

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 30 年 2 月

東北電力株式会社

目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 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

47 条

47-1 SA 設備基準適合性一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 注水用ヘッダについて

47-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			復水移送ポンプ	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
		関連資料	47-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
		関連資料	47-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	47-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源, 又は冷却源	C a
			関連資料	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		47-7 接続図, 47-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
		関連資料		47-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
		関連資料		47-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		47-4 系統図, 47-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		47-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		47-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料		47-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
関連資料				47-7 接続図		
第 5 号		保管場所		屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料		47-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料		47-9 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 7 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		緊急送水ポンプ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		47-7 接続図, 47-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A
		関連資料		47-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
		関連資料		47-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		47-4 系統図, 47-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		47-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		47-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料		47-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
関連資料				47-7 接続図		
第 5 号		保管場所		屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料		47-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料		47-9 アクセスルート図		
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	—	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他（飛散物）	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	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	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	—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	－	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	－		
	第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ	A	
		関連資料	－		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	－		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他（飛散物）	対象外	対象外
		関連資料	－		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	－		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	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	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	－			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			残留熱除去系熱交換器（原子炉停止時冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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
			他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	—	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	熱交換器	D	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料	—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他（飛散物）	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	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	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	—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 7 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
			第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
		関連資料	—			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	—			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	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	—	

47-2
単線結線図

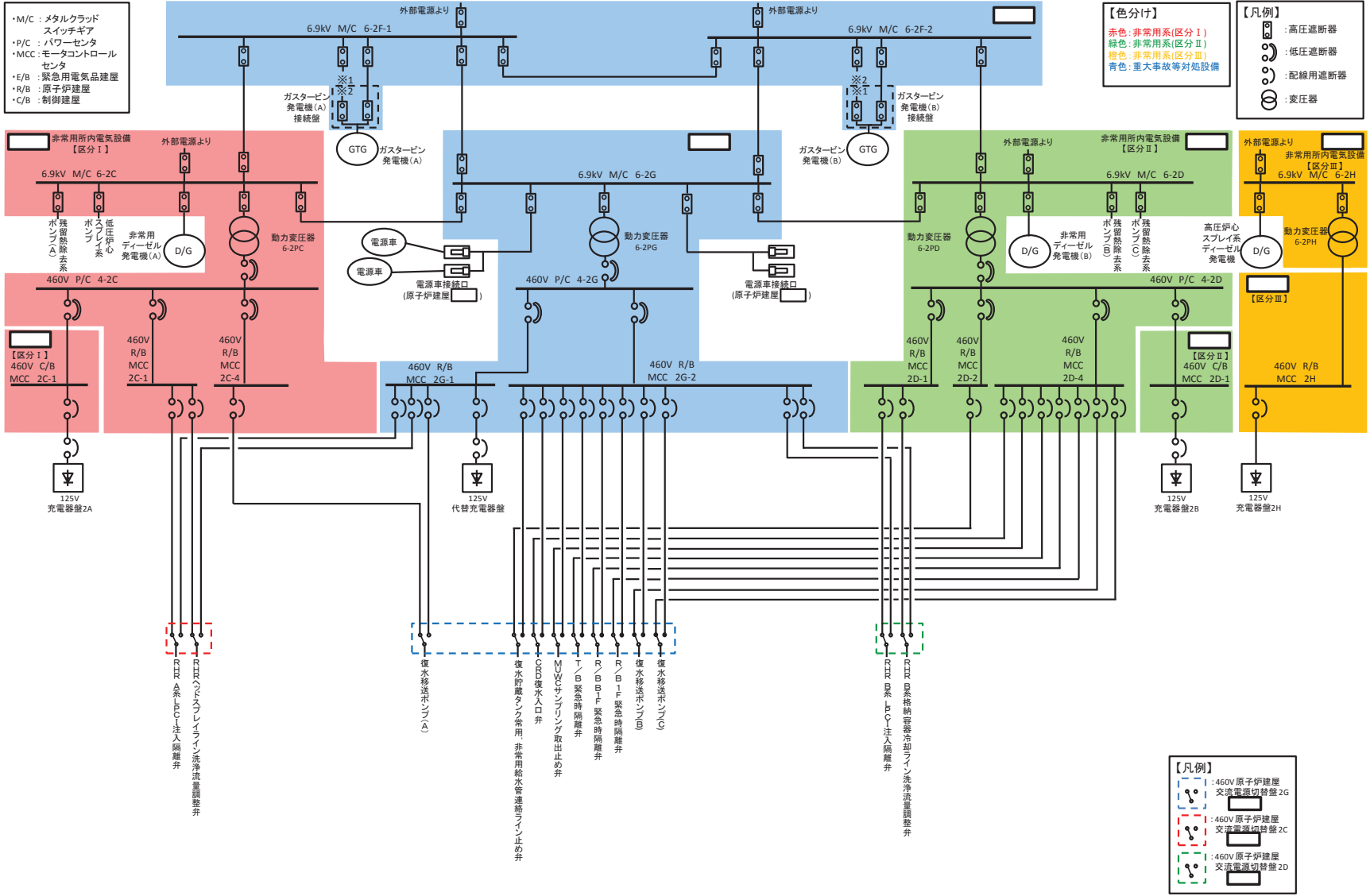


図 47-2-1 低圧代替注水に係る交流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

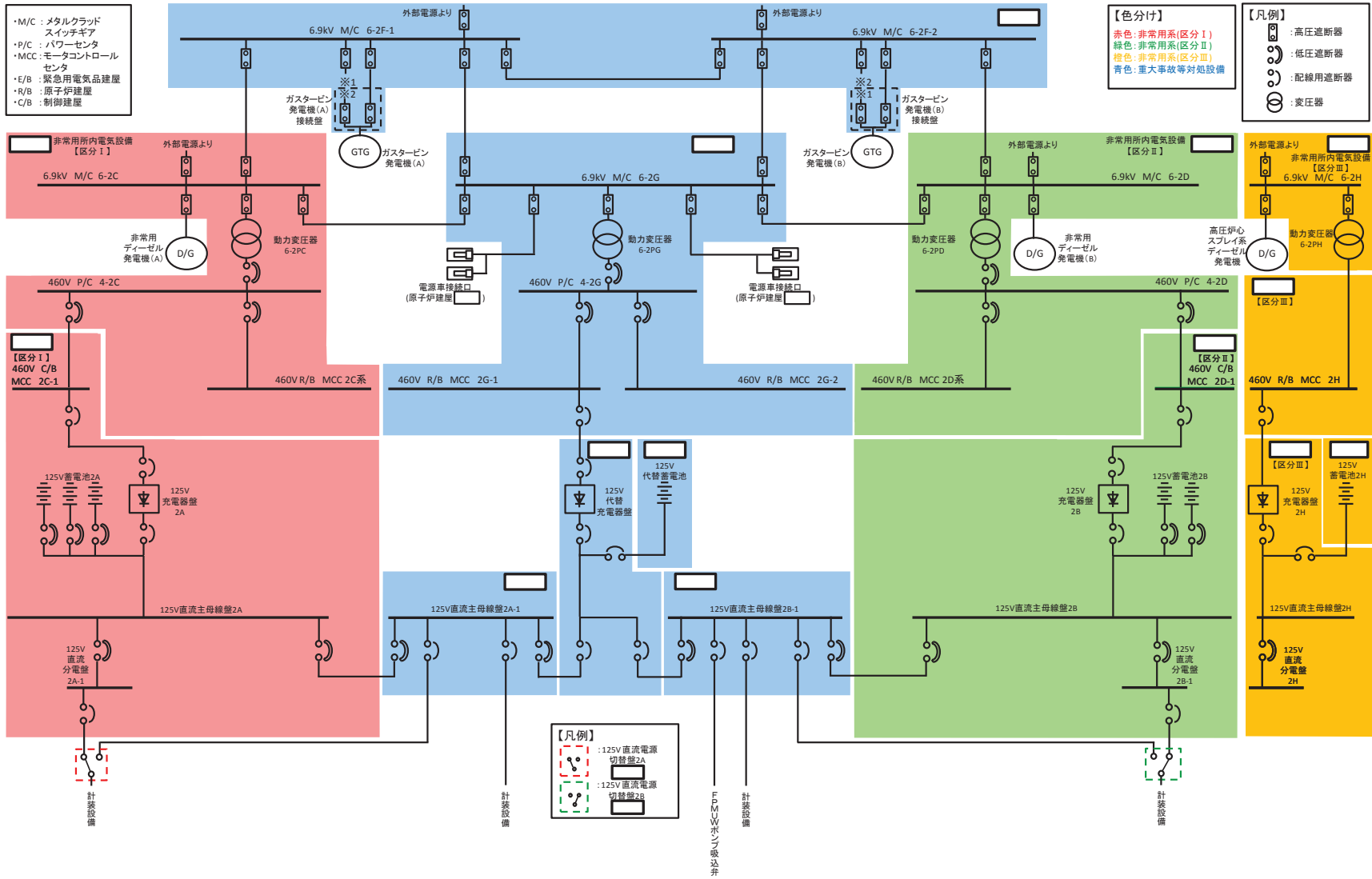




図 47-2-2 低圧代替注水に係る直流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

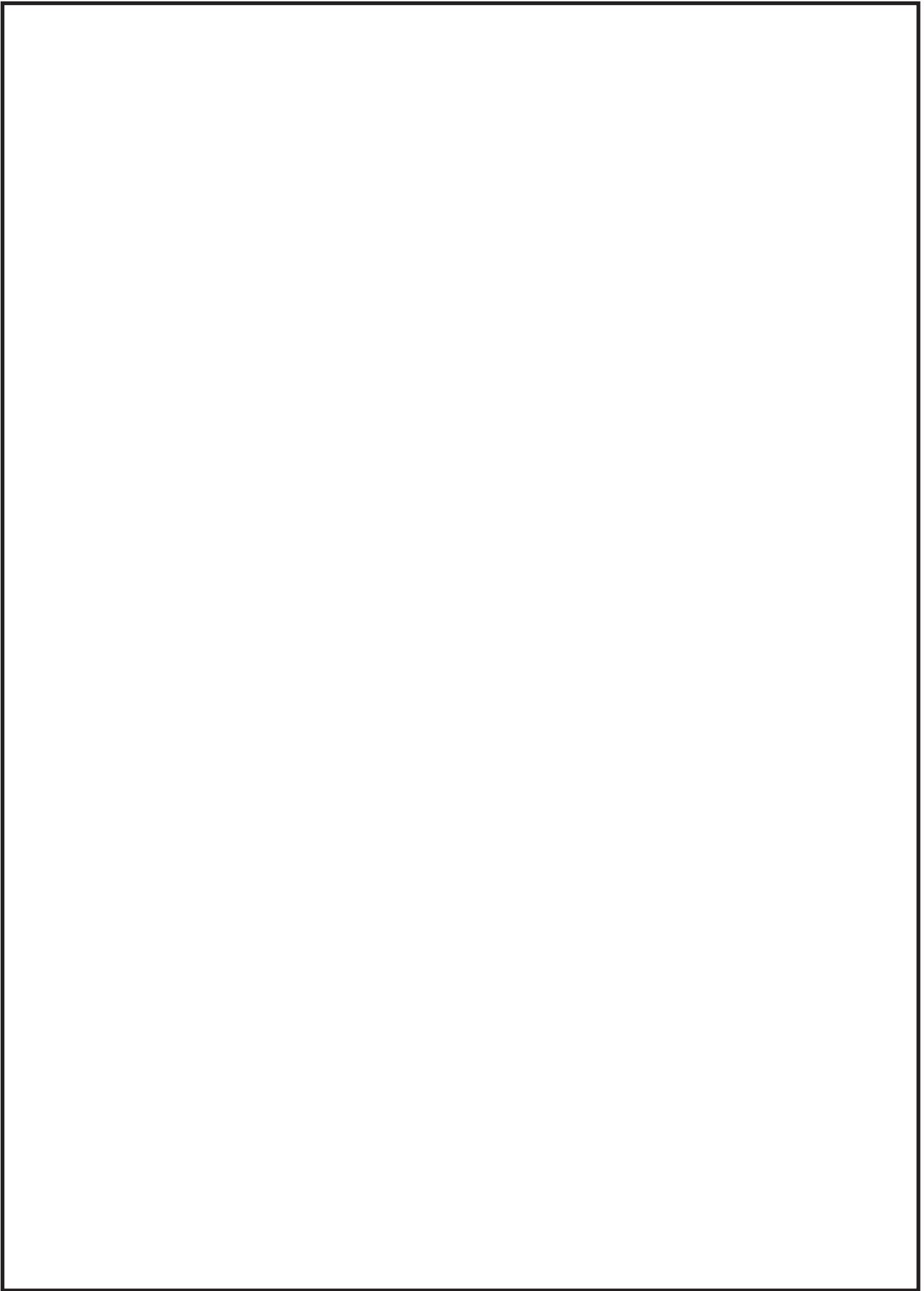


図 47-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

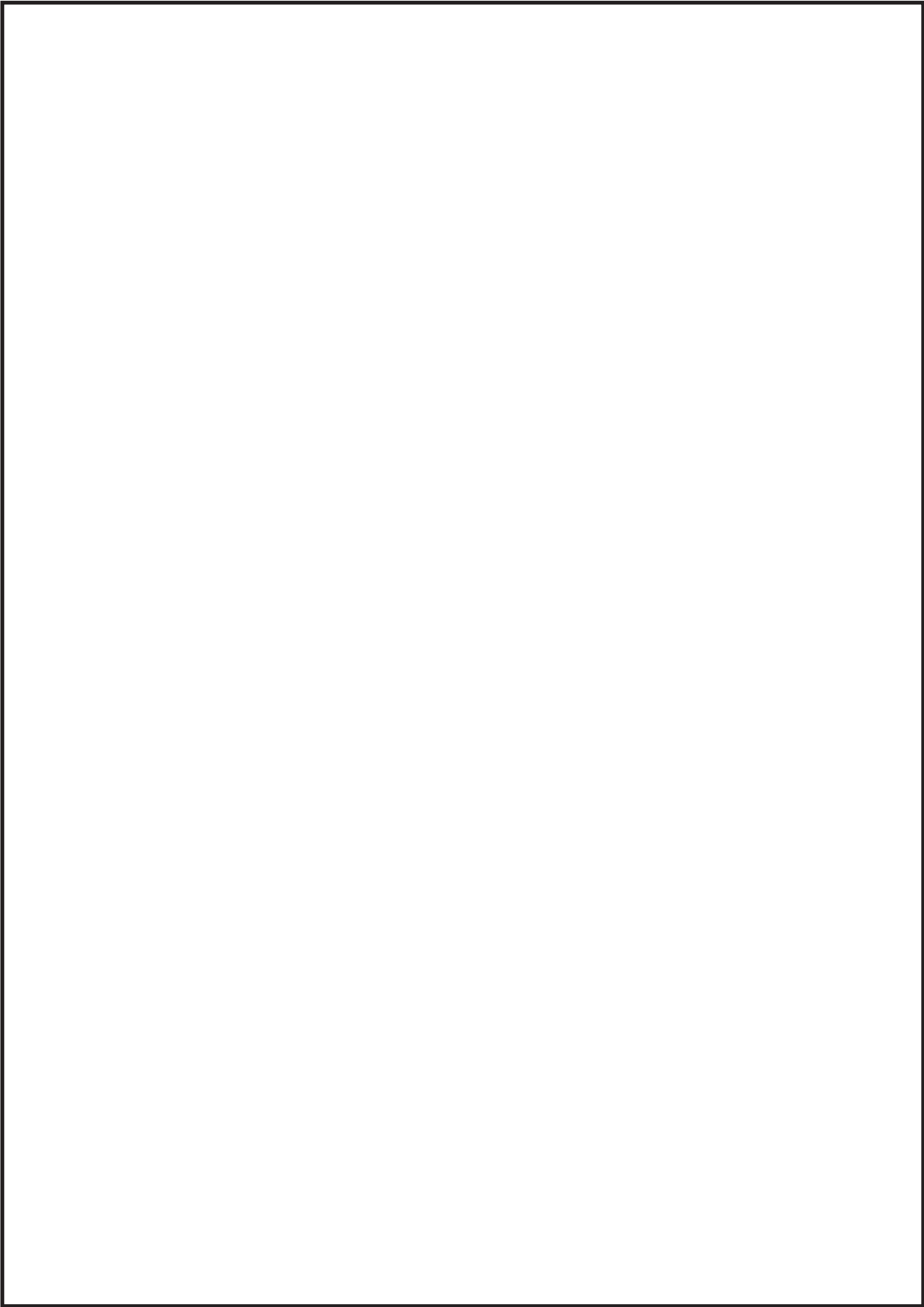


図 47-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

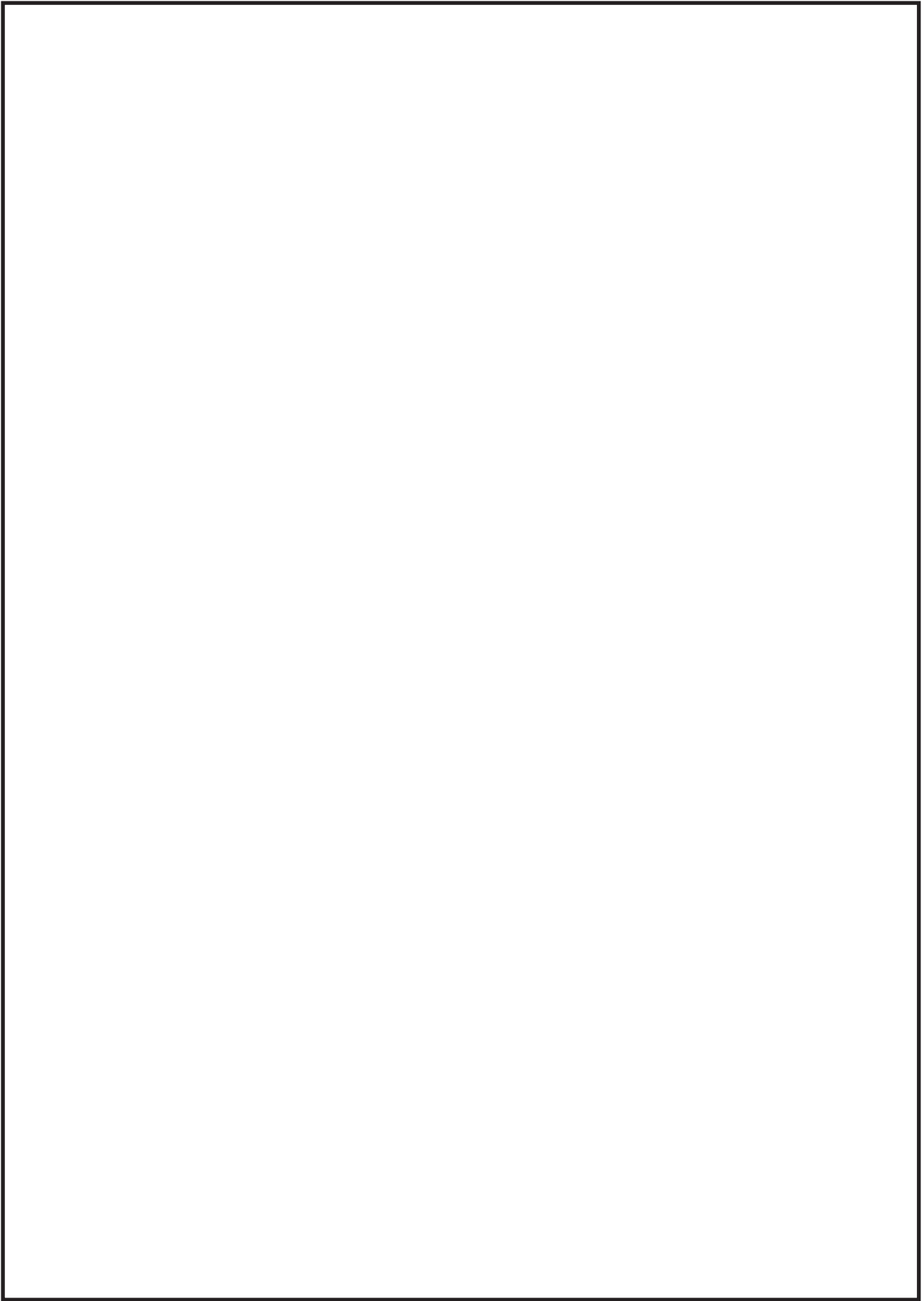


図 47-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

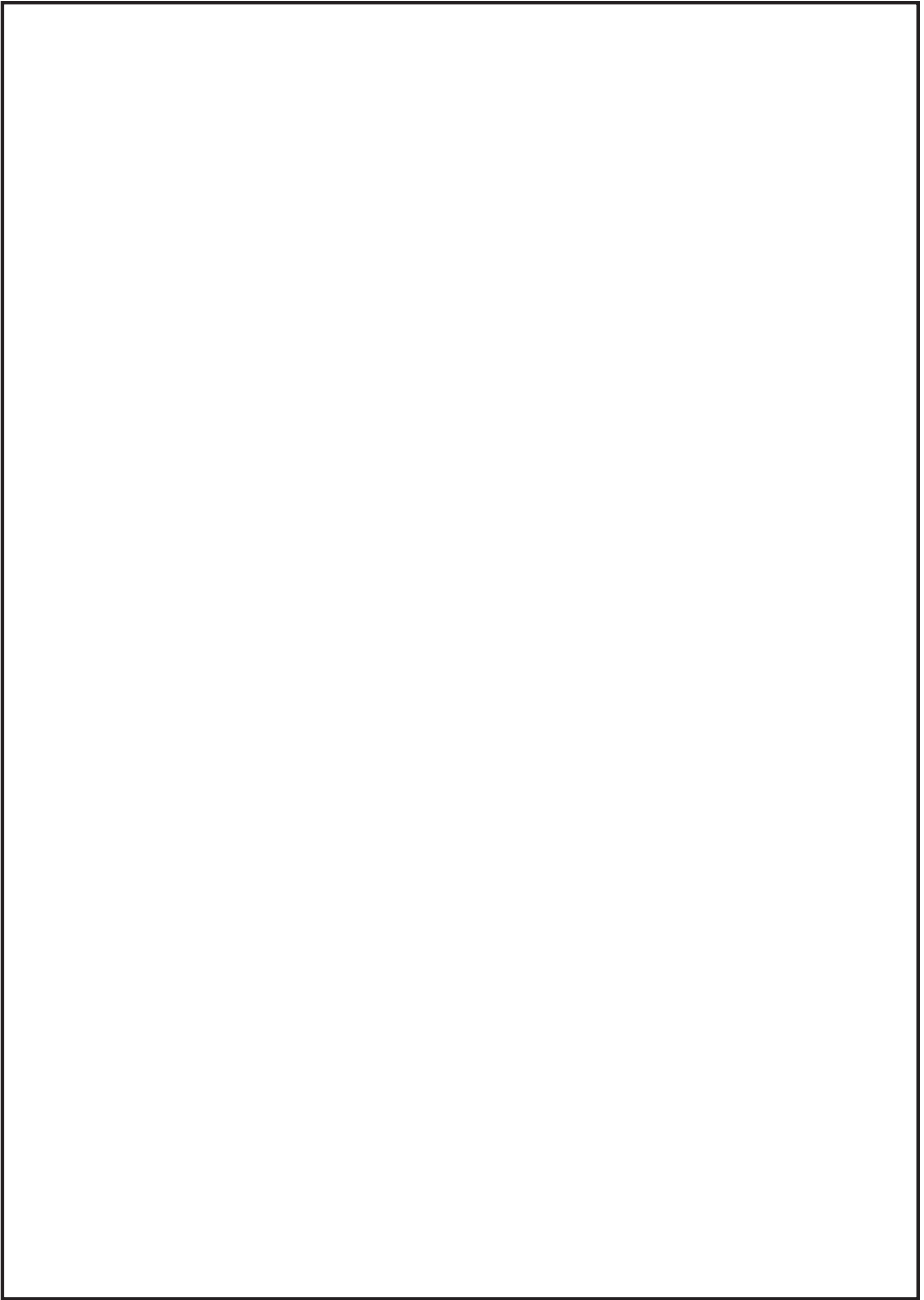


図 47-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

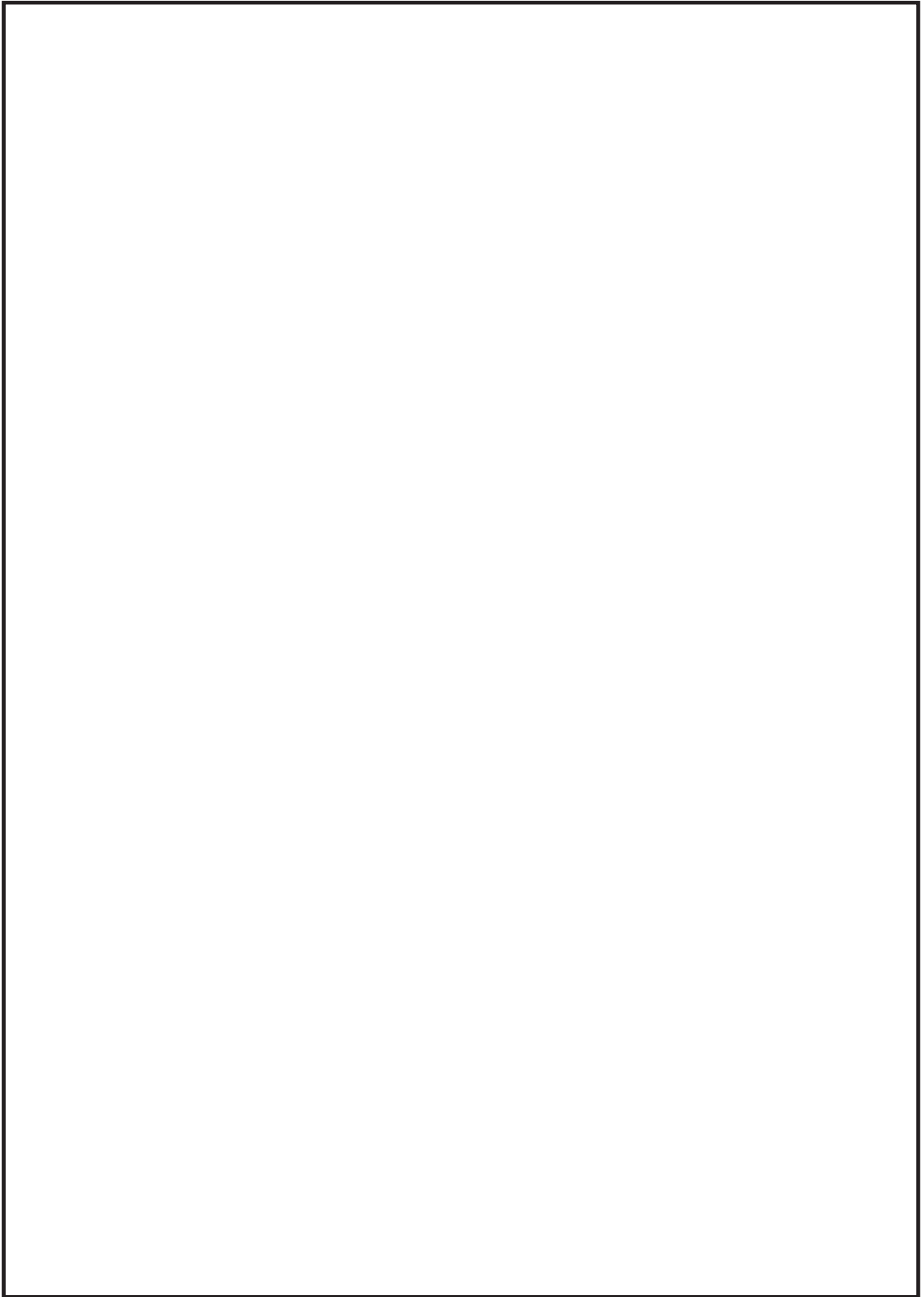


図 47-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

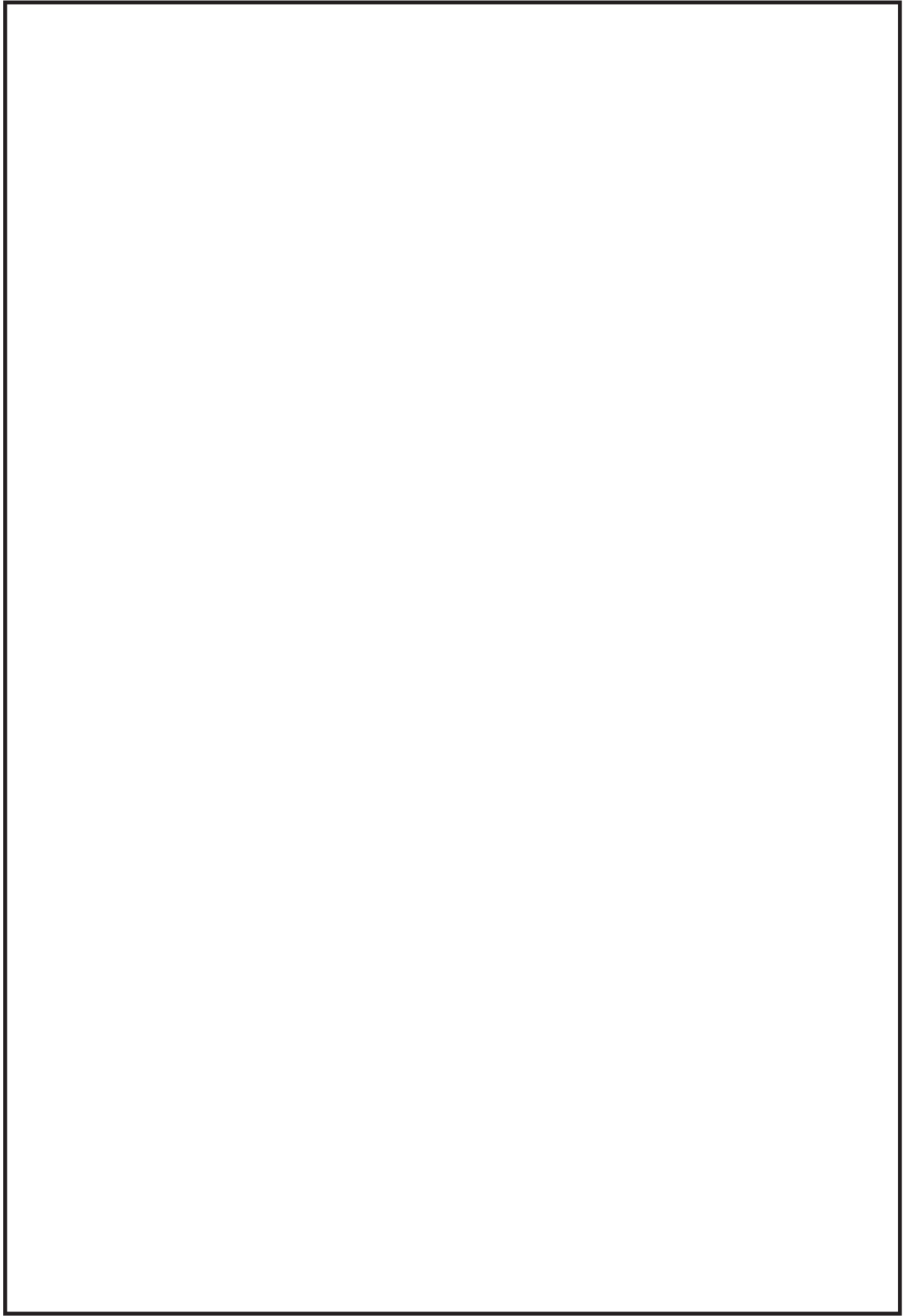


図 47-3-6 配置図（復水貯蔵タンク周り）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

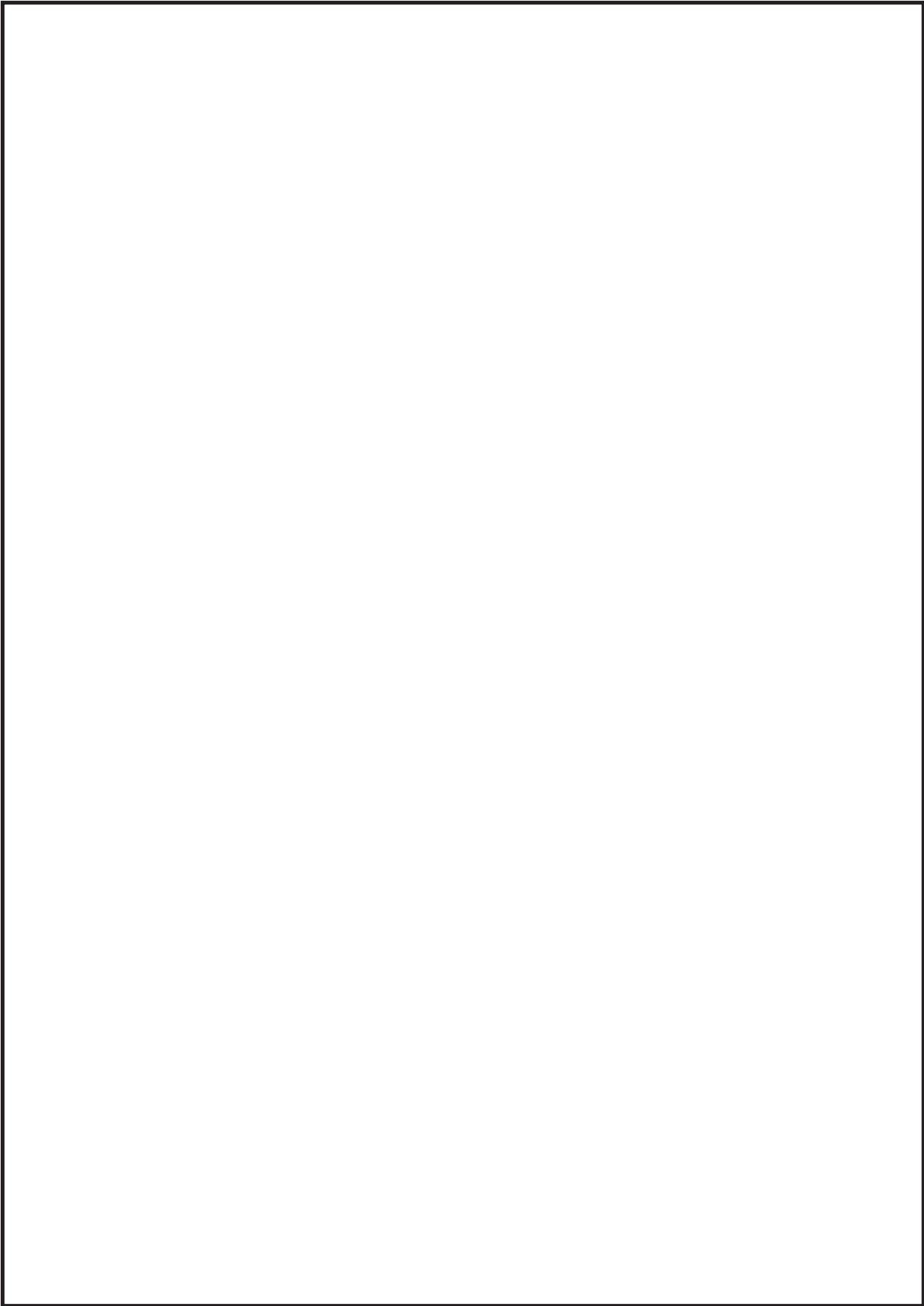


図 47-3-7 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-4
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用 給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち2台 使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR ヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

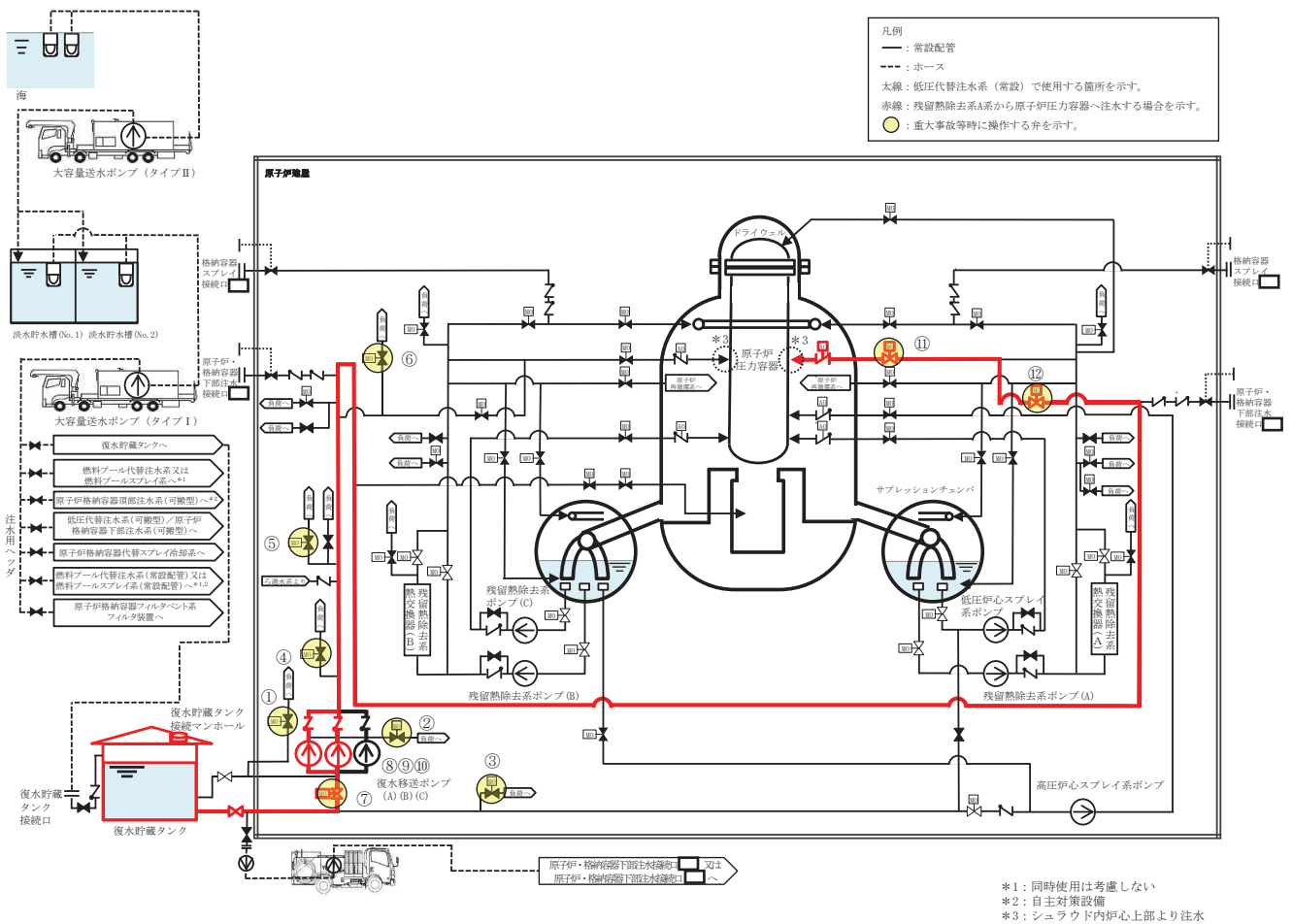


図 47-4-1 低圧代替注水系 (常設) 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR ヘッドスプレイライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

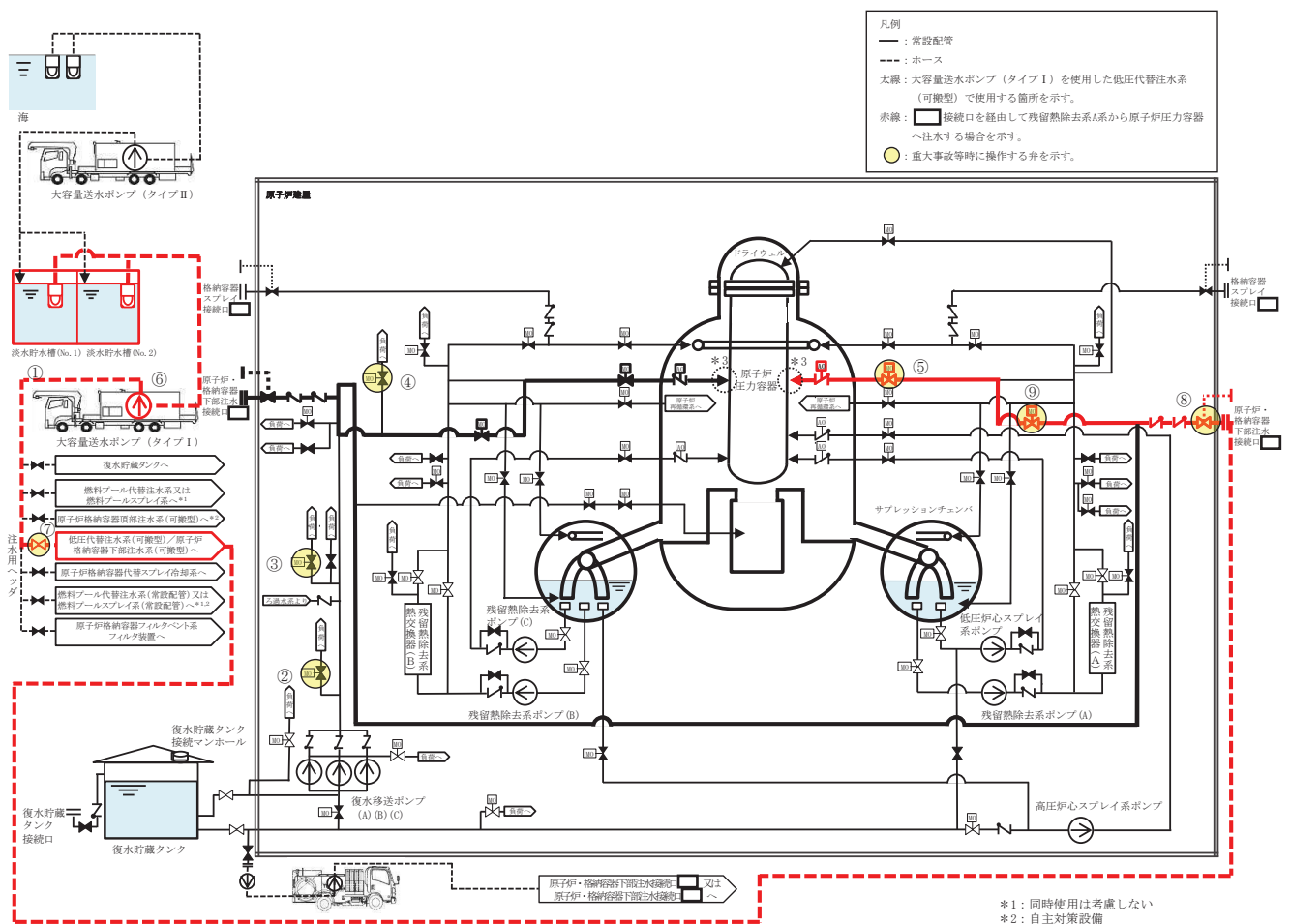


図 47-4-2 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

(大容量送水ポンプ (タイプ I) を使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

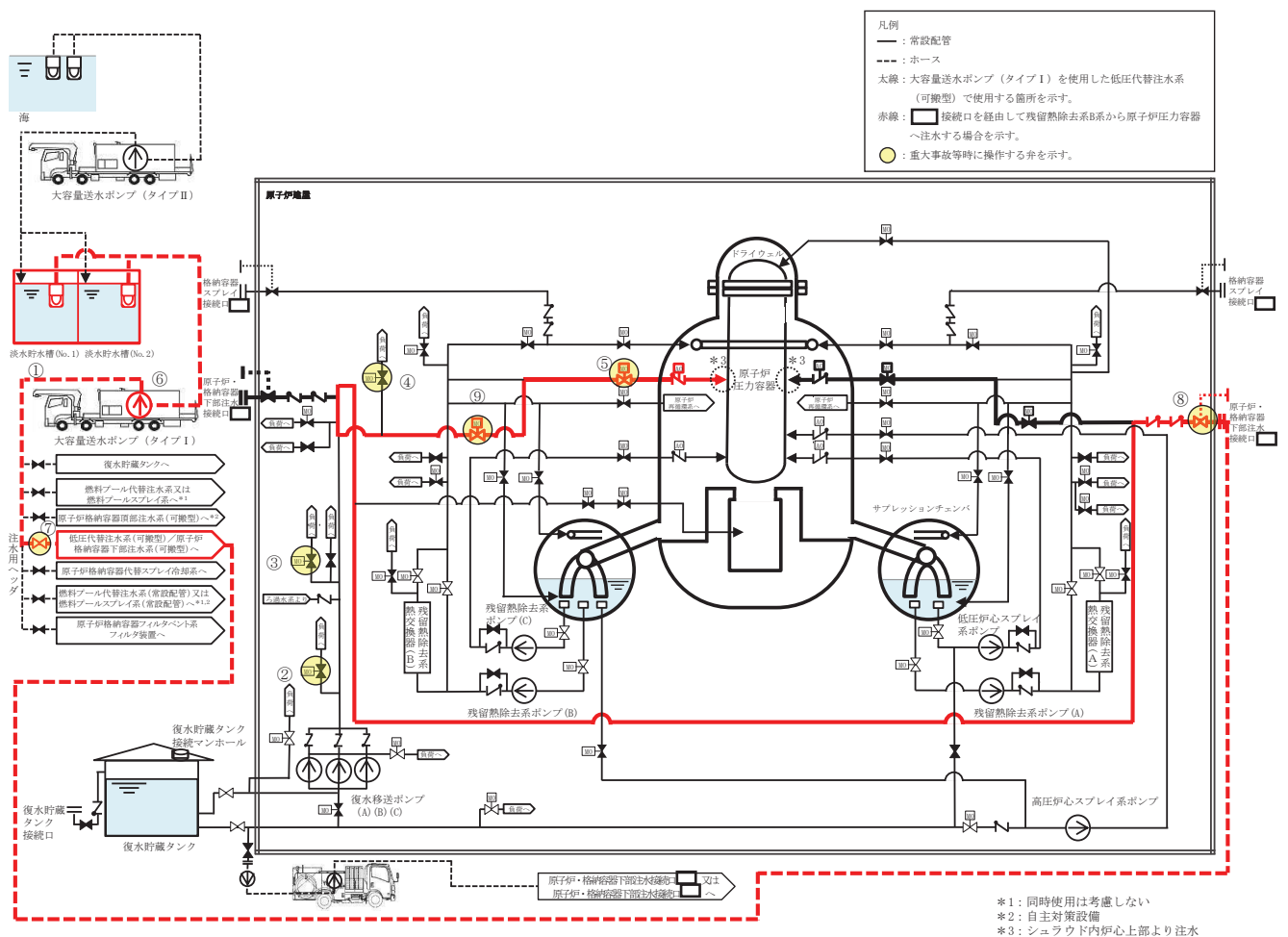


図 47-4-3 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図

(大容量送水ポンプ (タイプ I) を使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR ヘッドスプレイライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

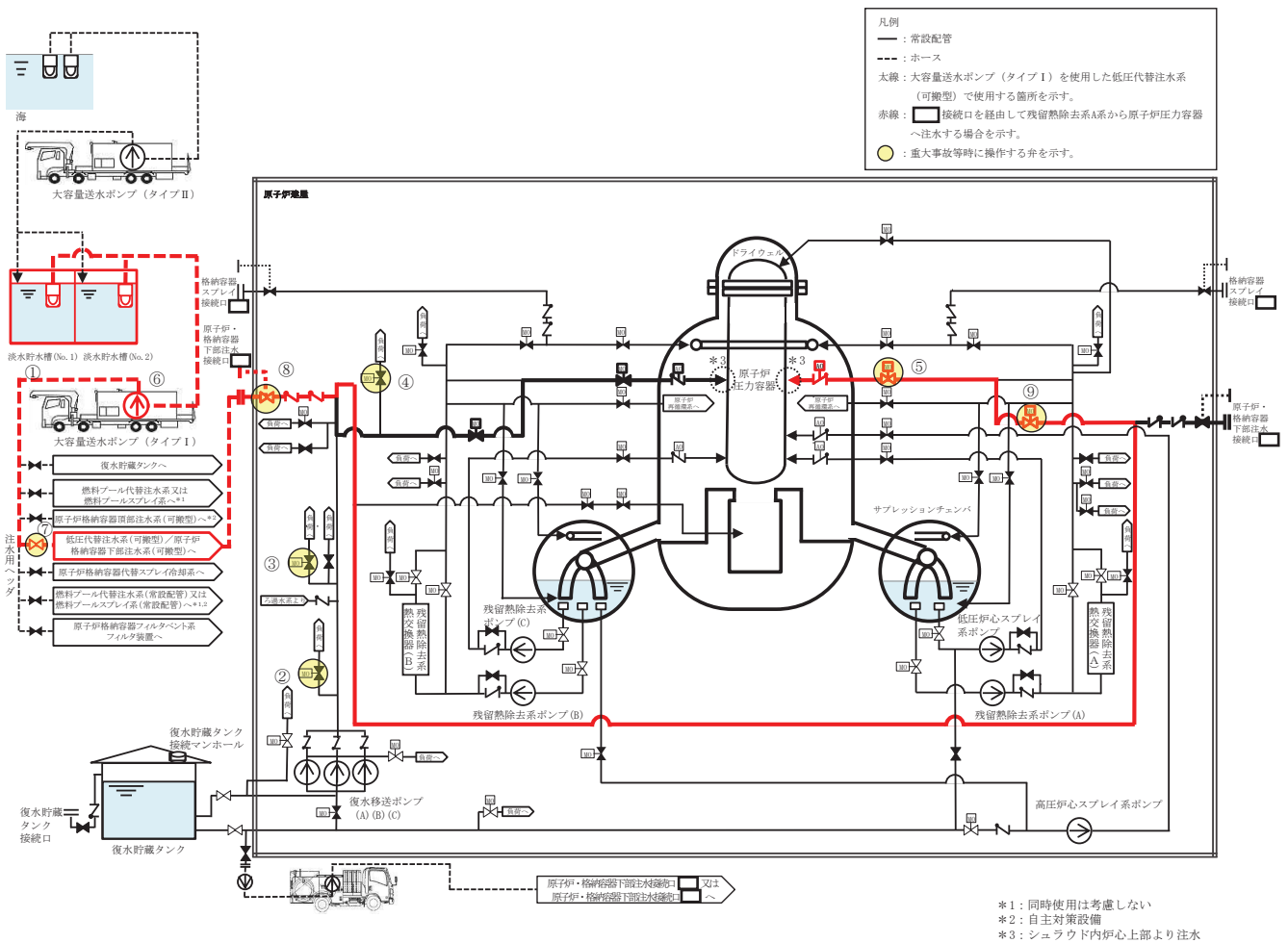
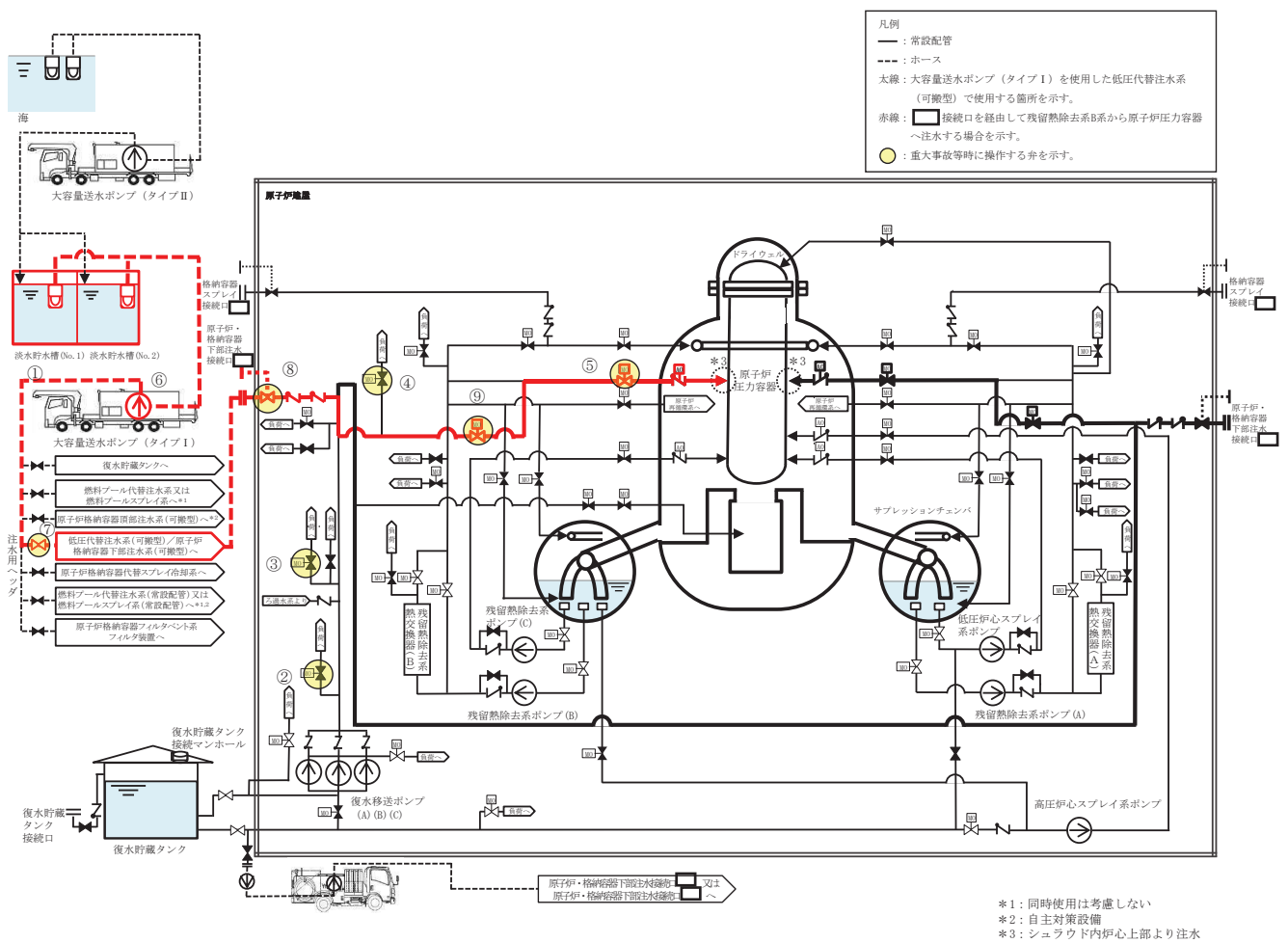


図 47-4-4 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図
 (大容量送水ポンプ (タイプ I) を使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
③	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
④	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑤	RHR ヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑥	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
⑦	緊急時原子炉北側外部注水 入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動 弁操作設備)	屋外	
⑧	緊急時 CST 取水ライン元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
⑨	緊急送水ポンプ	停止→起動	手動操作	屋外	

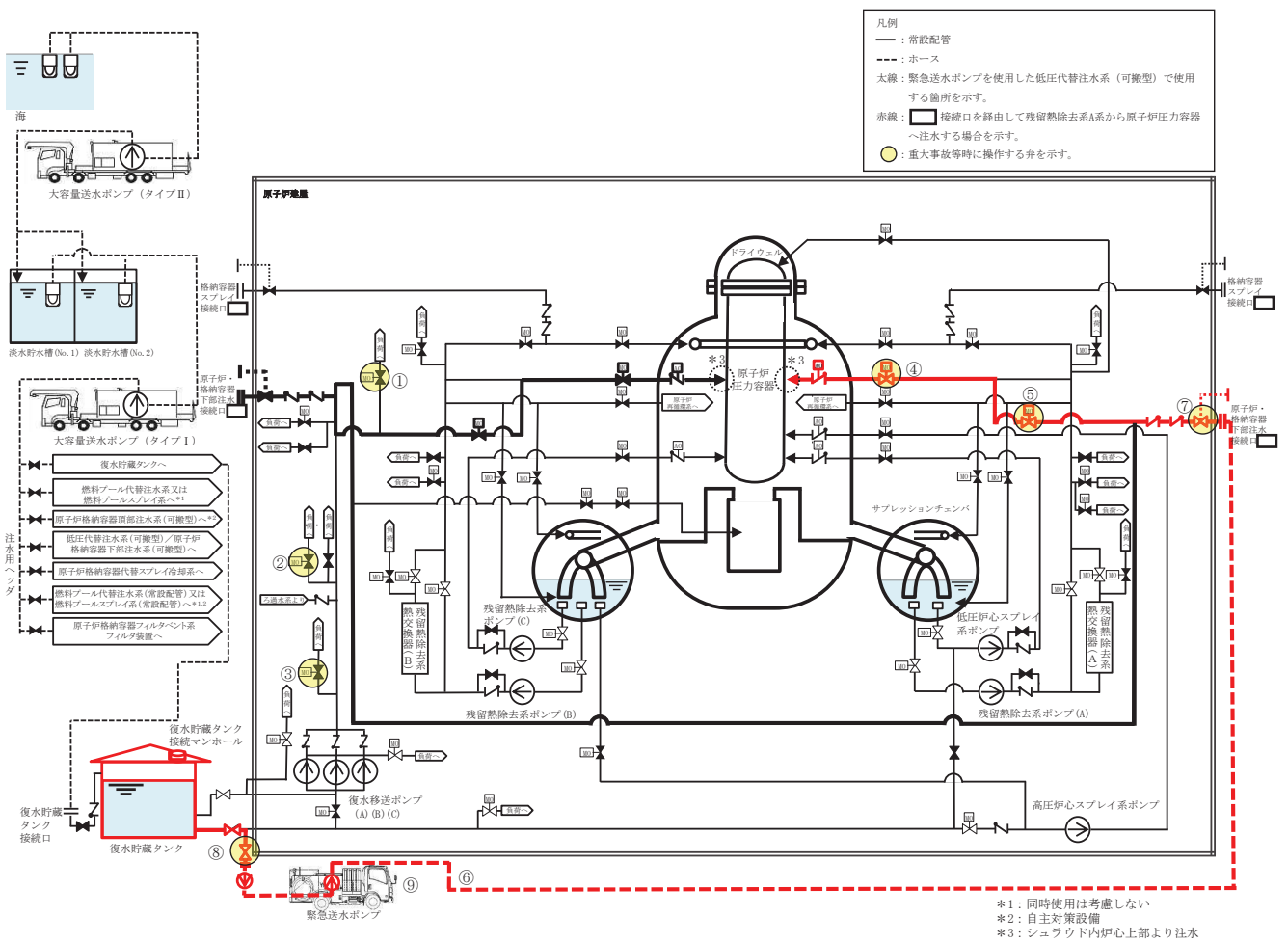


図 47-4-6 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
 (緊急送水ポンプを使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
③	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
④	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑤	RHR B系格納容器ライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑥	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
⑦	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	屋外	
⑧	緊急時 CST 取水ライン元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
⑨	緊急送水ポンプ	停止→起動	手動操作	屋外	

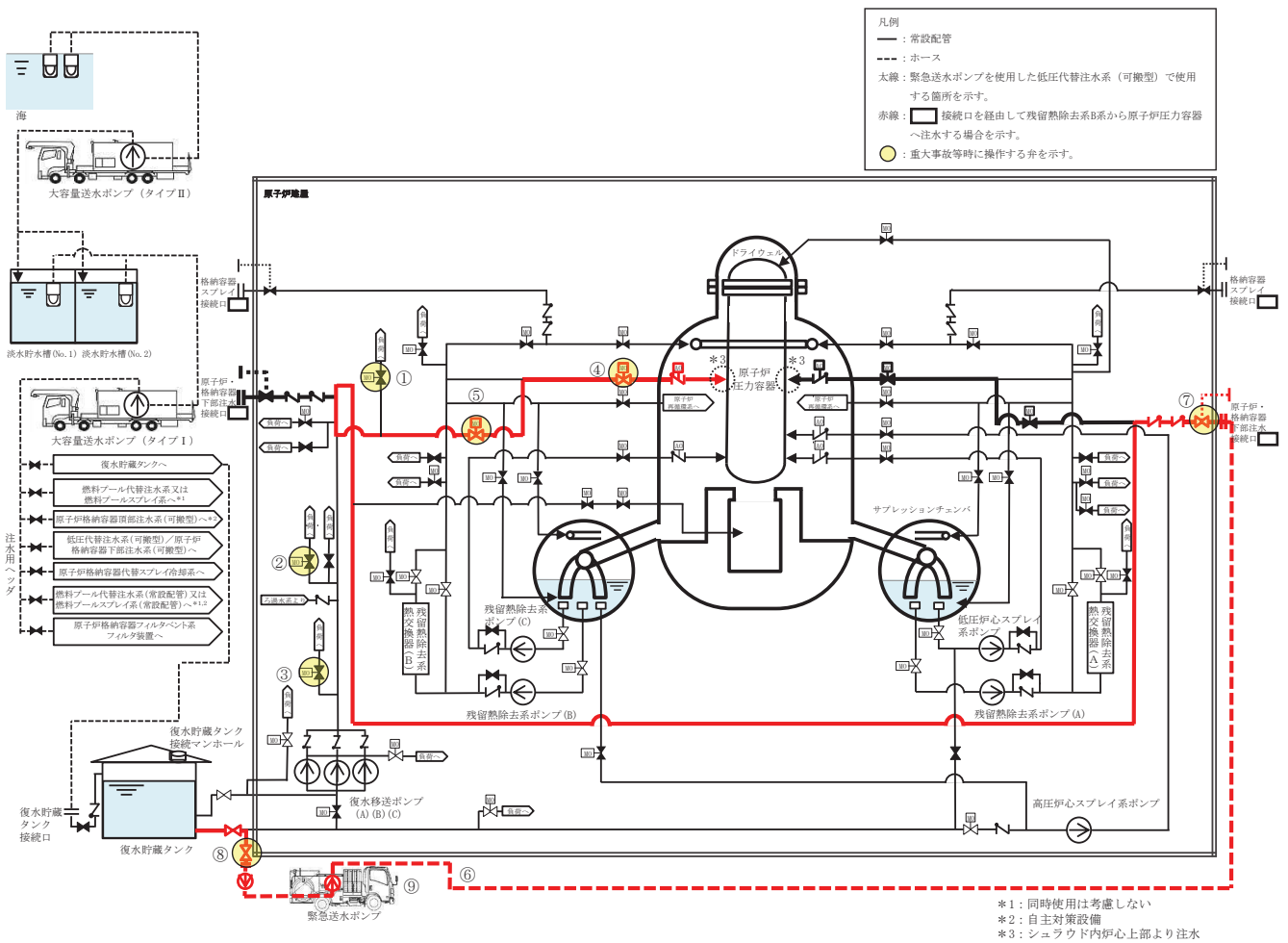


図 47-4-7 低圧代替注水系(可搬型)系統概要図

(緊急送水ポンプを使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
③	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
④	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑤	RHR ヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑥	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
⑦	緊急時原子炉東側外部注水 入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動 弁操作設備)	屋外	
⑧	緊急時 CST 取水ライン元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
⑨	緊急送水ポンプ	停止→起動	手動操作	屋外	

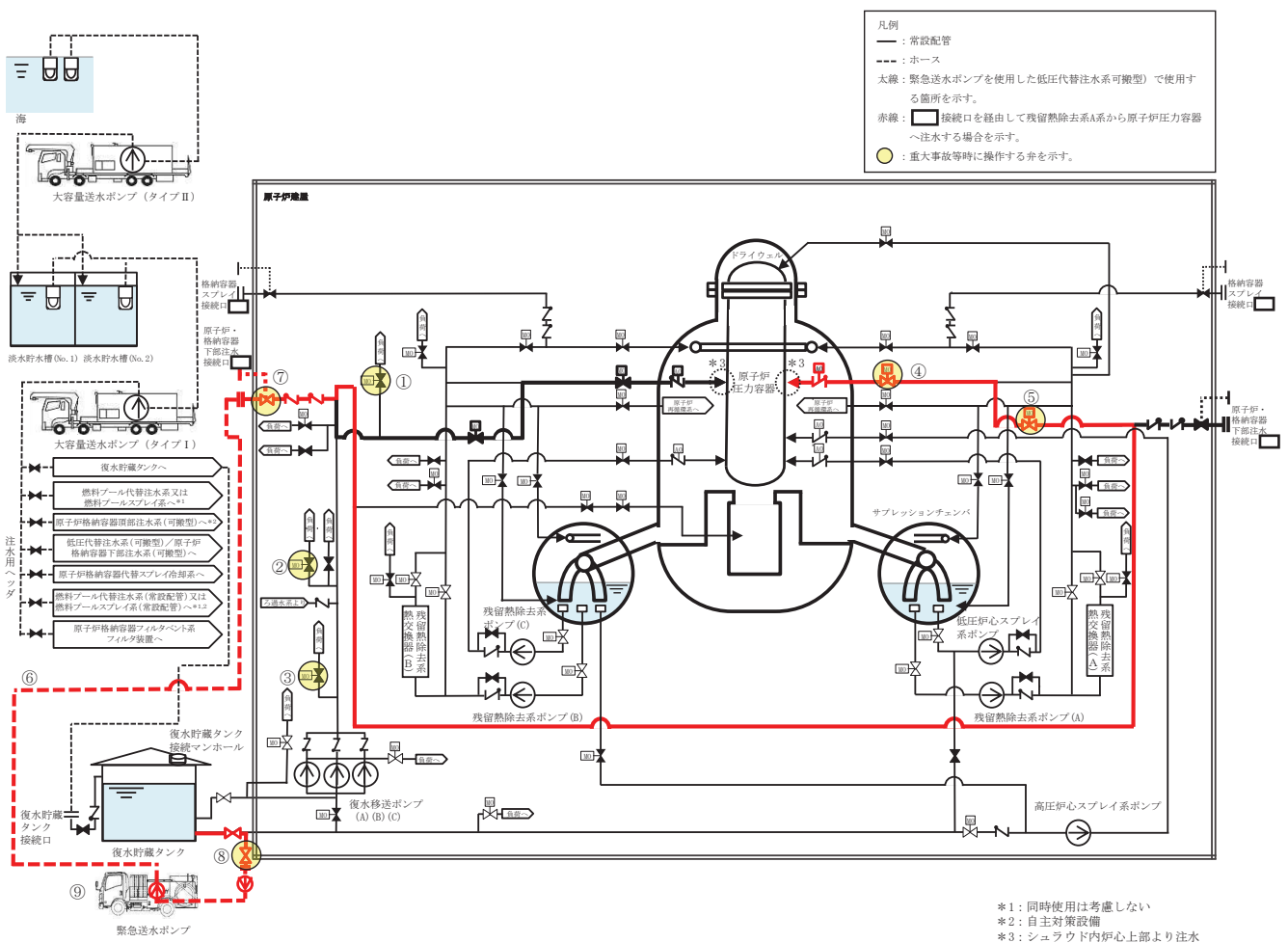


図 47-4-8 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図
 (緊急送水ポンプを使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
③	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 	
④	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑤	RHR B系格納容器ライン洗浄流量調整弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 	
⑥	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
⑦	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	屋外	
⑧	緊急時 CST 取水ライン元弁	全閉→全開	手動操作	屋外	
⑨	緊急送水ポンプ	停止→起動	手動操作	屋外	

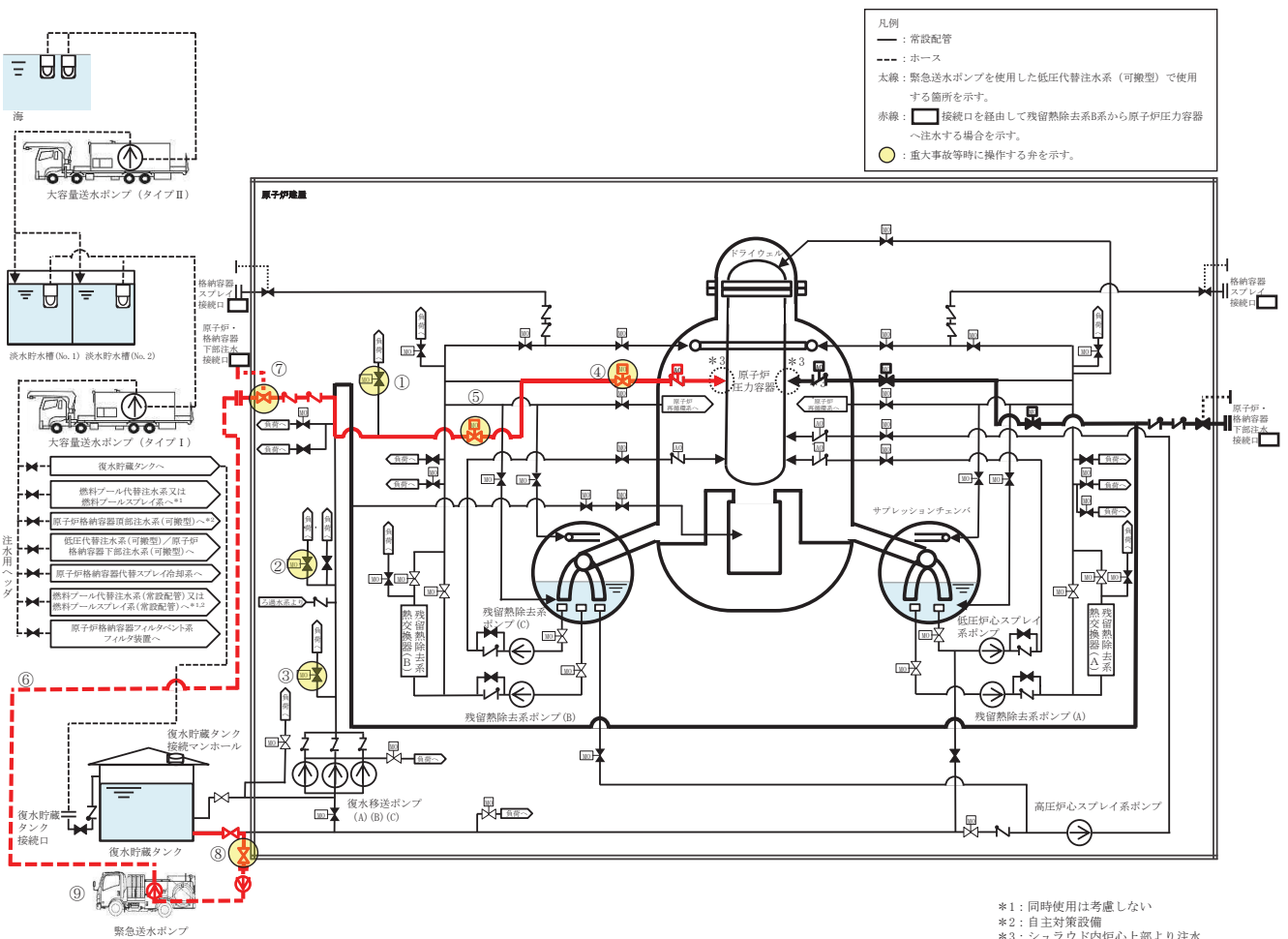


図 47-4-9 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

（緊急送水ポンプを使用して原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-5
試験及び検査

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施枚 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
循環水系	主復水器 (B) 第1水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	循環水系の弁 一式	分解点検	低	26 M~ 65 M	—	定検停止時
	循環水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	78 M	—	定検停止時
	純水補給水系	純水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)
漏えい試験			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
復水補給水系	復水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
	復水貯蔵タンク	外観点検	高	195 M	—	定検停止時
	復水移送ポンプ (A)	分解点検	A	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 則書による)

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
復水補給水系	復水移送ポンプ (A)	機能・性能試験	A	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (A) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (B)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (B) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (C)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (C) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	配管	漏えい試験	高、低	10 C	—	定検停止時
	復水補給水系の弁 一式	分解点検	高	130 M～ 195 M	—	定検停止時
復水補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高	78 M	—	定検停止時	
水位計測装置 (記録計, 発信器) 2台	特性試験	高	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (その他)	定検停止時	
ろ過水系	配管	漏えい試験	高、低	10 C	—	定検停止時
燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	漏えい試験	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
		外観点検	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
		機能・性能試験	低	78 M	燃料プール補給水系設備検査	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ用電動機	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁 一式	分解点検	低	130 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	130 M	—	
換気空調補機常用冷却水系	換気空調補機常用冷却水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系サージタンク	開放点検	高	130 M	—	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A)	分解点検	高	39 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A) 用電動機	分解点検	高	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)

東北電力株式会社
女川原子力発電所第2号機
第11保全サイクル
定期事業者検査要領書
(通常時定期点検)

設 備 名 : 燃料設備
原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 燃料プール補給水系設備検査

要領書番号 : O2-205

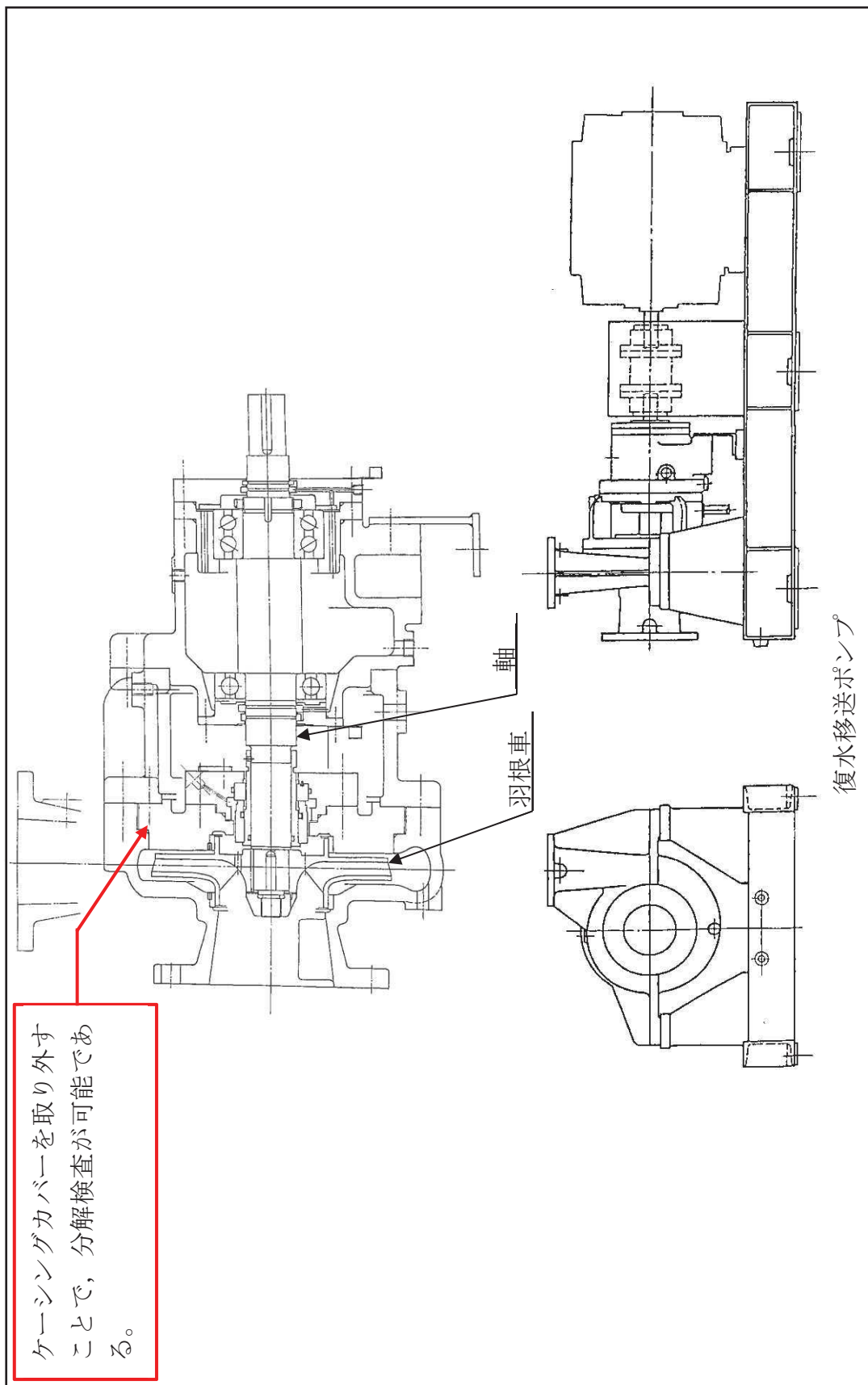


図 47-5-1 構造図 (復水移送ポンプ)

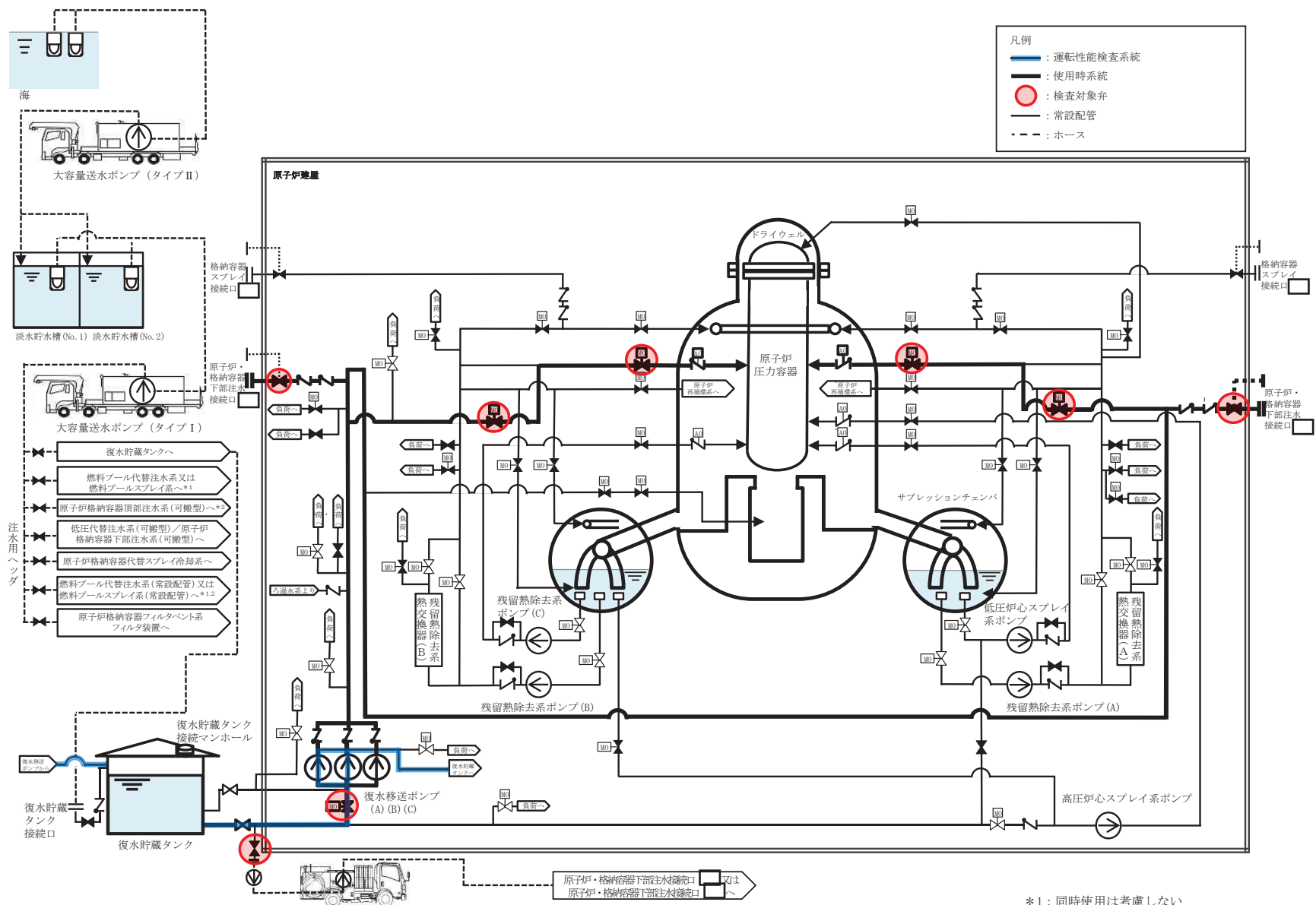
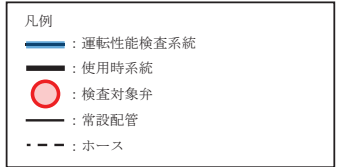


図 47-5-2 運転性能検査系統図 (低圧代替注水系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

*1: 同時使用は考慮しない
*2: 自主対策設備

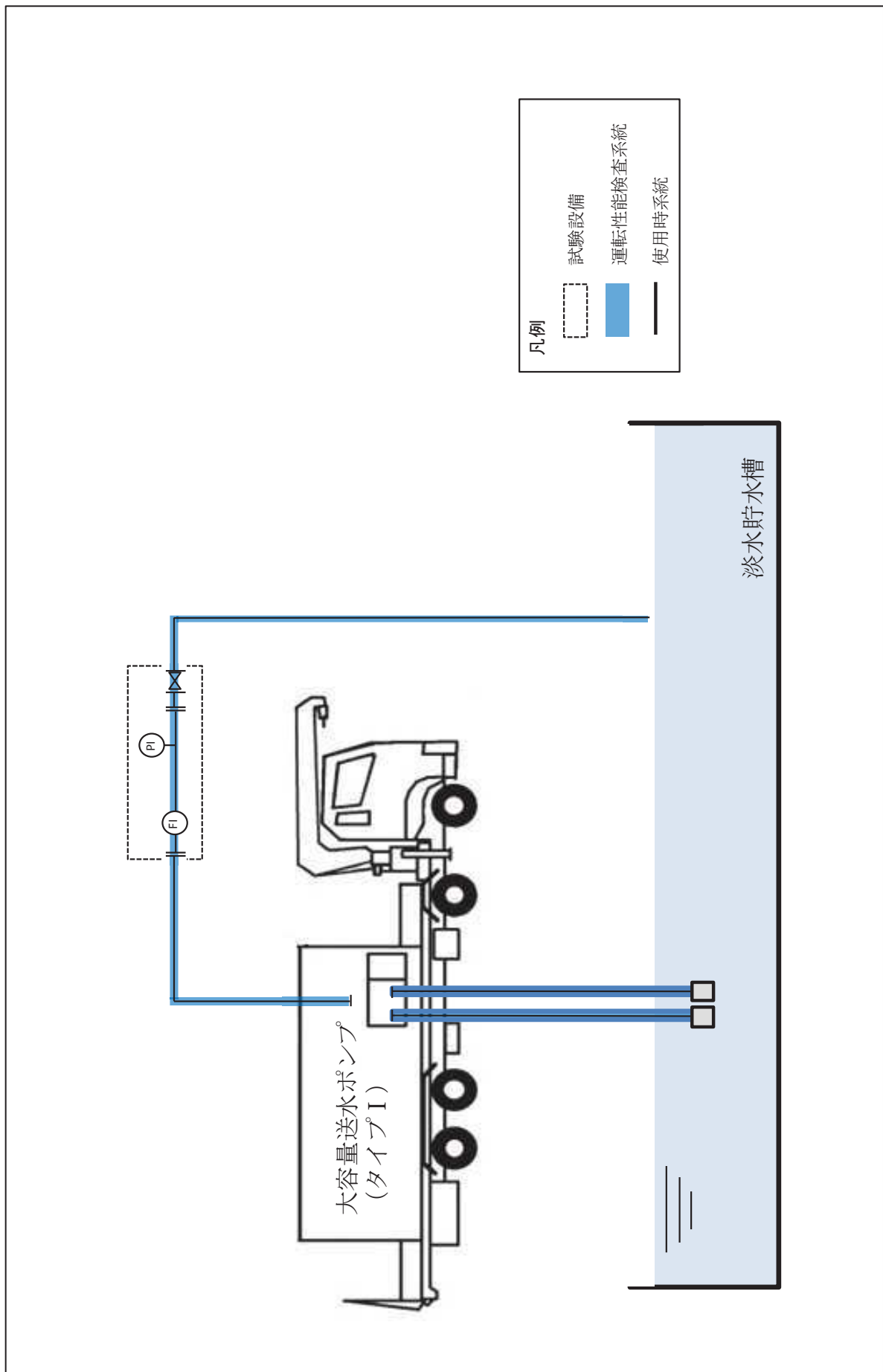


図 47-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

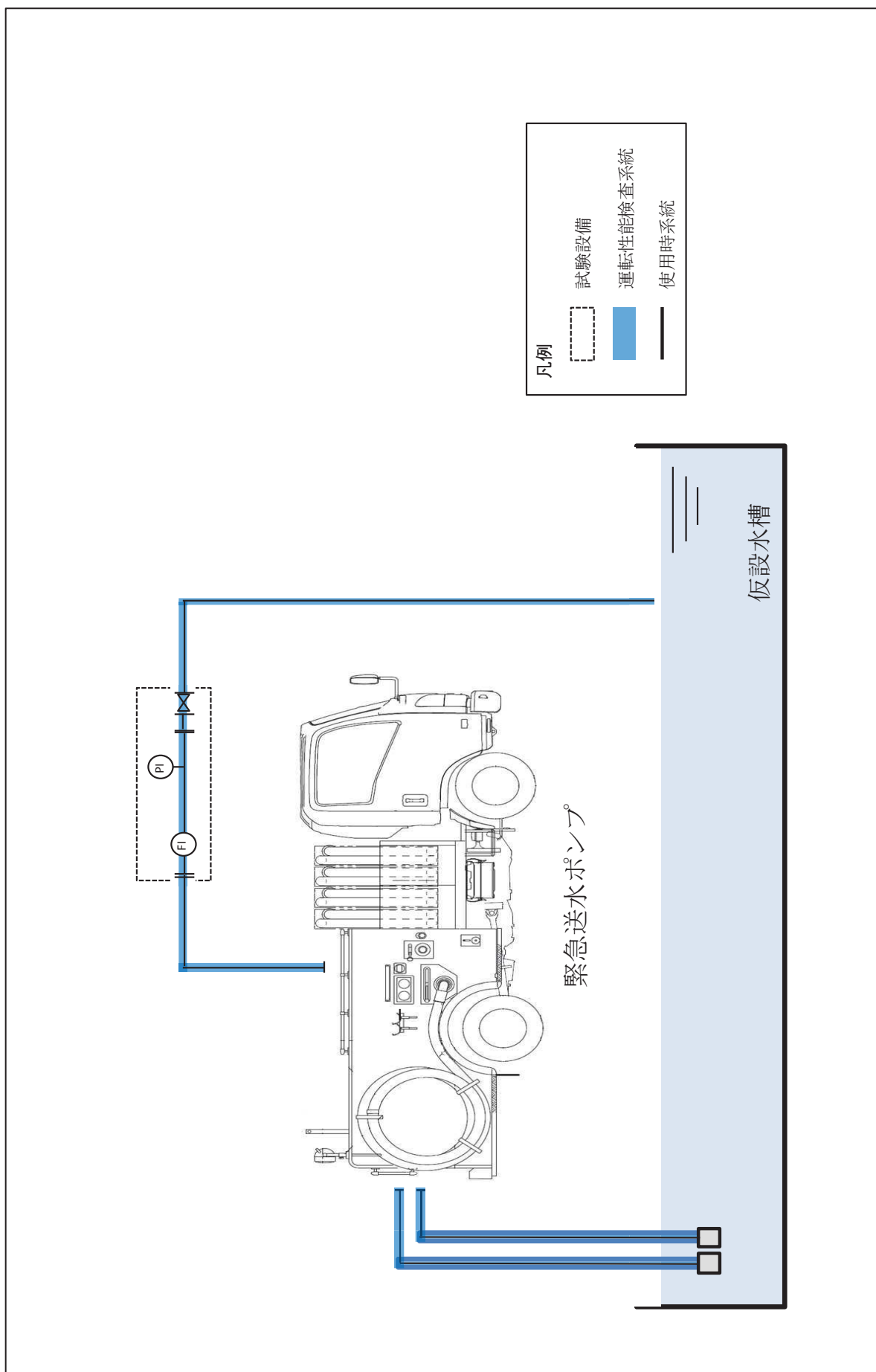


図 47-5-4 運転性能検査系統図 (緊急送水ポンプ)

47-6
容量設定根拠

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /h/個	120 以上 (注 1), 72.5 以上 (注 2), 50 以上 (注 3), 35 以上 (注 4), (100 (注 5))
全揚程	m	78.2 以上 (注 1), 91.1 以上 (注 2), 44.2 以上 (注 3), 83.6 以上 (注 4), (85 (注 5))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	°C	66
原動機出力	kW/個	<input type="checkbox"/> 以上 (注 1), <input type="checkbox"/> 以上 (注 2), <input type="checkbox"/> 以上 (注 3), <input type="checkbox"/> 以上 (注 4), (45 (注 5))
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 2: 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 3: 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時) に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の要求値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の要求値を示す。</p> <p>注 5: 公称値を示す。</p>

【 設 定 根 拠 】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系 (常設) として使用する復水移送ポンプは, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。また, 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応する設備として設置する。

本系統は, 復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより, 補給水系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 A 系配管を經由して原子炉圧力容器へ注水することで, 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設計とする。

原子炉格納容器下部注水系 (常設) として使用する復水移送ポンプは, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 熔融し, 原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで, 熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し, 熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

本系統は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、落下した炉心を冷却できる設計とする。

なお、復水移送ポンプは 3 台設置しており、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する場合は必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）として使用する場合は必要台数は 1 台であり、2 台を予備として確保する。

1. 容量

1.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 $120 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 1） / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 5）

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で $120\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

1.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 $72.5 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 2） / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 5）

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で $145\text{m}^3/\text{h}$ 以上（復水移送ポンプ 1 台当たり $72.5\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を注水可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の容量 $50\text{m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 3） / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 5）

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で $50\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

1.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で溶融炉心を冷却する場合の容量 35m³/h/個以上 (注 4) / 100 m³/h/個 (注 5)

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で 35m³/h 以上を注水可能な設計とする。

2. 揚程

2.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ 120m³/h 注水する場合の揚程 78.2m 以上 (注 1) / 85m (注 5)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉压力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計		約	78.2 m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、78.2m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 120 m³/h/個時の揚程は約 83m であることから、原子炉压力容器への注水が可能である。

2.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ 145m³/h 注水する場合の揚程 91.1m 以上 (注 2) / 85m (注 5)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉压力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計		約	91.1 m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の揚程は、91.1m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 72.5 m³/h/個時の揚程は約 93.4m であることから、原子炉压力容器への注水が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3 原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時）に復水移送ポンプ1台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 44.2m 以上（注3） / 85m（注5）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時）に復水移送ポンプ1台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計			約 44.2 m

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時）に復水移送ポンプ1台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は、44.2m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 50 m³/h/個時の揚程は約 95.6m であることから、原子炉格納容器下部への注水が可能である。

2.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で熔融炉心を冷却する場合の揚程 83.6m 以上（注4） / 85m（注5）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で熔融炉心の冷却時の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計			約 83.6 m

以上より、原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で熔融炉心を冷却する場合の揚程は、83.6m 以上とする。

図 47-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ 35m³/h/個時の揚程は約 96.3m であることから、原子炉格納容器下部への注水が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 m (約 MPa) に、静水頭約 m (約 MPa) を加えた約 MPa を上回る値として 1.37MPa としており、重大事故等時に低圧代替注水系（常設）として原子炉に注水する場合の圧力及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66℃としており、重大事故等時に低圧代替注水系（常設）として原子炉に注水する場合の温度及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力

5.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ 120m³/h 注水する場合の必要軸動力 kW 以上（注 1） / 45kW（注 5）

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (120/3,600) \times 83\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 120

H : 揚程 (m) = 83 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

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

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要な原動機出力は、 kW 以上であり、設計基準対象施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ 145m³/h 注水する場合の原動機出力 kW 以上 (注 2) / 45kW (注 5)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (72.5/3,600) \times 93.4\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \div \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 72.5

H : 揚程 (m) = 93.4 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

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

以上より, 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の必要な原動機出力は, kW 以上であり, 設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.3 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時) に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の原動機出力 kW 以上 (注 3) / 45 kW (注 5)

原子炉格納容器下部注水時 (原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時) に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (50/3,600) \times 95.6\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \div \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 50

H : 揚程 (m) = 95.6 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は、 kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の原動機出力 kW 以上（注 4） / 45 kW（注 5）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心冷却時の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (35/3,600) \times 96.3\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 35

H : 揚程 (m) = 96.3 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 47-6-1, 表 47-6-1 参照)

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

以上より、原子炉格納容器下部注水時（熔融炉心を冷却する場合）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は、 kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 47-6-1 復水移送ポンプ性能曲線

表 47-6-1 復水移送ポンプの容量，揚程及びポンプ効率の関係

容量/個	0m ³ /h	35m ³ /h	50m ³ /h	72.5m ³ /h	120m ³ /h	130m ³ /h
揚程	96.8m	96.3m	95.6m	93.4m	83.0m	79.8m
ポンプ 効率	[Redacted]					

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	99.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系, 燃料プールスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。</p>

【 設 定 根 拠 】

大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態, 設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

本系統は, 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して, 原子炉圧力容器に注水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設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において, 炉心の著しい損傷を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本系統は, 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して, 原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、補給水系配管を經由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本システムは代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を經由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、スプレイノズルを經由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を經由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、淡水貯水槽を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレー系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレー系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を 1 台で確保可能な設計とし、表 47-6-2 に示すとおり $569\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。なお、全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として $569\text{m}^3/\text{h}$ 以上としている。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、1.8 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 $1,200\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の容量は、1 台で $1,440\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有する設計とする。

表 47-6-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）必要最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系）*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	569m ³ /h

* : 燃料プール代替注水と燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから、燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

- (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

- (2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m³/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、35m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系

- (1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールスプレイ系

- (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126 m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm（約 45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10 m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW 並びに格納容器内雰囲気気水素濃度及び格納容器内雰囲気気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換容量 0.001 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1～2.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系又は燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.8 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

2.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 時の揚程 63.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m	
静水頭	約	[]	m	
ホース等の圧力損失	約	[]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m	
合 計			約 63.8	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 82.7m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m	
静水頭	約	[]	m	
ホース等の圧力損失	約	[]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m	
合 計			約 82.7	m

2.2 原子炉格納容器代替スプレー冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレーする場合の揚程 79.8m 以上

原子炉格納容器代替スプレー冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を原子炉格納容器内にスプレーする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレー接続口 [] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレーする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m	
静水頭	約	[]	m	
ホース等の圧力損失	約	[]	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m	
合 計			約 79.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

- (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 17.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水又は海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から原子炉格納容器下部へ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	17.8	m	

- (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 61.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水又は海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から原子炉格納容器下部へ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	61.3	m	

2.4 燃料プール代替注水系

- (1) 使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -0.5m 以上

燃料プール代替注水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水又は海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合 計		約	-0.5 m

2.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.0m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合 計		約	37.0 m

2.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 21.0m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合*1>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	21.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -7.7m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約	-7.7 m

2.8 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 99.5m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m	
合 計			約	99.5 m

*1：複数あるルートのうち、最も圧力損失が保守的な場合。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

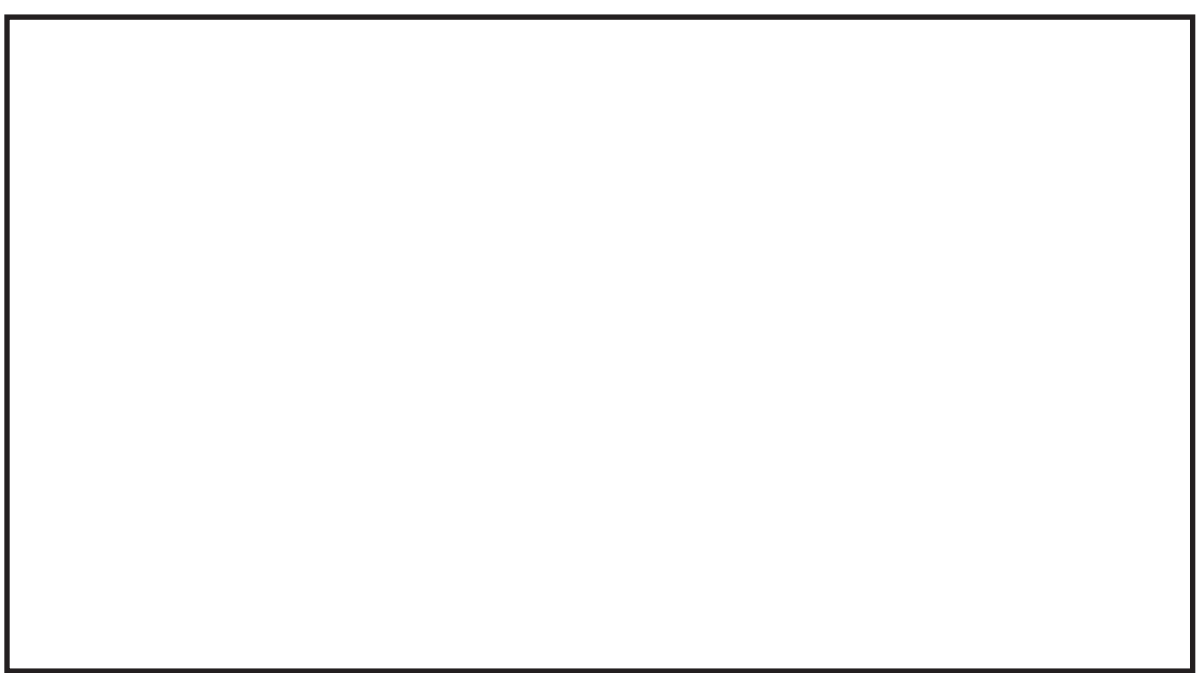


図 47-6-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

3. 最高使用圧力

- 3.1 低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これら系統の同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 47-6-3 に示す。

表 47-6-3 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 47-6-3 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

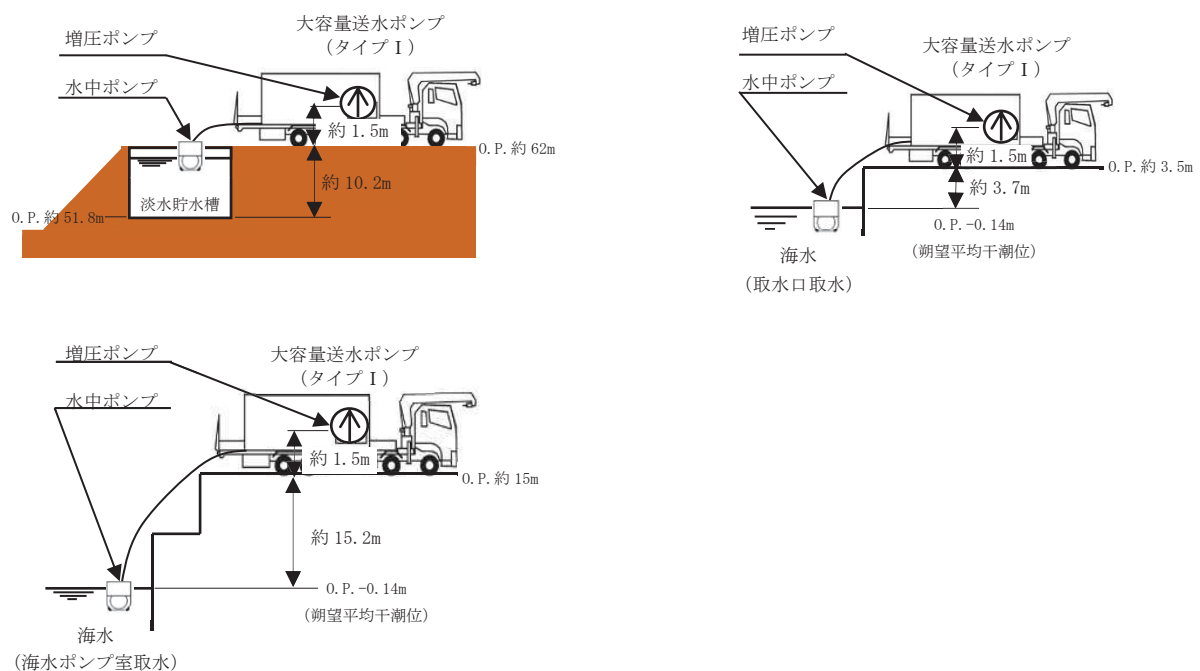


図 47-6-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		緊急送水ポンプ
容量	m ³ /h/個	123 (注 1), 168 (注 2)
揚程	m	156.9 (注 1), 86.6 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	103
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す。 注 2 : 規格値を示す。

【 設 定 根 拠 】

緊急送水ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する緊急送水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

本系統は、復水貯蔵タンクを水源とした緊急送水ポンプにより、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水することで炉心の著しい損傷を防止する設計とする。

なお、緊急送水ポンプは、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「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」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は 2 セット 2 台と、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用として 1 台の合計 3 台を確保する。

1. 容量 123m³/h (注 1) /168m³/h (注 2)

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「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」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 123m³/h 以上を注水可能な設計とする。

これを上回るものとして、緊急送水ポンプは、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用することから、その規格上要求される性能である 168m³/h 以上を容量の規格値とする。

2. 揚程 156.9m (注1) /86.6m (注2)

低圧代替注水系（可搬型）に使用する緊急送水ポンプの揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口 から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}＞

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m	
静水頭	約	<input type="text"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m	
合計	約	156.9	m	

*1：複数あるルートのうち、最も圧力損失が保守的な場合。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

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

以上より、緊急送水ポンプを低圧代替注水系（可搬型）に用いる場合には、揚程約 156.9m が必要となる。

緊急送水ポンプは、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用することとしており、揚程約 156.9m を満足するポンプの規格値として 0.85MPa(86.6m)を公称値とする。

3. NPSH

揚程の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSH の評価を行う。

3.1 必要 NPSH

緊急送水ポンプを低圧代替注水系（可搬型）に用いる場合に必要となる流量（123m³/h）及び揚程（156.9m（1.54MPa））から、図 47-6-4 に示す性能曲線に余裕を見込み、ポンプの必要回転数を 3,200rpm とする。

この回転数において、所定の流量を確保するための必要 NPSH は、図 47-6-5 より m である。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。



図 47-6-4 緊急送水ポンプの性能曲線

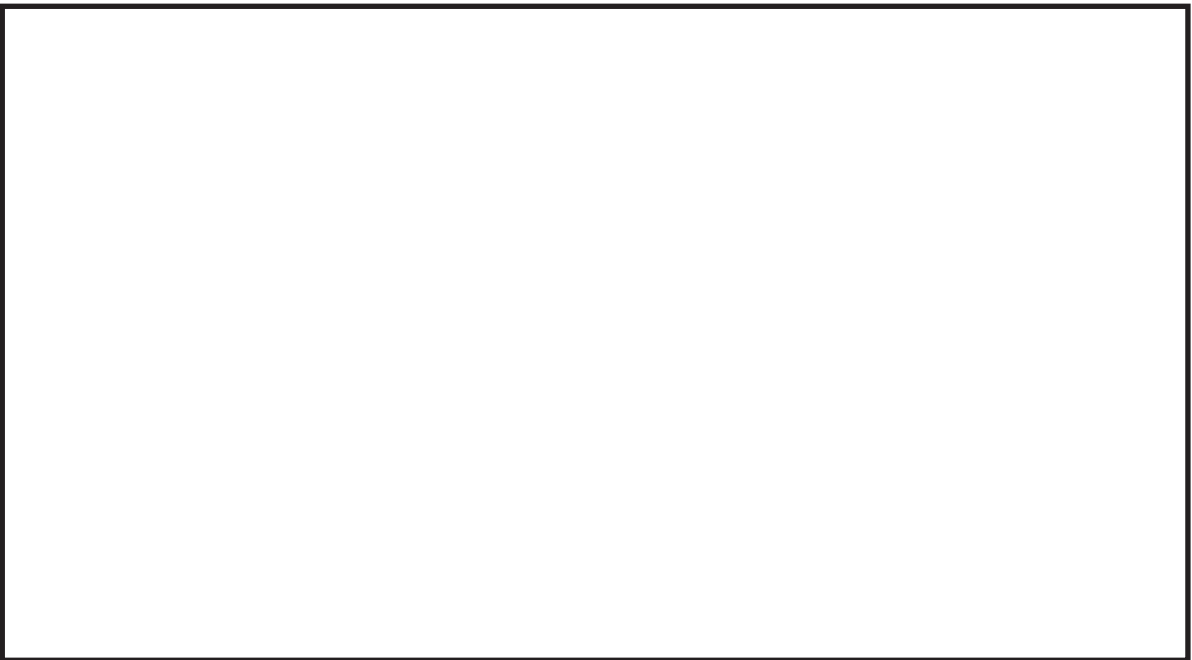


図 47-6-5 緊急送水ポンプの NPSH

3.2 有効 NPSH

有効 NPSH は、水源となる復水貯蔵タンクの設置条件から下記のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
 \text{有効 NPSH} &= H_a - h_s - H_n - H_1 + H_s \\
 &= 10.1 - 2.0 - 4.8 - \square + 14.0 \\
 &= \square \text{ m}
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、

H_a : 大気圧

h_s : 飽和蒸気圧水頭 (水源温度 60°C と想定)

H_h : 高低差 (緊急送水ポンプと吸込み配管設置位置との高低差)

H_l : 吸込み管の圧力損失

H_s : 取水ポンプ揚程

これらの算出結果から、「有効 NPSH (m) > 必要 NPSH (m)」を満足するため、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

4. 最高使用圧力 2.0MPa

緊急送水ポンプを使用した低压代替注水系 (可搬型) に必要となる吐出圧力は必要となる揚程 156.9m より 1.54MPa であることから、緊急送水ポンプの最高使用圧力は 1.54MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

5. 最高使用温度 60°C

緊急送水ポンプの最高使用温度は、水源である復水貯蔵タンクの温度が常温程度であるため、60°C とする。

6. 原動機出力 103kW

緊急送水ポンプの原動機出力については、必要な性能 (消防法に基づく技術上の規格) を発揮する出力を有するものとして 103kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

47-7
接続図

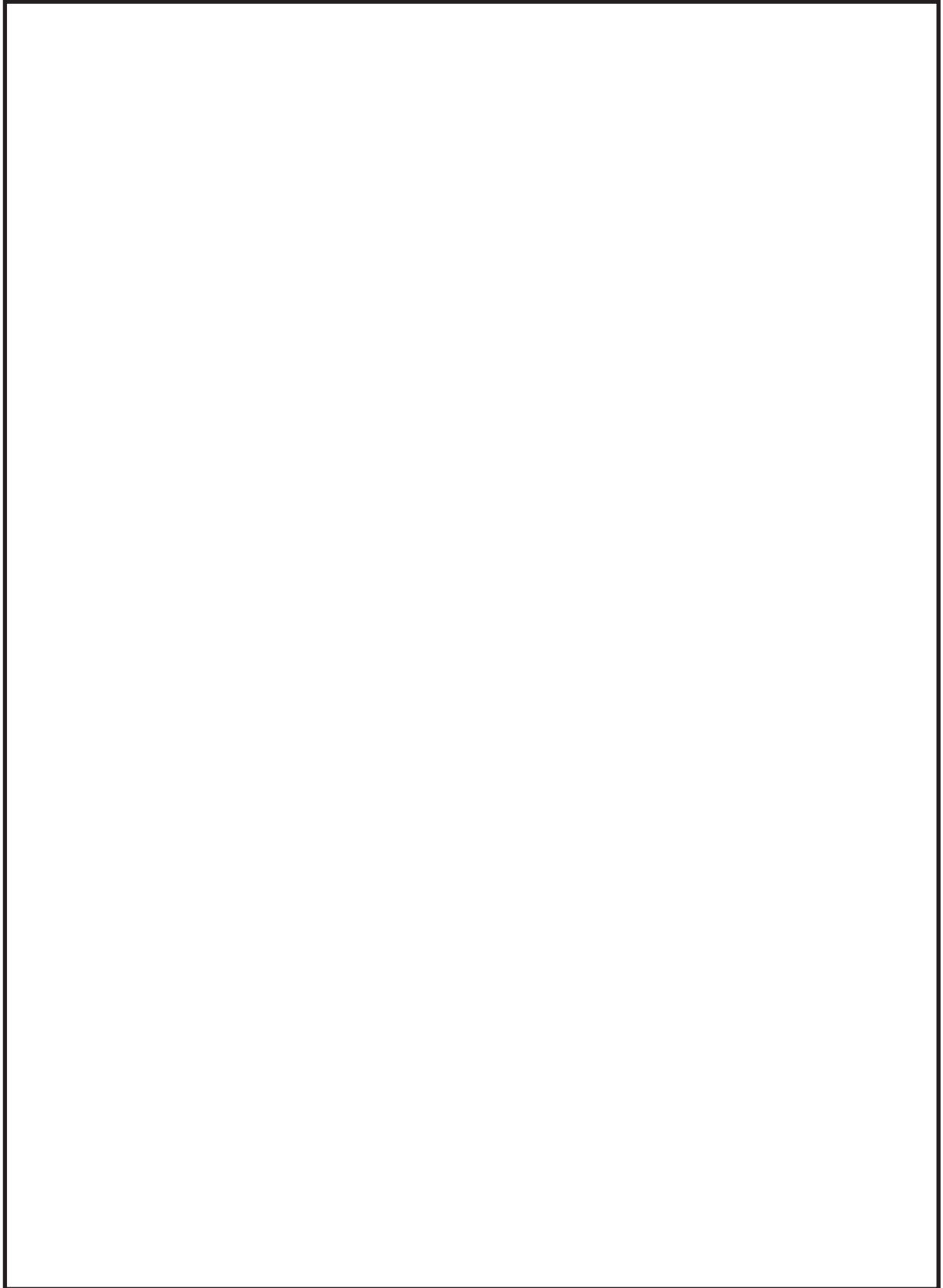


図 47-7-1 接続図

(淡水貯水槽からルート 1 を経由して原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-7-1

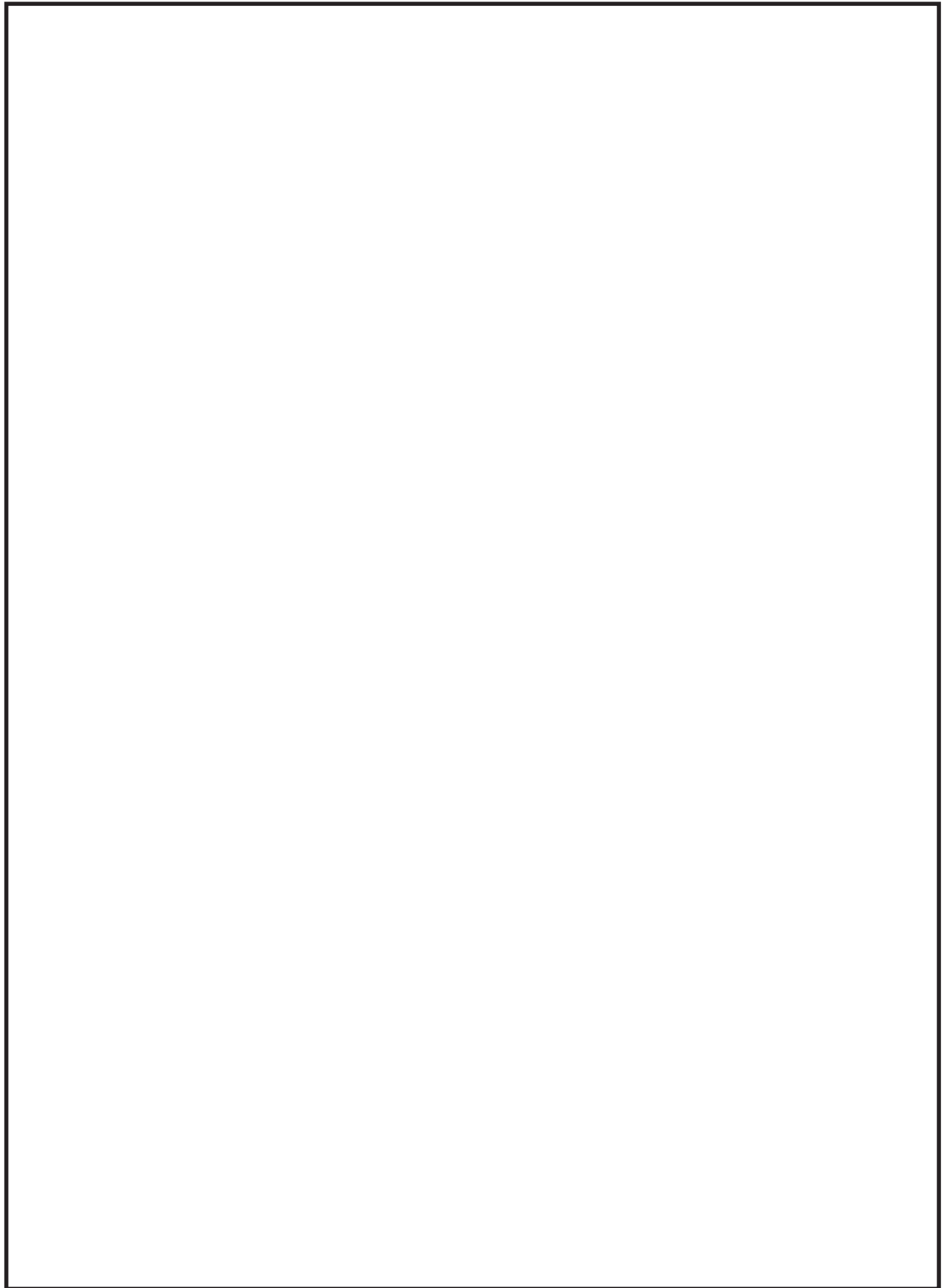


図 47-7-2 接続図

(淡水貯水槽からルート 2 を経由して原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-7-2

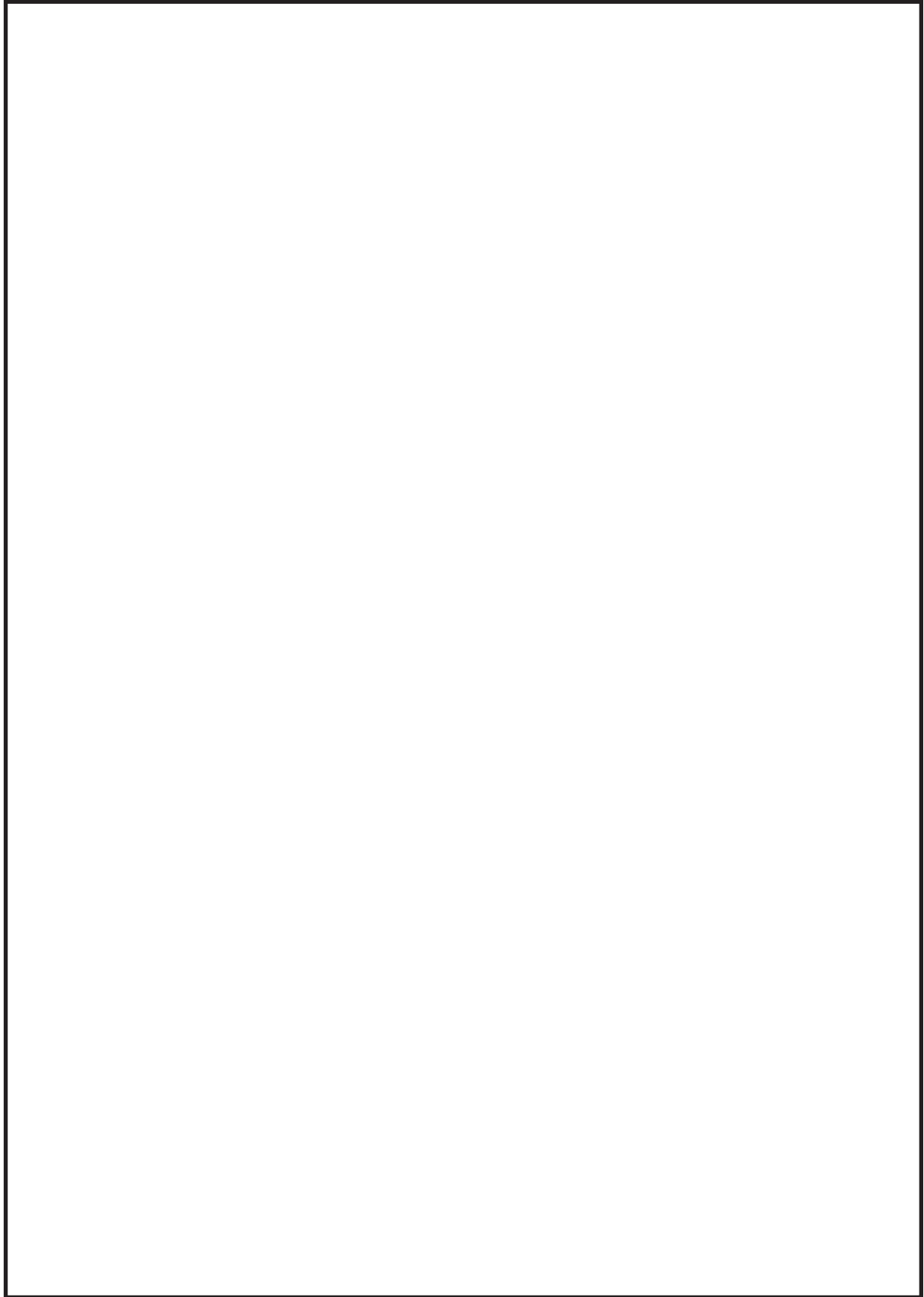


図 47-7-3 接続図

(復水貯蔵タンクから原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-7-3

47-8
保管場所図

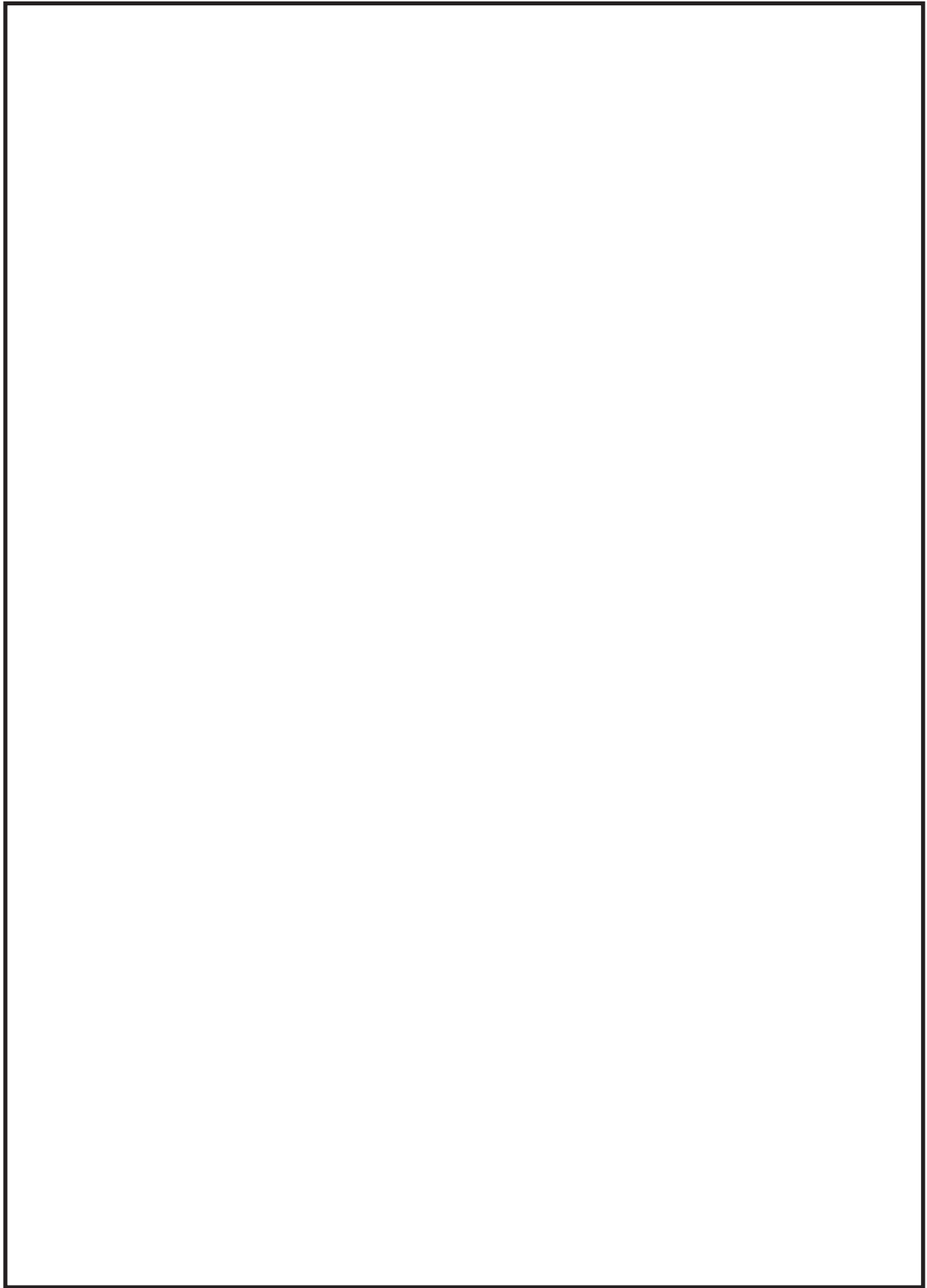


図 47-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

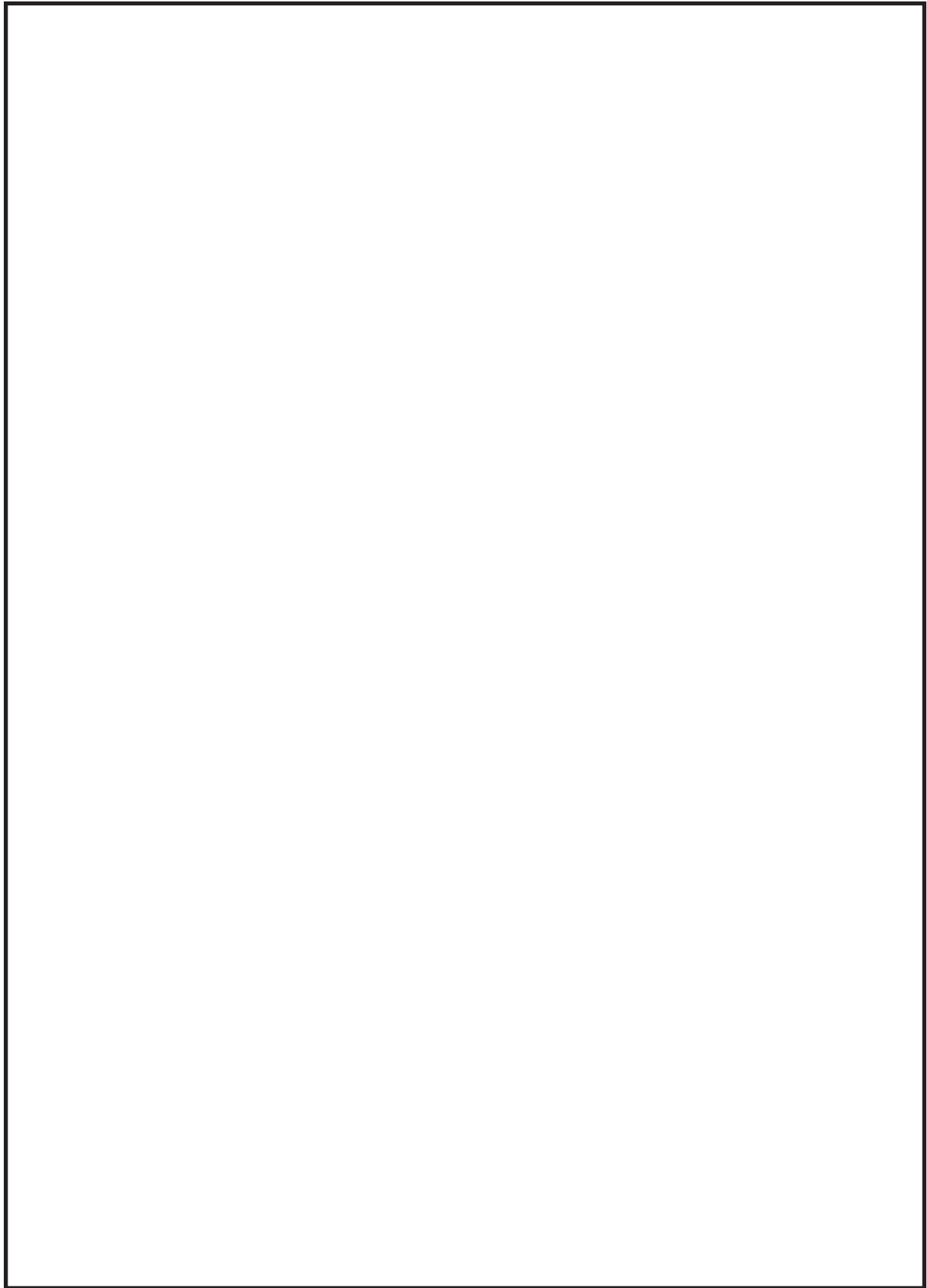


図 47-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

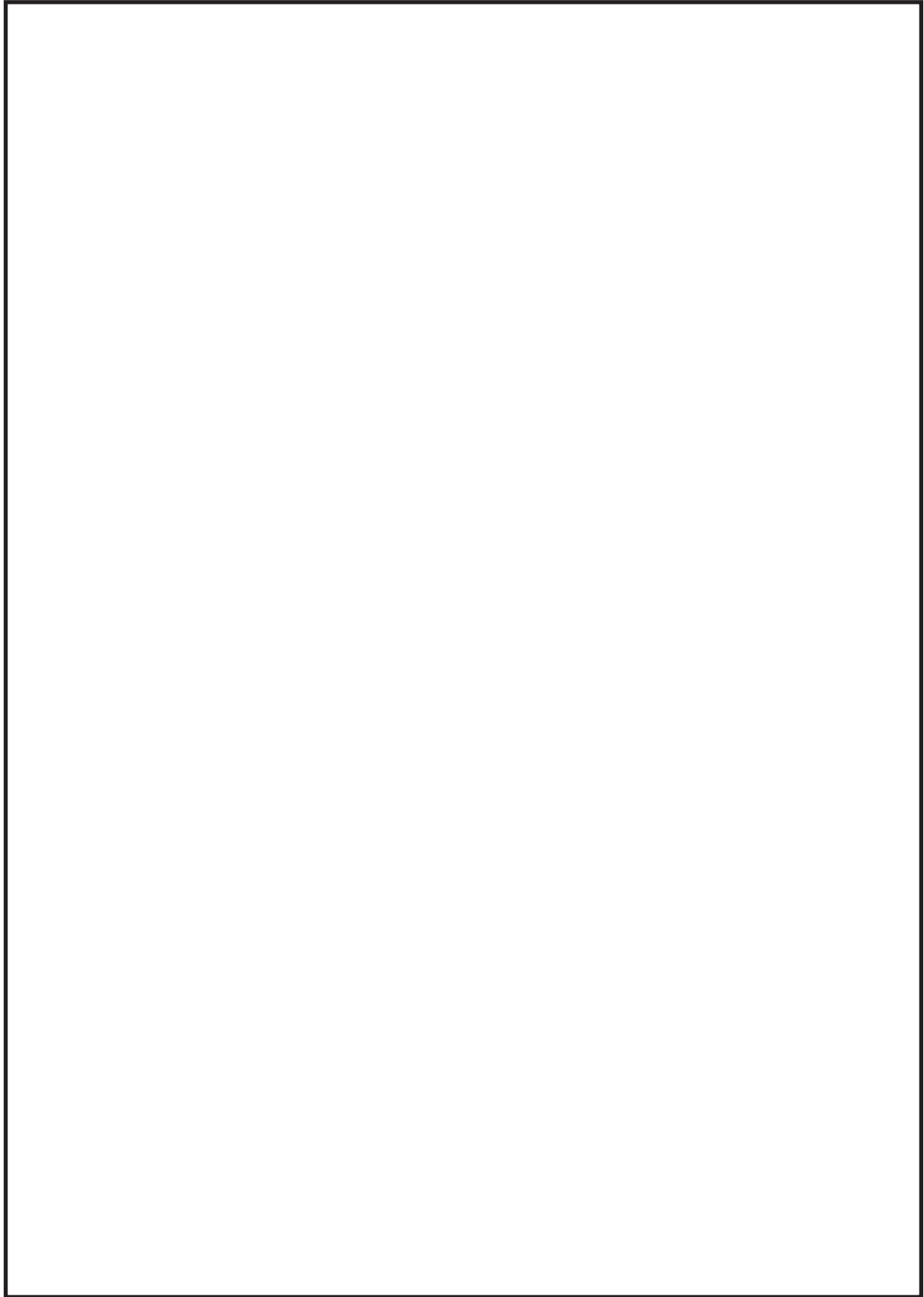


図 47-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

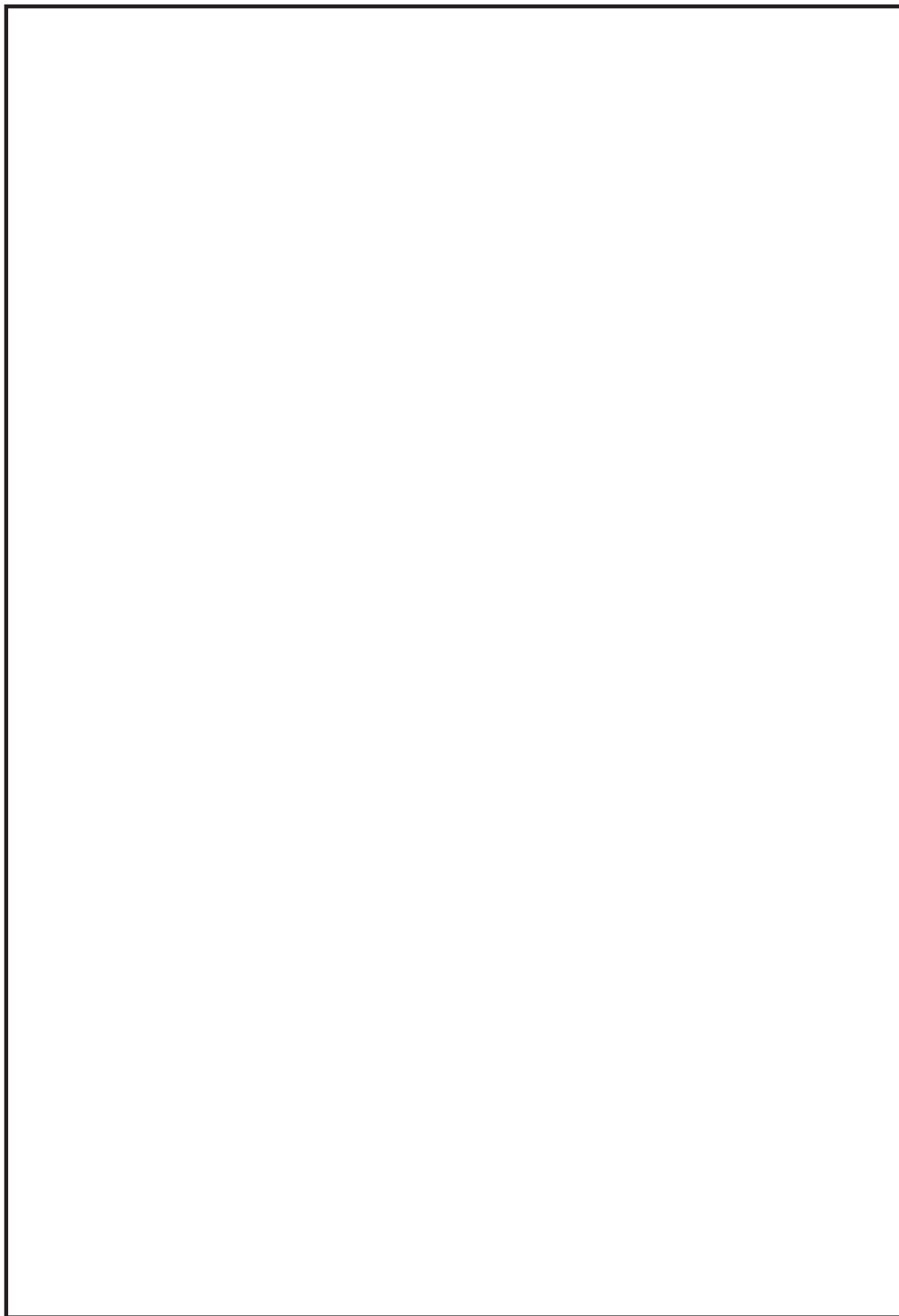


図 47-8-4 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-9
アクセスルート図

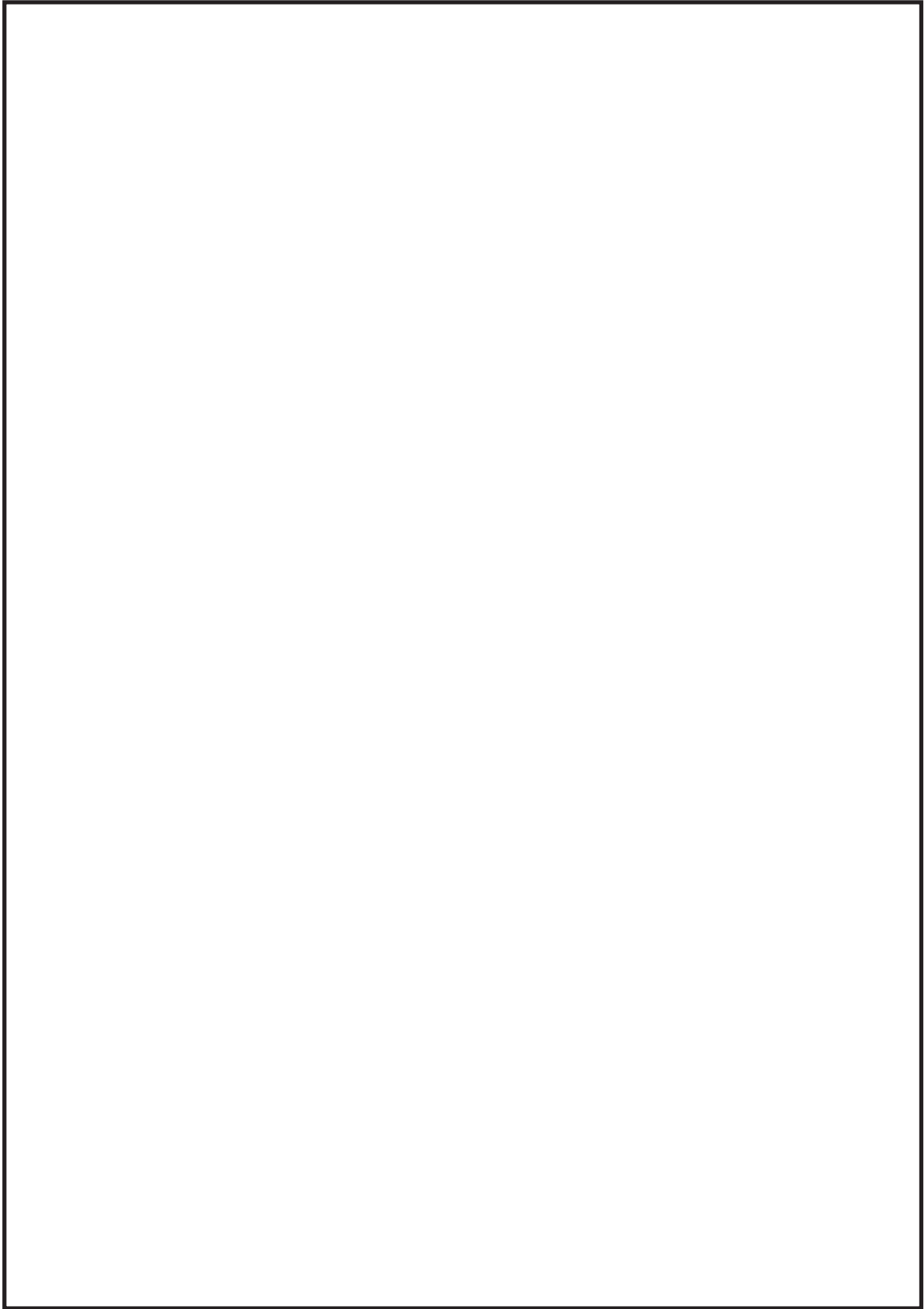


図 47-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

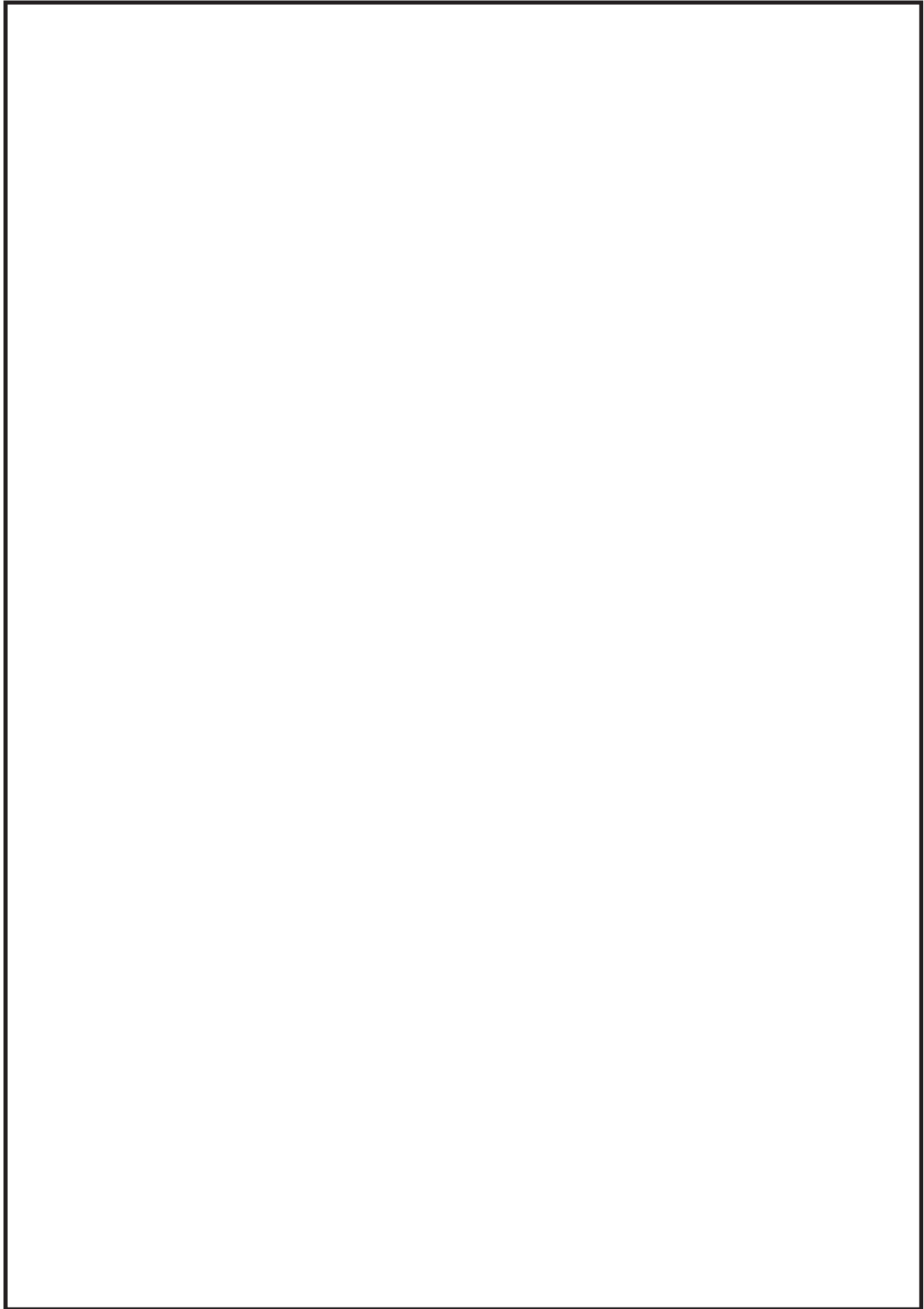


図 47-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

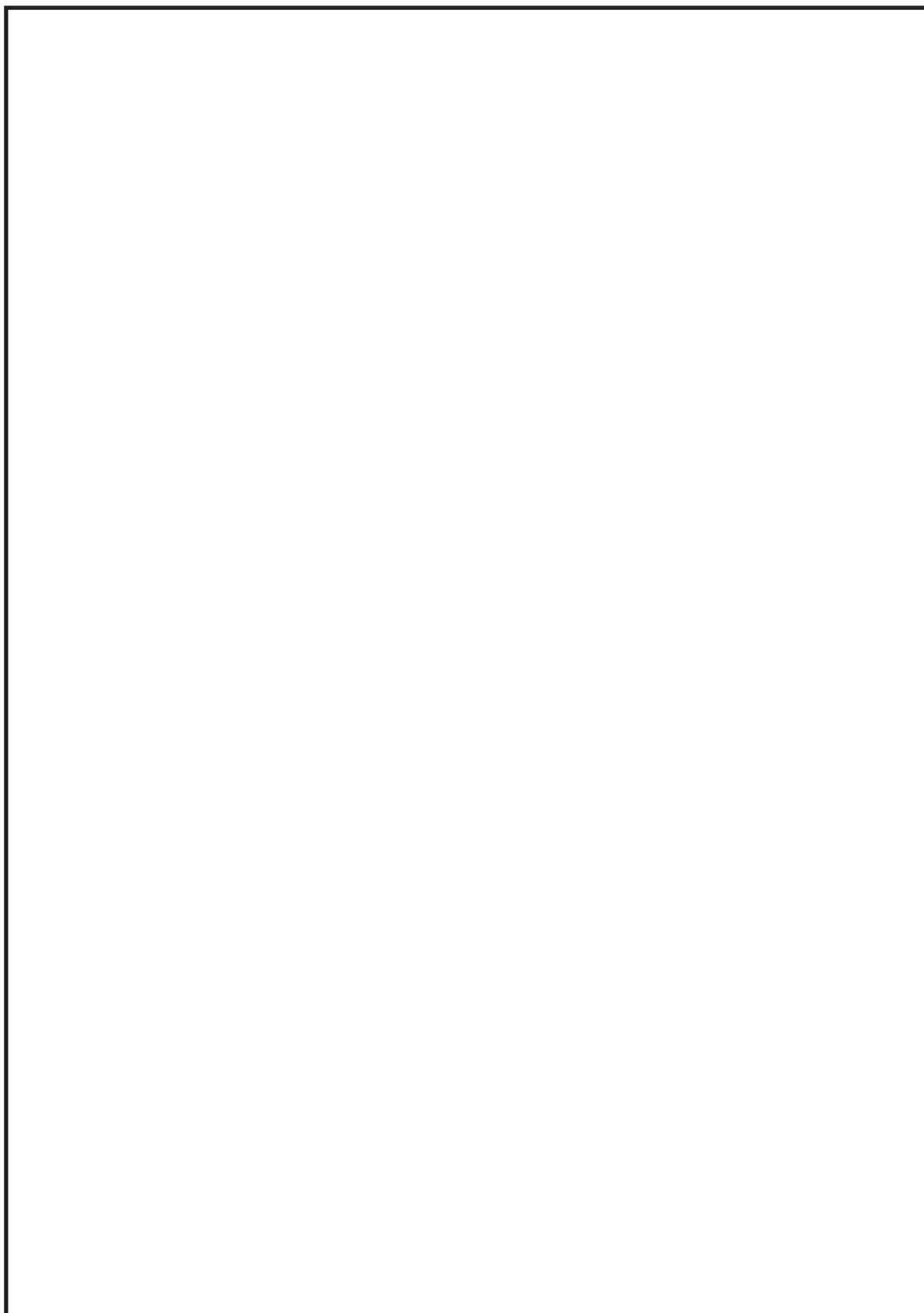


図 47-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

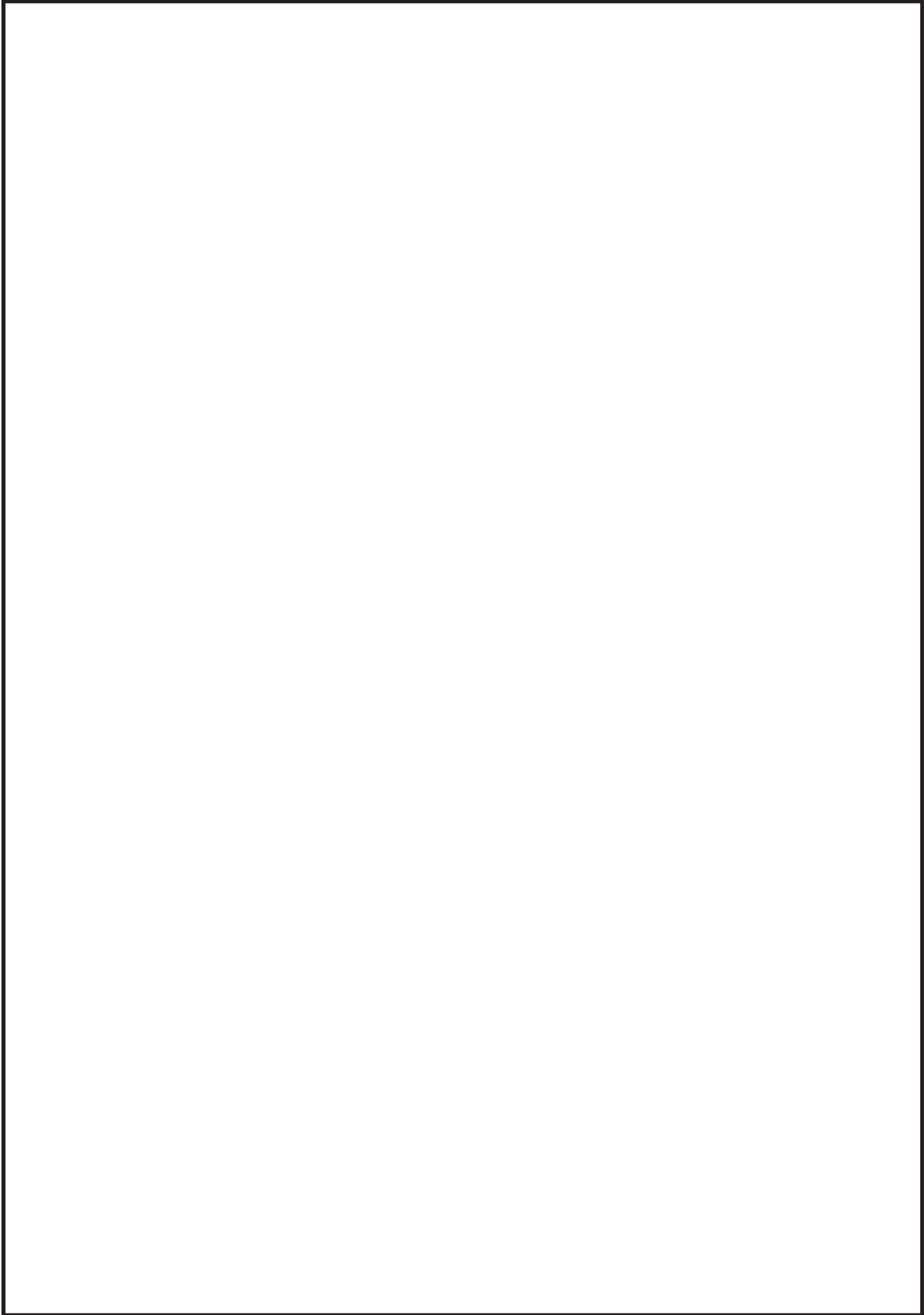


図 47-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-10
その他設備

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

1. 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた原子炉注水

炉心損傷防止としての流量は確保できないが、残留熱除去系 A 系配管からの注水ができない場合に、発電用原子炉を冷却する手段としては有効であるため、残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水手段を自主対策設備として整備している。

残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水手段は、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送ポンプにより、高圧炉心スプレイ系、補給水系及び残留熱除去系 B 系の配管を經由して原子炉圧力容器へ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプルング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用，非常用給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち 2 台 使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

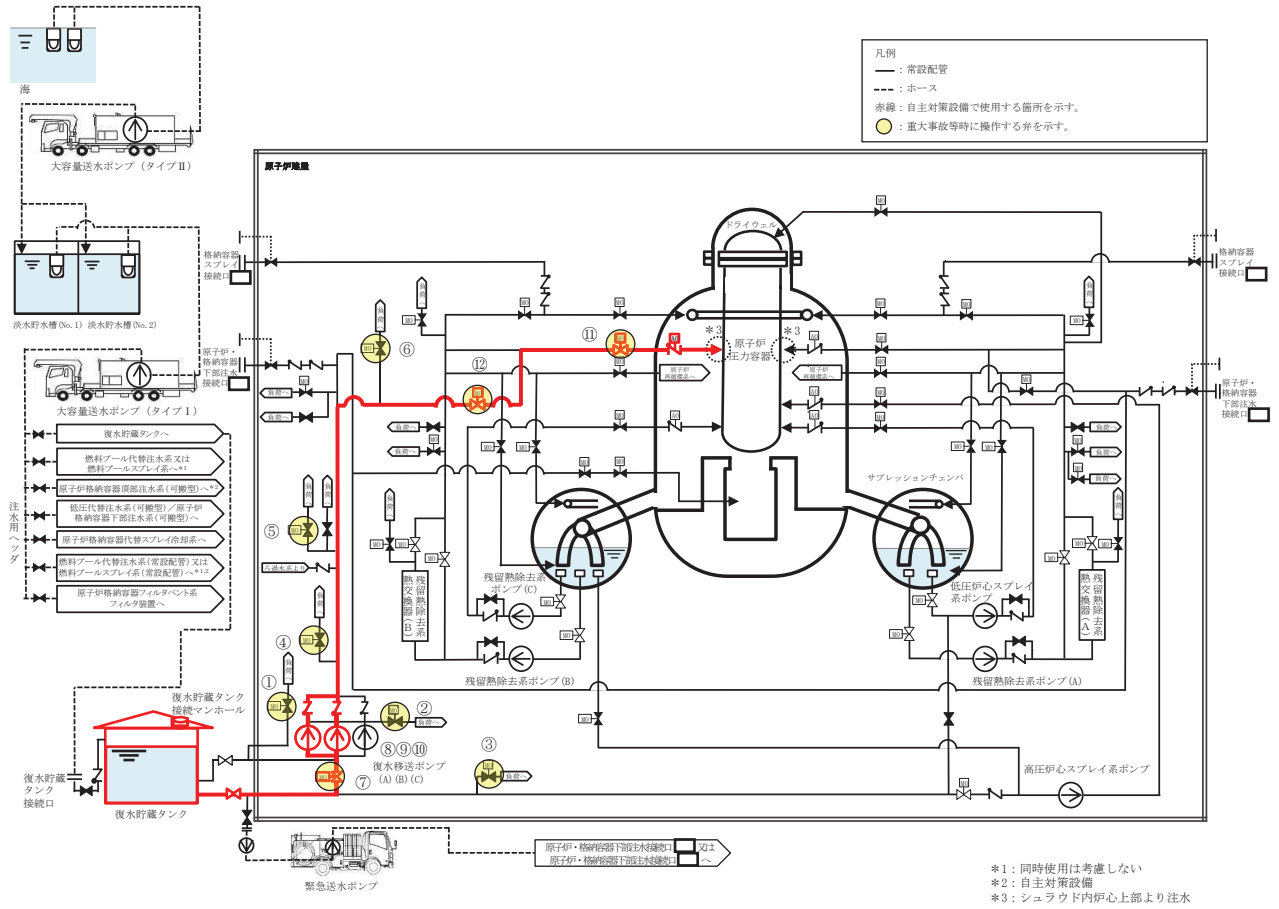


図 47-10-1 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B 系を用いた原子炉注水の概要図 (残留熱除去系 B 系から原子炉圧力容器への注水)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. ろ過水ポンプによる原子炉注水

復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段としては有効であるため、ろ過水系を用いた原子炉注水手段を自主対策設備として整備している。

ろ過水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水手段は、ろ過水タンクを水源として、ろ過水ポンプにより、ろ過水系、補給水系及び残留熱除去系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作 </td <td>中央制御室</td> <td></td>	中央制御室	
④	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

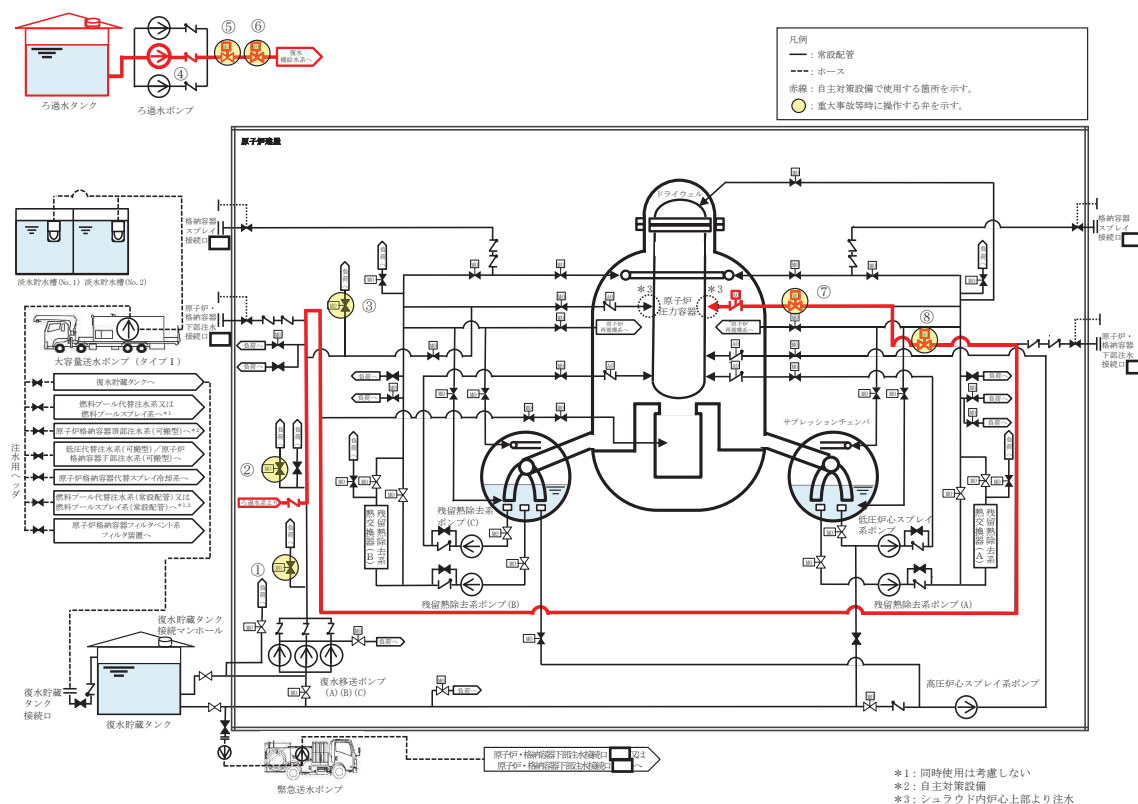


図 47-10-2 ろ過水ポンプによる原子炉注水の概要図
(残留熱除去系 A 系から原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 系連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FW 系連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RHR B 系格納容器冷却ライン 洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

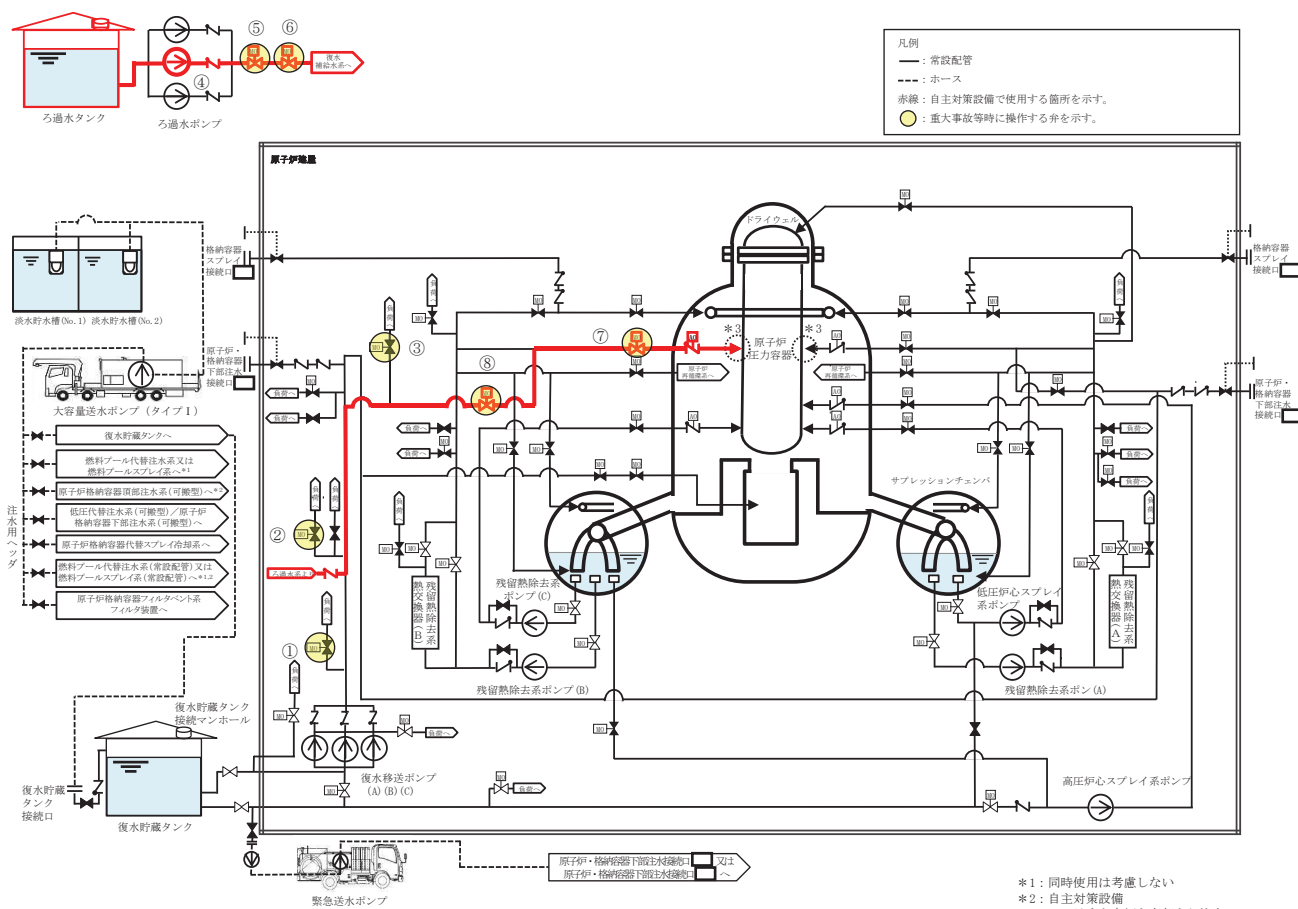


図 47-10-3 ろ過水ポンプによる原子炉注水の概要図
(残留熱除去系 B 系から原子炉圧力容器へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

47-11
注水用ヘッドについて

注水用ヘッドについて

1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系又は⑤燃料プールのスプレイ系、⑥原子炉格納容器フィルタベント系への補給及び⑦復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水・スプレイ、又は水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は各系統に必要な流量全てが、1台で確保可能な容量を有する設計とする。（47-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に自主対策設備として、「⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」における注水・スプレイ設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、注水用ヘッドは、隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 47-11-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として1セット1台で使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計3台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

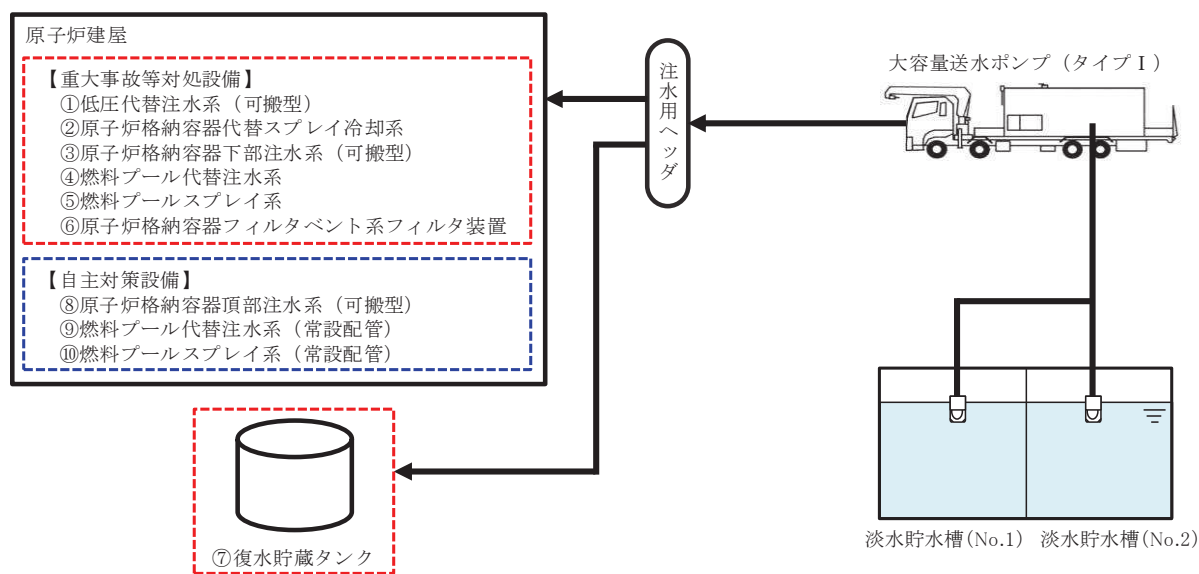


図 47-11-1 全体系統概要図

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑦復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑦復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 47-11-1 に示す。

表 47-11-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統*1, 2									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
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										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	10h	—	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	10h	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	10h	—	—	—
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	—	—	—	—	—	—	10h	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	10h	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	10h	—	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA 時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	10h	—	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 水素燃焼	—	29h	—	—	—	—	10h	—	—	—
・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用	—	18h	—	—	—	—	10h	—	—	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故										
想定事故 1	—	—	—	13h	—	—	—	—	—	—
想定事故 2	—	—	—	13h	—	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	10h	—	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系、⑤燃料プールのスプレイ系、⑥原子炉格納容器フィルタベント系への補給、⑦復水貯蔵タンクへの補給、⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

3. 操作性

3.1 注水用ヘッダの接続

注水用ヘッダの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッダの接続部と接続先の接続口の関係を表 47-11-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑦復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 47-11-2 示す。

表 47-11-2 注水用ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッダ		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑦
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ弁	—*2	④又は⑤
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑧
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	⑨又は⑩
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑥

*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系，⑤燃料プールのスプレイ系，⑥原子炉格納容器フィルタメント系への補給，⑦復水貯蔵タンクへの補給，⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備），⑨燃料プール代替注水系（常設配管）（自主対策設備），⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（自主対策設備）

*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

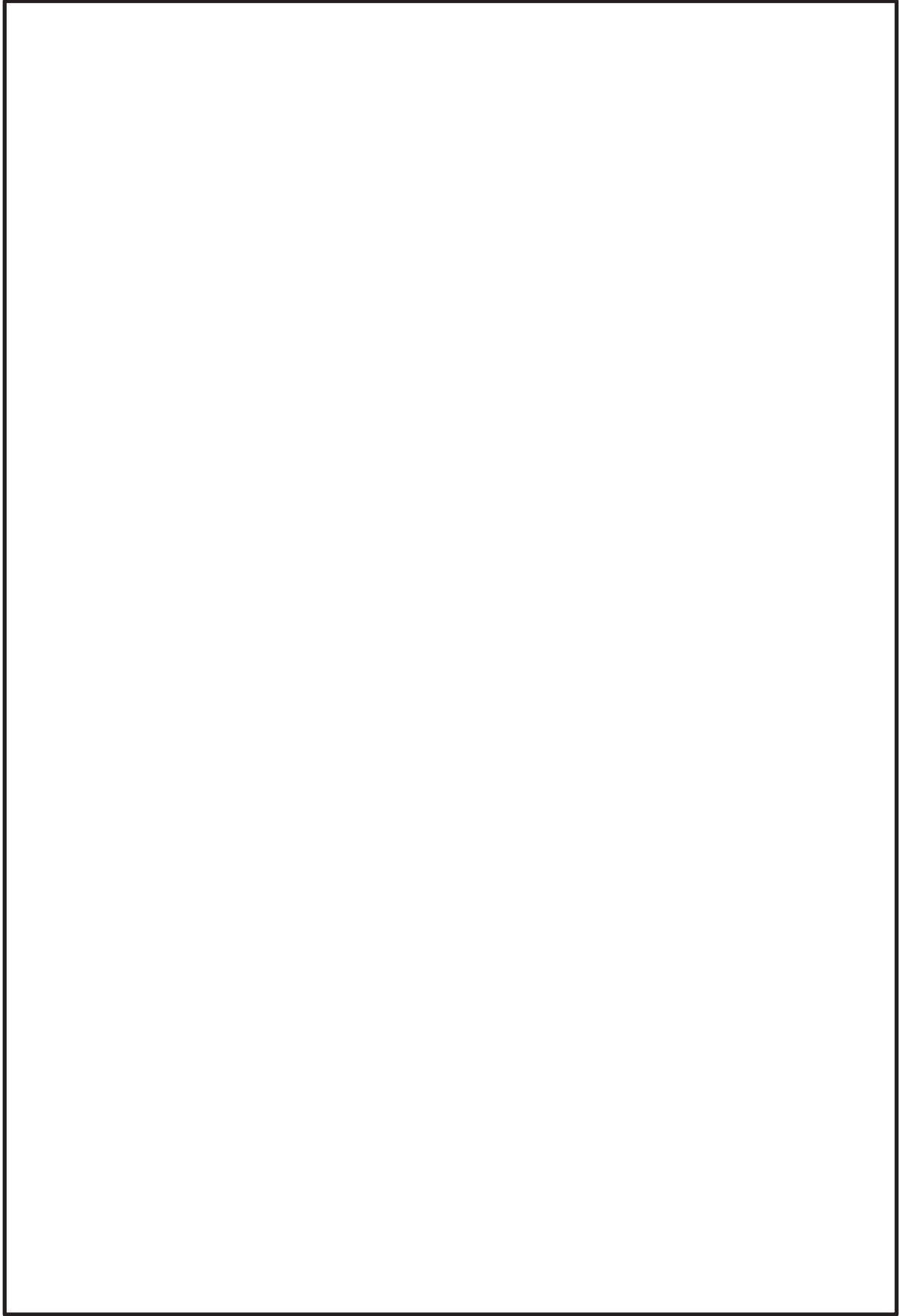


図 47-11-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 47-11-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び⑦復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 47-11-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑧原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑨燃料プール代替注水系（常設配管）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

48 条

- 48-1 SA 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 熱交換器ユニット構造について

48-1

SA 設備基準適合性一覧表

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (可搬型)

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		熱交換器ユニット		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第2号	操作性	現場操作 (工具。設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)		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, 熱交換器		A, D	
		関連資料	48-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	48-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	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 (設置場所で操作可能)		A a	
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備		A
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続		C
			関連資料	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を選定)		-
			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	48-8 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	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			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (可搬型)

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大容量送水ポンプ(タイプI)		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	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第2号	操作性	現場操作 (工具。設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	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	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	48-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	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 (設置場所で操作可能)	A a		
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	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を選定)	-	
			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	48-8 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DB設備あり) -屋外	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	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				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟内 屋外	B, D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作 現場操作 (弁操作)	A, B f		
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁 流路	B F		
		関連資料	48-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料	48-4 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	48-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場操作 中央制御室操作	A a, A b, B		
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a	
		サポート系故障	対象 (サポート系あり) —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			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		-	
	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		-		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		-		
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		-		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		-		
	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		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		-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		-	
	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		-		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
		関連資料		-		
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		-		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		-		
	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		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		-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料		-		
	第 2 号	操作性		操作不要	対象外		
		関連資料		-			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		熱交換器	D		
		関連資料		-			
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料		-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		-			
	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		-		
		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		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			-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		-	
	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
	関連資料		-			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ	A	
	関連資料		-			
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料		-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		-		
	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		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		-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		—	
	第 2 項	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		—	
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		—	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他（飛散物）		対象外	対象外
		関連資料		—		
	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		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		—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化区分			
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料		-		
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		-			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		熱交換器	D	
		関連資料		-			
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		-			
	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		-		
		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		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			-			

48-2

単線結線図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- 【凡例】
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 変圧器

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 橙色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対処設備

- ・M/C: メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C: パワーセンタ
- ・MCC: モーターコントロールセンタ
- ・E/B: 緊急用電気品建屋
- ・R/B: 原子炉建屋
- ・C/B: 制御建屋

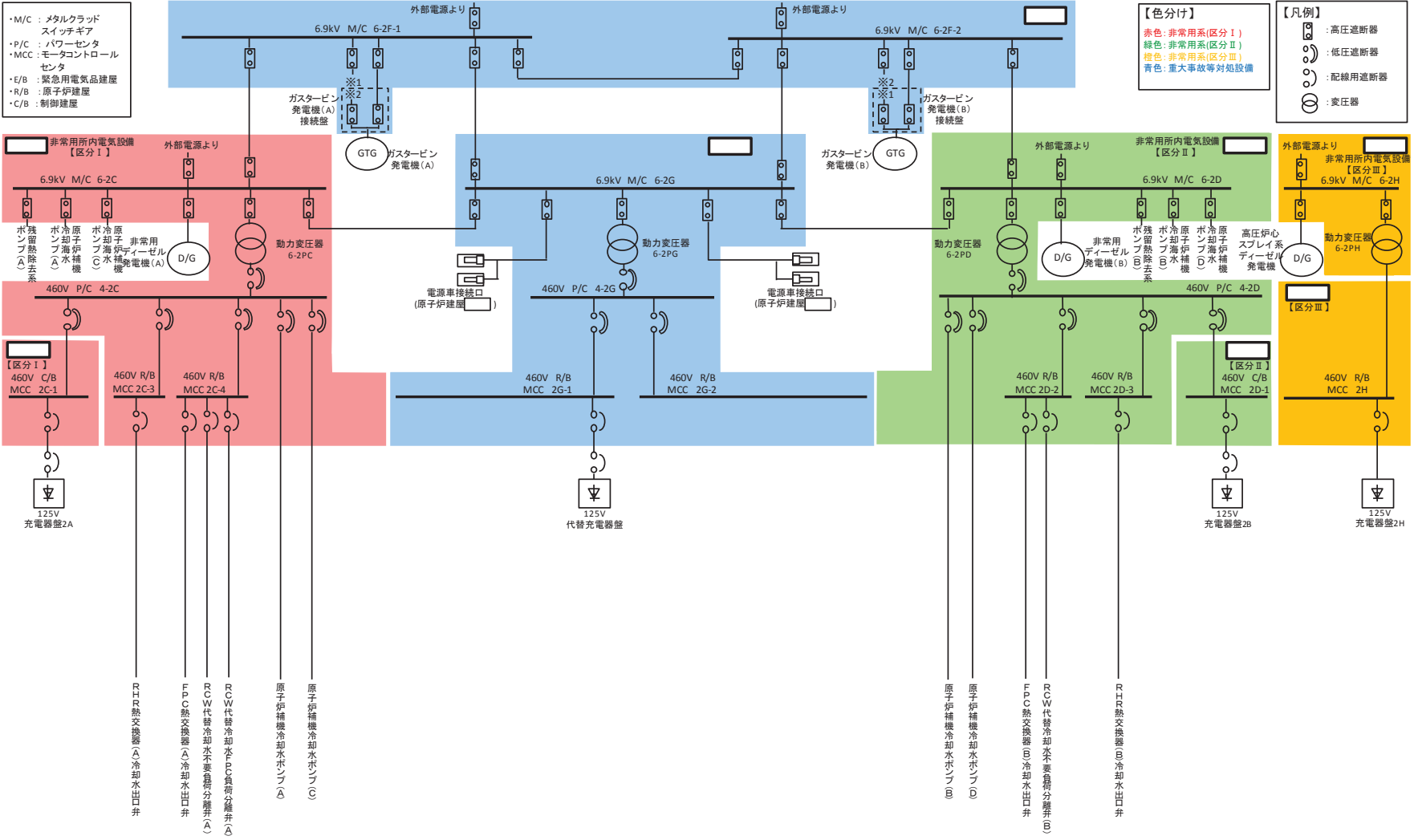


図 48-2-1 原子炉補機代替冷却水系に係る交流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

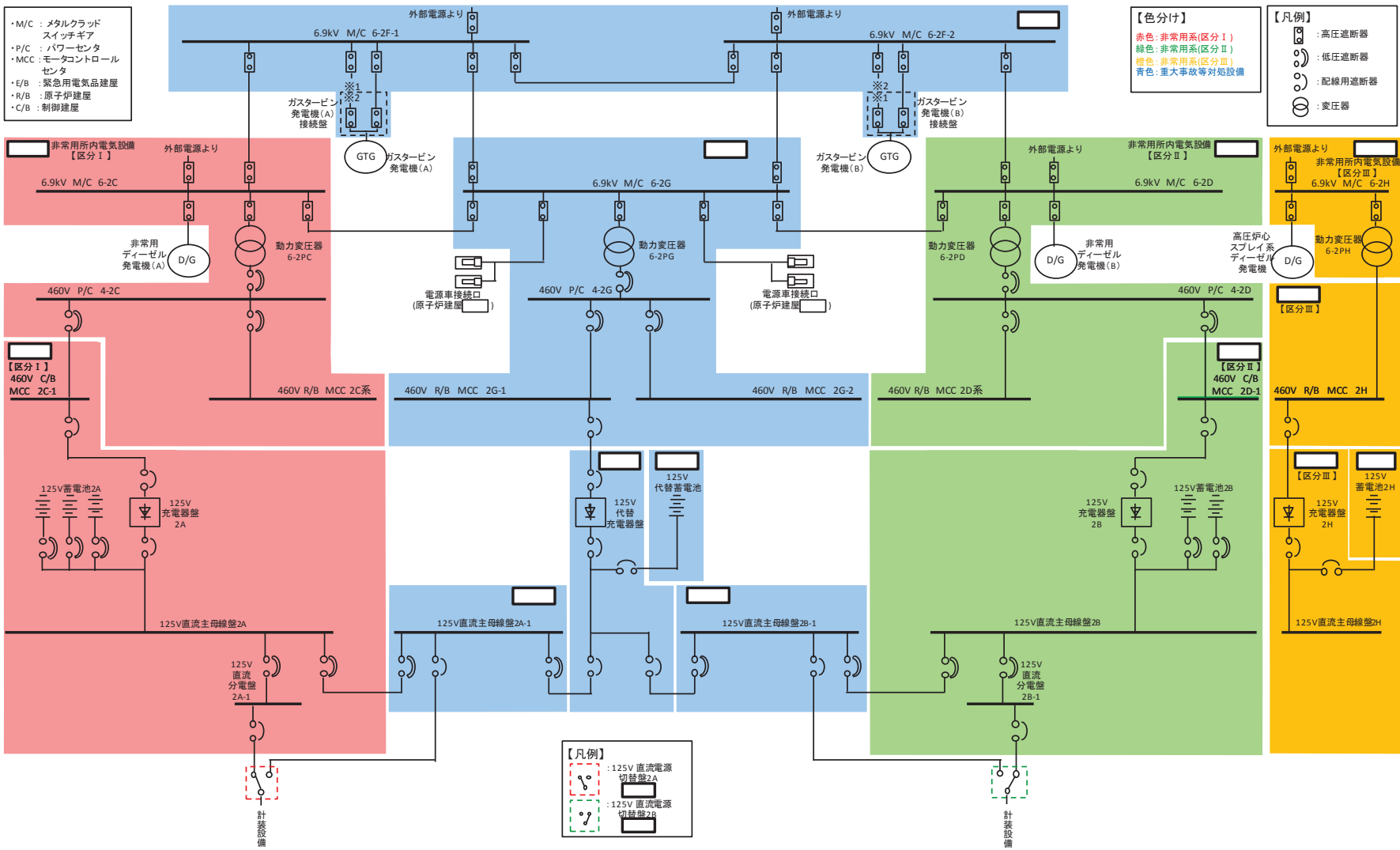


図 48-2-2 原子炉補機代替冷却水系に係る直流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

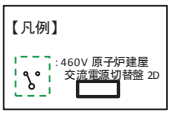
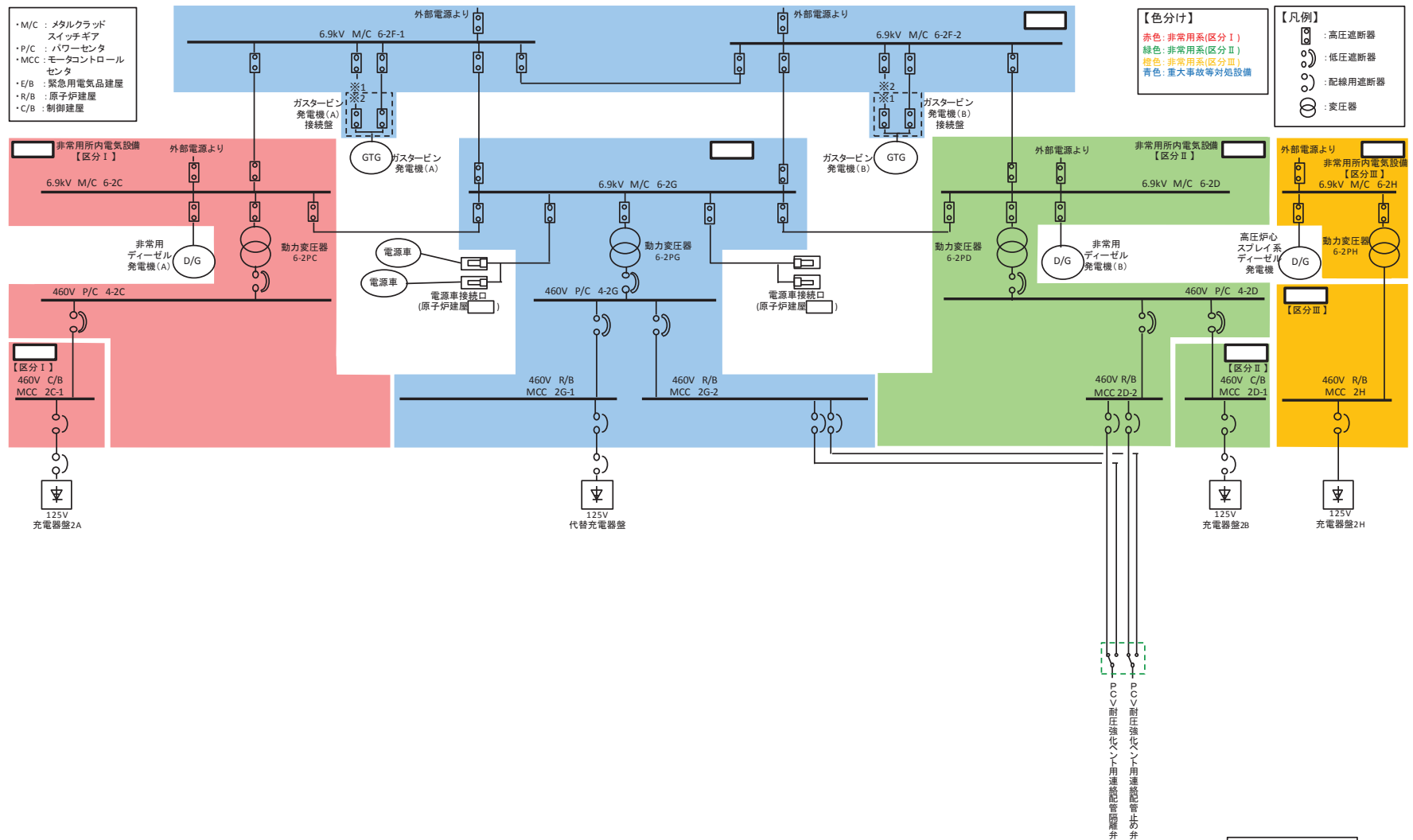
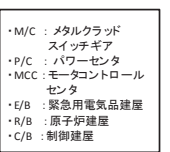
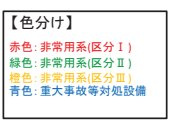
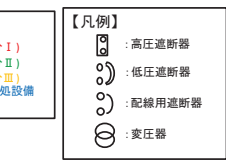
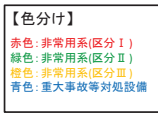


図 48-2-3 耐圧強化メント系に係る交流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



- ・M/C：メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C：パワーセンタ
- ・MCC：モータコントロールセンタ
- ・E/B：緊急用電気品建屋
- ・R/B：原子炉建屋
- ・C/B：制御建屋

