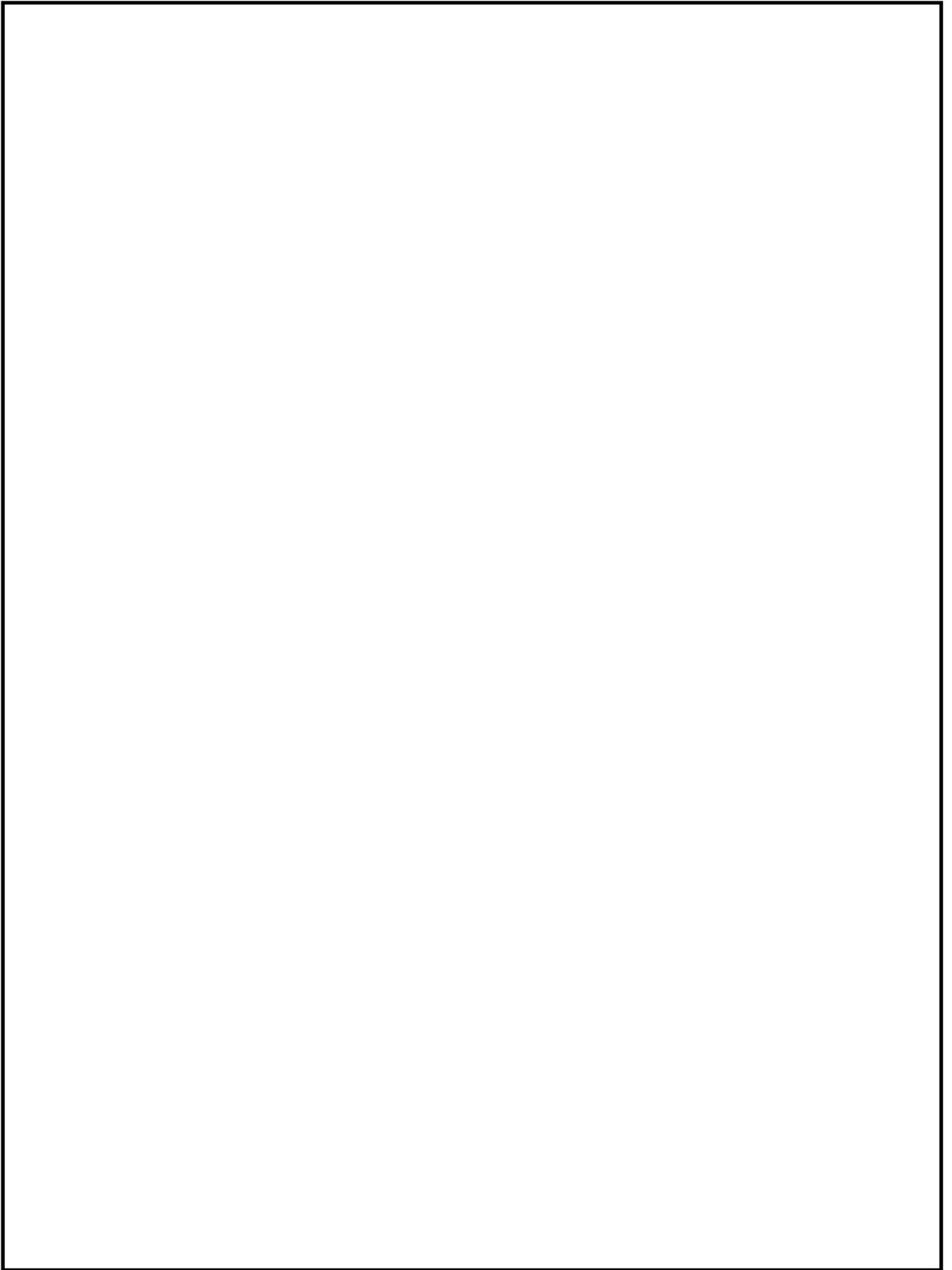


第51-7図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(51-7)r16

57補-428r16

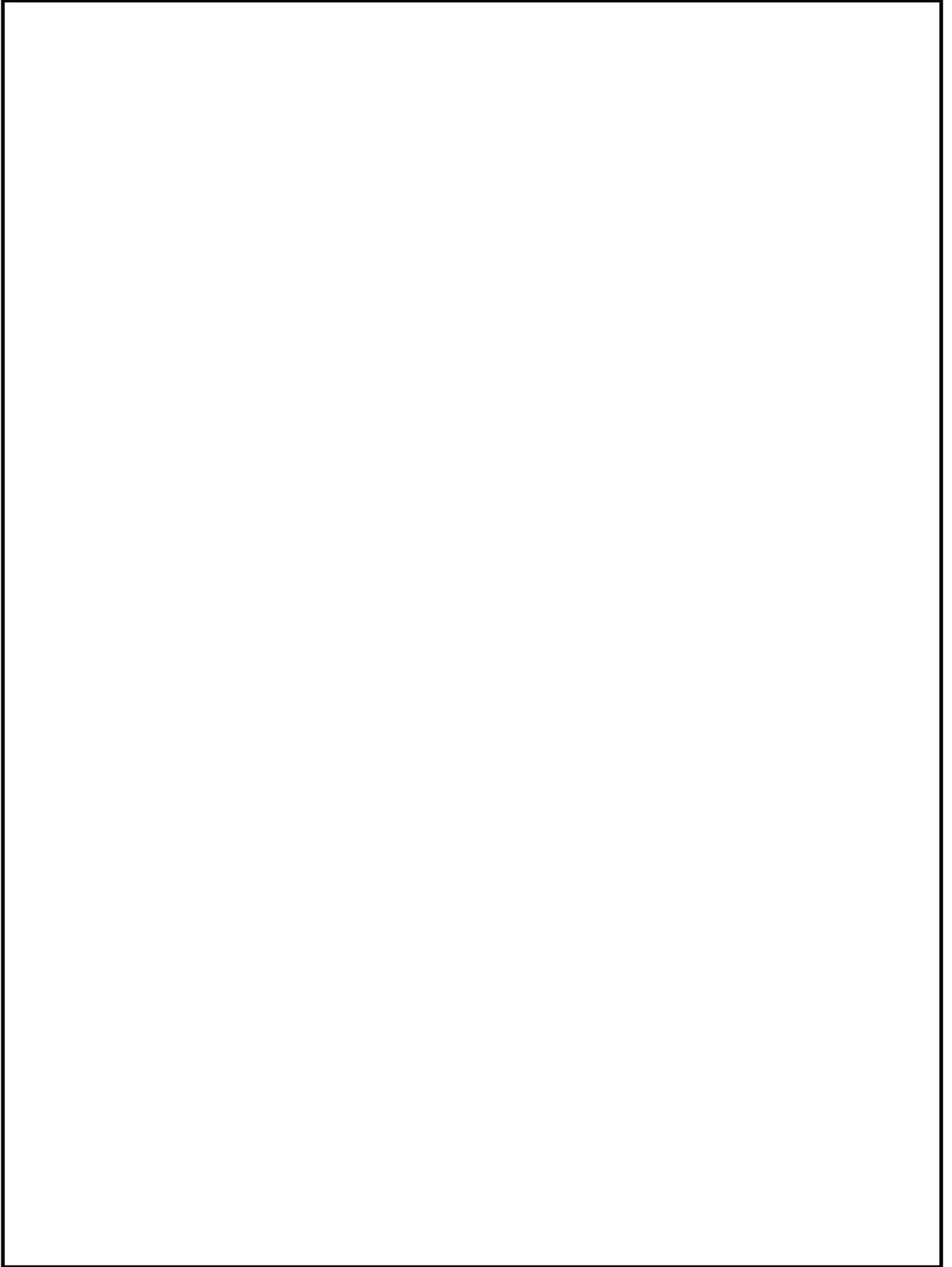


第51-8図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(51-8)r16

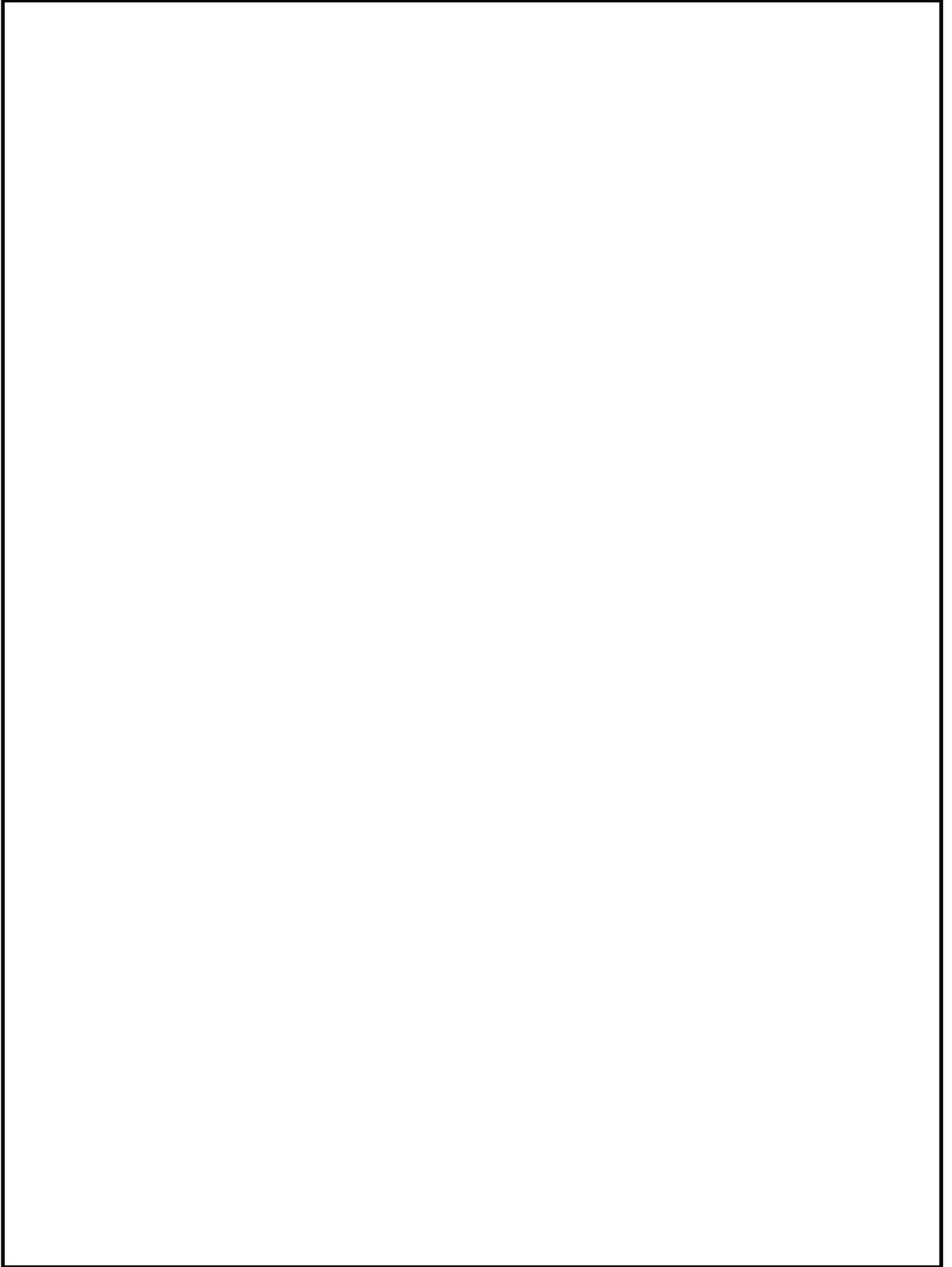
57補-429r16



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。

57-9-(51-9)r16
57補-430r16

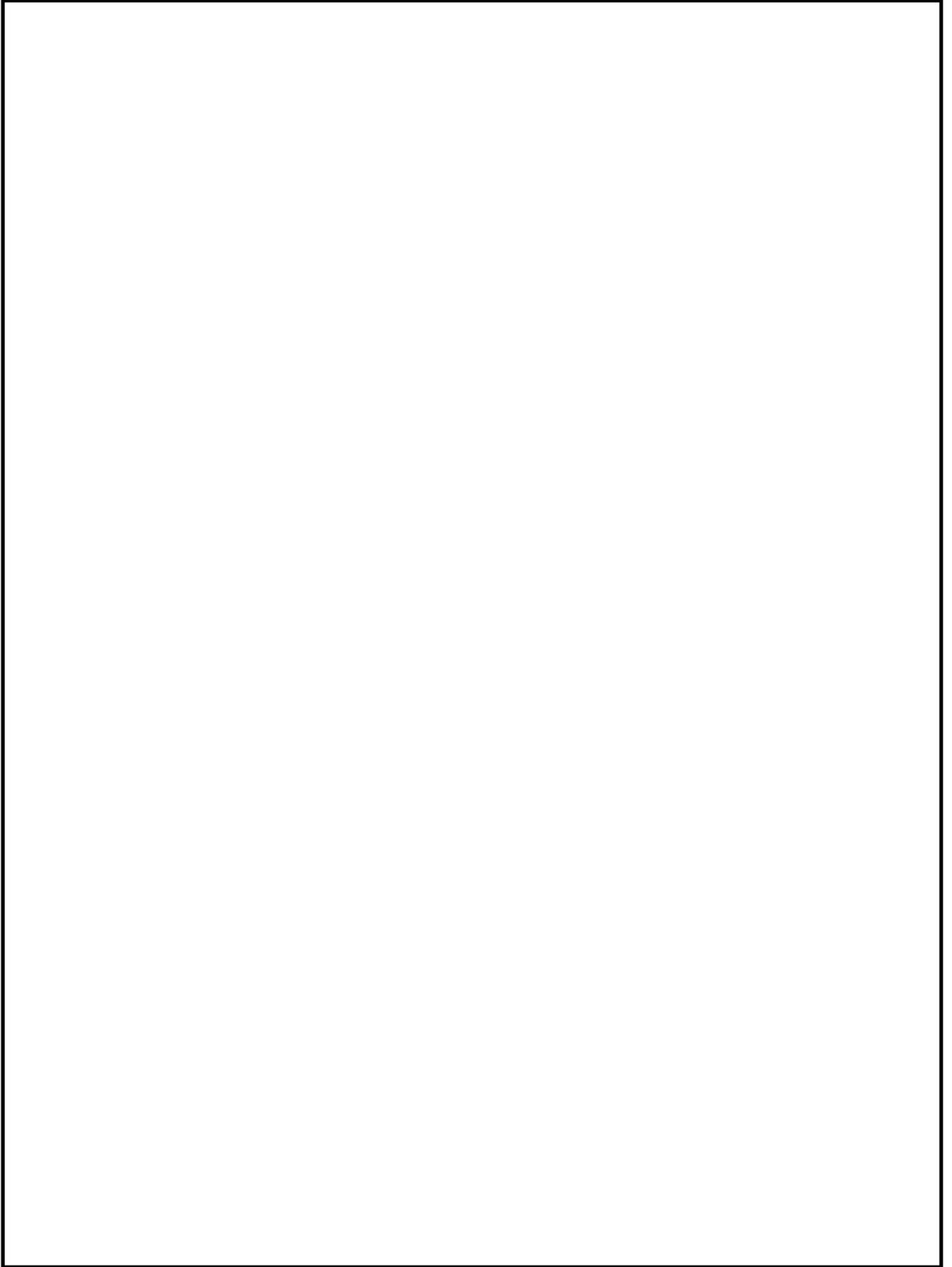


第51-10図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(51-10)r16

57補-431r16

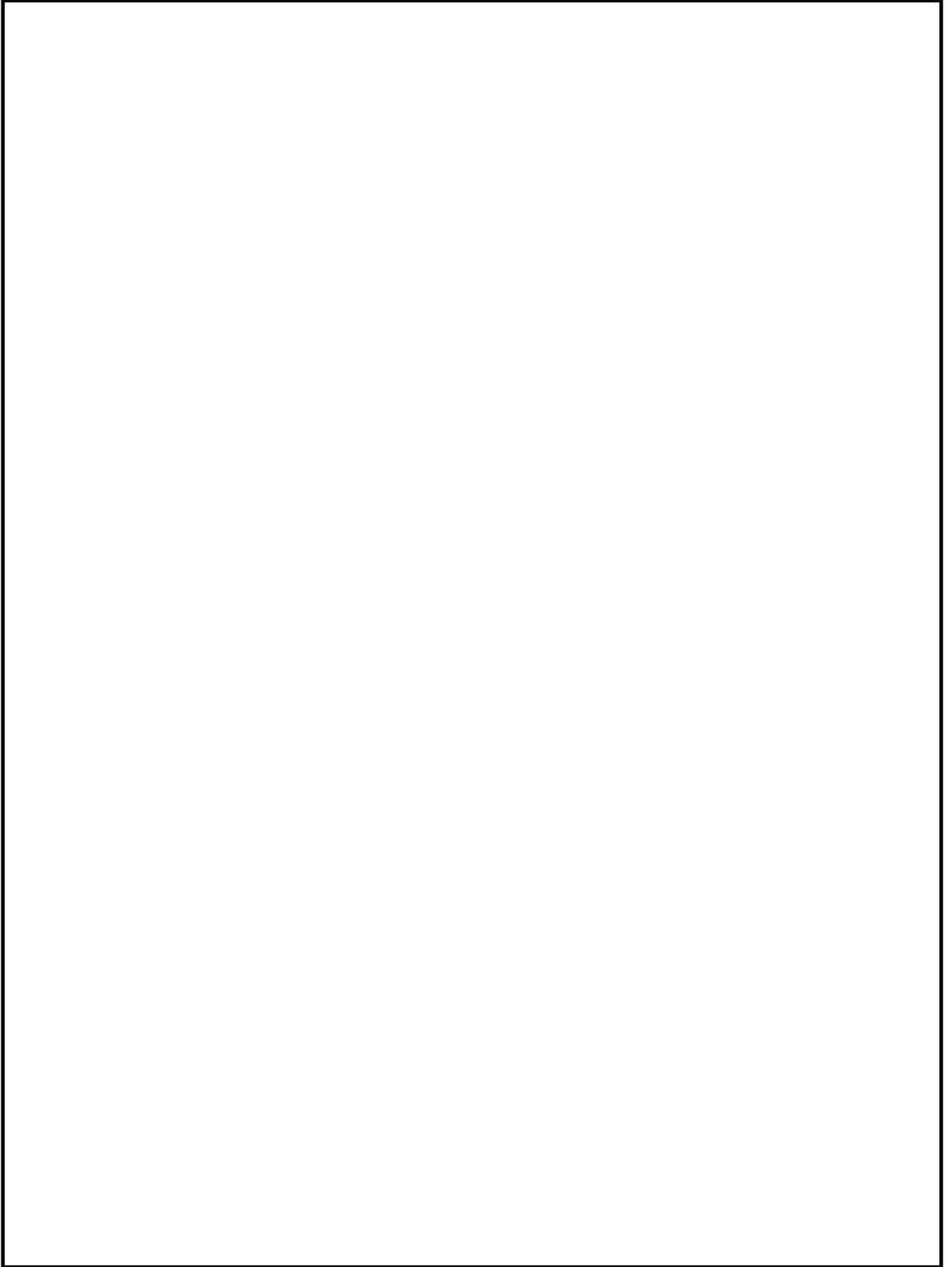


第51-11図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(51-11)r16

57補-432r16

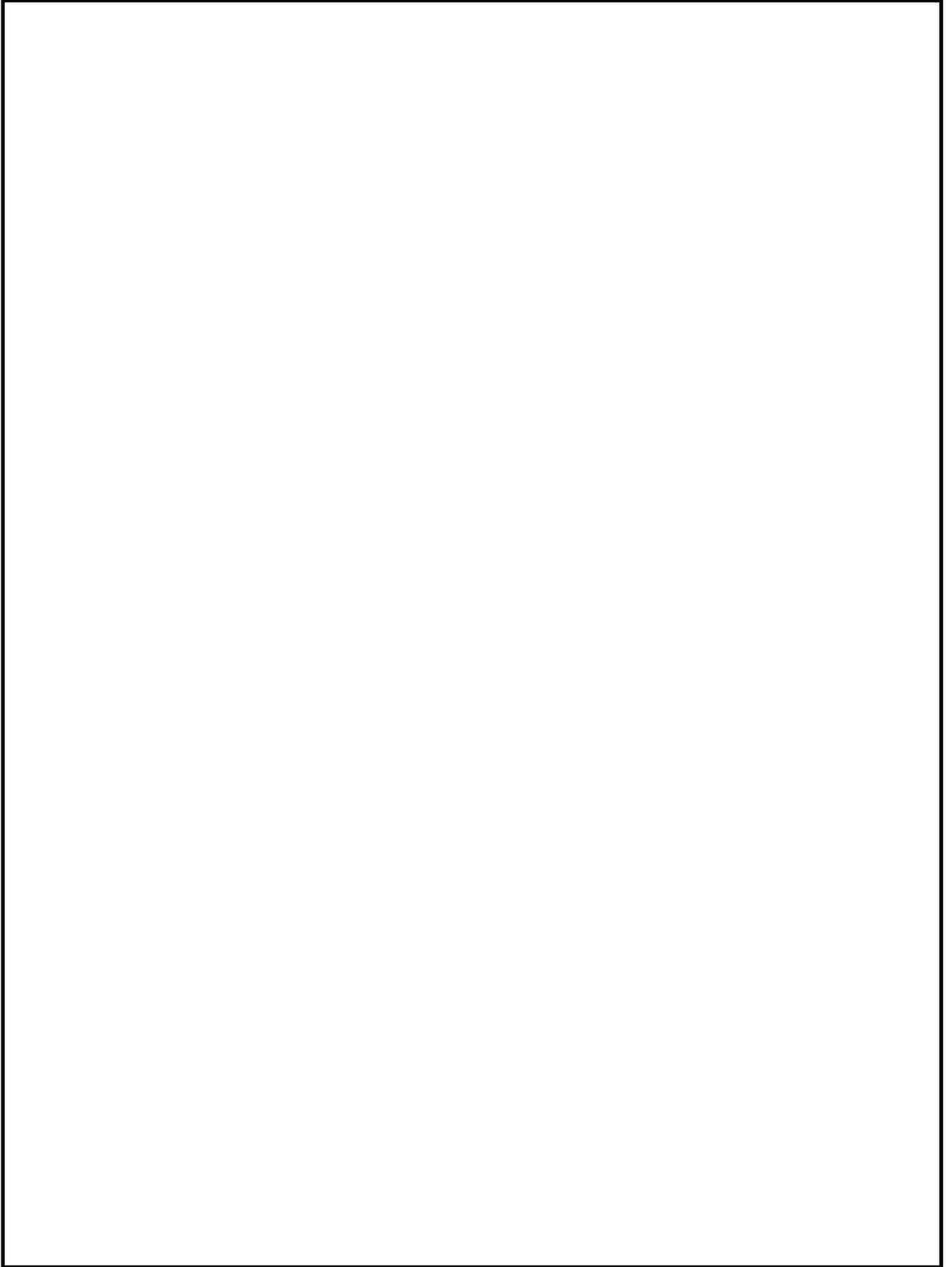


第51-12図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(51-12)r16

57補-433r16

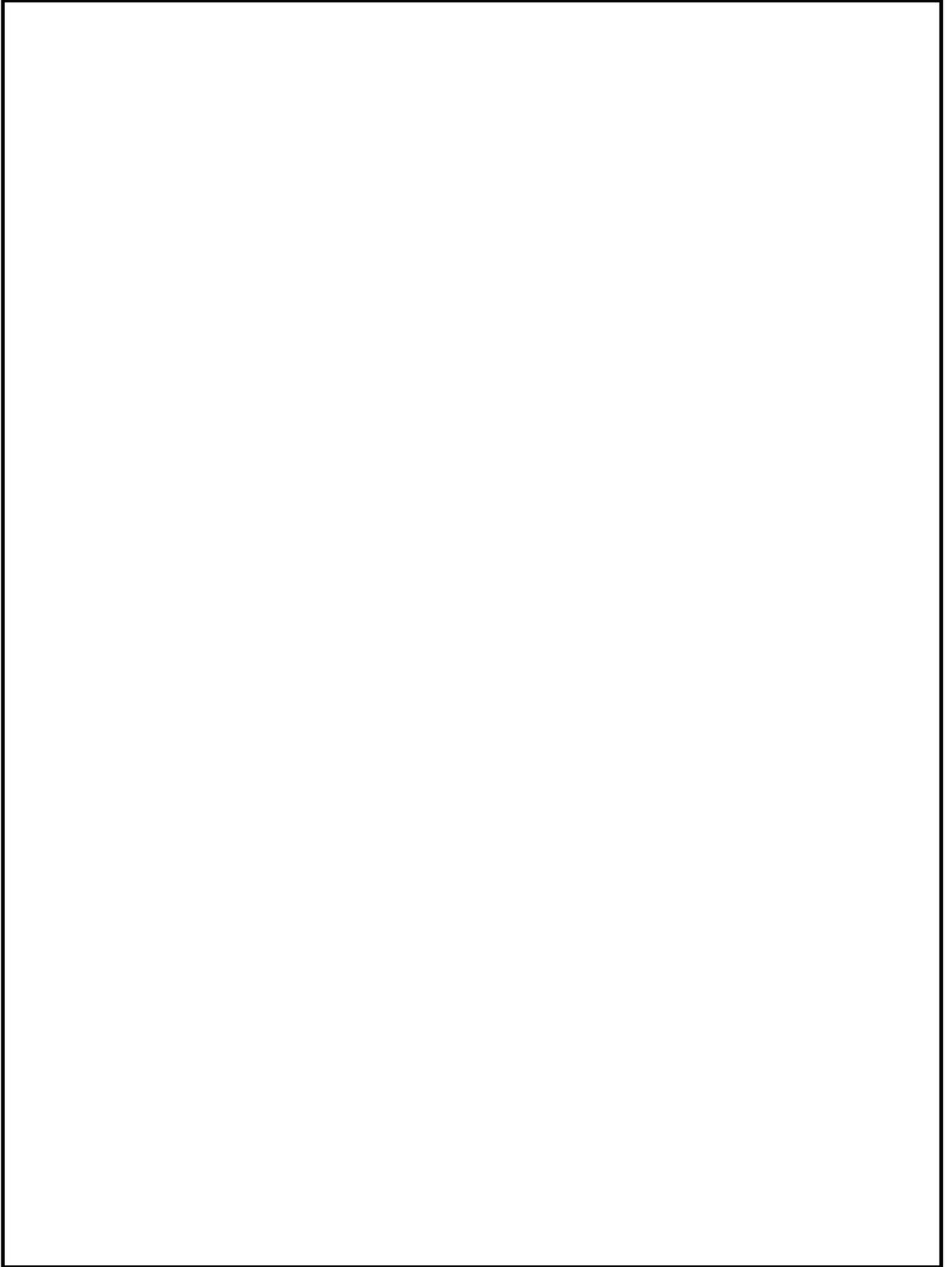


第51-13図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(51-13)r16

57補-434r16

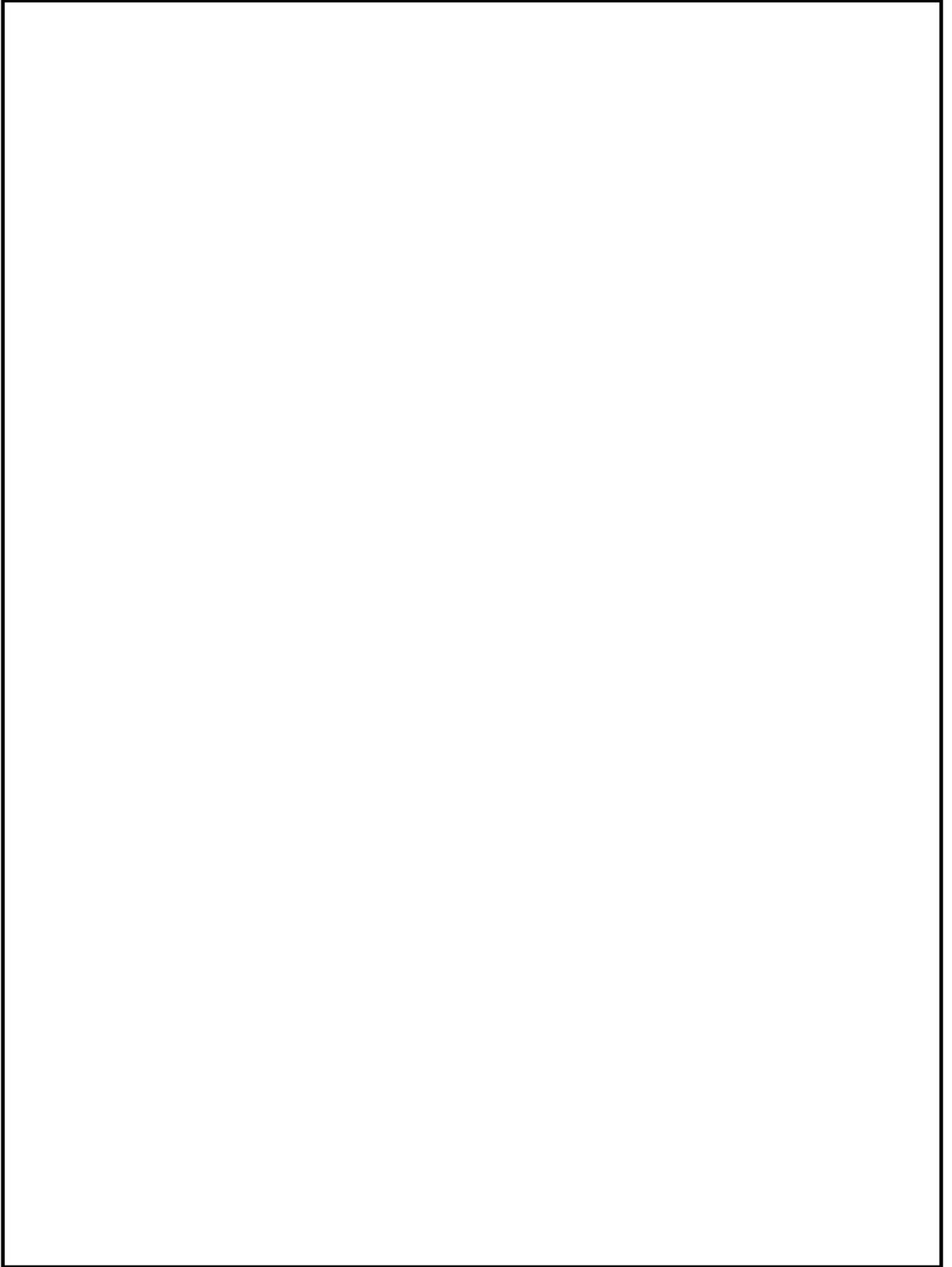


第51-14図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(51-14)r16

57補-435r16

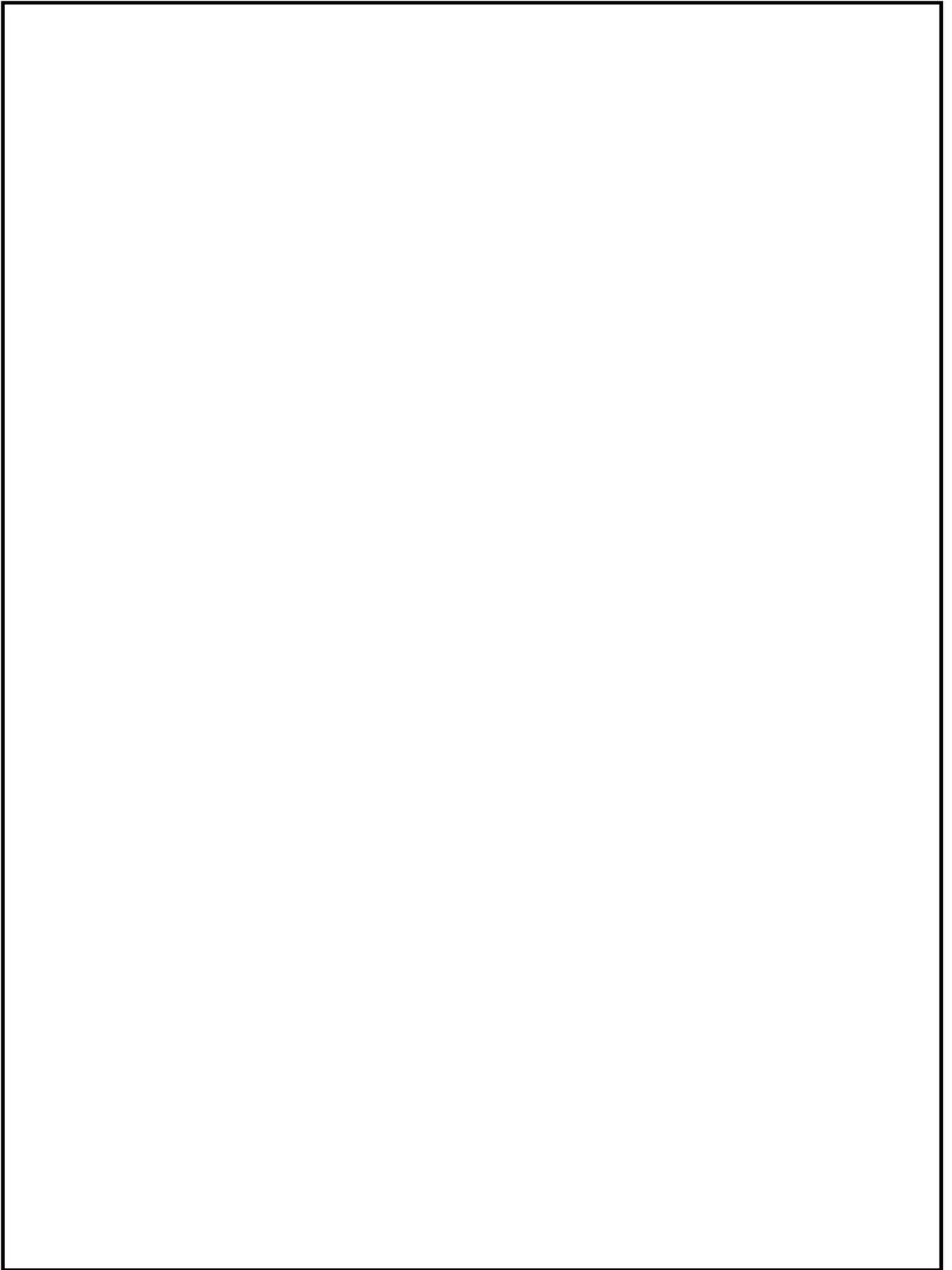


第51-15図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(51-15)r16

57補-436r16

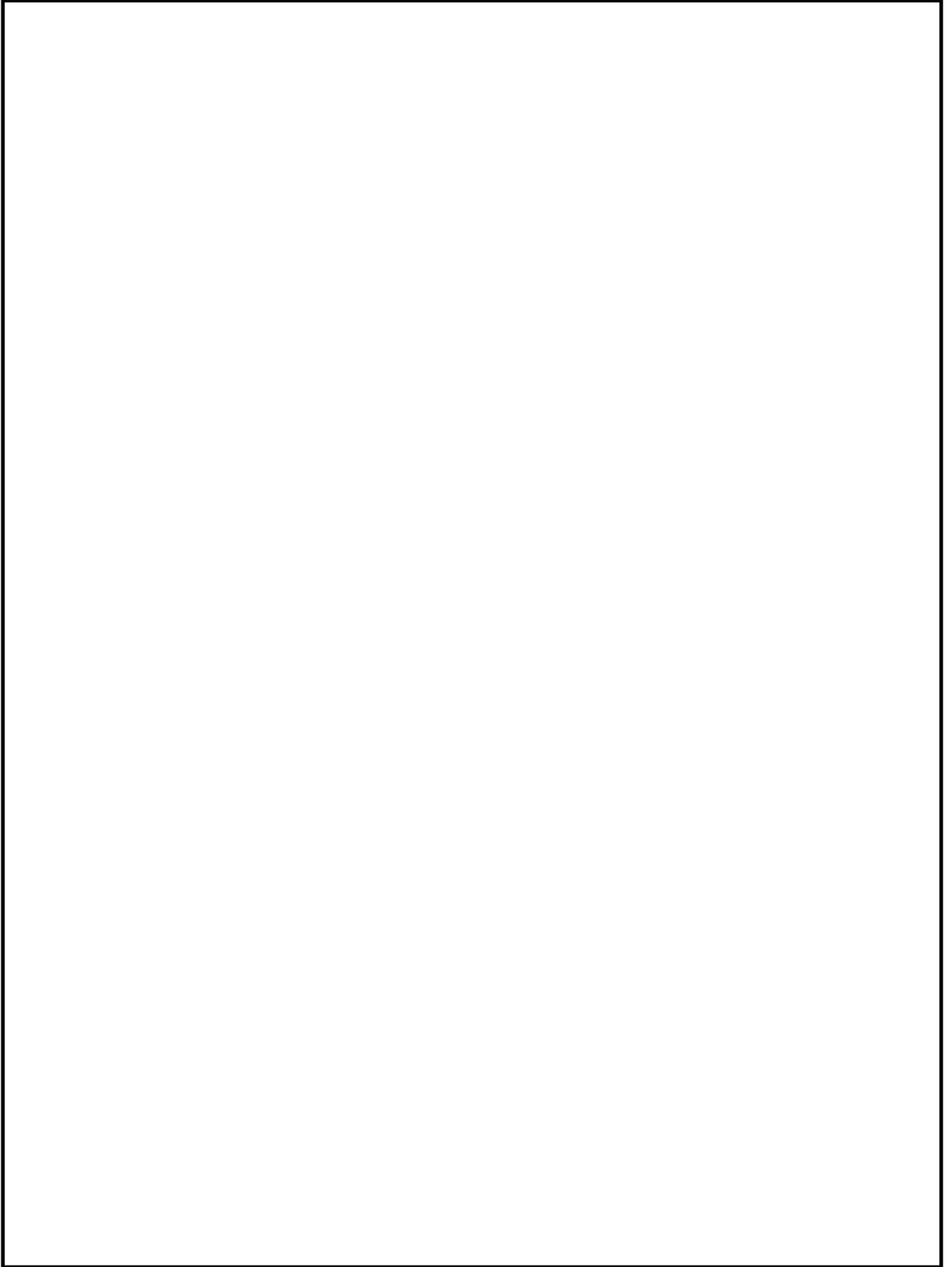


第51-16図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(51-16)r16

57補-437r16

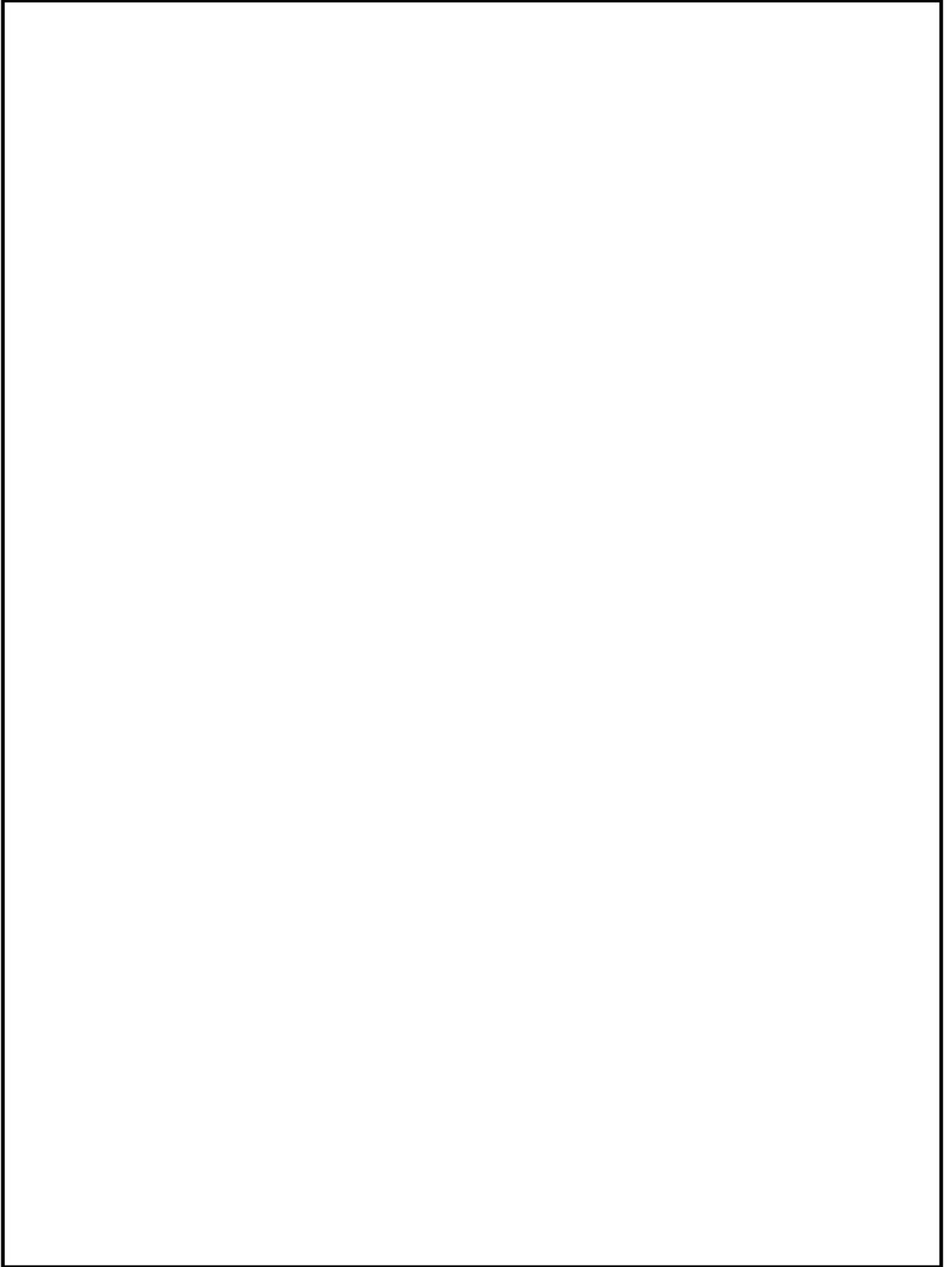


第51-17図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(51-17)r16

57補-438r16

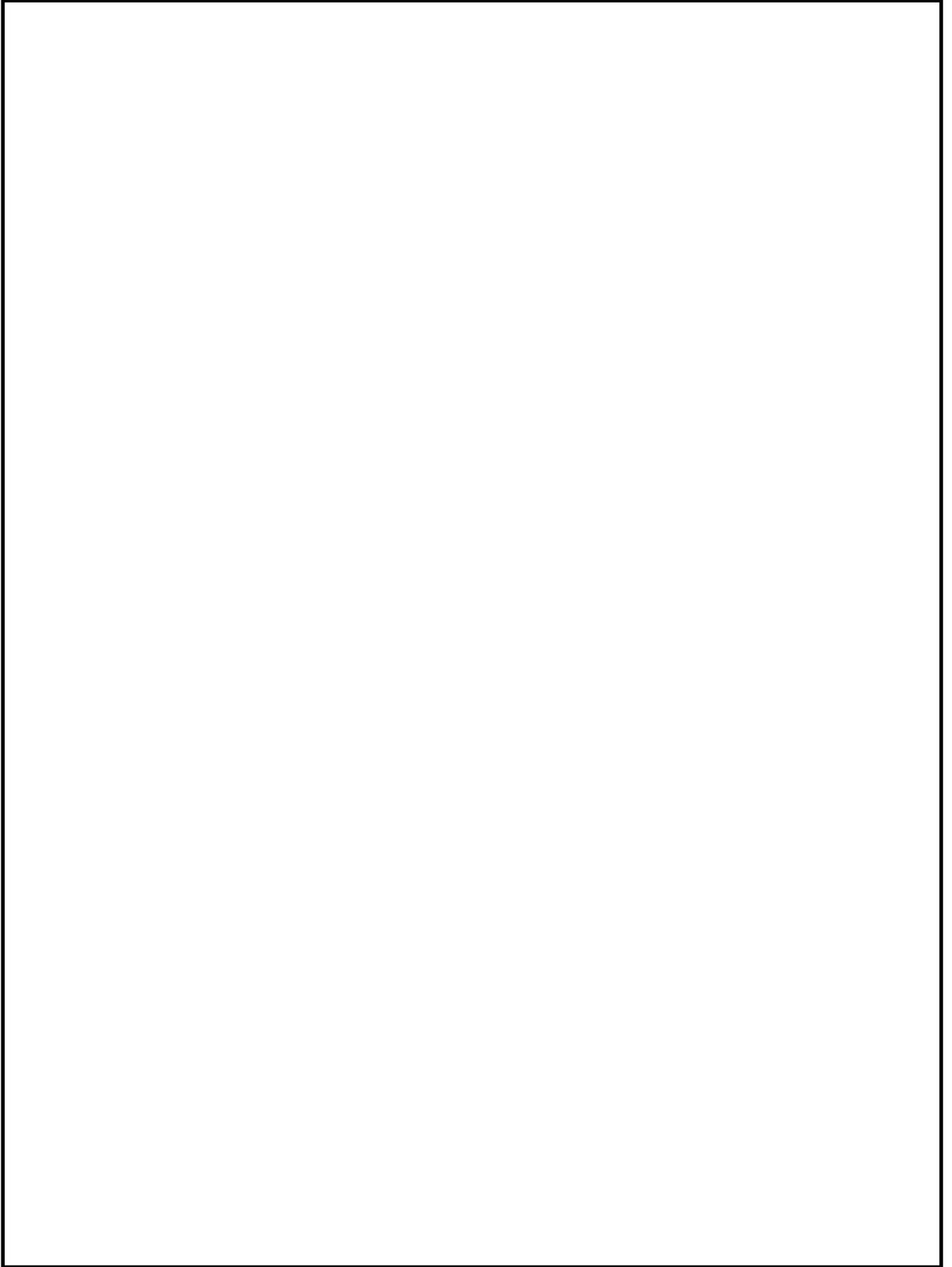


第51-18図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(51-18)r16

57補-439r16

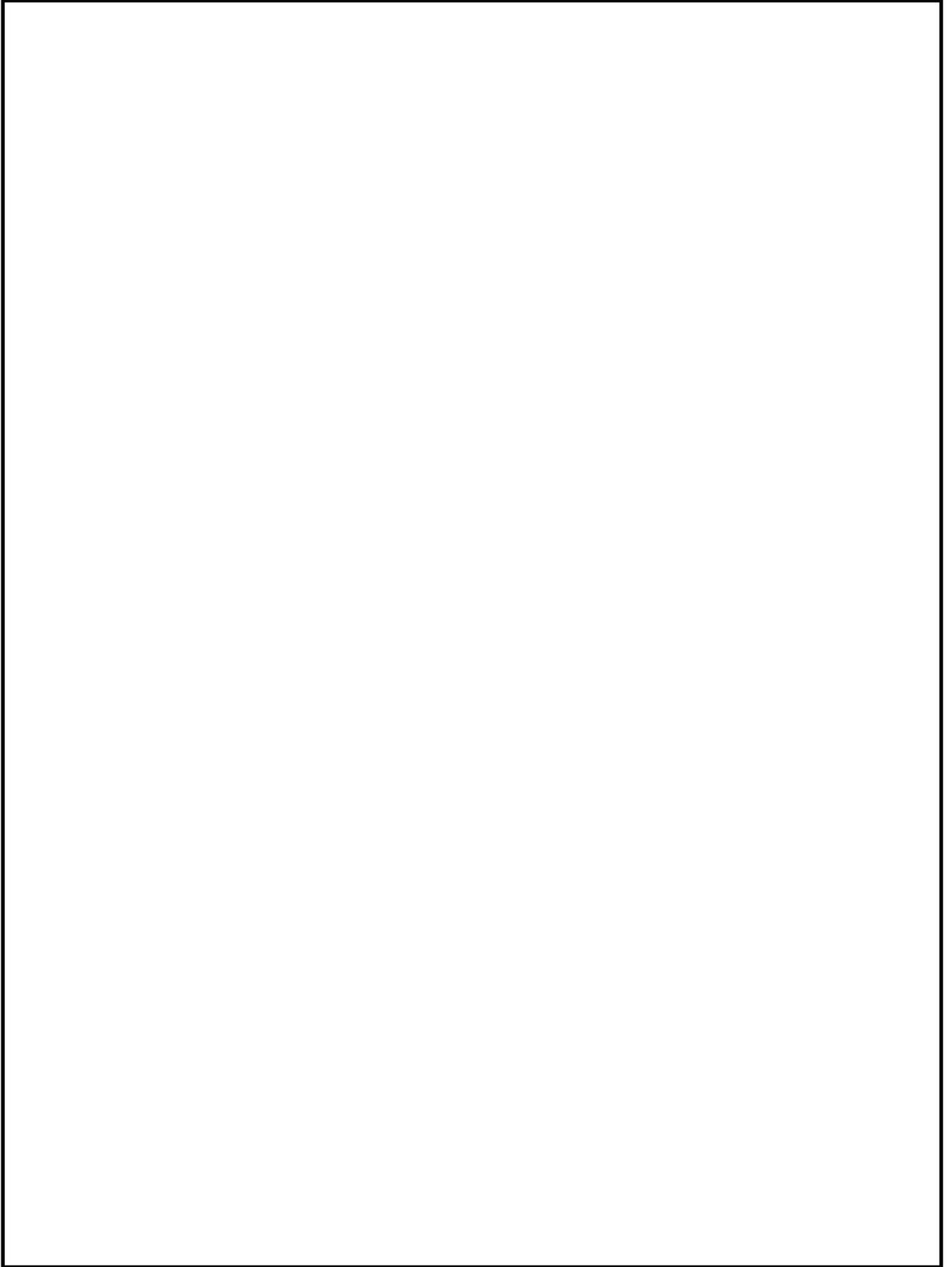


第51-19図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(51-19)r16

57補-440r16

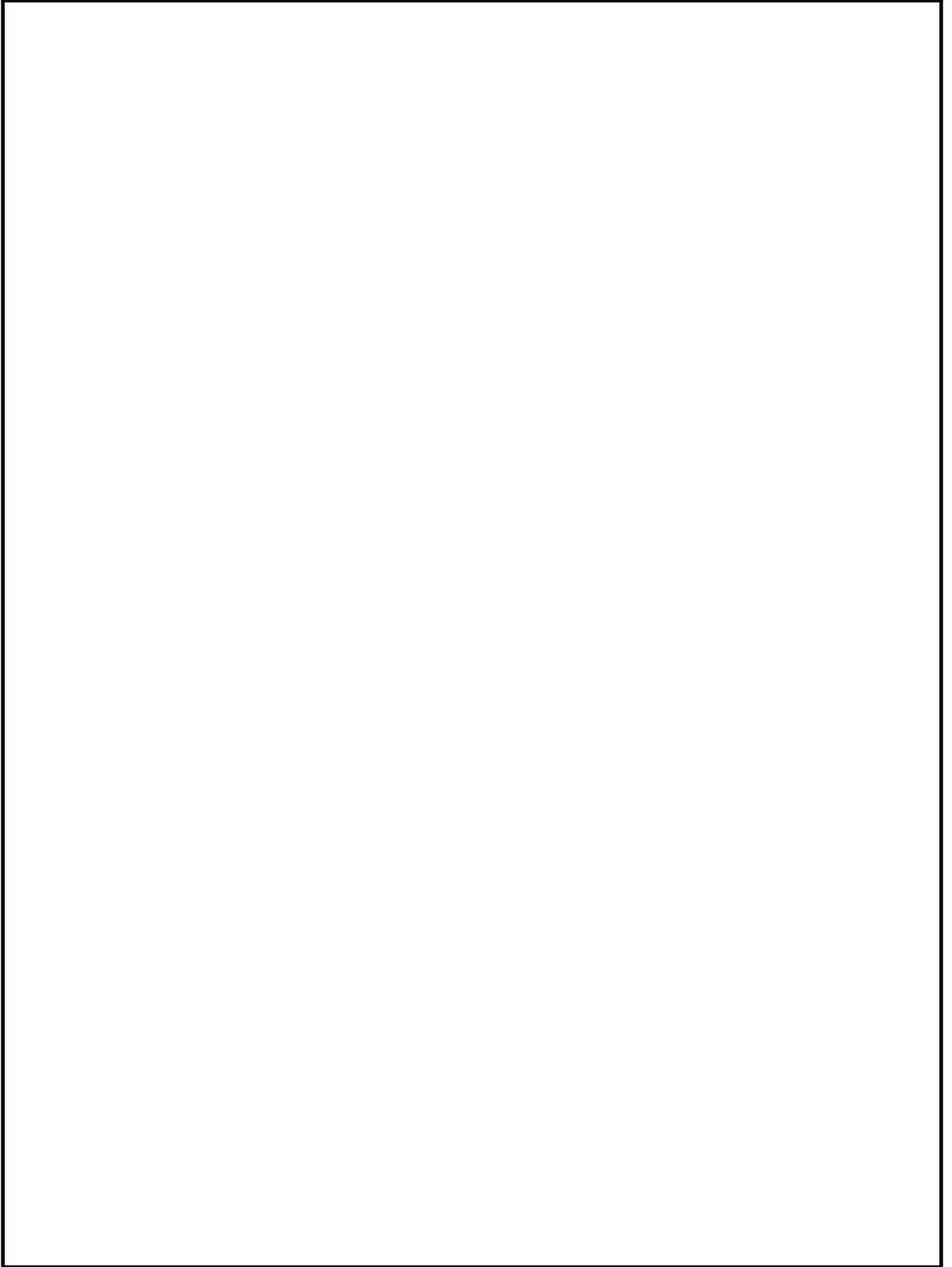


第51-20図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(51-20)r16

57補-441r16

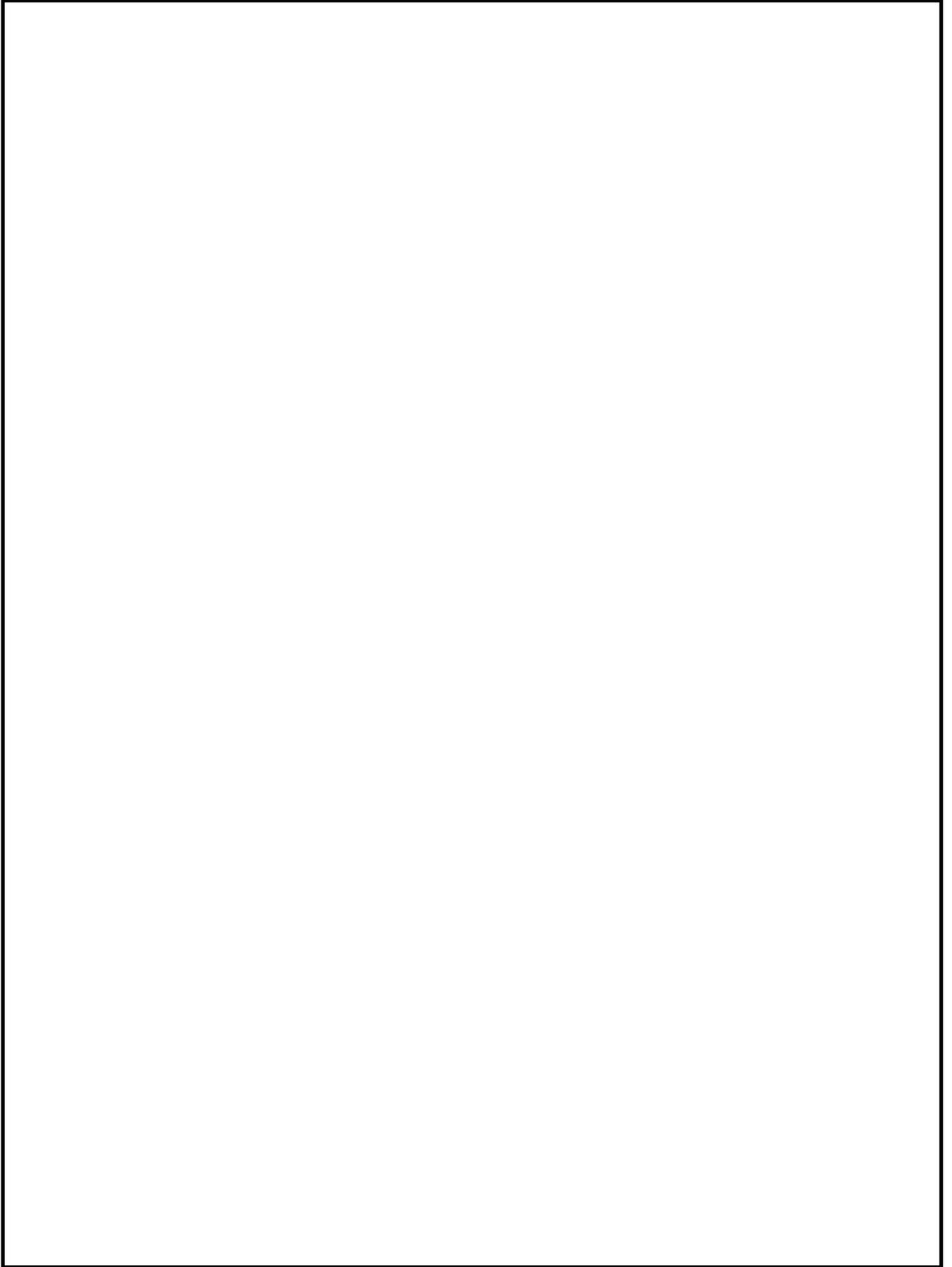


第51-21図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(51-21)r16

57補-442r16

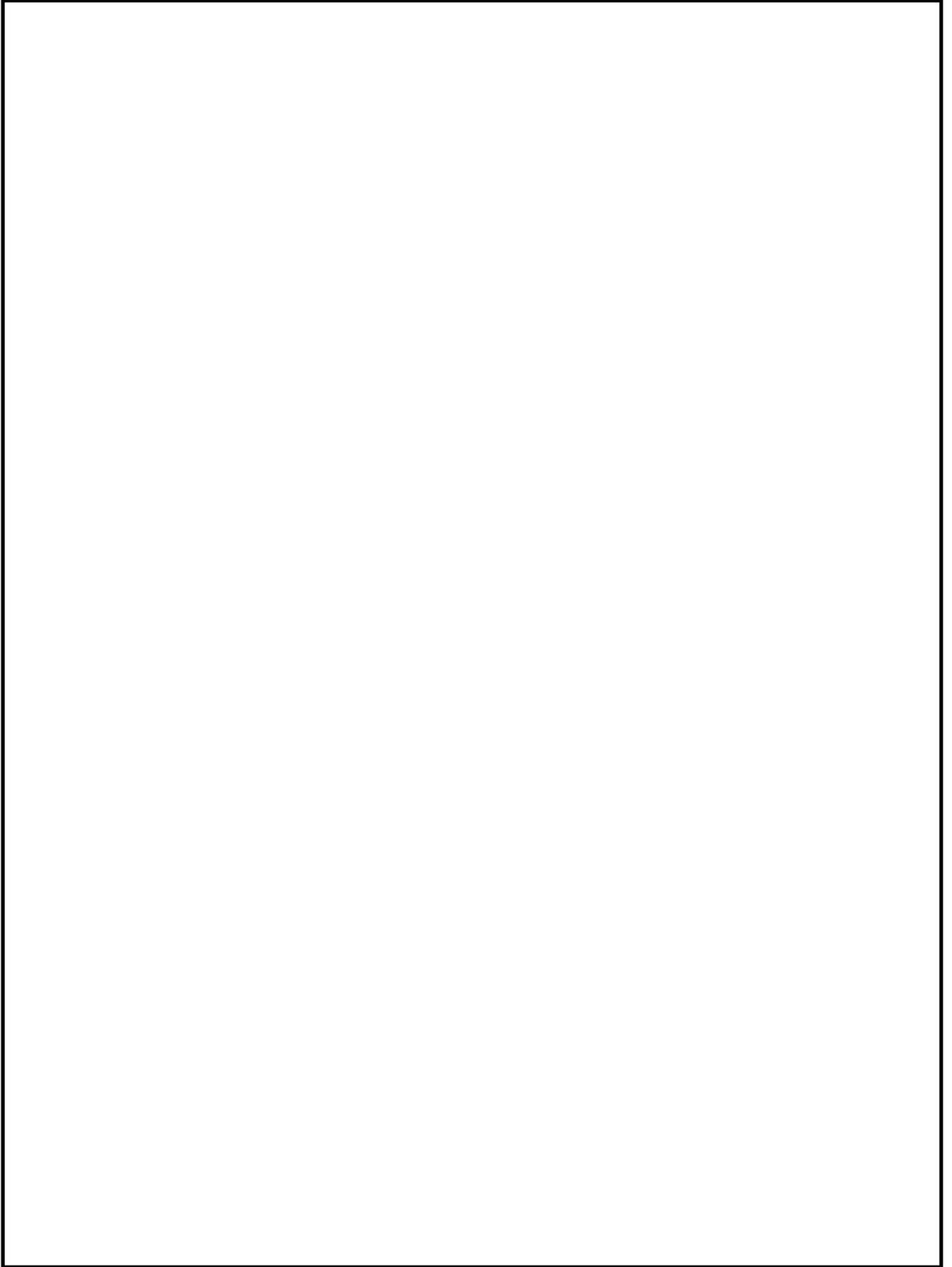


第51-22図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(51-22)r16

57補-443r16

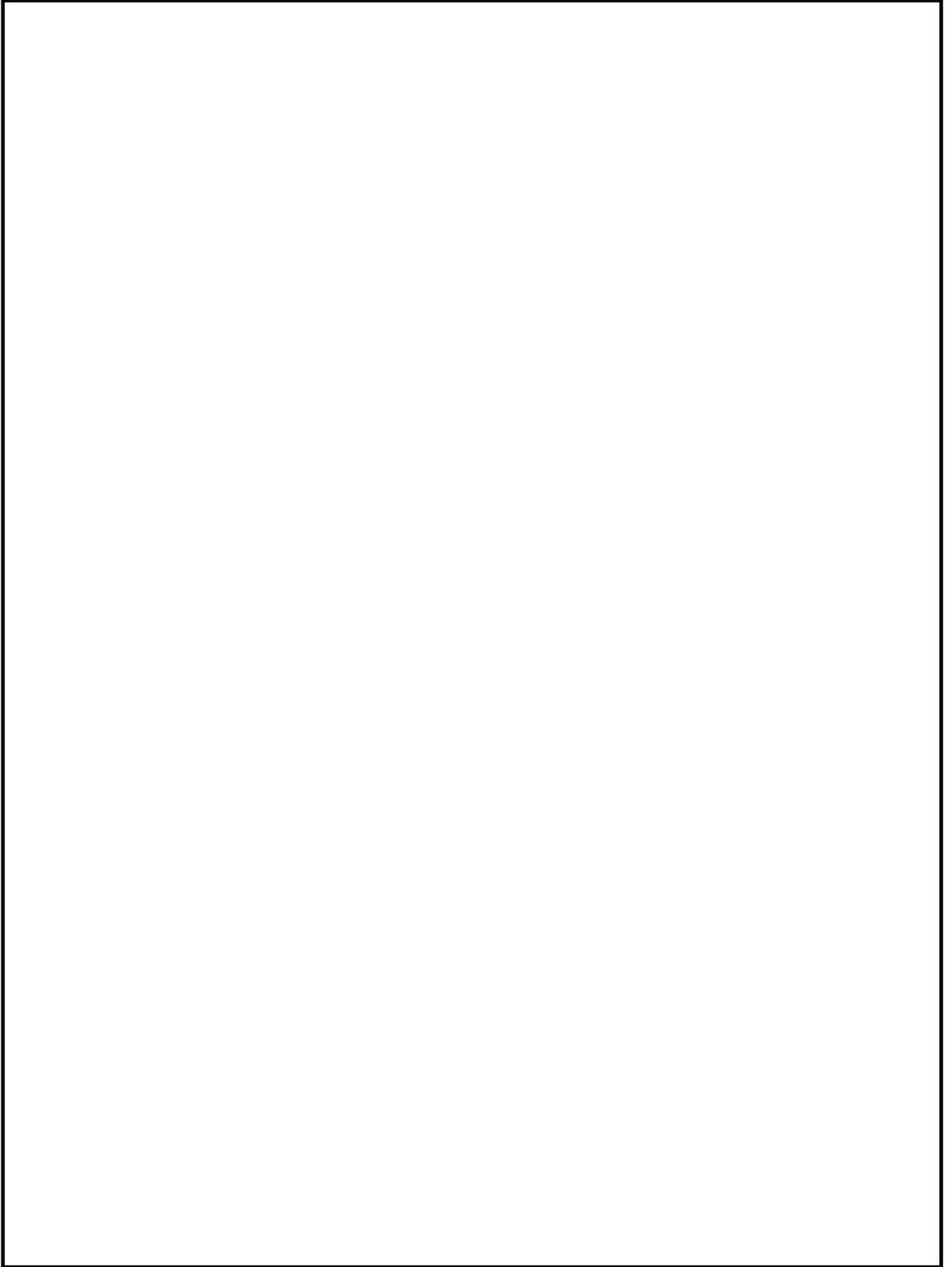


第51-23図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(51-23)r16

57補-444r16

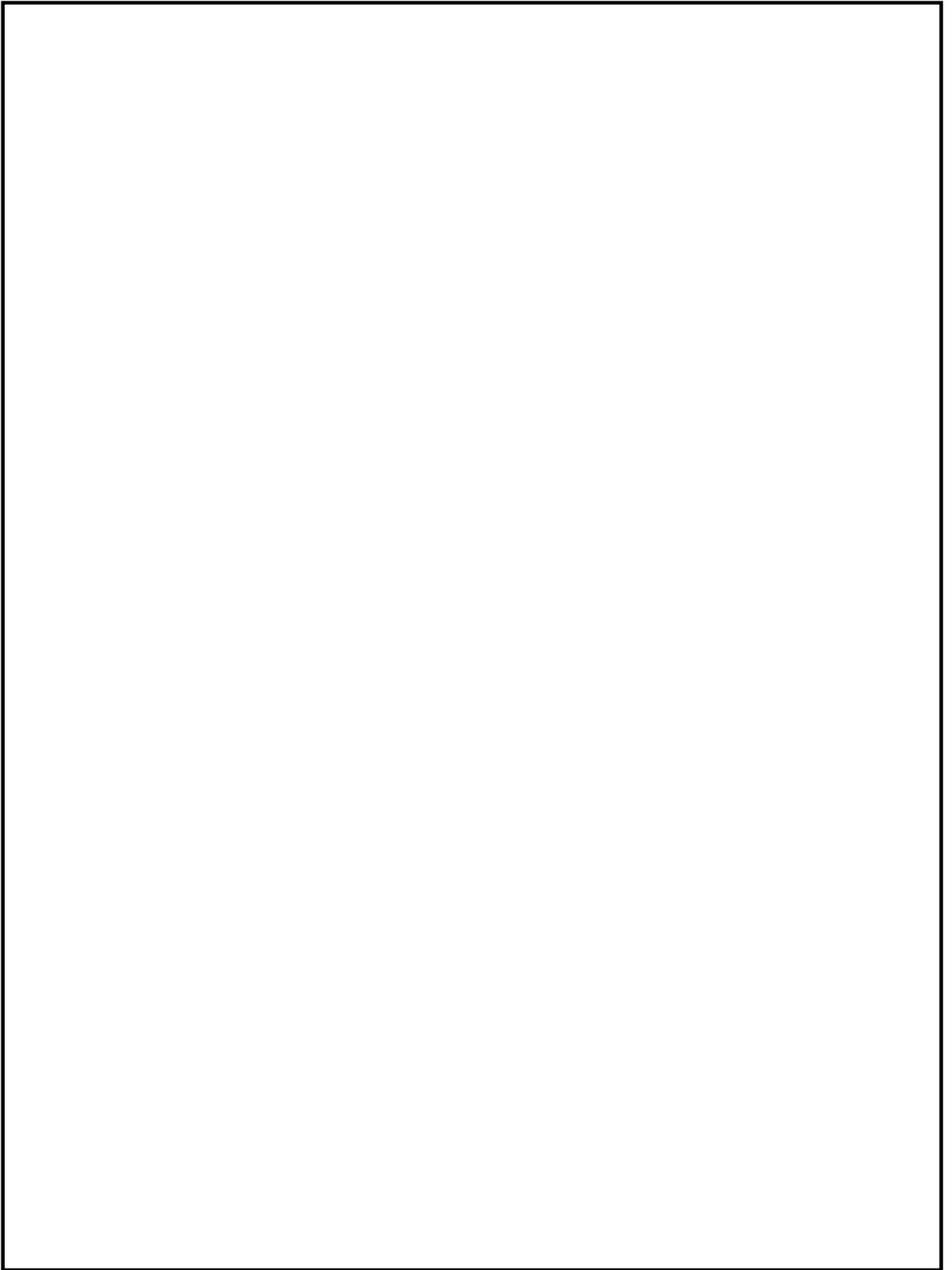


第51-24図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(51-24)r16

57補-445r16

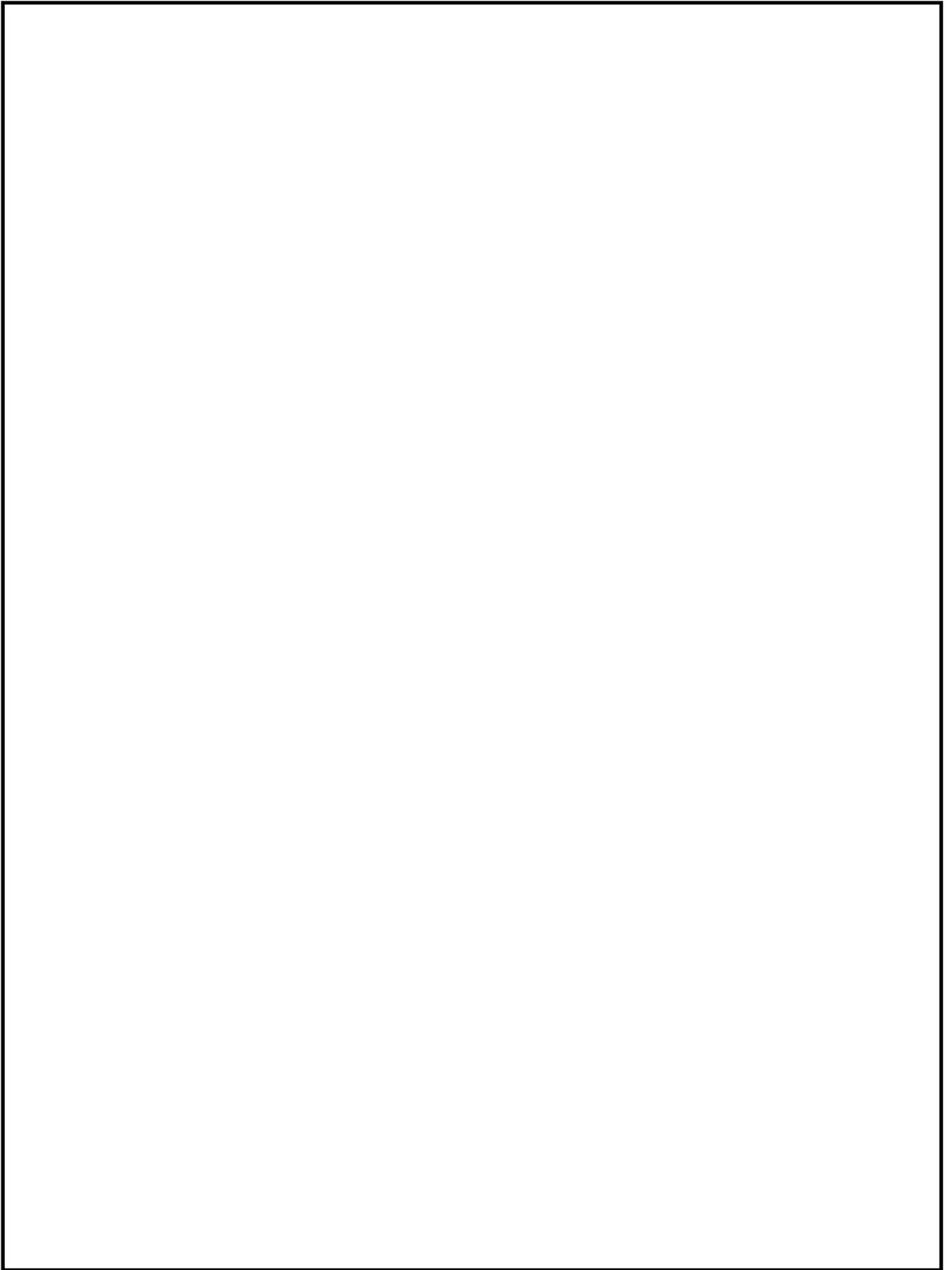


第51-25図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(51-25)r16

57補-446r16

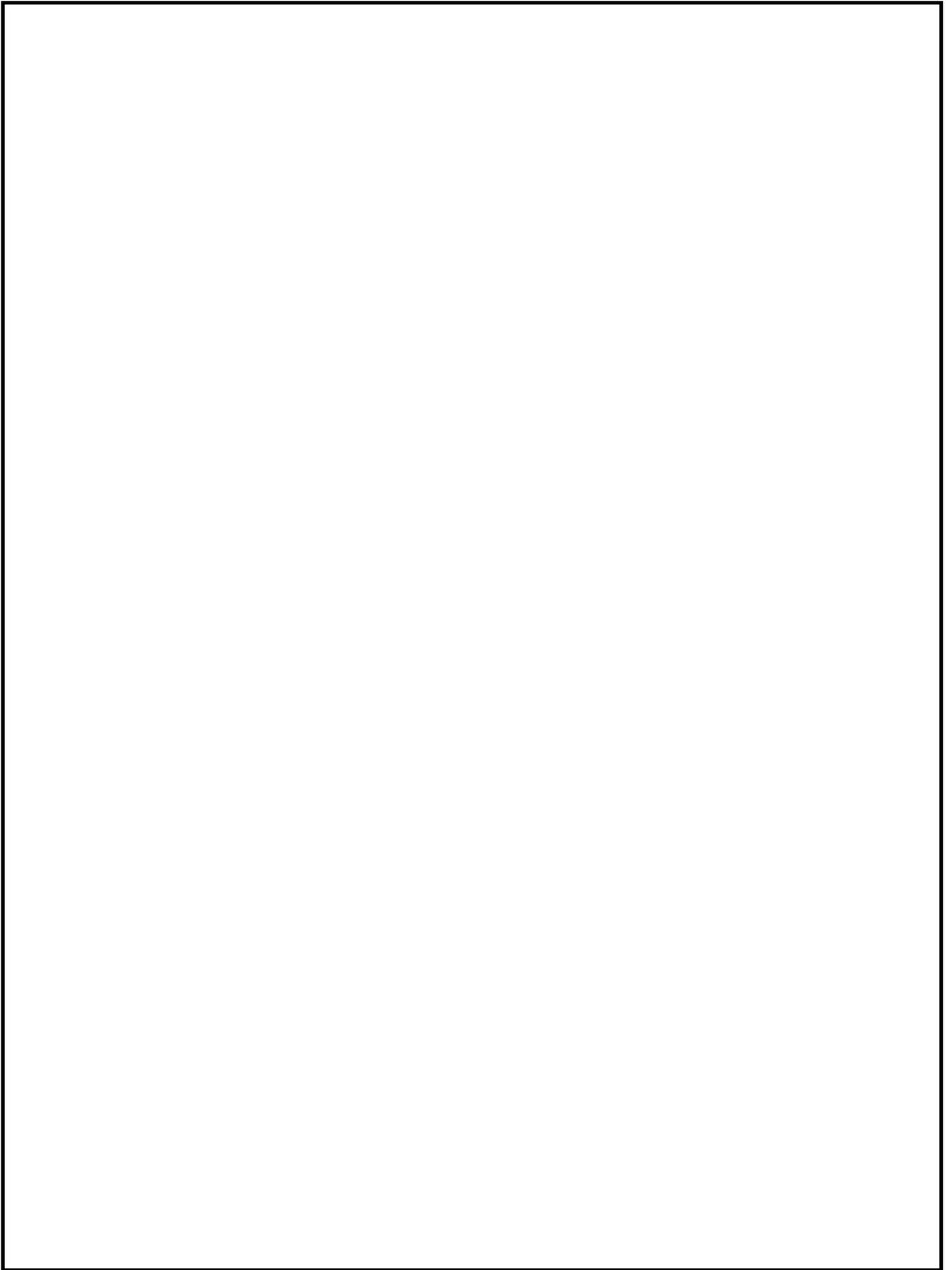


第51-26図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(51-26)r16

57補-447r16

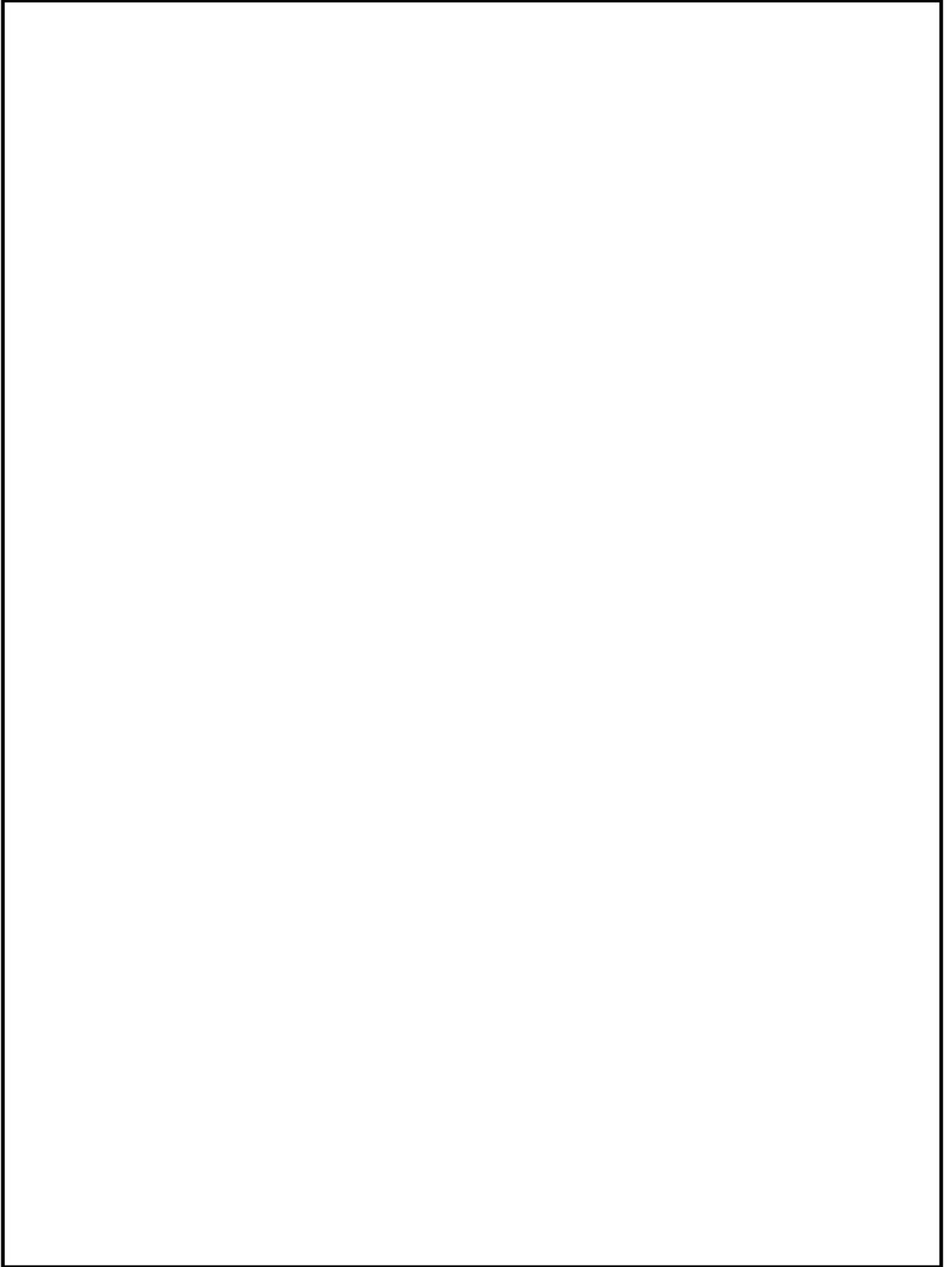