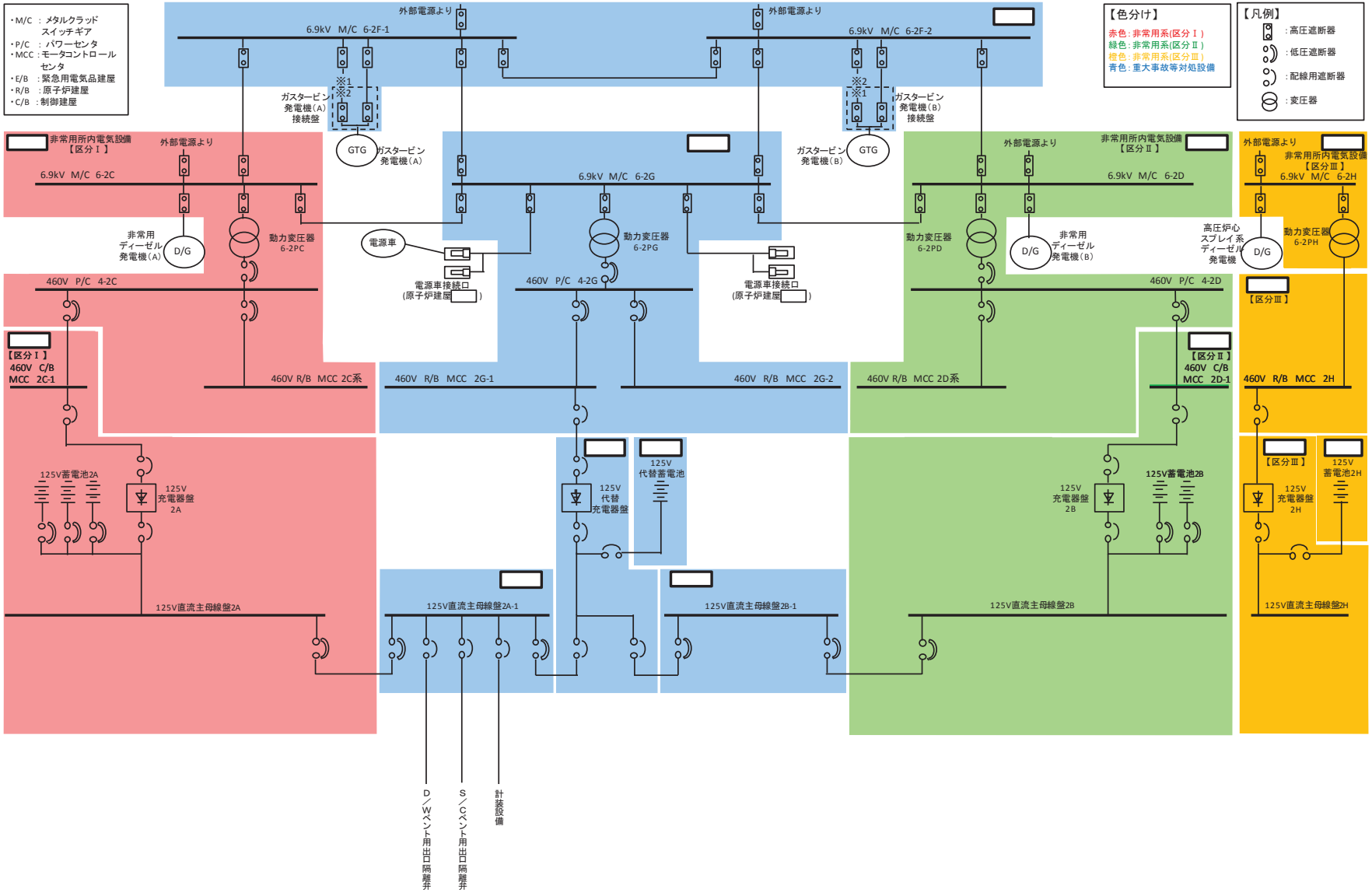




図 48-2-4 耐圧強化ベント系に係る直流電源単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-3

配置図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

	: 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水系

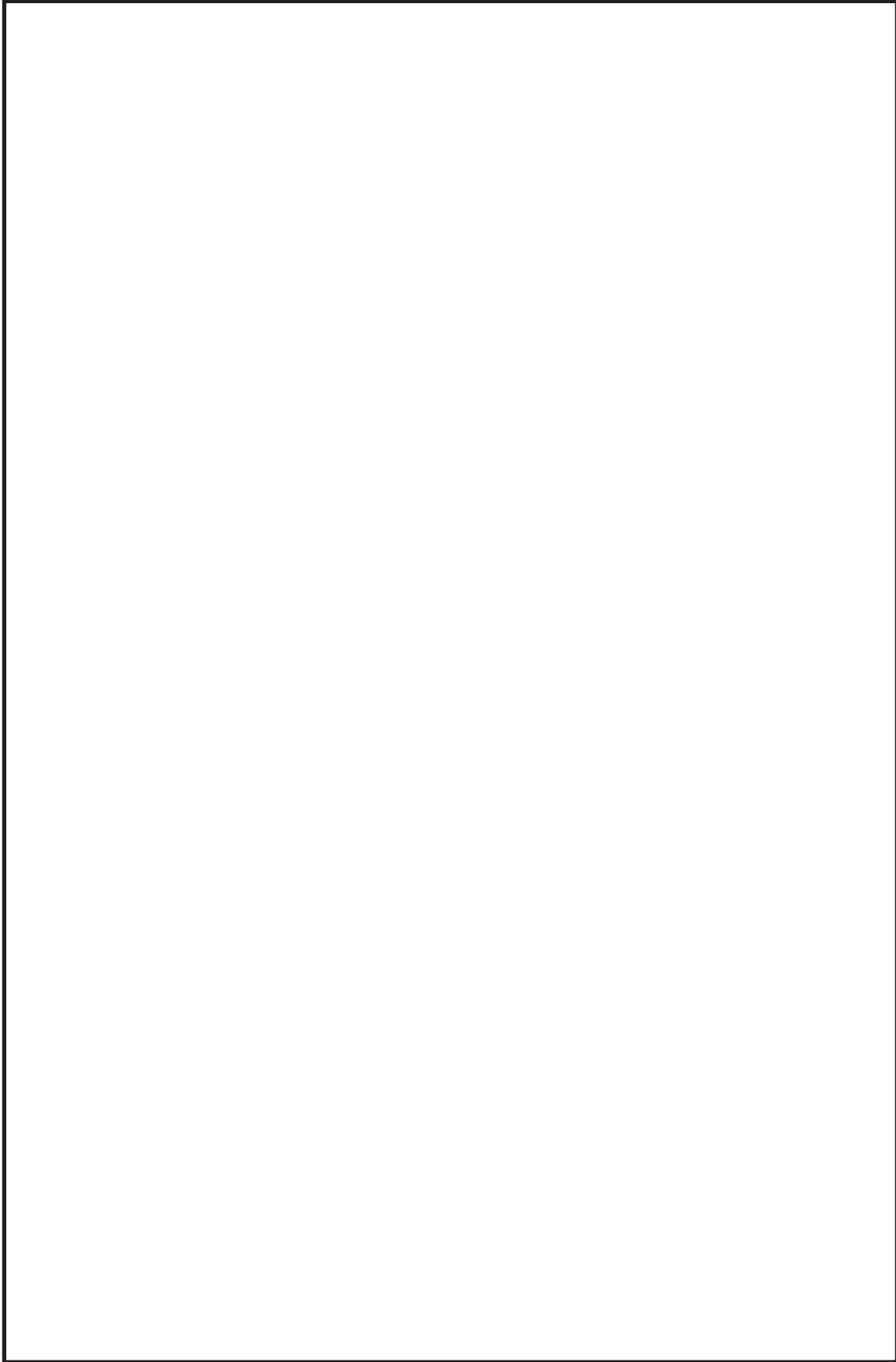


図 48-3-1 配置図（海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

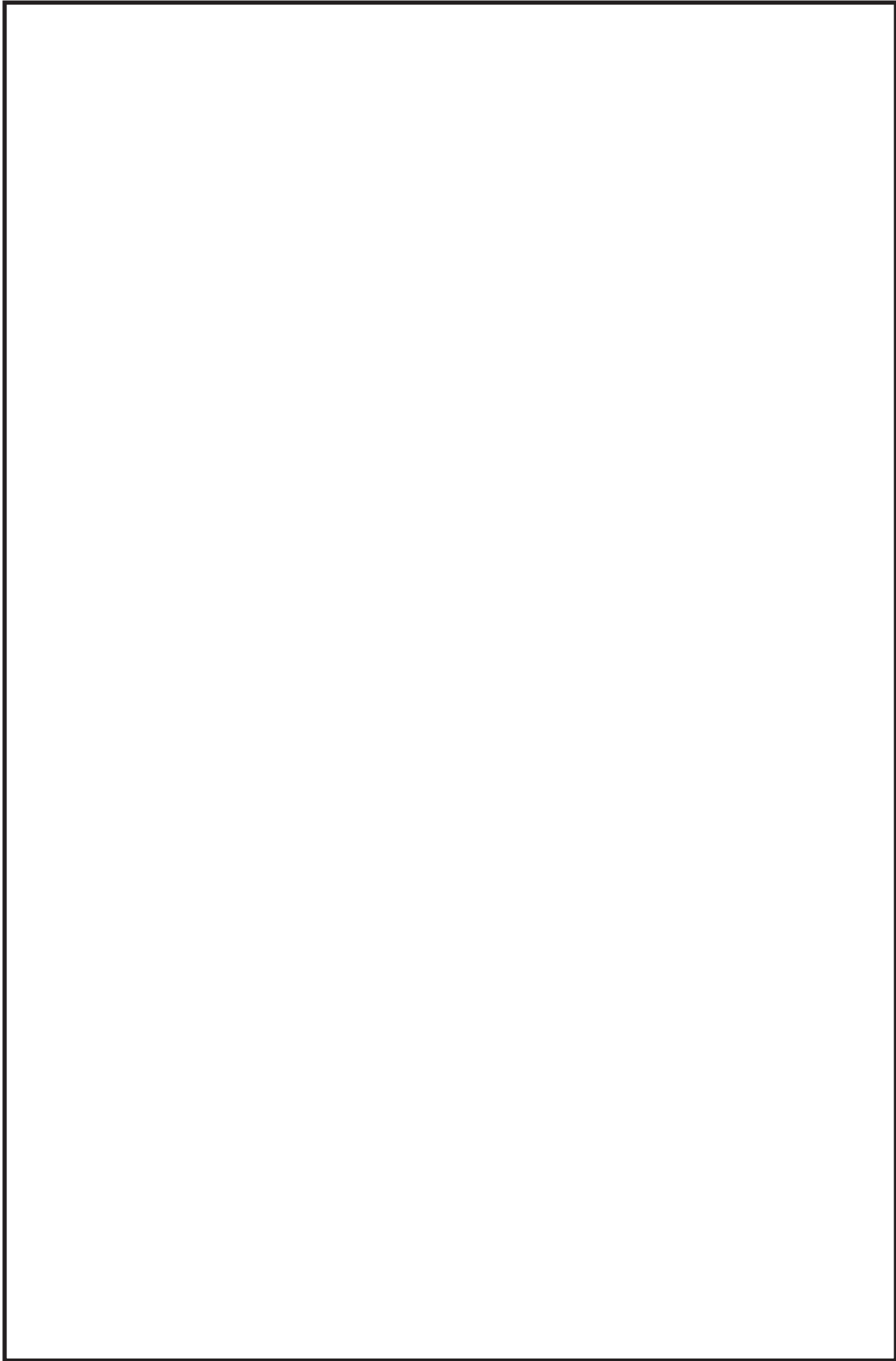


図 48-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

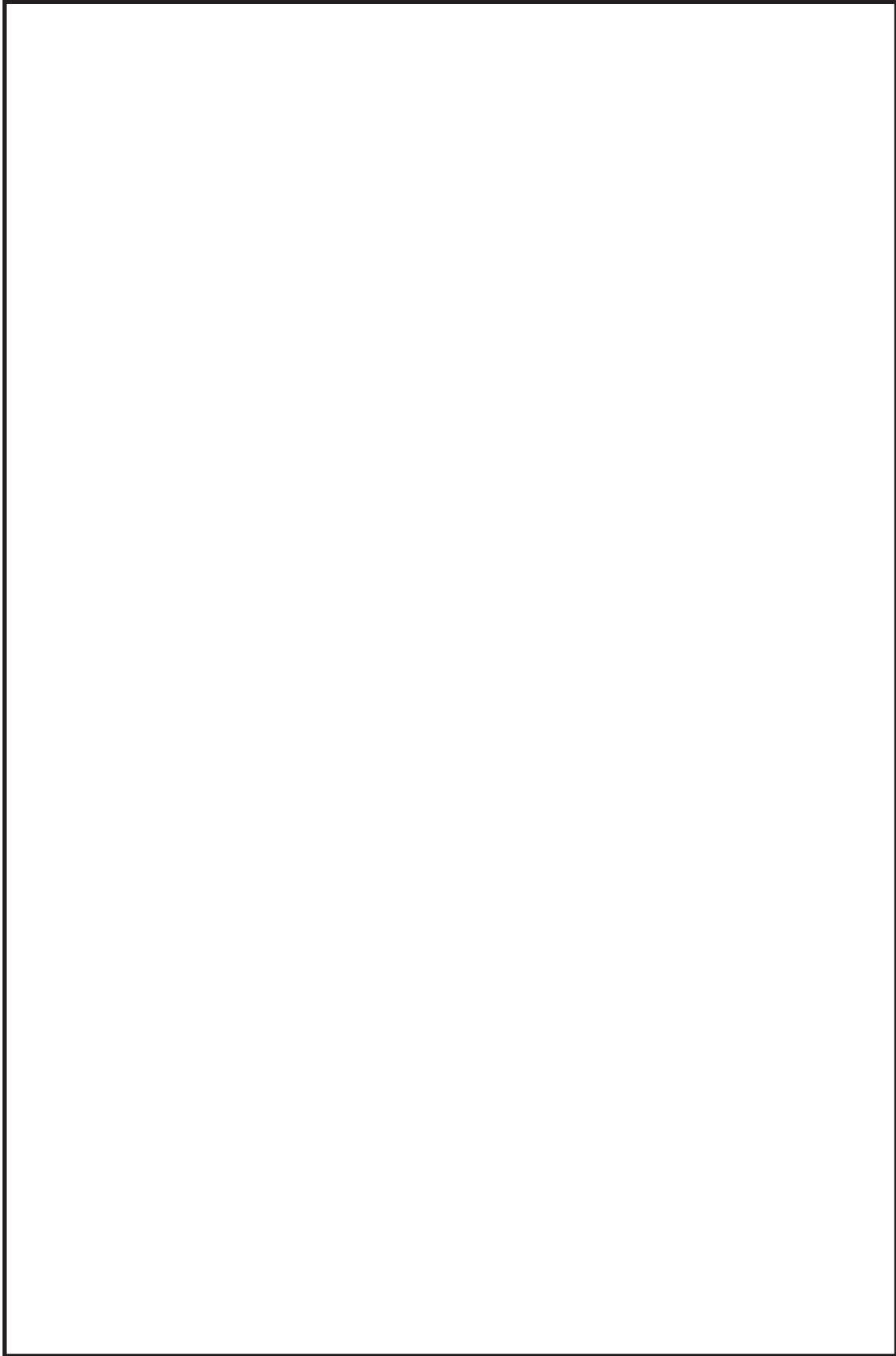


図 48-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- 原子炉補機代替冷却水系

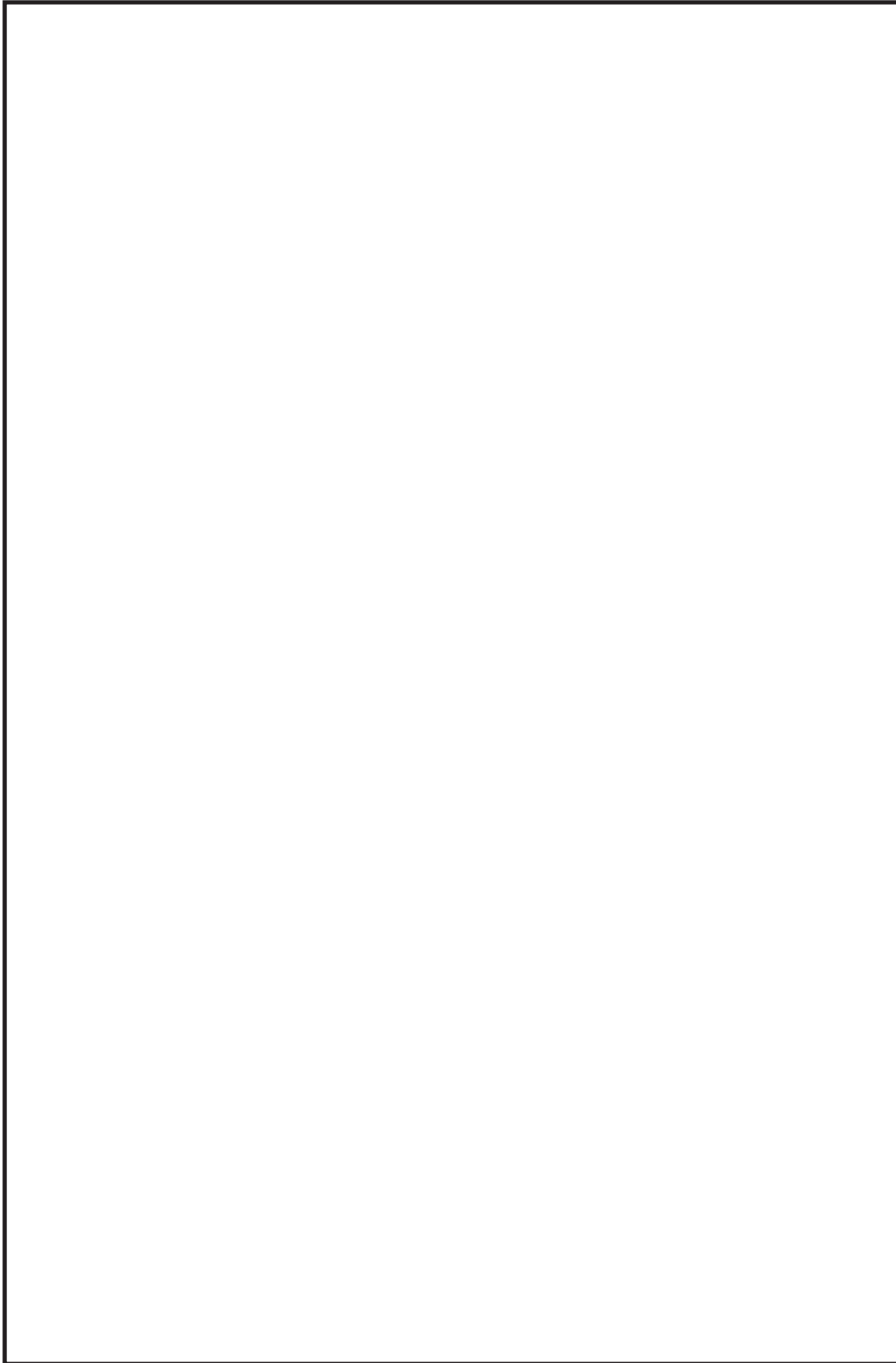


図 48-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

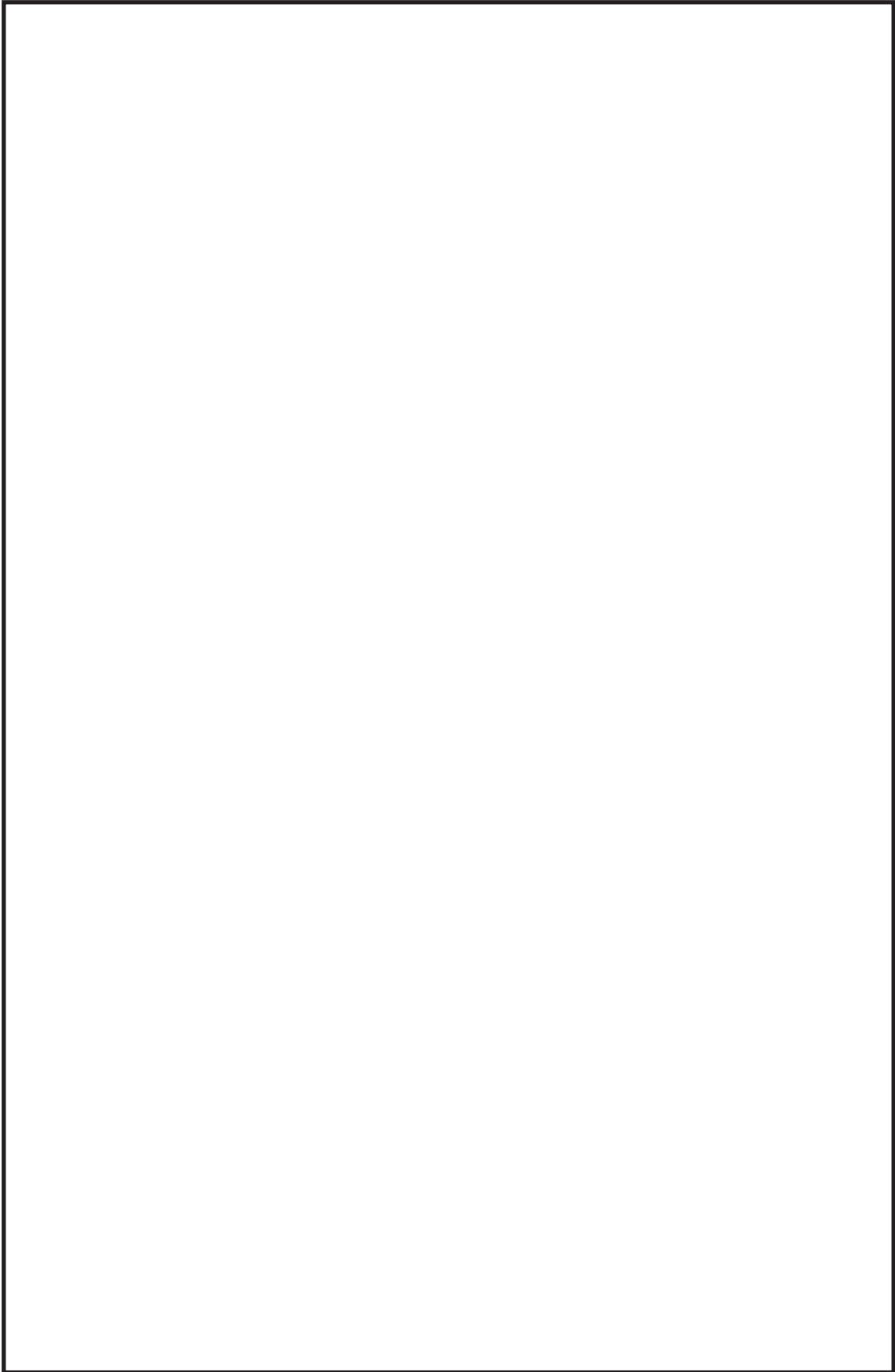


図 48-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

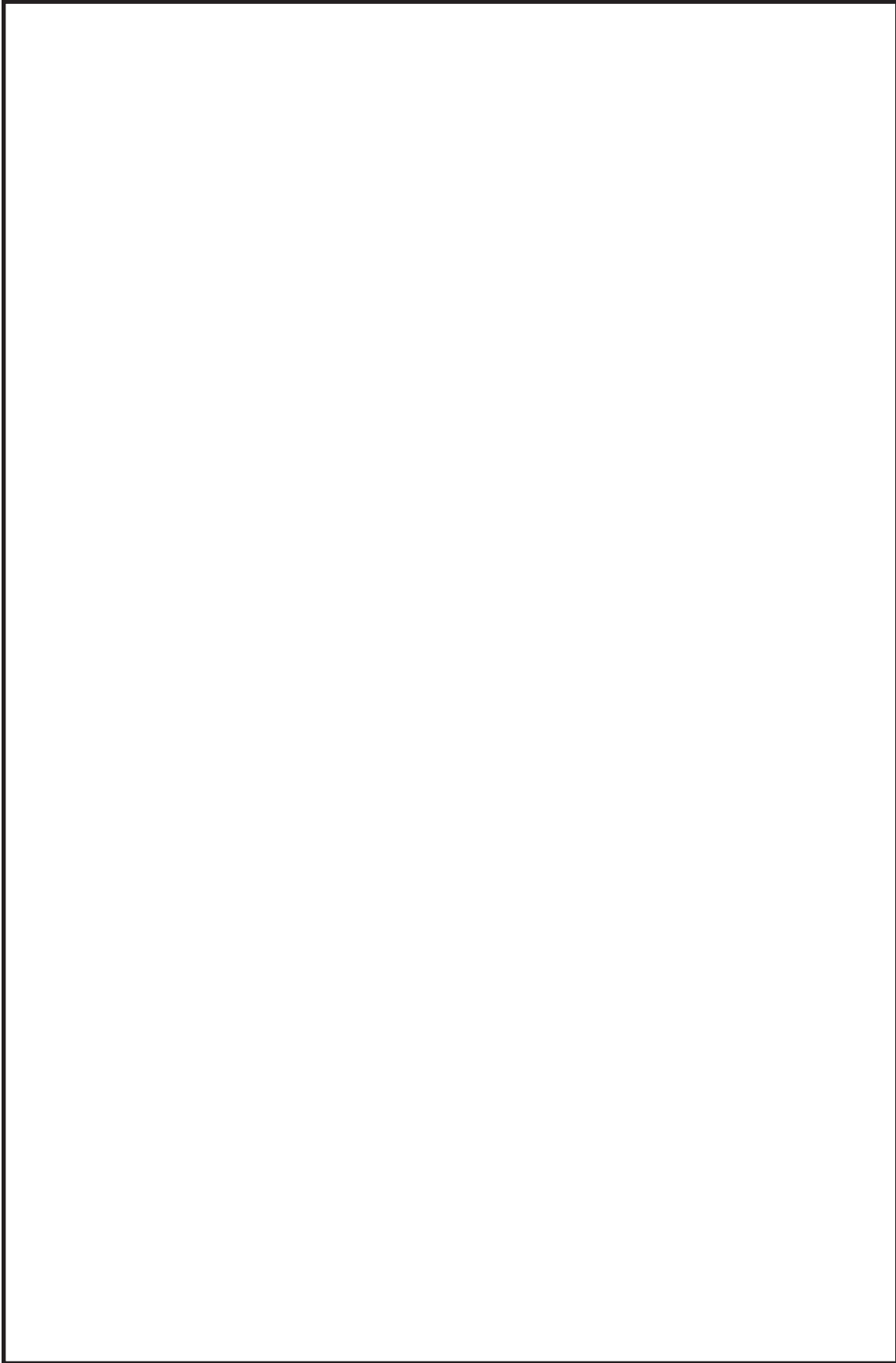


図 48-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

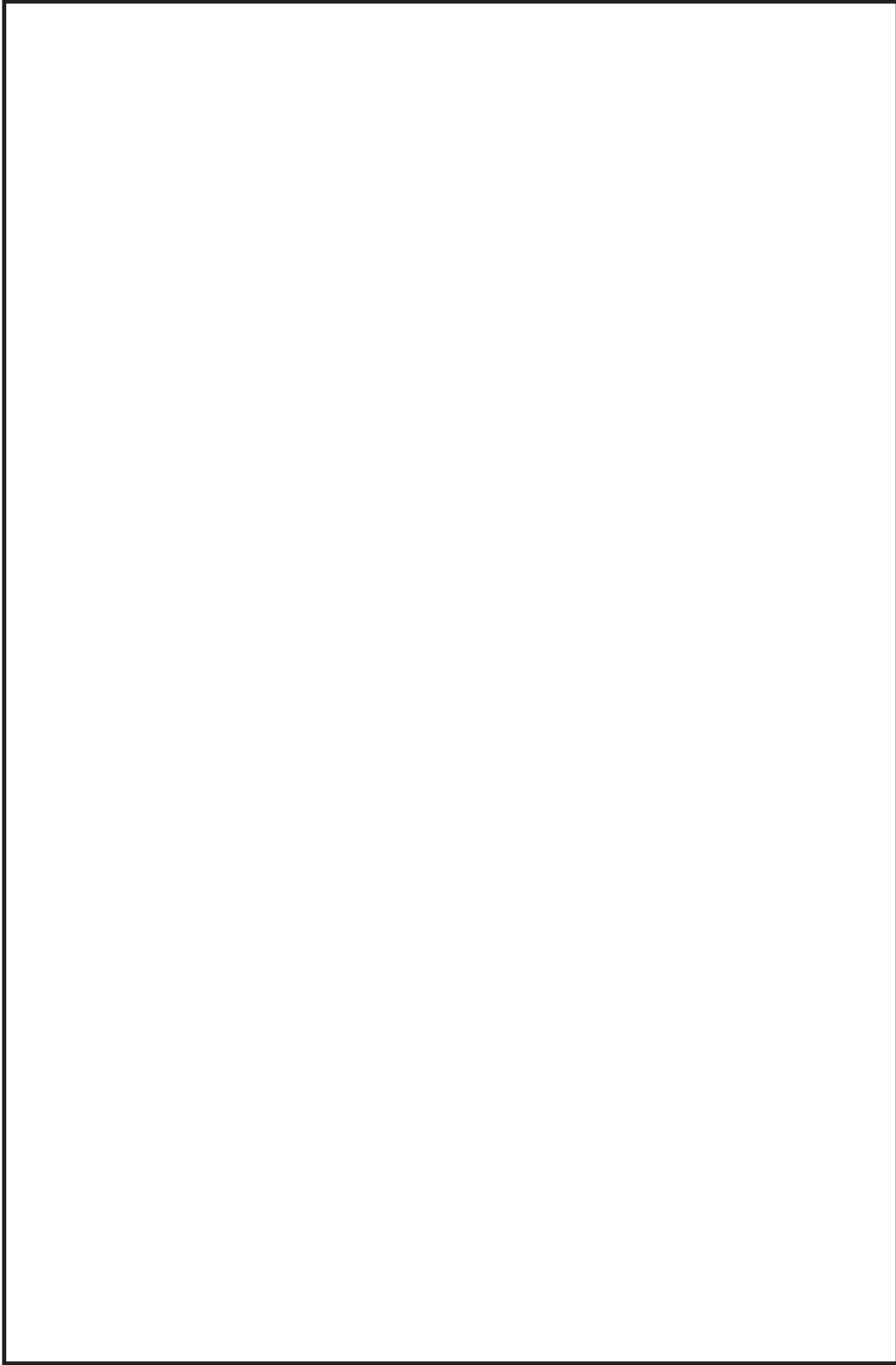


図 48-3-7 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・耐圧強化ベント系

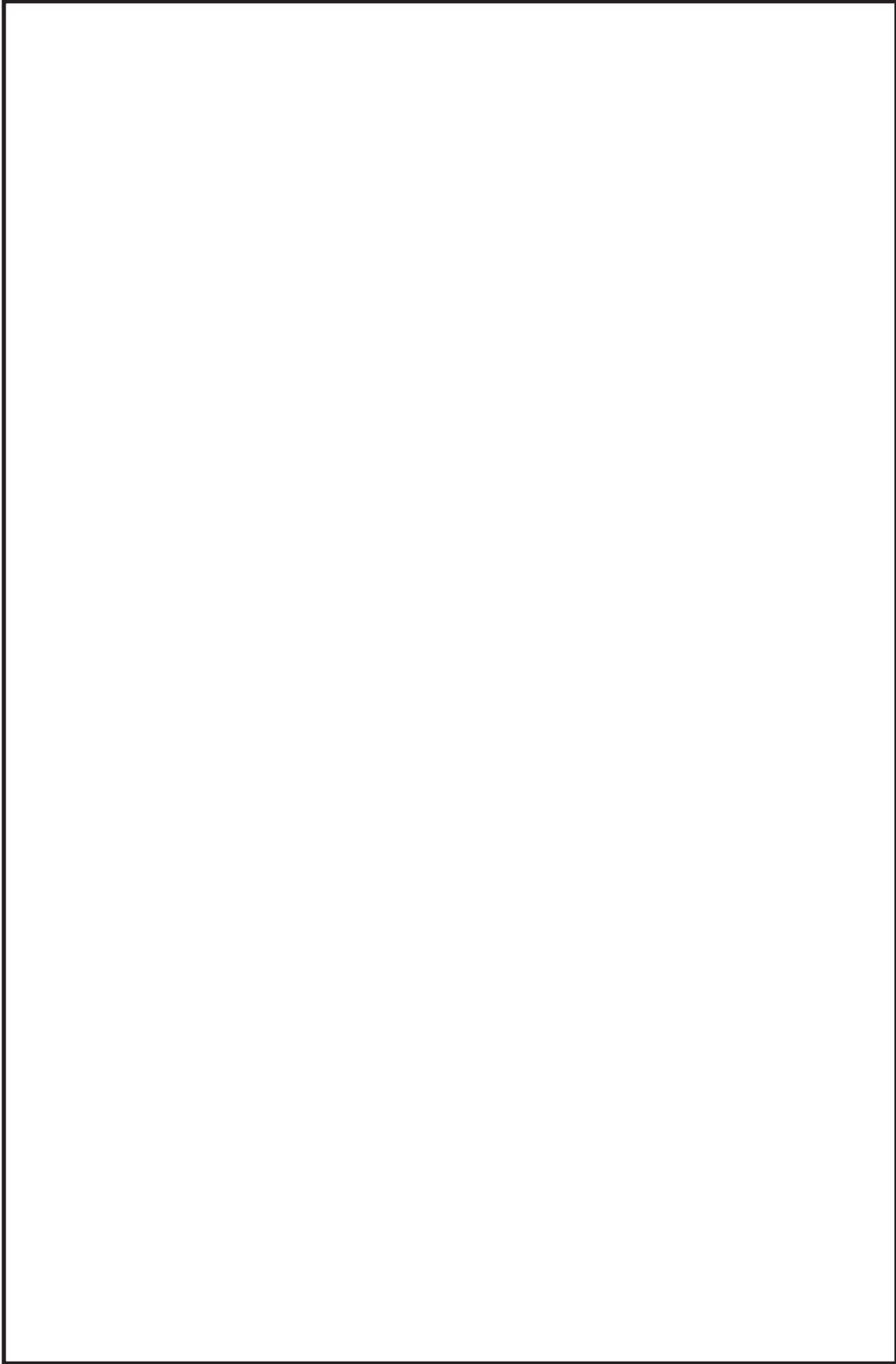


図 48-3-8 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・耐圧強化ベント系

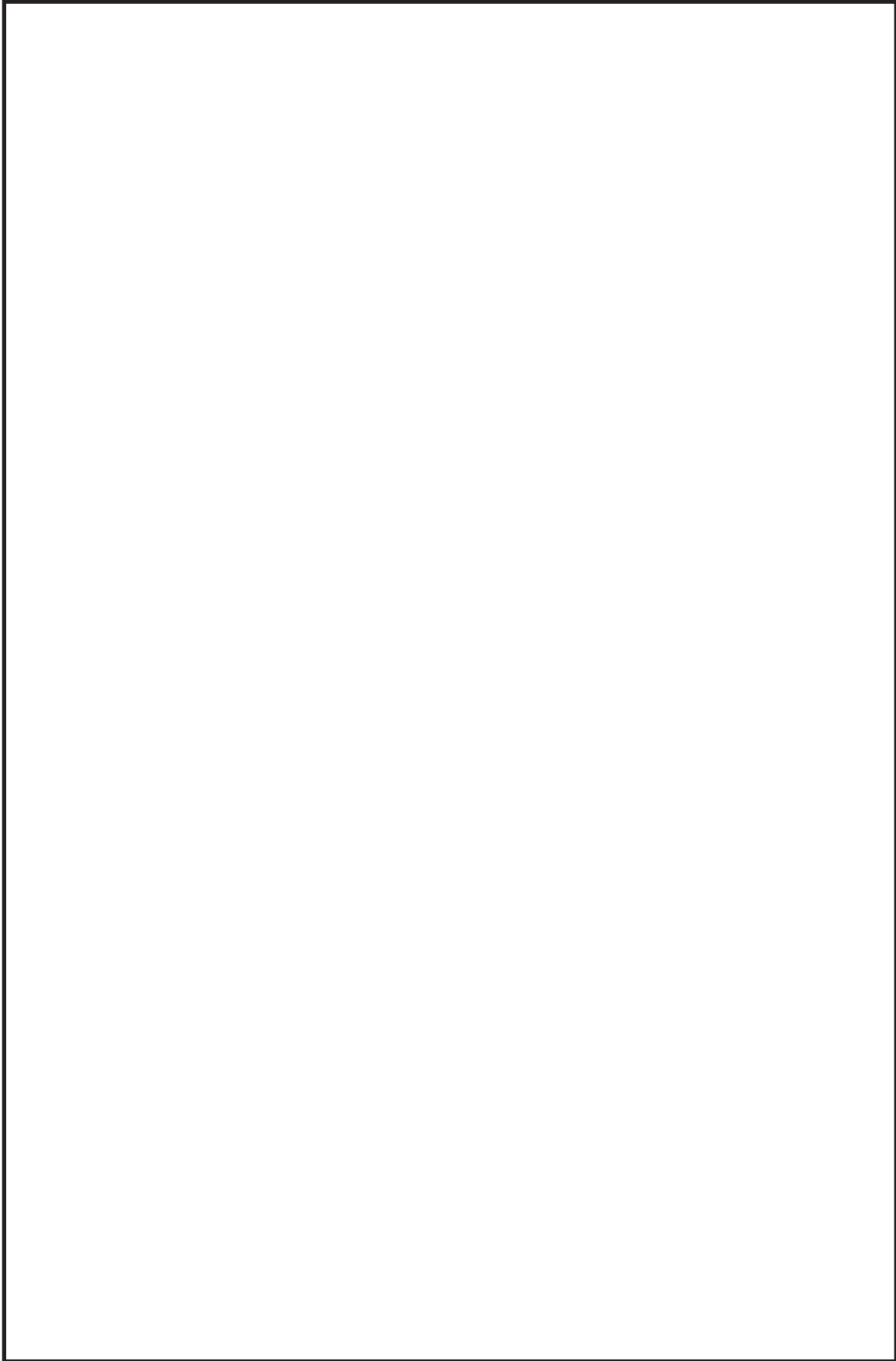


図 48-3-9 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・耐圧強化ベント系

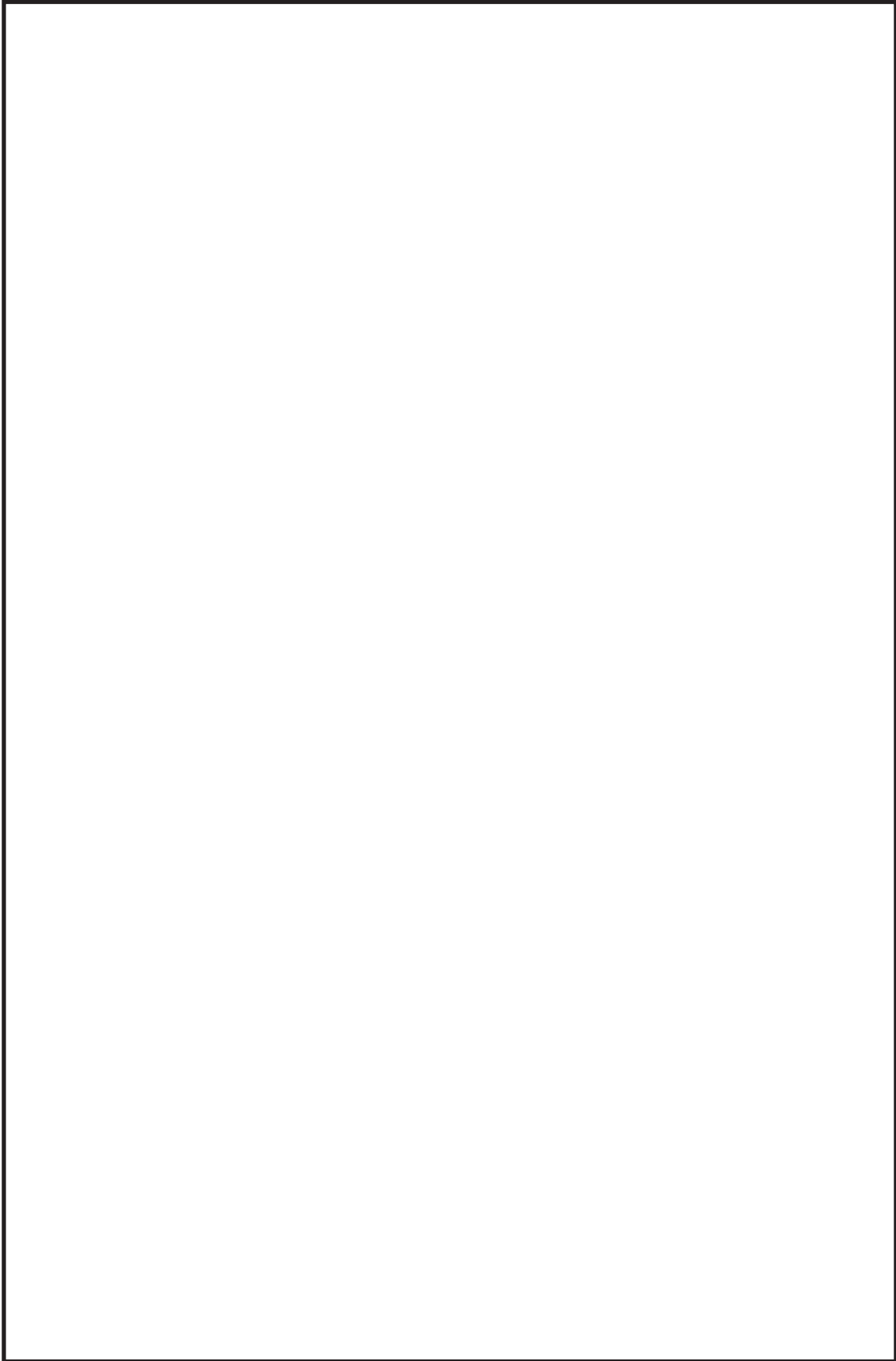


図 48-3-10 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-3-10

- ・ 耐圧強化ベント系

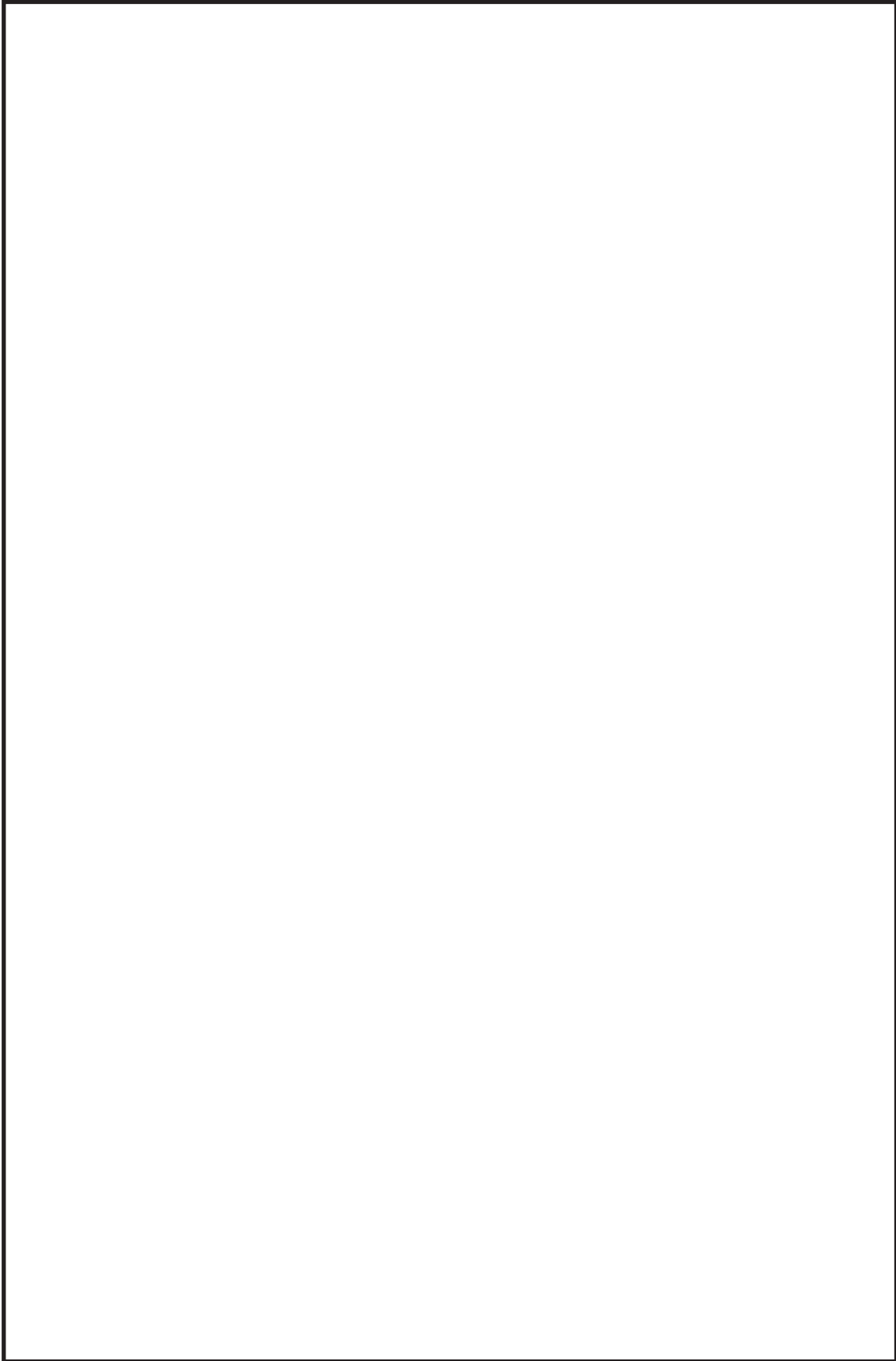


図 48-3-11 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

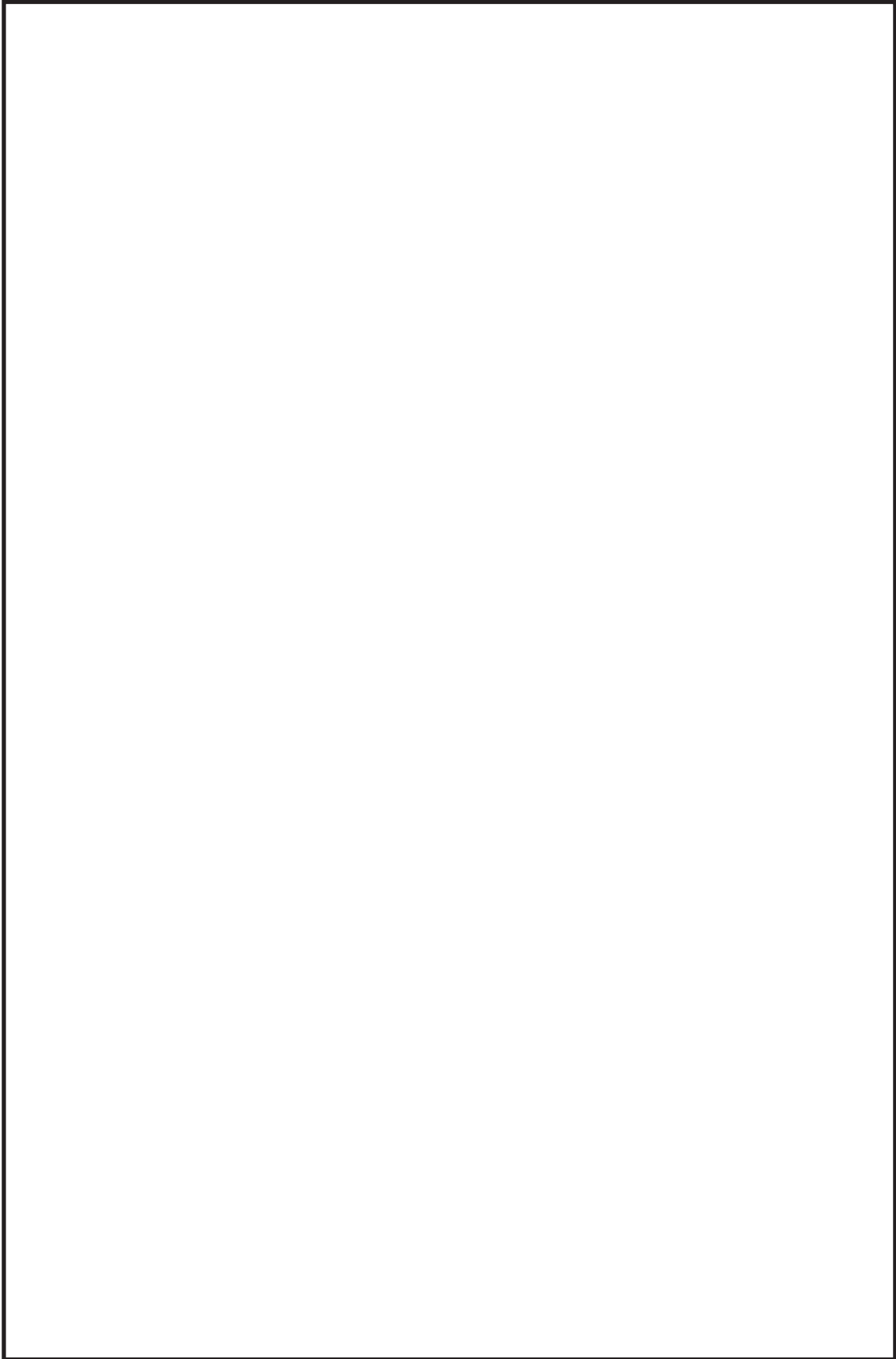


図 48-3-12 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

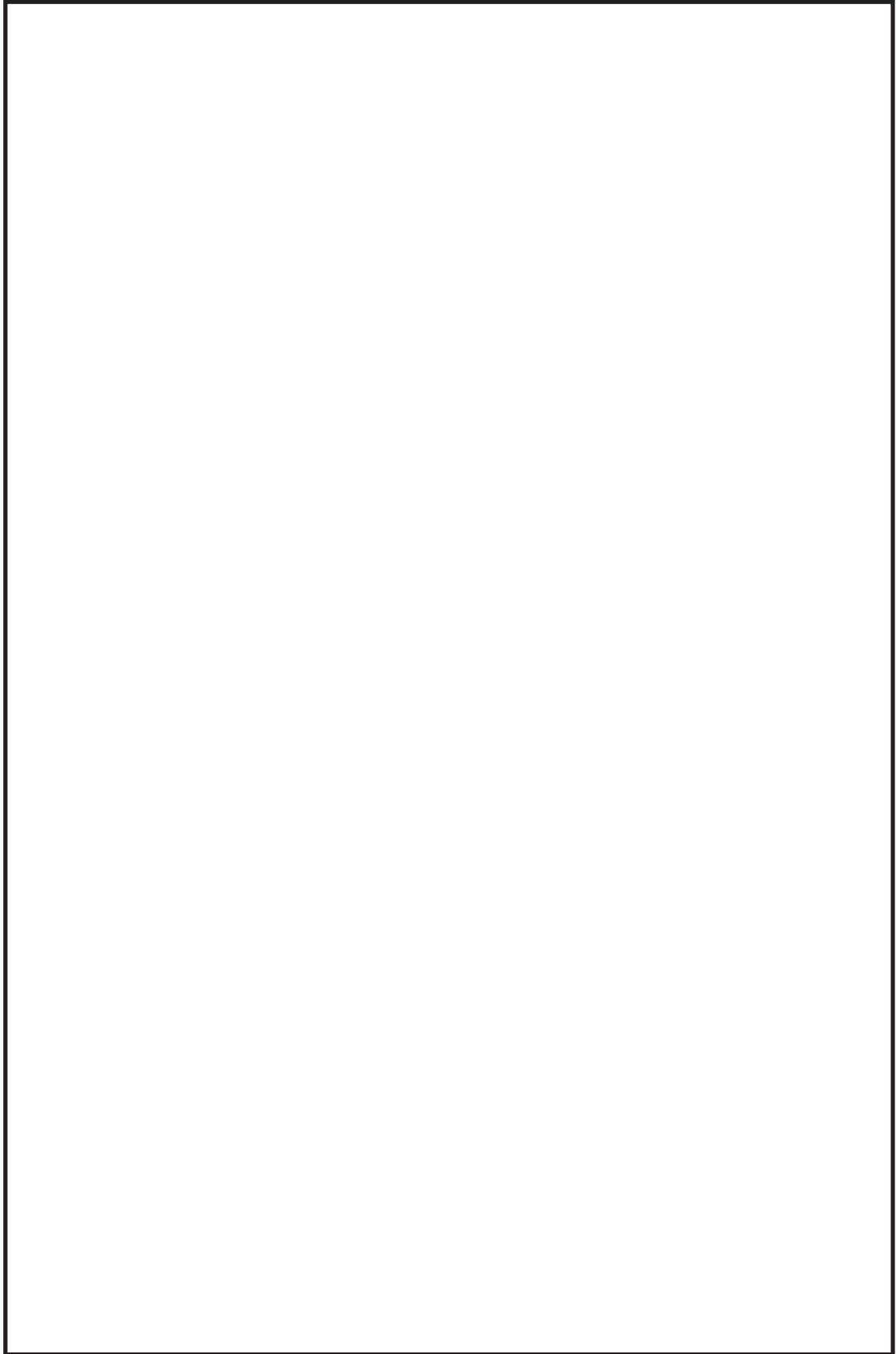


図 48-3-13 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

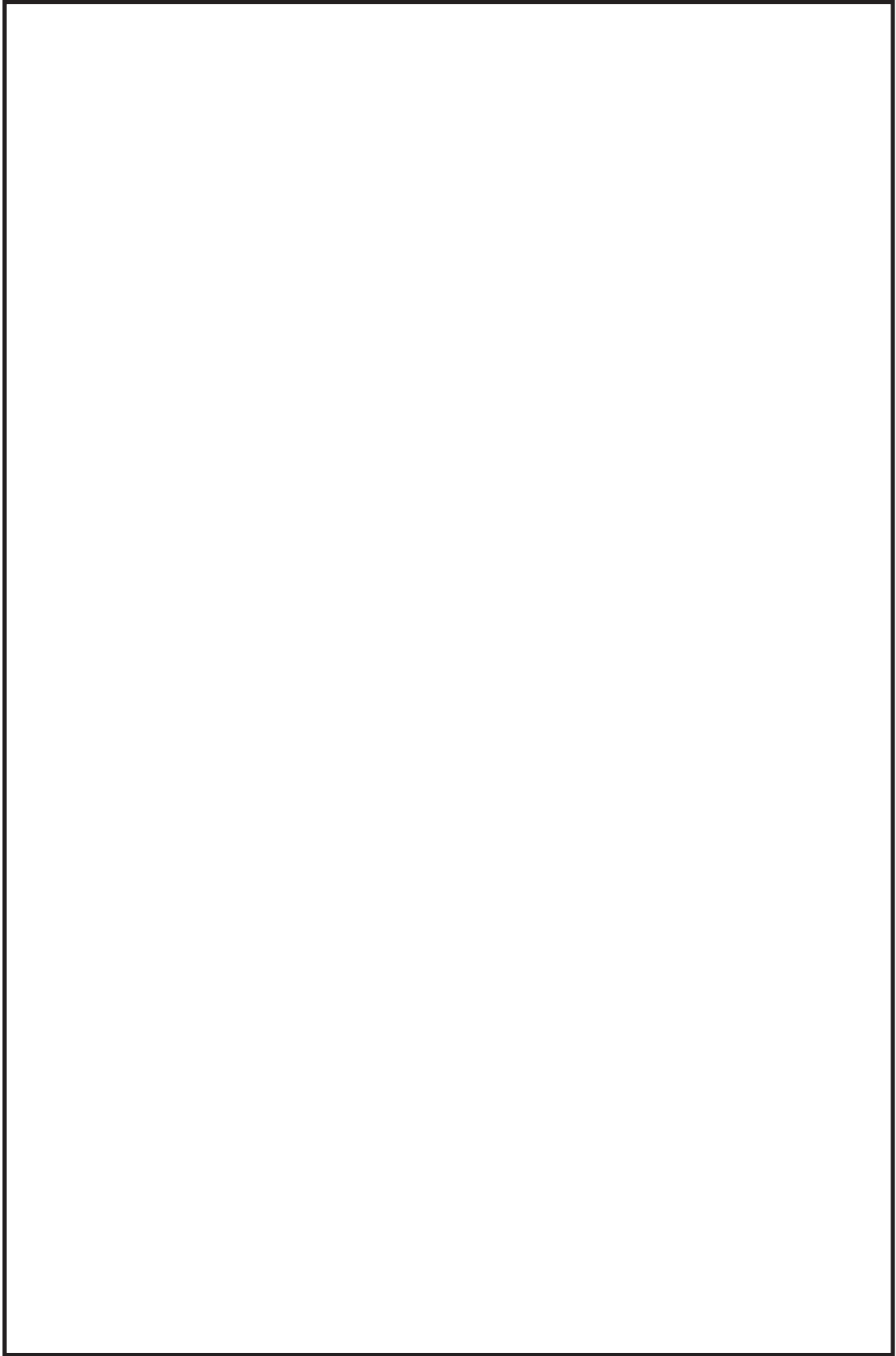


図 48-3-14 配置図 (制御建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

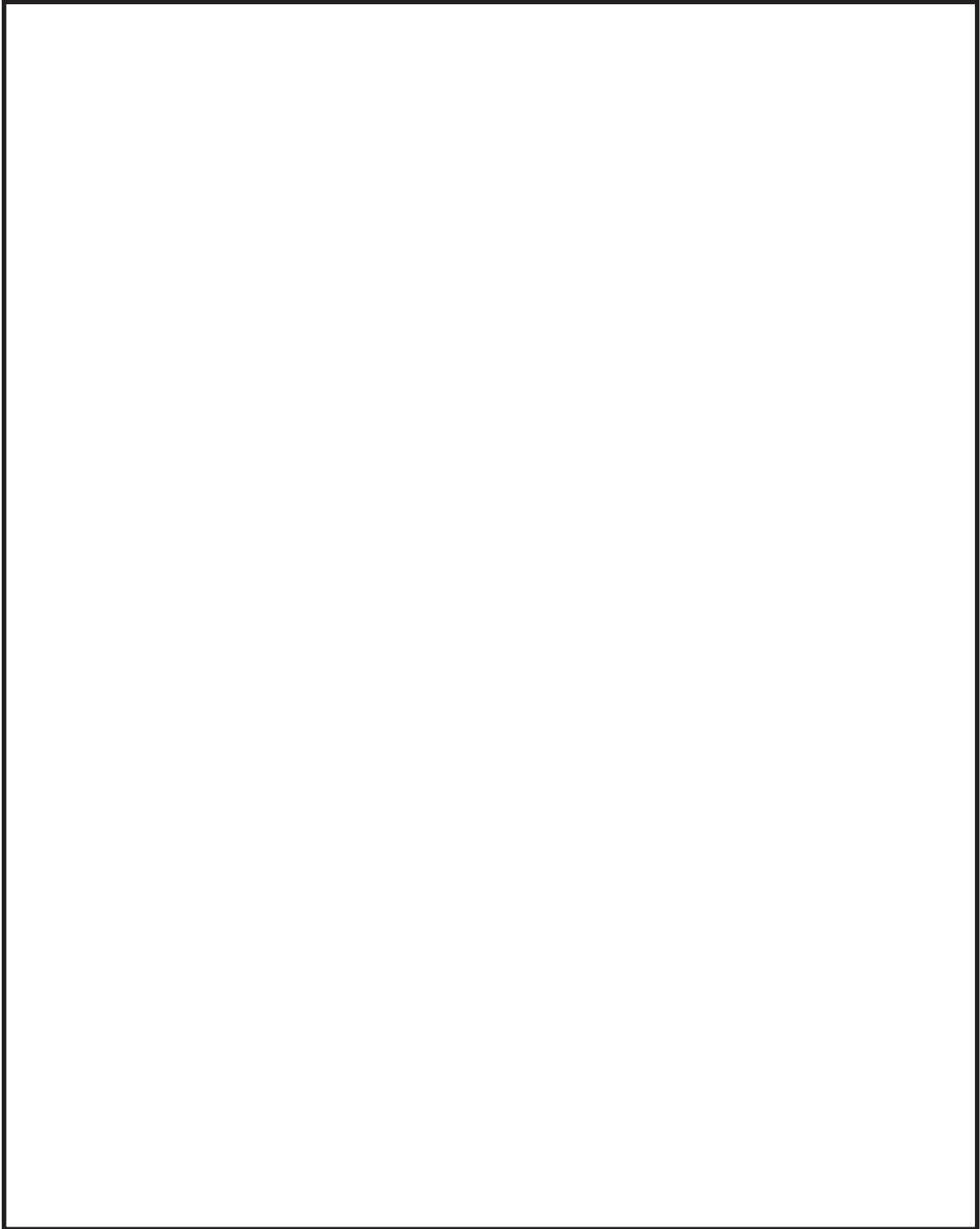


図 48-3-15 真空破壊装置設置位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-4

系統図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

・原子炉補機代替冷却水系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW 代替冷却水 FPC 負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	RCW ポンプ(A)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤	RCW ポンプ(C)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑬	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

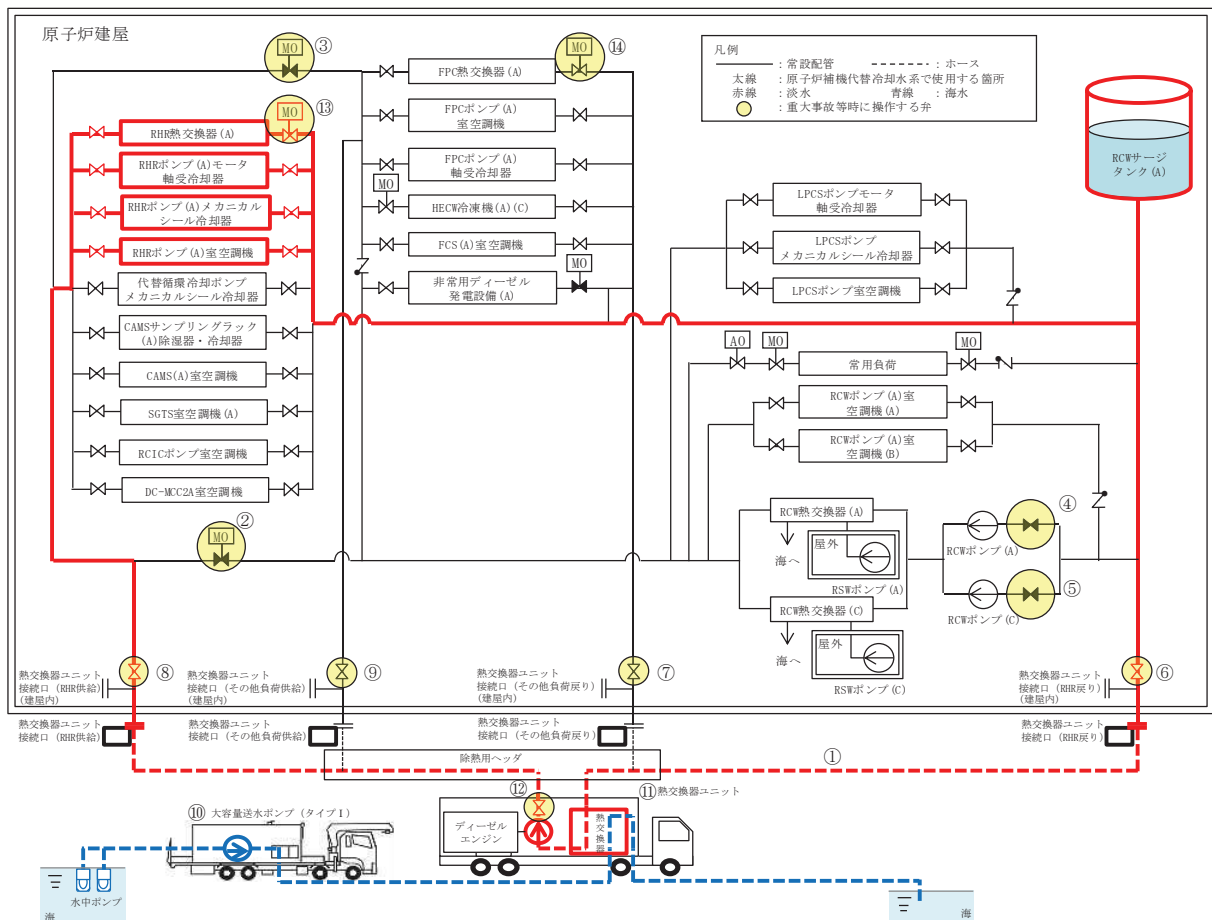


図 48-4-1 原子炉補機代替冷却水系 A 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉補機代替冷却水系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW ポンプ(B)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
④	RCW ポンプ(D)吸込弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑤	非常用 D/G(B) 冷却水入口弁	全開→全閉	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑩	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑫	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑬	RHR 熱交換器(B) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	FPC 熱交換器(B) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

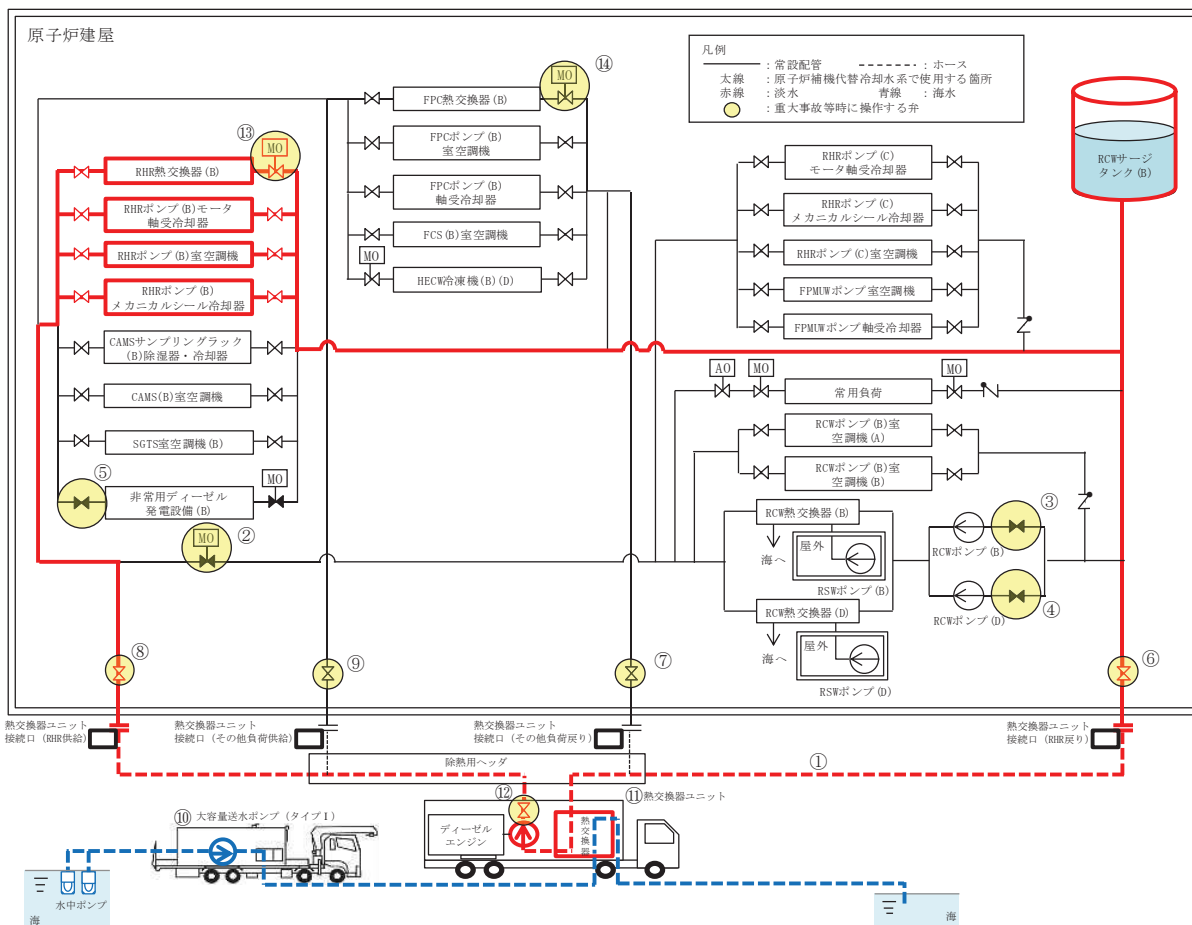


図 48-4-2 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・耐圧強化ベント系

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	D/W ベント用出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウェルからのベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
②	S/C ベント用出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッションチェンバからのベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
③	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	

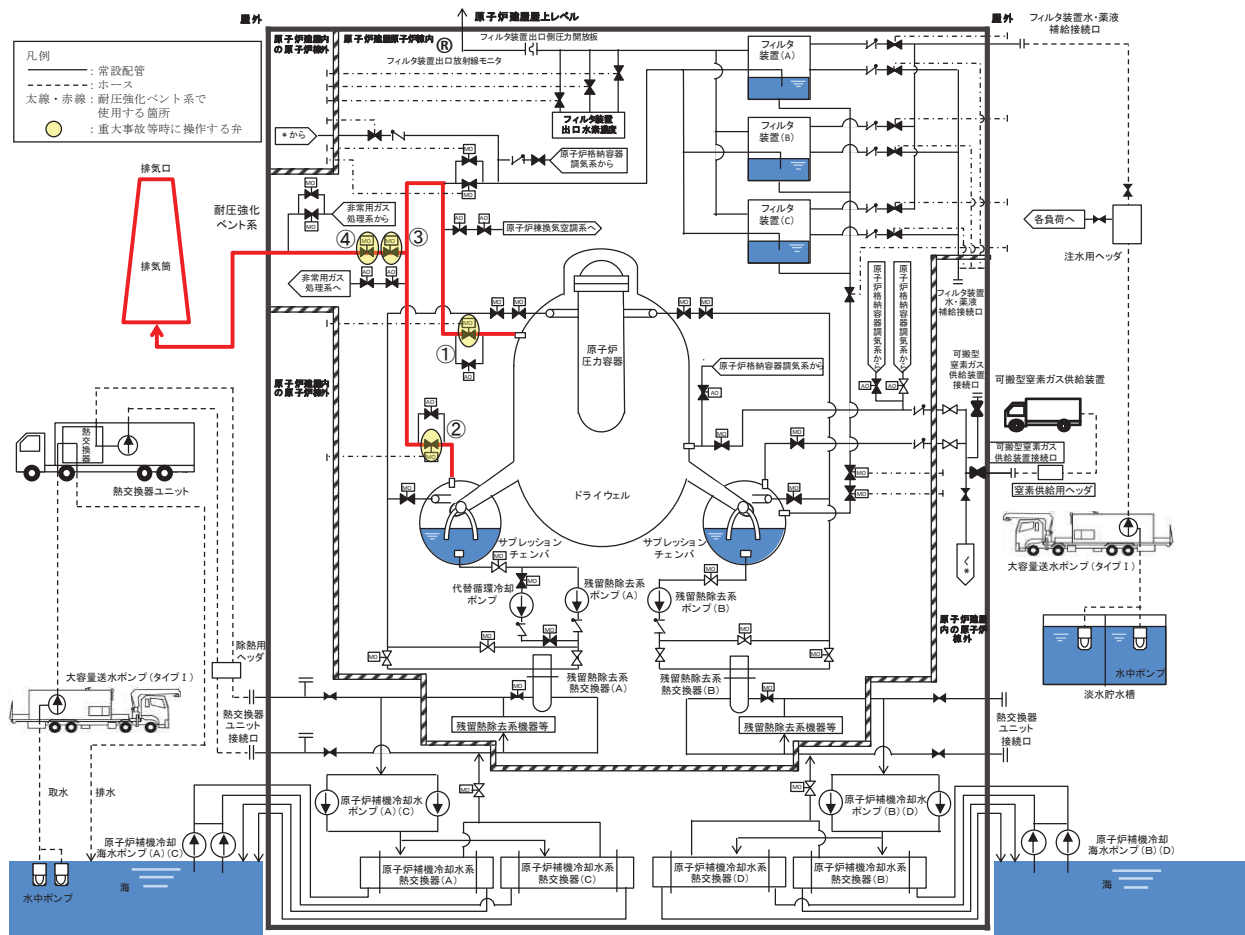


図 48-4-3 耐圧強化ベント系 系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-5

試験及び検査

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

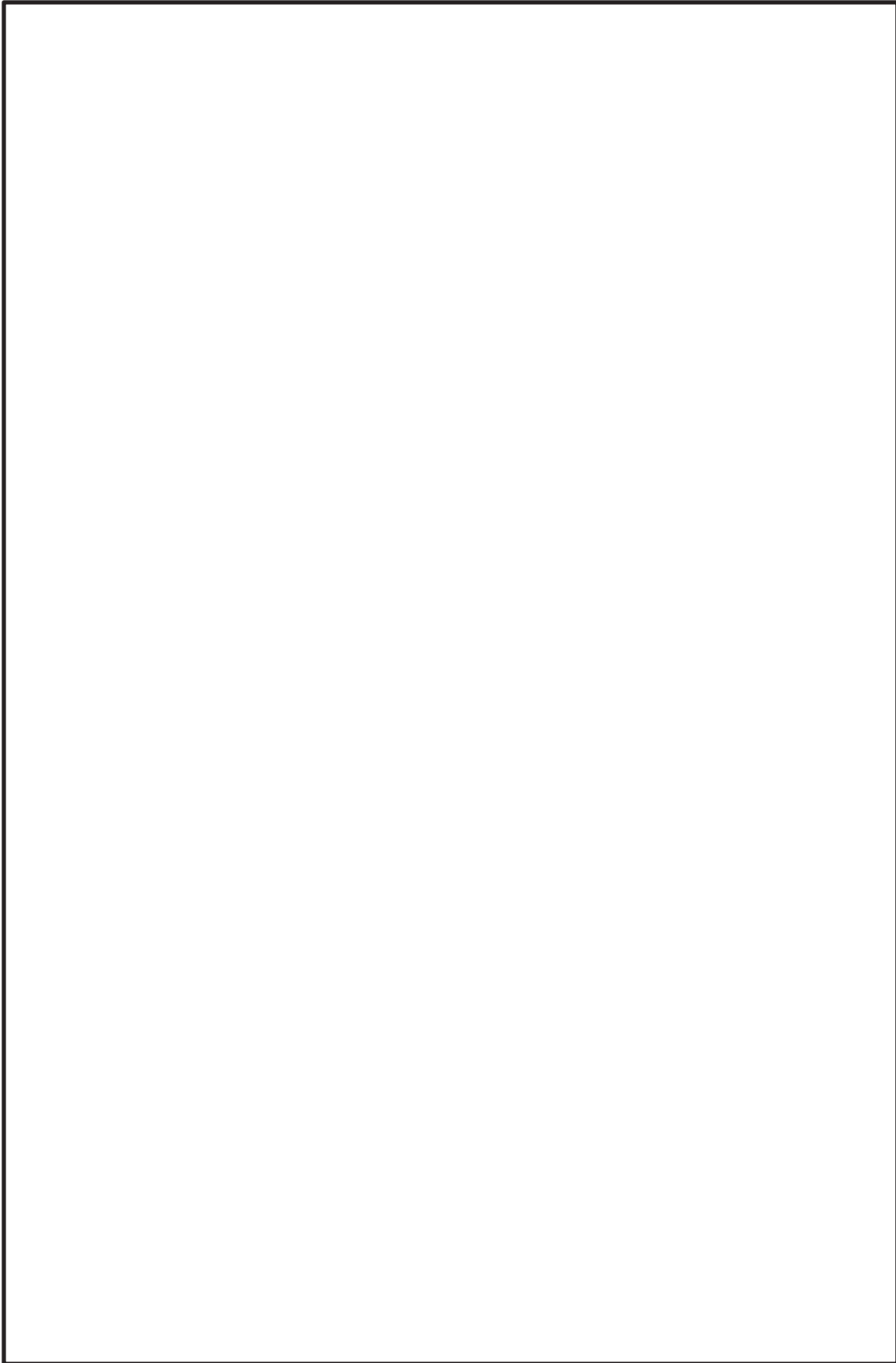


図 48-5-1 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

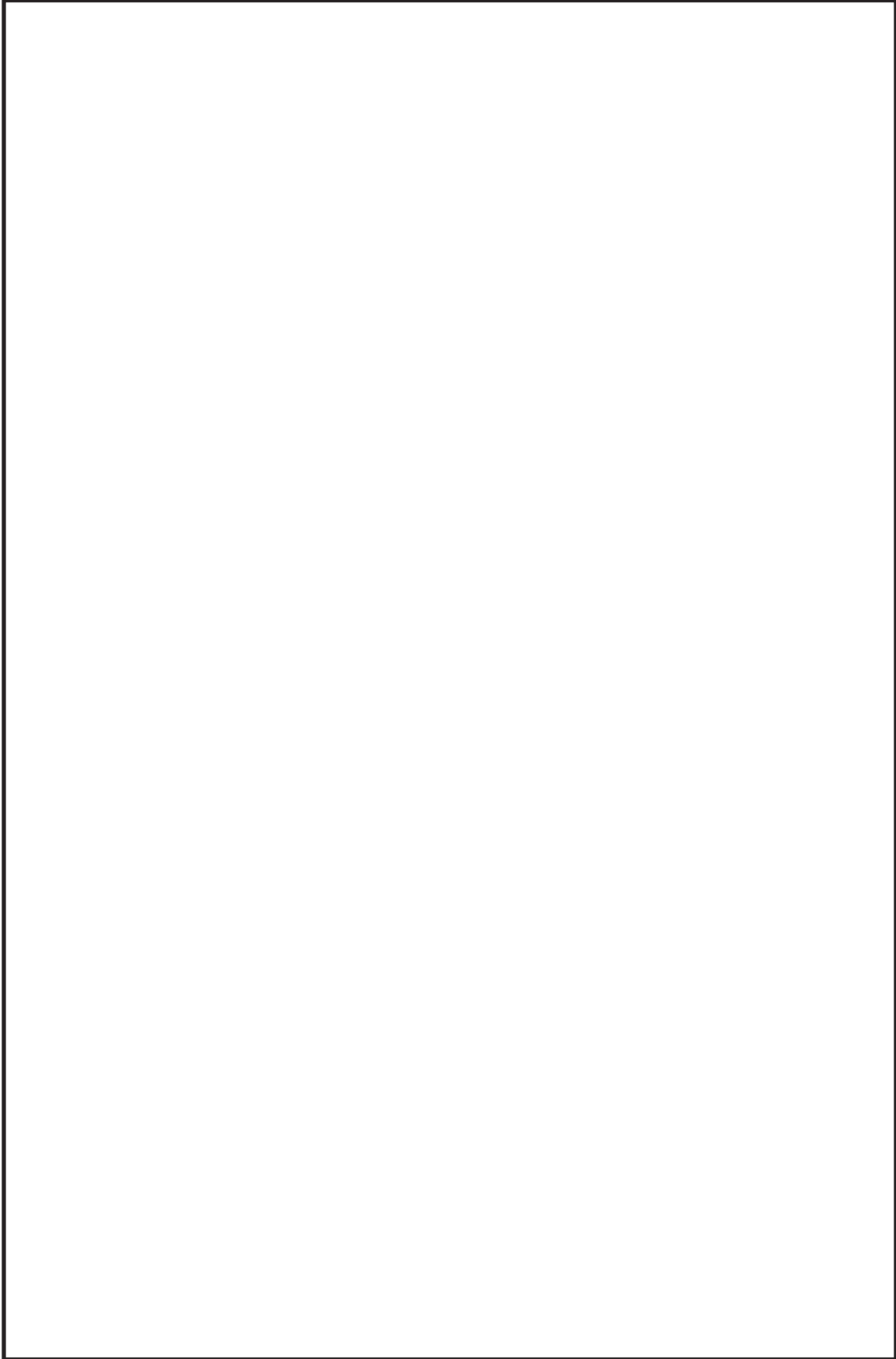


図 48-5-2 構造図（熱交換器ユニット淡水ポンプ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

• 原子炉補機代替冷却水系

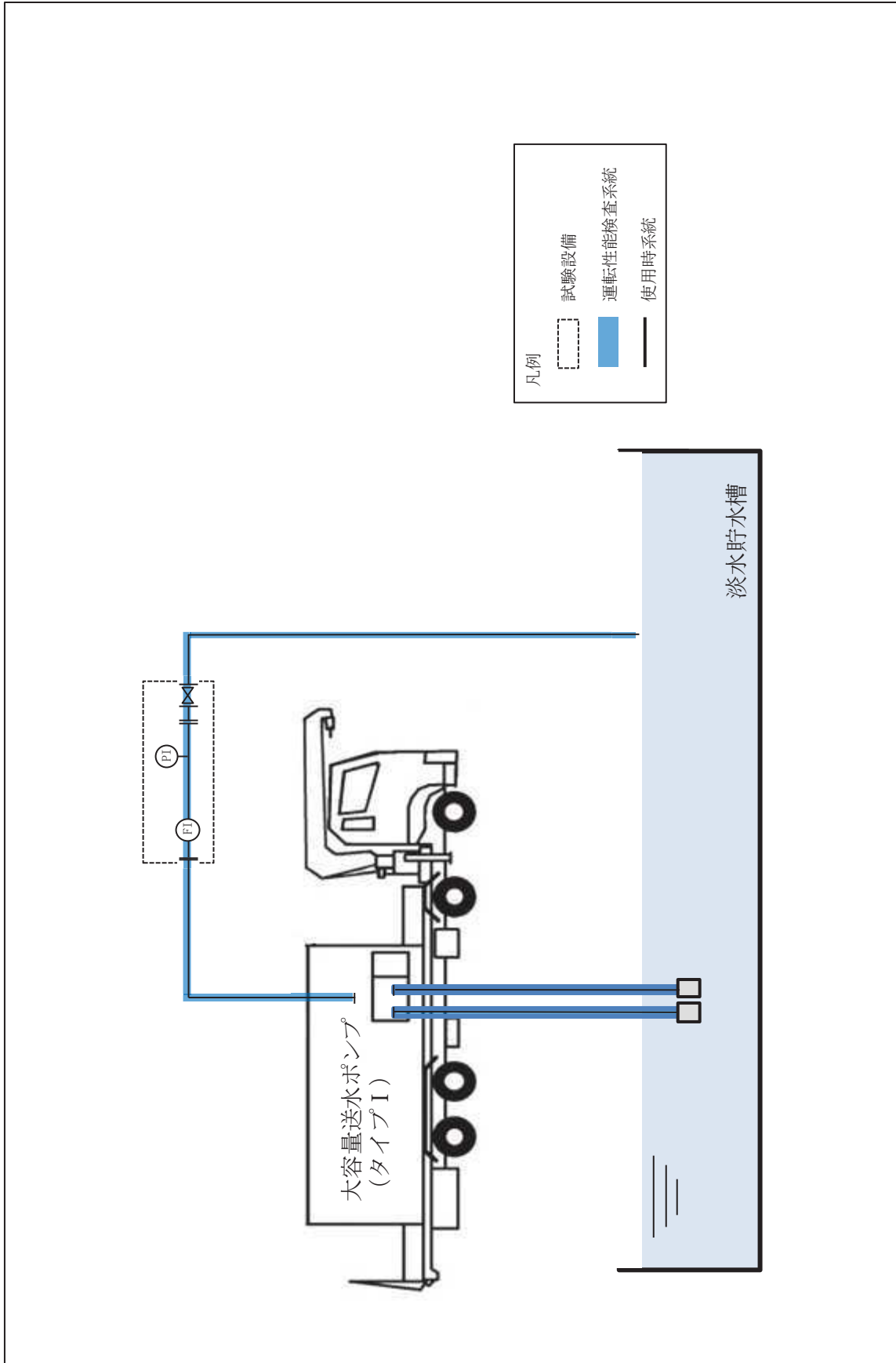


図 48-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

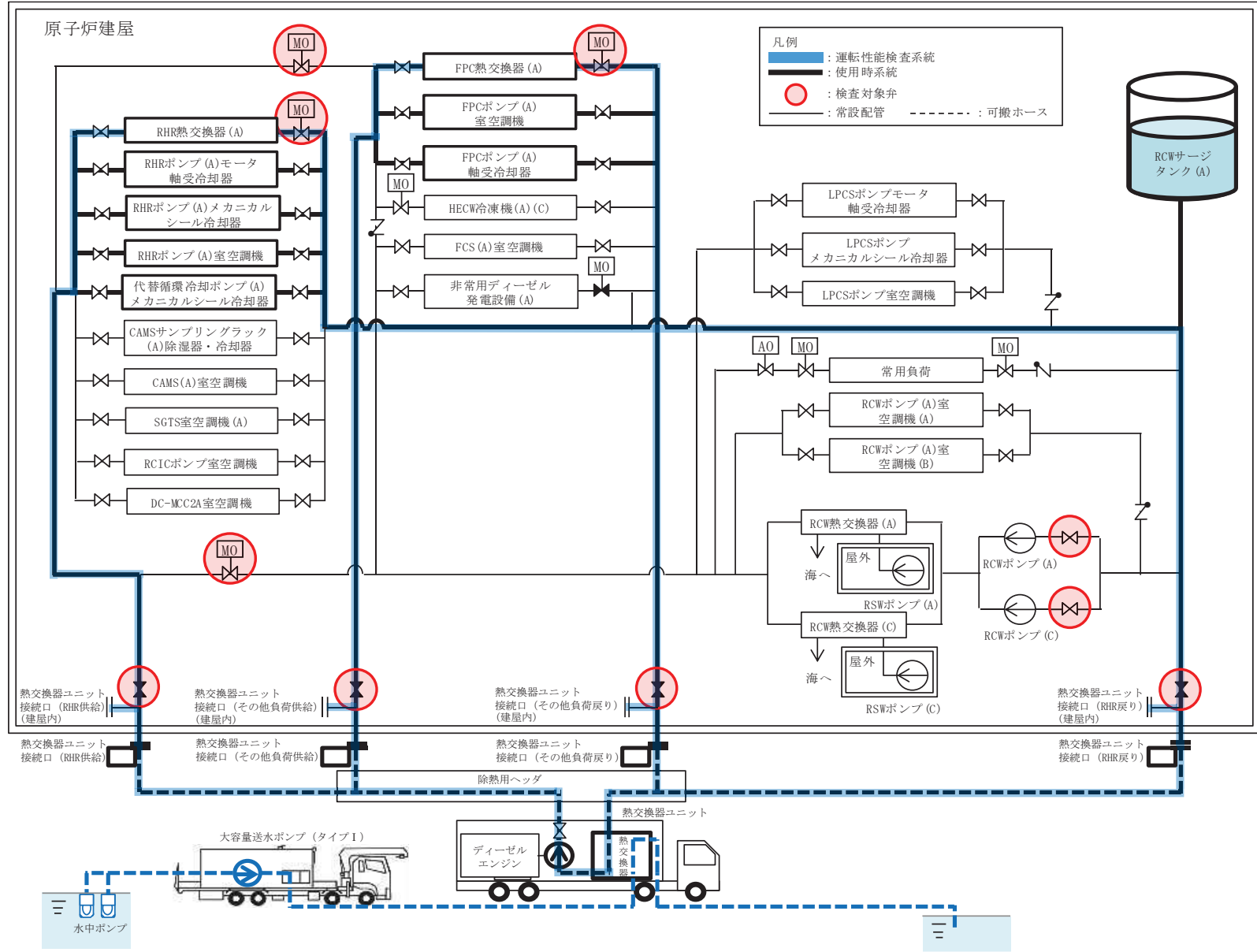


図 48-5-4 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 A 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

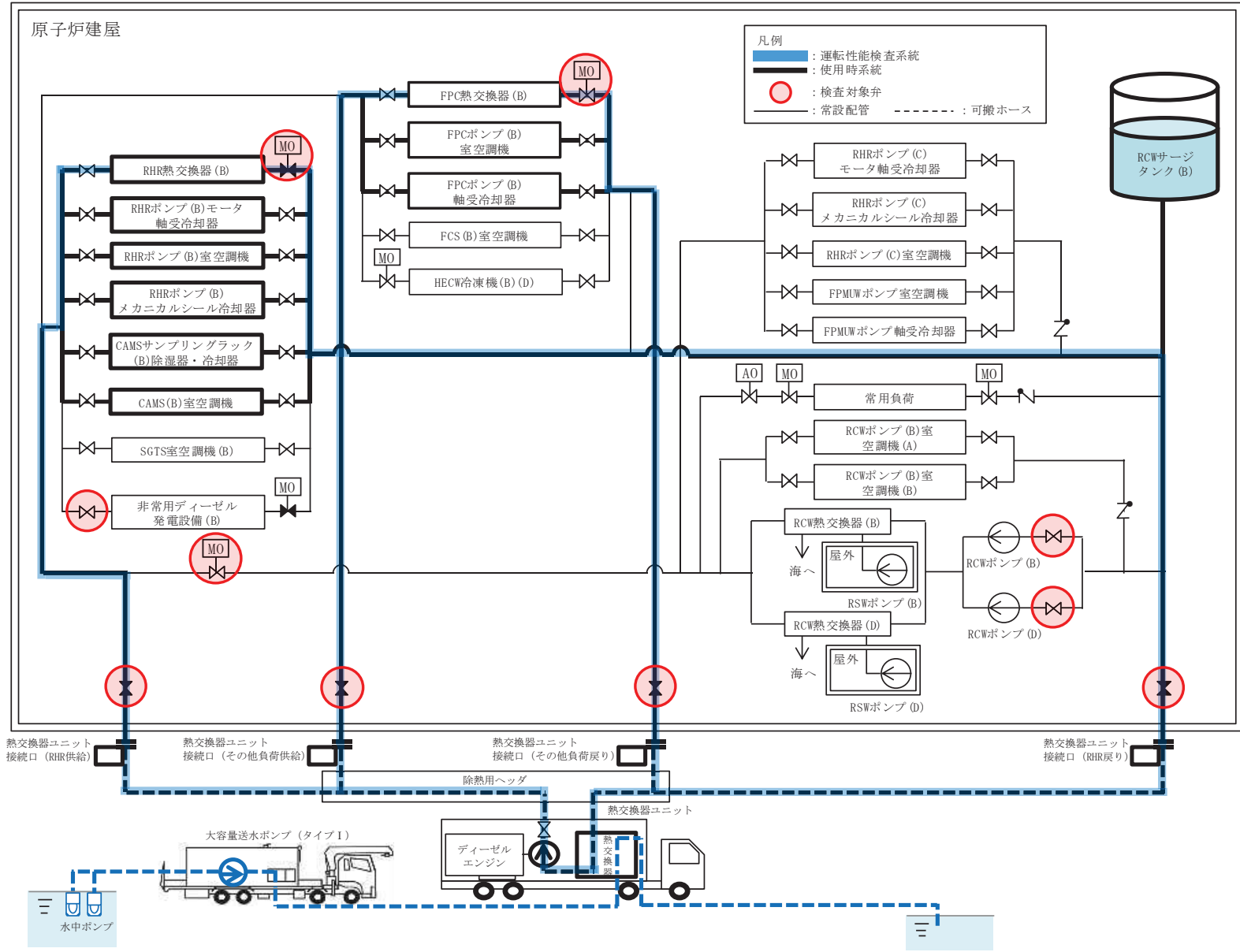


図 48-5-5 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 B 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

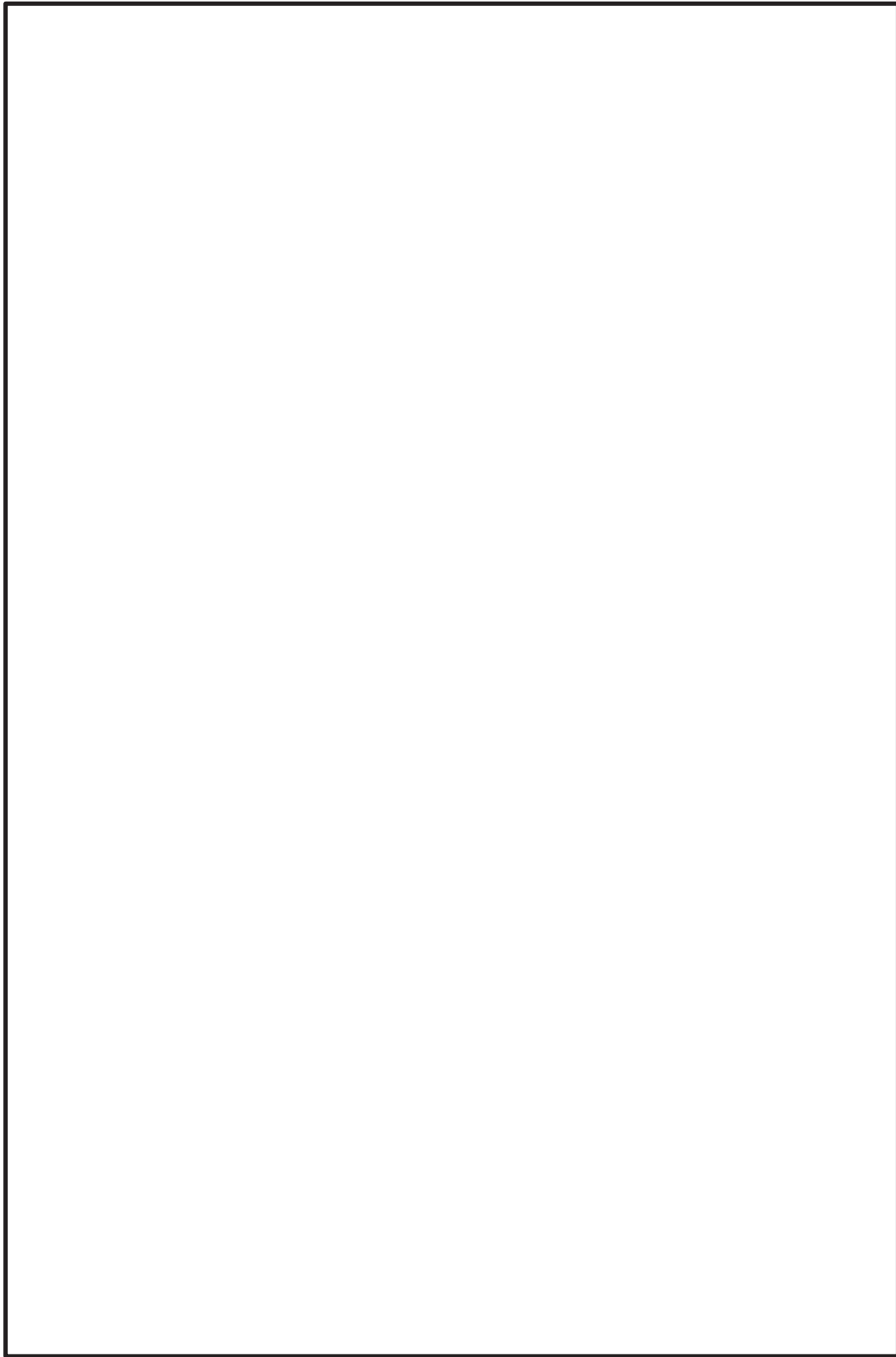


図 48-5-6 構造図
(D/W ベント用出口隔離弁, S/C ベント用出口隔離弁)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

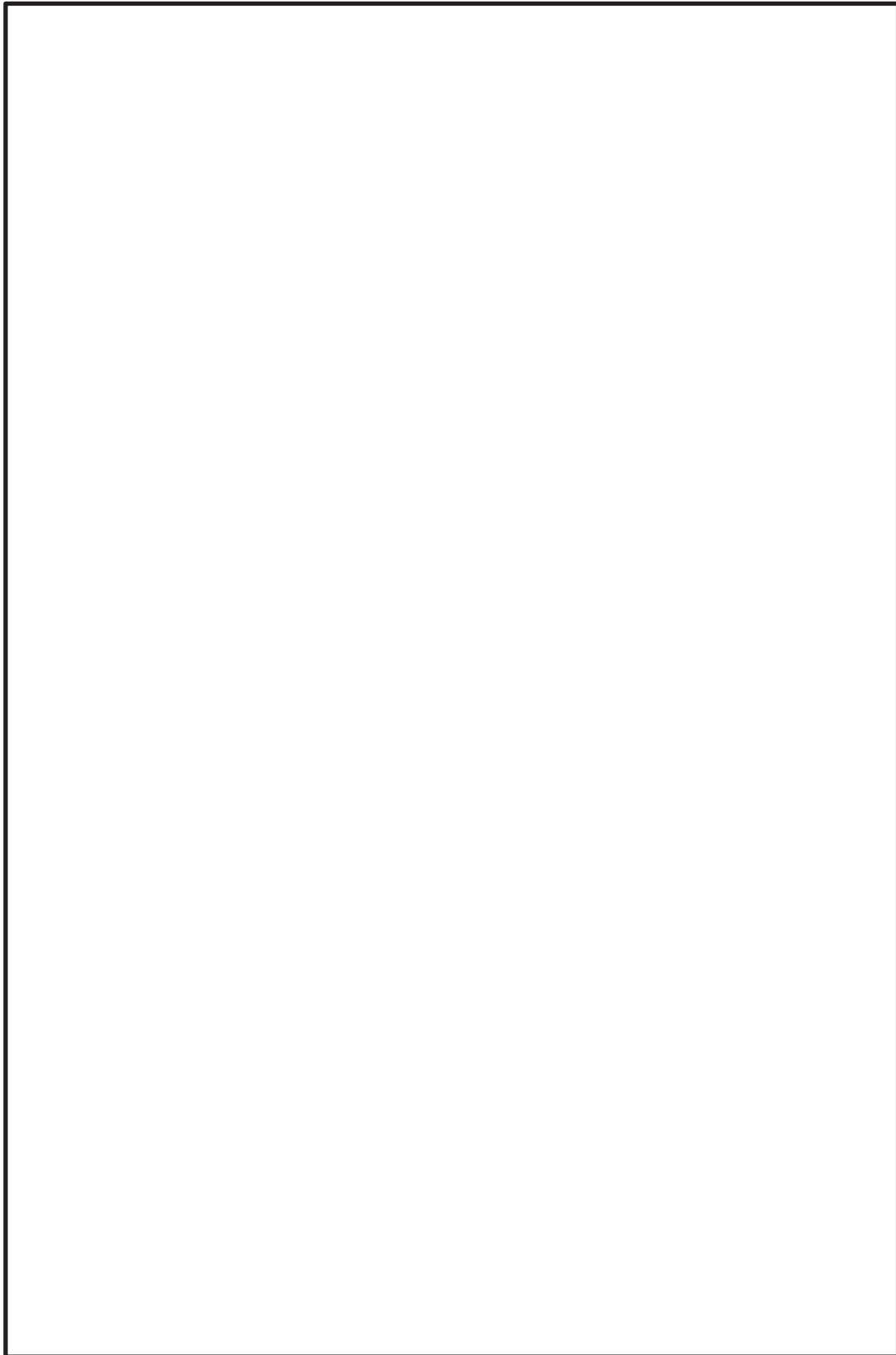


図 48-5-7 構造図

(PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁, PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

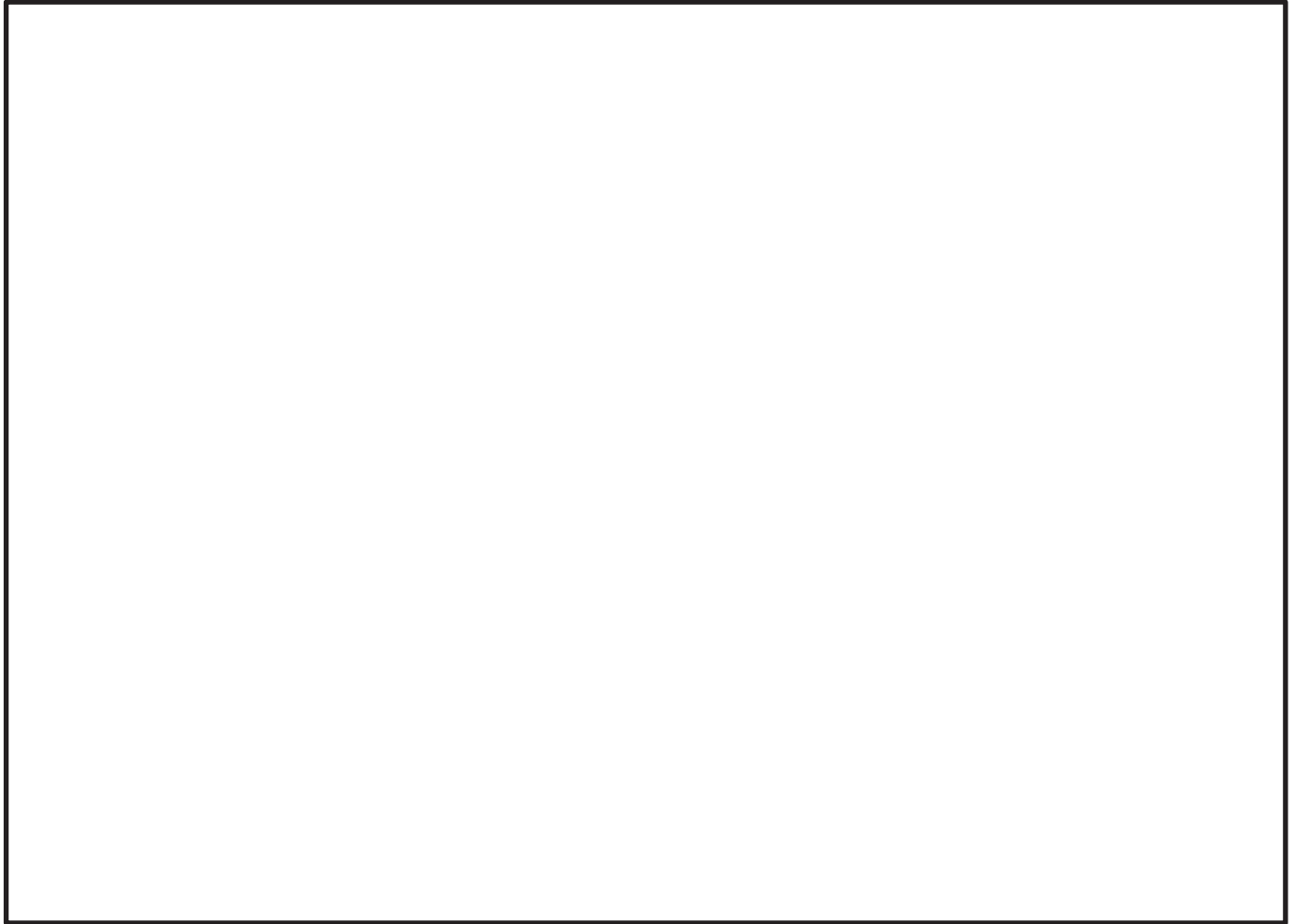


図 48-5-8 遠隔手動弁操作設備構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48-6

容量設定根拠

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

・原子炉補機代替冷却水系

名 称		熱交換器ユニット
個 数	—	3 (うち予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20.0
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18 / 海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 50
伝 熱 面 積	m ² /個	□

【設 定 根 拠】

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせて使用することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、残留熱除去系熱交換器を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、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で1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換容量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

1. 容量 (設計熱交換量)

熱交換器の容量は、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW 又は有効性評価「雰囲気・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換量 0.001 MW を除熱可能な容量として、20.0 MW を熱交換可能な設計とする。

有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」シナリオにおける原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) を運転する場合のサプレッションプール水の除熱効果を図 48-6-1 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

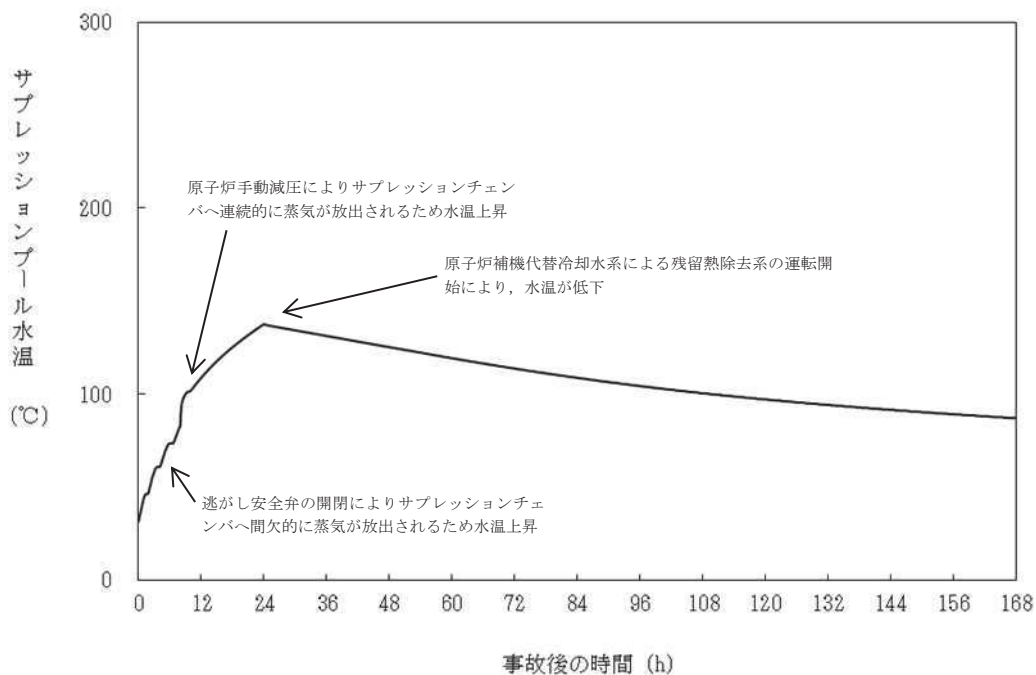


図 48-6-1 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

2. 最高使用圧力

(1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18MPa とする。

(2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

3. 最高使用温度

(1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70°C とする。

(2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50°C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニットに設置される熱交換器 3 基の必要伝熱面積は、設計熱交換量 20 MW を満足するための性能計算で求められる m² とする。

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

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20.0 MW
 U^c : 総括伝熱係数 = kW/(m²・K)
 ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和 49 年))

以上より、必要伝熱面積は m² となることから熱交換器ユニットの面積は m² とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を使用した場合の残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において約 8.8 MW である。

- ・ 管側 (サブプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h (残留熱除去系定格流量)
- ・ 胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 : m³/h
- ・ 管側 (サブプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・ 海水温度 : 26 °C
- ・ (参考) 原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : m²

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し、重大事故等対処設備である原子炉補機代替冷却水系を使用した場合の残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において約 6.4 MW である。

- ・ 管側 (サブプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h (残留熱除去系定格流量)
- ・ 胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 : m³/h
- ・ 管側 (サブプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・ 海水温度 : 26 °C
- ・ (参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ
個数	—	1
容量	m ³ /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	m	45 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：規格値を示す。

【設定根拠】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

1. 容量

淡水ポンプの容量は、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サブレーションプール水冷却モード）の運転を行う場合に除熱効果が確認されている流量 392 m³/h 又は有効性評価「雰囲気・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている流量 382 m³/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量 180 m³/h を供給可能な容量に、その他必要な流量を加えた流量 730 m³/h/個を有する設計とする。

2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、機器、配管、ホース及び弁類等の圧損を基に設定する。

熱交換器ユニット内圧損	約 <input type="text"/> m
配管等圧損	約 <input type="text"/> m
ホース類圧損	約 <input type="text"/> m
合計	約 45 m

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は 70 m とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し 1.18MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m³/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}}$$
$$= \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3,600} \times 70}{\frac{\square}{100}}$$
$$\doteq \square \text{ kW}$$

P	:	必要軸動力(kW)	
ρ	:	流体密度(kg/m ³)	= 1,000
g	:	重力加速度(m/s ²)	= 9.80665
Q	:	ポンプ容量(m ³ /s)	= 730/3,600
H	:	ポンプ揚程(m)	= 70 (図 48-6-2 参照)
η	:	ポンプ効率(%)	= \square (図 48-6-2 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として \square kW/個とする。



図 48-6-2 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	99.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (注 3), 1.2 (注 4)
最高使用温度	°C	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>

機器仕様に関する注記

注 1: 要求値を示す。
注 2: 規格値を示す。
注 3: 低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系, 燃料プールのスプレイ系, 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。
注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合は値を示す。

【 設 定 根 拠 】

大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では, 設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

本システムは, 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)) を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して, 原子炉圧力容器に注水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設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は, 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において, 炉心の著しい損傷を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本システムは, 代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2)) を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により, 残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して, 原子炉格納容器内へスプレイ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設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズルを経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本システムは、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプI）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各システムへの注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、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で1台の合計5台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプI）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各システムに必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし、表48-6-1に示すとおり569m³/h以上の容量を有する設計とする。なお、全てのシステムを同時に使用することはないものの、保守的に全てのシステムを同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として569m³/h以上としている。さらに、大容量送水ポンプ（タイプI）は、1.8に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量1,200m³/h以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプI）の容量は、1台で1,440m³/hの容量を有する設計とする。

表 48-6-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）必要最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	145m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールのスプレイ系 （燃料プール代替注水系）*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	569m ³ /h

* : 燃料プール代替注水と燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから、燃料プールのスプレイ系の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 120m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として 145m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

- (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

- (2) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m³/h 以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、35m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系

- (1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故1」及び「想定事故2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールスプレイ系

- (1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約9.7 m³/h であり、また、NEI06-12における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が200gpm（約45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル1個当たり流量が42m³/h であり、スプレイノズル3個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため126 m³/h が必要であることから、126 m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し10m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7kW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29MW 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換容量 0.001MW を除熱可能な容量として 20.0MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1～2.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系又は燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.8 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122 m とする。

2.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 120m³/h 時の揚程 63.8m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計			約 63.8 m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 82.7m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 [] から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計			約 82.7 m

2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 79.8m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口 [] から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約	[]	m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約	[]	m
合 計			約 79.8 m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

- (1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 17.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水又は海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失，並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m
合 計			約 17.8 m

- (2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 61.3m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水又は海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口 から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
ホース等の圧力損失	約	<input type="text"/>	m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約	<input type="text"/>	m
合 計			約 61.3 m

2.4 燃料プール代替注水系

- (1) 使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -0.5m 以上

燃料プール代替注水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水又は海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合 計			約 -0.5 m

2.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.0m 以上

燃料プールスプレイ系に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水又は海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合 計			約 37.0 m

2.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 21.0m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水又は海水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口(屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合*1>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計			約 21.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -7.7m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水又は海水へ復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計			約	-7.7 m

2.8 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 99.5m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m	
合 計			約	99.5 m

*1：複数あるルートのうち、最も圧力損失が保守的な場合。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

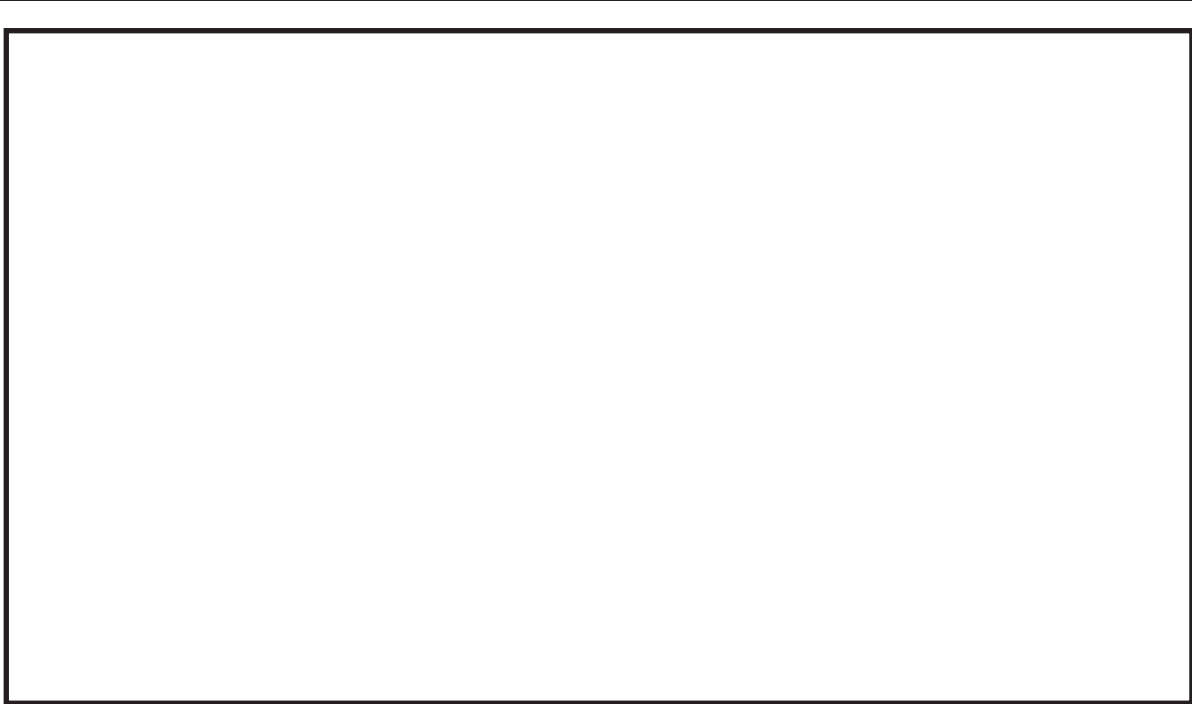


図 48-6-3 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

3. 最高使用圧力

- 3.1 低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 0.9MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、0.9MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 48-6-2 に示す。

表 48-6-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 48-6-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

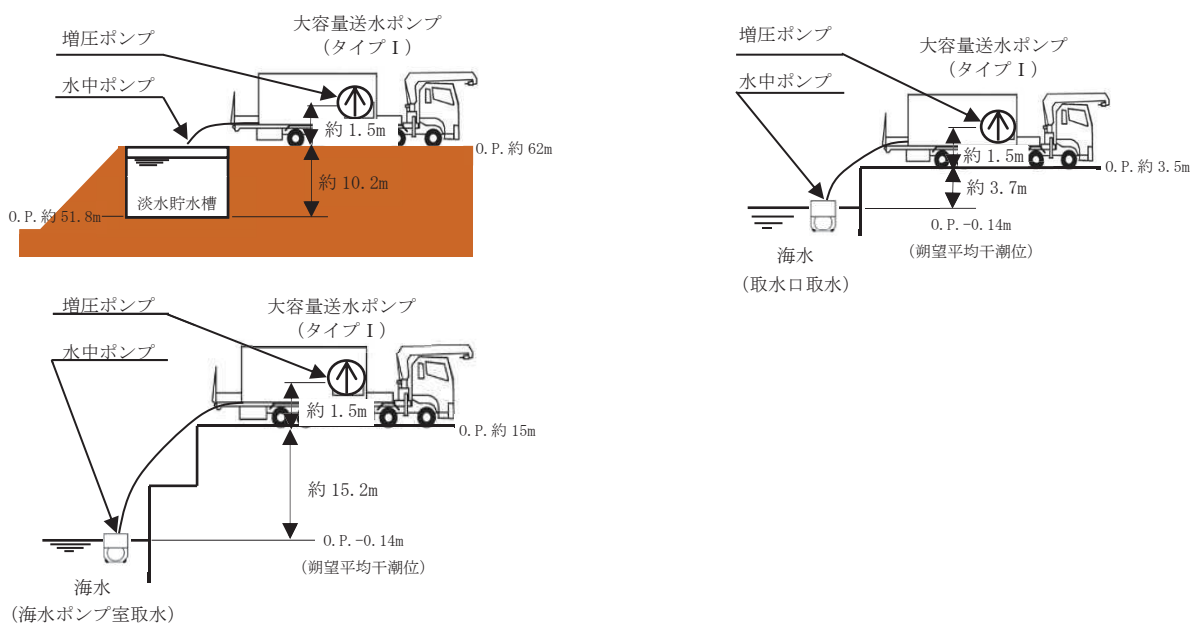


図 48-6-4 大容量送水ポンプ (タイプ I) の配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・ 耐圧強化ベント系

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	427
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	10.0

【設定根拠】

1. 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力である 427kPa[gage]とする。

炉心損傷前のベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である 427 kPa[gage]までに実施することとなるため、耐圧強化ベント系の最高使用圧力を 427kPa[gage]とする。

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである LOCA 時注水機能喪失における、原子炉格納容器圧力の推移について図 48-6-5 に示す。

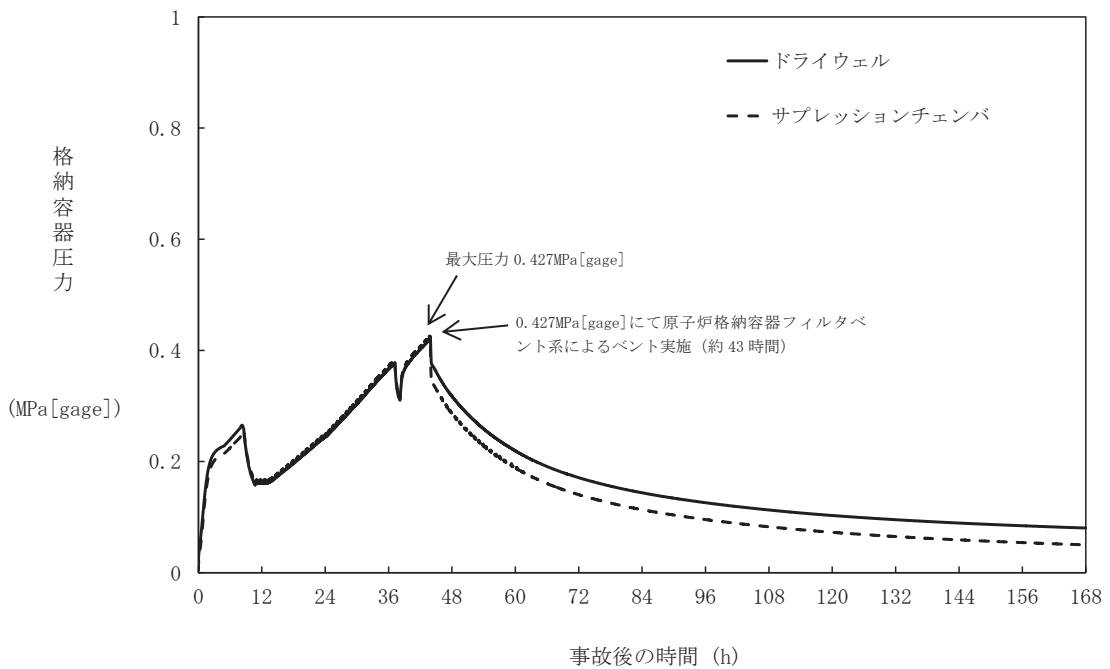


図 48-6-5 原子炉格納容器圧力の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

2. 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である 171 °C とする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである LOCA 時注水機能喪失において、ベント後の格納容器温度は 171 °C 以下となることを確認している。(図 48-6-6 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続している耐圧強化ベント系の温度も 171 °C 以下となる。

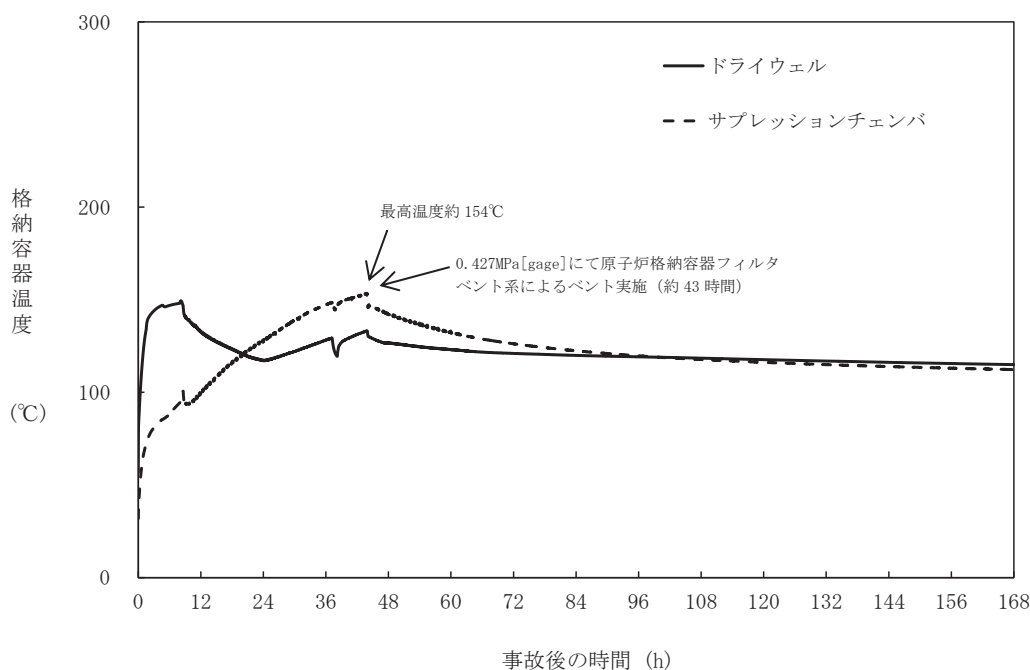


図 48-6-6 原子炉格納容器温度の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

3. 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の 1% に相当する発生蒸気量 10.0 kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1% になるのは、原子炉停止から 2~3 時間後である。一方、有効性評価シナリオである LOCA 時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約 43 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。よって耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

48-7

接続図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

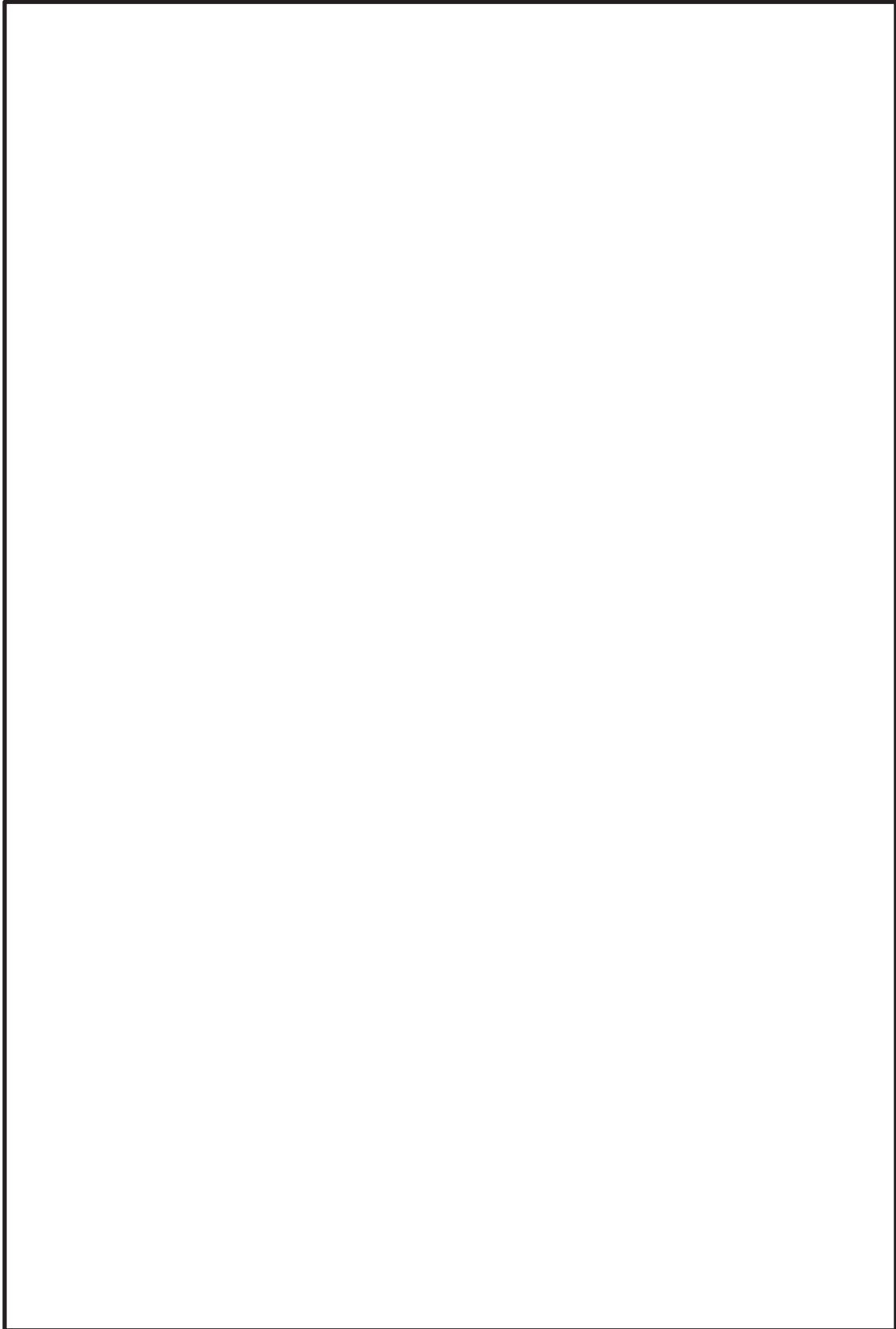


図 48-7-1 接続図
(2号炉海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

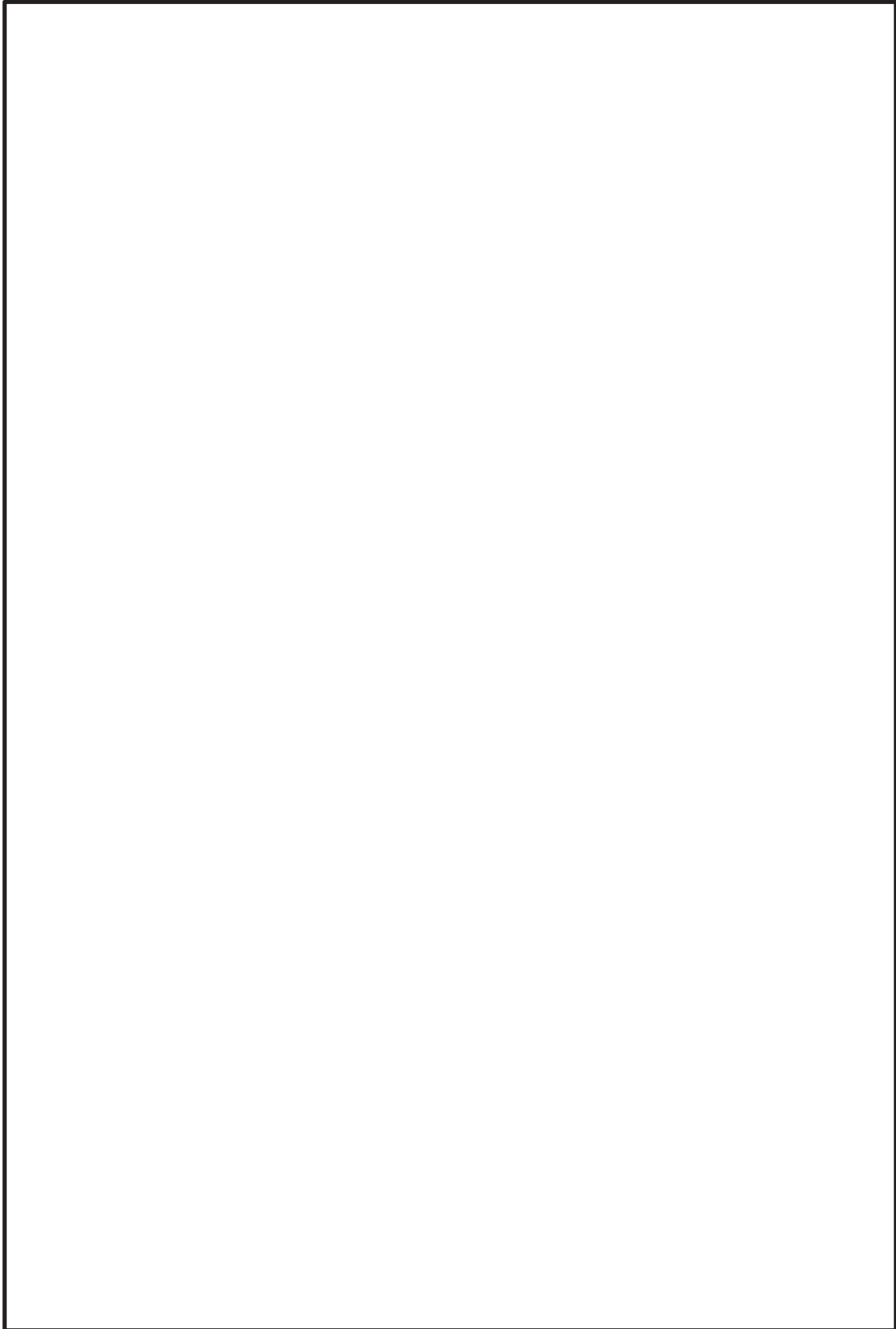


図 48-7-2 接続図
(2 号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

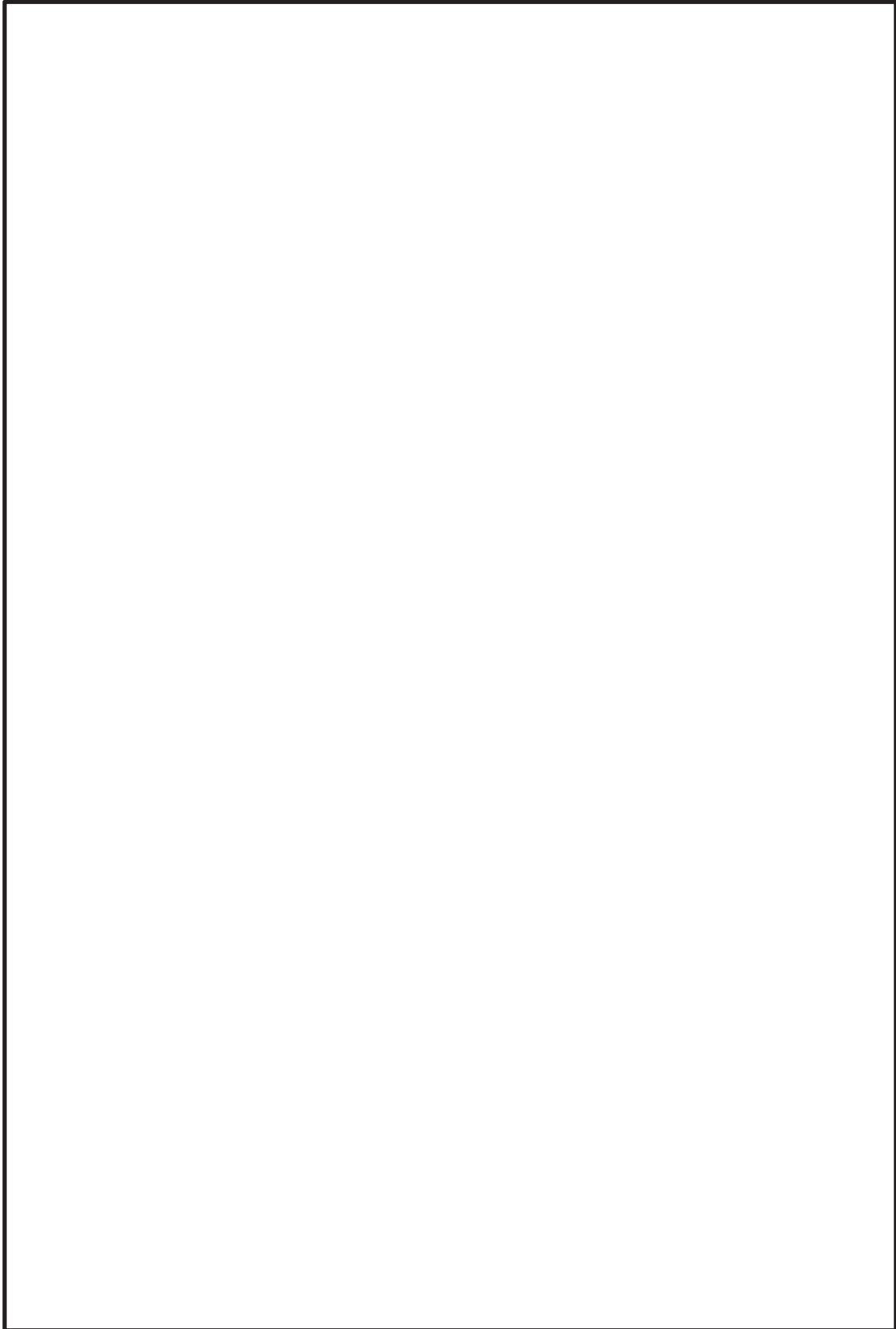


図 48-7-3 接続図
(2号炉取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-8

保管場所図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

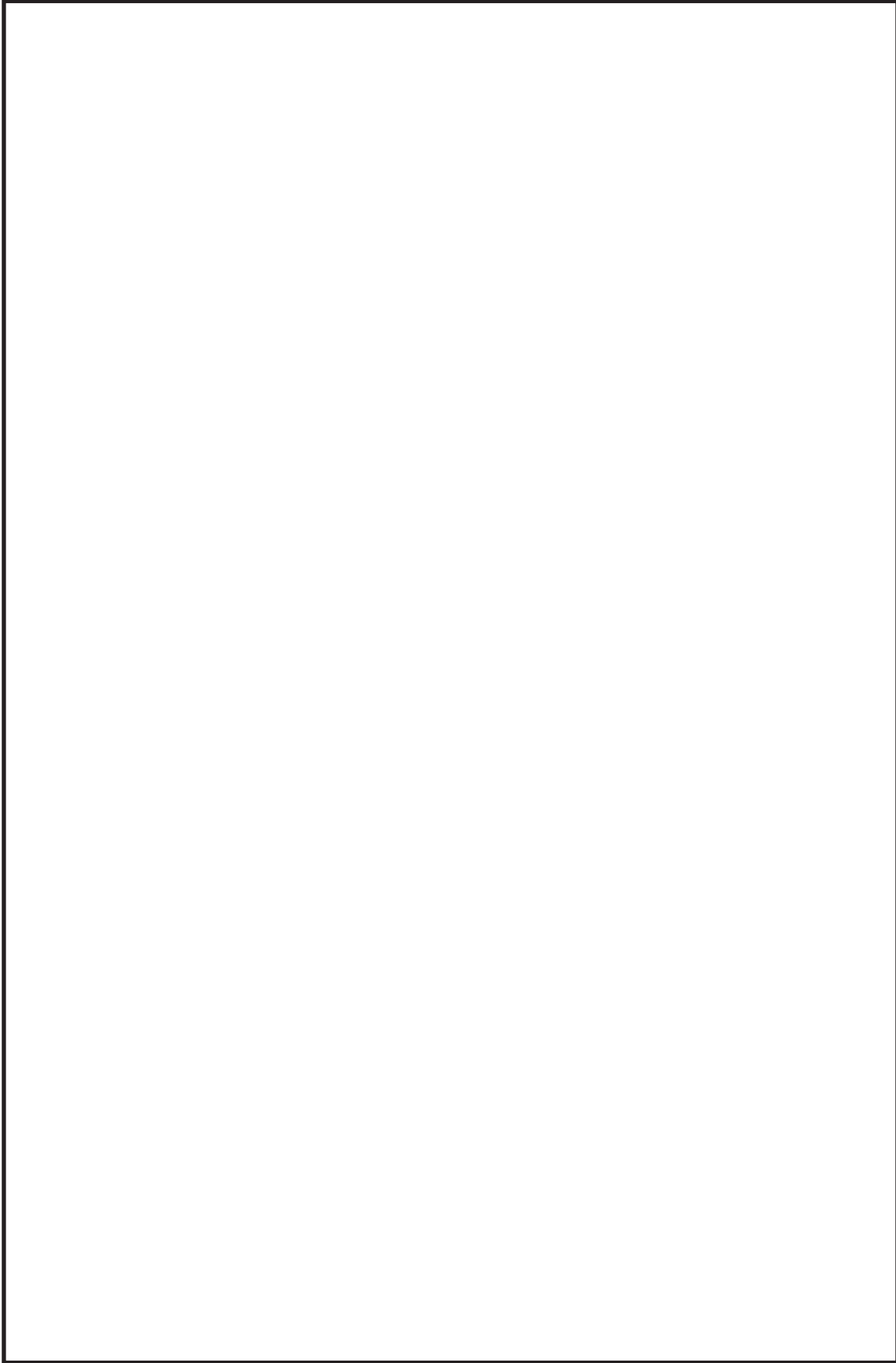


図 48-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

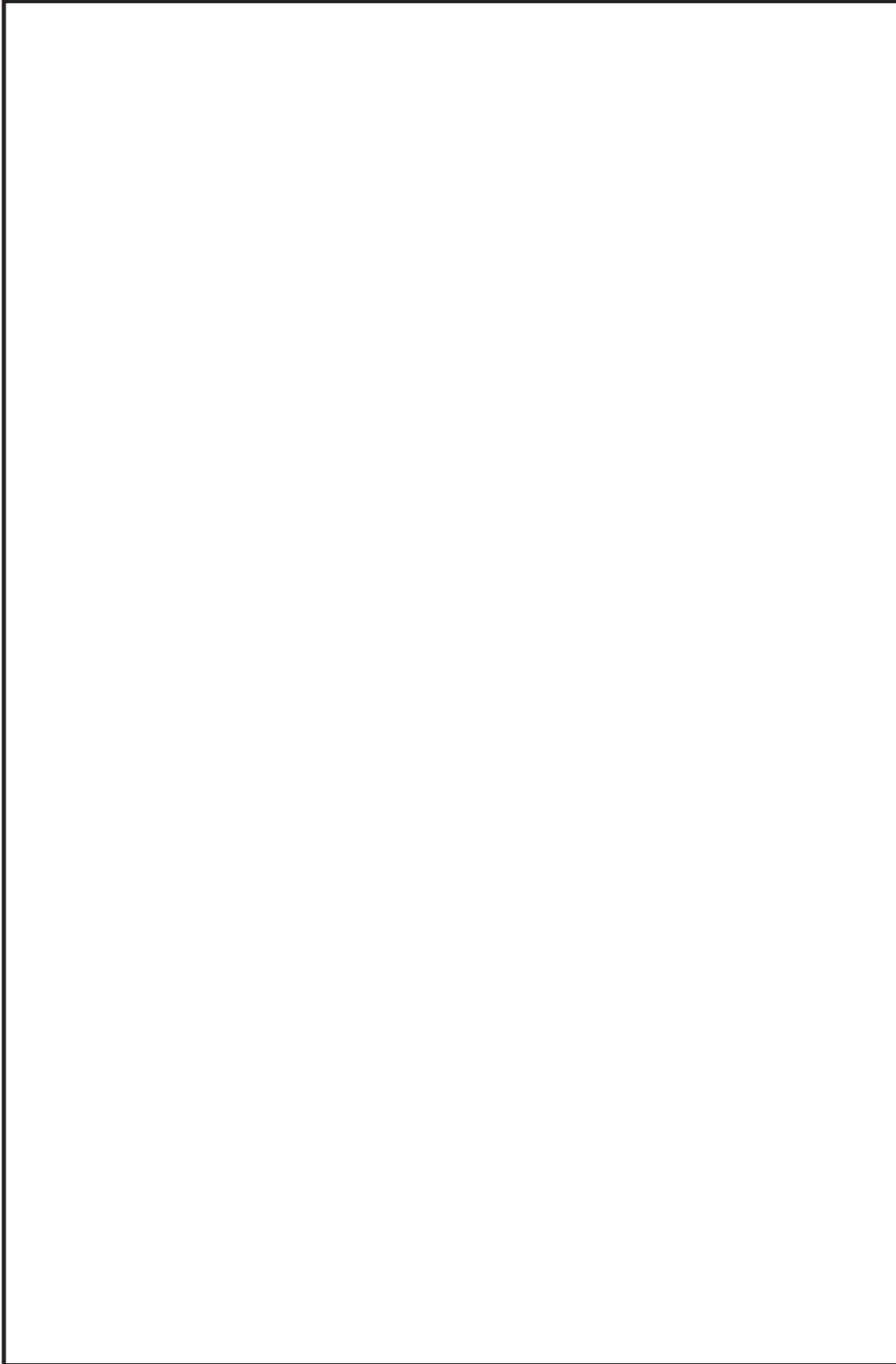


図 48-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

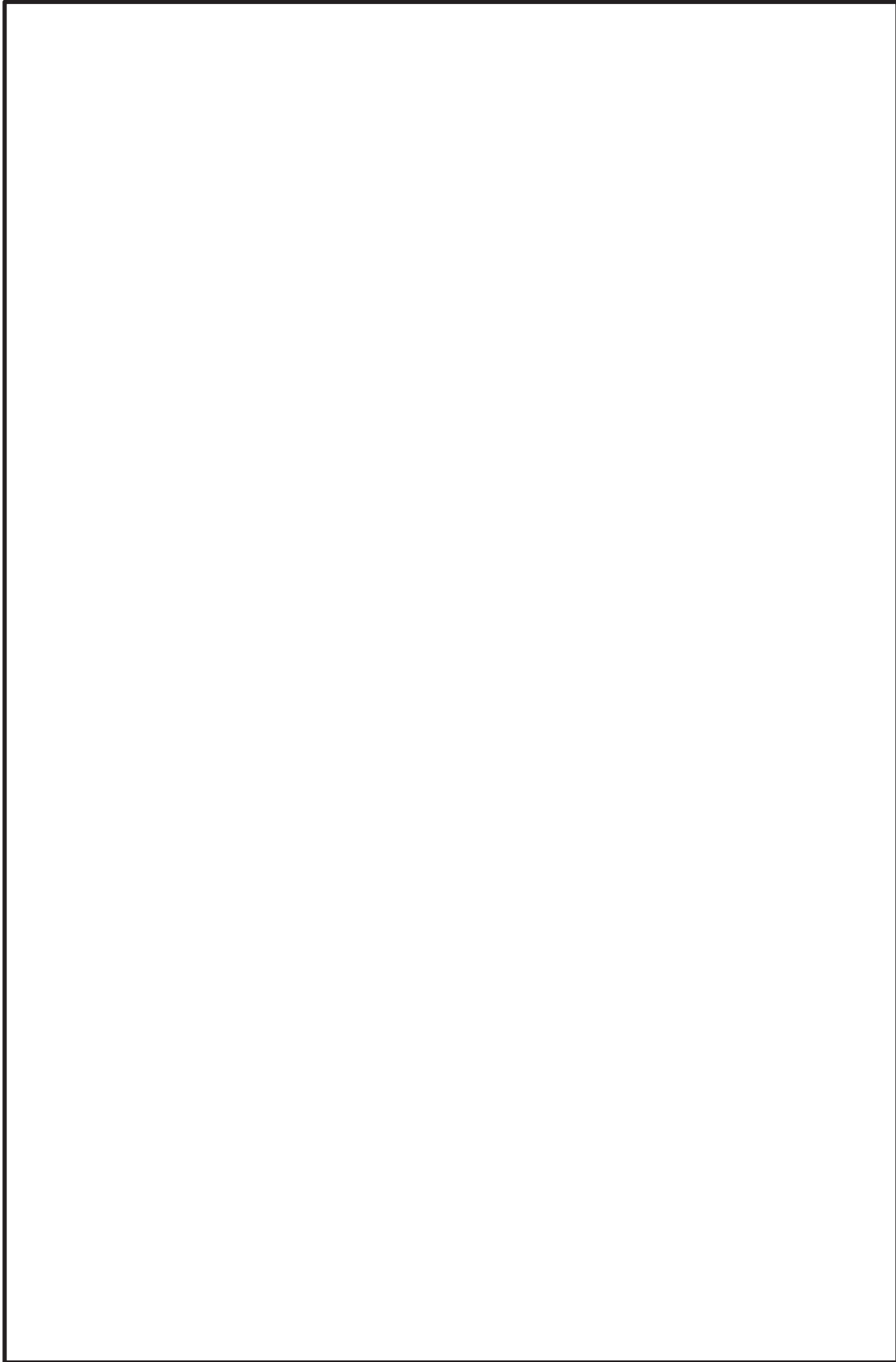


図 48-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-9

アクセスルート図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

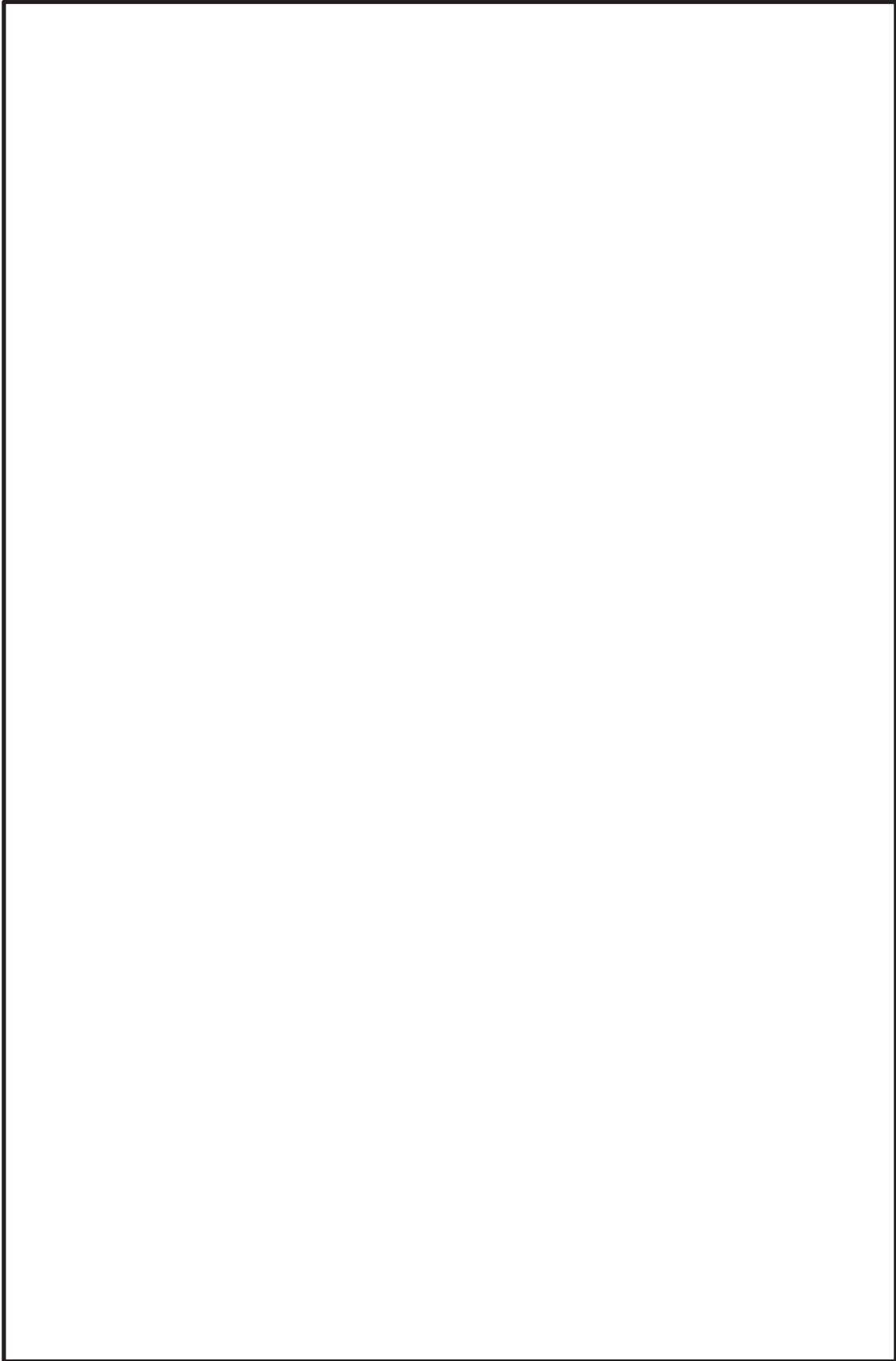


図 48-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

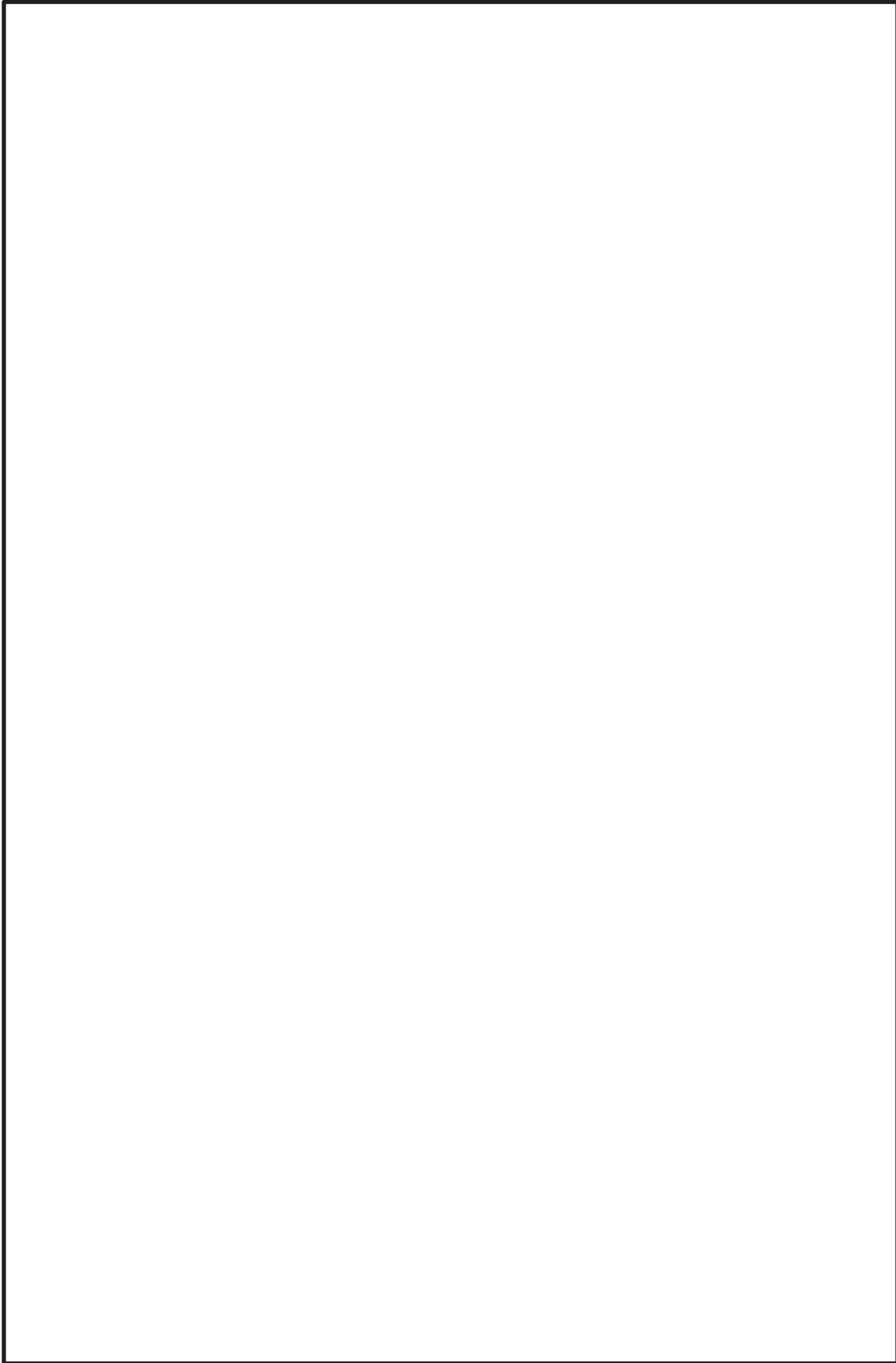


図 48-9-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

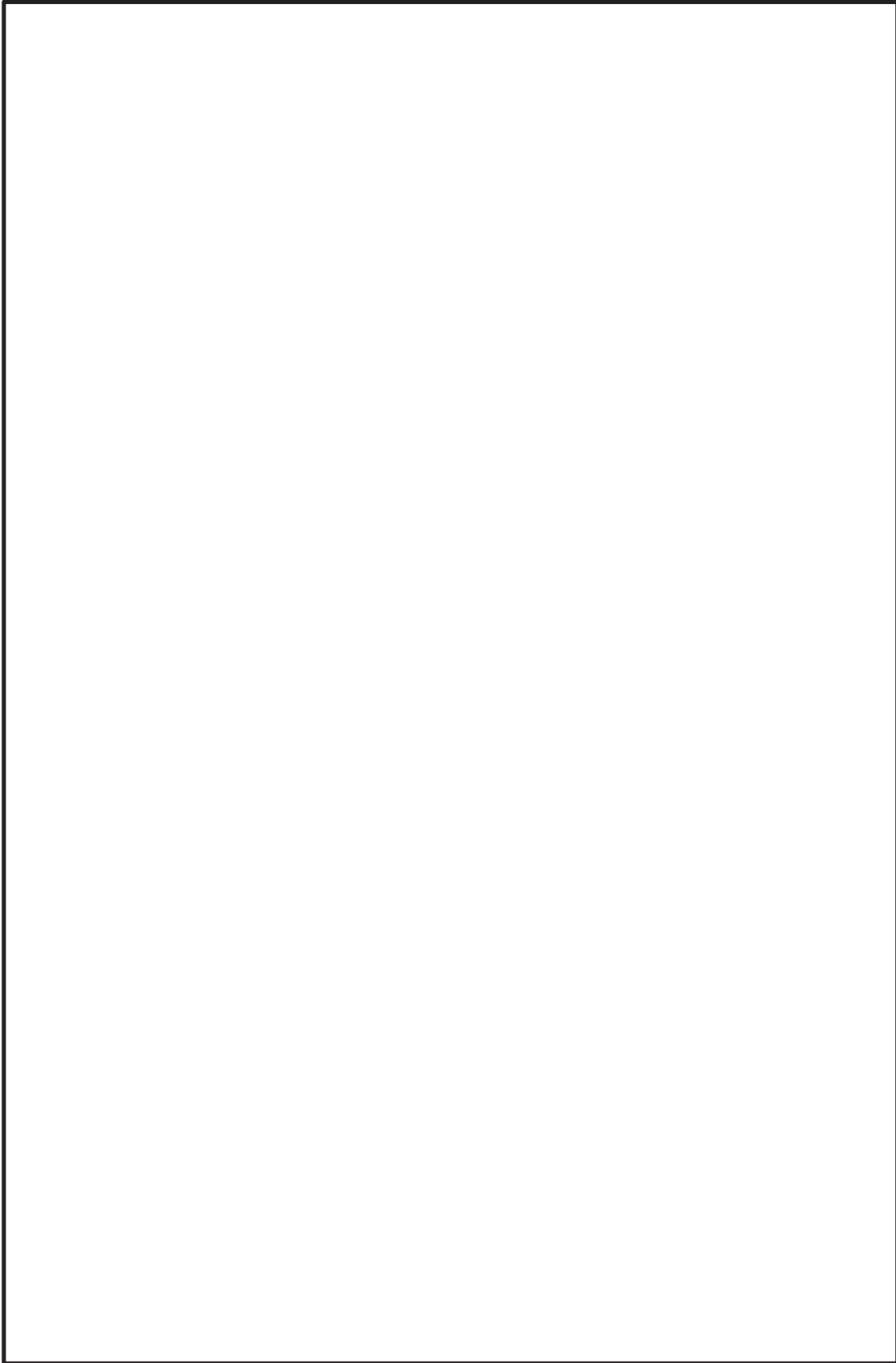


図 48-9-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

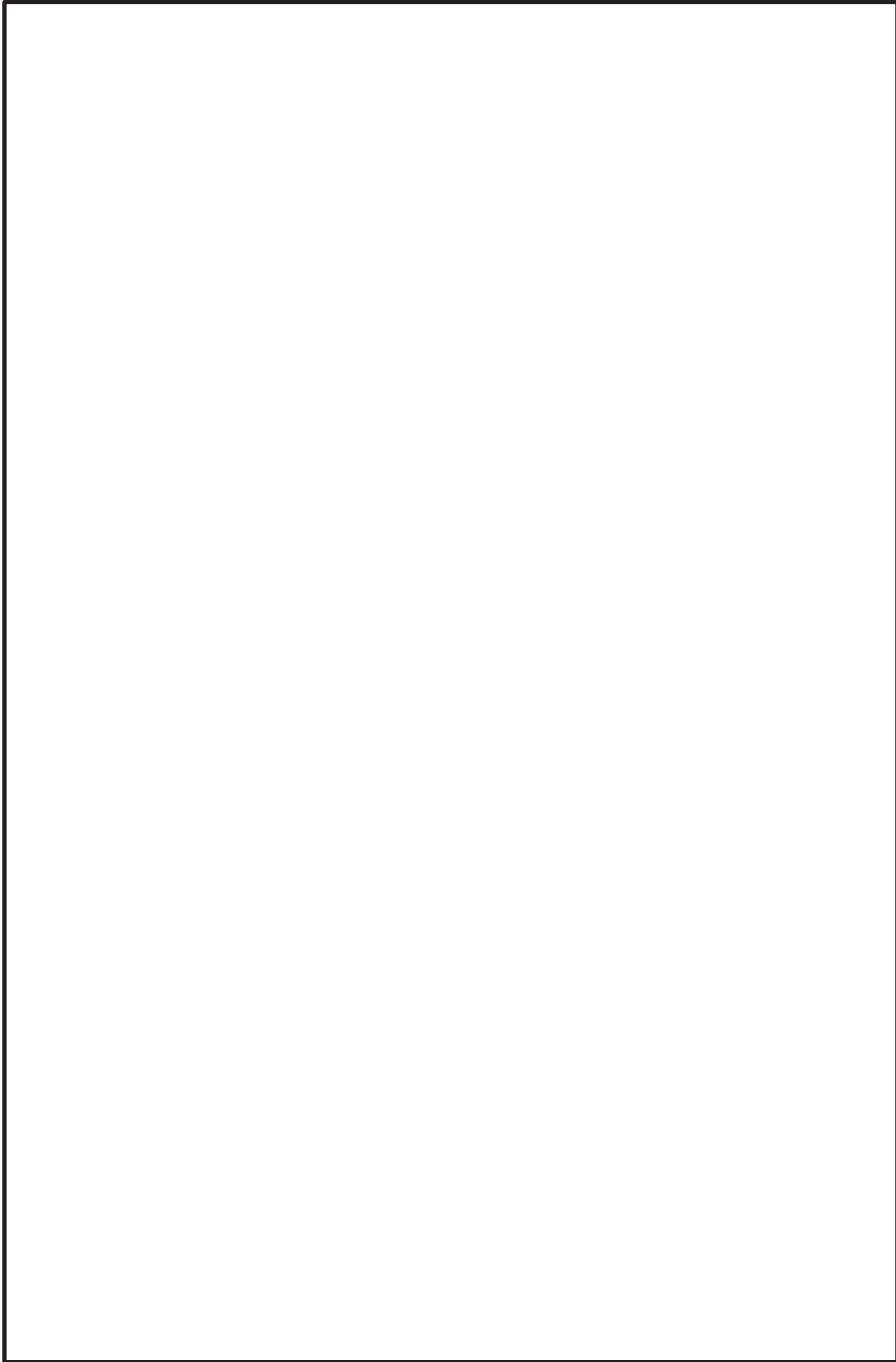


図 48-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-10

熱交換器ユニット構造について

熱交換器ユニットの構造について

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、図 48-10-1 で示すとおり淡水ポンプ 1 台、ディーゼルエンジン 1 台、熱交換器 3 基、海水ストレーナ 1 基等で構成される。

淡水ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動可能であり外部電源が不要な設計とする。熱交換器は、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される海水により、原子炉補機冷却水（淡水）を冷却する。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計とする。

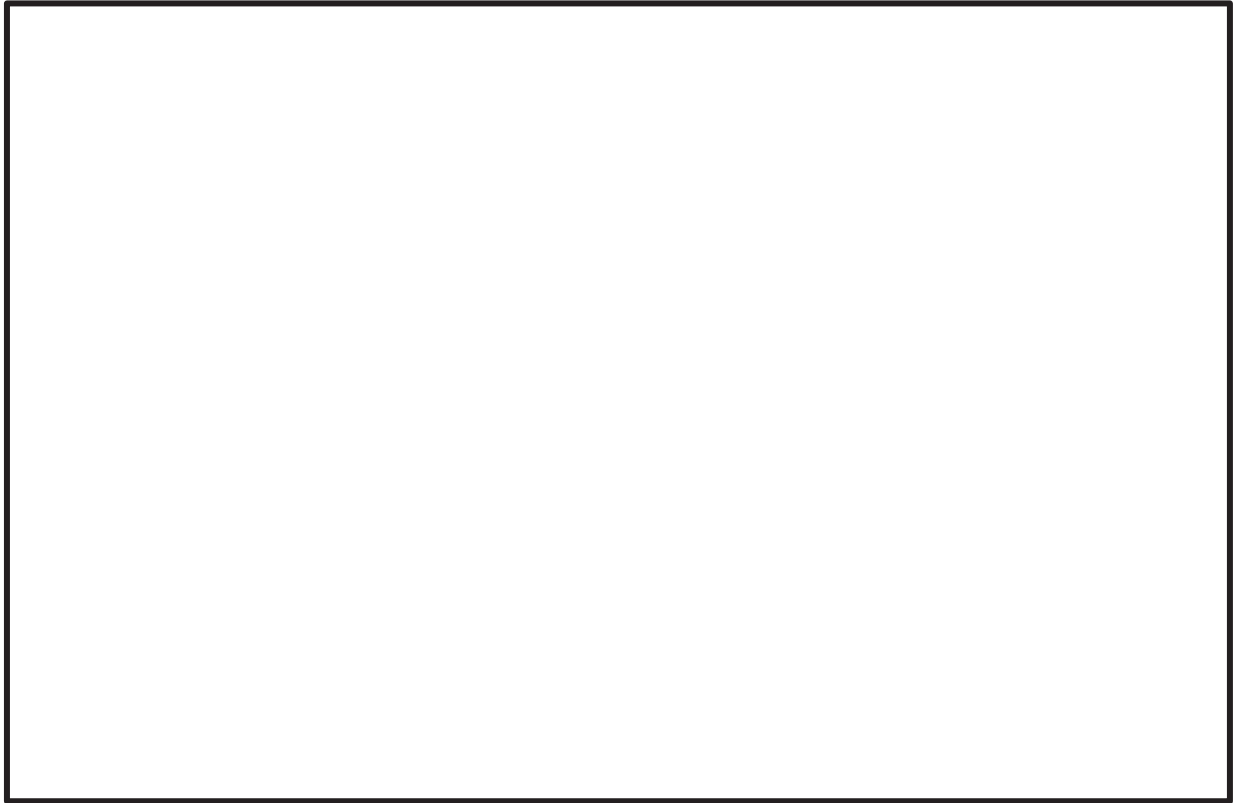


図 48-10-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

57 条

- 57-1 SA 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 電源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
- 57-12 その他設備

57-1

SA 設備基準適合性一覽表

	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	3.14.3.4	
	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	可搬型 代替直流 電源設備	代替所内 電気設備	非常用 交流電源 設備	高圧炉心 スプレイ系 用交流電源 設備	高圧炉心 スプレイ系 用直流電源 設備	燃料補給 設備	
電源車	主要設備	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	
軽油タンク	主要設備	-	-	主要設備	-	主要設備	主要設備	-	主要設備	
ガスタービン発電設備軽油タンク	主要設備	主要設備	-	主要設備	-	-	-	-	主要設備	
タンクローリ	主要設備	-	-	主要設備	-	-	-	-	主要設備	
ガスタービン発電機	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-	
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	-	
125V 蓄電池 2A	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	
125V 蓄電池 2B	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	
125V 充電器盤 2A	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	
125V 充電器盤 2B	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	-	
125V 代替蓄電池	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	
125V 代替充電器盤	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	-	
ガスタービン発電機接続盤	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用高圧母線 2F 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用高圧母線 2G 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用動力変圧器 2G 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用低圧母線 2G 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用交流電源切替盤 2G 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用交流電源切替盤 2C 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
緊急用交流電源切替盤 2D 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
非常用高圧母線 2C 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
非常用高圧母線 2D 系	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	-	
非常用ディーゼル発電機	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	
非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	-	
非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank	-	-	-	-	-	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	-	-	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料デイトank	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	-	
非常用高圧母線 2H 系	-	-	-	-	-	-	附属設備	-	-	
125V 蓄電池 2H	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	
125V 充電器盤 2H	-	-	-	-	-	-	-	主要設備	-	
125V 代替充電器盤用電源車接続設備						自主対策設備				
号炉間電力融通設備						自主対策設備				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(可搬型)

第57条：電源設備		電源車		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	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	現場操作(設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	Bc, Bd, Bg	
			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, I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
			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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 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			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa		
		関連資料	57-2 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続規格等による接続	C	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	Ab	
			関連資料	57-2 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
関連資料			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)	Ba		
		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	Ab		
		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	Ca		
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第57条：電源設備		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	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	現場操作(弁操作, 接続作業)	Bf, Bg	
			関連資料	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	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
		関連資料	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	Aa	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 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		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa		
		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	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
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	Ab	
			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		

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		ガスタービン発電設備軽油タンク		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	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		C
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要		Bb	
		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	Ac	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Ab	
			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			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(可搬型)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	現場操作(設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)		Bc, Bd, Bf, Bg
			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		C
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用切替不要		Bb
			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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 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			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)		Aa	
		関連資料	57-2 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他可搬型設備	C	
			関連資料	57-5 容量設定根拠, 57-11 燃料補給に関する補足説明資料		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続規格等による接続		C
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用		Ab
			関連資料	57-2 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		-
関連資料			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)		Ba	
		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	Ab	
			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			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ガスタービン、発電機	H, I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用切替不要	Bb	
			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	Ab	
			その他(飛散物)	高速回転機器	Bb	
		関連資料	57-3 系統図, 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			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		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	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
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	Ab	
			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	Ca	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図, 57-9 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ		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	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	57-3 系統図		
		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	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb
			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	Ac	
			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	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	Ab
				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		

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 蓄電池 2A		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	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	J	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
			関連資料	57-3 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		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	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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	Aa	
			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, 57-10 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)				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 蓄電池 2B		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成		Ad
			その他(飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	57-3 系統図, 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		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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		Aa
			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, 57-10 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)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 充電器盤 2A		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	57-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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, 57-10 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)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 充電器盤 2B		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		57-2 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		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	J
			関連資料		57-4 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本来の用途として使用-切替不要	Bb	
		関連資料		57-3 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB 施設と同じ系統構成	Ad
			その他(飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウダリ系統図		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		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	共有の禁止		(共用しない設備)	-
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	Aa
			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, 57-10 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)		

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 代替蓄電池		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba	
		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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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, 57-10 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)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 代替充電器盤		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb
			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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	Aa	
			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, 57-10 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)			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		ガスタービン発電機接続盤		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	57-2 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図 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			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用高圧母線 2F 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb
	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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	Aa
				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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用高圧母線 2G 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb
	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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	Aa
				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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用動力変圧器 2G 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	57-2 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用低圧母線 2G 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	57-2 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用交流電源切替盤 2G 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba	
		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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用交流電源切替盤 2C 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba
			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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	Aa
				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 代替電源設備について		

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		緊急用交流電源切替盤 2D 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	57-2 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替必要		Ba
			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	Ab	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	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	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用高圧母線 2C 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	57-2 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
		関連資料	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	Aa	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図 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			
	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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用高压母線 2D 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	57-2 配置図			
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	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		J
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
		関連資料	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	Aa	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のパウンダリ系統図			
	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	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	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	Aa	
			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 代替電源設備について			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	-		
		第2号	操作性	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)	内燃機関、発電機	G, I	
			関連資料	-		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb	
	関連資料		-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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	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	Ca
関連資料			-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	-		
		第 2 号	操作性	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)	ポンプ	A	
			関連資料	-		
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb	
	関連資料		-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	-			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第 2 号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
			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	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)	対象外
関連資料			-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	-			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	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)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	-		
		第 2 号	操作性	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)	内燃機関、発電機		G, I
			関連資料	-		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第 6 号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	-			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第 2 号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	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	Ca	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ		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	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料	-		
		第2号	操作性	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)	ポンプ	A	
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要	Bb		
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)	-	
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	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)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	-		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	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)	対象外	
		関連資料	-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第57条：電源設備		非常用高圧母線 2H 系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
		関連資料	-			
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	-		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	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)	対象外	
		関連資料	-			



女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表(常設)

第57条：電源設備		125V 蓄電池 2H		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	-		
		第2号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	-		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb
	関連資料		-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第2号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
			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	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)	対象外
関連資料			-			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 5 7 条：電源設備		125V 充電器盤 2H		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		-
			海水	海水を通水しない		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)		-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
			関連資料	-		
		第 2 号	操作性	操作不要		対象外
			関連資料	-		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		J
			関連資料	-		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用-切替不要		Bb	
		関連資料	-			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	-			
	第 6 号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	-			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	-		
		第 2 号	共有の禁止	(共用しない設備)		-
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	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)	対象外	
		関連資料	-			

57-2
配置図

設置場所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に設置する場所
保管場所：可搬型設備を保管している場所
接続箇所：可搬型設備の接続先となる常設設備の設置場所
：設計基準対象施設
：重大事故等対処設備

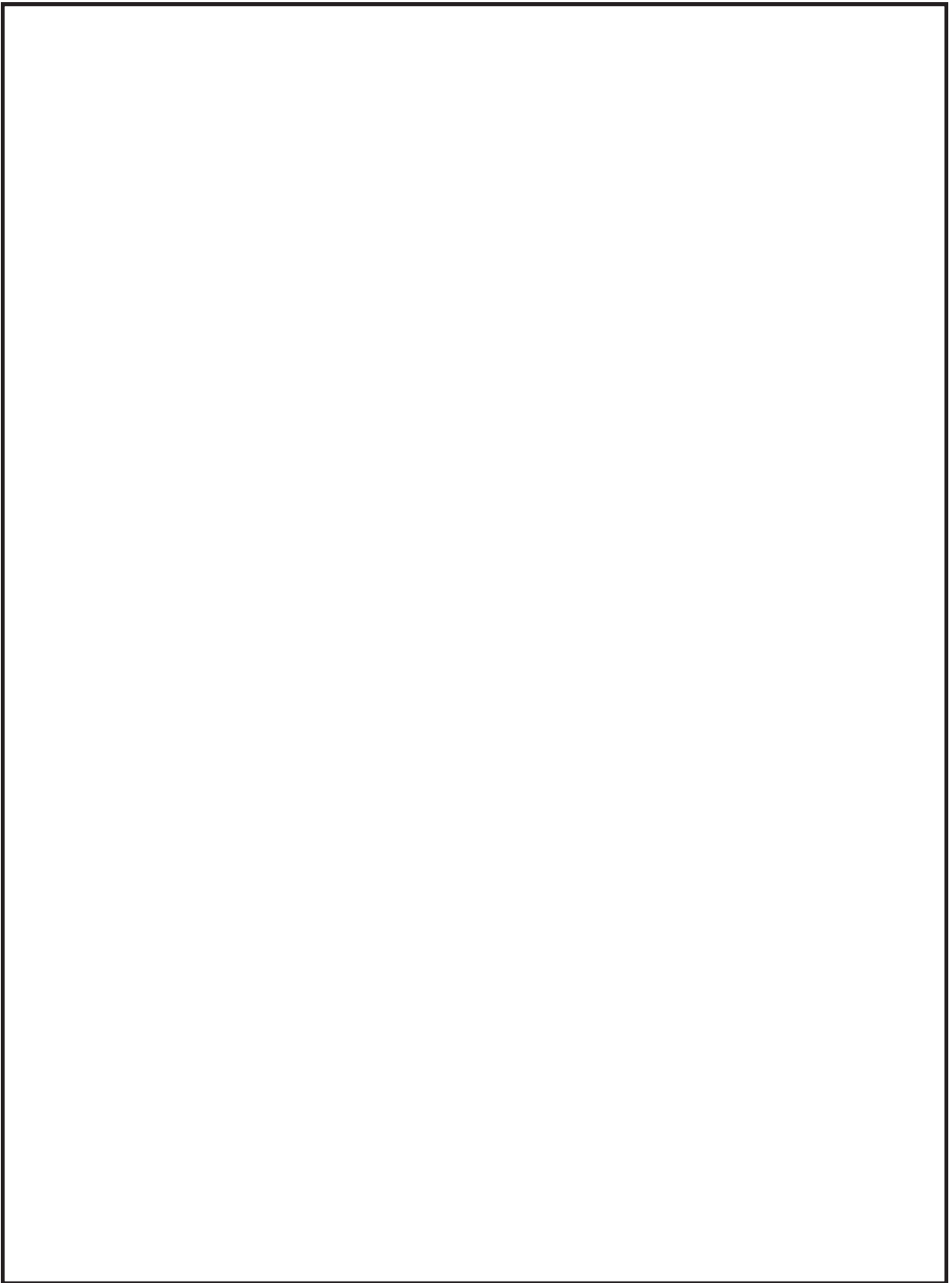


図 57-2-1 屋外配置図（原子炉建屋・第 2～4 保管エリア）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【可搬型代替交流電源設備】

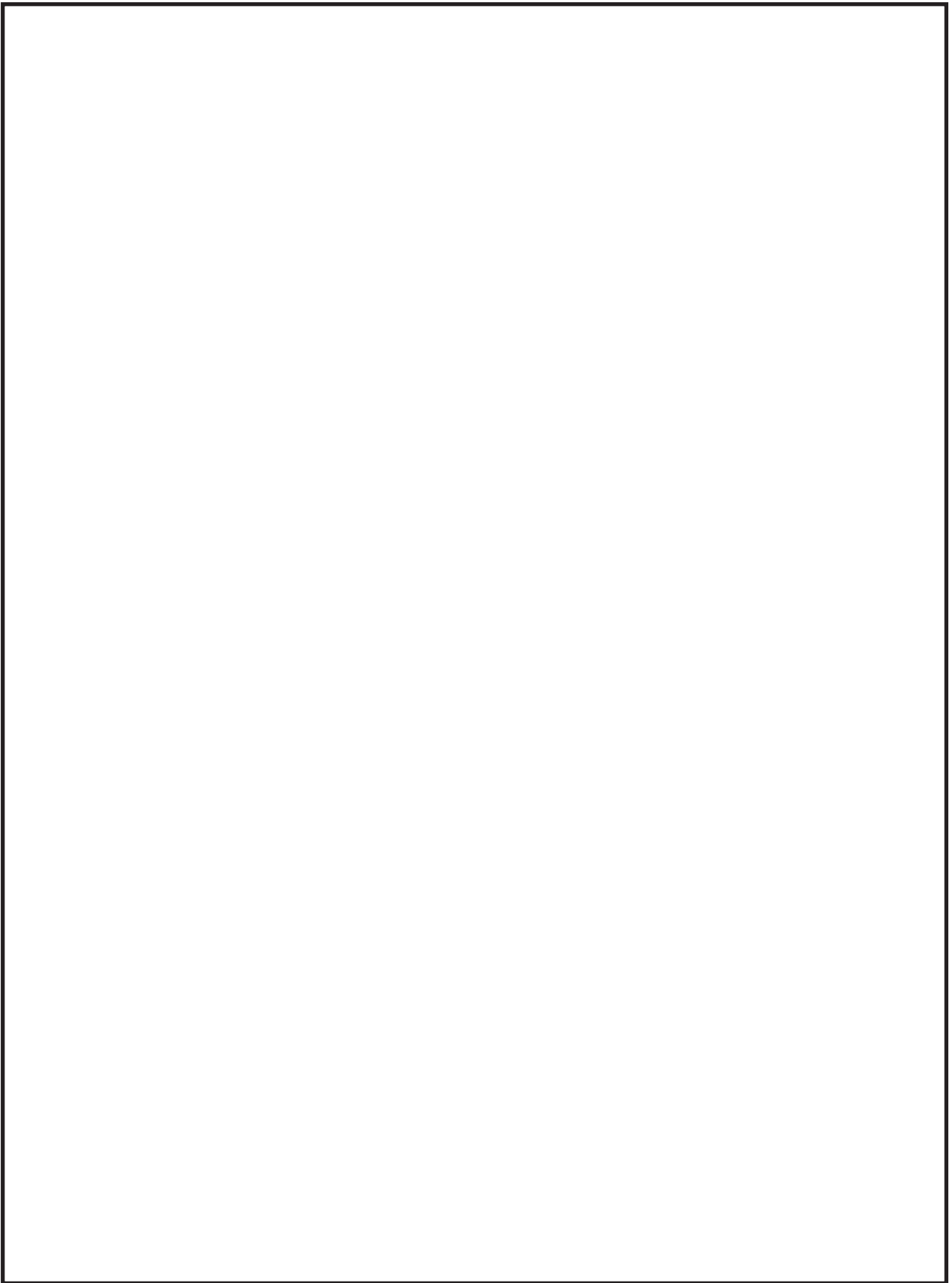


図 57-2-2 屋外配置図（電源車保管場所・設置場所）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

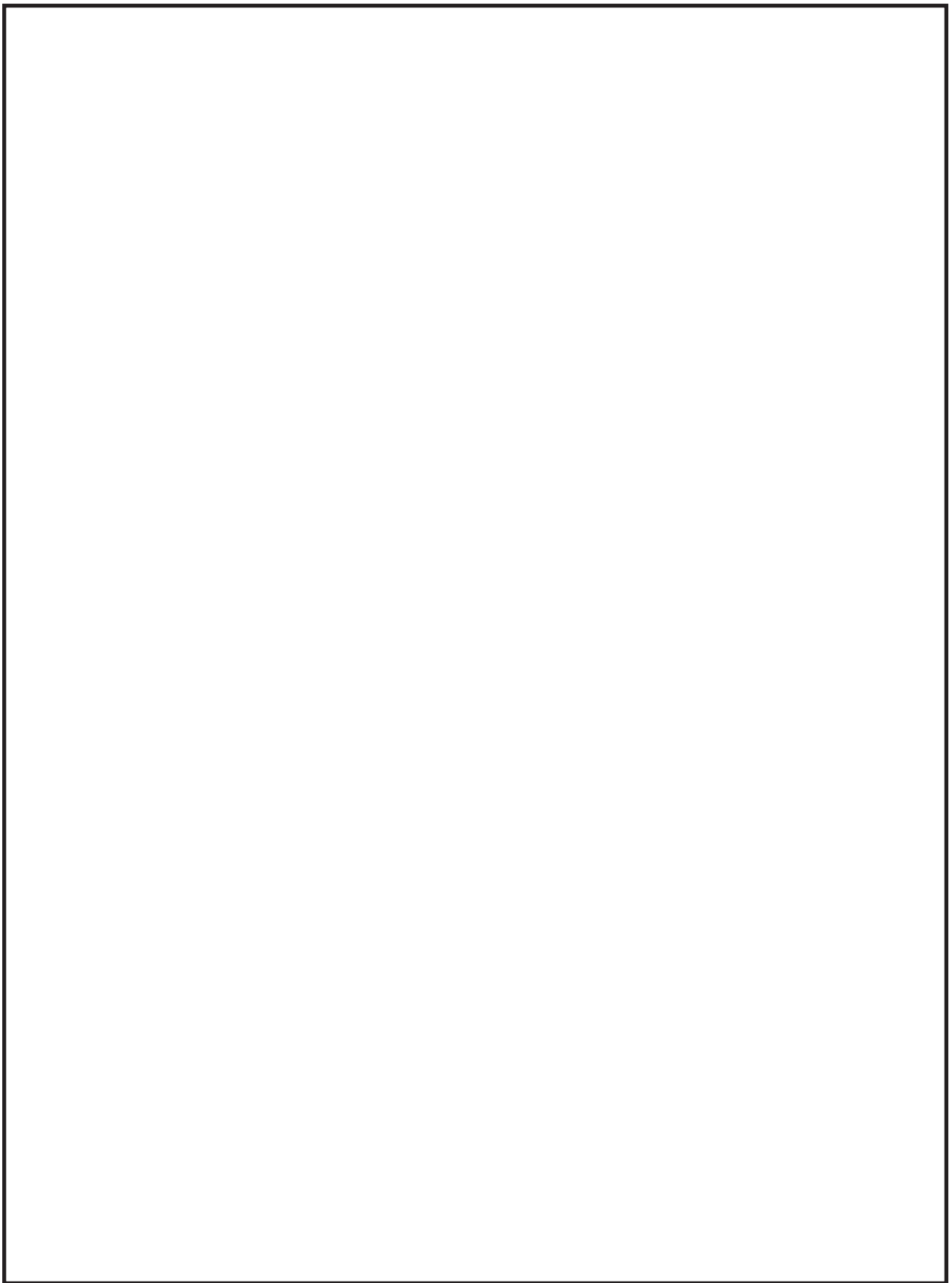


図 57-2-3 屋外配置図（電源車接続箇所）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

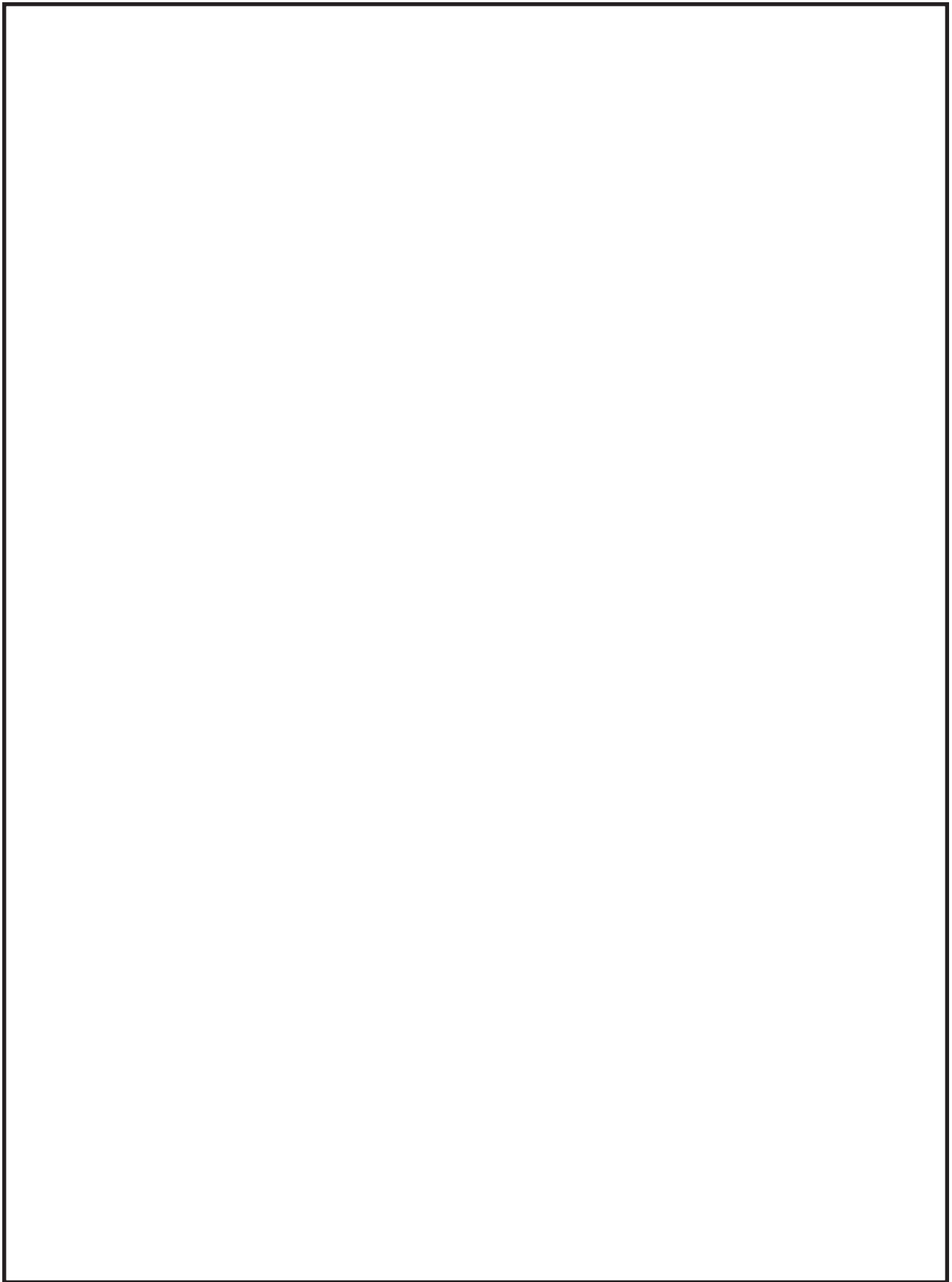


図 57-2-4 屋外配置図（軽油タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

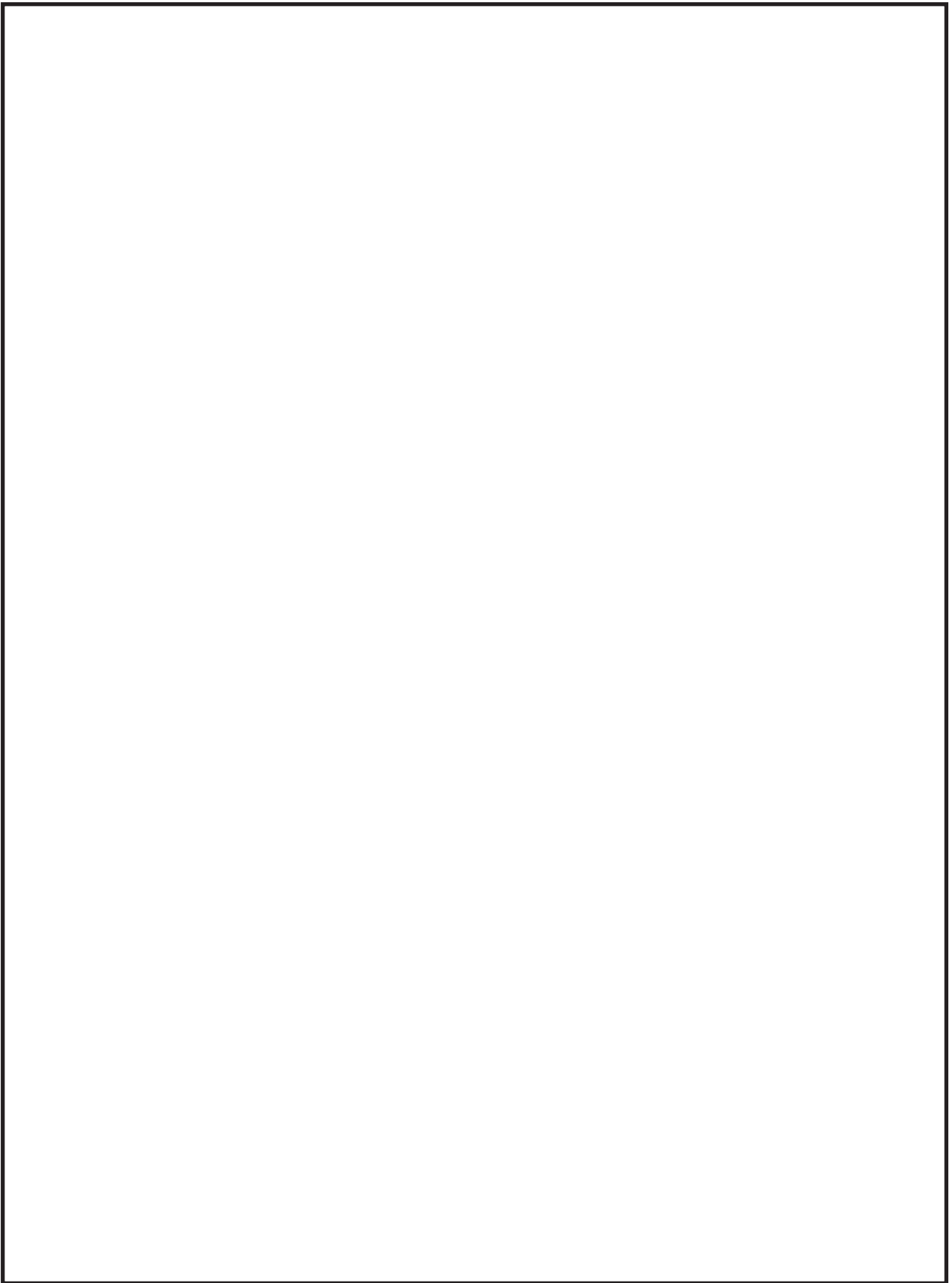


図 57-2-5 屋外配置図（ガスタービン発電設備軽油タンク）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