第51-27図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-9-(51-27)r16

57補-448r16

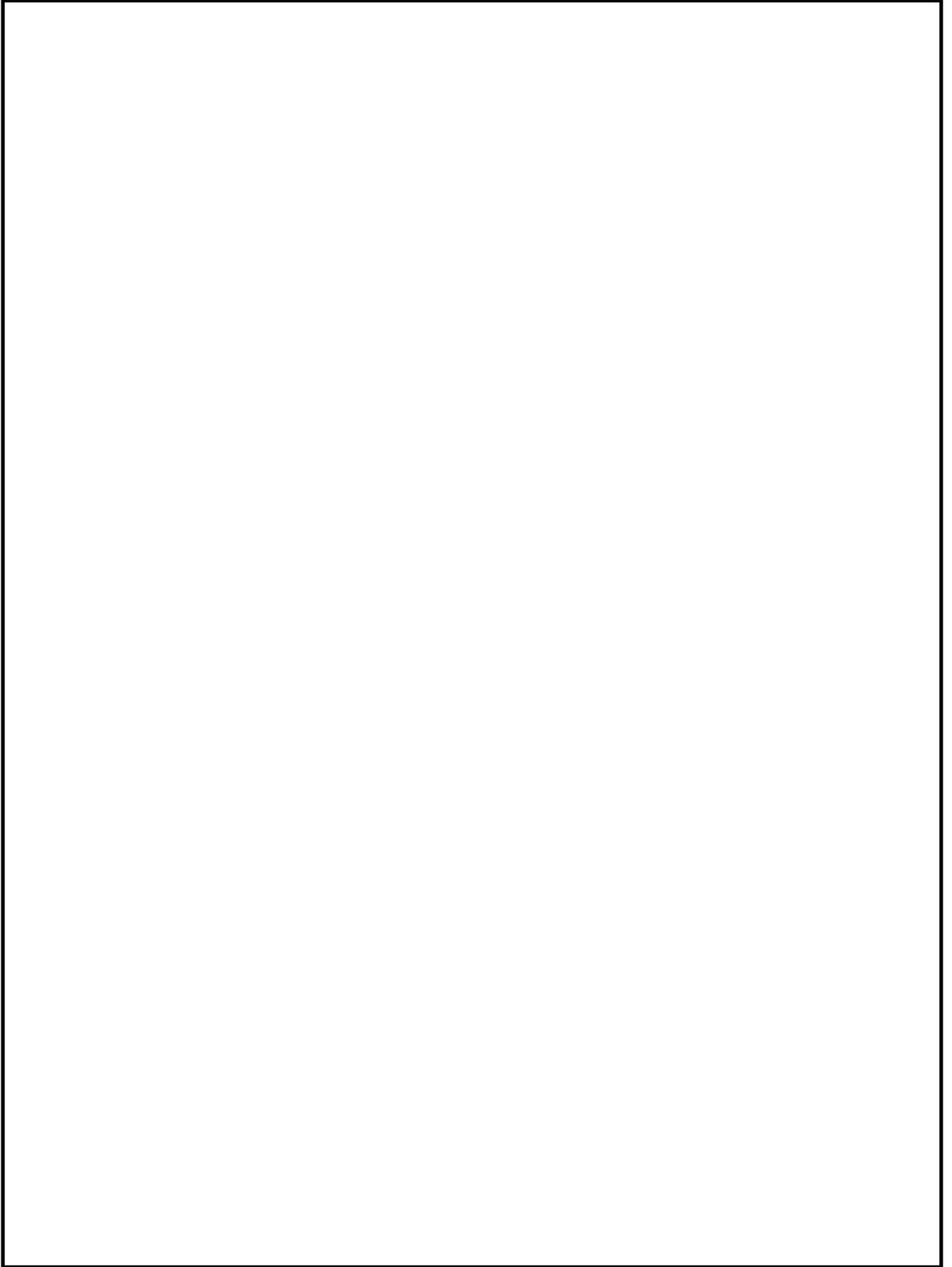


第51-28図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-9-(51-28)r16

57補-449r16

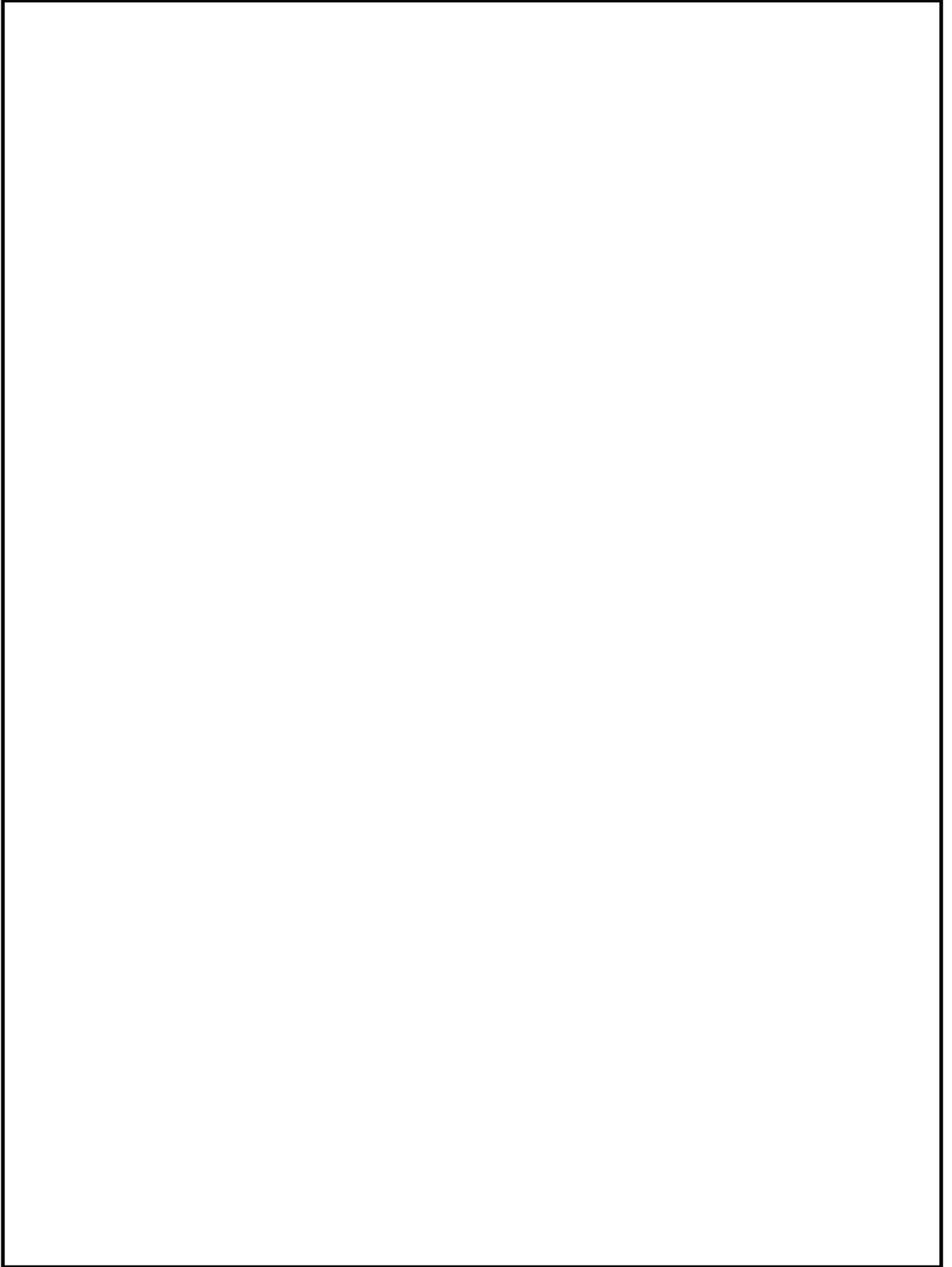


第51-29図 廃棄物処理建物 地上2階

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。

57-9-(51-29)r16

57補-450r16

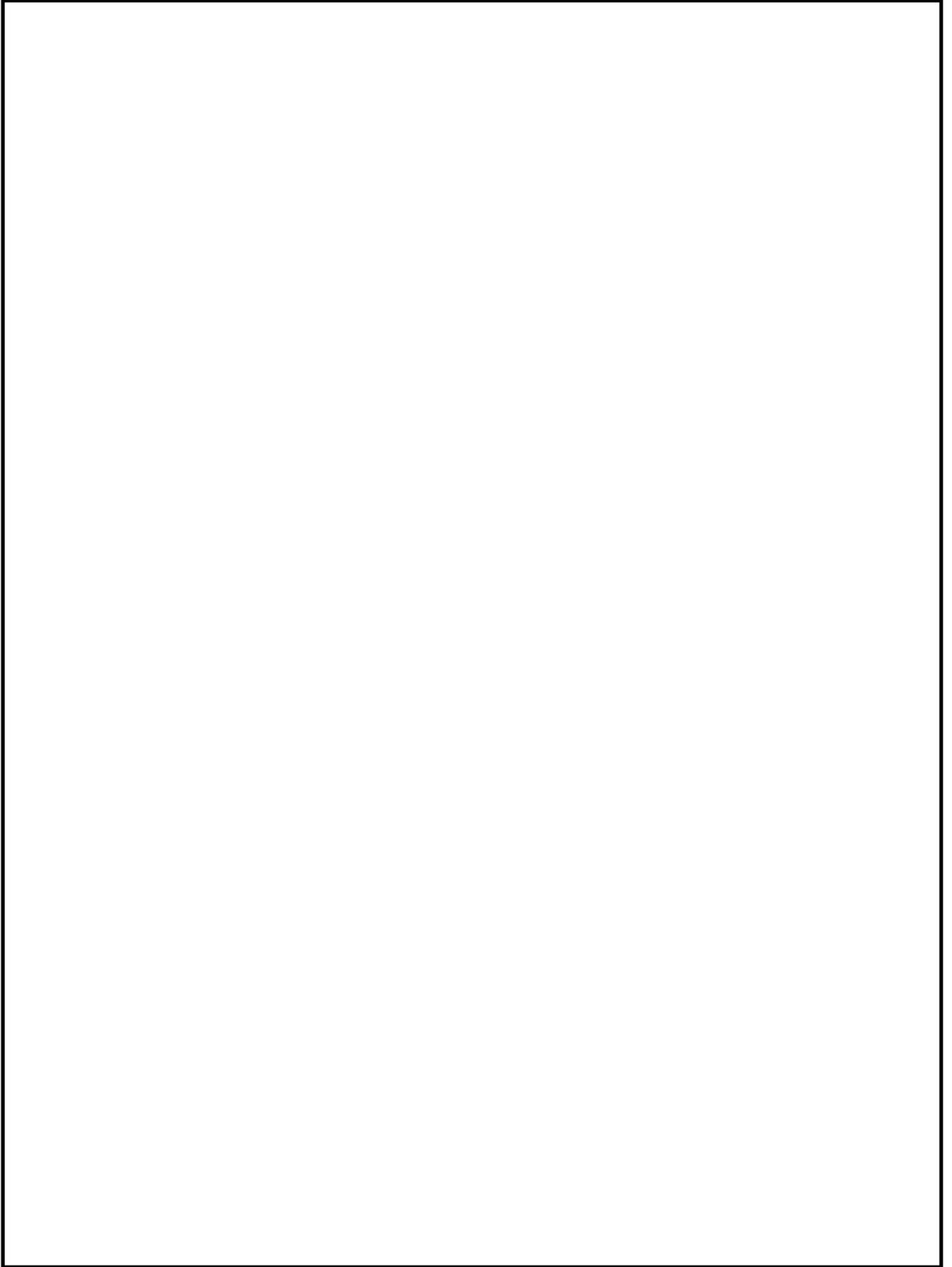


第51-30図 廃棄物処理建物 地上3階

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。

57-9-(51-30)r16

57補-451r16

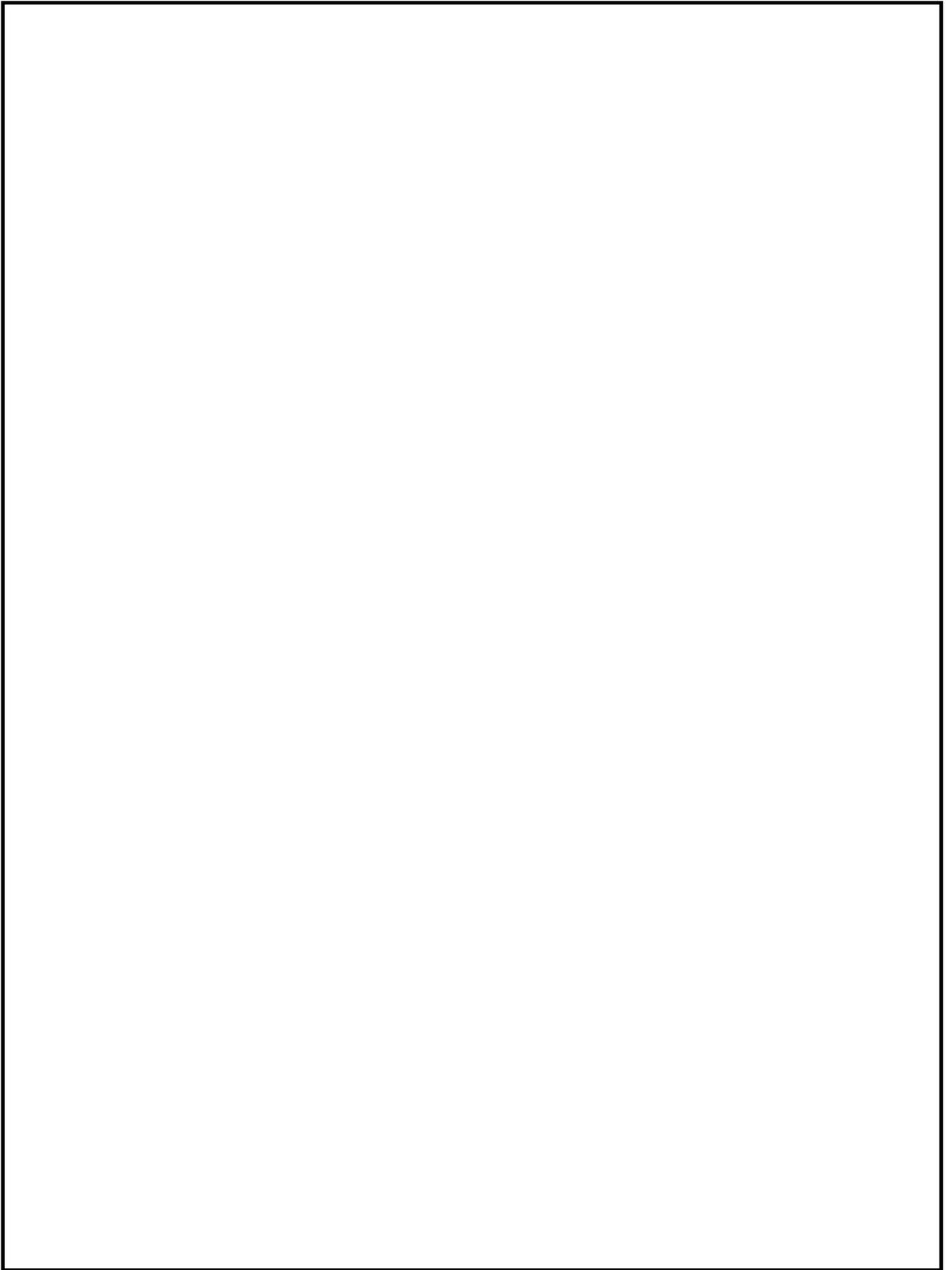


第51-31図 制御室建物 地上3階

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。

57-9-(51-31)r16

57補-452r16

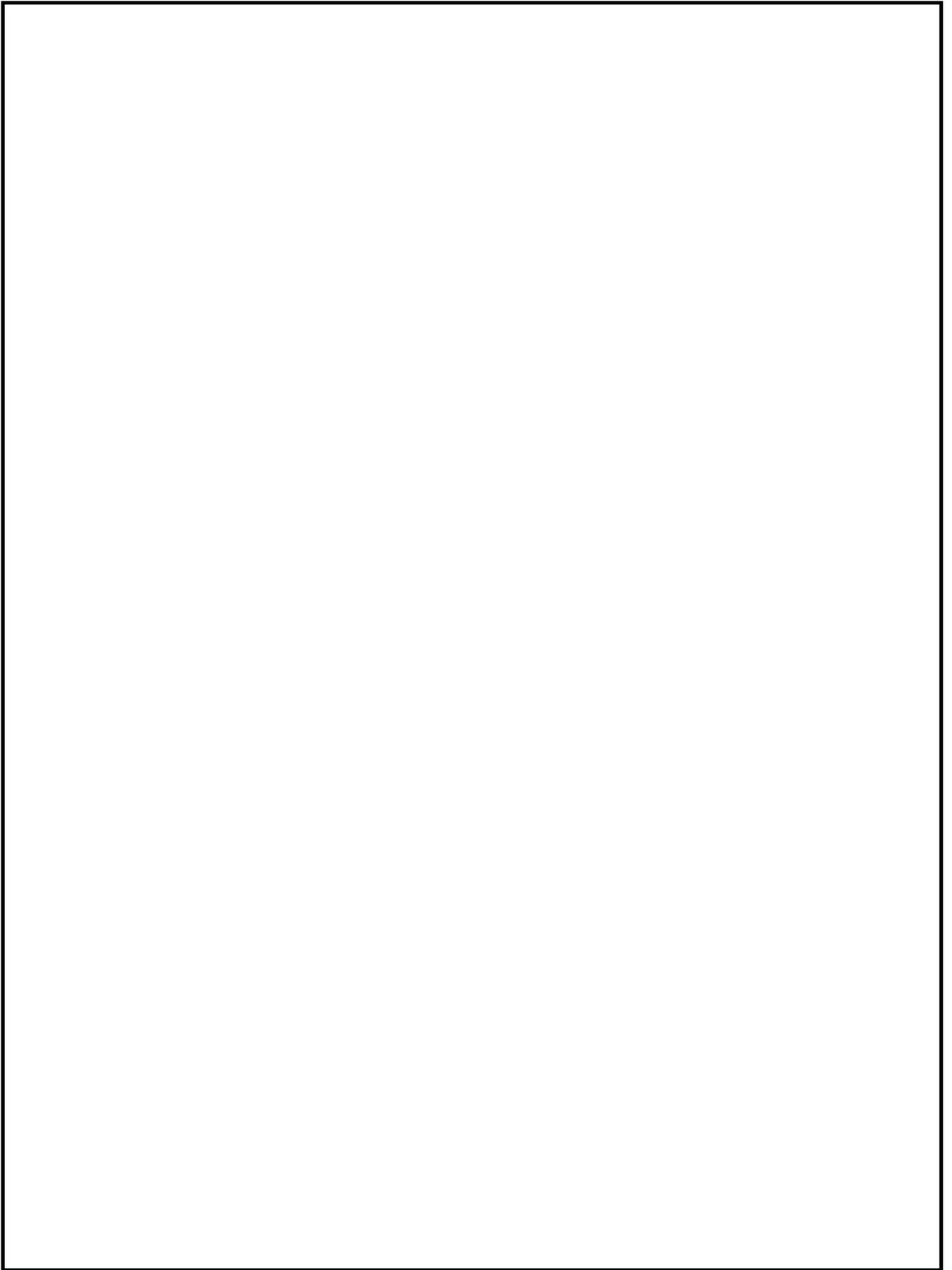


第51-32図 制御室建物 地上4階

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。

57-9-(51-32)r16

57補-453r16

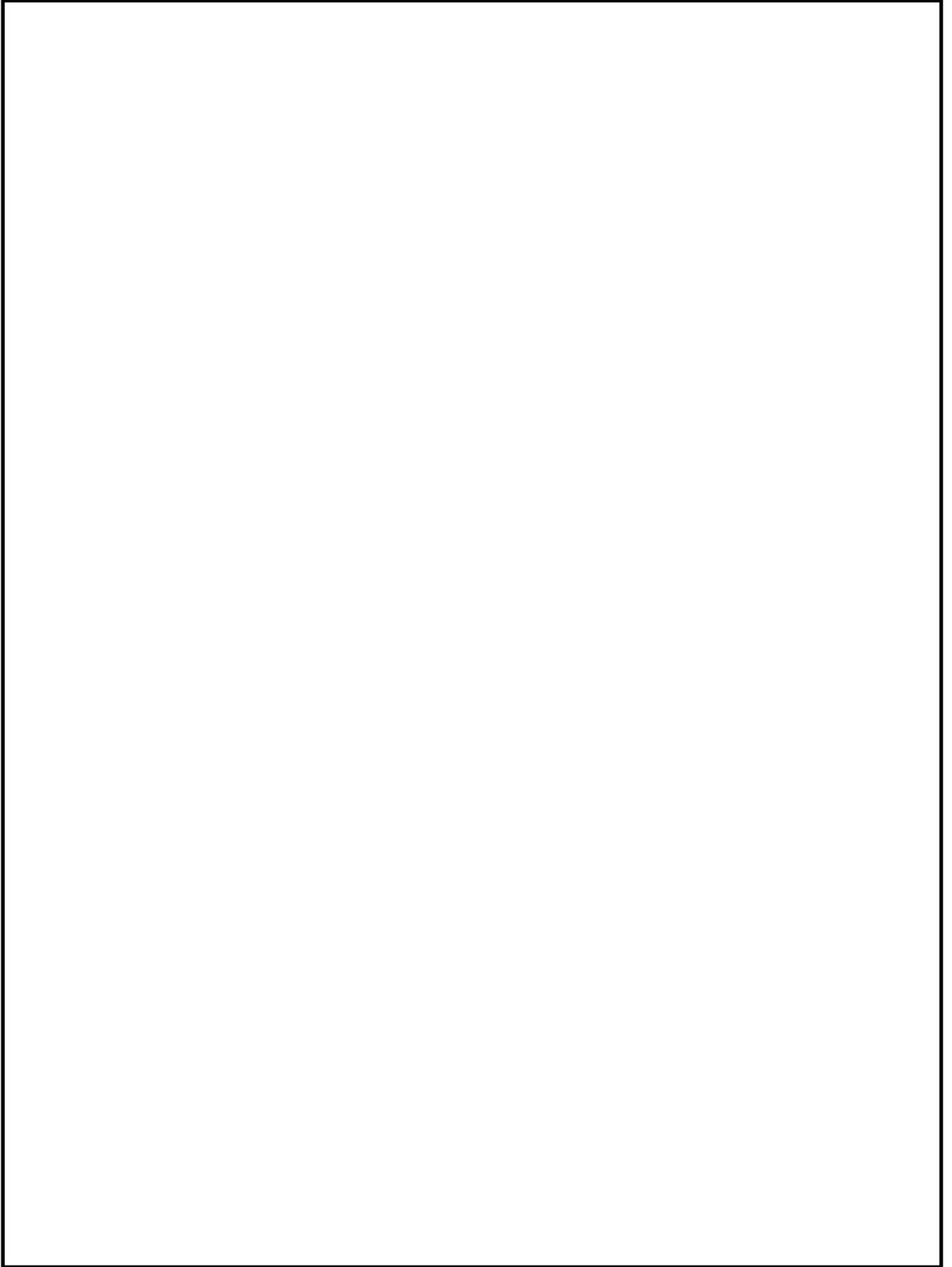


第51-33図 低圧原子炉代替注水槽 地下2階及び地下1階

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。

57-9-(51-33)r16

57補-454r16

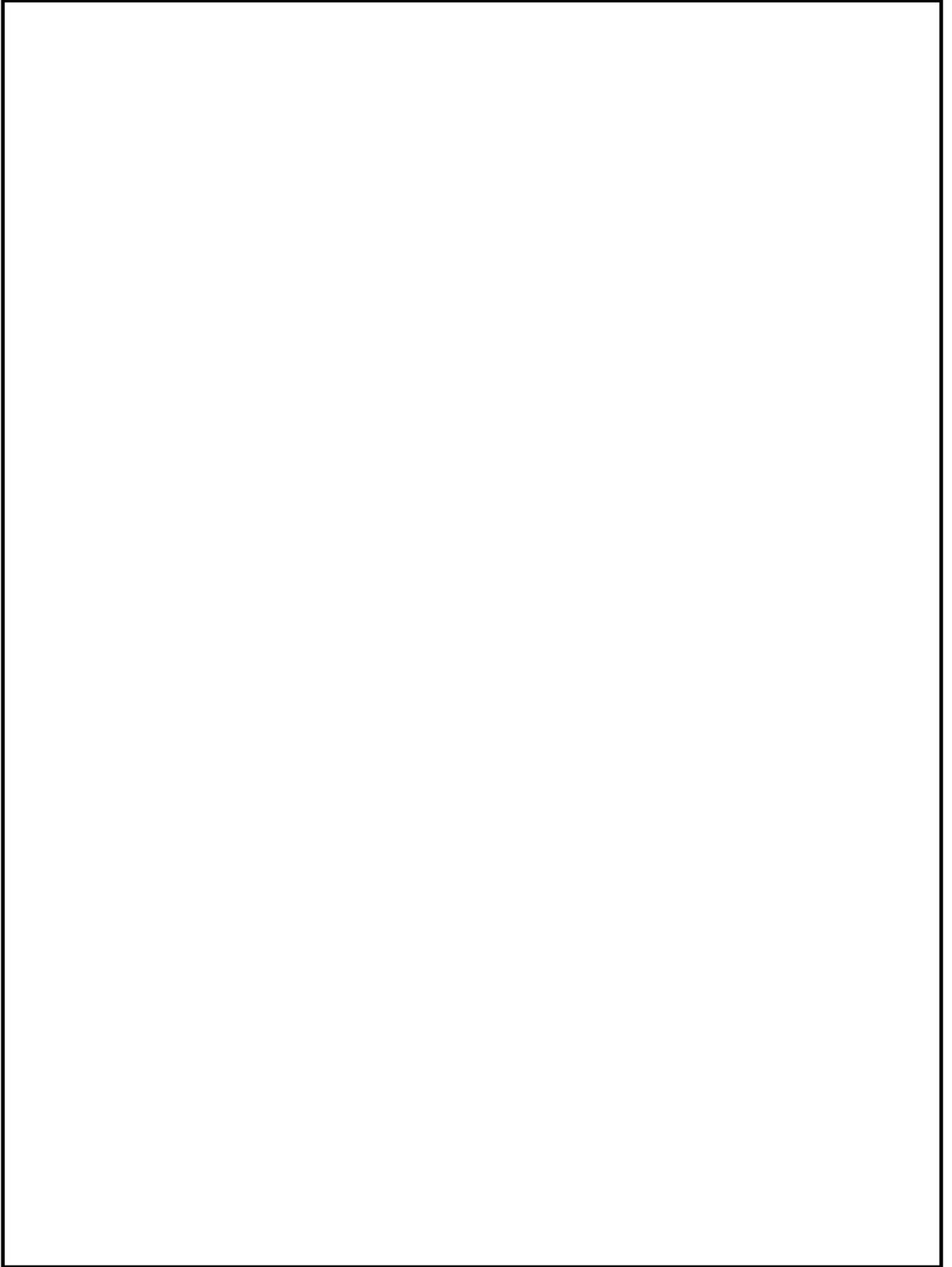


第57-1図 原子炉建物 地下2階

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。

57-9-(57-1)r16

57補-455r16

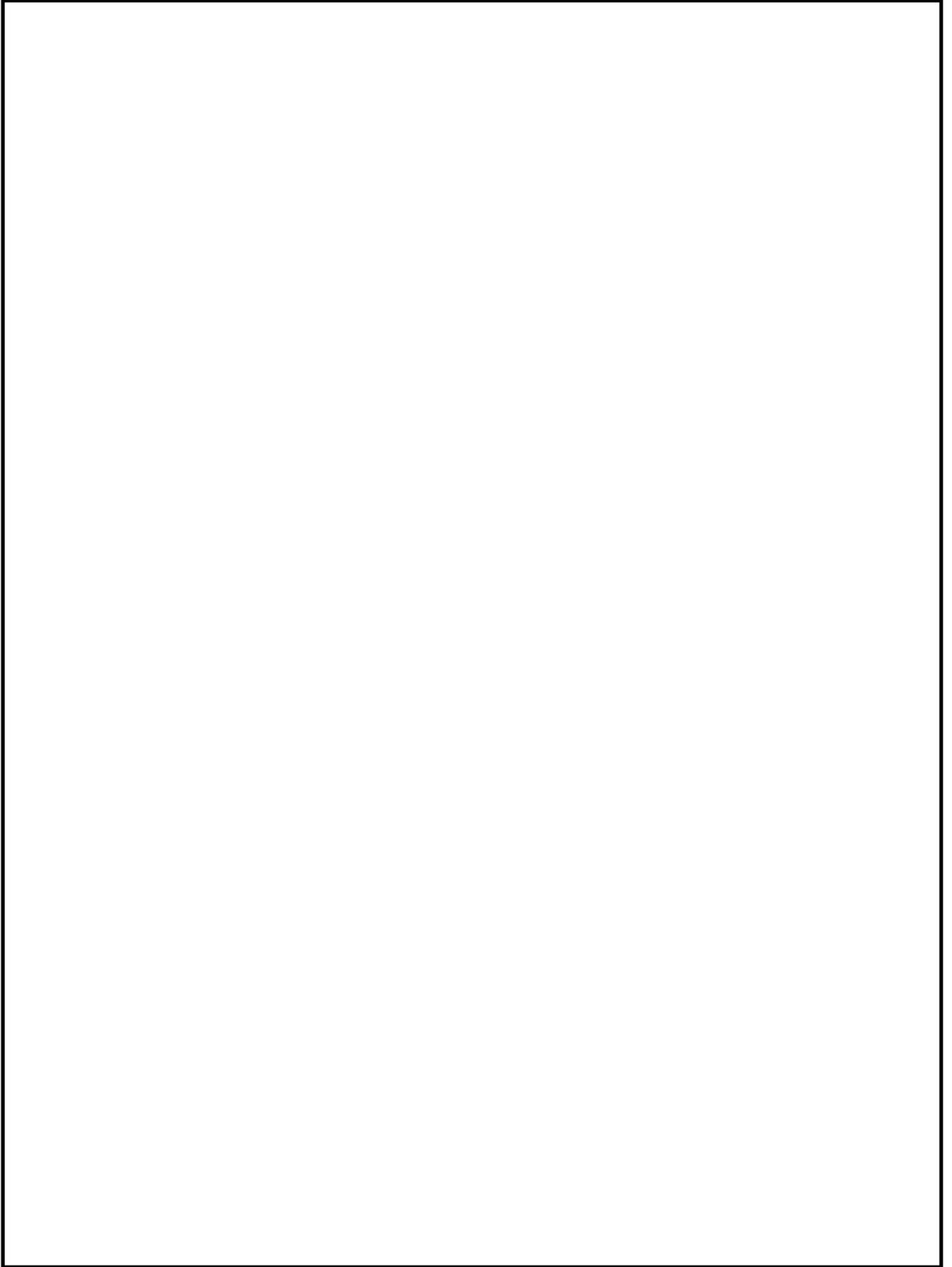


第57-2図 原子炉建物 地下1階

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。

57-9-(57-2)r16

57補-456r16

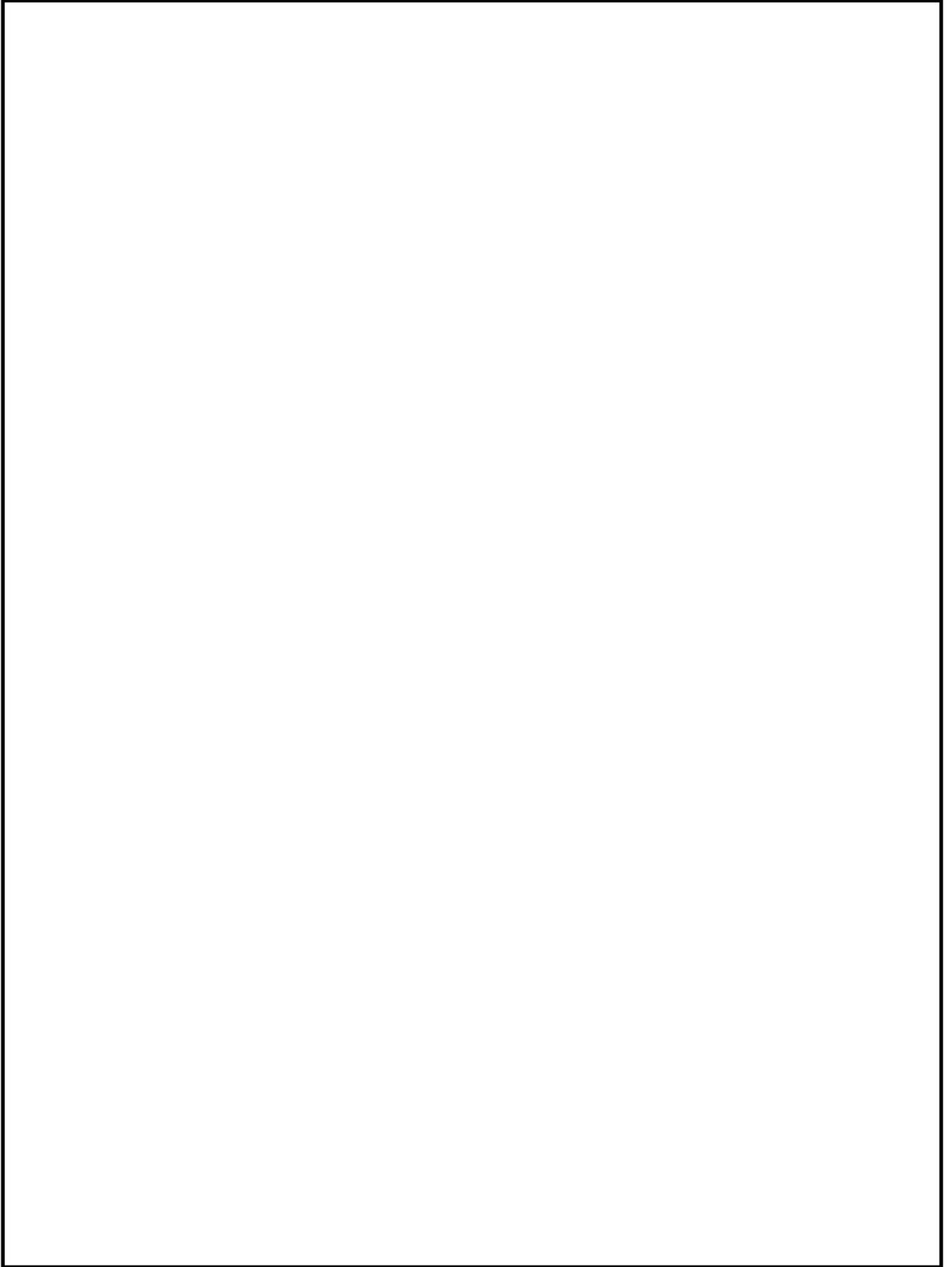


第57-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-9-(57-3)r16

57補-457r16

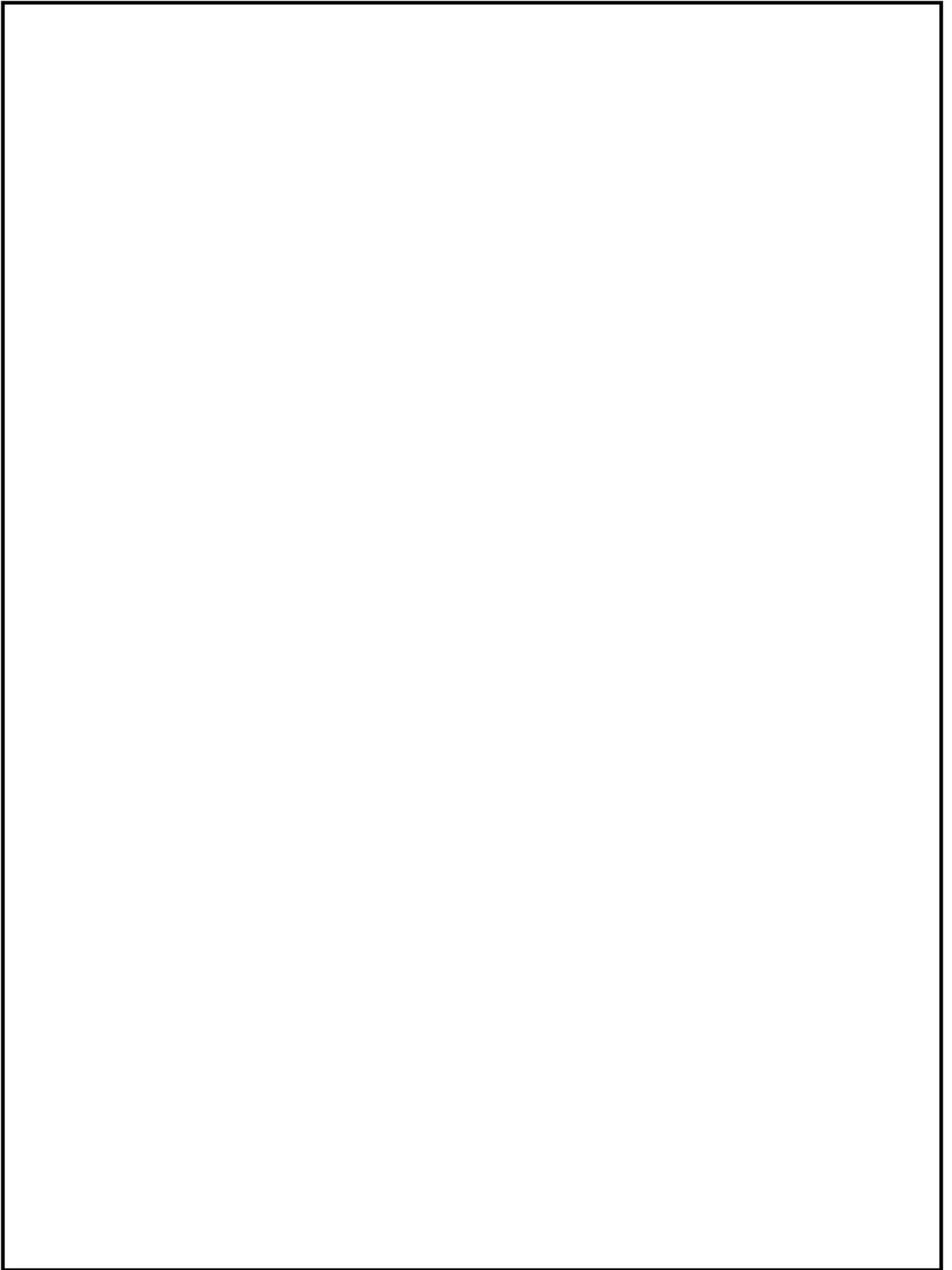


第57-4図 原子炉建物 地上2階

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。

57-9-(57-4)r16

57補-458r16

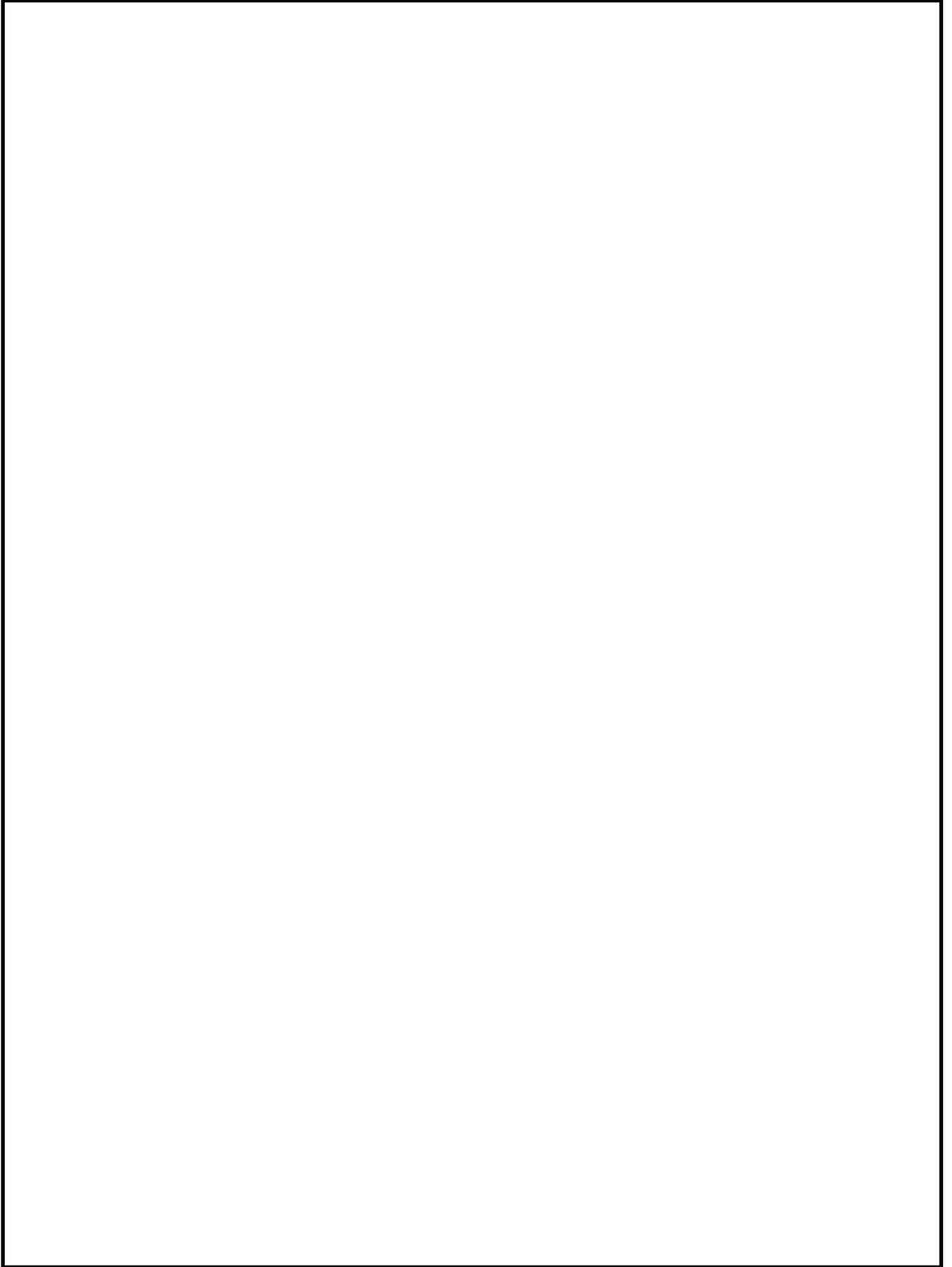


第57-5図 原子炉建物 地上中2階

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。

57-9-(57-5)r16

57補-459r16

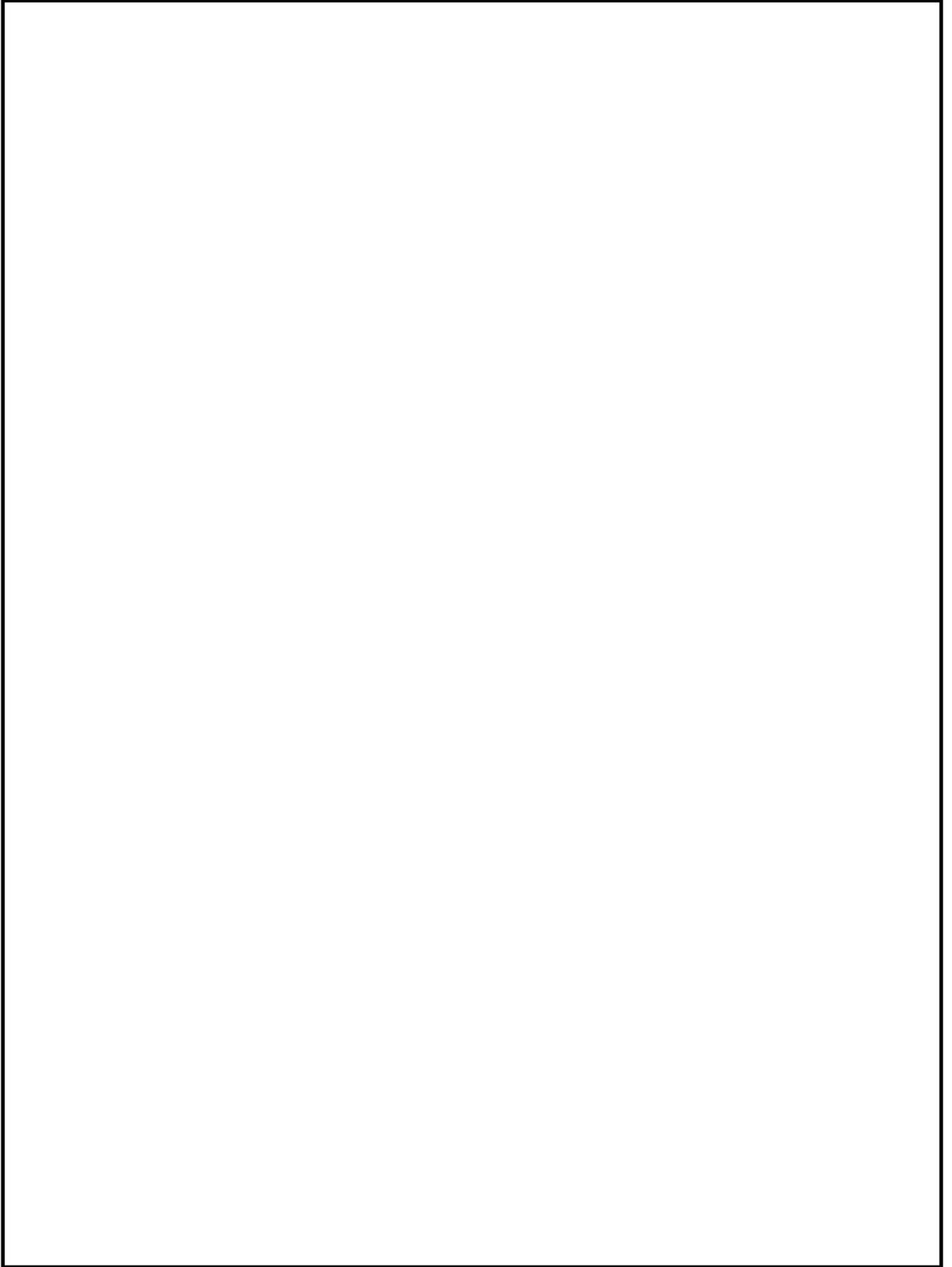


第57-6図 原子炉建物 地上3階

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。

57-9-(57-6)r16

57補-460r16



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。

57-9-(57-7)r16

57補-461r16

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。

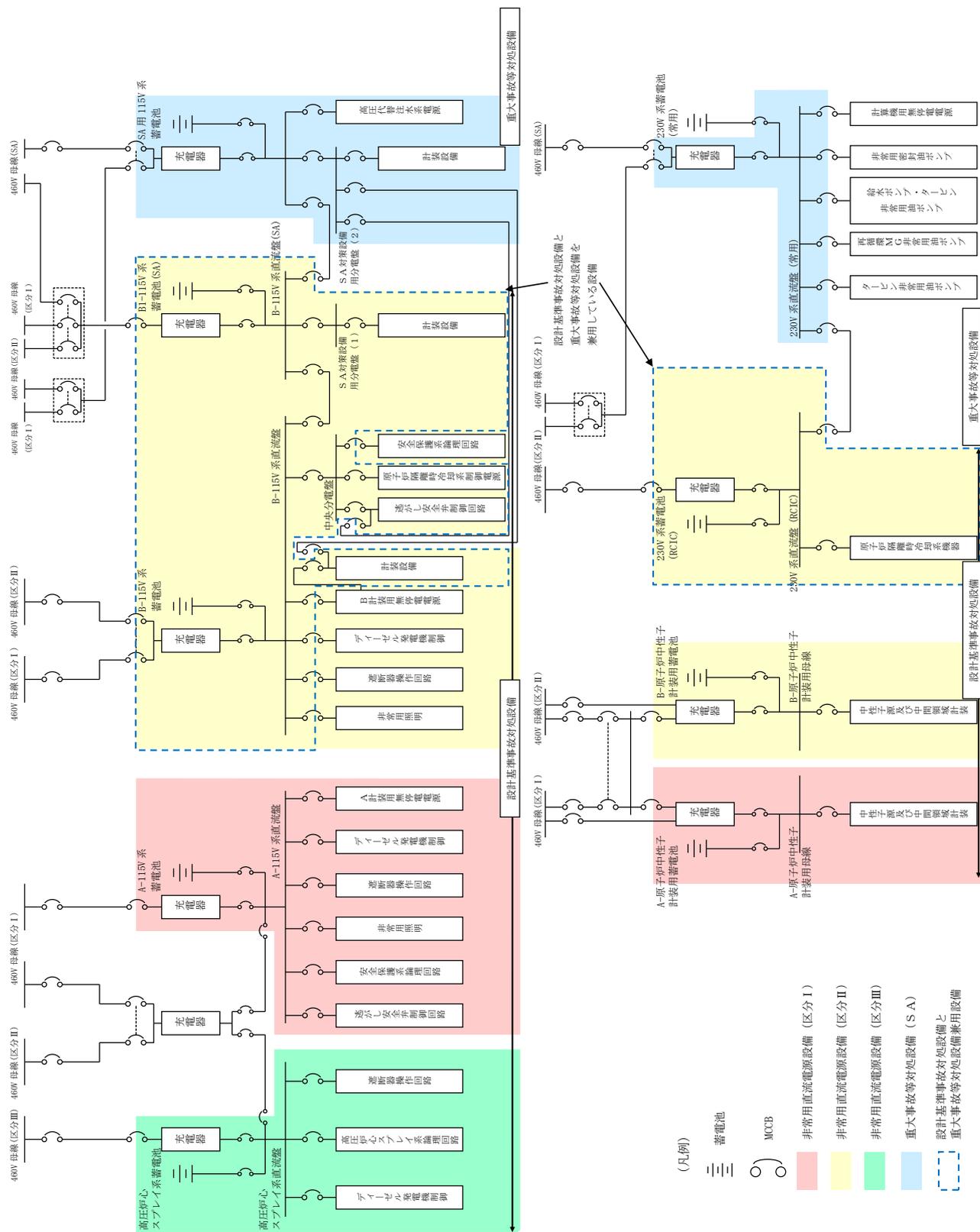
全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から約70分以内に電源供給を行うが、万一常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から約7時間20分以内に電源供給を行う。非常用蓄電池は、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）が使用できない場合も考慮し、電源

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 (A-115V 系蓄電池用)	1 (B-115V 系蓄電池用) 1 (BI-115V 系蓄電池 (SA) 用)	1 (BI-115V 系蓄電池用)	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 (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)



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), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用), 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	
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	—	8時間	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、各設備の条文中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、各設備の条文中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)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			16-1	燃料7 ⁷ - ール温度	DB	交流電源復旧後に使用								
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-2	燃料7 ⁷ - ール水位	DB	—	—	—	—	70分	—	8時間	—	—
			16-3	燃料7 ⁷ - ール水位・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	230V系 蓄電池
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-4	燃料プール冷却系ライトレノ漏えい検出	DB	-	-	-	-	70分	-	-	-	-	
			16-5	PPCホソソ [®] 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	燃料取替階エリア放射線モニタ	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	8時間	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	-	-	
			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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	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	-	-	-	24時間	
			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	-	-	24時間	-	
21条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	残留熱除去系(47-3, 49-3と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
			22-1	原子炉補機冷却系(48-3と同じ)	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
23条	計測制御系統施設	無	23-1	中性子源領域計装(58-25と同じ)	DB/SA	○	○	○	○	70分	70分	8時間	-	-	
			23-2	平均出力領域計装 ^{*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	230V系 蓄電池
			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	炉内温度・炉内圧力	DB						交流電源復旧後に使用				
			23-9	炉内温度・炉内圧力	DB	—	—	—	—	70分	—	70分	8時間	—	—
			23-10	炉内温度・炉内圧力	DB	○	—	—	—	70分	—	70分	8時間	—	—
			23-11	炉内温度・炉内圧力	DB	—	—	—	—	70分	—	70分	8時間	—	—
			23-12	炉内温度	DB						交流電源復旧後に使用				
			23-13	炉内圧力	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	格納容器中性子線モニタ (58-23と同じ)	DB/SA	○	○	○	—	24時間	24時間	70分	8時間	—	—
			23-17	格納容器中性子線モニタ (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 (津波監視カメラ)	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	26-4	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													
			35-2	衛星電話設備(62-2と同じ)	DB/SA													
			35-3	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						70分
36条	補助ブイロー	無	—	(電源が必要な設備が要求 されない)	—													
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													
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													
			44-2	代替原子炉再循環ポンプ ^{トリップ} 機能	SA													
			44-3	ほう酸水注入系 (25-1と同じ)	DB/SA													
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								