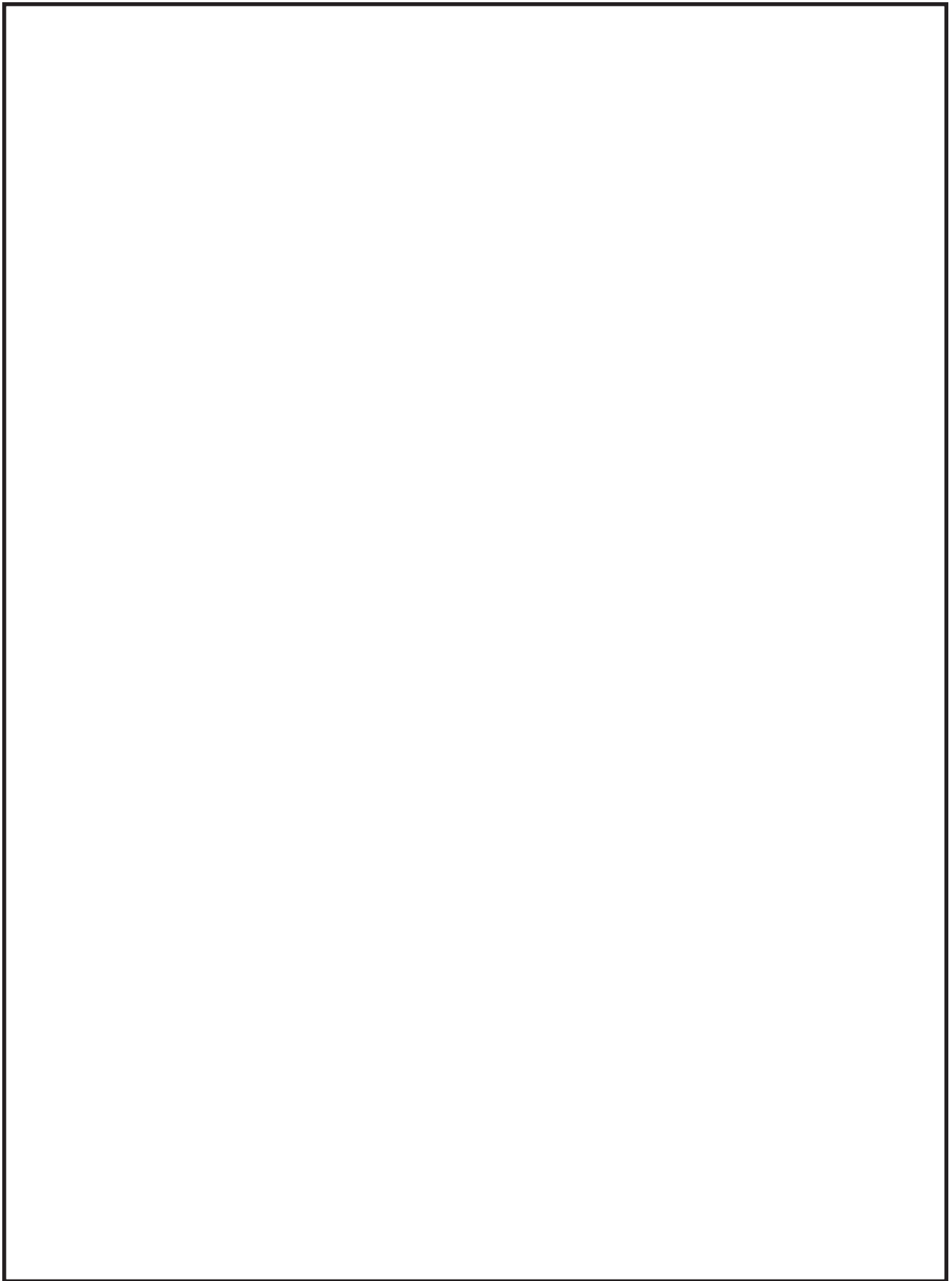


図 57-2-6 屋外配置図（タンクローリ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

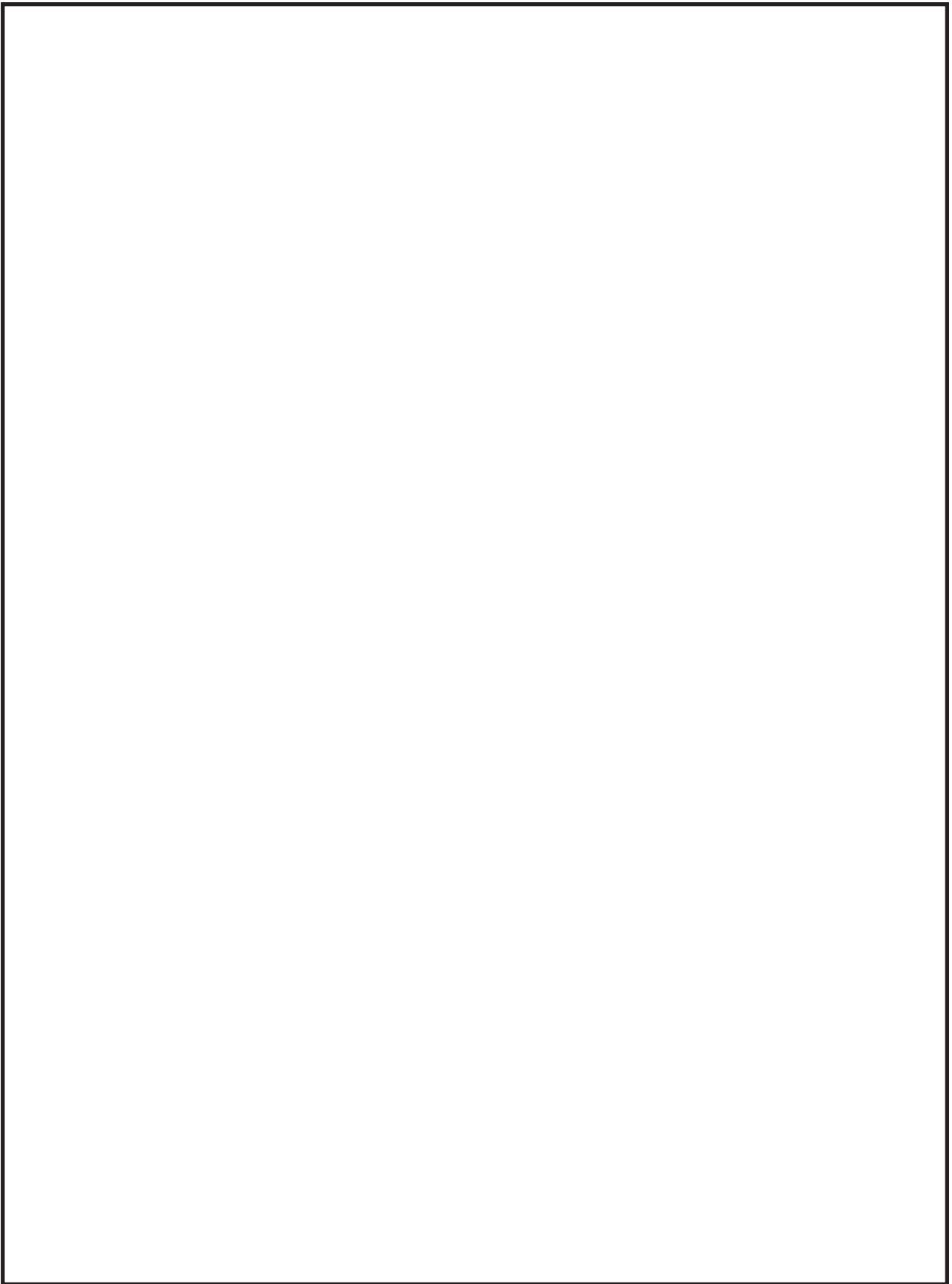


図 57-2-7 屋外配置図（ガスタービン発電機）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

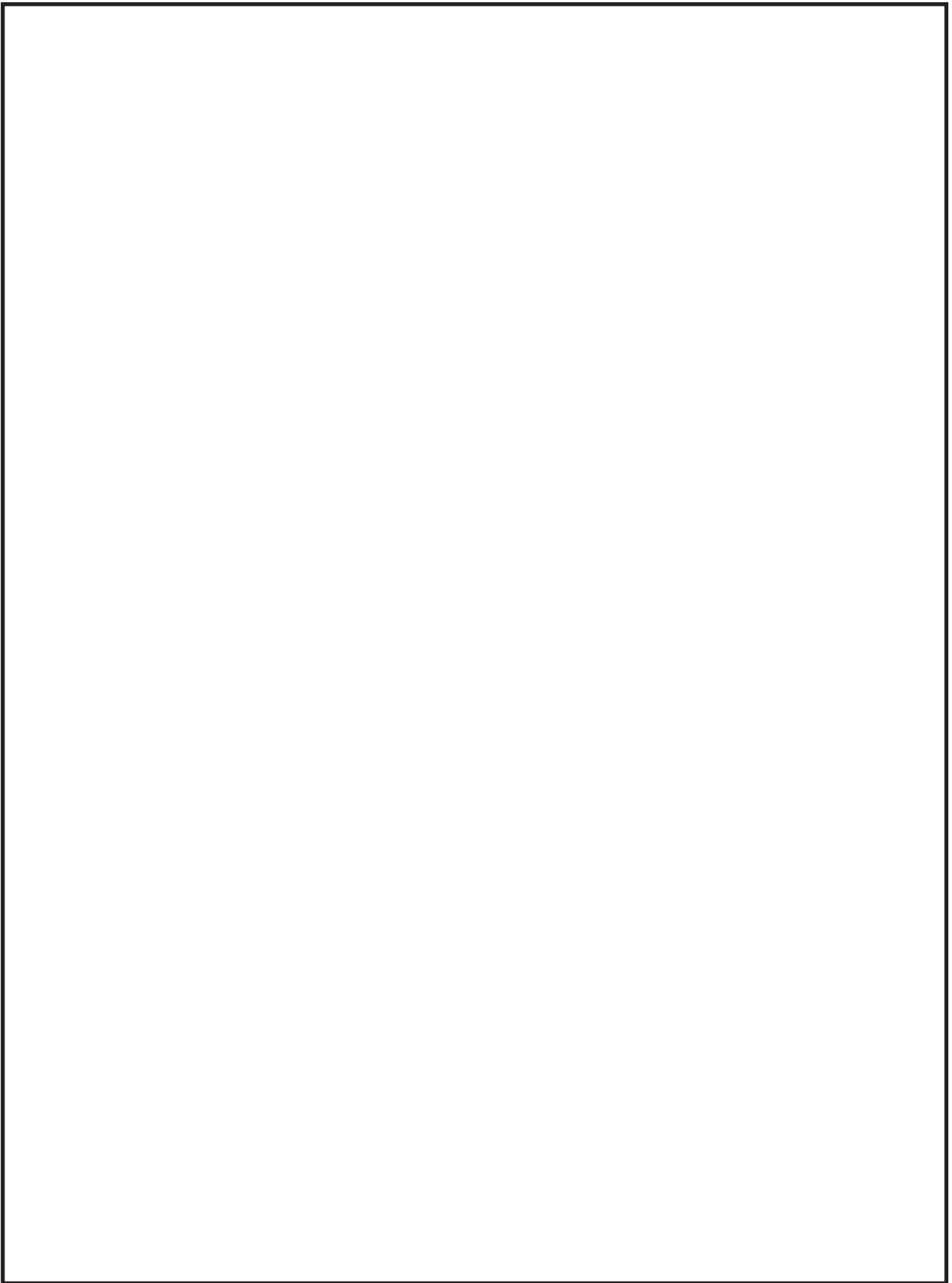


図 57-2-8 屋外配置図（ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

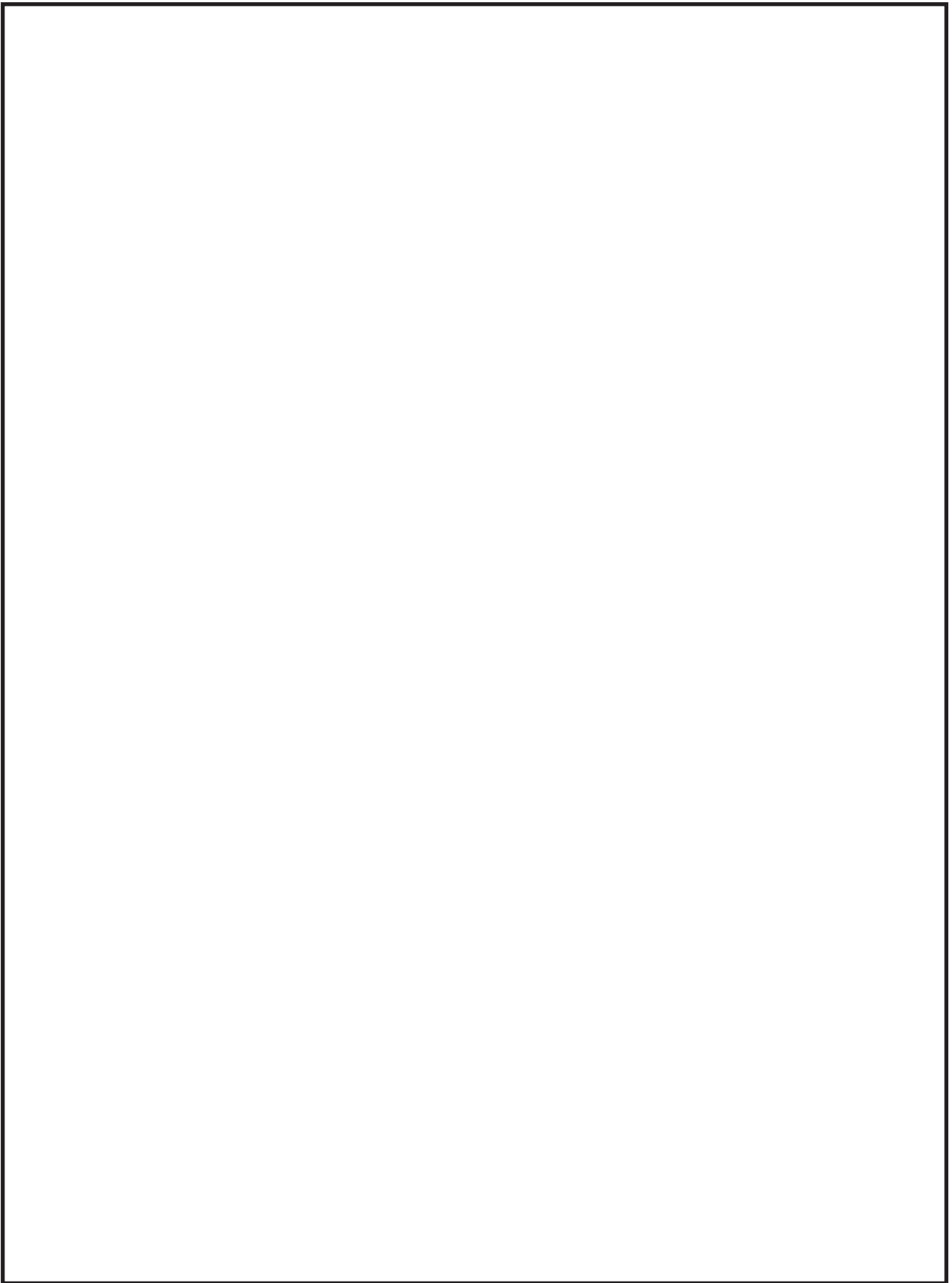


図 57-2-9 配置図 (中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

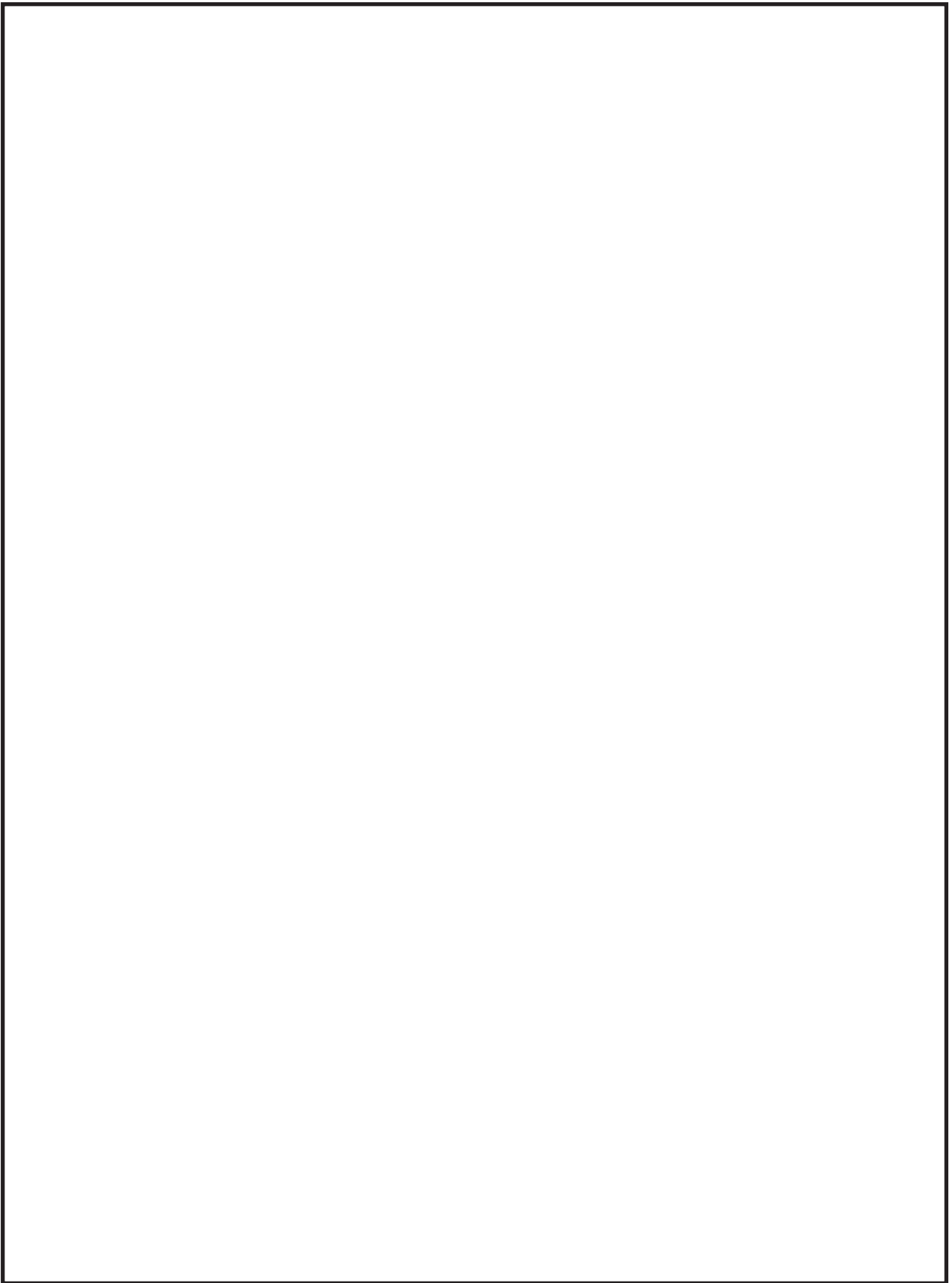



図 57-2-10 配置図（制御建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

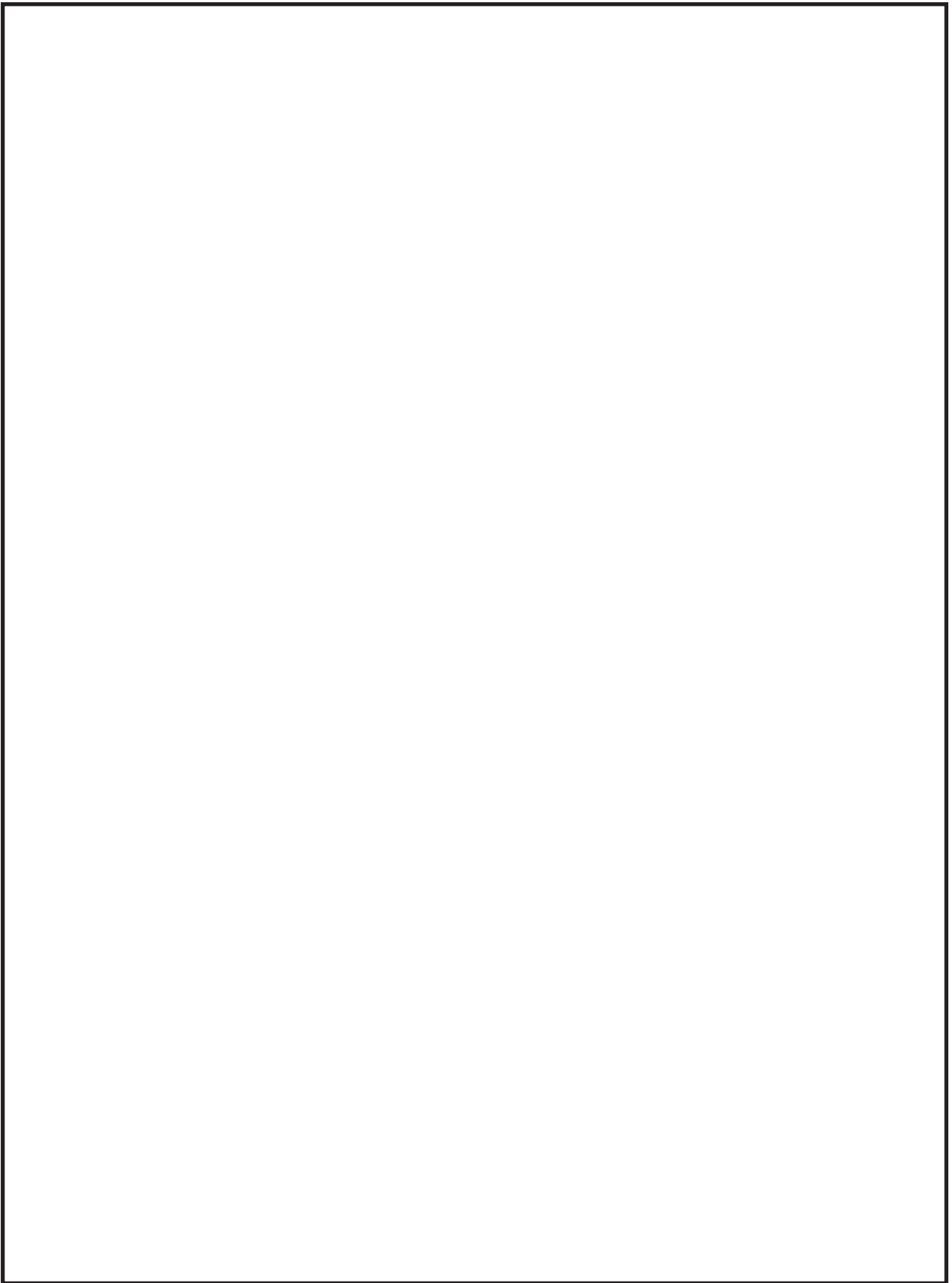


図 57-2-11 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

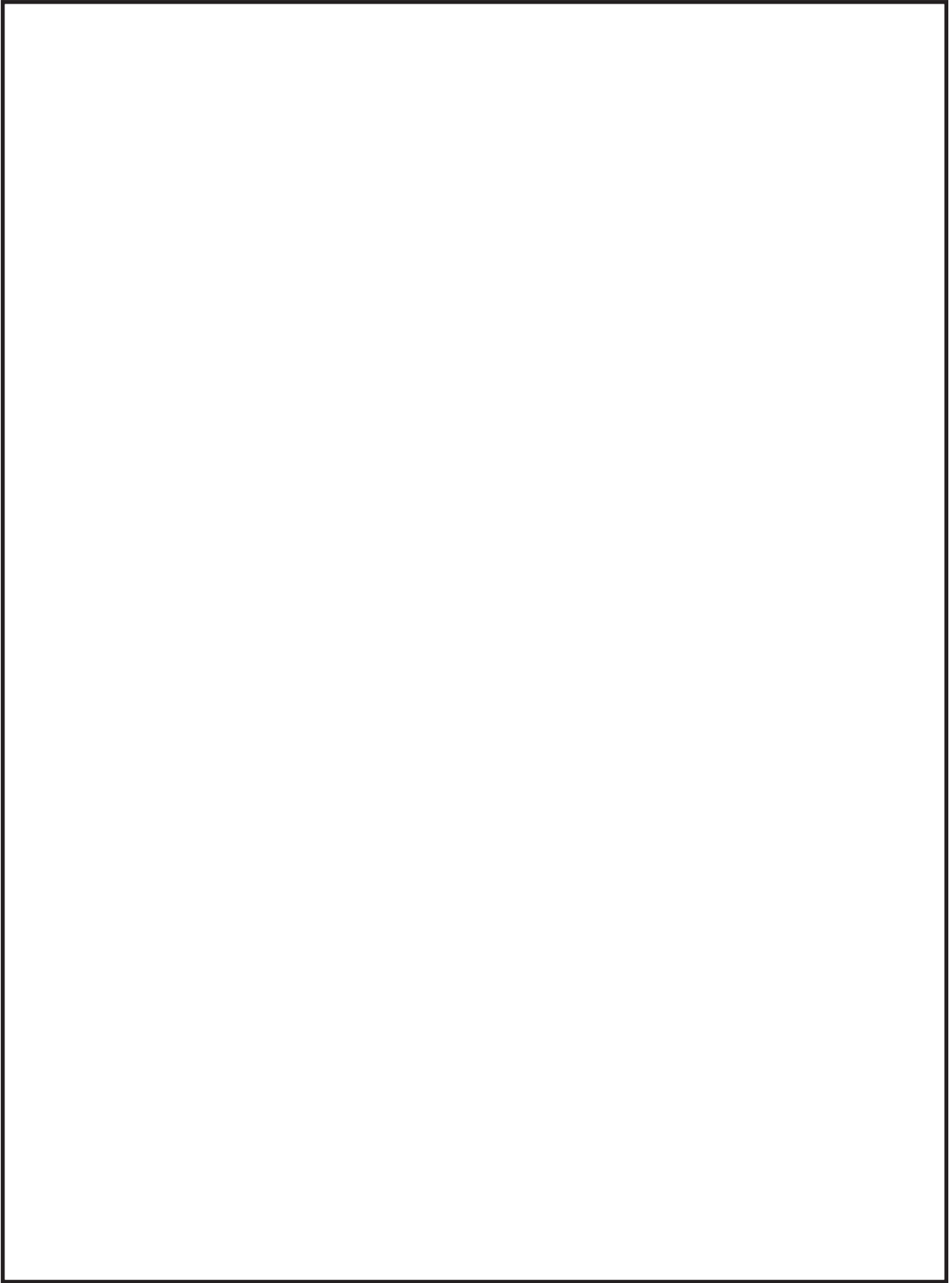


図 57-2-12 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

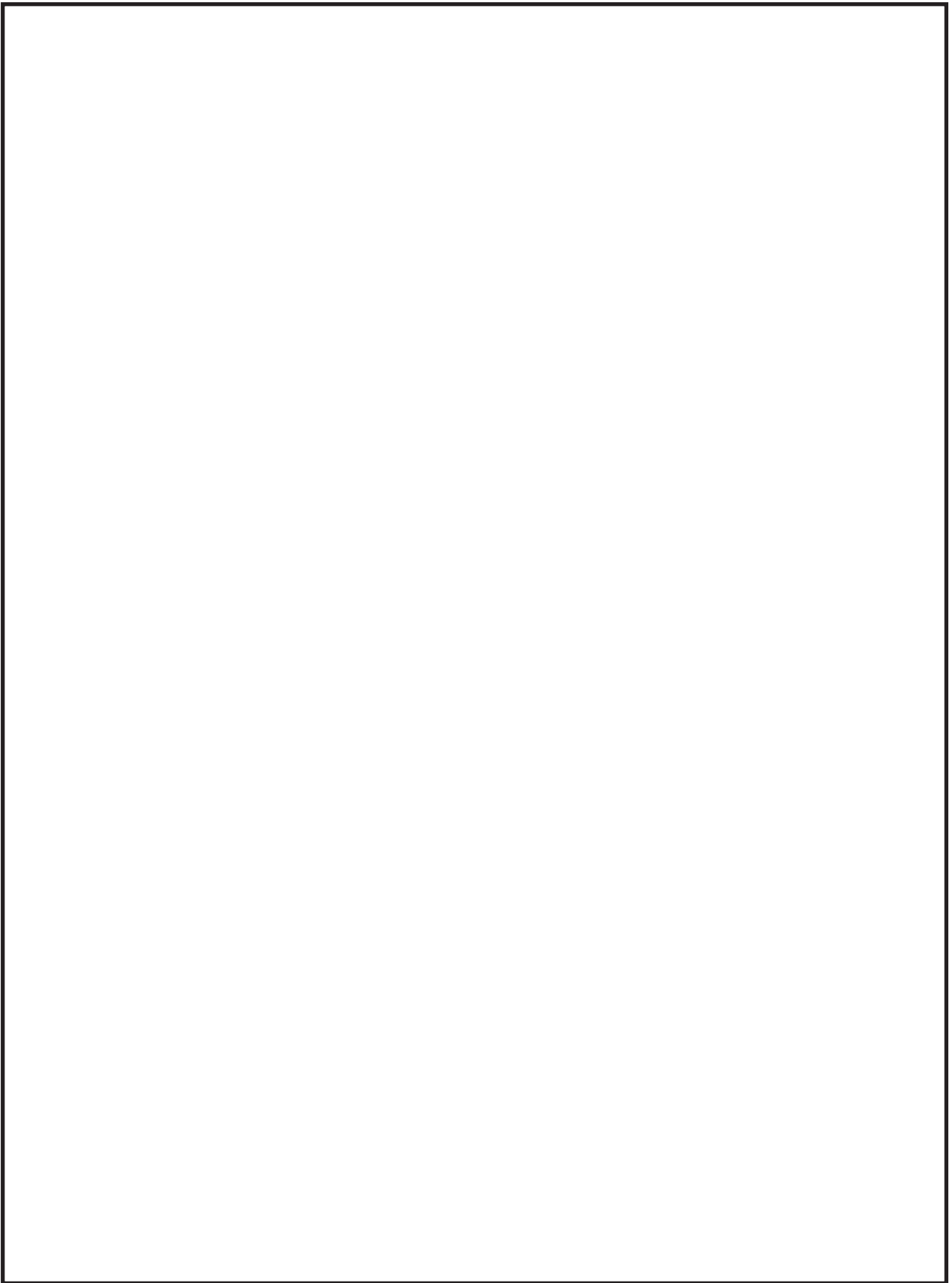


図 57-2-13 配置図 (中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

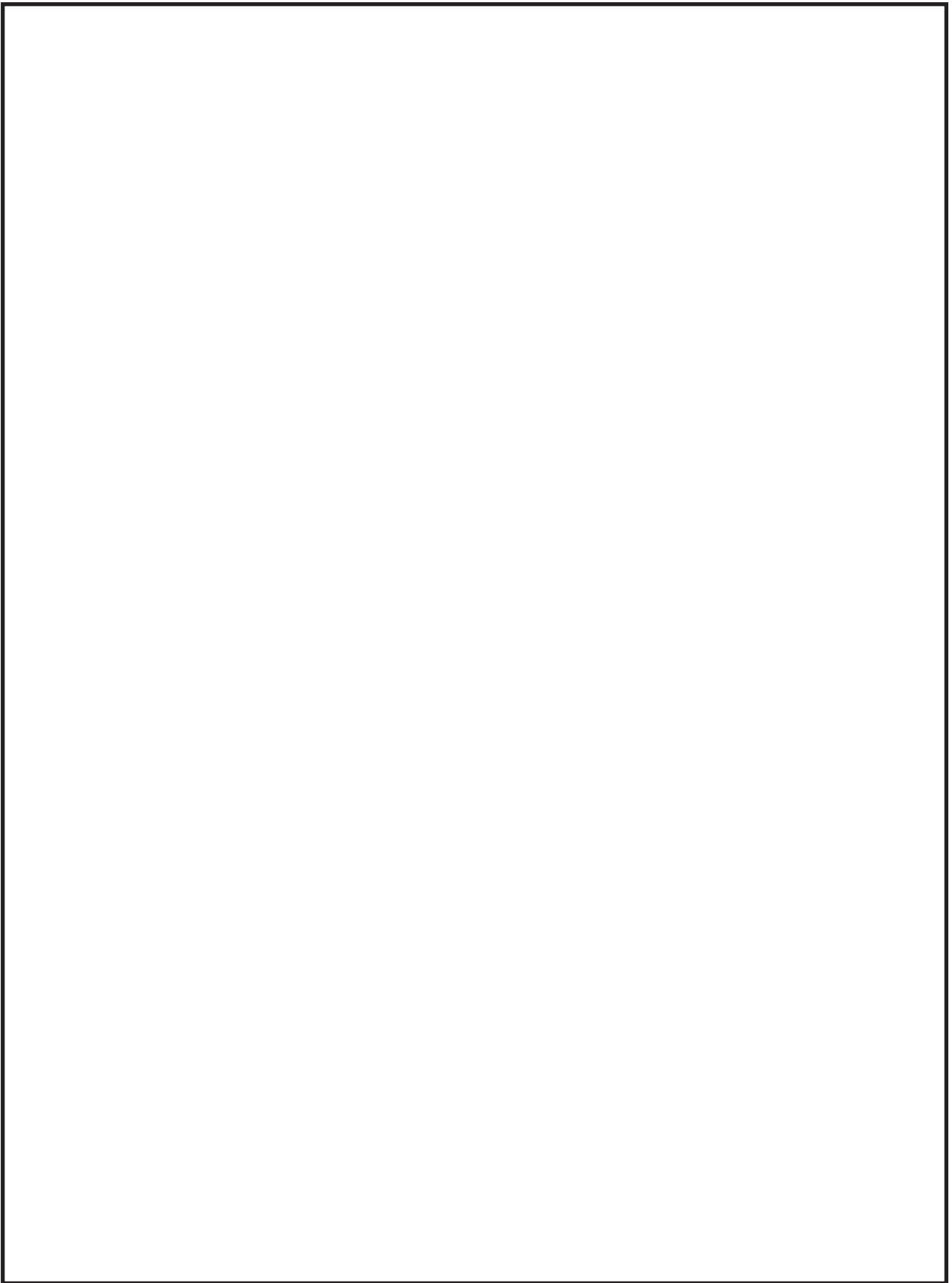



図 57-2-14 配置図（制御建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

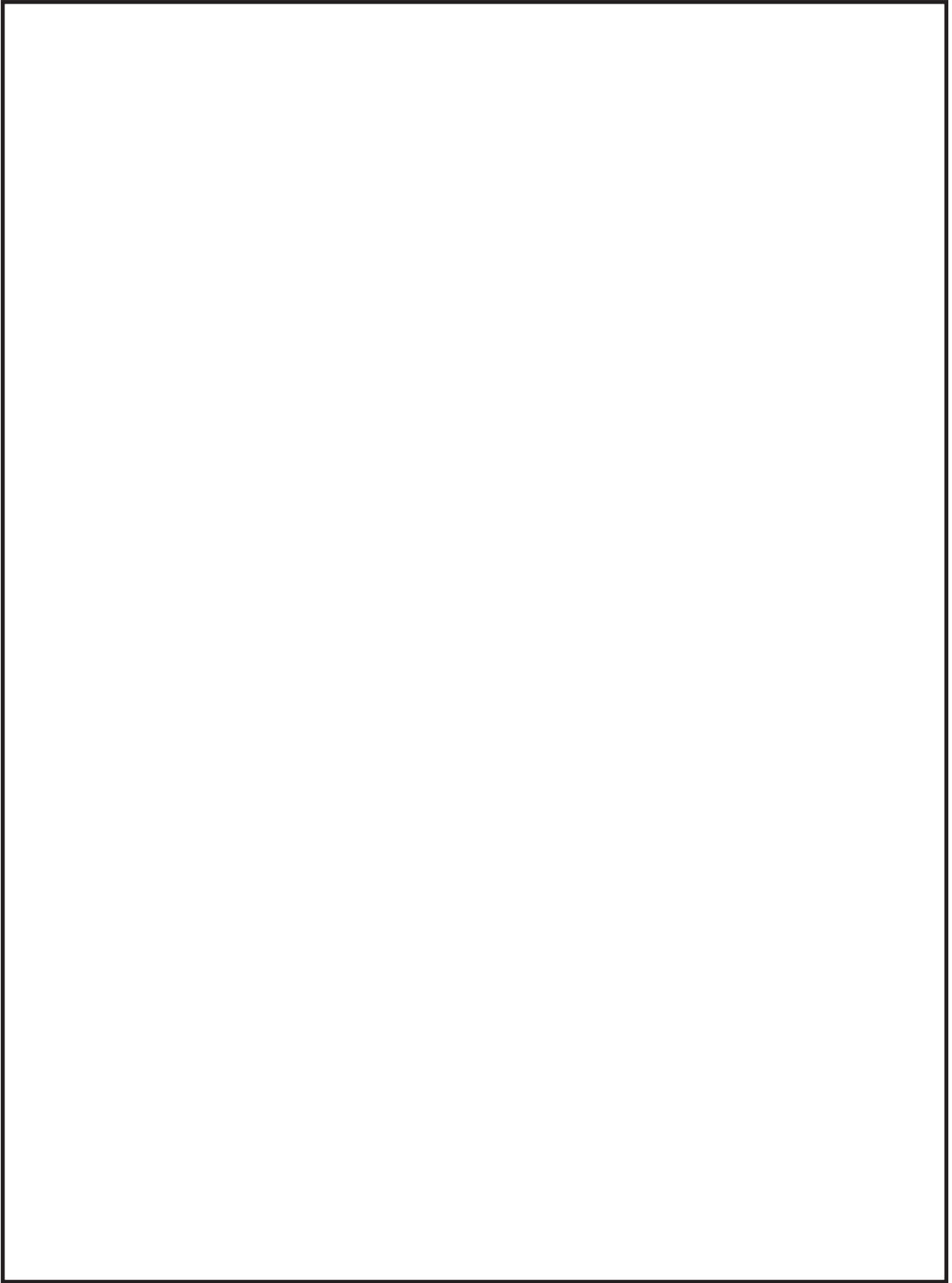


図 57-2-15 配置図（原子炉建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

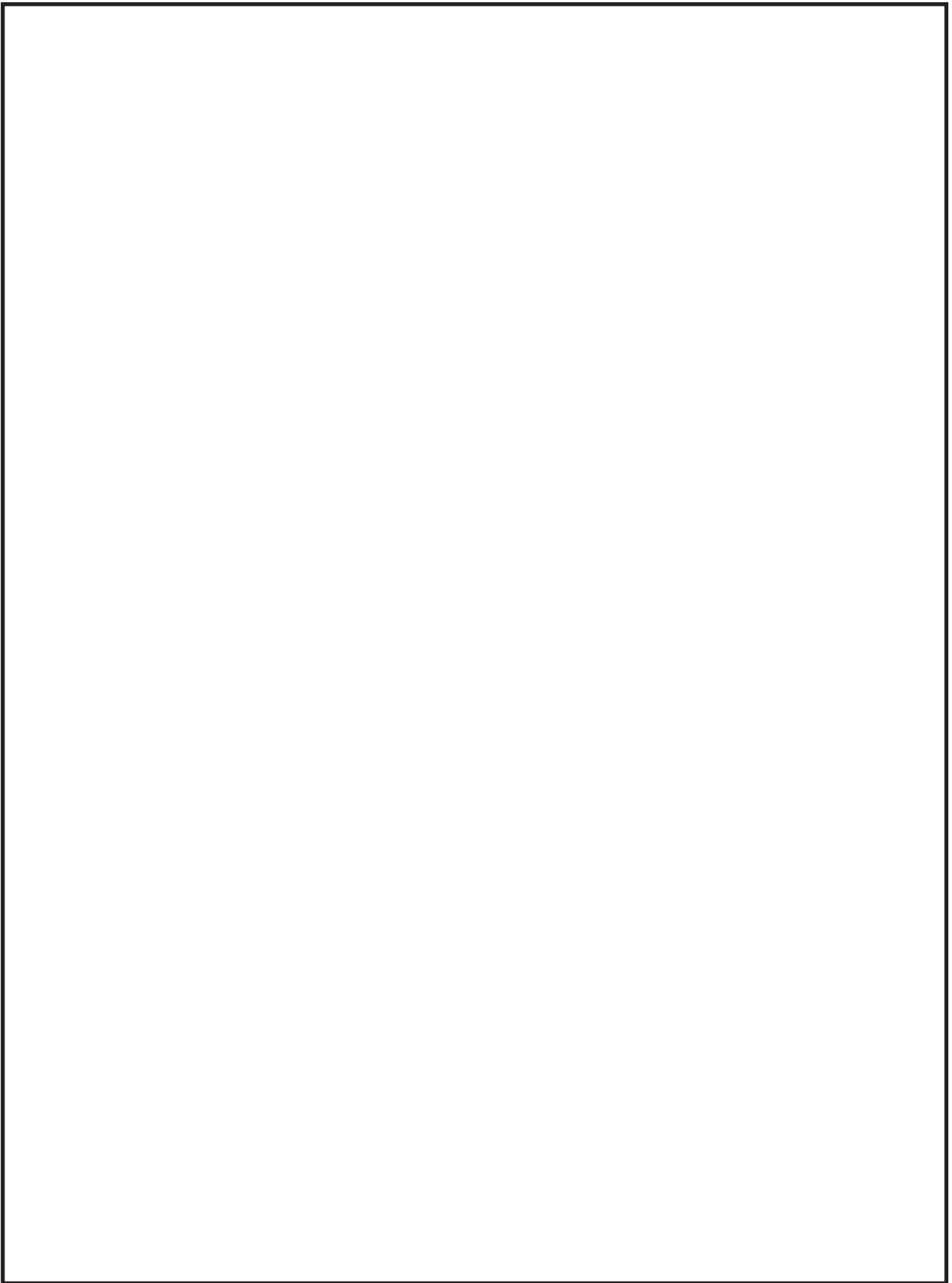


図 57-2-16 配置図（制御建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

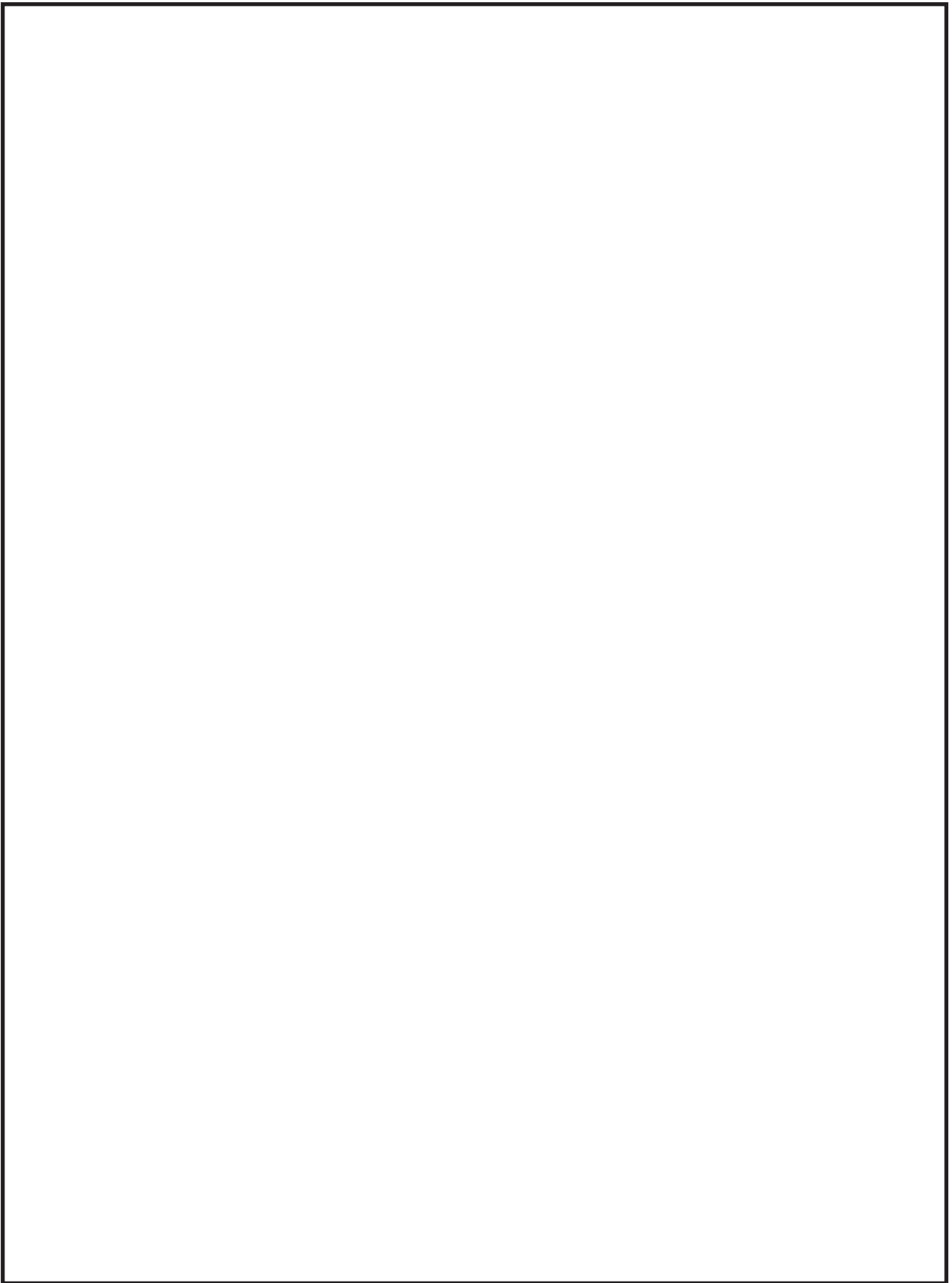


図 57-2-17 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

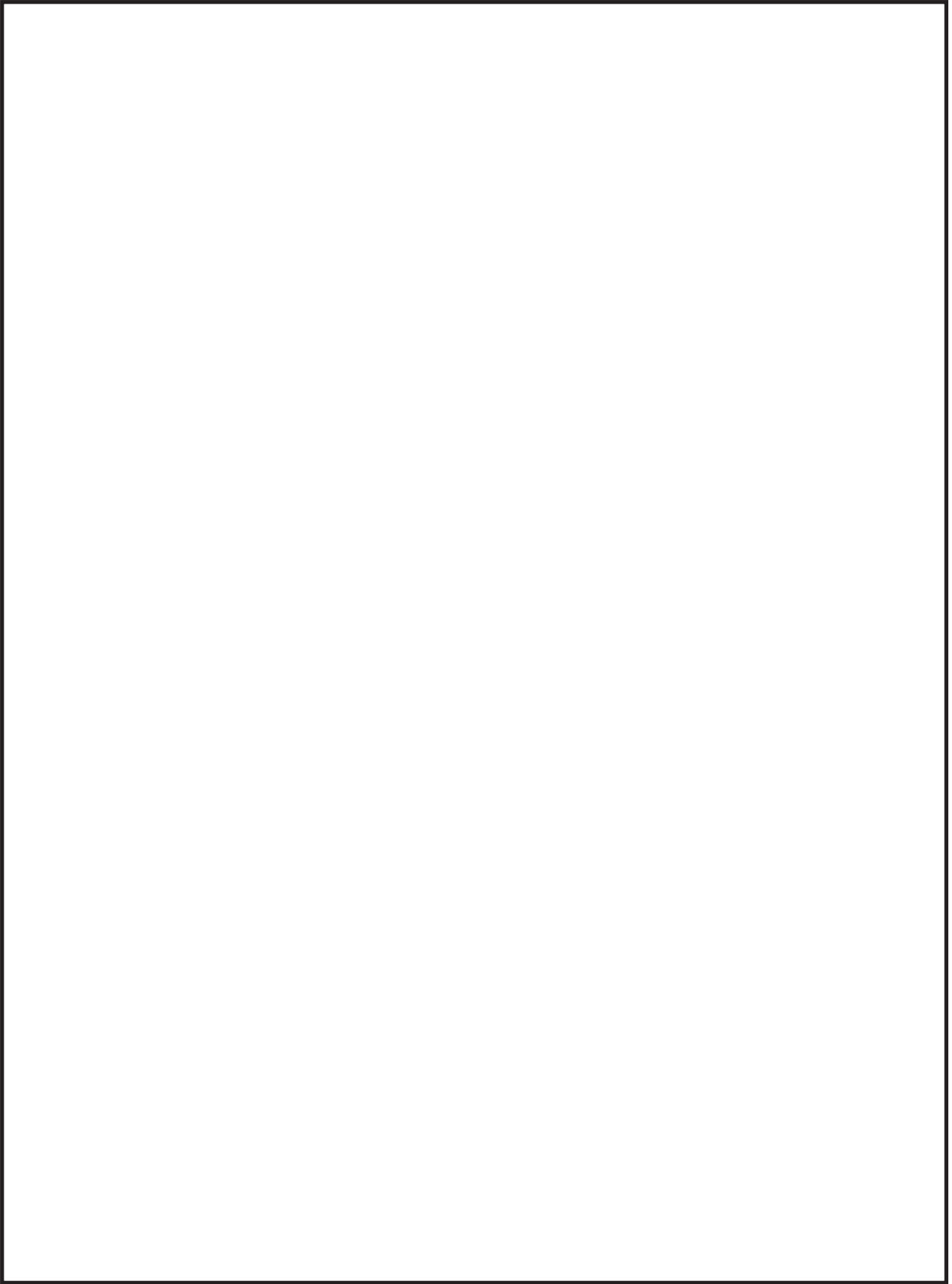


図 57-2-18 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

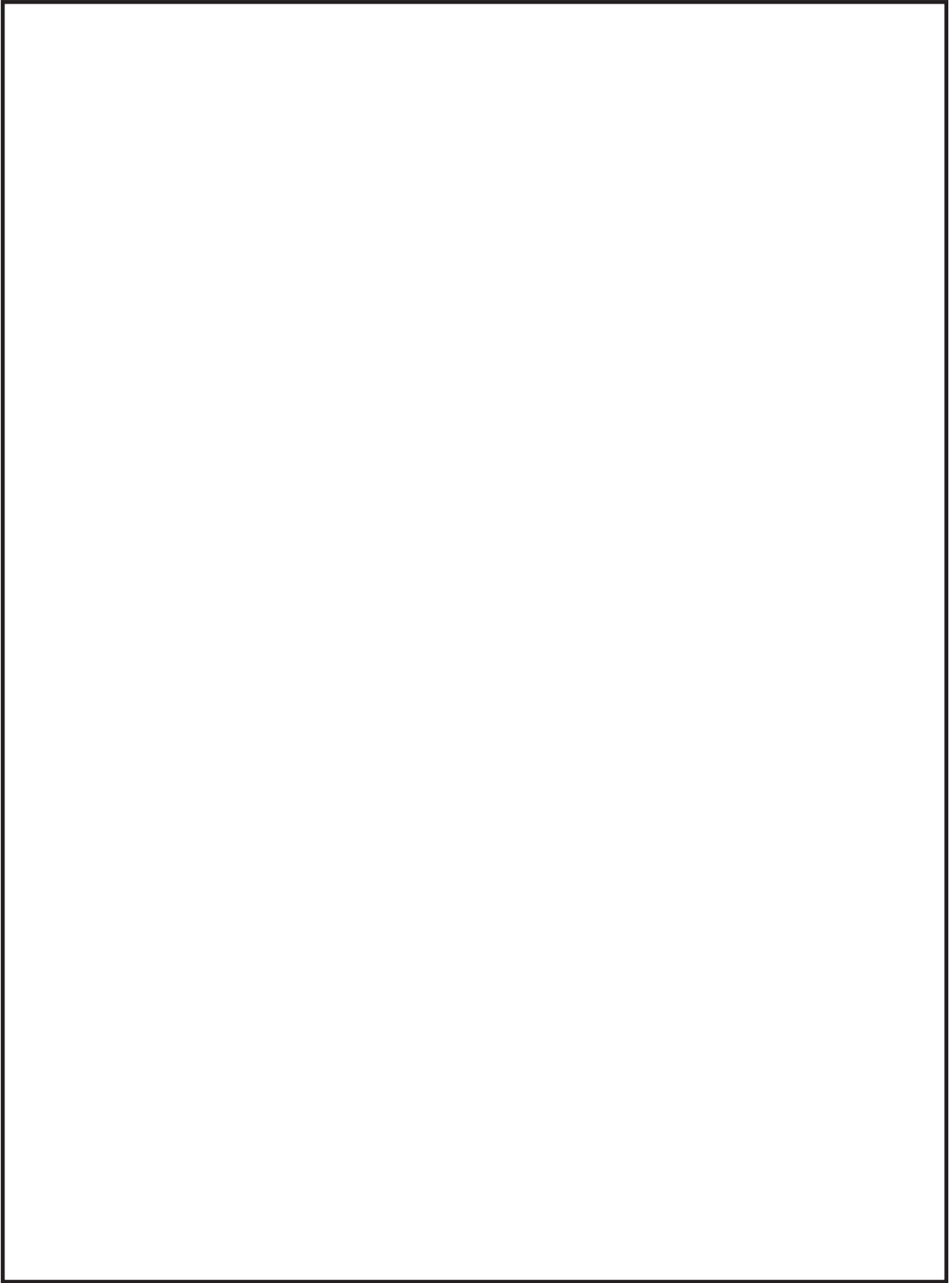


図 57-2-19 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

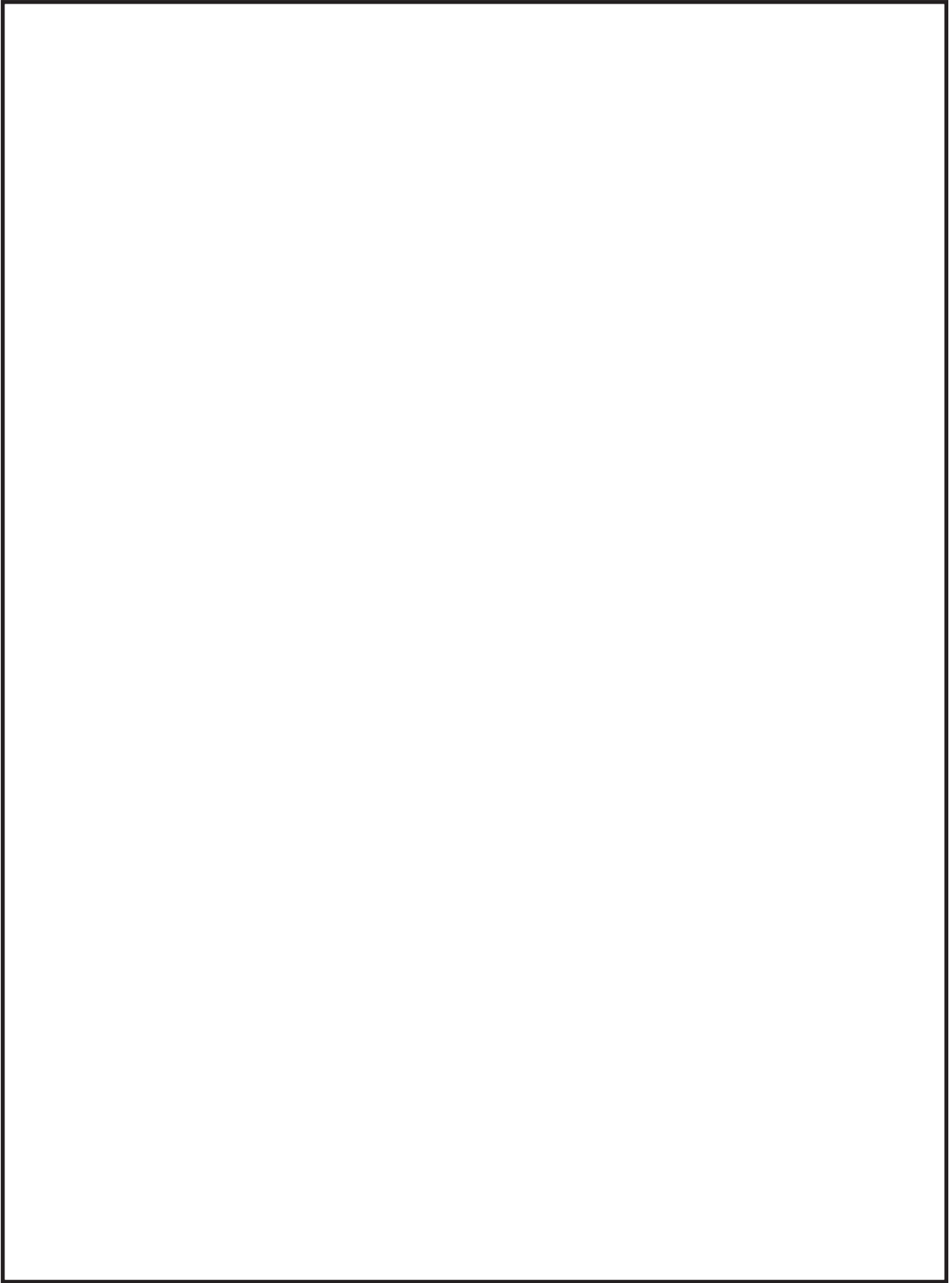


図 57-2-20 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

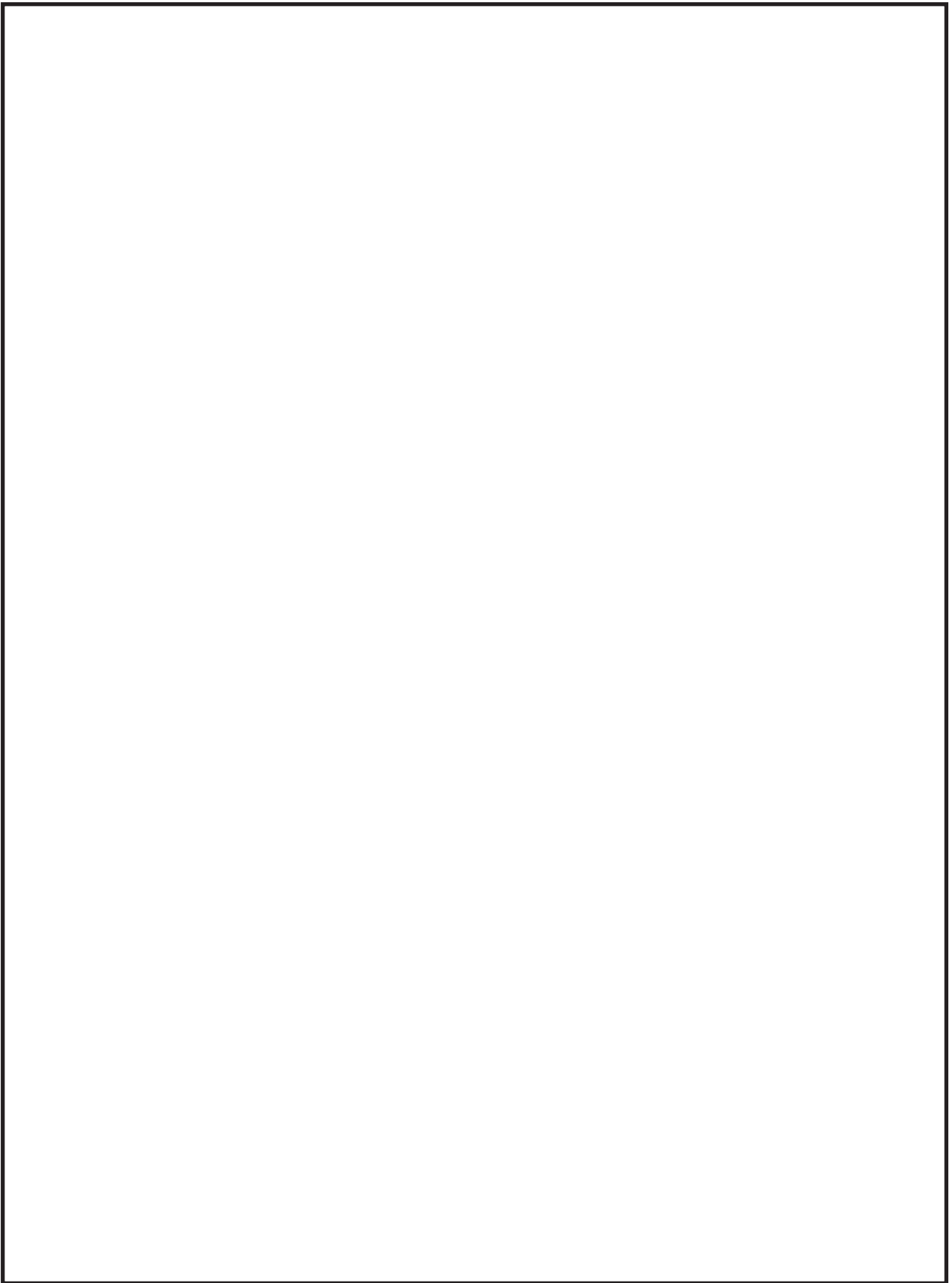


図 57-2-21 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

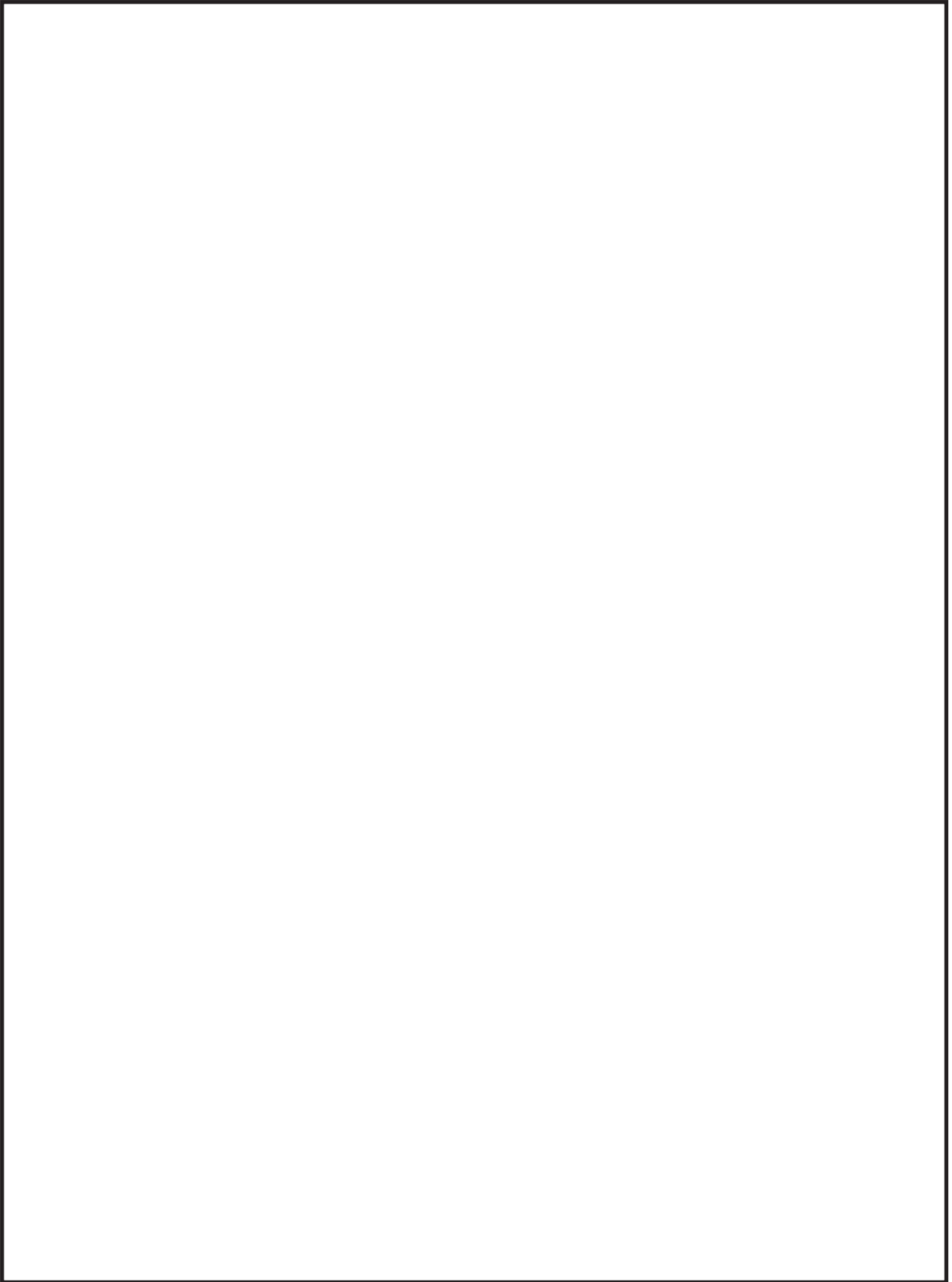


図 57-2-22 配置図（緊急用電気品建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

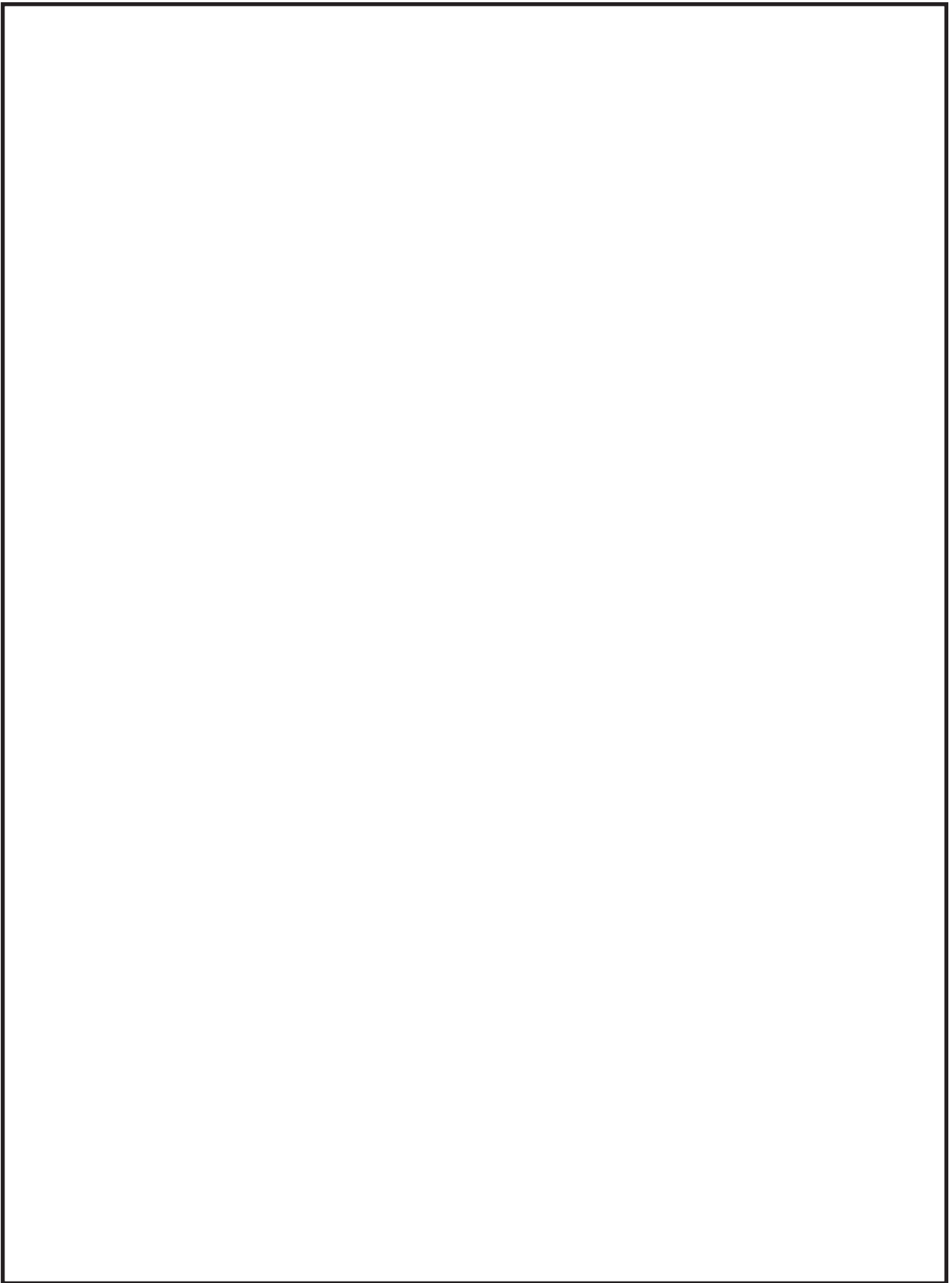


図 57-2-23 配置図（屋外電路）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

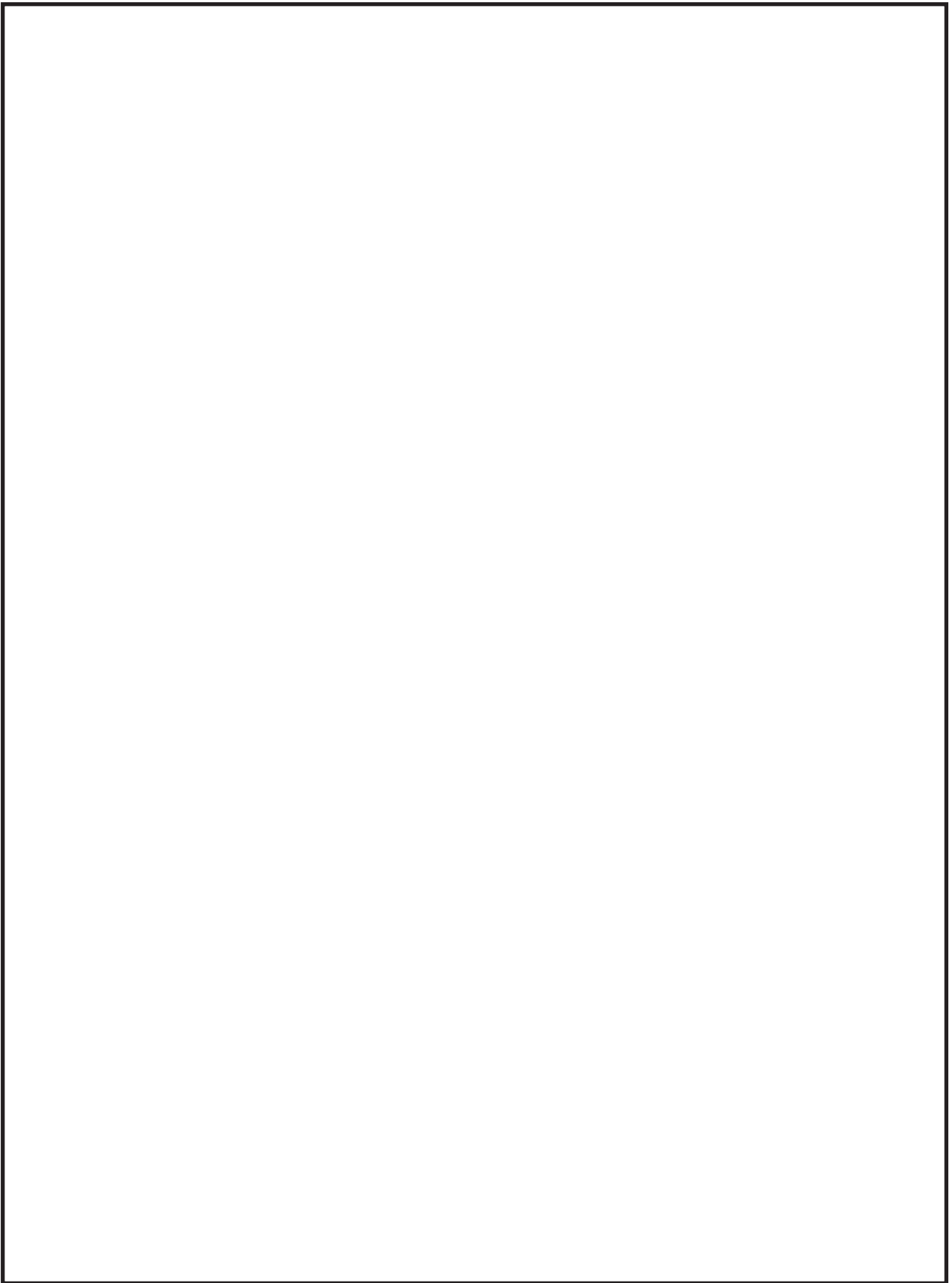


図 57-2-24 配置図（原子炉建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

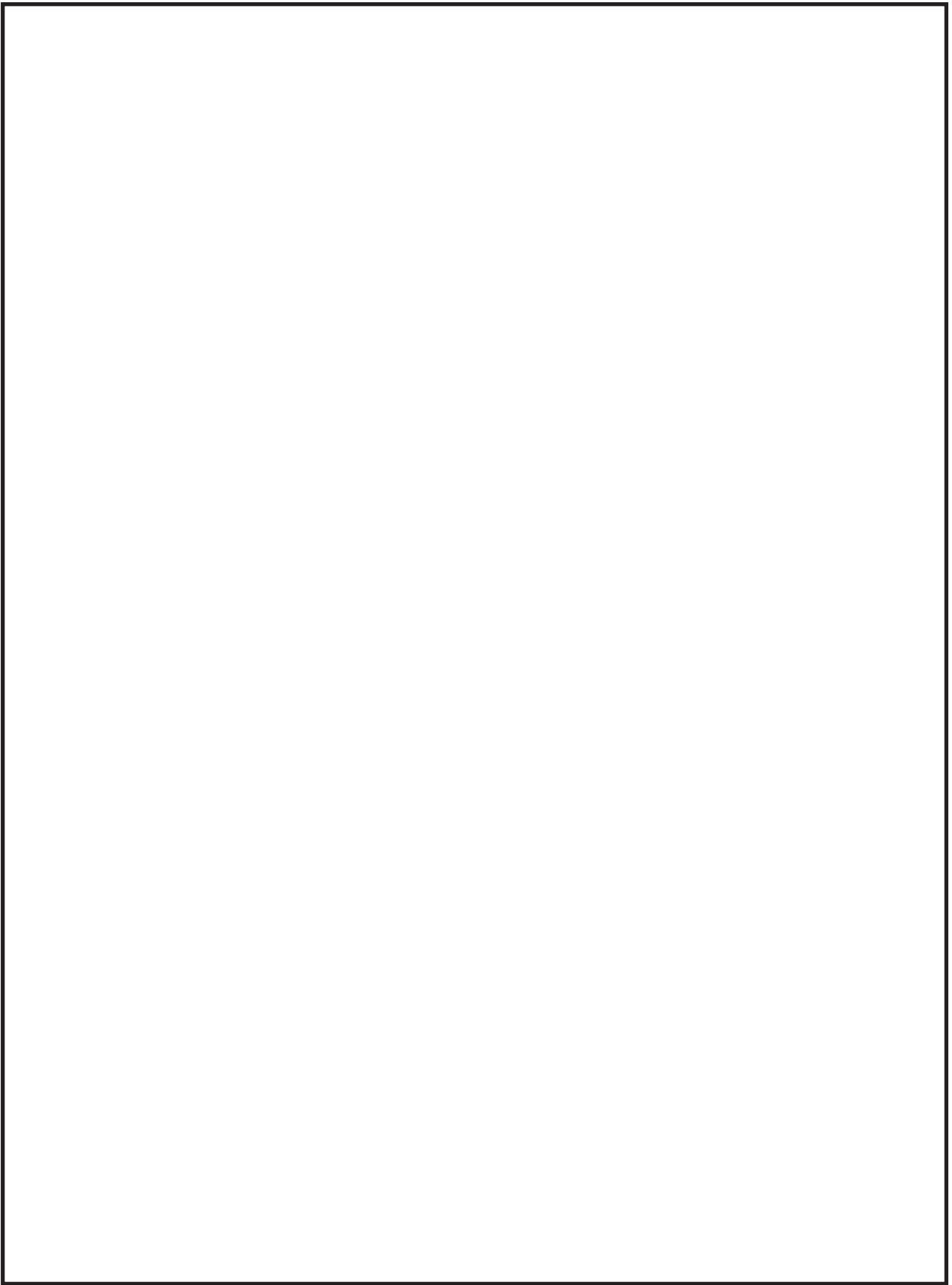


図 57-2-25 配置図（原子炉建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

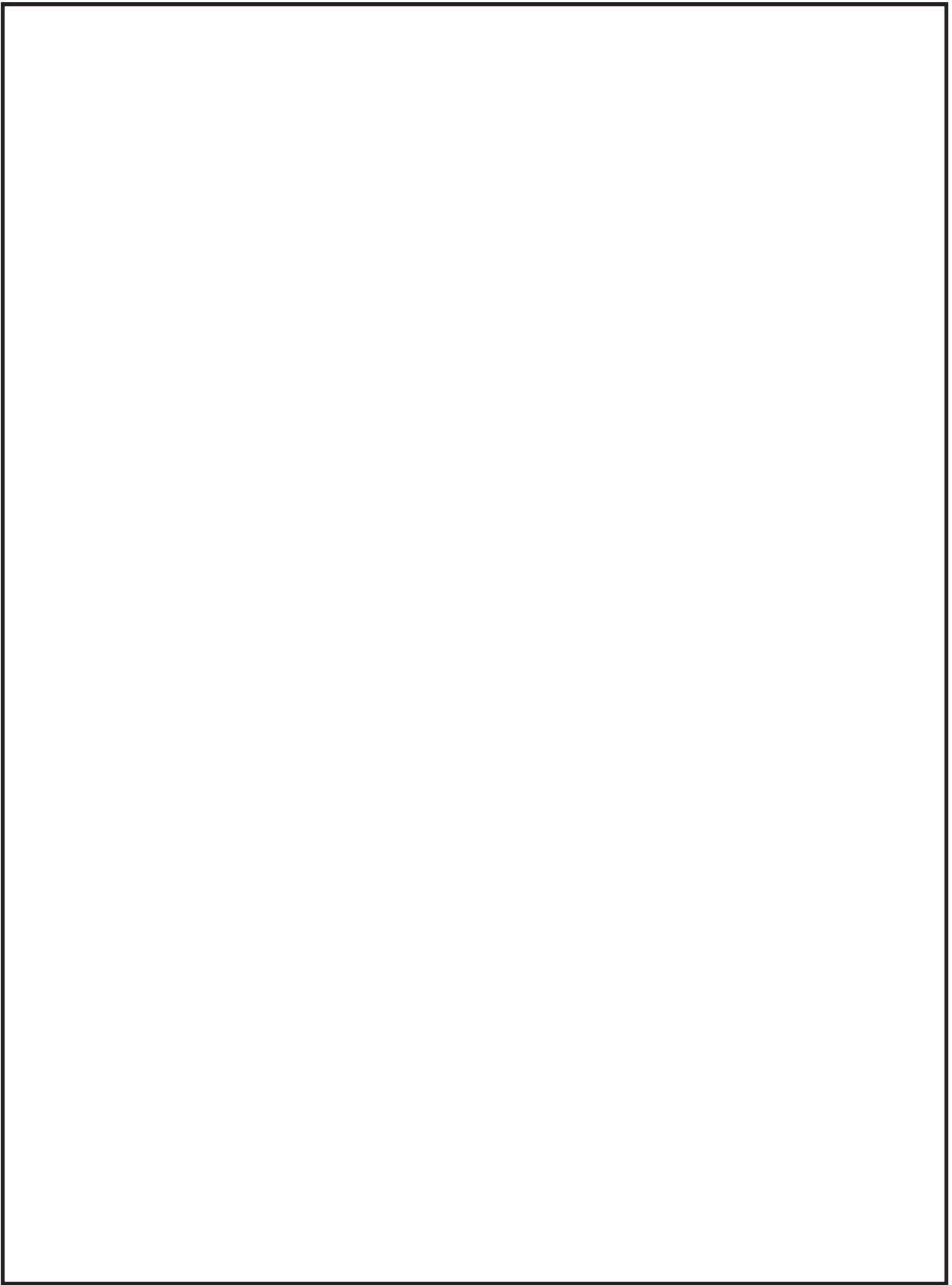


図 57-2-26 配置図（原子炉建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

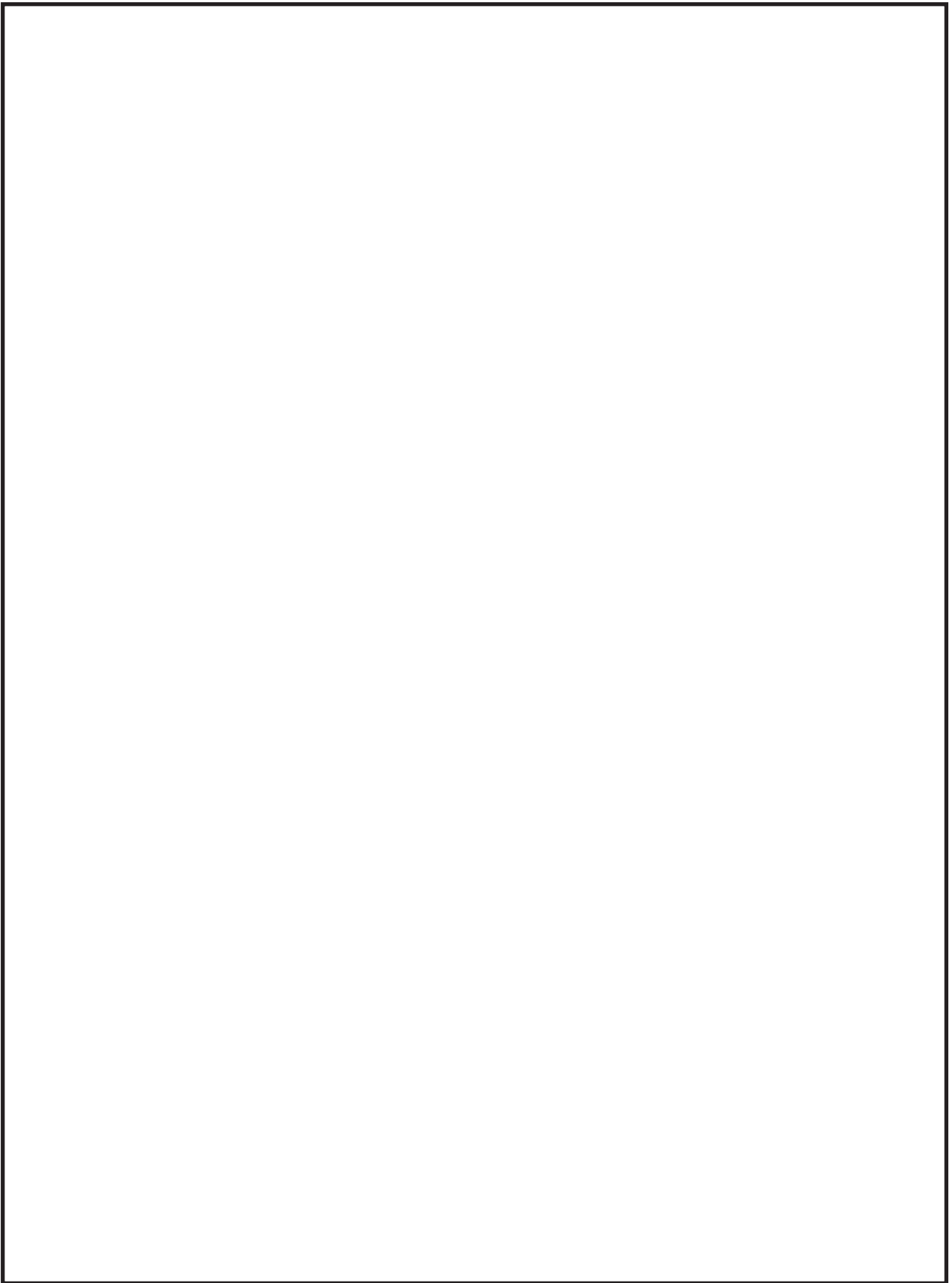


図 57-2-27 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-3
系統図

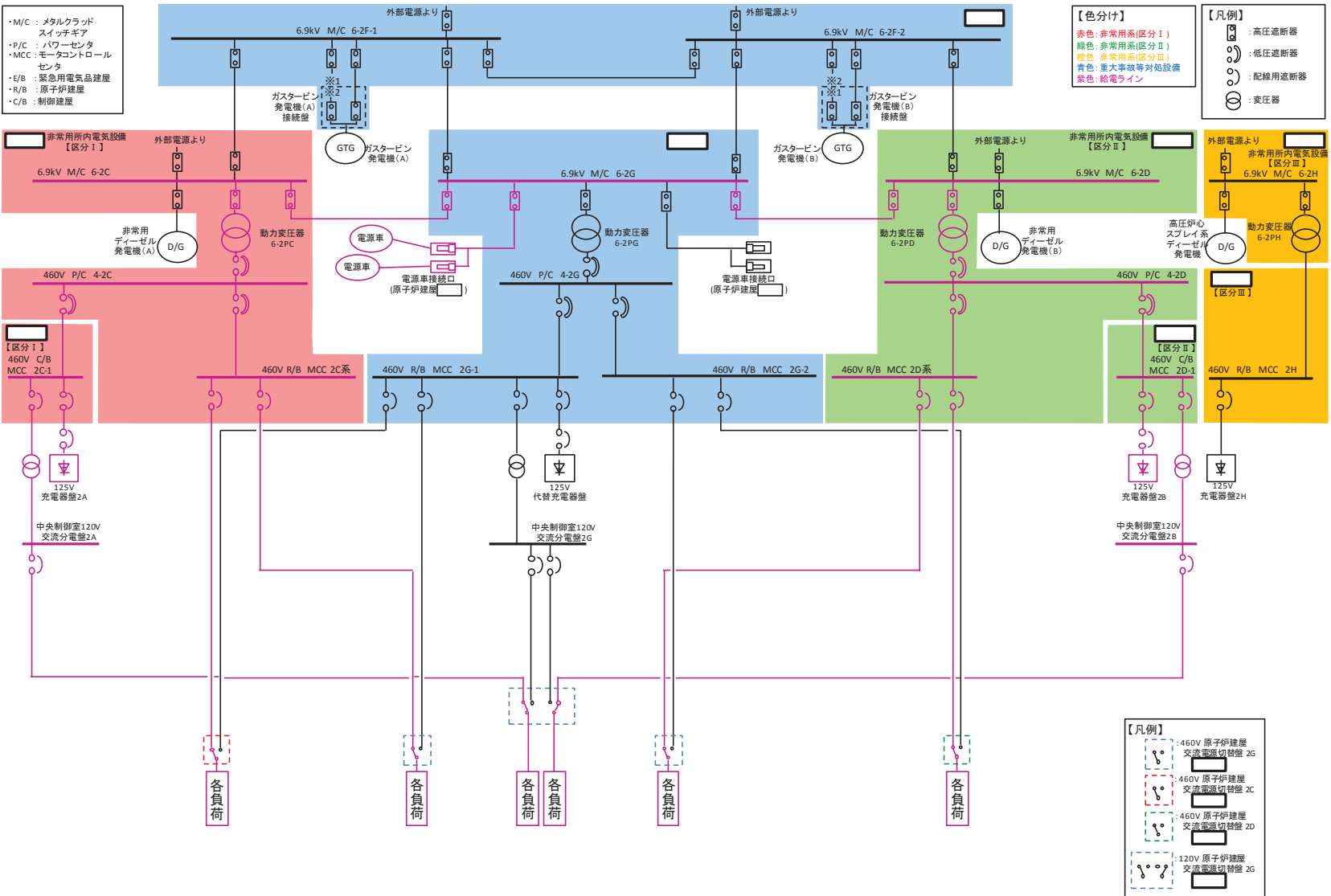
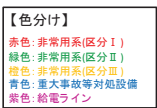
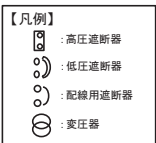


図 57-3-1 電源車系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋))
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

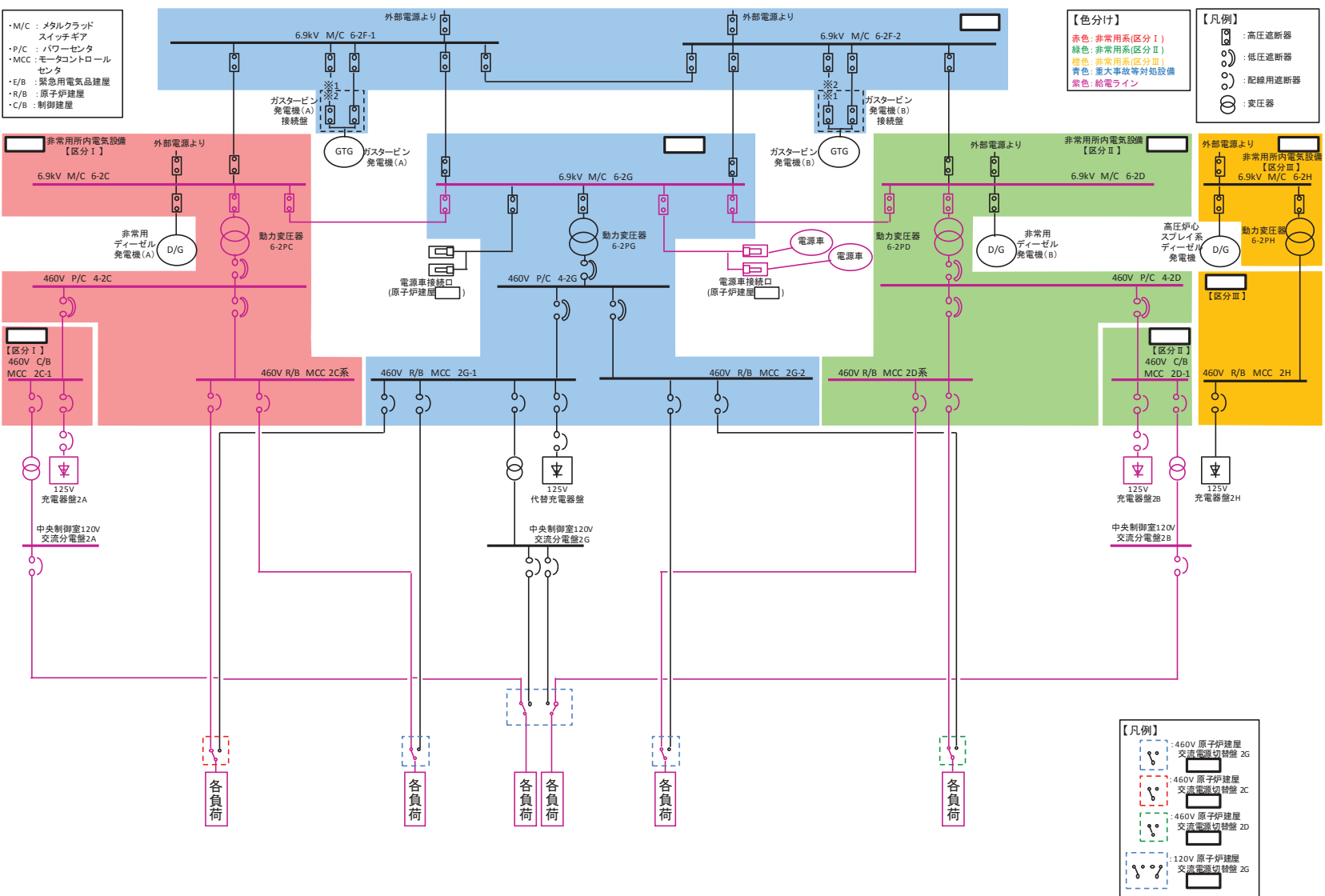


図 57-3-2 電源車系統図

(電源車～電源車接続口(原子炉建屋))
 ～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

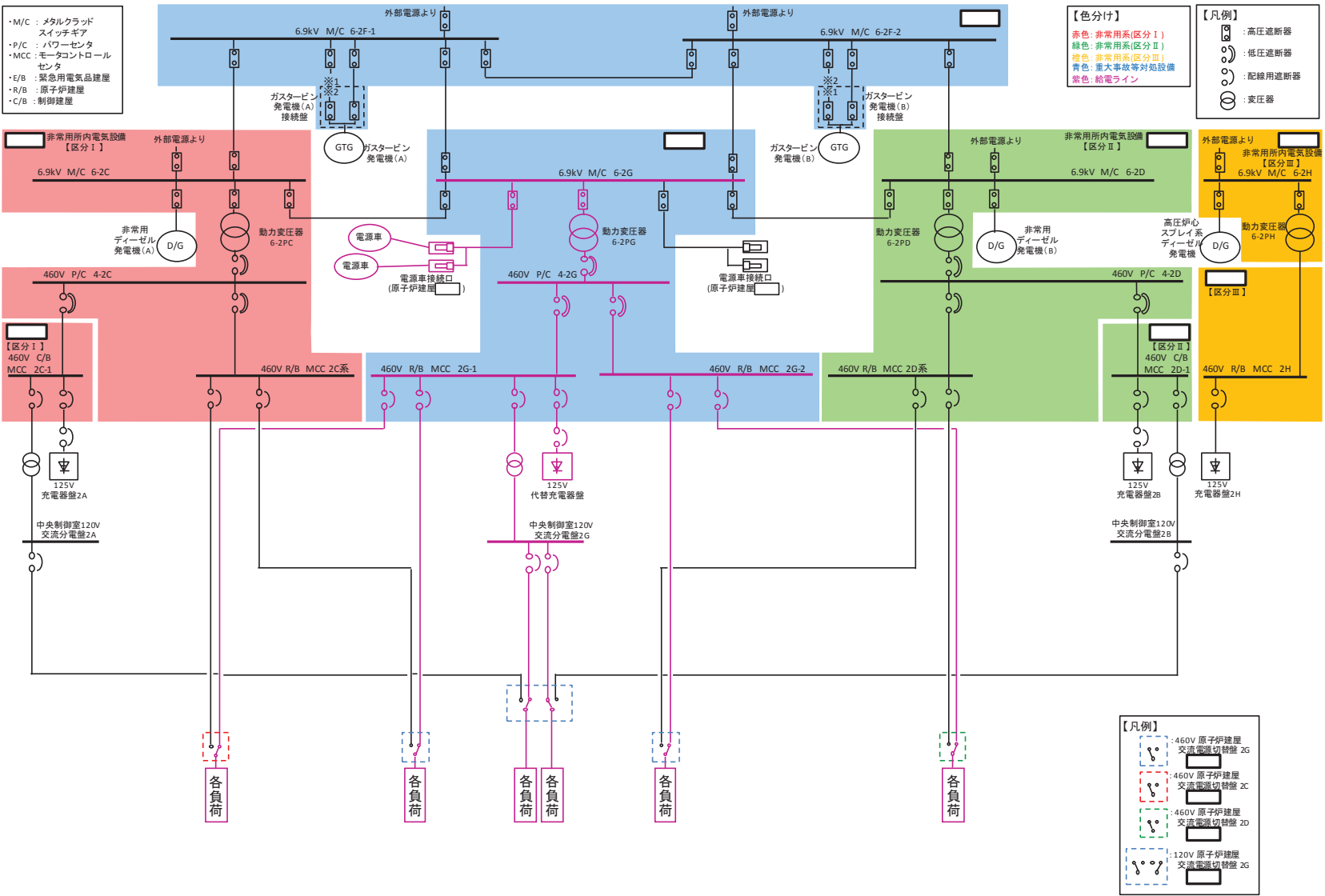


図 57-3-3 電源車系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

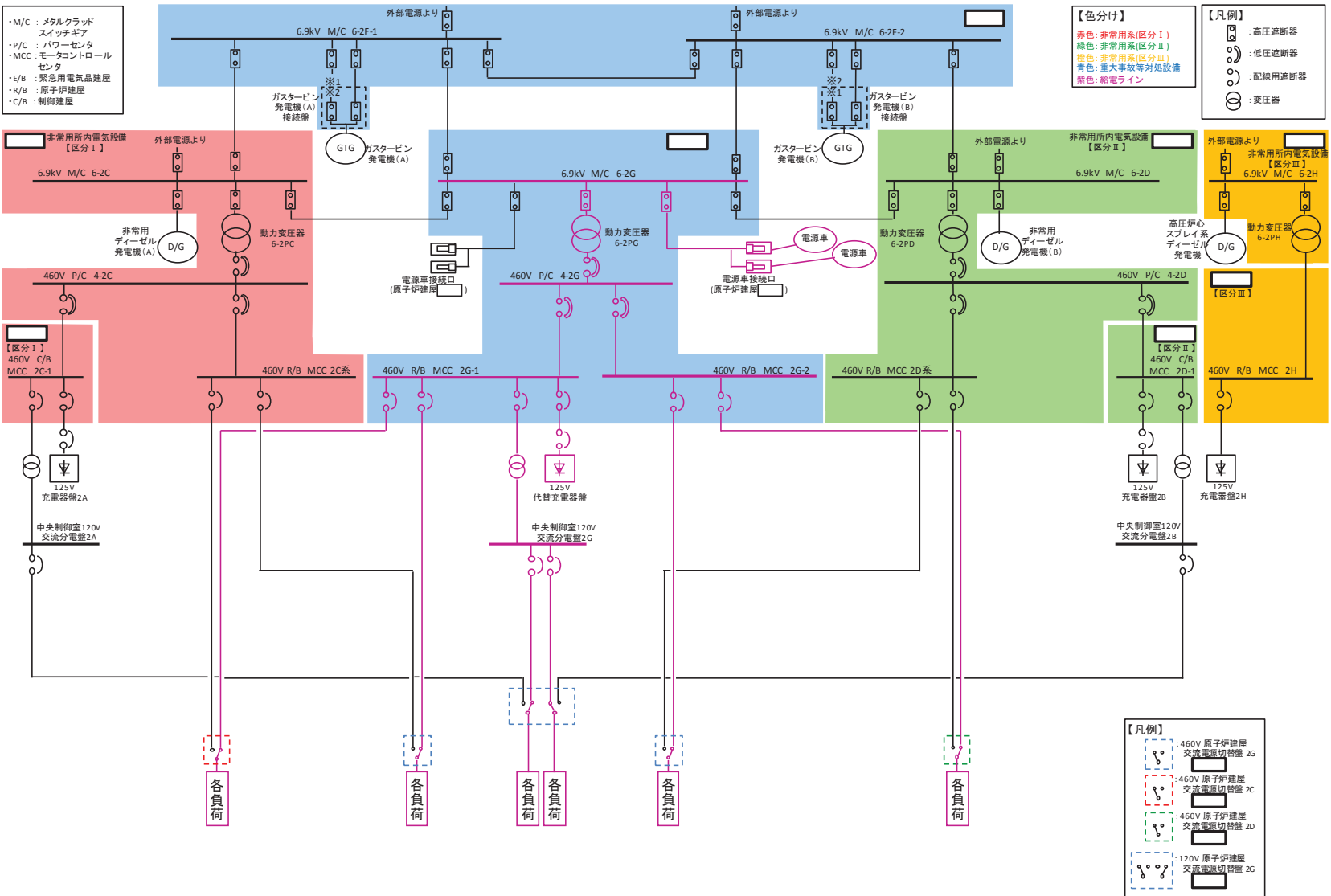


図 57-3-4 電源車系統図
 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

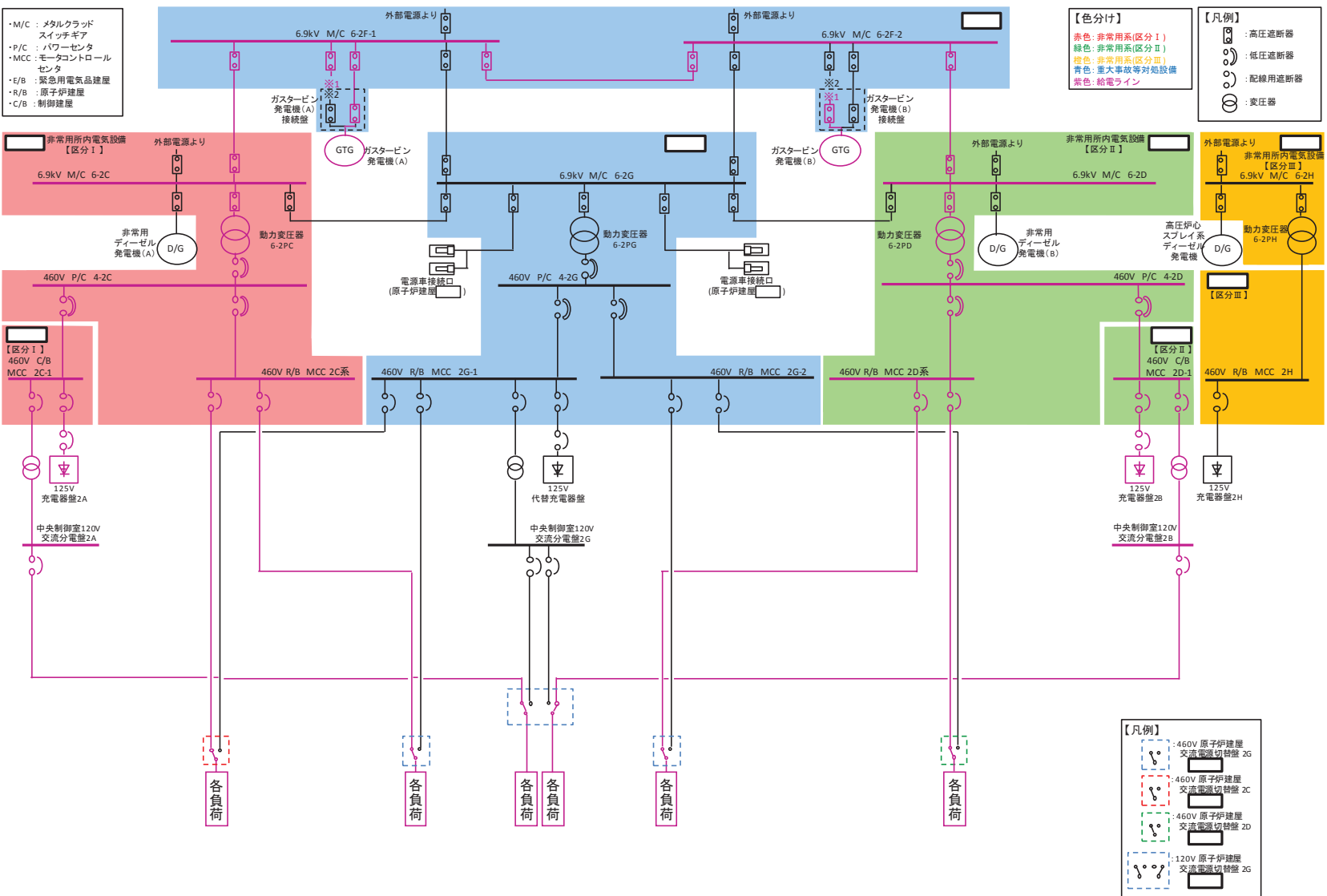
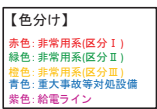
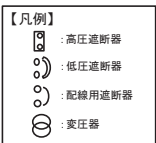


図 57-3-5 ガスタービン発電機系統図
(ガスタービン発電機〜非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

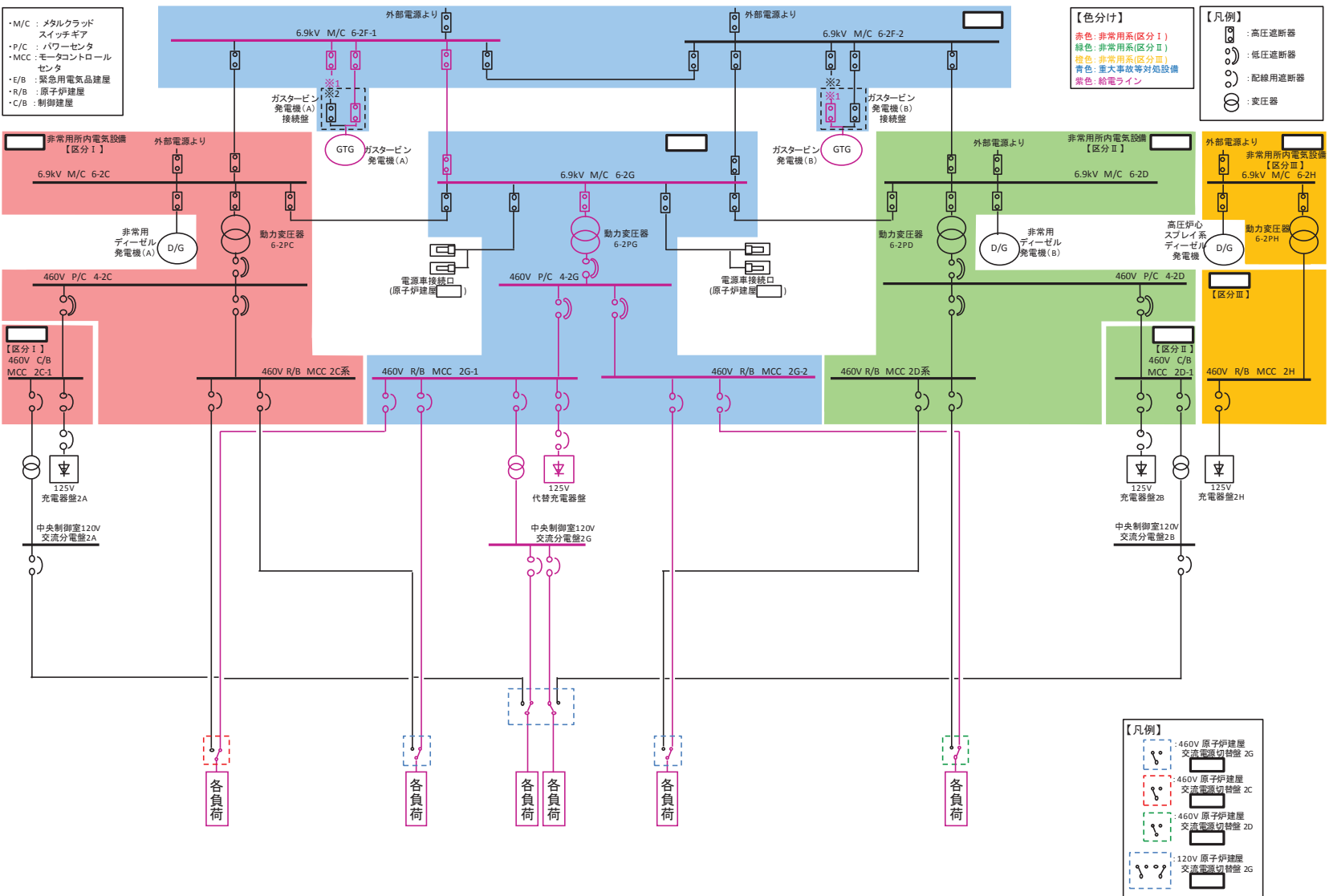
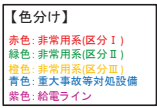


図 57-3-6 ガスタービン発電機系統図
(ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

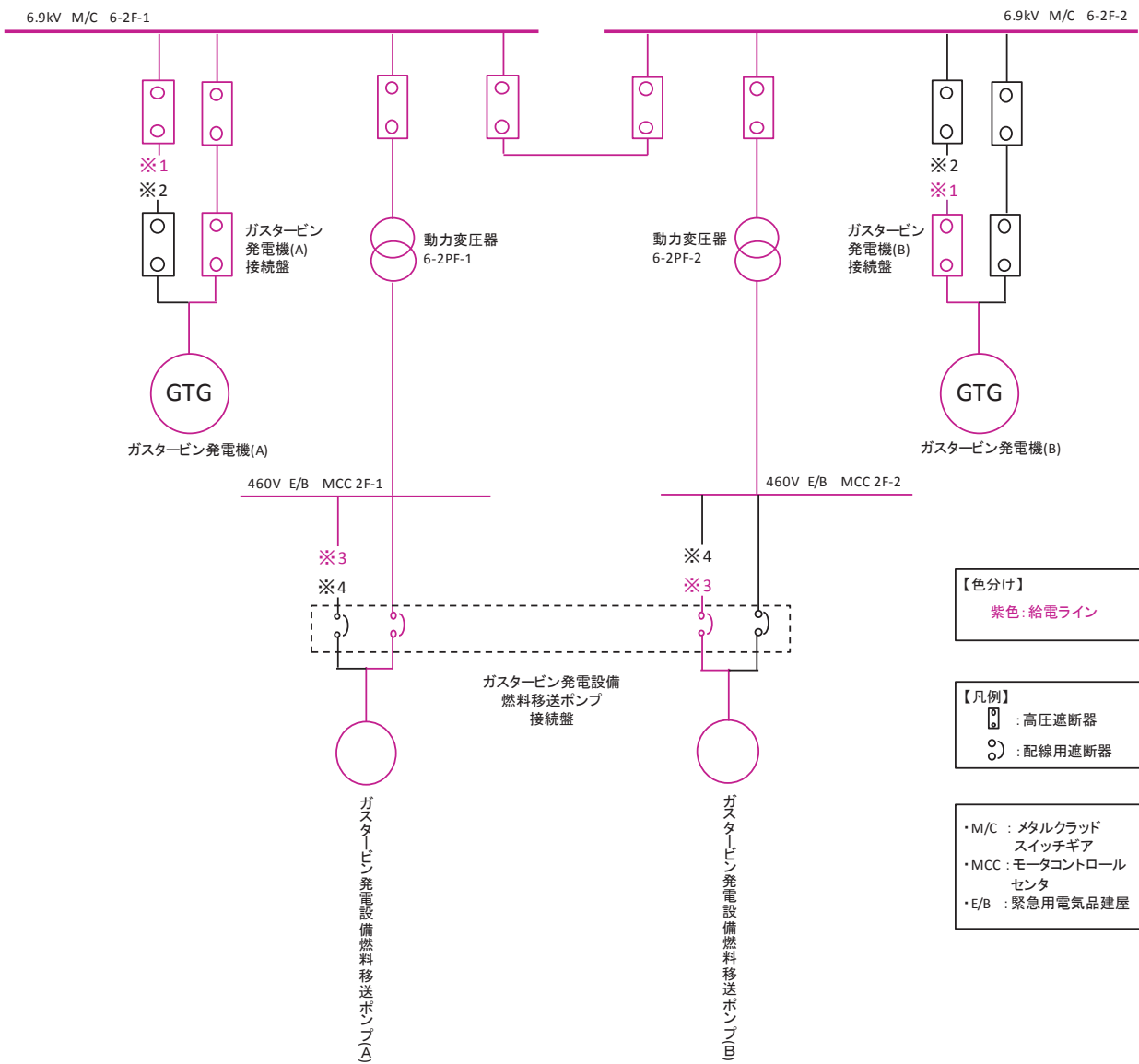


図 57-3-7 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ電源系統図

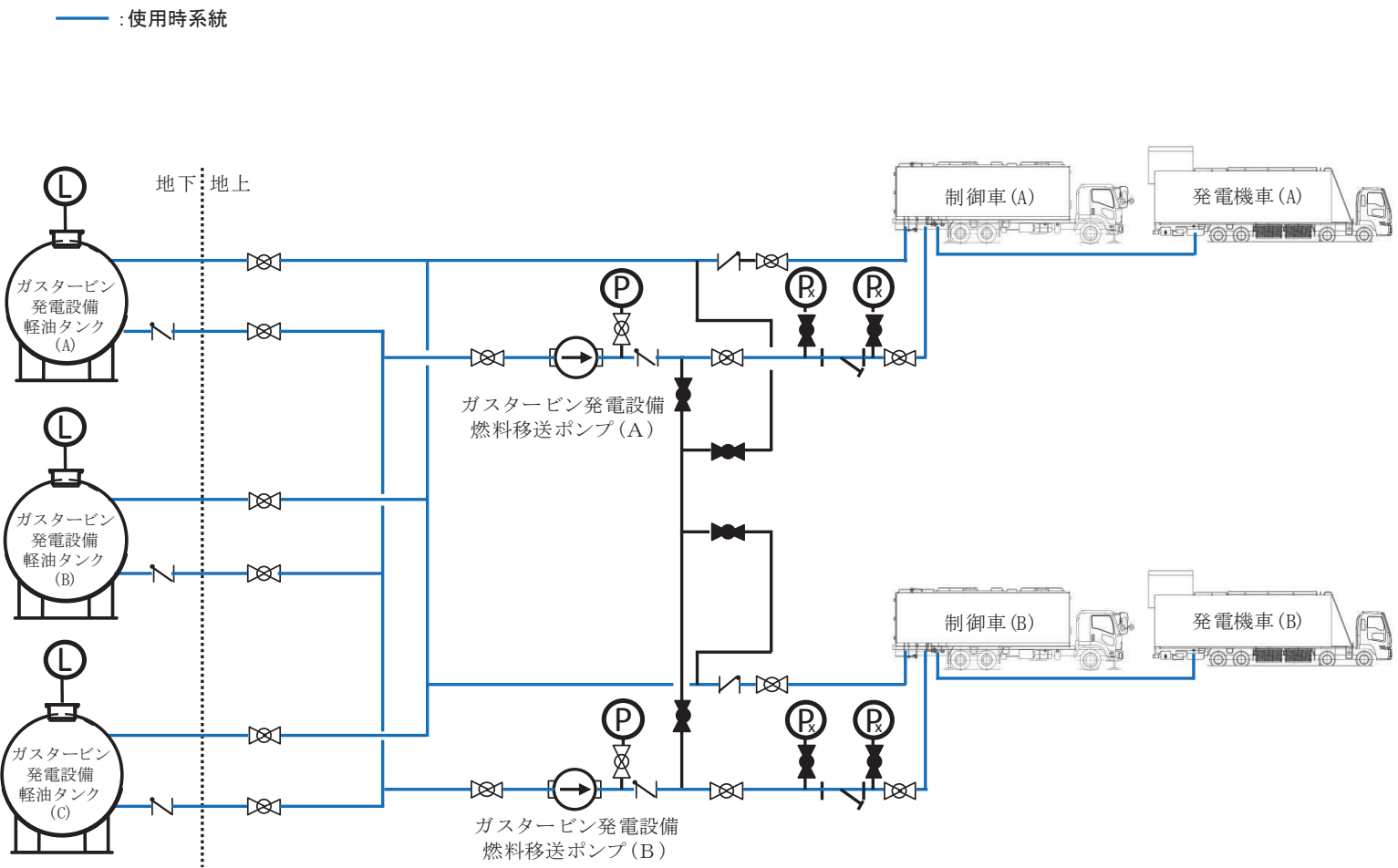
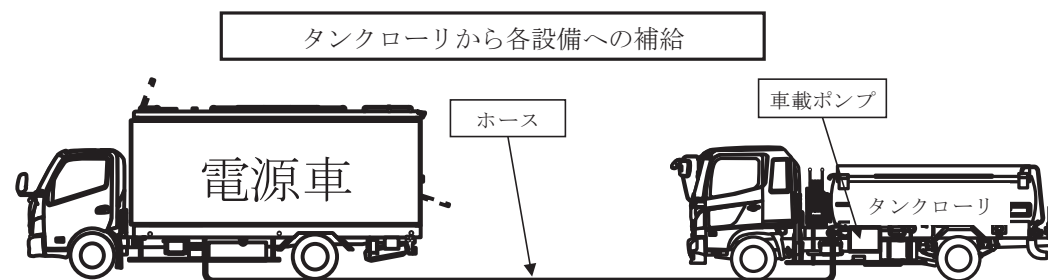
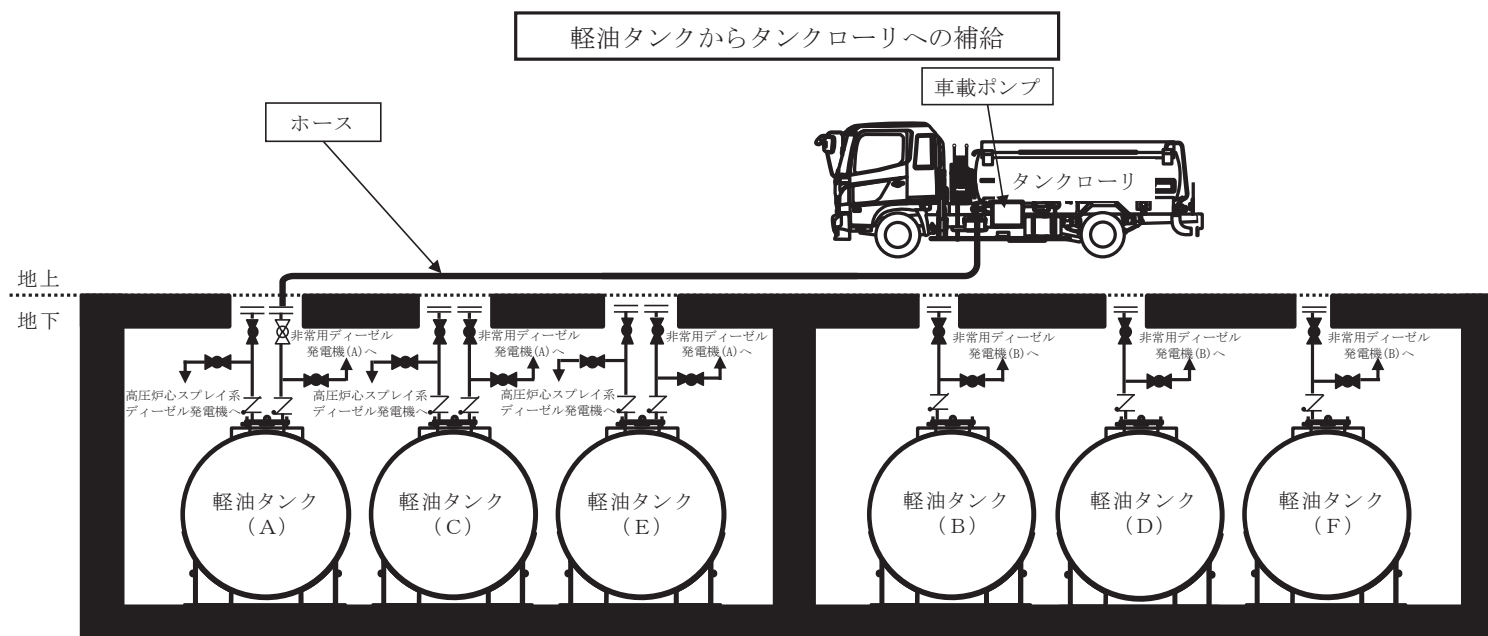


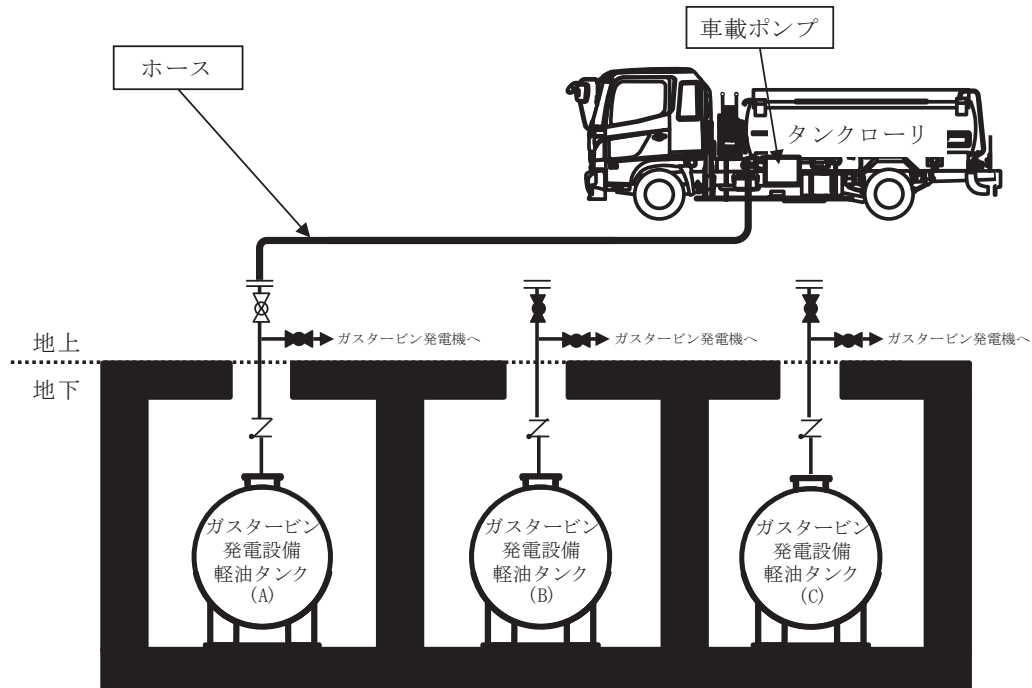
図 57-3-8 ガスタービン発電設備燃料移送系系統図

図 57-3-9 軽油タンク系統図

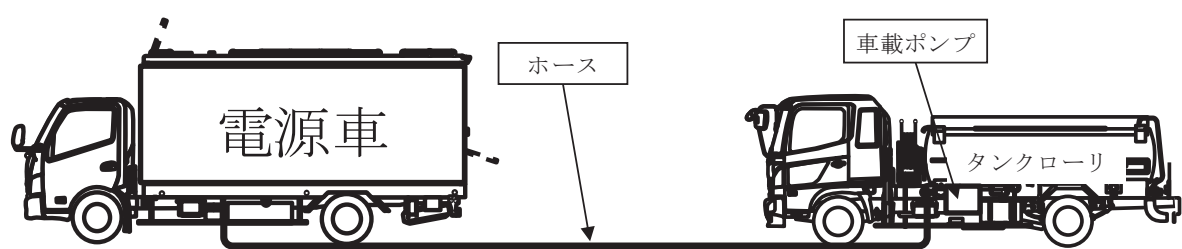


タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプⅠ), 熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)に対しても燃料補給を行う。

ガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給



タンクローリから各設備への補給



タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)に対しても燃料補給を行う。

図 57-3-10 ガスタービン発電設備軽油タンク系統図

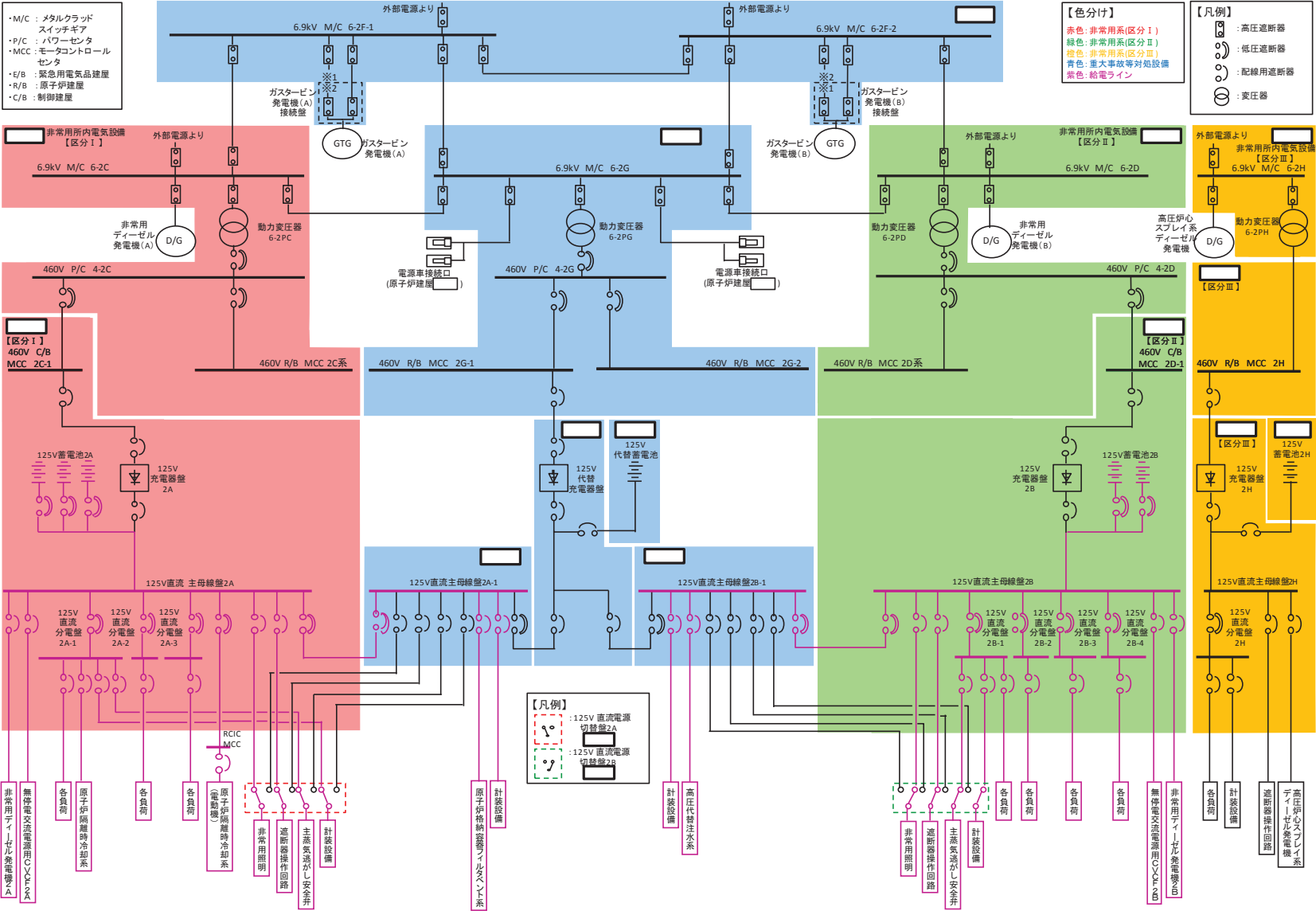
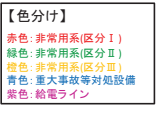
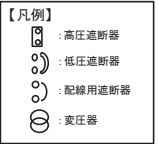


図 57-3-11 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (全交流動力電源喪失直後～1時間後)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

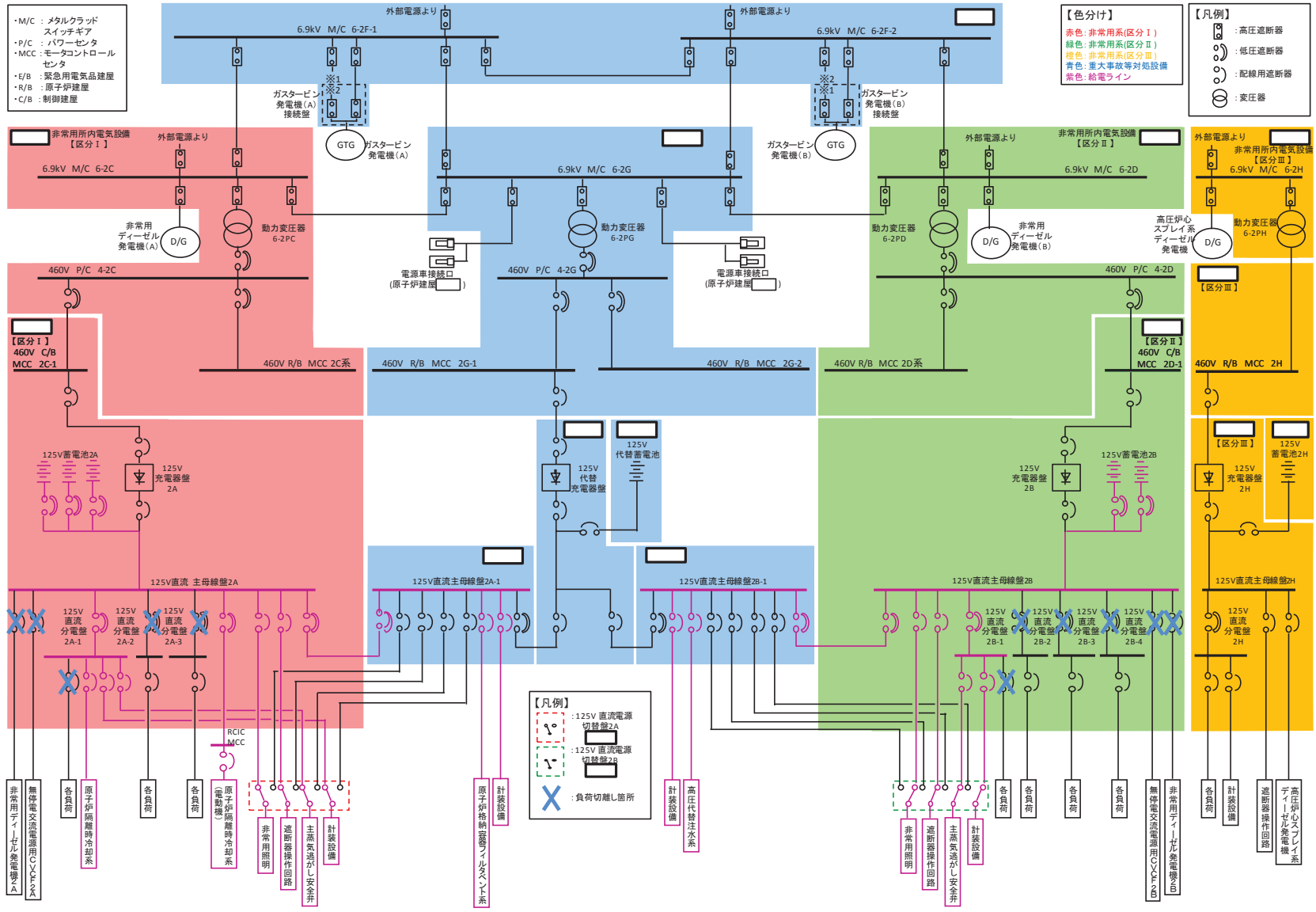


図 57-3-13 所内常設蓄電式直流電源設備系統図 (全交流動力電源喪失 8 時間後～24 時間後)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

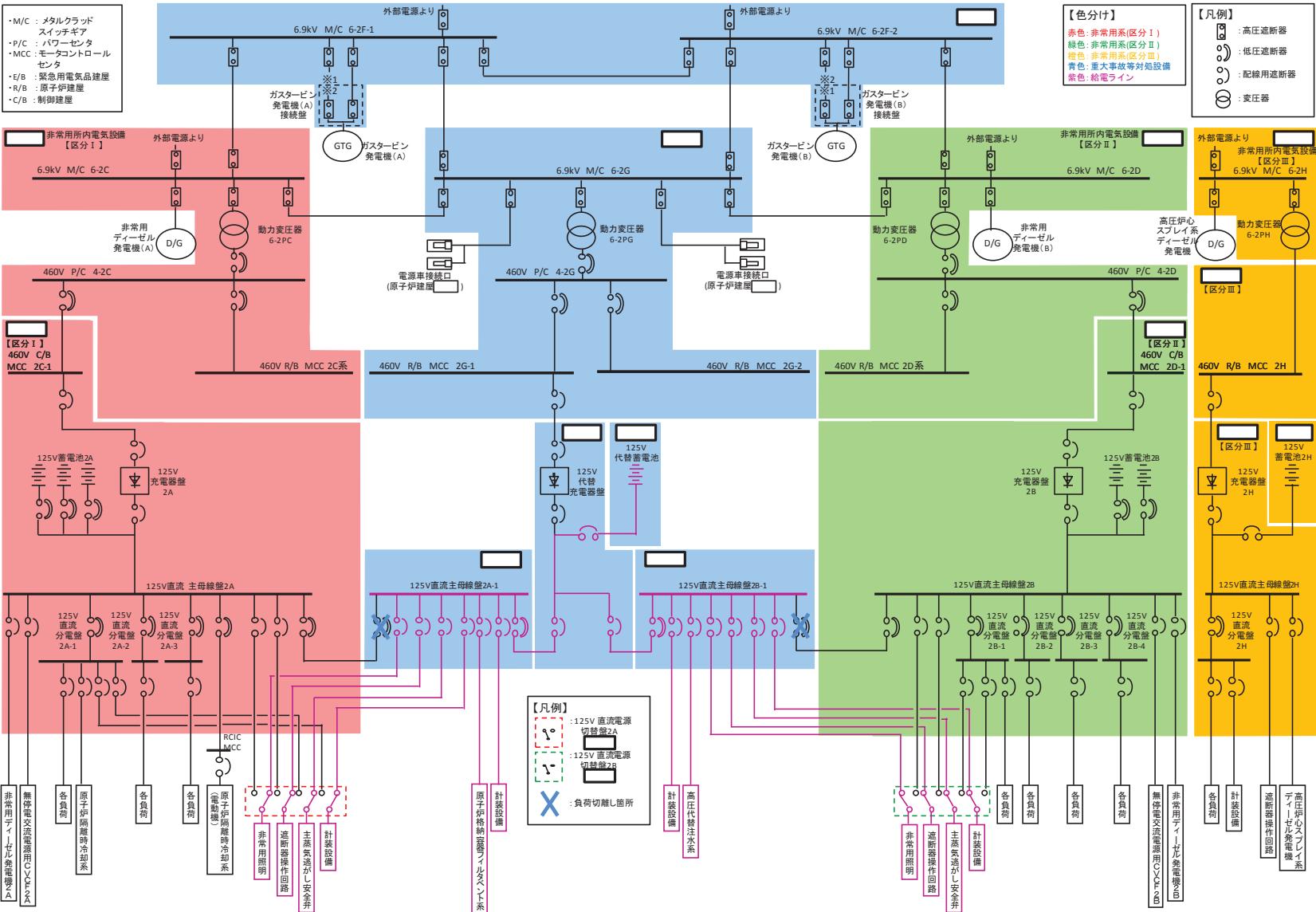
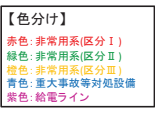


図 57-3-14 可搬型代替直流電源設備系統図 (全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失直後～8時間後)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

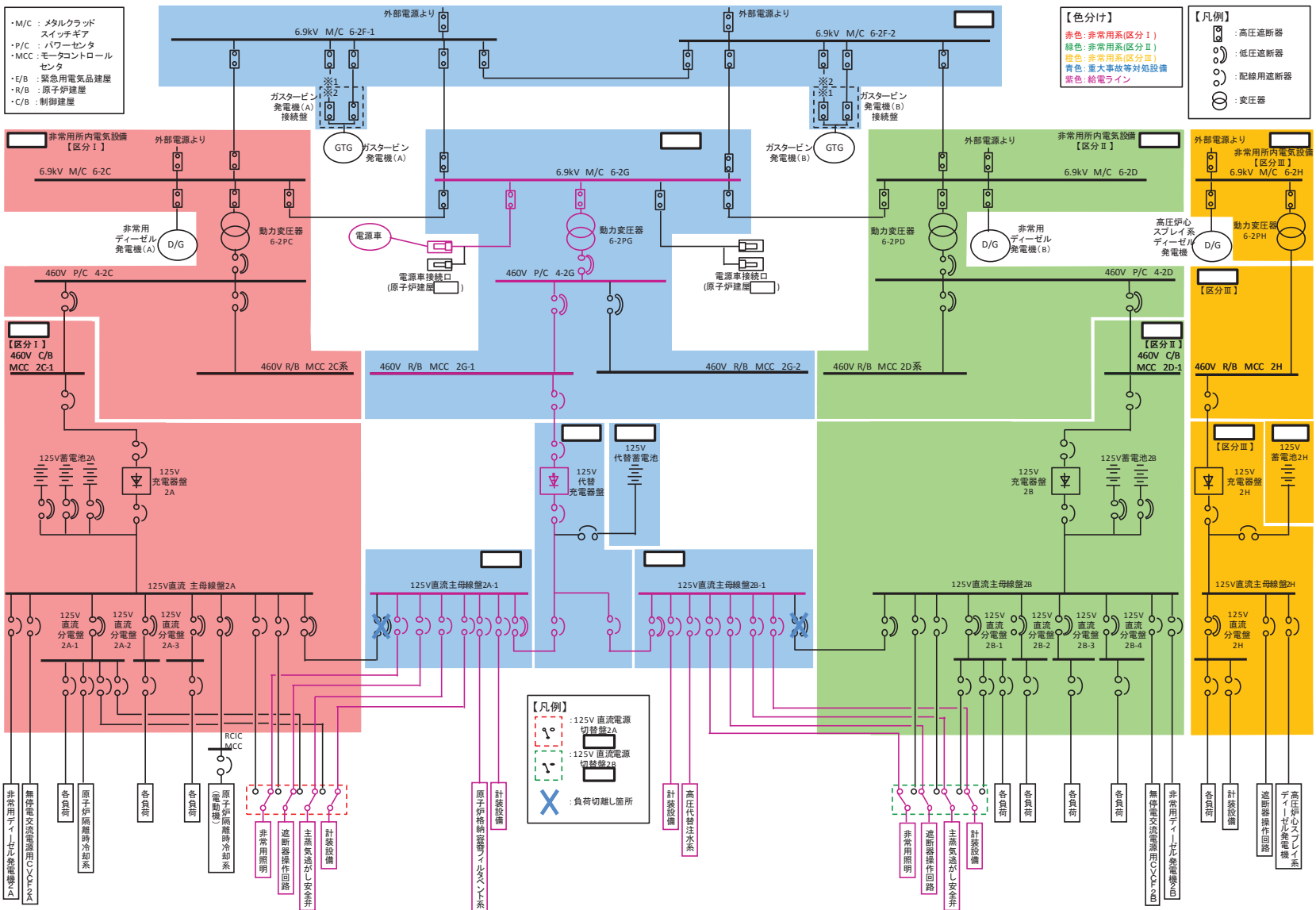


図 57-3-15 可搬型代替直流電源設備系統図

(全交流動力電源喪失及び所内常設蓄電式直流電源設備喪失 8 時間後～24 時間後)

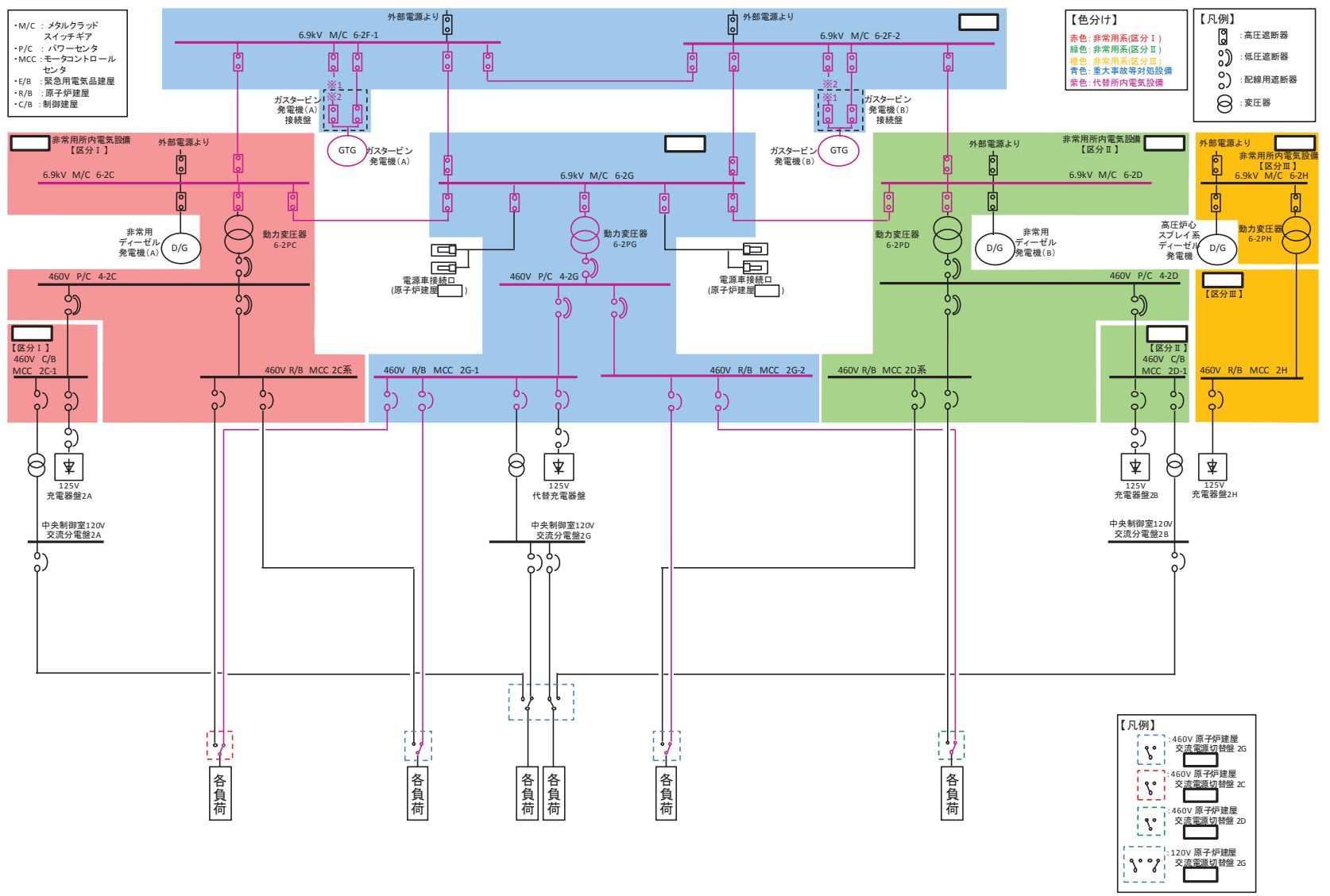
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-3-16

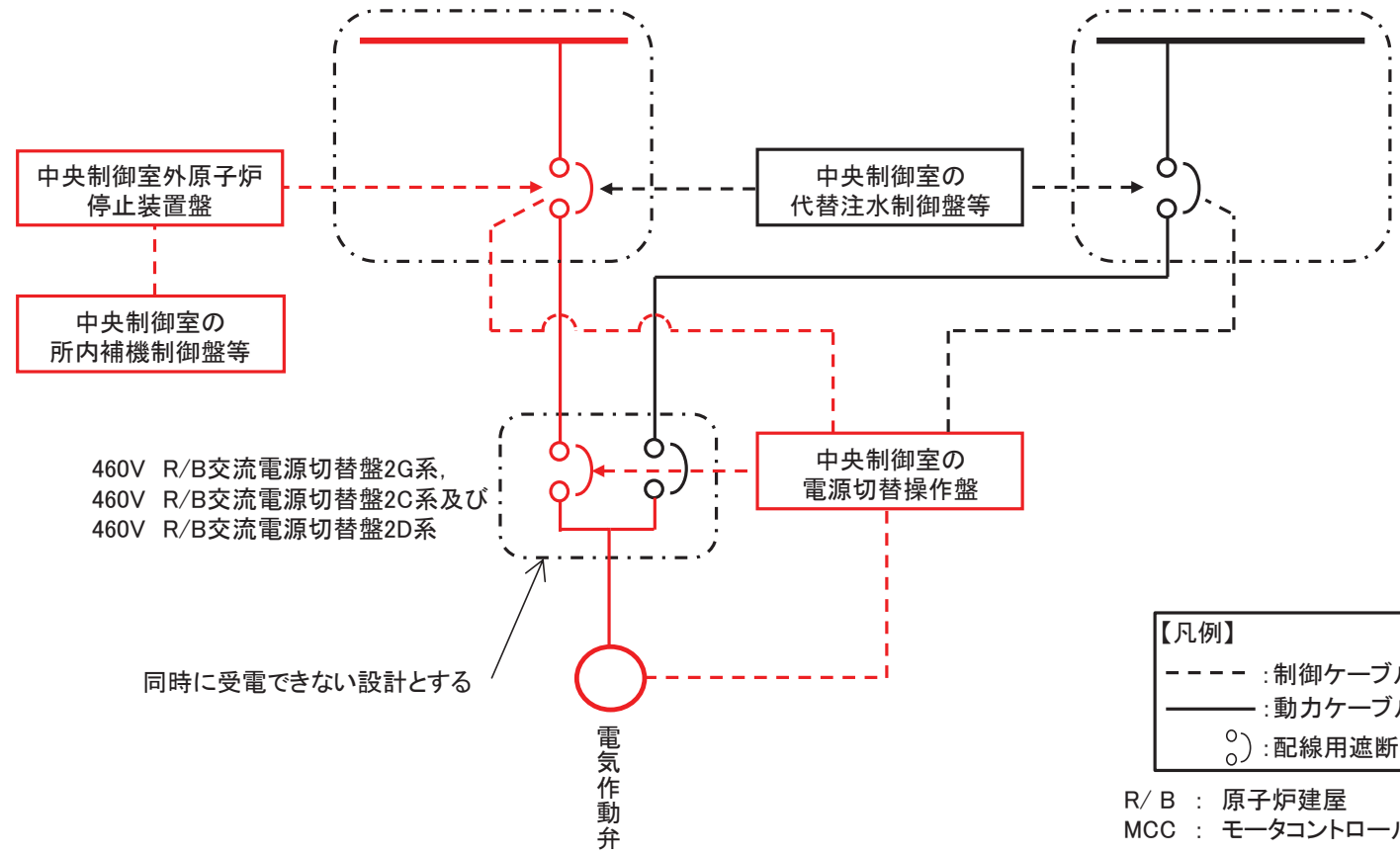
249

図 57-3-16 代替所内電気設備系統図



460V R/B MCC 2G系
(代替所内電気設備)

460V R/B MCC 2C系又は460V R/B MCC 2D系
(非常用所内電気設備)



【凡例】

----- : 制御ケーブル

———— : 動力ケーブル

○ | : 配線用遮断器

R/B : 原子炉建屋

MCC : モータコントロールセンタ

図 57-3-17 緊急用交流電源切替盤系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系又は
 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2D 系から電源供給時
 (低圧代替注水系の例))

460V R/B MCC 2G系
(代替所内電気設備)

460V R/B MCC 2C系又は460V R/B MCC 2D系
(非常用所内電気設備)

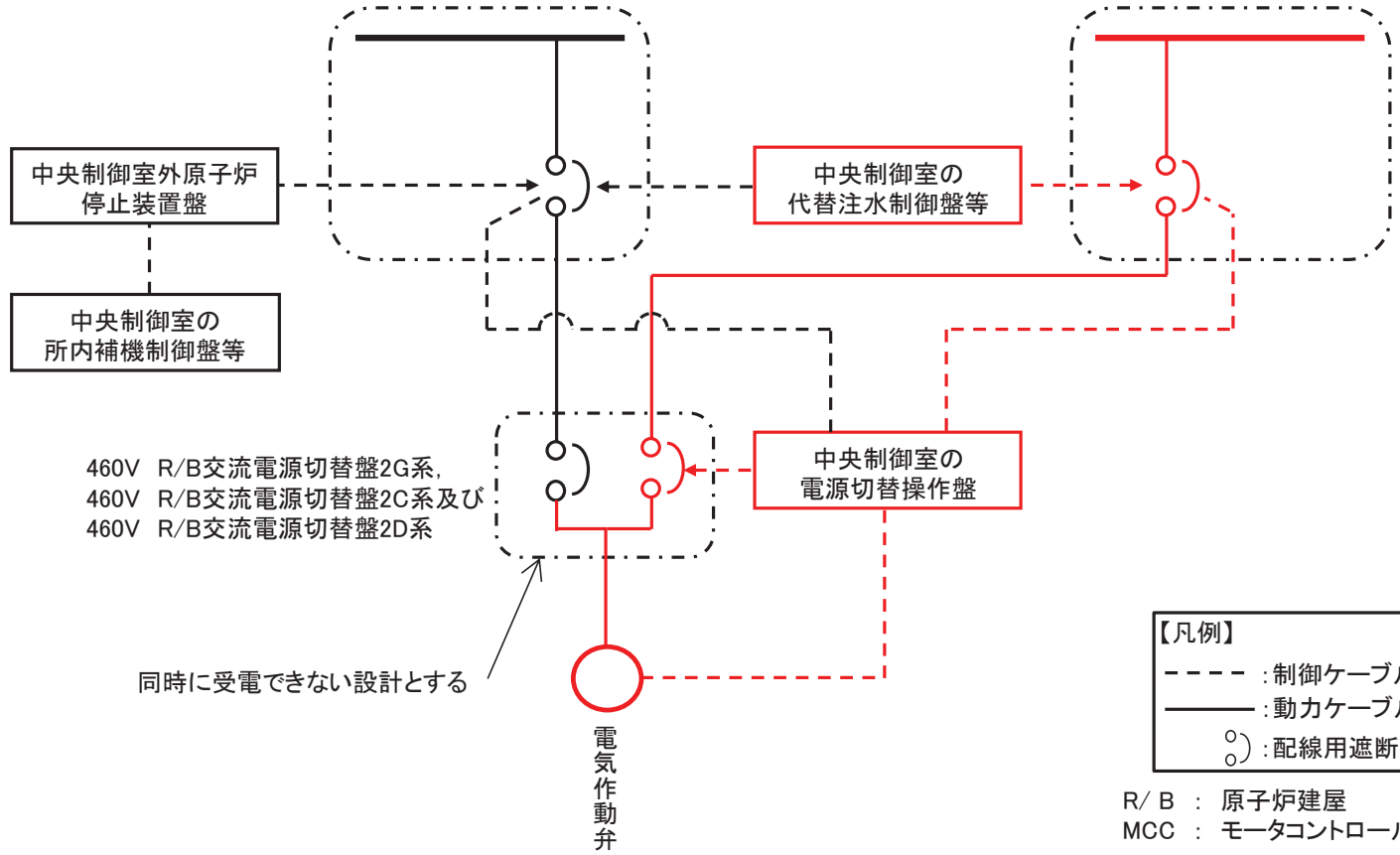


図 57-3-18 緊急用交流電源切替盤系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G系から電源供給時
 (低圧代替注水系の例))

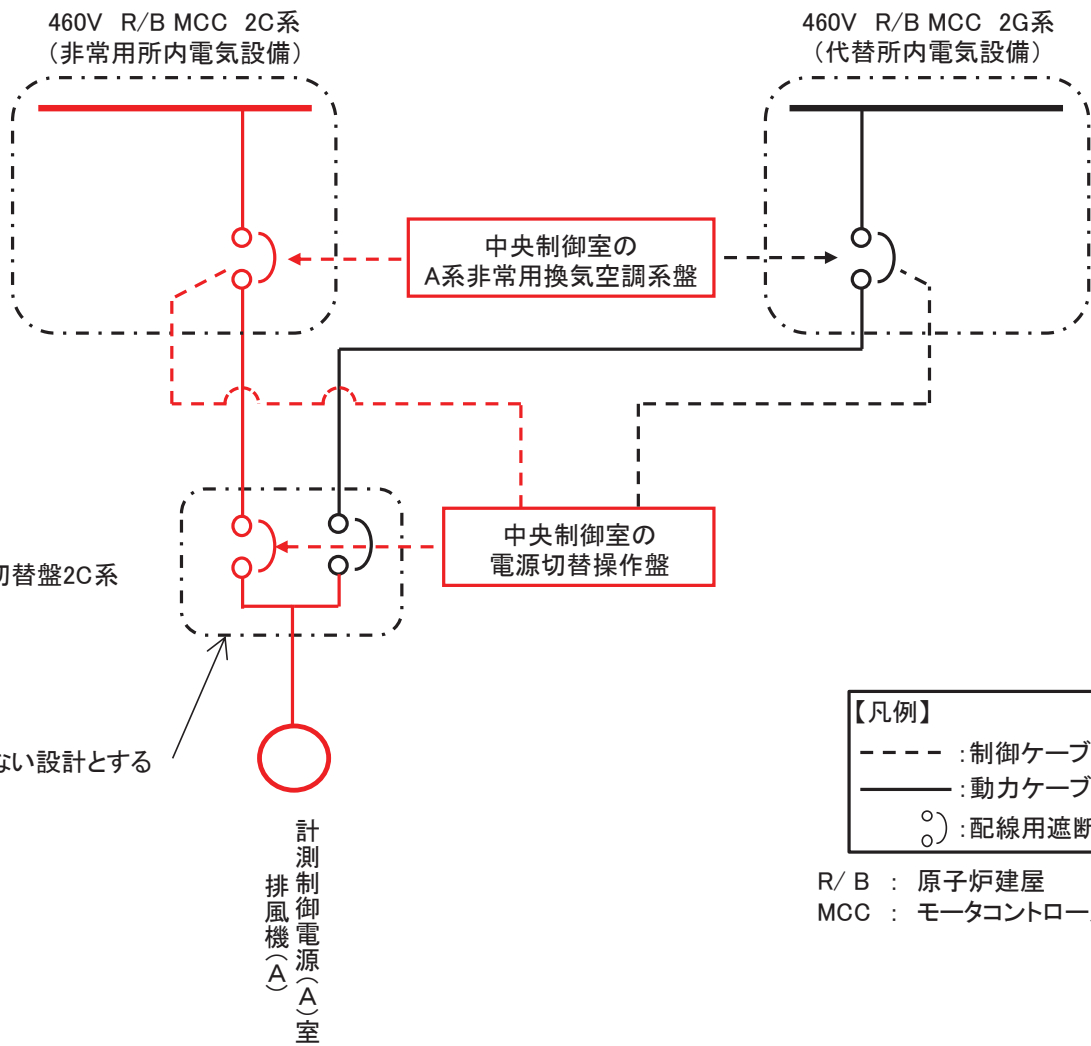


図 57-3-19 蓄電池室空調機系統図
 (460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2C 系から電源供給時)

460V R/B MCC 2G系
(代替所内電気設備)

460V R/B MCC 2C系
(非常用所内電気設備)

中央制御室の
A系非常用換気空調系盤

中央制御室の
電源切替操作盤

460V R/B交流電源切替盤2C系

同時に受電できない設計とする

計測制御電源(A)室
排風機(A)

【凡例】

----- : 制御ケーブル

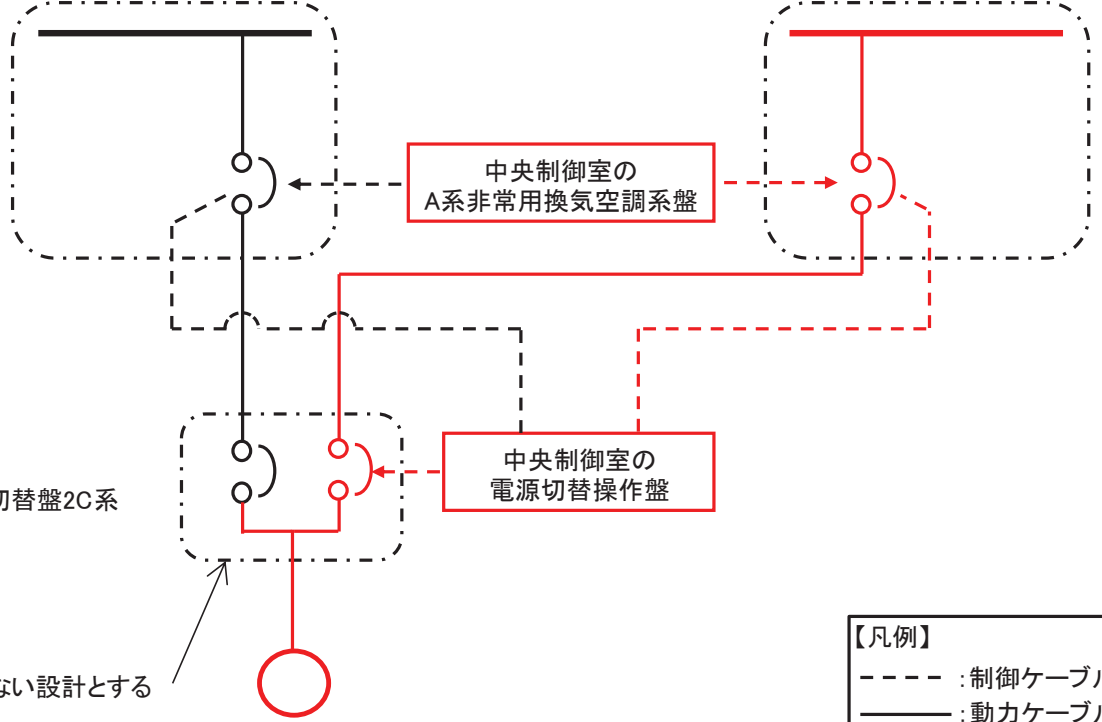
————— : 動力ケーブル

⊙ : 配線用遮断器

R/B : 原子炉建屋

MCC : モータコントロールセンタ

図 57-3-20 蓄電池室空調機系統図
(460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G 系から電源供給時)



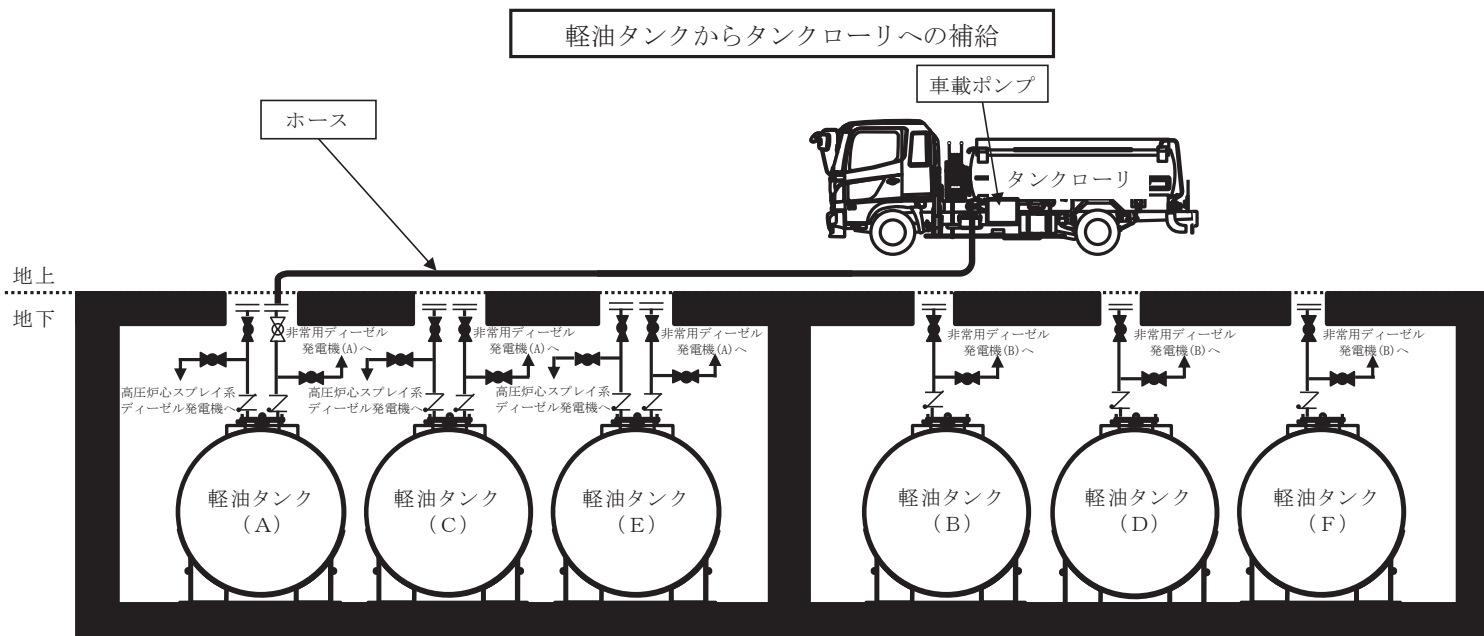
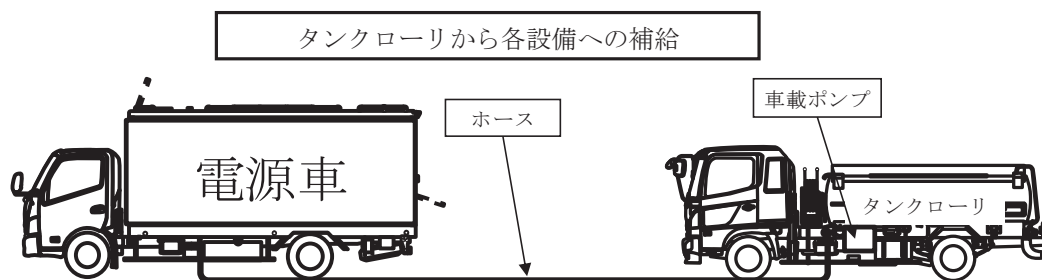
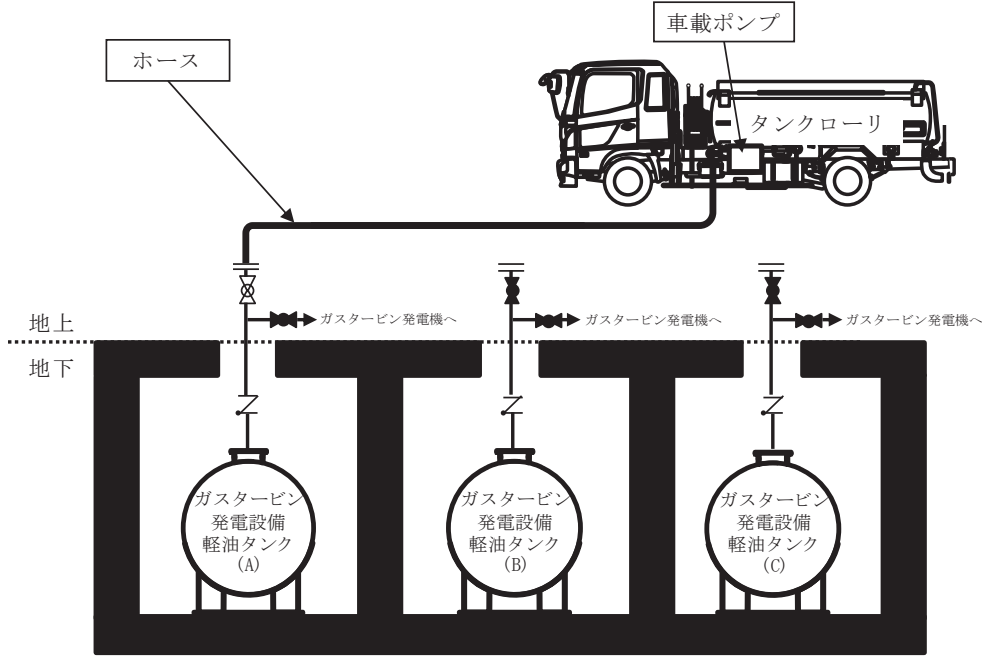


図 57-3-21 燃料補給設備系統図
(軽油タンク)

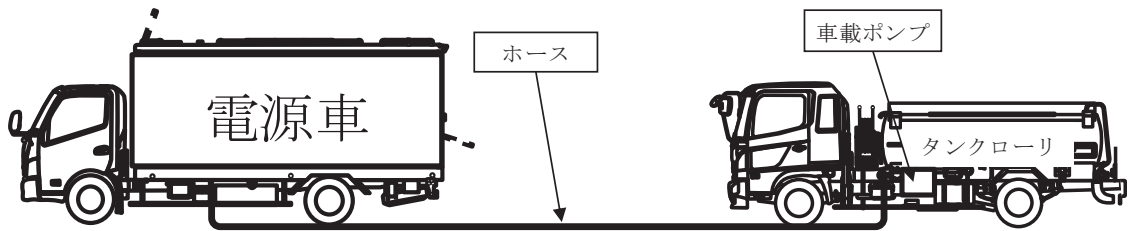


タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)に対しても燃料補給を行う。

ガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給



タンクローリから各設備への補給



タンクローリは、電源車だけでなく、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプⅡ)に対しても燃料補給を行う。

図 57-3-22 燃料補給設備系統図
(ガスタービン発電設備軽油タンク)

57-4
試験及び検査

電源車の各部品は分解検査が可能な構造とする。

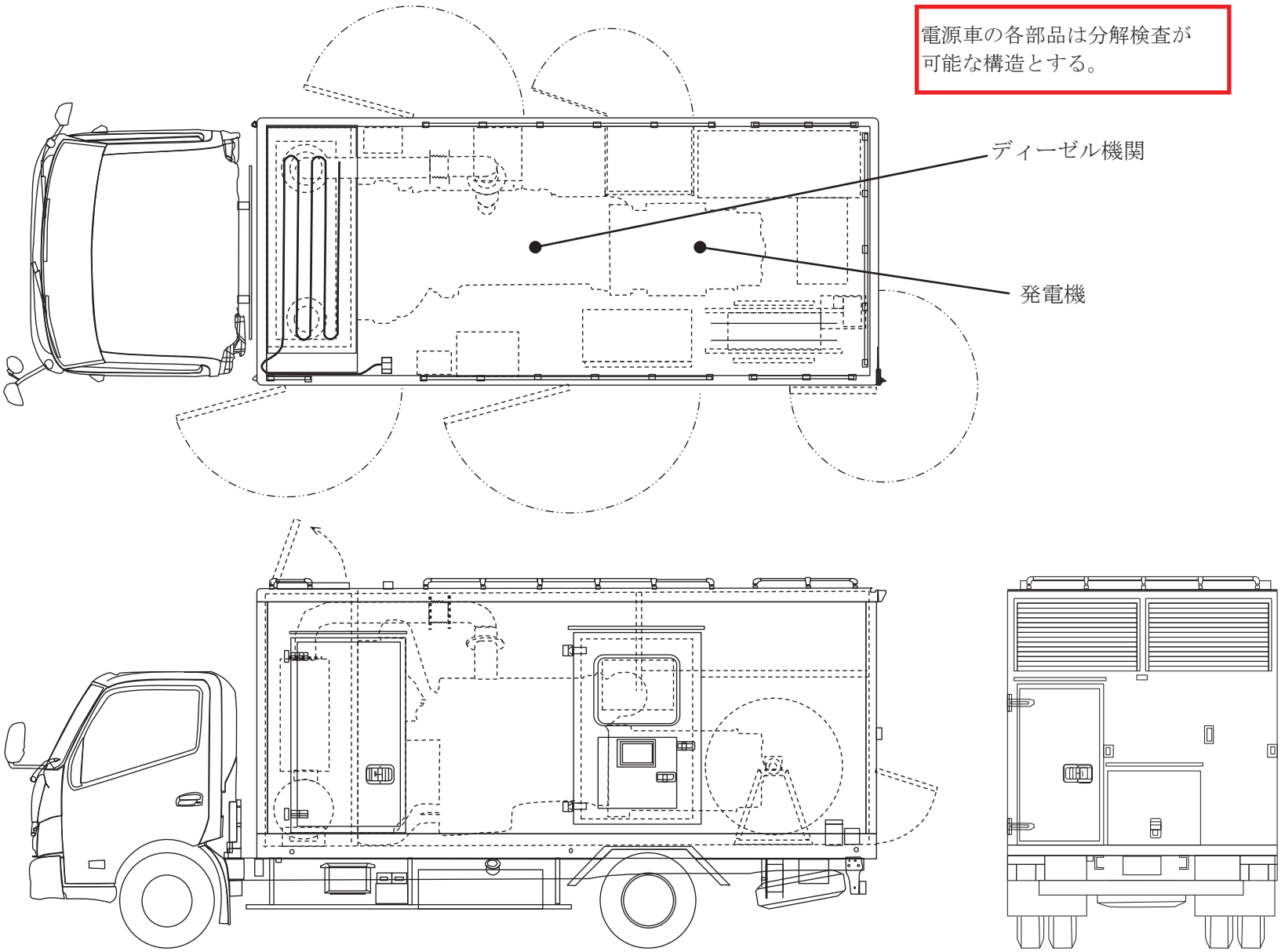


図 57-4-1 構造図 (電源車)

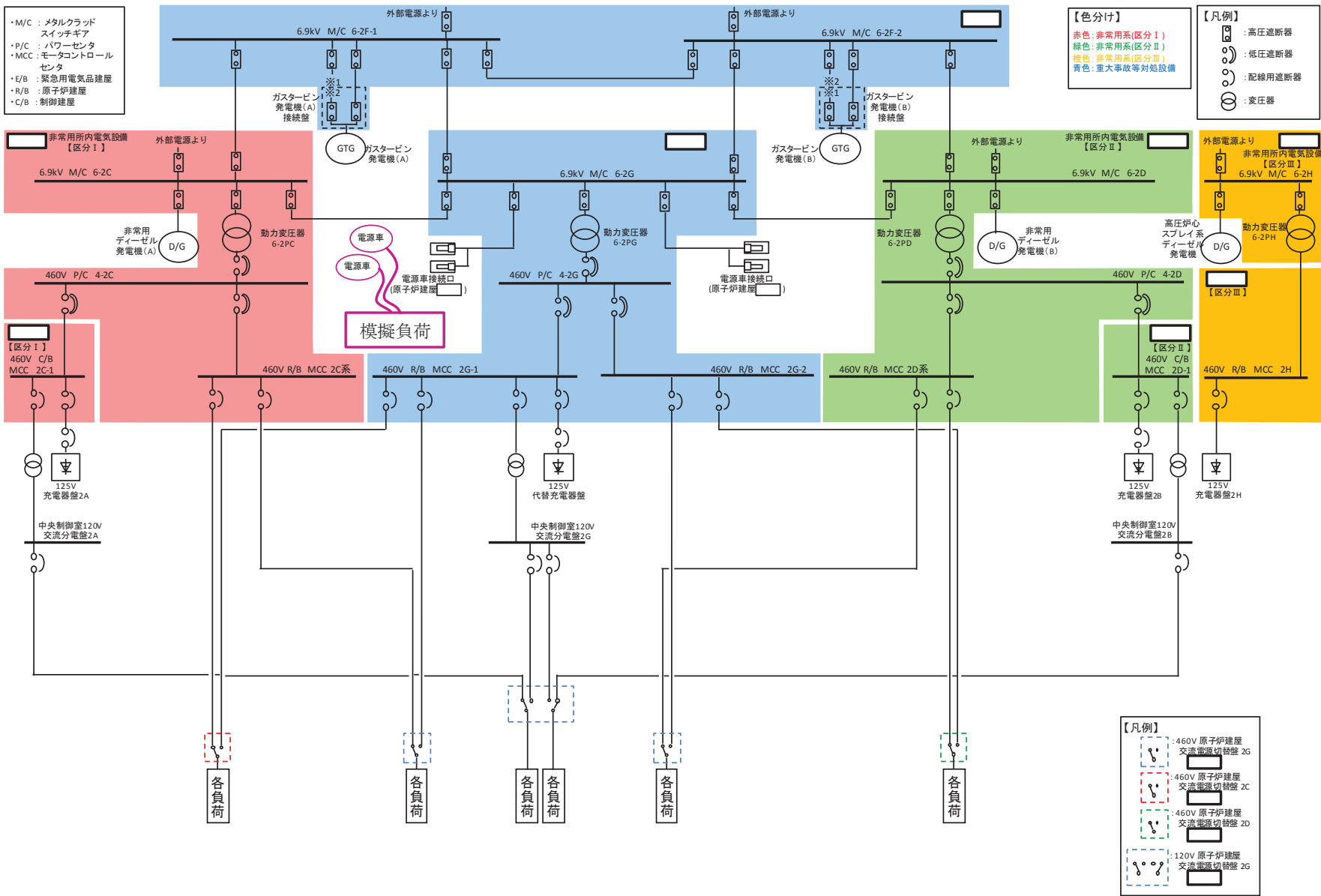


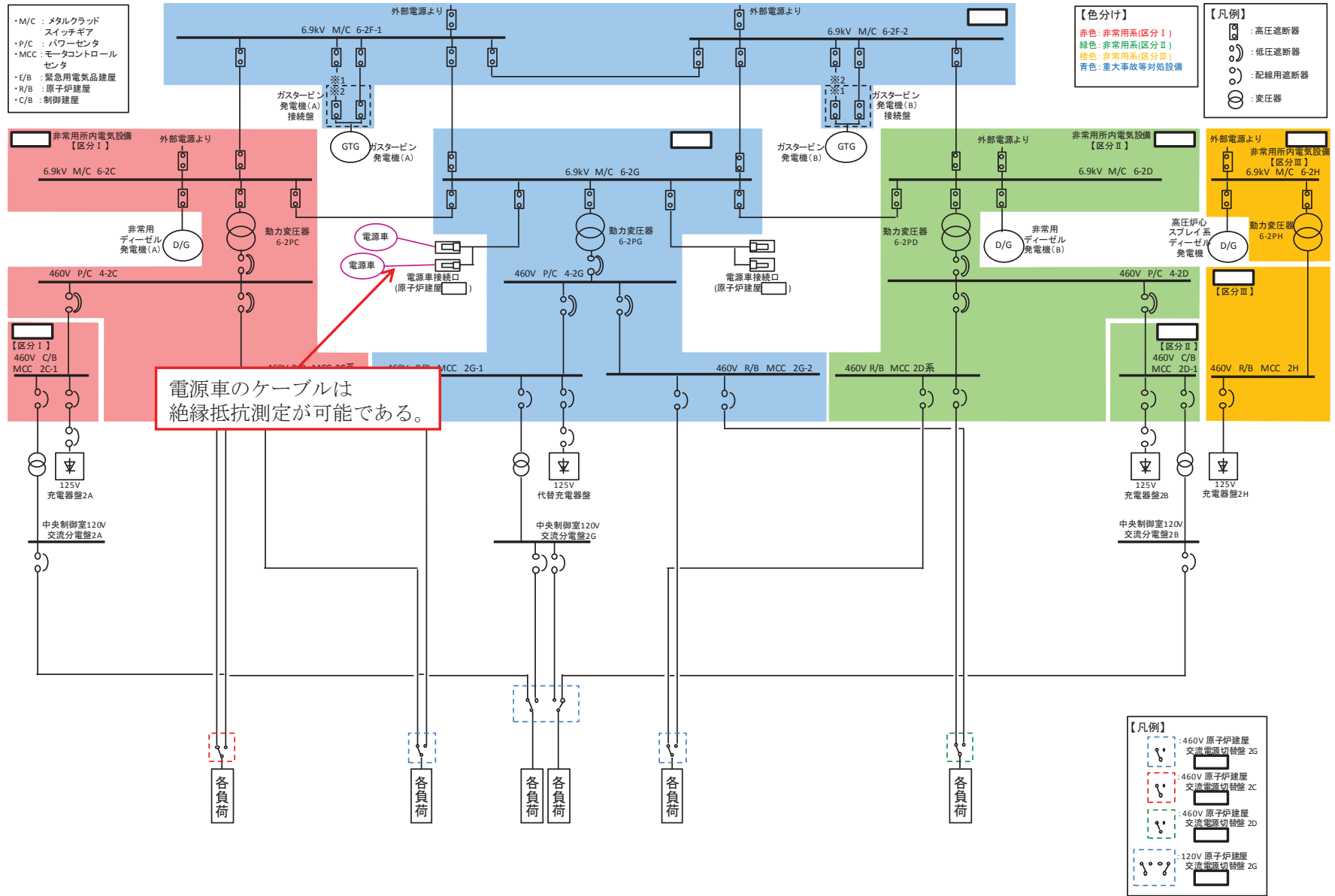
図 57-4-2 電源車試験系統図

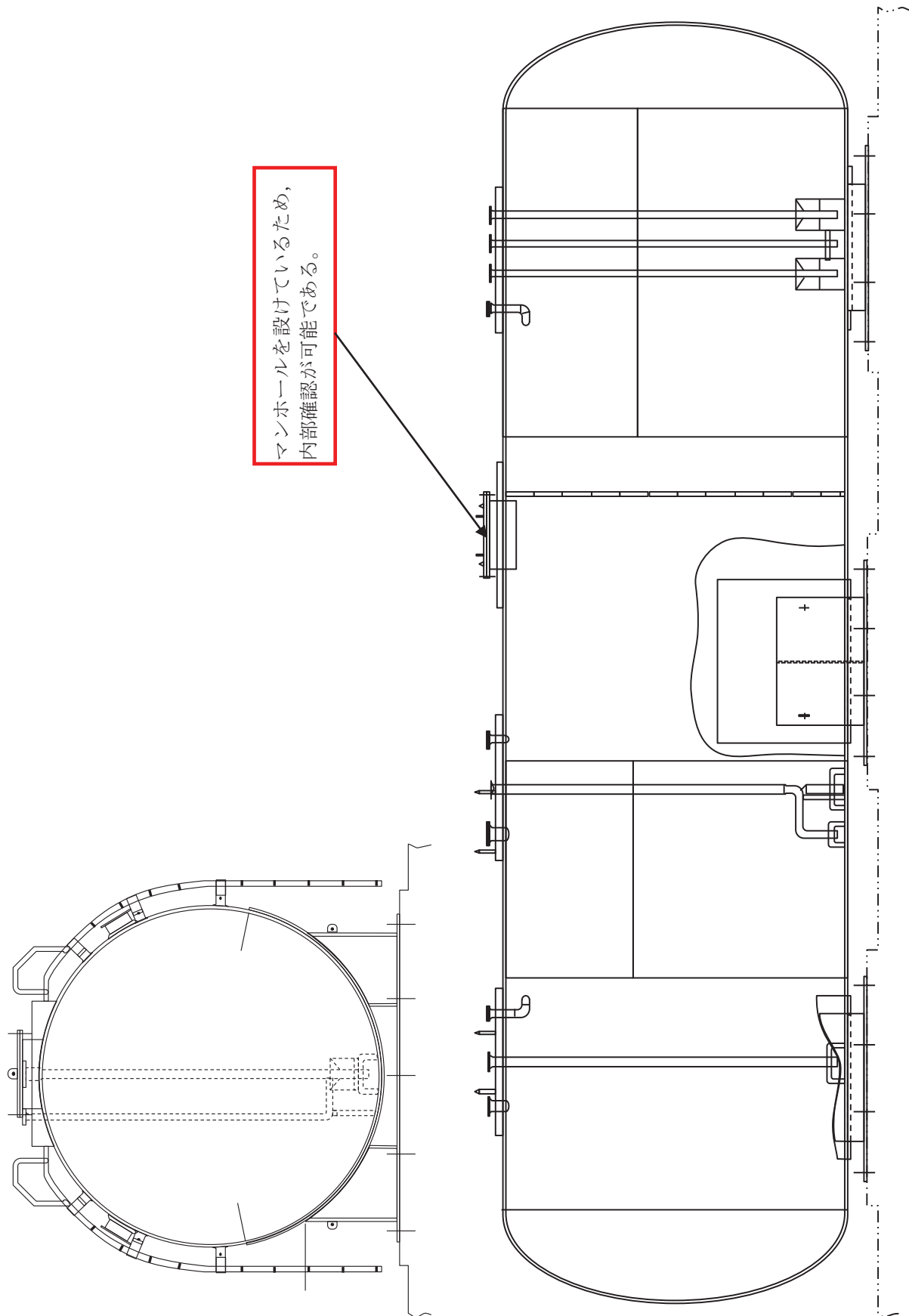
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-4-3 電源車ケーブル試験系統図





マンホールを設けているため、
内部確認が可能である。

図 57-4-4 軽油タンク構造図

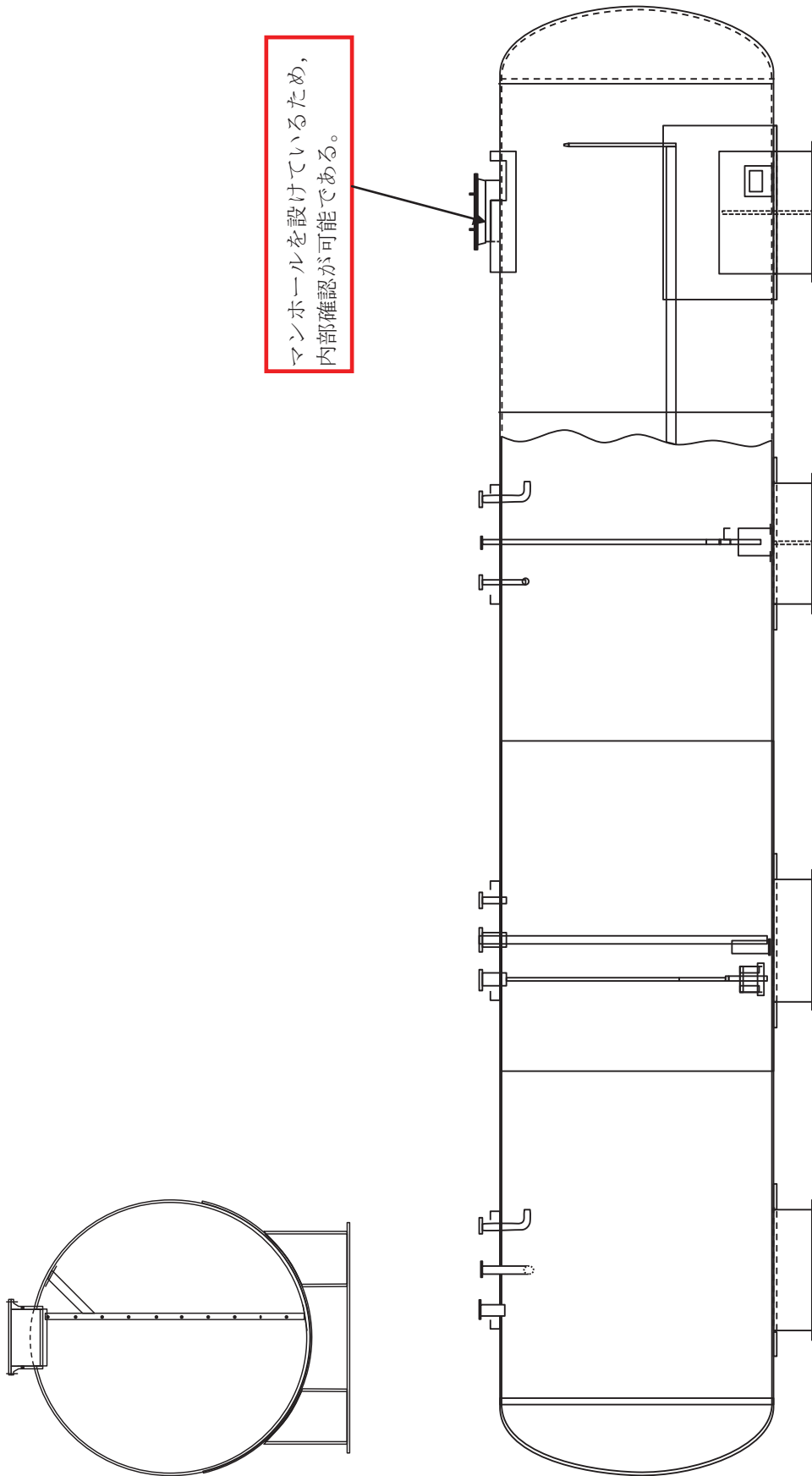


図 57-4-5 ガスタービン発電設備軽油タンク構造図

57-4-5

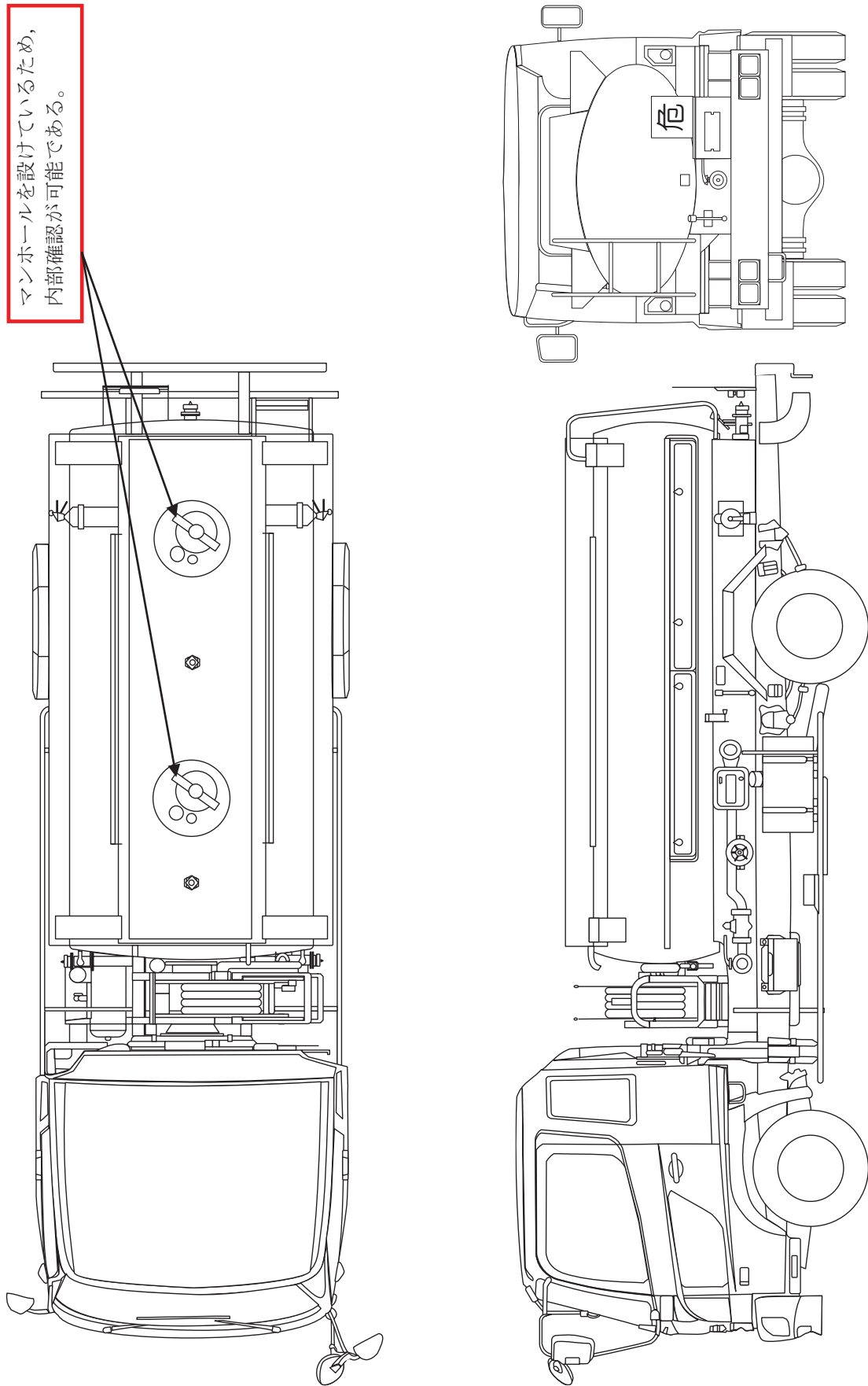


図 57-4-6 タンクローリ構造図

57-4-6

ガスタービン発電機の各部品は分解検査が可能な構造とする。

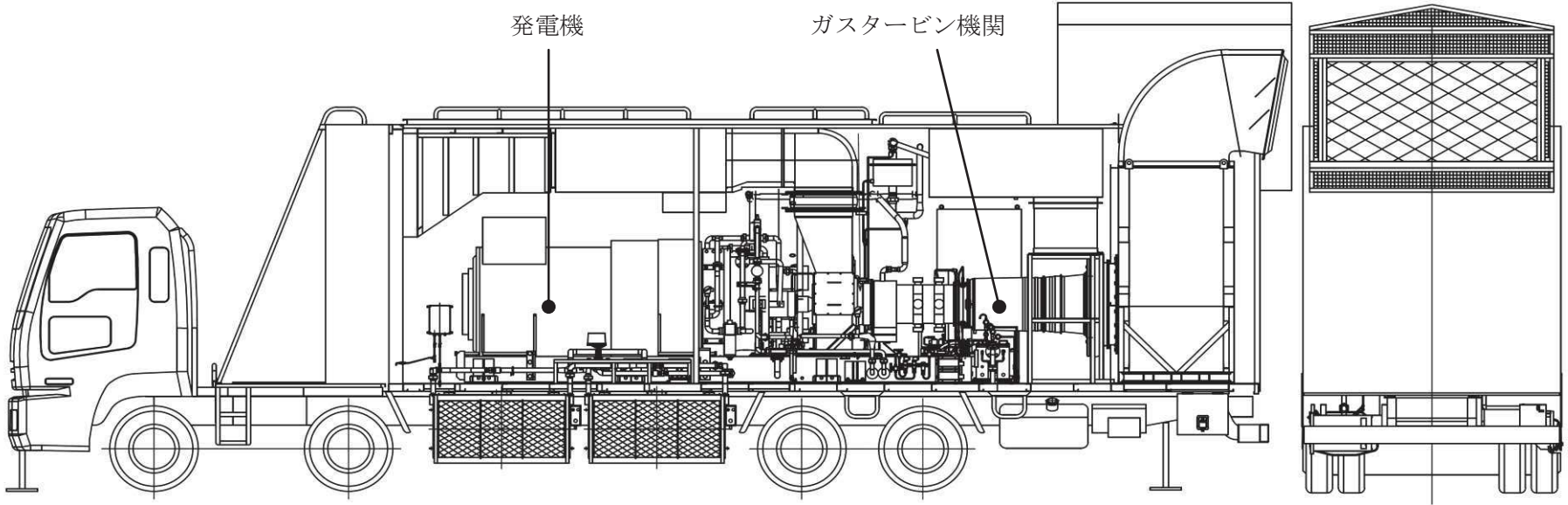
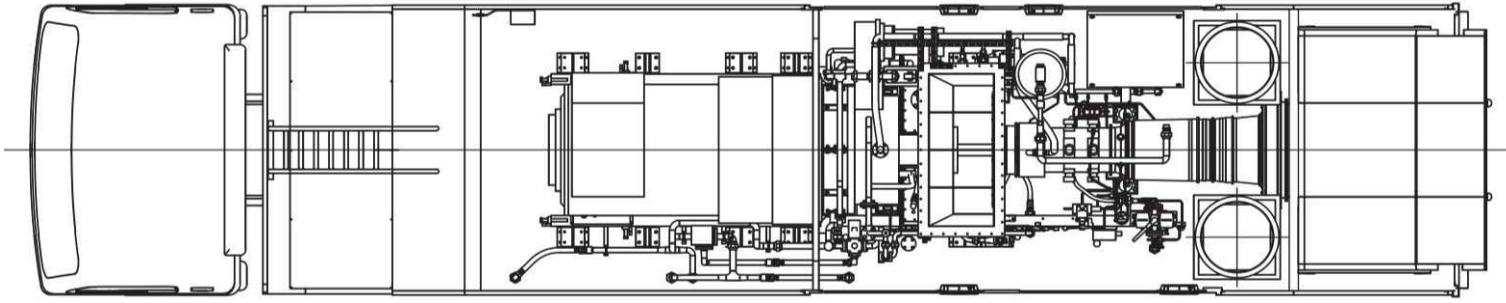


図 57-4-7 ガスタービン発電機 (発電機車) 構造図

57-4-7

ガスタービン発電機の各部品は
分解検査が可能な構造とする。

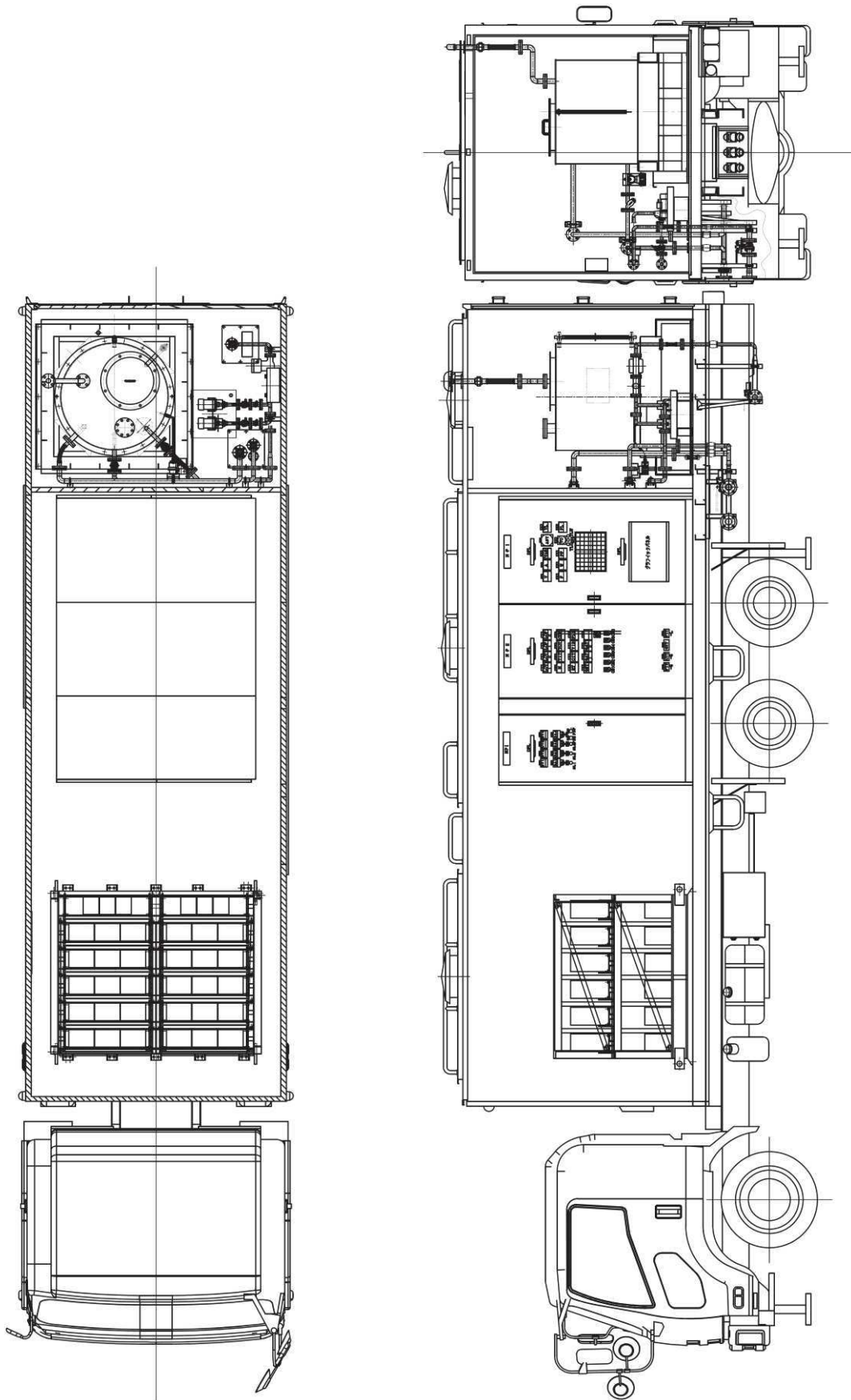
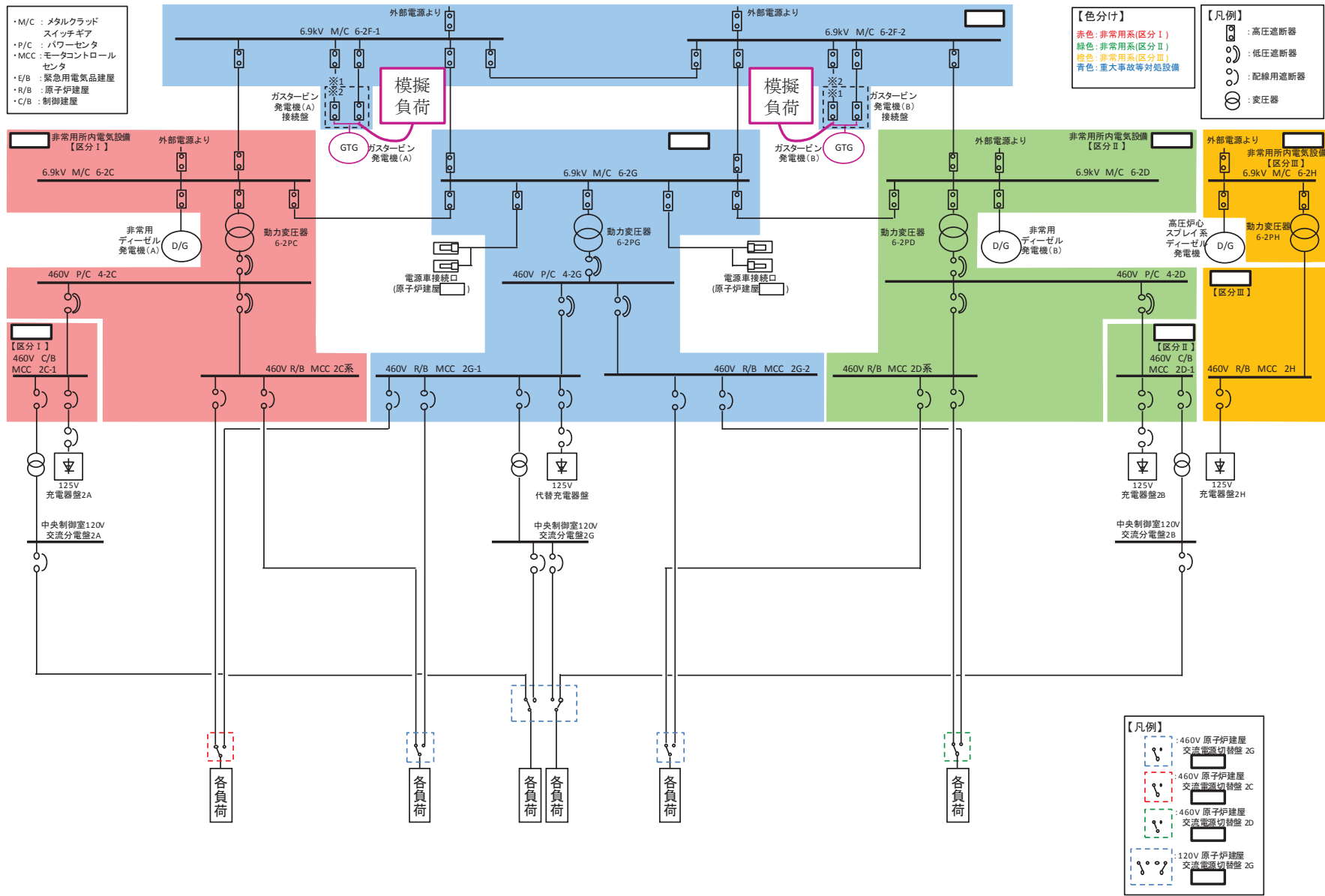


図 57-4-8 ガスタービン発電機（制御車）構造図

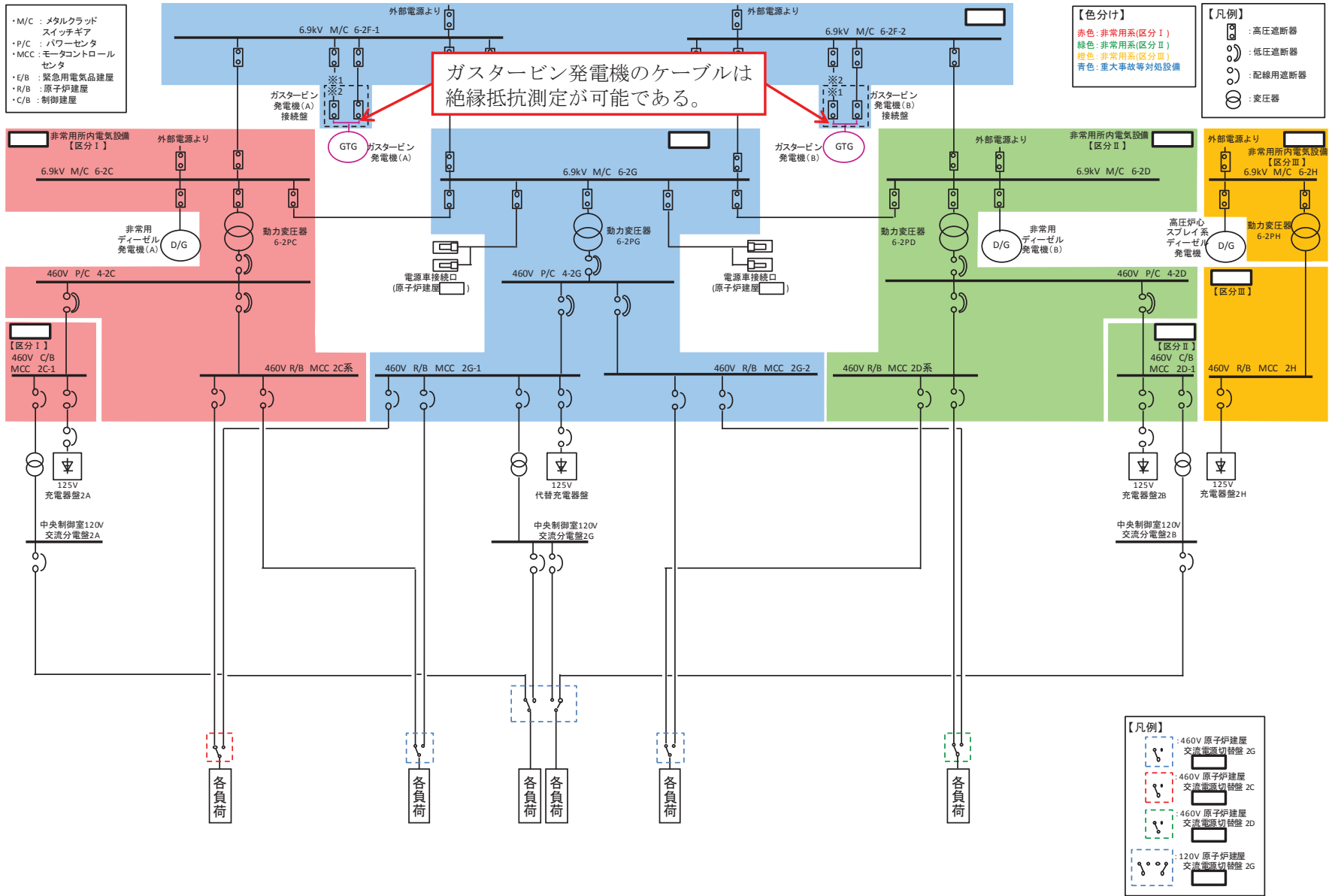
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-4-9 ガスタービン発電機試験系統図



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-4-10 ガスタービン発電機用ケーブル試験系統図



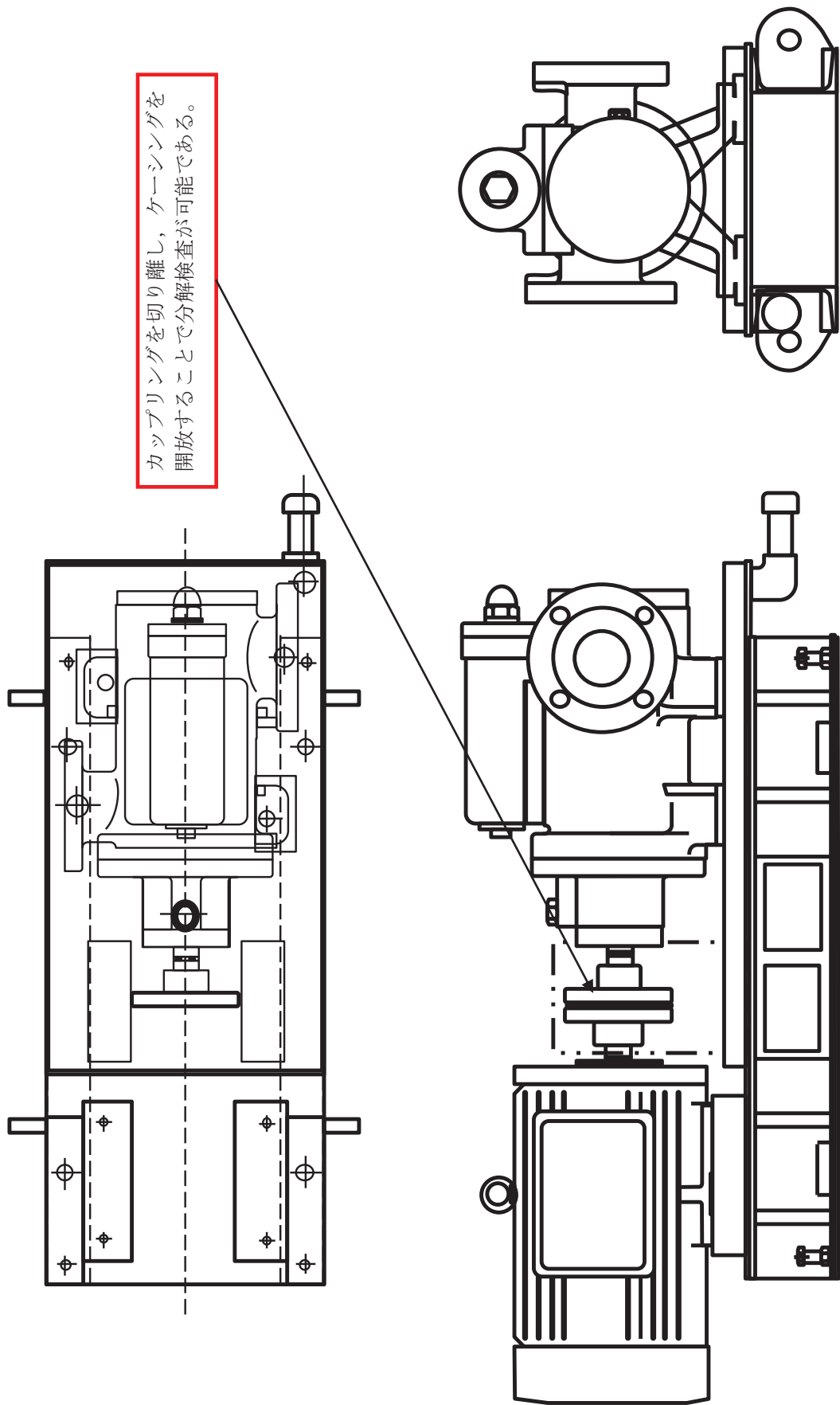


図 57-4-11 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ構造図

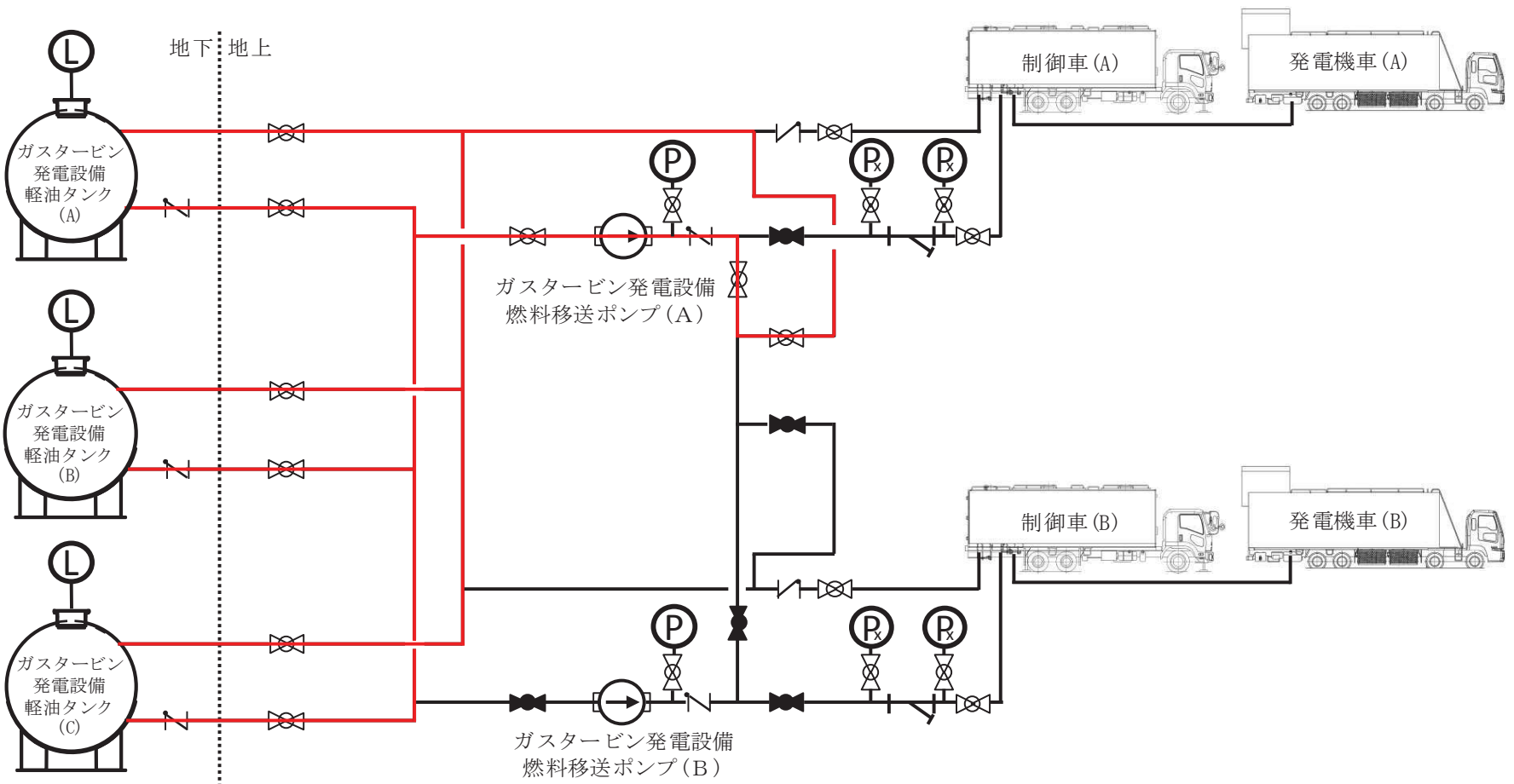


図 57-4-12 ガスタービン発電設備燃料移送系系統図

57-4-12

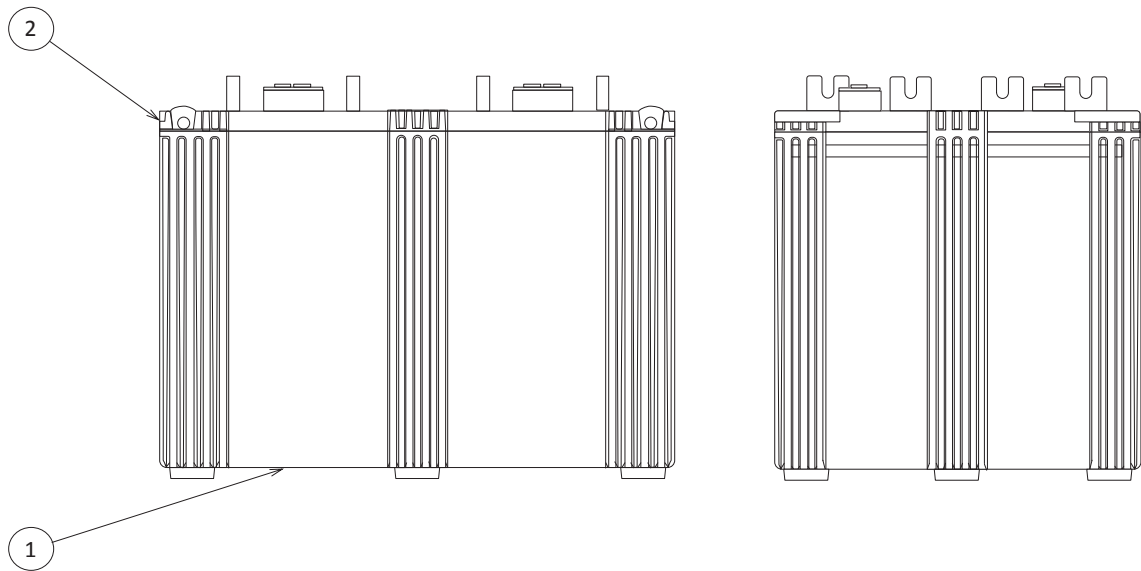
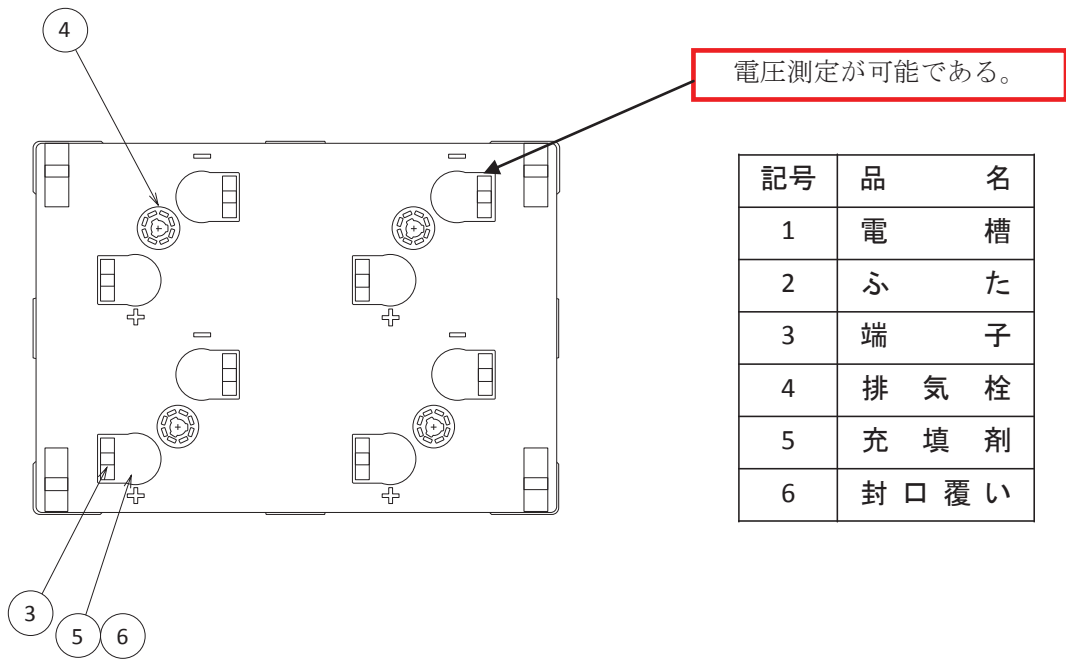