			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	24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	—	—	—	—
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)	SA 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ﾊﾞｯﾄ系 ^{※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ﾊﾞｯﾄ系 ^{※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 ﾊﾞｯﾄﾞｽｶﾙ代替注水系	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	格納容器フルスケール系 ^{※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	-	-	-	-		
54-1	燃料プール冷却系			SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-		
54-2	燃料プール水位 (SA)			SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-		
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための 設備	有	54-3	燃料プール水位・温度 (SA) (16-3 と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	70 分	-	-	24 時間	-	-	
			54-4	燃料プールエア放射線モニタ (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)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
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	24 時間	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	230V系 蓄電池	
58条 計装設備			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	低圧原子炉代替注水流量	SA	-	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-10	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	SA	-	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-11	格納容器代替スプレイ流量	SA	-	○	○	○	-	24時間	-	-	-	-	
			58-12	ペデスタル代替注水流量	SA	-	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-13	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	SA	-	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-	
			58-14	燃料プールのスプレイ流量	自主	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
			58-15	原子炉隔離時冷却ポンプ ^出 口流量	DB拡張	-	-	-	○	○	-	24時間	-	24時間	-	-
			58-16	高圧炉心スプレイ ^{ポンプ} 出口流 量	DB拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-17	残留熱除去ポンプ ^出 口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-18	低圧炉心スプレイ ^{ポンプ} 出口流 量	DB拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-19	ドライエア温度(SA)	SA	-	○	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-
			58-20	ベテスタル温度(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	230V系 蓄電池		
58 条 計装設備		有	58-21	ハ ^テ スタ ^ル 水温度(SA)	SA	-	-	○	-	24時間	-	-	-	-	-		
			58-22	サ ^ブ レ ^ッ シ ^ョ ン・ ^チ ェ ^ン ハ ^ッ 温度(SA)	SA	-	-	○	-	-	24時間	-	-	-	-	-	
			58-23	サ ^ブ レ ^ッ シ ^ョ ン・ ^ブ ール水温度(SA)	SA	-	-	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-
			58-19	ト ^ラ ウ ^ェ ル圧力(SA)	SA	-	-	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-
			58-20	サ ^ブ レ ^ッ シ ^ョ ン・ ^チ ェ ^ン ハ ^ッ 圧力(SA)	SA	-	-	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-
			58-21	サ ^ブ レ ^ッ シ ^ョ ン・ ^ブ ール水位(SA)	SA	-	-	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-