図 57-4-13 125V 蓄電池 2A (2,000Ah) 構造図

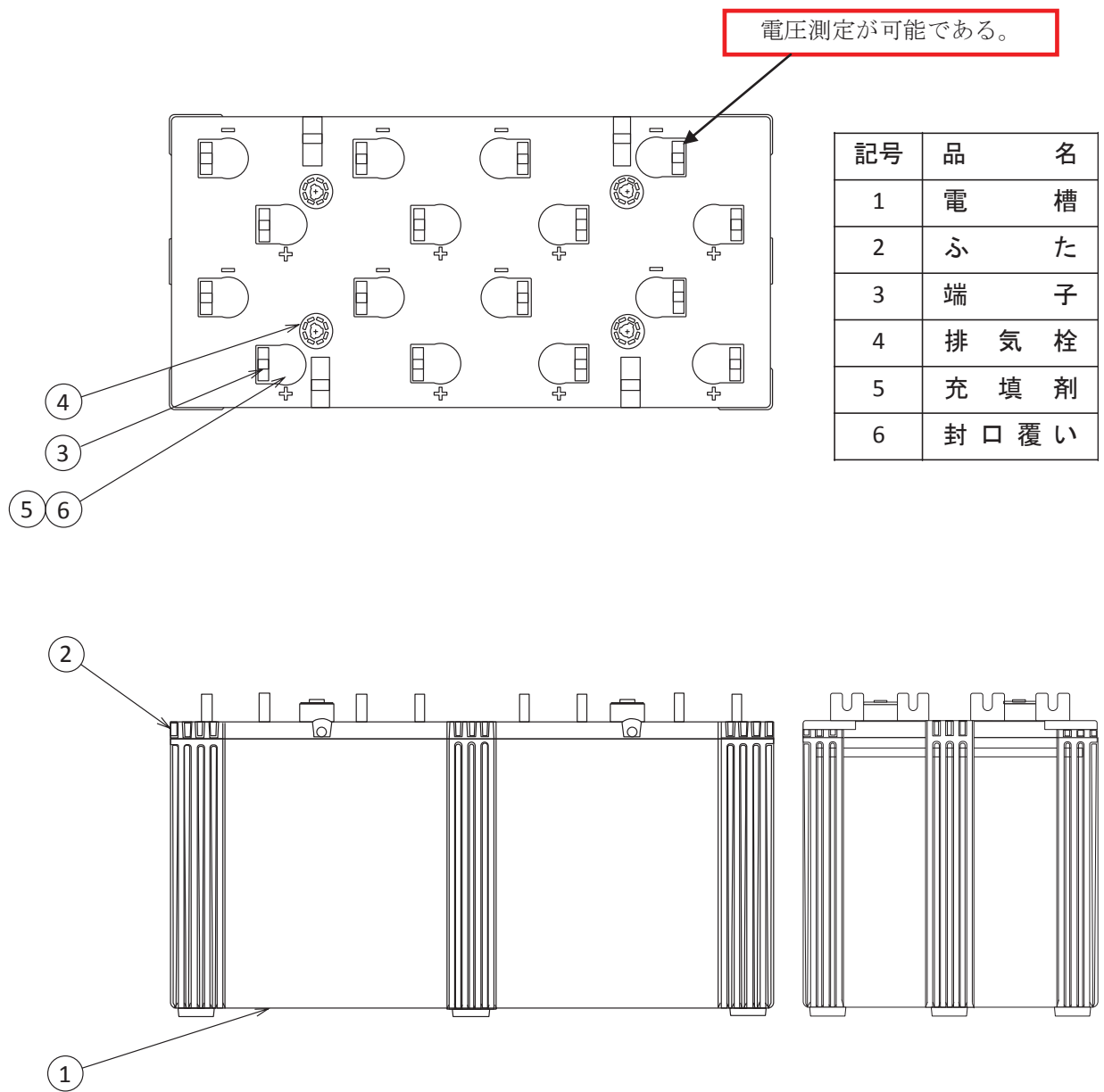


図 57-4-14 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B (3,000Ah) 構造図

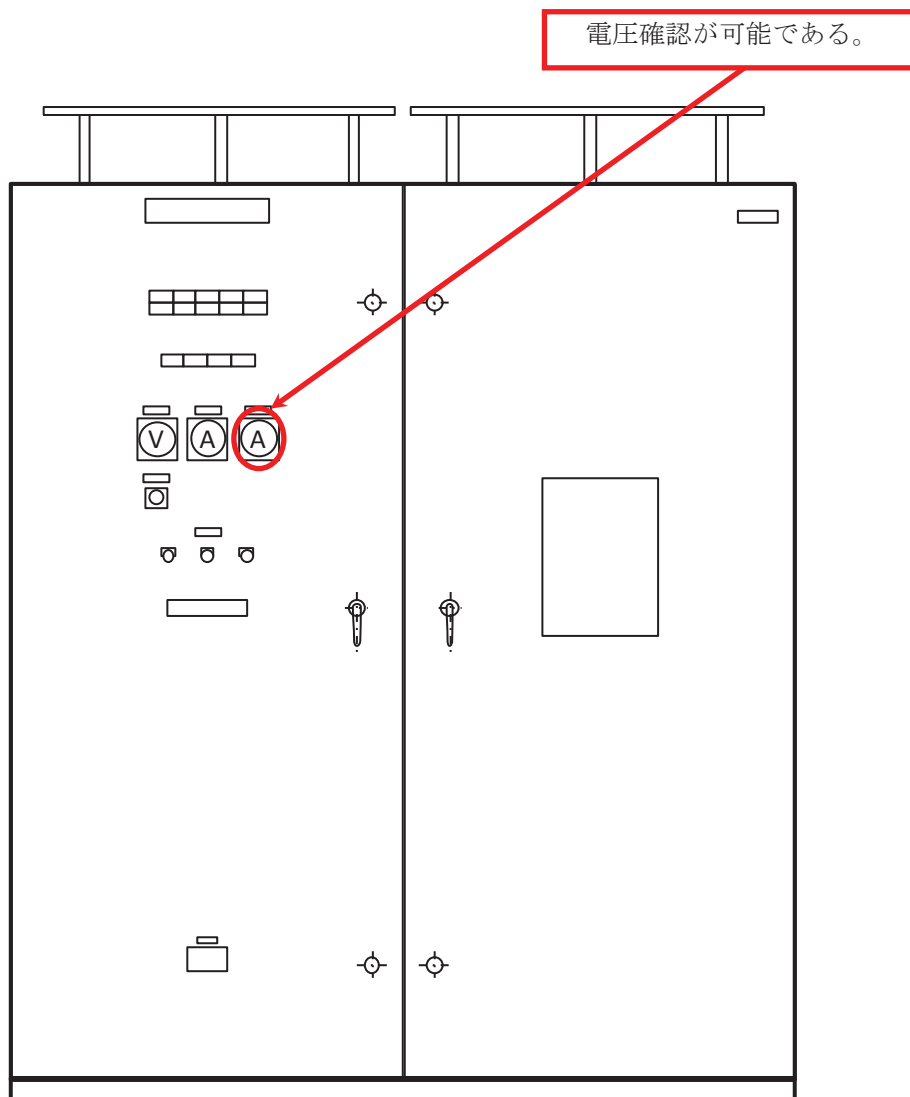


図 57-4-15 125V 充電器盤 2A 構造図

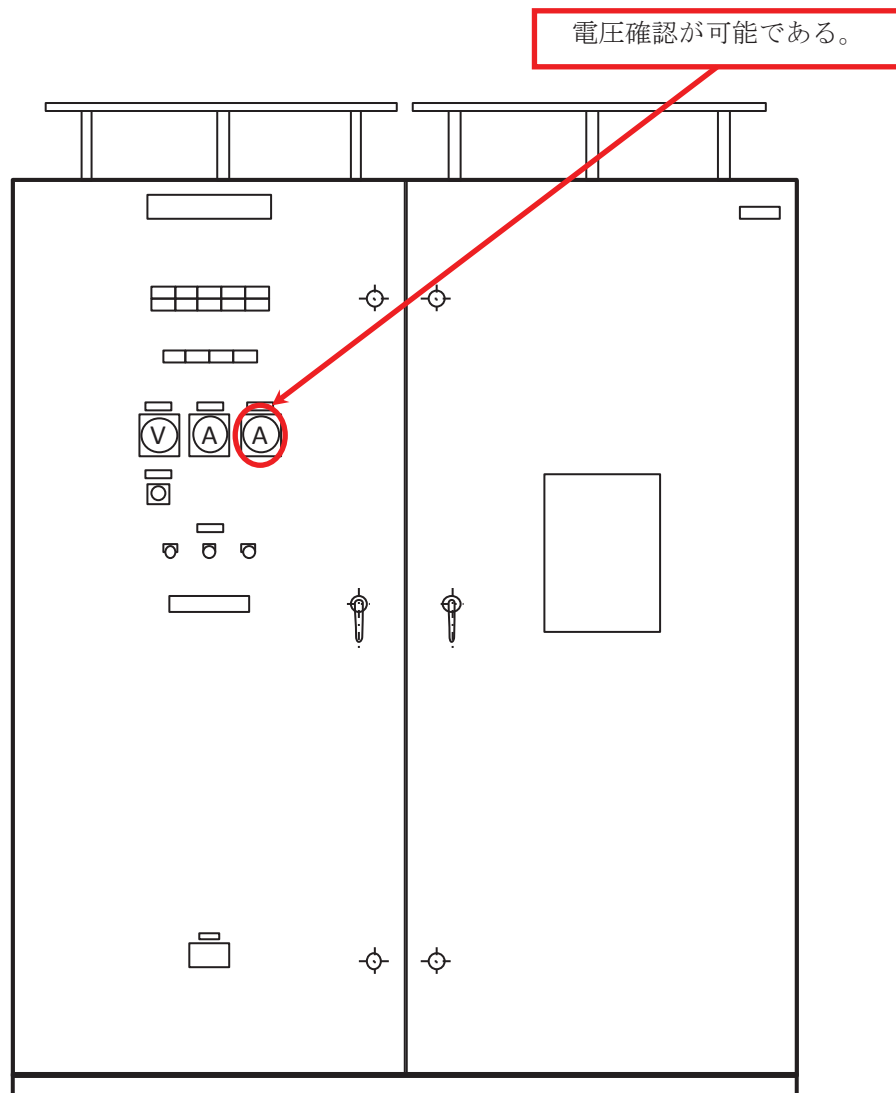
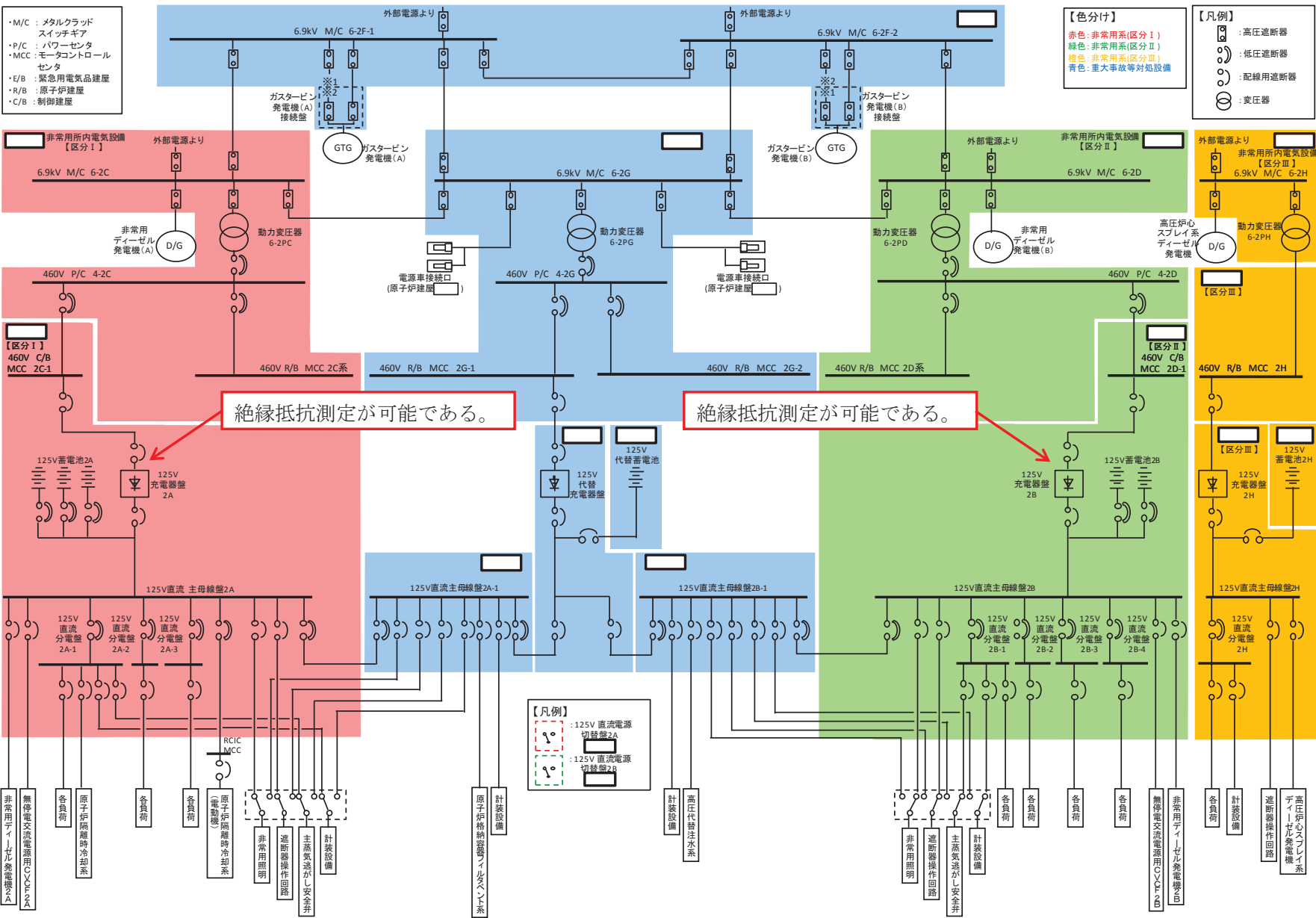


図 57-4-16 125V 充電器盤 2B 構造図



57-4-17 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B 試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-17

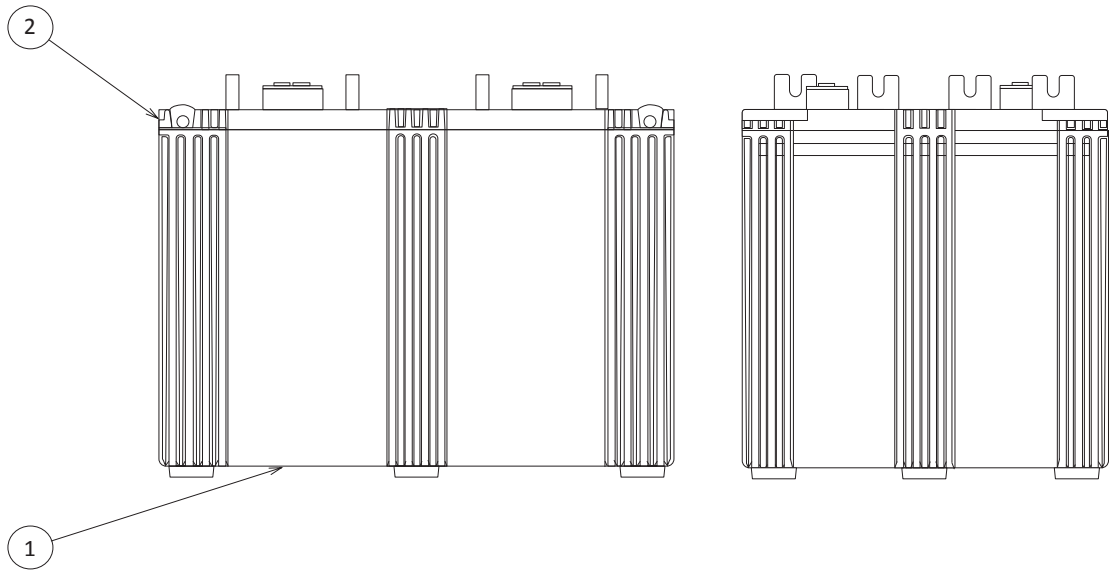
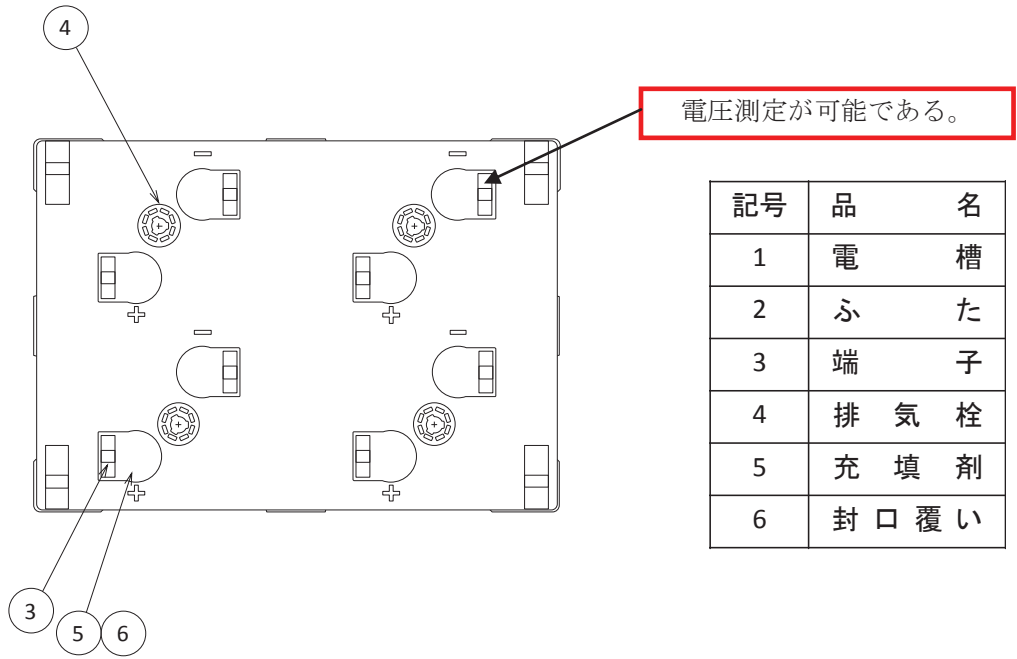


図 57-4-18 125V 代替蓄電池 (2,000Ah) 構造図

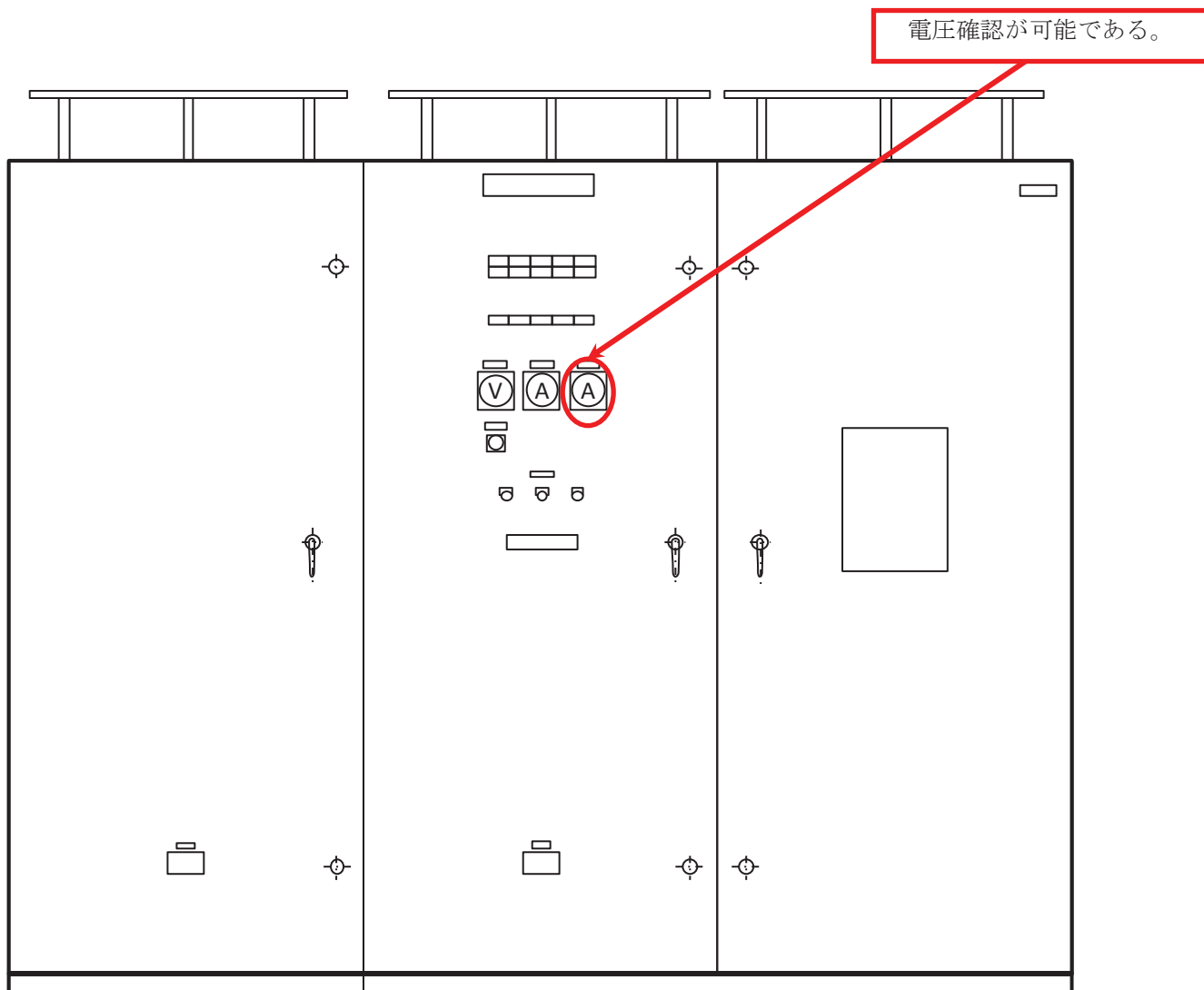


図 57-4-19 125V 代替充電器盤構造図

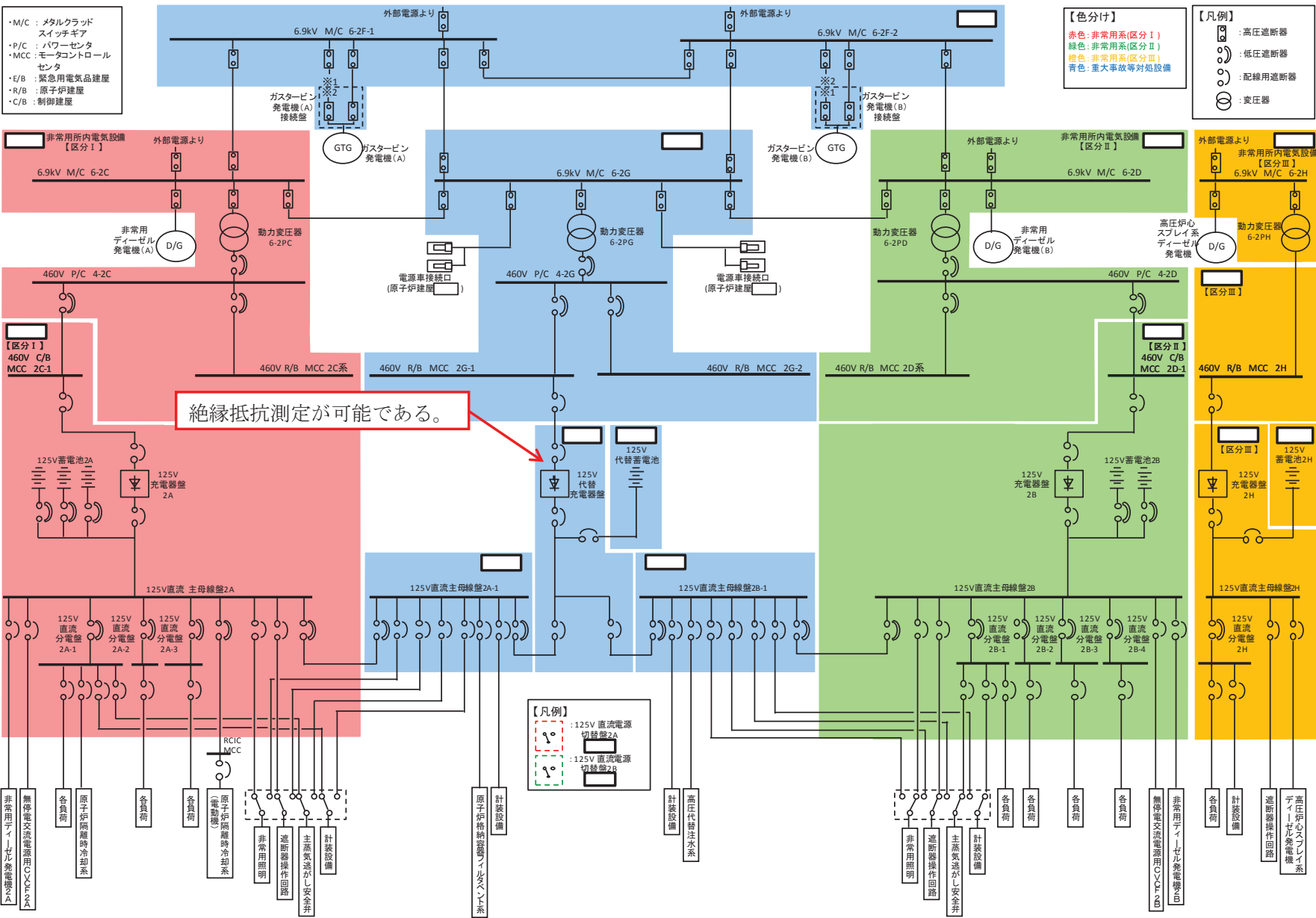
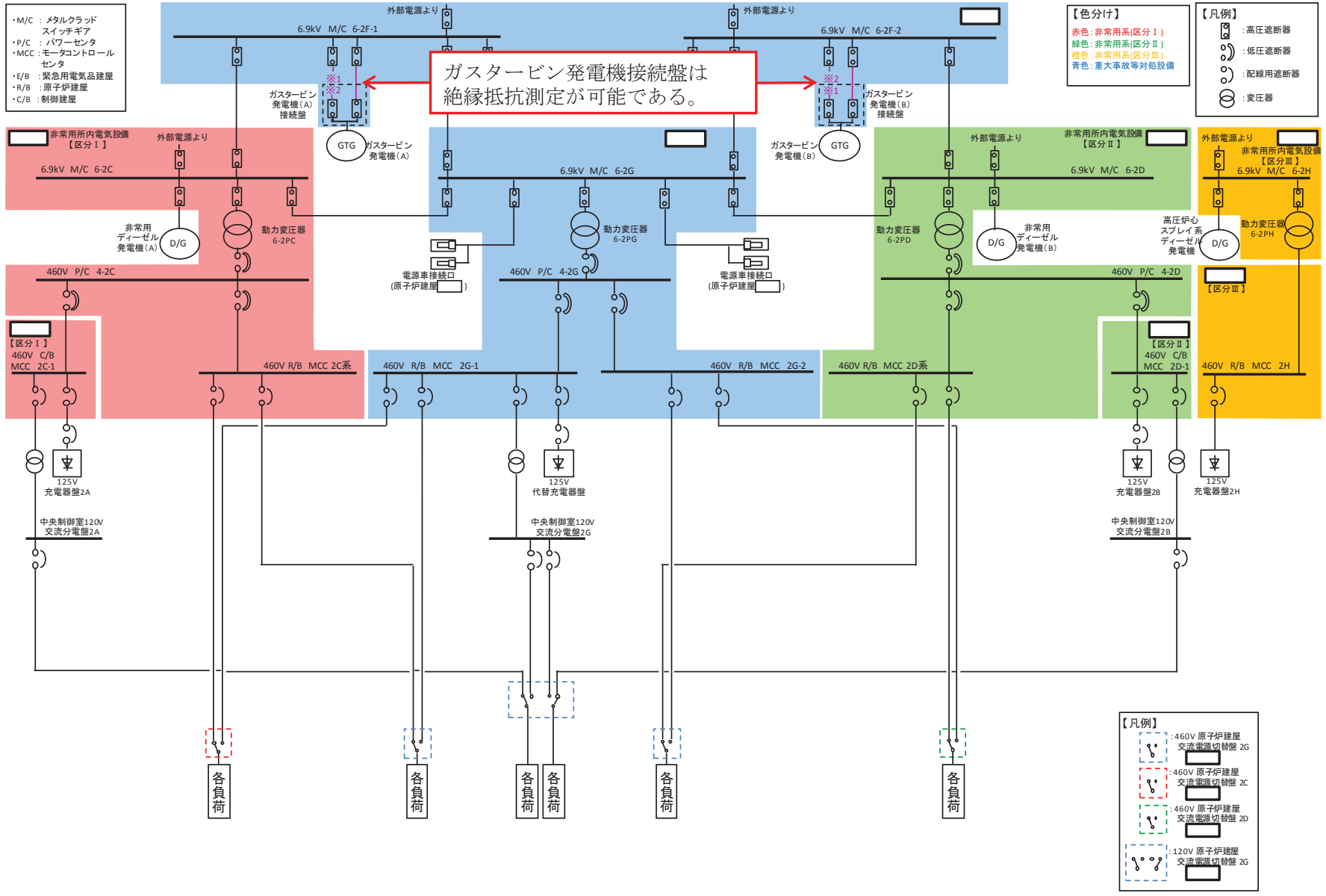


図 57-4-20 125V 代替充電器盤試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-20



- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・E/B : 緊急用電気品建屋
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】**
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対処設備

- 【凡例】**
- ⊗: 高圧遮断器
 - ⊙: 低圧遮断器
 - ⊖: 配線用遮断器
 - ⊕: 変圧器

- 【凡例】**
- ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2C
 - ⊖: 460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2D
 - ⊖: 120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G

☒ 57-4-21 ガスタービン発電機接続盤試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-21

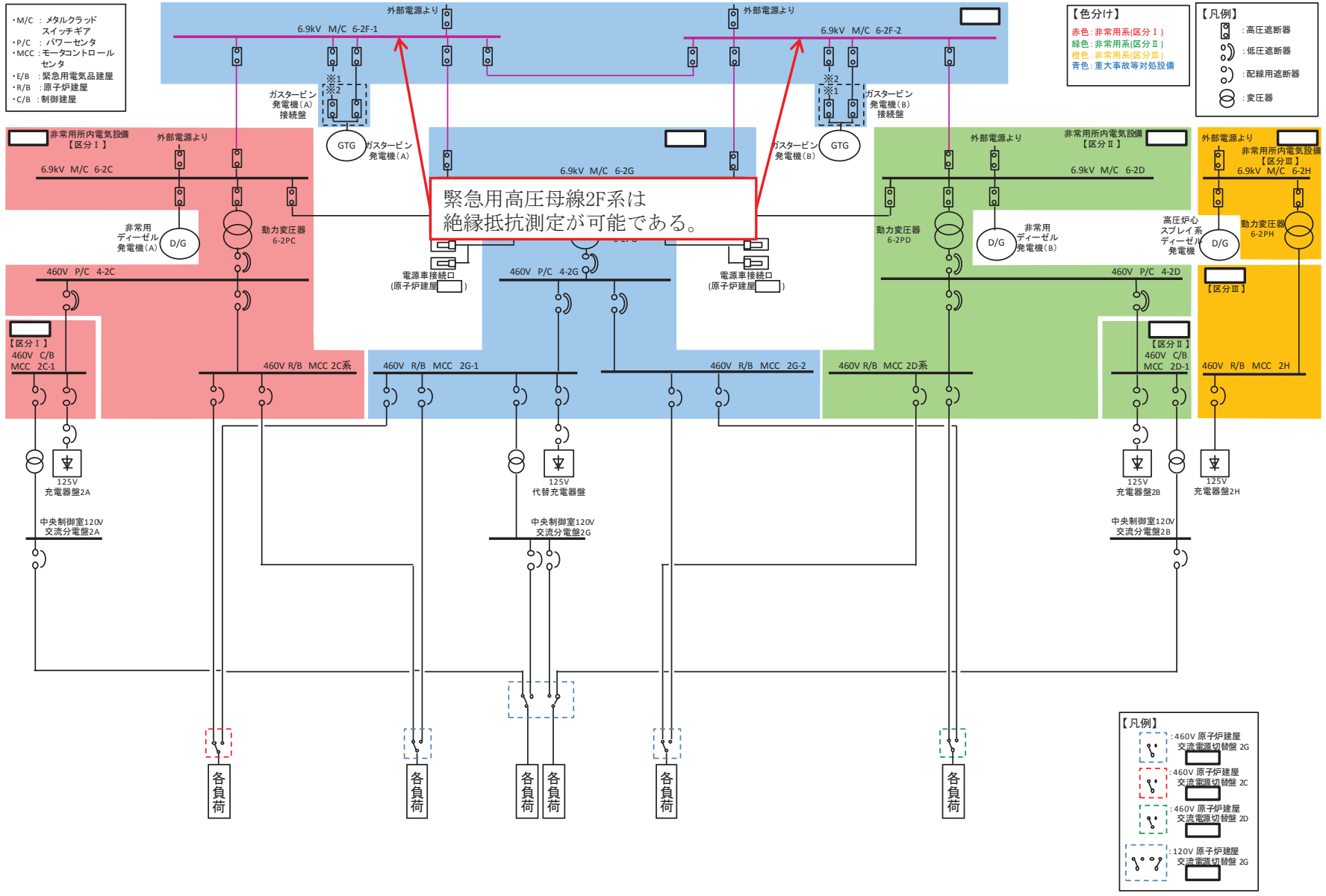


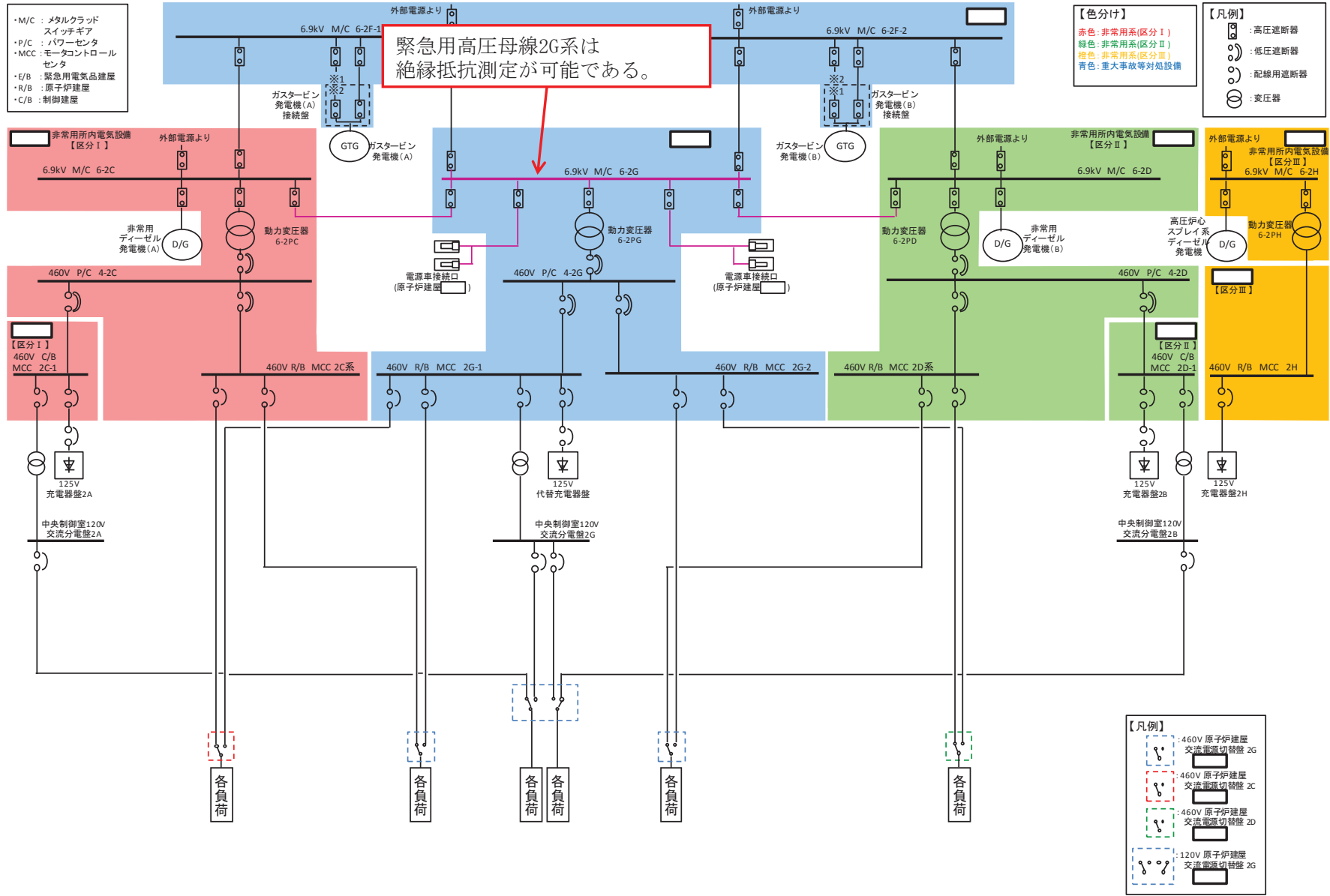
図 57-4-22 緊急用高圧母線 2F 系試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-22

緊急用高圧母線 2G 系試験系統図

図 57-4-23



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

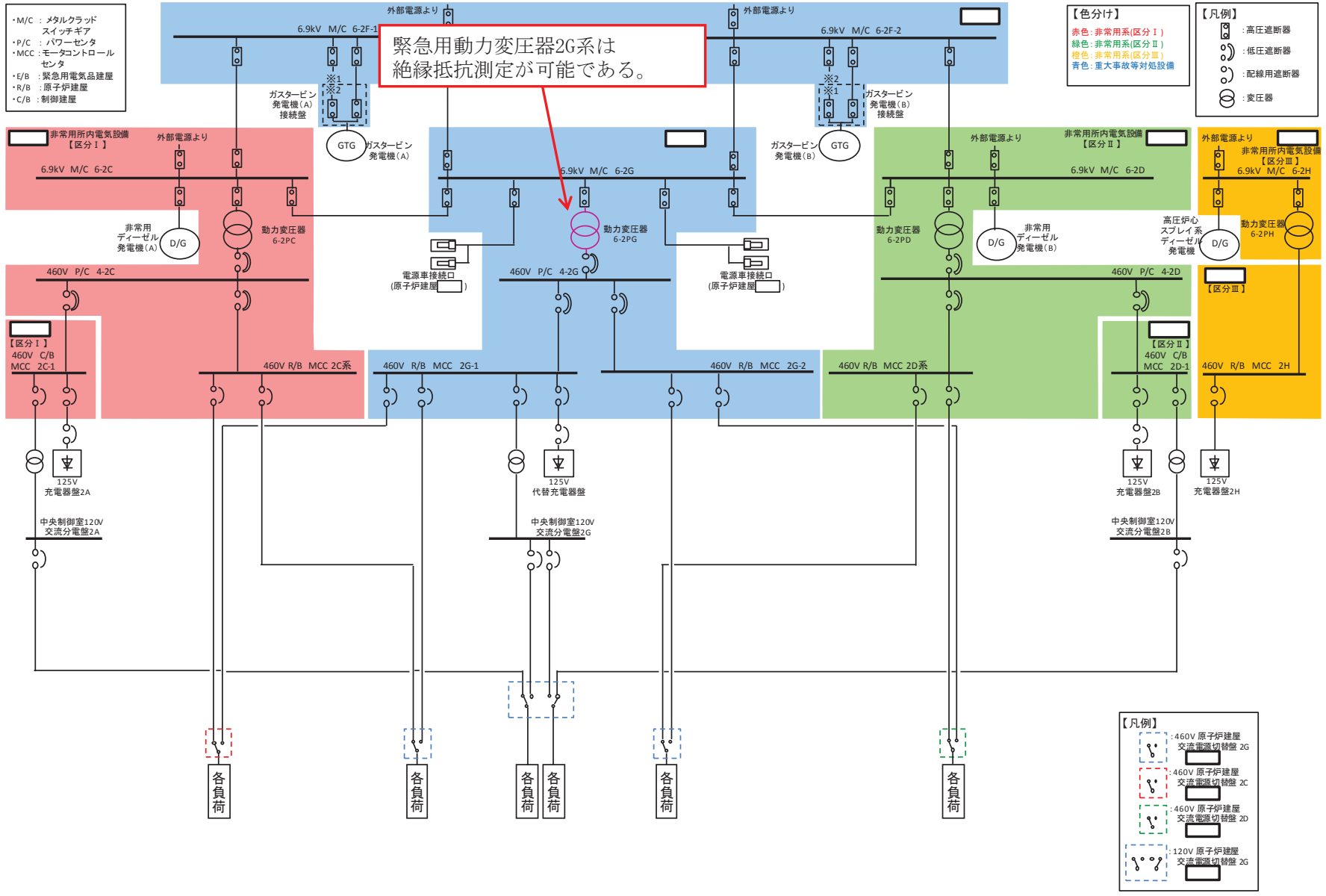


図 57-4-24 緊急用動力変圧器 2G 系試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-24

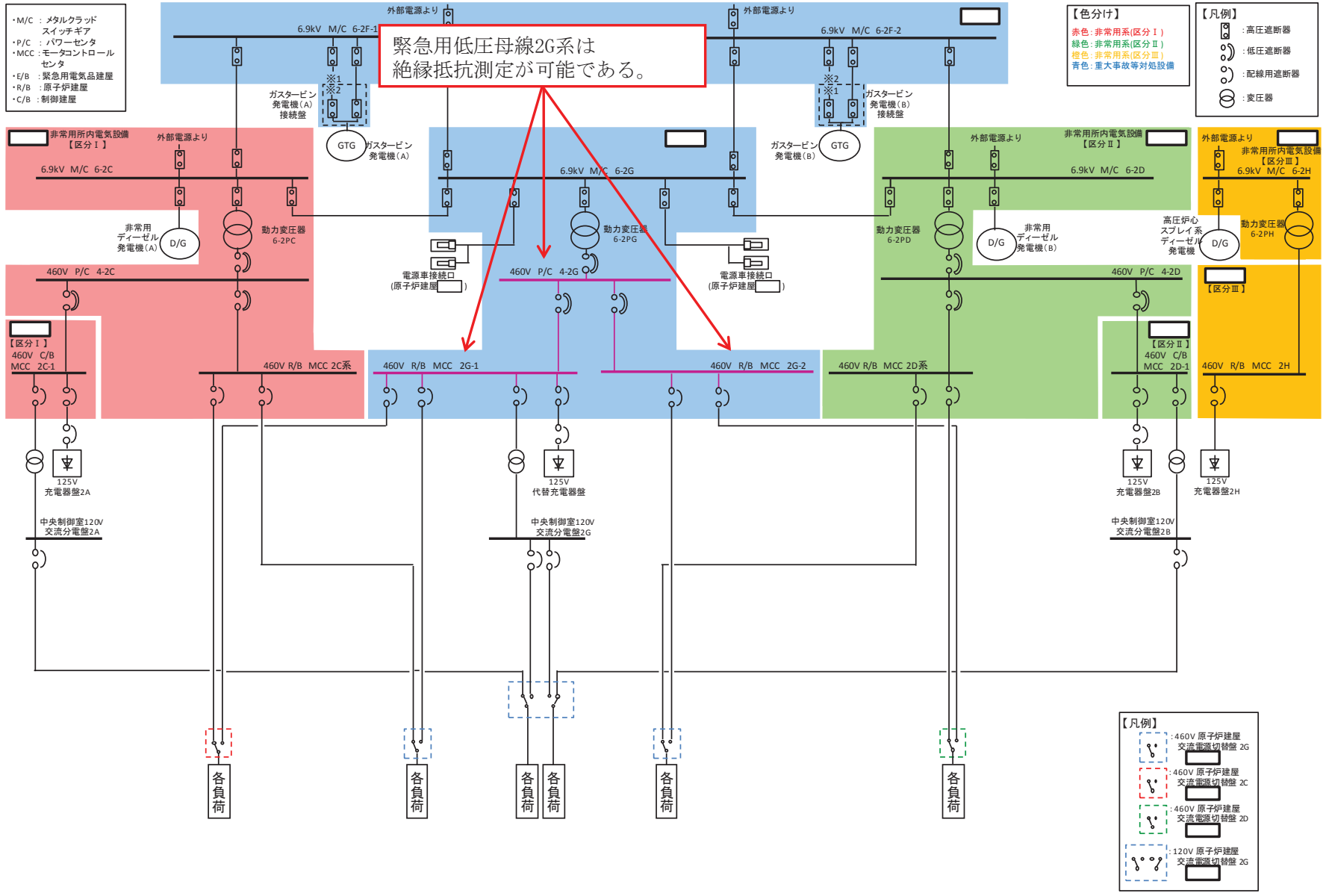
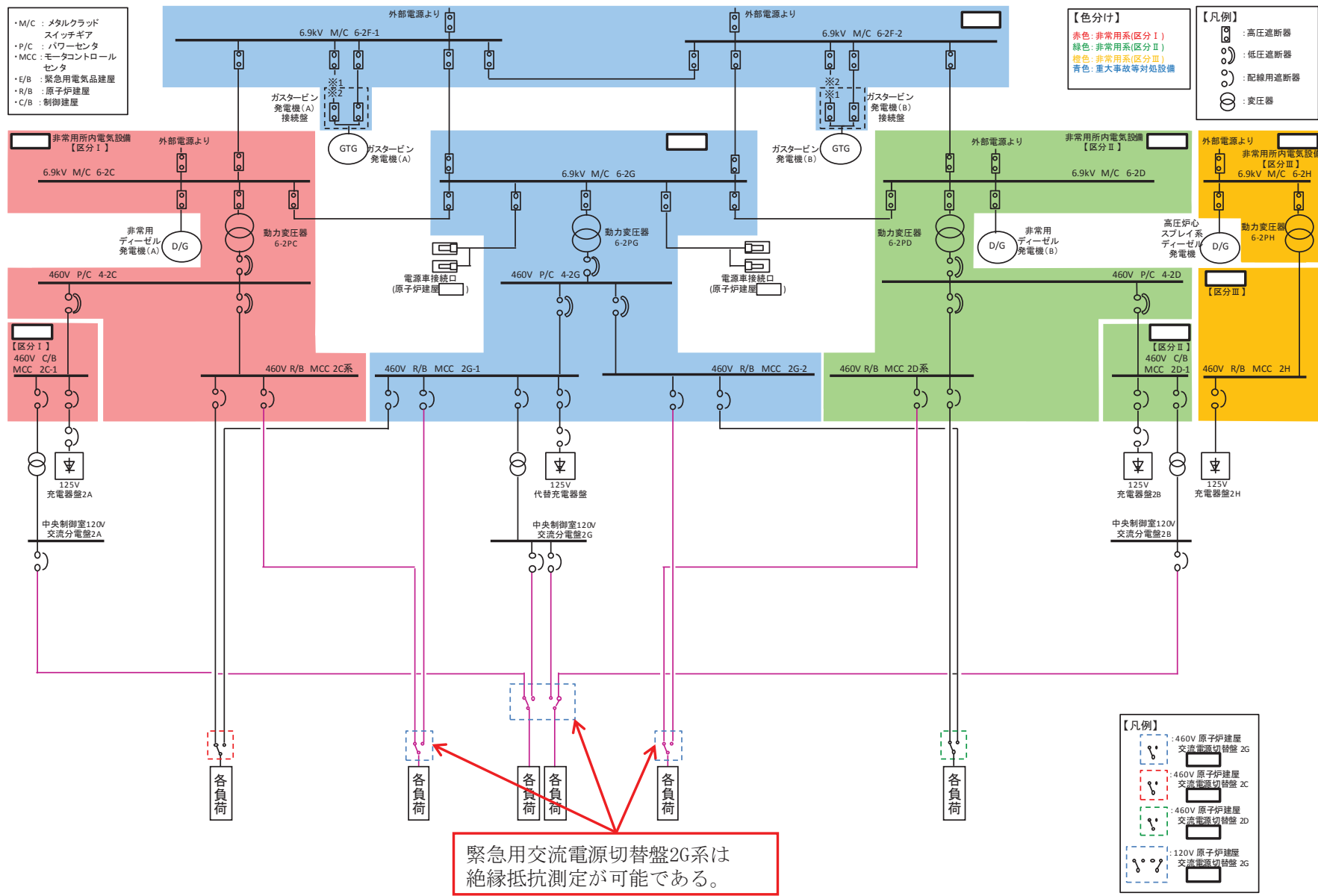


図 57-4-25 緊急用低圧母線 2G 系試験系統図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-4-25

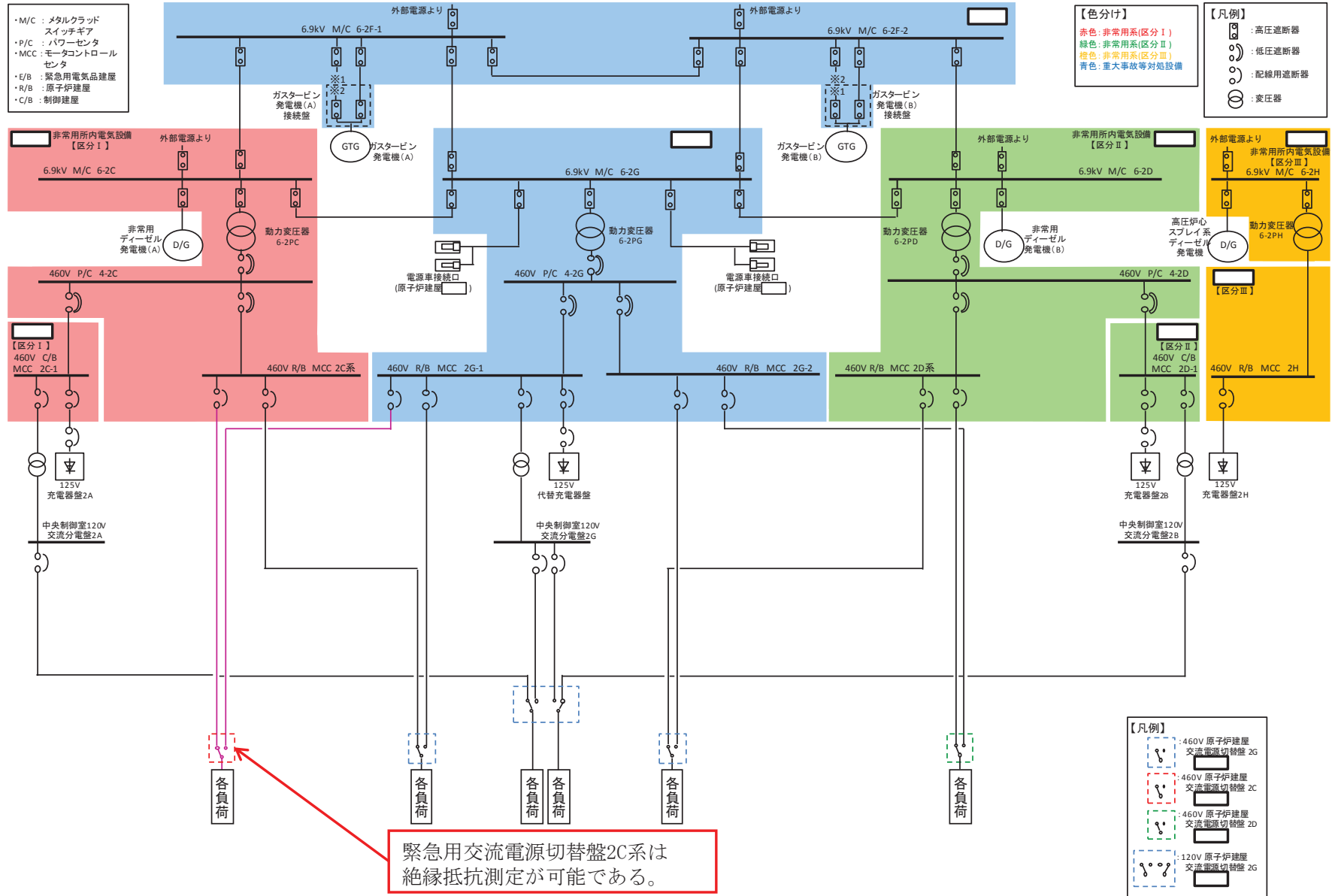
図 57-4-26 緊急用交流電源切替盤 2G 系試験系統図



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

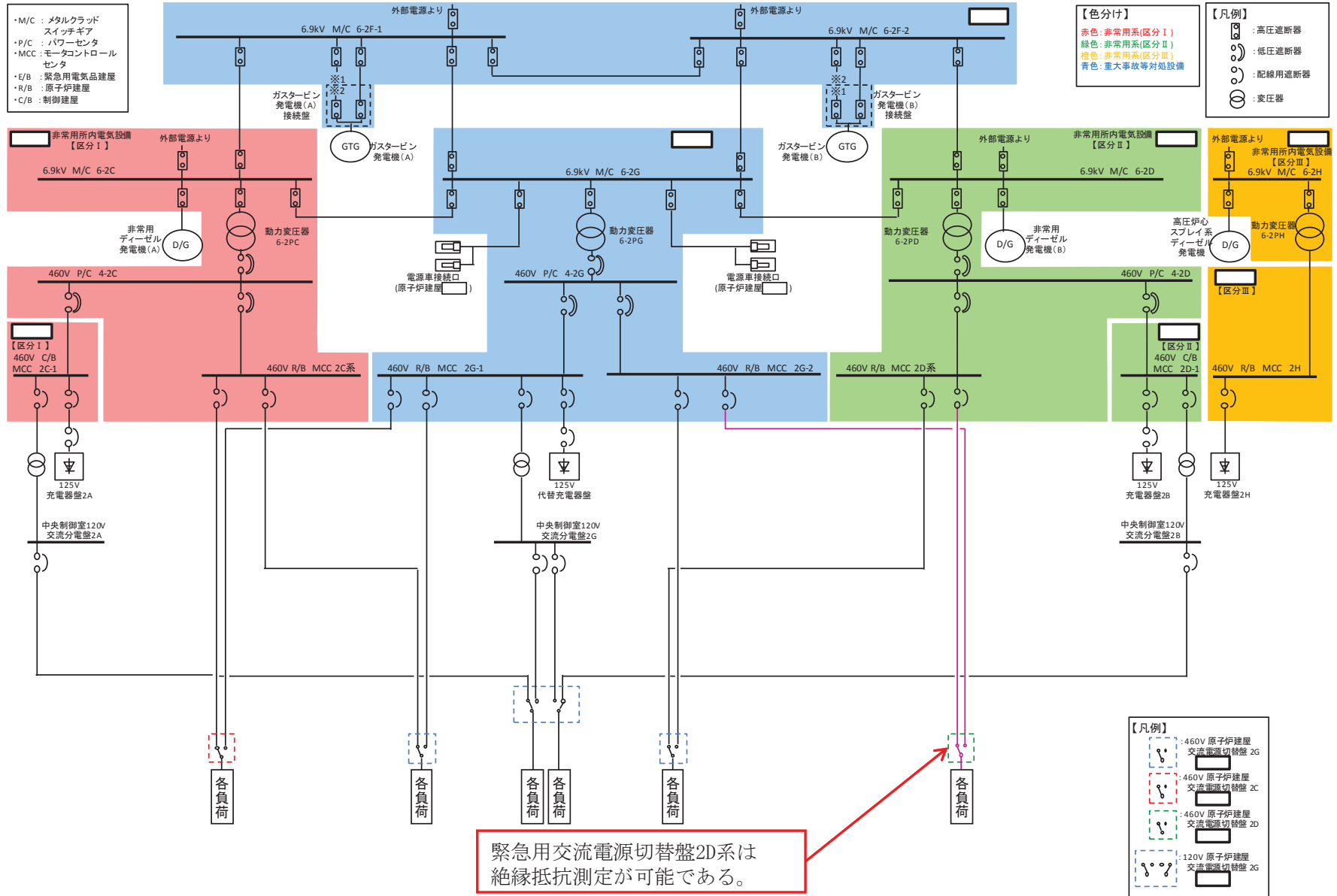
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-4-27 緊急用交流電源切替盤 2C 系試験系統図

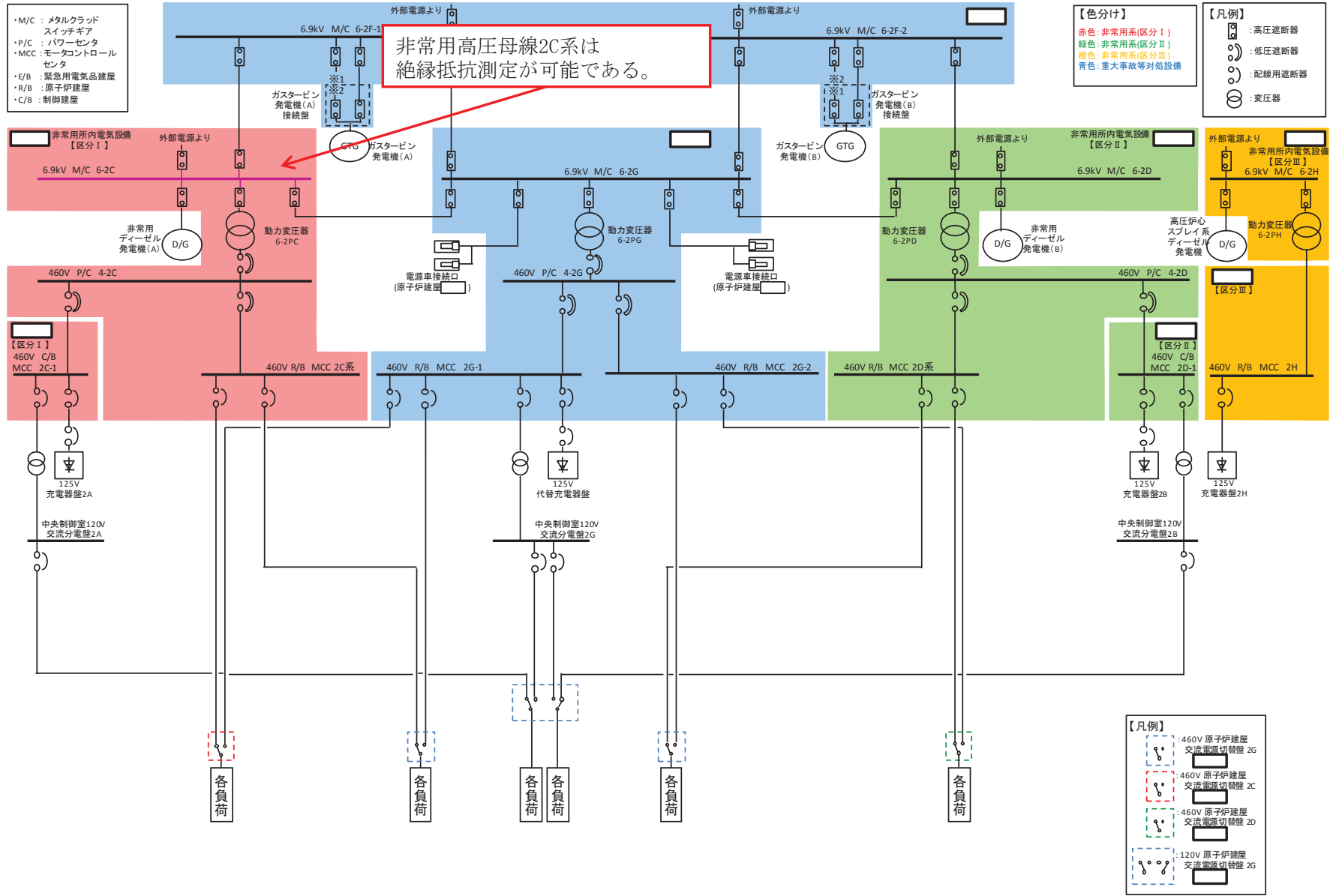


枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-4-28 緊急用交流電源切替盤 2D 系試験系統図



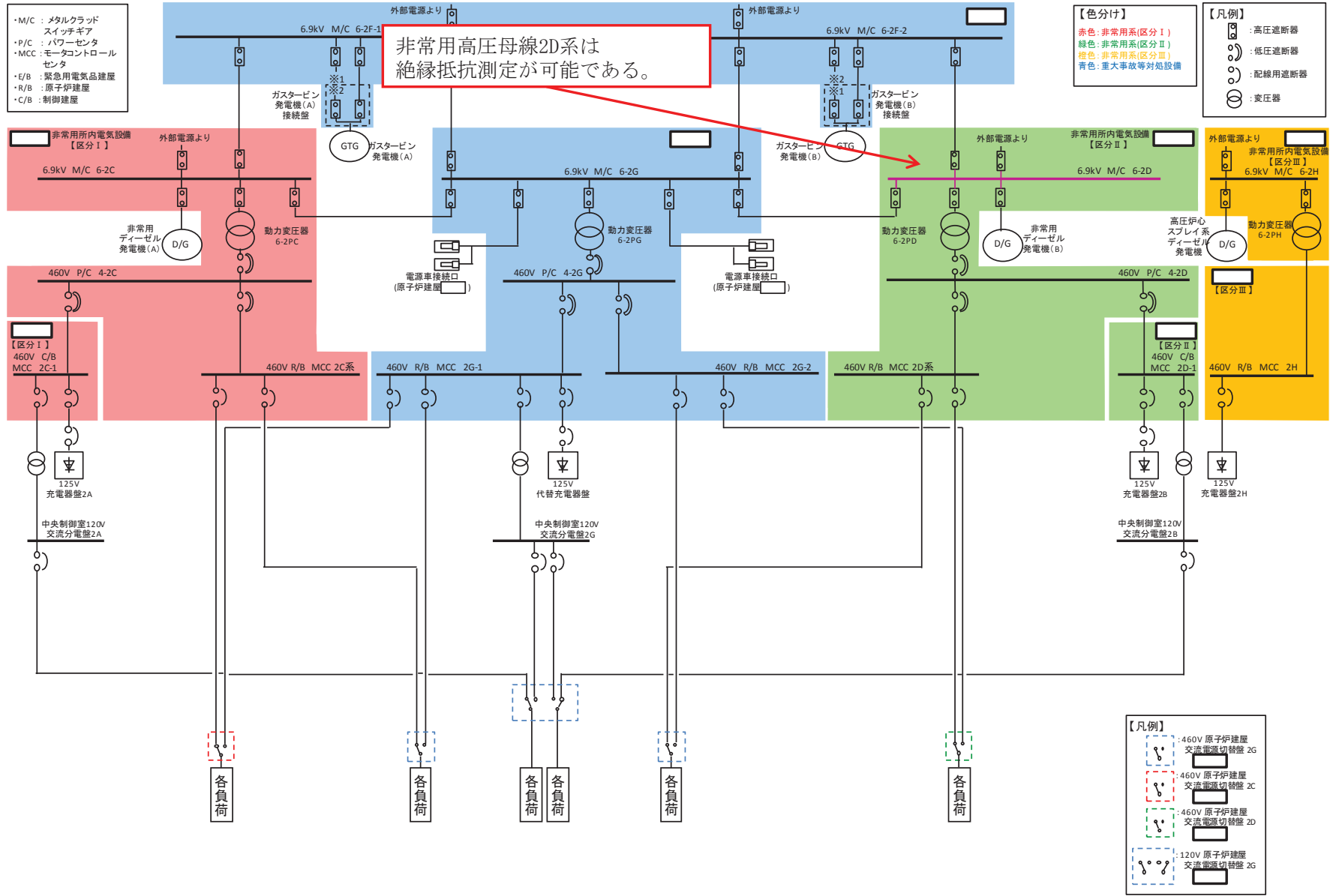
57-4-29 非常用高圧母線 2C 系試験系統図
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



57-4-29

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-4-30 非常用高圧母線 2D 系試験系統図



57-5
容量設定根拠

名称		電源車
個数	個	6 (うち予備 1)
容量	kVA/個	400

【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電源車を配備する。

1. 可搬型代替交流電源設備としての容量

電源車の容量は、以下の①及び②について必要な負荷を基に設定する。

- 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給電
- ② 代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤を経由し、直流負荷へ給電

- ① ガスタービン発電機が使用不能の場合、低圧代替注水系（常設）にて炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は以下のとおり、最大負荷 644.1kW 及び連続負荷 643.3kW である。したがって、電源車 2 台分を必要容量 (680kW=400kVA × 力率 0.85 × 2 台) とする。

負荷名称	負荷容量
125V 充電器盤 2A	105.0 kW
125V 充電器盤 2B	105.0 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2A	52.5 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2B	52.5 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
非常用照明	56.0 kW
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0 kW
その他必要な負荷	107.3 kW (108.05kW)
合計 (連続負荷)	643.3 kW
(最大負荷)	(644.1 kW)

- ② 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が使用不能の場合、代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤を経由し高圧代替注水系に給電する。高圧代替注水系による炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は 125V 代替充電器盤の容量となり、連続負荷約 105kW である。したがって、電源車 1 台分を必要容量 (340kW = 400kVA × 力率 0.85 × 1 台) とする。

2. 緊急時対策所用代替交流電源設備としての容量

電源車の容量は、ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ給電について必要な負荷を基に設定する。

ガスタービン発電機が使用不能の場合、緊急時対策所の換気空調設備、照明設備、必要な情報を把握できる設備等の負荷は以下のとおり、最大負荷 337.1kW 及び連続負荷 315.1kW である。したがって、電源車 1 台分を必要容量 (340kW=400kVA×力率 0.85×1 台) とする。

負荷名称		負荷容量
換気空調設備	緊急対策エリア冷凍機 圧縮機ユニット圧縮機 3 台	66.0 kW (88.0 kW)
	緊急対策エリア冷凍機凝縮器ユニット空冷コンデンサ排風機 6 台	33.0 kW
	緊急対策エリア 常・非常用送風機	22.0 kW
	緊急時対策所 常・非常用送風機	11.0 kW
	緊急時対策所 常・非常用排風機	7.5 kW
	緊急時対策所 非常用送風機	3.7 kW
	緊急時対策所 非常用排風機	22.0 kW
	緊急時対策所 非常用フィルタ装置加熱ヒータ 2 台	10.0 kW
その他空調負荷		5.08kW
・照明設備 (コンセント負荷含む)		40.0 kW
・必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備		4.24kW
その他負荷	125V 充電器盤 J-1	67.0 kW
	CO2 除去装置	5.4 kW
	火災防護設備	17.52kW
	その他負荷	0.6 kW
合計 (連続負荷)		315.1 kW
(最大負荷)		(337.1 kW)

名称		軽油タンク
基数	基	6
容量	kL/個	110
最高使用圧力	kPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

軽油タンクは、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型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、軽油タンクより燃料補給を必要とする設備は以下のとおり。

条 文	重 大 事 故 等 対 処 設 備
46 条	電源車*1
47 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、緊急送水ポンプ
48 条	熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
49 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
50 条	熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
51 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
52 条	熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
54 条	熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
55 条	大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
56 条	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
57 条	電源車*2

*1：可搬型代替直流電源設備

*2：可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備

軽油タンクの容量は、重大事故等時の有効性評価上、可搬型重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失）において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型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消費量を基に設定する。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
大容量送水ポンプ (タイプⅠ)	2	0.188	約 64
熱交換器ユニット	1	0.056	約 10
電源車	1*3	0.100	約 17
計			約 91

*3：可搬型代替直流電源設備で必要となる台数

以上のとおり、使用する設備に対して、7日間連続運転した場合の必要容量約91kLに対し、軽油は合計で660kL保有し、必要量に対して余裕を有している。

【参考】

緊急送水ポンプ1台(47条)、大容量送水ポンプ(タイプⅡ)2台(55条、56条)及び可搬型代替交流電源設備電源車(57条)は上記設備と同時に使用するものではないが、各設備が定格出力にて7日間連続運転した場合の燃料消費量は以下のとおり、約100kLとなり、軽油タンクの必要容量は上記設備との合計で約191kLとなる。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
緊急送水ポンプ	1	0.025	約 5
大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	2	0.230	約 78
電源車	2*4	0.100	約 17
計			約 100

*4：可搬型代替交流電源設備で必要となる台数

電源車の最大必要台数は、可搬型代替交流電源設備で使用する2台である。そのうち、可搬型代替直流電源設備で1台の燃料消費量を積み上げているため、残りの1台分の燃料消費量を記載している。

2. 最高使用圧力の設定根拠

軽油タンクの最高使用圧力は、軽油タンクが開放型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

軽油タンクの最高使用温度は、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備燃料移送系の最高使用温度と同じ66℃とする。

名称		ガスタービン発電設備軽油タンク
個数	—	3
容量	kL/個	110
最高使用圧力	kPa [gage]	静水頭
最高使用温度	℃	50

【設定根拠】

ガスタービン発電設備軽油タンクは、重大事故等時において、その機能を発揮することを要求されるガスタービン発電機が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

ガスタービン発電設備軽油タンクの容量は、重大事故等時の有効性評価上、重大事故等対処設備の燃料が最大となる事故シナリオ(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))において、ガスタービン発電機が7日間(168時間)連続運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

$$V = c \times H \times n$$

c:燃料消費率 (kL/h) H:運転時間 (h)

n:個数 (個) V:燃料消費量 (kL)

0.96kL/h	×	1h	×	2台	=	1.92kL	≒	約 2kL
0.84kL/h	×	23h	×	2台	=	38.64kL	≒	約 39kL
0.94kL/h	×	2h	×	2台	=	3.76kL	≒	約 4kL
0.95kL/h	×	1h	×	2台	=	1.9kL	≒	約 2kL
0.89kL/h	×	141h	×	2台	=	250.98kL	≒	約 251kL
						合計		約 298kL

必要容量約 298kL に対し、軽油は合計で 330kL 保有し、必要量に対して余裕を有している。

また、重大事故等時において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型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。

可搬型重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の必要容量約 91kL に対し、必要量に対して余裕を有している。

2. 最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電設備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

ガスタービン発電設備軽油タンクの最高使用温度は、ガスタービン発電設備燃料移送系の最高使用温度と同じ 50℃とする。

名称		タンクローリ
個数	個	3 (うち予備 1)
容量	kL/個	4.0
最高使用圧力	kPa[gage]	24
最高使用温度	℃	40

【設定根拠】

タンクローリは、重大事故等時に、大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニット及び電源車等に燃料を補給する。

なお、軽油タンクの容量と同様に、重大事故等時の有効性評価上、可搬型重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)において、同時にその機能を発揮することを要求される可搬型重大事故等対処設備に対して燃料補給を行うことを想定する。

1. 容量

可搬型重大事故等対処設備への燃料補給は、タンクローリ 2 台で行うこととしており、それぞれ注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び熱交換器ユニットに対してタンクローリ 1 台、電源車に対してタンクローリ 1 台にて補給を行う。

(1) タンクローリ A

a. 各機器の運転可能時間

○注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の運転可能時間

$$\text{運転可能時間} = V_w \div C_w = 990\text{L} \div 188\text{L/h} = 5.2\text{h} \quad (312\text{min})$$

V_w : 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の燃料タンク容量(L) = 990L

C_w : 燃料消費率(L/h) = 188L/h(定格)

保守的に 300 分とする。

○熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の運転可能時間

$$\text{運転可能時間} = V_w \div C_w = 990\text{L} \div 188\text{L/h} = 5.2\text{h} \quad (312\text{min})$$

V_w : 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の燃料タンク容量(L) = 990L

C_w : 燃料消費率(L/h) = 188L/h(定格)

保守的に 300 分とする。

○熱交換器ユニットの運転可能時間

$$\text{運転可能時間} = V_h \div C_h = 900\text{L} \div 55.5\text{L/h} = 16.2\text{h} \quad (972\text{min})$$

V_h : 熱交換器ユニットの燃料タンク容量(L) = 900L

C_h : 燃料消費率(L/h) = 55.5L/h(定格)

保守的に 900 分とする。

b. 燃料補給手順

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへの燃料補給の手順は以下のとおり。

【所要時間の考え方】

- ・重大事故等対応要員の移動時間は、移動時間が最大となる緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定し25分とする。
- ・タンクローリの移動時間は、移動時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所までの移動を想定し15分とする。
- ・軽油タンクからタンクローリの補給時間は、軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ時間を想定し100分とする。
- ・各機器への補給時間は、補給時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給（準備作業を含む）を想定し30分とする。

【タンクローリ A による補給手順（注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへの補給）】

- ① 移動（重大事故等対応要員（緊急時対策所⇒保管エリア））：25分
- ② 移動（タンクローリ（保管エリア⇒軽油タンク））：15分
- ③ 補給（軽油タンク⇒タンクローリ）：100分
- ④ 移動（タンクローリ（軽油タンク⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所））：15分
- ⑤ 補給（タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30分
- ⑥ 補給（タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30分
- ⑦ 移動（タンクローリ（注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所⇒軽油タンク））：15分
- ⑧ 補給（軽油タンク⇒タンクローリ）：100分
- ⑨ 移動（タンクローリ（軽油タンク⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所））：15分
- ⑩ 補給（タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30分
- ⑪ 移動（タンクローリ（注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所⇒熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所））：15分
- ⑫ 補給（タンクローリ⇒熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I））：30分
- ⑬ 移動（タンクローリ（熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所⇒熱交換器ユニット設置場所））：15分
- ⑭ 補給（タンクローリ⇒熱交換器ユニット）：30分

タイムチャートは、「図 57-5-1 タンクローリ A から注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへの補給のタイムチャート」に示す。

移動ルートは「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」を参照。

c. タンクローリ A の補給成立性

(a) 注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給成立性

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 10 時間以降であるため、手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後 4 時間から注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）が起動する事象発生後 10 時間までに実施する。

1 回目 ⑤=30 分（残量：4,000L-990L=3,010L）

2 回目 ⑥=30 分（残量：3,010L-990L=2,020L）

3 回目 ⑦+⑧+⑨+⑩=160 分（残量：4,000L-990L=3,010L）

4 回目 ⑪+⑫+⑬+⑭+⑦+⑧+⑨+⑩=250 分

（残量：4,000L-990L=3,010L）

5 回目以降は、4 回目と同じサイクルを実施する。

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃料補給時間は 250 分である。

(b) 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給成立性

熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 19 時間以降であり、タンクローリへの補給は事象発生後 19 時間までに実施する。熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給は、注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ補給後に実施する。

1 回目 ⑫=30 分（残量：3,010L-990L=2,020L）

2 回目 ⑬+⑭+⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫=250 分

（残量：3,010L-990L=2,020L）

3 回目以降は、2 回目と同じサイクルを実施する。

熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃料補給時間は 250 分である。

(c) 熱交換器ユニットへの補給成立性

熱交換器用ユニットへ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 19 時間以降であり、タンクローリへの補給は事象発生後 19 時間までに実施する。熱交換器ユニットへの補給は、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）へ補給後に実施する。

1 回目 ⑫+⑬+⑭=75 分（残量：2,020L-900L=1,120L）

2 回目 ⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫+⑬+⑭=250 分

（残量：2,020L-900L=1,120L）

3回目以降は、2回目と同じサイクルを実施する。
熱交換器ユニットの燃料補給時間は250分である。

d. 評価結果

注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃料補給時間は250分であり、運転可能時間である300分以内に燃料補給は可能である。

熱交換器ユニットの燃料補給時間は250分であり、運転可能時間である900分以内に燃料補給は可能である。

軽油の必要容量2,880Lに対し、タンクローリの容量は合計で4,000L有していることから、必要量に対して余裕を有している。

(2) タンクローリ B

a. 電源車の運転可能時間

○電源車への運転可能時間

運転可能時間 = $V_d \div C_d = 250L \div 100L/h = 2.5h$ (150min)

V_d : 電源車の燃料タンク容量 (L) = 250L

C_d : 燃料消費率 (L/h) = 100L/h (定格)

保守的に120分とする。

b. 燃料補給手順

電源車への燃料補給の手順は以下のとおり。

【所要時間の考え方】

- ・重大事故等対応要員の移動時間は、移動時間が最大となる緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定し25分とする。
- ・タンクローリの移動時間は、移動時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）設置場所までの移動を想定し15分とする。
- ・軽油タンクからタンクローリの補給時間は、軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ時間を想定し100分とする。
- ・各機器への補給時間は、補給時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）への補給（準備作業を含む）を想定し30分とする。

【タンクローリ B による補給手順（電源車への補給）】

- ① 移動（重大事故等対応要員（緊急時対策所⇒保管エリア））：25分
- ② 移動（タンクローリ（保管エリア⇒軽油タンク））：15分
- ③ 補給（軽油タンク⇒タンクローリ）：100分
- ④ 移動（タンクローリ（軽油タンク⇒電源車設置場所））：15分
- ⑤ 補給（タンクローリ⇒電源車）：30分

補給時間は、「図 57-5-2 タンクローリ B から電源車への補給のタイムチャート」に示す。

移動ルートは「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」を参照。

c. タンクローリ B の補給成立性

(a) 電源車への補給成立性

電源車へ 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 7 時間 30 分以降であることから、手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後 4 時間から電源車が起動する事象発生後 7 時間 30 分までに実施する。

タンクローリ B は、軽油タンクから電源車へ移動後、⑤を繰り返し電源車へ補給を行う。

1 回目 ⑤=30 分 (残量: $4,000\text{L}-250\text{L}=3,750\text{L}$)

2 回目から 9 回目まで、1 回目と同じサイクルを実施する。

(残量: $3,750\text{L}-2,000\text{L}=1,750\text{L}$)

事象発生後 24 時間以降は、ガスタービン発電機により給電を行うため、電源車への補給は不要である。

d. 評価結果

電源車への燃料補給時間は 30 分であり、運転可能時間である 120 分以内に燃料補給は可能である。

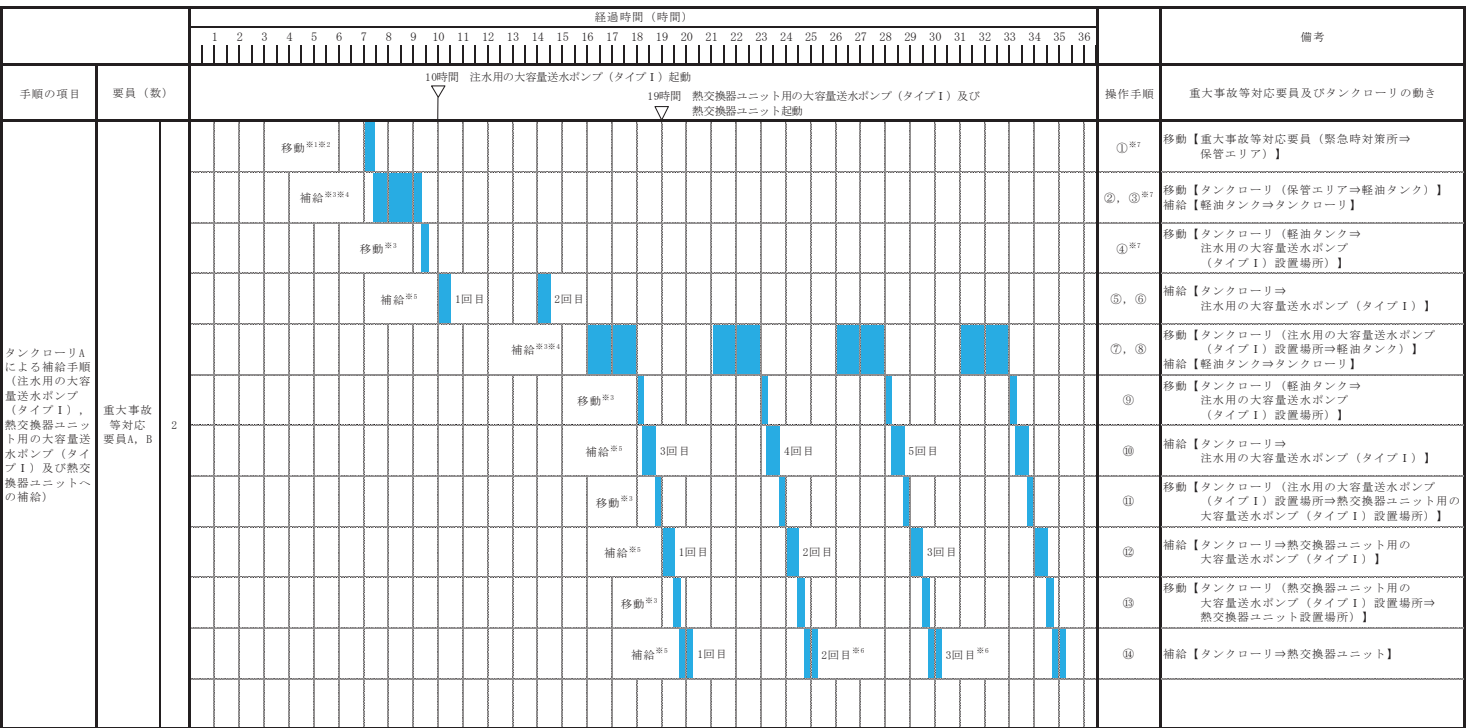
軽油の必要容量 2,250L に対し、タンクローリの容量は合計で 4,000L 有していることから、必要量に対して余裕を有している。

2. 最高使用圧力の設定根拠

タンク内圧が上昇すると、 $20\text{kPa}[\text{gage}] < \text{タンク内圧} \leq 24\text{kPa}[\text{gage}]$ の範囲内で安全装置が作動し、内圧の上昇が抑えられることから $24\text{kPa}[\text{gage}]$ とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

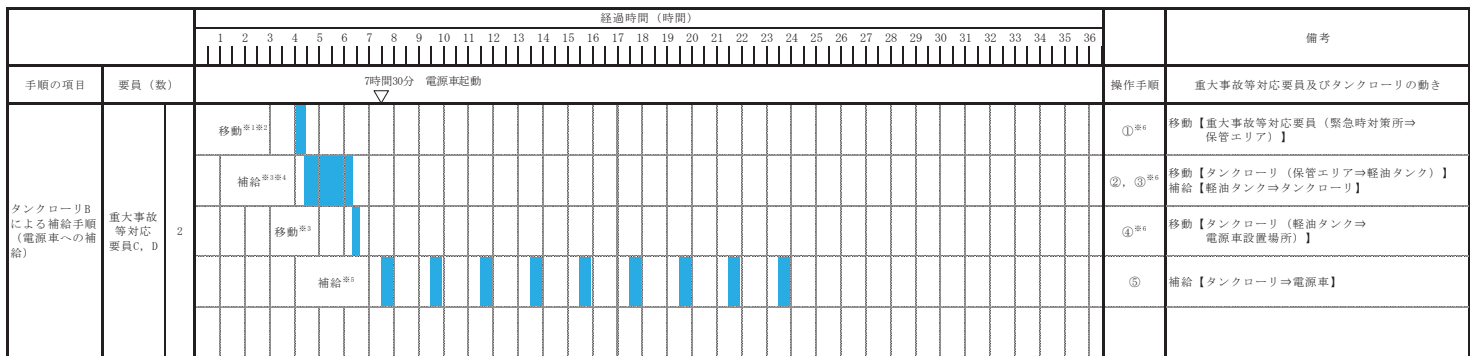
タンクローリの最高使用温度は、屋外温度が 40°C を下回るため、 40°C とする。



※1:タンクローリの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア, 第4保管エリア
 ※2:重大事故等対応要員の移動は, 緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間
 ※3:タンクローリの移動は, 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ1)設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ1)設置場所までの移動を想定した時間
 ※4:タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※5:各機器への補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※6:熱交換器ユニットへの補給は15時間に1回で評価するため, 実運用の際は不要
 ※7:タンクローリAの手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後4時間から, 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ1)が起動する事象発生後10時間までに実施する

図 57-5-11 タンクローリAから注水用の大容量送水ポンプ(タイプ1), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ1)及び熱交換器ユニットへの補給のタイムチャート

図 57-5-2 タンクローリ B から電源車への補給のタイムチャート



※1：タンクローリの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア
 ※2：重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間
 ※3：タンクローリの移動は、注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 設置場所までの移動を想定した時間
 ※4：タンクローリへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※5：電源車への補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間
 ※6：タンクローリ B の手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後4時間から、電源車が起動する事象発生後7時間30分までに実施する

名称	ガスタービン発電機（発電機）	
個数	個	2
容量	kVA/個	4,500（連続定格：約 3,791.2）

【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時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は 4,605.0kW である。また、その際の連続負荷は 3,241.0kW である。

負荷名称	負荷容量
緊急用電気品建屋	502.3 kW
緊急時対策建屋	340.0 kW
125V 充電器盤 2A	105.0 kW
125V 充電器盤 2B	105.0 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2A, 2A-1	52.5 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2B, 2B-1	52.5 kW
非常用照明	180.0 kW
非常用照明	180.0 kW
中央制御室送風機	110.0 kW
中央制御室再循環送風機	15.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
残留熱除去系ポンプ （起動時）	511.6 kW (1,080.0 kW)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0 kW
非常用ガス処理系排風機等*	35.0 kW
非常用ガス処理系排風機等*	35.0 kW
代替循環冷却ポンプ	90.0 kW
その他必要な設備	738.2 kW
その他不要な設備	23.9 kW
合計（連続負荷）	3,241.0 kW
（最大負荷）	(4,605.0 kW)

*: 非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む

したがって、発電機の出力は最大負荷である 4,605.0kW に対し、余裕を有する 7,200kW (3,600kW×2 台) とする。(連続定格：6,066kW (3,033kW×2 台))

なお、ガスタービン発電機 1 台あたりの容量は以下のとおり、4,500kVA (連続定格：3,791.2kVA) とする。

$$Q = P \div \text{Pf} = 3,600 \div 0.8 = 4,500 \text{ (連続定格 : } 3,033 \div 0.8 \div 3,791.2)$$

$$Q \text{ : 発電機の容量 (kVA), } P \text{ : 発電機の出力 (kW) = } 3,600 \text{ (連続定格 : } 3,033), \\ f \text{ : 力率 = } 0.80$$

名称	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
台	2
m ³ /h/個	3.0
MPa	0.5
kW	1.5

【設定根拠】

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、重大事故時にガスタービン発電設備軽油タンクからガスタービン発電機に燃料を補給するために設置する。

なお、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、ガスタービン発電機1台あたり、100%容量を1台設置する。

1. 容量の設定根拠

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの容量は、ガスタービン発電機1台の単位時間当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50L/min (3.0m³/h) とする。

2. 全圧力の設定根拠

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの必要となる全圧力は、以下のとおり、0.24MPa (約27.6m) である。

軽油タンク吸込管下端	:	<input type="text"/>
燃料小出槽 レベルH (燃料移送ポンプ停止)	:	<input type="text"/>
差	:	4,586mm ÷ 4.6m
配管圧損	:	約23.0m
計	:	約27.6m

以上より、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプの全圧力は、0.24MPa を上回る0.5MPa とする。

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり0.40kWとなる。

$$P = (g \times \rho \times Q \times H) \div (\eta \times 60)$$

$$= \text{$$

$$= 0.40\text{kW}$$

P : 必要軸動力 (kW) g : 重力加速度 (m/s²)

ρ : 比重 (t/m³) Q : 吐出量 (m³/min)

H : 全揚程 (m) η : ポンプ効率 (-)

上記の必要軸動力を満足する原動機を選定すると、原動機出力は1.5kWとなる。よって、電動機として出力1.5kWの電動機を選定する。

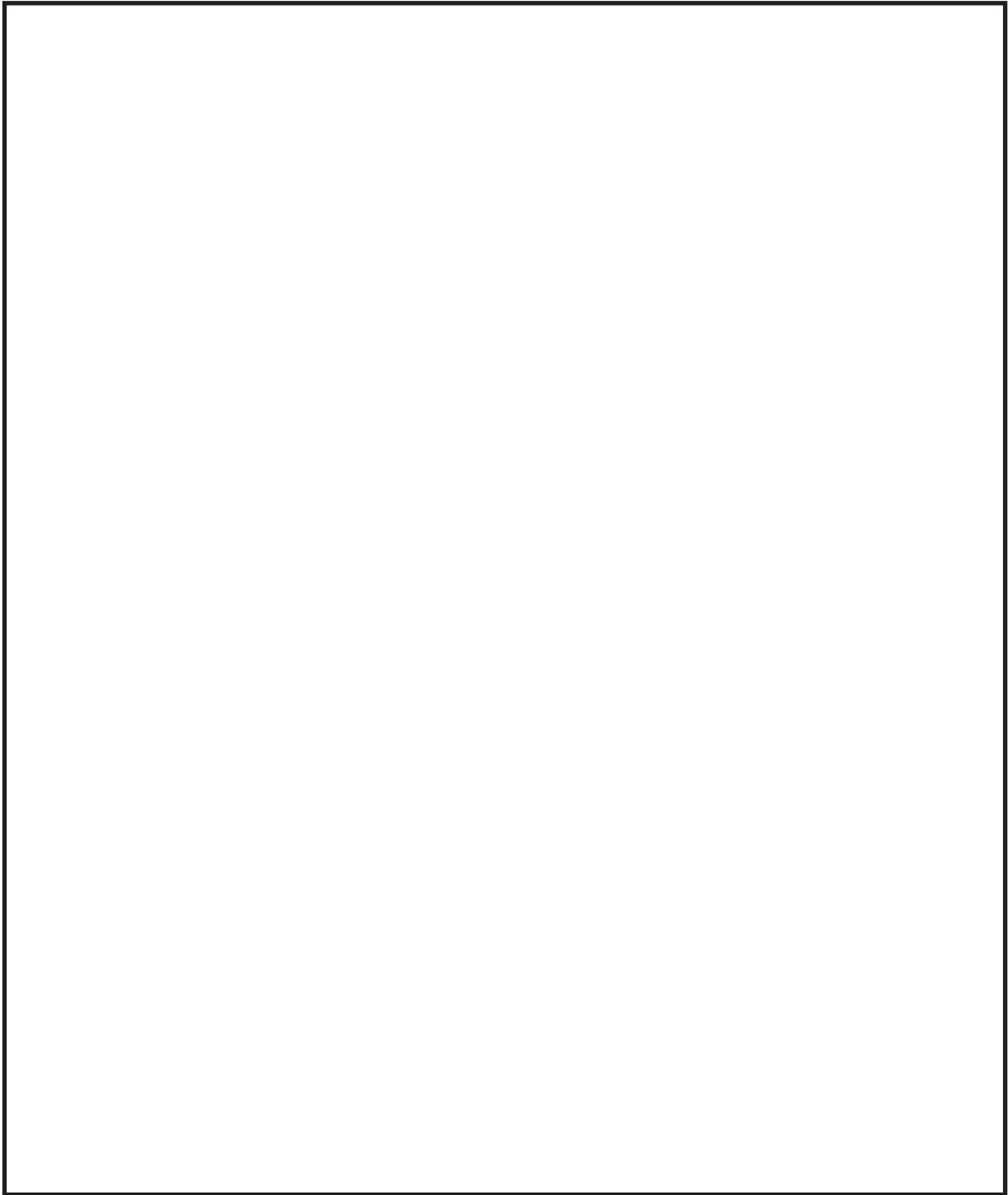


図 57-5-3 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名称		125V 蓄電池 2A		
容量	Ah	8,000		
【設定根拠】				
125V 蓄電池 2A は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切離しを行わずに 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可能な設計とする。				
1. 容量				
125V 蓄電池 2A の負荷は以下のとおりとなる。				
125V 蓄電池 2A 一覧表				
負荷名称	0～1	1～60	1～480	480～1,440
	分	分	分	分
	I_{1m}	I_{1h}	I_{8h}	I_{24h}
a. 原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89.0	45.0	45.0	45.0
b. 原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113.0	57.0	57.0	57.0
c. 原子炉隔離時冷却系制御	3.0	3.0	3.0	3.0
d. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	6.0	6.0	6.0	6.0
e. 中央制御室直流照明	2.0	2.0	2.0	2.0
f. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.0	1.0	1.0	1.0
g. 非常用ディーゼル発電機初期励磁*1	(177.0)	-	-	-
h. メタルクラッドスイッチギア並びにパワーセンタの投入及び引外し*1	215.0	-	-	-
i. その他負荷	1,276.3	561.3	145.6	75.5
合計(A)	1,705.3	675.3	259.6	189.5
*1: 非常用ディーゼル発電機初期励磁とメタルクラッドスイッチギア及びパワーセンタ投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きい方のみを、蓄電池容量計算上含める。				
容量計算条件				
(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。 電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)				
(2) 蓄電池温度は+10℃とする。				
(3) 放電終止電圧は 1.75V/セルとする。				
(4) 保守率は 0.8 とする。				
(5) 容量算出の一般式				

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

ここに、

C: +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L: 保守率

K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって
決められる容量換算時間(時)

I: 放電電流(A)

サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値及び計算値を用いた。

制御弁式蓄電池の容量換算時間は下表の通りであり、10 時間以降は以下の式
にて計算した値を用いる。

$$K = K_m - T_m + T$$

K_m: 放電時間 T_m (時) に対応する容量換算時間 (時)

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

放電時間 (分)		容量換算時間
1	K _{1m}	0.58
59	K _{59m}	1.83
60 (1h)	K _{1h}	1.85
420 (7h)	K _{7h}	7.60
479 (7h59m)	K _{7h59m}	8.38
480 (8h)	K _{8h}	8.39
600 (10h)	K _{10h}	9.89

$$16 \text{ 時間} \quad K_{16h} = 9.89 - 10 + 16 = 15.89$$

$$23 \text{ 時間} \quad K_{23h} = 9.89 - 10 + 23 = 22.89$$

$$23 \text{ 時間 } 59 \text{ 分} \quad K_{23h59m} = 9.89 - 10 + 23.983 = 23.87$$

$$24 \text{ 時間} \quad K_{24h} = 9.89 - 10 + 24 = 23.89$$

125V 蓄電池 2A の容量計算結果

- 1 分時の定格放電率換算容量 C_1

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1,705.3]$$

$$= 1,237$$

- 1 時間時の定格放電率換算容量 C_2

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{1h} I_{1m} + K_{59m} (I_{1h} - I_{1m})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [1.85 \times 1,705.3 + 1.83 \times (675.3 - 1,705.3)]$$

$$= 1,588$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量 C_3

$$C_3 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1,705.3 + 8.38 \times (675.3 - 1,705.3) + 7.60 \times (259.6 - 675.3)]$$

$$= 3,146$$

- 24 時間時の定格放電率換算容量 C_4

$$C_4 = \frac{1}{L} [K_{24h} I_{1m} + K_{23h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{23h} (I_{8h} - I_{1h}) + K_{16h} (I_{1h} - I_{24h})]$$

$$C_4 = \frac{1}{0.8} [23.89 \times 1,705.3 + 23.87 \times (675.3 - 1,705.3) + 22.89 \times (259.6 - 675.3) + 15.89 \times (189.5 - 259.6)]$$

$$= 6,906$$

上記計算より、125V 蓄電池 2A の蓄電池容量は、6,906Ah を上回る 8,000Ah を選定する。

名称		125V 蓄電池 2B
容量	Ah	6,000

【設定根拠】

125V 蓄電池 2B は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、負荷切離しを行わずに 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可能な設計とする。

1. 容量

125V 蓄電池 2B の負荷は以下のとおりとなる。

125V 蓄電池 2B 一覧表

負荷名称	0~1 分	1~60 分	1~480 分	480~1,440 分
	I_{1m}	I_{1h}	I_{8h}	I_{24h}
a. 高压代替注水系制御	20.5	9.0	9.0	9.0
b. 中央制御室直流照明	22.0	22.0	22.0	22.0
c. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4	0.4	0.4	0.4
d. 非常用ディーゼル発電機 初期励磁*1	(177.0)	-	-	-
e. メタルクラッドスイッチギア並びに パワーセンタの投入及び引外し*1	215.0	-	-	-
f. その他負荷	1,071.5	584.2	157.2	87.5
合計(A)	1,329.4	615.6	188.6	118.9

*1: 非常用ディーゼル発電機初期励磁とメタルクラッドスイッチギア及びパワーセンタ投入及び引外しは重なって操作されることがないため、値の大きい方のみを、蓄電池容量計算上含める。

容量計算条件

- (1)蓄電池容量算定法は下記規格による。
電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)
- (2)蓄電池温度は+10℃とする。
- (3)放電終止電圧は 1.75V/セルとする。
- (4)保守率は 0.8 とする。
- (5)容量算出の一般式

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

ここに、

C: +10°Cにおける定格放電率換算容量(Ah)

L: 保守率

K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって
決められる容量換算時間(時)

I: 放電電流(A)

サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値及び計算値を用いた。

制御弁式蓄電池の容量換算時間は下表の通りであり、10 時間以降は以下の式にて計算した値を用いる。

$$K = K_m - T_m + T$$

K_m: 放電時間 T_m (時) に対応する容量換算時間 (時)

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

放電時間 (分)		容量換算時間
1	K _{1m}	0.58
59	K _{59m}	1.83
60 (1h)	K _{1h}	1.85
420 (7h)	K _{7h}	7.60
479 (7h59m)	K _{7h59m}	8.38
480 (8h)	K _{8h}	8.39
600 (10h)	K _{10h}	9.89

$$16 \text{ 時間} \quad K_{16h} = 9.89 - 10 + 16 = 15.89$$

$$23 \text{ 時間} \quad K_{23h} = 9.89 - 10 + 23 = 22.89$$

$$23 \text{ 時間 } 59 \text{ 分} \quad K_{23h59m} = 9.89 - 10 + 23.983 = 23.87$$

$$24 \text{ 時間} \quad K_{24h} = 9.89 - 10 + 24 = 23.89$$

125V 蓄電池 2B の容量計算結果

- 1 分時の定格放電率換算容量 C_1

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1,329.4]$$

$$= 964$$

- 1 時間時の定格放電率換算容量 C_2

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{1h} I_{1m} + K_{59m} (I_{1h} - I_{1m})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [1.85 \times 1,329.4 + 1.83 \times (615.6 - 1,329.4)]$$

$$= 1,442$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量 C_3

$$C_3 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1,329.4 + 8.38 \times (615.6 - 1,329.4) + 7.60 \times (188.6 - 615.6)]$$

$$= 2,409$$

- 24 時間時の定格放電率換算容量 C_4

$$C_4 = \frac{1}{L} [K_{24h} I_{1m} + K_{23h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{23h} (I_{8h} - I_{1h}) + K_{16h} (I_{1h} - I_{24h})]$$

$$C_4 = \frac{1}{0.8} [23.89 \times 1,329.4 + 23.87 \times (615.6 - 1,329.4) + 22.89 \times (188.6 - 615.6) + 15.89 \times (118.9 - 188.6)]$$

$$= 4,800$$

上記計算より、125V 蓄電池 2B の蓄電池容量は、4,800Ah を上回る 6,000Ah を選定する。

名称	125V 充電器盤 2A	
出力	A	700

【設定根拠】

125V 充電器盤 2A は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、ガスタービン発電機や電源車を非常用所内電気設備へ接続することにより、125V 充電器盤 2A を経由し、125V 蓄電池 2A による 24 時間給電以降において、原子炉隔離時冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 24 時間後の 125V 充電器盤 2A の負荷は以下のとおりとなる。

125V 充電器盤 2A 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	45.0 A
b. 原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	57.0 A
c. 原子炉隔離時冷却系制御	3.0 A
d. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	6.0 A
e. 中央制御室直流照明	2.0 A
f. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.0 A
g. その他負荷	75.5 A
合計	189.5 A

容量計算条件

(1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と、125V 蓄電池 2A への最大充電電流を加えたものとする。

(2) 充電器盤容量計算は、125V 蓄電池 2A が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 充電器盤電流容量(A) I_L : 通常使用負荷電流(A) (189.5A)
C : 125V蓄電池2A容量(8,000Ah) 20 : 放電時間(20時間)

125V 充電器盤 2A の容量計算結果

$$I = 189.5 + \frac{8,000}{20}$$

$$= 589.5$$

したがって、125V 充電器盤 2A の出力は最大所要負荷である、589.5A に対し、余裕を有する 700A とする。

名称	125V 充電器盤 2B	
出力	A	700

【設定根拠】

125V 充電器盤 2B は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、ガスタービン発電機や電源車を非常用所内電気設備へ接続することにより、125V 充電器盤 2B を経由し、125V 蓄電池 2B による 24 時間給電以降において、高圧代替注水系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 24 時間後の 125V 充電器盤 2B の負荷は以下のとおりとなる。

125V 充電器盤 2B 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 高圧代替注水系制御	9.0 A
b. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	2.0 A
c. 中央制御室直流照明	22.0 A
d. 主蒸気逃がし安全弁制御	0.4 A
e. その他負荷	87.5 A
合計	118.9 A

容量計算条件

- (1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と、125V 蓄電池 2B への最大充電電流を加えたものとする。
- (2) 充電器盤容量計算は、125V 蓄電池 2B が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 充電器盤電流容量(A) I_L : 通常使用負荷電流(A) (118.9A)
C : 125V蓄電池2B容量(6,000Ah) 20 : 放電時間(20時間)

125V 充電器盤 2B の容量計算結果

$$I = 118.9 + \frac{6,000}{20}$$

$$= 418.9$$

したがって、125V 充電器盤 2B の出力は最大所要負荷である、418.9A に対し、余裕を有する 700A とする。

名称	125V 代替充電器盤	
出力	A	700

【設定根拠】

125V 代替充電器盤は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、電源車を代替所内電気設備へ接続することにより、125V 代替充電器盤を経由し、125V 代替蓄電池による8時間給電と合わせて24時間にわたり、高圧代替注水系、原子炉格納容器フィルタベント系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

1. 容量

全交流動力電源喪失から 8 時間後の 125V 代替充電器盤の負荷は以下のとおりとなる。

125V 代替充電器盤負荷一覧表

負荷名称	負荷電流
a. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	6.0 A
b. 高圧代替注水系制御	9.0 A
c. 中央制御室直流照明	24.0 A
d. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.4 A
e. その他負荷	134.5 A
合計	174.9 A

容量計算条件

- (1) 充電器盤容量計算は、通常時の使用負荷電流と 125V 代替蓄電池への最大充電電流を加えたものとする。
- (2) 充電器盤容量計算は、125V 代替蓄電池が放電している状態から 20 時間で充電できるものとする。

$$I = I_L + \frac{C}{20}$$

I : 代替充電器盤電流容量(A) I_L : 通常使用負荷電流(A) (174.9A)
C : 125V 代替蓄電池容量(2,000Ah) 20 : 放電時間(20 時間)

125V 代替充電器盤の容量計算結果

$$I = 174.9 + \frac{2,000}{20}$$

$$= 274.9$$

したがって、125V 代替充電器盤の出力は最大所要負荷である、274.9A に対し、余裕を有する 700A とする。

名称		125V 代替蓄電池
容量	Ah	2,000

【設定根拠】

125V 代替蓄電池は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合、8 時間にわたり、高圧代替注水系、原子炉格納容器フィルタベント系等の必要な負荷へ直流電源を供給可能な設計とする。

なお、可搬型代替直流電源設備は、8 時間以降は電源車より必要な電力を供給可能な設計とする。

1. 容量

125V 代替蓄電池の負荷は、以下のとおりとなる。

125V 代替蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分
a. 原子炉格納容器フィルタベント系制御	6.0	6.0
b. 高圧代替注水系制御	20.5	9.0
c. 中央制御室直流照明	24.0	24.0
d. 主蒸気逃がし安全弁制御	1.4	1.4
e. その他負荷	1,300.7	134.5
合計(A)	1,352.6	174.9

容量計算条件

(1)蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2)蓄電池温度は+10℃とする。

(3)放電終止電圧は1.75V/セルとする。

(4)保守率は0.8とする。

(5)容量算出の一般式

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

C: +10℃における定格放電率換算容量(Ah)

L: 保守率

K: 放電時間 T, 蓄電池の最低温度及び許容できる最低電圧によって決められる容量換算時間(時)

I: 放電電流(A)

サフィックス 1, 2, 3, …… , n: 放電電流の変化の順に付番

なお、各容量換算時間 K は下表の値を用いた。

制御弁式蓄電池容量換算時間一覧表

蓄電池形式		容量換算時間
1	K _{1m}	0.58
479 (7h59m)	K _{7h59m}	8.38
480 (8h)	K _{8h}	8.39

125V 代替蓄電池の容量計算結果

- 1 分時の定格放電率換算容量 C₁

$$C_1 = \frac{1}{L} [K_{1m} I_{1m}]$$

$$C_1 = \frac{1}{0.8} [0.58 \times 1,352.6]$$

$$= 981$$

- 8 時間時の定格放電率換算容量 C₃

$$C_2 = \frac{1}{L} [K_{8h} I_{1m} + K_{7h59m} (I_{1h} - I_{1m}) + K_{7h} (I_{8h} - I_{1h})]$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} [8.39 \times 1,352.6 + 8.38 \times (174.9 - 1,352.6)]$$

$$= 1,849$$

上記計算より、125V 代替蓄電池容量は、1,849Ah を上回る 2,000Ah を選定する。

名称		ガスタービン発電機接続盤
電流容量	A	1,200
<p>【設定根拠】</p> <p>ガスタービン発電機接続盤は、常設重大事故等対処設備として設置する。 ガスタービン発電機接続盤は、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可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>ガスタービン発電機接続盤は、ガスタービン発電機 1 台が接続可能であることから、ガスタービン発電機 1 台の定格電流以上に設定する。</p> <p>ガスタービン発電機 1 台分の定格電流である約 377A に対し、余裕を有する 1,200A とする。</p> <p>*ガスタービン発電機 1 台分の定格電流：$4,500\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 377\text{A}$</p>		

名称		緊急用高压母線
母線電流容量	A	1,200
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用高压母線は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>緊急用高压母線 2F 系及び緊急用高压母線 2G 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可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用高压母線の母線電流容量は、最大でガスタービン発電機 2 台が接続可能であることから、ガスタービン発電機 2 台の定格電流以上に設定する。</p> <p>ガスタービン発電機 2 台分の定格電流である約 754A に対し、余裕を有する 1,200A とする。</p> <p>*ガスタービン発電機 1 台分の定格電流：$4,500\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 377\text{A}$ ガスタービン発電機 2 台分の定格電流：約 377A × 2 個 = 約 754A</p>		

名称		緊急用動力変圧器								
容量	kVA	750								
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用動力変圧器は、常設重大事故等対処設備として設置する。 緊急用動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給可能な設計とする。</p> <p>1. 容量 負荷は約 340kVA である。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>負荷名称</th> <th>負荷容量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>460V 原子炉建屋 MCC 2G-1</td> <td>約 220kVA</td> </tr> <tr> <td>460V 原子炉建屋 MCC 2G-2</td> <td>約 120kVA</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 340kVA</td> </tr> </tbody> </table> <p>したがって、約 340kVA に余裕を考慮し、750kVA とする。</p>			負荷名称	負荷容量	460V 原子炉建屋 MCC 2G-1	約 220kVA	460V 原子炉建屋 MCC 2G-2	約 120kVA	合計	約 340kVA
負荷名称	負荷容量									
460V 原子炉建屋 MCC 2G-1	約 220kVA									
460V 原子炉建屋 MCC 2G-2	約 120kVA									
合計	約 340kVA									

名称	緊急用低圧母線（パワーセンタ）	
母線定格電流	A	3,000
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用低圧母線は，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可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用動力変圧器(750kVA)からの電力を通電可能な母線容量とする。</p> <p>緊急用動力変圧器の電流約 942A(=750kVA÷(√3×460V))に余裕を考慮し, 3,000Aとする。</p>		

名称	緊急用低圧母線（モータコントロールセンタ）	
母線定格電流	A	800

【設定根拠】

緊急用低圧母線は，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可能な設計とする。

1. 緊急用低圧母線 2G-1 の容量

負荷は 170.7kW である。

負荷名称	負荷容量
復水移送ポンプ	45.00 kW
125V 代替充電器盤	105.00 kW
中央制御室 120V 交流分電盤 2G 用変圧器	14.00 kW
フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計吸引ポンプ	0.75 kW
フィルタベント装置出口水素・酸素濃度計吸引ポンプ	0.75 kW
FCVS pH 計測用サンプリングポンプ	1.50 kW
計測制御電源室排風機	3.70 kW
合計	170.70 kW

したがって，約 270A ($= (170.7\text{kW} \div \text{力率 } 0.8) \div (\sqrt{3} \times 460\text{V})$) に余裕を考慮し，800A とする。

2. 緊急用低圧母線 2G-2 の容量

負荷は 90.0kW である。

負荷名称	負荷容量
復水移送ポンプ	45.0 kW
復水移送ポンプ	45.0 kW
合計	90.0 kW

したがって，約 150A ($= (\text{約 } 90.0\text{kW} \div \text{力率 } 0.8) \div (\sqrt{3} \times 460\text{V})$) に余裕を考慮し，800A とする。

なお，緊急用電源切替盤については，緊急用電源切替盤に接続される負荷の容量にあわせた定格電流値を設定する。

名称		非常用高压母線
母線電流容量	A	1,200
<p>【設定根拠】</p> <p>非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 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可能な設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 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>具体的には、非常用高压母線 2C 系(又は非常用高压母線 2D 系)の母線電流容量は、ガスタービン発電機の定格容量 4,500kVA と非常用ディーゼル発電機約 7,625kVA の容量の大きい非常用ディーゼル発電機の定格電流以上に設定する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機1個分の定格電流である約639A ($7,625\text{kVA} \div (\sqrt{3} \times 6.9\text{kV}) = \text{約 } 639\text{A}$) に対し、十分余裕を有する約 1,200A とする。</p>		

57-6
アクセスルート図

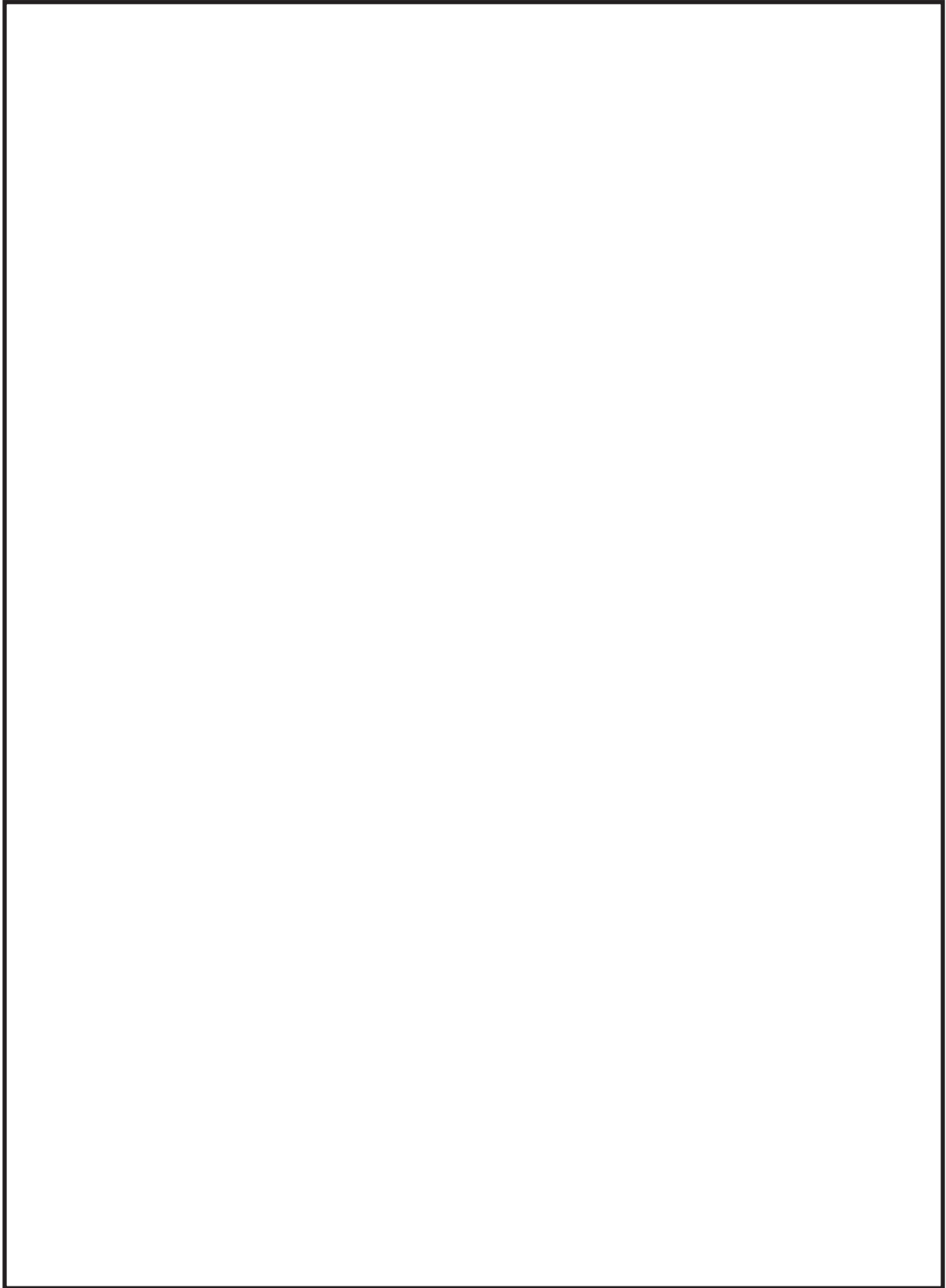


図 57-6-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

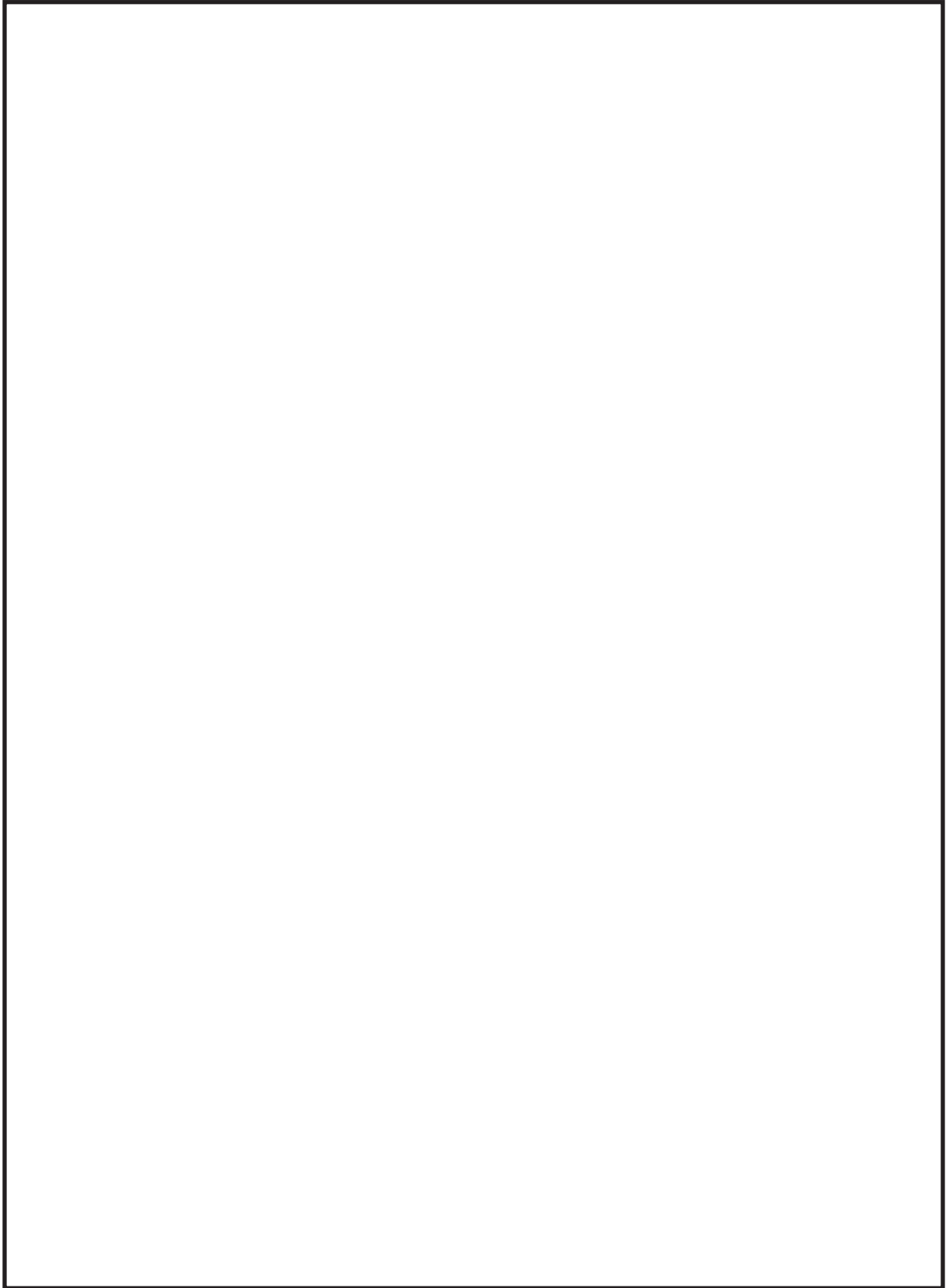


図 57-6-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

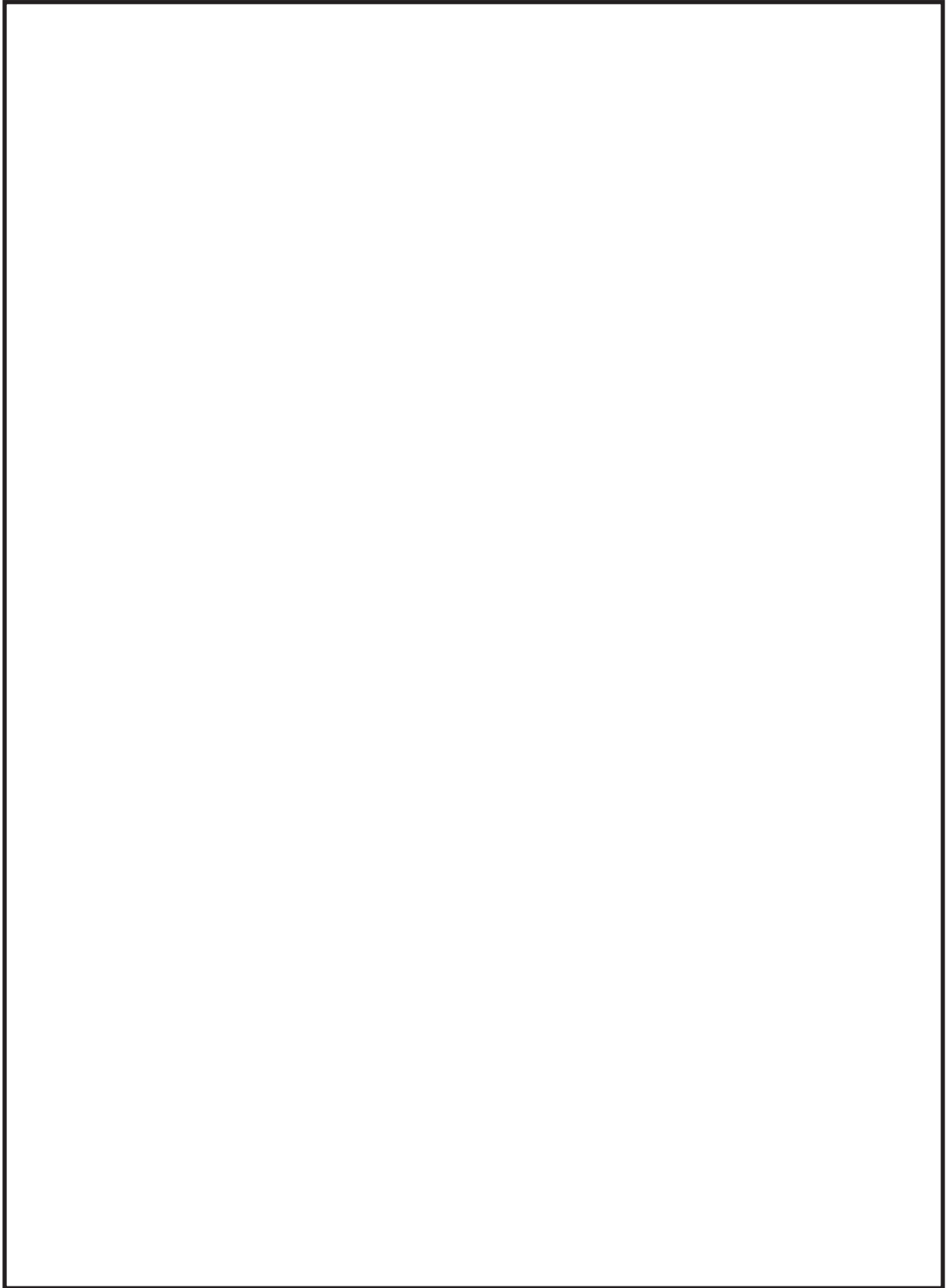


図 57-6-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

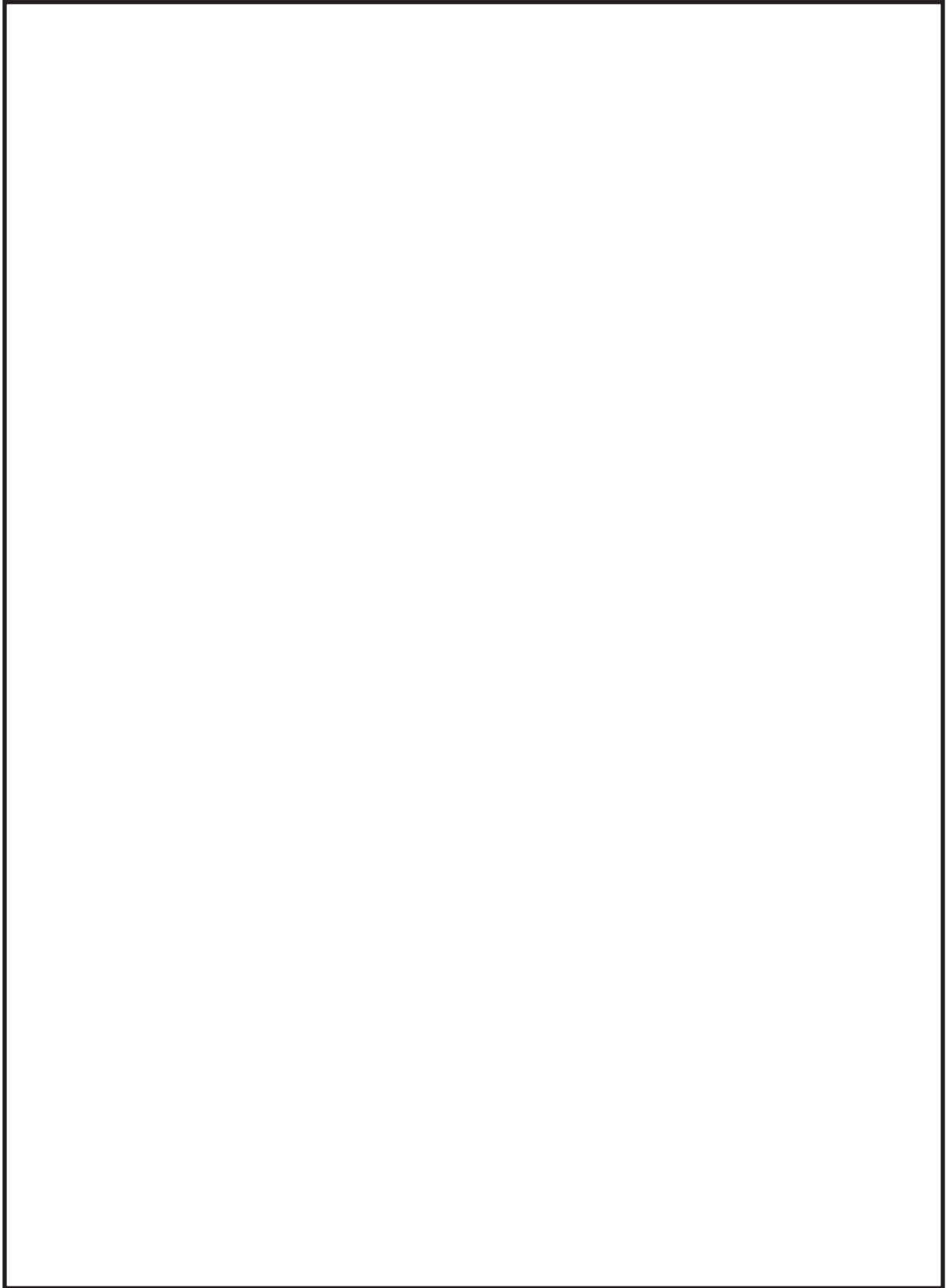


図 57-6-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

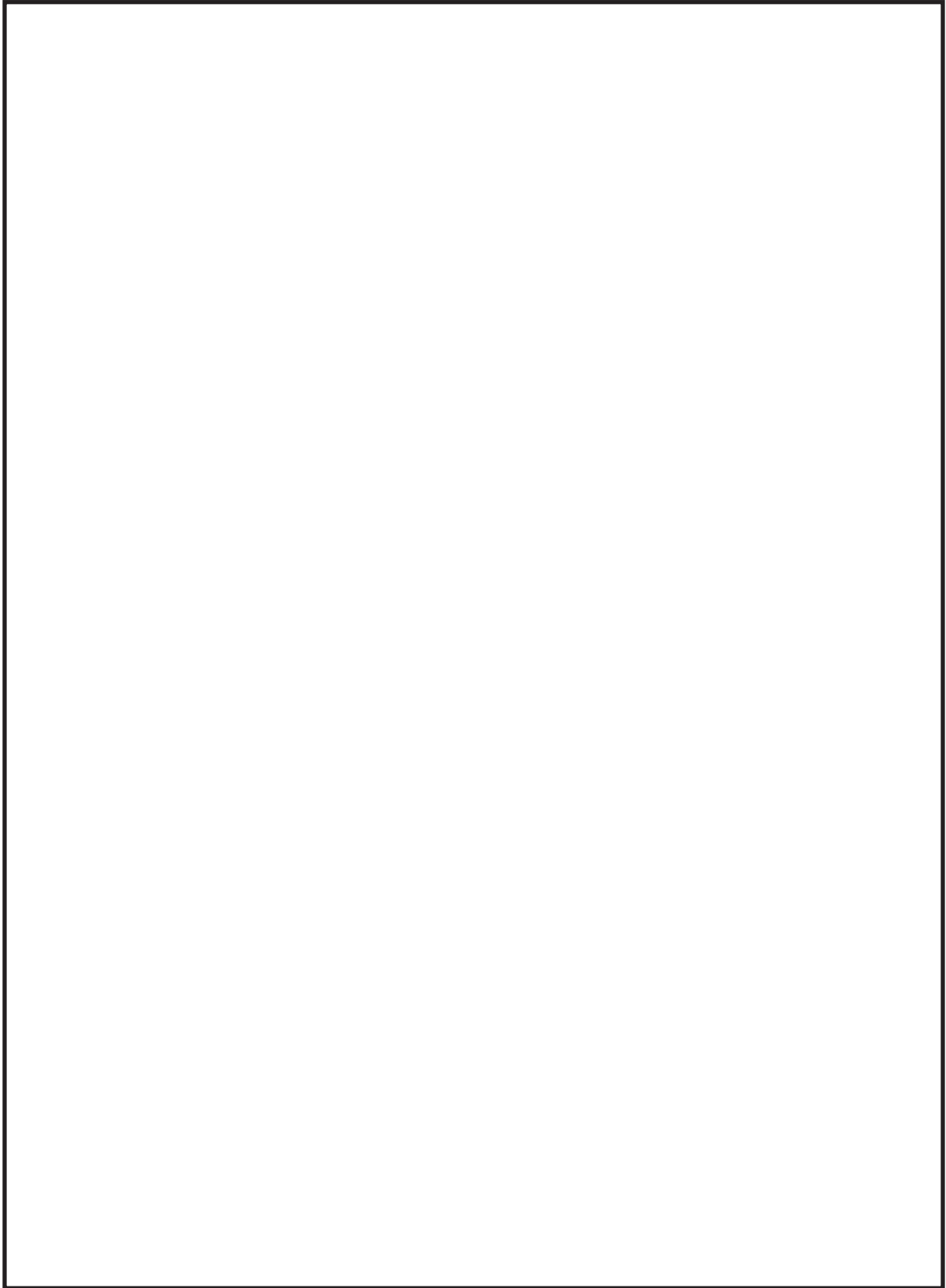


図 57-6-5 屋内アクセスルート図(1/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

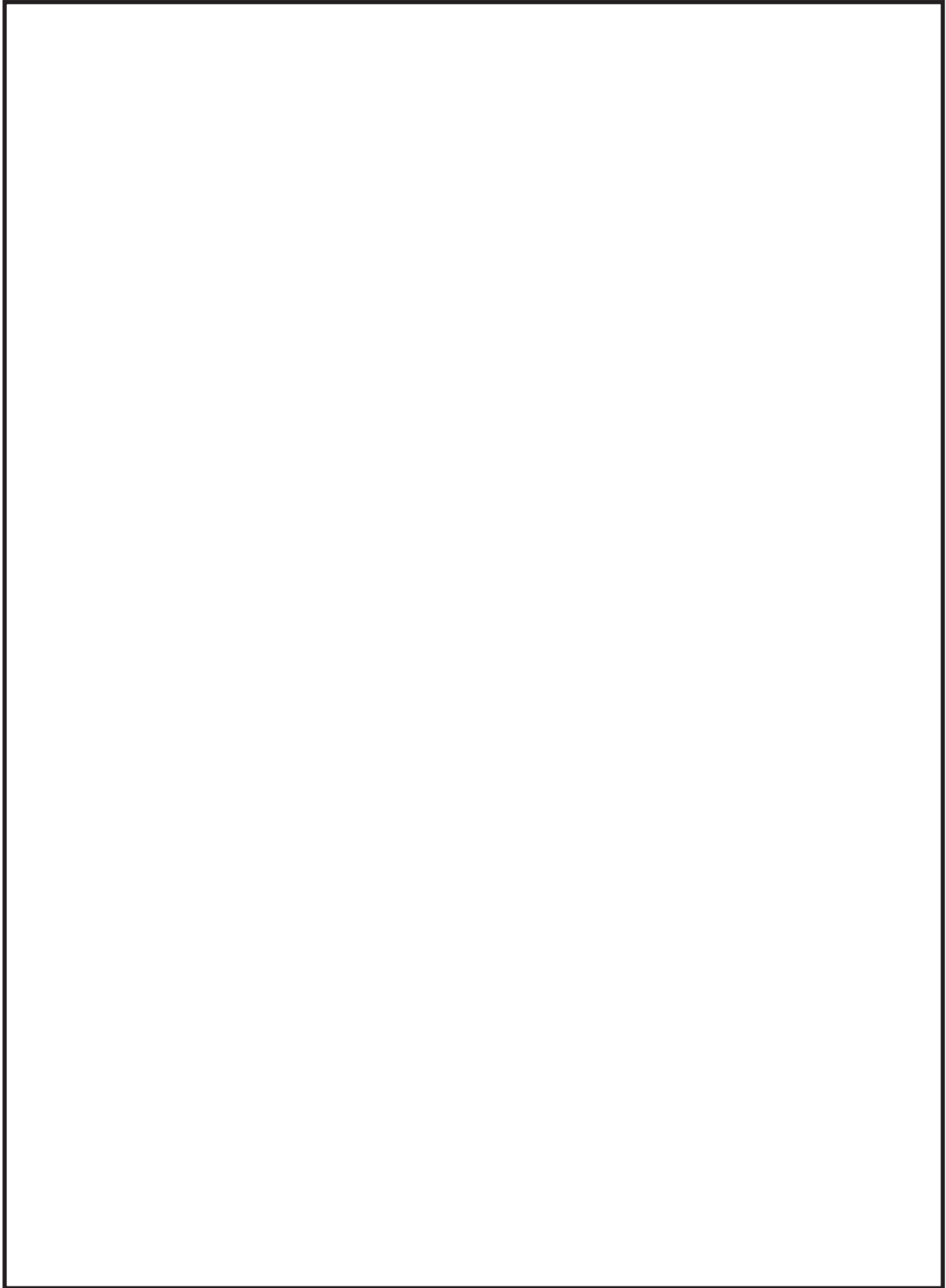


図 57-6-6 屋内アクセスルート図(2/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

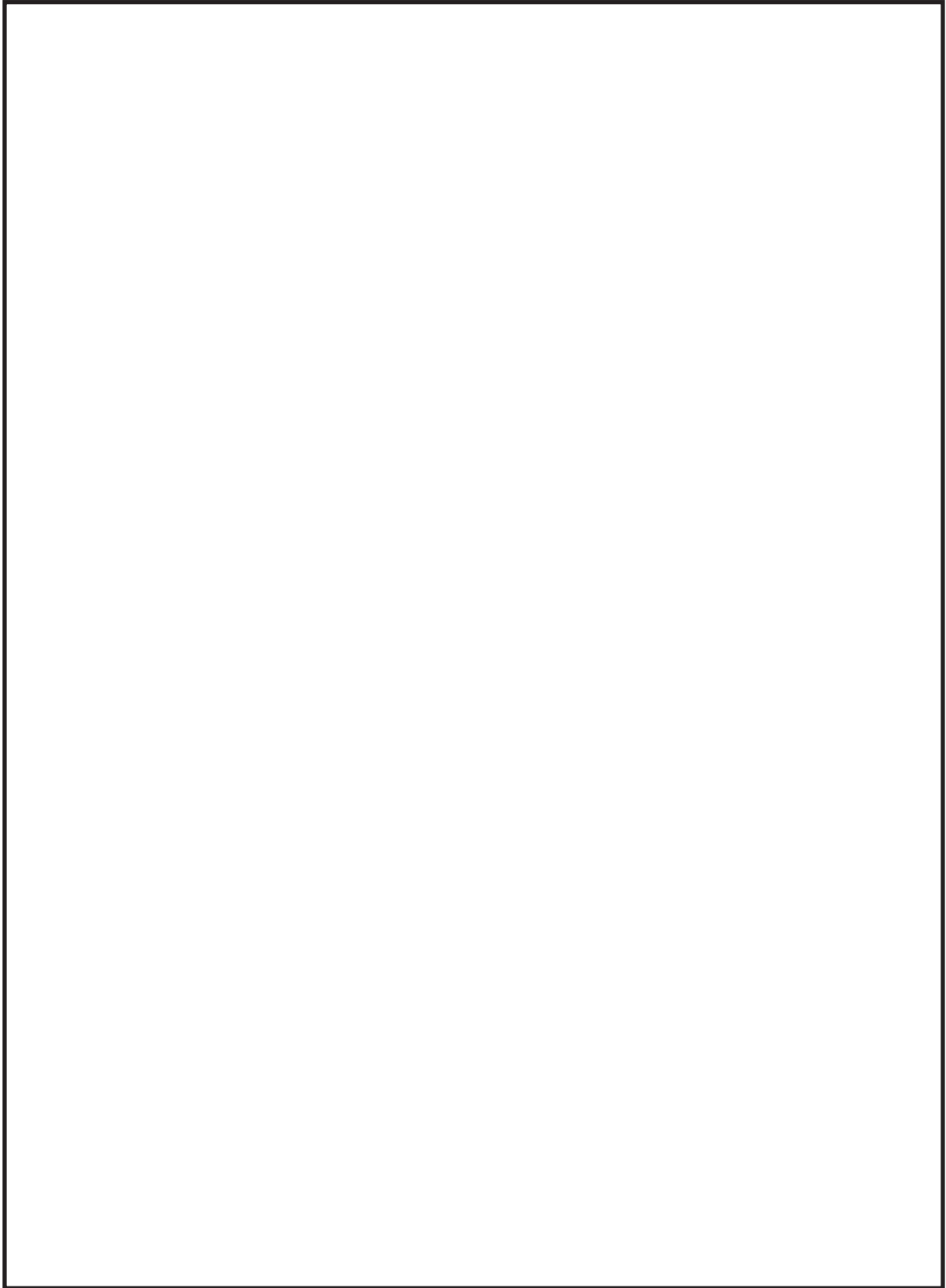


図 57-6-7 屋内アクセスルート図(3/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

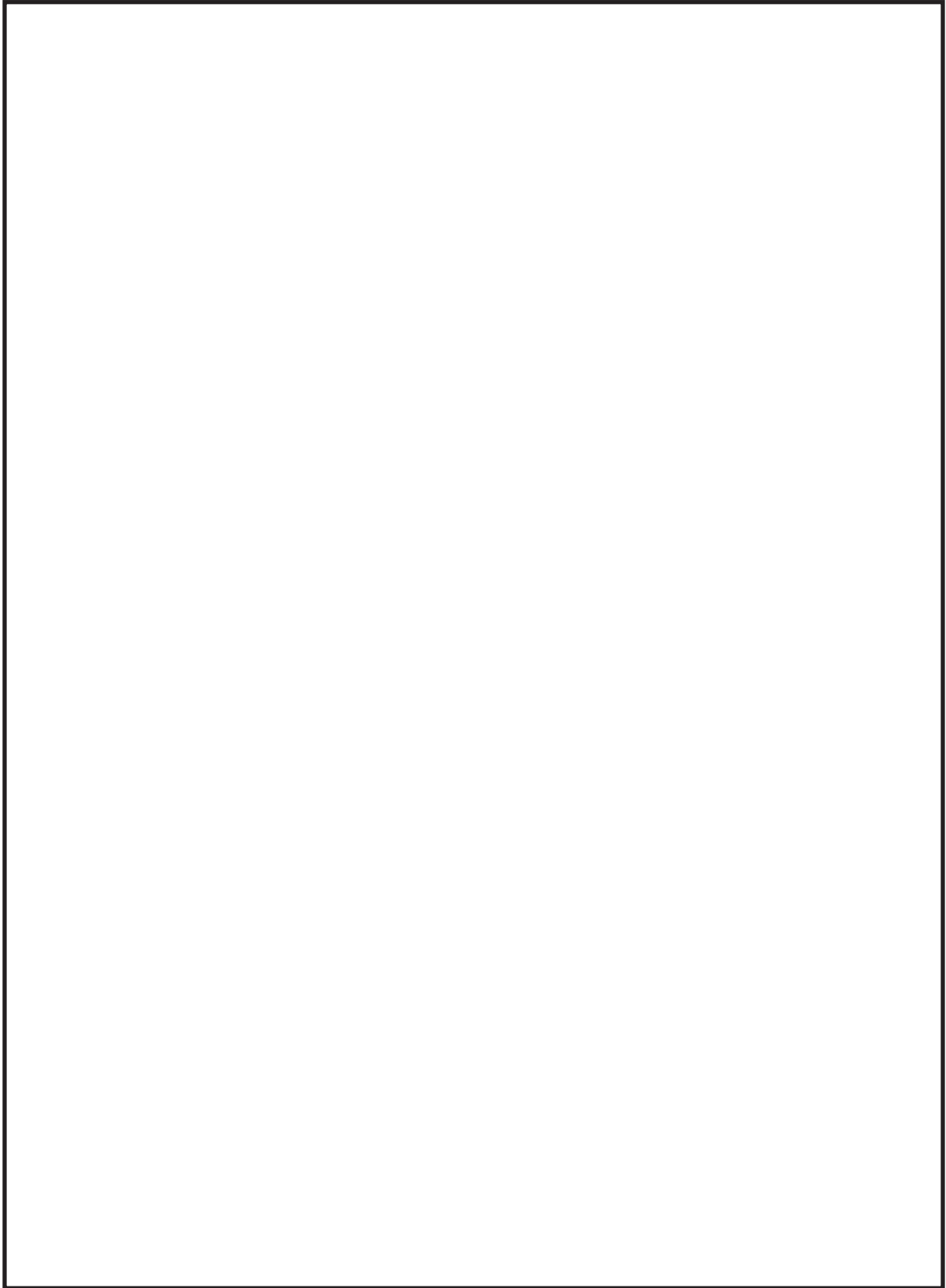


図 57-6-8 屋内アクセスルート図(4/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

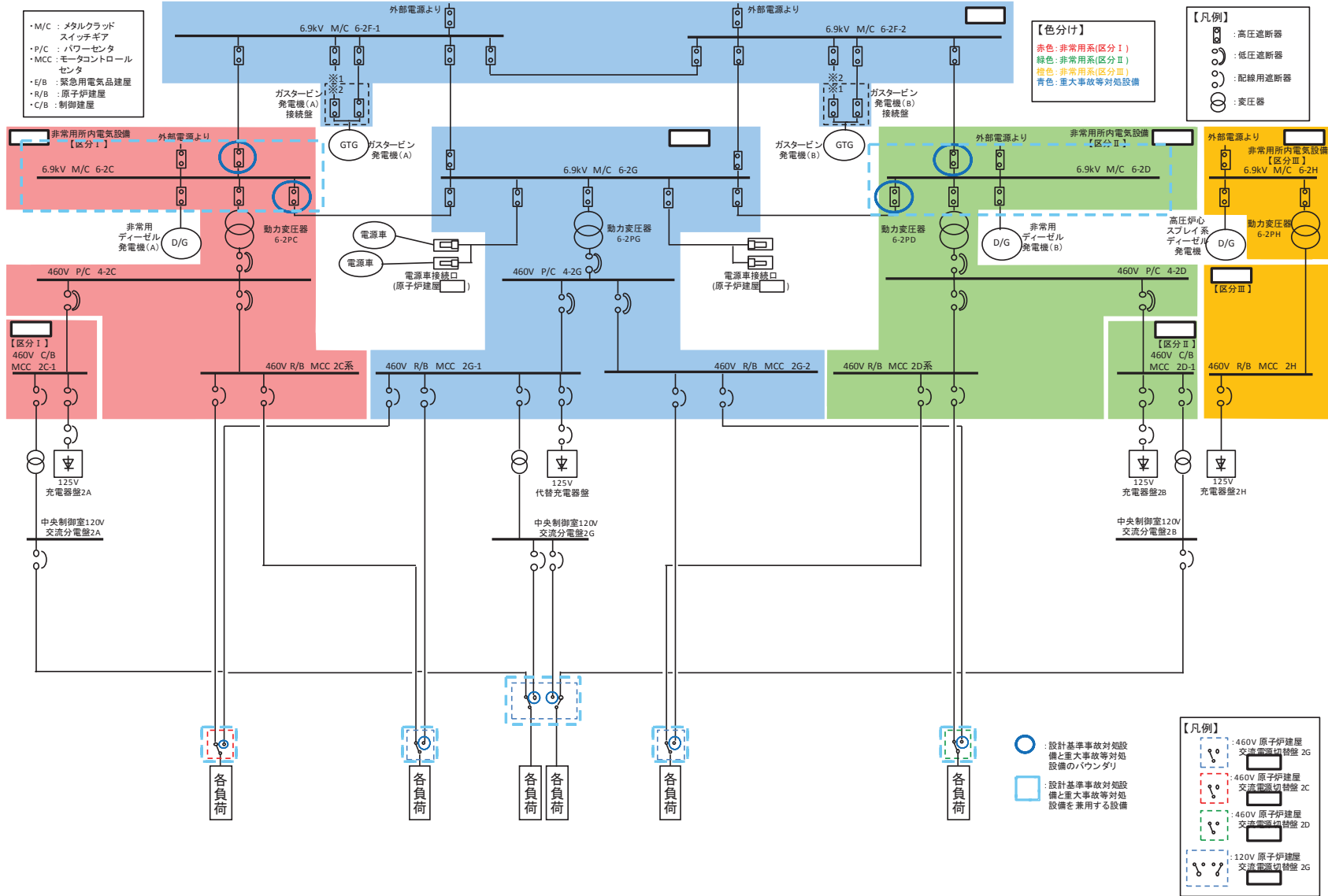
57-7

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

バックダリ系統図 (交流電源)

図 57-7-1 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の



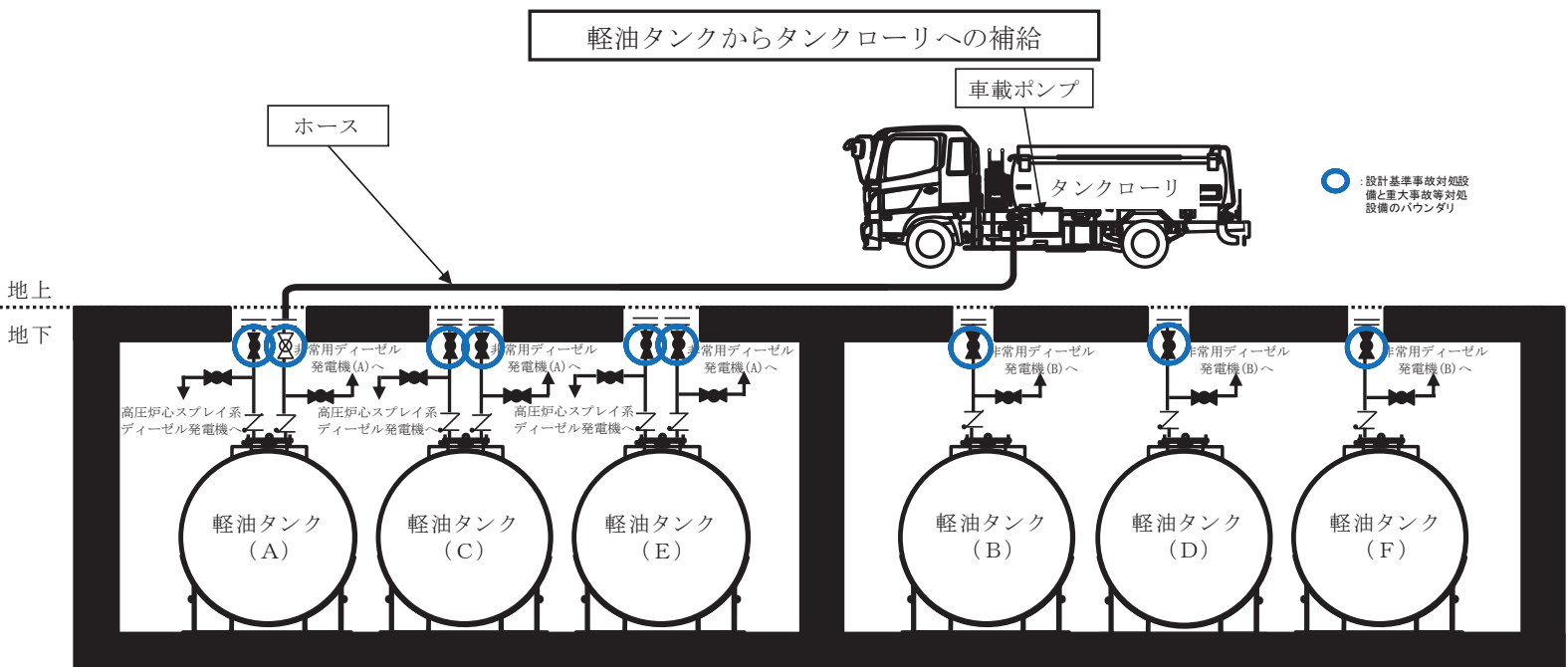


図 57-7-2 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の
 バウンダリ系統図 (軽油タンク)

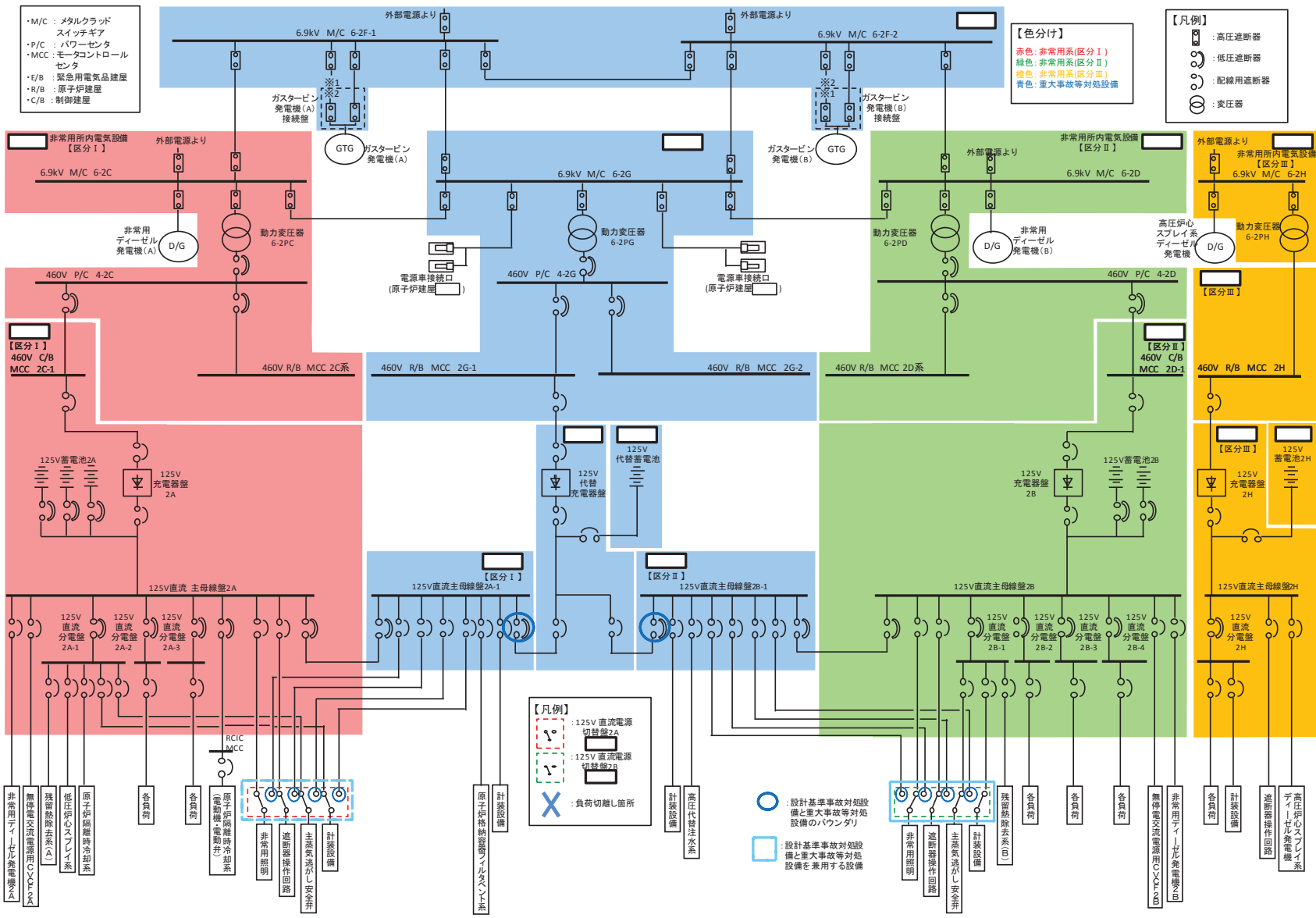


図 57-7-3 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の

バックダリ系統図 (直流電源)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8

電源車接続に関する説明書

1. 電源車接続方法について

電源車は以下の4ルートにて接続可能な設計とする。

① 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 \square)

～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路

電源車配置場所 図 57-8-1

系統接続図 図 57-8-2

② 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 \square)

～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路

電源車配置場所 図 57-8-3

系統接続図 図 57-8-4

③ 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 \square)～緊急用低圧母線 2G 系電路

電源車配置場所 図 57-8-5

系統接続図 図 57-8-6

④ 電源車～電源車接続口(原子炉建屋 \square)～緊急用低圧母線 2G 系電路

電源車配置場所 図 57-8-7

系統接続図 図 57-8-8

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

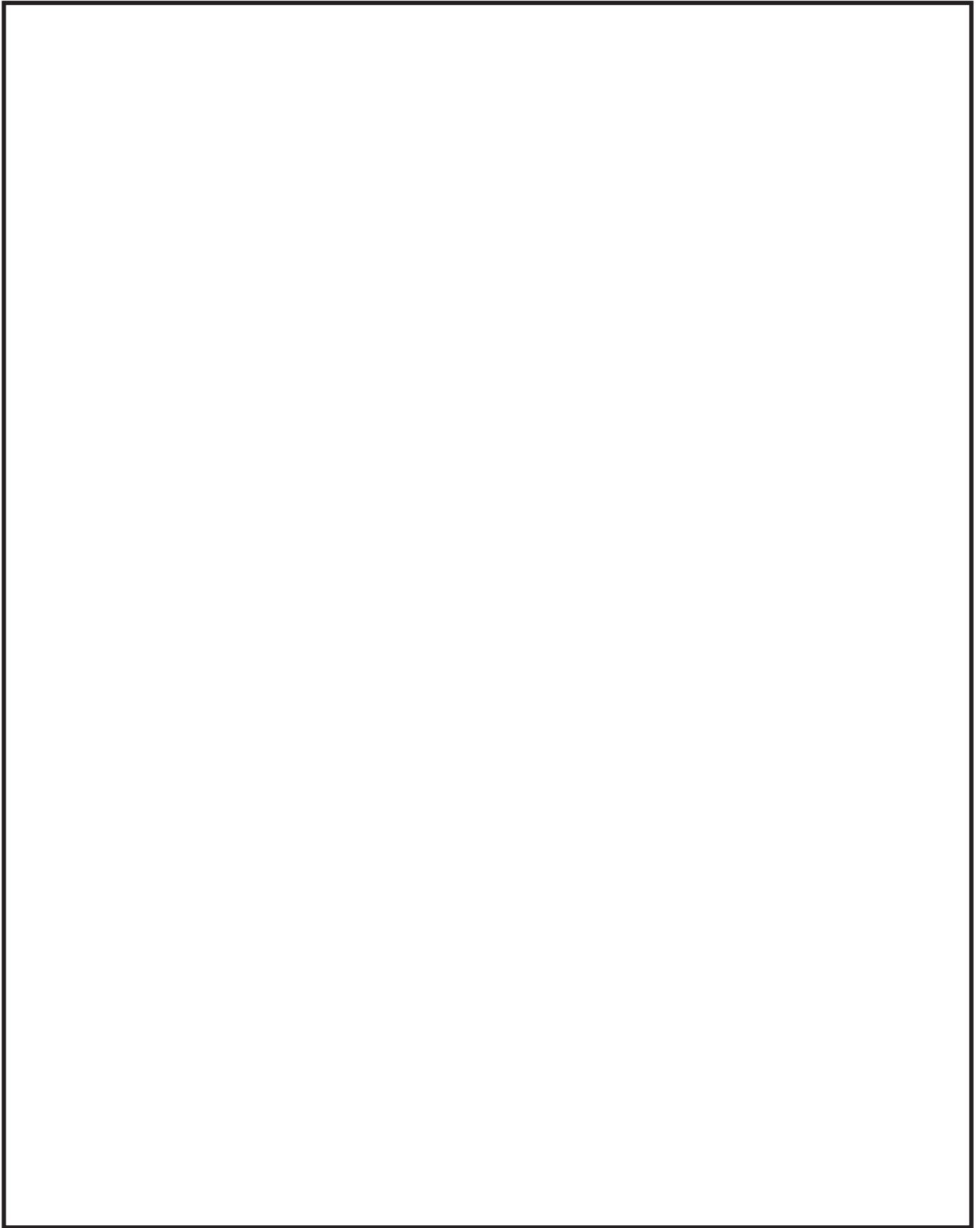


図 57-8-1 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-2

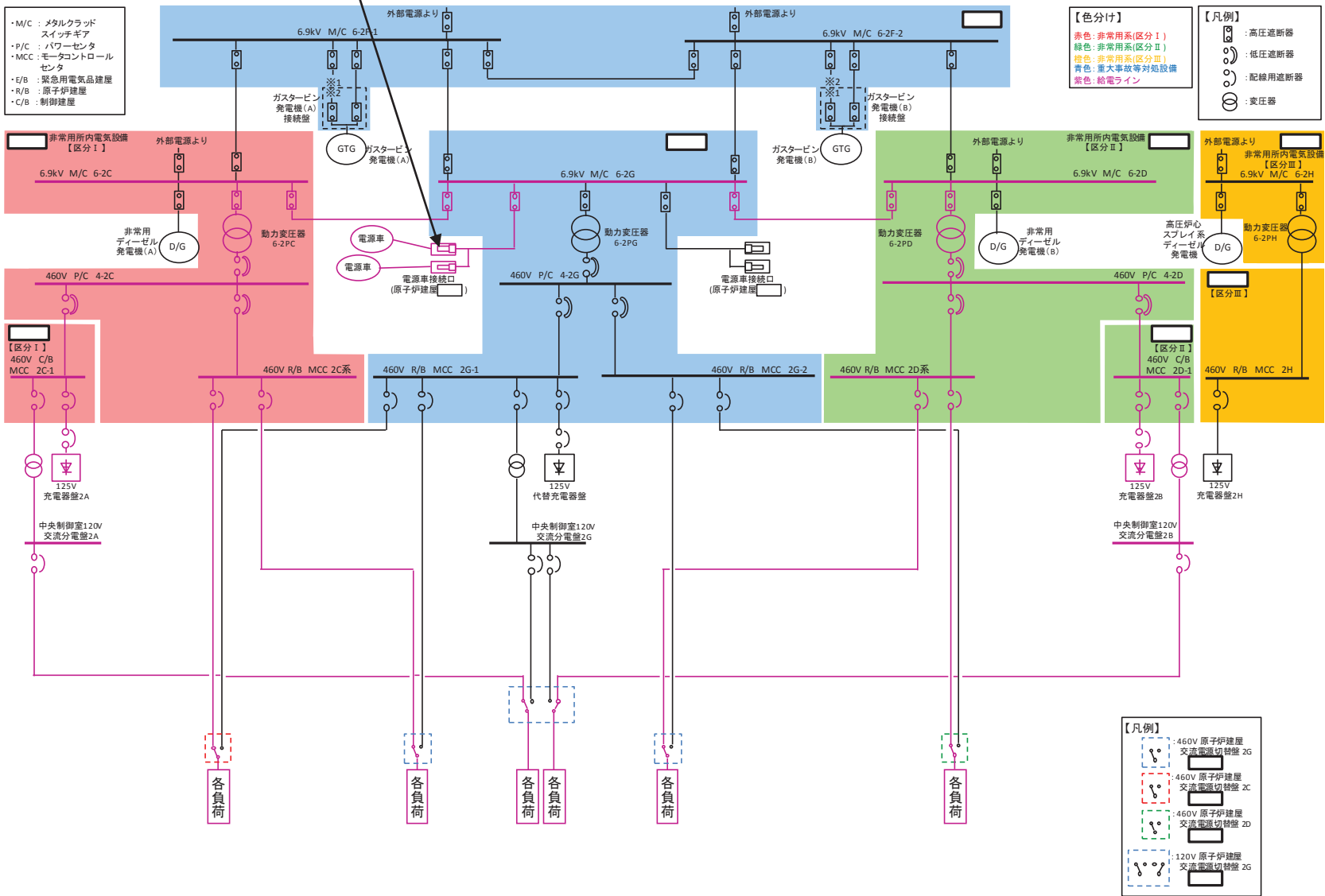
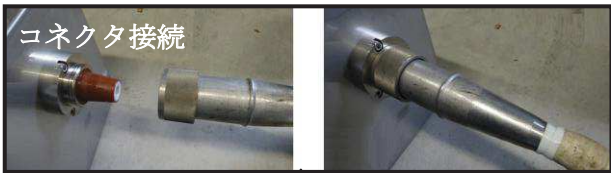


図 57-8-2 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)

～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-3

336

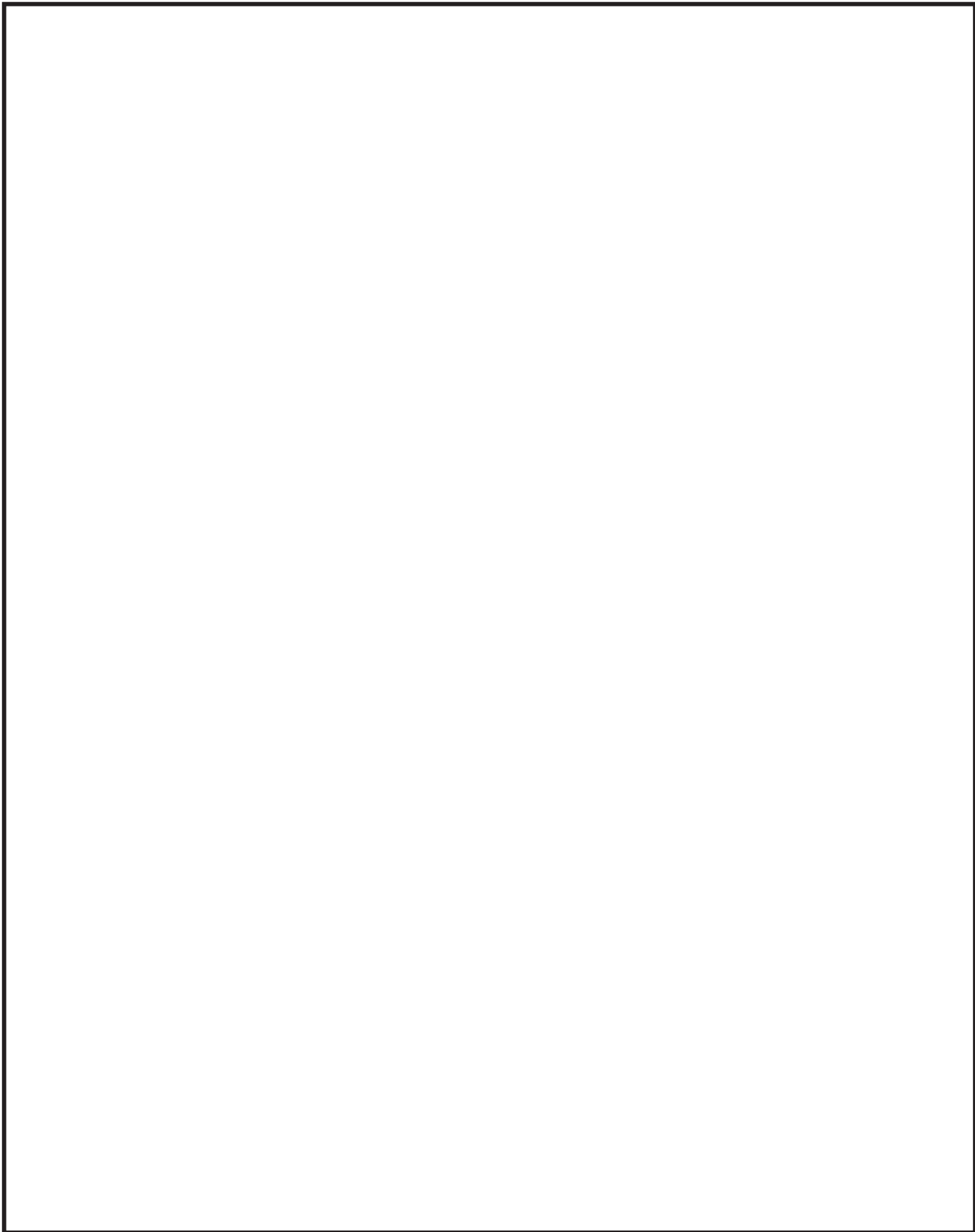


図 57-8-3 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-4

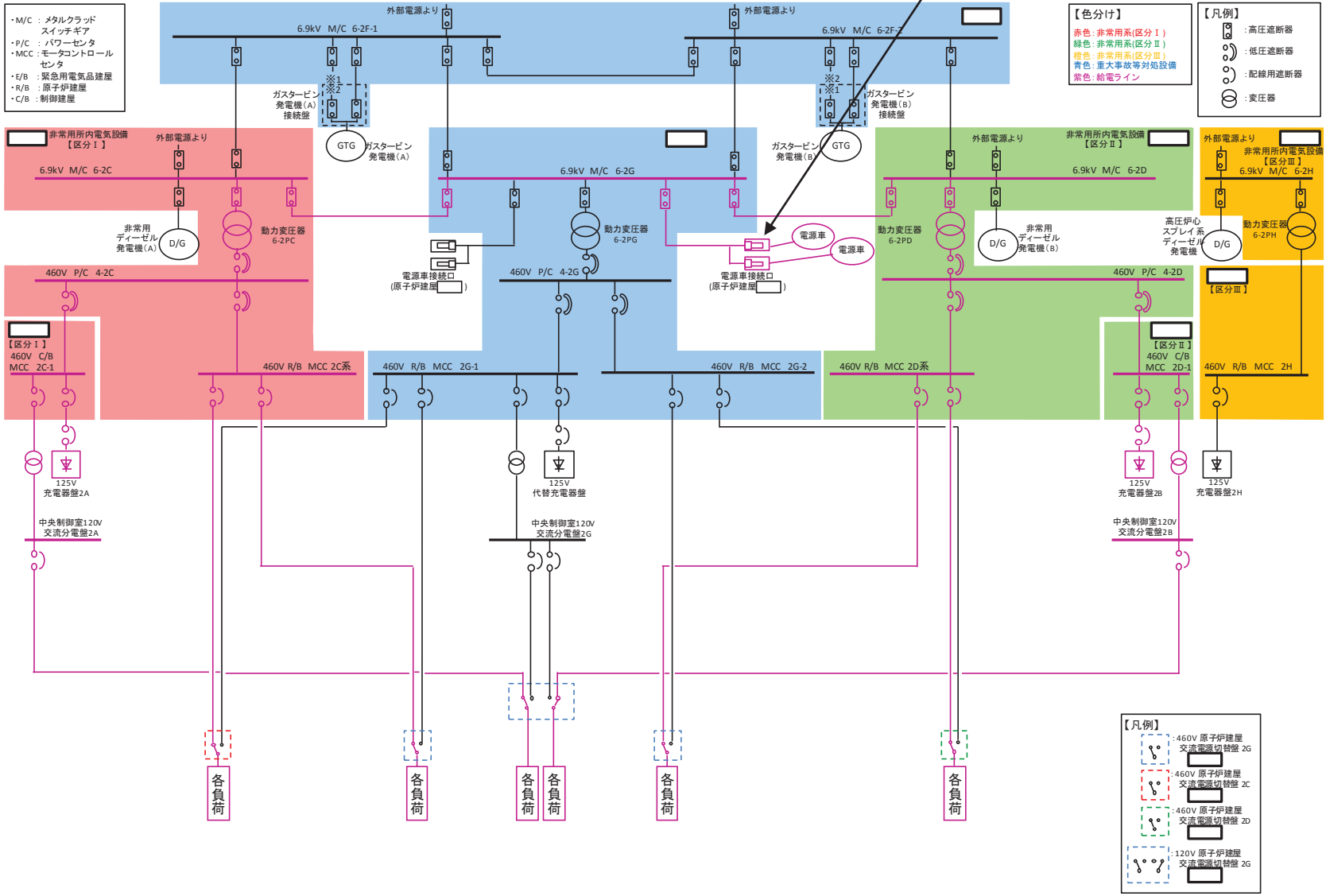


図 57-8-4 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)

～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-5

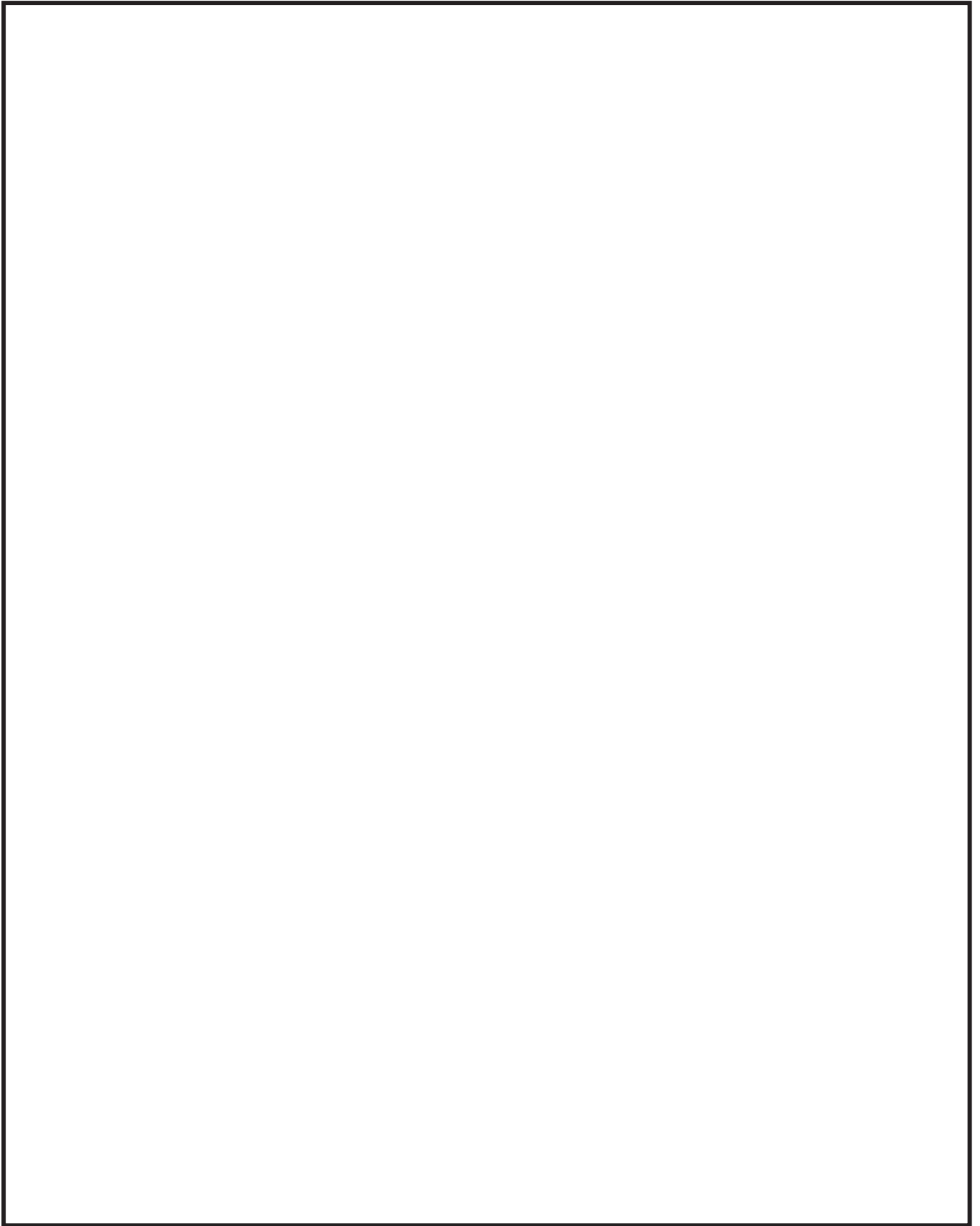


図 57-8-5 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～緊急用低圧母線 2G 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-6

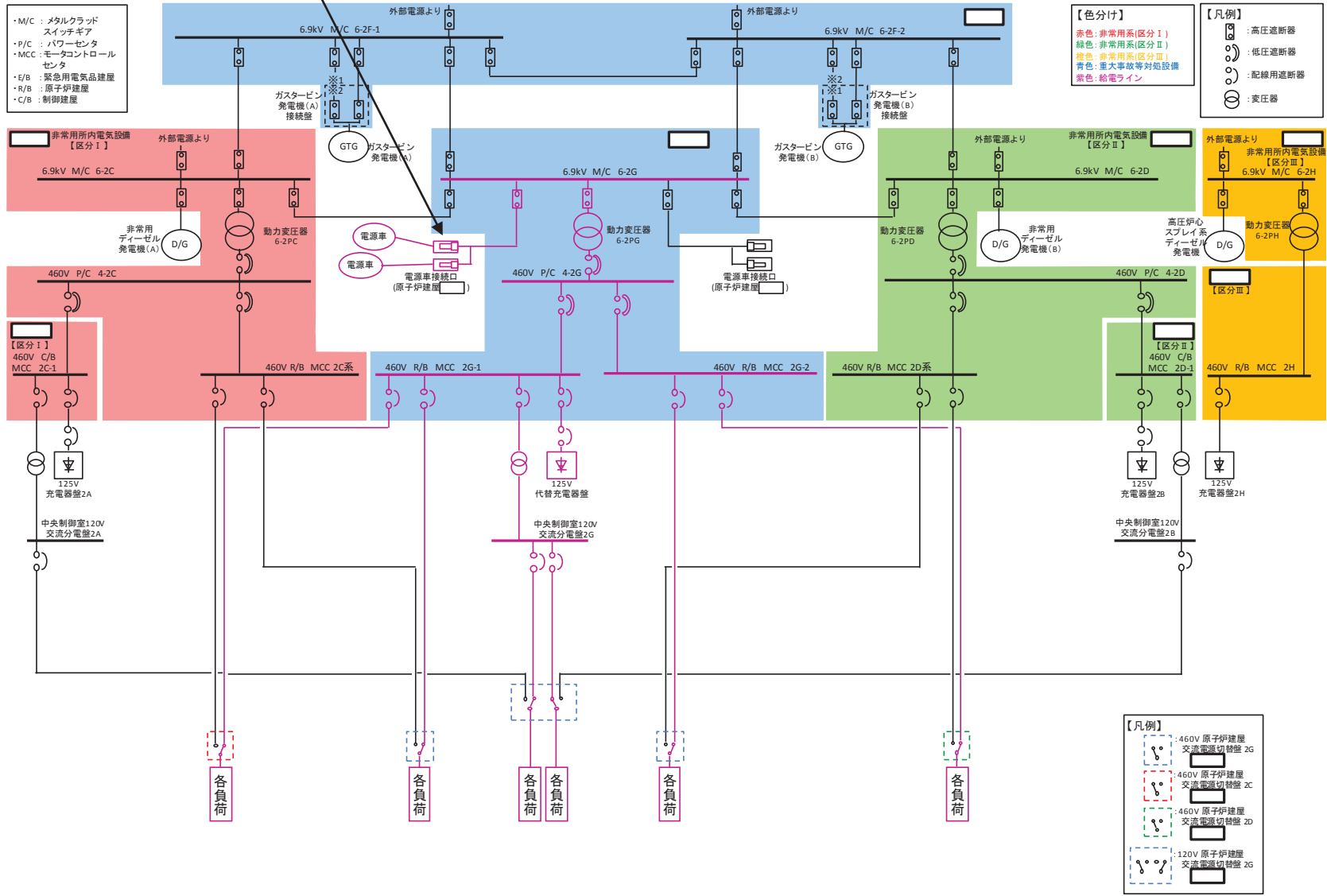
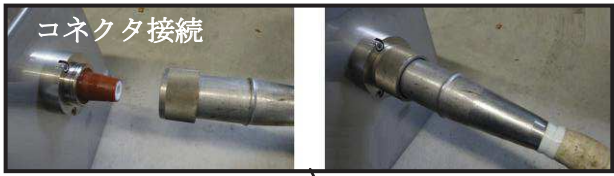


図 57-8-6 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)

～緊急用低圧母線 2G 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-7

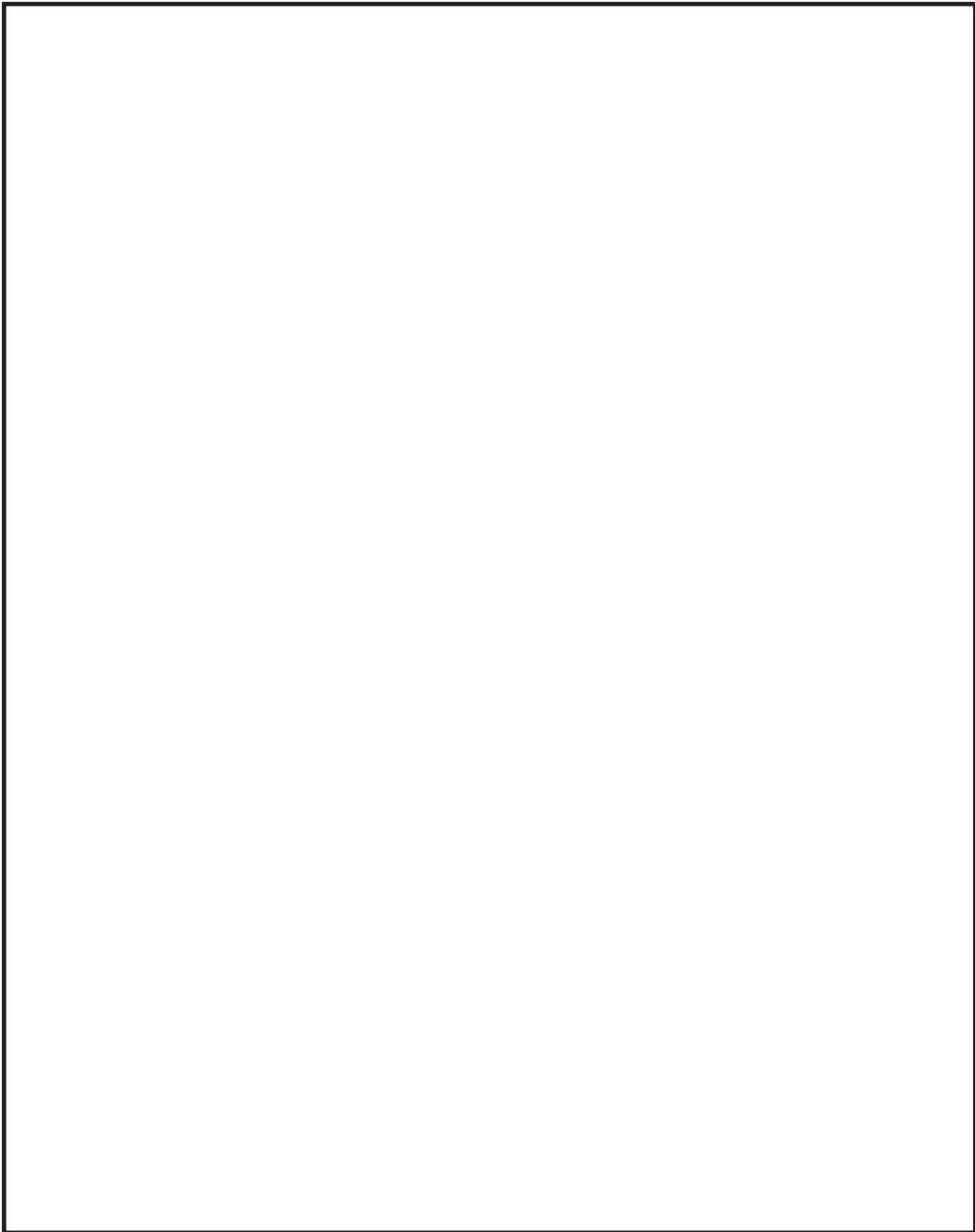


図 57-8-7 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)
～緊急用低圧母線 2G 系電路 電源車配置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-8

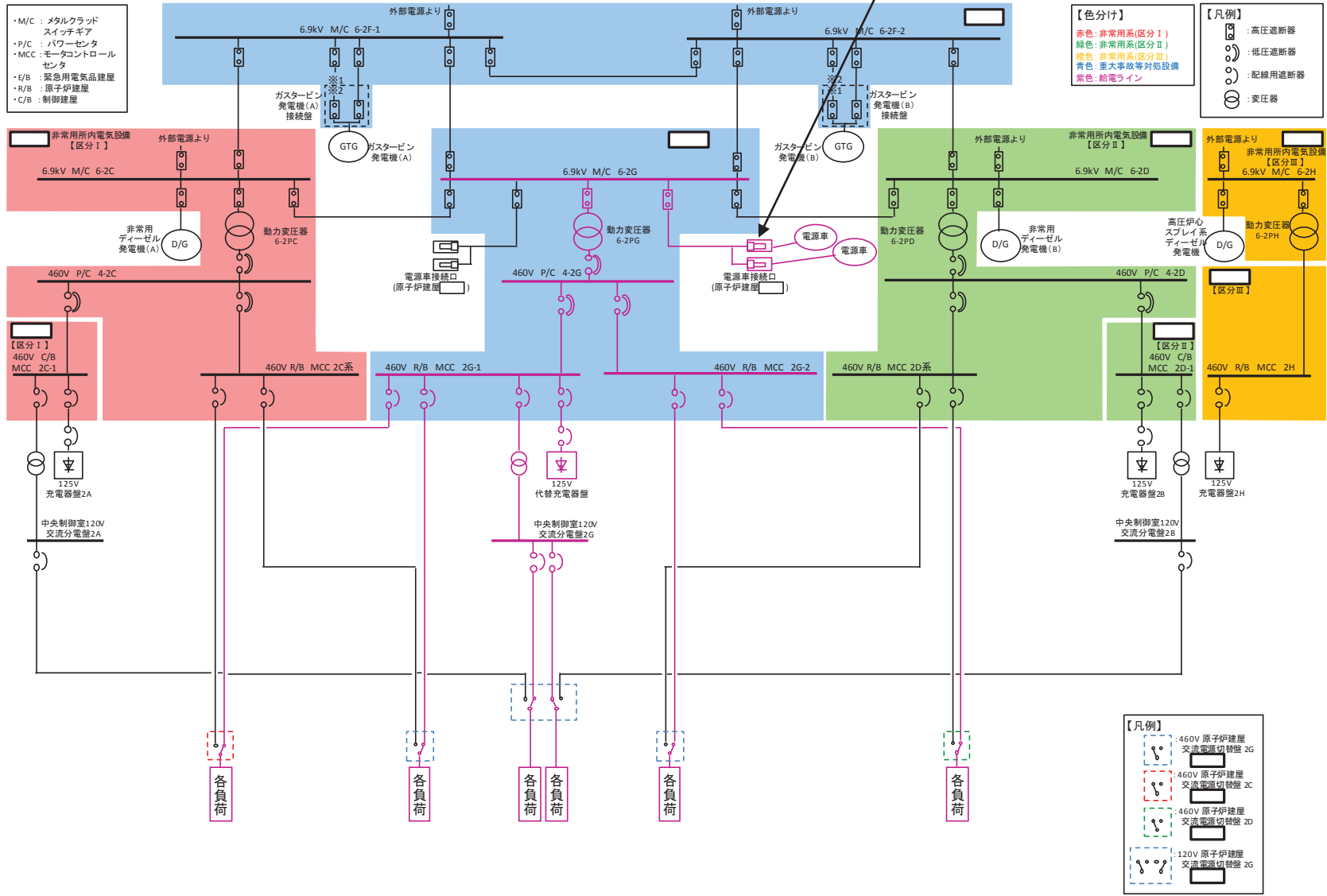


図 57-8-8 電源車～電源車接続口(原子炉建屋)

～緊急用低圧母線 2G 系電路 系統接続図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-8-9

57-9
代替電源設備について

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非常用高圧母線等は浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至ったとの報告がある。

女川原子力発電所 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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用高圧母線等の電気設備を設置している。女川原子力発電所 2 号炉の敷地高さは、O.P. 約+13.8m であり、設計基準津波 O.P. +23.1m より低い。高さ約 15m(O.P. 約+29m) の防潮堤を設置するため、敷地内に津波流入の恐れがない。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、人の接近性を確保可能な設計としている。(図 57-9-1～3)

* O.P. : 女川原子力発電所工所用基準面

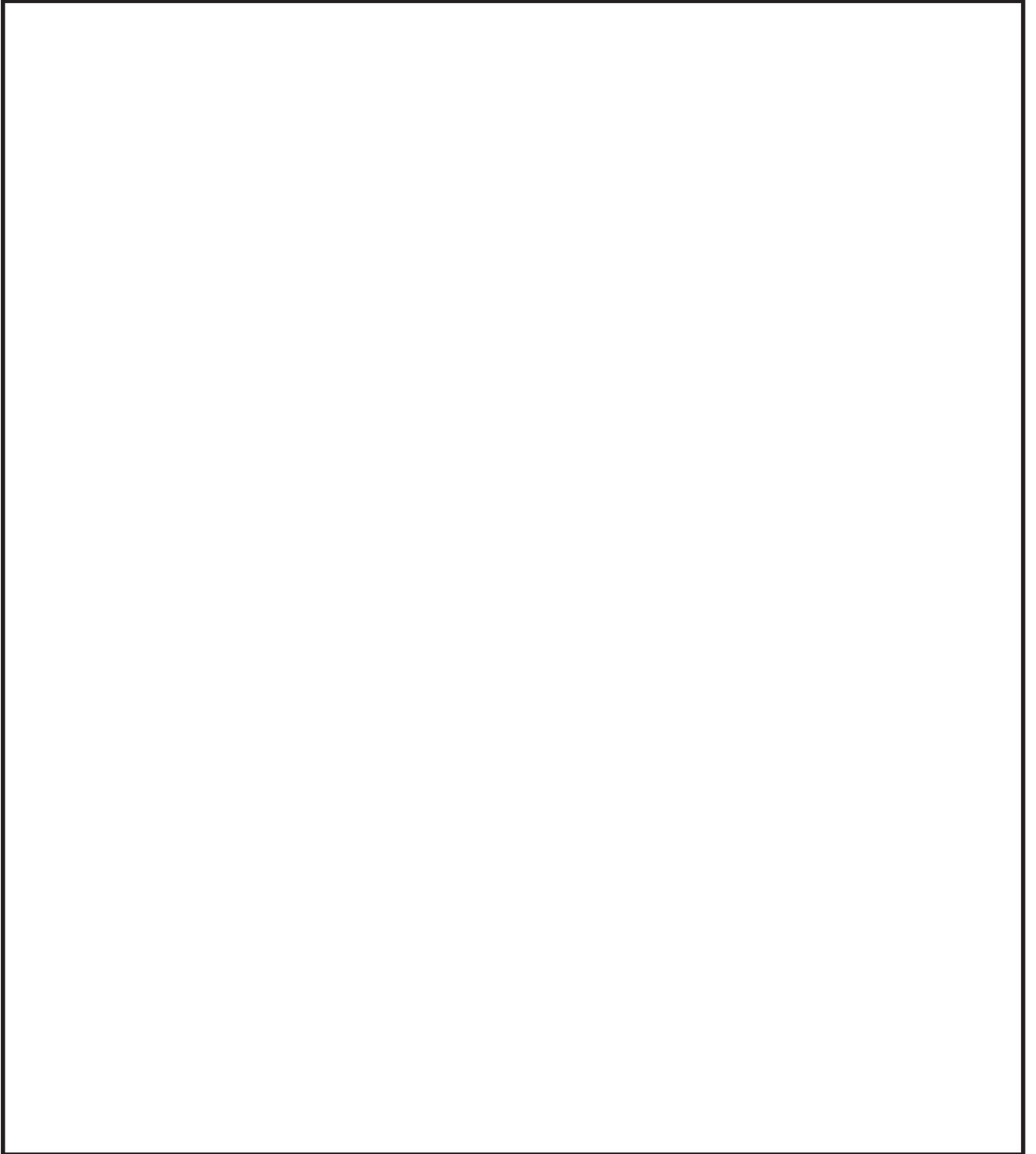


図 57-9-1 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
及び非常用高圧母線の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

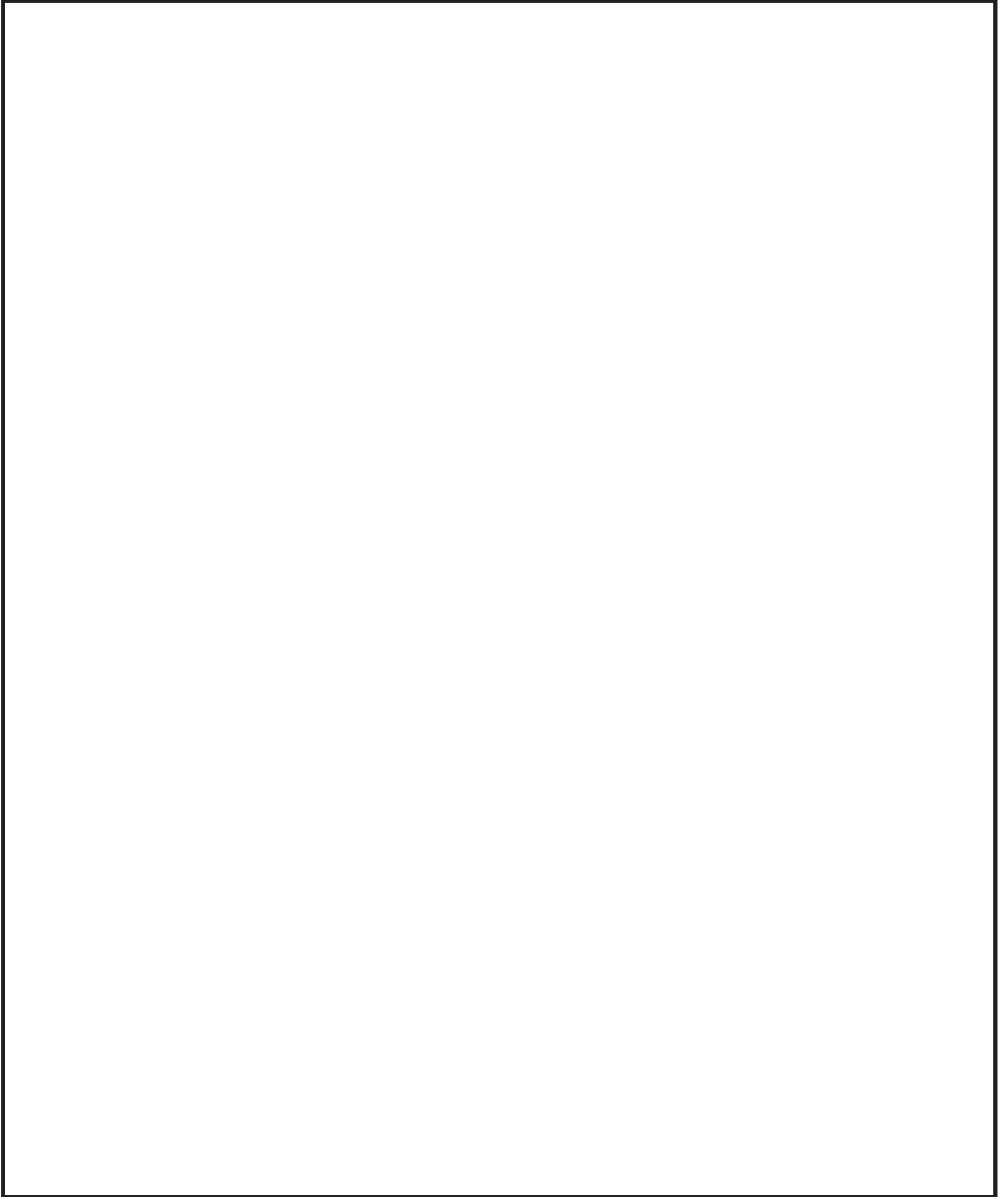


図 57-9-2 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B
並びに 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

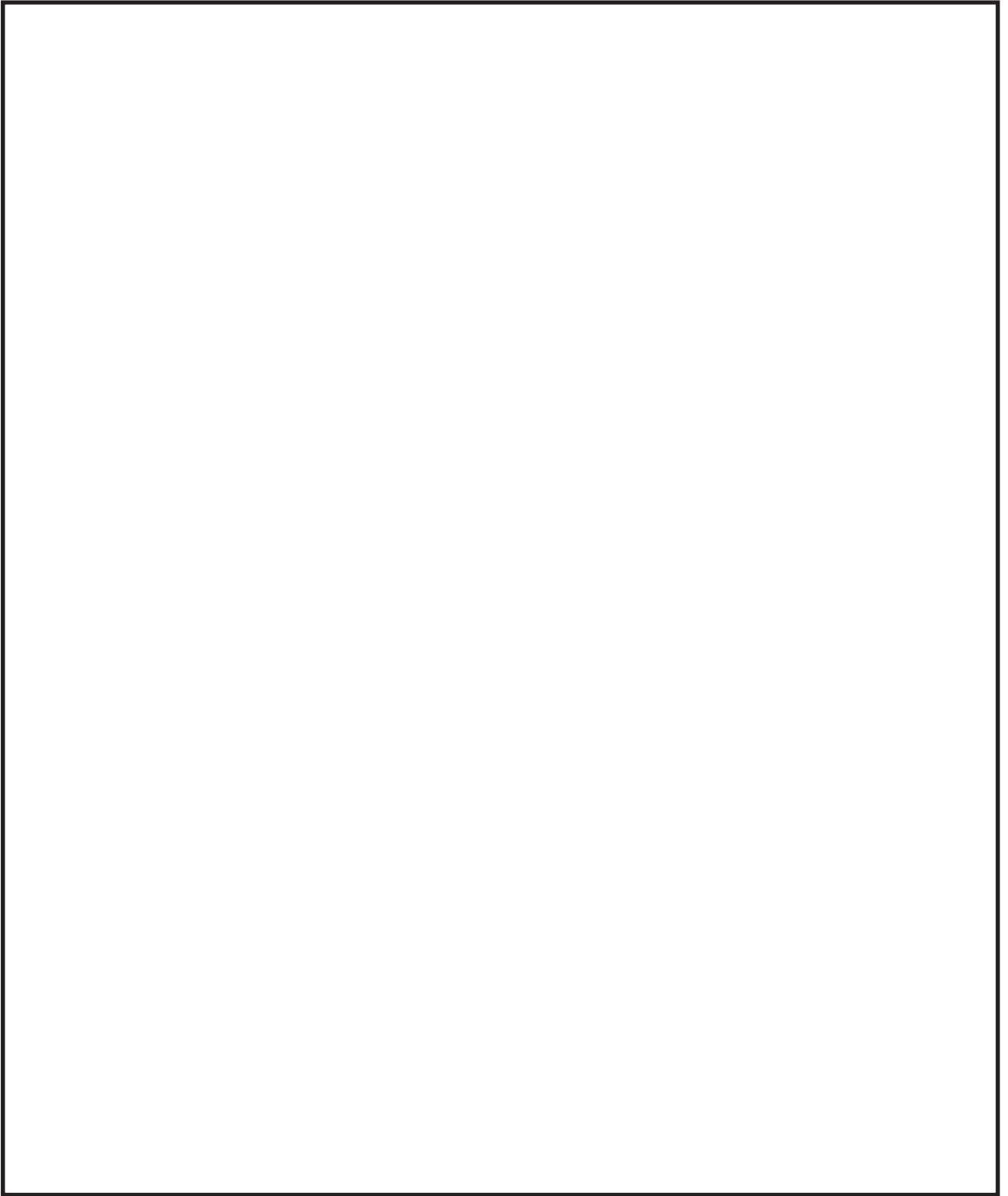


図 57-9-3 125V 蓄電池 2H 及び直流主母線盤 2H の配置

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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している。

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表 57-9-1 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のとおり添付している。

設置許可基準規則第 46 条／技術基準規則第 61 条：57-9-(46-1)～57-9-(46-2)

設置許可基準規則第 51 条／技術基準規則第 66 条：57-9-(51-1)～57-9-(51-2)

設置許可基準規則第 52 条／技術基準規則第 67 条：57-9-(52-1)～57-9-(52-2)

設置許可基準規則第 53 条／技術基準規則第 68 条：57-9-(53-1)～57-9-(53-2)

設置許可基準規則第 54 条／技術基準規則第 69 条：57-9-(54-1)～57-9-(54-2)

設置許可基準規則第 59 条／技術基準規則第 74 条：57-9-(59)

設置許可基準規則第 60 条／技術基準規則第 75 条：57-9-(60-1)～57-9-(60-2)

設置許可基準規則第 61 条／技術基準規則第 76 条：57-9-(61)

設置許可基準規則第 62 条／技術基準規則第 77 条：57-9-(62-1)～57-9-(62-2)

表 57-9-1 代替電源からの給電が要求される条文

設置許可基準／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に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	・代替交流電源からの給電を可能とする。
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。

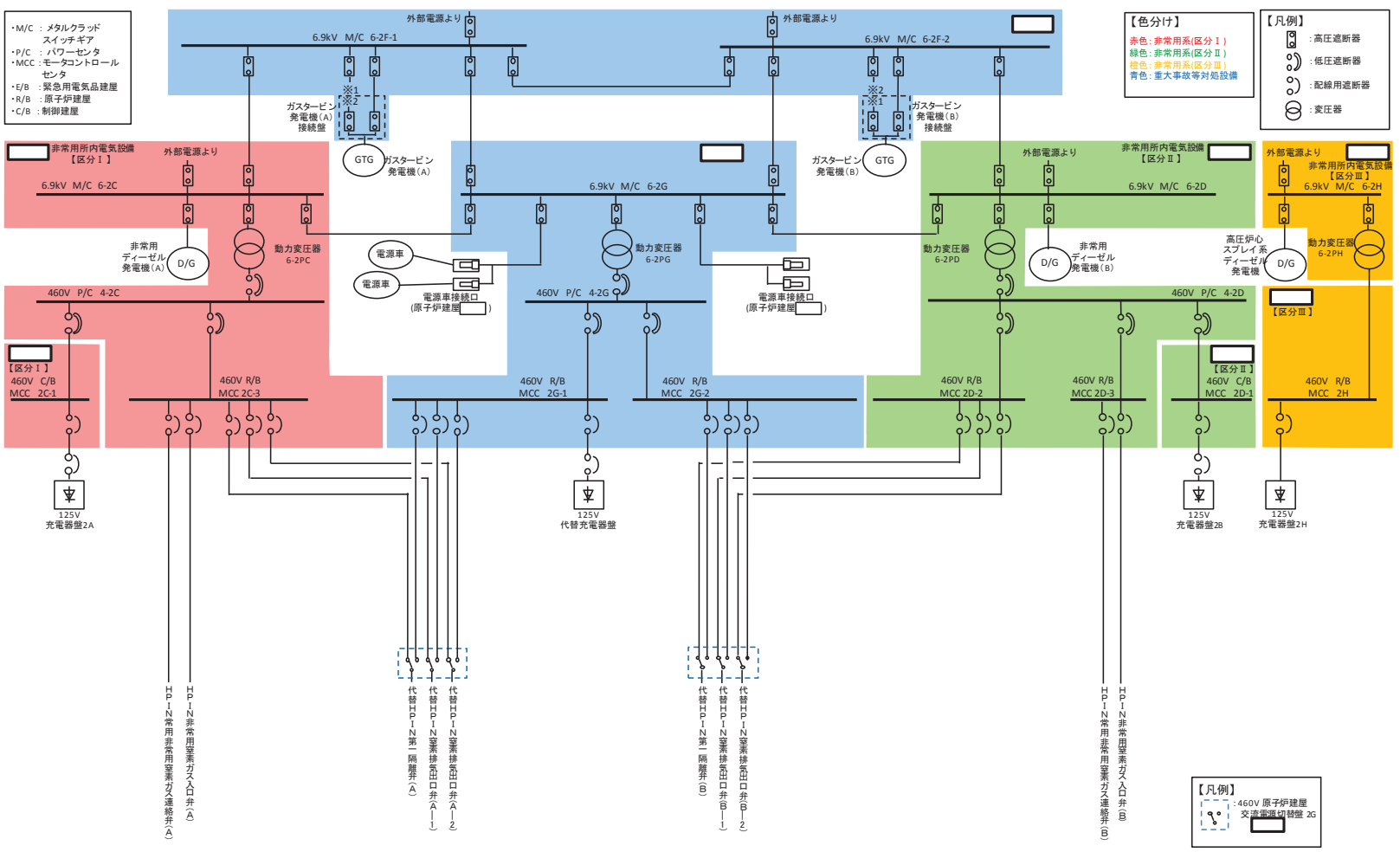


図 57-9-(46-1) 単線結線図(交流) (第 46 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

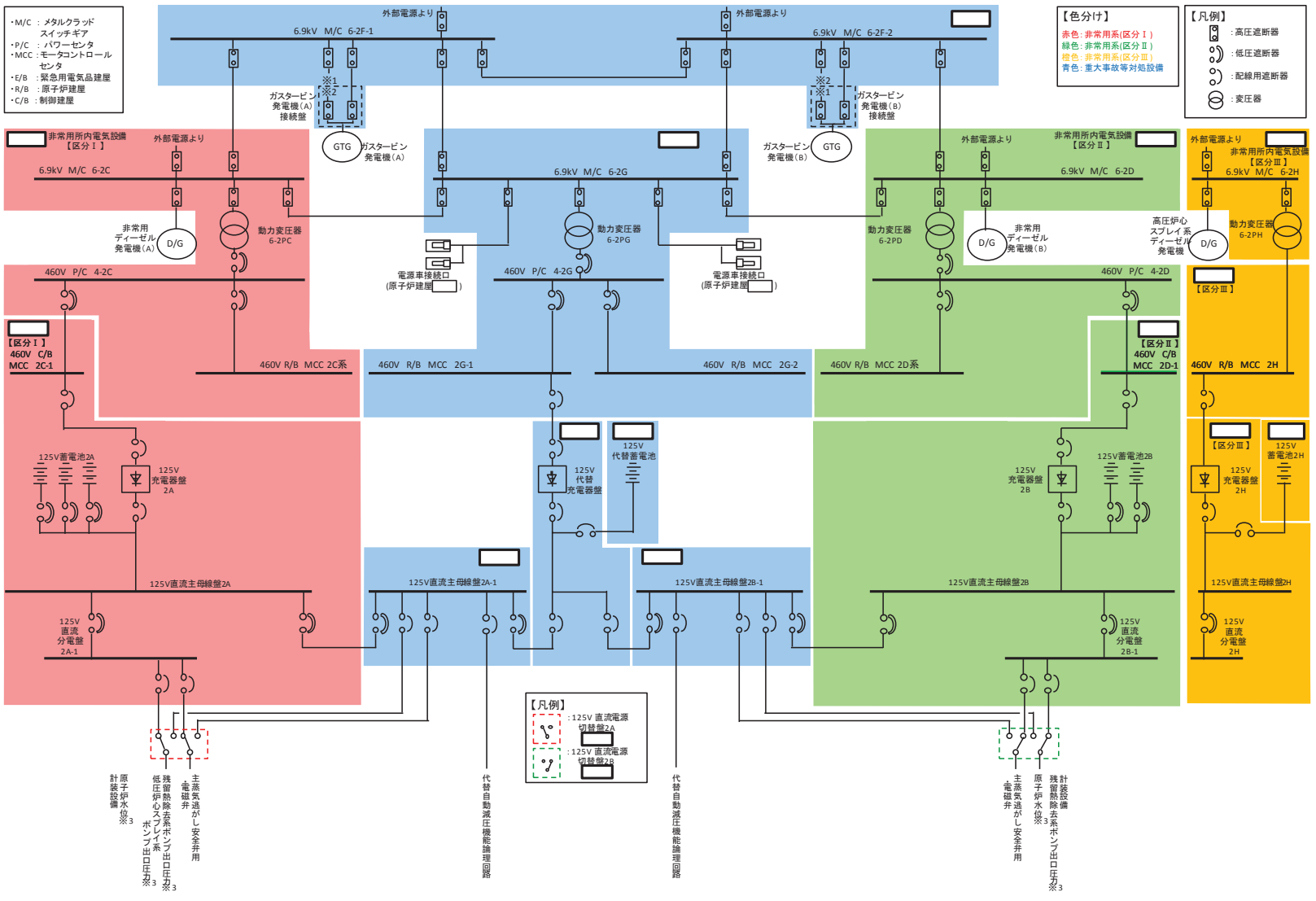
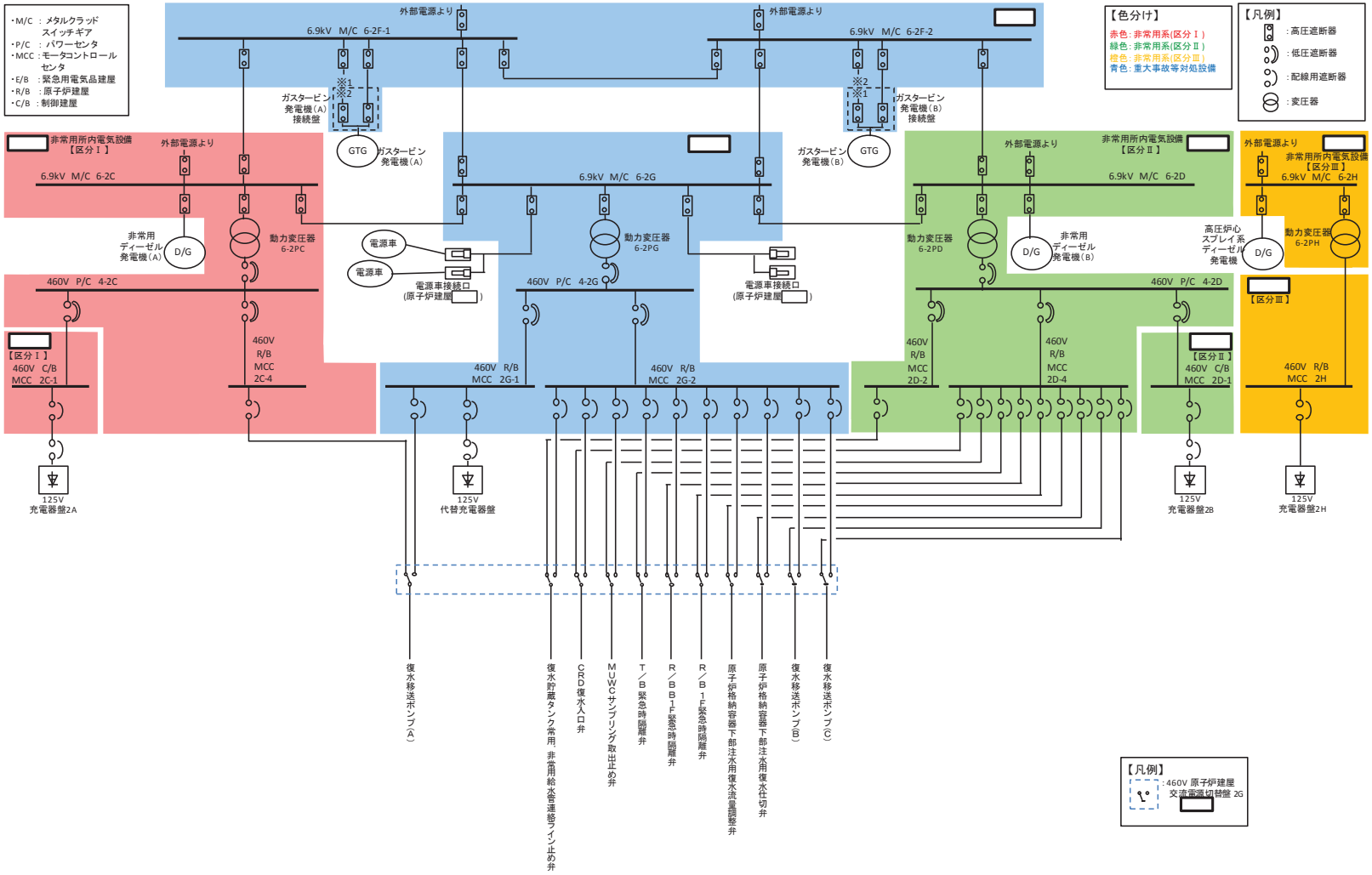


図 57-9-(46-2) 単線結線図(直流) (第 46 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-(51-1) 単線結線図(交流) (第 51 条)



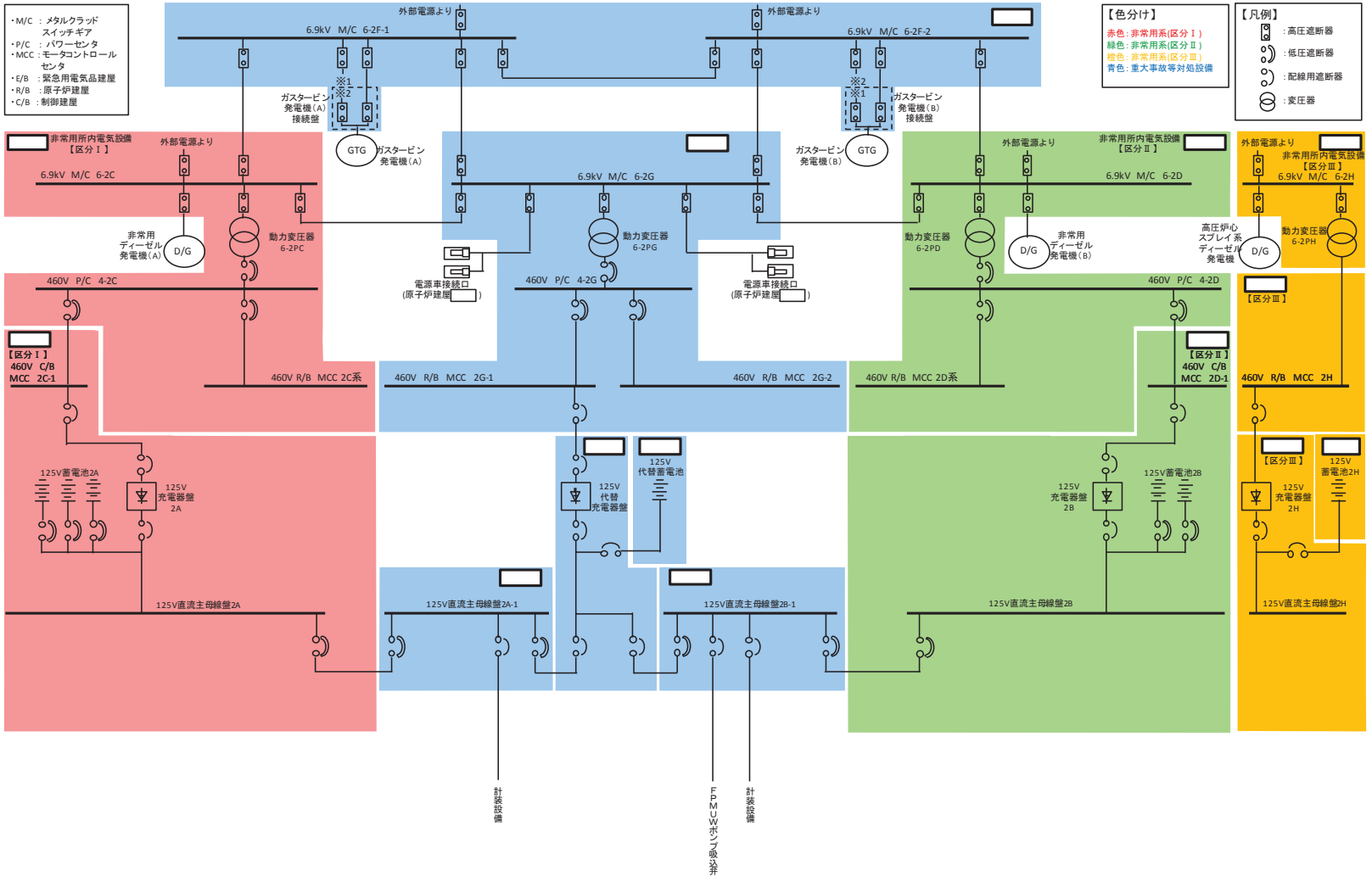


図 57-9-(51-2) 単線結線図(直流) (第 51 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

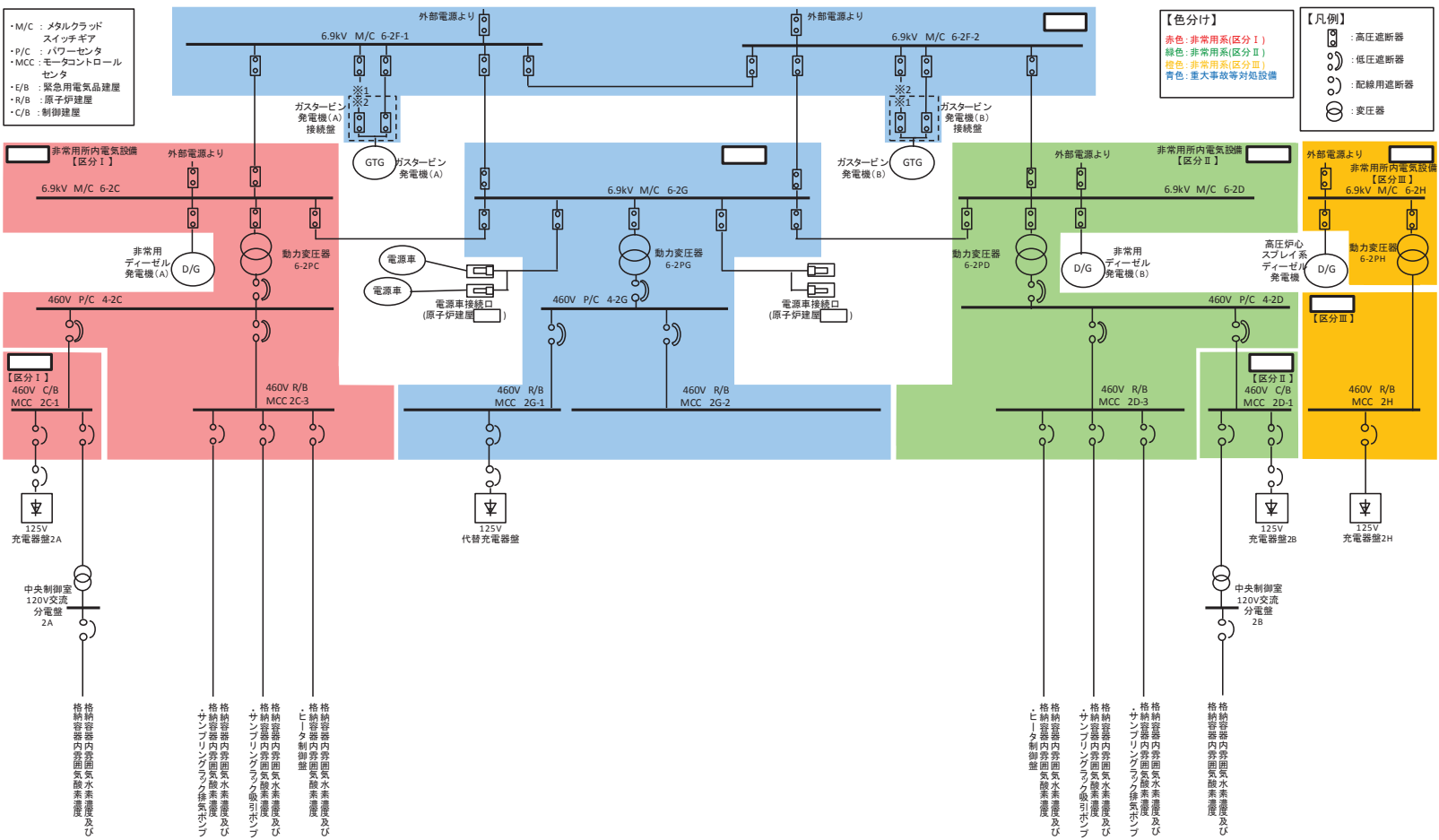


図 57-9-(52-1) 単線結線図(交流) (第 52 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

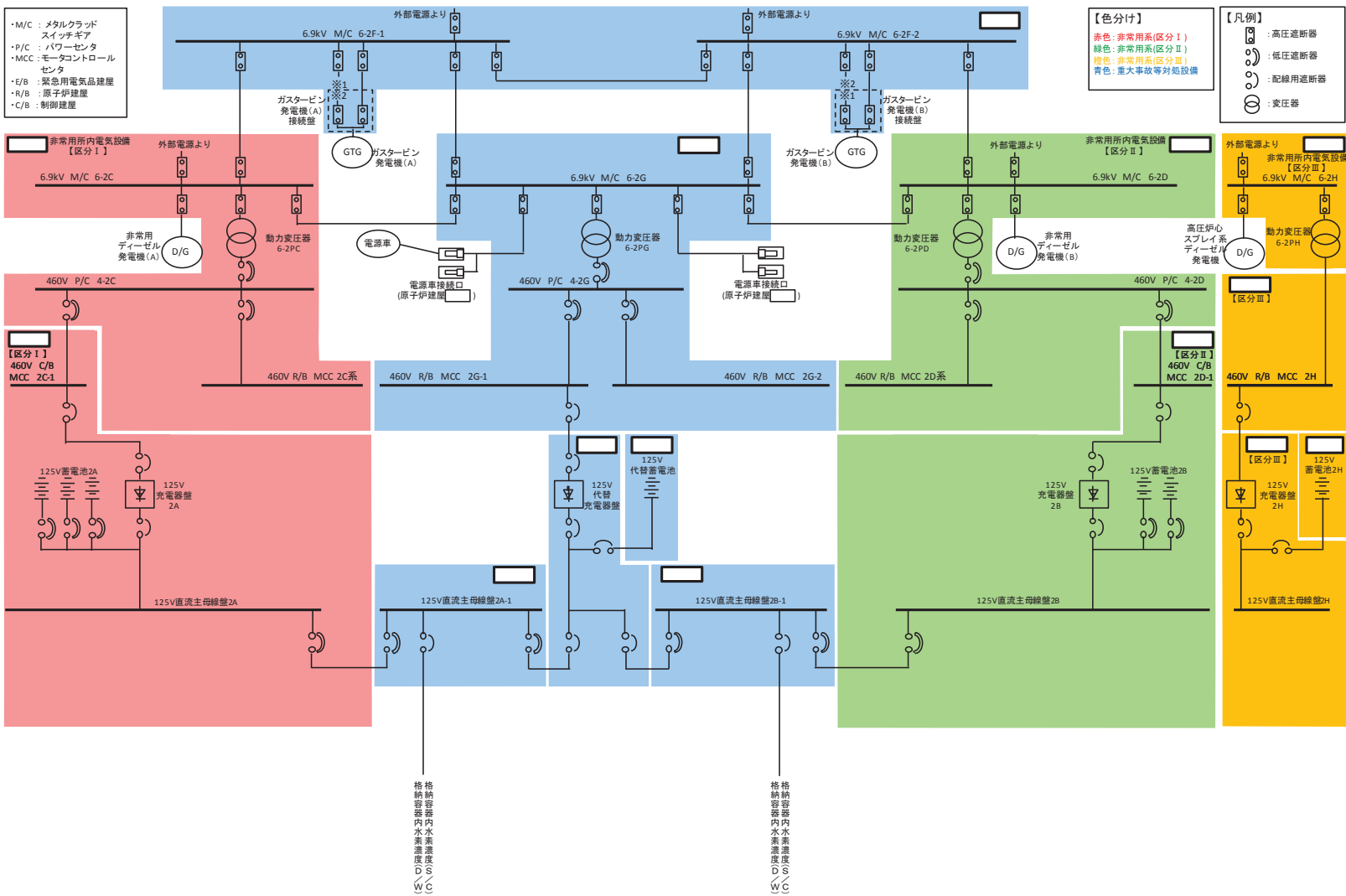


図 57-9-9(52-2) 単線結線図(直流) (第 52 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

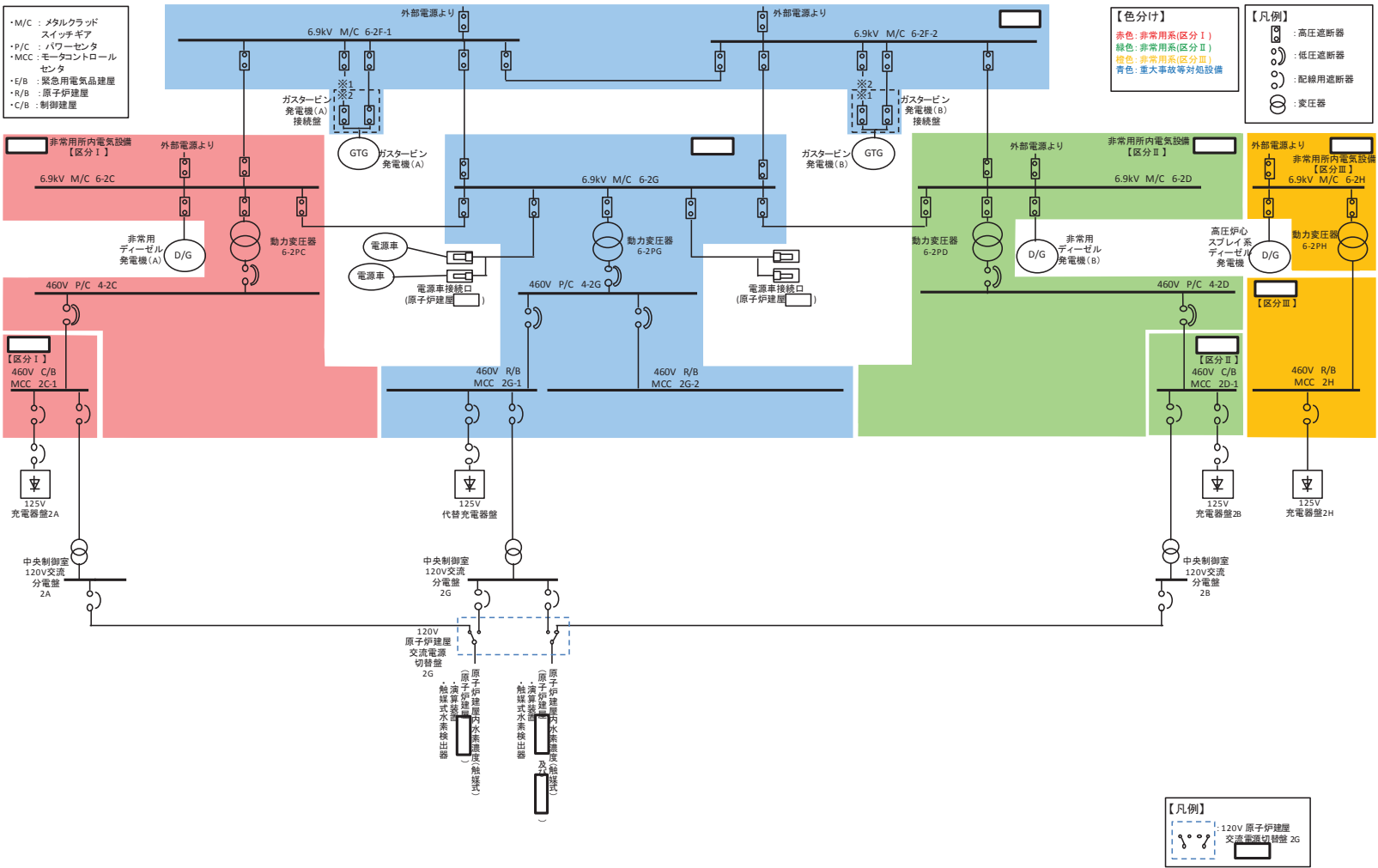


図 57-9-(53-1) 単線結線図(交流) (第 53 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

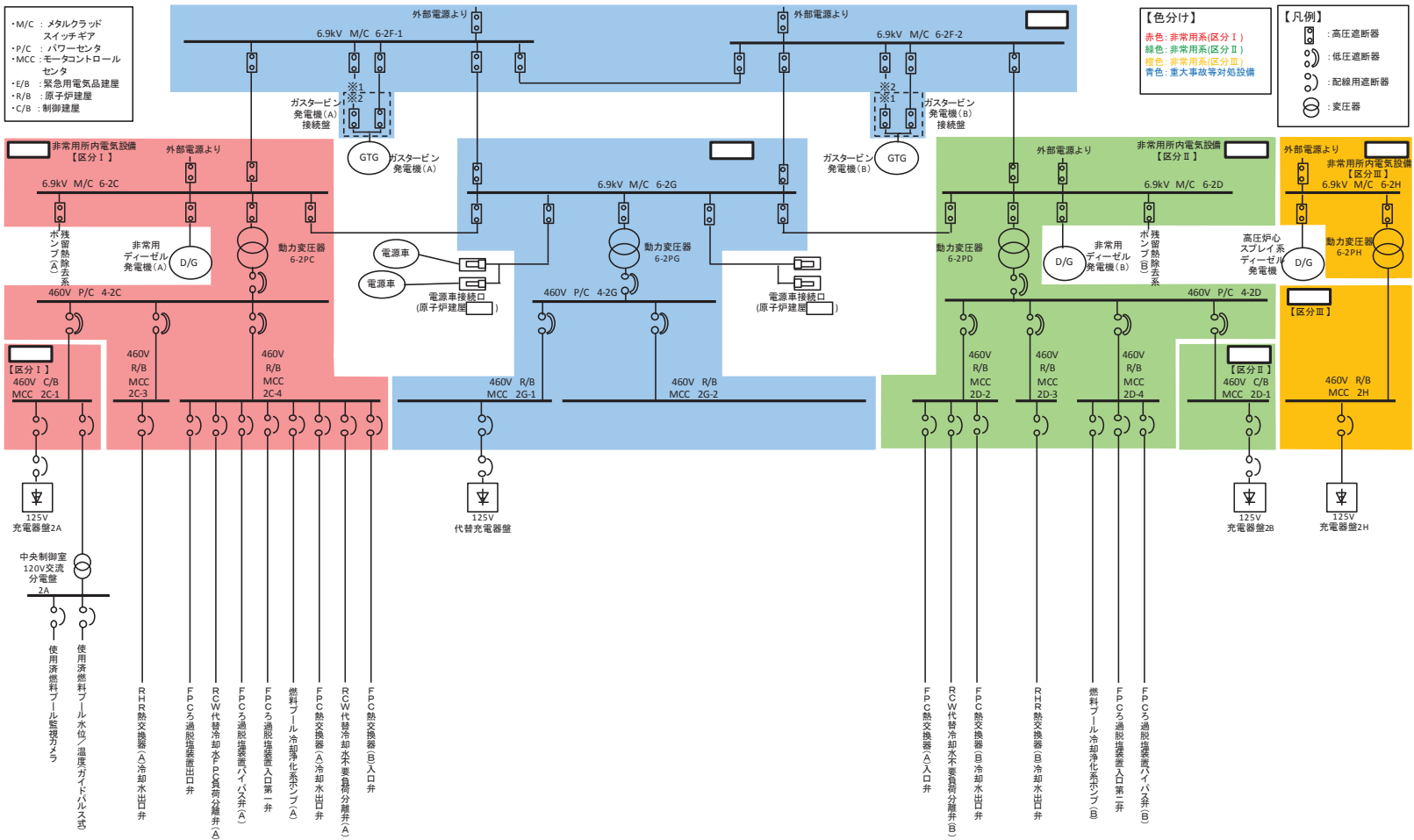


図 57-9-(54-1) 単線結線図(交流) (第 54 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

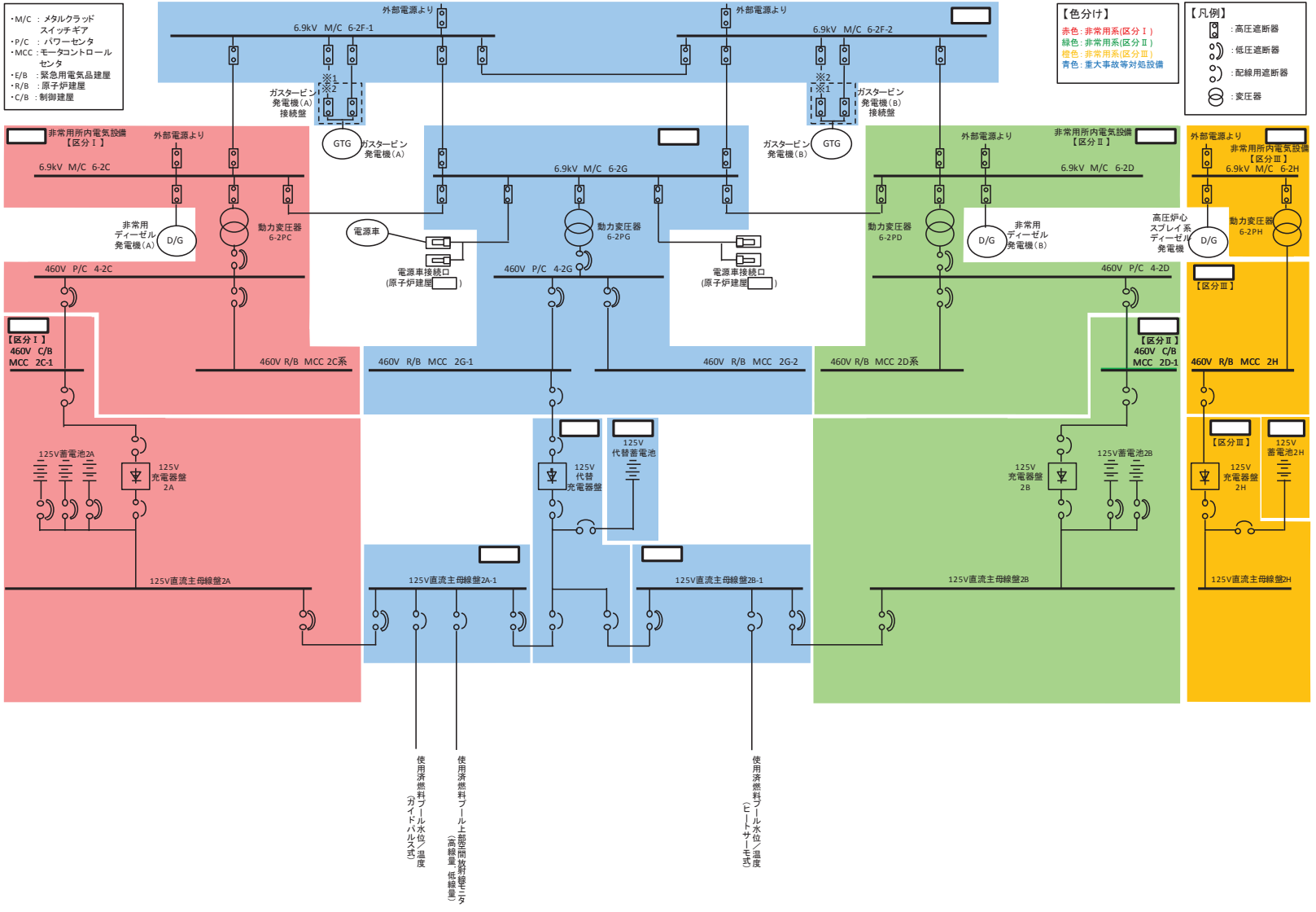


図 57-9-(54-2) 単線結線図(直流) (第 54 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- 【凡例】
- ⏏ : 高圧遮断器
 - ⏏ : 低圧遮断器
 - ⊖ : 配線用遮断器
 - ⊗ : 変圧器

- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

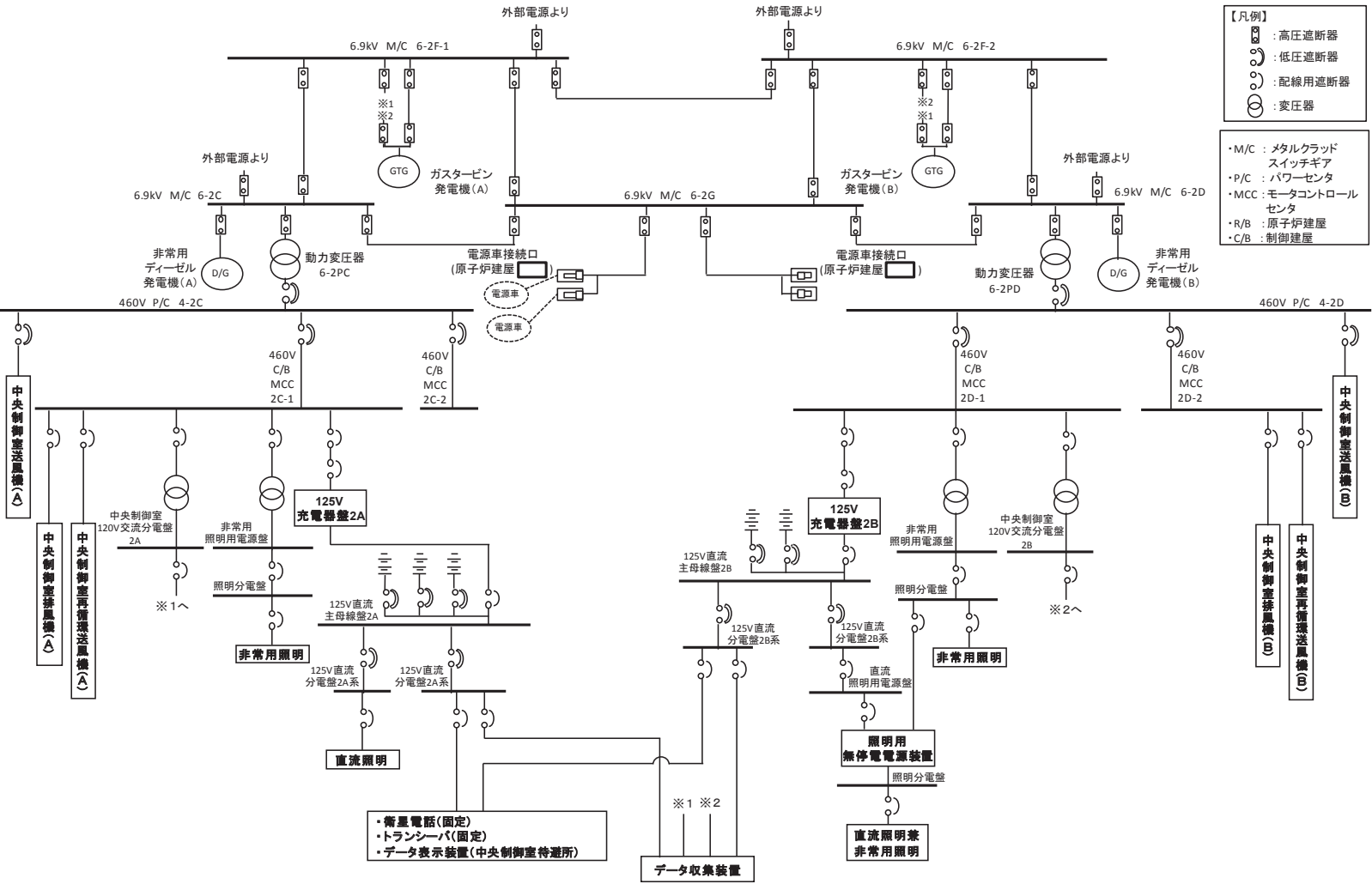
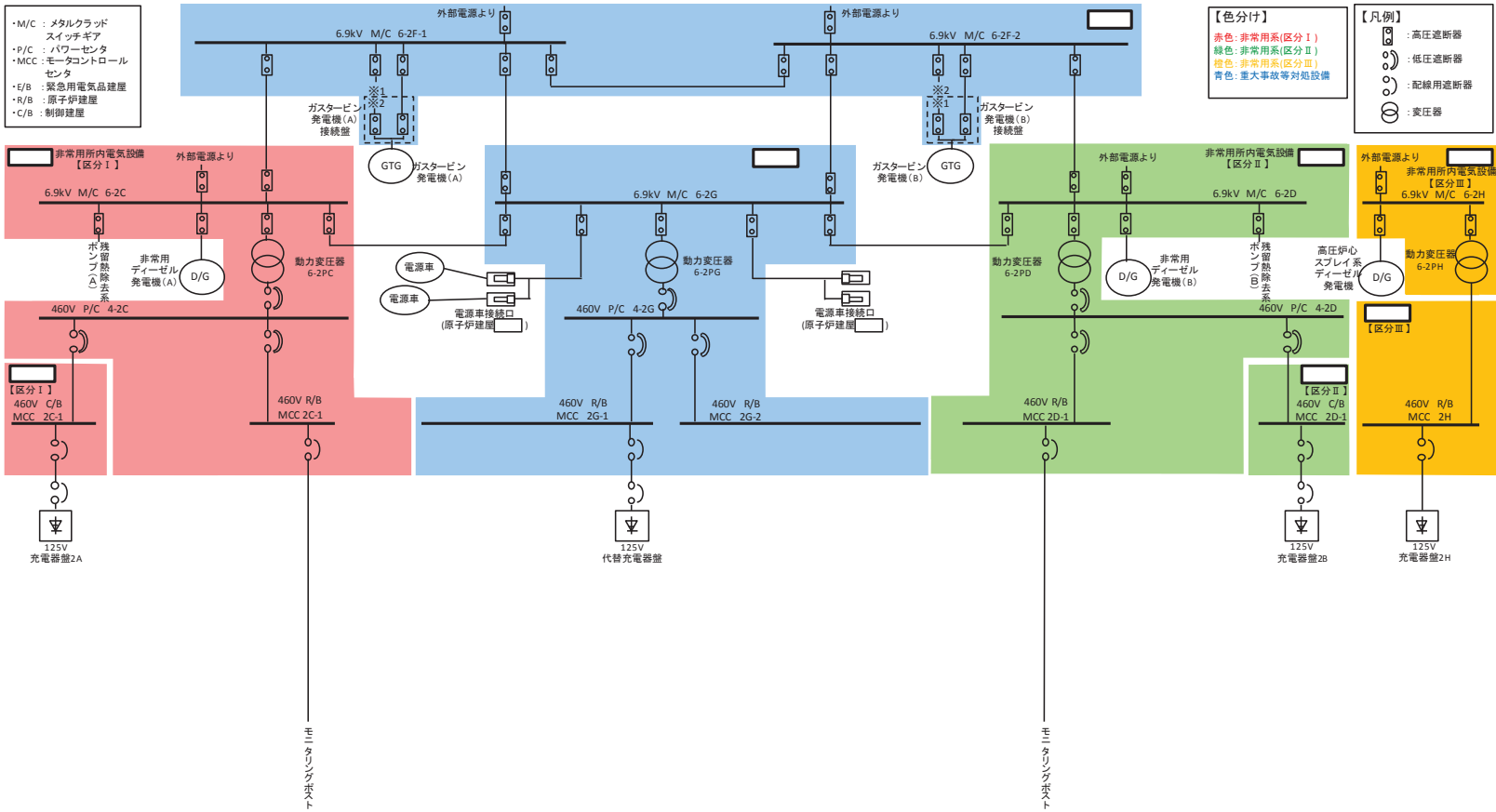


図 57-9-(59) 単線結線図 (第 59 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-(60-1) 単線結線図(交流) (第 60 条)

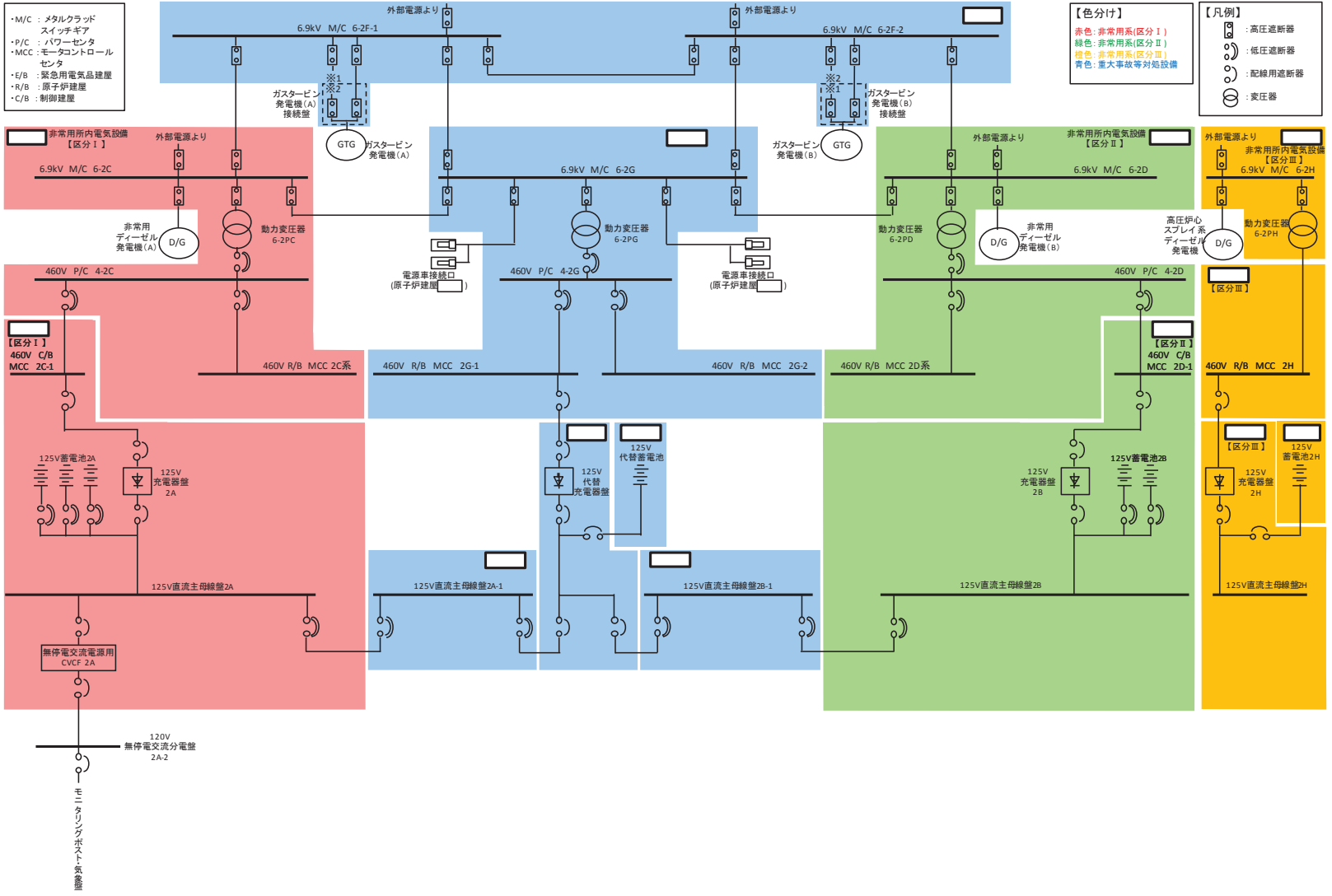


正
電
圧
の
下
で
運
行
す
べ
し

正
電
圧
の
下
で
運
行
す
べ
し

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-9-(60-2) 単線結線図(直流) (第 60 条)



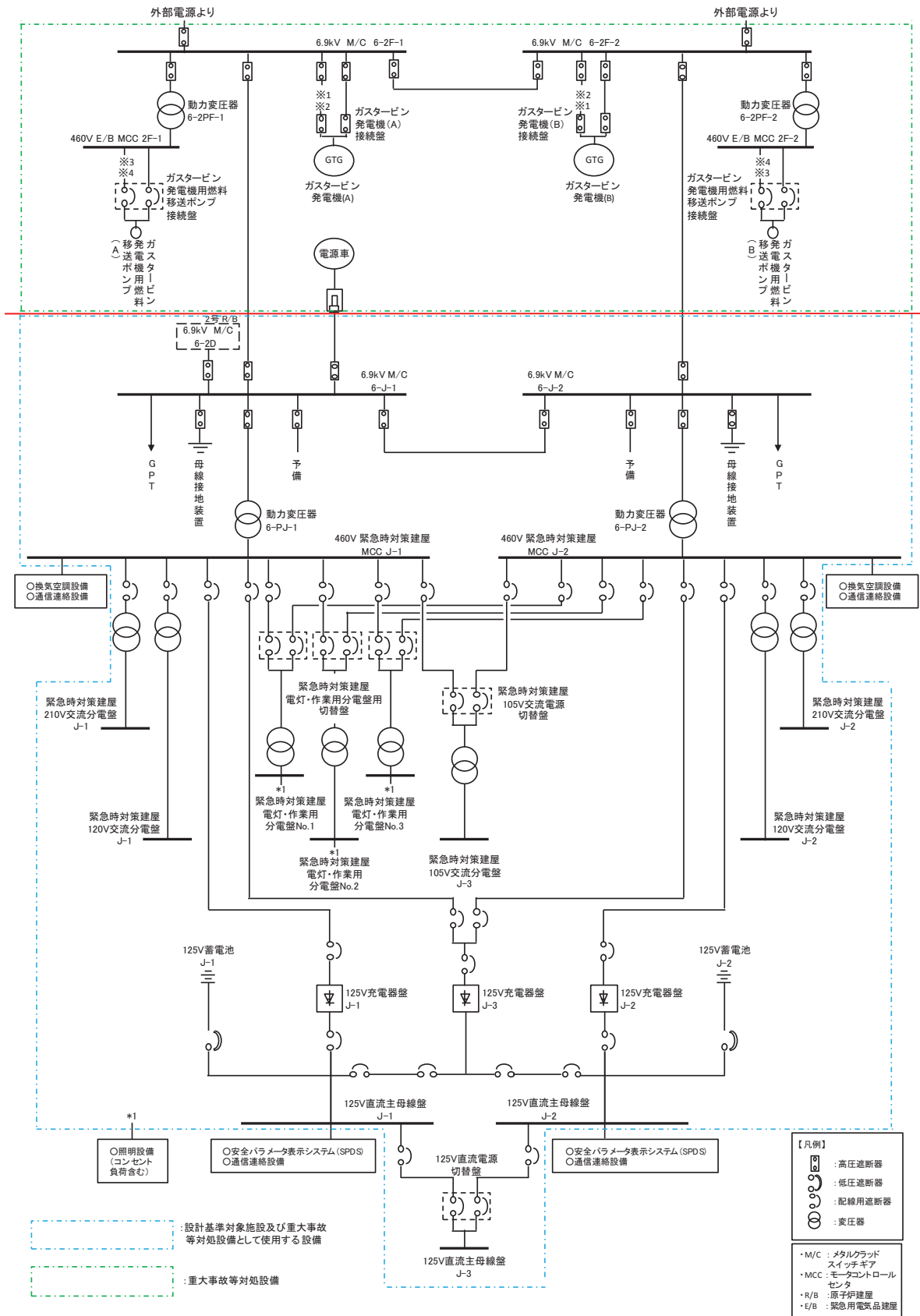
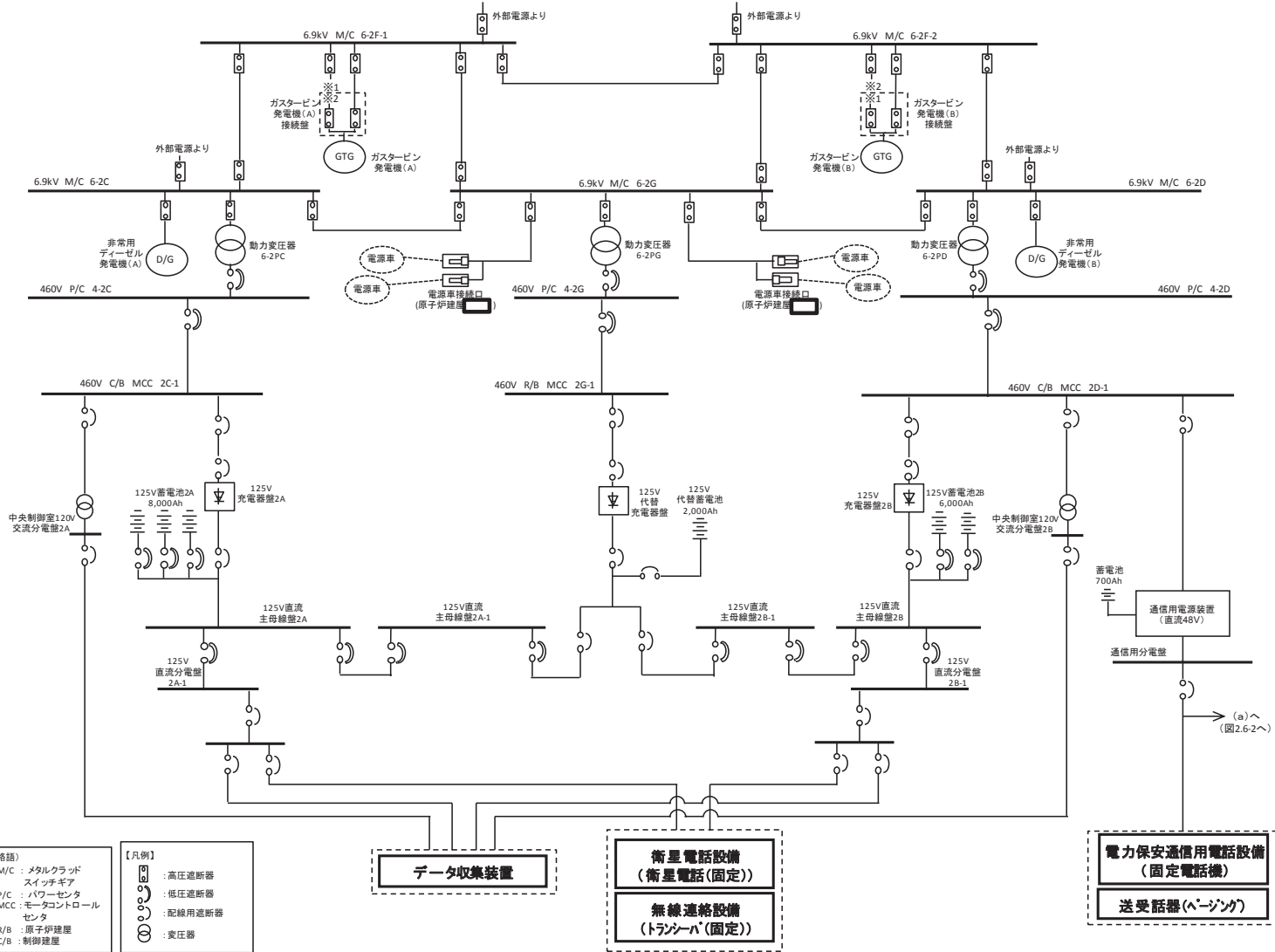


図 57-9-(61) 単線結線図(第 61 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-(62-1) 単線結線図(中央制御室)(第62条)



【略語】
 ・M/C : メタルクラッド
 スイッチギア
 ・P/C : パワーセンタ
 ・MCC : モータコントロール
 センタ
 ・R/B : 原子炉建屋
 ・C/B : 制御建屋

【凡例】
 : 高圧遮断器
 : 低圧遮断器
 : 配線用遮断器
 : 変圧器

データ収集装置

衛星電話設備
 (衛星電話(固定))
 無線連絡設備
 (トランシーバ(固定))

電力保安通信用電話設備
 (固定電話機)
 送受話器(ハンジク)

(a)へ
 (図2.6-2へ)

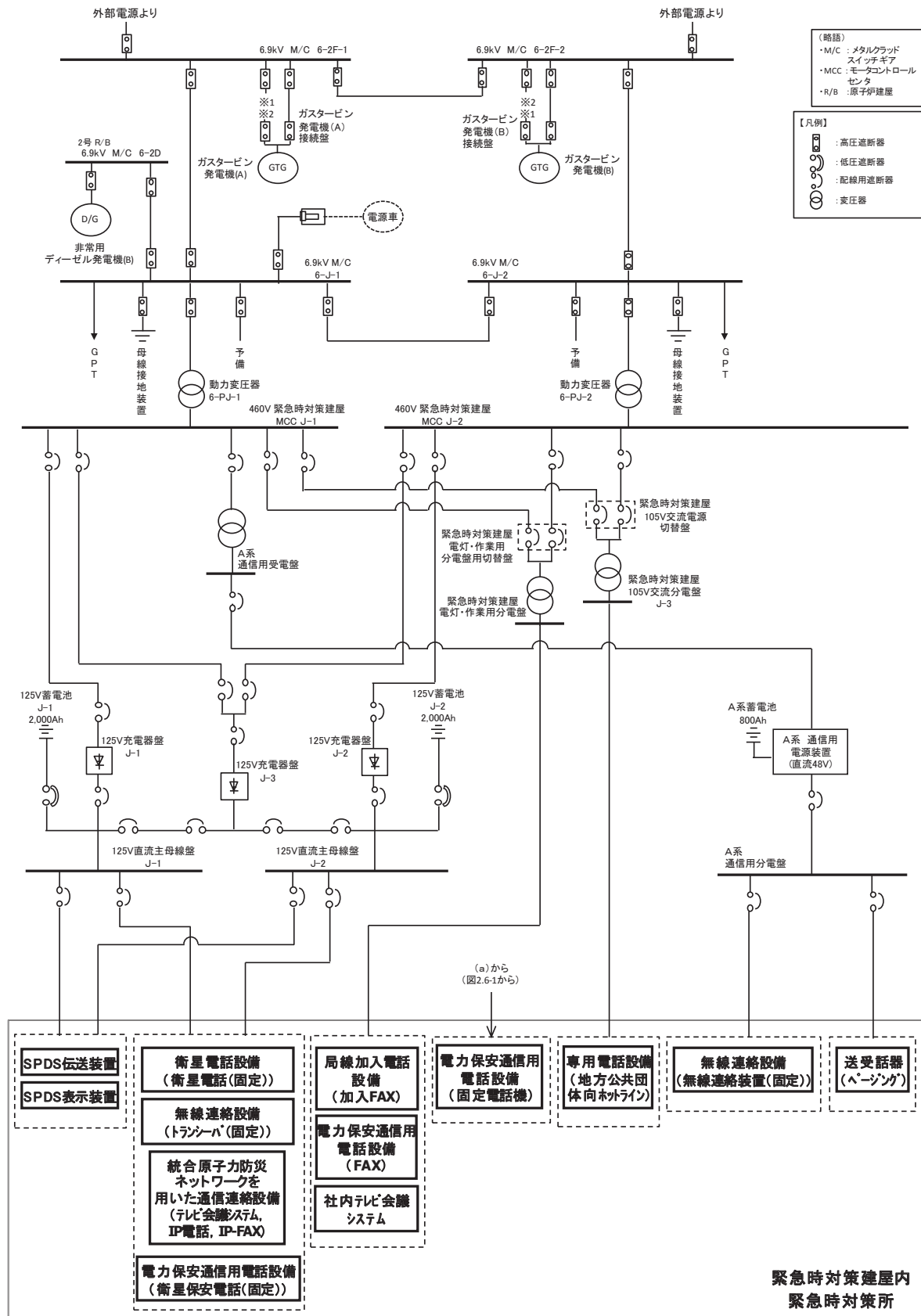


図 57-9-(62-2) 単線結線図(緊急時対策所)(第 62 条)

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及び高圧炉心スプレイ系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及び高圧炉心スプレイ系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する。

ガスタービン発電機は、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と異なり、冷却海水を必要とせず装置単独で起動可能とし、燃料系統は軽油タンクとは独立したガスタービン発電設備軽油タンクから補給可能とすることから、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と多様性を有した設計とする。

ガスタービン発電機は1台あたり非常用短時間仕様3,600kW(常用連続運用仕様:約3,033kW)の発電装置を2台(7,200kW)設置し、表57-9-2のとおり有効性評価において最大負荷となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合」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4,605kW、連続負荷約3,241kW)に対し、十分な容量を確保する。

表 57-9-2 ガスタービン発電機の負荷
(その他負荷を含む負荷の内訳は添付資料 57-9-1 参照)

負荷名称	容量(kW) (停止負荷容量)
緊急用電気品建屋	502.3
緊急時対策建屋	340.0
D 母線自動起動負荷	
・125V 充電器	105.0
・非常用照明	180.0
・中央制御室 120V 交流分電盤	52.5
・非常用ガス処理系排風機等*2	35.0
・その他負荷	611.9
・1 回目停止負荷	(106.9)
・3 回目停止負荷	(104.1)
C 母線自動起動負荷	
・125V 充電器	105.0
・非常用照明	180.0
・中央制御室 120V 交流分電盤	52.5
・非常用ガス処理系排風機等*2	35.0
・その他負荷	1,083.0
・1 回目停止負荷	(226.5)
・3 回目停止負荷	(279.1)
復水移送ポンプ	45.0
中央制御室送風機	110.0
中央制御室再循環送風機	15.0
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	90.0
その他負荷	45.0
残留熱除去系ポンプ*1	511.6
代替循環冷却ポンプ	90.0
その他負荷	181.2
2 回目停止負荷	(5.5)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0
その他負荷	29.7
合計：連続負荷	3,241.0
最大負荷(図 57-9-4 参照)	4,605.0

*1：起動時負荷 1,080.0kW

*2：非常用ガス処理系空気乾燥装置を含む

また、ガスタービン発電設備軽油タンクにより、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、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて自動で燃料補給が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-5 及び図 57-3-6) 参照のこと。

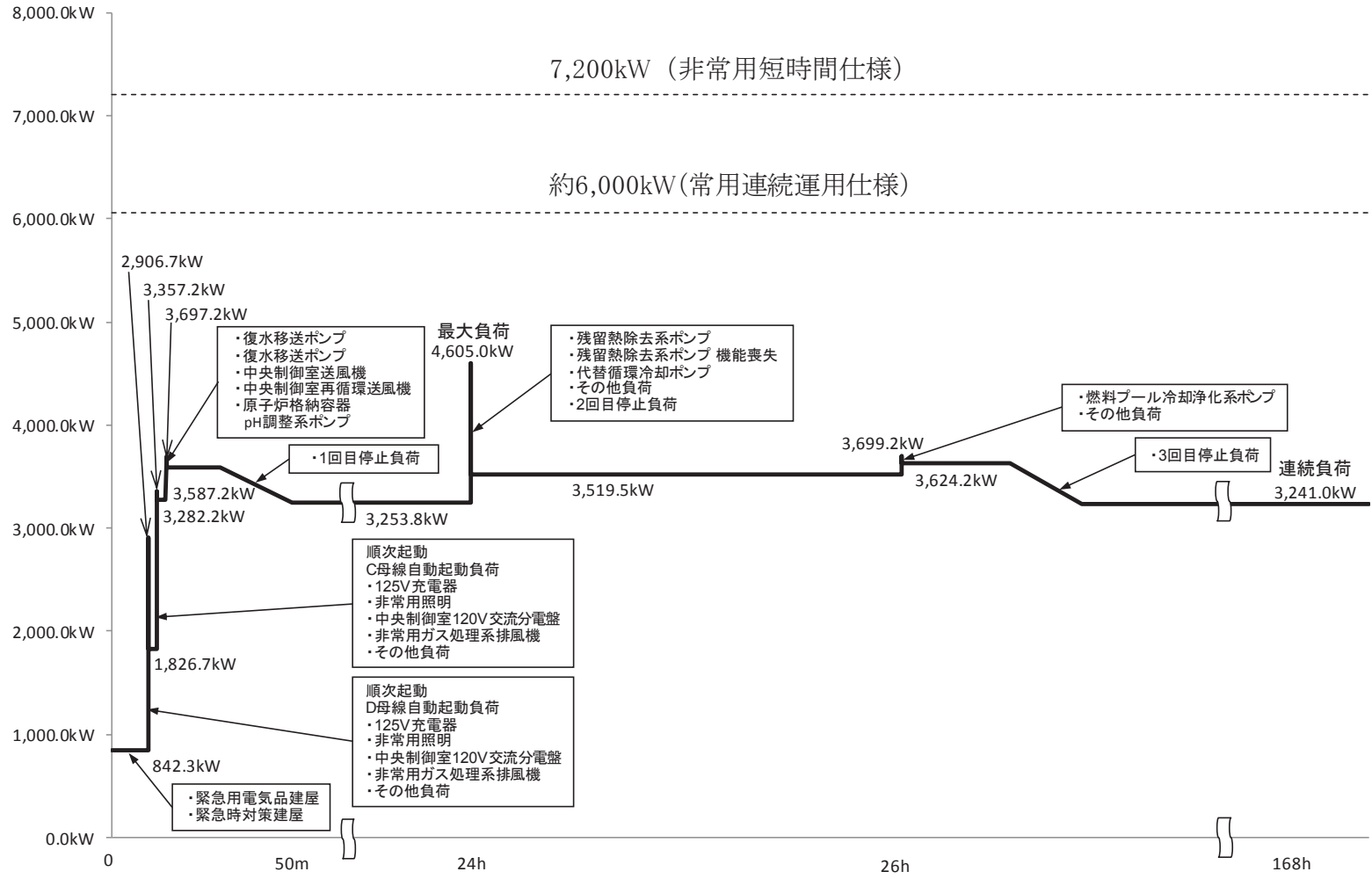


図 57-9-4 ガスタービン発電機負荷積上
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 代替循環冷却系を使用する場合)

1.1.2 電源車

重大事故等対処設備として設置す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代替交流電源設備として電源車を配備する。電源車は以下の2つのケースについて必要な負荷へ給電可能な電源とする。

- (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給電
- (2) 代替所内電気設備から 125V 代替充電器盤を経由し、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低圧代替注水系にて炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は表 57-9-3 のとおり、最大負荷約 644.1kW 及び連続負荷約 643.3kW である。したがって、電源車 2 台分を必要容量($680\text{kW}=400\text{kVA}\times\text{力率 } 0.85\times 2$ 台)とする。

なお、ガスタービン発電機が使用不能の場合、ガスタービン発電機の代替として電源車を使用するが、有効性評価のシナリオにおいて短時間に電源車を使用開始しなければならないため、電源車での対応が困難なケースもある。(添付資料 57-9-2 参照)

表 57-9-3 電源車の負荷

負荷名称	容量(kW)
復水移送ポンプ	45.0
復水移送ポンプ	45.0
125V 充電器盤	105.0
125V 充電器盤	105.0
中央制御室 120V 交流分電盤 2A	52.5
中央制御室 120V 交流分電盤 2B	52.5
非常用照明	56.0
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0
その他負荷*	107.3
合計：連続負荷	643.3
最大負荷(図 57-9-5 参照)	644.1

*：起動時負荷 1.5kW

- (2) 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が使用不能の場合、125V 代替充電器盤より高圧代替注水系にて炉心の冠水を実施するために必要となる負荷は連続負荷 105kW である。したがって、電源車 1 台分を必要容量($340\text{kW}=400\text{kVA}\times\text{力率 } 0.85\times 1$ 台)とする。

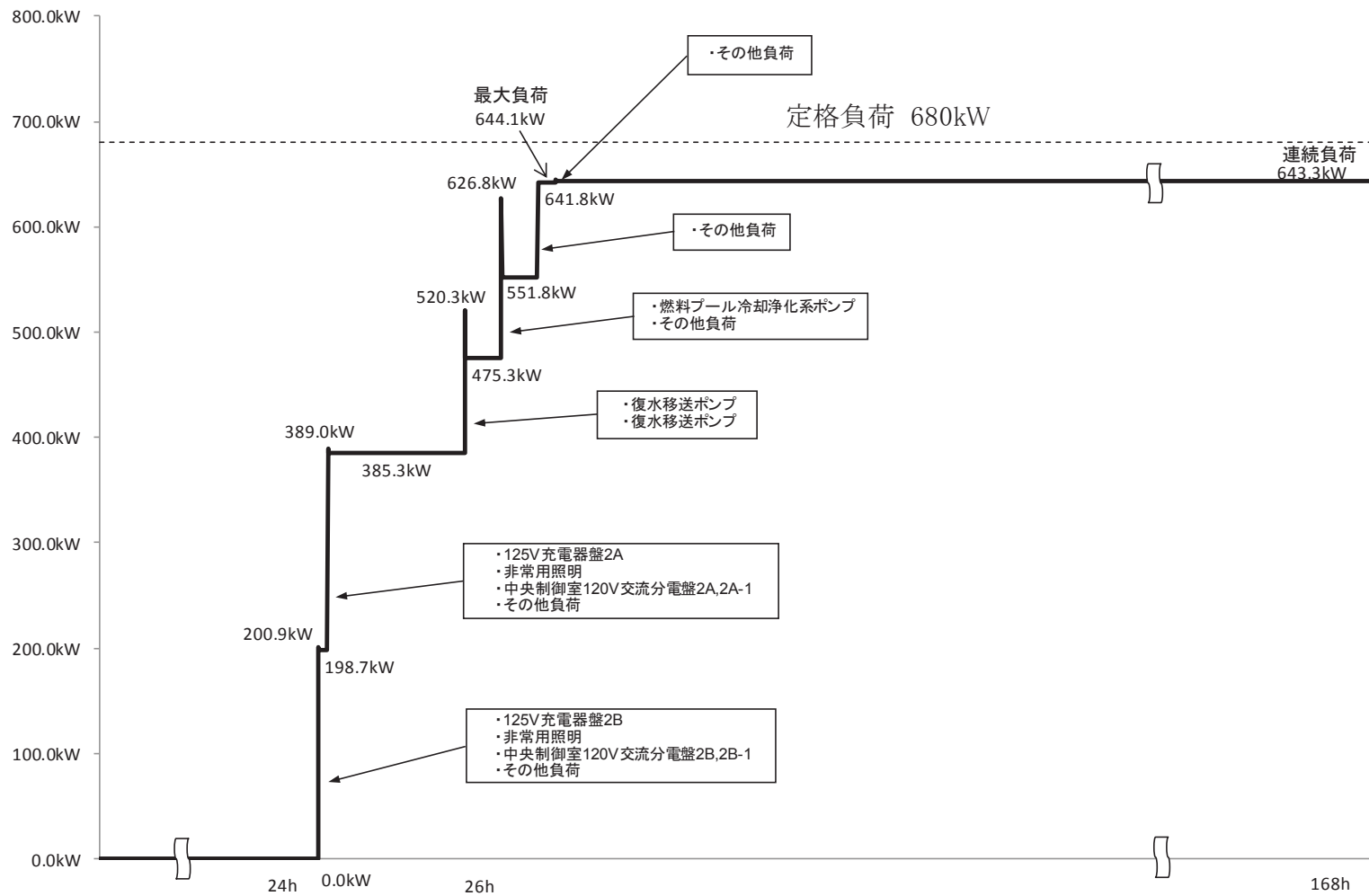
(1)及び(2)において、常設代替交流電源設備が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2箇所接続口から機動的に給電可能な電源車による受電を行う。(57-8 電源車接続に関する説明書)

電源車の燃料は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクにより、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、タンクローリーを用いて燃料補給が可能な手順を整備する。(57-5 容量設定根拠)

可搬型代替交流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-1～4)参照のこと。

(全交流動力電源喪失(外部電源喪失)+DG失敗)+高圧注水失敗)

図 57-9-5 電源車負荷積上



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

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、非常用の常設蓄電池を設置している。非常用の常設蓄電池は、3系統3組のそれぞれ独立した蓄電池である、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hとして構成する。非常用の常設蓄電池のうち、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bは、重大事故等対処設備である所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねた設備であり、全交流動力電源喪失直後に設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に電源供給を行い、全交流動力電源喪失から1時間後に、中央制御室において不要な負荷の切離しを行う。さらに、全交流動力電源喪失から8時間後に、現場において不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。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」及び「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗」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。

各蓄電池の容量については、57-5 容量設定根拠参照のこと。

所内常設蓄電式直流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-11~13)参照のこと。

1.2.2 可搬型代替直流電源設備

重大事故等対処設備として設置する常設蓄電池(設計基準事故対処設備を兼ねる 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)との多様化を図り、可搬型代替交流電源設備である電源車、代替所内電気設備、125V 代替充電器盤及び 125V 代替蓄電池を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を設置する。

可搬型代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇した場合に、常設蓄電池に代わり、必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。

125V 代替蓄電池の容量は、8 時間にわたり高圧代替注水系、原子炉格納容器フィルタベント系等の必要な負荷容量(1,849Ah)に対し、十分な容量(2,000Ah)を確保し、125V 代替充電器盤の容量は、16 時間にわたり高圧代替注水系、原子炉格納容器フィルタベント系等の必要な負荷容量(174.9A)に対し、十分な容量(700A)を確保し、また、電源車へ継続的に燃料補給を行うことで、24 時間以上にわたり必要な負荷に電源供給することが可能な設計とする。

電源車の燃料は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクにより、重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、タンクローリを用いて燃料補給が可能な手順を整備する。(57-5 容量設定根拠)

125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤の容量については、57-5 容量設定根拠参照のこと。

可搬型代替直流電源設備の回路構成については、57-3 系統図(図 57-3-14 及び図 57-3-15)参照のこと。

1.3 代替所内電気設備による給電

設置許可基準規則の第 47 条、第 48 条及び第 49 条の重大事故等対処設備は、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 条の低圧代替注水系、第 48 条の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系、第 49 条の原子炉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 3 系統が機能喪失した場合にも、必要な重大事故等対処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 条の原子炉格納容器下部注水系についても、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経由し、代替交流電源設備から受電可能な設計とする。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋 に設置する非常用電気品室及び原子炉建屋 に設置する非常用 D/G 制御盤室の 3 系統の非常用所内電気設備

- ・非常用高圧母線 2C 系、2D 系及び 2H 系(交流 6.9kV)
- ・非常用低圧母線(パワーセンタ)4-2C 及び 4-2D(交流 460V)
- ・非常用低圧母線(モータコントロールセンタ)2C-1～5、2D-1～5 及び 2H(交流 460V)

この場合、非常用所内電気設備の 3 系統(非常用高圧母線、非常用低圧母線(パワーセンタ)及び非常用低圧母線(モー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である。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおりである。(図 57-9-7)

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機接続盤
- ・緊急用高圧母線 2F 系
- ・緊急用高圧母線 2G 系
- ・緊急用動力変圧器 2G 系
- ・緊急用低圧母線 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2G 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2C 系
- ・緊急用交流電源切替盤 2D 系
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(1) 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備及び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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように、表 57-9-4 及び表 57-9-5 で示すとおり多重性又は多様性を図った設計とする。

常設代替交流電源設備の多様性については、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のディーゼル発電方式並びに水冷式に対して、ガスタービン発電機はガスタービン発電方式並びに空冷式とすることで、多様性を確保する設計とする。

代替所内電気設備の多重性については、非常用所内電気設備から各負荷までの電路を構成する設備に対して、代替所内電気設備から各負荷までの電路を構成する設備は同容量の電源供給を可能とすることで、多重性を確保する設計とする。

表 57-9-4 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	重大事故等対処設備
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系) (高圧炉心スプレイ系補機 冷却水系及び 高圧炉心スプレイ系補機 冷却海水系)	空冷式

表 57-9-5 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	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～非常用動力変圧器～非常用低圧母線(パワーセンタ)～非常用低圧母線(モータコントロールセンタ)	緊急用高圧母線～緊急用動力変圧器～緊急用低圧母線(パワーセンタ)～緊急用低圧母線(モータコントロールセンタ)～緊急用交流電源切替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備及び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，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と表 57-9-6 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。

表 57-9-6 常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備の独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・非常用所内電気設備
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、高圧炉心スプレイ系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、重大事故等対処設備の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 で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 S _s が共通要因となり、同時にその機能が損なわれることのない設計とする。
	津波	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内へ設置し、重大事故等対処設備のガスタービン発電機及び代替所内電気設備は、基準津波の影響を受けない緊急用電気品建屋及び原子炉建屋内へ設置することで、津波が共通要因となり、同時に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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備並びに重大事故等対処設備の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及び過電流による過熱防止対策を講じる。</p> <p>【感知・消火】 (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。 (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。(ガスタービン発電機から非常用高圧母線 2C 系、非常用高圧母線 2D 系及び緊急用高圧母線 2G 系までの電路の一部)</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等対処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>
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備並びに重大事故等対処設備のガスタービン発電機及び代替所内電気設備は、溢水が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。)

なお、常設代替交流電源の火災防護対策を講じるため、常設代替交流電源設備設置であるガスタービン発電機が設置される緊急用電気品建屋については、附属設備を含めて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は「一般取扱所」として空地が要求されることから、危険物の規制に関する政令第十九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。(図 57-9-6)

ガスタービン発電機間及びガスタービン発電設備軽油タンクは以下のとおり離隔を設ける。

○ガスタービン発電機間

ガスタービン発電機間においては同令における空地の要求がないことから、設備としての発電機間の火災影響並びに消火活動への影響を考慮し、適切に空地を設ける設計とする。

ガスタービン発電機は、通常は待機状態であり、ガスタービン発電設備軽油タンクから燃料を補給されないため、ガスタービン発電機間においてはガスタービン発電機制御車の燃料積載量である約 600L に基づいて危険物の規制に関する政令第十一条第二項で要求される空地の幅を参考にして 3m 以上の離隔を設ける設計とする。

ガスタービン発電機は、試験及び検査時に運転状態となり、ガスタービン発電設備軽油タンクから燃料を補給するが、試験及び検査中は作業員が現場に常駐している。よって、ガスタービン発電機は火災が発生しても煙が充満しない建屋内に設置していることから、現場に常駐する作業員による早期の火災感知及び消火活動が可能な設計とする。

○ガスタービン発電設備軽油タンク

附属設備であるガスタービン発電設備軽油タンクは、「危険物の規制に関する政令」において空地が要求されない設備であるため、同令の「屋外タンク貯蔵所」とみなし、同令第十一条第二項で要求される空地の幅を参考にして附属設備を含め 3m 以上の幅を確保した範囲とする。

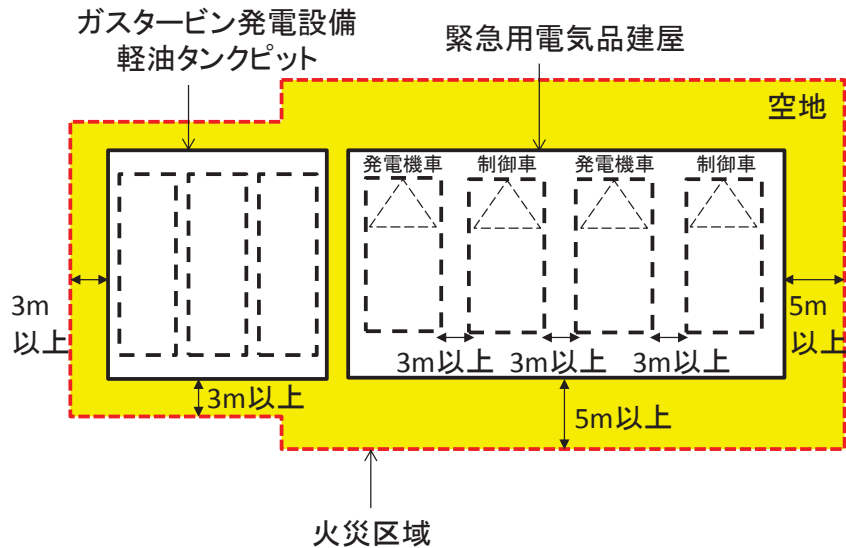


図 57-9-6 常設代替交流電源設備の火災区域設定

上記に示す危険物の規制に関する施行令の該当条文を以下に示す。

危険物の規制に関する政令

(製造所の基準)

第九条第一項第二号 危険物を取り扱う建築物その他の工作物(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、総務省令で定めるところにより、防火上有効な隔壁を設けたときは、この限りではない。

区分	空地の幅
指定数量の倍数が十以下の製造所	三メートル以上
指定数量の倍数が十を超える製造所	五メートル以上

第十一条第二項 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、その空地の幅を減らすことができる。

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

(一般取扱所の基準)

第十九条 第九条第一項の規定は、一般取扱所の位置、構造及び設備の技術上の基準について準用する。

(3) 位置的分散

常設代替交流電源設備及び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，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と表57-9-7及び表57-9-8で示すとおり，位置的分散を図る。具体的な電源設備の単線結線図を図57-9-7，ケーブルルート図を57-9-(57-1)～57-9-(57-11)に示す。(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。)

表 57-9-7 常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)
設置場所	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (緊急用電気品建屋 [])

表 57-9-8 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	重大事故等対処設備	
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備	
設置場所	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用高圧母線 ・緊急用高圧母線 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・緊急用電気品建屋 [] 及び 原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用動力変圧器 ・緊急用動力変圧器 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用低圧母線 (パワーセンタ) ・緊急用低圧母線 (パワーセンタ) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用低圧母線 (モータコントロールセンタ) ・緊急用低圧母線 (モータコントロールセンタ) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) 及び原子炉建屋 [] [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) ・ — 	<ul style="list-style-type: none"> ・ — ・原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(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、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電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋[](原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋[](原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置する非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とし、接近性を確保する設計とする。

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果、問題はない(詳細は、「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」参照)。

a. 地震時の影響

プラントウォークダウンにて確認した結果、問題なし。

b. 地震随伴火災の影響

アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されていないことから問題なし。

c. 地震による内部溢水の影響

原子炉建屋内の原子炉棟外に溢水源となる耐震B,Cクラスの機器のうち、基準地震動で破損が生じる機器を考慮しても溢水による影響がないことから問題なし。

万が一、非常用所内電気設備の設置場所である原子炉建屋[](原子炉建屋内の原子炉棟外)及び原子炉建屋[](原子炉建屋内の原子炉棟外)への接近性が失われることを考慮して、代替所内電気設備を原子炉建屋[](原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置することにより、接近性を確保する設計とする。

なお、重大事故等時において、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、中央制御室から操作可能な設計とする。

(5) 電気作動弁への電源供給

低圧代替注水系、原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系の電気作動弁は、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)から代替所内電気設備を経由して電源供給が可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(6) 計装設備への電源供給

計装設備は、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)から代替所内電気設備を
経由して電源供給が可能な設計とする。

(7) 自主対策設備

第 47 条, 48 条, 49 条及び 51 条に対応する設備に加え, 信頼性向上の観点から, 第
46 条に対応する代替高圧窒素ガス供給系, 第 53 条に対応する原子炉建屋水素爆発防
止対策設備及び第 58 条に対応する原子炉圧力容器周り及び原子炉格納容器周りの監
視計器についても, 代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

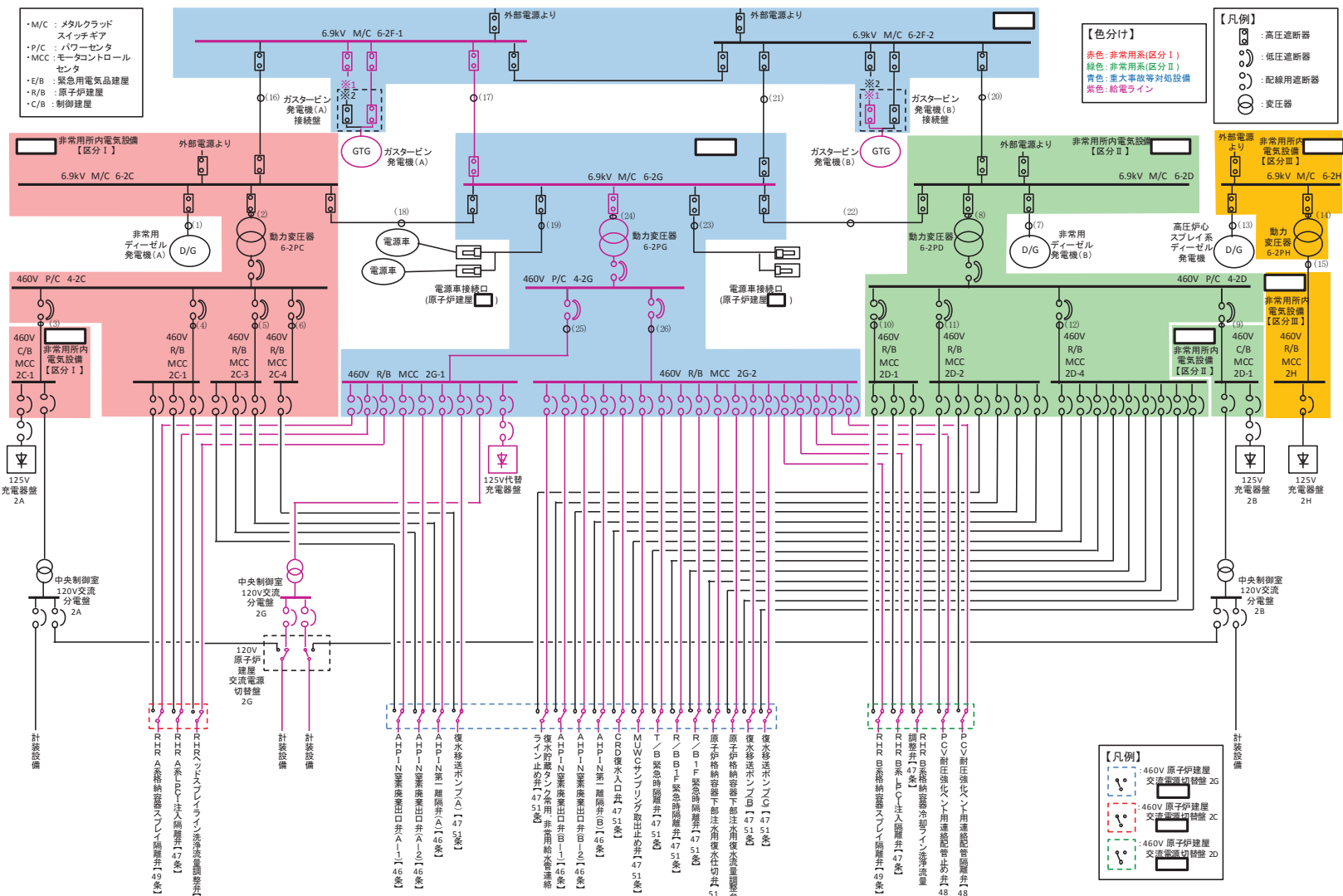


図 57-9-7 代替所内電気設備の単線結線図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-41

1.3.1 低圧代替注水系 [47 条]

低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、重大事故等時に炉心に低圧注水するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系」である。(図57-9-8~13)

低圧代替注水系の主要設備を表57-9-9に示す。

表57-9-9 低圧代替注水系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設) ・低圧代替注水系(可搬型) 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系(低圧注水モード) ・低圧炉心スプレイ系 ・高圧炉心スプレイ系
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ(A) ・復水移送ポンプ(B) ・復水移送ポンプ(C) ・大容量送水ポンプ(タイプ I) ・緊急送水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系ポンプ(B) ・残留熱除去系ポンプ(C) ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・RHR A系LPCI注入隔離弁 ・RHR B系LPCI注入隔離弁 ・RHRヘッドスプレイライン 洗浄流量調整弁 ・RHR B系格納容器冷却ライン 洗浄流量調整弁 ・CRD復水入口弁 ・MUWCサンプリング取出止め弁 ・T/B 緊急時隔離弁 ・R/B B1F緊急時隔離弁 ・R/B 1F緊急時隔離弁 ・復水貯蔵タンク常用、非常用 給水管連絡ライン止め弁 ・FPMUWポンプ吸込弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・RHR A系LPCI注入隔離弁 ・RHR B系LPCI注入隔離弁 ・RHR C系LPCI注入隔離弁 ・LPCS注入隔離弁 ・HPCS注入隔離弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン 洗浄流量) ・残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン 洗浄流量) ・復水貯蔵タンク水位 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ出口流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

低圧代替注水系(常設)のポンプ(復水移送ポンプ)は原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)、低圧代替注水系(可搬型)のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I)及び緊急送水ポンプ)は屋外に設置し、残留熱除去系(低圧注水モード)のポンプ(残留熱除去系ポンプ)、低圧炉心スプレイ系のポンプ(低圧炉心スプレイ系ポンプ)及び高圧炉心スプレイ系のポンプ(高圧炉心スプレイ系ポンプ)は原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)に設置しており、位置的分散を図る。(図57-9-14～16)

低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、図57-9-17及び図57-9-18のとおり、屋外(緊急用電気品建屋)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て電源を受電する設計とし、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系は、図57-9-17及び図57-9-18のとおり、原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置する非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系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する設計とし、ガスタービン発電機と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並びに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る。

また、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)使用時の機器への電路と、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系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、表57-9-10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。

表57-9-10 電路ルート図 低圧代替注水系 [47条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図57-9-17及び図57-9-18)	図47- 1～12	57-9-(47- 1～12)
2号炉計装設備用(表57-9-10-1)	図47-13～26	57-9-(47-13～26)
2号炉制御用(表57-9-10-2)	図47-27～41	57-9-(47-27～41)

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。

電気作動弁の制御回路は、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。(図57-9-19及び図57-9-20)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-10-1 計装設備用電路 低圧代替注水系[47 条]

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン 洗浄流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>	D1	残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>
S2	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン 洗浄流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>	D2	残留熱除去系ポンプ(B) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>
S5	復水貯蔵タンク水位	中央制御室	現場計器 屋外 (CST 連絡トレンチ内)	D3	残留熱除去系ポンプ(C) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>
				D4	低圧炉心スプレイ系ポンプ 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>
				D5	高圧炉心スプレイ系ポンプ 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系[47 条](1/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2C-4	D1	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	6.9kV M/C 6-2C
S2	注水系制御盤	ロジック盤(HOLD)	D2	原子炉冷却制御盤 ESS- II	6.9kV M/C 6-2D
S3	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D3	原子炉冷却制御盤 ESS- II	6.9kV M/C 6-2D
S4	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D4	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	6.9kV M/C 6-2C
S5	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D5	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	6.9kV M/C 6-2H
S6	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D6	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	460V R/B MCC 2C-1
S7	注水系制御盤	ロジック盤(HOLD)	D7	電源切替操作盤	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
S9	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D8	原子炉冷却制御盤 ESS- II	460V R/B MCC 2D-1
S11	注水系制御盤	ロジック盤(HOLD)	D9	電源切替操作盤	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁
S13	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D10	原子炉冷却制御盤 ESS- II	460V R/B MCC 2D-1
S17	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D11	460V R/B MCC 2D-1	RHR C 系 LPCI 注入隔離弁
S20	注水系制御盤	中央盤(HOLD)	D12	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	460V R/B MCC 2C-1

57-9-45

388

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系[47 条] (2/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S21	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D13	460V R/B MCC 2C-1	LPCS 注入隔離弁
S23	注水系制御盤	中央盤 (HOLD)	D14	原子炉冷却制御盤 ESS- I , III	460V R/B MCC 2H
S25	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D15	460V R/B MCC 2H	HPCS 注入隔離弁
S27	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D20	AM 制御盤	460V R/B MCC 2C-1
S28	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D21	電源切替操作盤	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁
S29	電源切替操作盤	CRD 復水入口弁	D22	AM 制御盤	460V R/B MCC 2D-1
S30	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D23	電源切替操作盤	RHR B 系格納容器冷却ライン 洗浄流量調整弁
S31	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D25	電源切替操作盤	460V R/B MCC 2D-4
S32	電源切替操作盤	MUWC サンプリング取出止め弁	D30	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C
S33	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4	D31	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
S34	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D33	トリップチャンネル盤 ESS- I	125V 直流分電盤 2A-1
S35	電源切替操作盤	T/B 緊急時隔離弁	D35	トリップチャンネル盤 ESS- II	125V 直流分電盤 2B-1

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系[47 条] (3/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S36	電源切替操作盤	460V R/B MCC 2D-4	D37	トリップチャンネル盤 ESS-Ⅲ	125V 直流分電盤 2H
S37	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S38	電源切替操作盤	R/B B1F 緊急時隔離弁			
S39	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S40	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S41	電源切替操作盤	R/B 1F 緊急時隔離弁			
S42	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-2			
S43	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S44	電源切替操作盤	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管 連絡ライン止め弁			
S46	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S47	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S50	中央制御室盤	125V 直流主母線盤 2B-1			

57-9-47

390

表 57-9-10-2 制御用電路 低圧代替注水系[47 条](4/4)

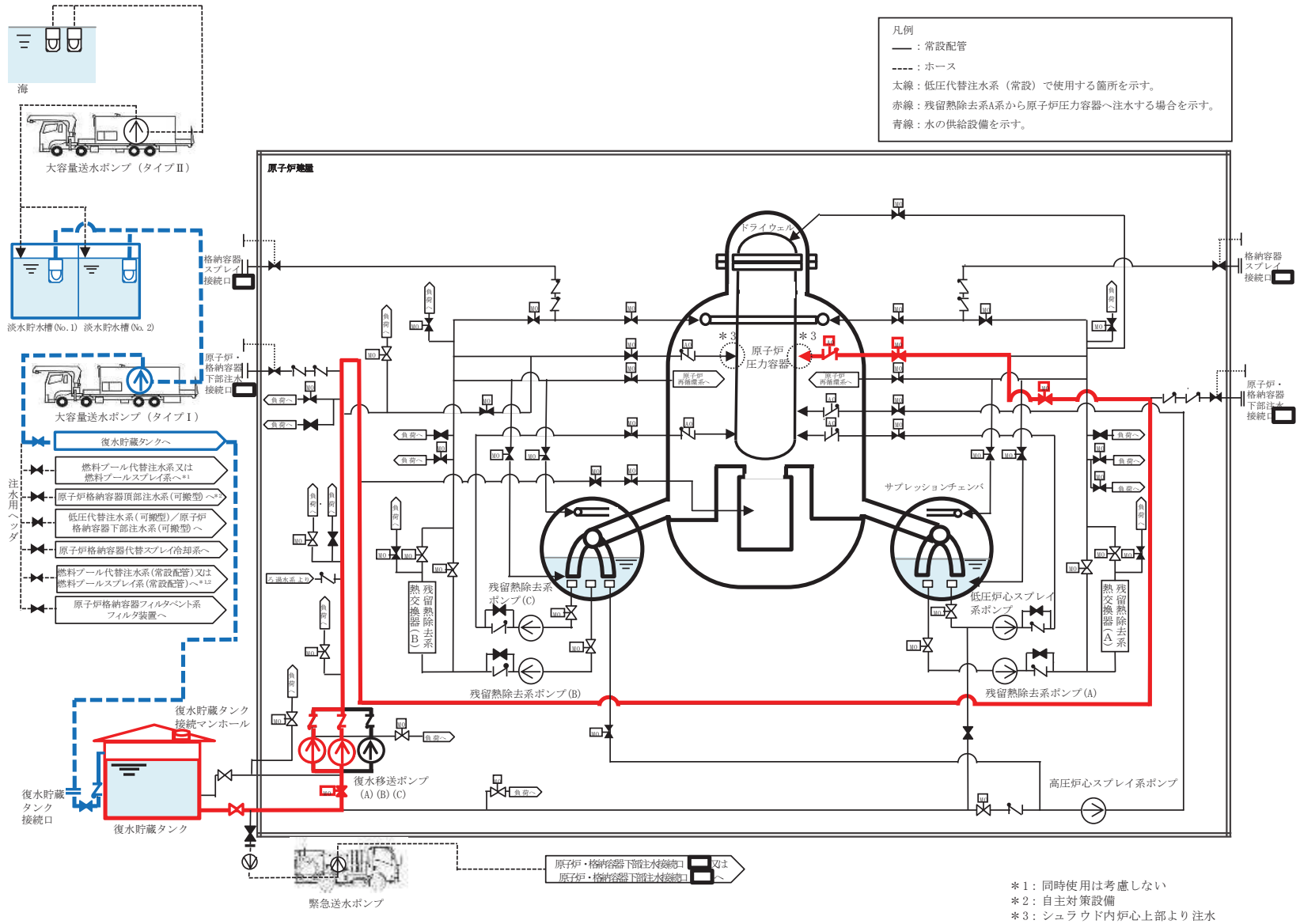
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S51	125V 直流主母線盤 2B-1	FPMUW ポンプ吸込弁			
S53	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C			
S55	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D			
S56	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S57	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S58	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1			
S59	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1			

57-9-48

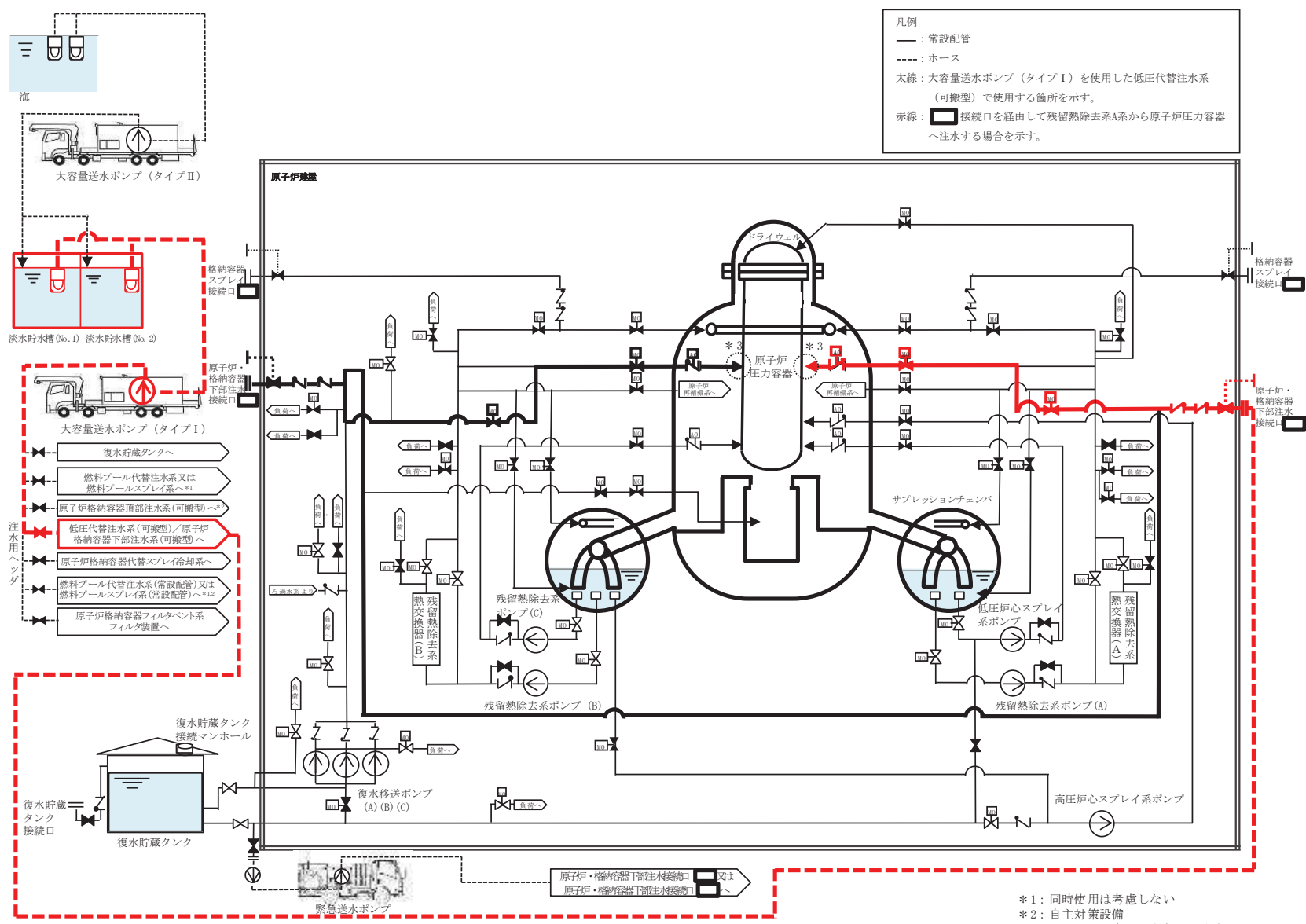
391

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

図 57-9-8 低圧代替注水系(常設)の系統概要図




凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 大容量送水ポンプ (タイプ I) を使用した低圧代替注水系 (可搬型) で使用する箇所を示す。
 赤線 : 接続口を経由して残留熱除去系 A 系から原子炉圧力容器へ注水する場合を示す。

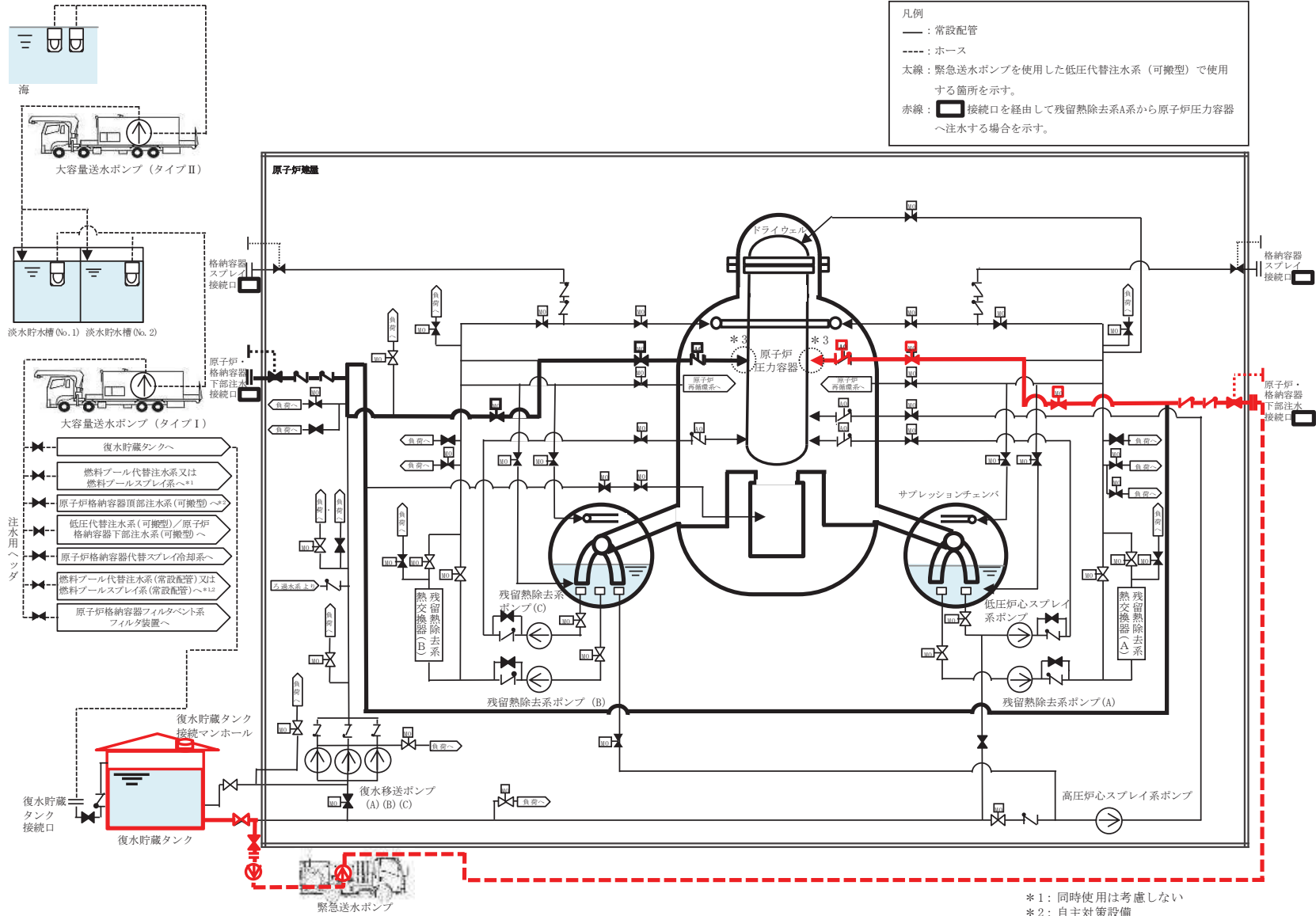


* 1 : 同時使用は考慮しない
 * 2 : 自主対策設備
 * 3 : シェラウド内炉心上部より注水

図 57-9-9 大容量送水ポンプ (タイプ I) を使用した
 低圧代替注水系 (可搬型) の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 緊急送水ポンプを使用した低圧代替注水系（可搬型）で使用する箇所を示す。
 赤線 :  接続口を経由して残留熱除去系A系から原子炉压力容器へ注水する場合を示す。



* 1 : 同時使用は考慮しない
 * 2 : 自主対策設備
 * 3 : シュラウド内炉心上部より注水

図 57-9-10 緊急送水ポンプを使用した低圧代替注水系（可搬型）の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-51

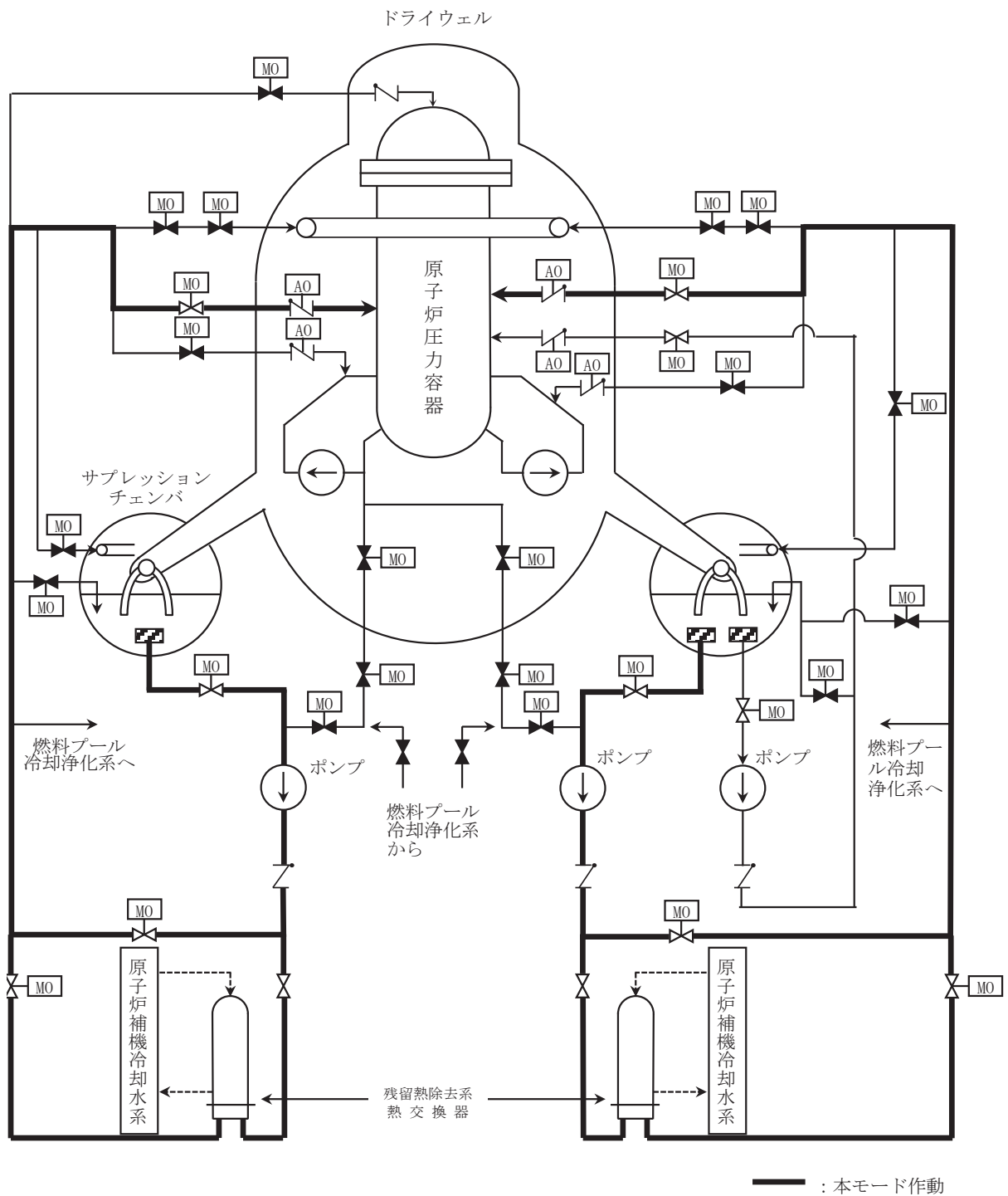


図 57-9-11 残留熱除去系（低圧注水モード）の系統概要図

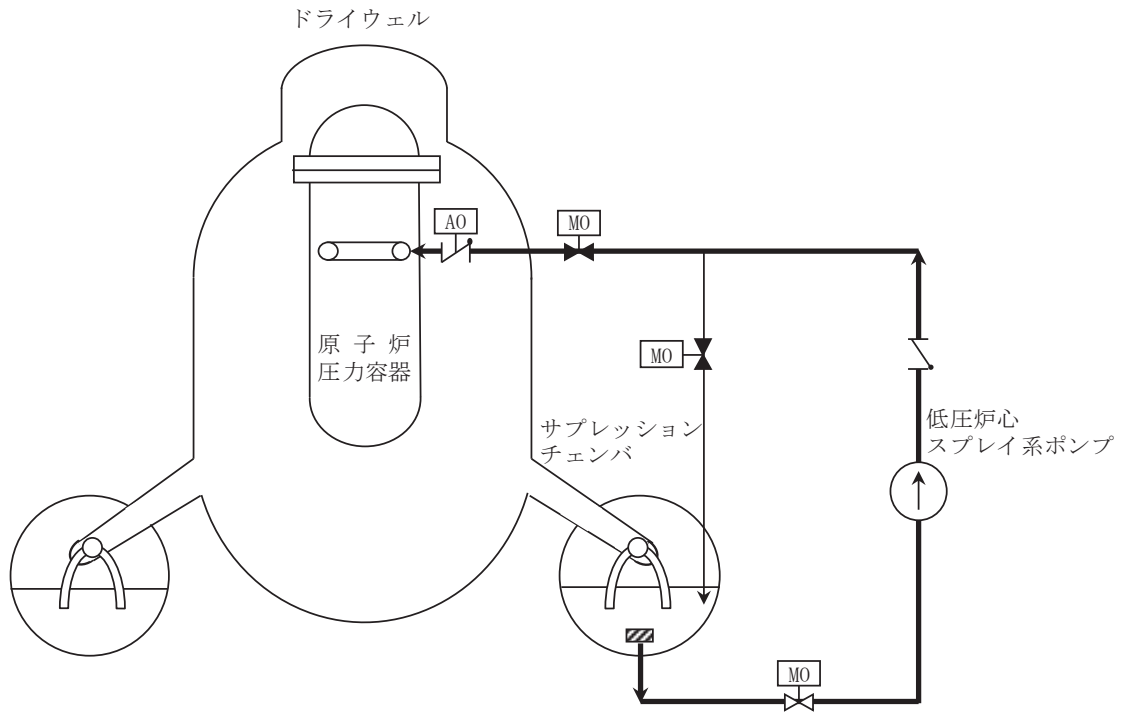


図 57-9-12 低圧炉心スプレイ系の系統概要図

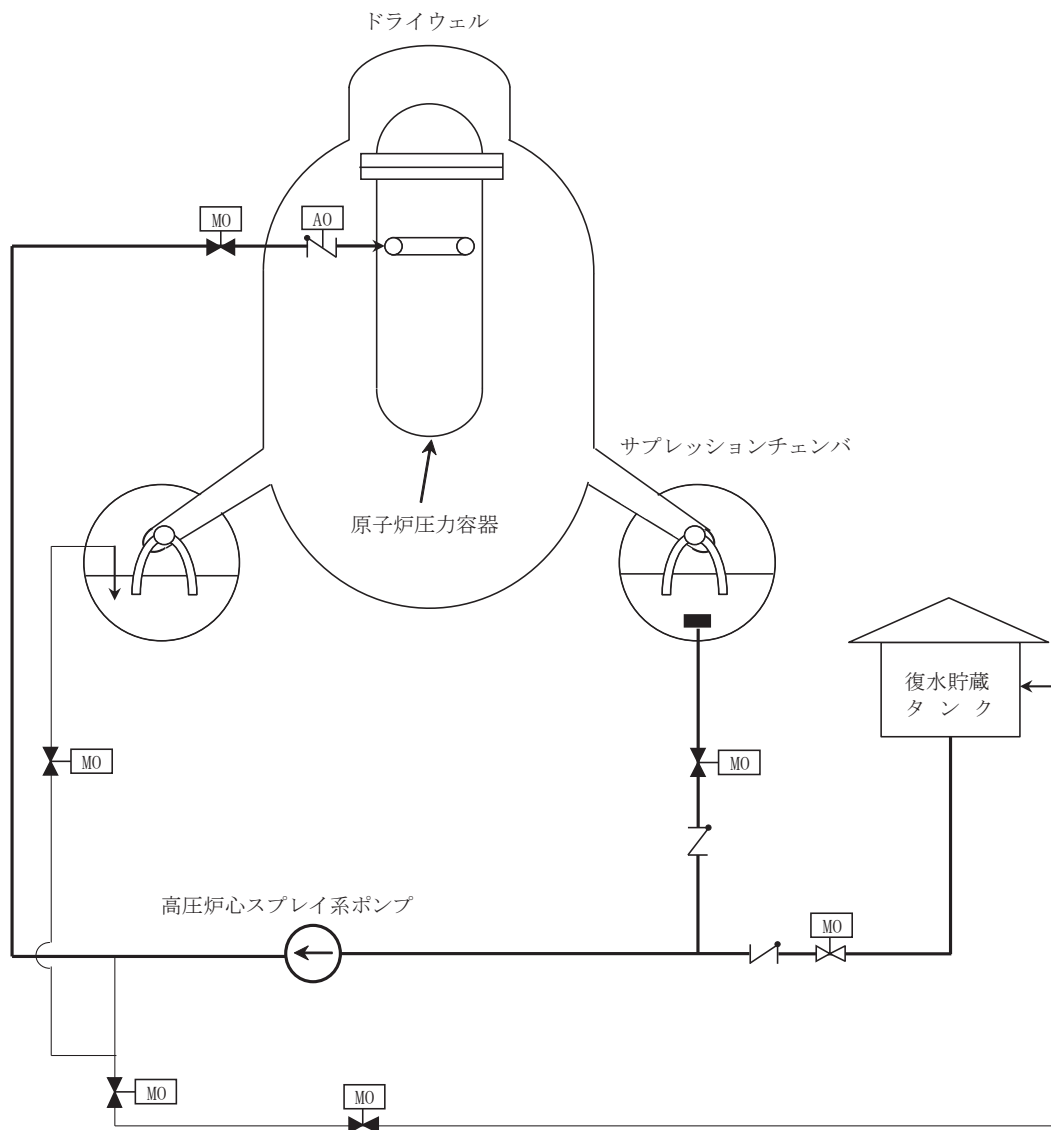


図 57-9-13 高圧炉心スプレイ系の系統概要図

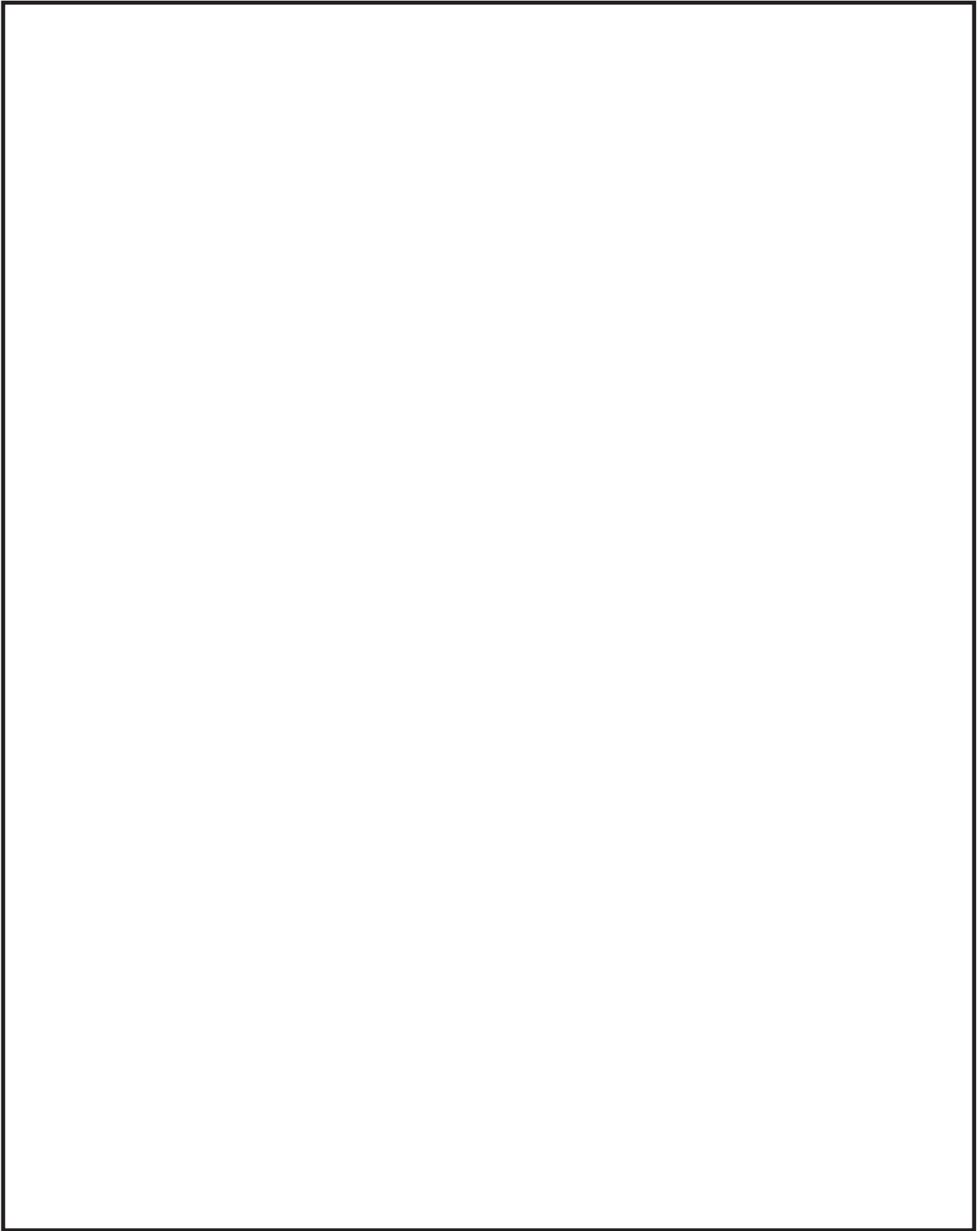


図 57-9-14 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),
残留熱除去系(低圧注水モード), 低圧炉心スプレイ系
及び高圧炉心スプレイ系の配置図(1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-55

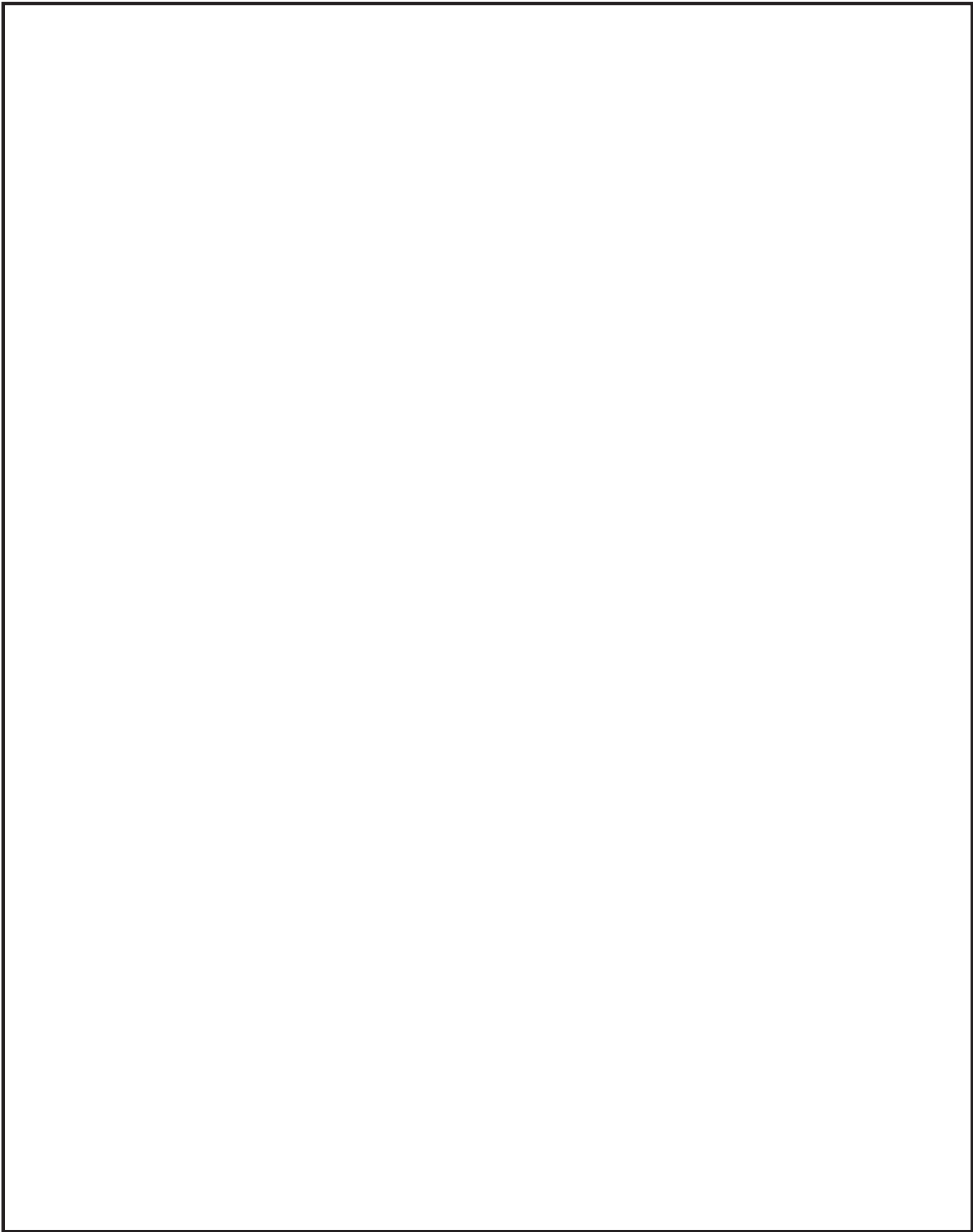


図 57-9-15 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),
残留熱除去系(低圧注水モード), 低圧炉心スプレイ系
及び高圧炉心スプレイ系の配置図(2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-56

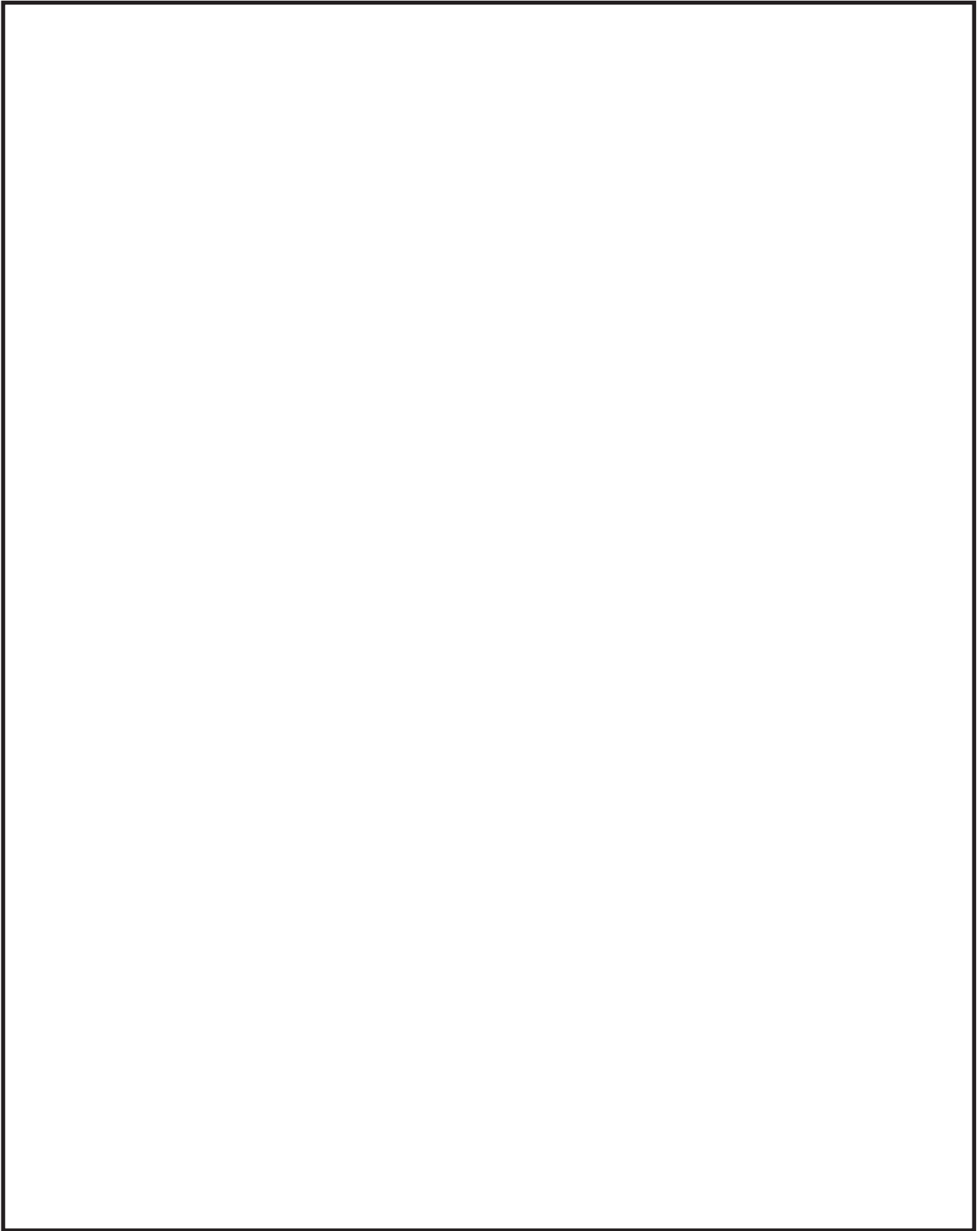


図 57-9-16 低圧代替注水系(常設), 低圧代替注水系(可搬型),
残留熱除去系(低圧注水モード), 低圧炉心スプレイ系
及び高圧炉心スプレイ系の配置図(3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-57

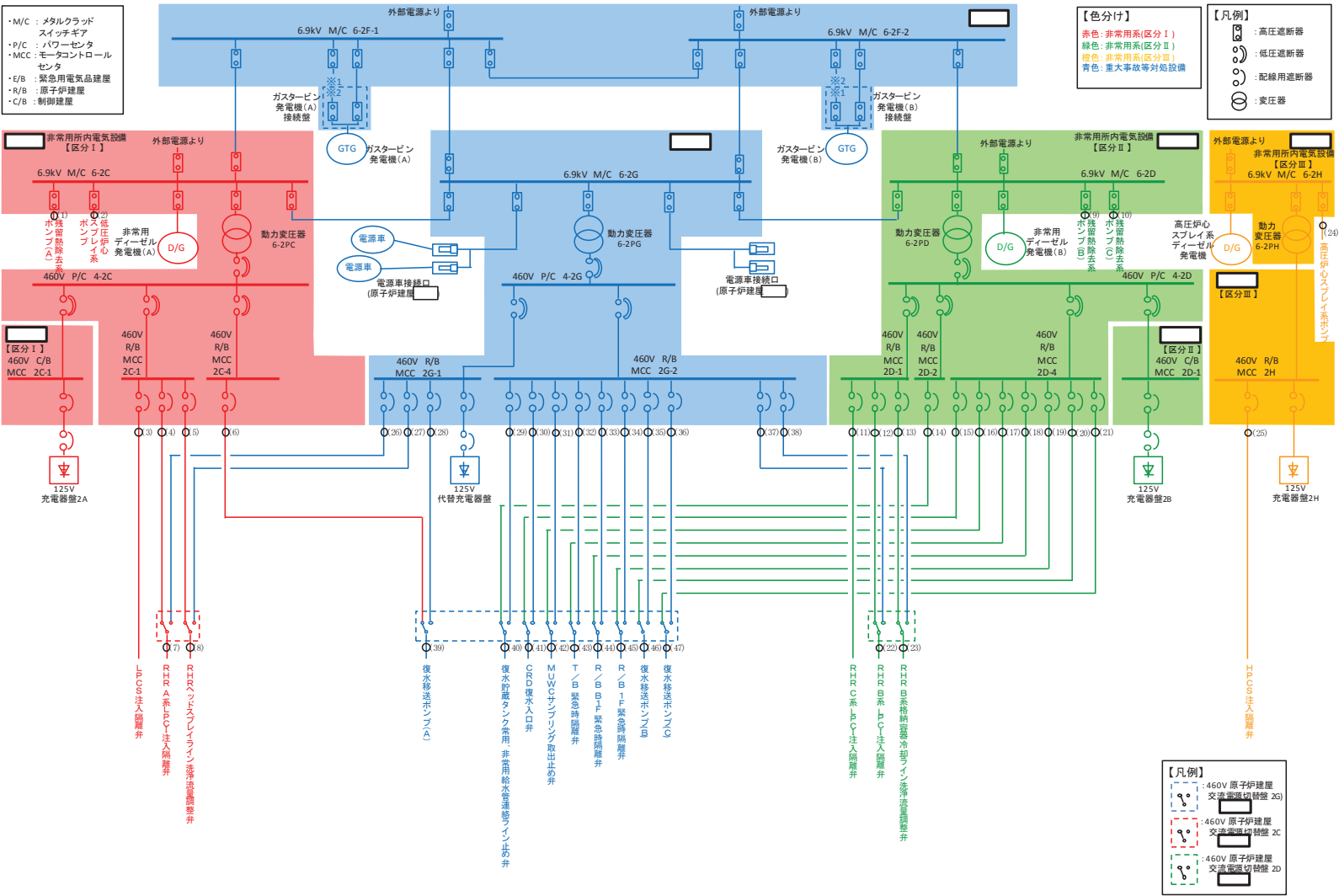
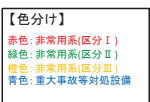


図 57-9-17 単線結線図 (交流)
低圧代替注水系 [47 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

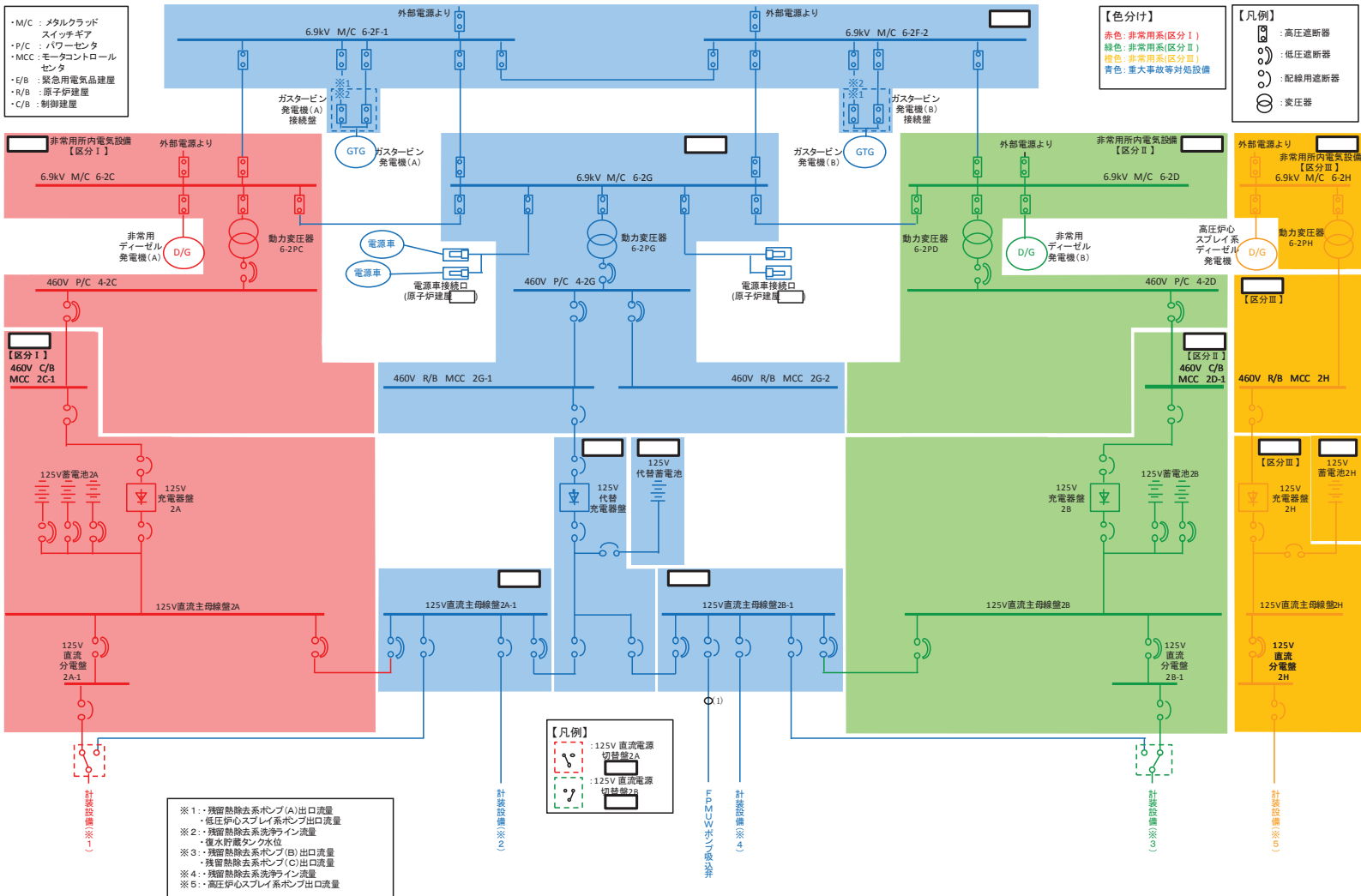


図 57-9-18 単線結線図(直流)
 低圧代替注水系 [47条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-59

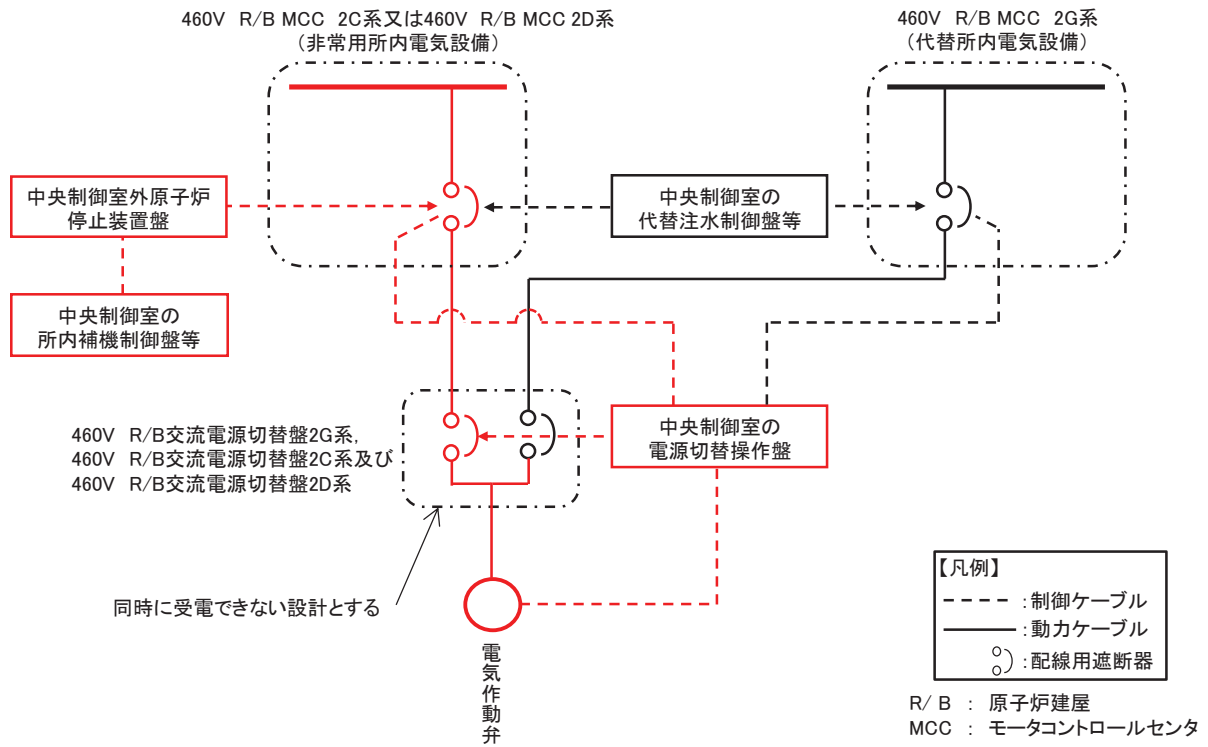


図 57-9-19 交流電源切替盤系統図
(非常用所内電気設備からの受電時)

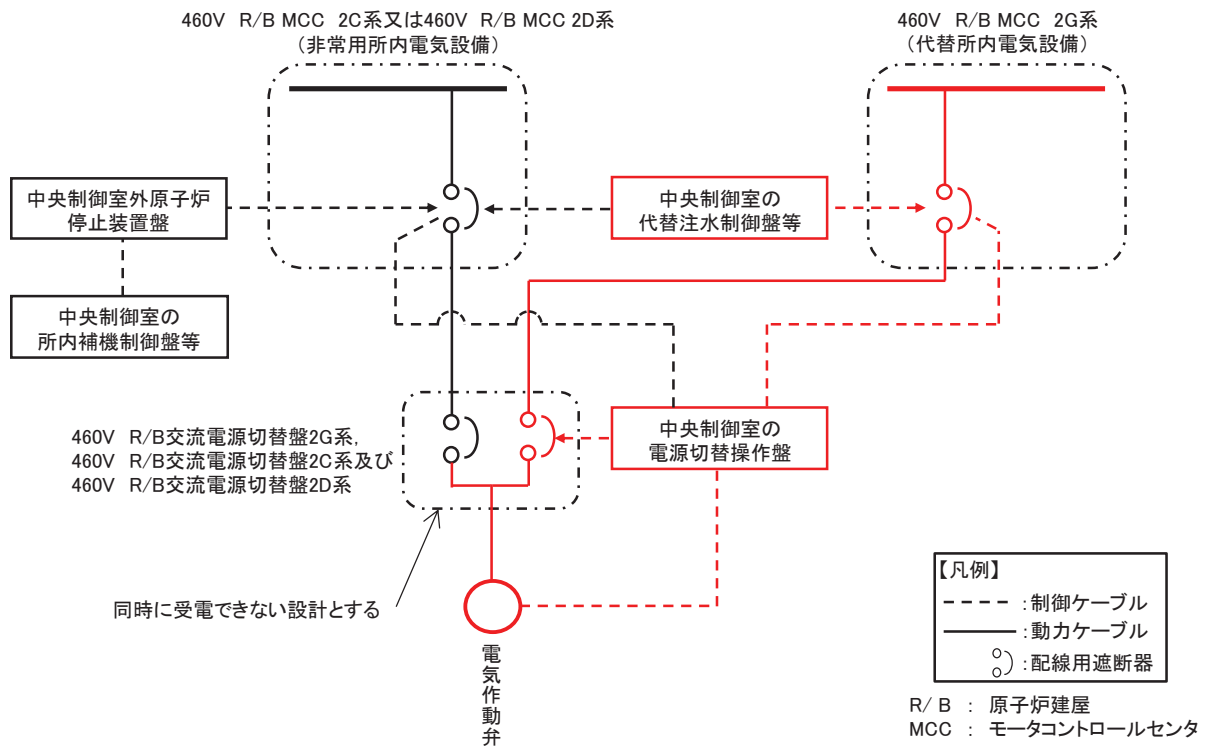


図 57-9-20 交流電源切替盤系統図
(代替所内電気設備からの受電時)

1.3.2 原子炉補機代替冷却水系 [48条]

原子炉補機代替冷却水系は、重大事故等時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系」である。(図57-9-21及び図57-9-22)

原子炉補機代替冷却水系の主要設備を表57-9-11に示す。

表57-9-11 原子炉補機代替冷却水系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット(淡水ポンプ) 大容量送水ポンプ(タイプI) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水ポンプ(A) 原子炉補機冷却水ポンプ(B) 原子炉補機冷却水ポンプ(C) 原子炉補機冷却水ポンプ(D) 原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 原子炉補機冷却海水ポンプ(C) 原子炉補機冷却海水ポンプ(D)
熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット(熱交換器) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系熱交換器(A) 原子炉補機冷却水系熱交換器(B) 原子炉補機冷却水系熱交換器(C) 原子炉補機冷却水系熱交換器(D)

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器と淡水ポンプを搭載する可搬型の熱交換器ユニット及び熱交換器ユニットの熱交換器に海水を送水する可搬型の大容量送水ポンプ(タイプI)で構成しており、屋外の保管エリアに保管し、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)及び屋外に設置しており、位置的分散を図る。(図57-9-23～25)

原子炉補機代替冷却水系のポンプ(熱交換器ユニット(淡水ポンプ)及び大容量送水ポンプ(タイプI))は、駆動電源を必要としない方式(付属空冷式ディーゼルエンジン)による設計とし、原子炉補機冷却水系のポンプ(原子炉補機冷却水ポンプ)及び原子炉補機冷却海水系のポンプ(原子炉補機冷却海水ポンプ)は、駆動電源(非常用ディーゼル発電機)から電源を受電する設計とし、駆動電源の多様性を図る。

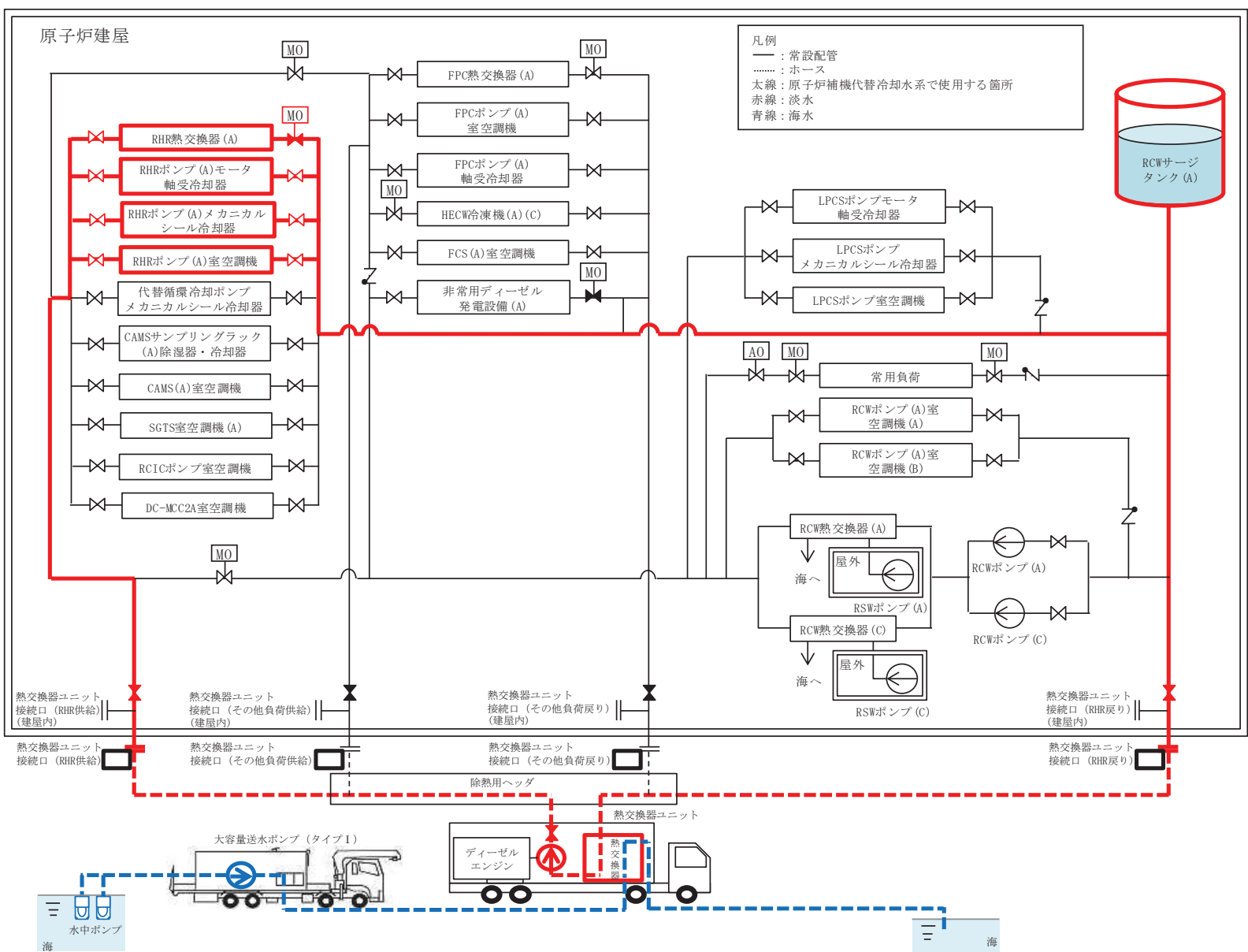


図 57-9-21 原子炉補機代替冷却水系の系統概要図 (A系の例)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-62

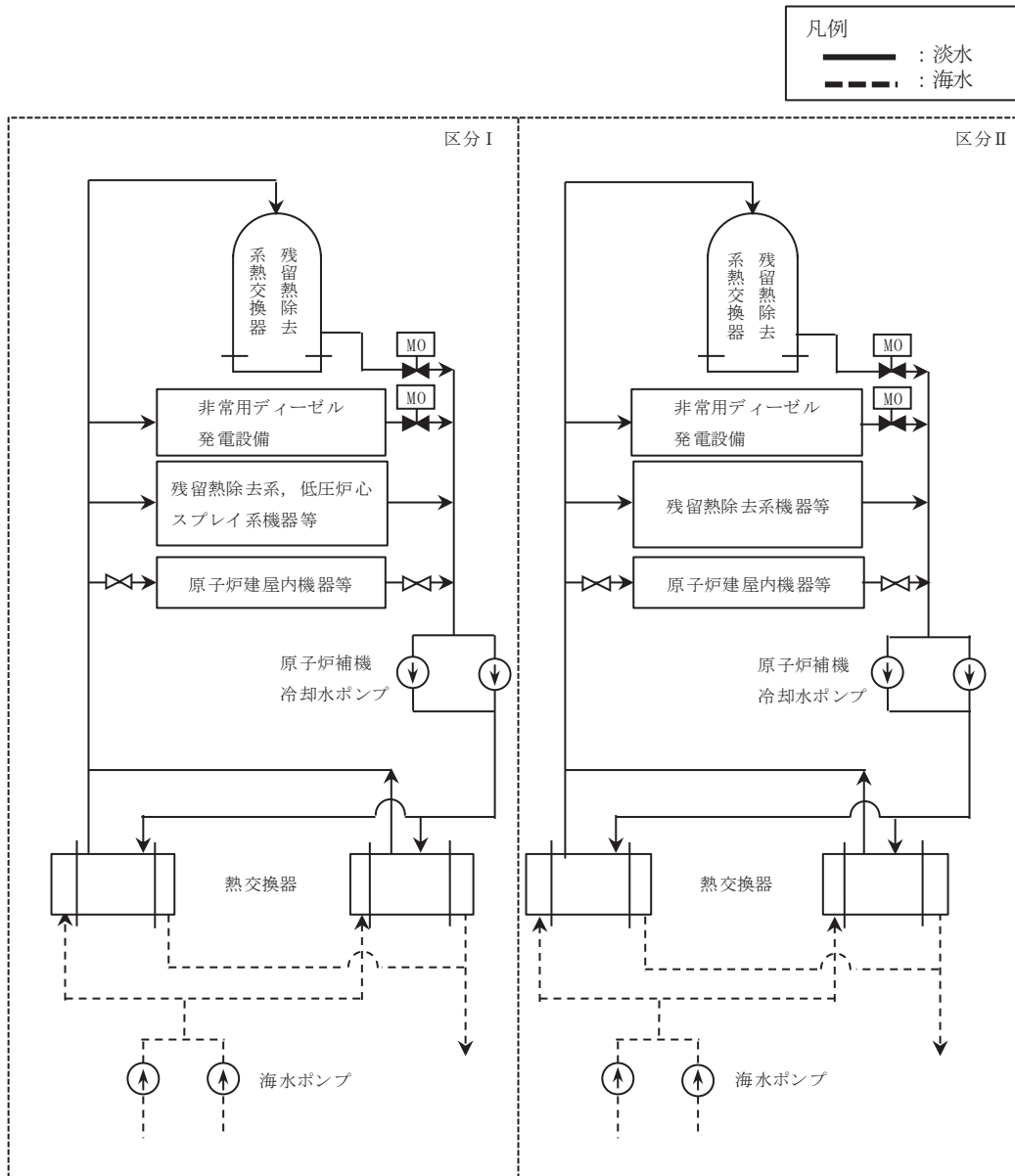


図 57-9-22 原子炉補機冷却水系の系統概要図

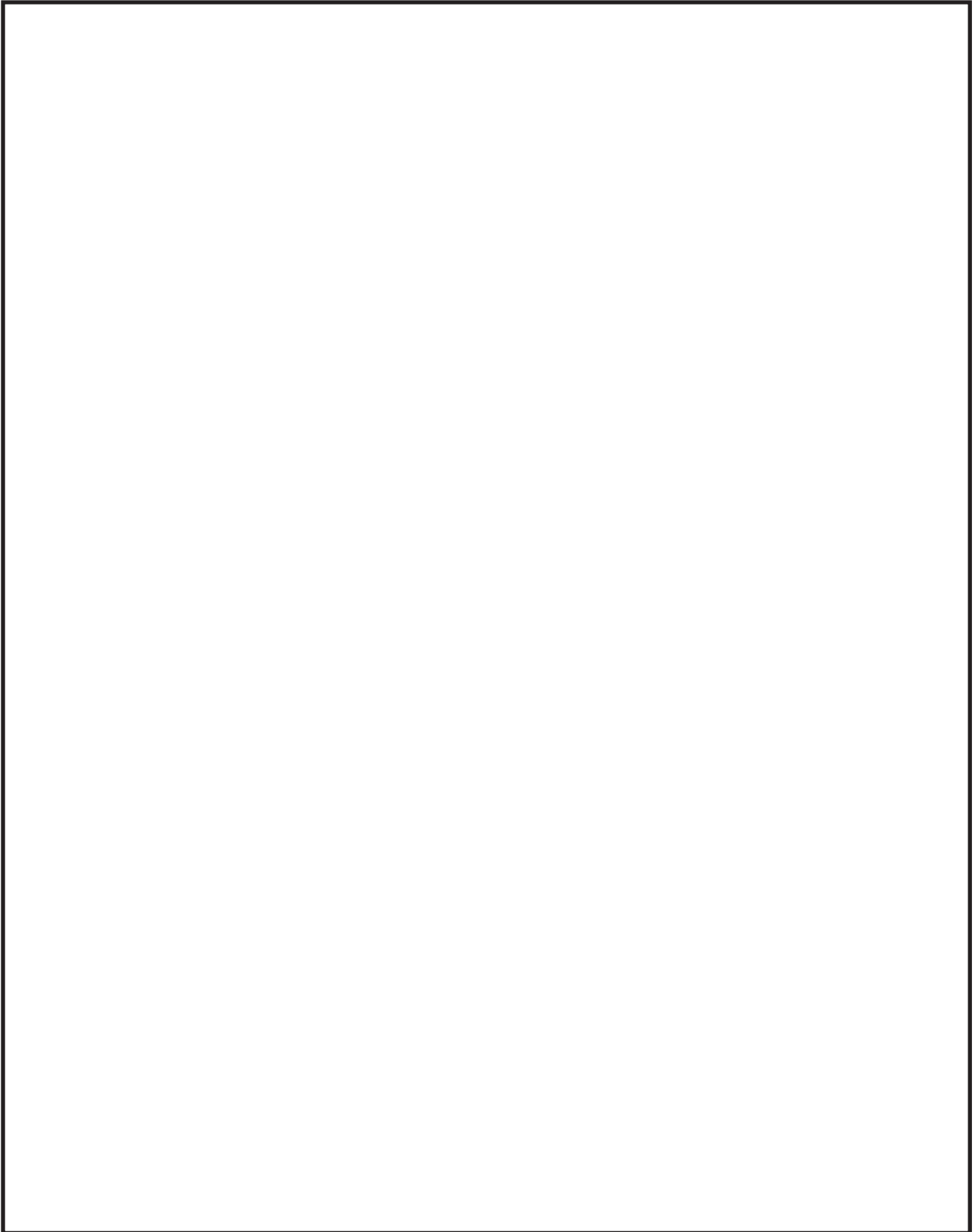


図 57-9-23 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-64

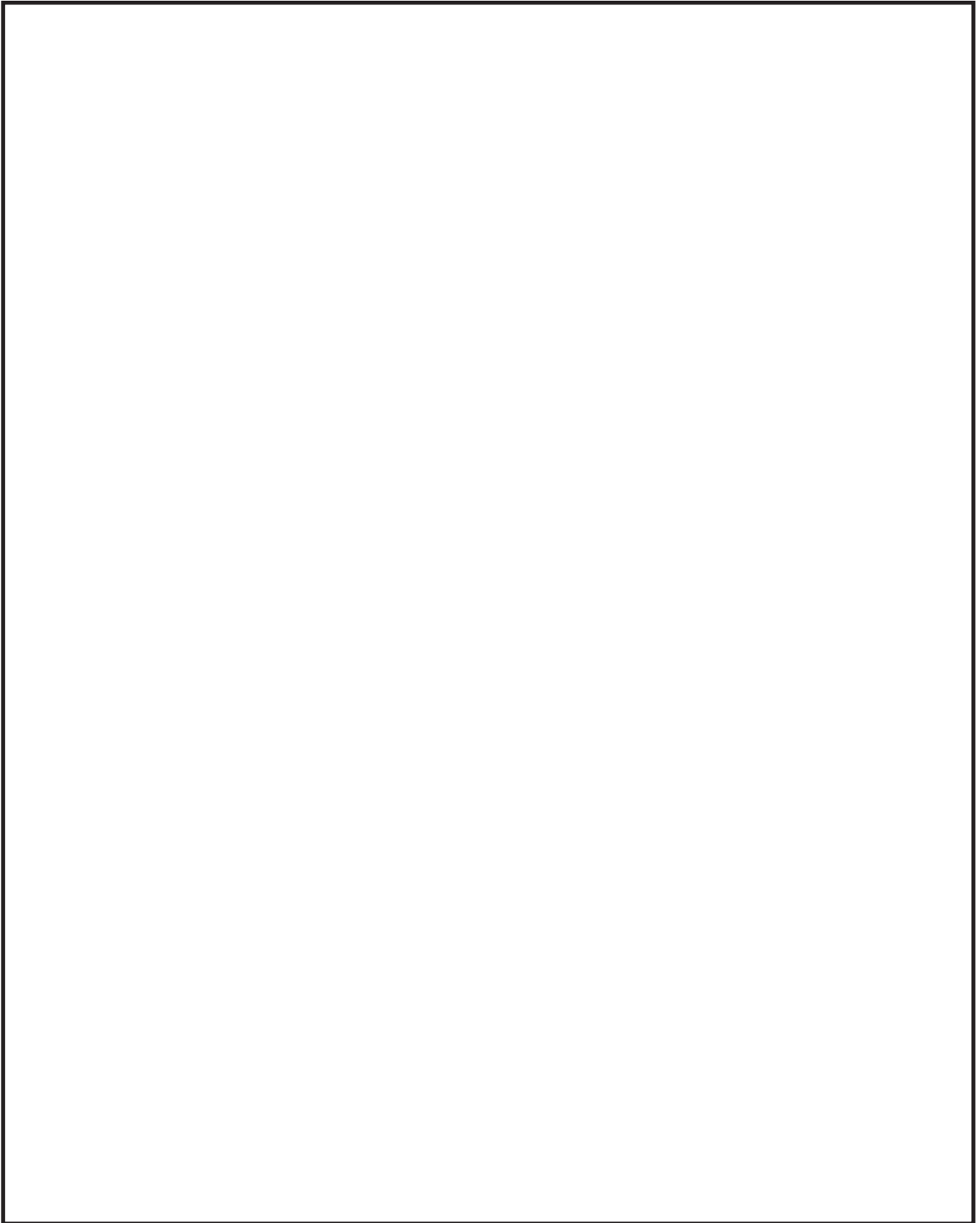


図 57-9-24 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-65

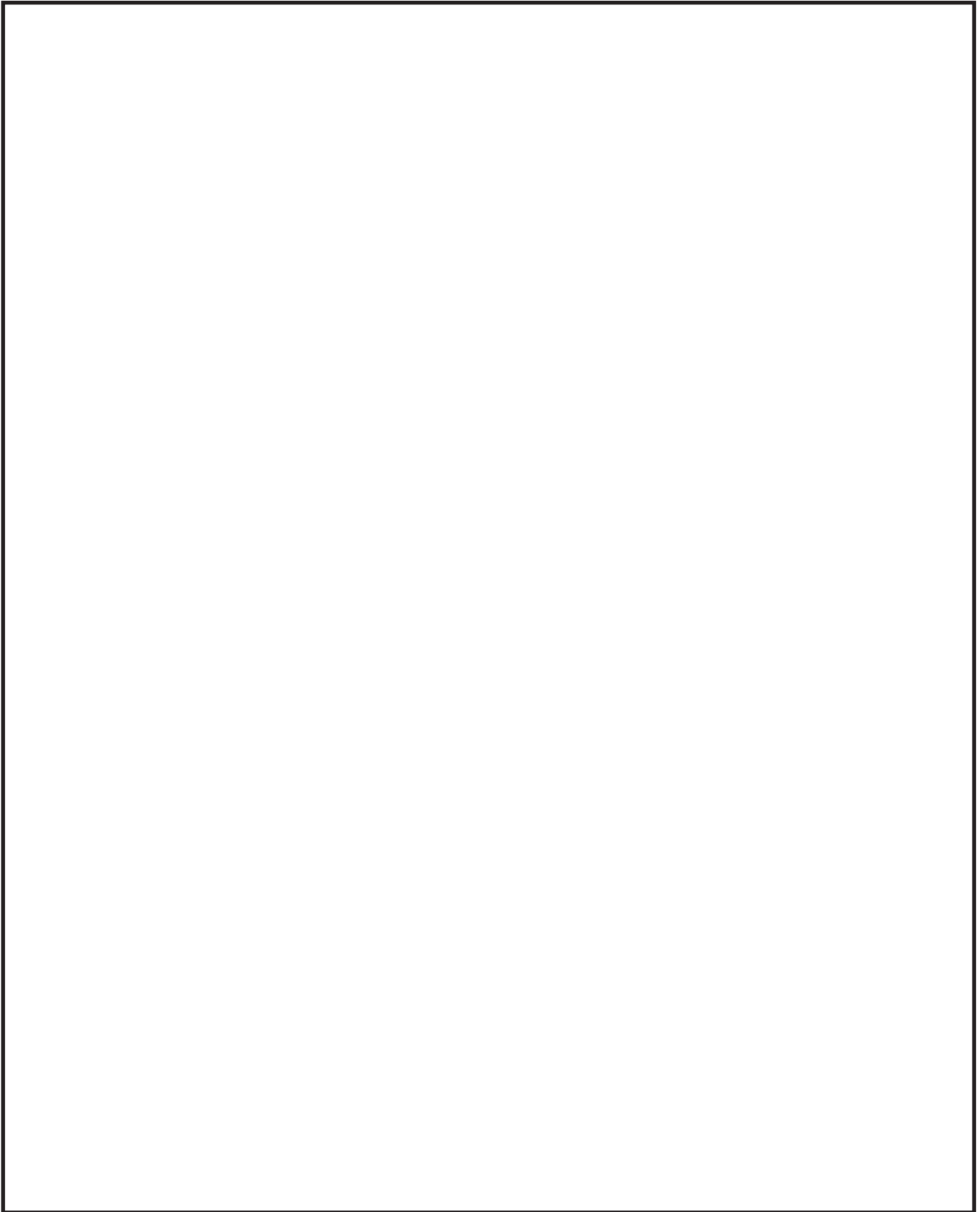


図 57-9-25 原子炉補機代替冷却水系，原子炉補機冷却水系
及び原子炉補機冷却海水系の配置図(3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-66

1.3.3 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48条]

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための重大事故等対処設備であり、当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)」である。(図57-9-26～28)

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の主要設備を表57-9-12に示す。

表57-9-12 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)
ポンプ	—	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B)
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> D/Wベント用出口隔離弁 S/Cベント用出口隔離弁 FCVSベントライン隔離弁(A) FCVSベントライン隔離弁(B) PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁 PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁 	<ul style="list-style-type: none"> RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR A系格納容器スプレイ隔離弁 RHR B系格納容器スプレイ隔離弁 RHR A系S/Cスプレイ隔離弁 RHR B系S/Cスプレイ隔離弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> フィルタ装置入口圧力(広帯域) フィルタ装置出口圧力(広帯域) フィルタ装置水位(広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ出口流量

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)に設置及び耐圧強化ベント系を構成する機器は原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟内)及び屋外に設置し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)のポンプ(残留熱除去系ポンプ)は原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)に設置しており、位置的分散を図る。(図57-9-29～33)

原子炉格納容器フィルタベント系の電気作動弁は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、非常用ディーゼル発電機から電源を受電する設計とすることで駆動電源の多様性を図る。なお、原子炉格納容器フィルタベント系は、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、遠隔手動弁操作設備による人力操作が可能な設計とする。(図57-9-34)

耐圧強化ベント系の電気作動弁のうち、D/Wベント用出口隔離弁及びS/Cベント用出口隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、非常用ディーゼル発電機から電源を受電する設計とすることで駆動電源の多様性を図る。(図57-9-35)

耐圧強化ベント系の電気作動弁のうち、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及びPCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備を経由して電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、非常用ディーゼル発電機から電源を受電する設計とすることで駆動電源の多様性を図る。(図57-9-34)

また、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系使用時の機器への電路と、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)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、表57-9-13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。

表57-9-13 電路ルート図

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図57-9-34及び図57-9-35)	図48- 1～9	57-9-(48- 1～9)
2号炉計装設備用(表57-9-13-1)	図48-10～24	57-9-(48-10～24)
2号炉制御用(表57-9-13-2)	図48-25～36	57-9-(48-25～36)

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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

電気作動弁の制御回路は，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。(図57-9-19及び図57-9-20)

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](1/4)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	D1	残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>
S2	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>	D2	残留熱除去系ポンプ(B) 出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>
S3	フィルタ装置(A)水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S4	フィルタ装置(B)水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S5	フィルタ装置(C)水位(広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S6	フィルタ装置(A)水温度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S7	フィルタ装置(B)水温度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S8	フィルタ装置(C)水温度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S9	フィルタ装置出口水素濃度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S10	フィルタ装置出口放射線 モニタ(A)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S11	フィルタ装置出口放射線 モニタ(B)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S12	ドライウェル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S13	圧力抑制室圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-70

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48 条] (2/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備				
S14	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部(0°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S15	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部(180°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S16	ドライウエル温度 (SRV 搬出入口上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S17	ドライウエル温度(所員用 エアロック上部周囲温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S18	ドライウエル温度(電気用 ペネ部(45°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S19	ドライウエル温度(電気用 ペネ部(225°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S20	ドライウエル温度 (機器搬出入用ハッチ下部(315°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S21	ドライウエル温度 (機器搬出入用ハッチ下部(135°) 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S22	ドライウエル温度 (制御棒駆動機構搬出入口下部 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S23	ドライウエル温度 (ペDESTAL内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S24	ドライウエル温度 (ペDESTAL内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48 条] (3/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備				
S25	サプレッションプール水温度 (11°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S26	サプレッションプール水温度 (34°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S27	サプレッションプール水温度 (56°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S28	サプレッションプール水温度 (79°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S29	サプレッションプール水温度 (101°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S30	サプレッションプール水温度 (124°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S31	サプレッションプール水温度 (146°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S32	サプレッションプール水温度 (169°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S33	サプレッションプール水温度 (191°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S34	サプレッションプール水温度 (214°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S35	サプレッションプール水温度 (236°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

表 57-9-13-1 計装設備用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48 条] (4/4)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S36	サプレッションプール水温度 (259°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S37	サプレッションプール水温度 (281°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S38	サプレッションプール水温度 (304°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S39	サプレッションプール水温度 (326°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S40	サプレッションプール水温度 (349°)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S41	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S42	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S43	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S44	圧力抑制室内空気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

表 57-9-13-2 制御用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48 条] (1/3)

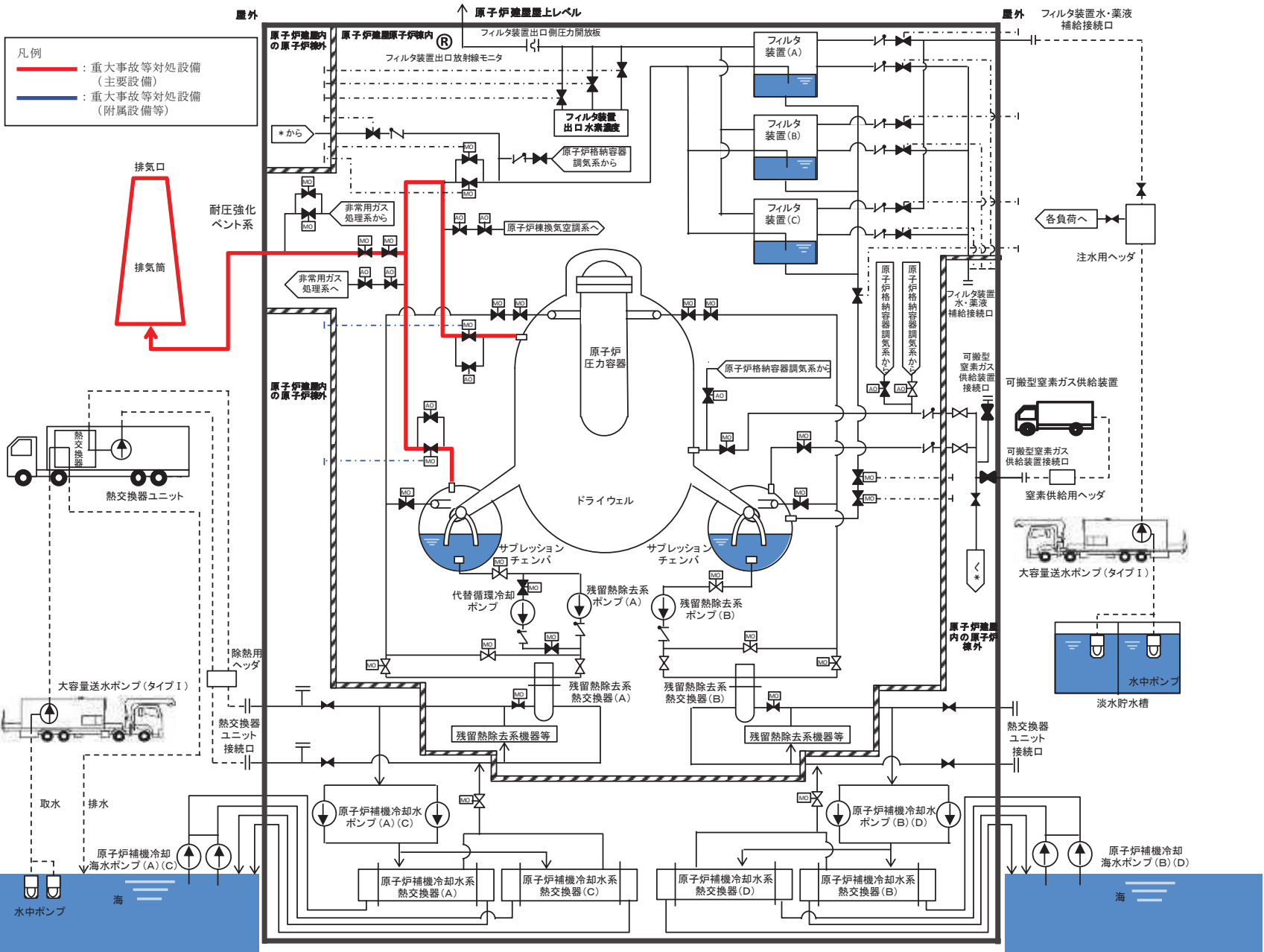
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S4	フィルタベント系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D1	原子炉冷却制御盤 ESS- I , III	6.9kV M/C 6-2C
S6	フィルタベント系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D2	原子炉冷却制御盤 ESS- II	6.9kV M/C 6-2D
S8	フィルタベント系制御盤	直流主母線盤 2A-1	D11	原子炉冷却制御盤 ESS- I , III	460V R/B MCC 2C-1
S9	フィルタベント系制御盤	直流主母線盤 2A-1	D12	原子炉冷却制御盤 ESS- II	460V R/B MCC 2D-1
S10	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D13	原子炉冷却制御盤 ESS- I , III	460V R/B MCC 2C-1
S11	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D12	原子炉冷却制御盤 ESS- II	460V R/B MCC 2D-1
S12	125V 直流主母線盤 2A-1	FCVS ベントライン隔離弁(A)	D13	原子炉冷却制御盤 ESS- I , III	460V R/B MCC 2C-1
S13	125V 直流主母線盤 2A-1	FCVS ベントライン隔離弁(B)	D14	電源切替操作盤	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
S14	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D15	原子炉冷却制御盤 ESS- II	460V R/B MCC 2D-1
S15	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C	D16	電源切替操作盤	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁
S16	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D17	原子炉冷却制御盤 ESS- I , III	460V R/B MCC 2C-1
S19	重大事故監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1	D18	原子炉冷却制御盤 ESS- II	460V R/B MCC 2D-1
S20	重大事故監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1	D19	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C

表 57-9-13-2 制御用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](2/3)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
			D20	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
			D21	460V R/B MCC 2C-1	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁
			D22	460V R/B MCC 2D-1	RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁
			D23	460V R/B MCC 2C-1	RHR A系 S/C スプレイ隔離弁
			D24	460V R/B MCC 2D-1	RHR B系 S/C スプレイ隔離弁
			D25	格納容器第二隔離弁盤 NSSSS-II	460V R/B MCC 2D-2
			D26	電源切替操作盤	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
			D27	原子炉冷却制御盤 ESS-I,III	460V R/B MCC 2D-2
			D28	電源切替操作盤	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
			D29	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
			D30	フィルタベント系制御盤	125V 直流主母線盤 2A-1
			D31	125V 直流主母線盤 2A-1	D/W ベント用出口隔離弁
			D32	フィルタベント系制御盤	125V 直流主母線盤 2A-1

表 57-9-13-2 制御用電路 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系[48条](3/3)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
			D33	125V 直流主母線盤 2A-1	S/C ベント用出口隔離弁
			D35	トリップチャンネル盤 ESS- I	125V 直流主分電盤 2A-1
			D36	トリップチャンネル盤 ESS- II	125V 直流主分電盤 2B-1



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

図 57-9-27 耐圧強化ベント系の系統概要図

57-9-78

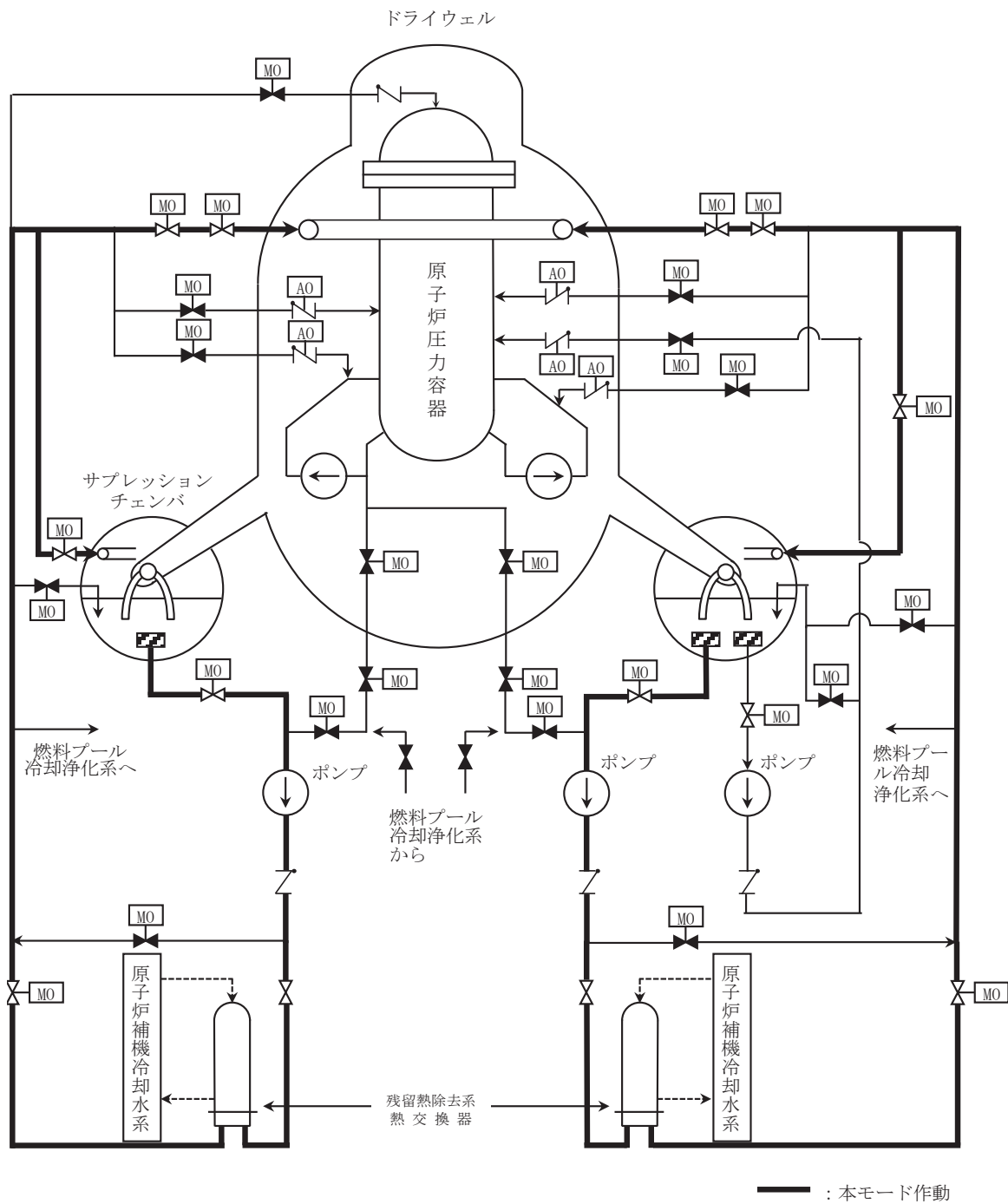


図 57-9-28 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統概要図

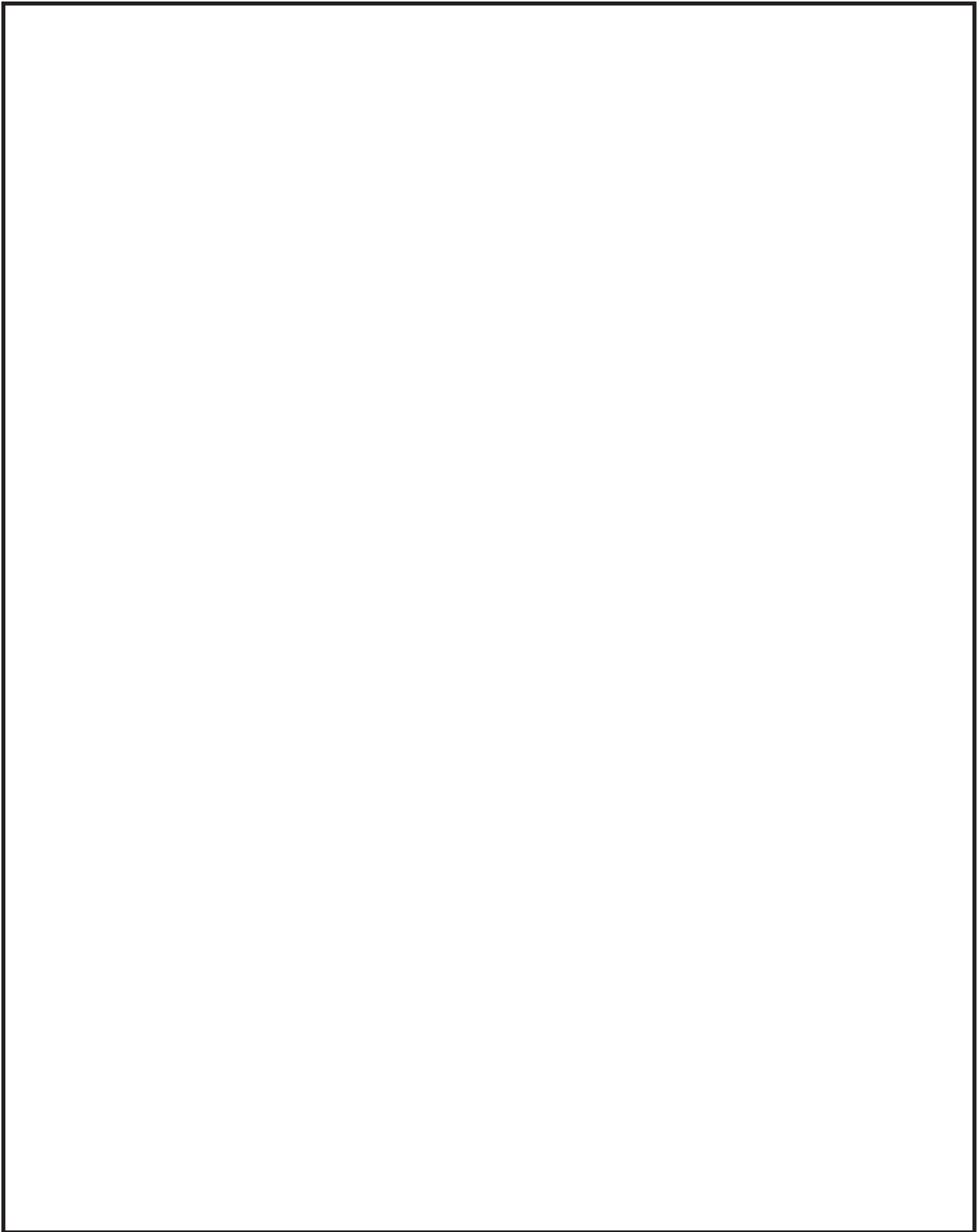


図 57-9-29 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(1/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-80

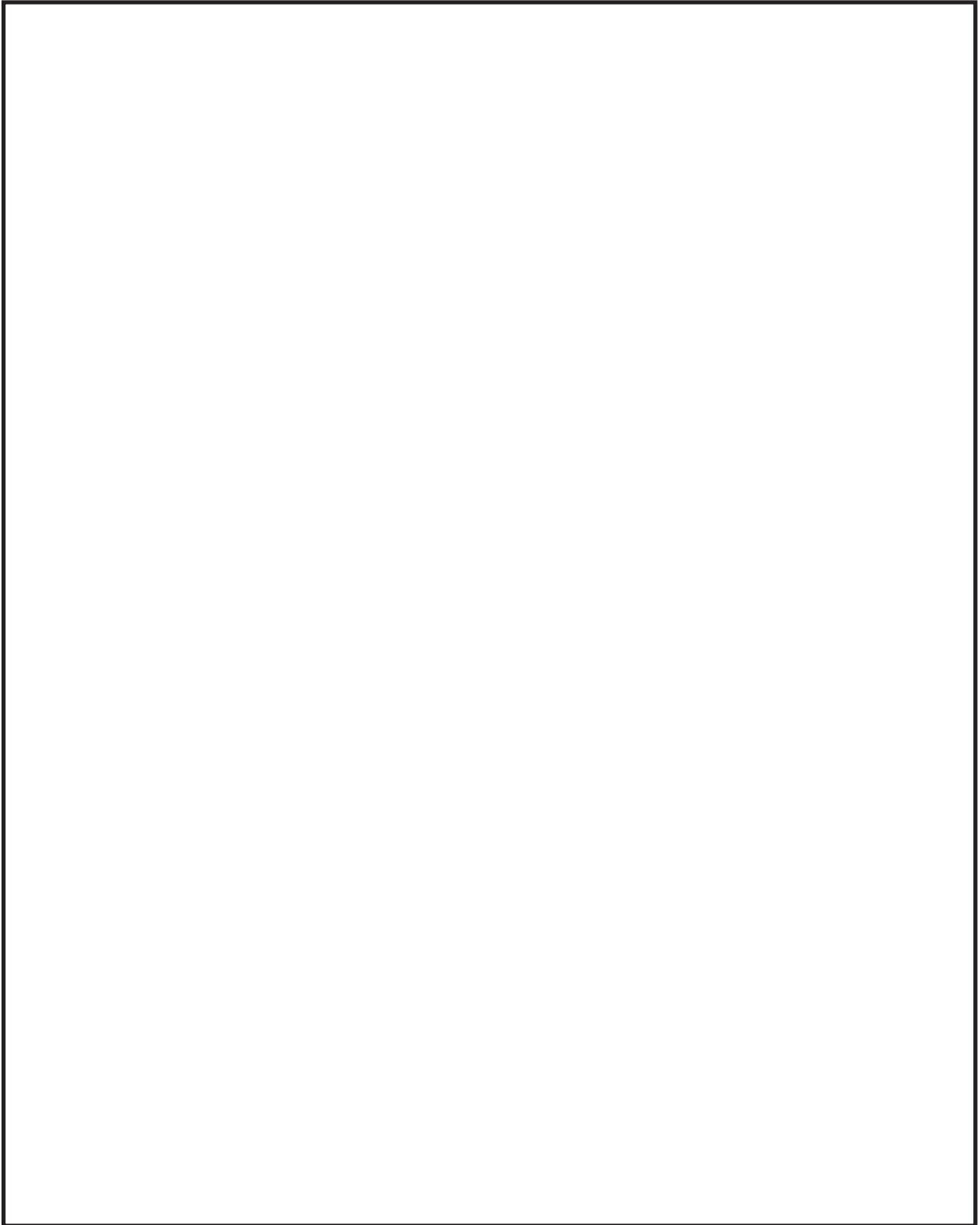


図 57-9-30 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(2/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-81

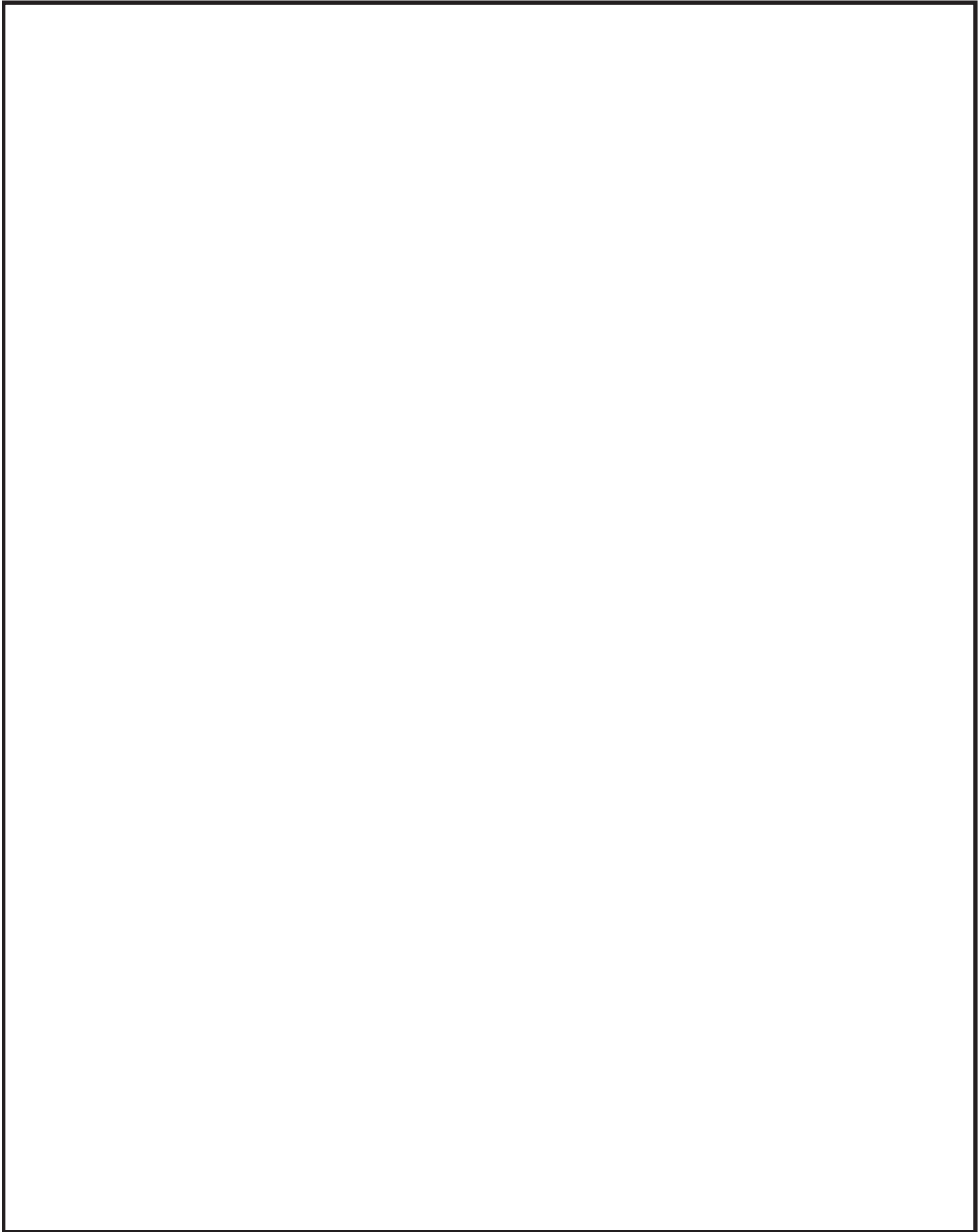


図 57-9-31 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(3/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-82

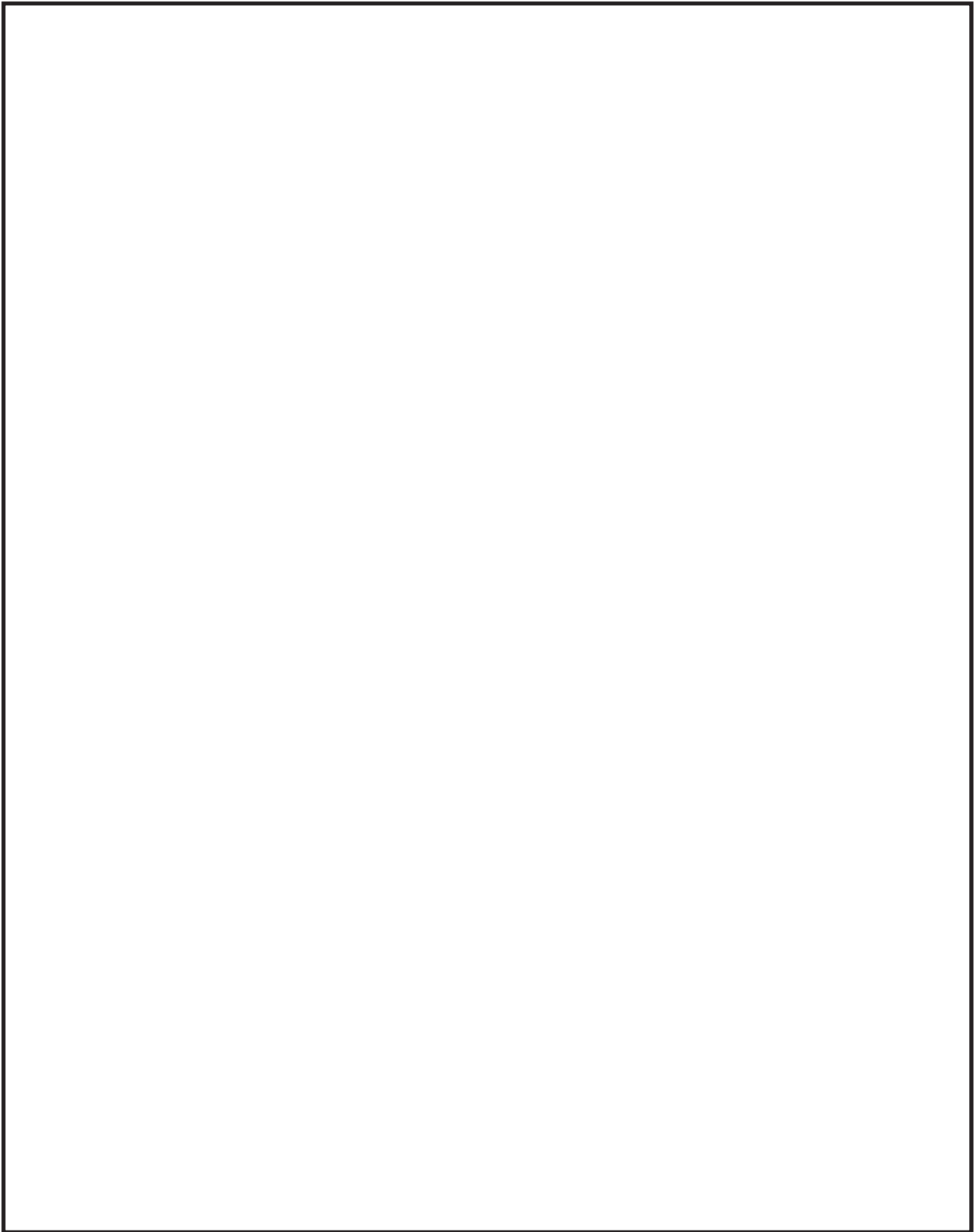


図 57-9-32 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(4/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-83