			58-22	ト ^ラ ウ ^ェ ル水位	SA	-	-	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-
			58-23	ハ ^テ スタ ^ル 水位	SA	-	-	○	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-
			58-24	格納容器雰囲気放射線モニタ (ト ^ラ ウ ^ェ 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 ^ッ シ ^ョ ン・ ^チ ェ ^ン ハ ^ッ) (23-17と同じ)	DB/SA	-	-	○	-	○	-	24時間	70分	8時間	-	-	-
			58-26	中性子源領域計装 (23-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			58-27	平均出力領域計装※7 (23-2と同じ)	DB/SA	-	-	○	-	○	-	70分	-	8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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
58-31	残留熱除去ボ ^ン グ 出口圧力	DB 拡張	-	-	○	-	○	-	24時間	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	230V系 蓄電池
58条	計装設備	有	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ホップ出口圧力	SA	-	○	○	-	-	24時間	-	-	-	-
			58-34	原子炉隔離時冷却ホップ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	24時間	-	-	-
59条	原子炉制御室	有	58-35	高圧炉心スワップホップ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用				
			58-36	低圧炉心スワップホップ出口圧力	DB 拡張	-	-	-	-	-	-	交流電源復旧後に使用			
60条	監視測定設備	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
61条	緊急時対策所	有	60-1	可搬式モリツク・ボ・ズ	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	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				
			62-1	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	70分

(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 (S A)) から電源供給
-  : 区分Ⅱの蓄電池 (230V 系蓄電池 (R C I C)) 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イ流量、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)	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧原子炉代替注水流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器代替スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
ペダスタル代替注水流量	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
ペダスタル代替注水流量 (狭帯域用)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
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	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル温度 (SA)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ペダスタル温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
ペダスタル水温度 (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
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)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
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	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○

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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
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 (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 (燃料減)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-