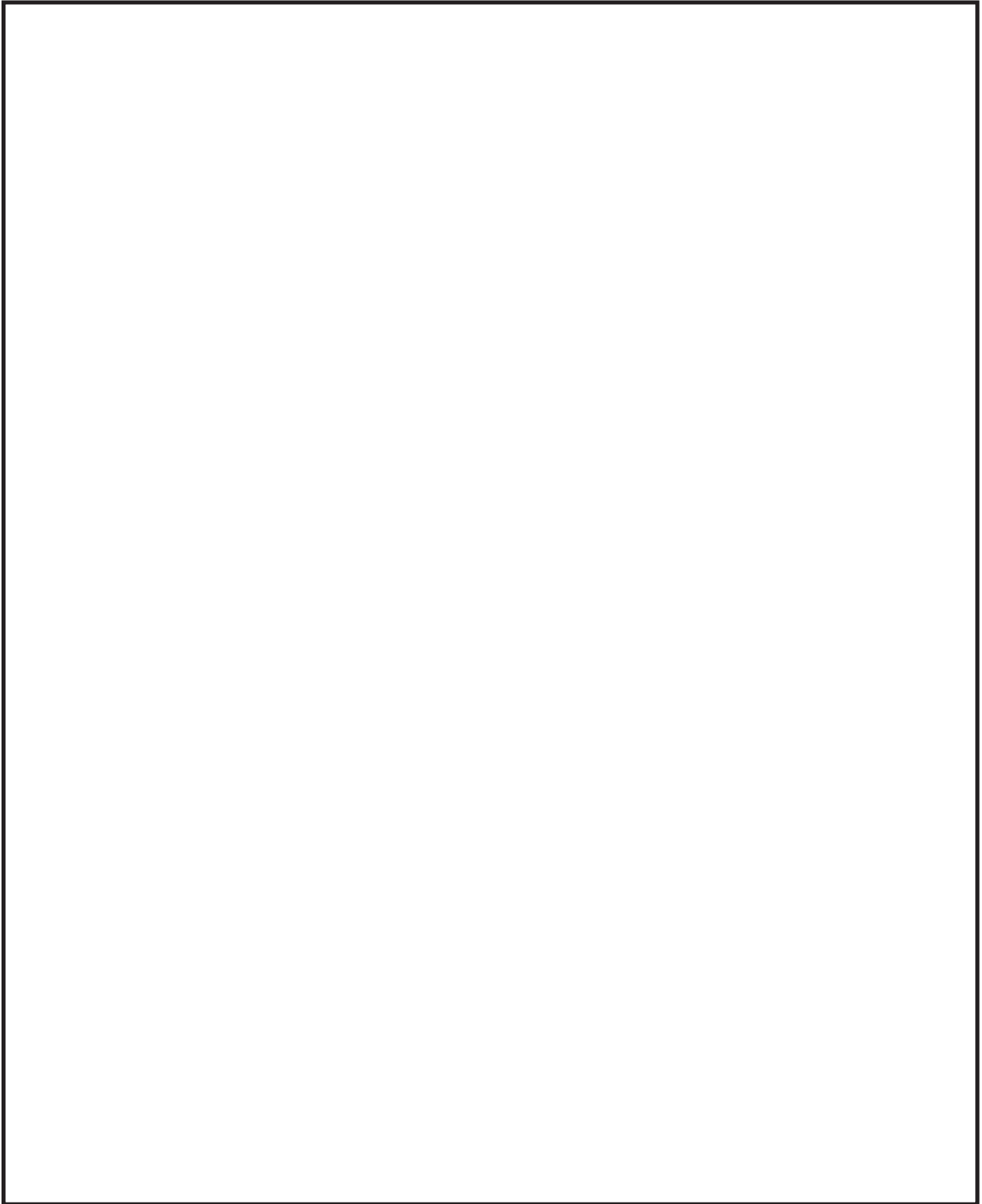


図 57-9-33 原子炉格納容器フィルタベント系，耐圧強化ベント系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(5/5)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-84

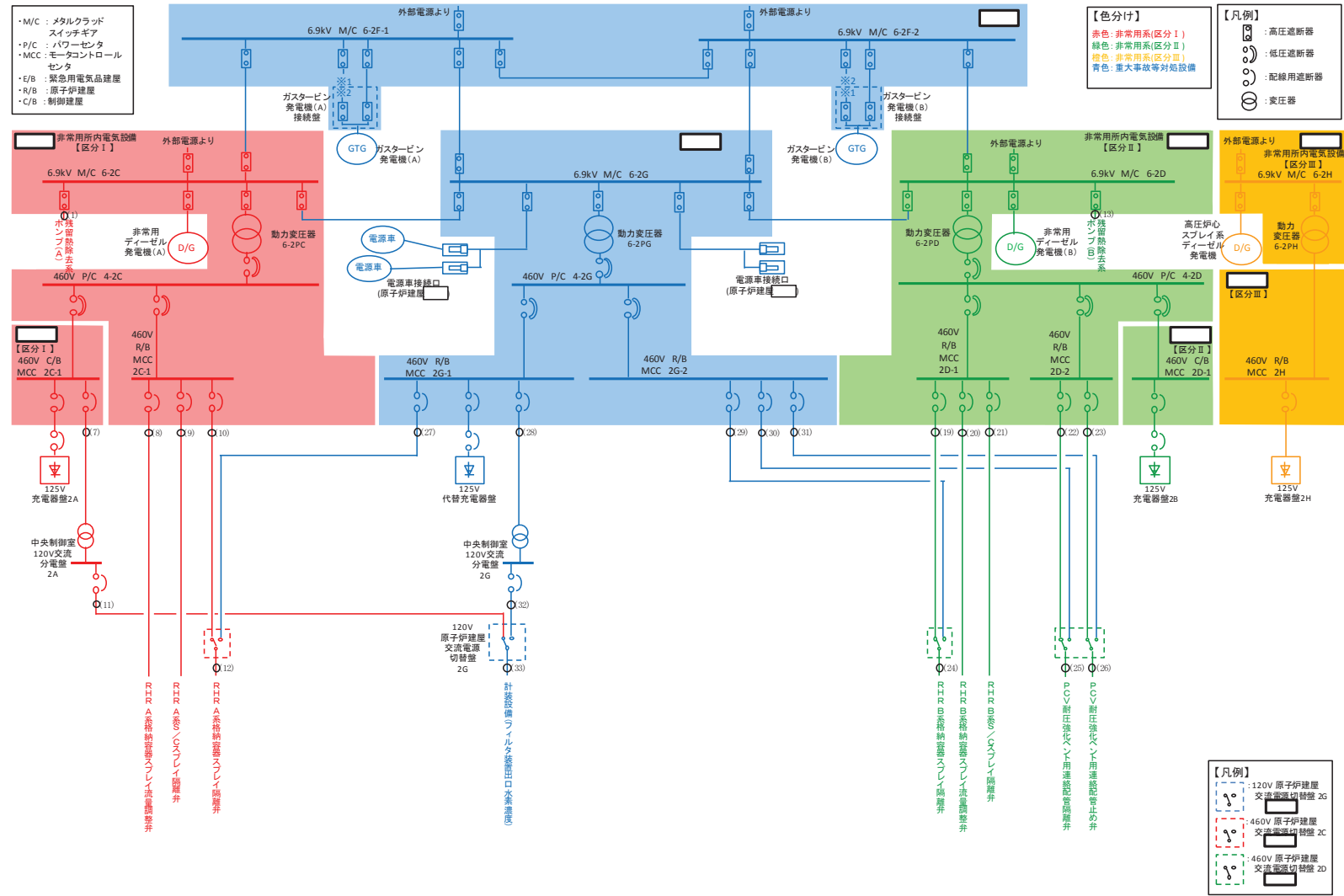
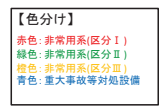


図 57-9-34 単線結線図(交流)

原子炉格納容器ノールタベント系及び耐圧強化ベント系 [48 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-85

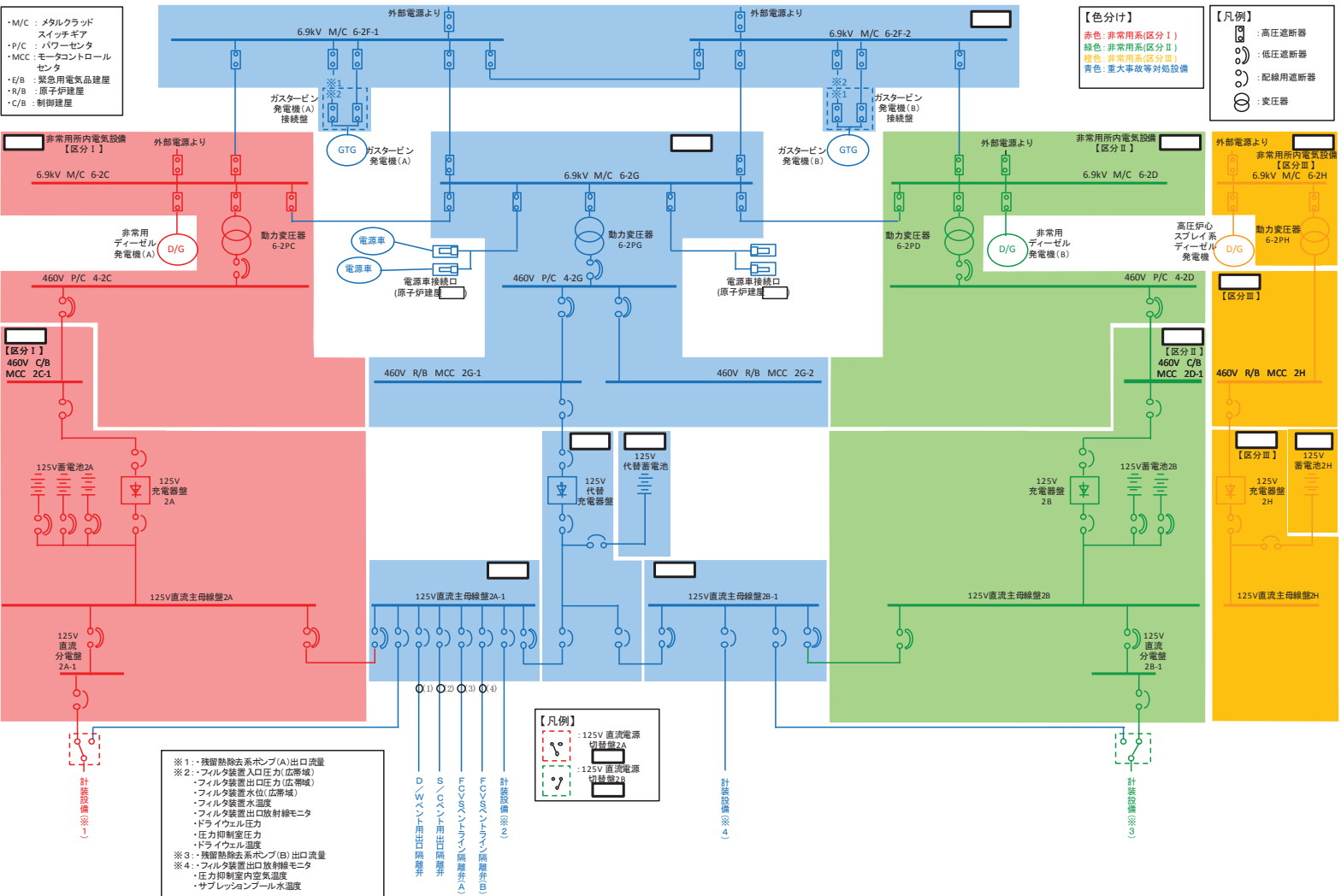


図 57-9-35 単線結線図(直流)

原子炉格納容器フイルタベント系及び耐圧強化ベント系 [48 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-86

1.3.4 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49条]

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は，重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための重大事故等対処設備であり，当該設備に対応する設計基準事故対処設備は「残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)」である。(図57-9-36及び図57-9-37)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の主要設備を表57-9-14に示す。

表57-9-14 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ(タイプ I) 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ(A) 残留熱除去系ポンプ(B)
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> RHR A系格納容器スプレイ隔離弁 RHR B系格納容器スプレイ隔離弁 	<ul style="list-style-type: none"> RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁 RHR A系格納容器スプレイ隔離弁 RHR B系格納容器スプレイ隔離弁 RHR A系S/Cスプレイ隔離弁 RHR B系S/Cスプレイ隔離弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイ流量 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ出口流量

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I))は屋外に配備し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)のポンプ(残留熱除去系ポンプ)は原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)に設置されており、位置的分散を図る。(図57-9-38及び図57-9-39)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系は、図57-9-40及び図57-9-41のとおり、屋外(緊急用電気品建屋 [])に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を經由して電源を受電する設計とし、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、図57-9-40及び図57-9-41のとおり、原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を經由して電源を受電する設計とし、ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機及び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る。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系使用時の機器への電路と、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)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、表57-9-15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。

表57-9-15 電路ルート図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図57-9-40及び図57-9-41)	図49- 1～ 9	57-9-(49- 1～ 9)
2号炉計装設備用(表57-9-15-1)	図49-10～22	57-9-(49-10～22)
2号炉制御用(表57-9-15-2)	図49-23～34	57-9-(49-23～34)

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。

電気作動弁の制御回路は、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。(図57-9-19及び図57-9-20)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-15-1 計装設備用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49条](1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉格納容器代替 スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>	D1	残留熱除去系ポンプ(A)出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>
S2	原子炉格納容器代替 スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>	D2	残留熱除去系ポンプ(B)出口流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="text"/>
S3	ドライウェル温度 (ドライウェルフランジ部 (0°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S4	ドライウェル温度 (ドライウェルフランジ部 (180°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S5	ドライウェル温度 (SRV 搬出入口上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S6	ドライウェル温度 (所員用エアロック上部周囲温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S7	ドライウェル温度 (電気用ペネ部(45°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S8	ドライウェル温度 (電気用ペネ部(225°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S9	ドライウェル温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (315°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S10	ドライウェル温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (135°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S11	ドライウェル温度 (制御棒駆動機構搬出入口下部 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-15-1 計装設備用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49条](2/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S13	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S18	ドライウェル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				
S19	圧力抑制室圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋 <input type="checkbox"/>				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-15-2 制御用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49 条] (1/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1	D1	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	6.9kV M/C 6-2C
S2	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2	D2	原子炉冷却制御盤 ESS-Ⅱ	6.9kV M/C 6-2D
S3	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C	D3	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	460V R/B MCC 2C-1
S4	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D	D4	460V R/B MCC 2C-1	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
S5	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1	D5	原子炉冷却制御盤 ESS-Ⅱ	460V R/B MCC 2D-1
S6	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1	D6	460V R/B MCC 2D-1	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁
			D7	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	460V R/B MCC 2C-1
			D8	電源切替操作盤	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
			D9	原子炉冷却制御盤 ESS-Ⅱ	460V R/B MCC 2D-1
			D10	電源切替操作盤	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁
			D11	原子炉冷却制御盤 ESS- I ,Ⅲ	460V R/B MCC 2C-1
			D12	460V R/B MCC 2C-1	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁
			D13	原子炉冷却制御盤 ESS-Ⅱ	460V R/B MCC 2D-1

表 57-9-15-2 制御用電路 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系[49 条] (2/2)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
			D14	460V R/B MCC 2D-1	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁
			D15	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C
			D16	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D
			D19	トリップチャンネル盤 ESS-II	125V 直流分電盤 2B-1

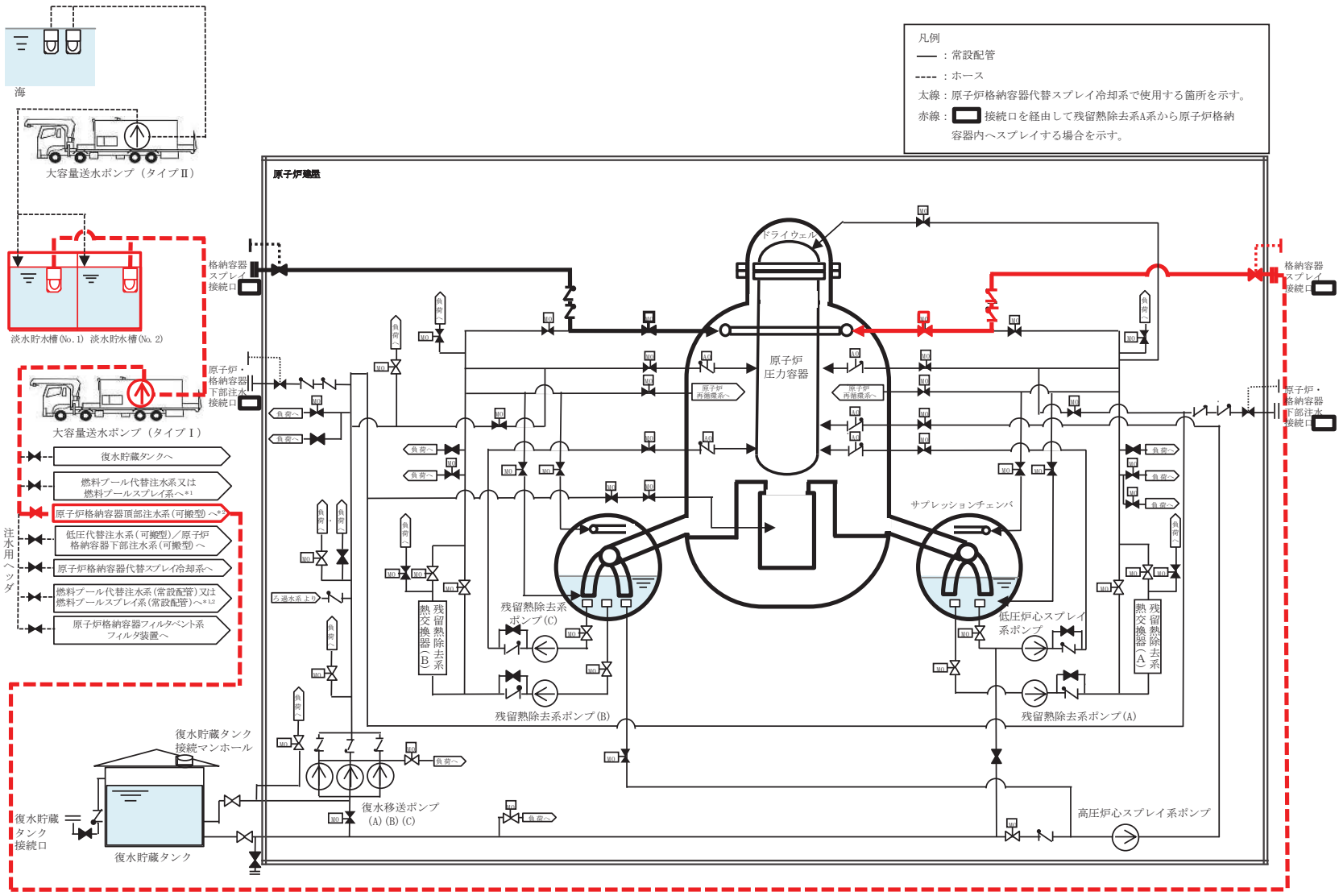
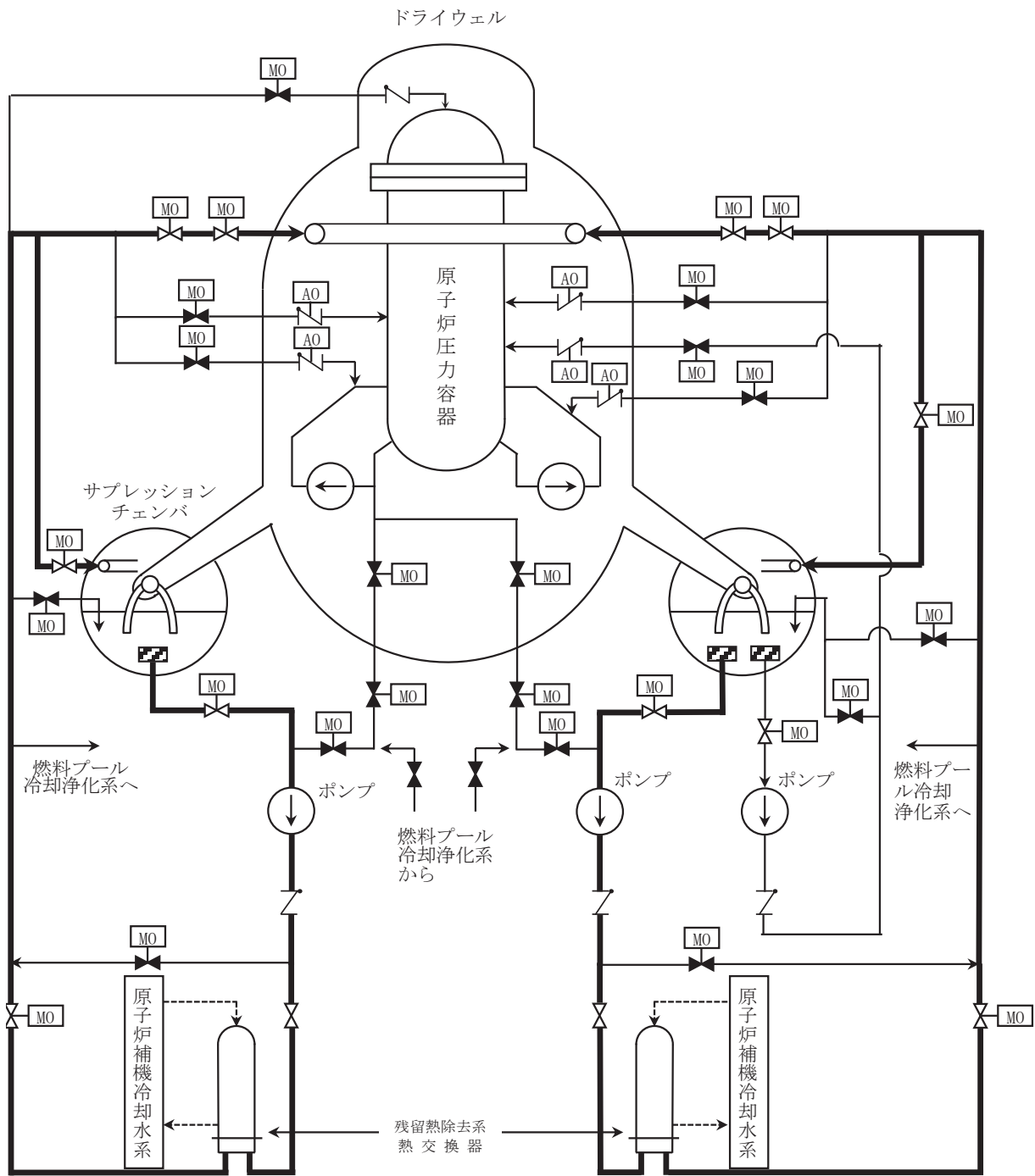


図 57-9-36 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

* 1: 同時使用は考慮しない
 * 2: 自主対策設備



— : 本モード作動

図 57-9-37 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統概要図

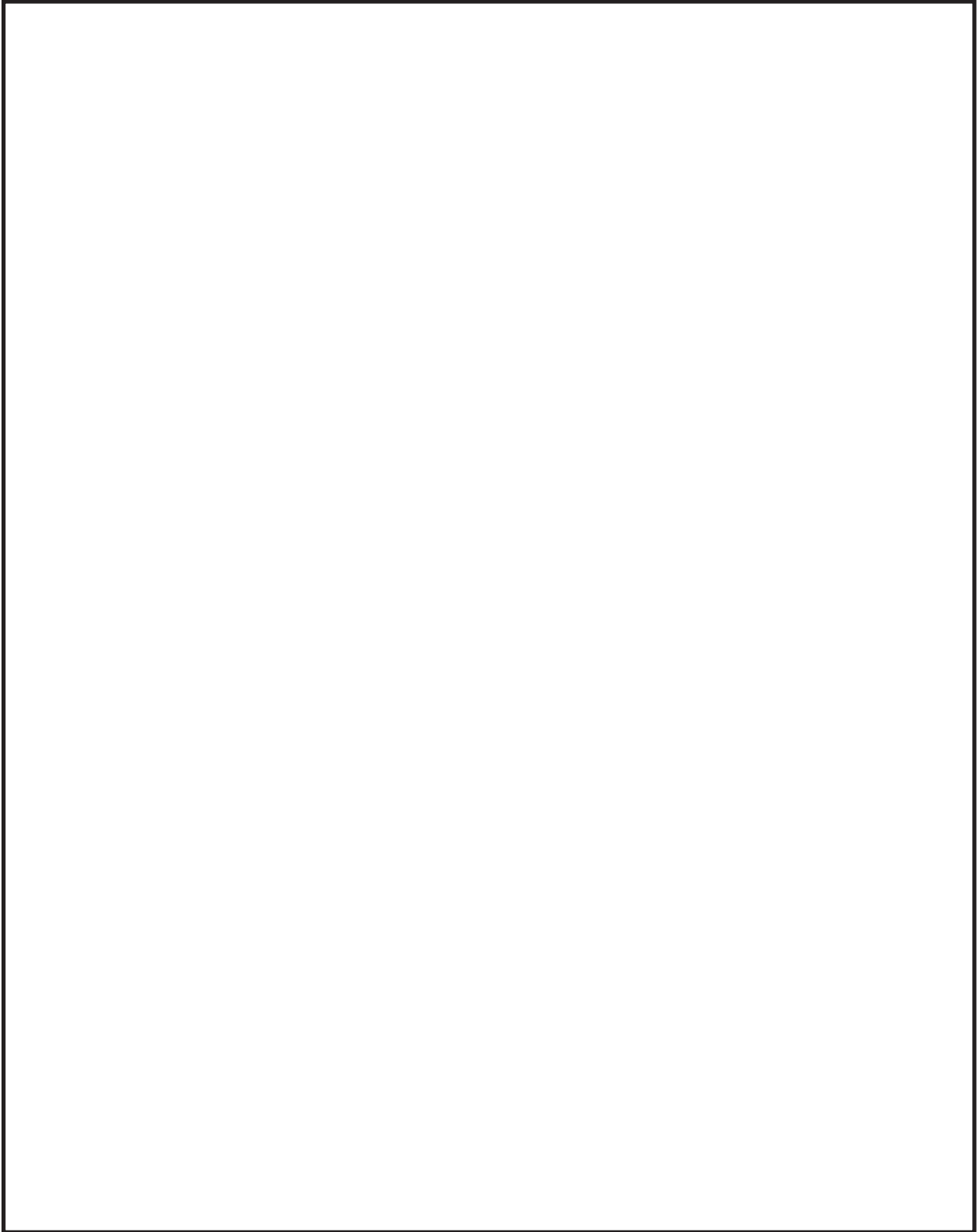


図 57-9-38 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

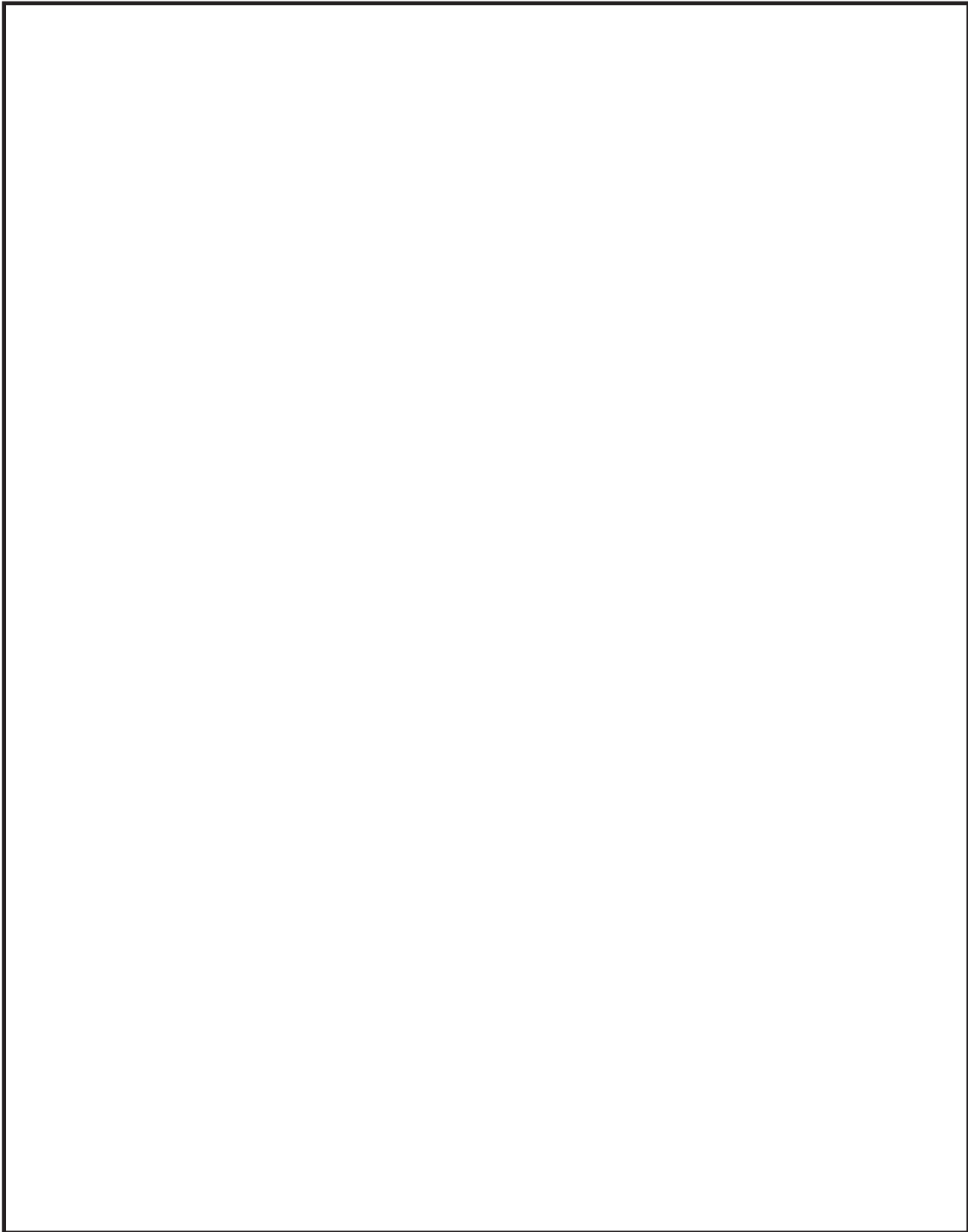


図 57-9-39 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の配置図(2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

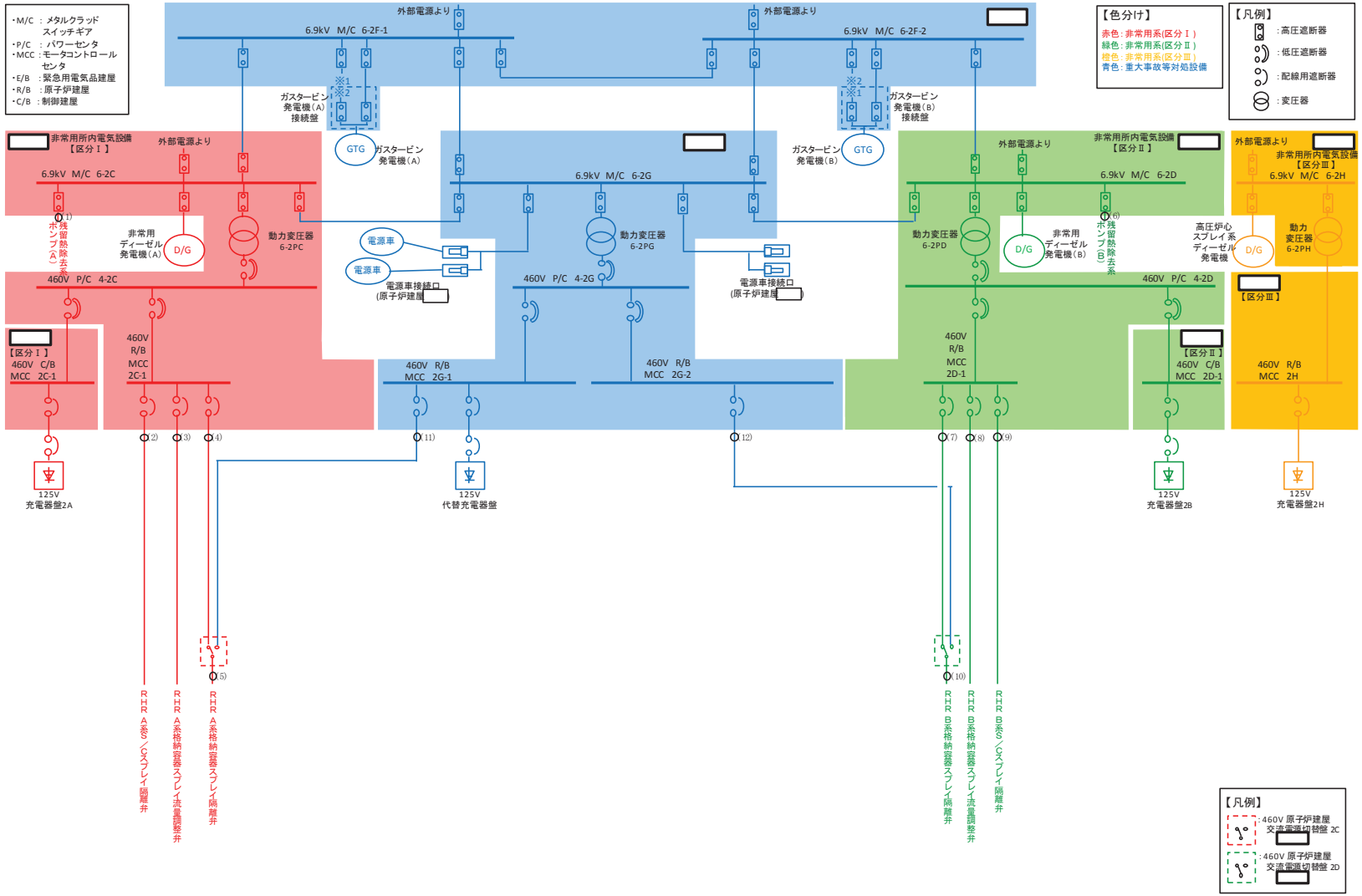
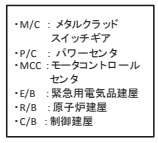
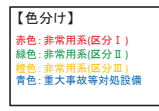
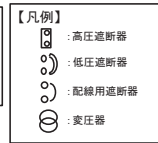


図 57-9-40 単線結線図(交流)
 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-97

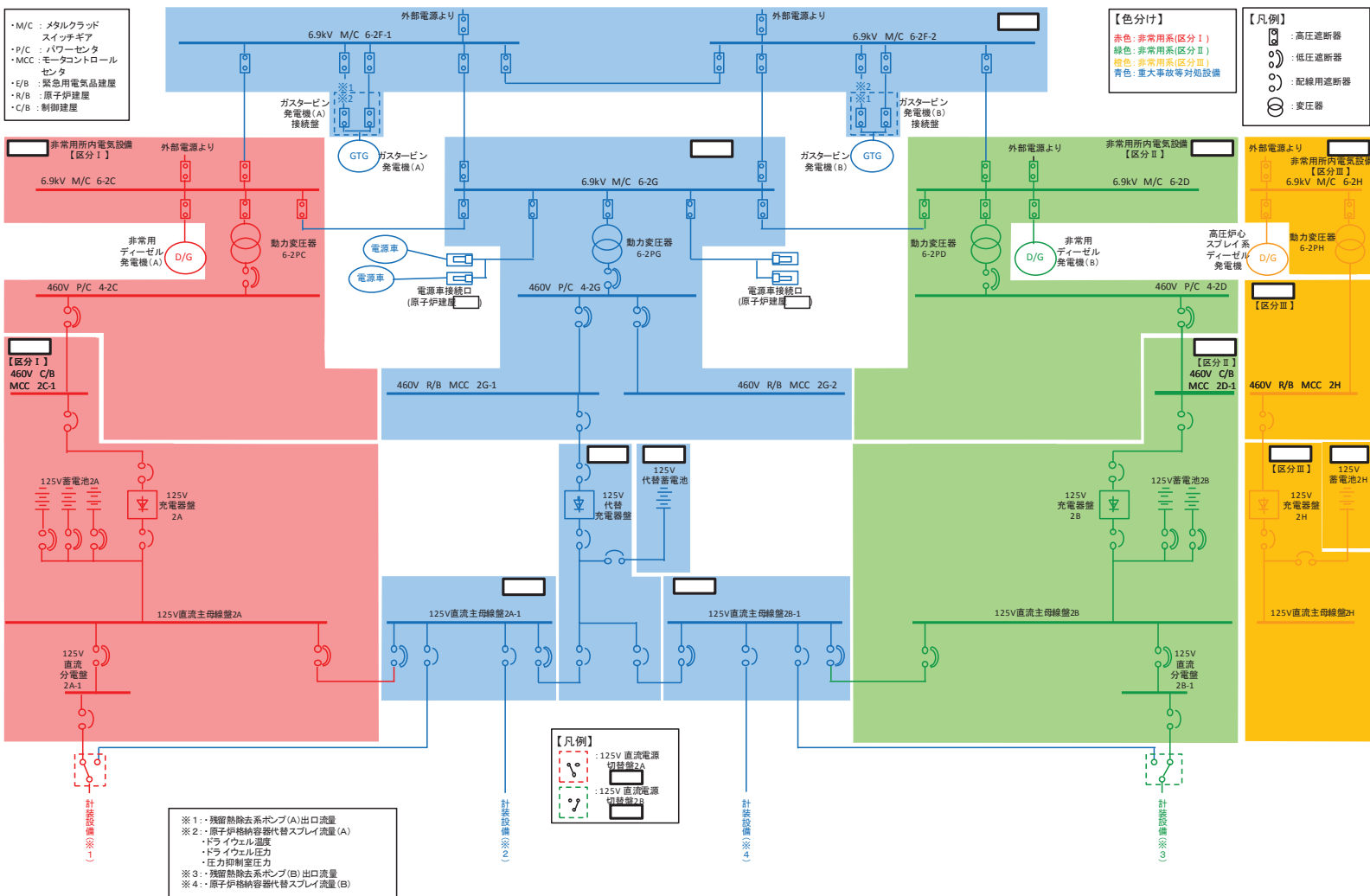


図 57-9-41 単線結線図(直流)
 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 [49 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.3.4 原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

原子炉格納容器下部注水系(常設)及び原子炉格納容器下部注水系(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重大事故等対処設備である。(図 57-9-42 及び図 57-9-43)

原子炉格納容器下部注水系の主要設備を表 57-9-16 に示す。

表 57-9-16 原子炉格納容器下部注水系の主要設備

機能	重大事故等対処設備	代替する設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系(常設) 原子炉格納容器下部注水系(可搬型) 	—
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプ(A) 復水移送ポンプ(B) 復水移送ポンプ(C) 大容量送水ポンプ(タイプ I) 	—
電気作動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁 CRD復水入口弁 MUWCサンプリング取出止め弁 T/B 緊急時隔離弁 R/B B1F緊急時隔離弁 R/B 1F緊急時隔離弁 FPMUWポンプ吸込弁 原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁 	—
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 復水貯蔵タンク水位 	—

なお、原子炉格納容器下部注水系の各設備は、以下のとお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する。

(1) ポンプ

原子炉格納容器下部注水系(常設)のポンプ(復水移送ポンプ)は原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内)に設置し、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I))は屋外に配備し、位置的分散を図る。(図 57-9-44 及び図 57-9-45)

原子炉格納容器下部注水系(常設)のポンプ(復水移送ポンプ)は、図 57-9-46 及び図 57-9-47 のとおり、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備又は非常用所内電気設備を経由して電源を受電する設計とし、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)のポンプ(大容量送水ポンプ(タイプ I))は、駆動電源を必要としない方式(付属空冷式ディーゼルエンジン)による設計とし、多様性を図る。

(2) 電気作動弁

復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁は、ガスタービン発電機又は電源車から代替所内電気設備又は非常用所内電気設備を経由して電源を受電する設計とし、多様性を図る。

FPMUW ポンプ吸込弁は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、多様性を図る。

(3) 計装設備

計装設備は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から電源を受電する設計とし、また可搬型計測器による計測が可能な設計とし、多様性を図る。

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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

具体的な電路については、表 57-9-17 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。

表 57-9-17 電路ルート図 原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
2号炉動力用(図 57-9-46 及び図 57-9-47)	図 51- 1～12	57-9-(51- 1～12)
2号炉計装設備用(表 57-9-17-1)	図 51-13～19	57-9-(51-13～19)
2号炉制御用(表 57-9-17-2)	図 51-20～34	57-9-(51-20～34)

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。

電気作動弁の制御回路は、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。(図57-9-19及び図57-9-20)

表 57-9-17-1 計装設備用電路 原子炉格納容器下部注水系[51条](1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉格納容器下部注水流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋				
S2	原子炉格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S3	原子炉格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S4	ドライウエル水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S5	ドライウエル水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S6	復水貯蔵タンク水位	中央制御室	現場計器 屋外(CST連絡トレンチ内)				
S7	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部 (0°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S8	ドライウエル温度 (ドライウエルフランジ部 (180°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S9	ドライウエル温度 (SRV搬出入口上部周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S10	ドライウエル温度 (所員用エアロック上部周囲温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S11	ドライウエル温度 (電気用ベネ部(45°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 57-9-17-1 計装設備用電路 原子炉格納容器下部注水系[51条](2/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	ドライウェル温度 (電気用ペネ部(225°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S13	ドライウェル温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (315°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S14	ドライウェル温度 (機器搬出入用ハッチ下部 (135°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S15	ドライウェル温度 (制御棒駆動機構搬出入口下部 周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S16	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(90°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				
S17	ドライウェル温度 (ペDESTAL内(270°)周辺温度)	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内				

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系[51条](1/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-1			
S2	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S3	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S4	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S5	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S6	電源切替操作盤	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管 連絡ライン止め弁			
S7	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S8	電源切替操作盤	CRD復水入口弁			
S9	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S10	電源切替操作盤	MUWCサンプリング取出止め弁			
S11	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S12	電源切替操作盤	T/B 緊急時隔離弁			
S13	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系[51 条] (2/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S14	電源切替操作盤	R/B B1F緊急時隔離弁			
S15	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S16	電源切替操作盤	R/B 1F緊急時隔離弁			
S17	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S18	電源切替操作盤	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁			
S19	注水系制御盤	460V R/B MCC 2G-2			
S20	電源切替操作盤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁			
S22	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S23	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S24	重大事故時監視盤(1)	125V 直流主母線盤 2A-1			
S25	重大事故時監視盤(2)	125V 直流主母線盤 2B-1			
S26	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2C-4			
S27	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4			

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系[51 条] (3/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S28	所内補機制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S30	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S31	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S32	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S33	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S34	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S35	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-2			
S36	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S37	注水系制御盤	460V R/B MCC 2D-4			
S38	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S39	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S40	電源切替操作盤	460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G			
S41	注水系制御盤	ロジック盤(HOLD)			

表 57-9-17-2 制御用電路 原子炉格納容器下部注水系 [51 条] (4/4)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S50	中央制御室盤	125V 直流主母線盤 2B-1			
S51	125V 直流主母線盤 2B-1	FPMUW ポンプ吸込弁			

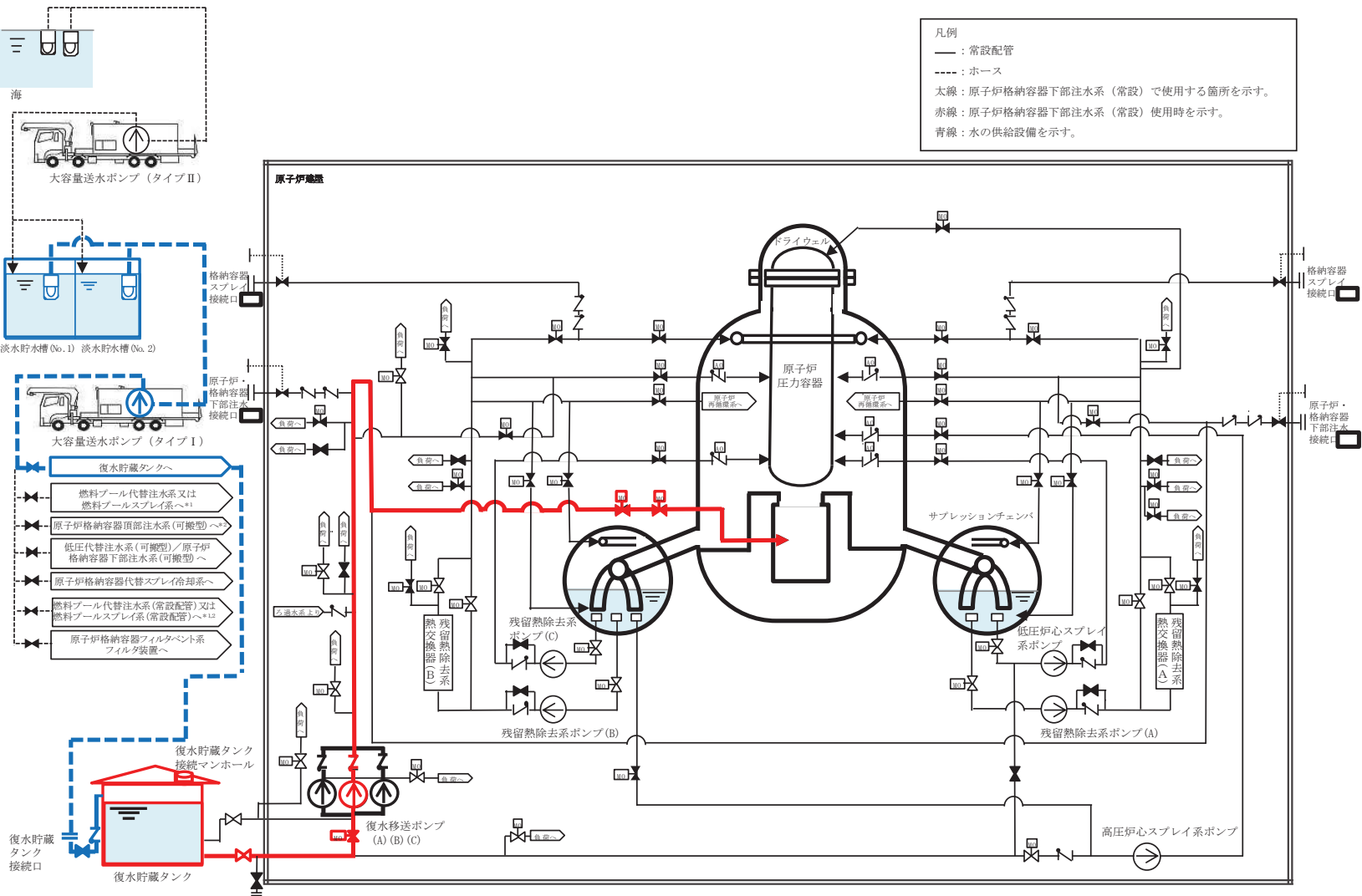


図 57-9-42 原子炉格納容器下部注水系 (常設) の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-108

* 1 : 同時使用は考慮しない
 * 2 : 自主対策設備

凡例
 — : 常設配管
 - - - : ホース
 太線 : 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)で使用する箇所を示す。
 赤線 : 接続口を経由して原子炉格納容器下部へ注水する場合を示す。

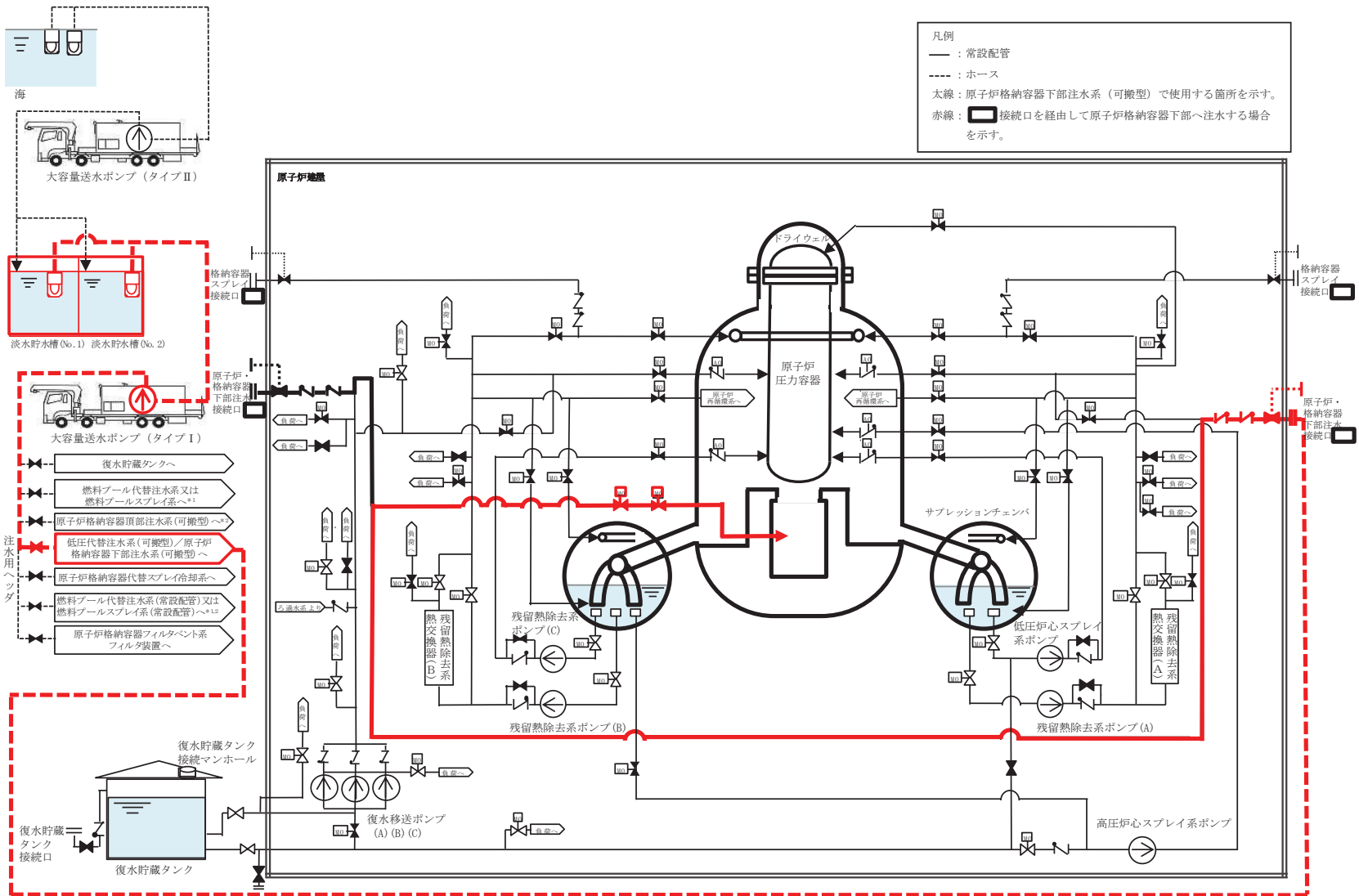


図 57-9-43 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

* 1 : 同時使用は考慮しない
 * 2 : 自主対策設備

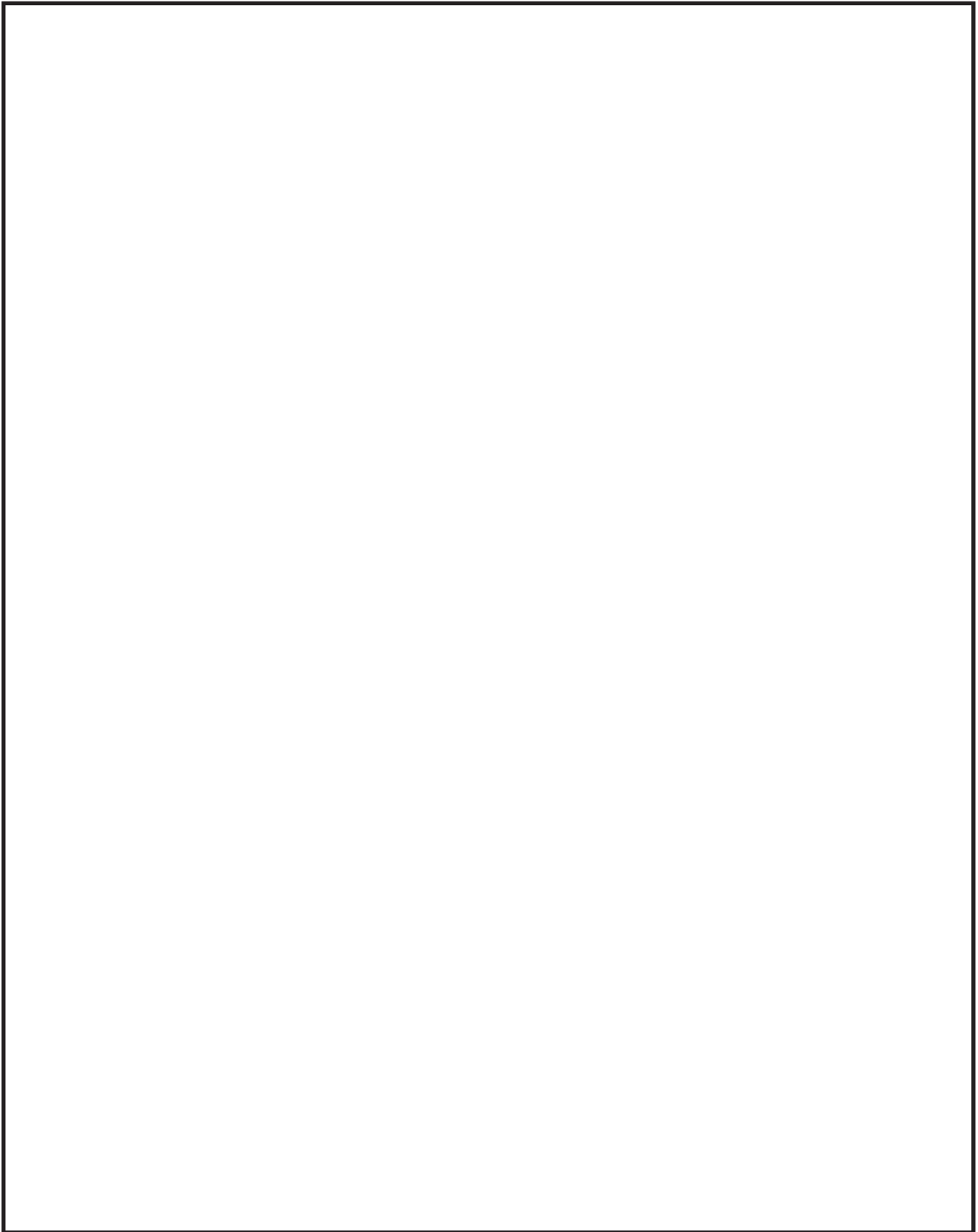


図 57-9-44 原子炉格納容器下部注水系(常設)
及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配置図(1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-110

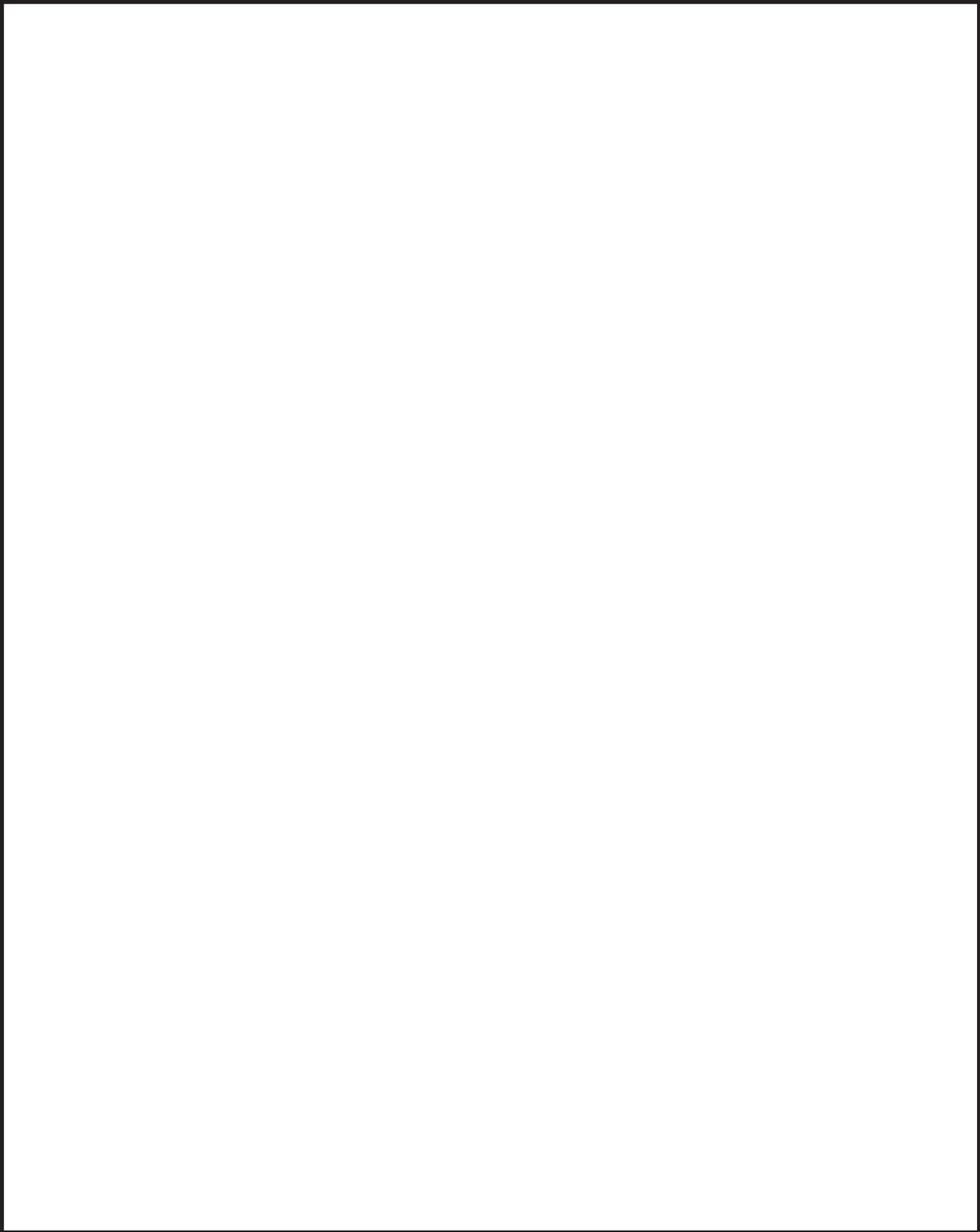


図 57-9-45 原子炉格納容器下部注水系(常設)
及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)の配置図(2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-111

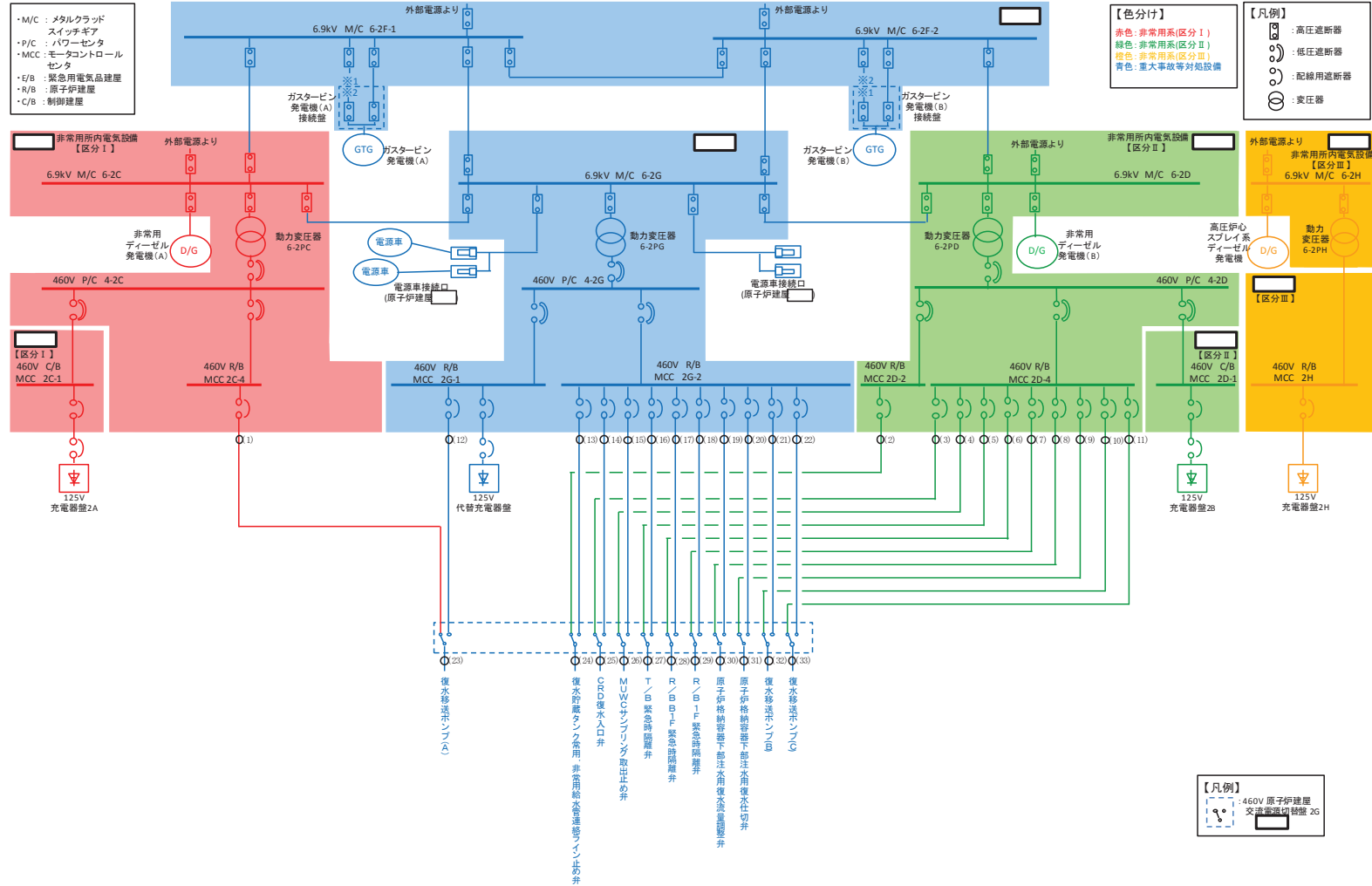
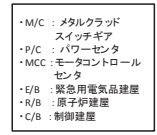
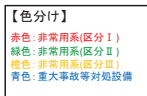
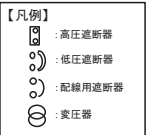
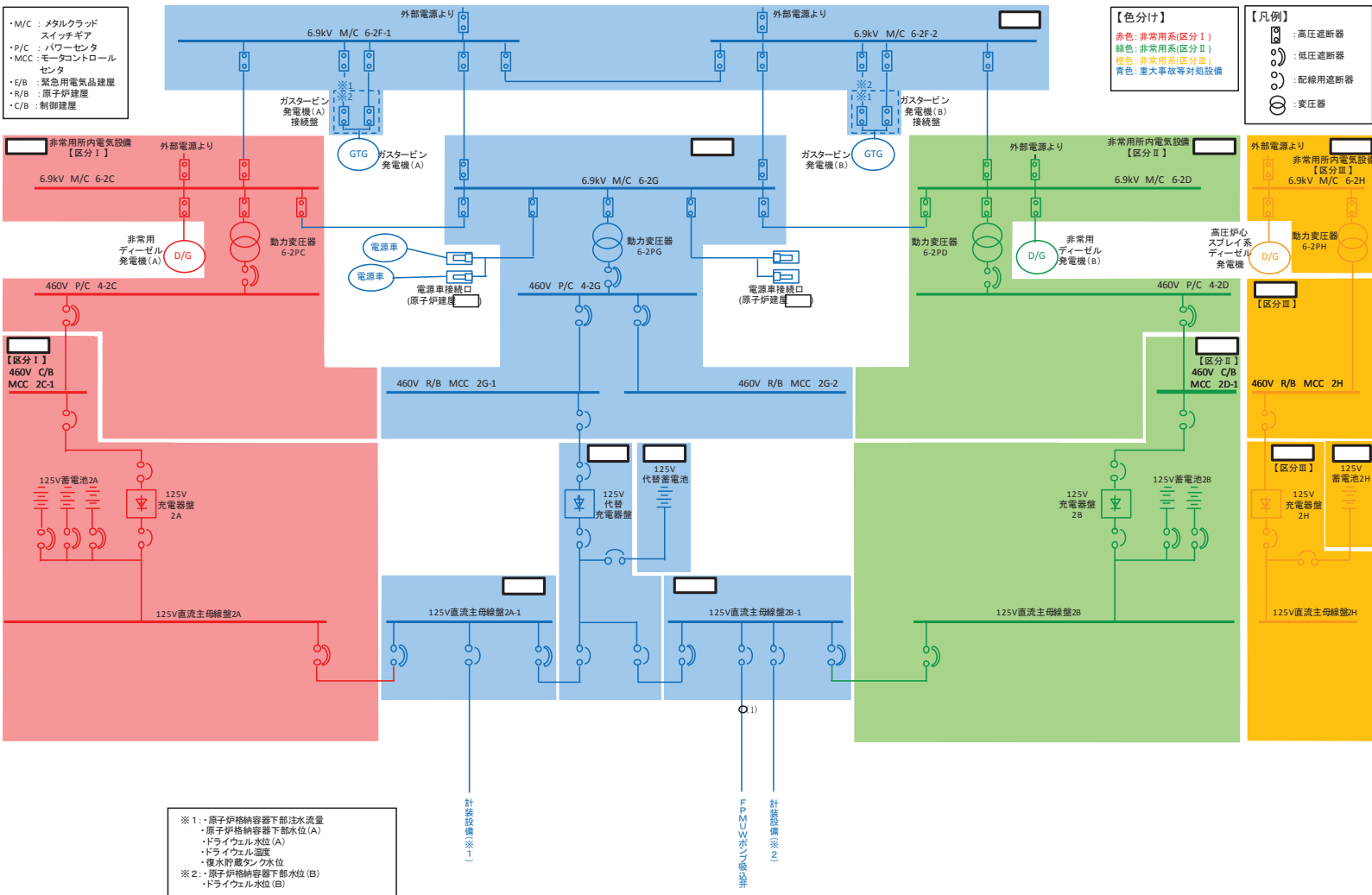
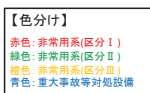
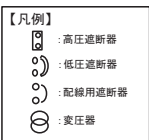


図 57-9-46 単線結線図(交流)
原子炉格納容器下部注水系 [51 条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-112



※1: 原子炉格納容器下部注水流量
 ・原子炉格納容器下部水位(A)
 ・ドライウェル水位(A)
 ・ドライウェル温度
 ・凝水貯蔵タンク水位

※2: 原子炉格納容器下部水位(B)
 ・ドライウェル水位(B)

図 57-9-47 単線結線図(直流)
 原子炉格納容器下部注水系 [51条]

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-113

項目	内容	評価	備考
45	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
46	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
47	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
48	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
49	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
50	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
51	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
52	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
53	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
54	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
55	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
56	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
57	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
58	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
59	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
60	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
61	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	
62	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	原子炉の運転管理が適切に行われることによる	

有効性評価の想定するシナリオにおいてガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否について

	重要事故シーケンス												SFP 燃料損傷防止			停止中原子炉の燃料損傷防止									
	炉心損傷防止						格納容器破損防止						炉心損傷防止			燃料損傷防止									
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧注水失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + S R V 再開失敗 + HPCS 失敗	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	LOCA 時注水機能喪失	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	代替循環冷却系を使用する場合	格納容器過圧・過温破損	代替循環冷却系を使用しない場合	炉内気圧力・温度による静的負荷	水素燃焼	高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料 / 冷却材相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
ガスタービン発電機を使用するケース	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	
ガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否			○	○	○	○	○	○				×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1	×※1				×※1			
理由			事象発生 24 時間後までは高圧注水が行われる。その後は、電源車からの給電により低圧代替注水系 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後、低圧代替注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。	事象発生 24 時間後までは高圧代替注水が行われる。(8 時間までは代替蓄電池使用、8 時間～24 時間までは R/B 接続による可搬直流としての電源車からの給電による可搬交流としての電源車からの給電による低圧代替注水 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後、低圧代替注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。	事象発生 24 時間後までは原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系 (可搬型) による注水が行われる。その後は、電源車からの給電により低圧代替注水系 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後、低圧代替注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。	事象発生 8 時間後までは高圧注水 (原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系) による注水が行われる。その後は、電源車からの給電により低圧代替注水系 (常設) による注水を行うことで炉心の冠水維持が可能である。その後、低圧代替注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより炉心損傷には至らない。						LOCA を起因とするため、原子炉水位の低下が早く、事象発生 50 分 (リロケーションの回避) までに低圧代替注水系 (常設) による注水を実施する必要があるが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。				事象発生約 1.9 時間後から原子炉格納容器下部注水系 (常設) による事前水張り及び注水によって溶融炉心を冷却し格納容器破損には至らないが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。							事象発生 1 時間後、冷却材温度が 100℃ に到達し、事象発生約 6 時間後に TAF に到達する。それまでに低圧代替注水系 (常設) による注水を実施する必要があるが、時間的余裕が小さく、電源車からの給電に期待することは困難である。		

※1 電源車による給電の開始時間によっては、ガスタービン発電機の代替として使用可能 (全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + S R V 再開失敗 + HPCS 失敗) → 33 分以内、炉内気圧力・温度による静的負荷 → 50 分以内、高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 → 1.9 時間以内、停止時全交流動力電源喪失 → 6 時間以内

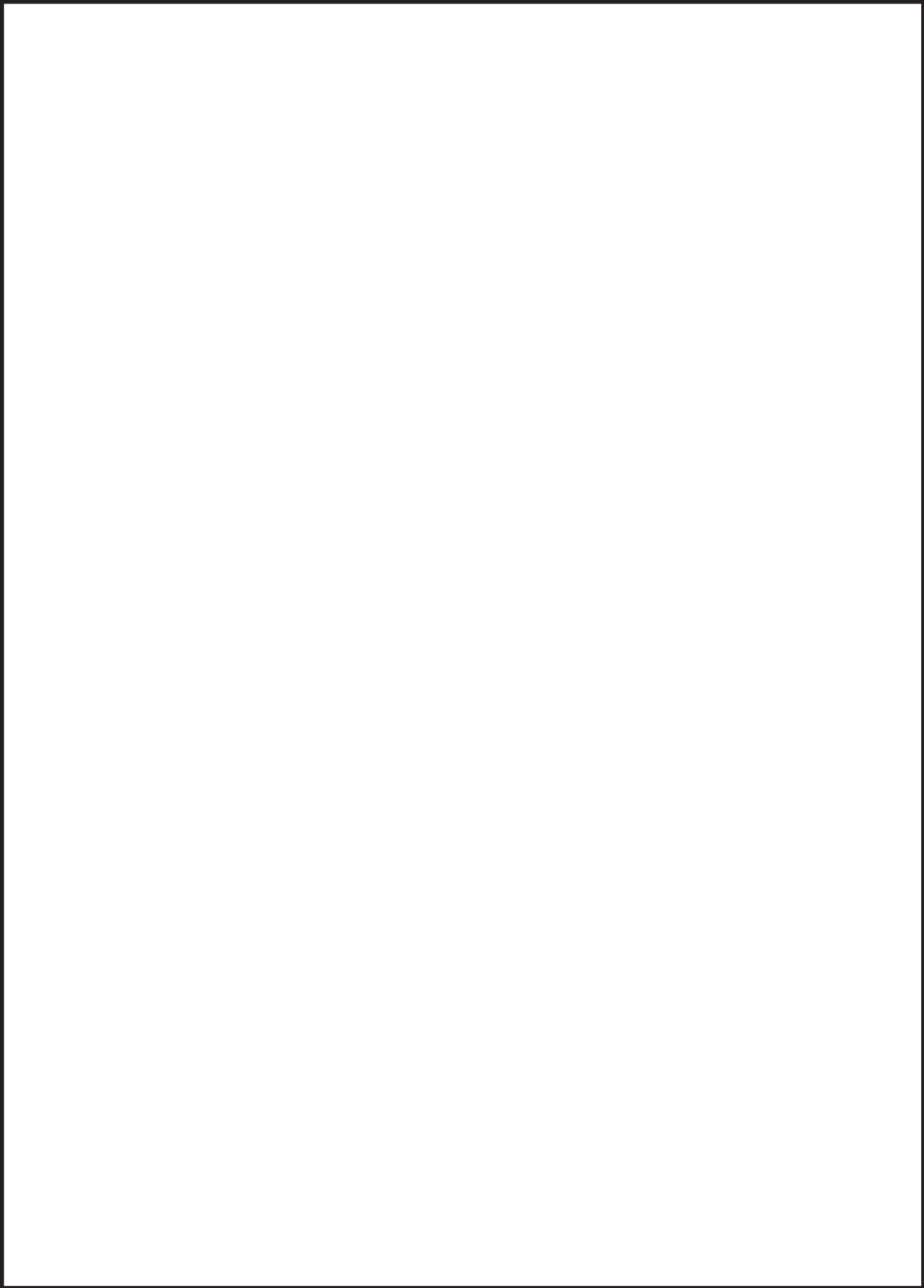



図 47-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-1)

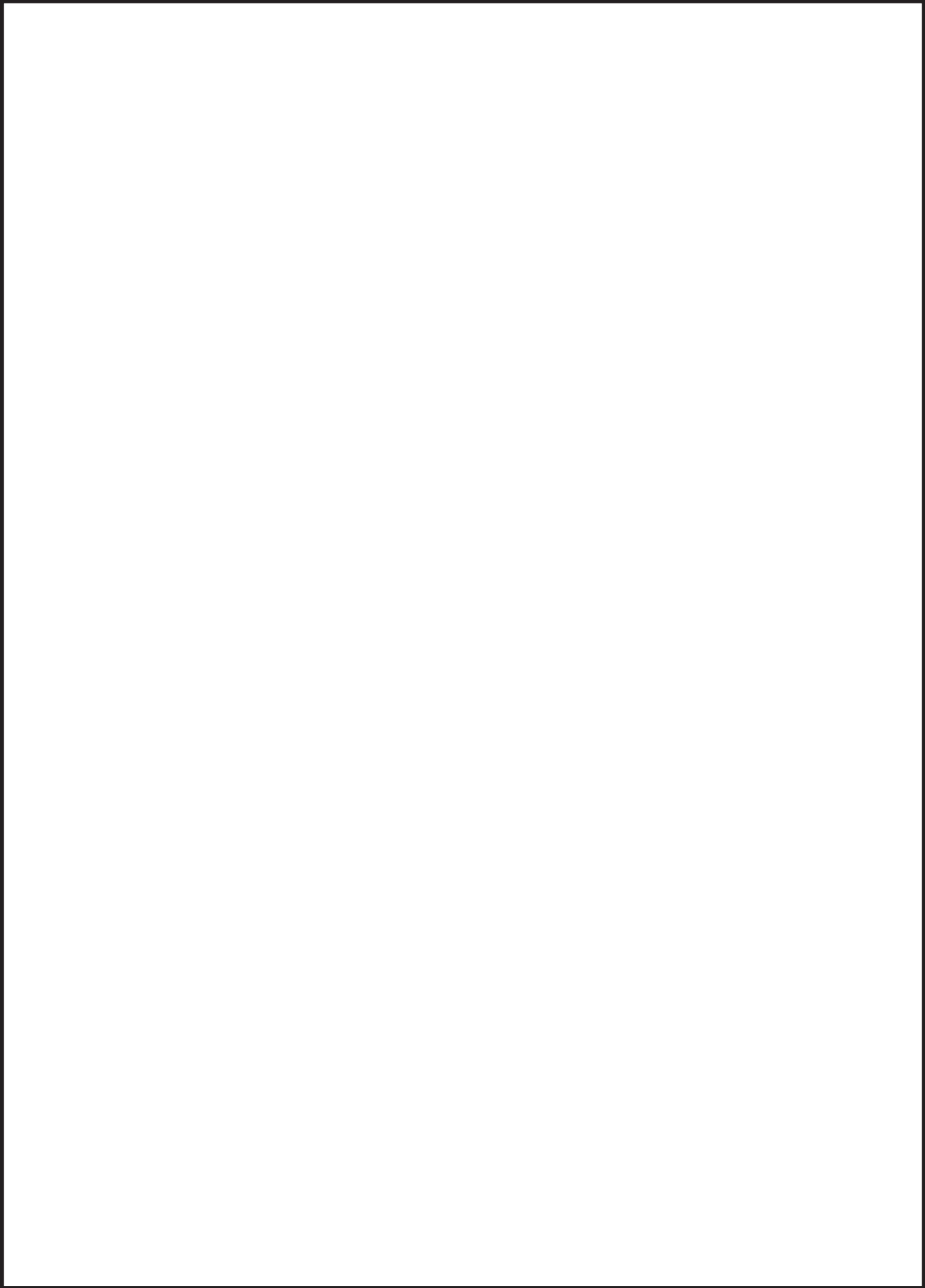


図 47-2 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-2)

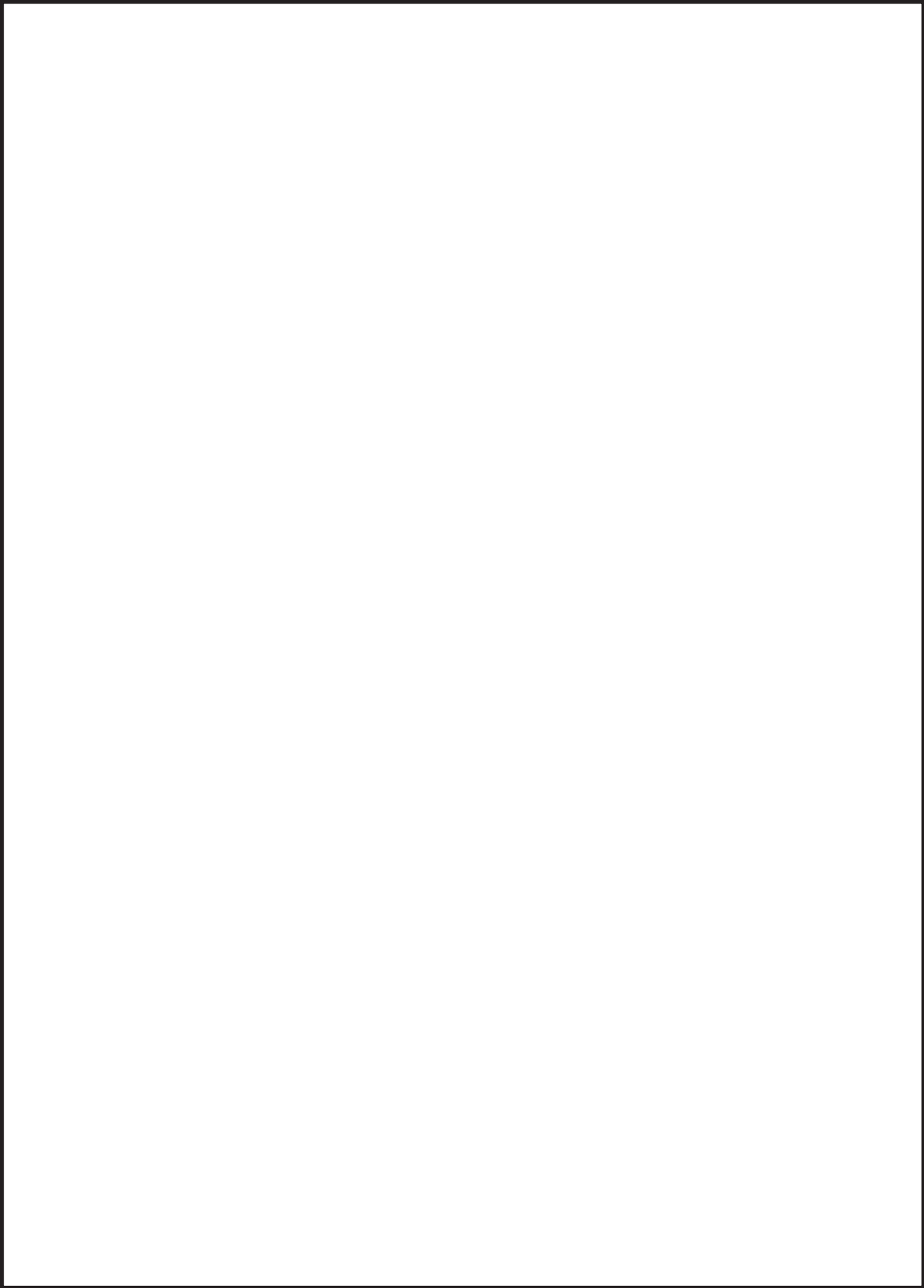


図 47-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

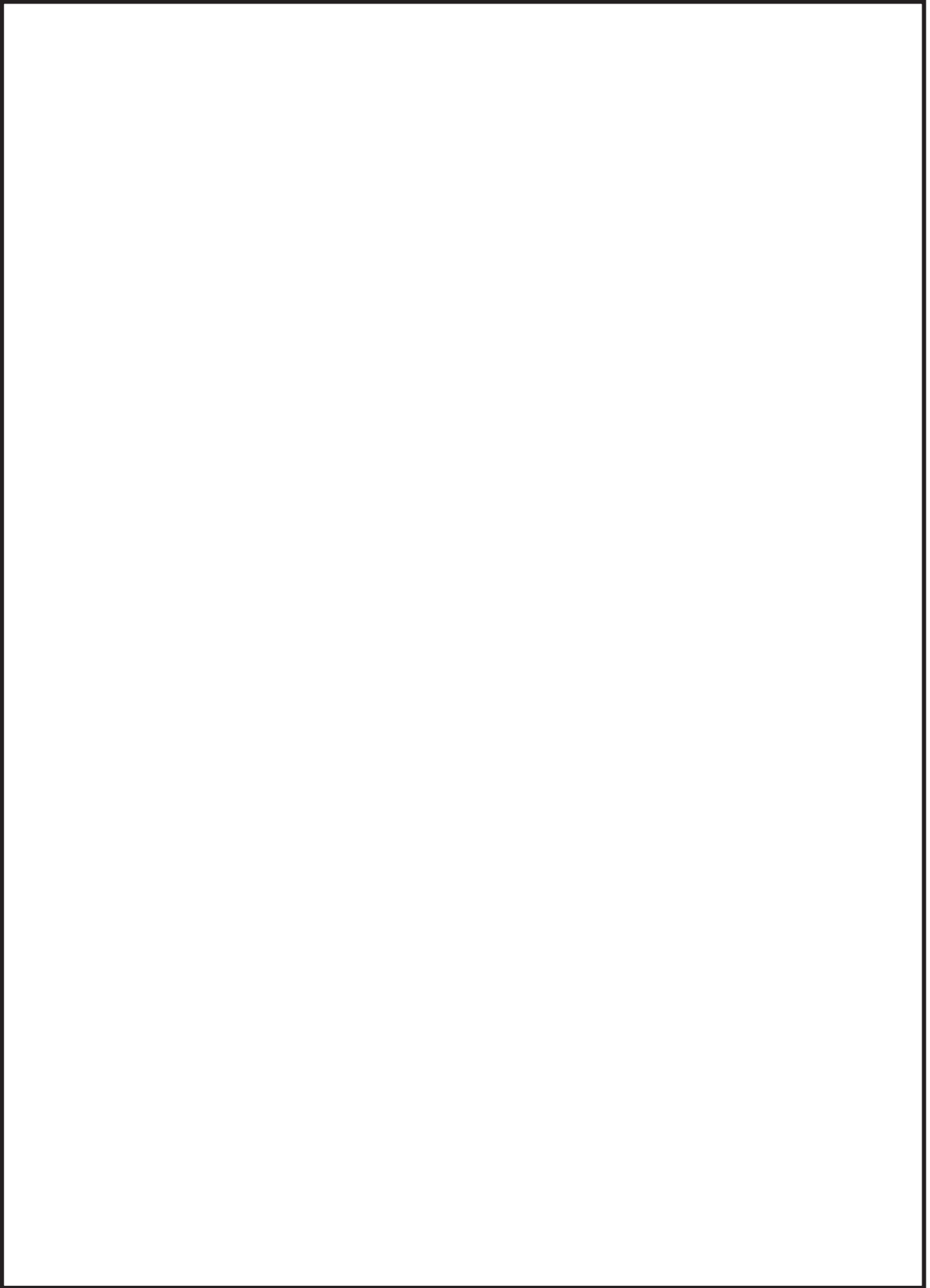


図 47-4 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-4)

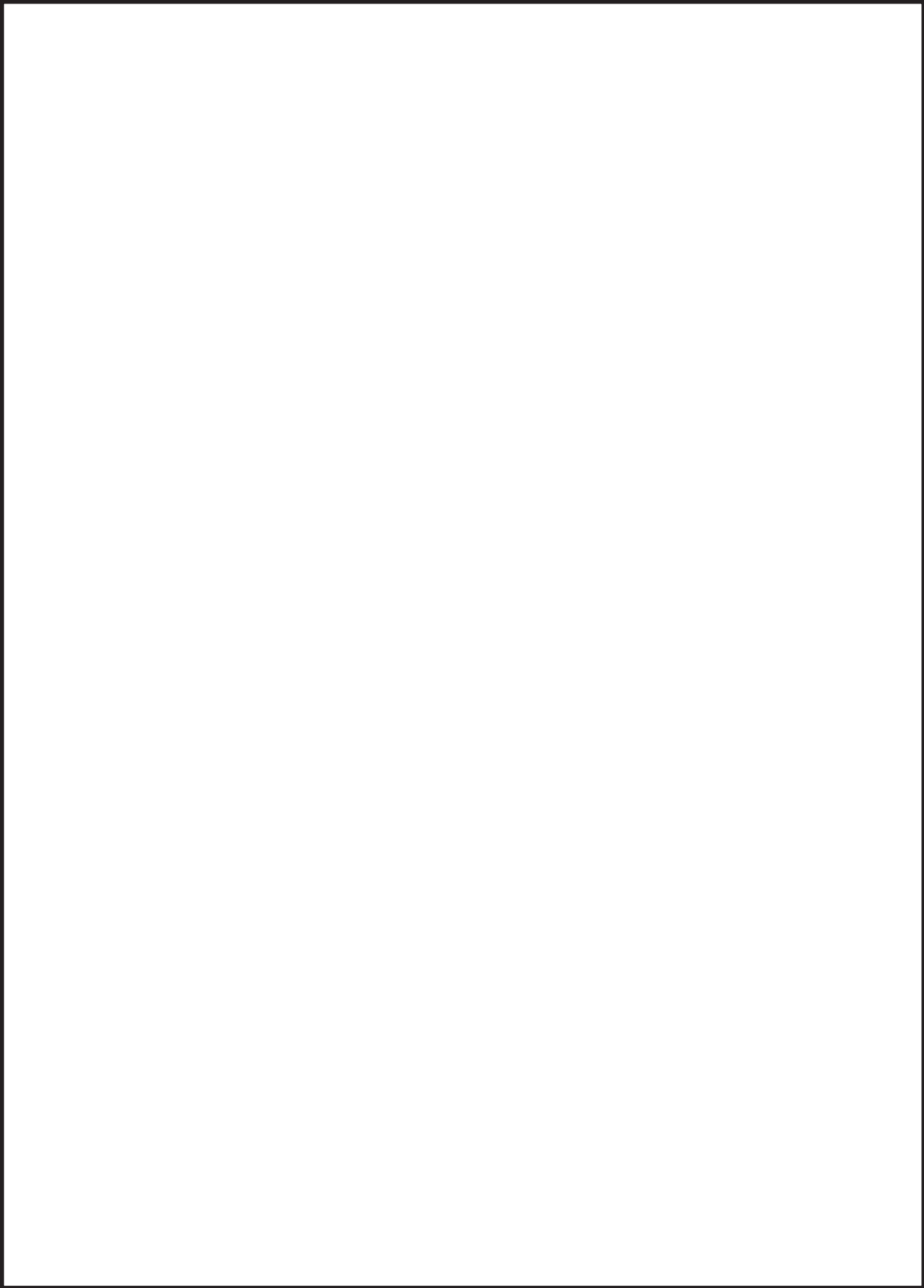


図 47-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-5)

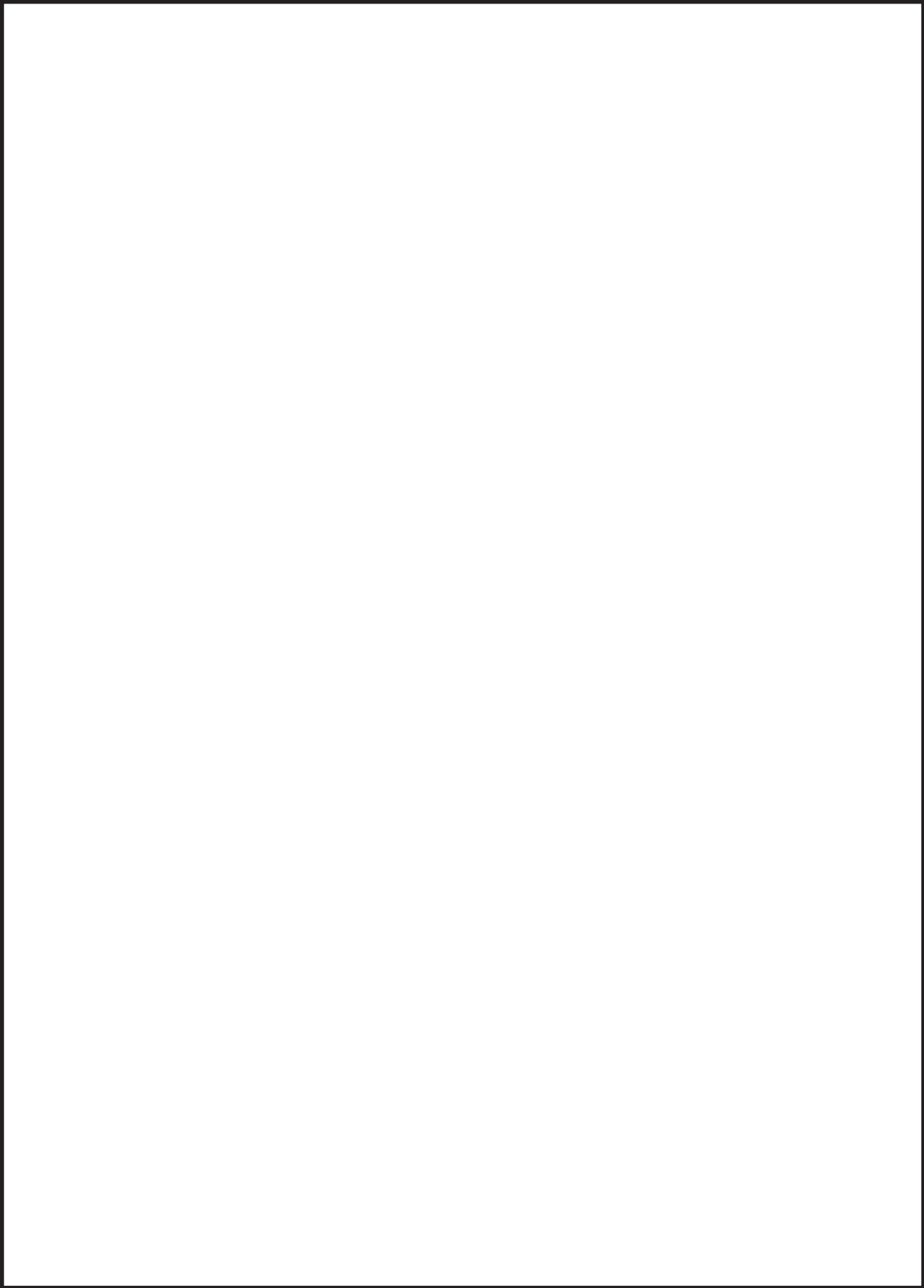


図 47-6 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-6)

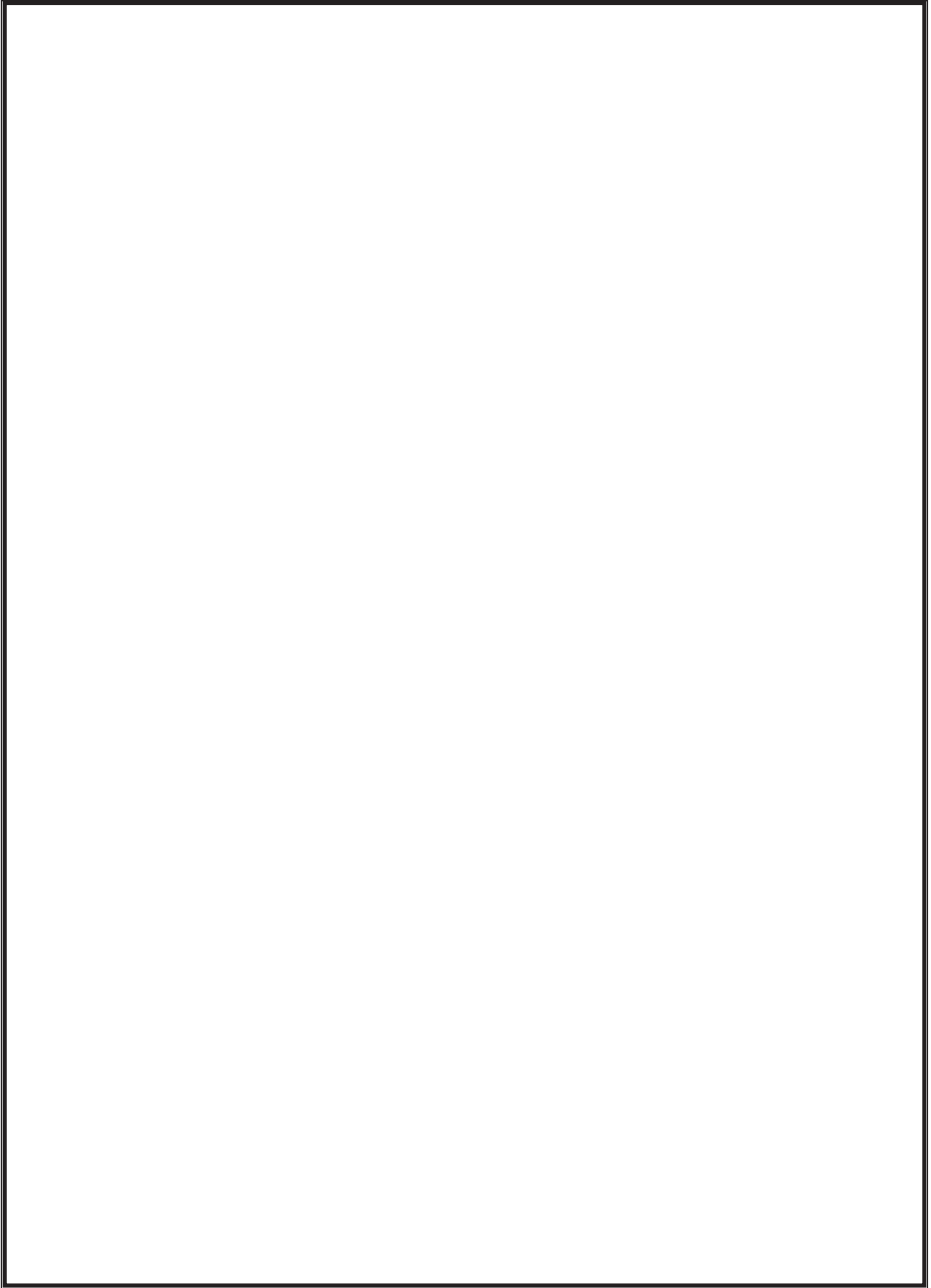


図 47-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-7)

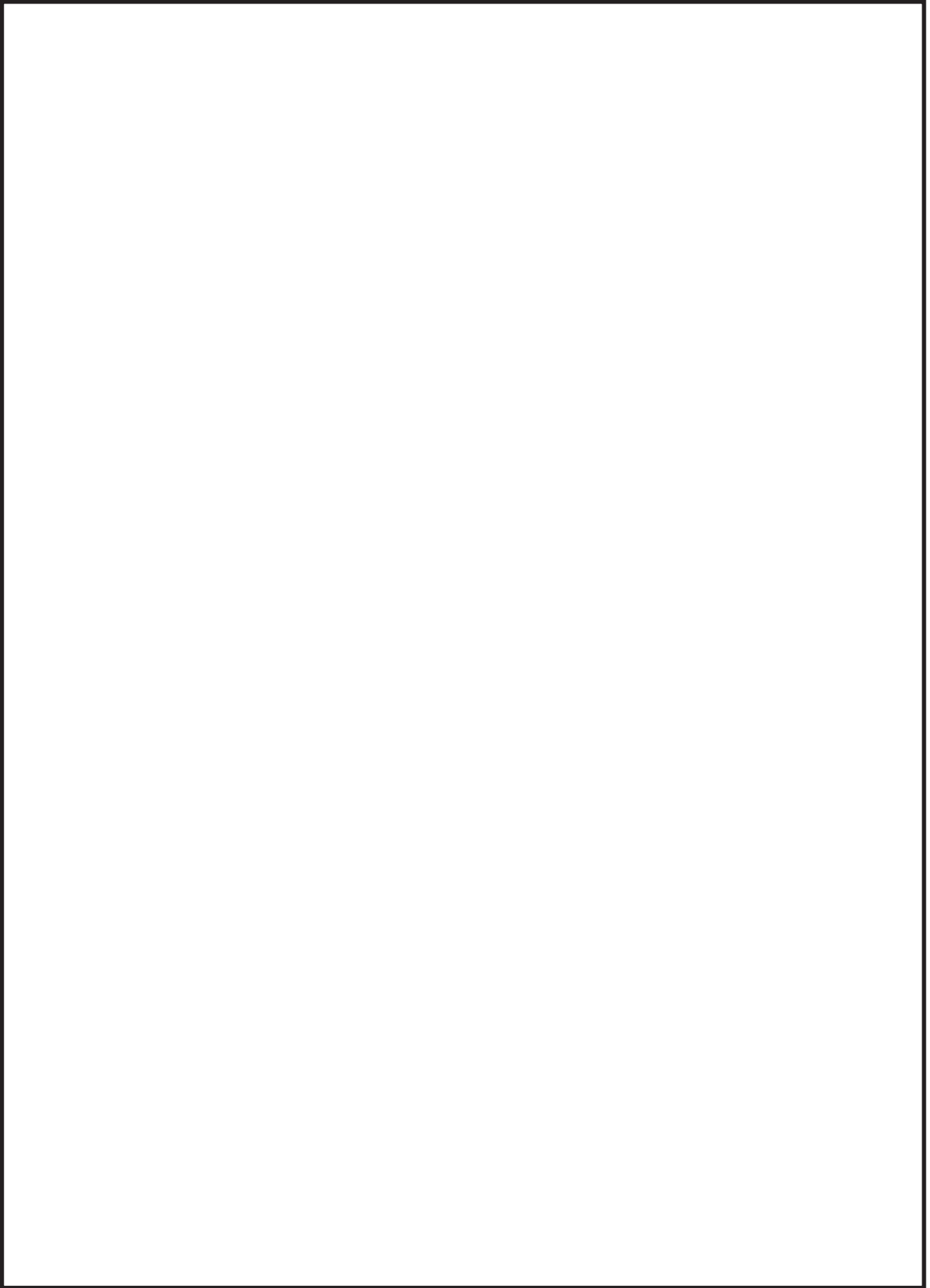


図 47-8 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-8)

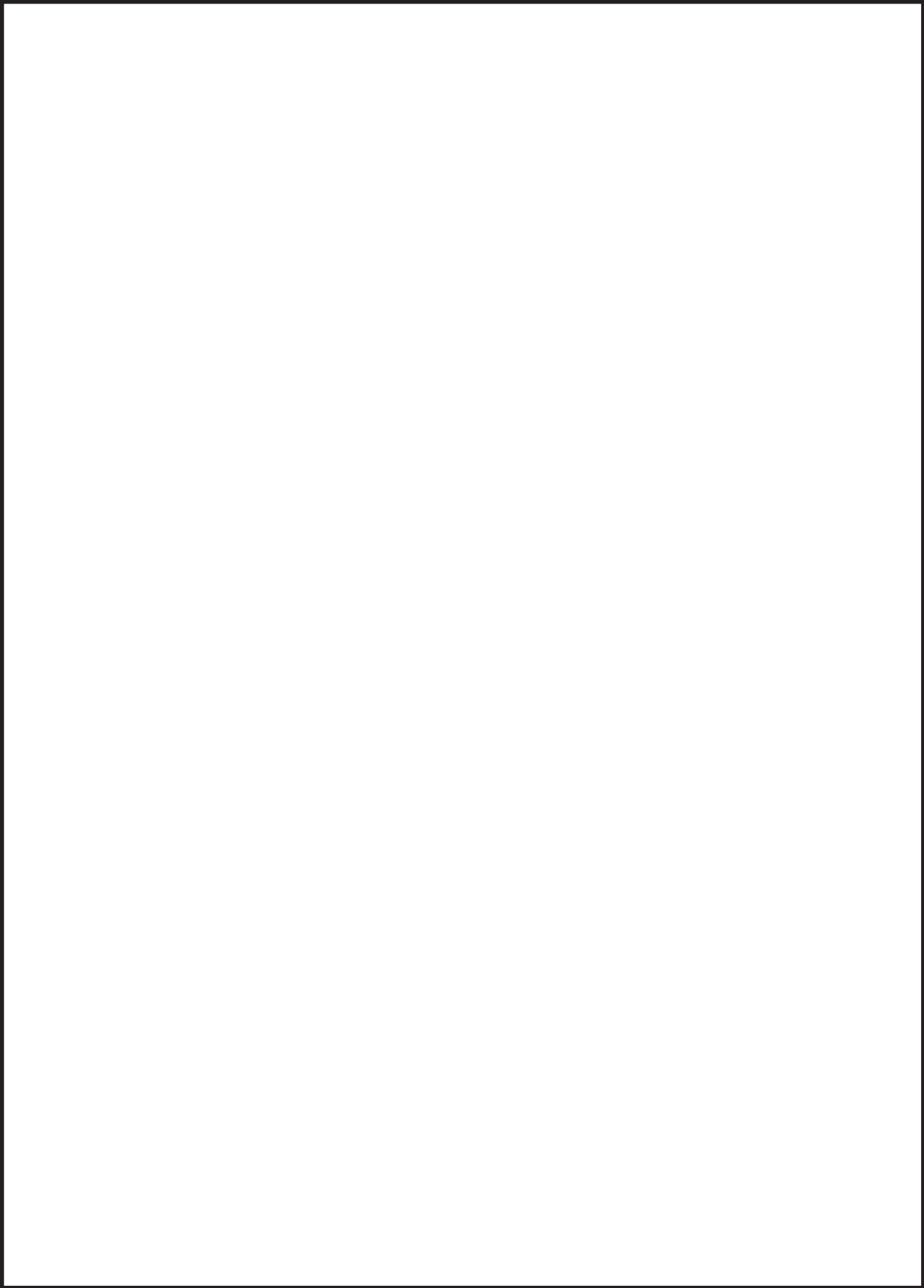


図 47-9 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-9)

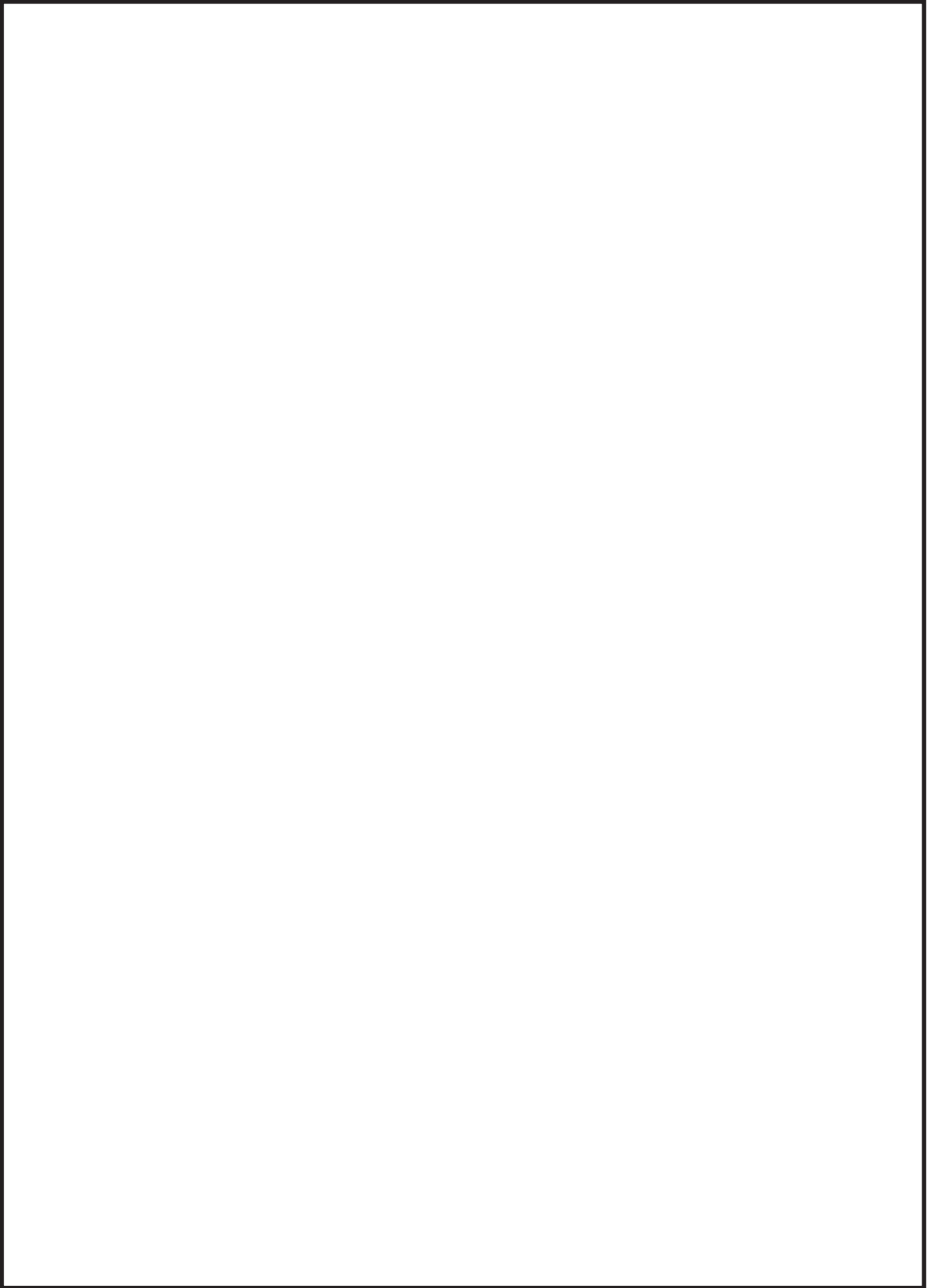



図 47-10 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-10)

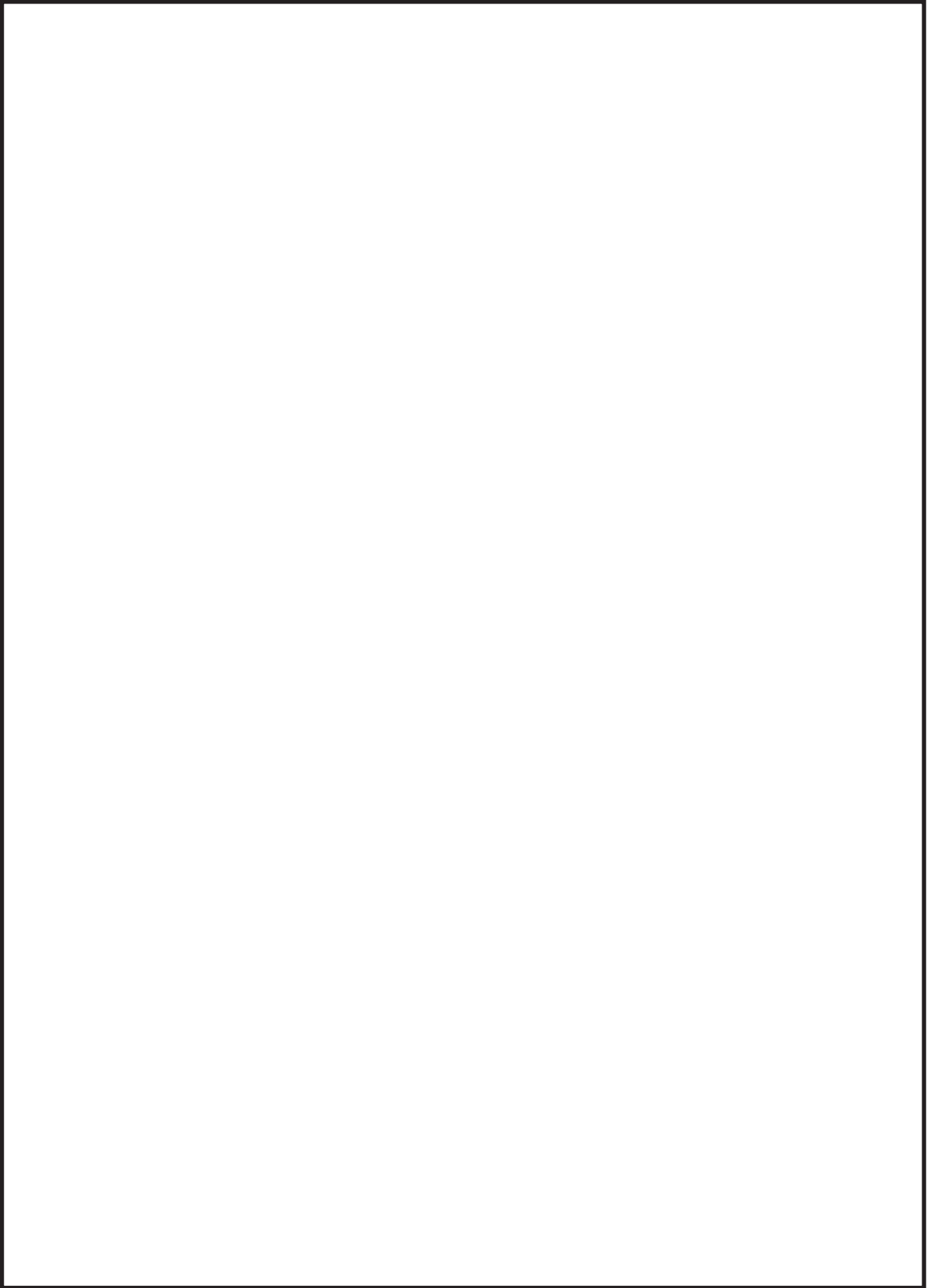


図 47-11 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-11)

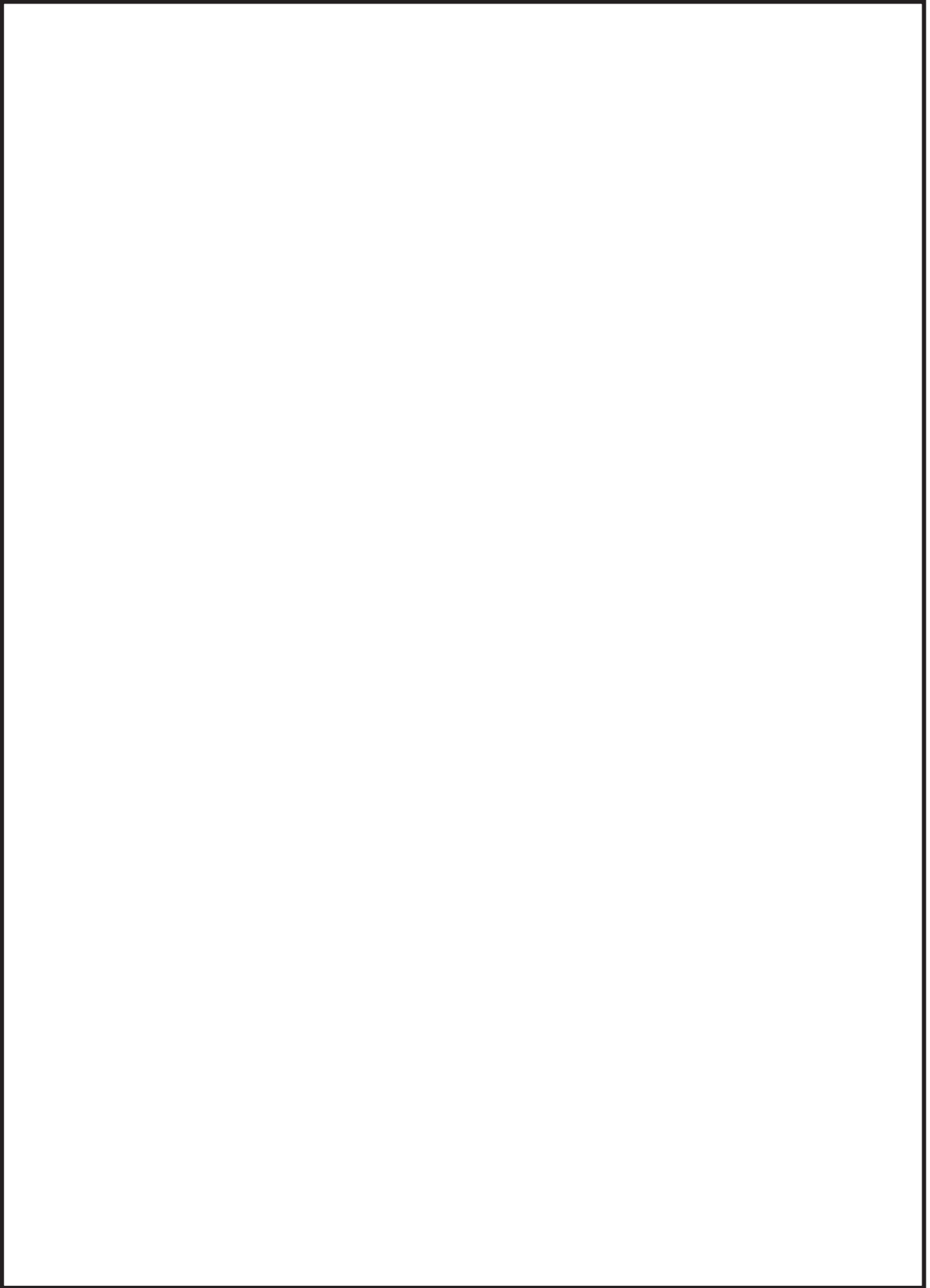



図 47-12 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-12)

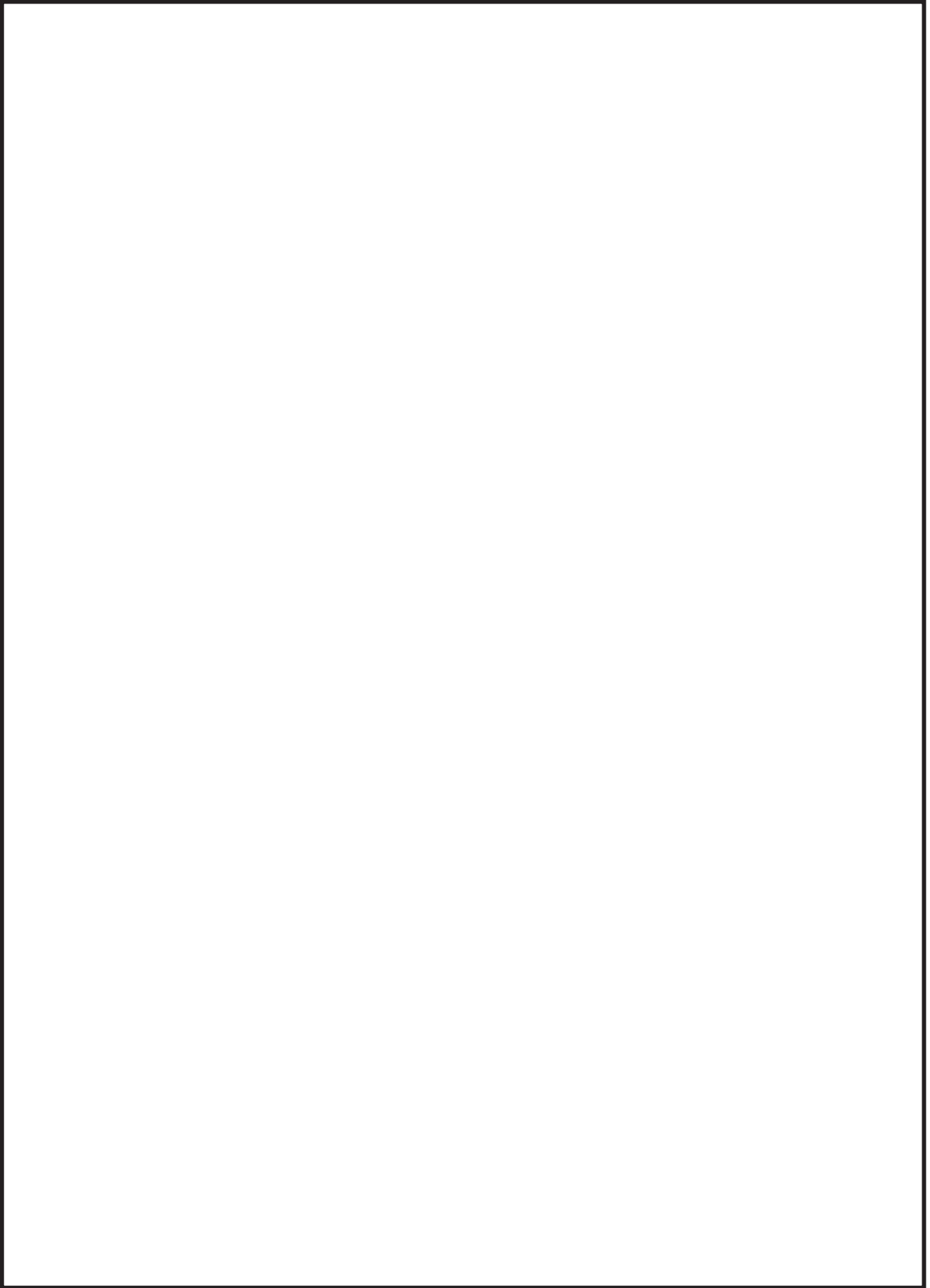


図 47-13 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-13)

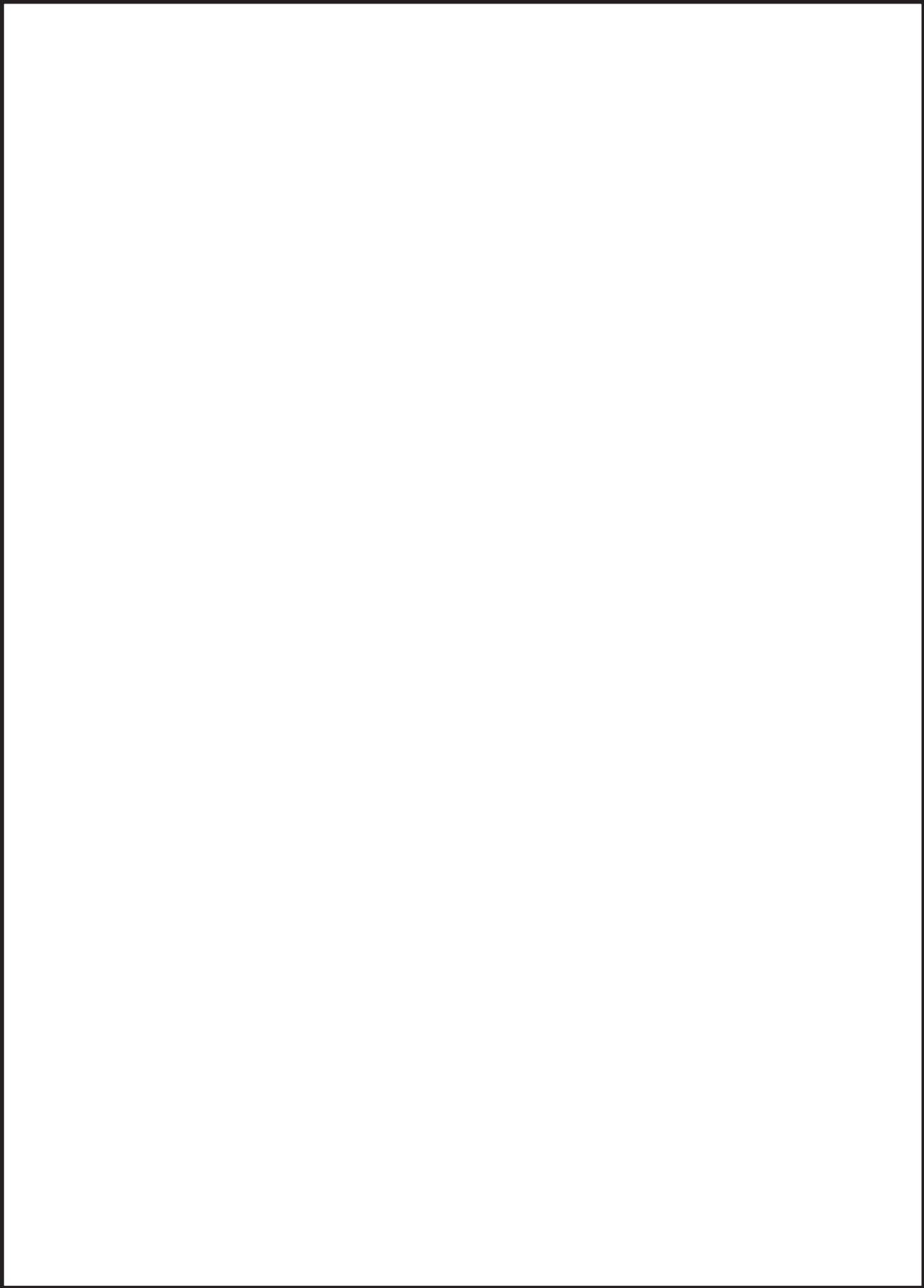



図 47-14 2号炉原子炉建屋 

 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-14)

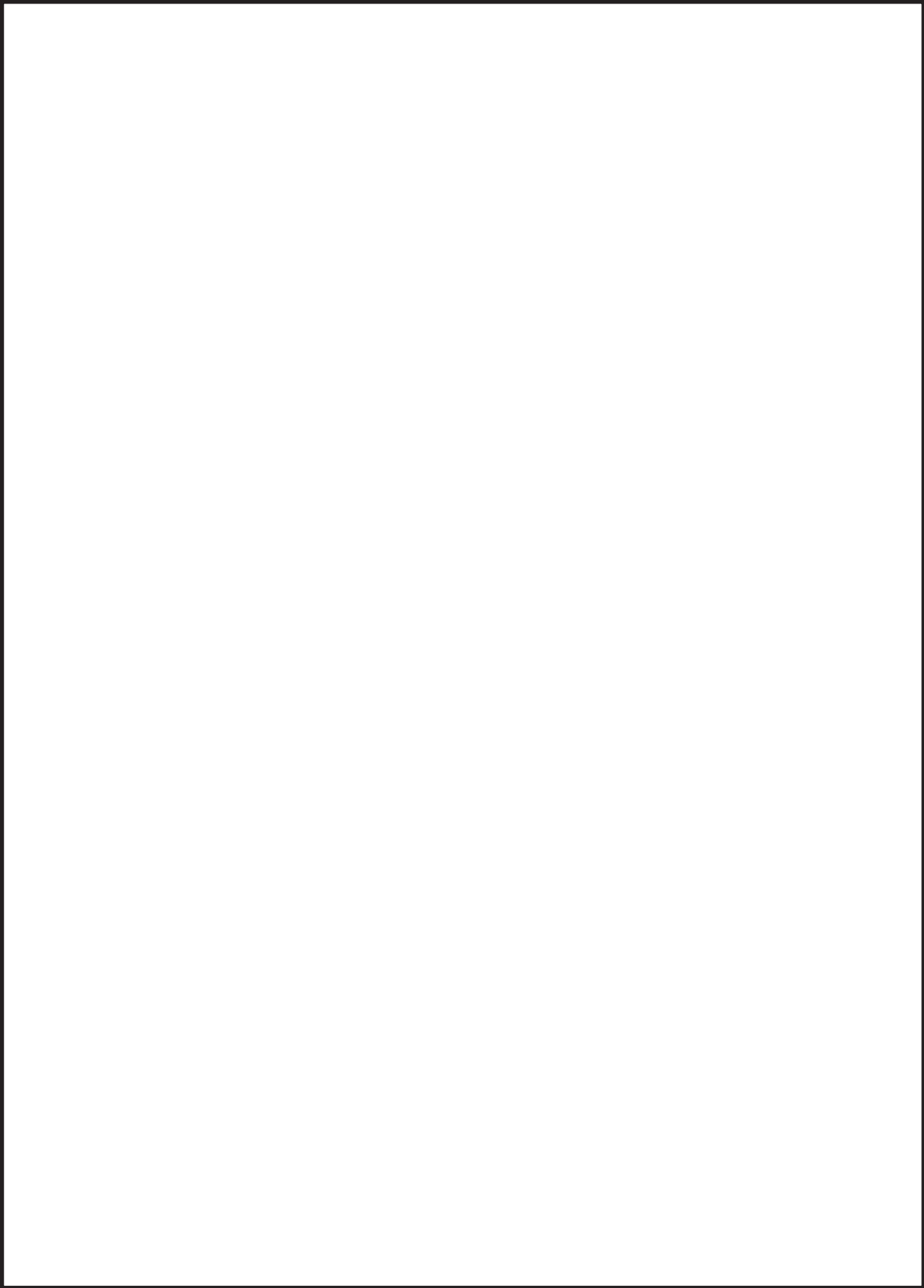



図 47-15 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-15)

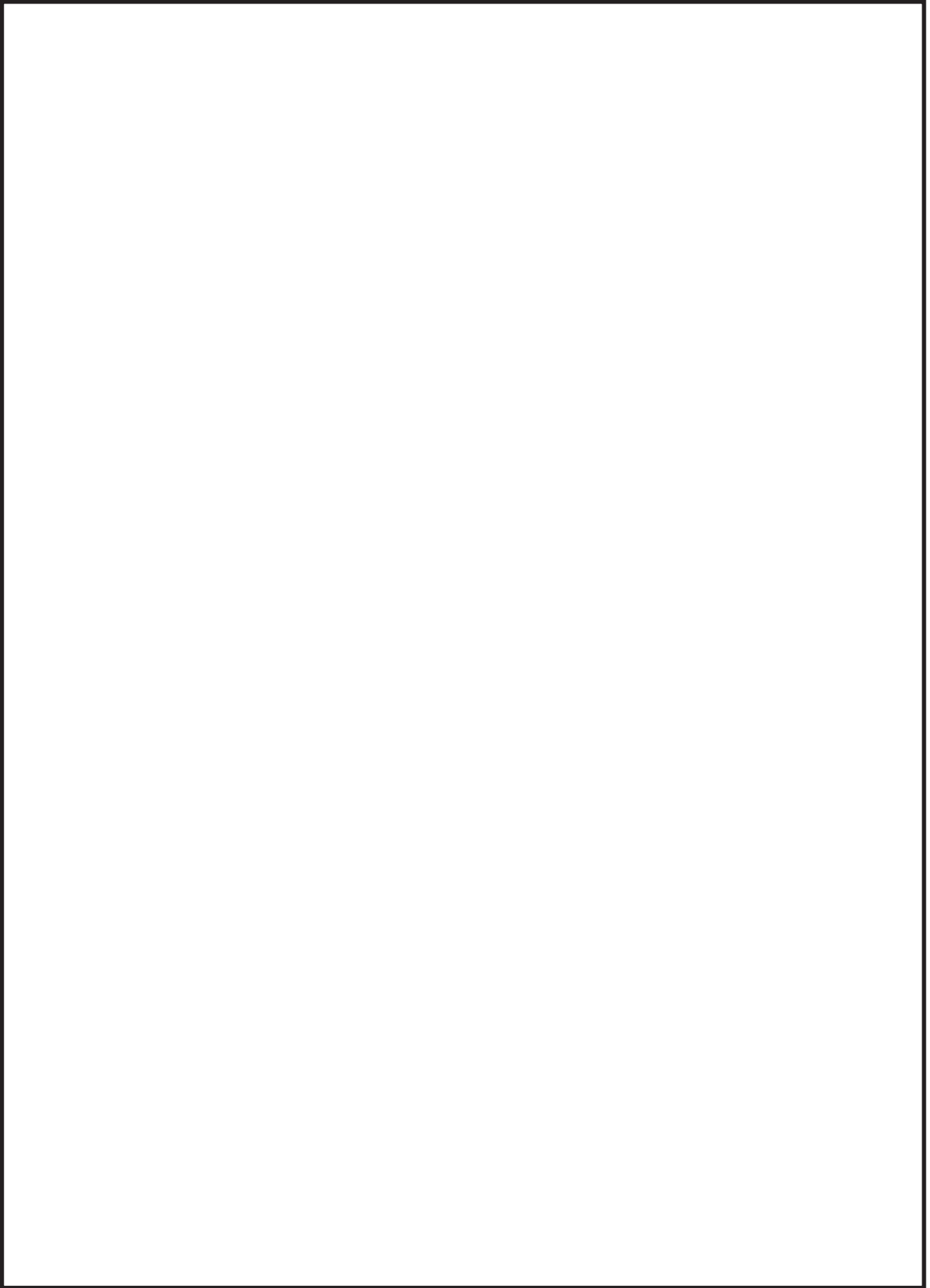


図 47-16 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-16)

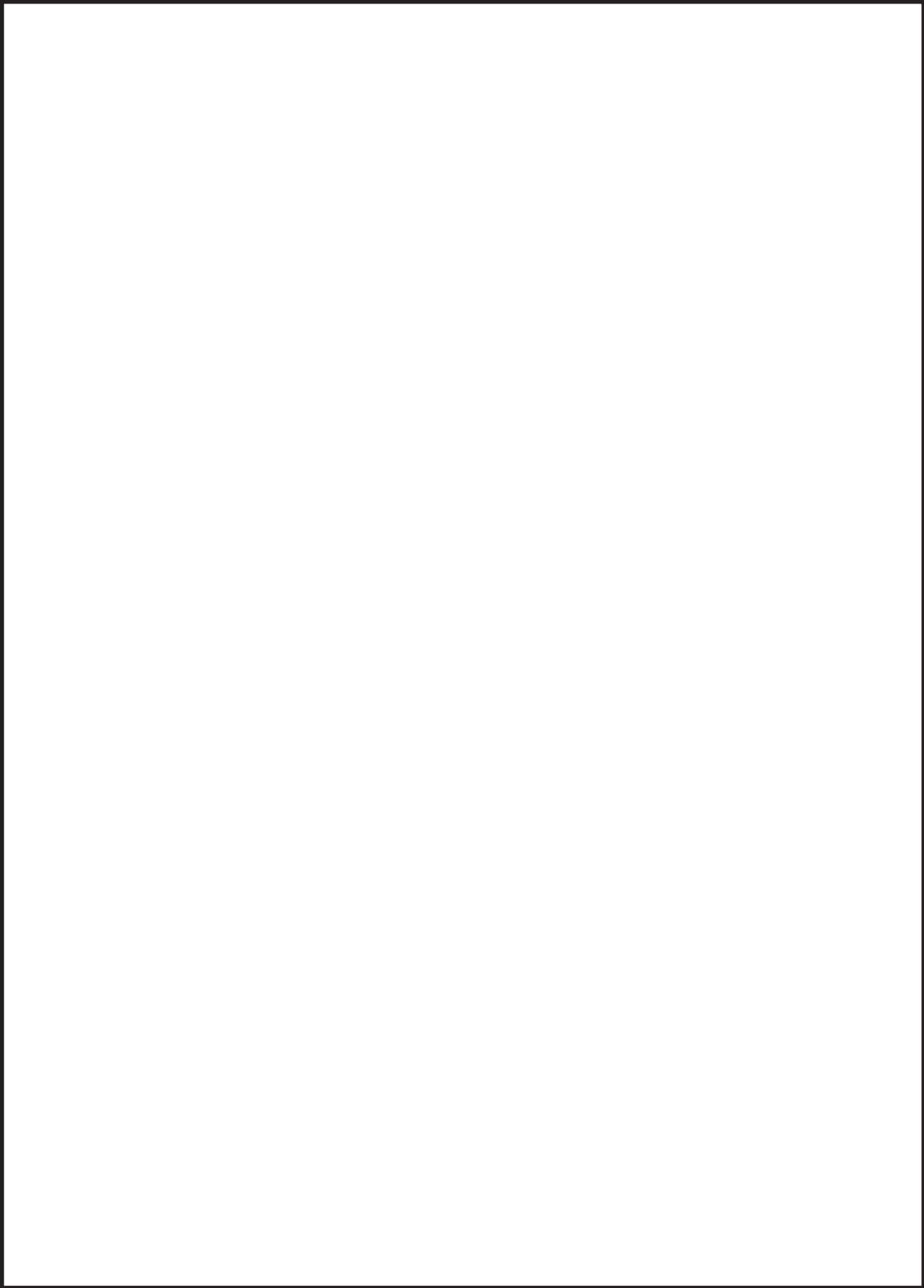



図 47-17 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-17)

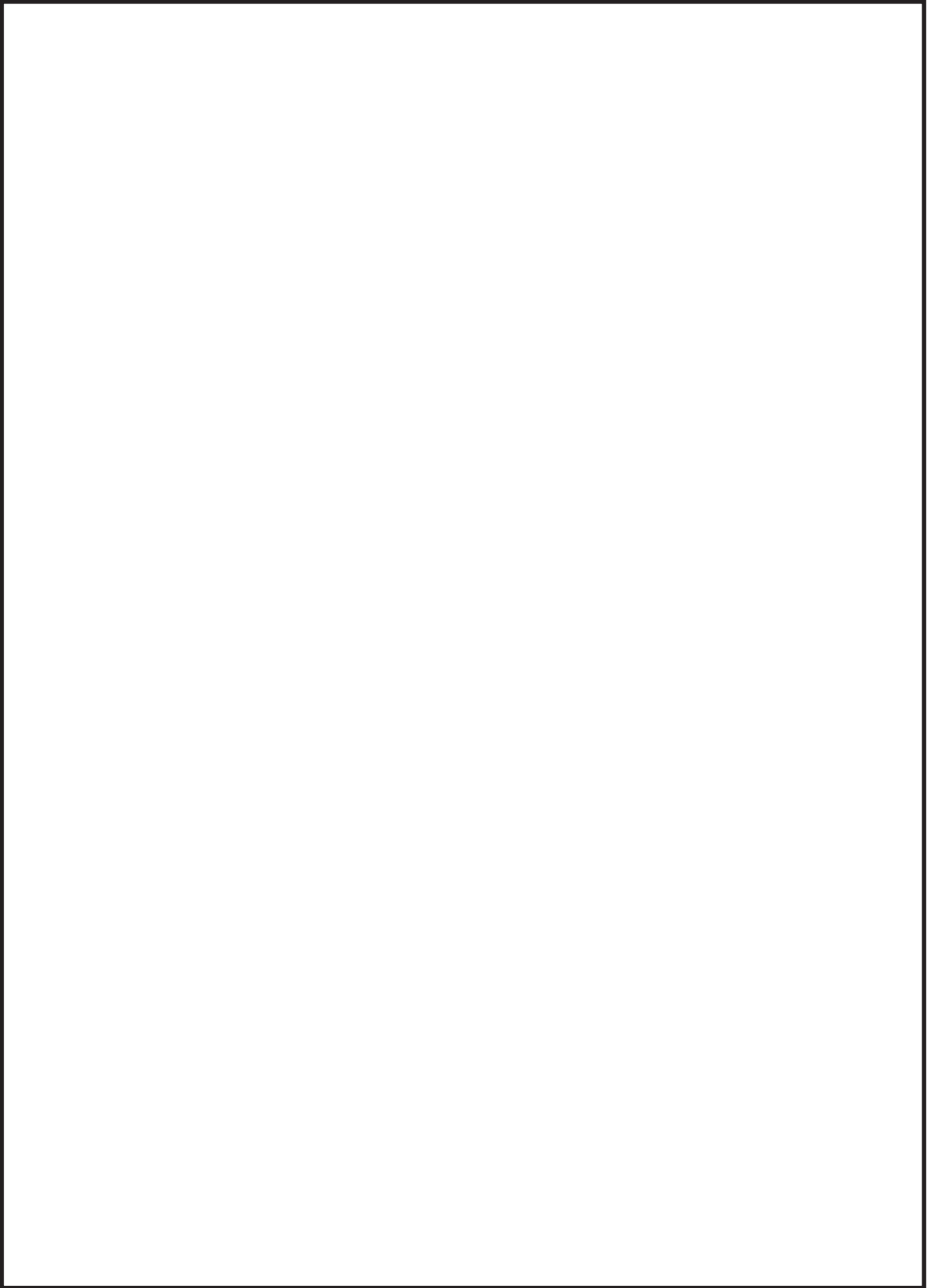


図 47-18 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-18)

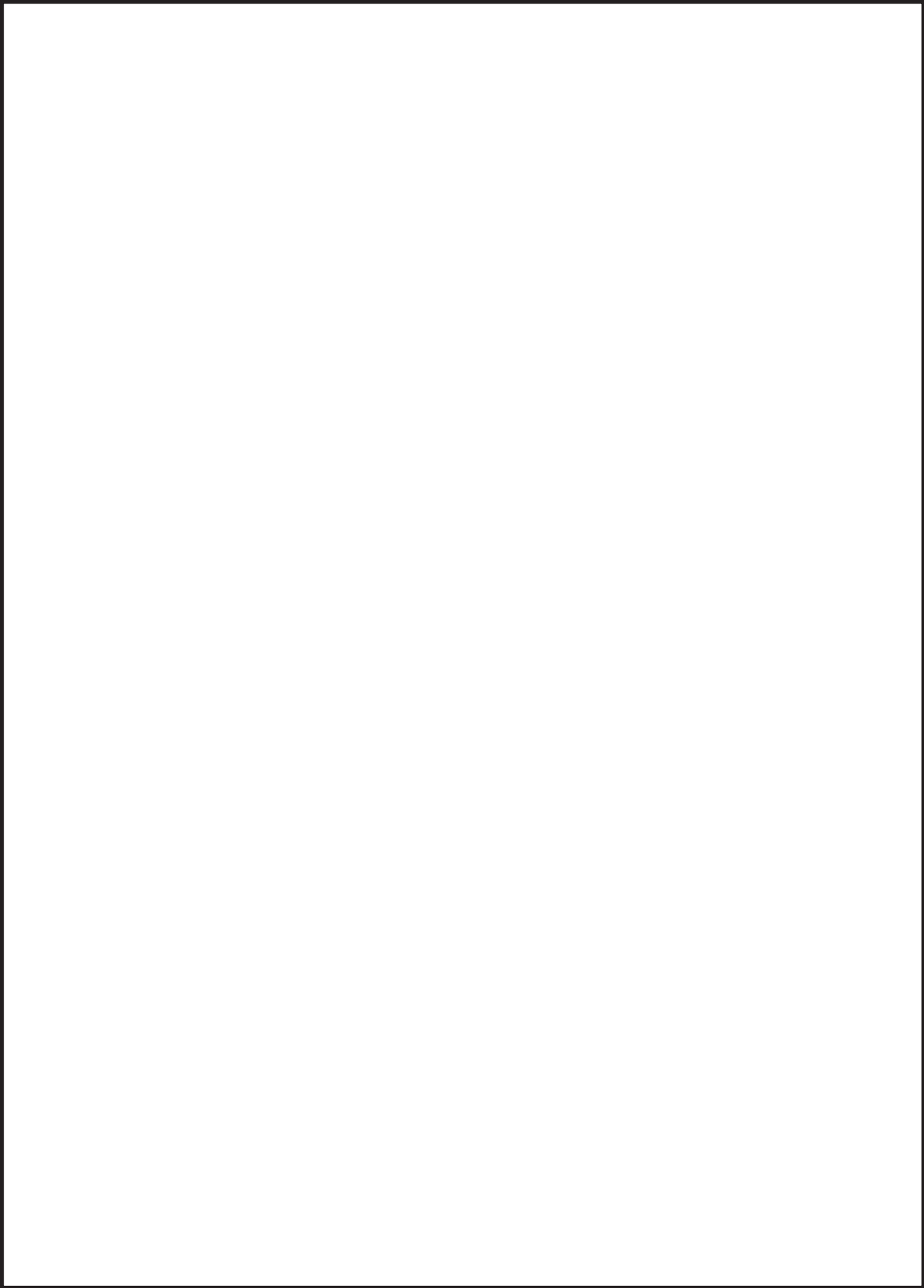



図 47-19 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-19)

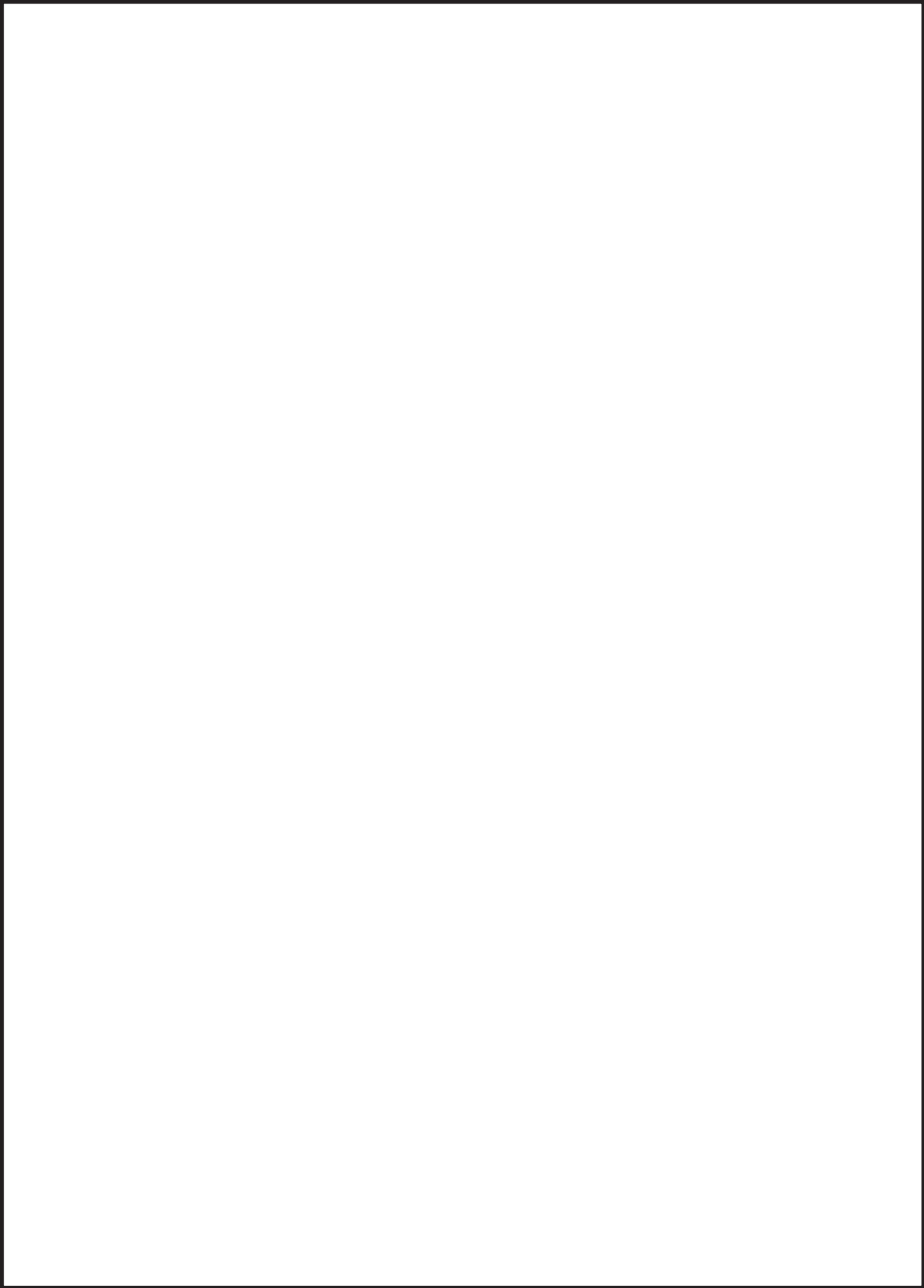


図 47-20 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-20)

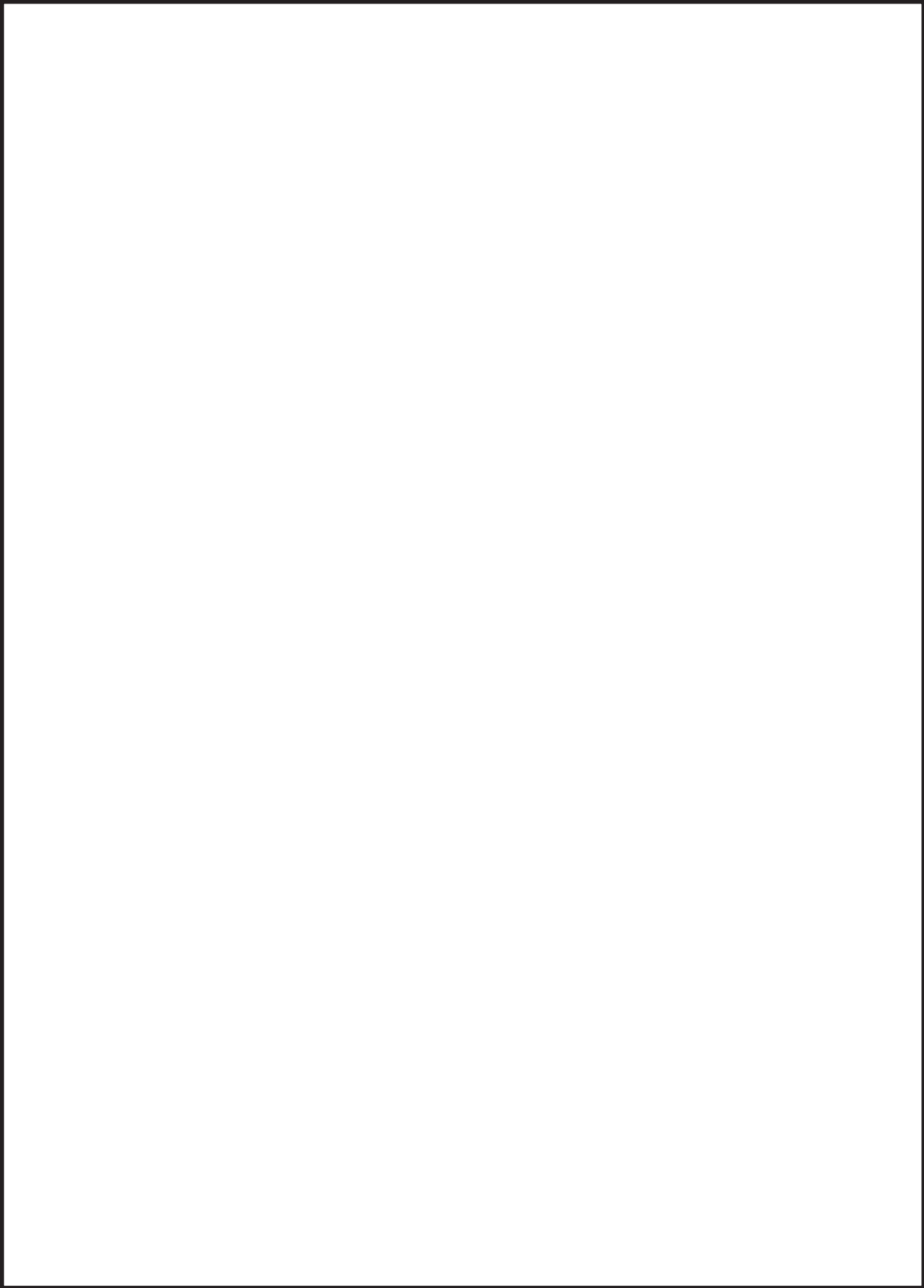



図 47-21 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-21)

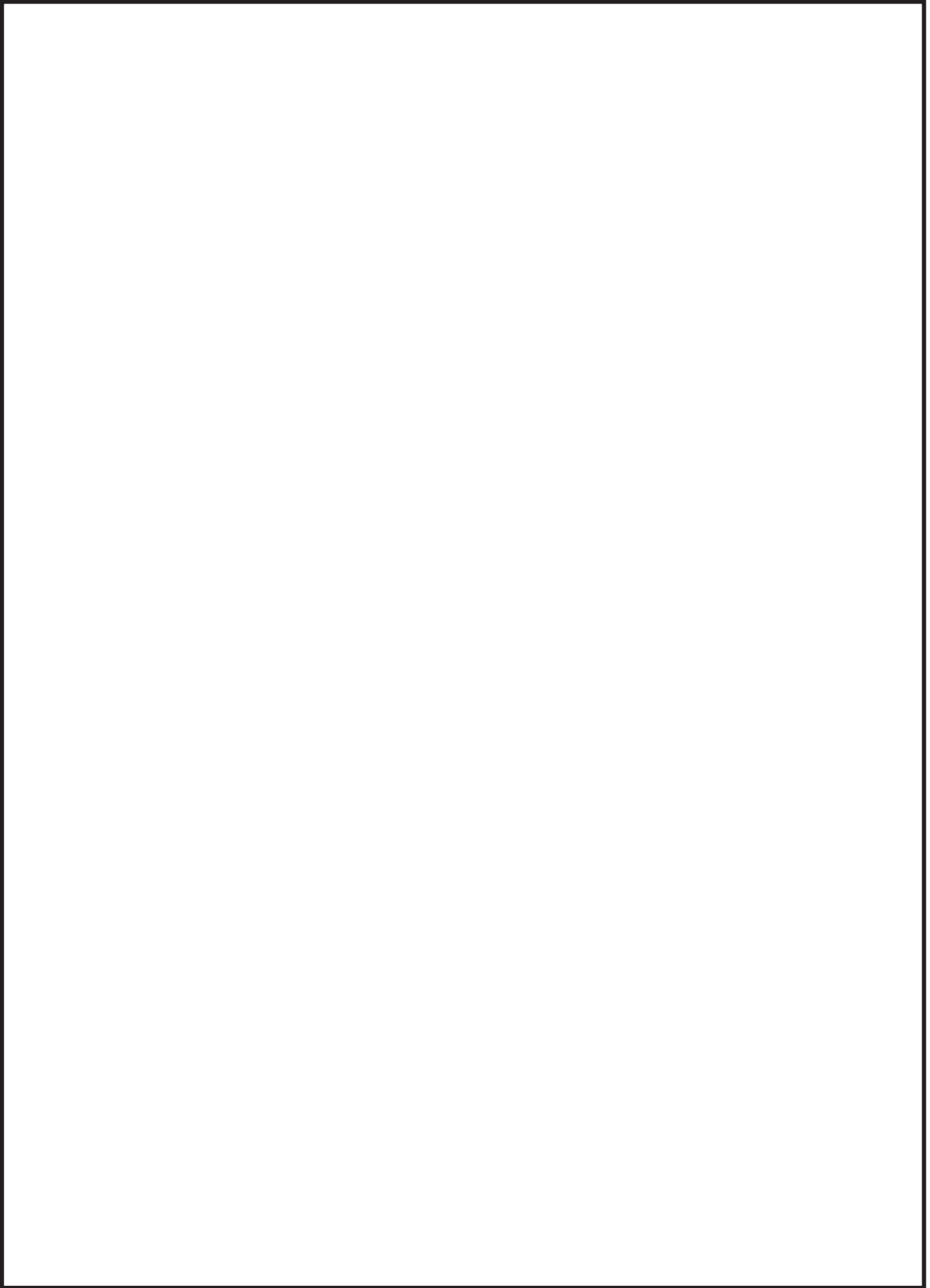



図 47-22 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-22)

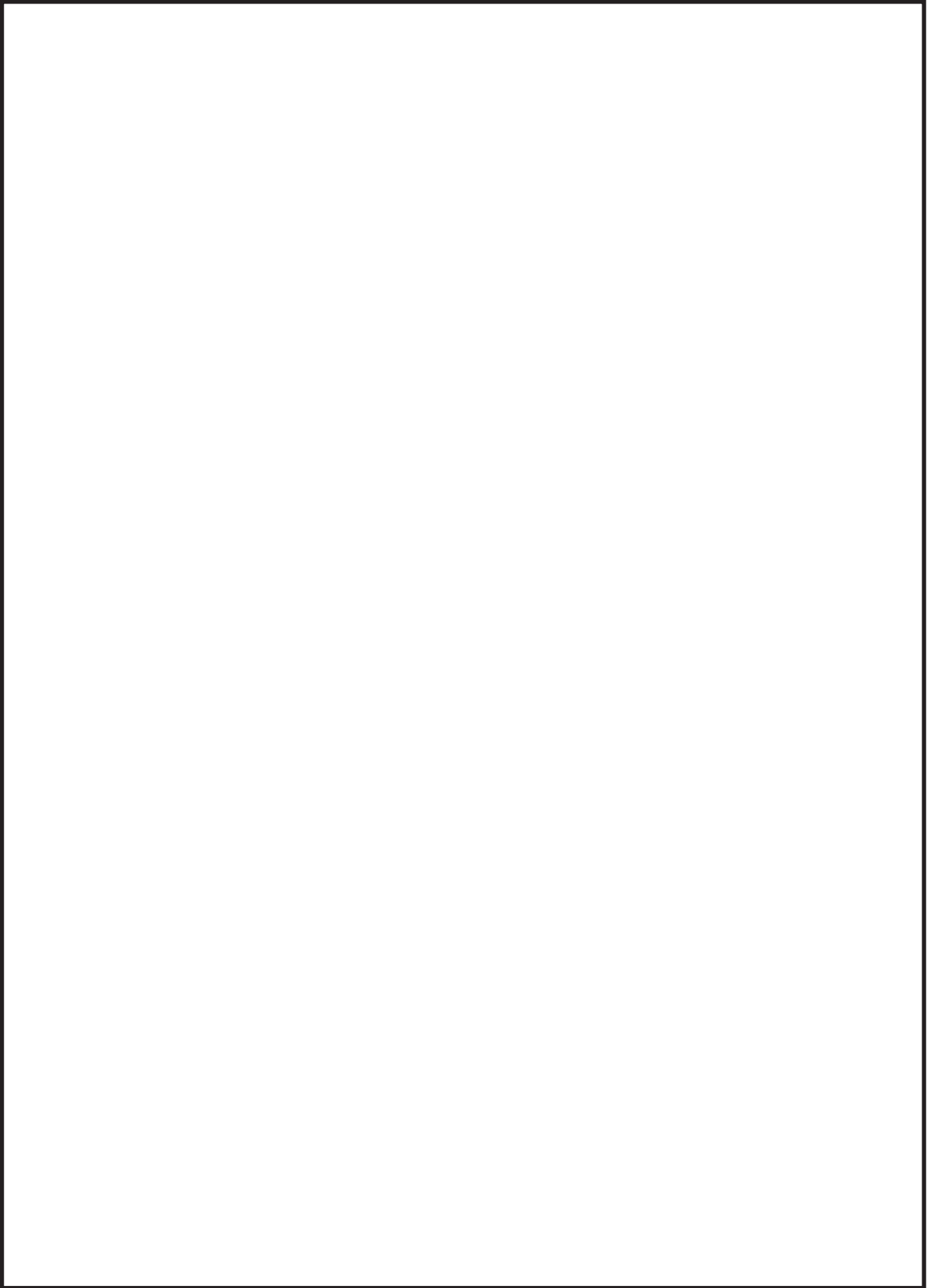


図 47-23 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-23)

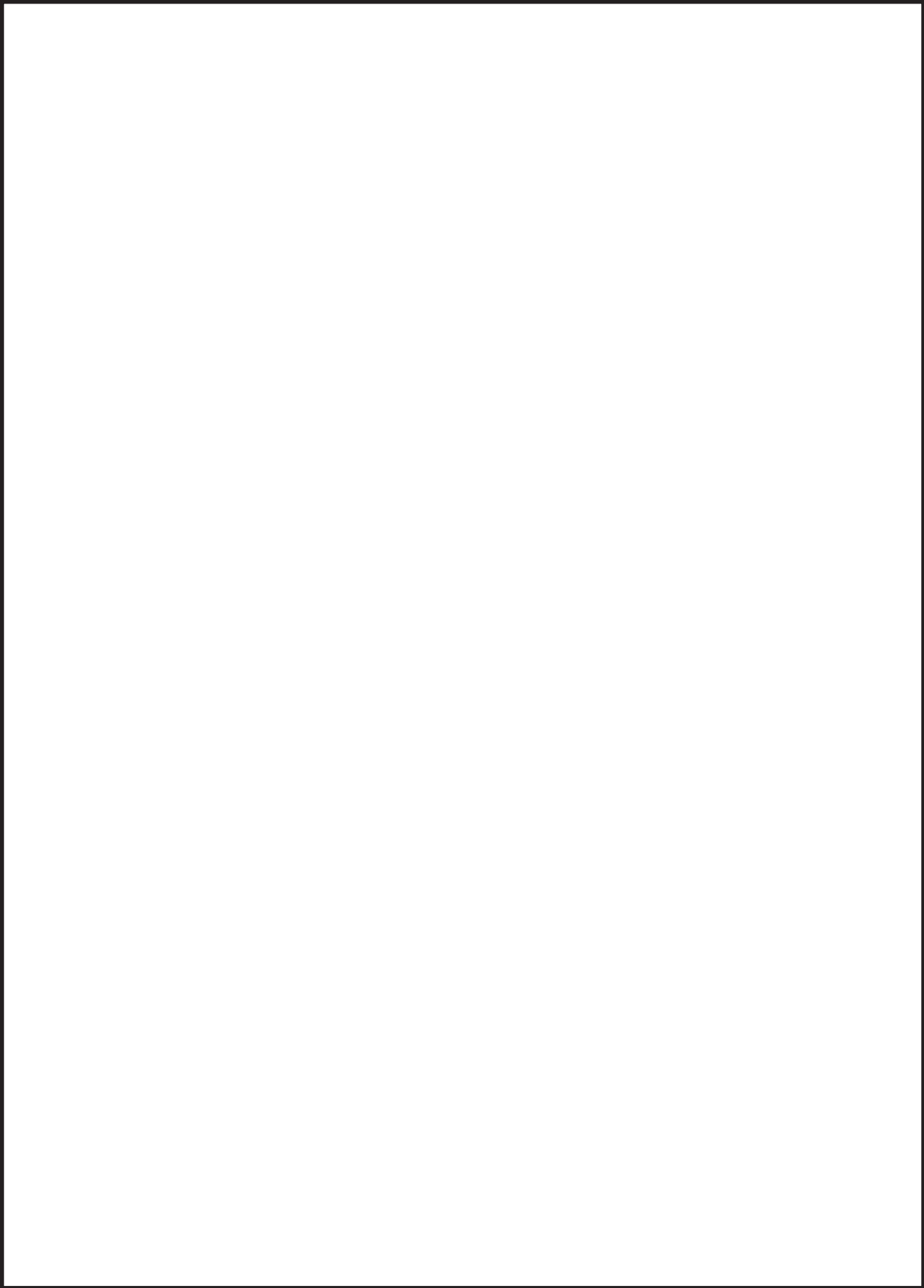



図 47-24 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-24)

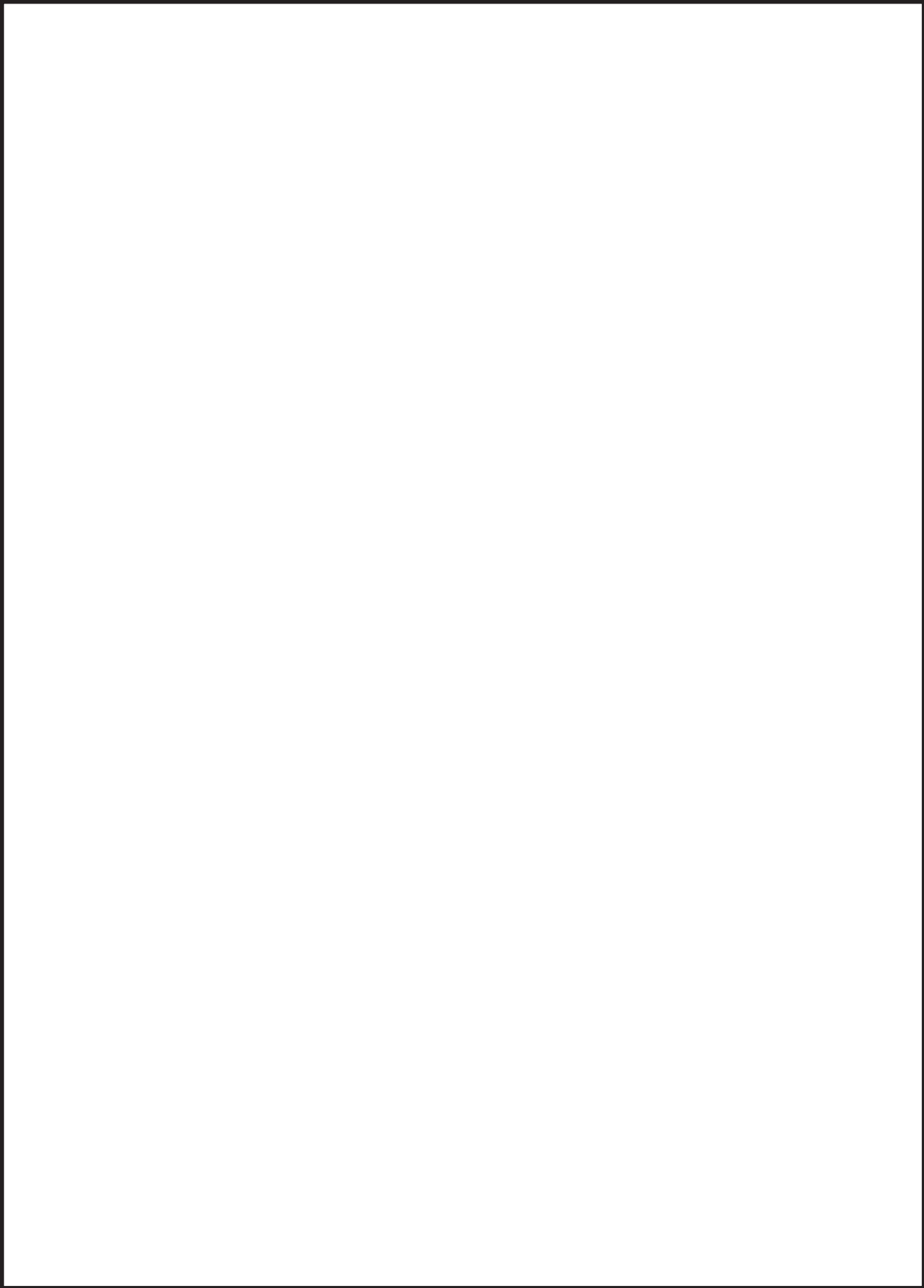



図 47-25 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-25)

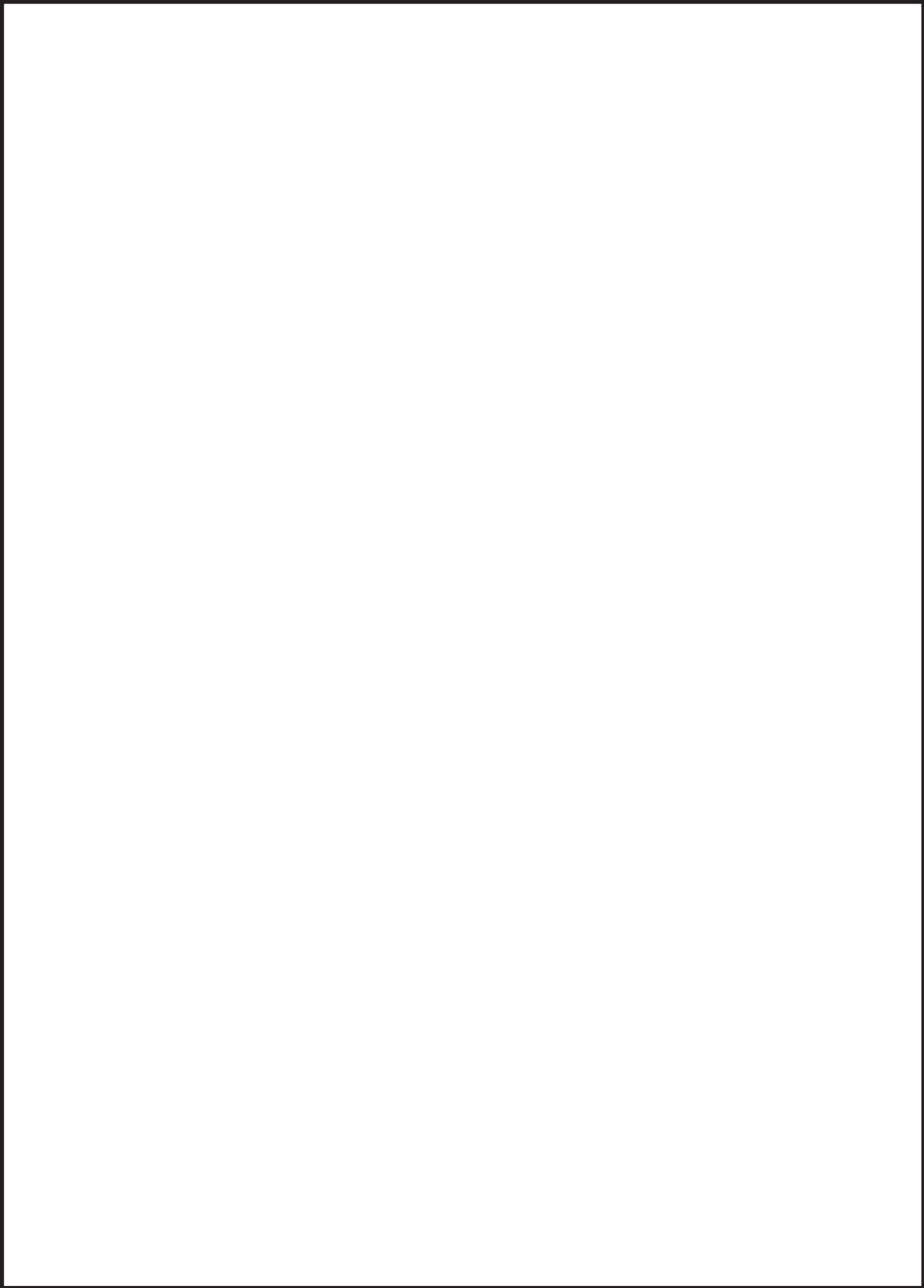



図 47-26 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-26)

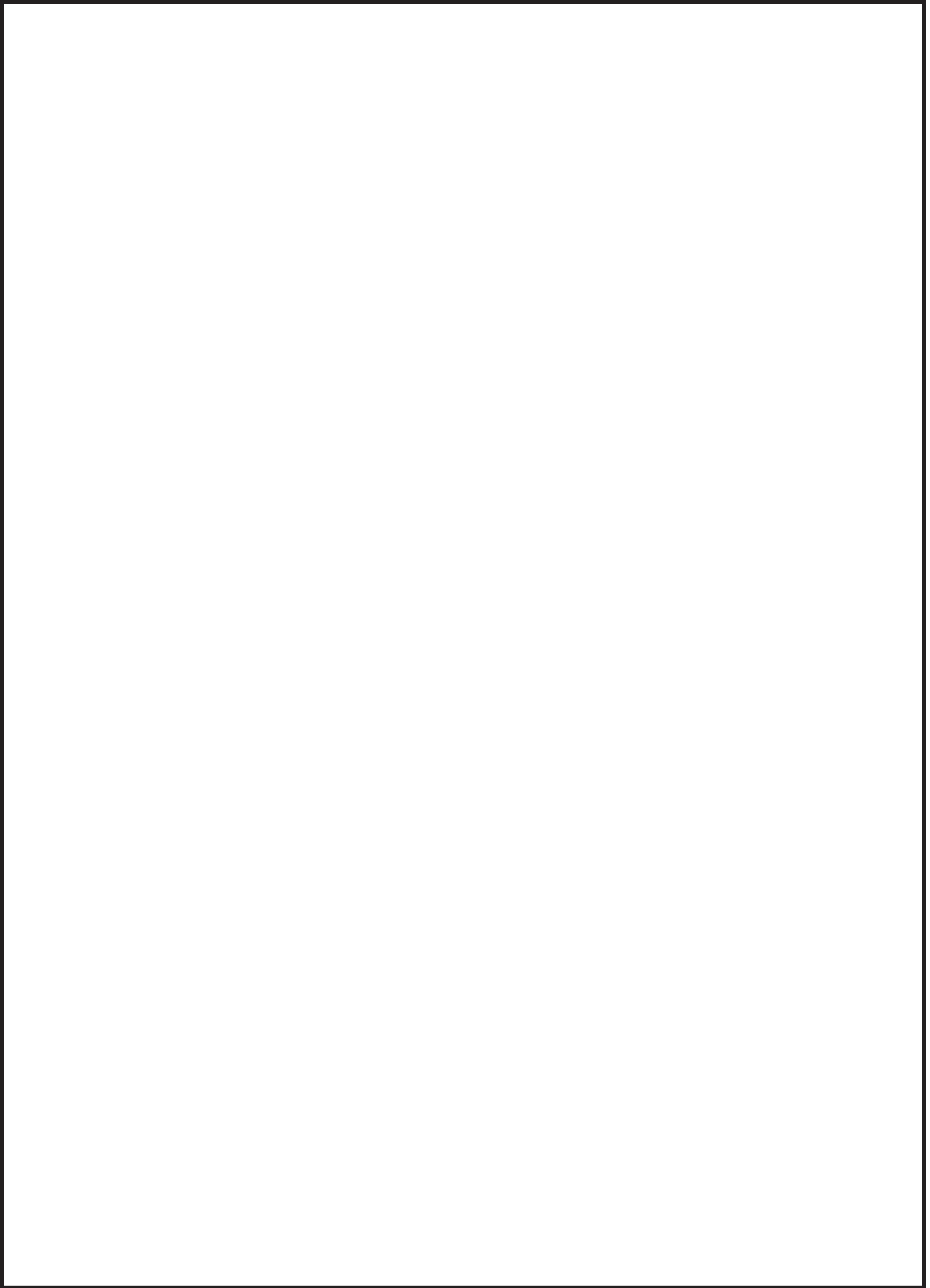



図 47-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-27)

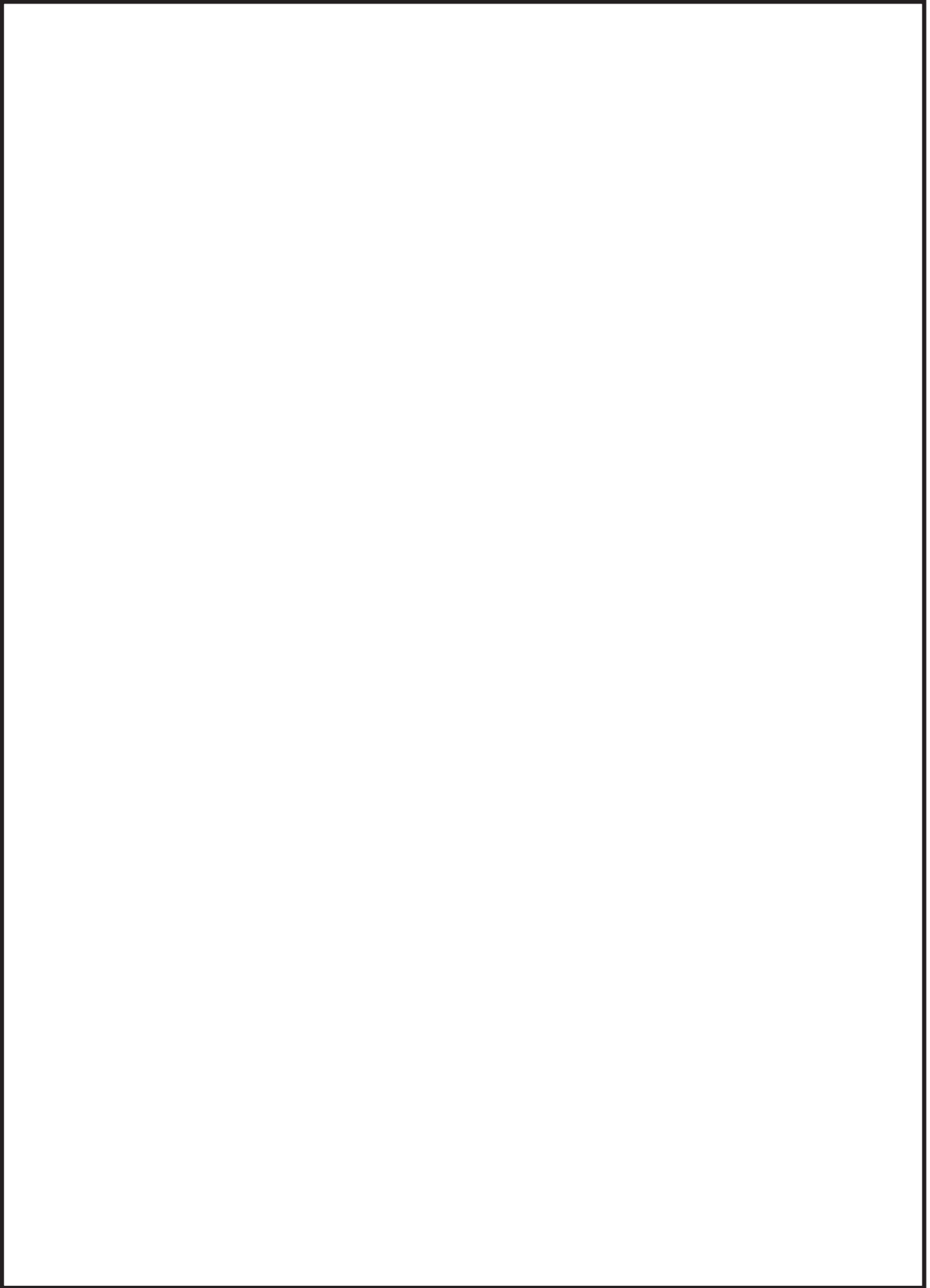


図 47-28 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-28)

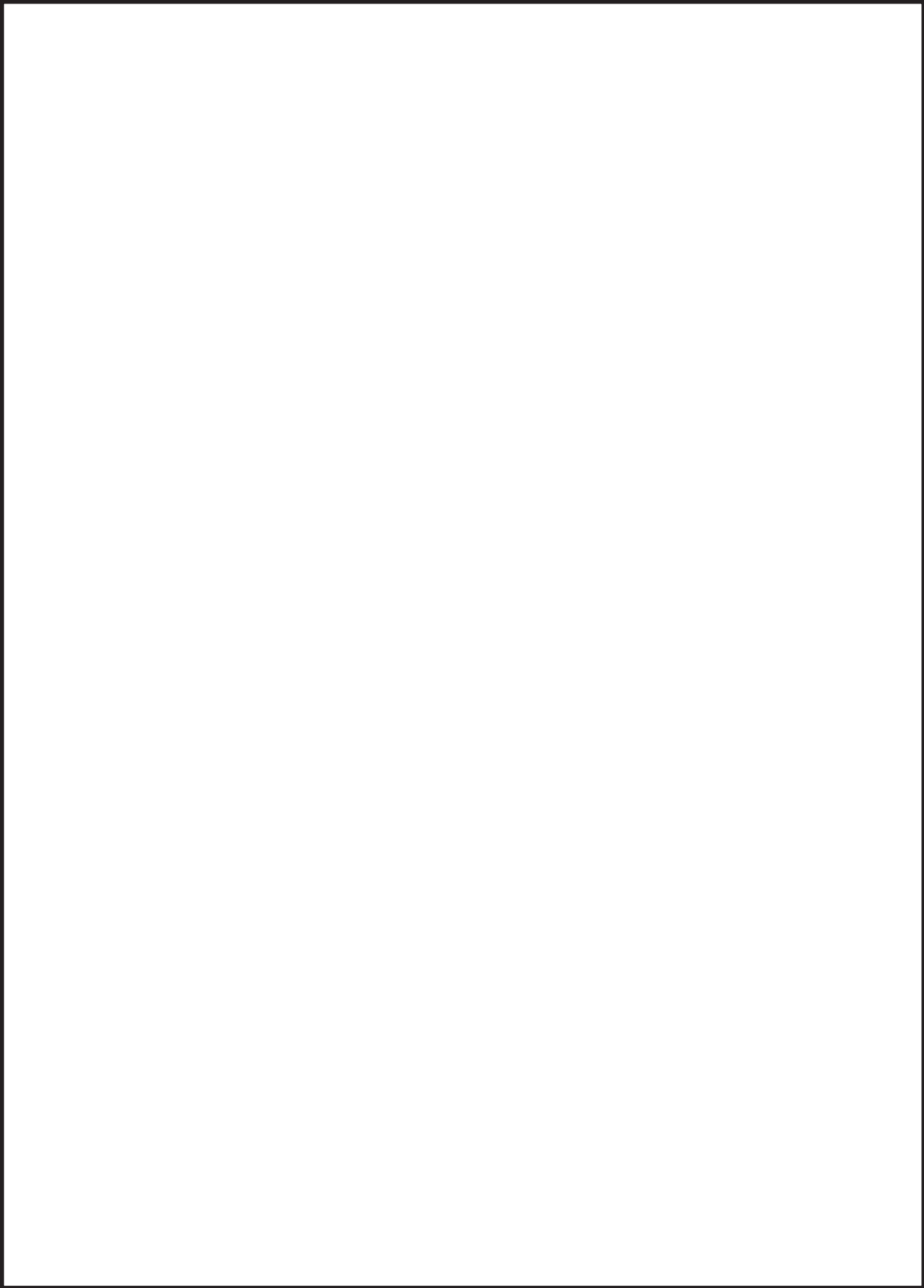



図 47-29 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-29)

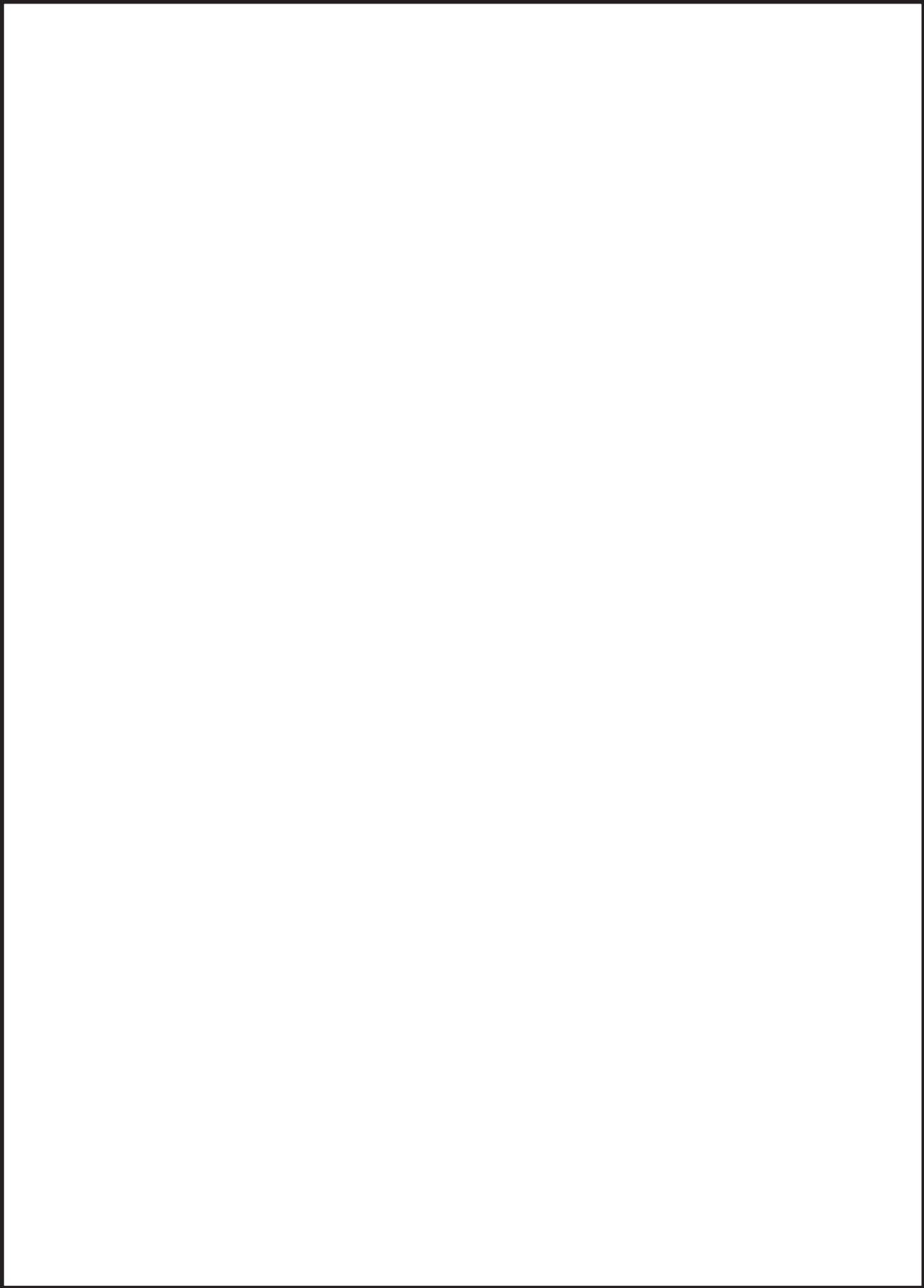


図 47-30 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-30)

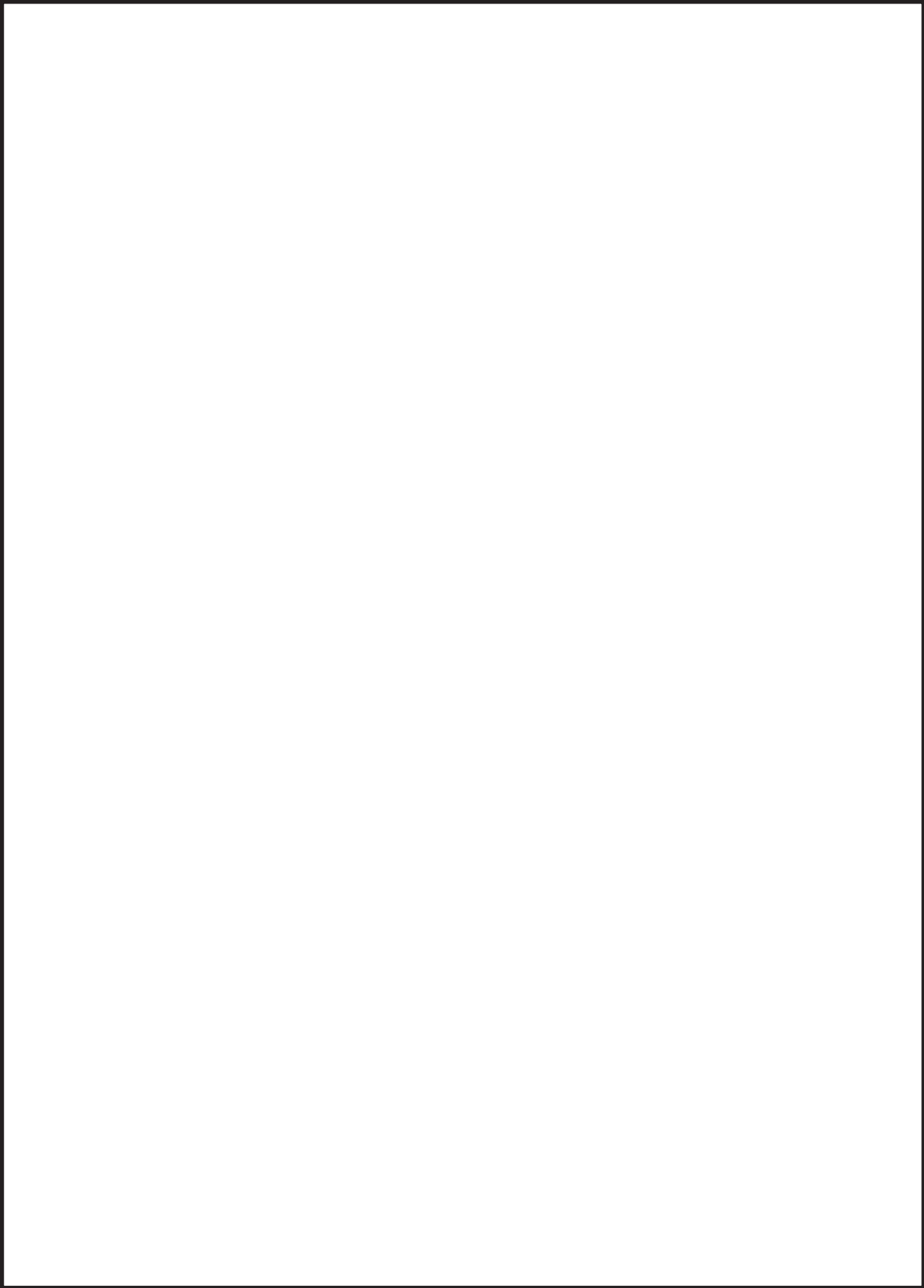



図 47-31 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-31)

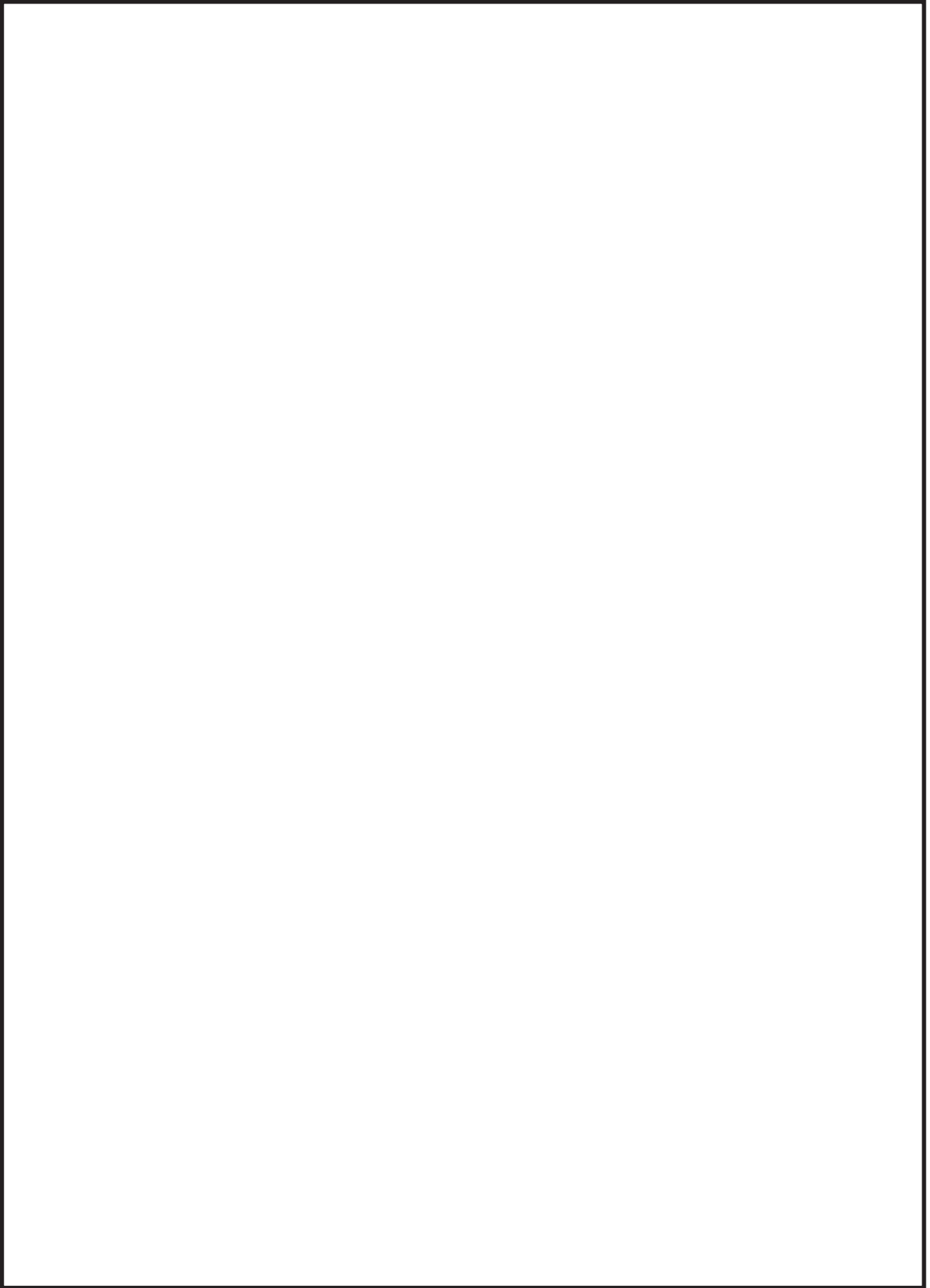


図 47-32 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-32)

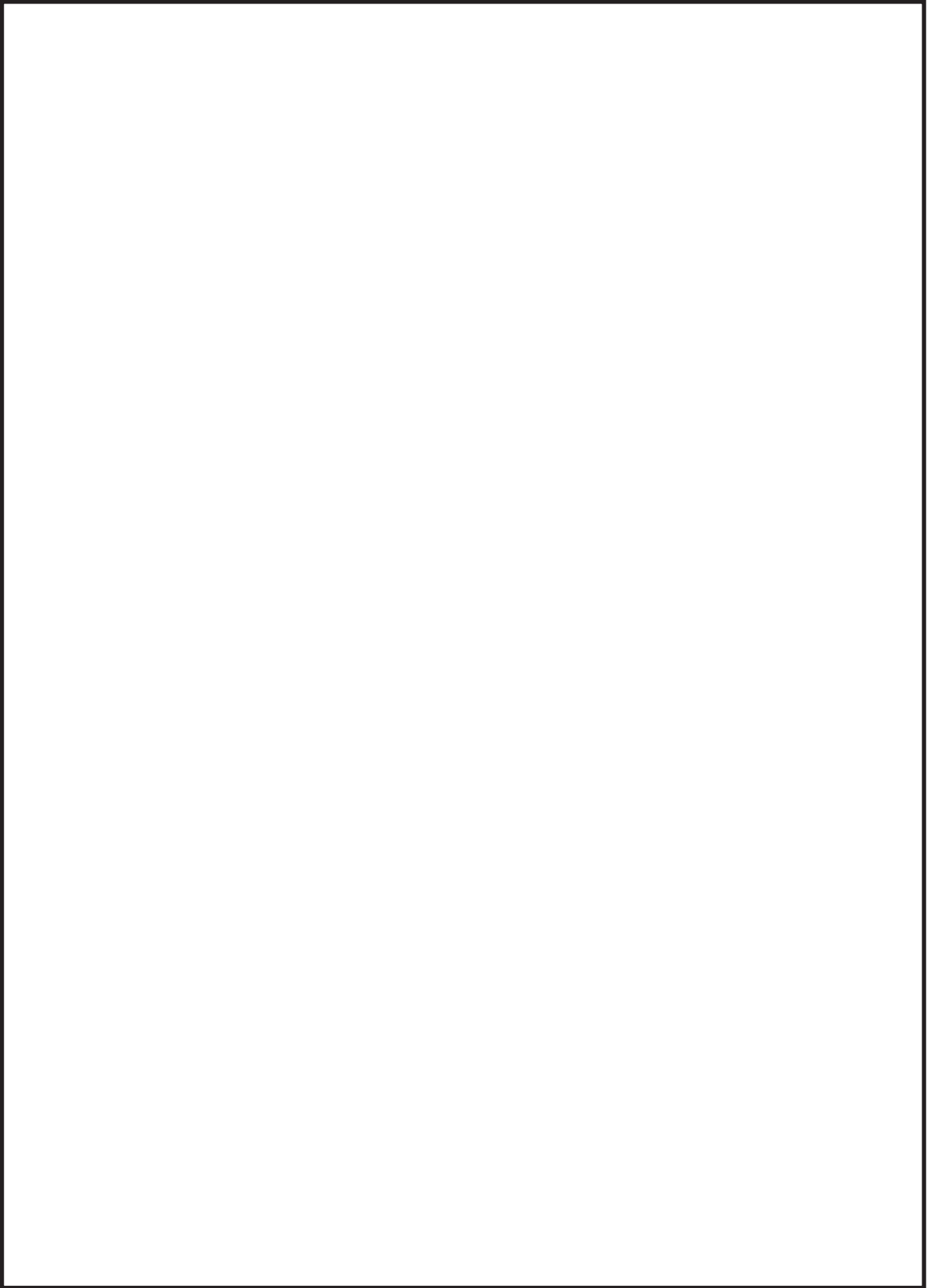



図 47-33 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-33)