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)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	

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	
低圧原子炉代替注水流量	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器代替スプレイ流量	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ペDESTアル代替注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ペDESTアル代替注水流量（狭帯域用）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル温度（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	
	ベデスタル温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ベデスタル水温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水 温度 (SA)	-	○	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル圧力 (SA)	○	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	○	-	○	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル水位	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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 (ドライウェル)	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-

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	
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジ・チェンバ)	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
中性子領域計装	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
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	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-

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	
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧炉心スプレイポンプ 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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
燃料プール水位 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-

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
	燃料プール水位・温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
燃料プールの監視カメラ (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-

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)

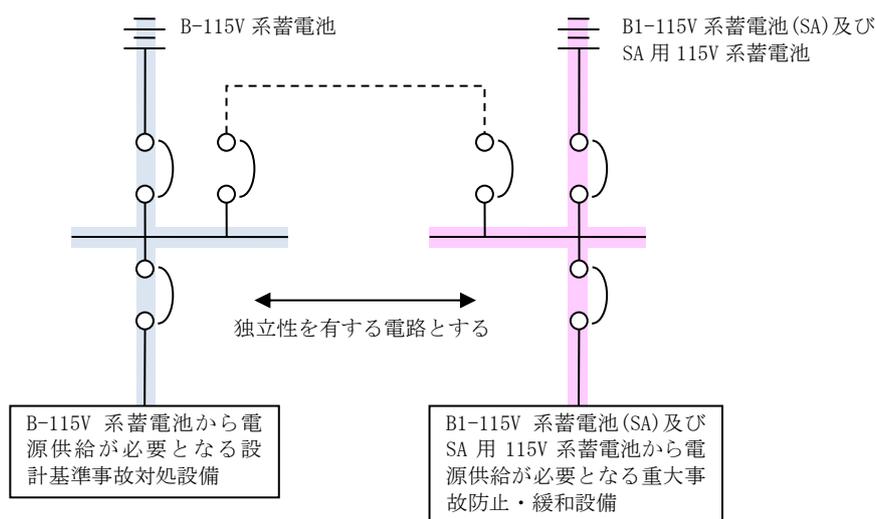
10.3 直流電源設備の電路の独立性について

(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。



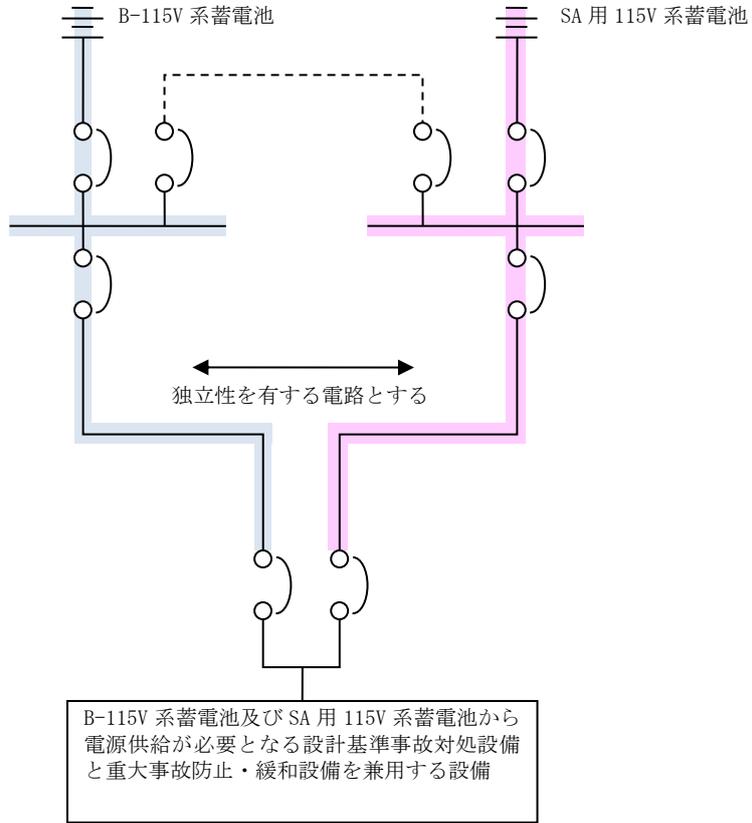
第 57-10-2 図 直流電源供給方法

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

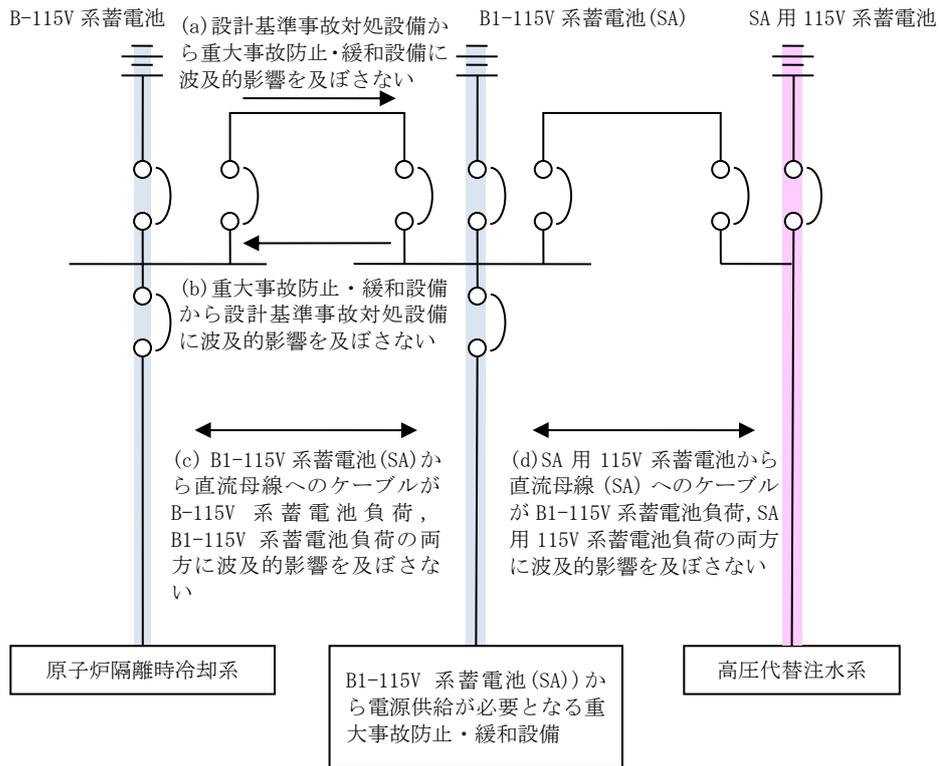
設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用できるよう原子炉隔離時冷却系を設置する。第 57-10-4 図の通り B 1-115V 系蓄電池 (S A) から直流母線までの母線連絡回路を設けて、B 1-115V 系蓄電池 (S A) から原子炉隔離時冷却系に電源供給できる構成とする。

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。

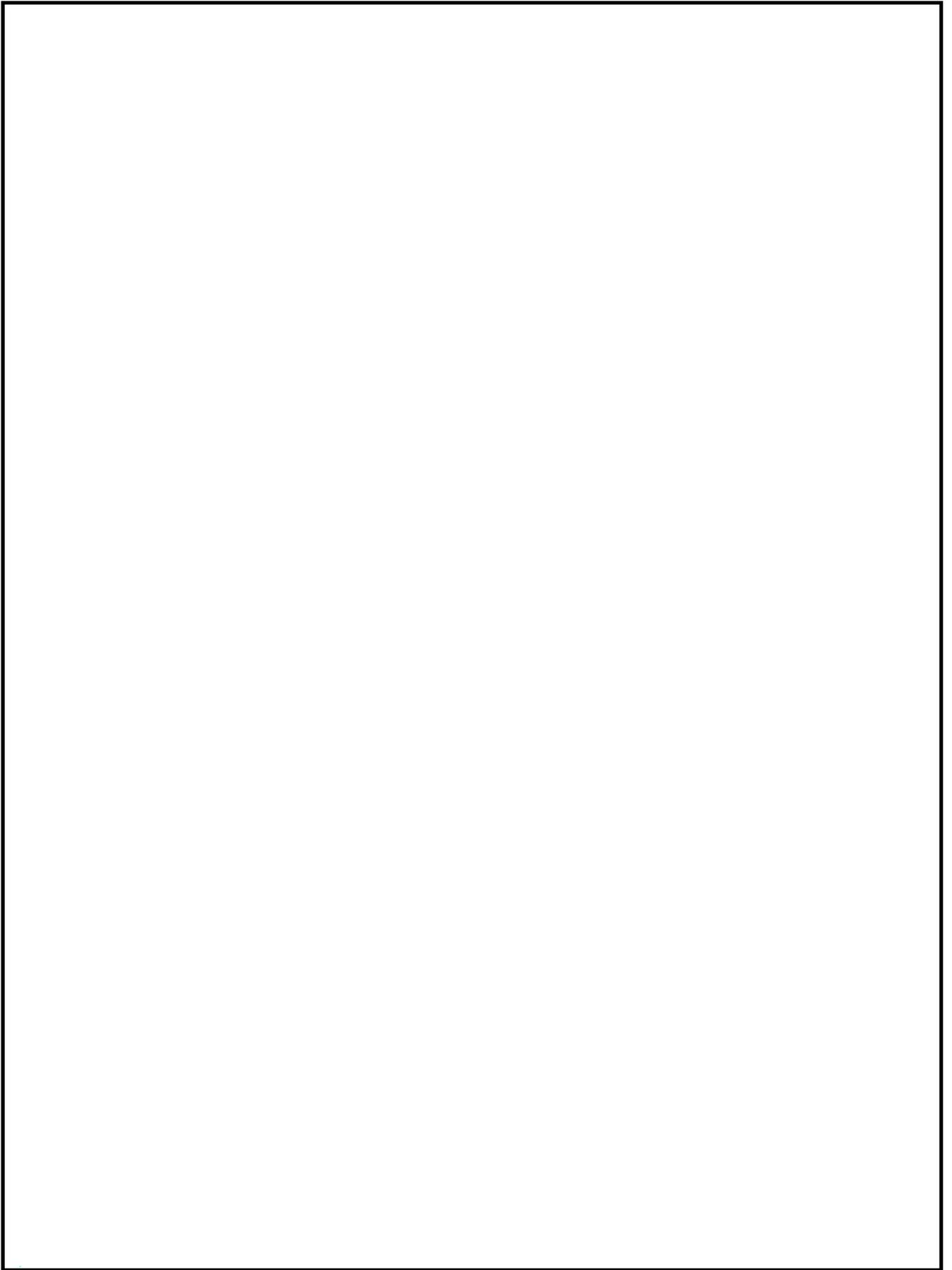
S A用 115V 系蓄電池から直流母線までの電路を，B -115V 系蓄電池及びB 1 -115V 系蓄電池（S A）から設計基準事故対処設備への電路及び重大事故防止・緩和設備への電路のいずれとも独立性を有する設計とする。