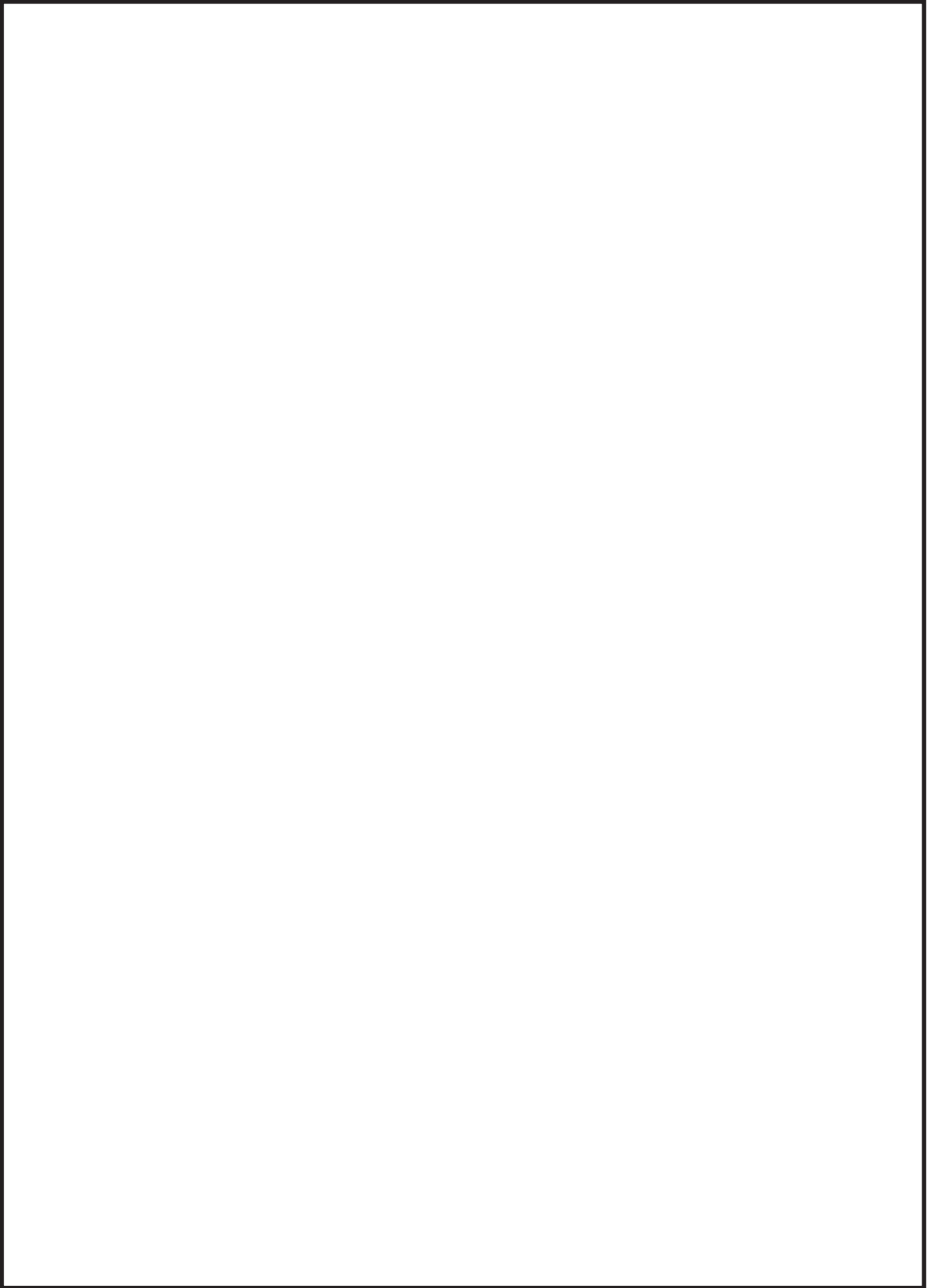


図 47-34 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-34)

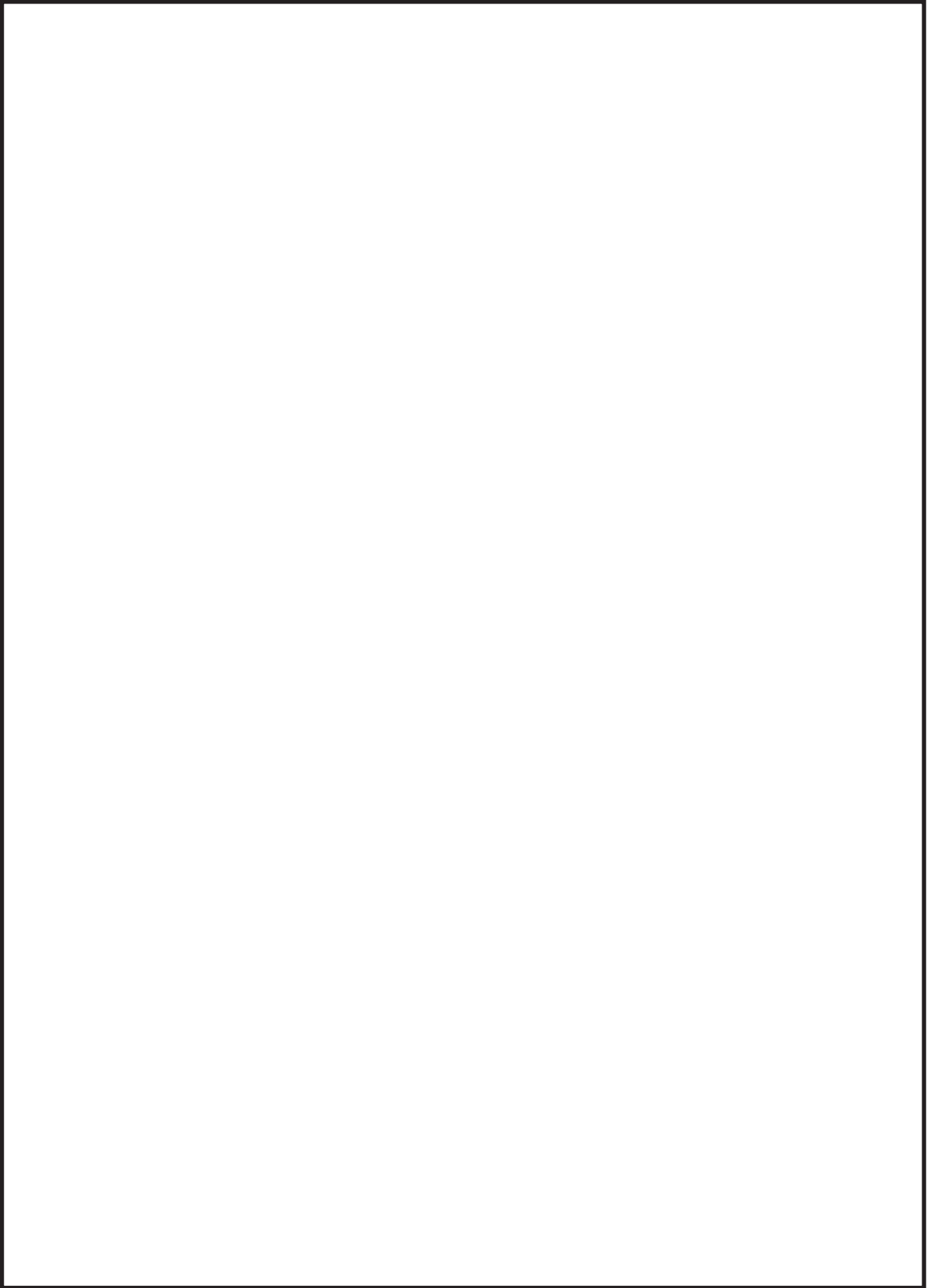



図 47-35 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-35)

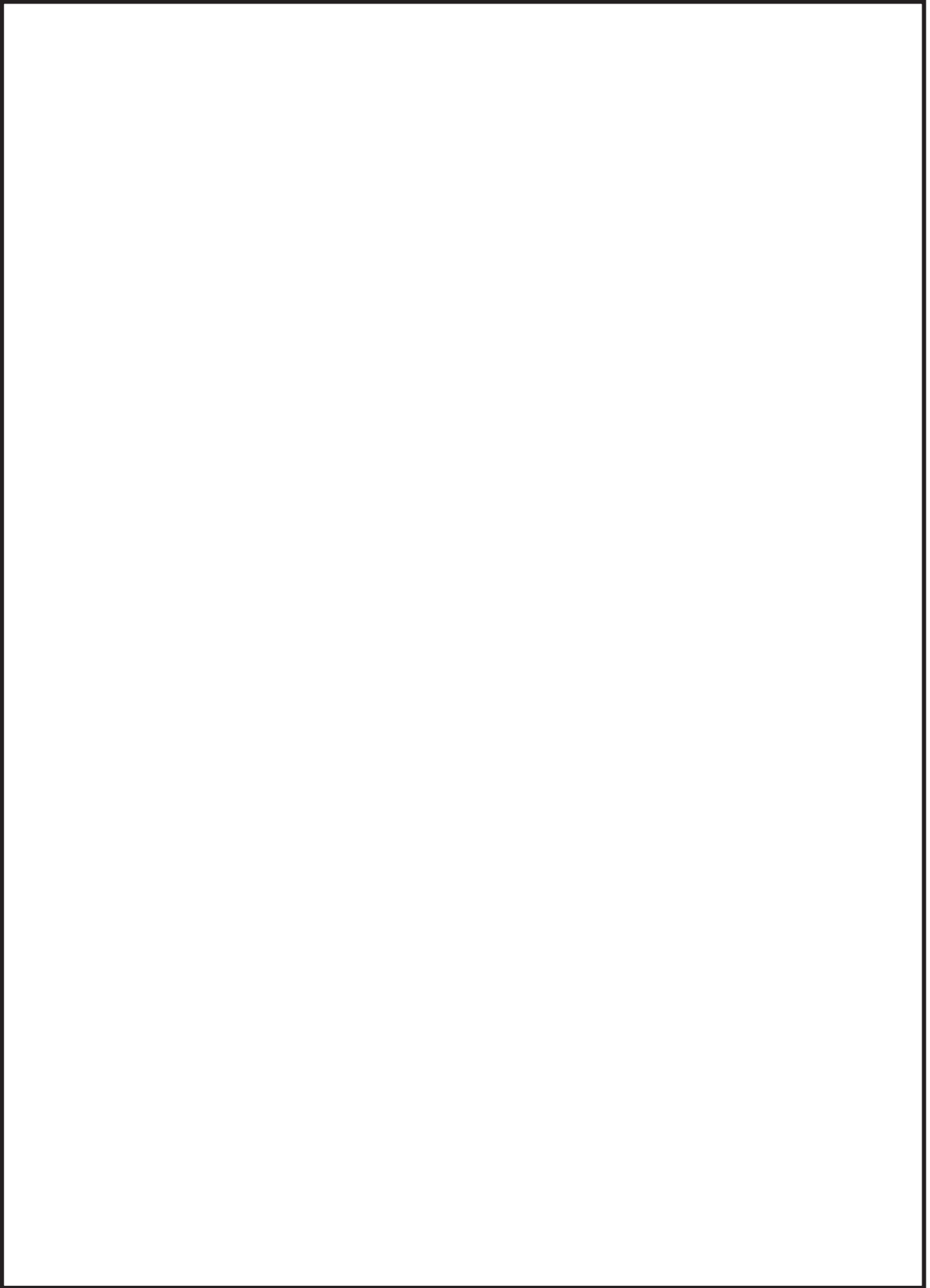


図 47-36 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-36)

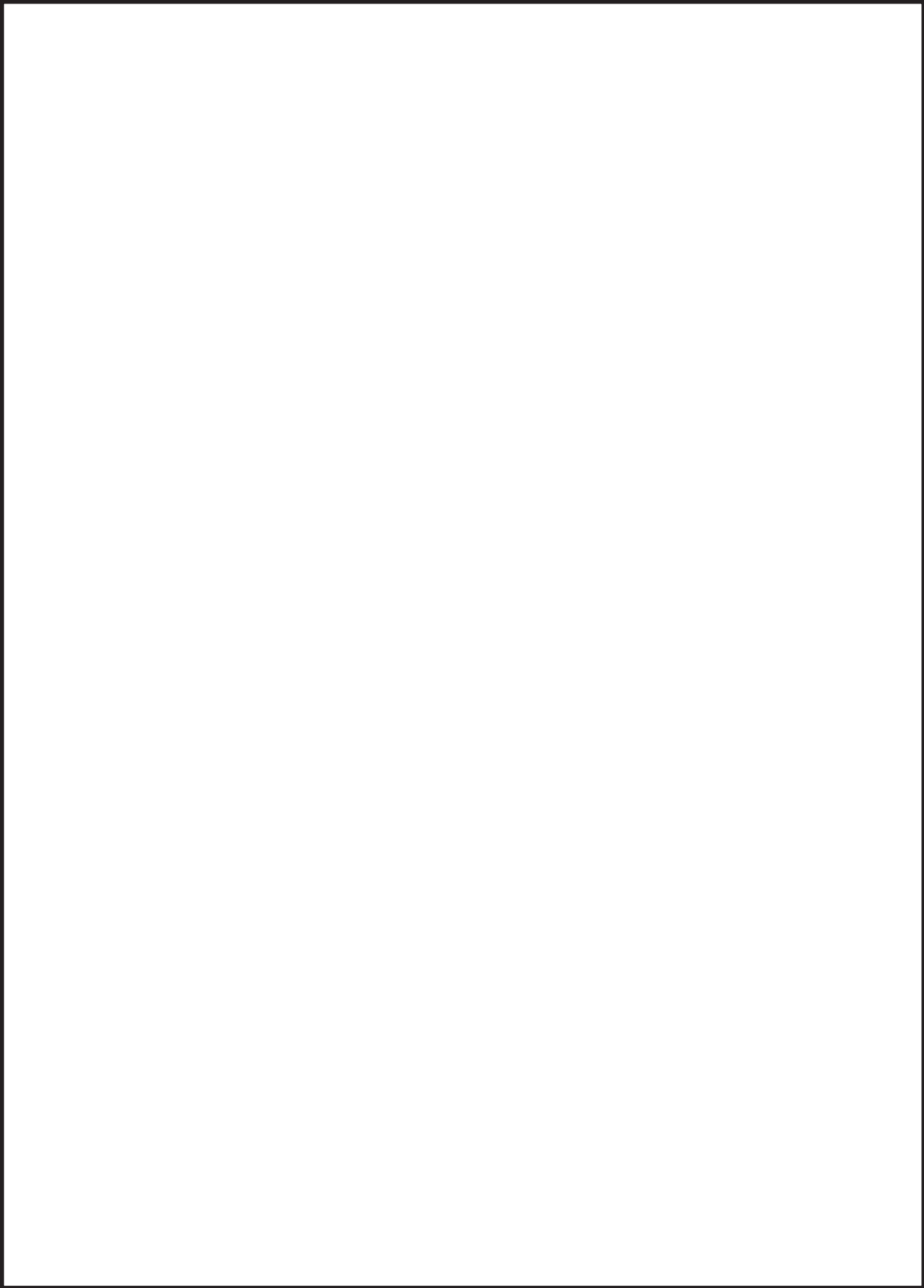



図 47-37 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-37)

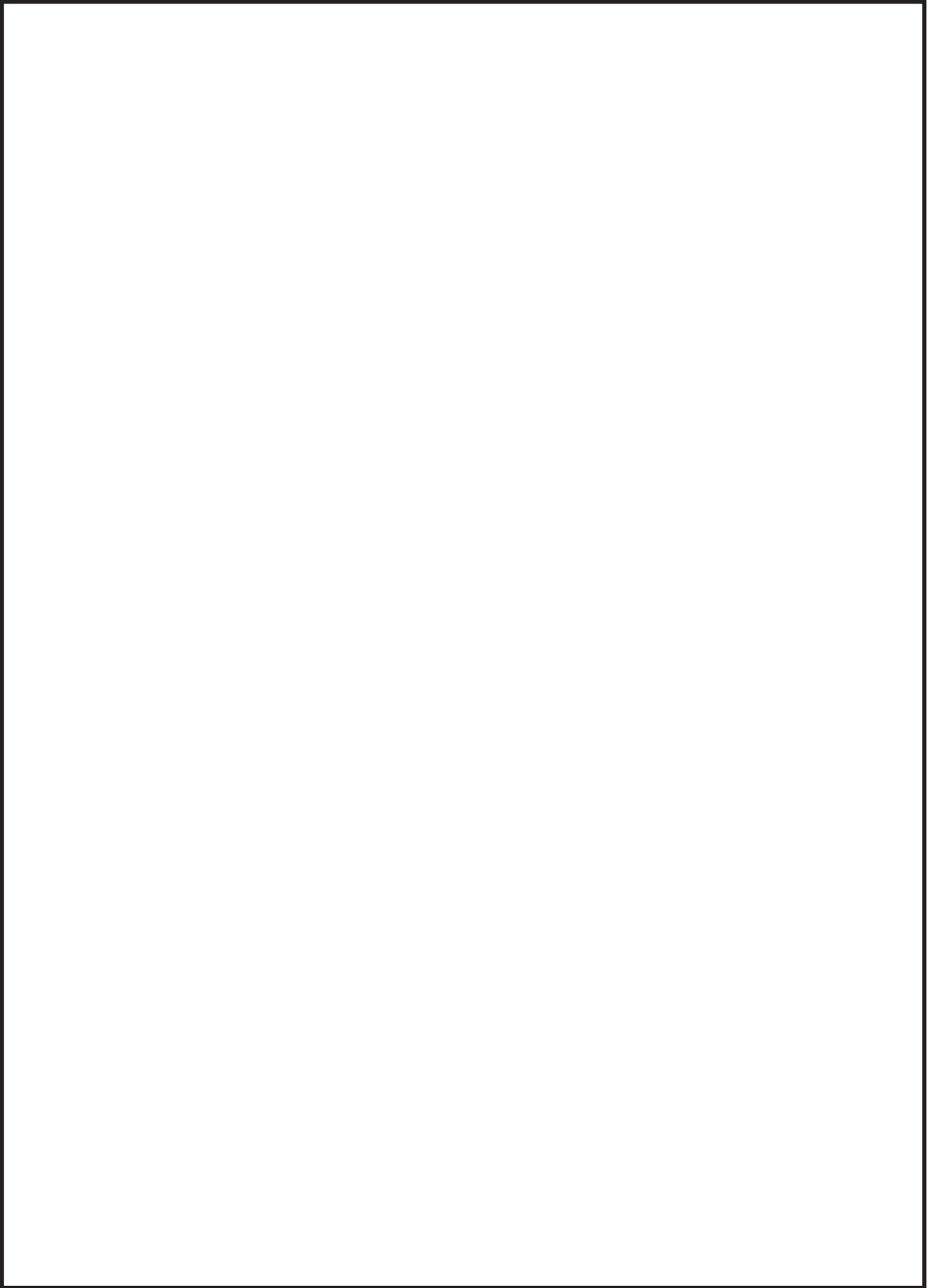


図 47-38 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-38)

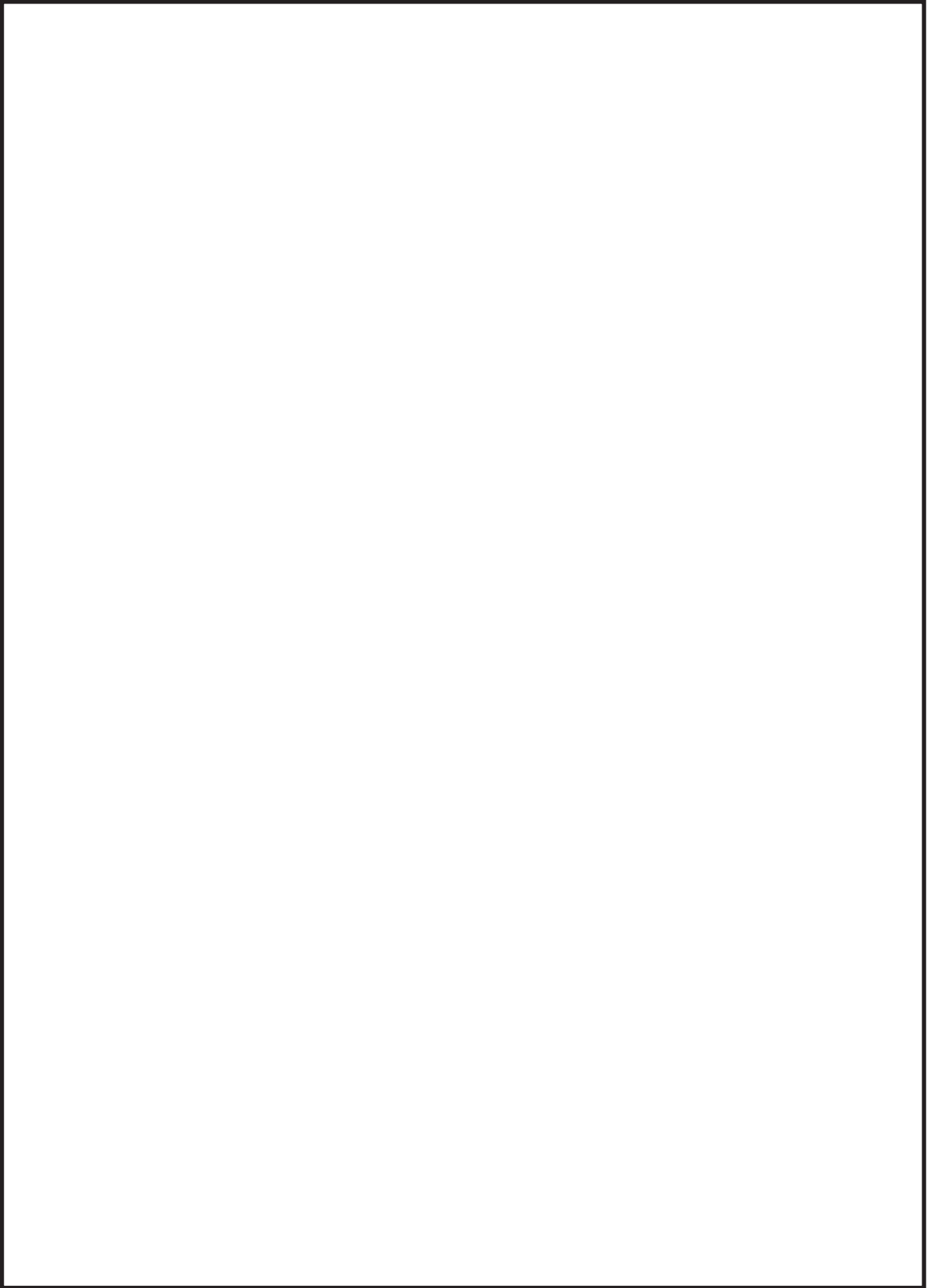



図 47-39 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-39)

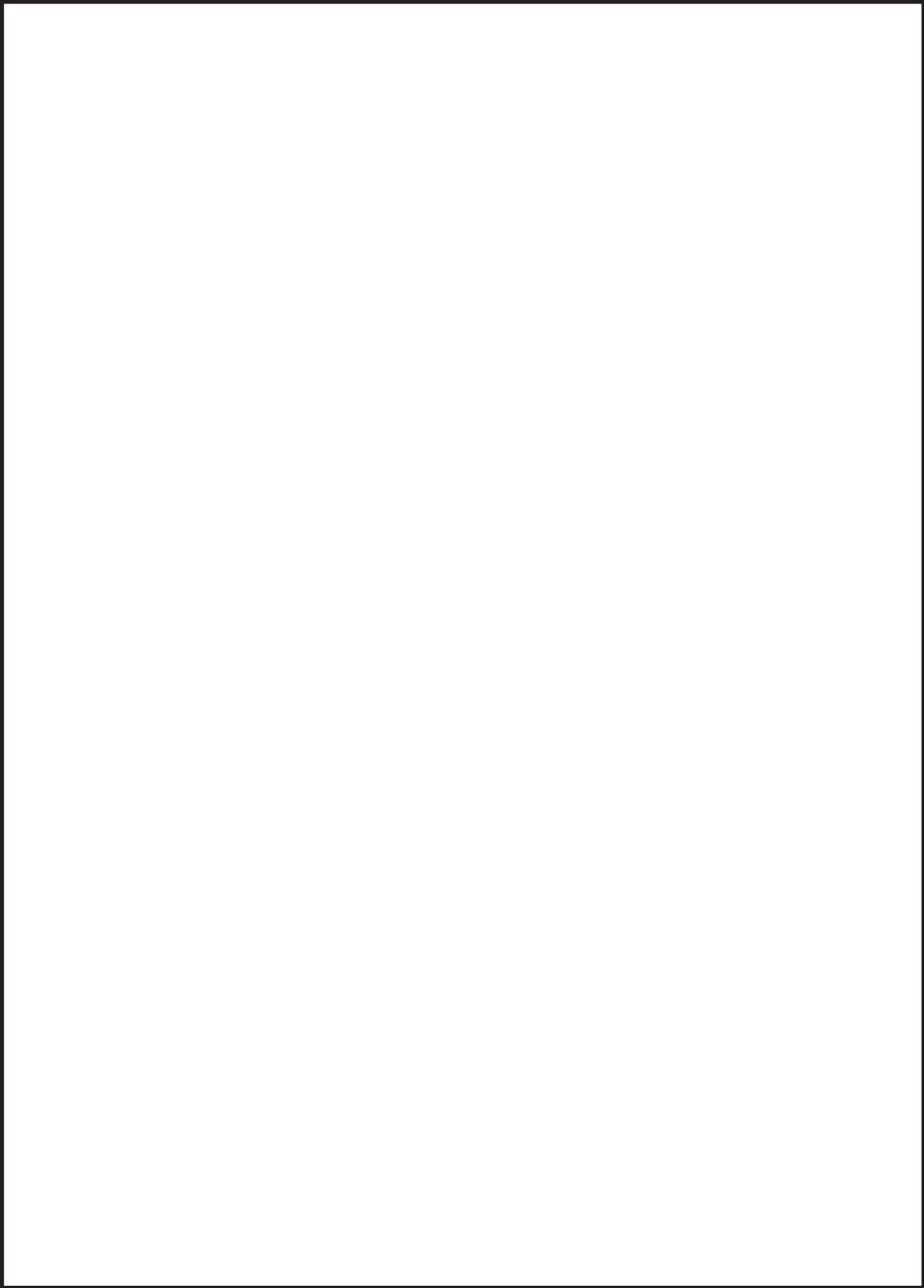



図 47-40 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-40)

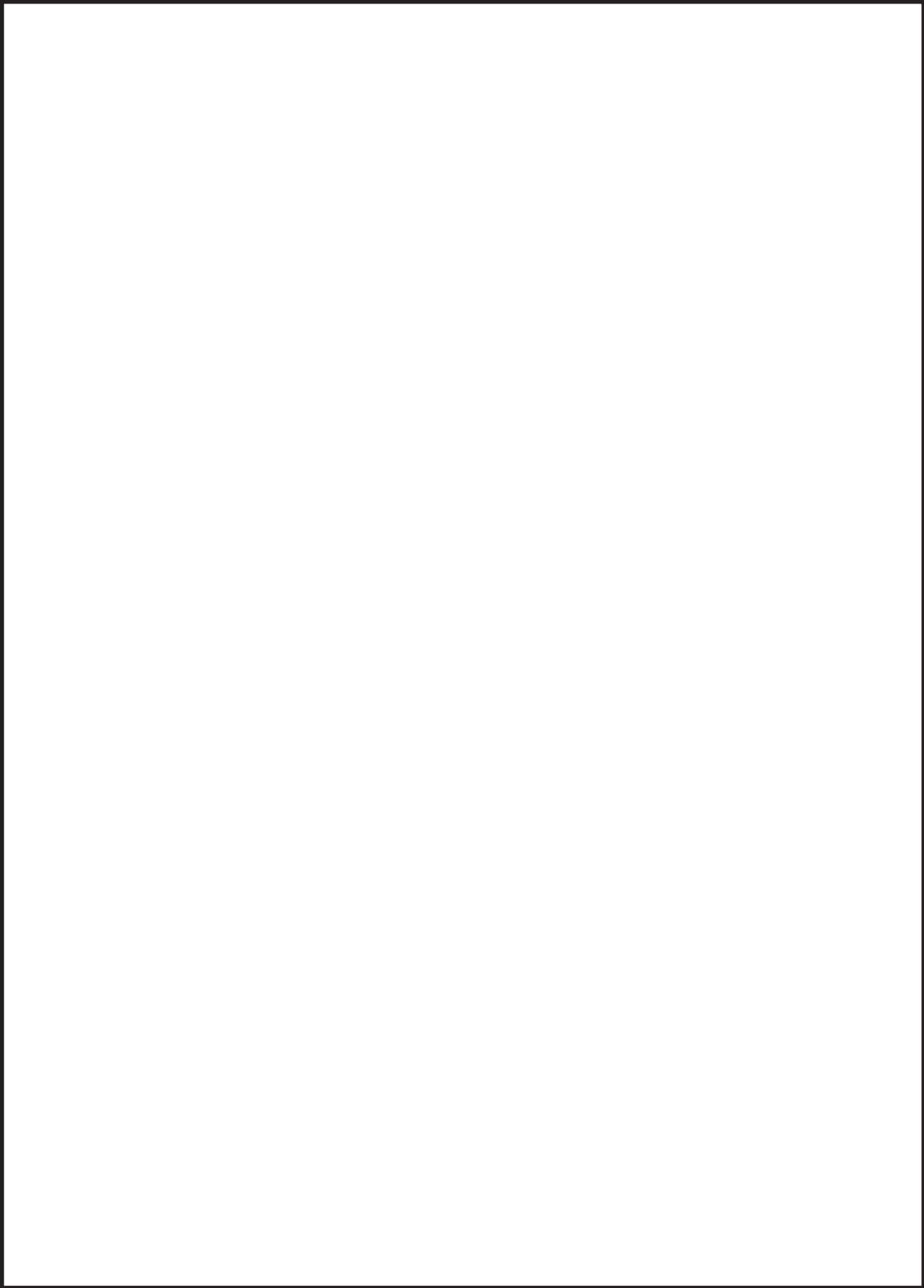



図 47-41 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(47-41)

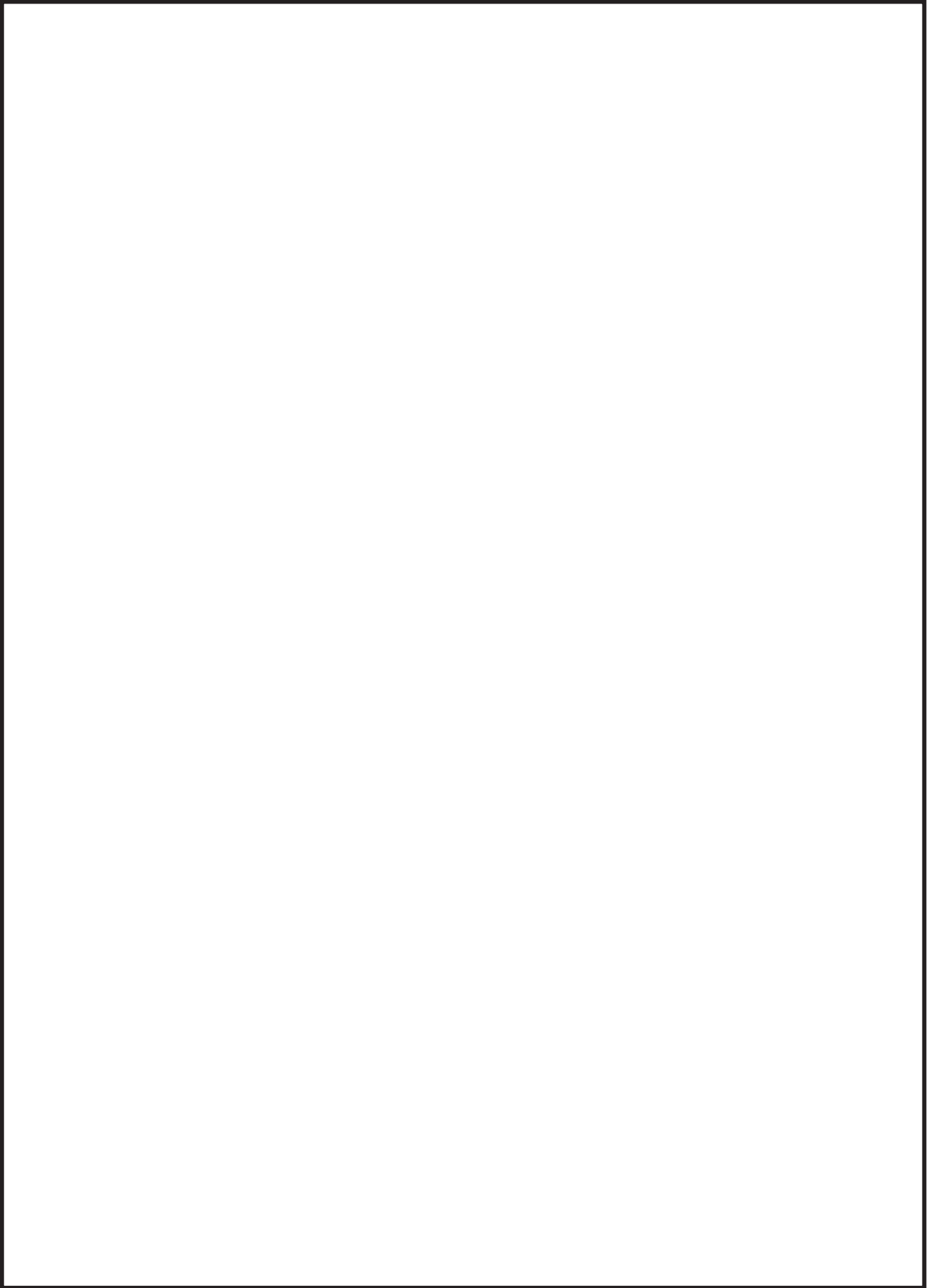


図 48-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-1)

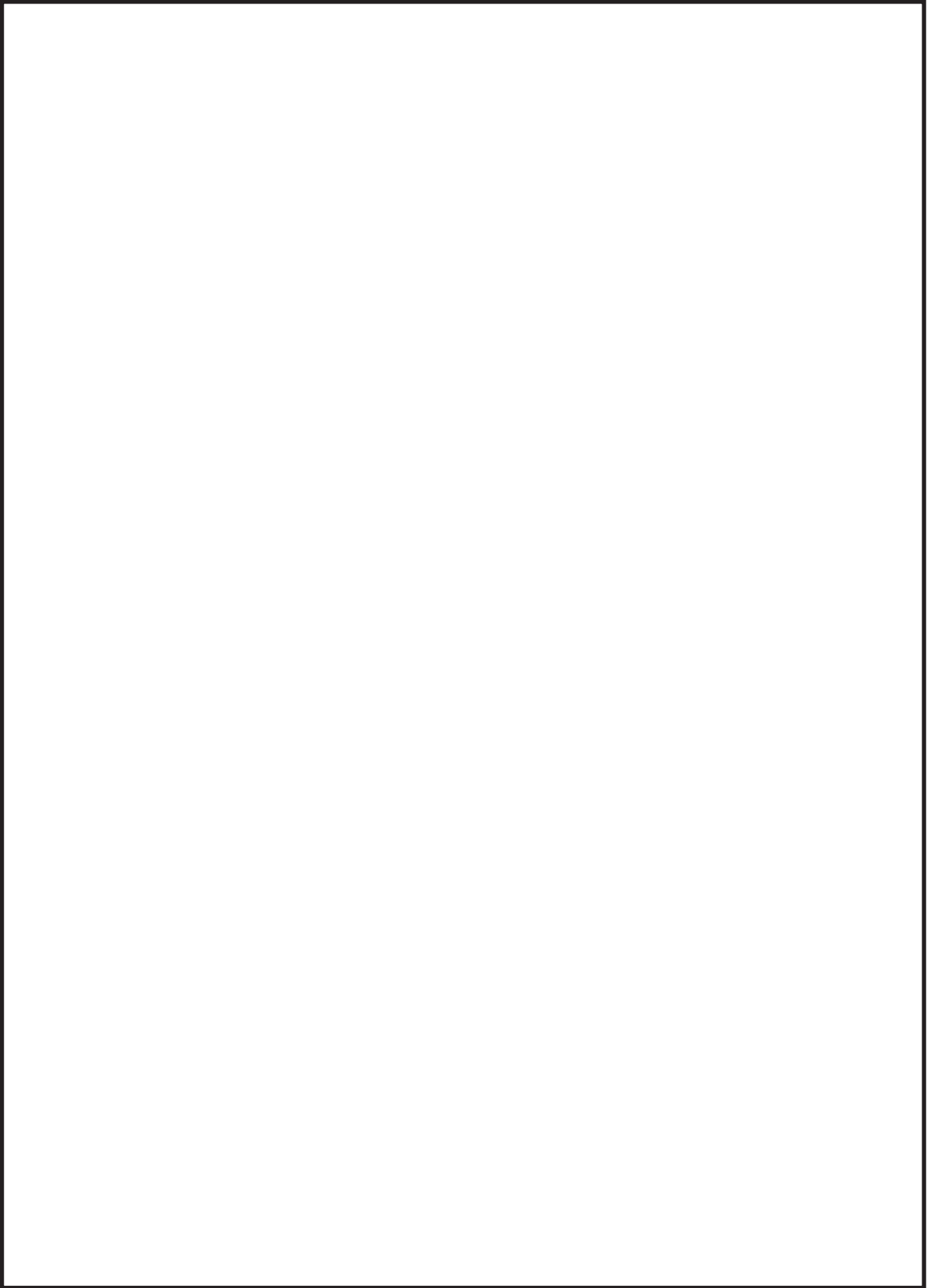


図 48-2 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-2)

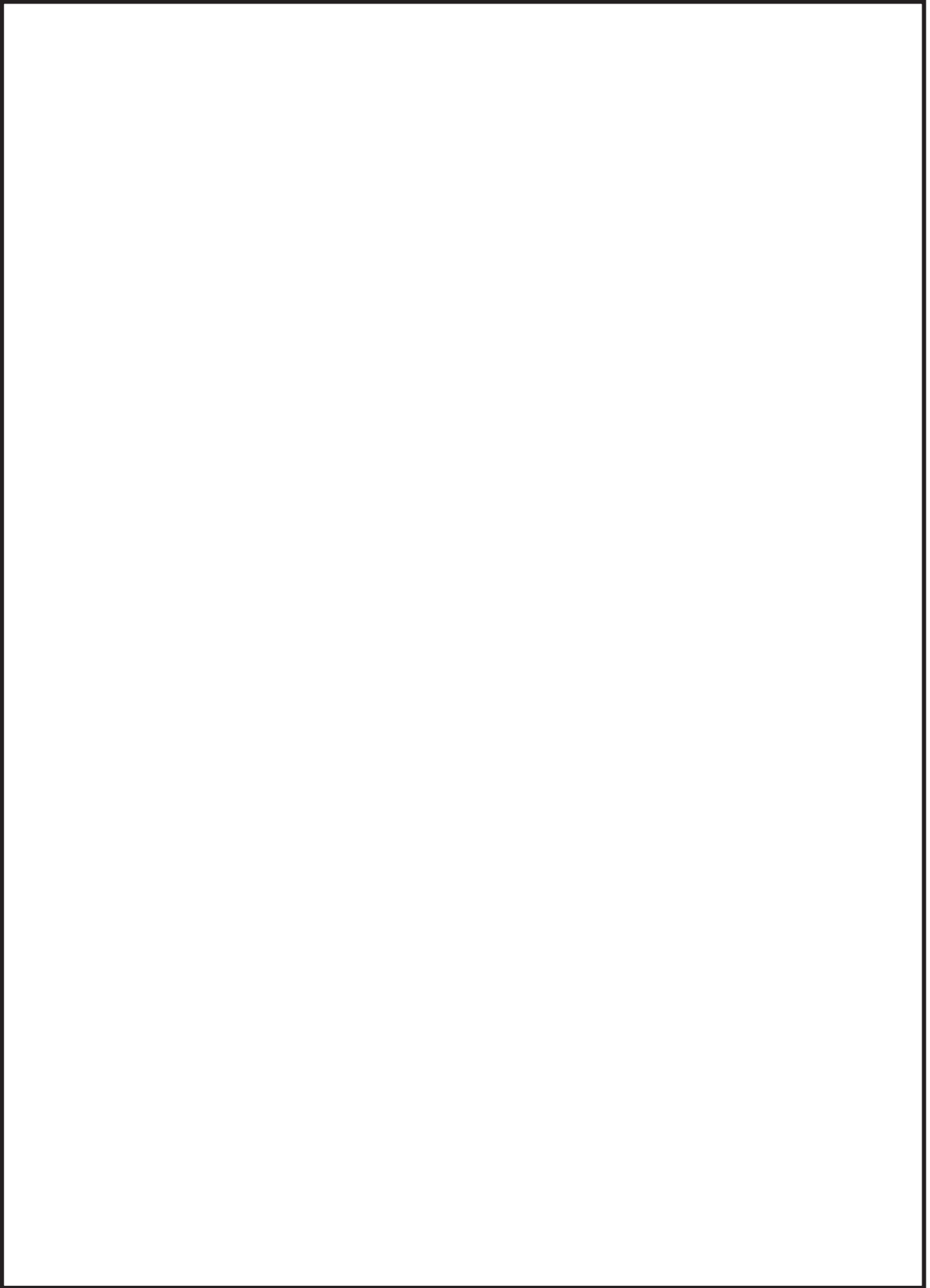


図 48-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-3)

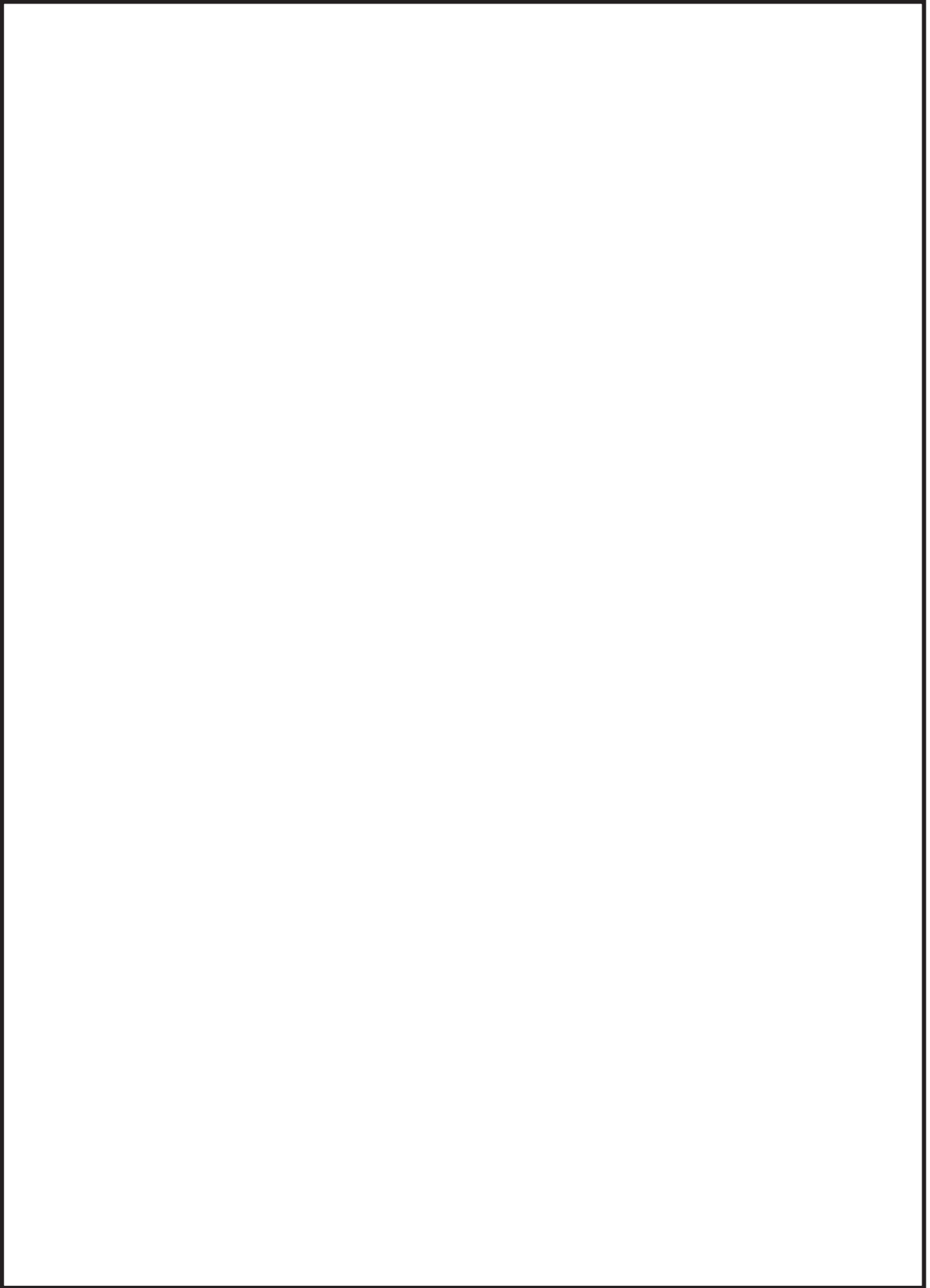



図 48-4 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-4)

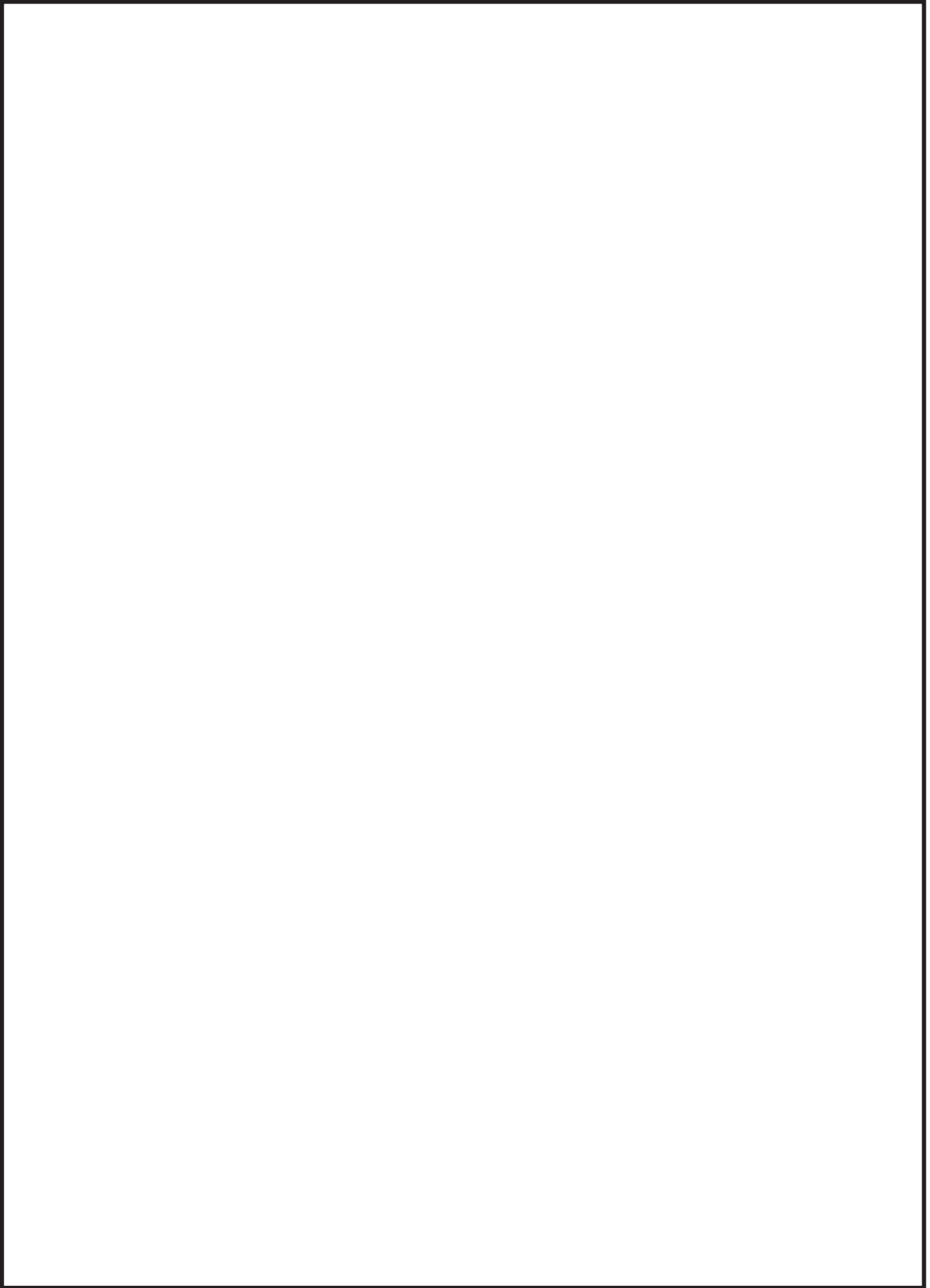


図 48-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-5)

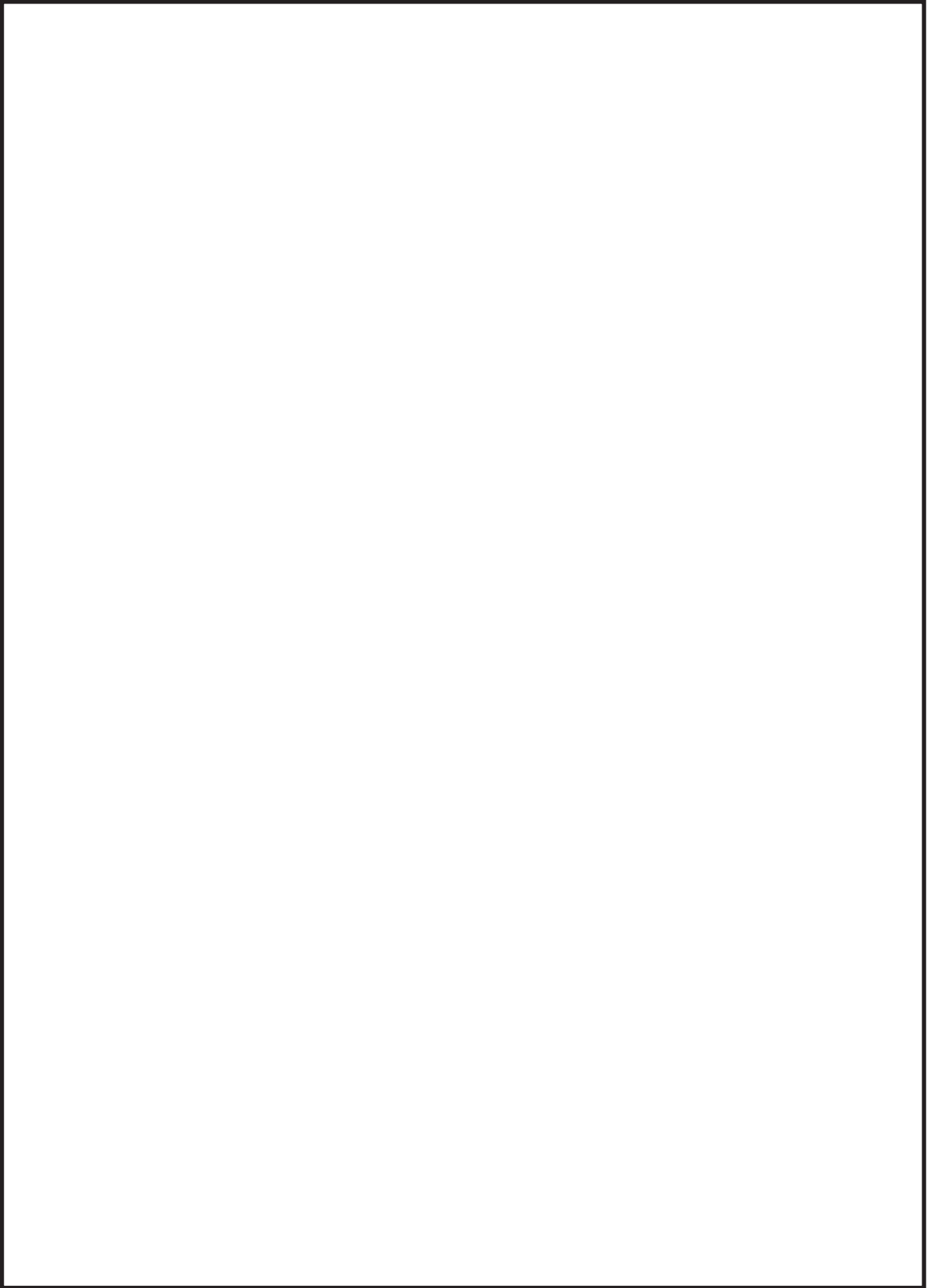


図 48-6 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-6)

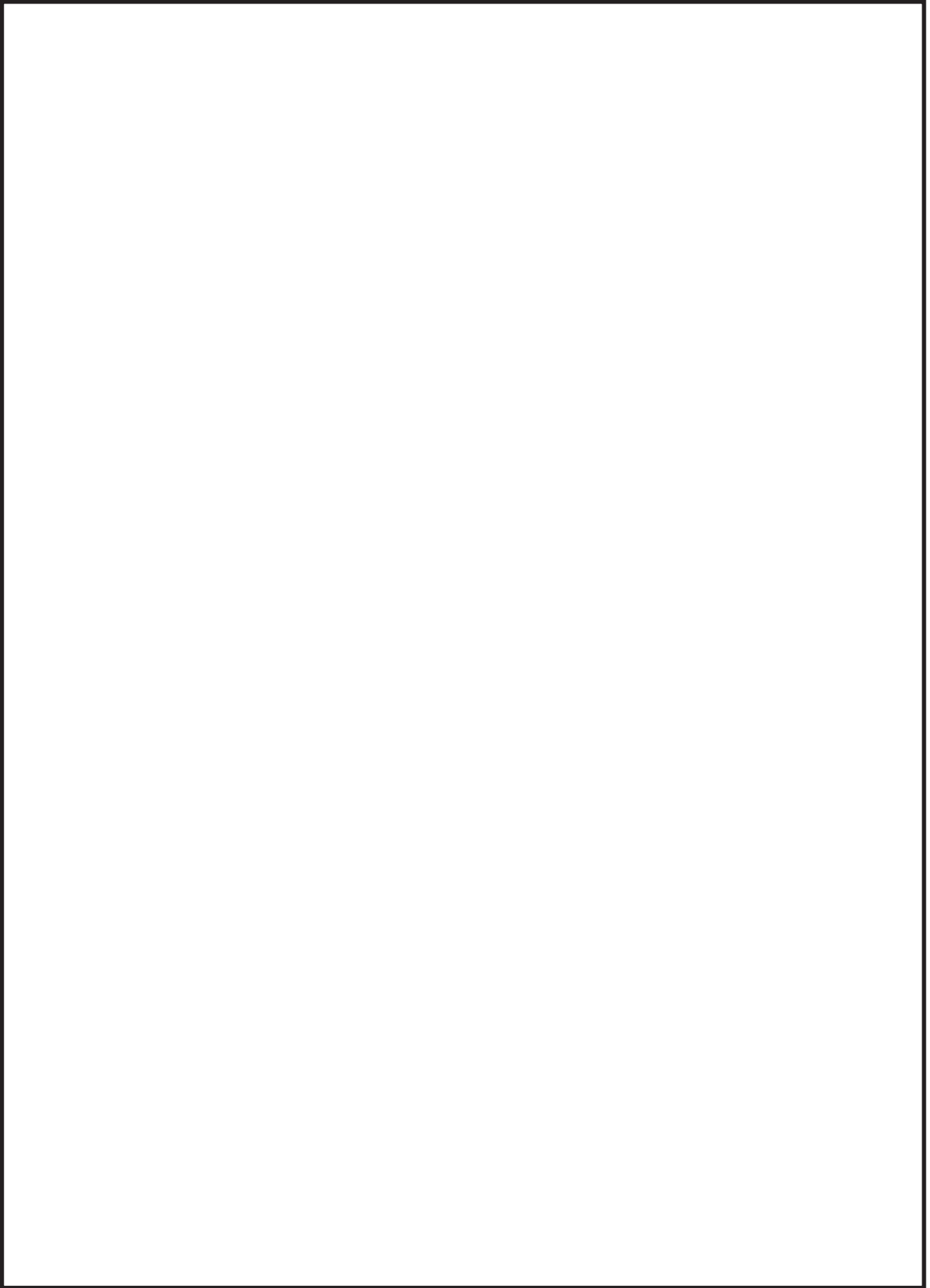


図 48-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-7)

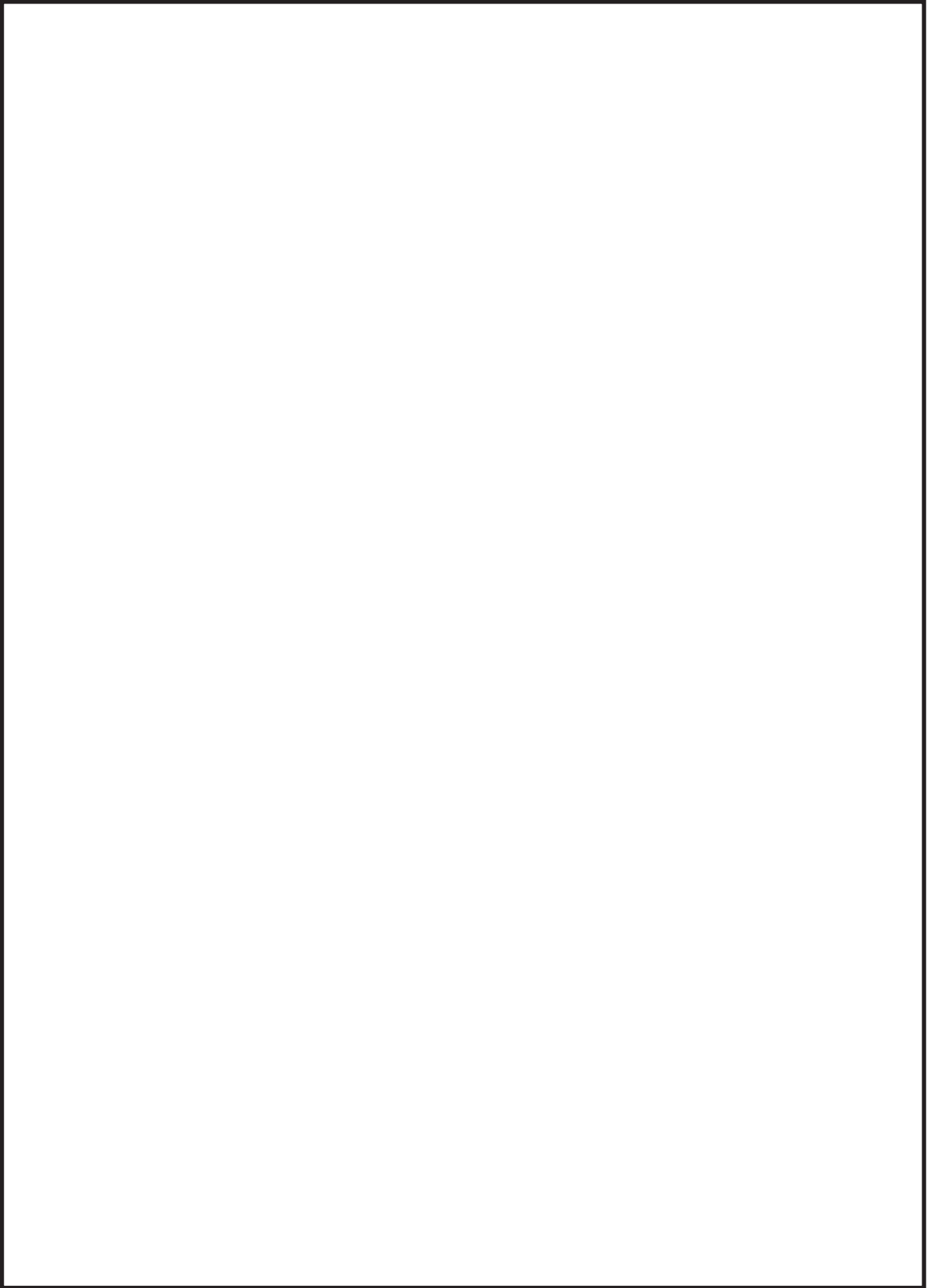


図 48-8 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-8)

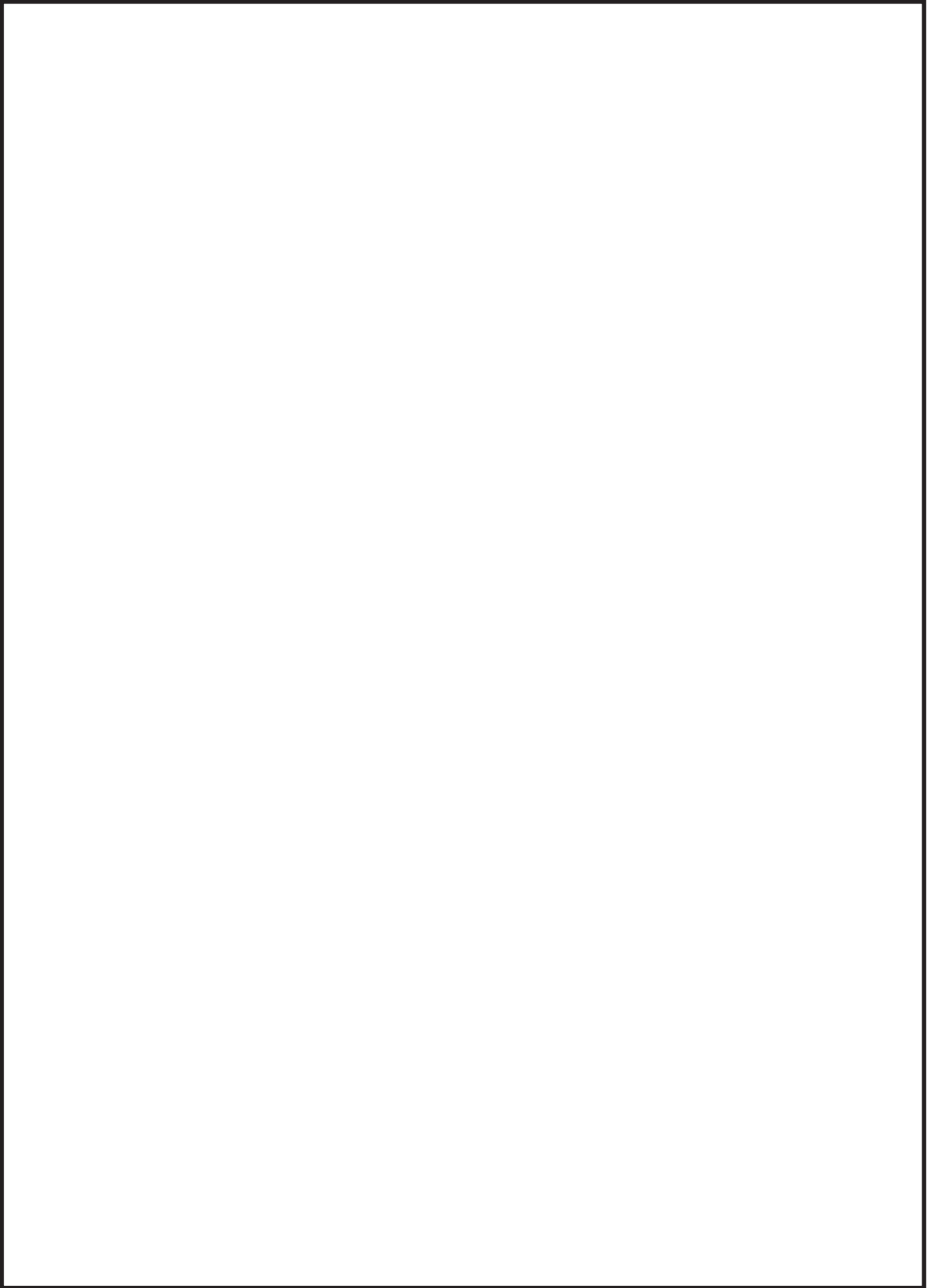


図 48-9 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-9)

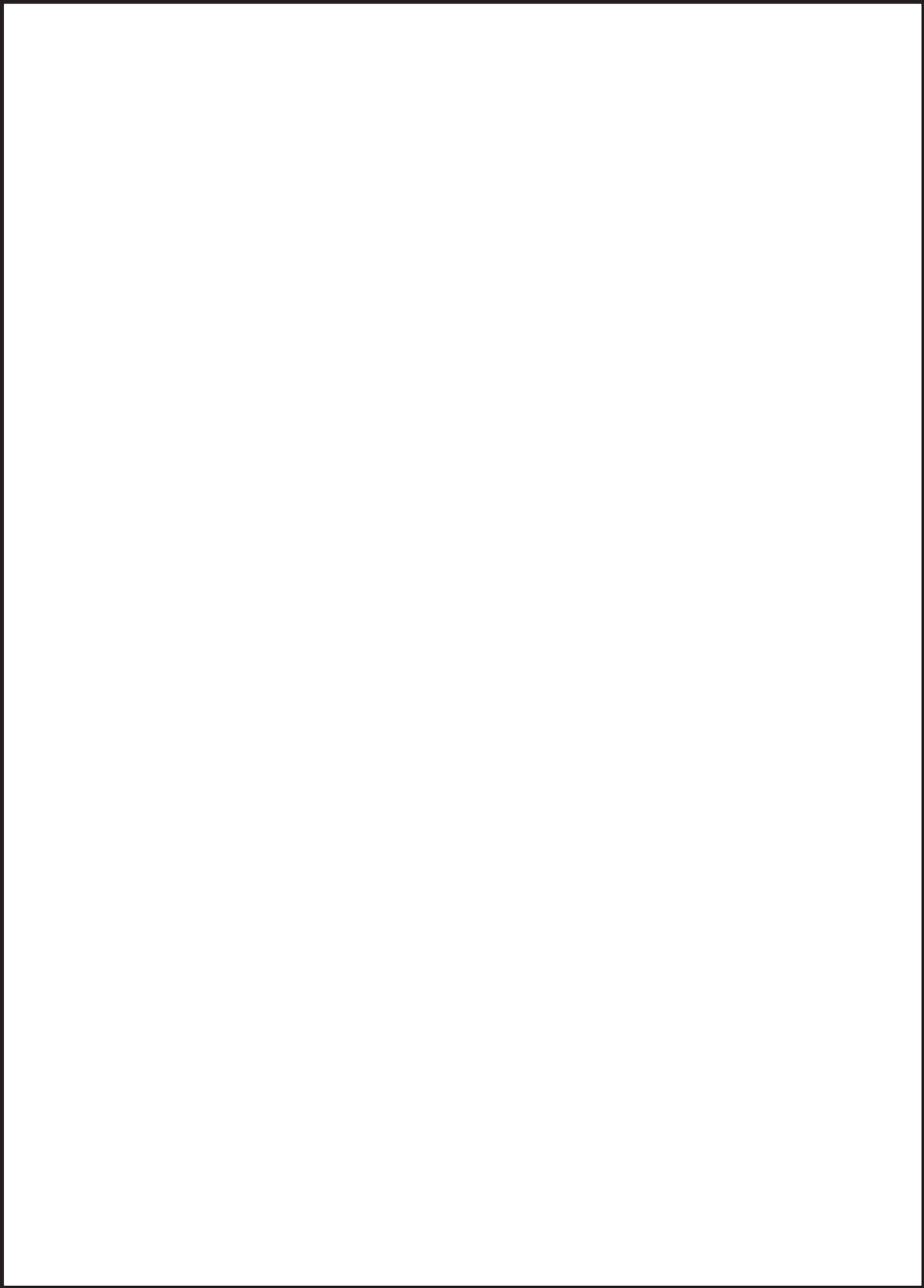



図 48-10 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-10)

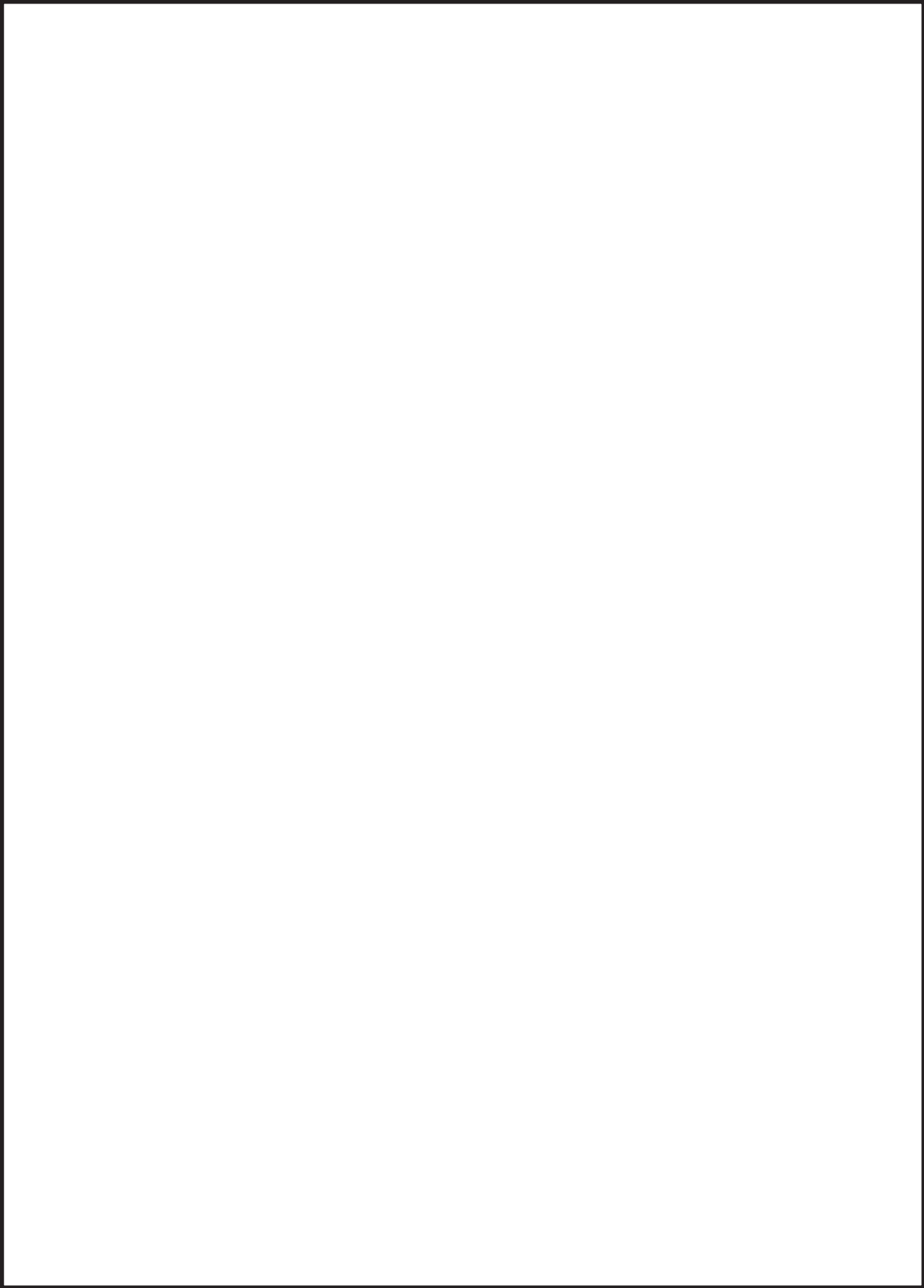



図 48-11 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-11)

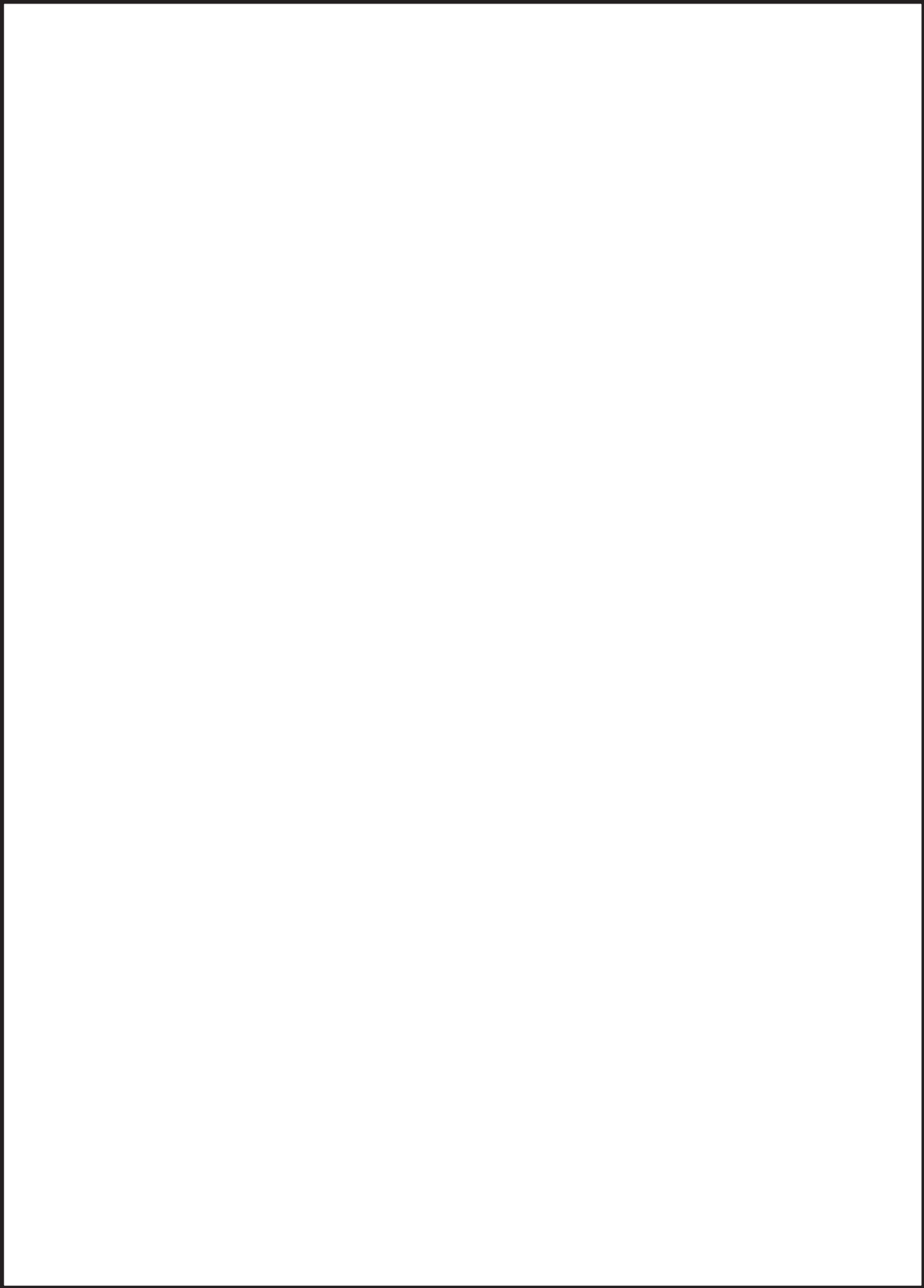



図 48-12 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-12)

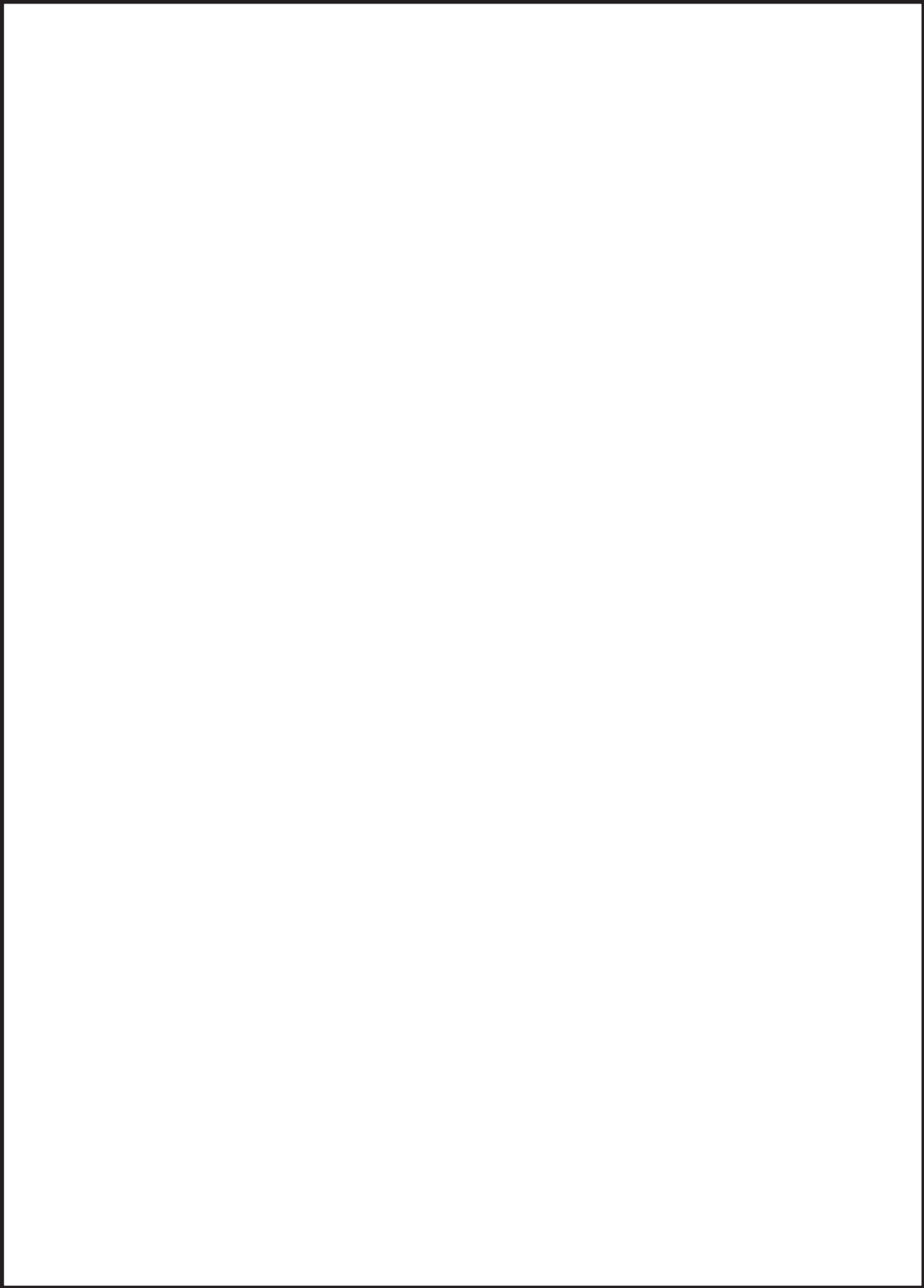


図 48-13 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-13)

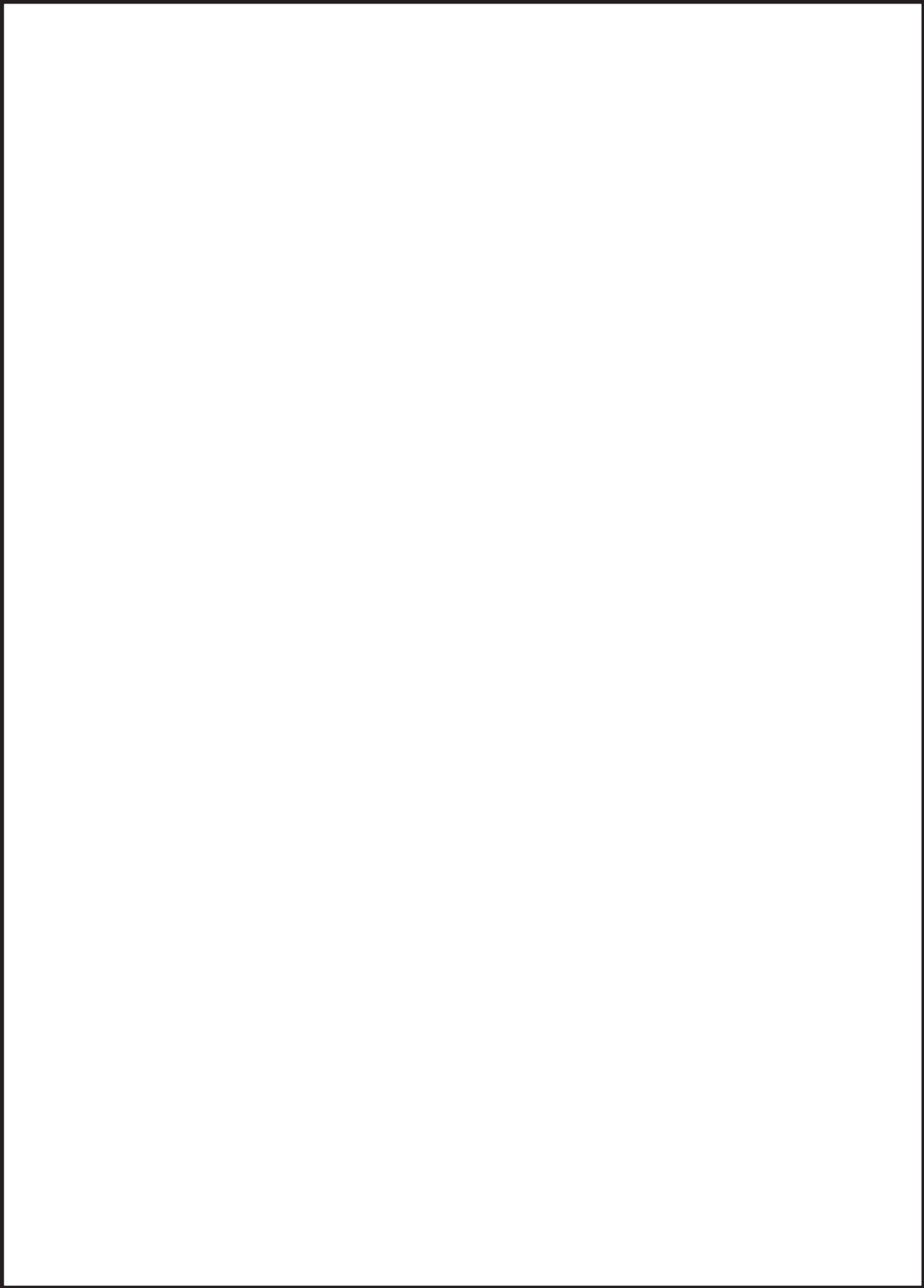



図 48-14 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-14)

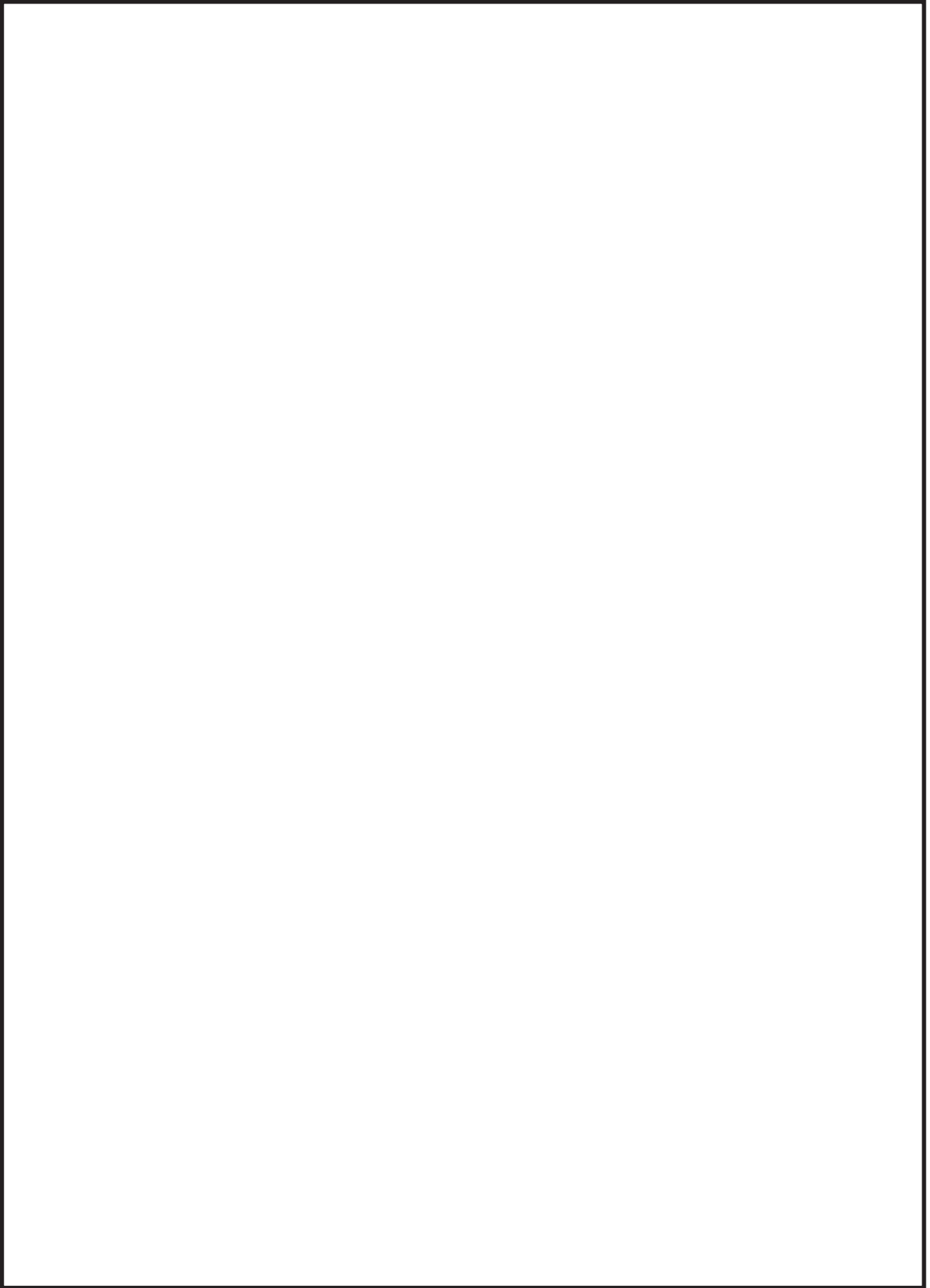


図 48-15 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-15)

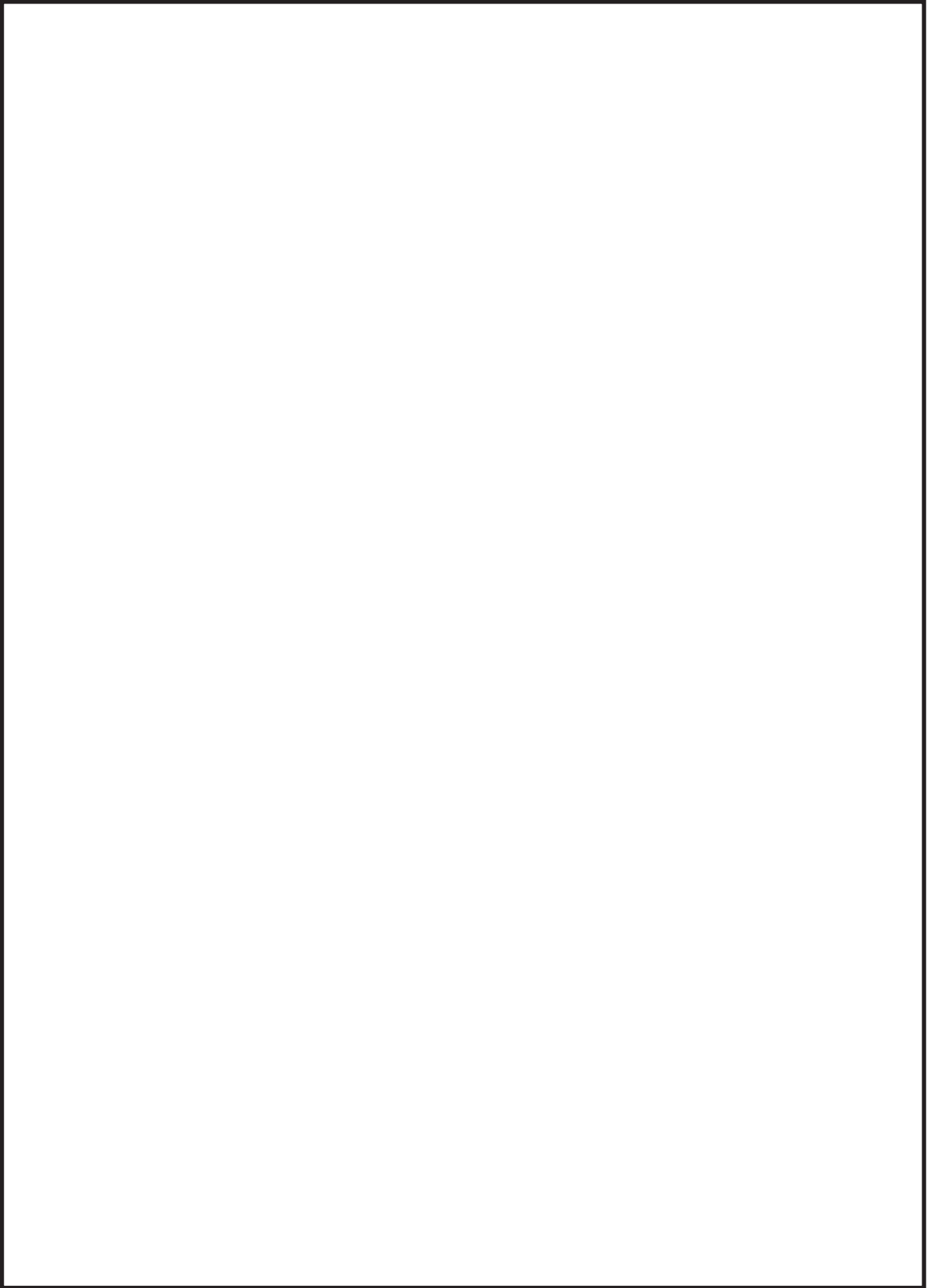



図 48-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-16)

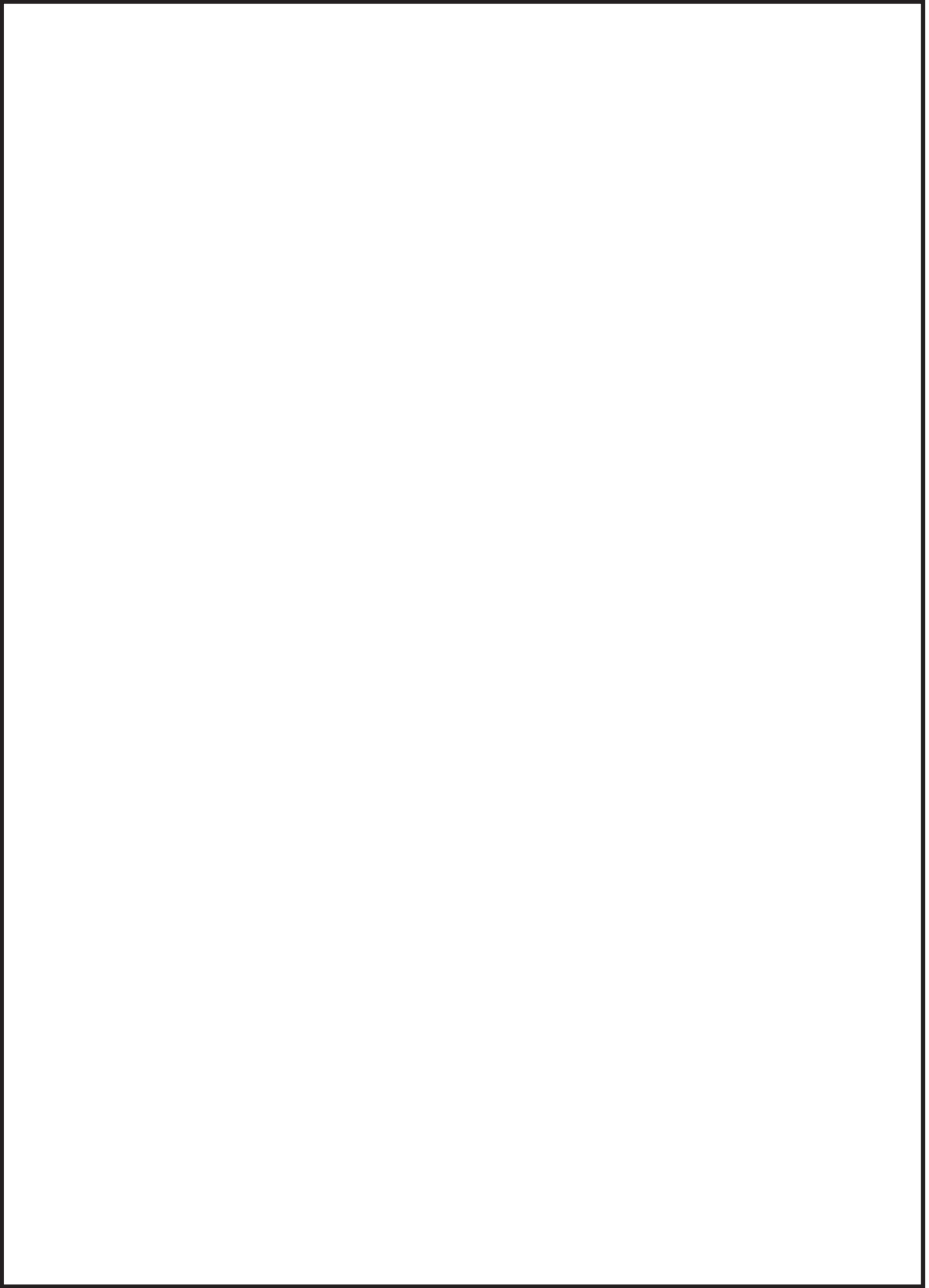


図 48-17 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-17)

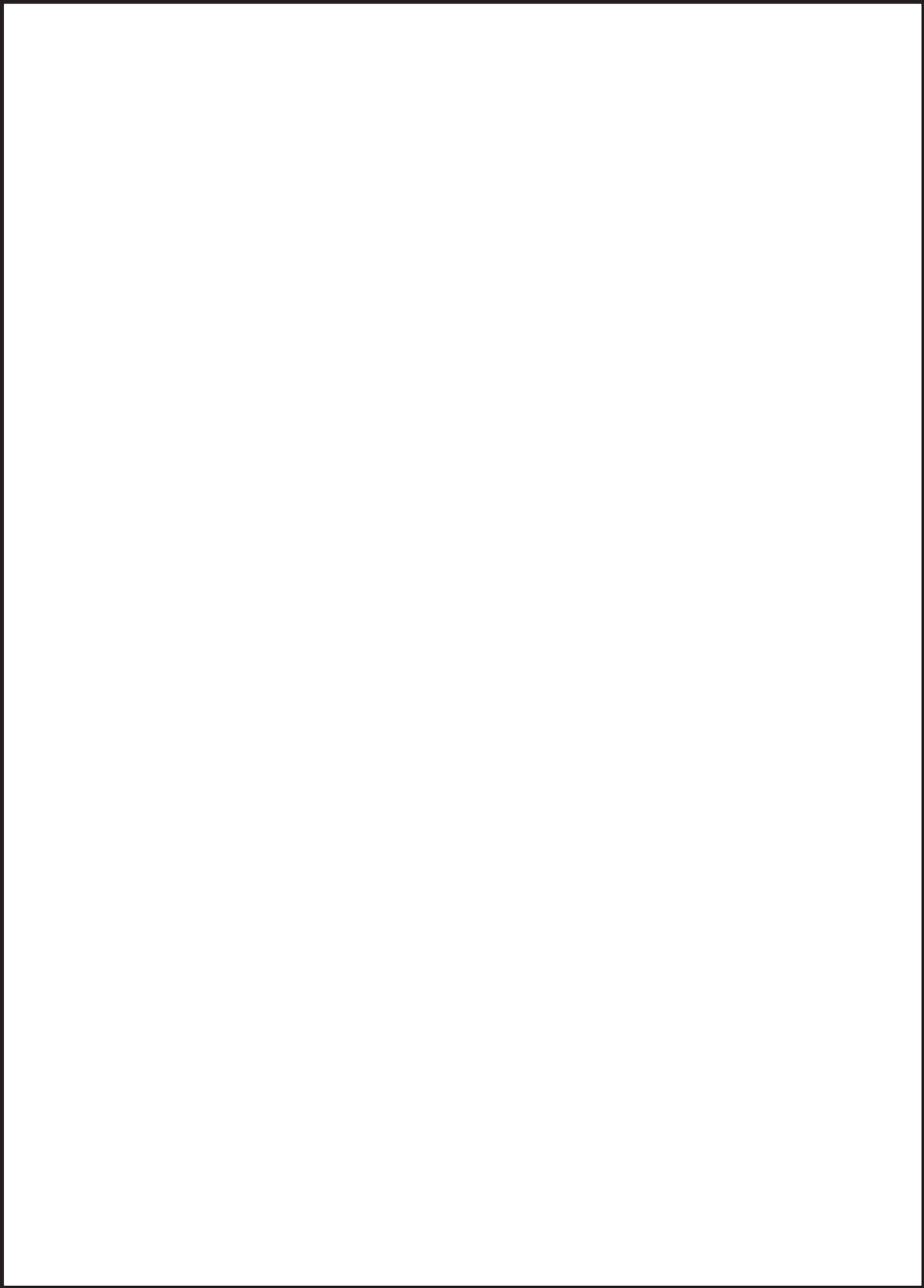



図 48-18 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-18)

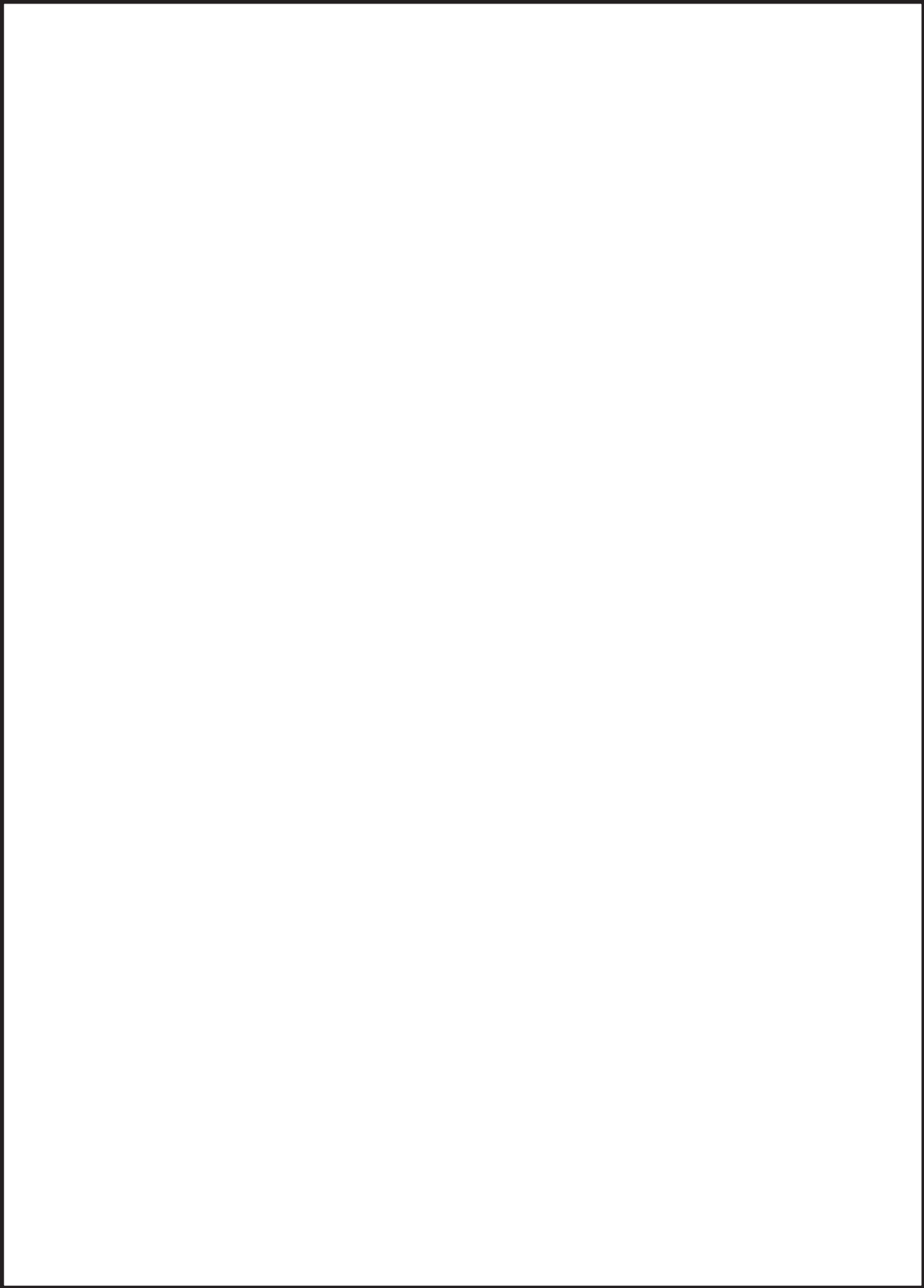


図 48-19 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-19)

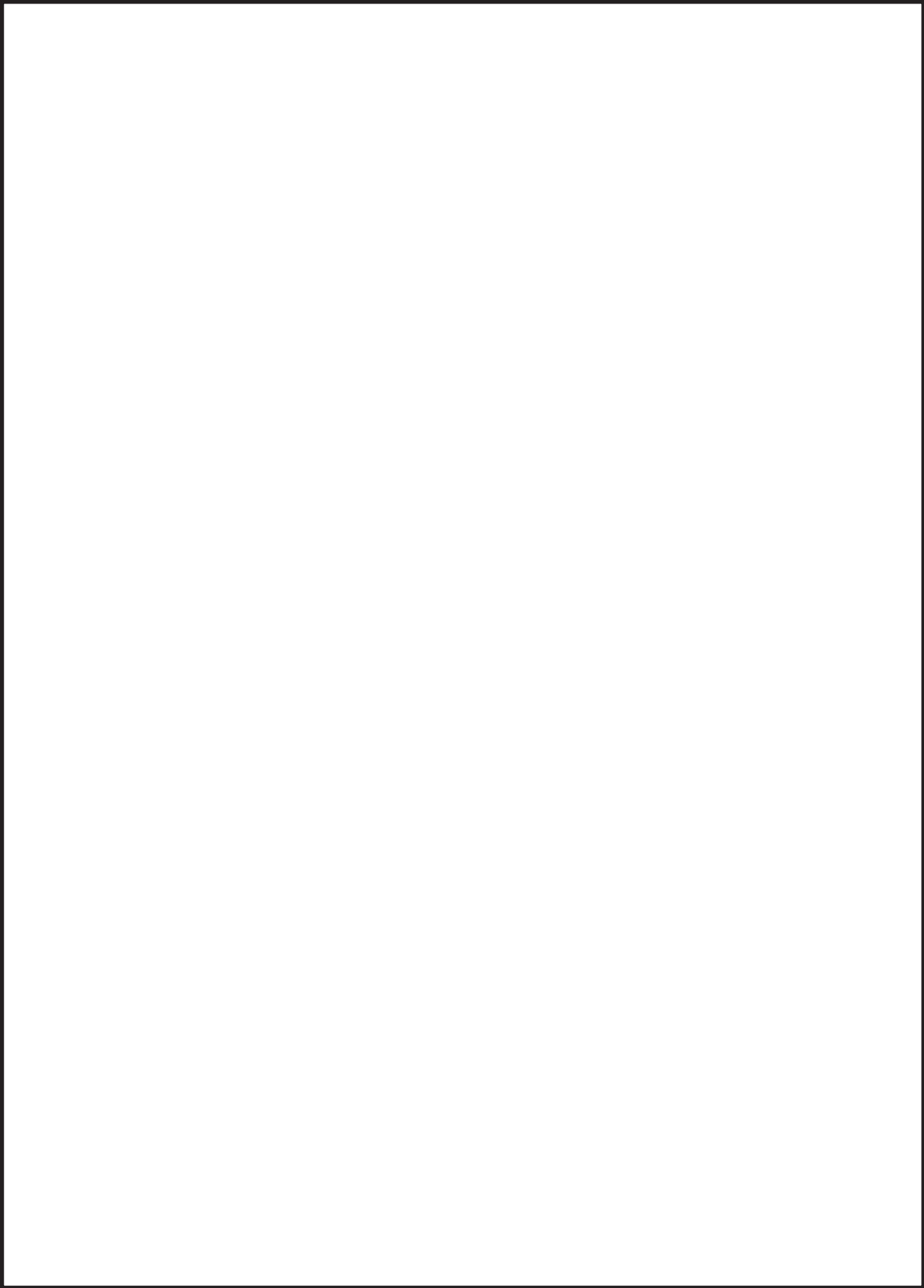



図 48-20 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-20)

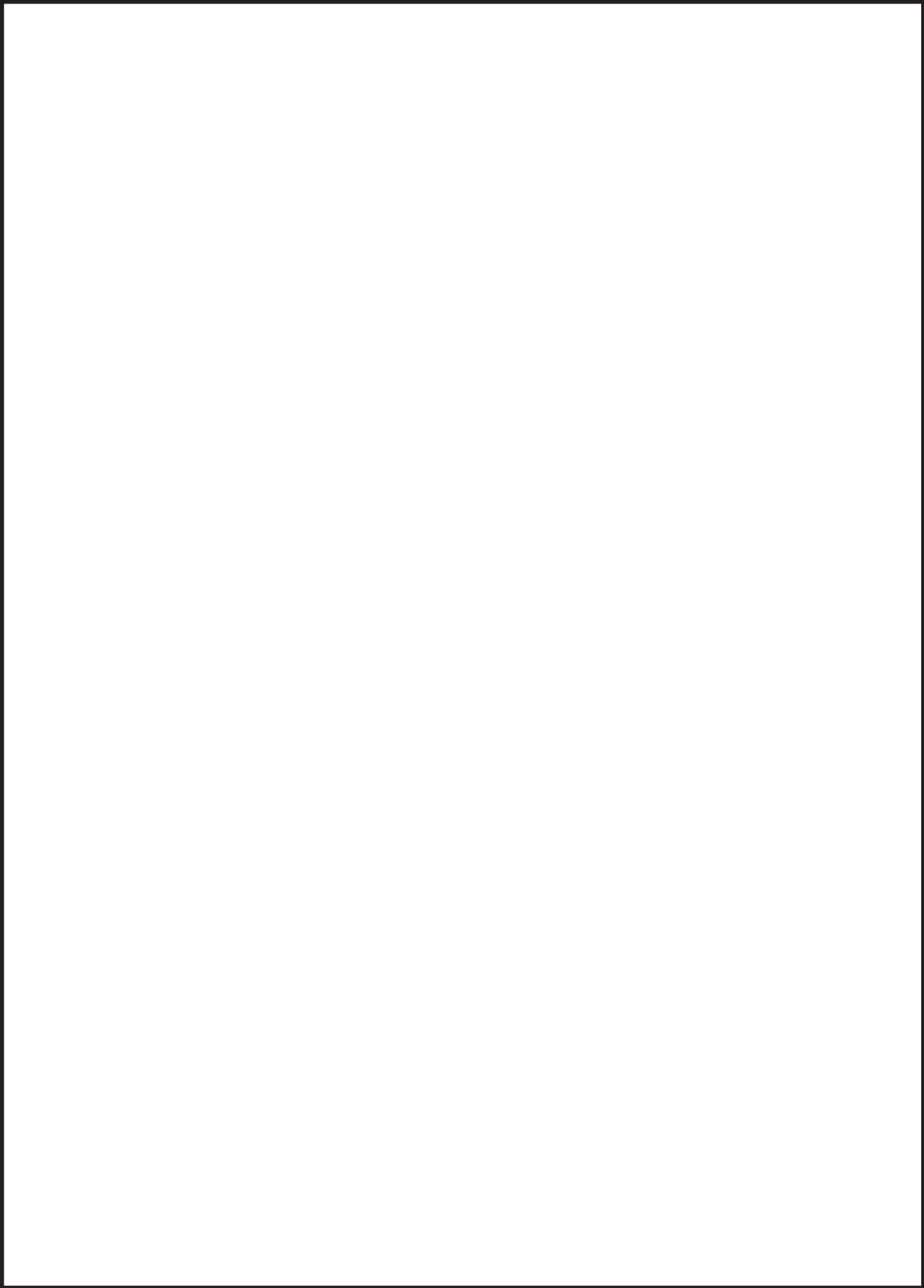


図 48-21 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-21)

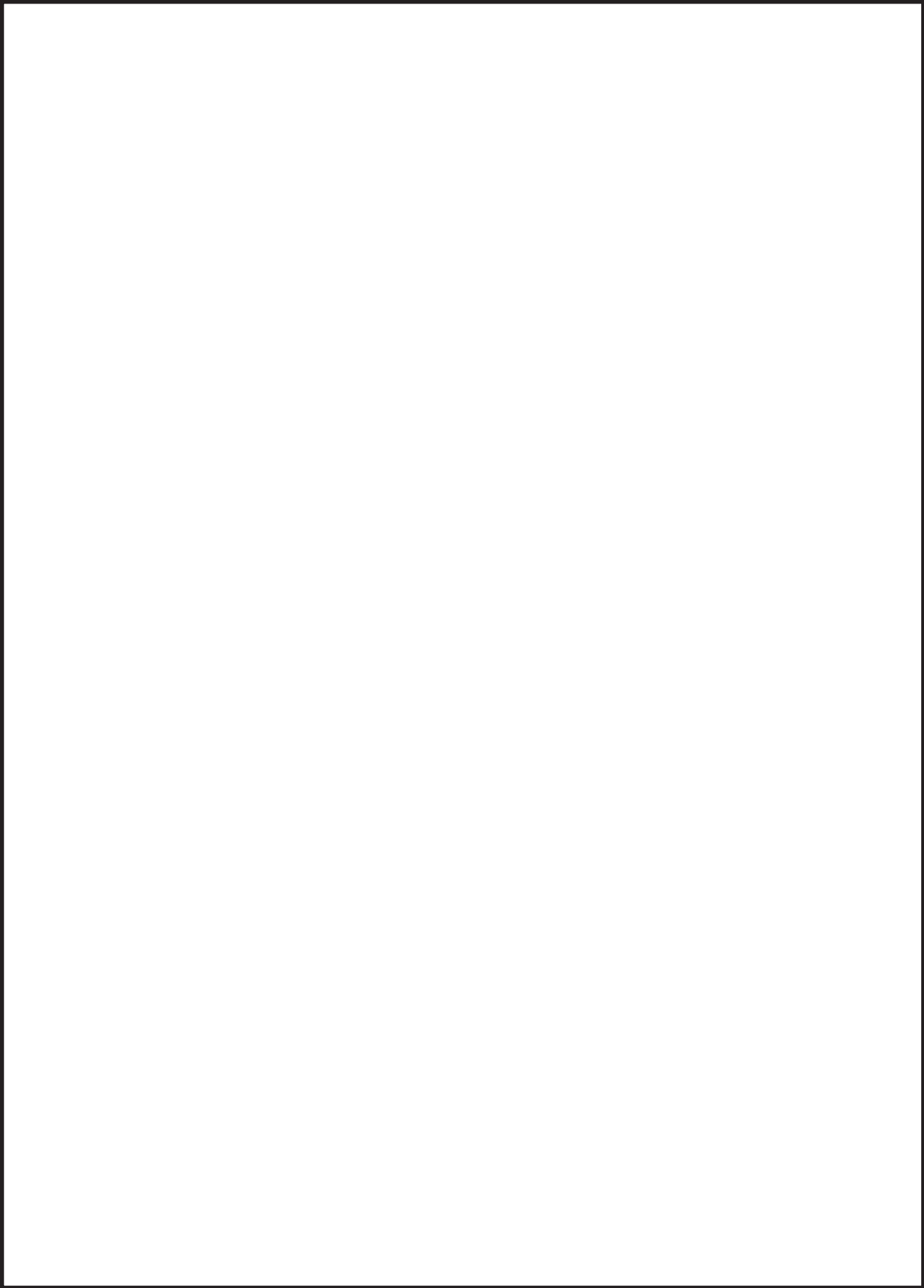



図 48-22 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-22)

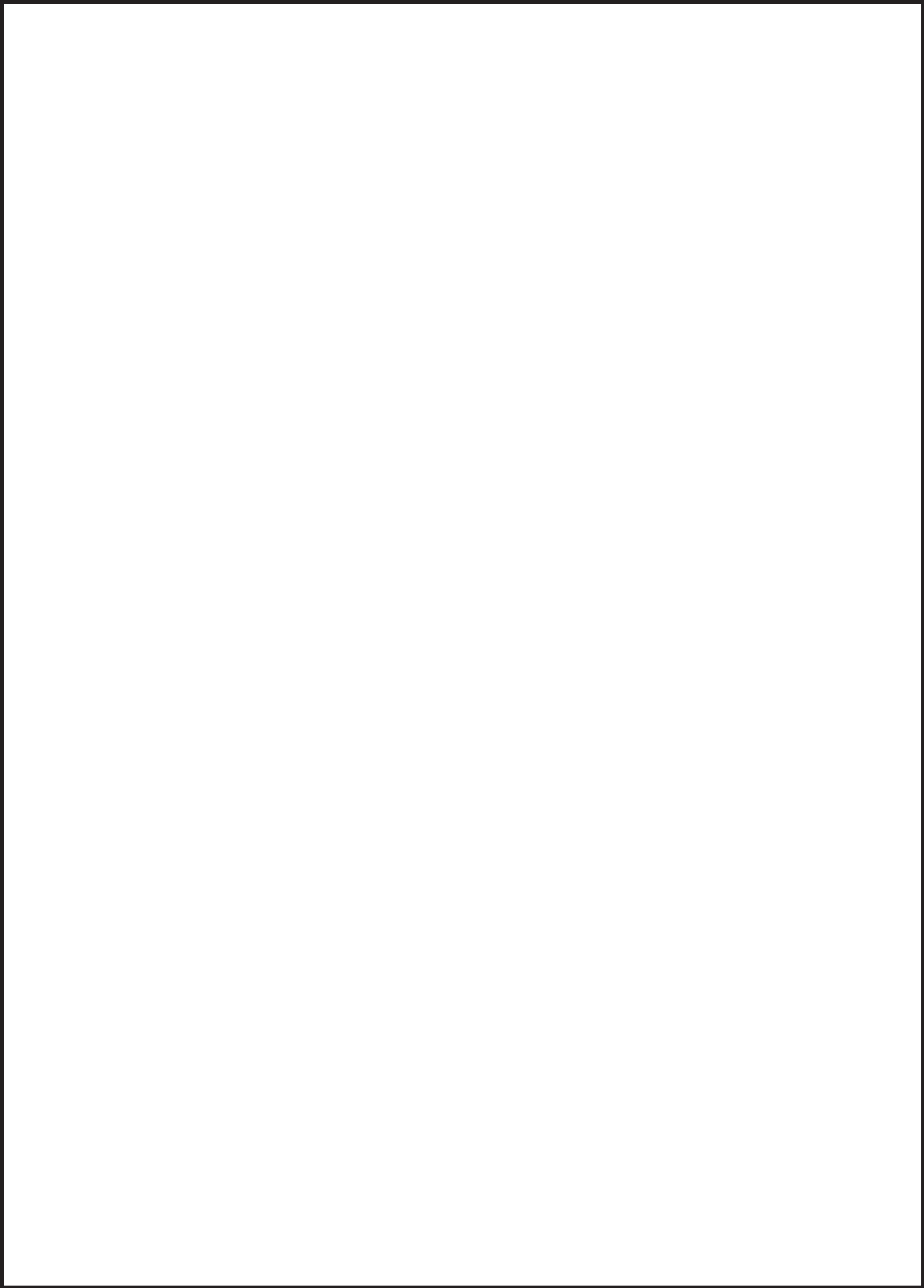



図 48-23 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-23)

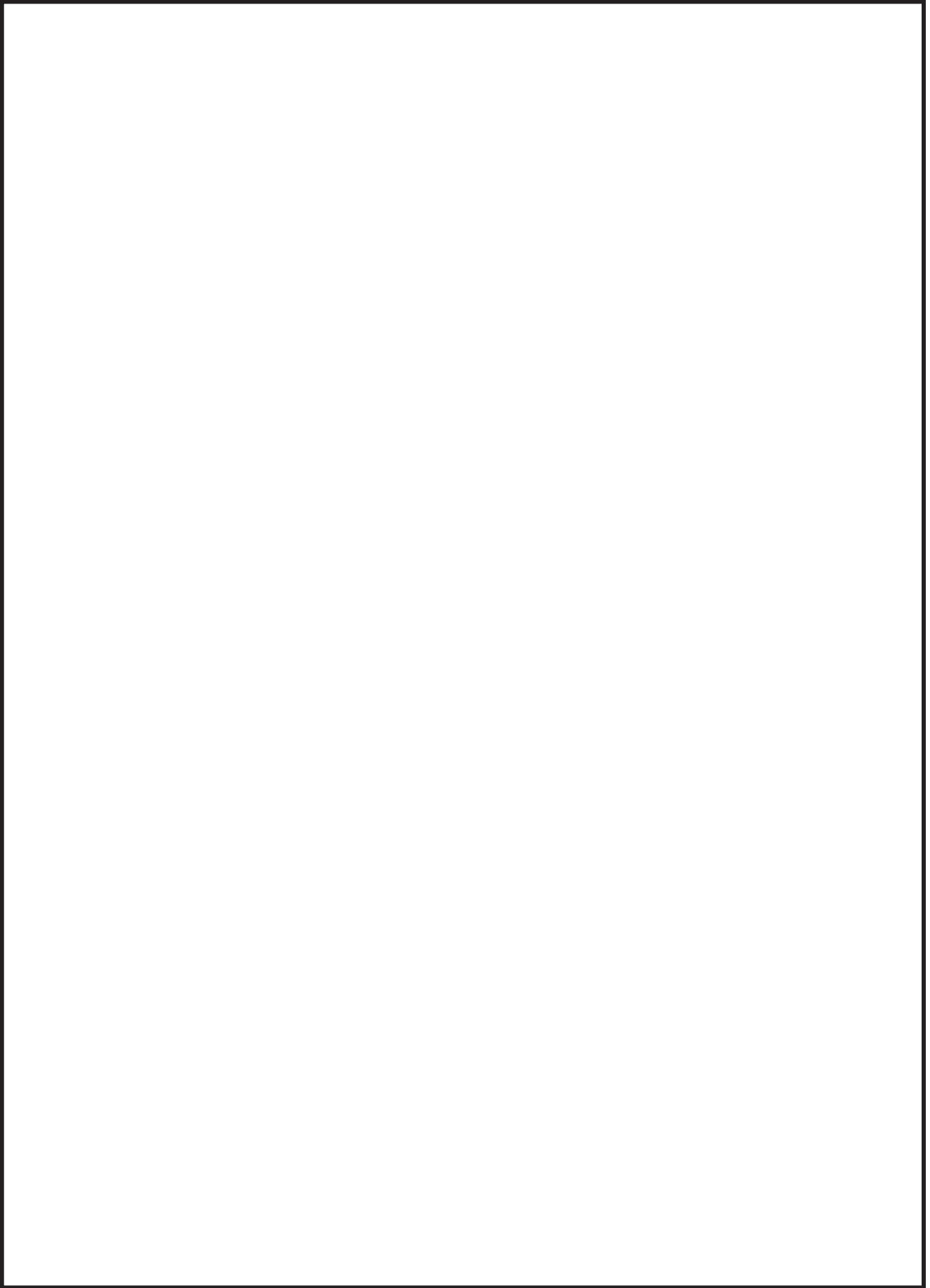



図 48-24 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-24)

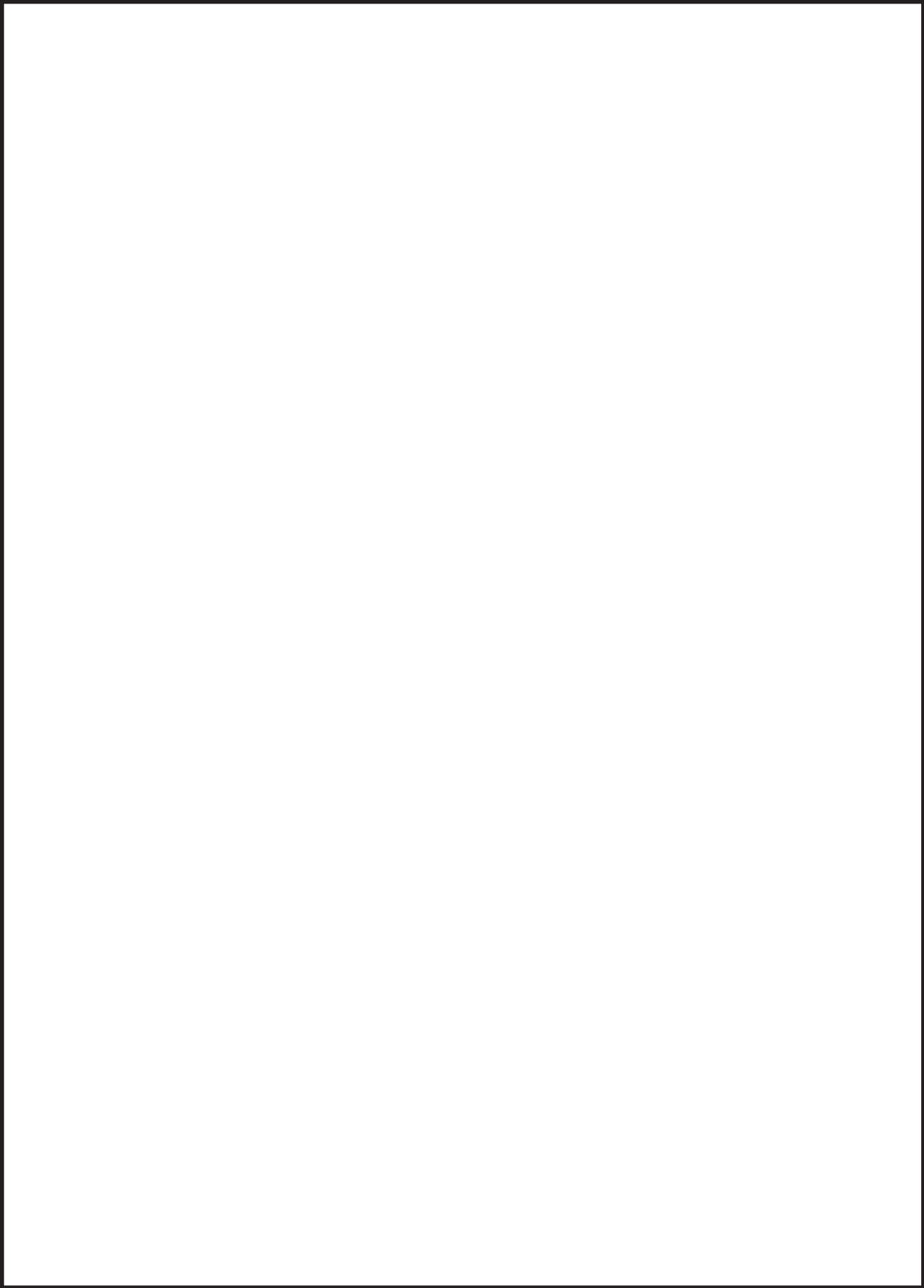


図 48-25 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-25)

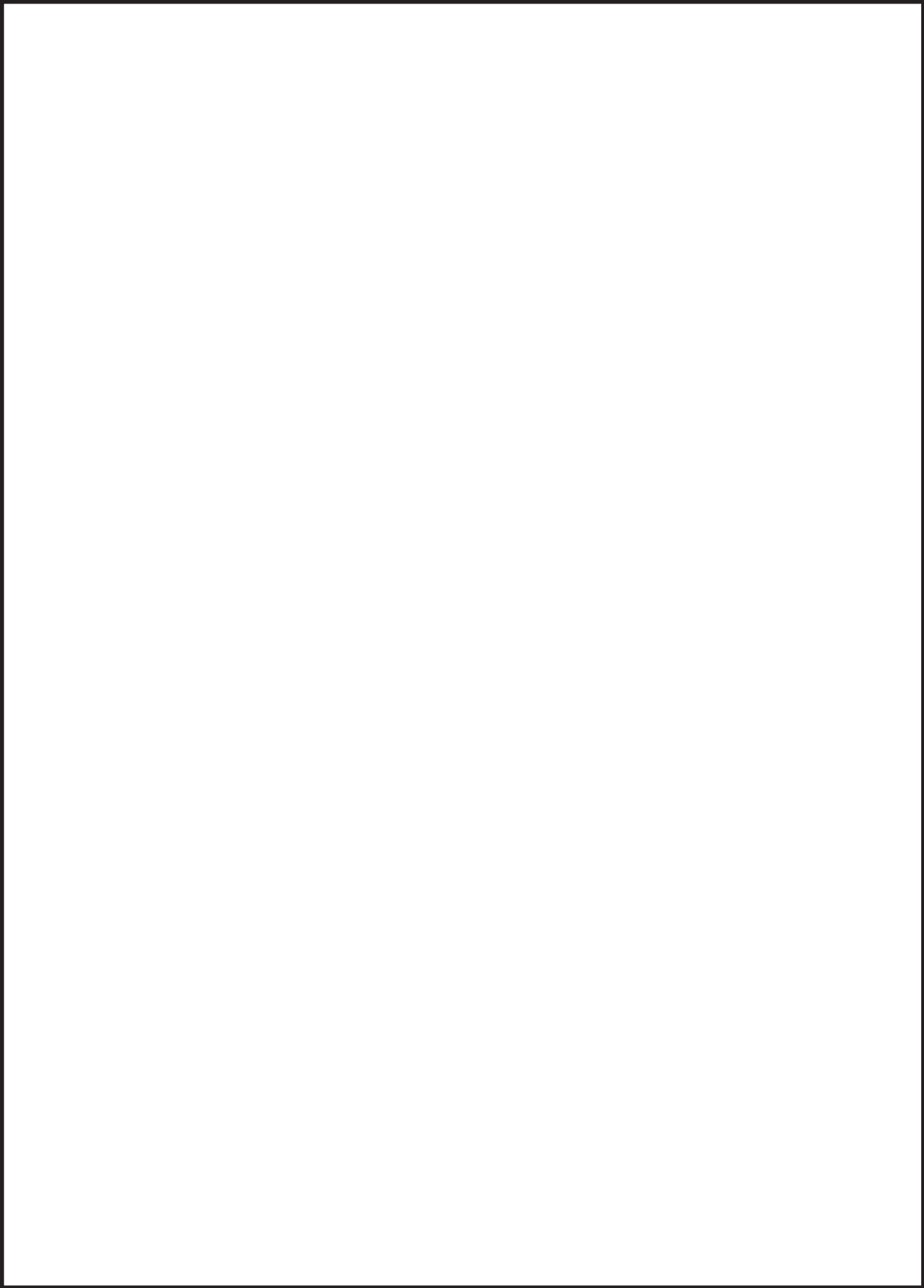


図 48-26 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-26)

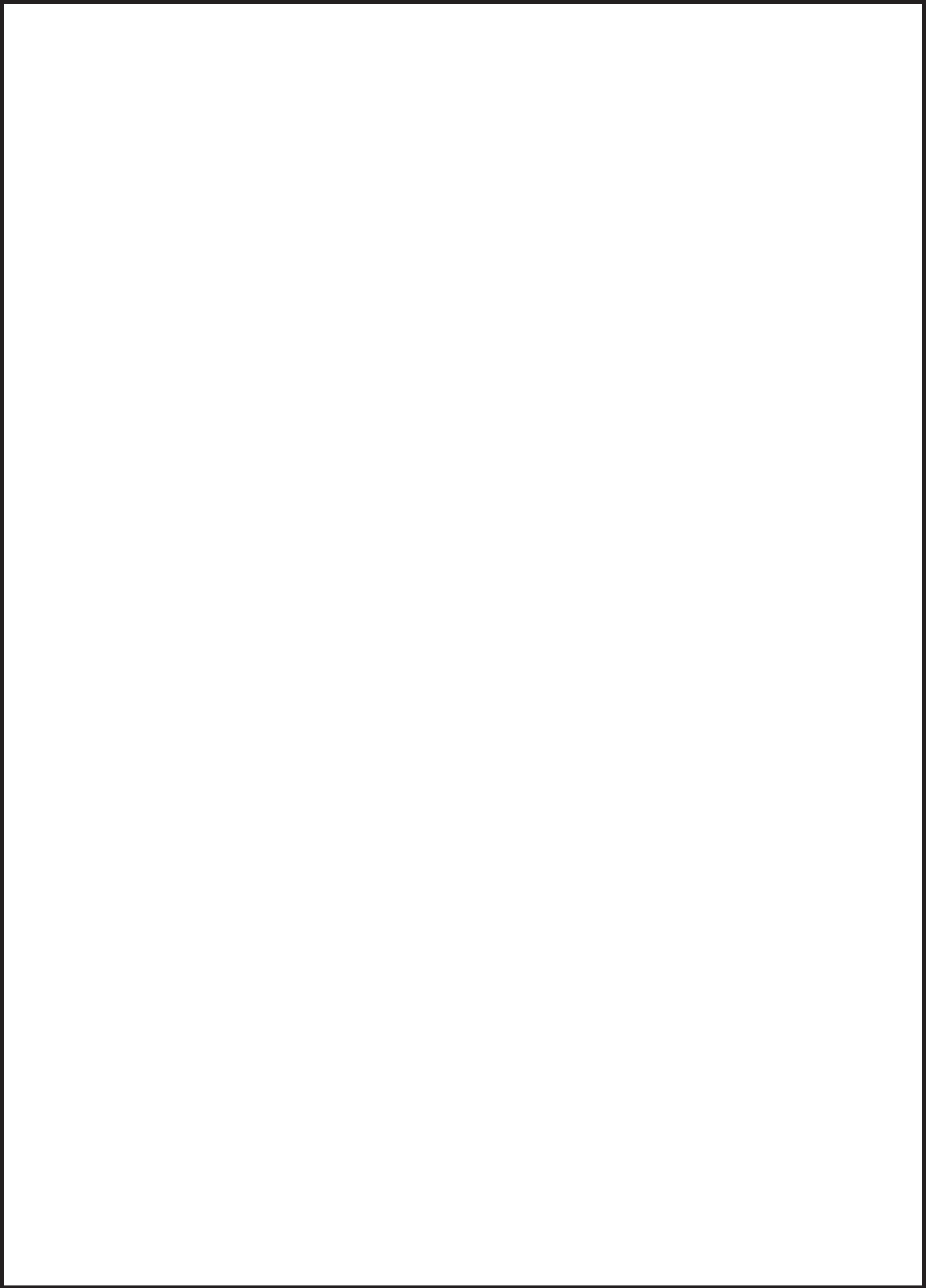



図 48-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-27)

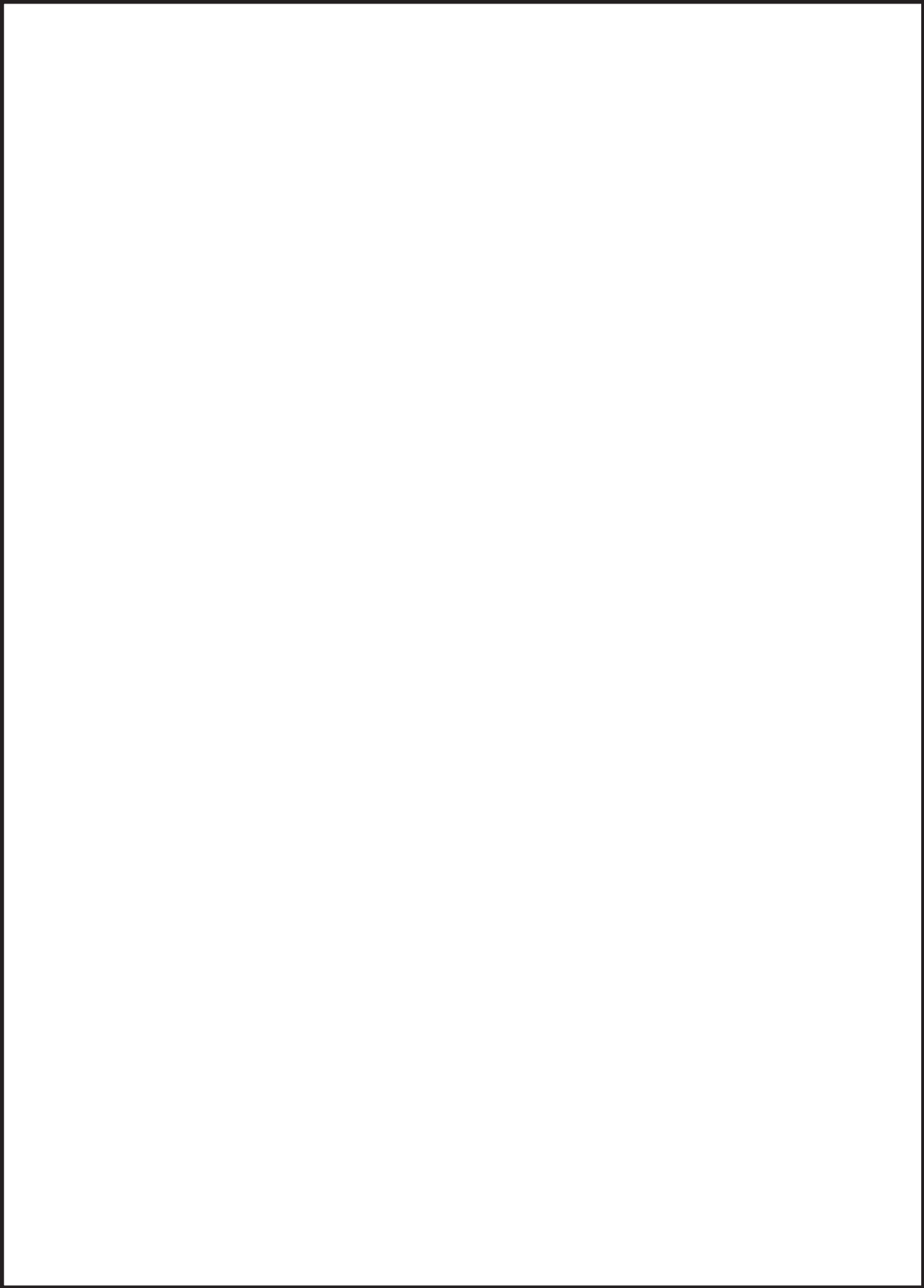


図 48-28 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-28)

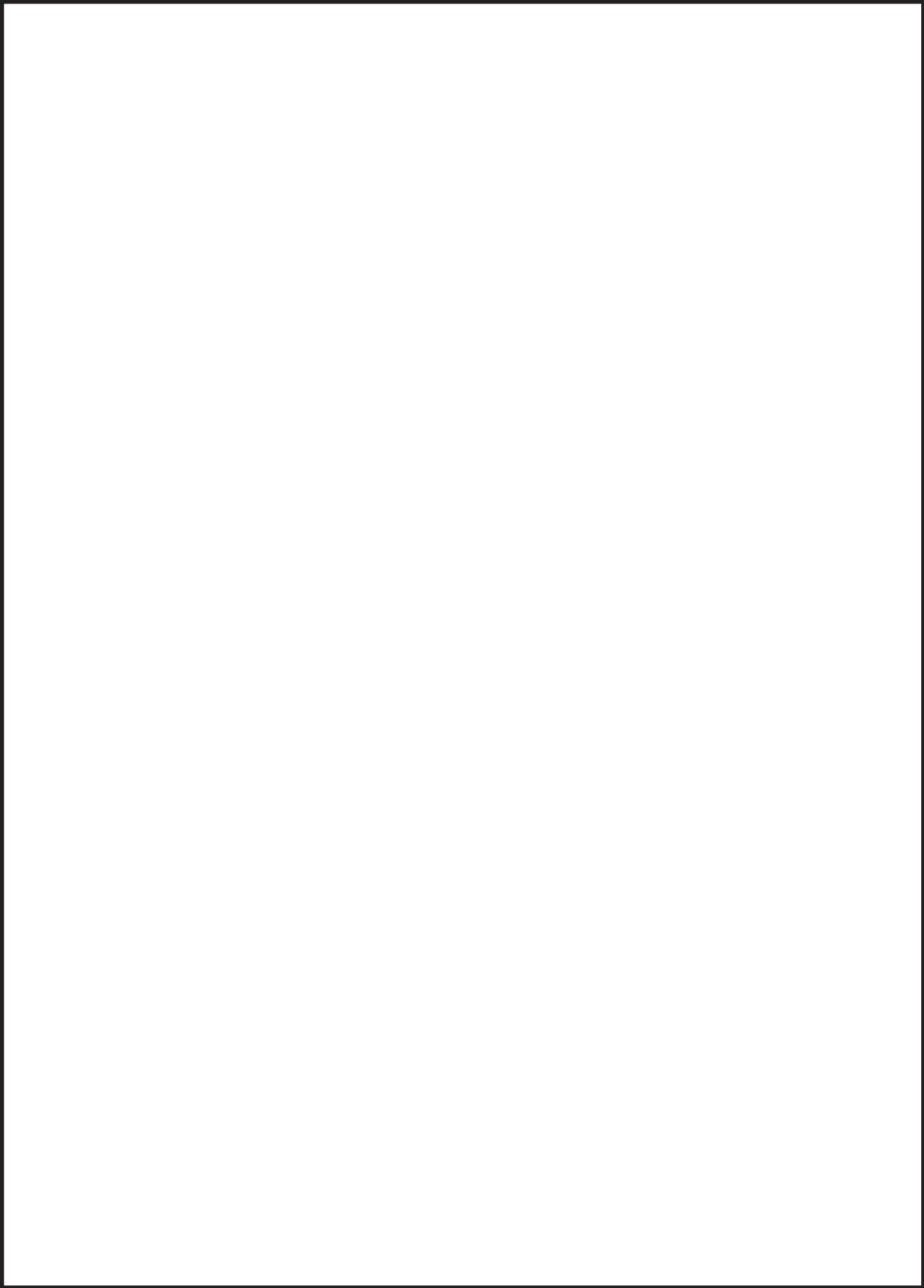



図 48-29 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-29)

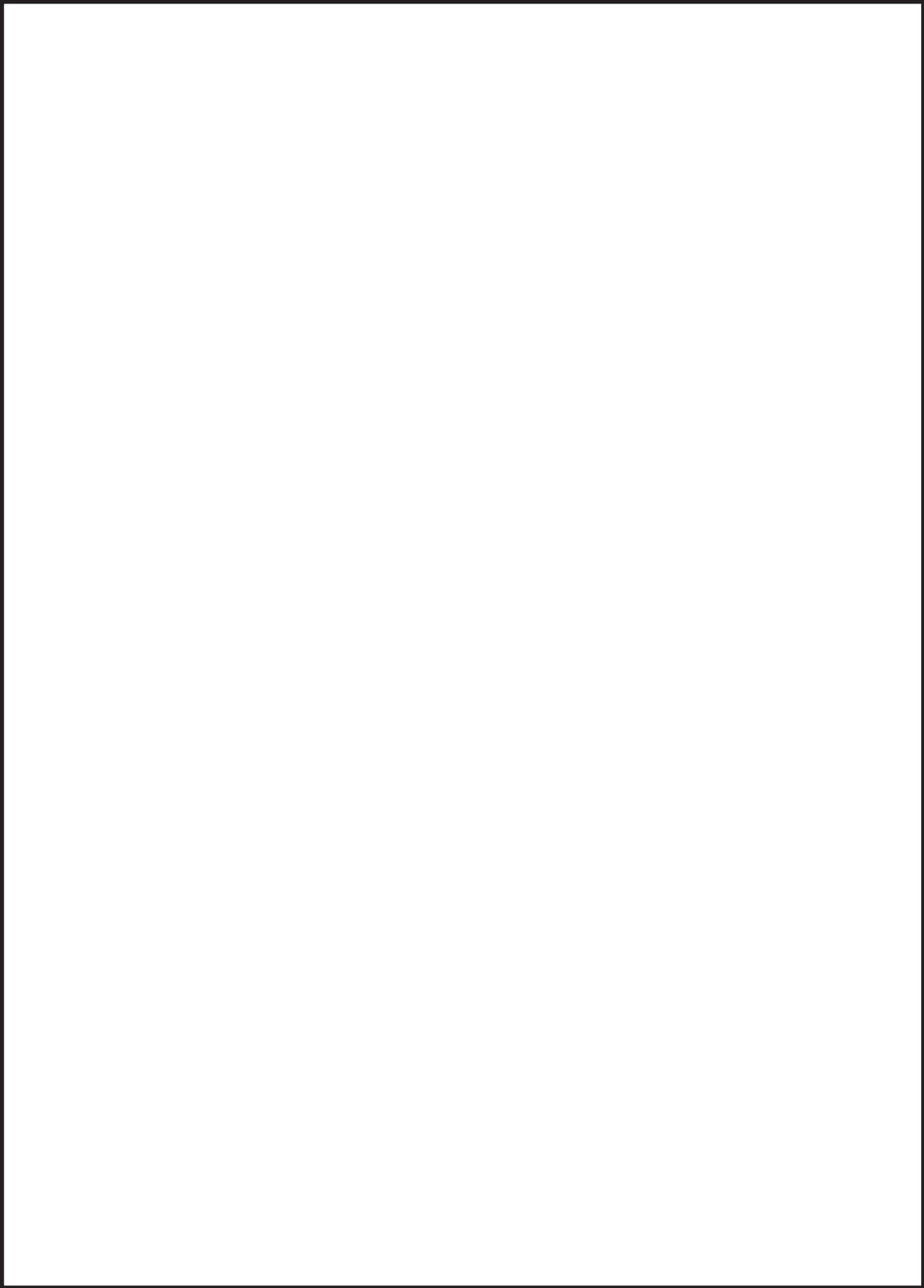


図 48-30 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-30)

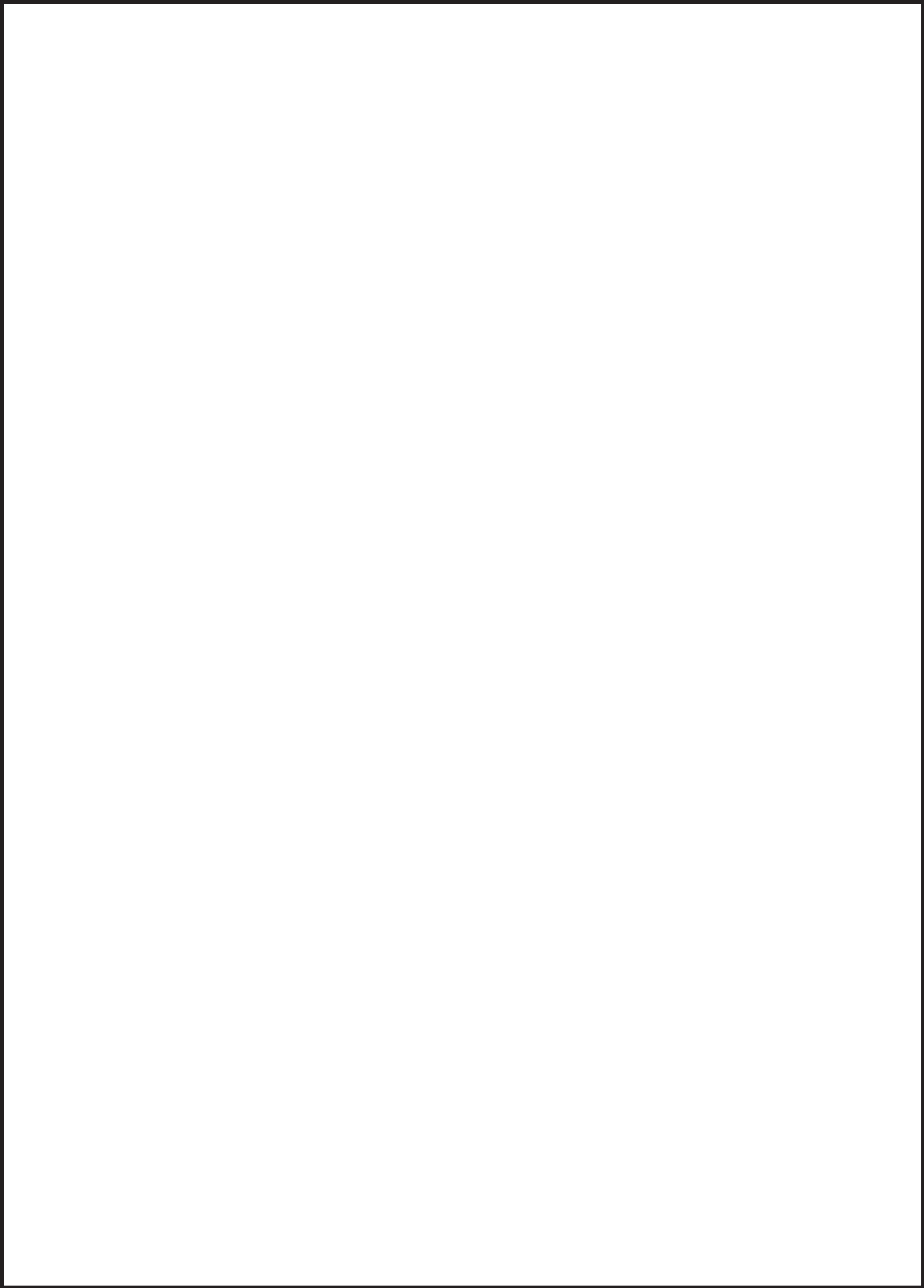


図 48-31 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-31)

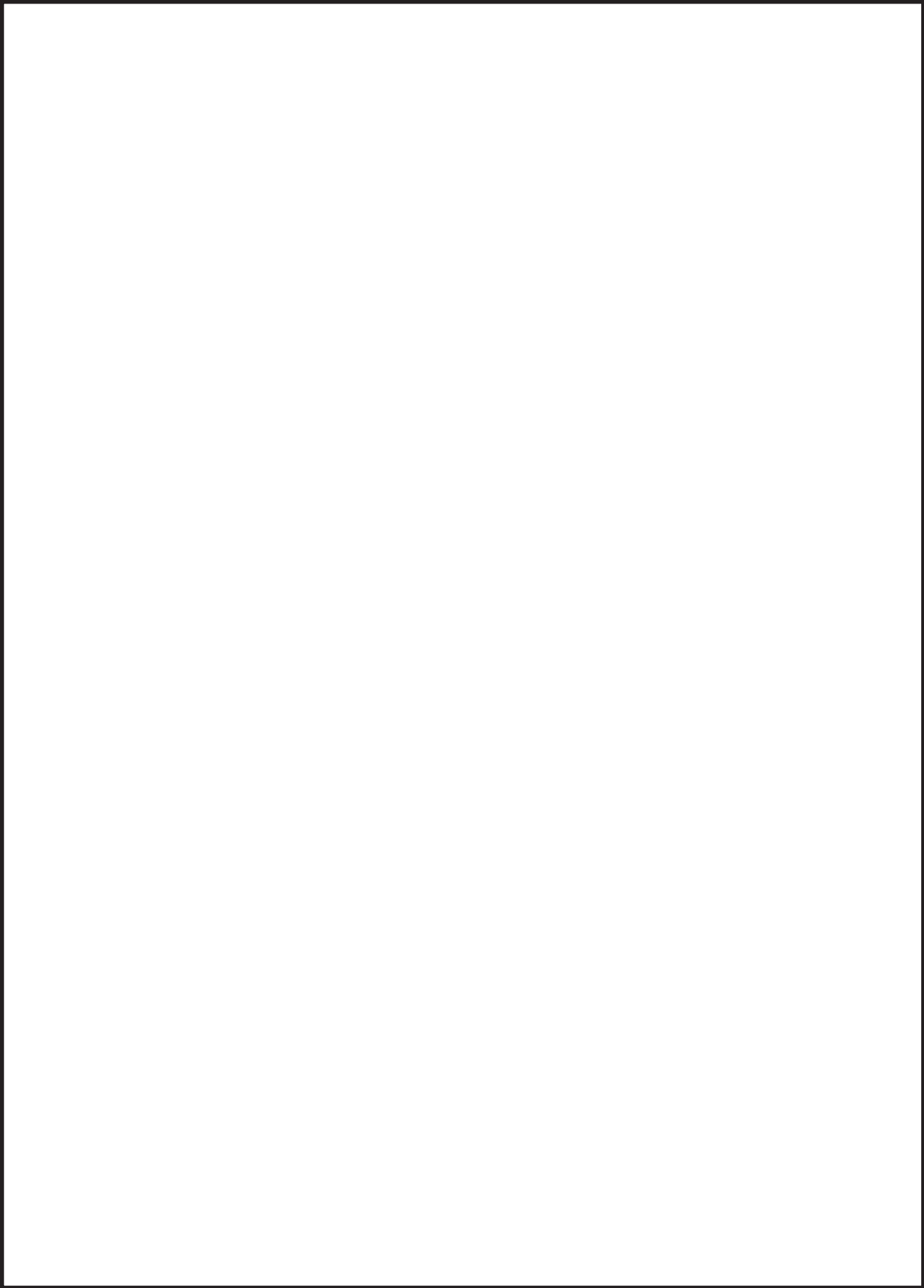



図 48-32 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-32)

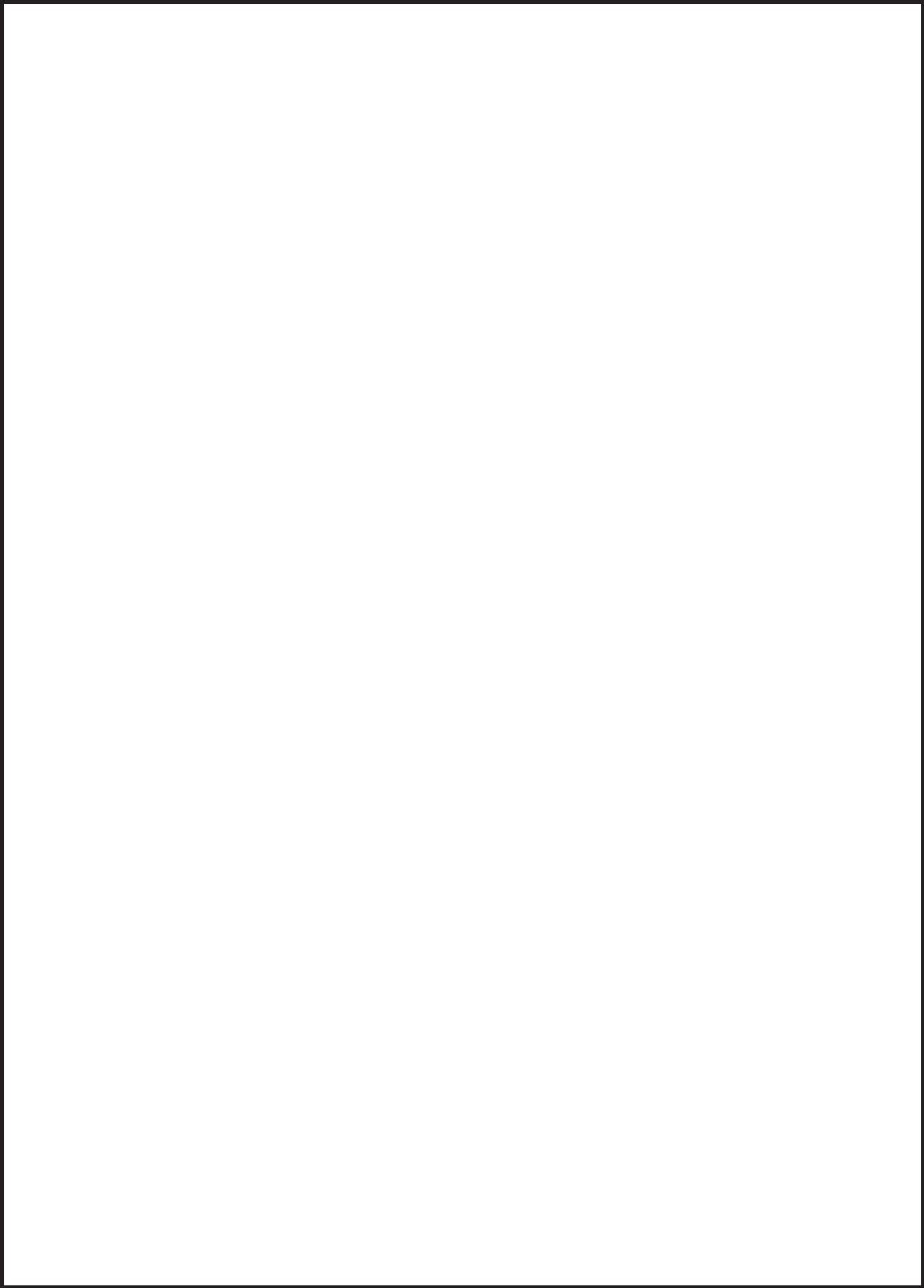


図 48-33 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-33)

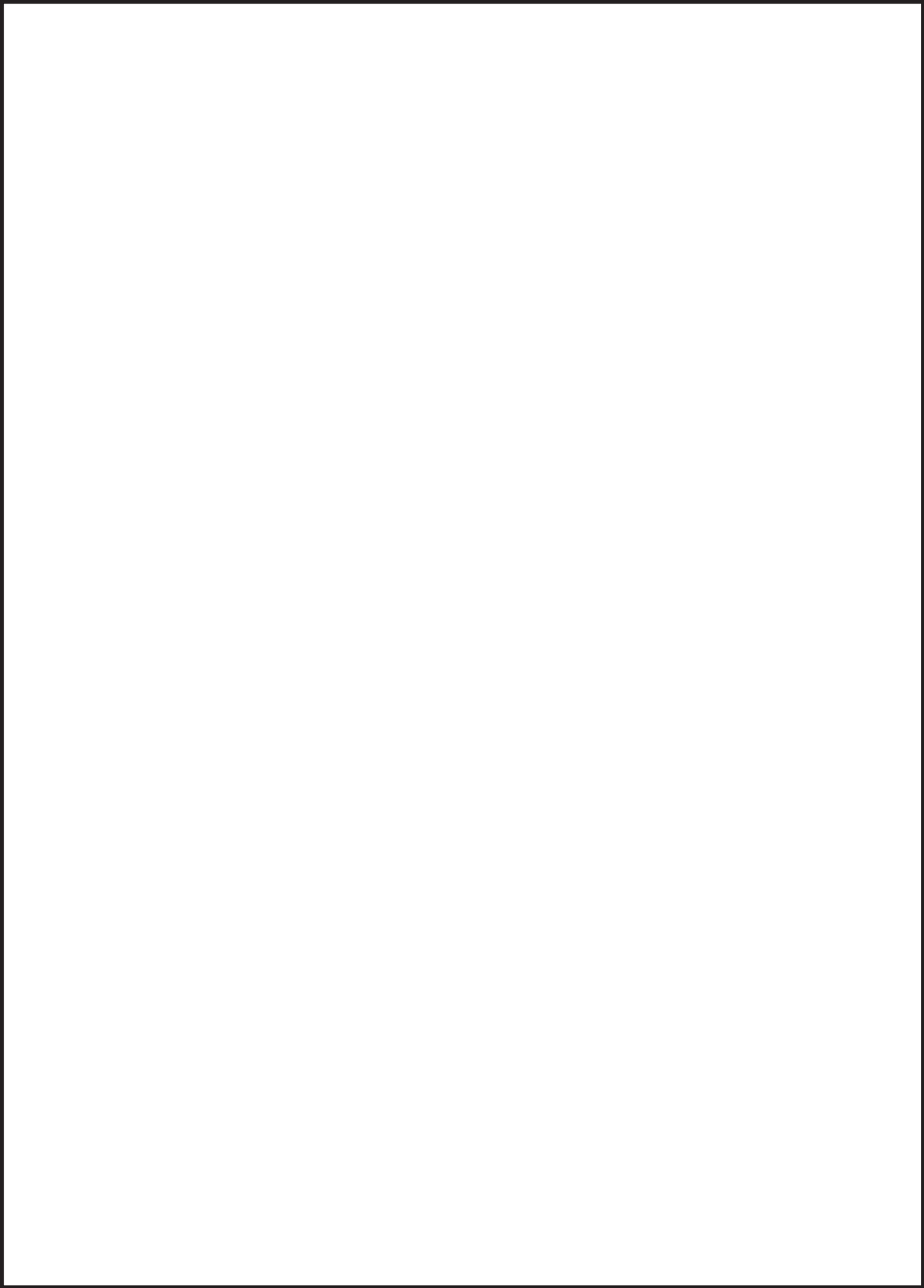



図 48-34 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-34)

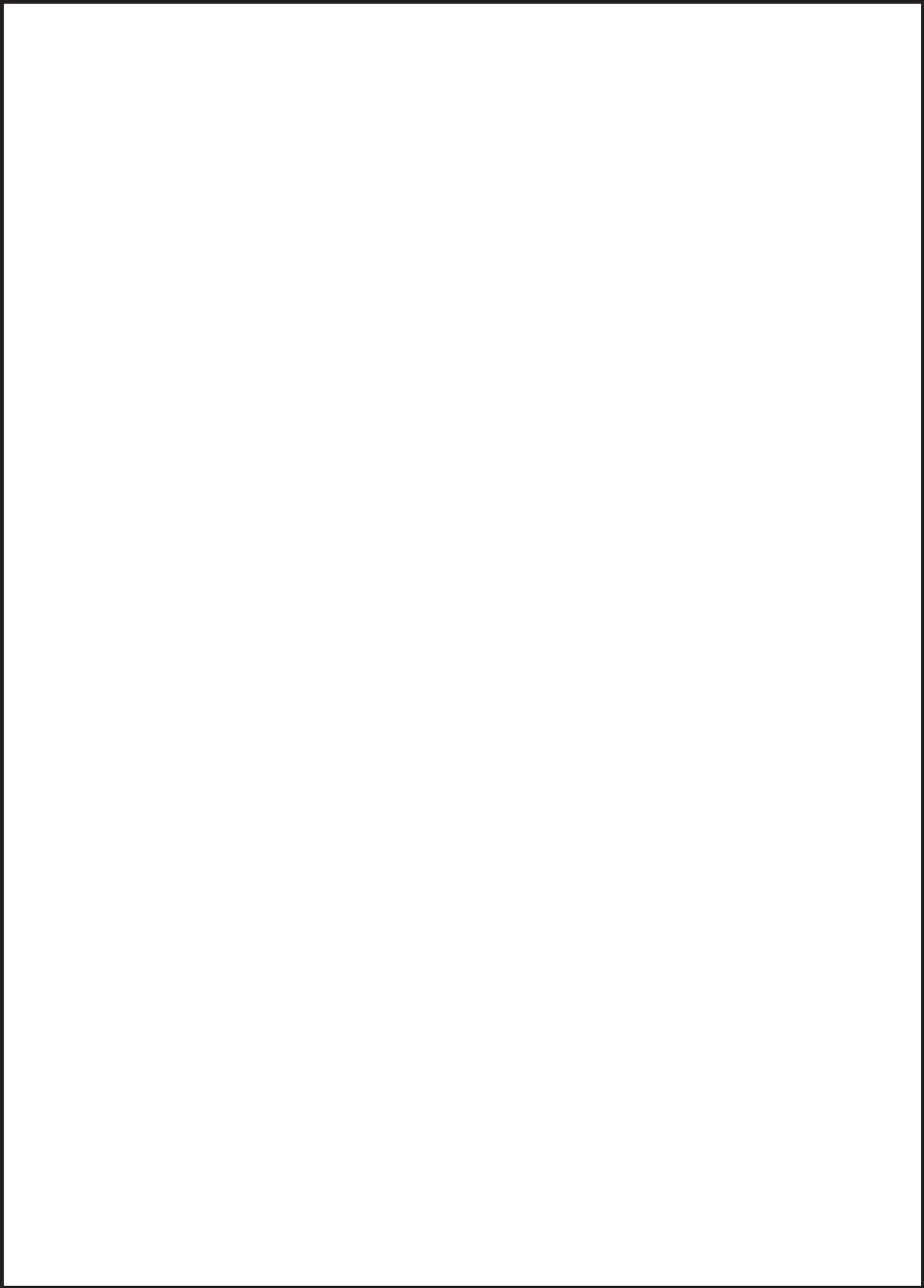



図 48-35 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-35)

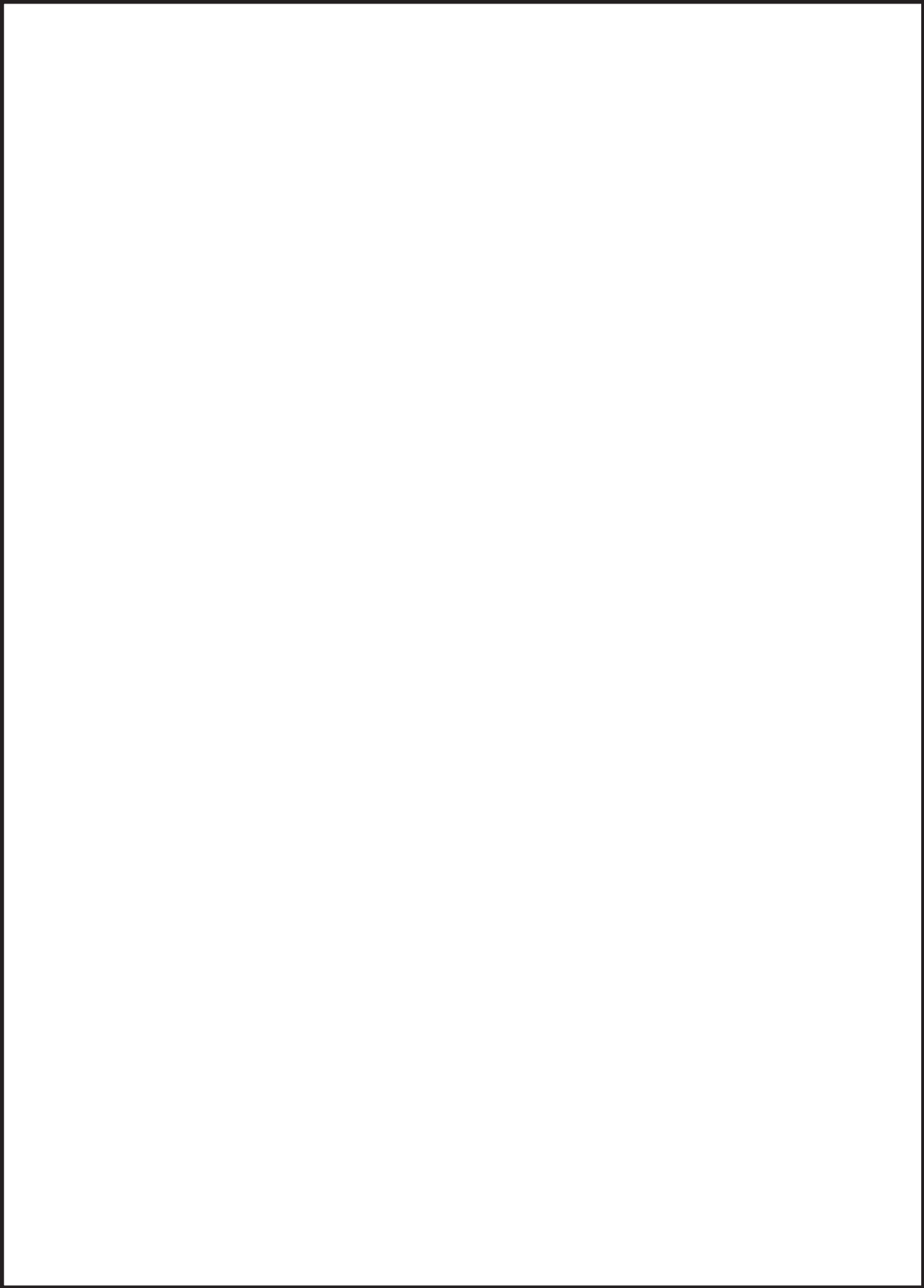



図 48-36 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(48-36)

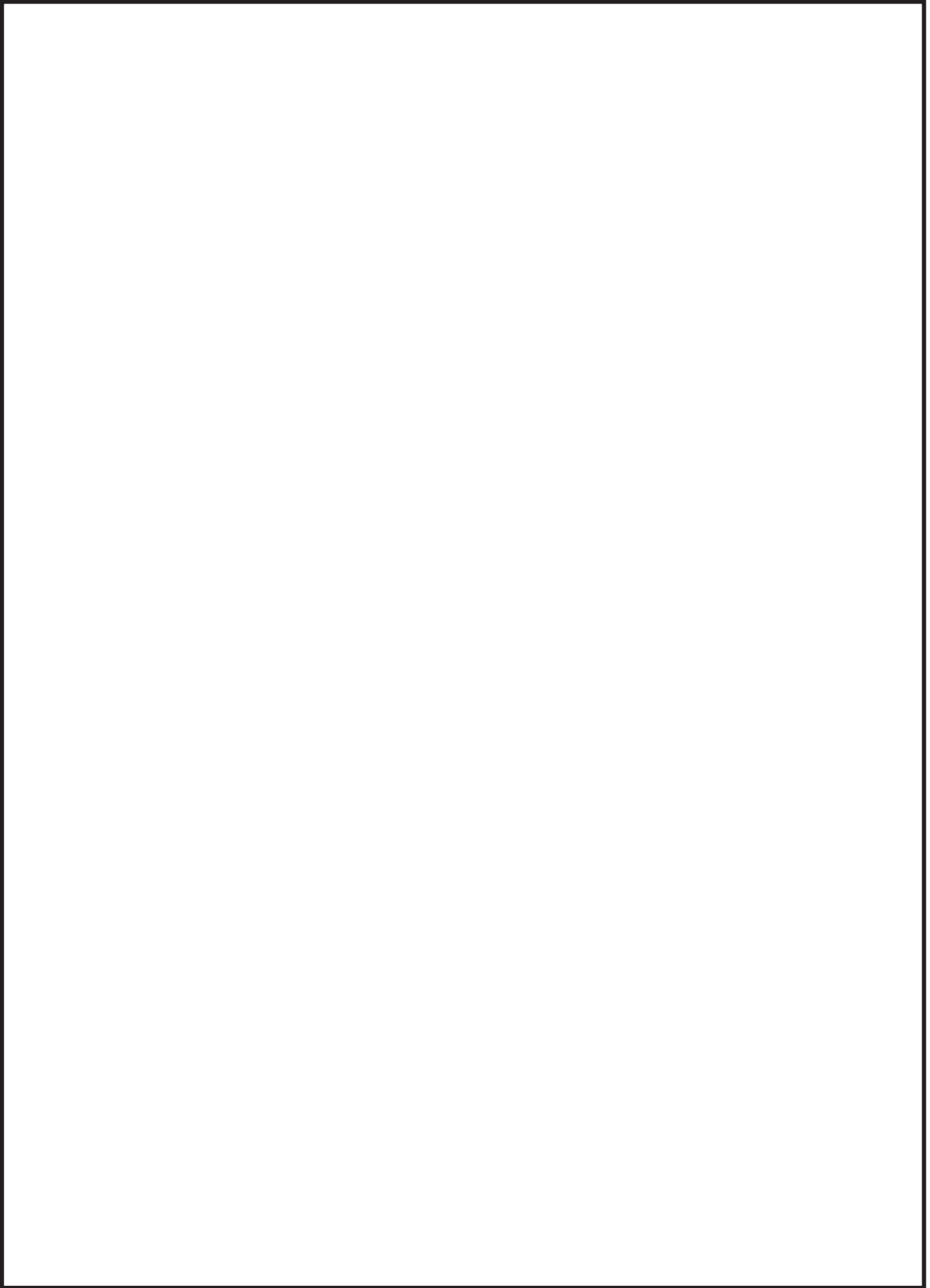



図 49-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-1)

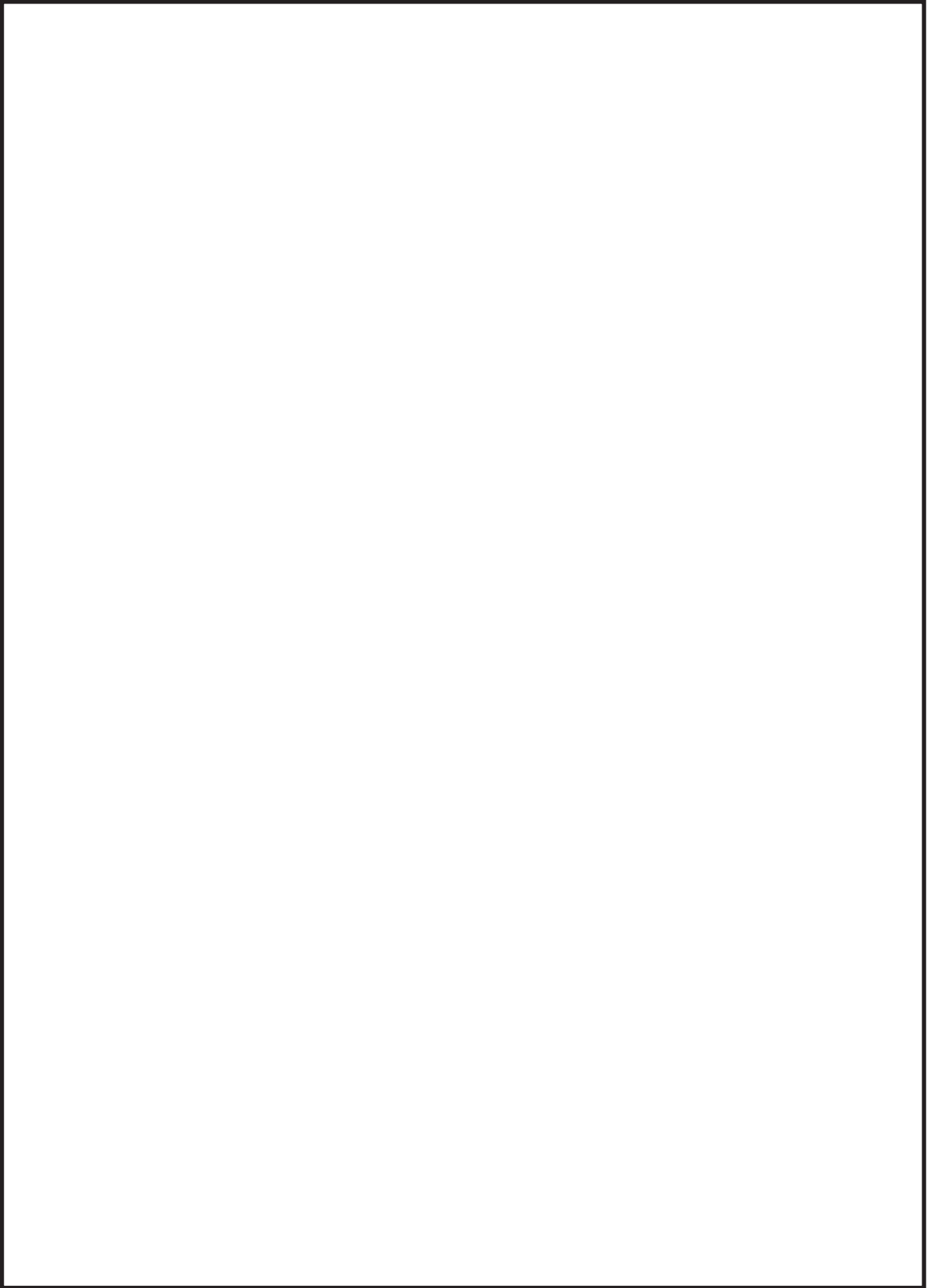



図 49-2 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-2)

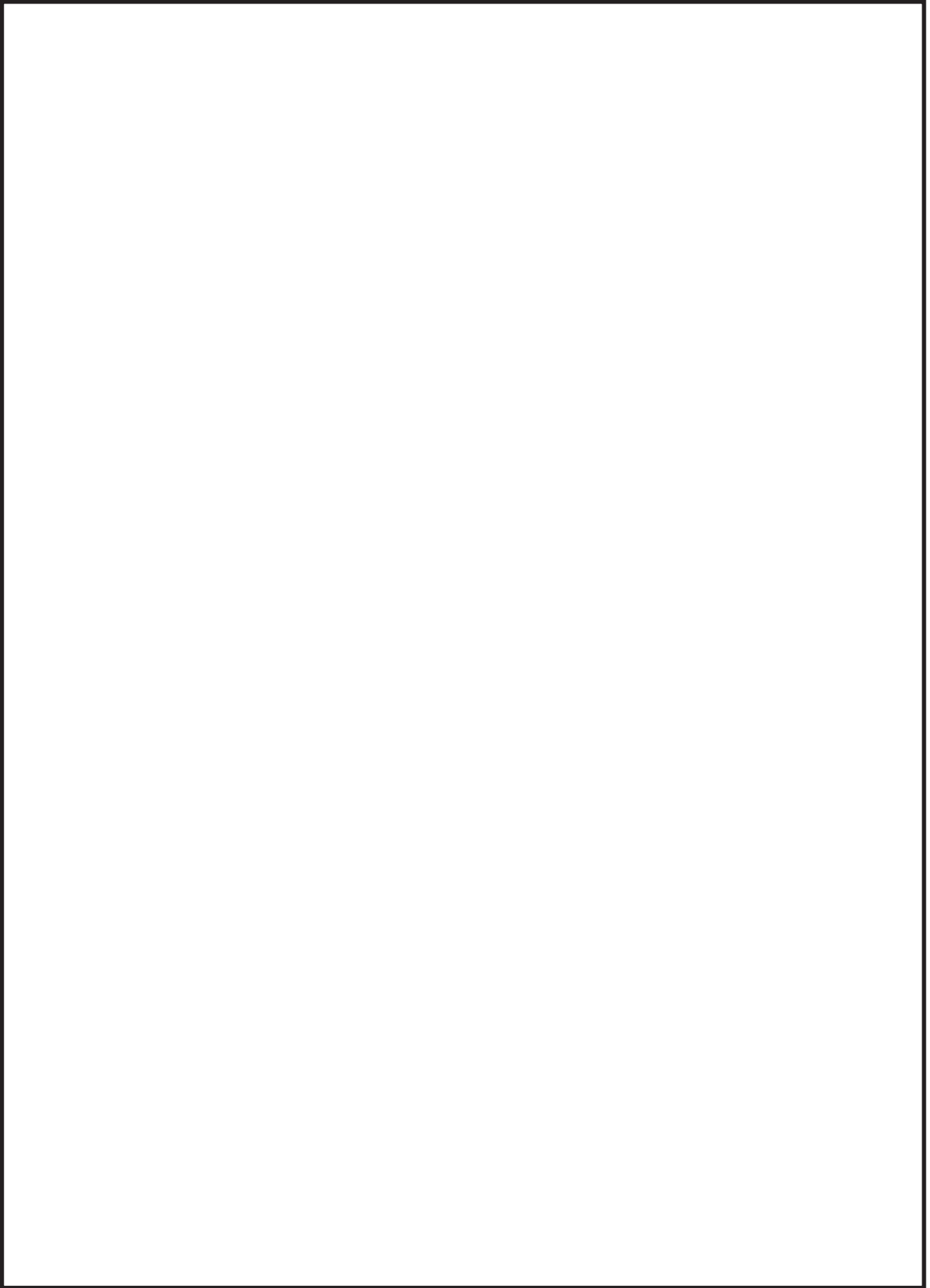



図 49-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-3)

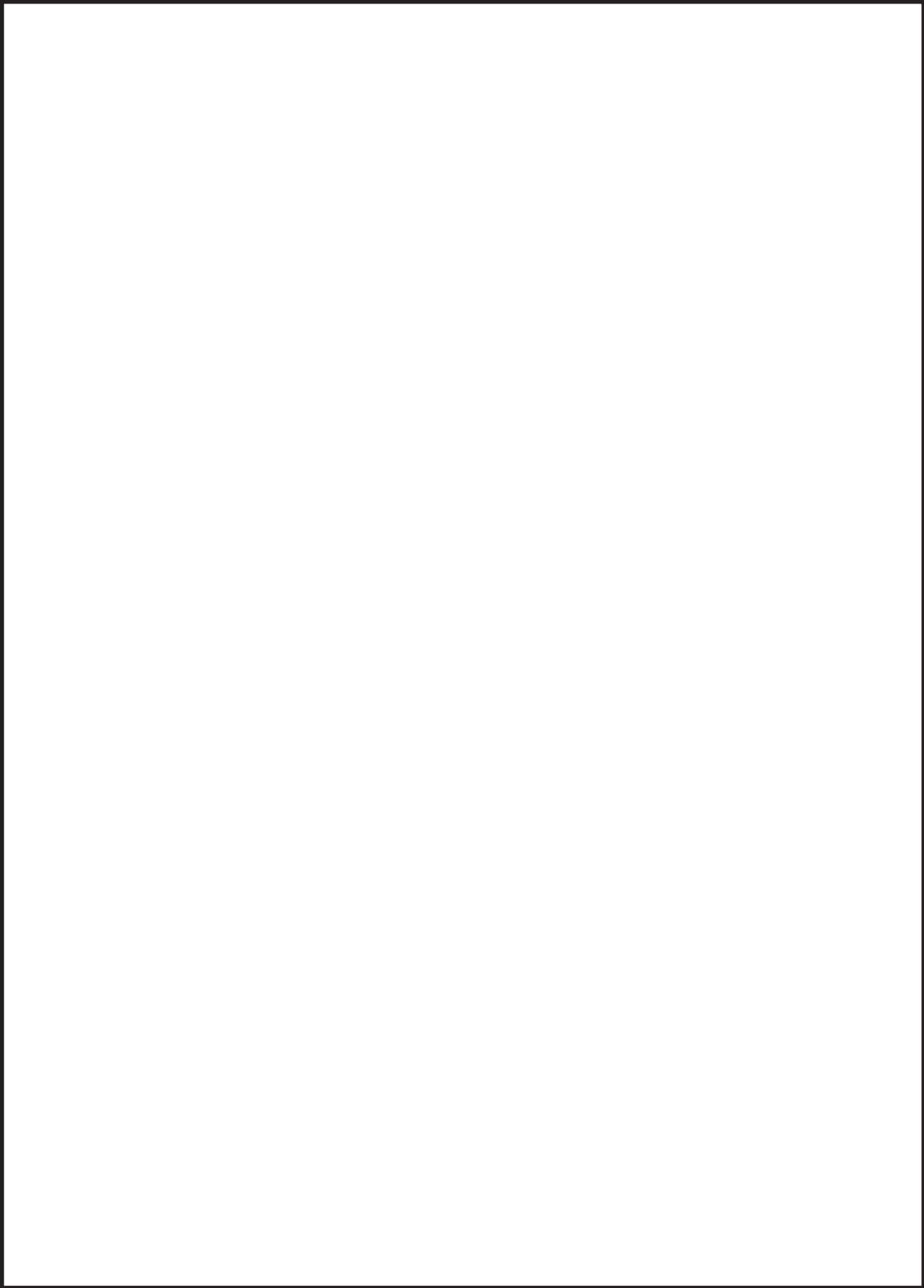



図 49-4 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-4)

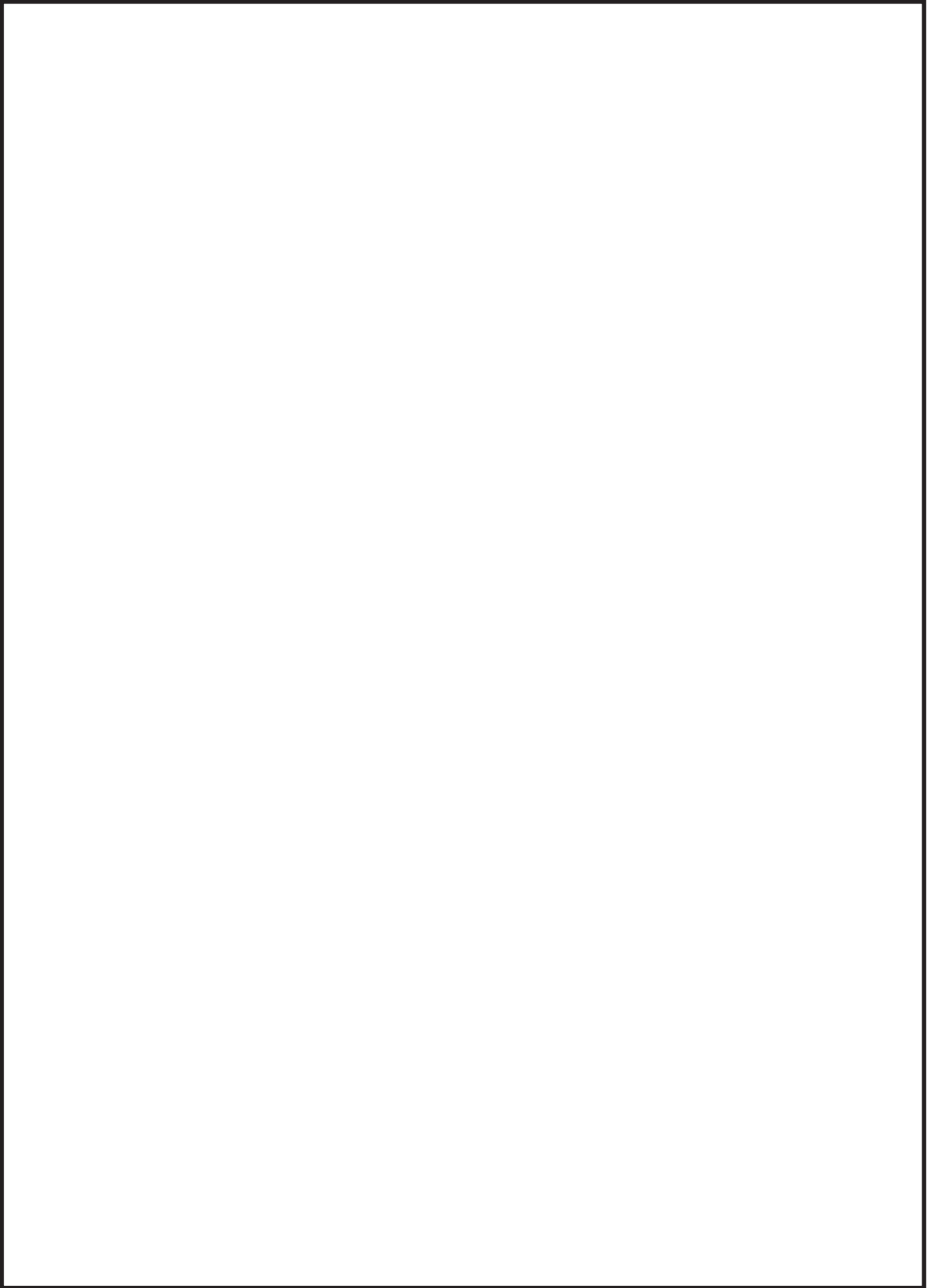



図 49-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-5)

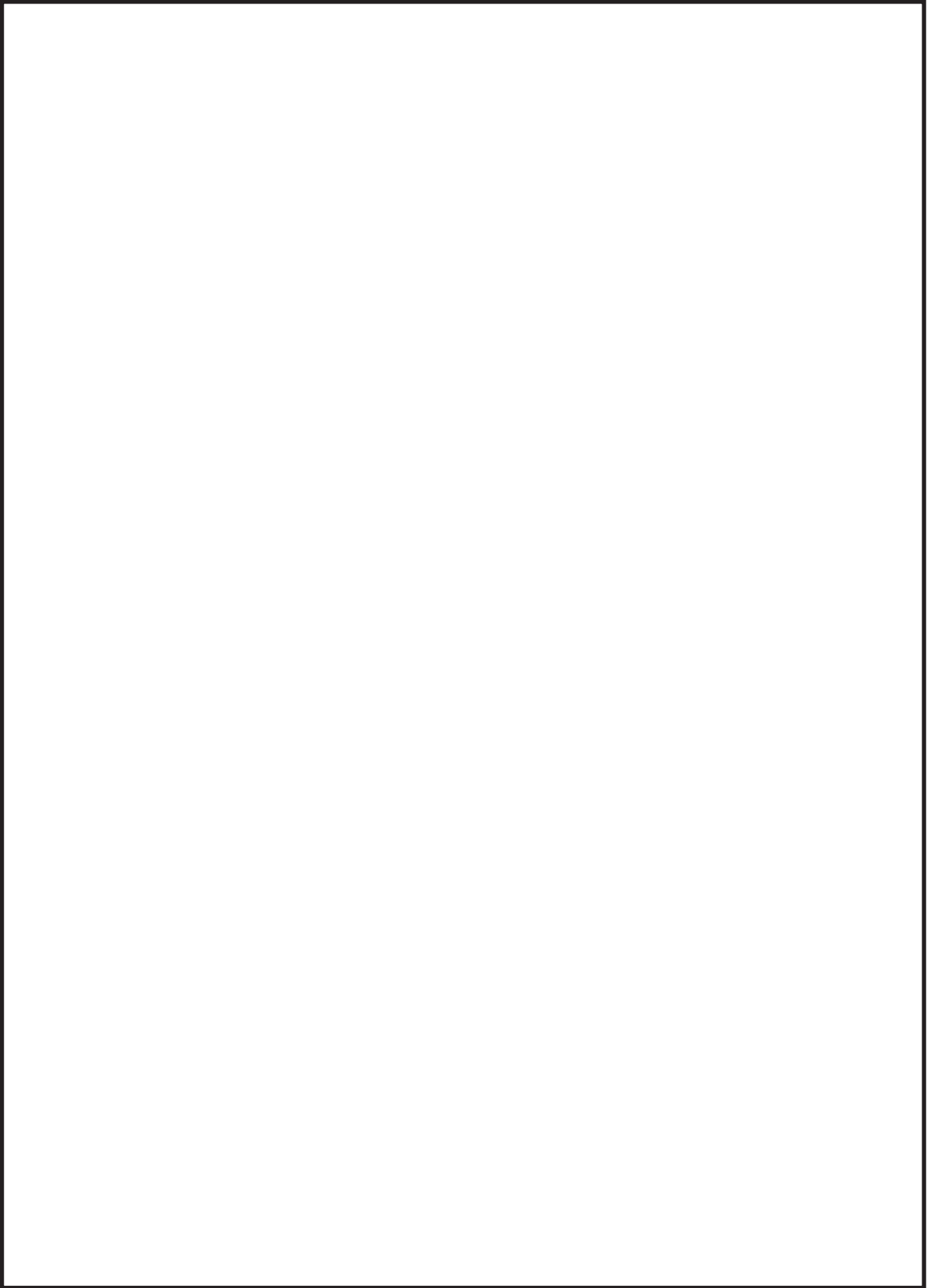


図 49-6 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-6)

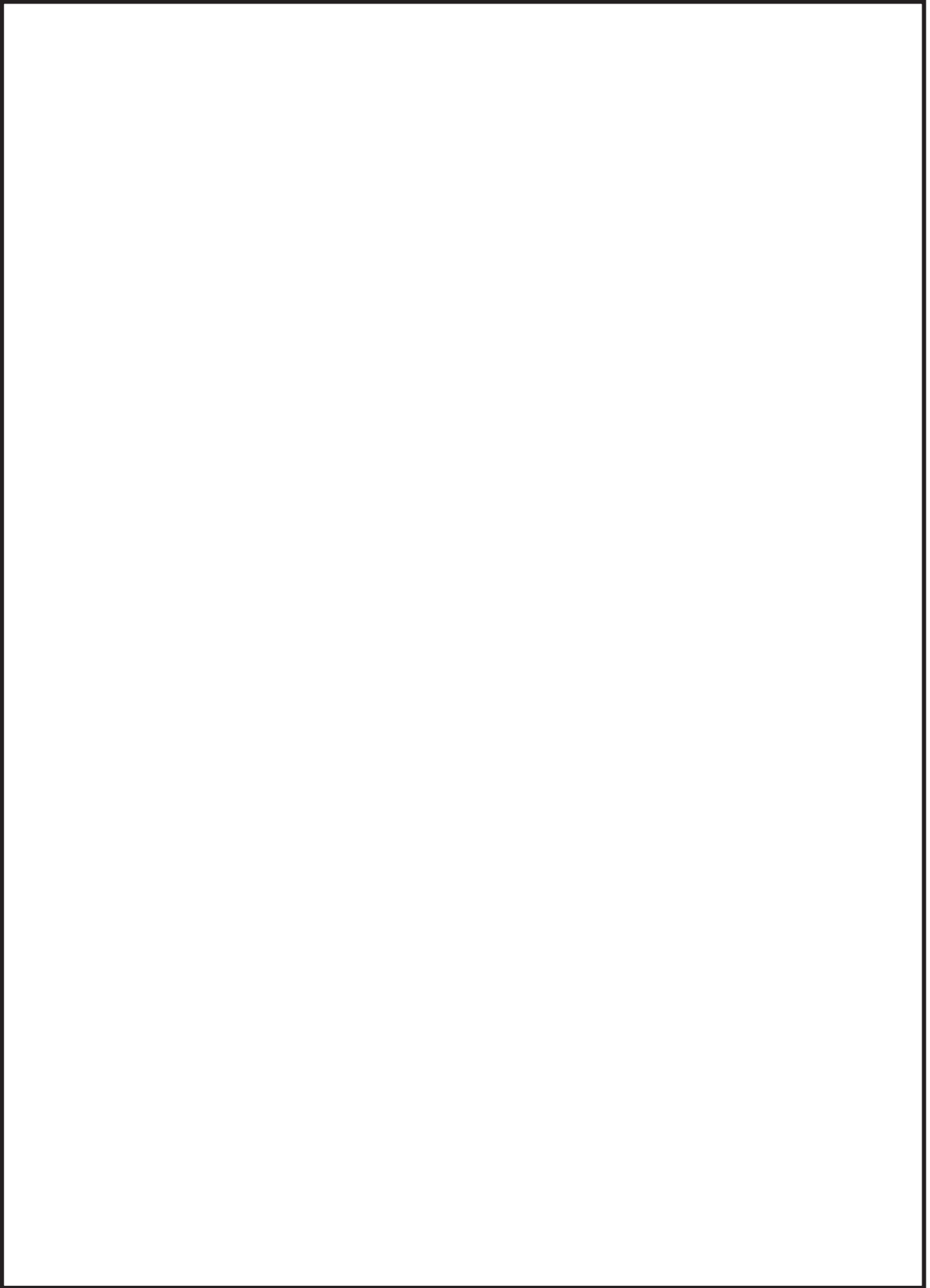



図 49-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-7)