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)

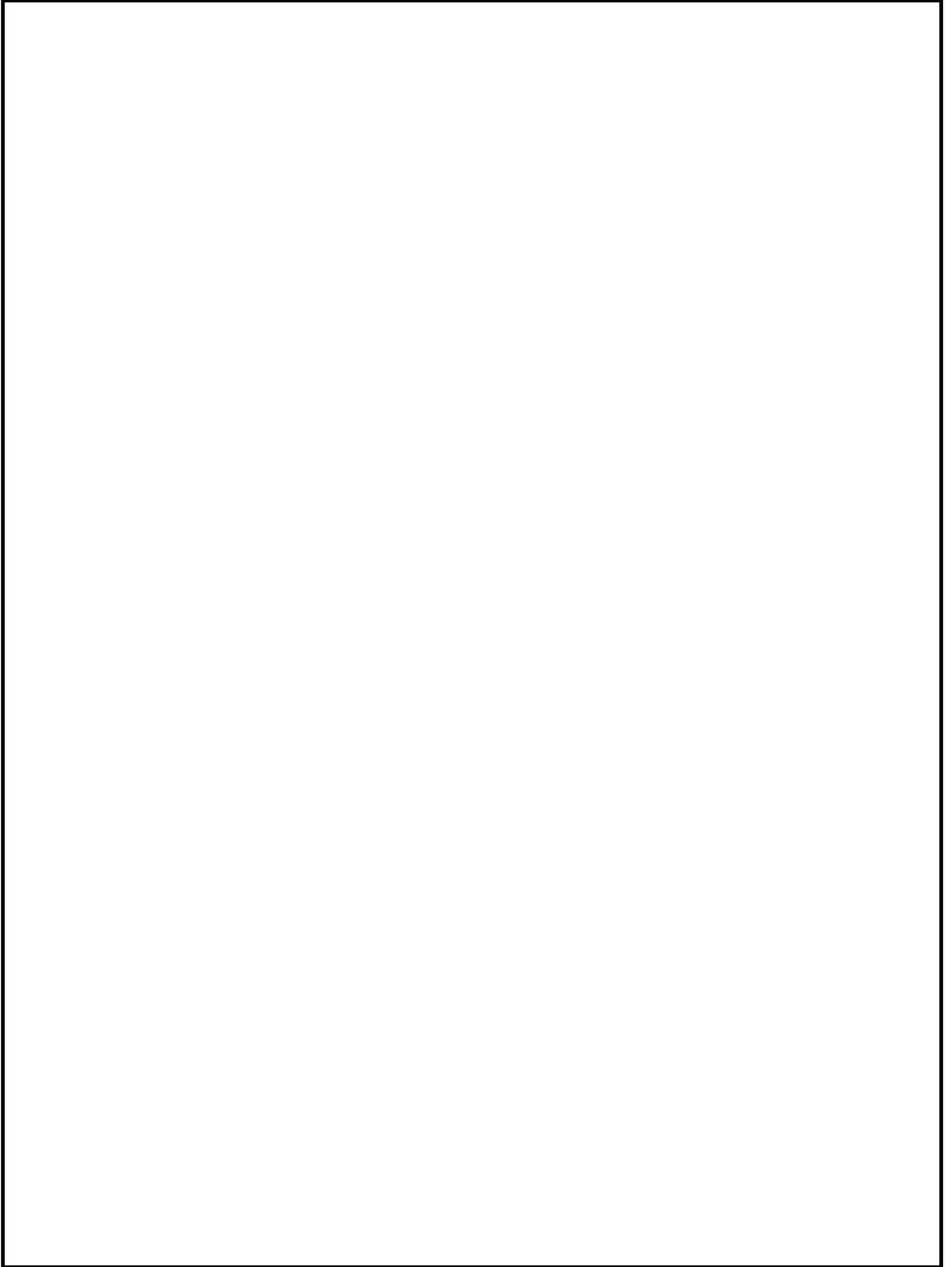


第57-1図 原子炉建物 地下2階

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。

57-10-(57-1)r16

57補-500r16

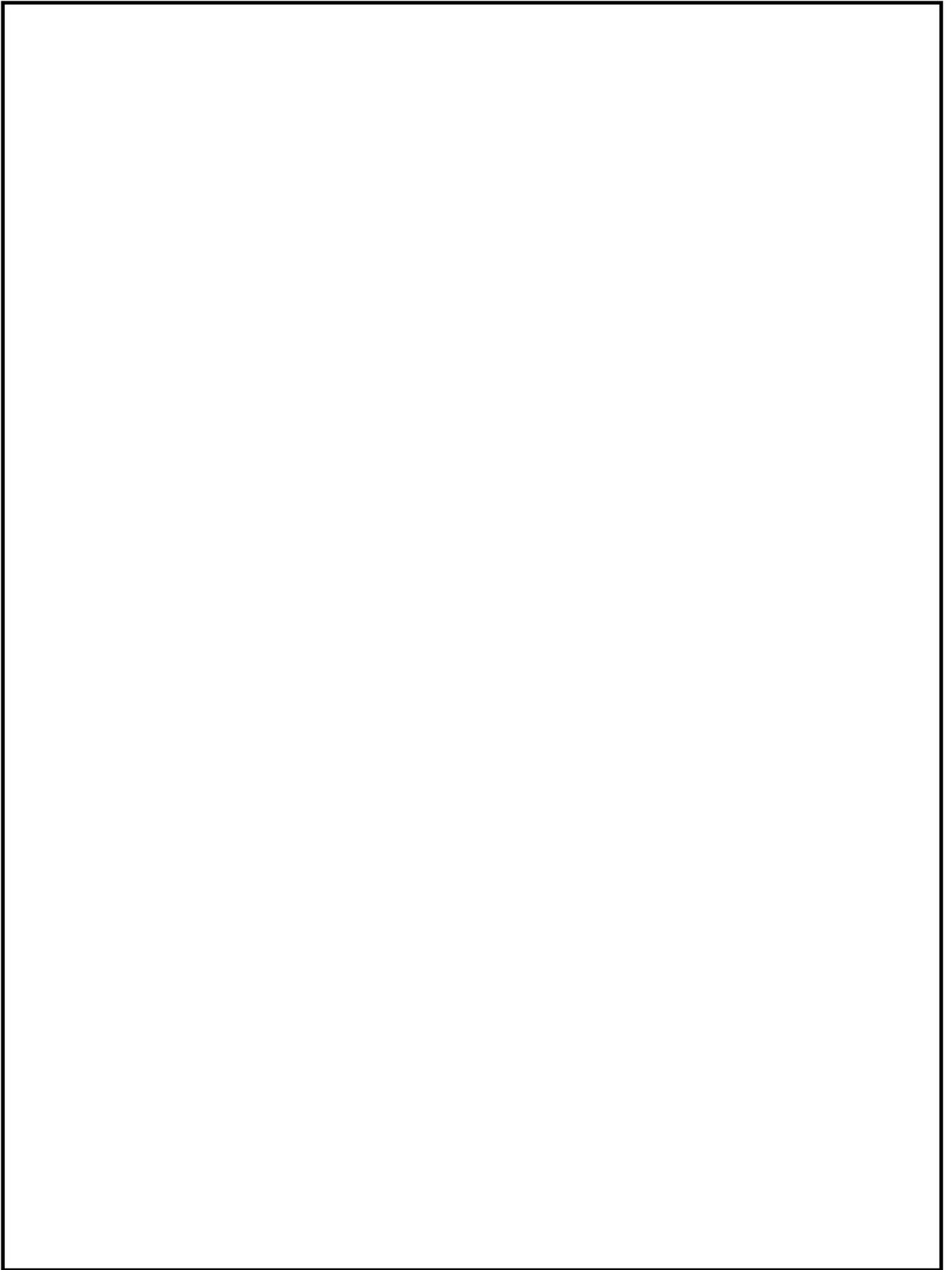


第57-2図 原子炉建物 地下1階

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。

57-10-(57-2)r16

57補-501r16

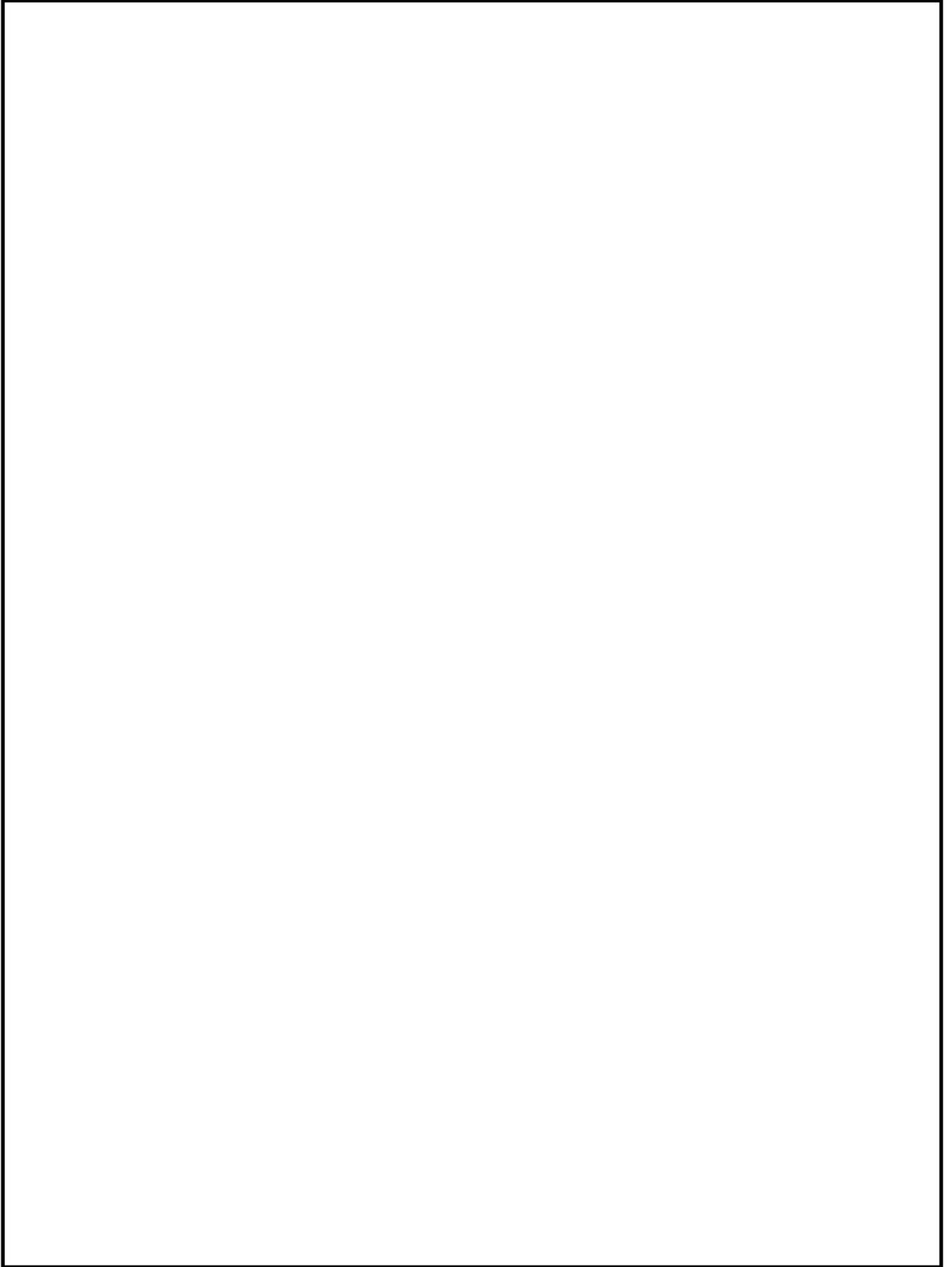


第57-3図 原子炉建物 地上1階及び地上中1階

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。

57-10-(57-3)r16

57補-502r16

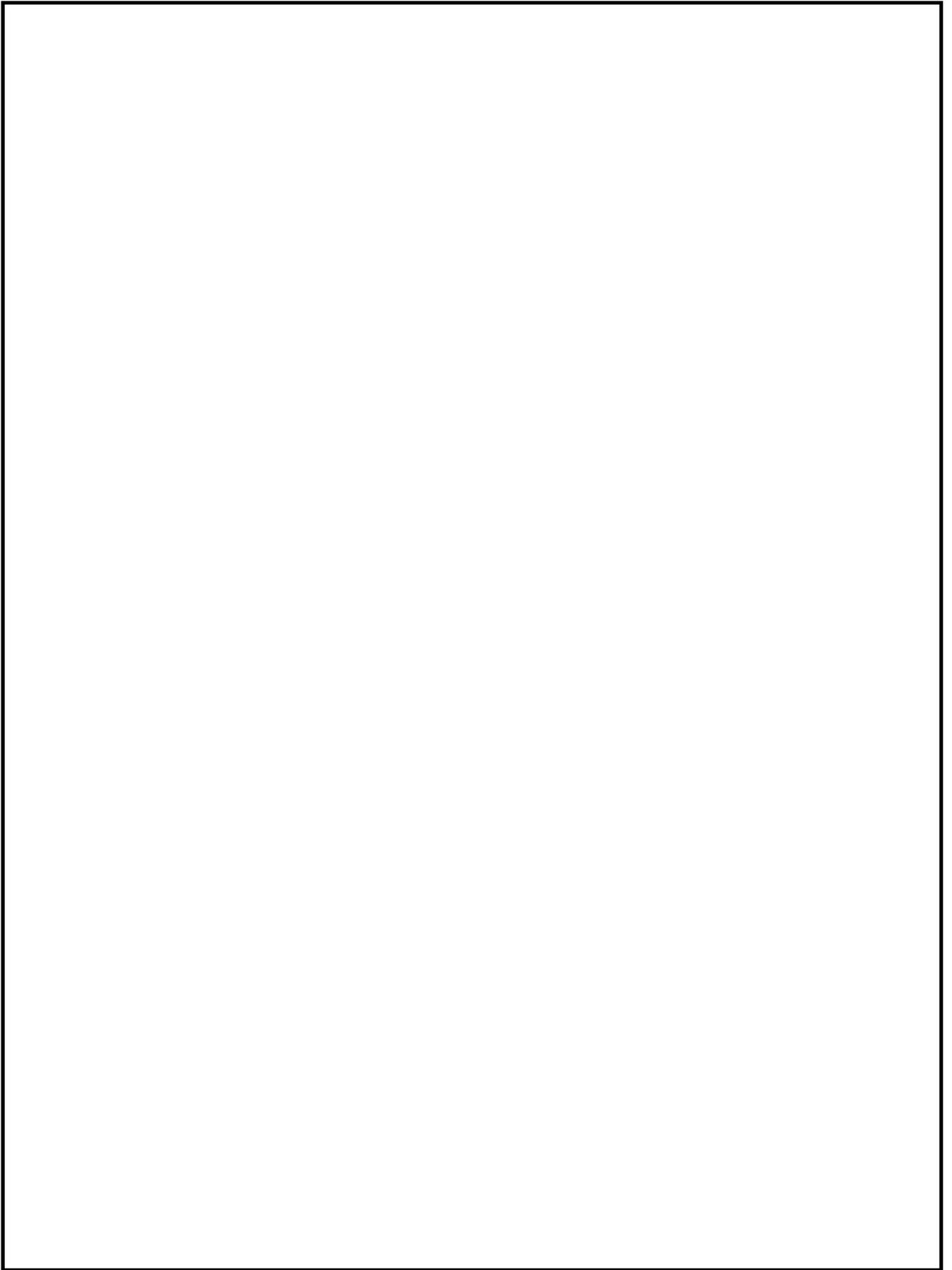


第57-4図 原子炉建物 地上2階

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。

57-10-(57-4)r16

57補-503r16

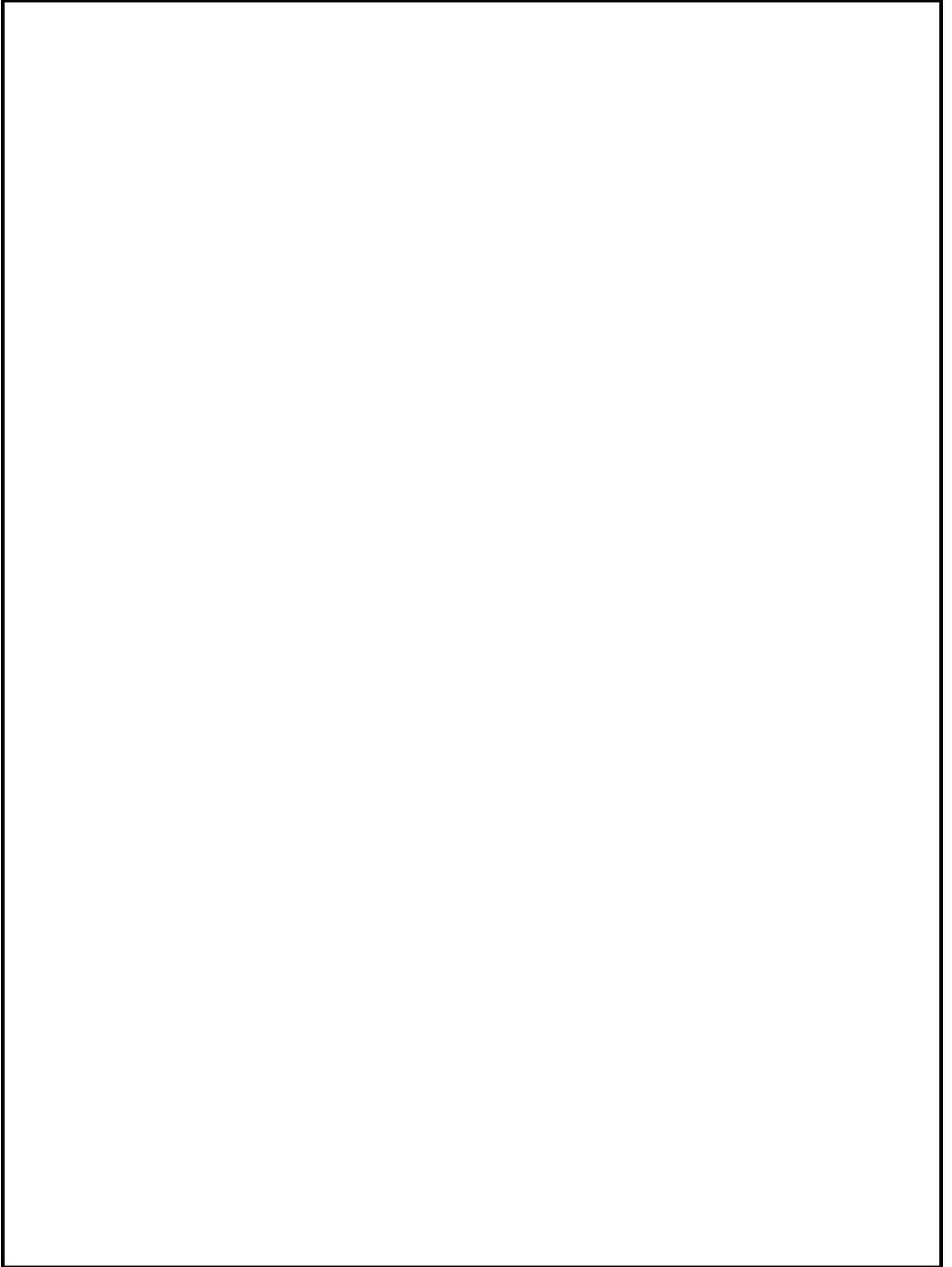


第57-5図 原子炉建物 地上3階

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。

57-10-(57-5)r16

57補-504r16

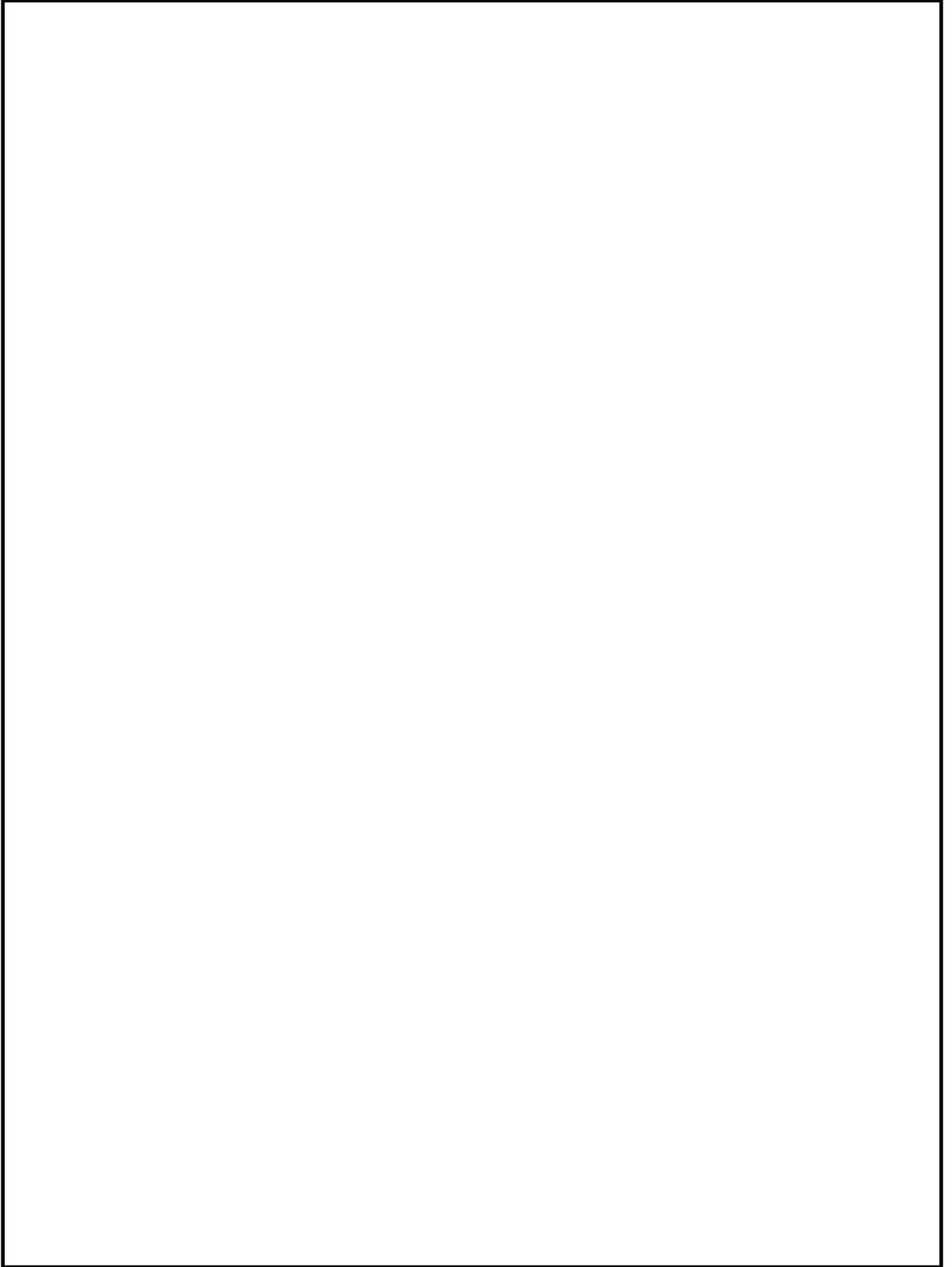


第57-6図 廃棄物処理建物 地下中1階

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。

57-10-(57-6)r16

57補-505r16

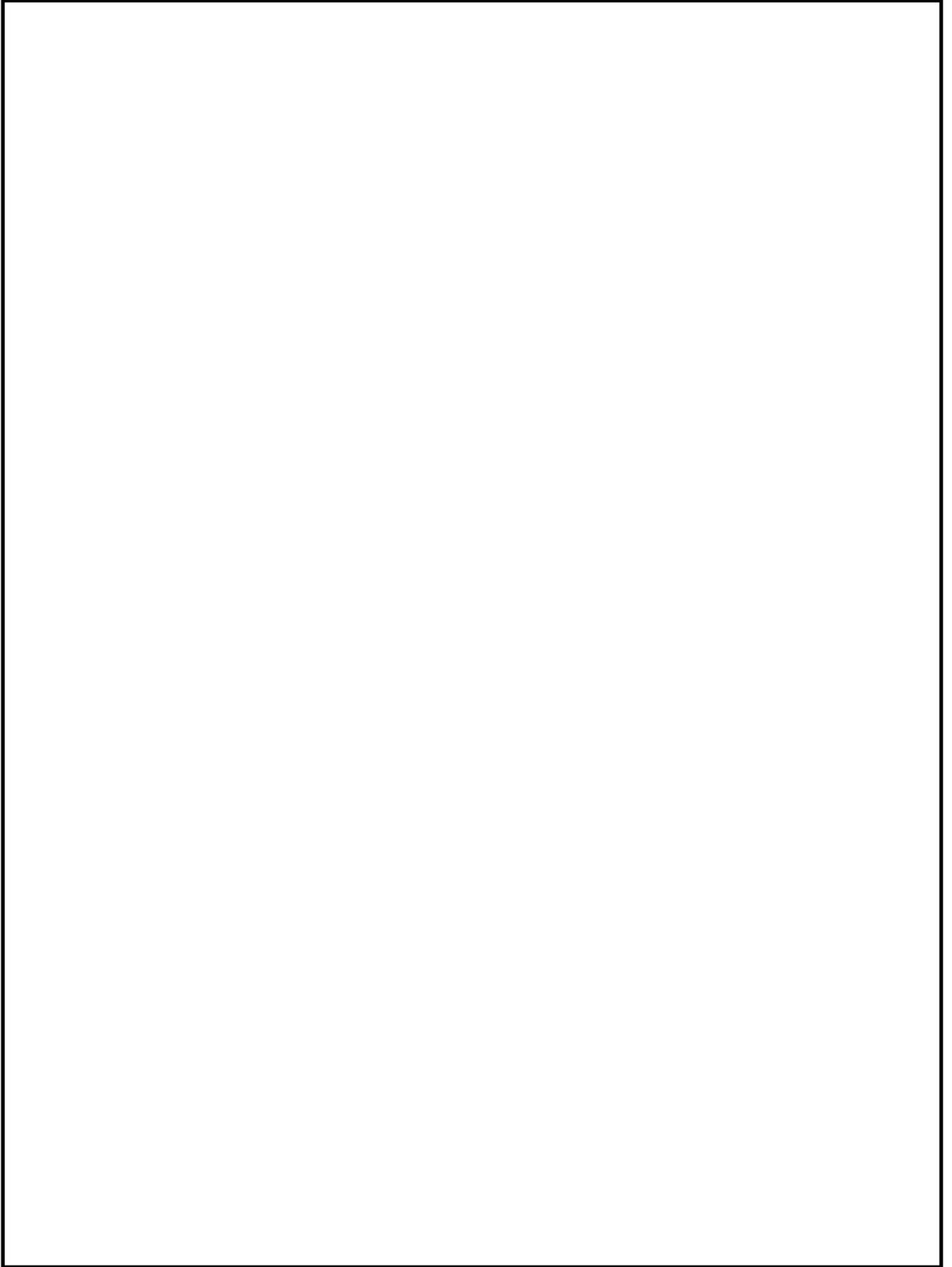


第57-7図 廃棄物処理建物 地上1階

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。

57-10-(57-7)r16

57補-506r16

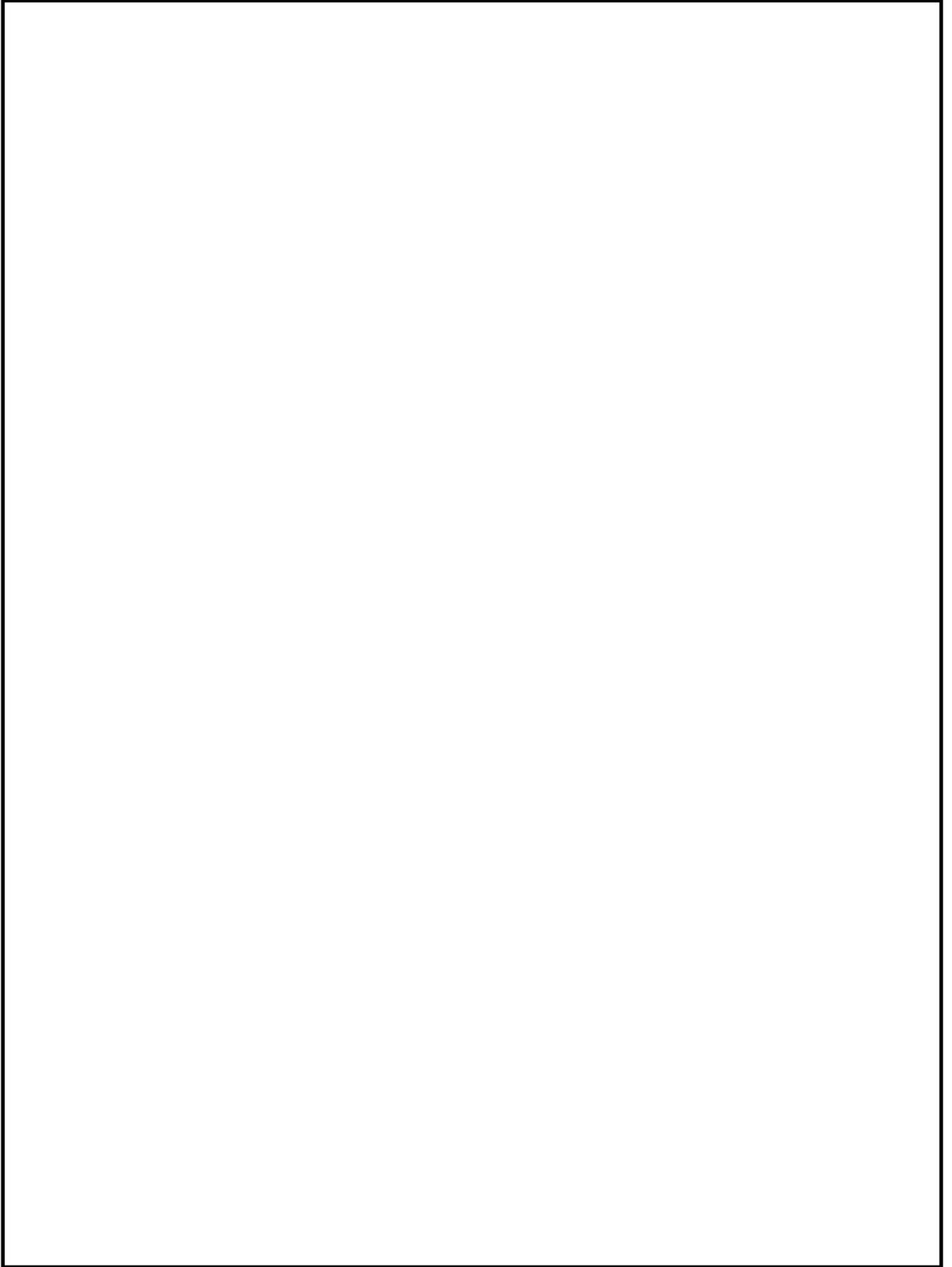


第57-8図 廃棄物処理建物 地上2階

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。

57-10-(57-8)r16

57補-507r16

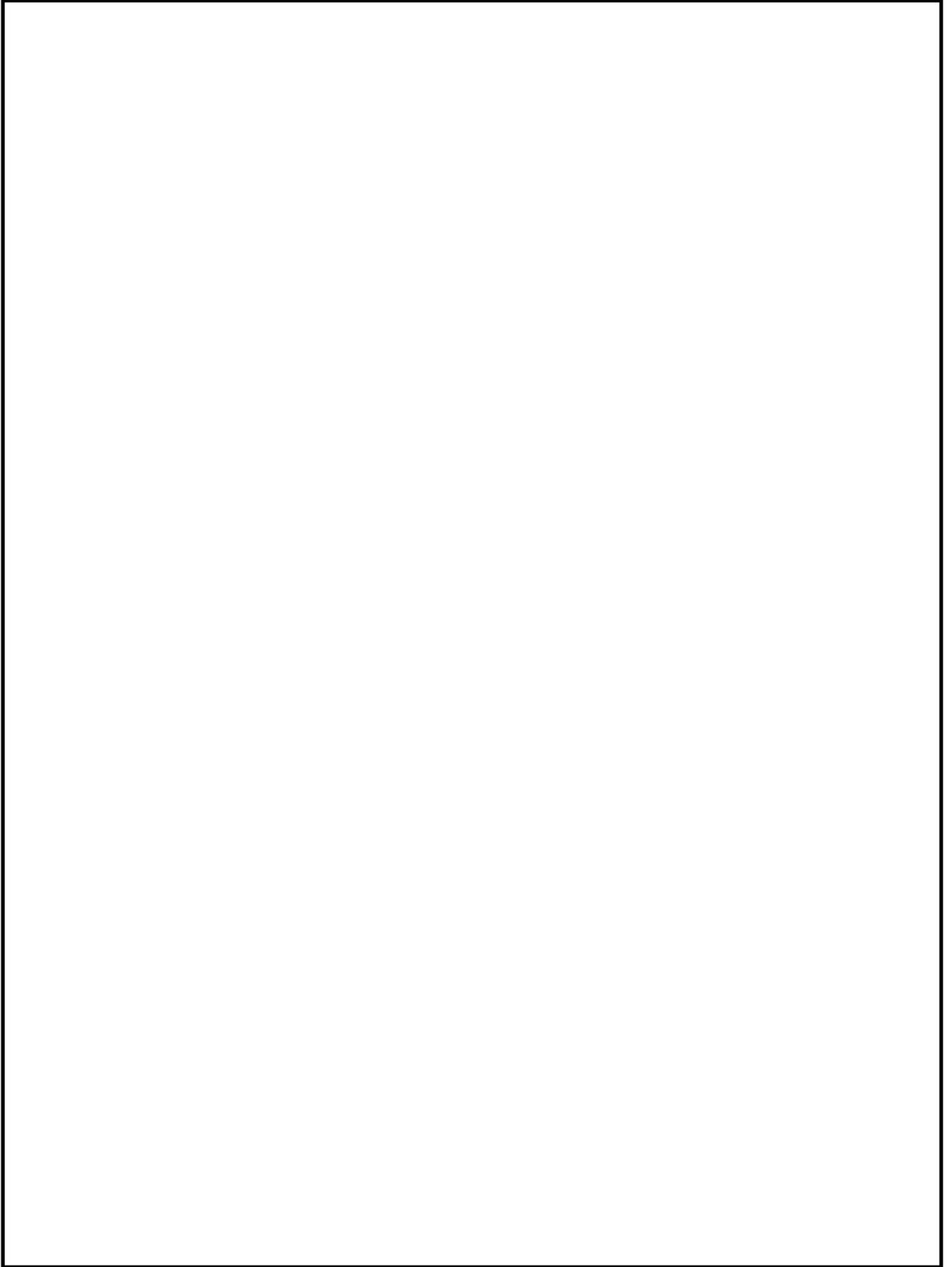


第57-9図 廃棄物処理建物 地上3階

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。

57-10-(57-9)r16

57補-508r16



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。

57-10-(57-10)r16

57補-509r16

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。

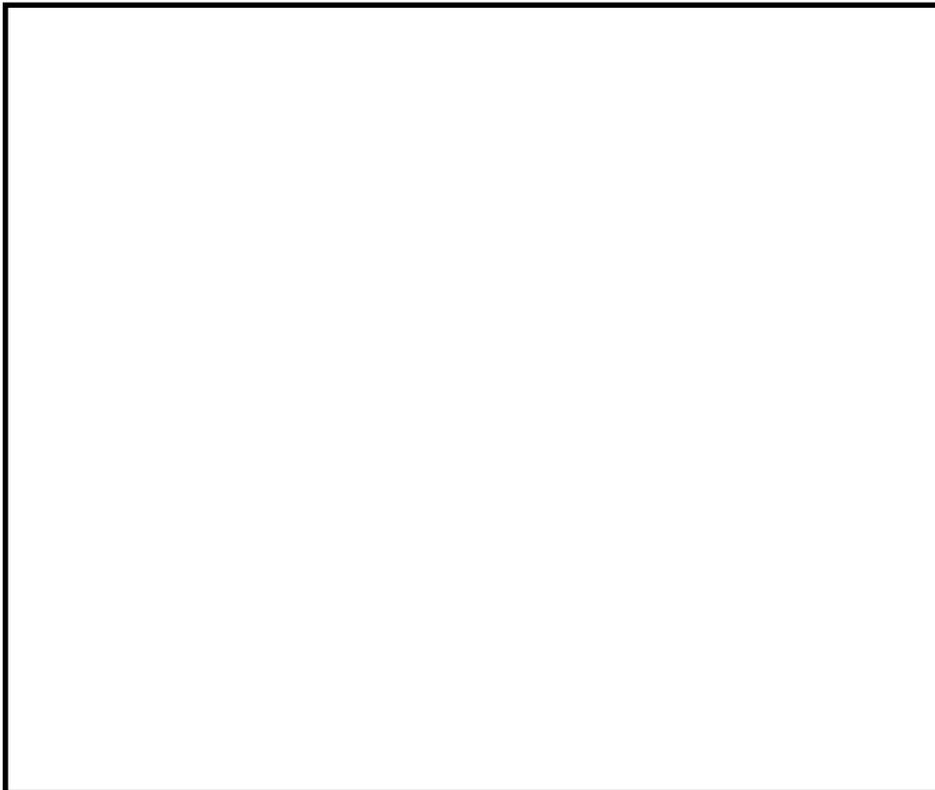
以下, 図中並びにタイムチャート中の手順番号は容量設定根拠に記載の手順番号と同じとする。

11.1 タンクローリについて

11.1.1 ガスタービン発電機用軽油タンクからの燃料補給



第 57-11-1 図 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



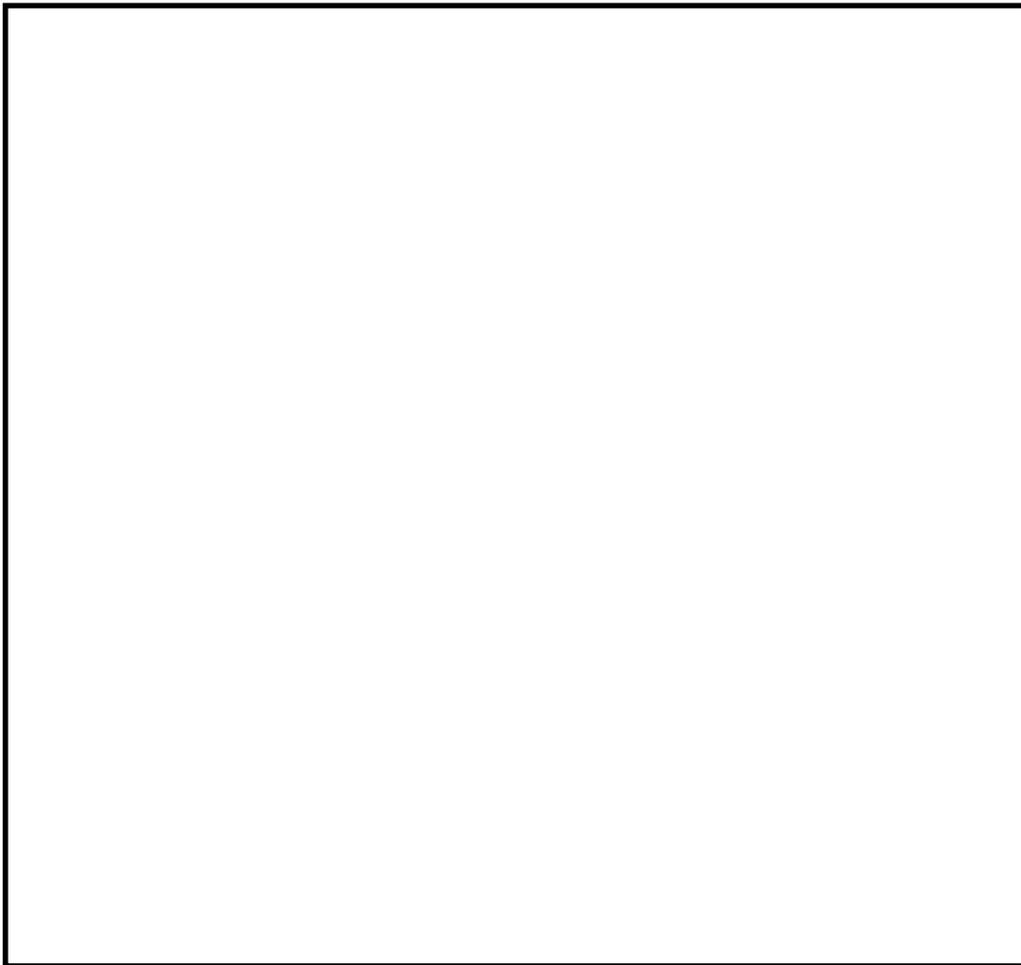
第 57-11-2 図 タンクローリ給油ルート
(大量送水車, 大型送水ポンプ車, 可搬式窒素供給装置)

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。

11.1.2 ディーゼル燃料貯蔵タンクからの燃料補給

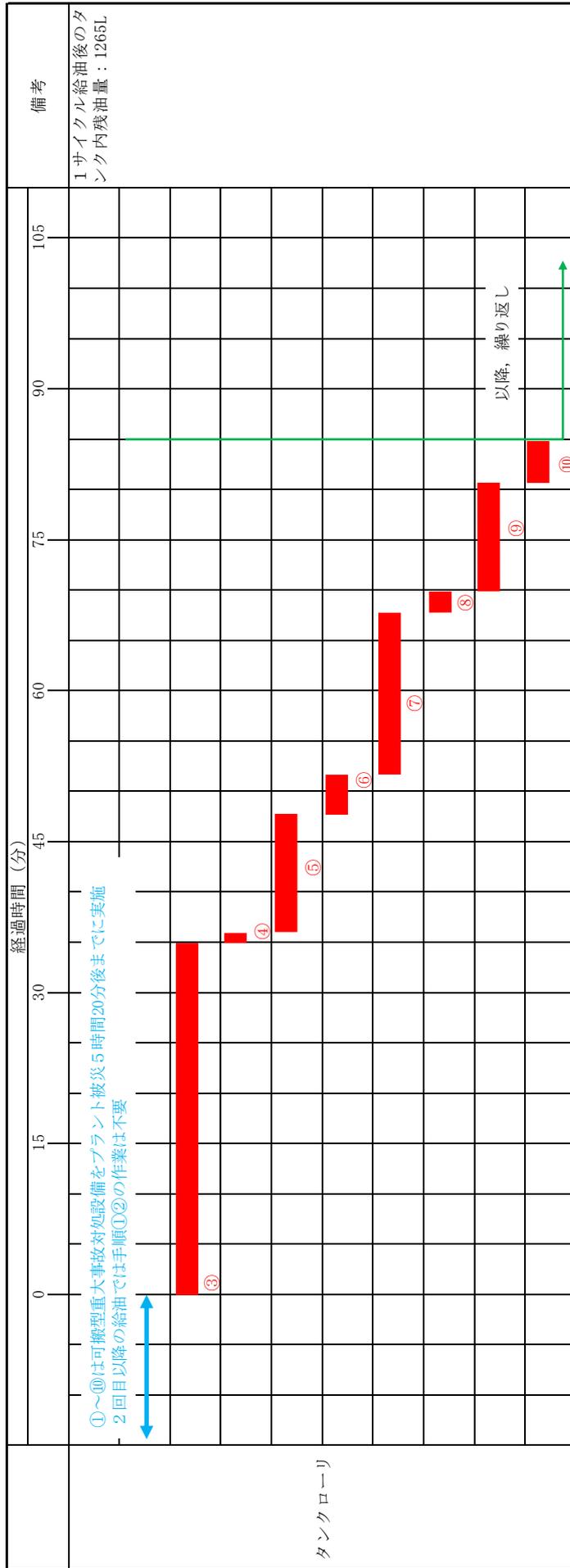


第 57-11-3 図 タンクローリ保管場所からディーゼル燃料貯蔵タンク
までの移動ルート



第 57-11-4 図 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57-11-5 図 タンクローリーによる給油タイムチャート (ガスタービン発電機用軽油タンクからの燃料補給)



備考

1 サイクル給油後のタンク内残油量：1265L

第57-11-6 図 タンクローリによる給油タイムチャート (ディーゼル燃料貯蔵タンクからの燃料補給)

11.2 格納容器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格納容器ベントに伴う一時待避前のプラント被災から約31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。なお、大型送水ポンプ車の容量は1,800m³/hであるが、原子炉の崩壊熱はベントにより大気へ放出され大型送水ポンプ車での冷却は必要ないため、その他補機（燃料プール冷却系等）の冷却に必要な除熱量（約4MW）のみを考慮することとし、必要流量は大型送水ポンプ車の最低流量約340m³/h以下であることから、格納容器ベント実施時には大型送水ポンプ車の回転数を抑えてポンプ流量を絞り、連続運転可能時間を延長する。

【大量送水車】

大量送水車の連続運転可能時間は、

$$0.200\text{m}^3 \div 0.057\text{m}^3/\text{h} = \text{約 } 3.5\text{h}$$

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、

$$0.955\text{m}^{3*1} \div 0.060\text{m}^3/\text{h}^{*2} = \text{約 } 15.9\text{h}$$

となる。

※1：燃料タンク容量については、メーカー公称値0.99m³からデッド分の約0.035m³を除いた0.955m³を用いる。

※2：燃料消費量については、大型送水ポンプ車の最低流量約 340m³/h での燃料消費量約 0.060m³/h を用いる。

上述のとおり、大量送水車が連続運転可能時間が一番短くなるが、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給については、格納容器ベントに伴う一時待避前までに低圧原子炉代替注水槽に水張りを実施し、満水まで補給した後、補給を停止する。一時待避中も低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を継続しているため、低圧原子炉代替注水槽の水位は低下するが、保有水量約 740m³ に対して補給停止中の低下量は約 230m³ であり、水源は枯渇することなく原子炉注水を維持することが可能である。

大型送水ポンプ車は、停止することにより原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給している燃料プール冷却系による燃料プール冷却に影響があることから、一時待避中でも大型送水ポンプ車の運転を継続する必要があるが、一時待避中における待避時間約 11 時間 30 分を超える約 15 時間 50 分の運転継続が可能であることから、一時待避中に給油作業をする必要はなく、一時待避解除後、適宜給油を行う必要がある。

被ばく線量の評価については、大量送水車と大型送水ポンプ車を比較し、使用場所が格納容器フィルタベント設備に近い大型送水ポンプ車を対象に評価を行う。

大型送水ポンプ車は、一時待避解除後の格納容器ベントから約 10 時間後（プラント被災から約 42 時間後）に再度給油を実施するが、緊急時対策所から車両での移動および給油に伴う現場作業を約 36 分と見積もると、約 6 mSv 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、格納容器ベント後の給油作業時の被ばく線量は最大で約 6 mSv 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