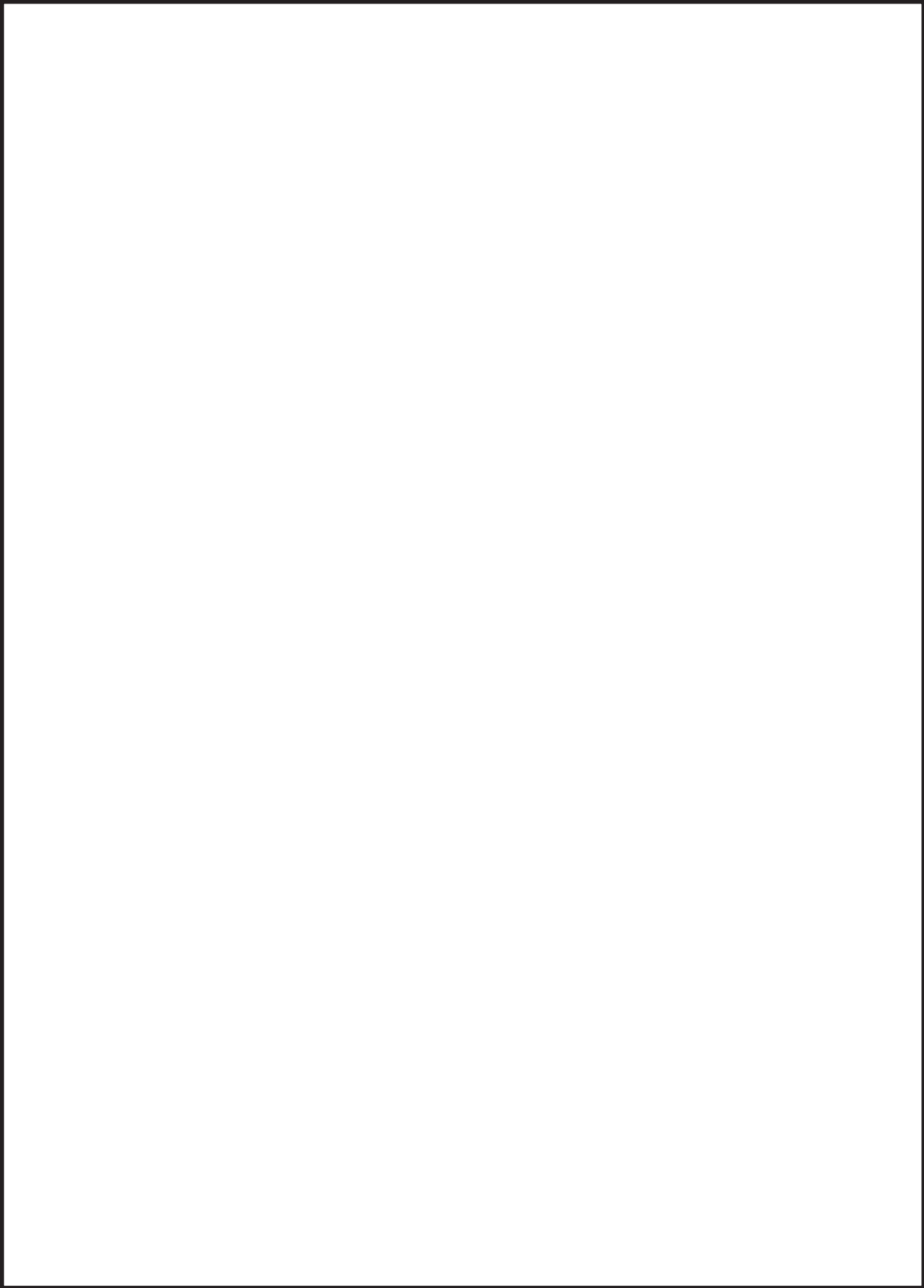


図 49-8 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-8)

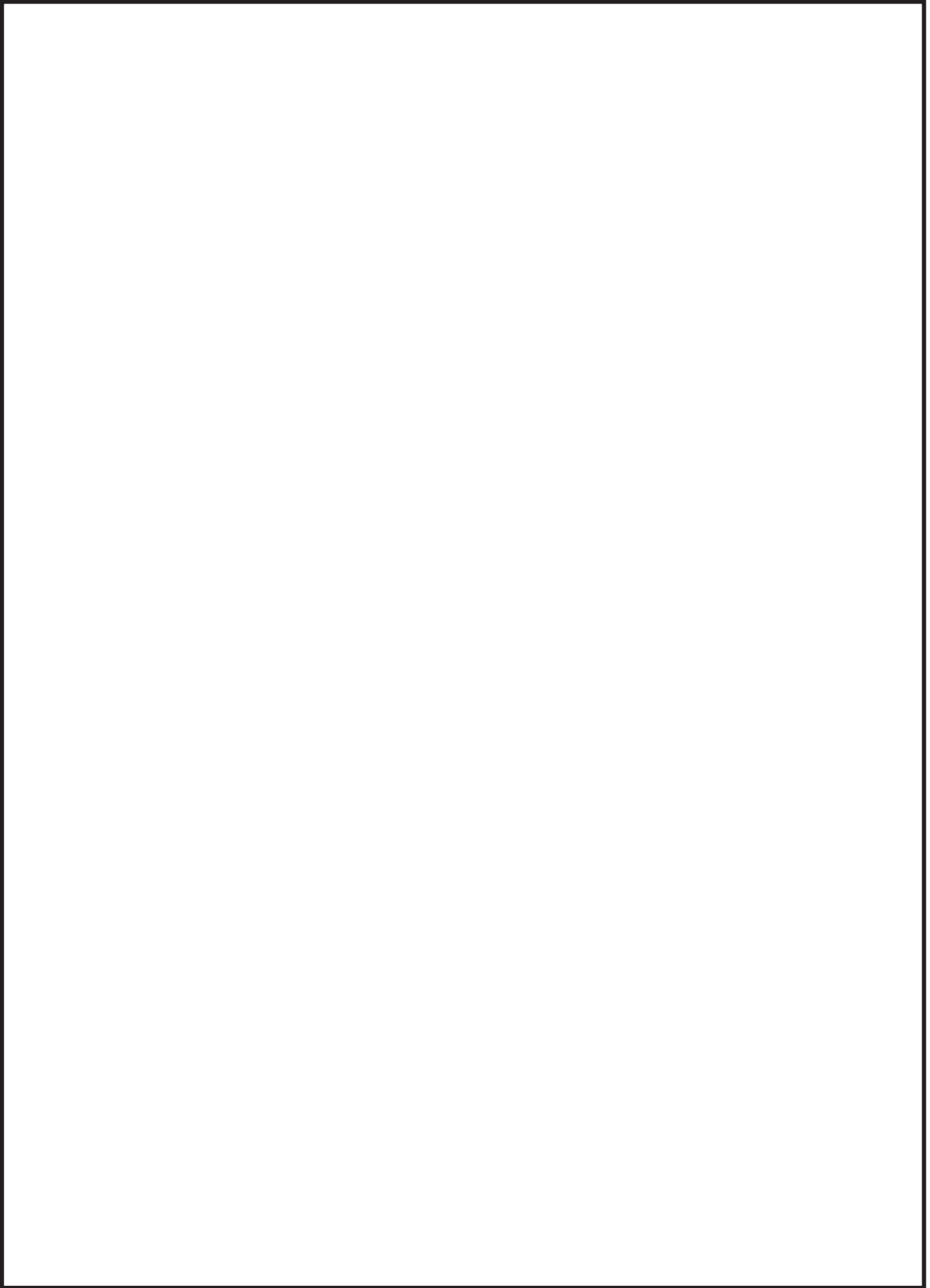



図 49-9 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-9)

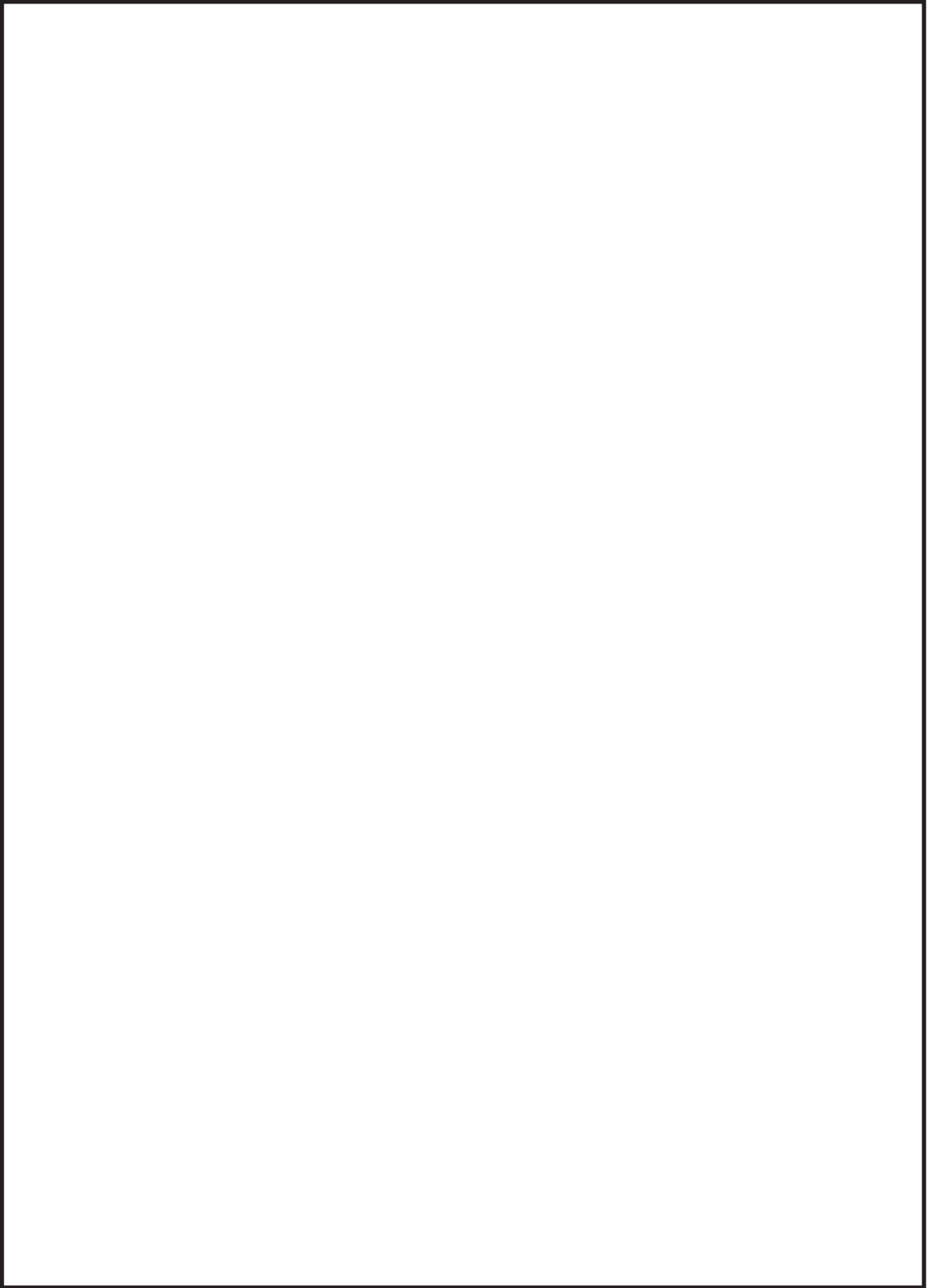



図 49-10 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-10)

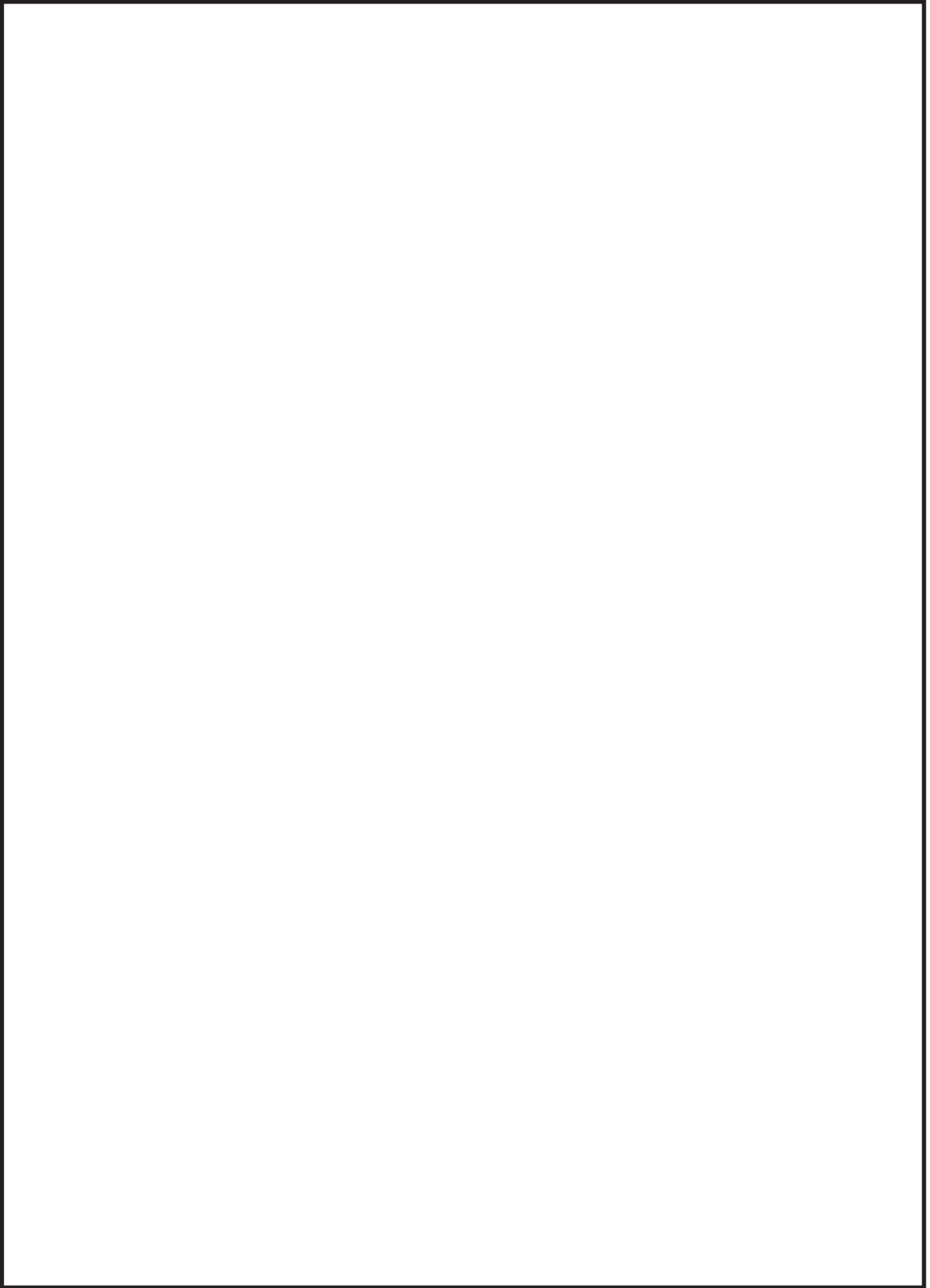


図 49-11 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-11)

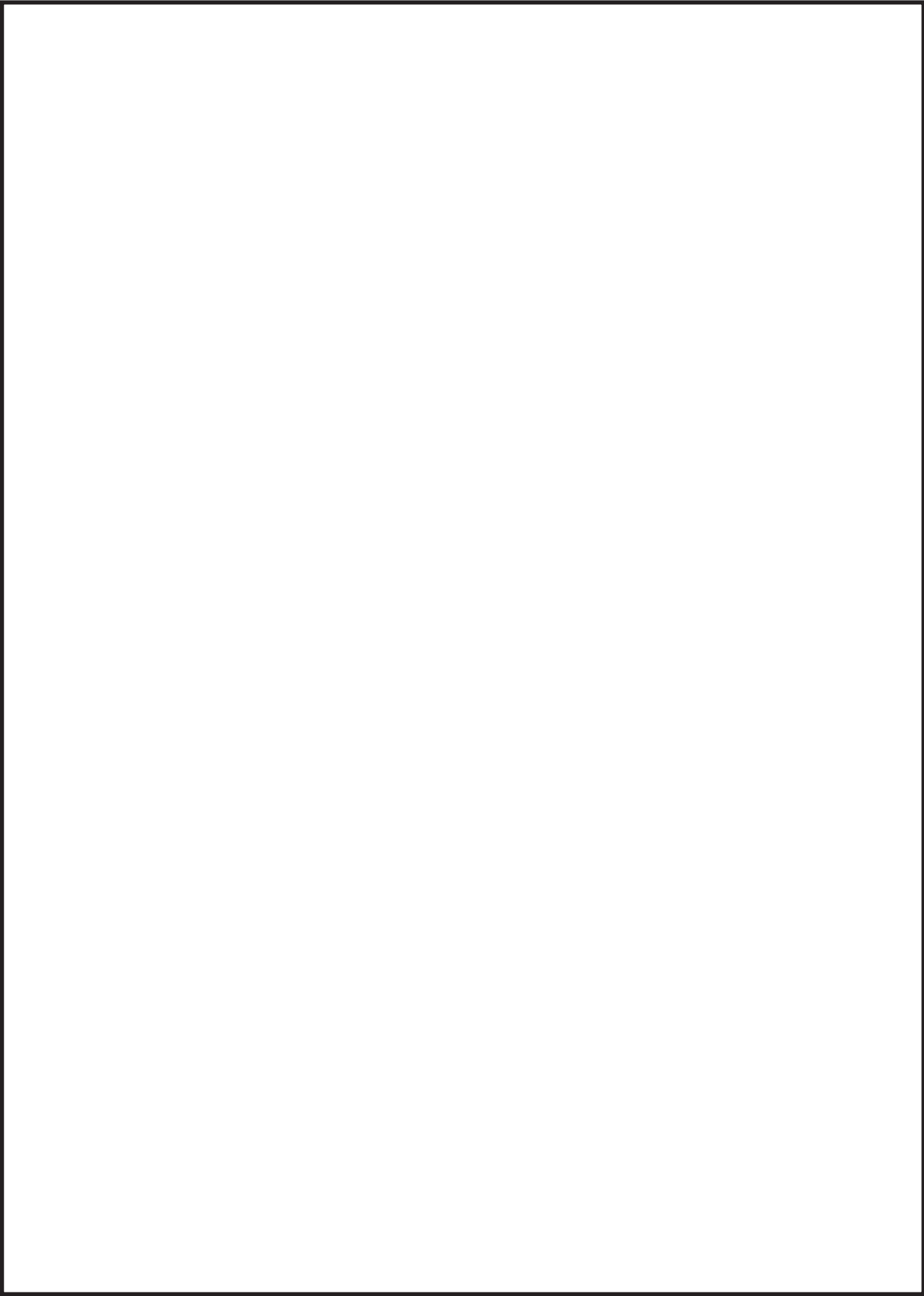



図 49-12 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-12)

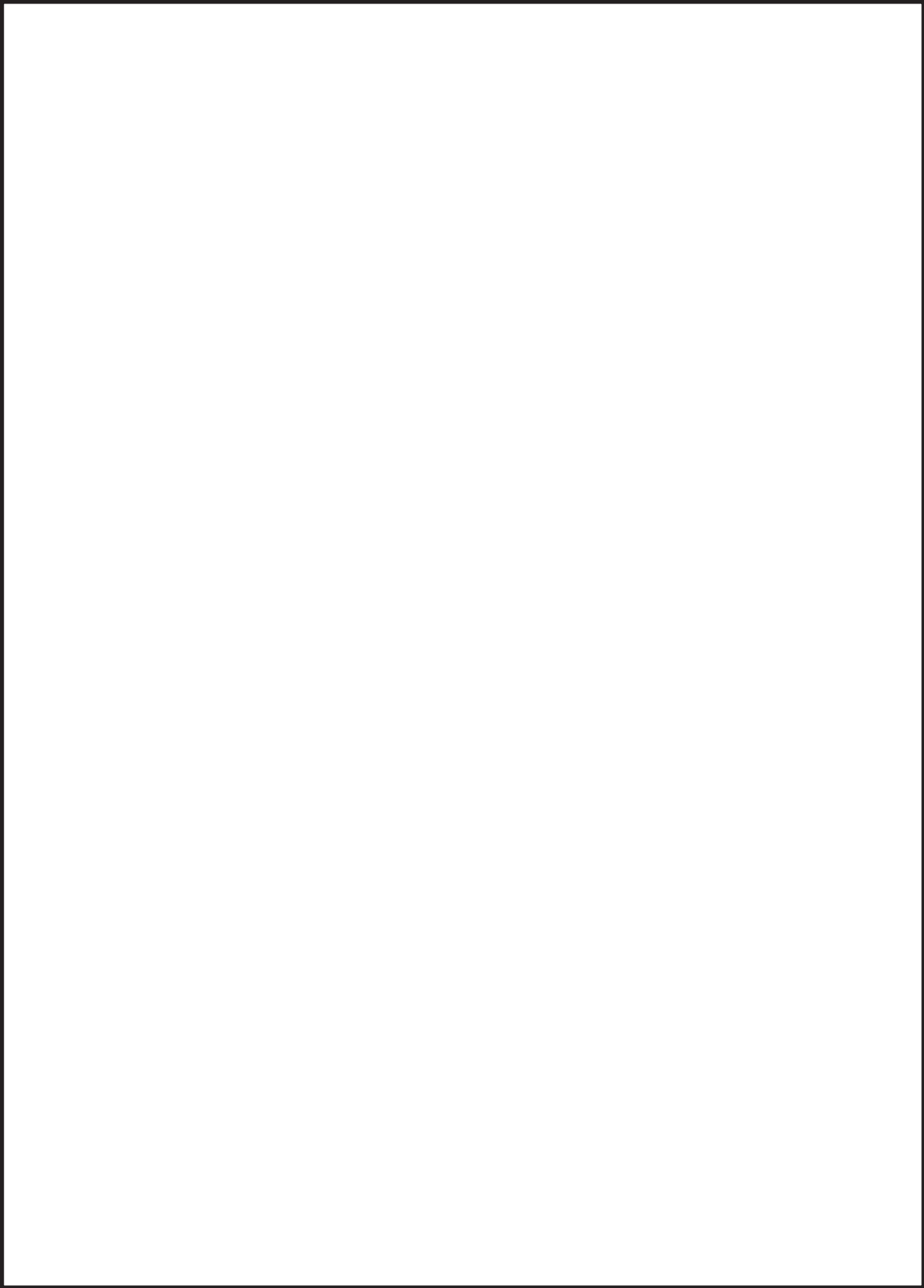


図 49-13 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-13)

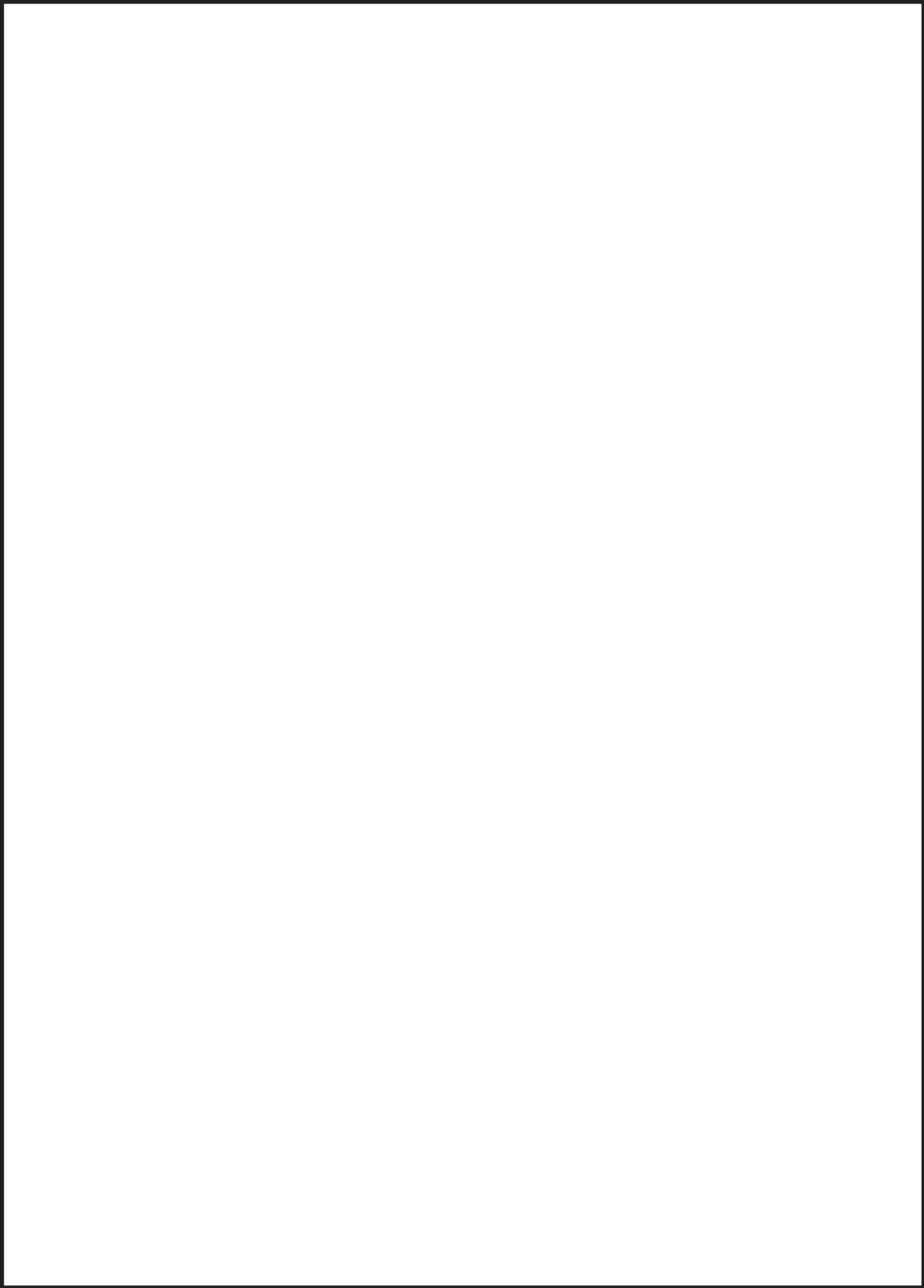



図 49-14 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-14)

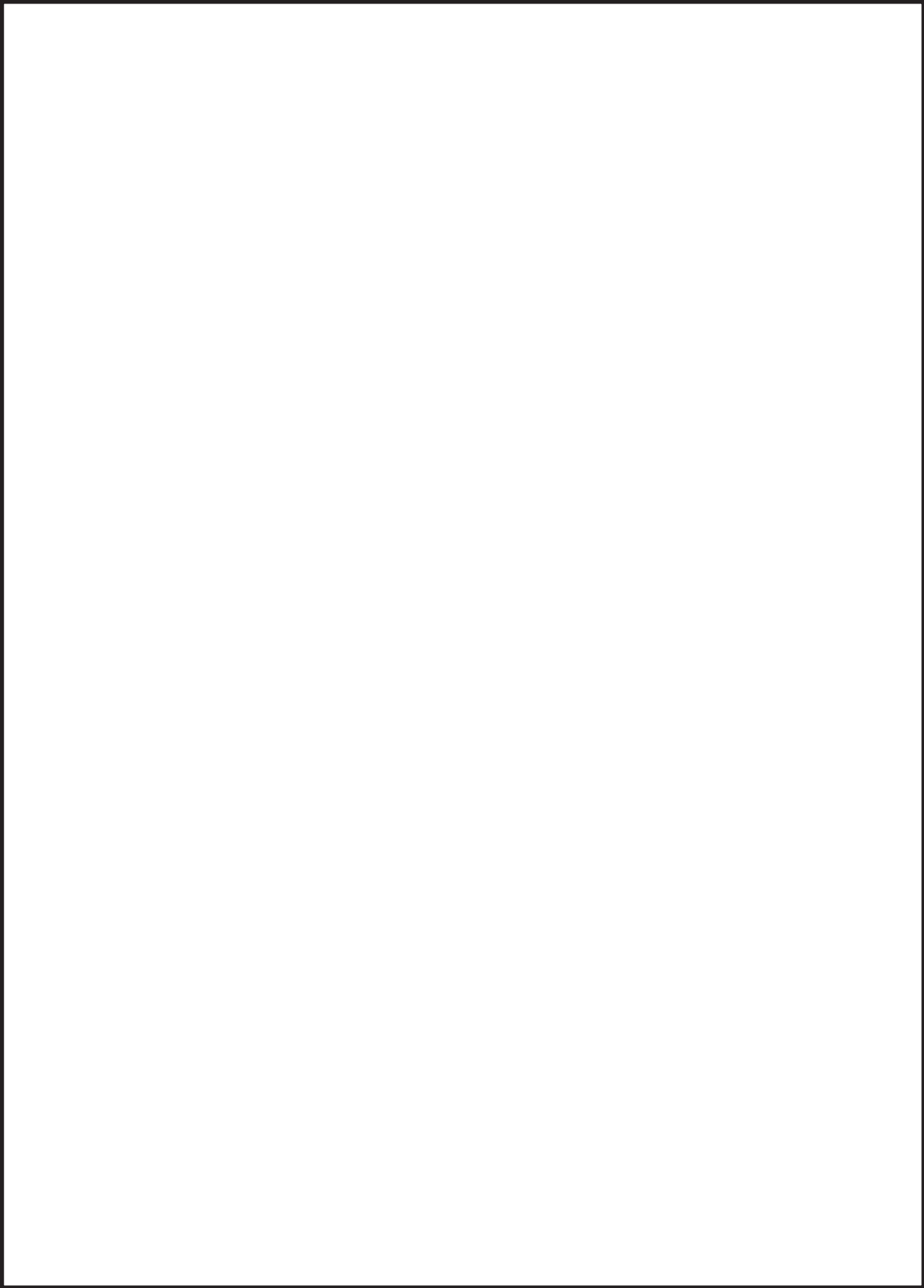


図 49-15 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-15)

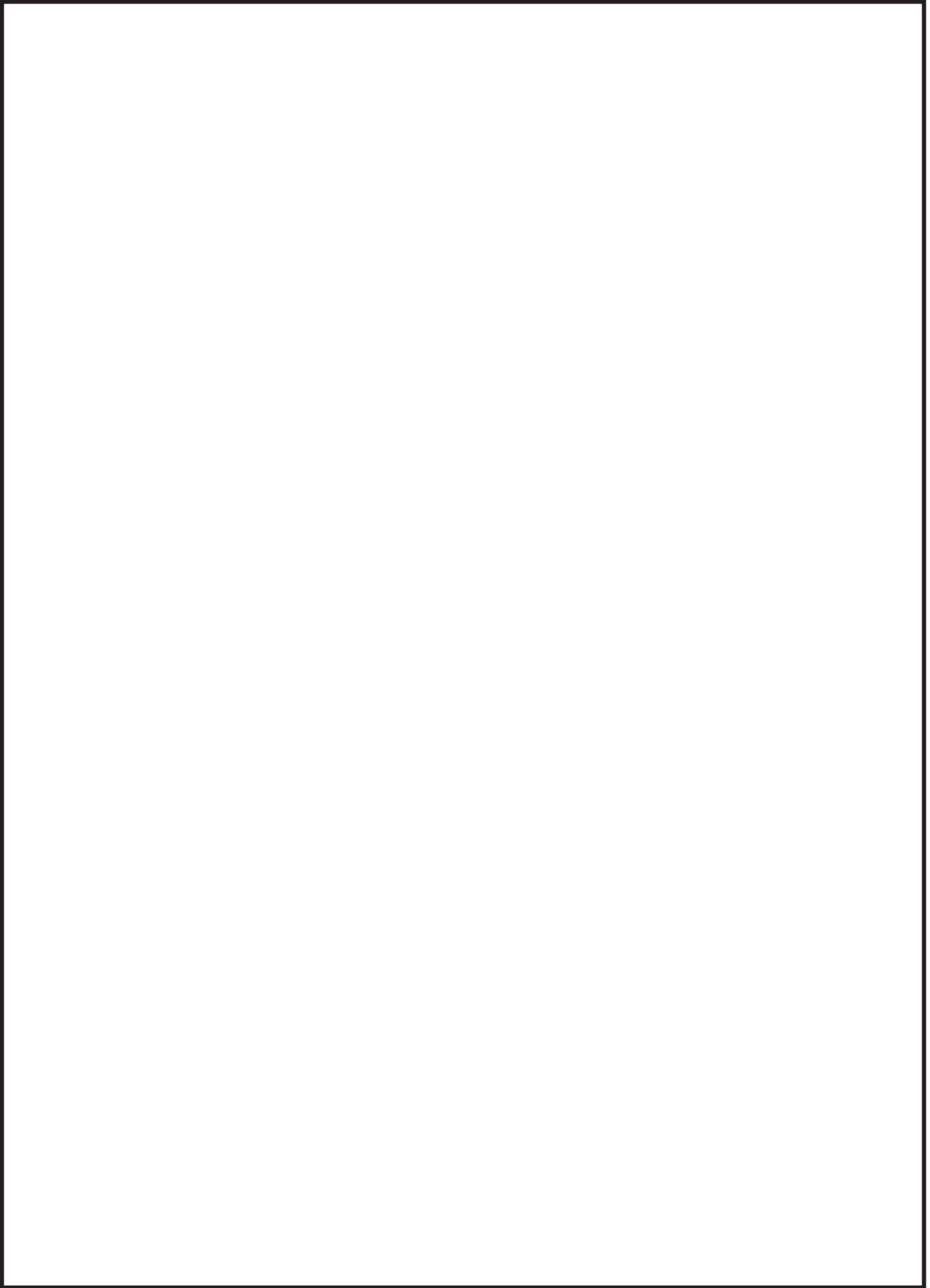



図 49-16 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-16)

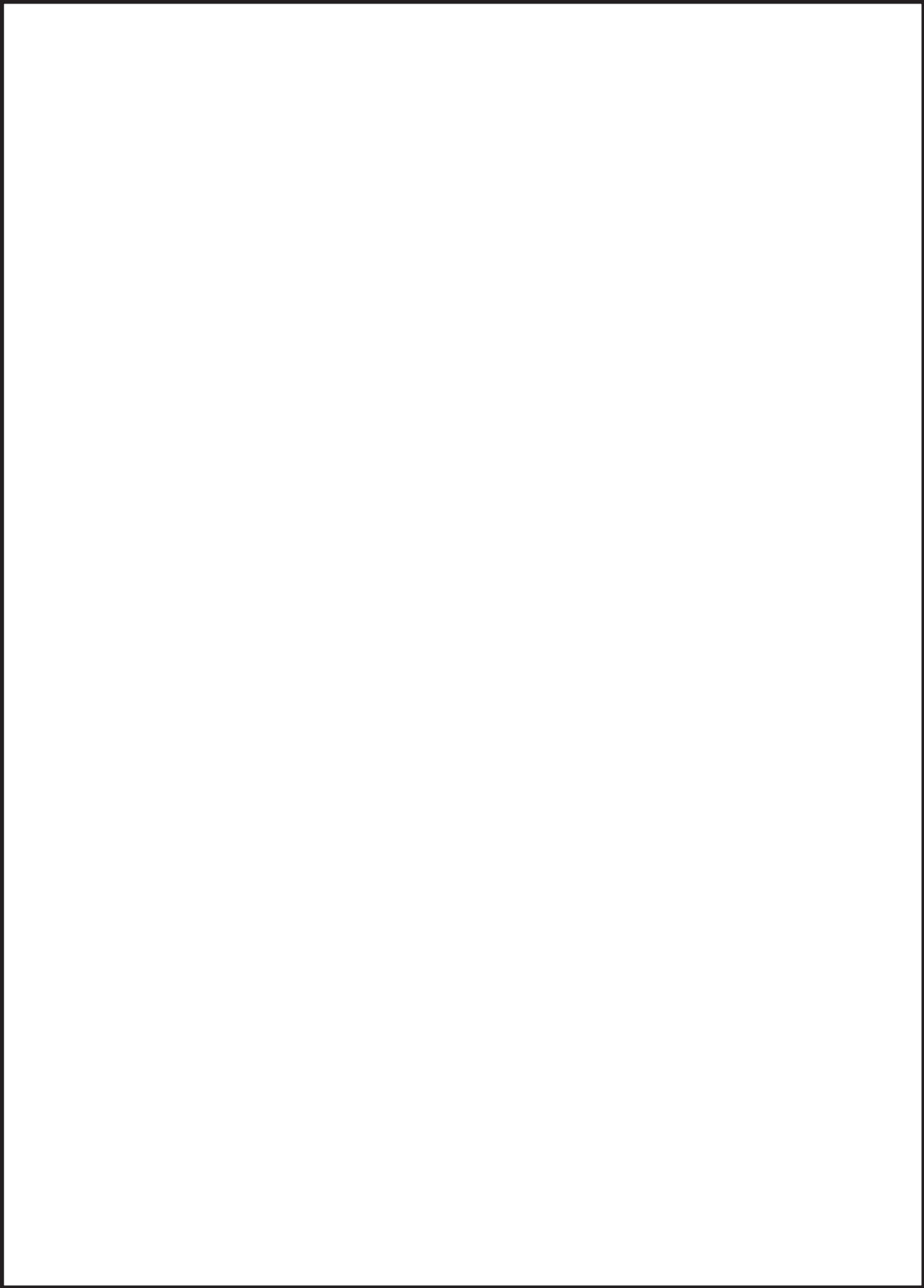


図 49-17 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-17)

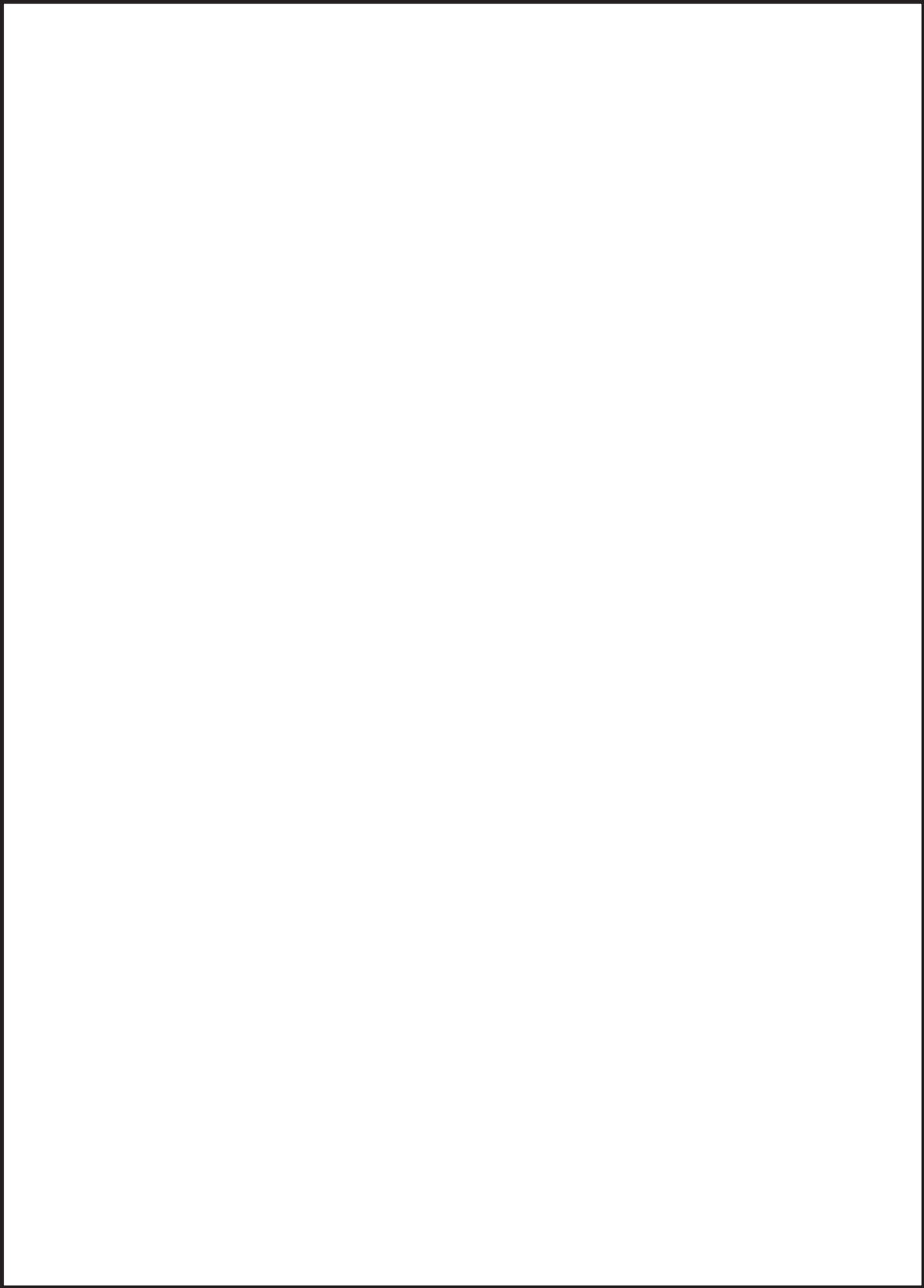



図 49-18 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-18)

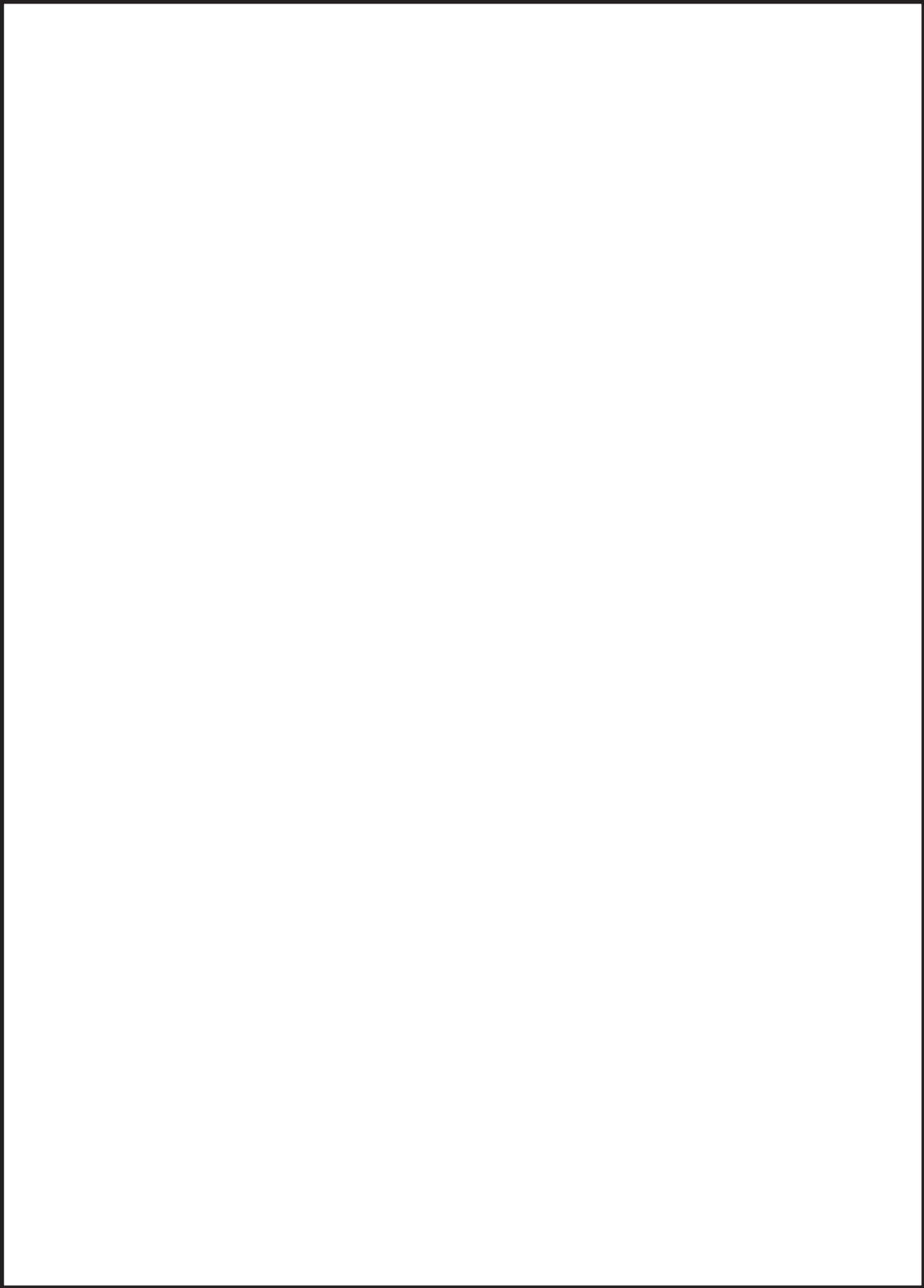


図 49-19 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-19)

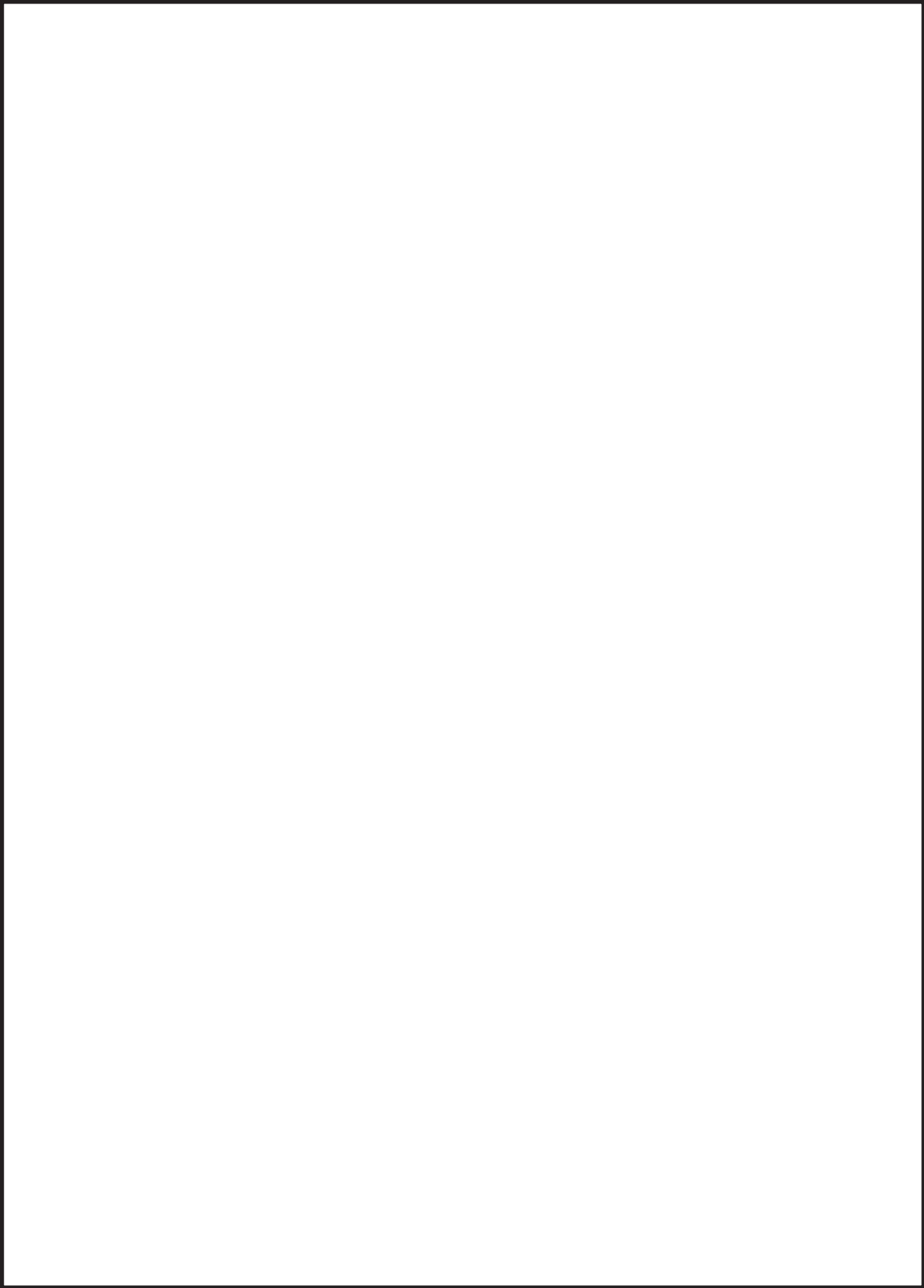



図 49-20 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-20)

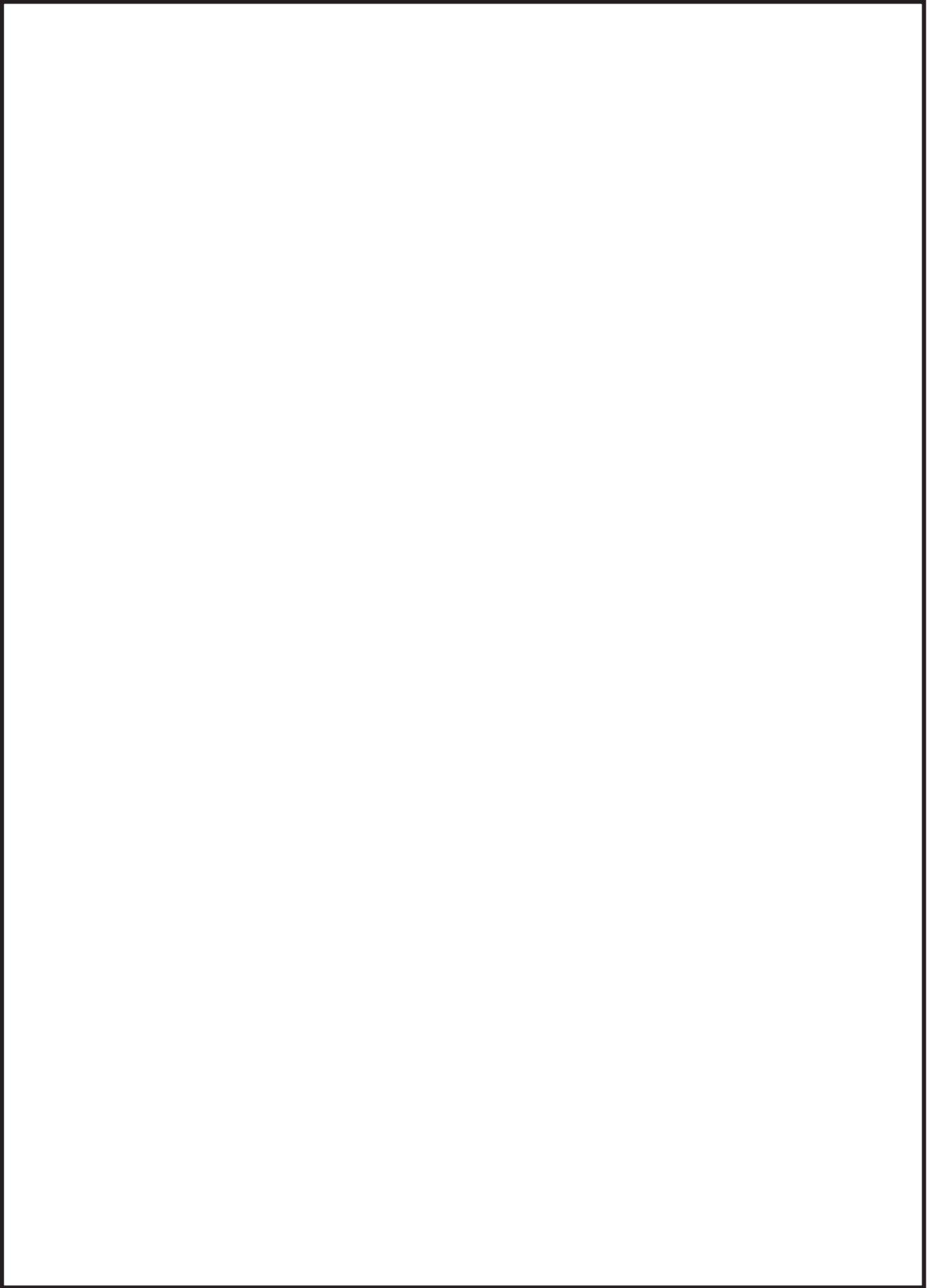



図 49-21 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-21)

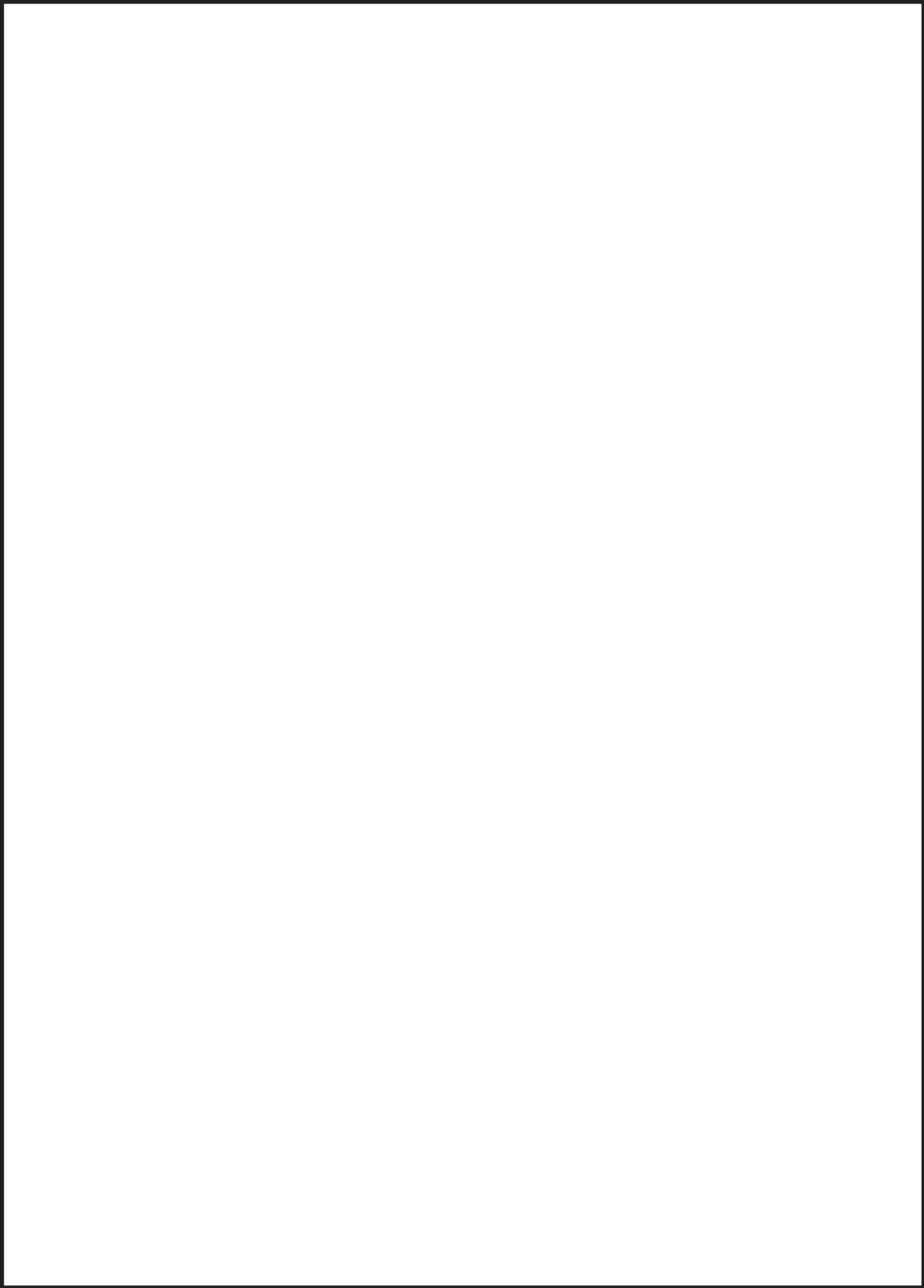



図 49-22 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-22)

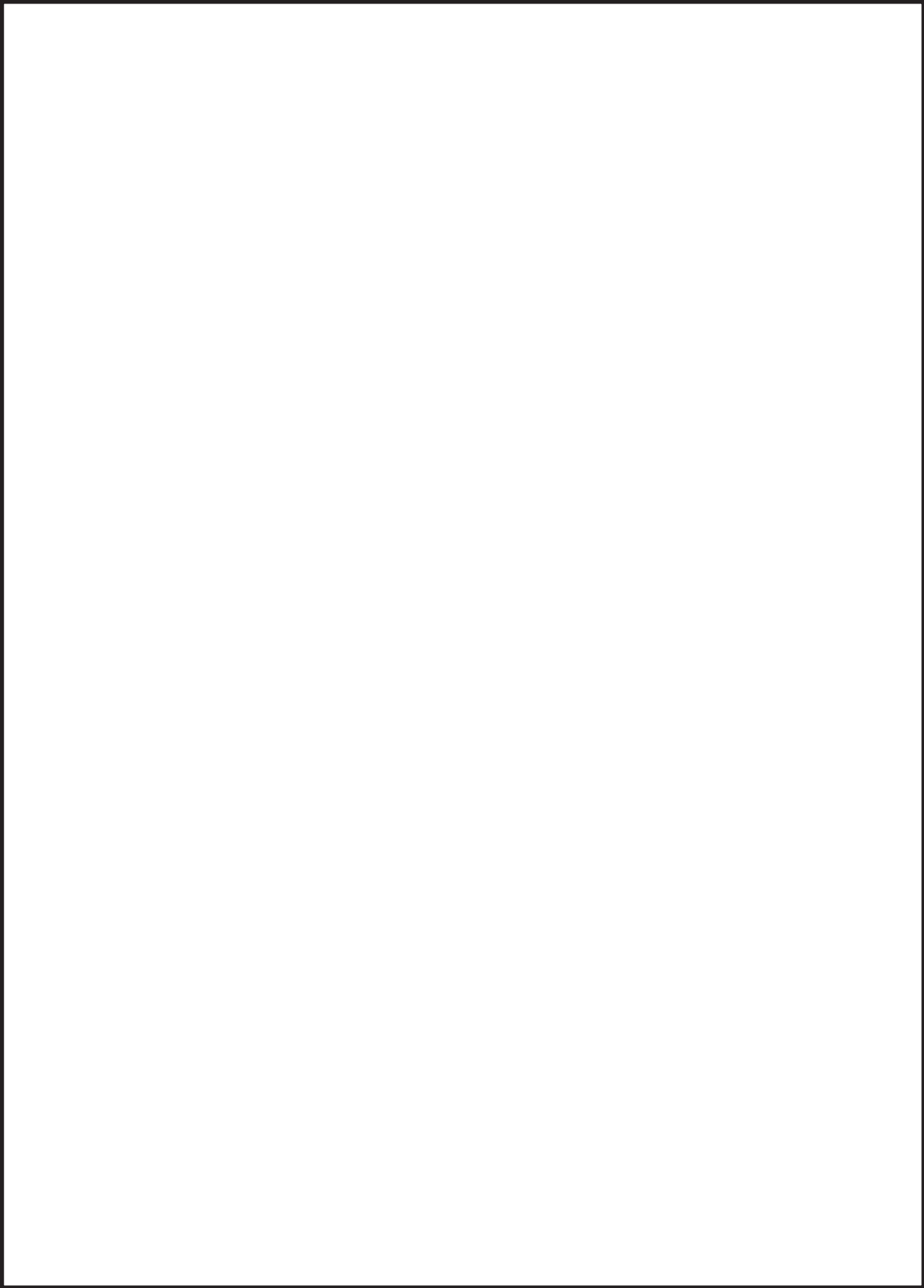



図 49-23 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-23)

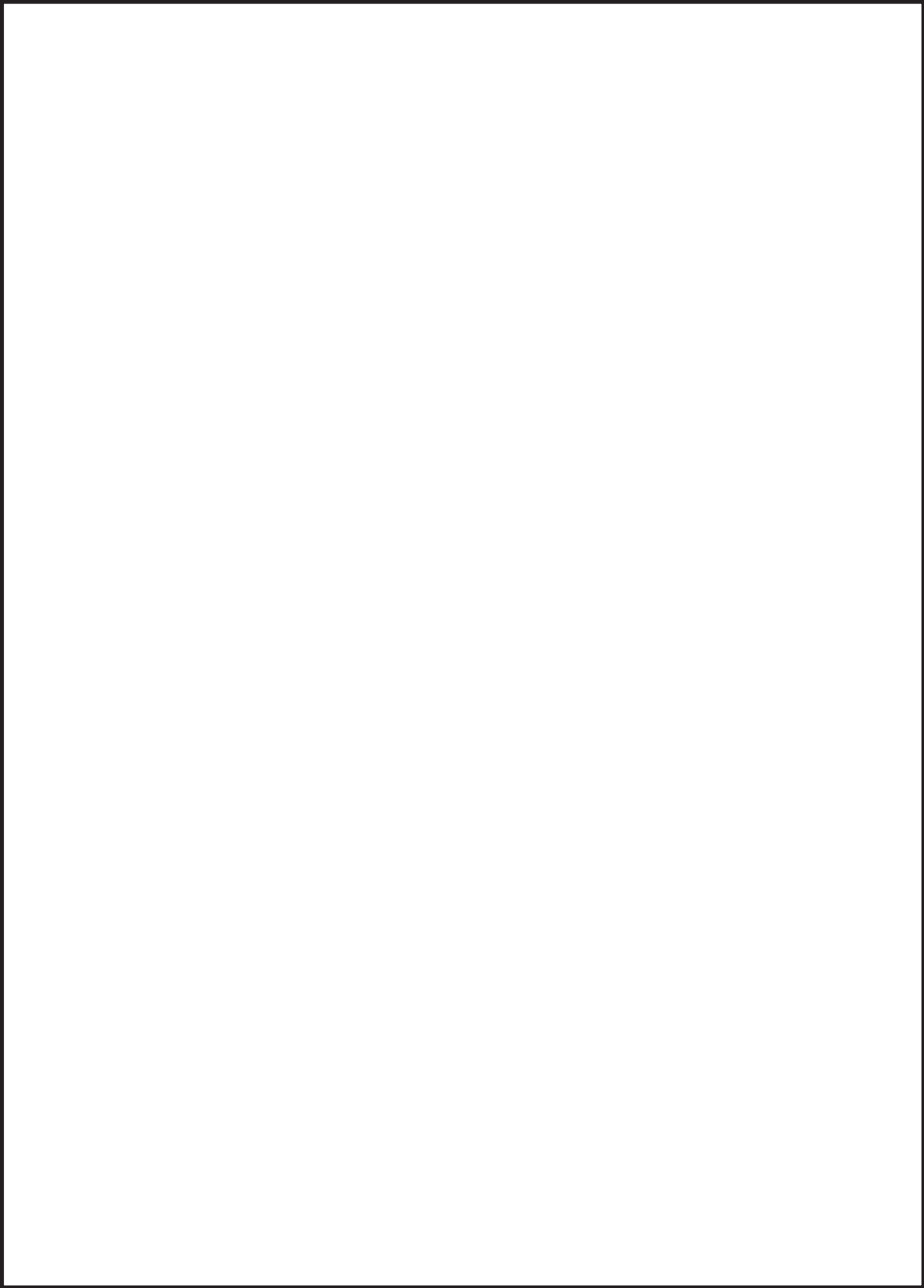


図 49-24 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-24)

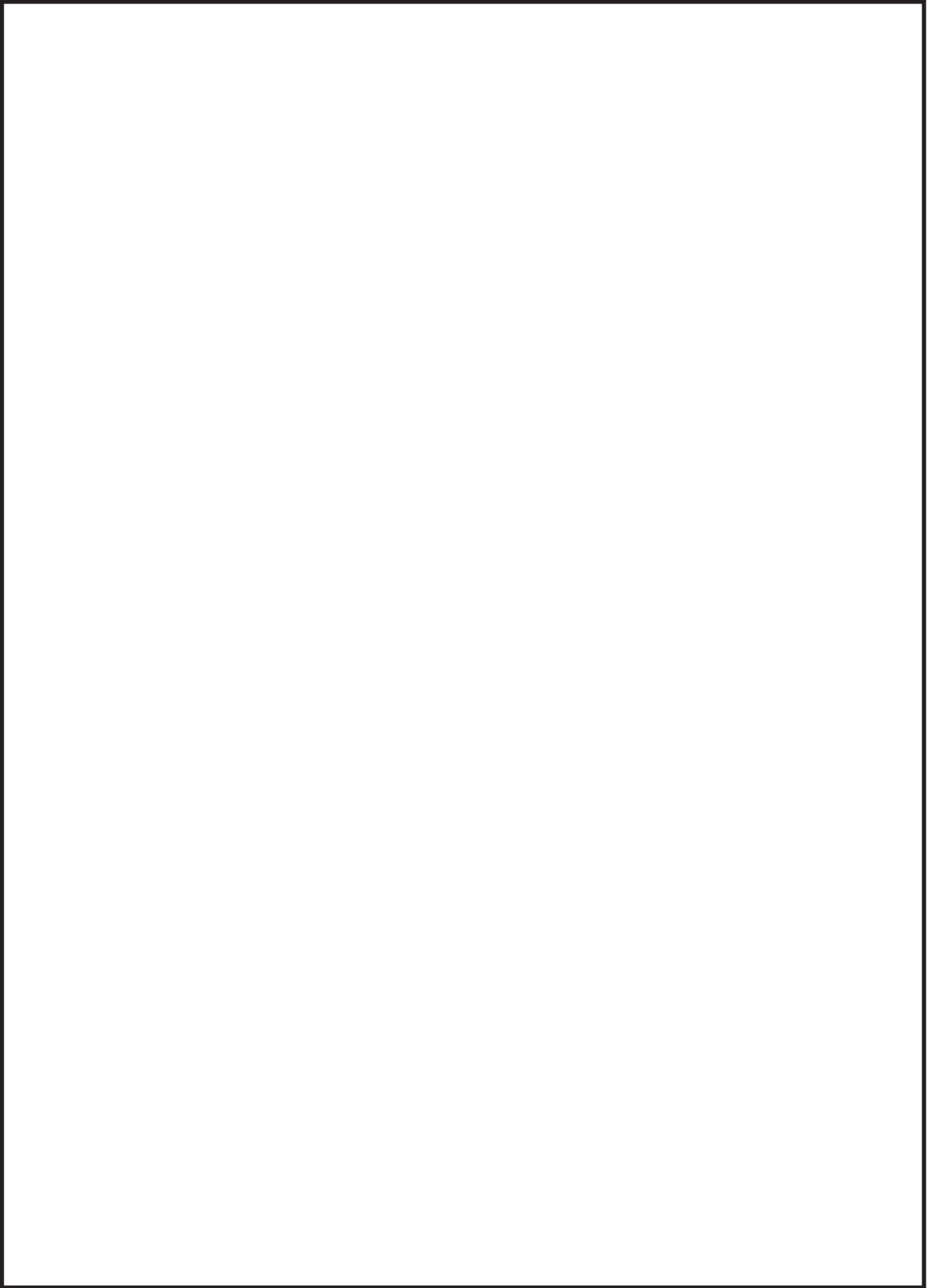



図 49-25 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-25)

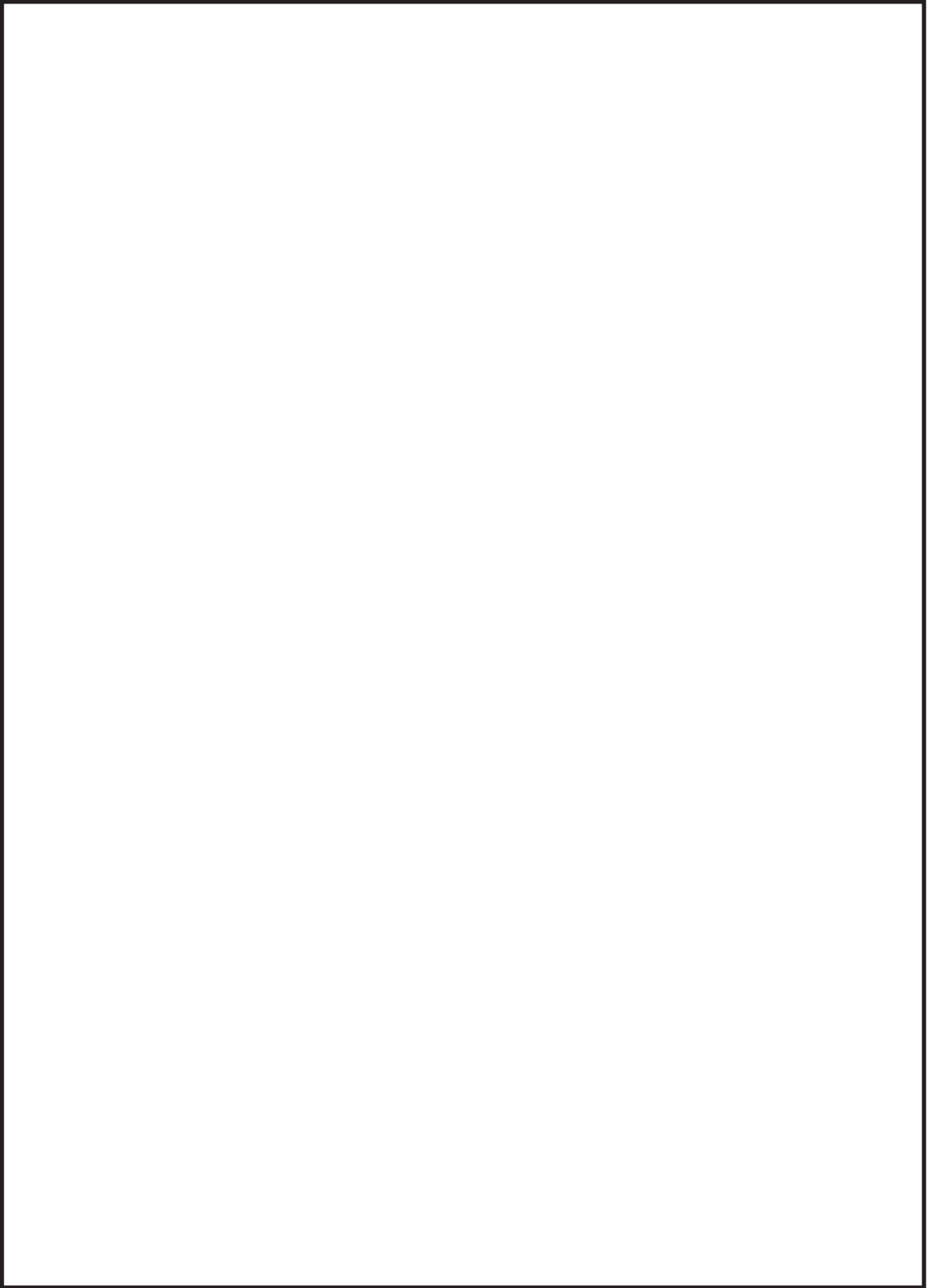



図 49-26 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-26)

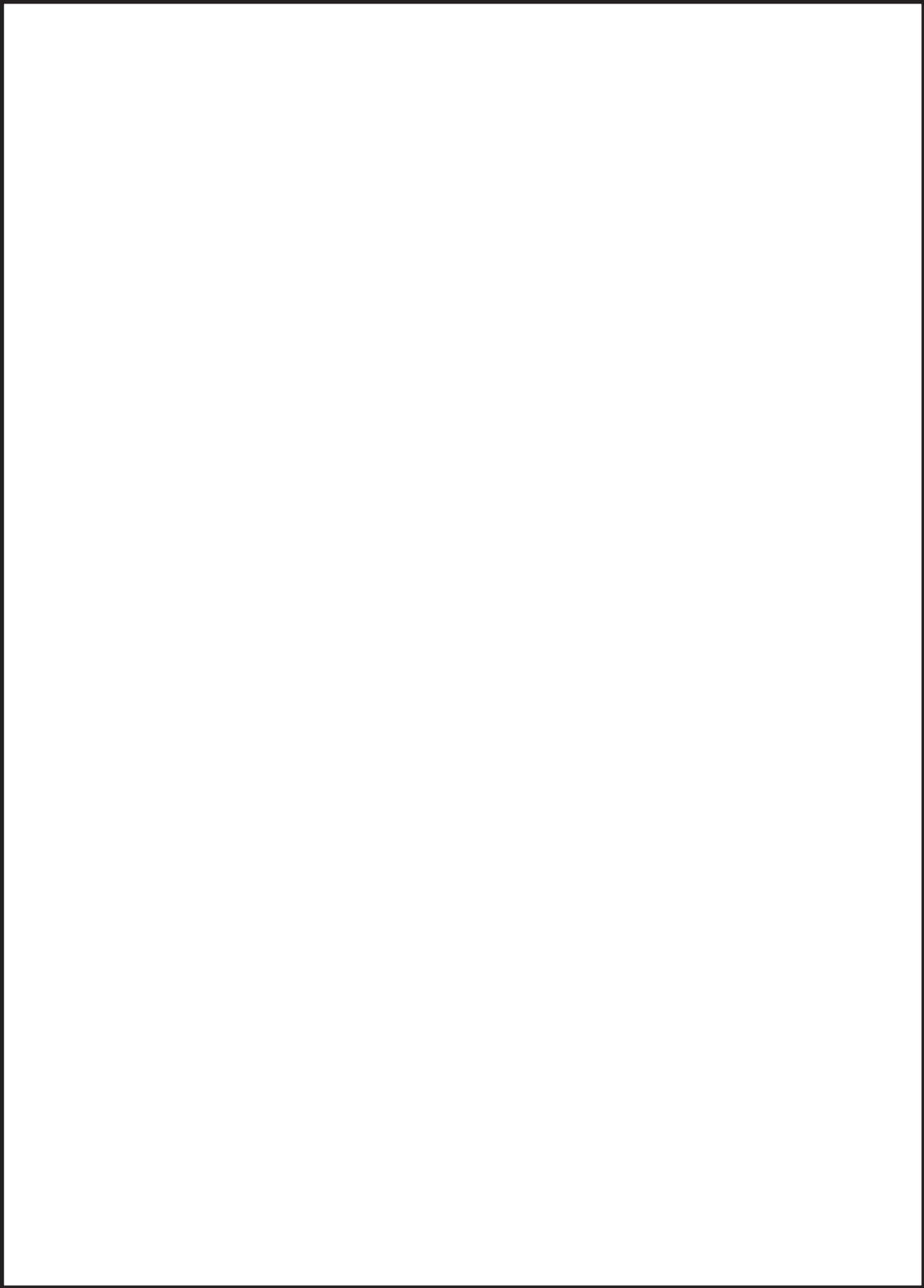



図 49-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-27)

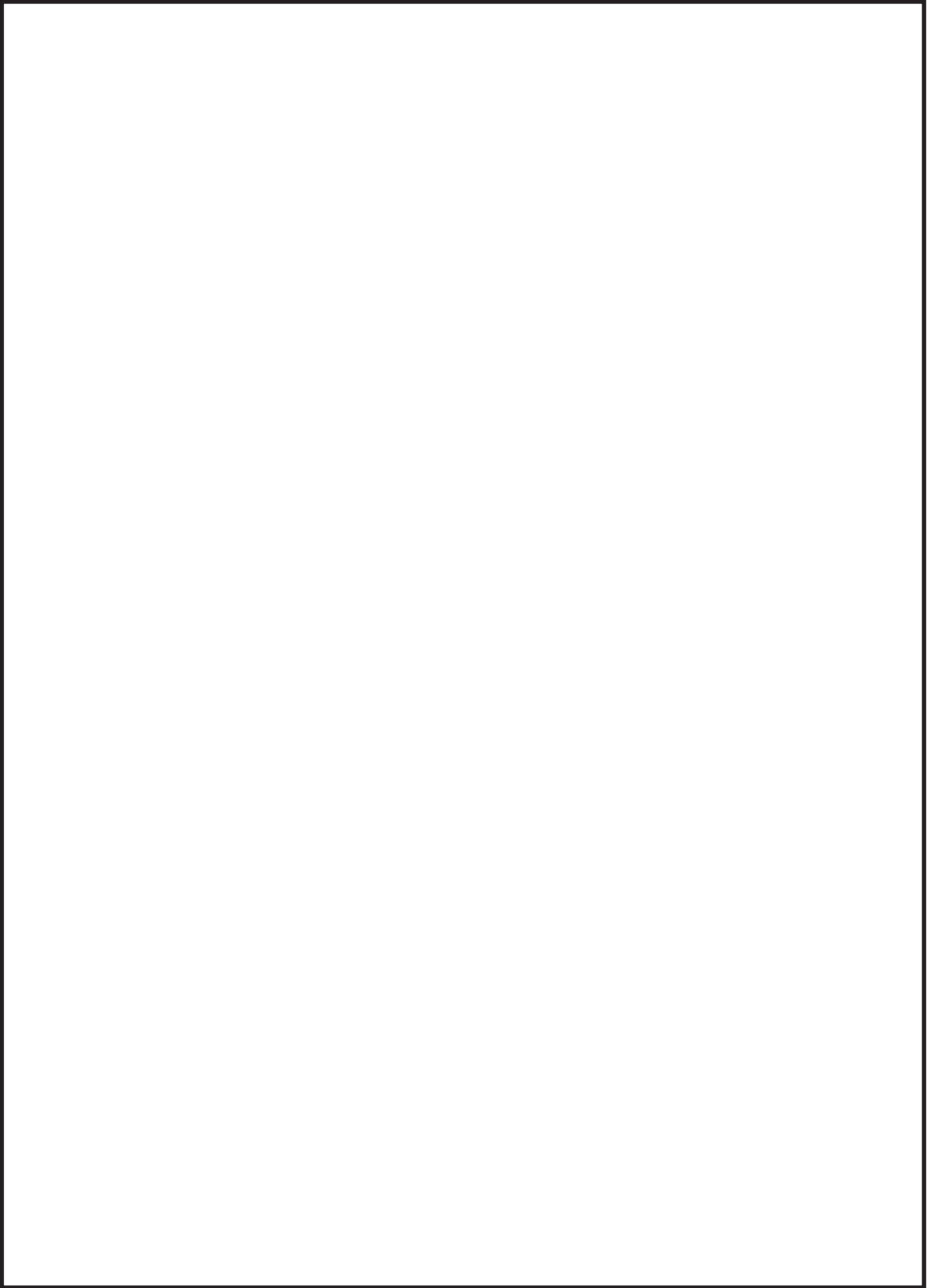



図 49-28 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-28)

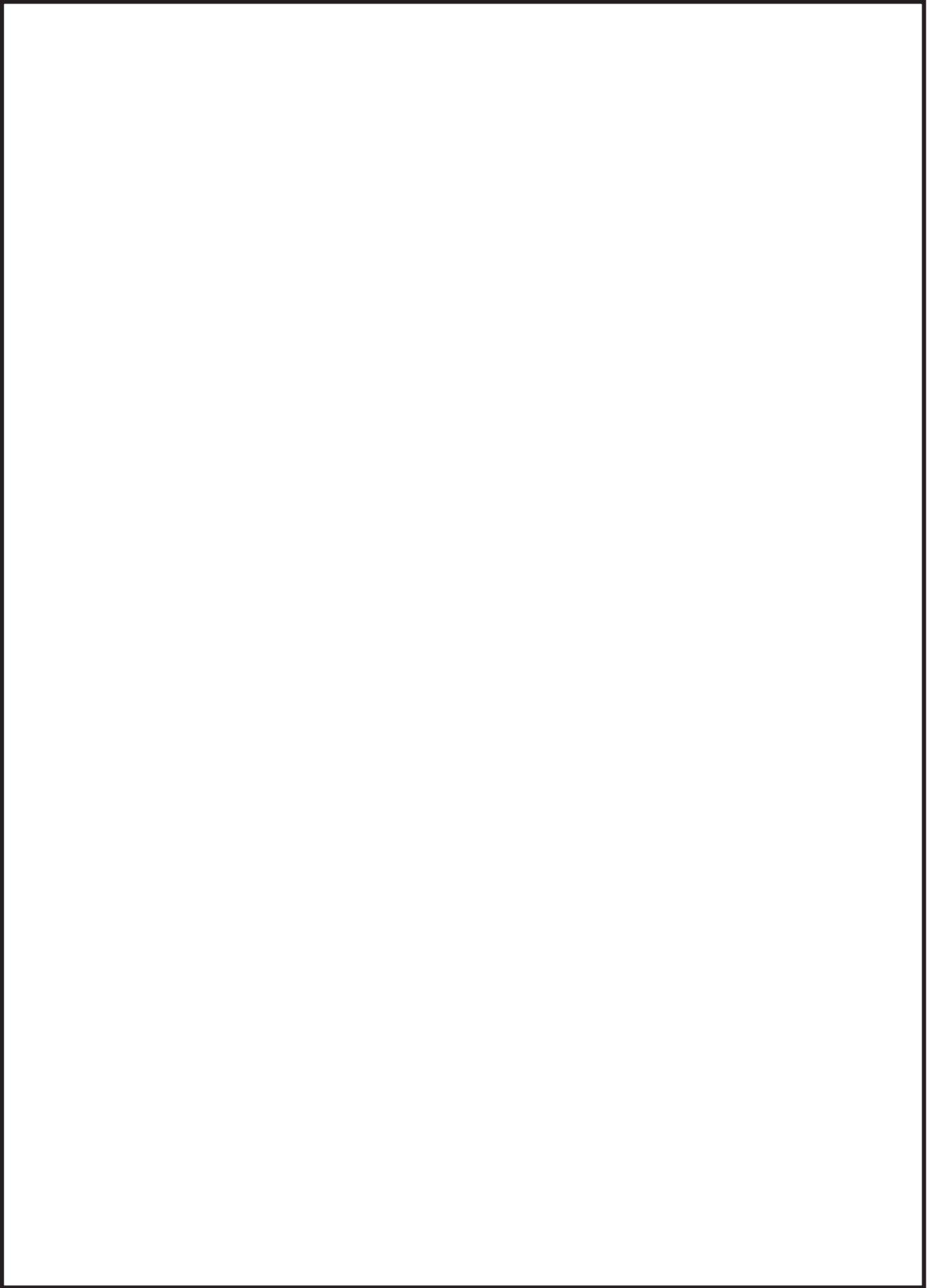



図 49-29 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-29)

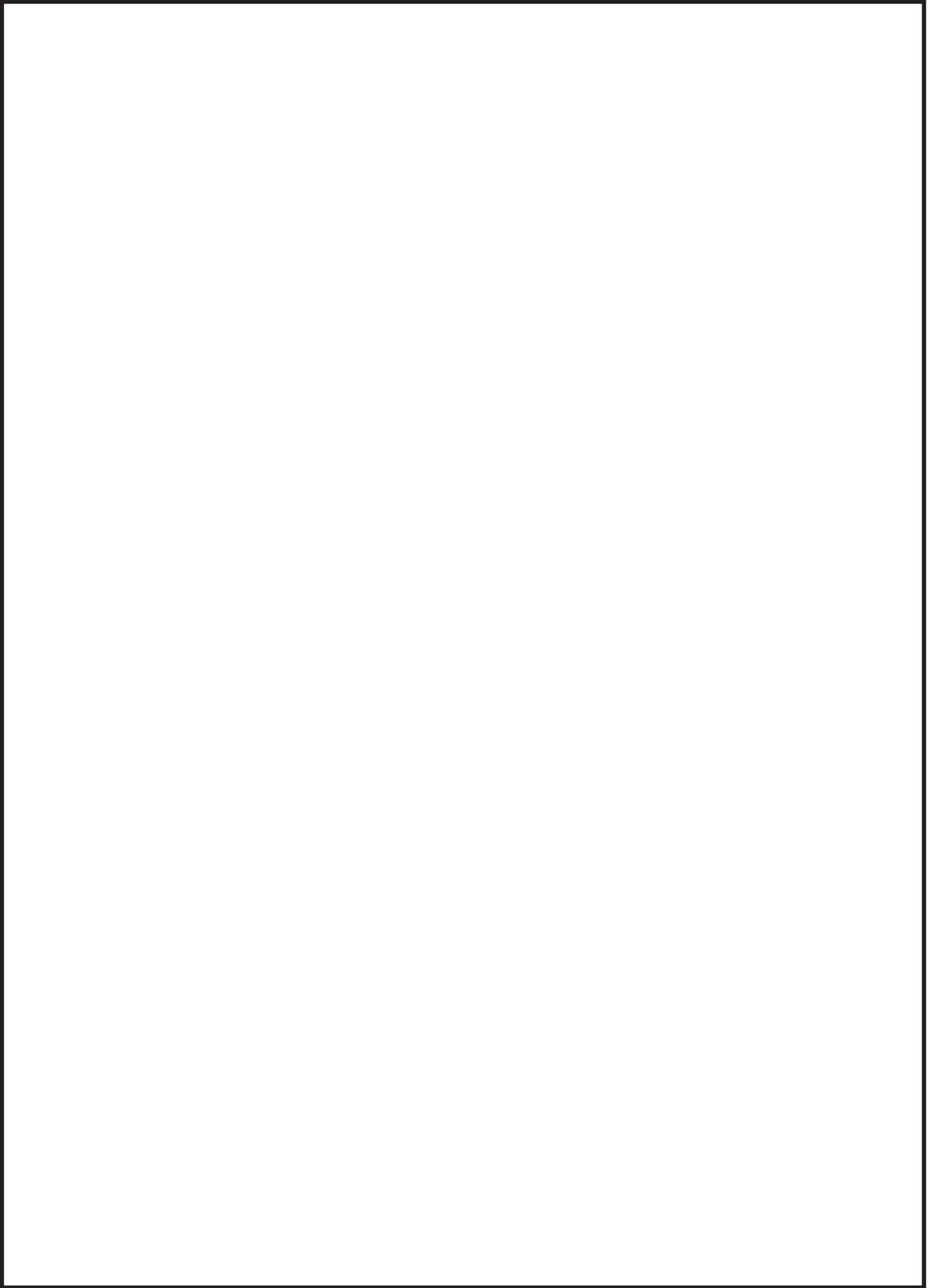



図 49-30 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-30)

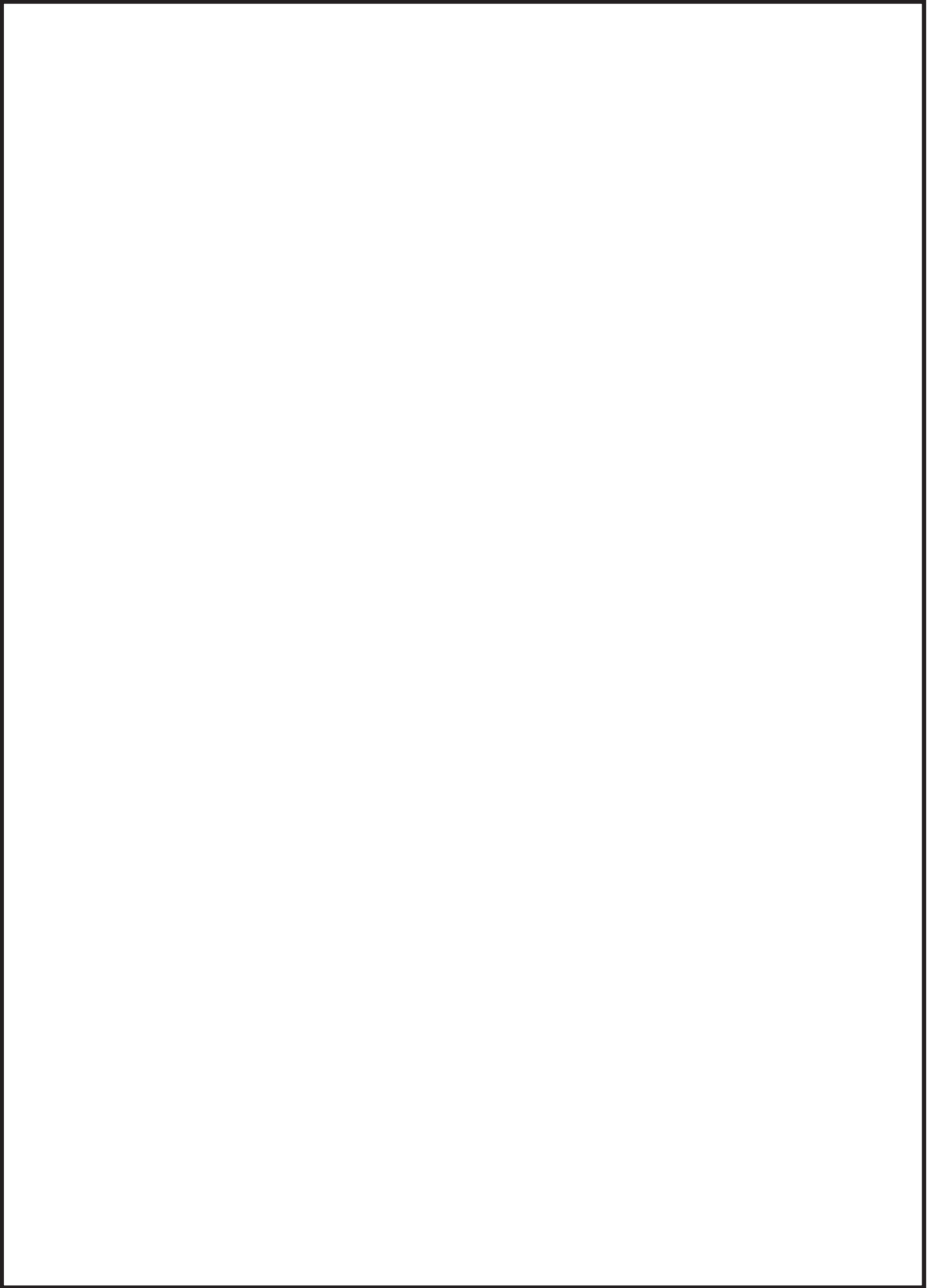


図 49-31 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-31)

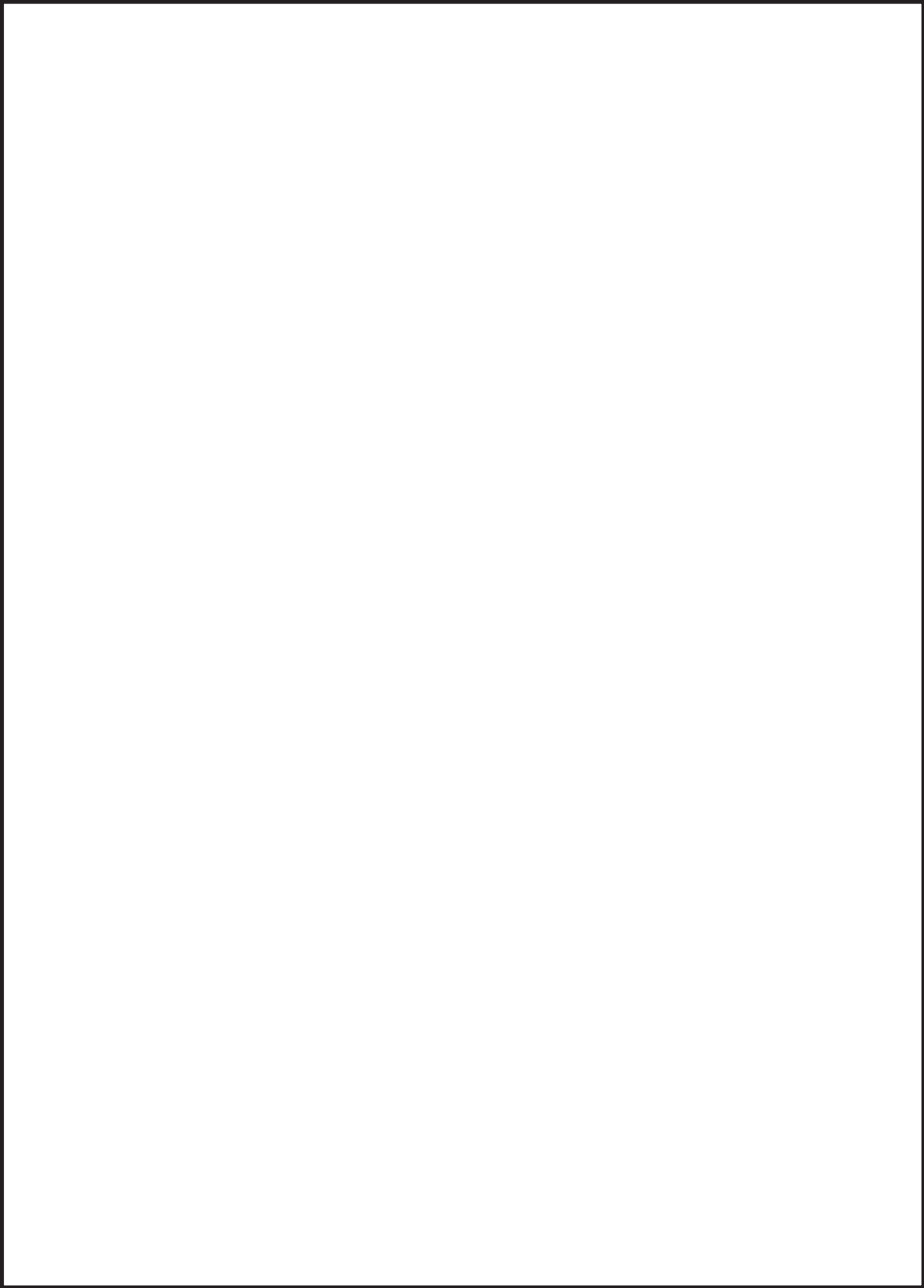



図 49-32 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-32)

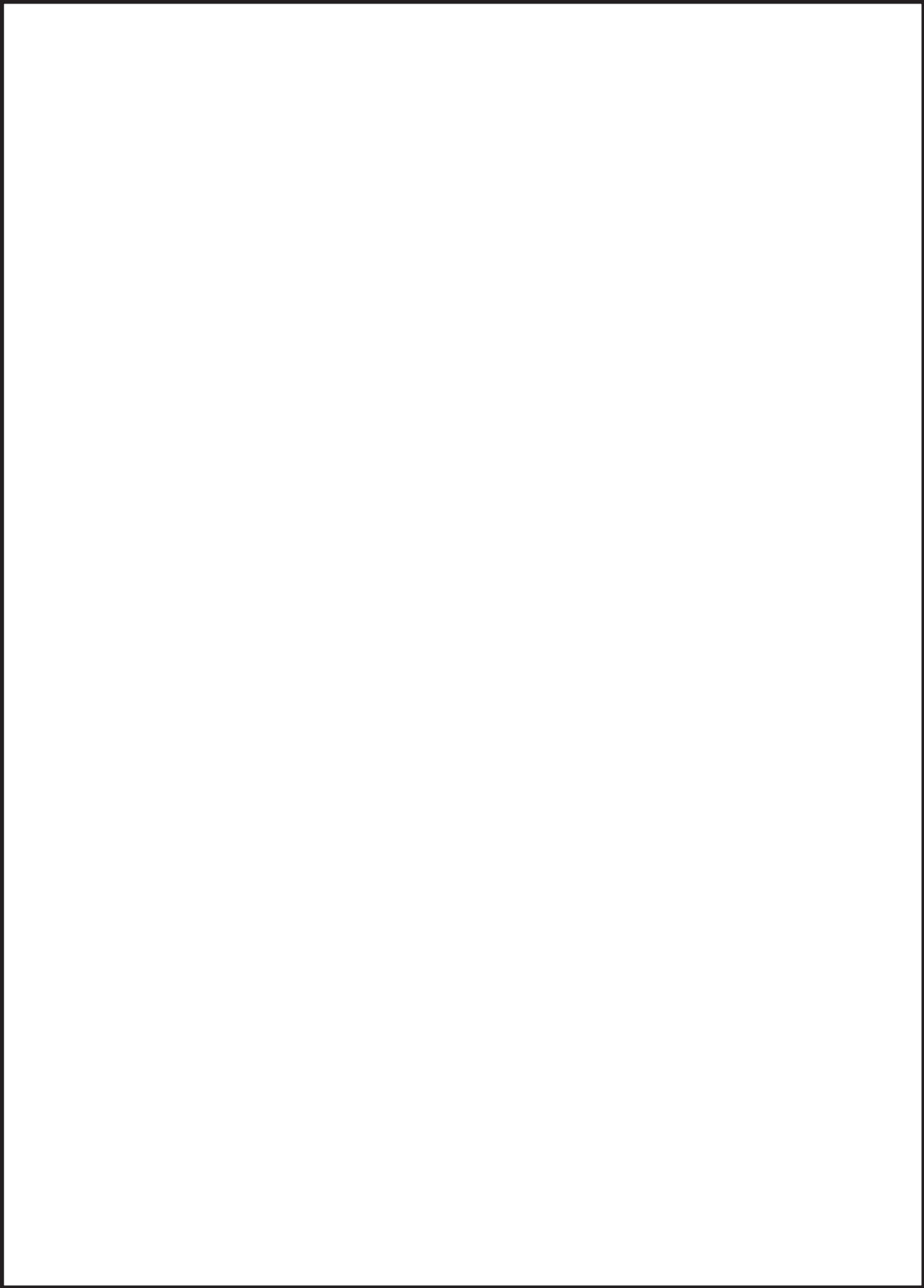



図 49-33 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-33)

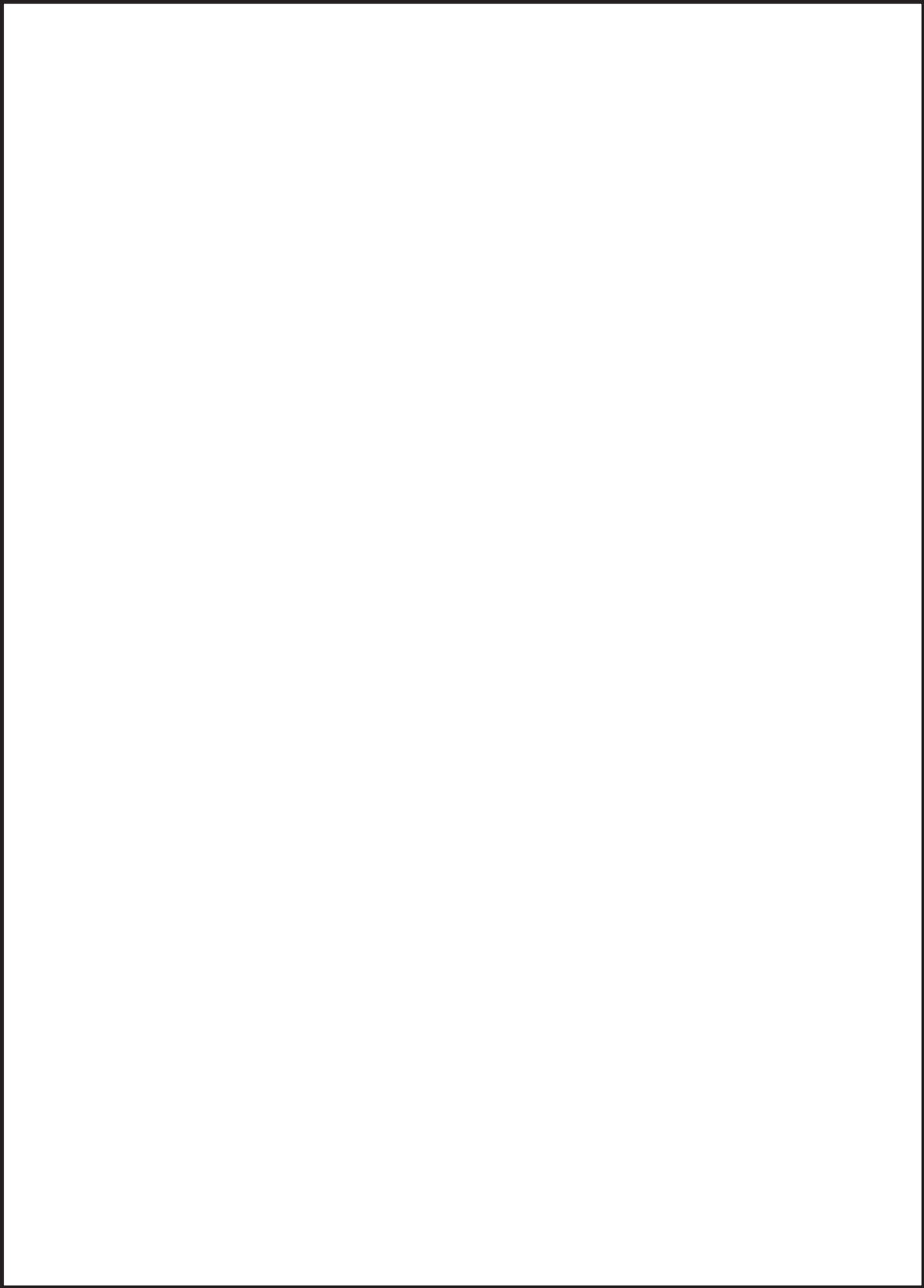



図 49-34 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(49-34)

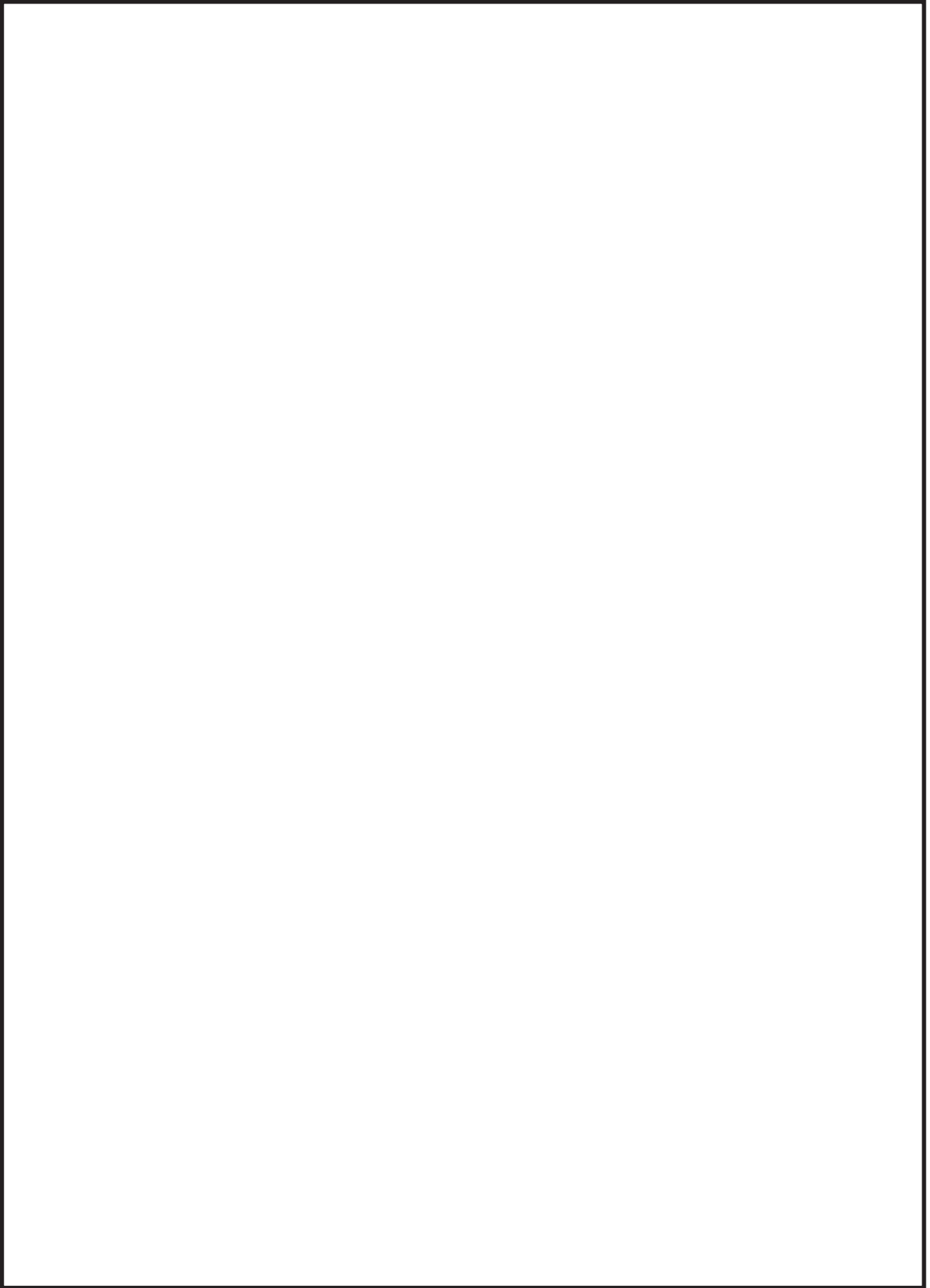


図 51-1 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-1)

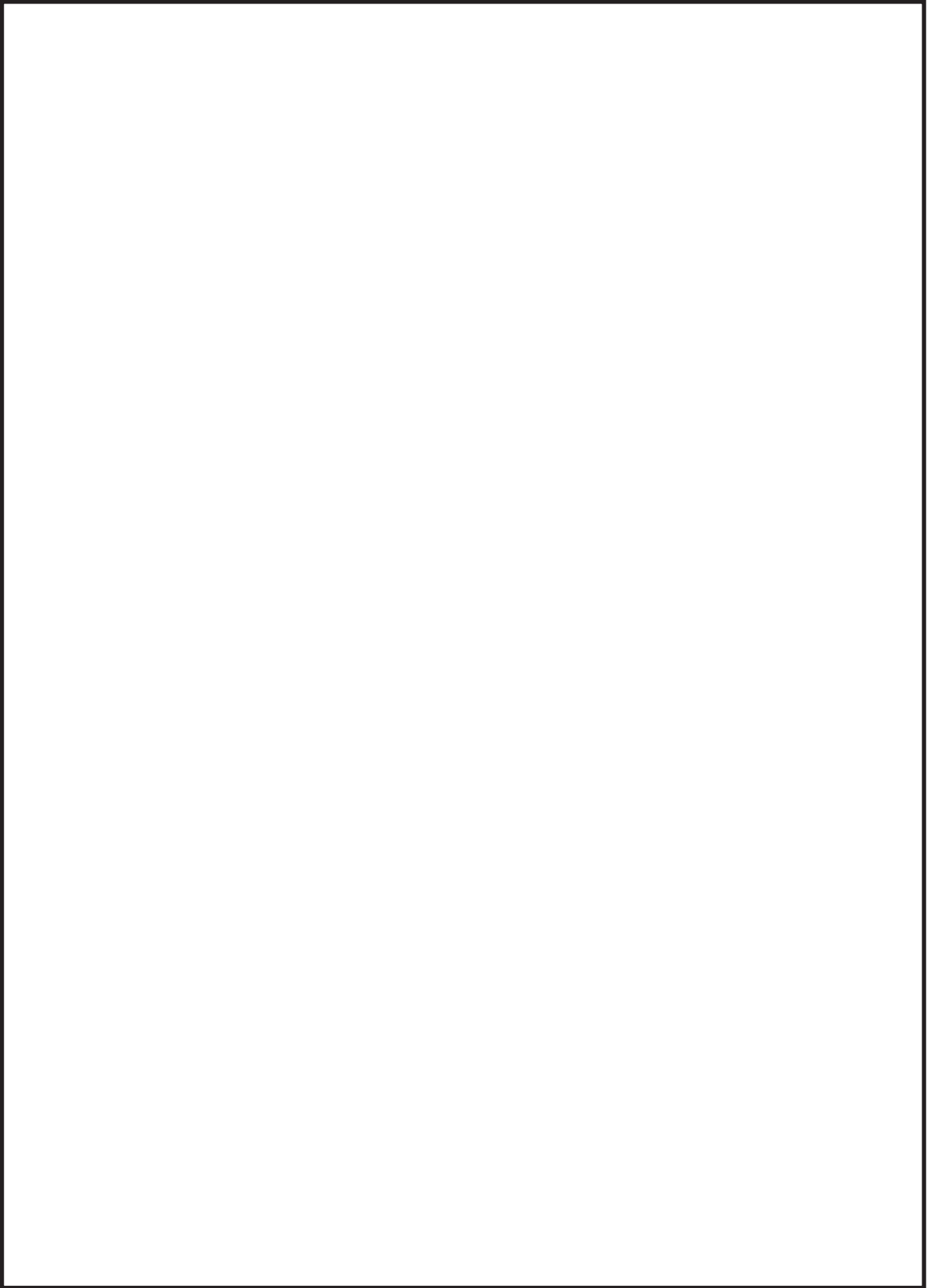


図 51-2 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-2)

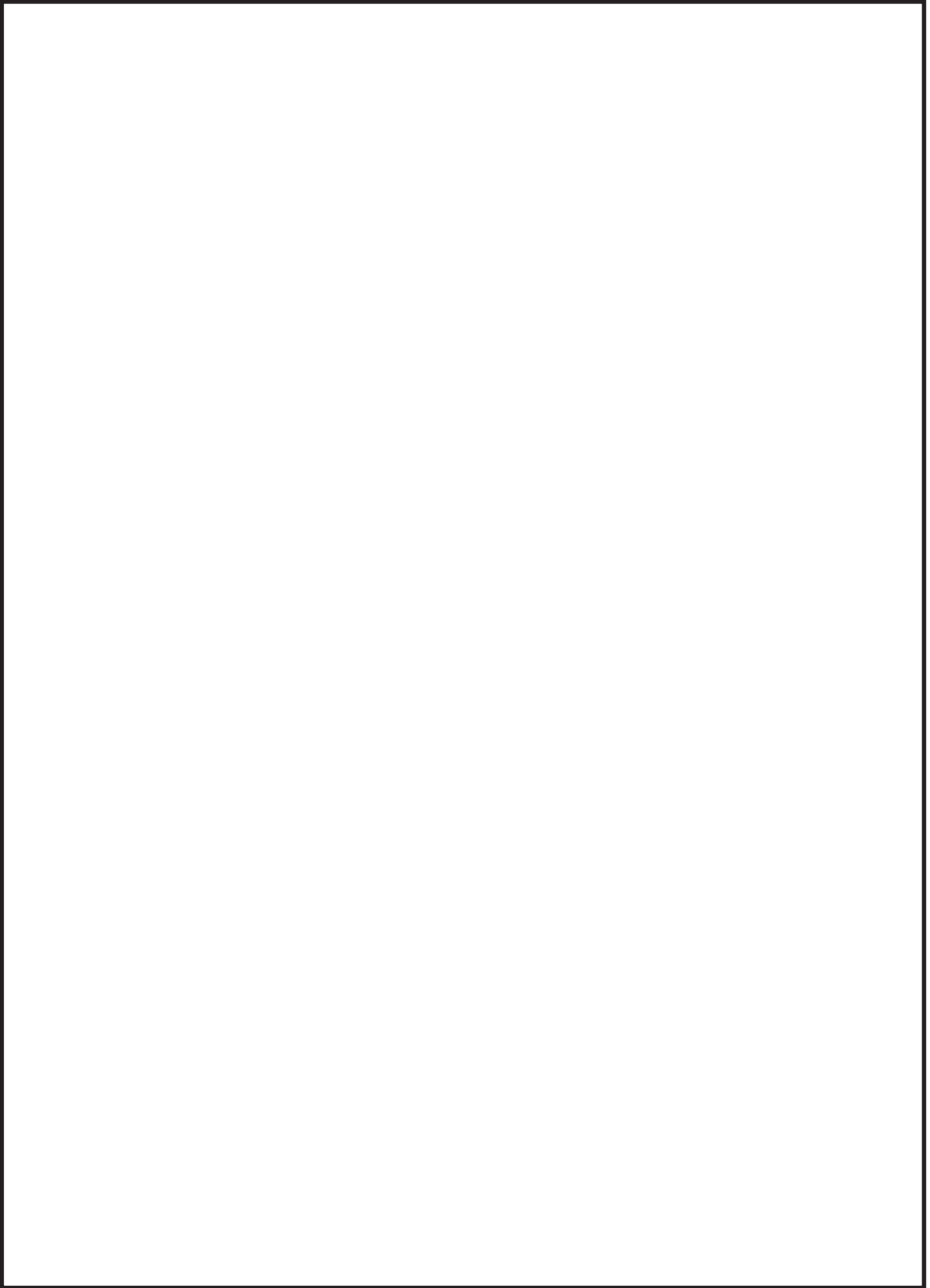


図 51-3 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-3)

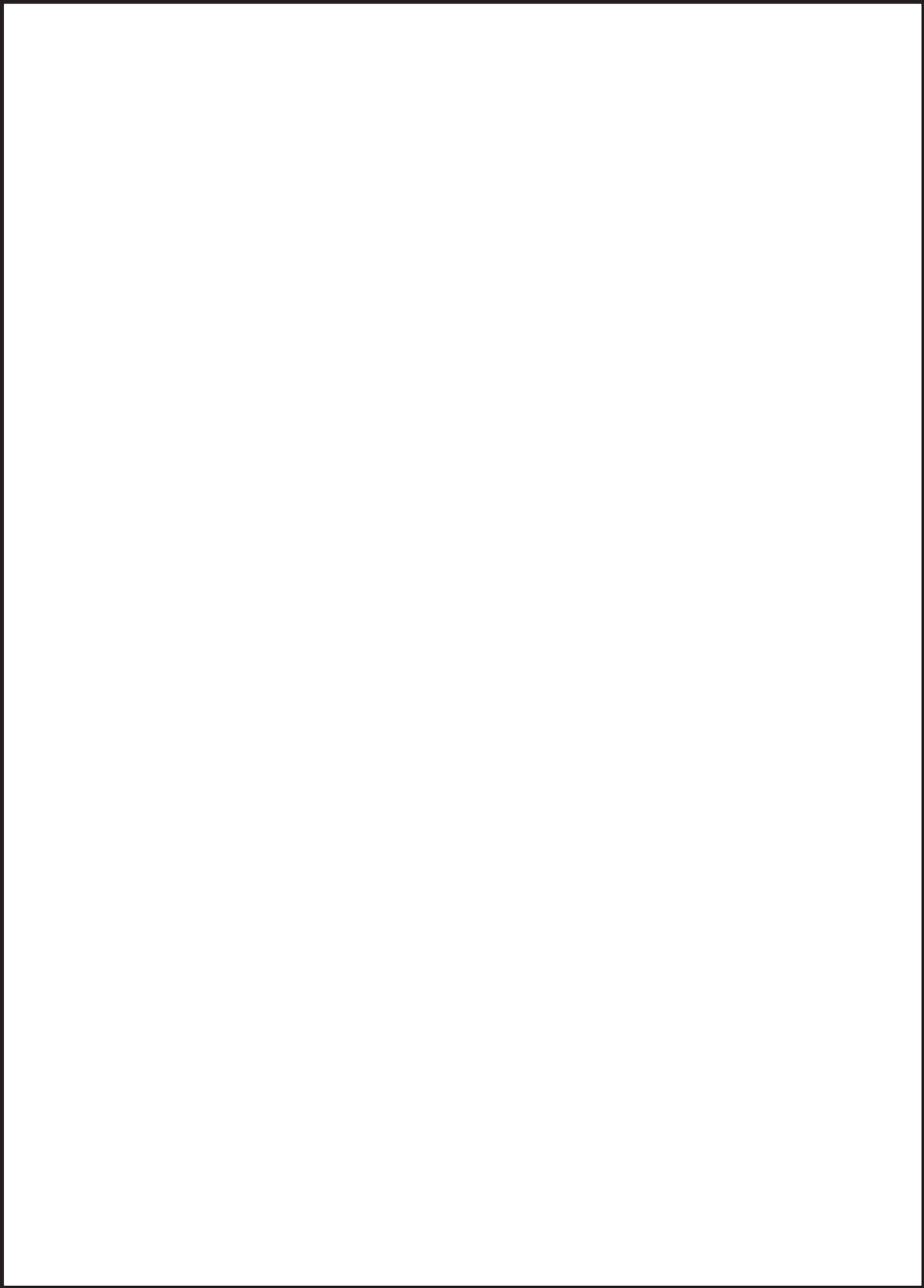


図 51-4 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-4)

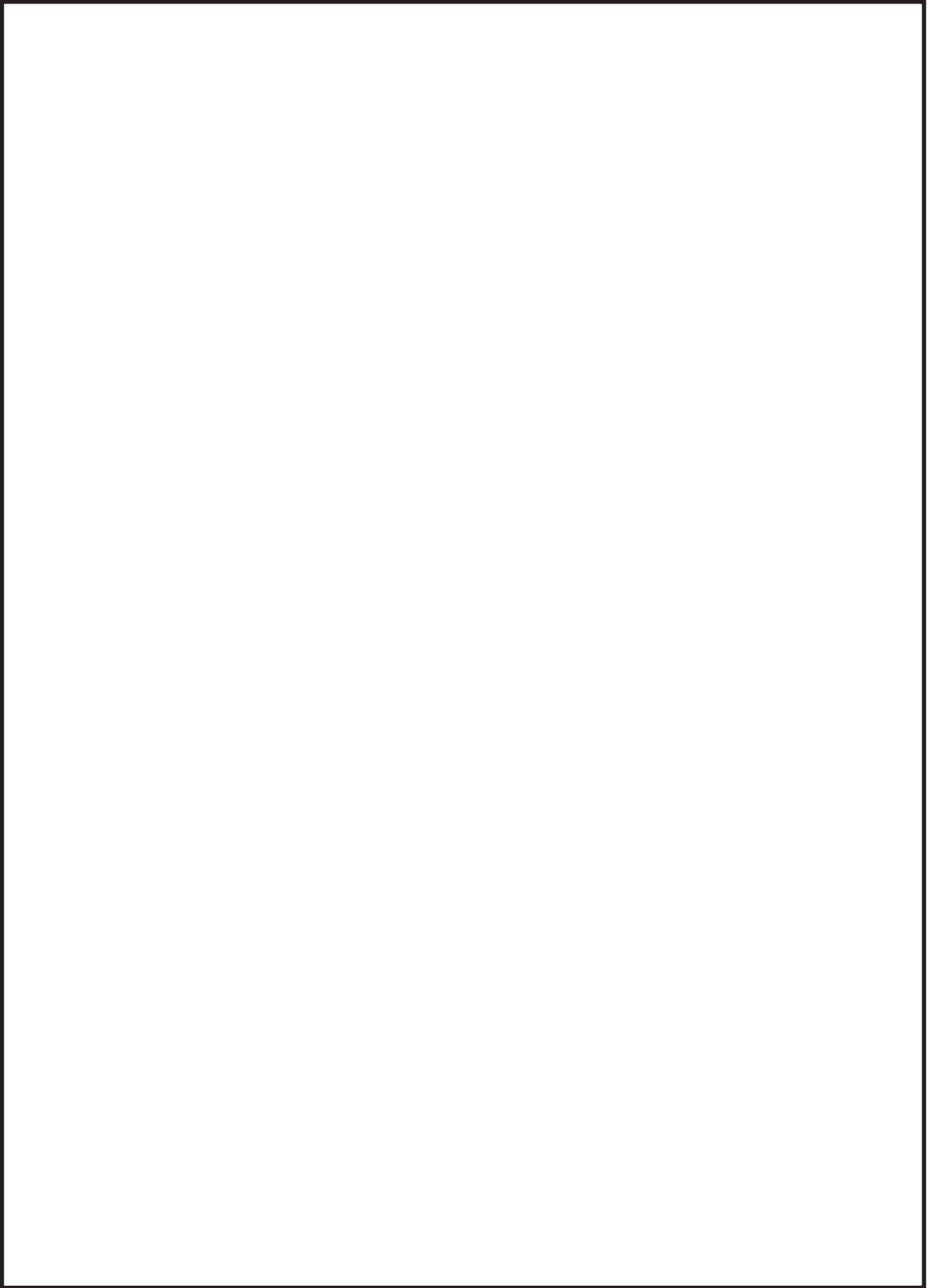


図 51-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-5)

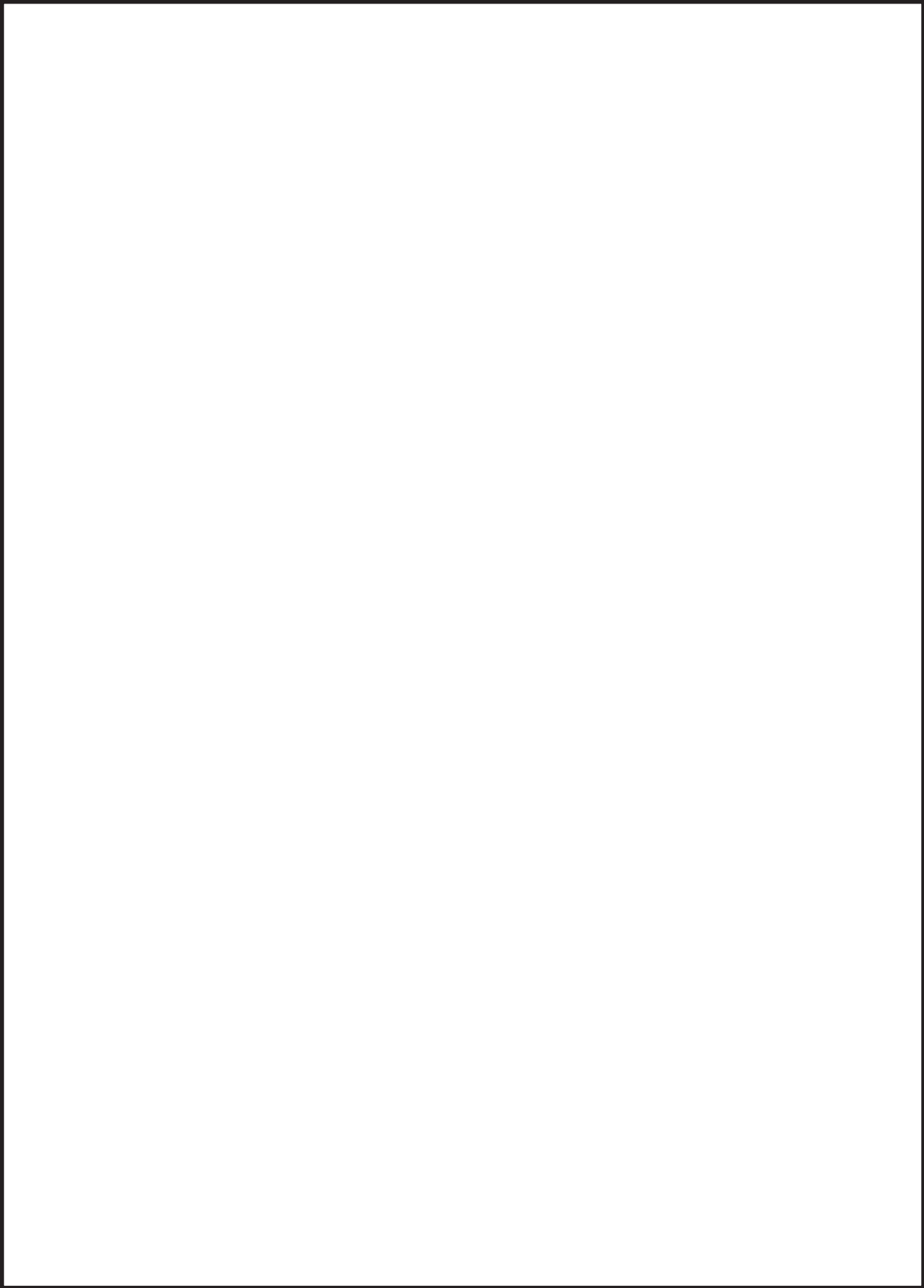


図 51-6 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-6)

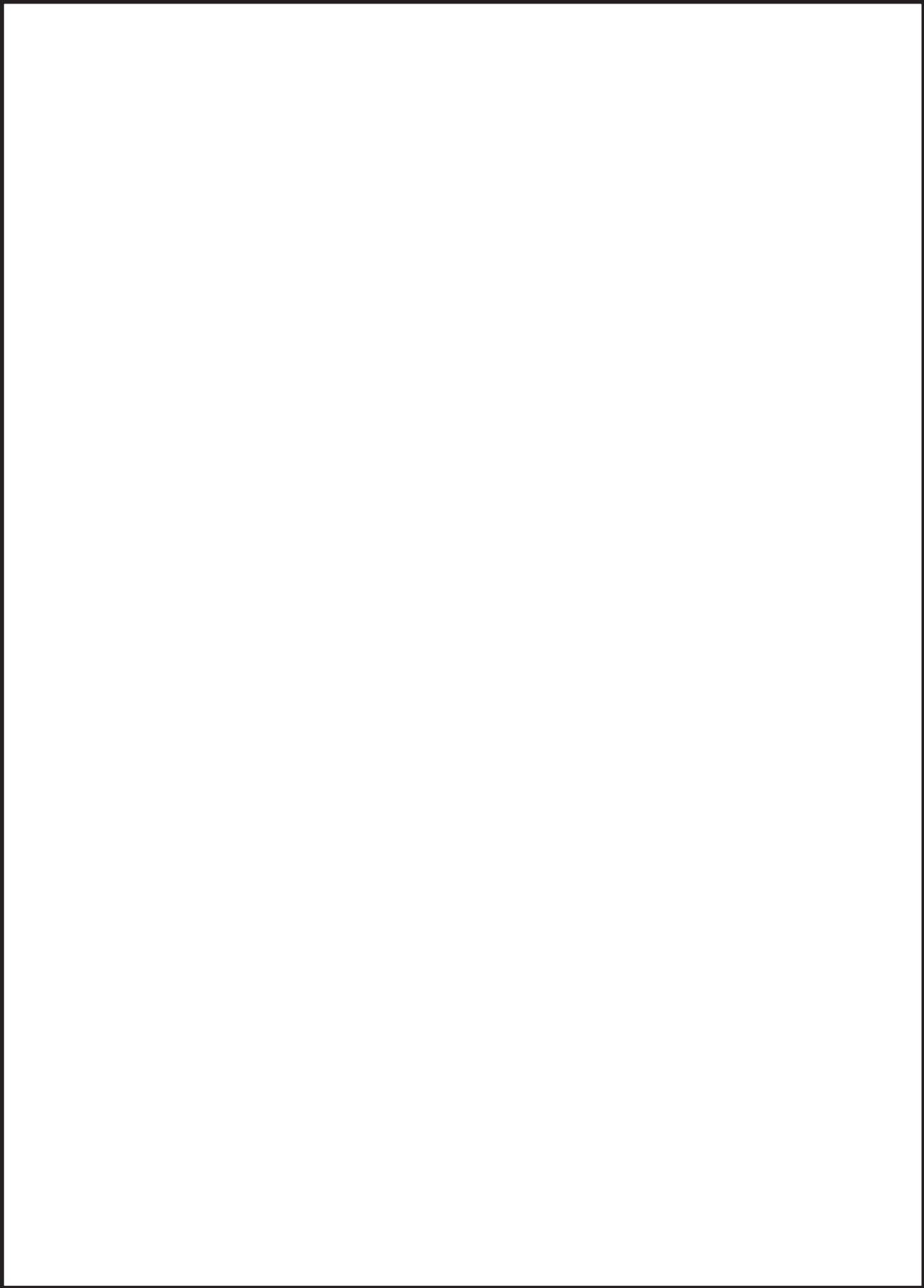


図 51-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

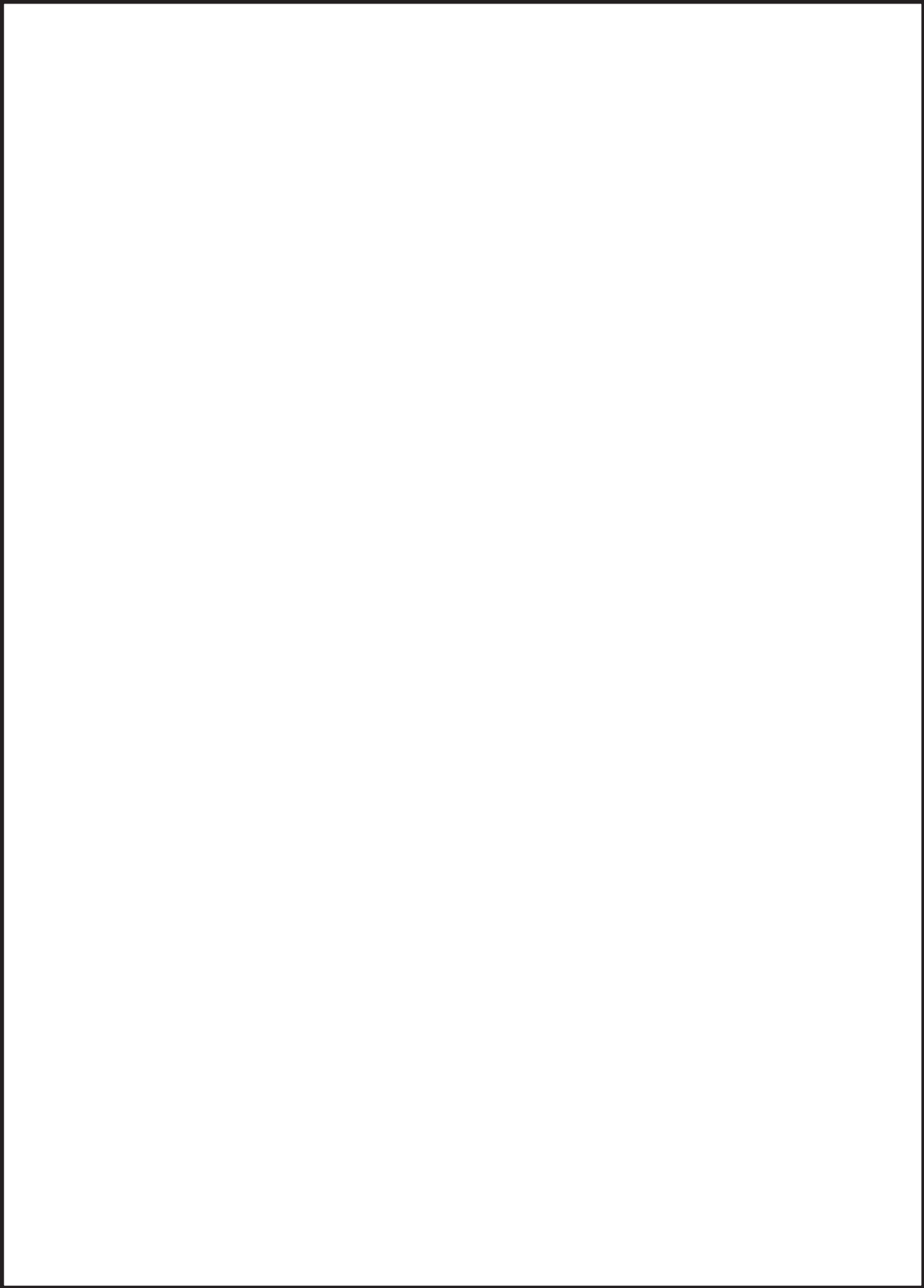


図 51-8 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-8)

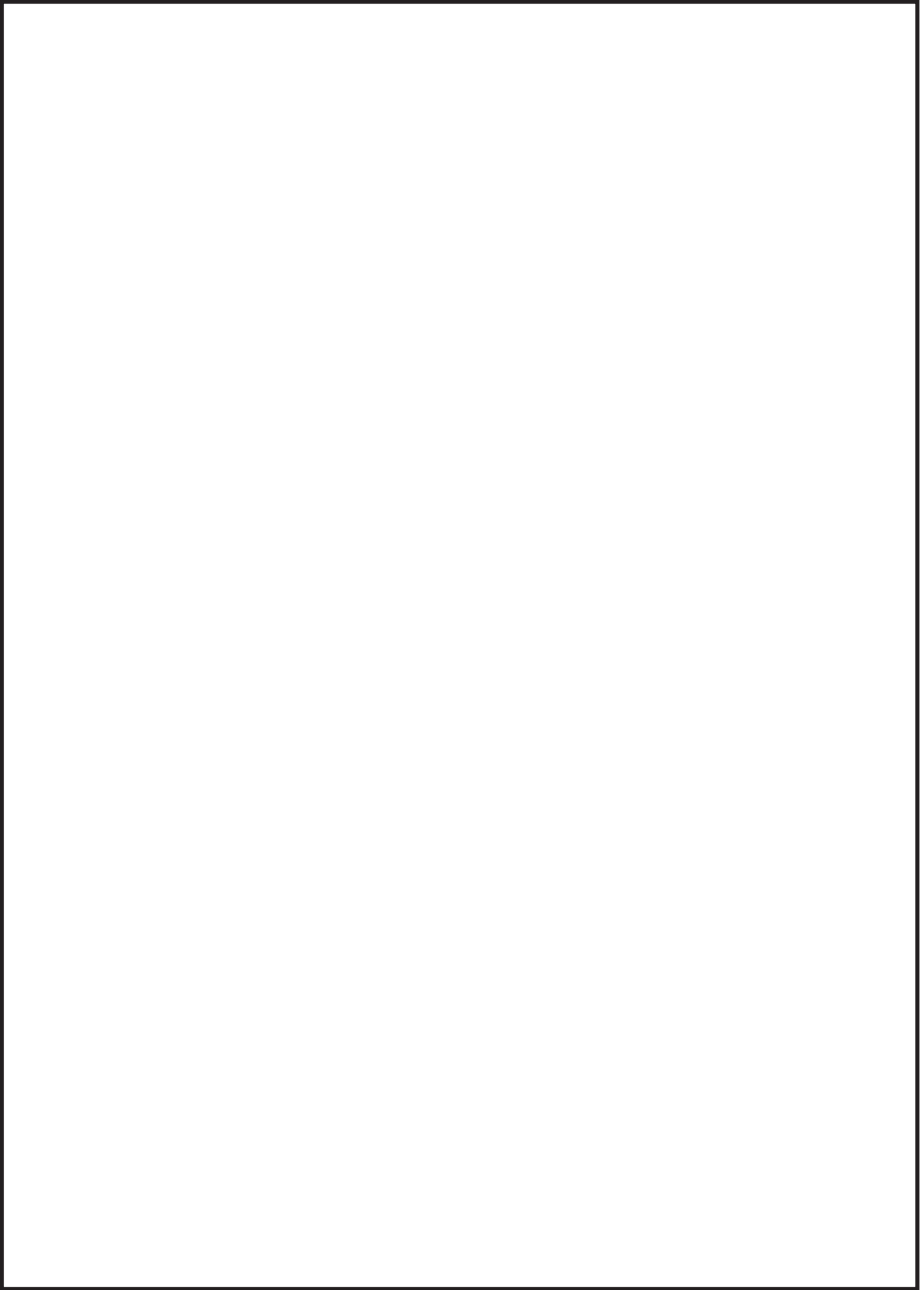


図 51-9 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-9)

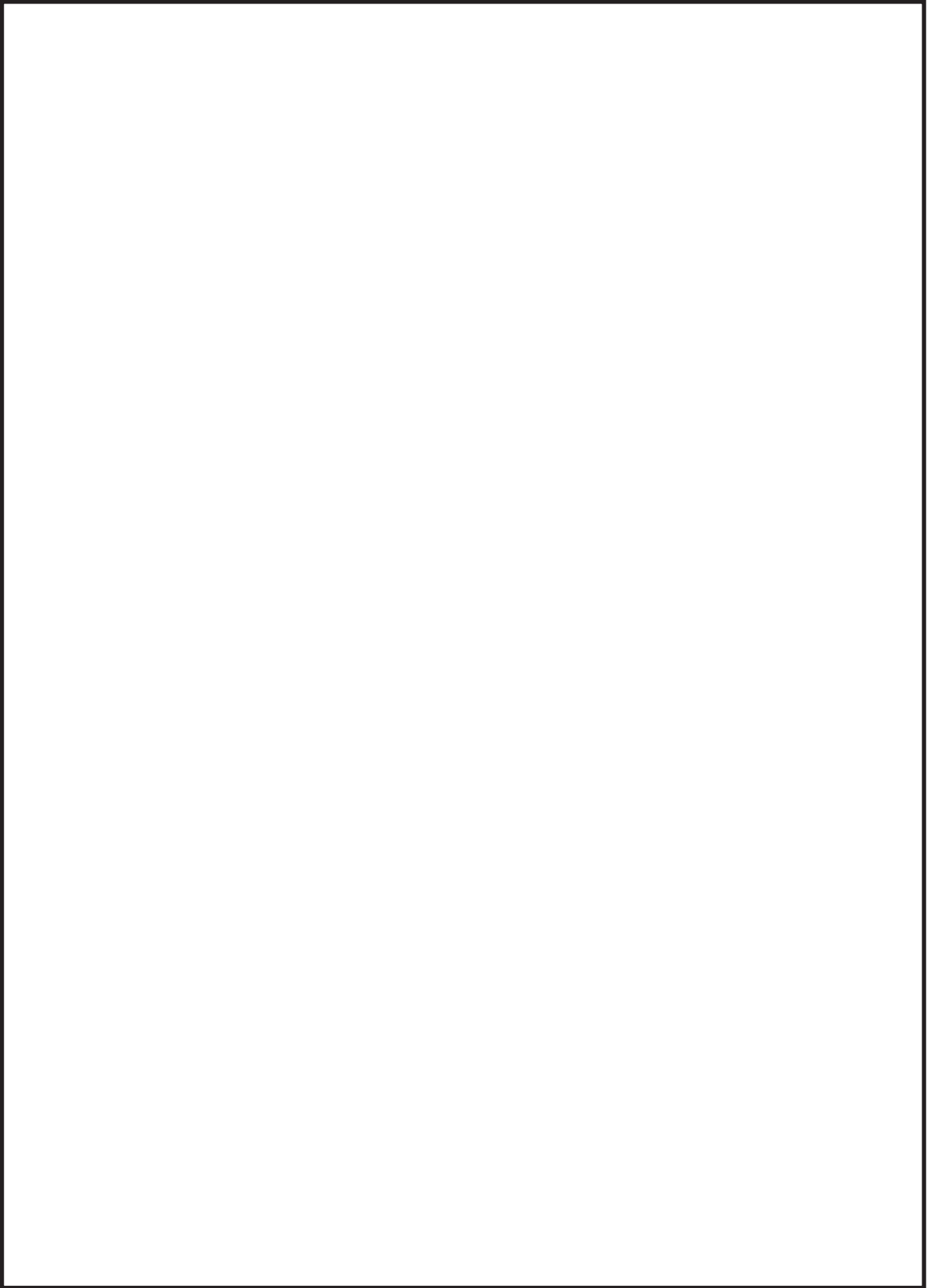



図 51-10 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-10)

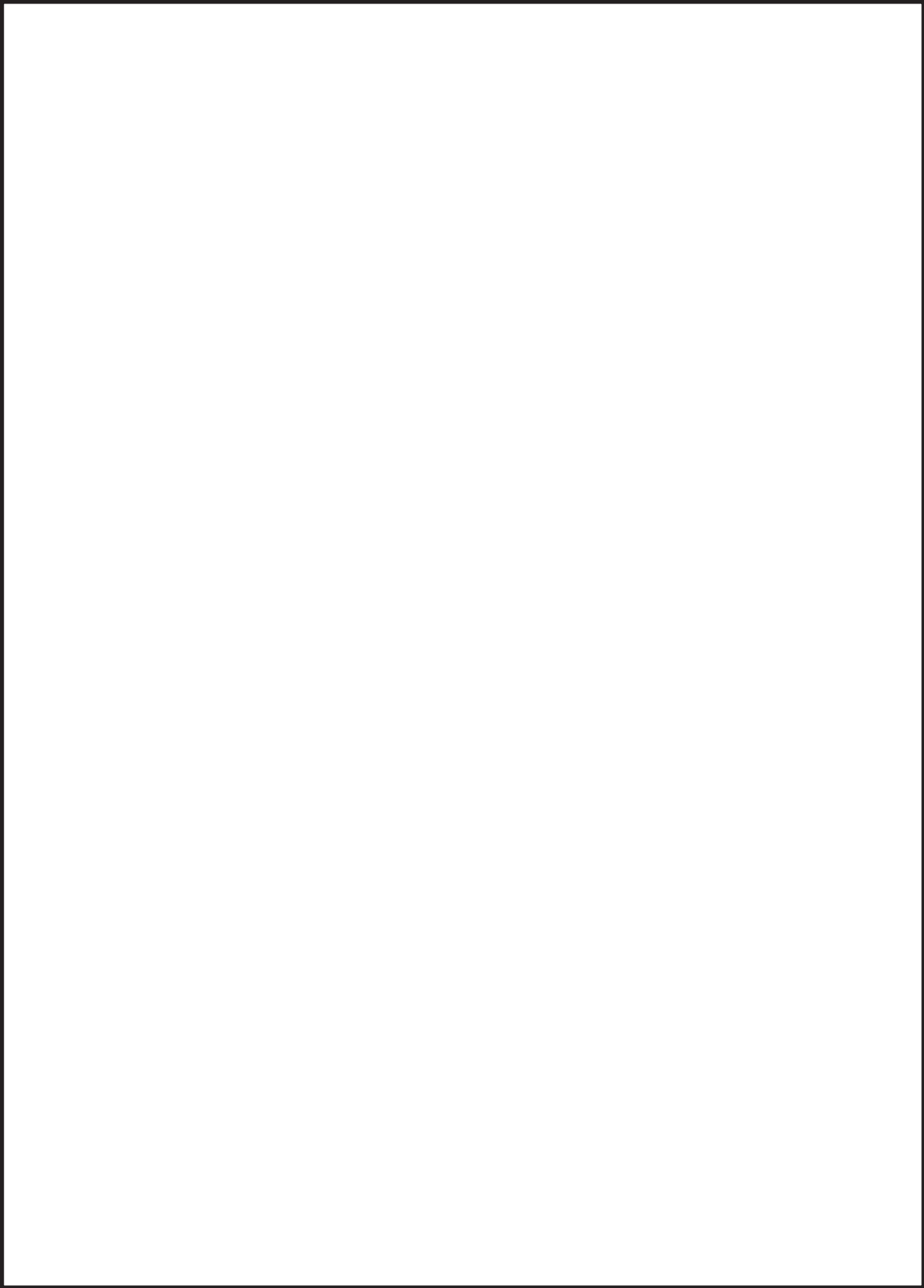


図 51-11 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-11)

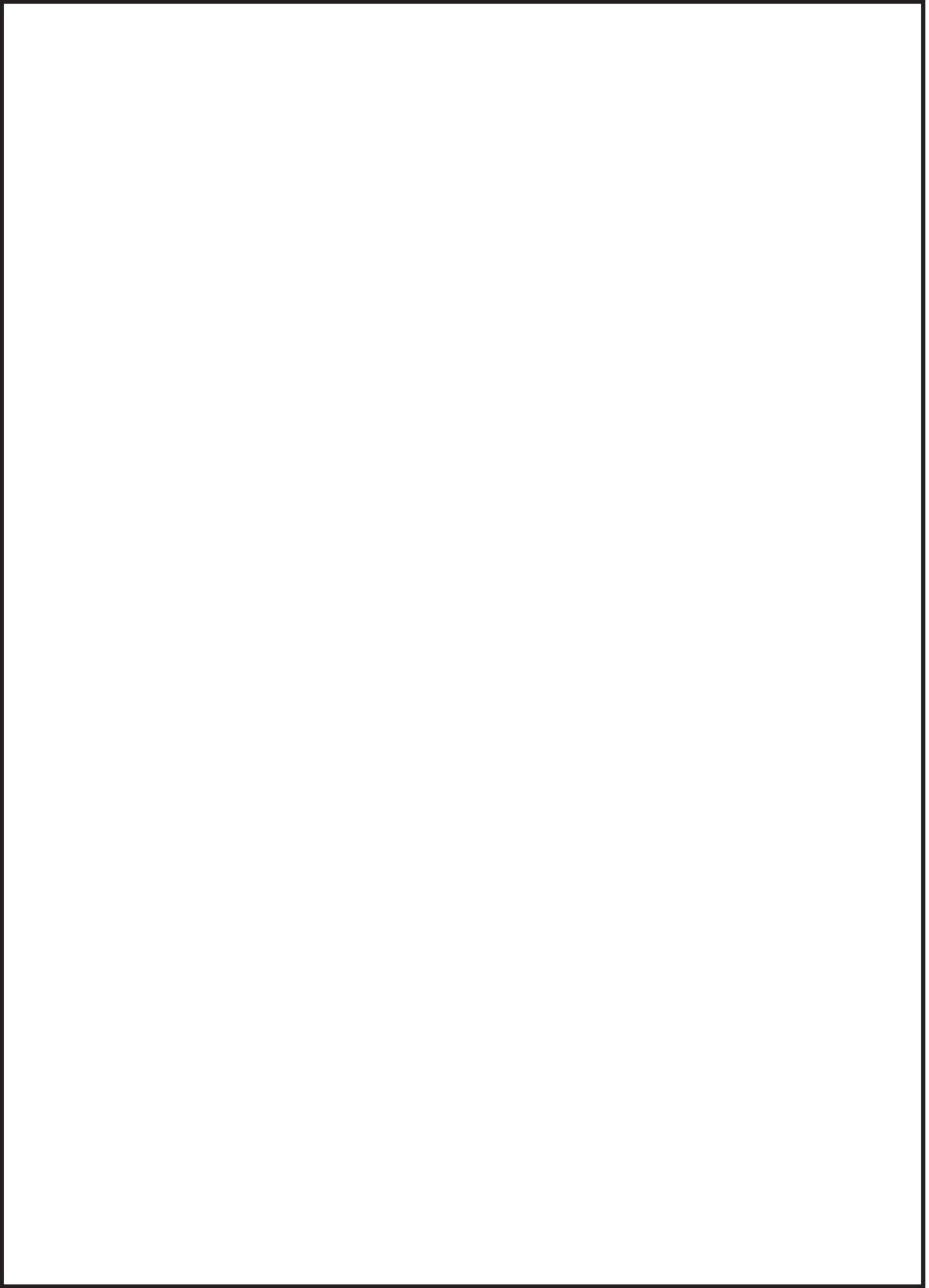



図 51-12 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-12)

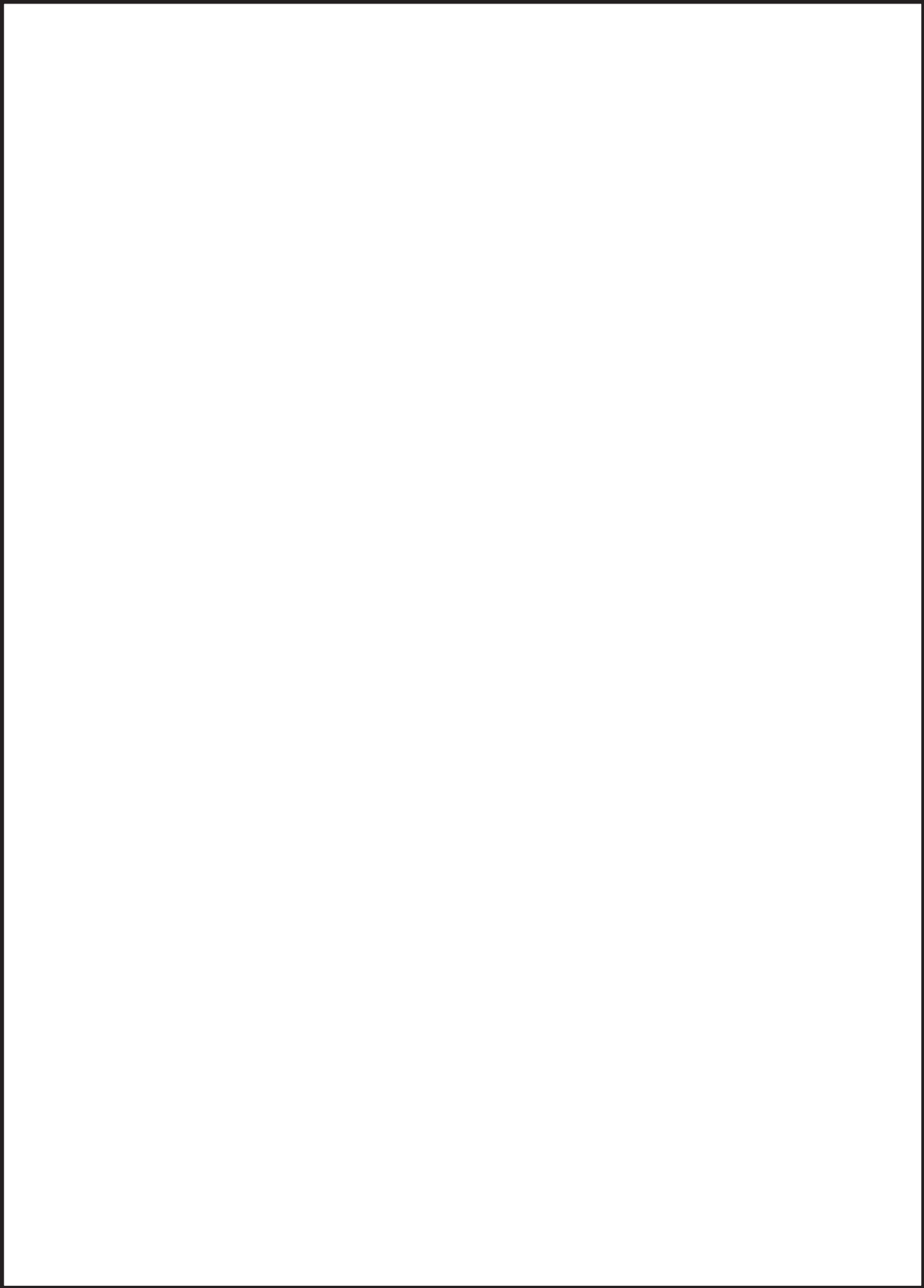



図 51-13 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-13)

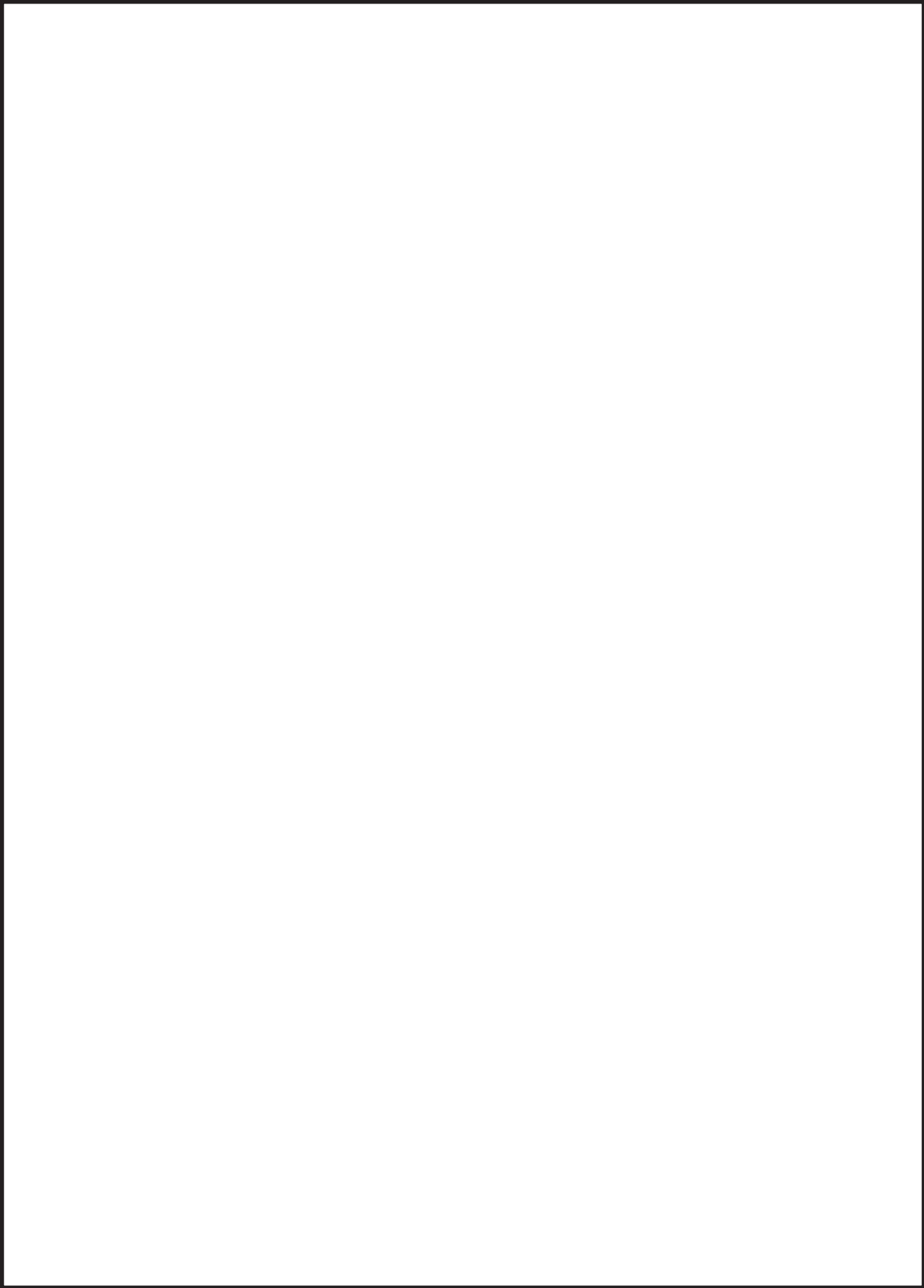


図 51-14 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-14)

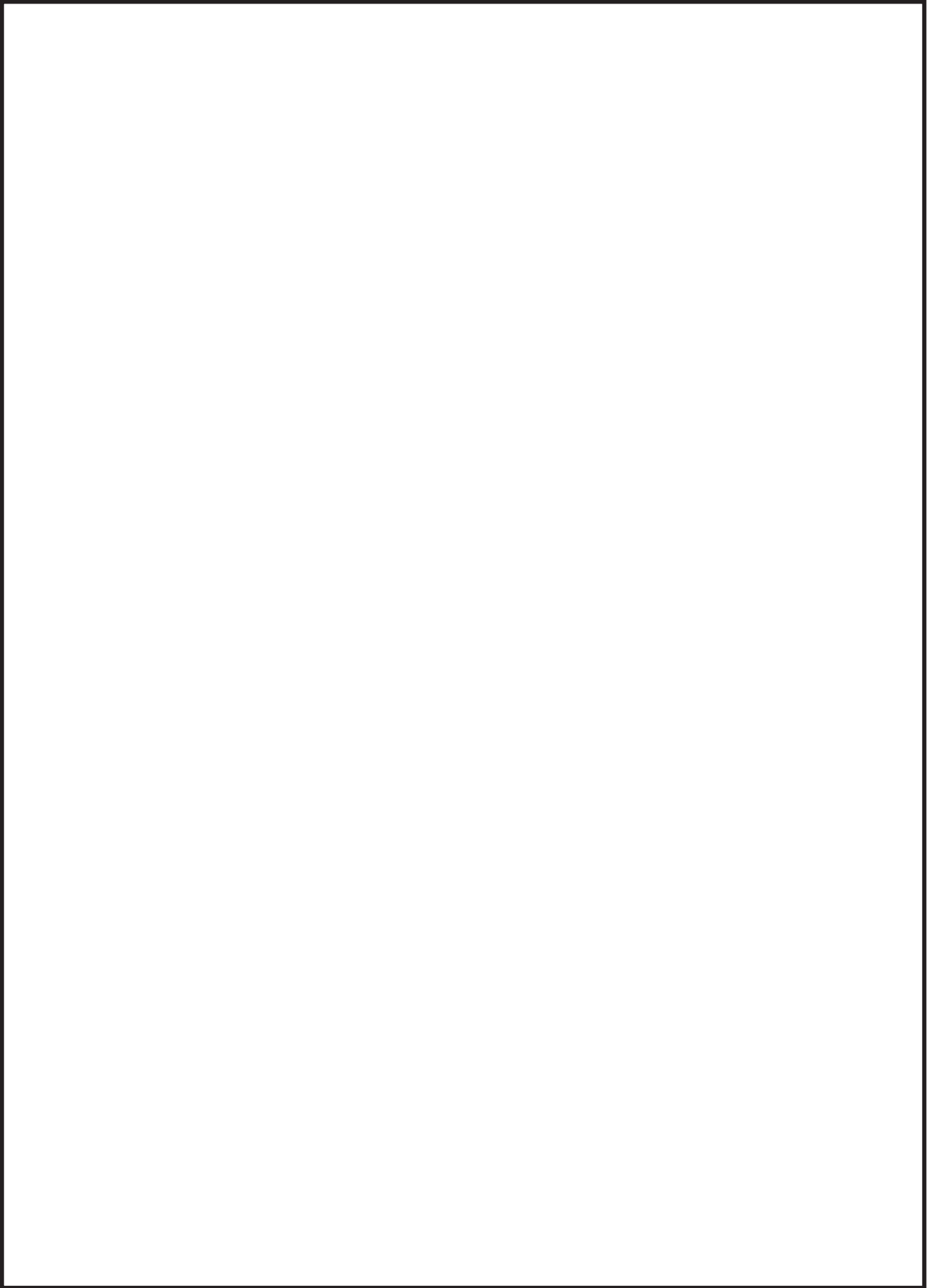



図 51-15 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-15)

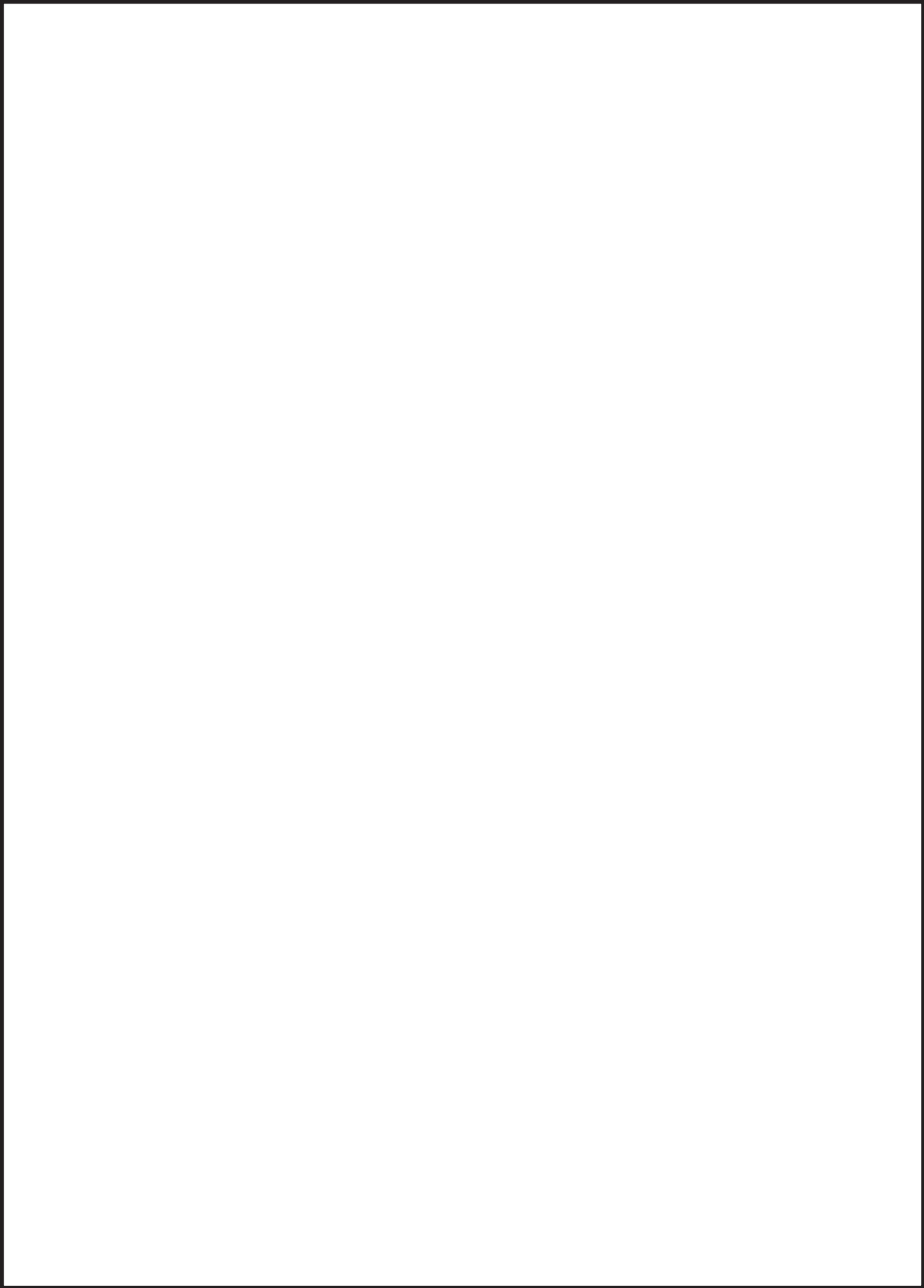


図 51-16 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-16)

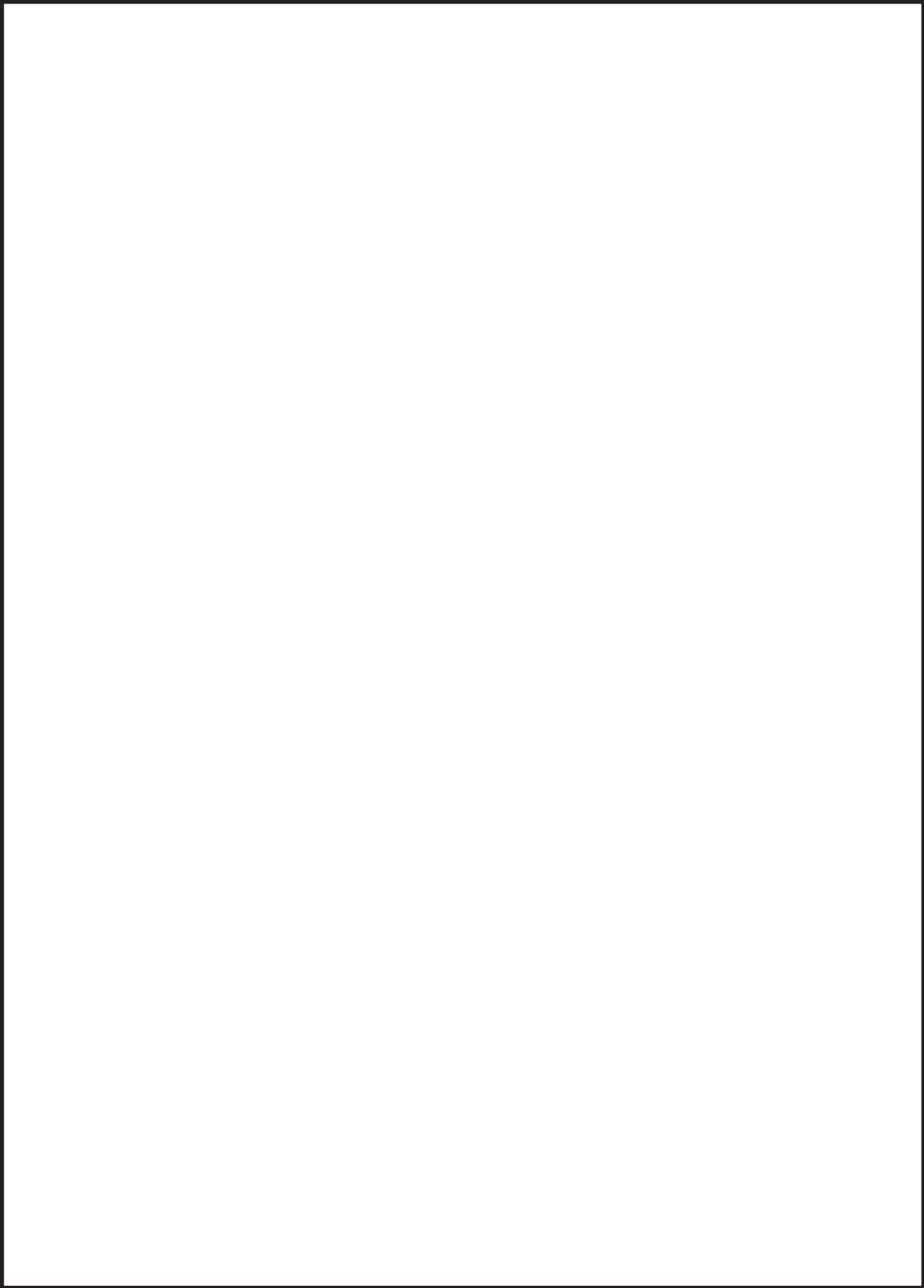



図 51-17 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-17)

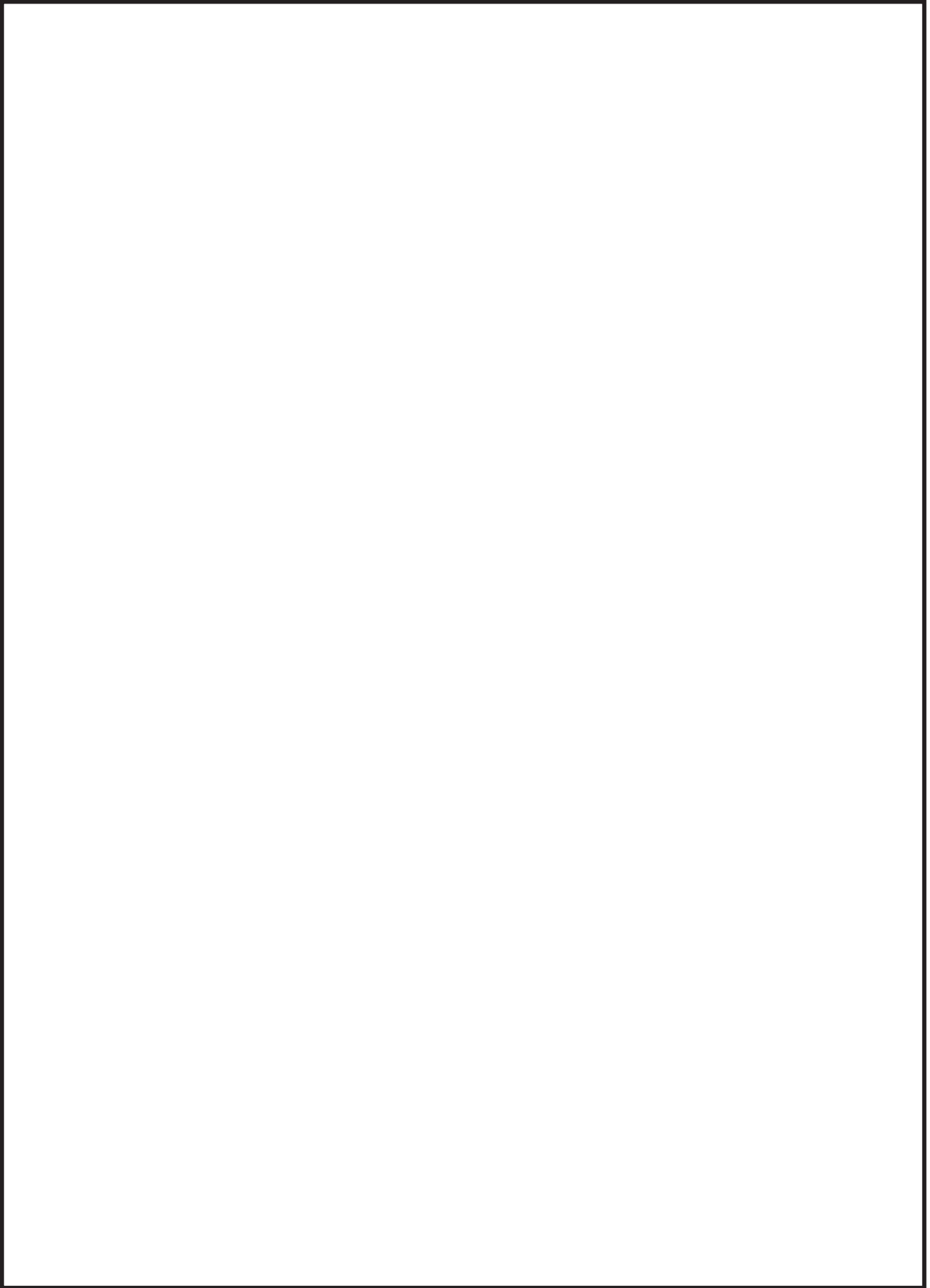


図 51-18 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-18)

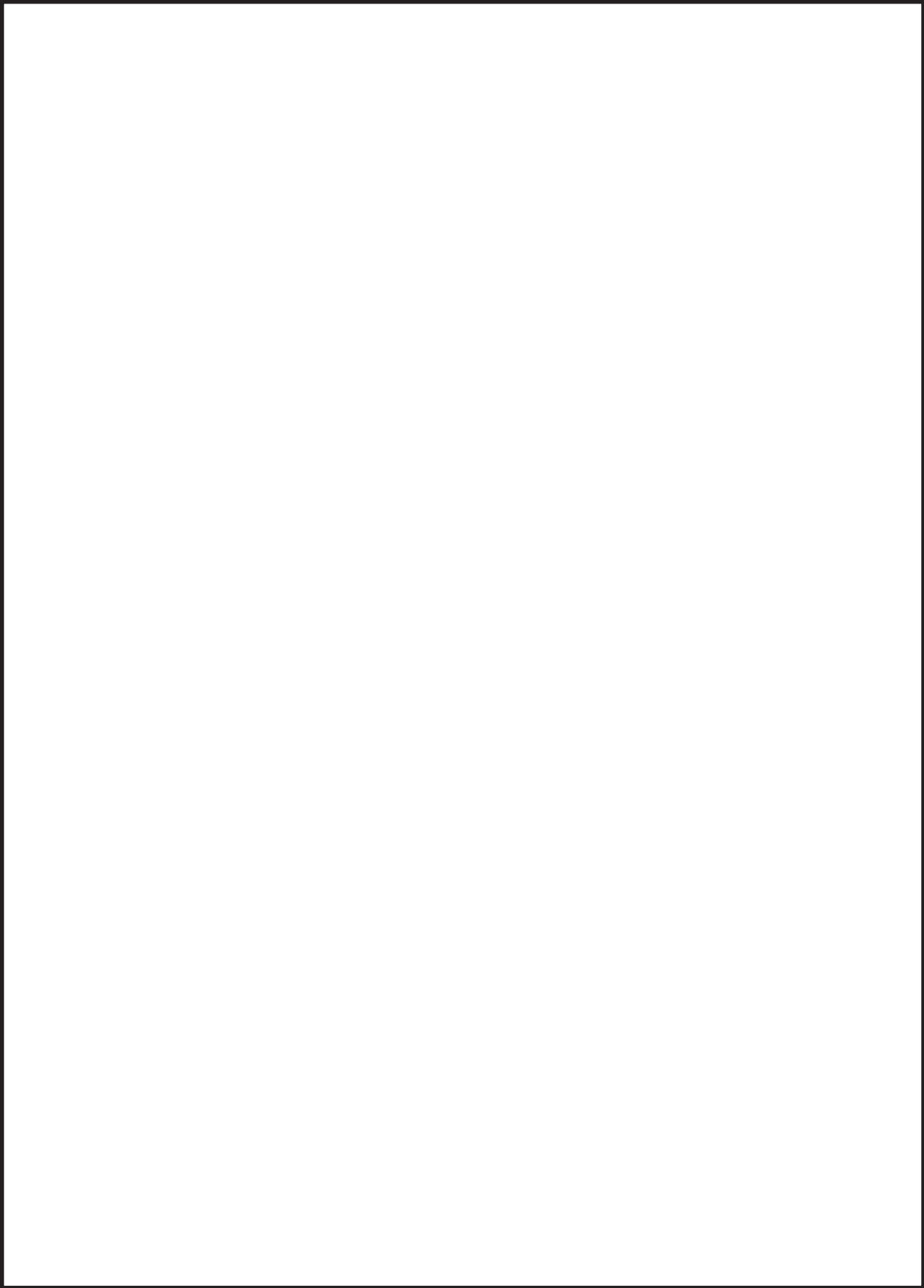



図 51-19 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-19)

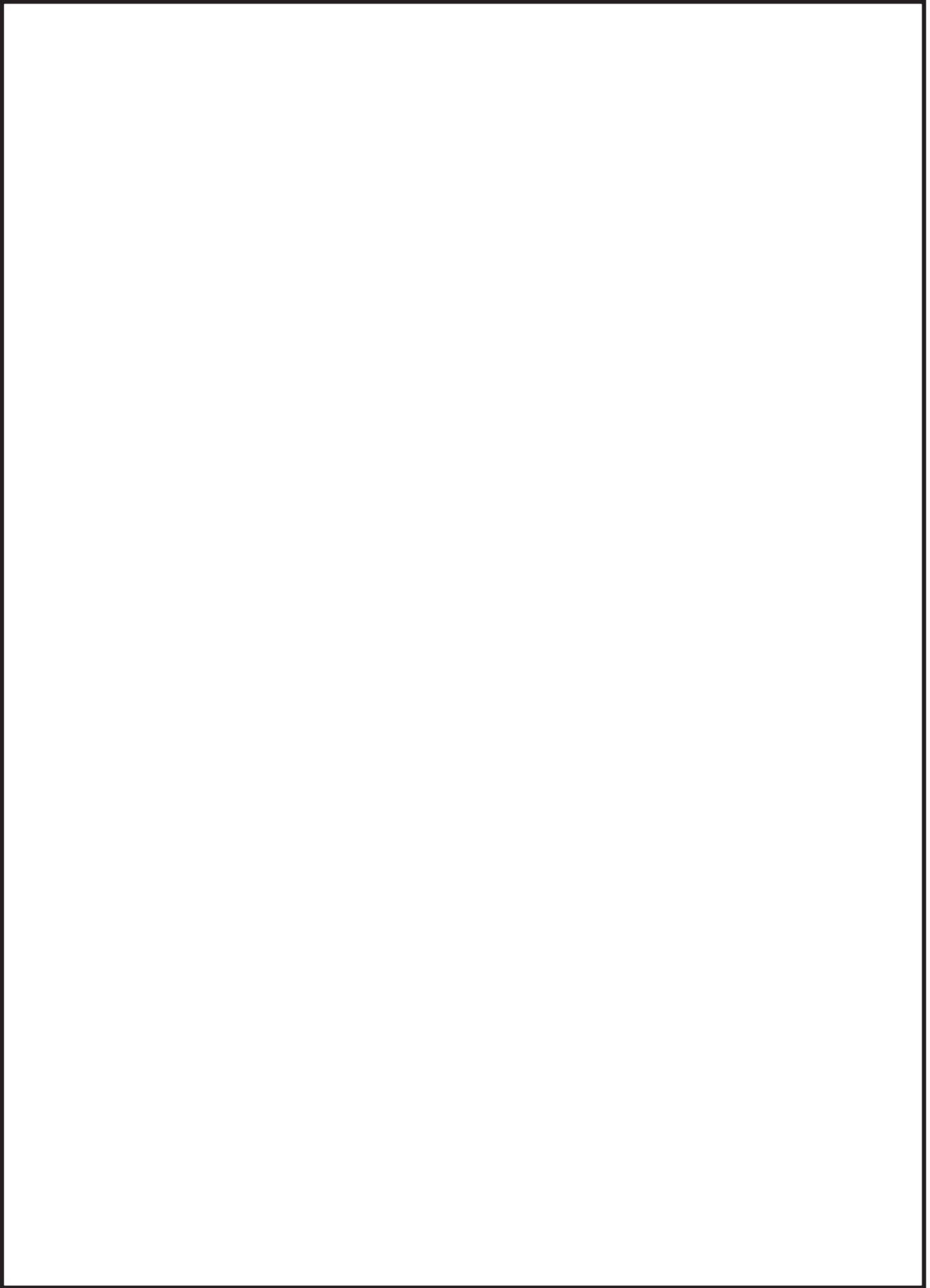



図 51-20 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-20)

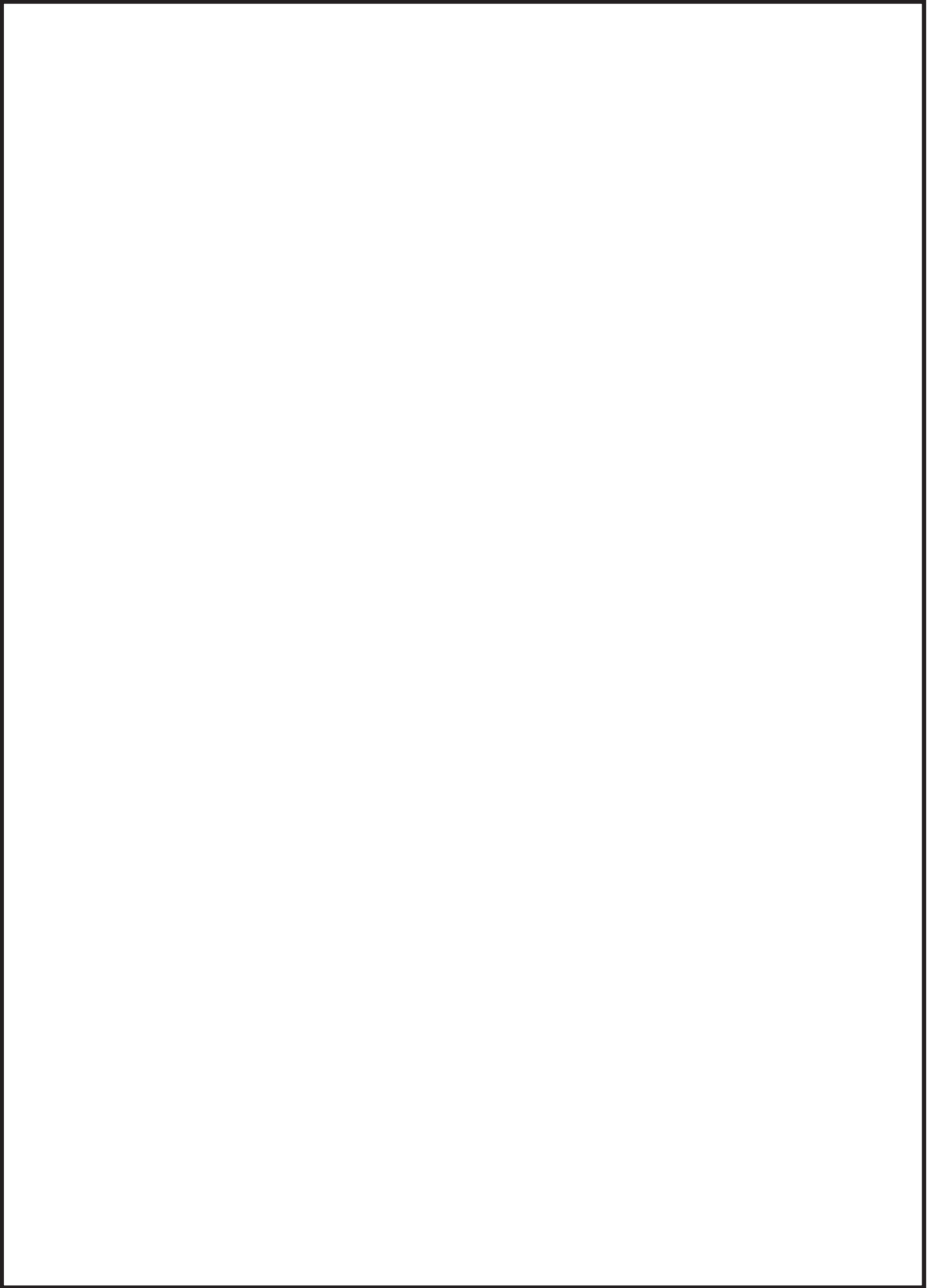


図 51-21 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-21)

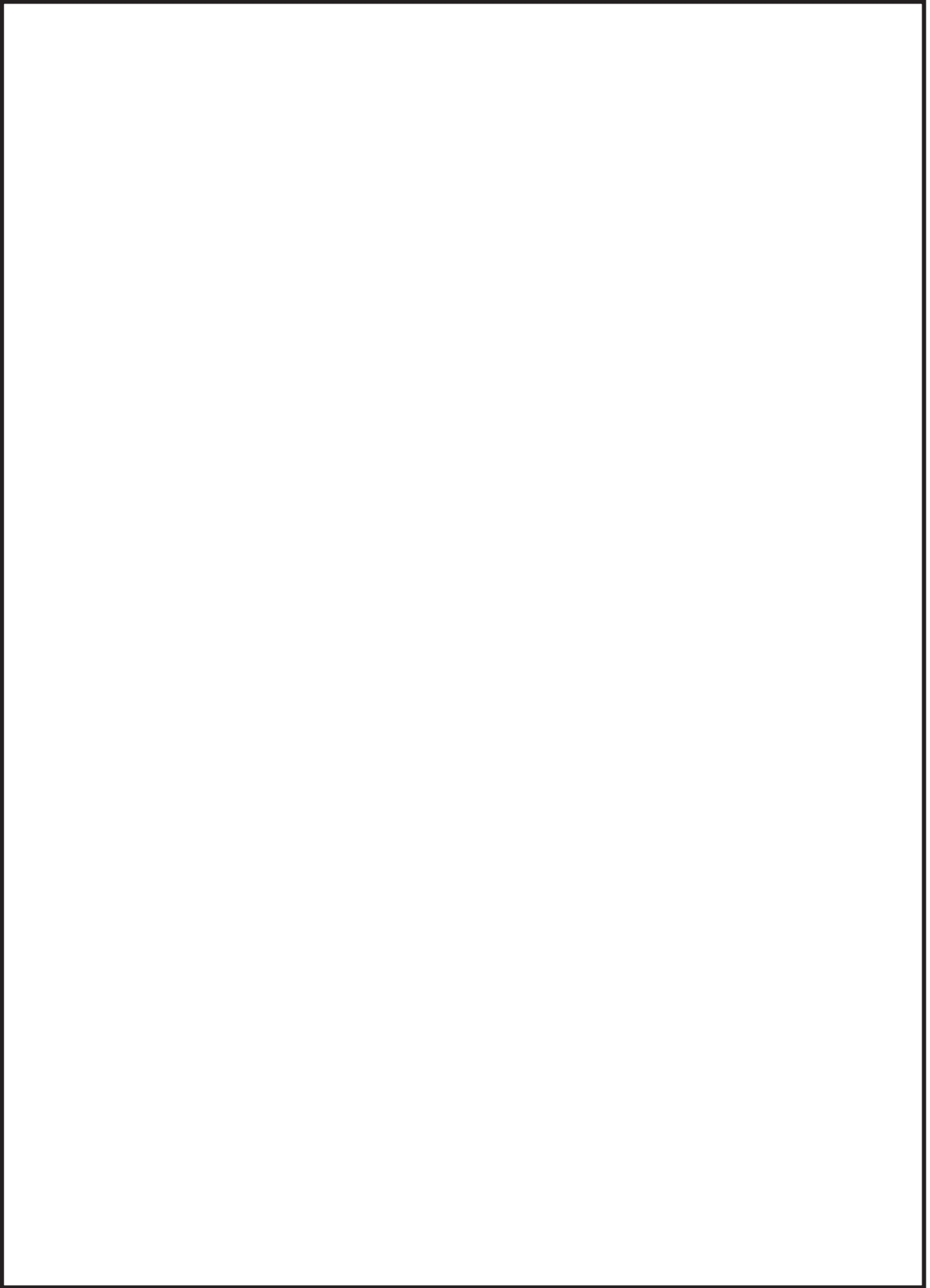



図 51-22 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-22)

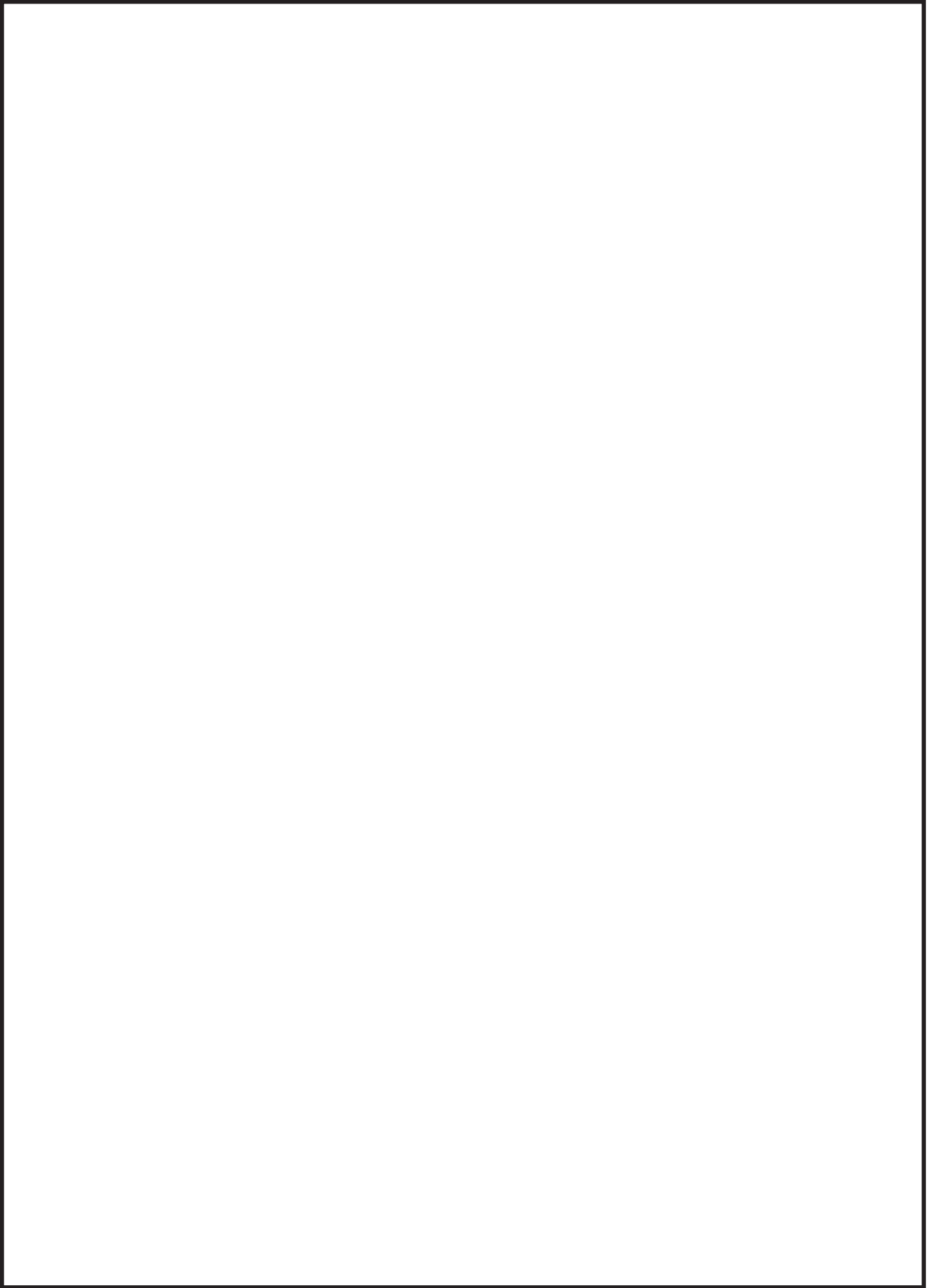


図 51-23 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-23)

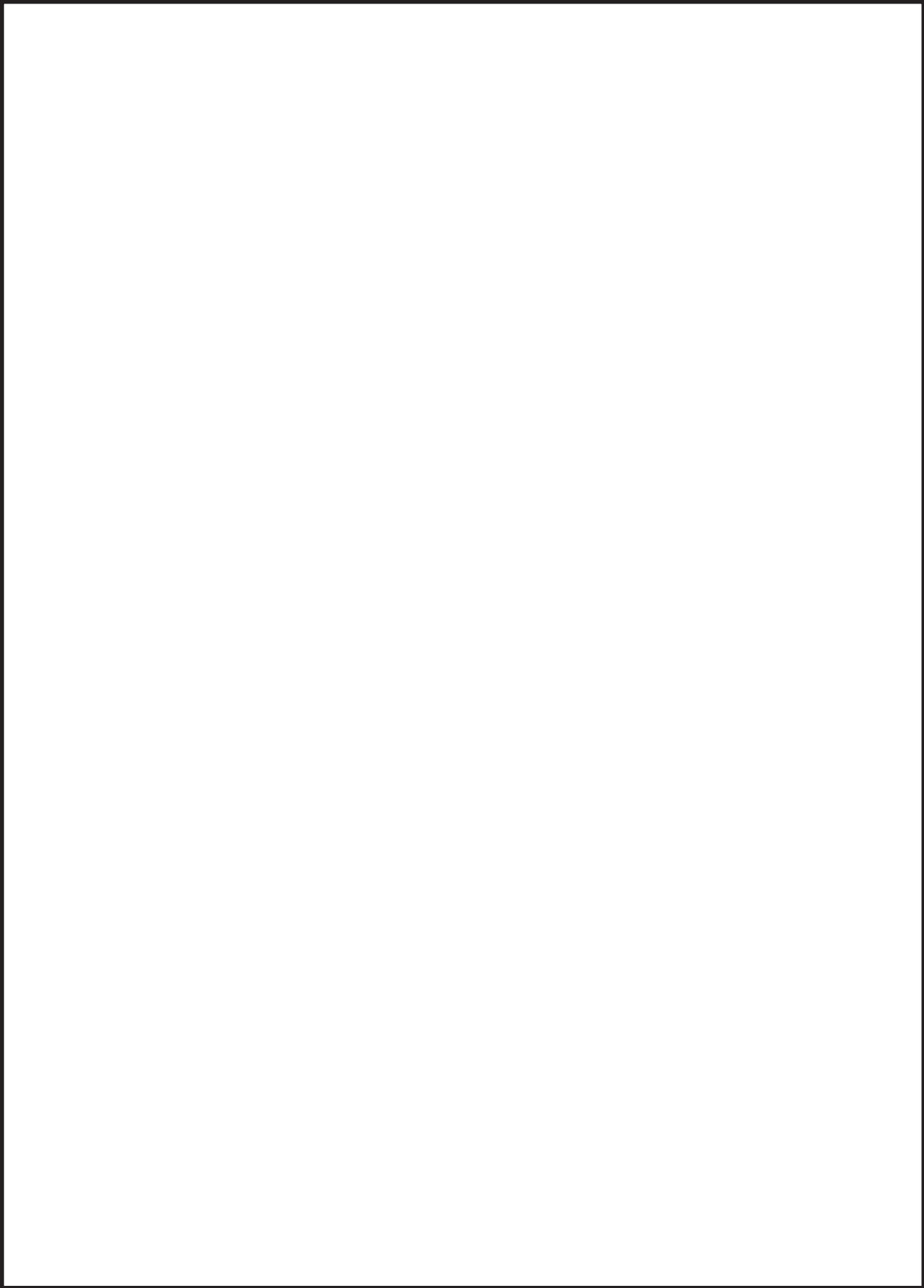



図 51-24 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-24)

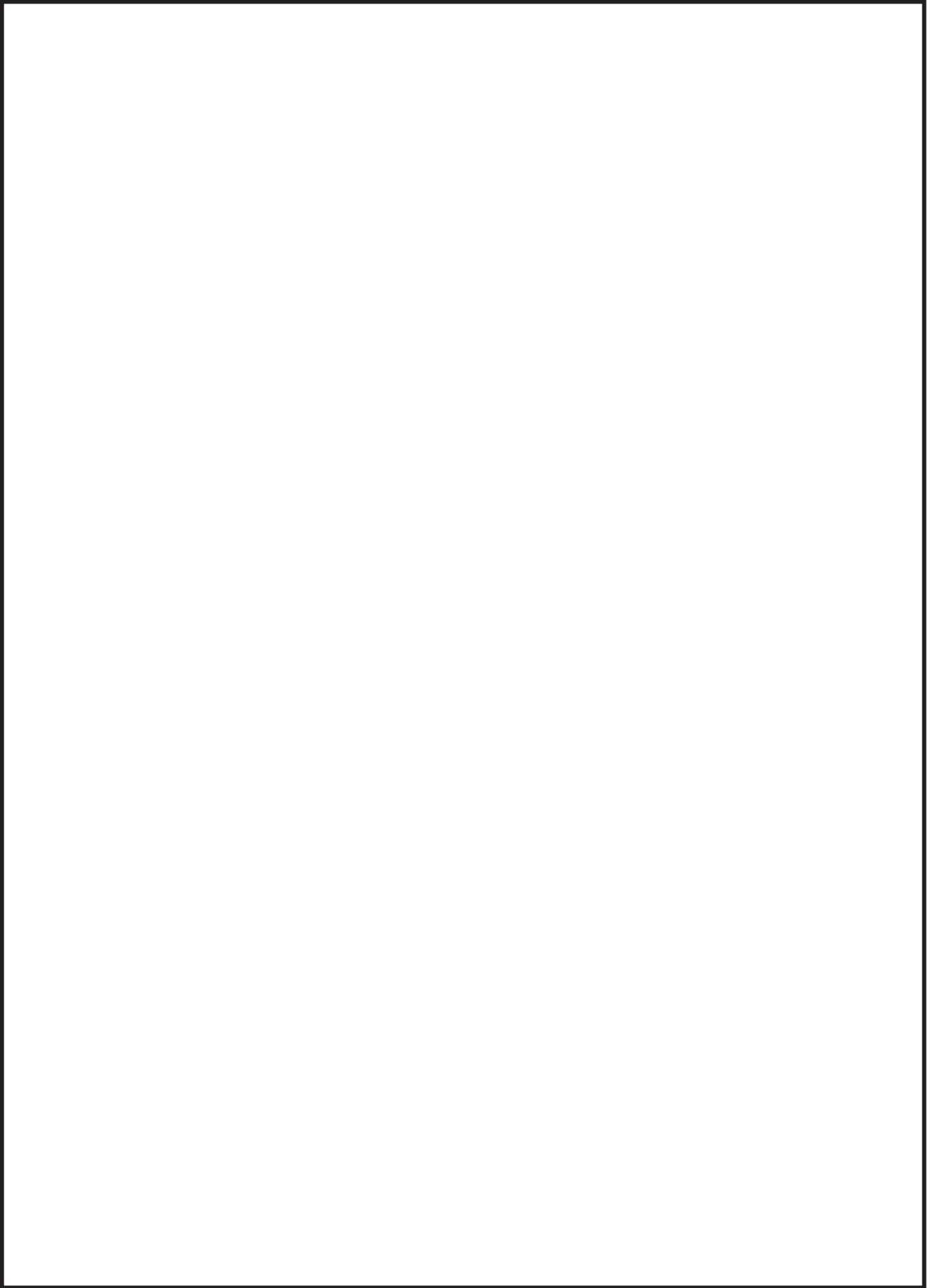


図 51-25 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-25)

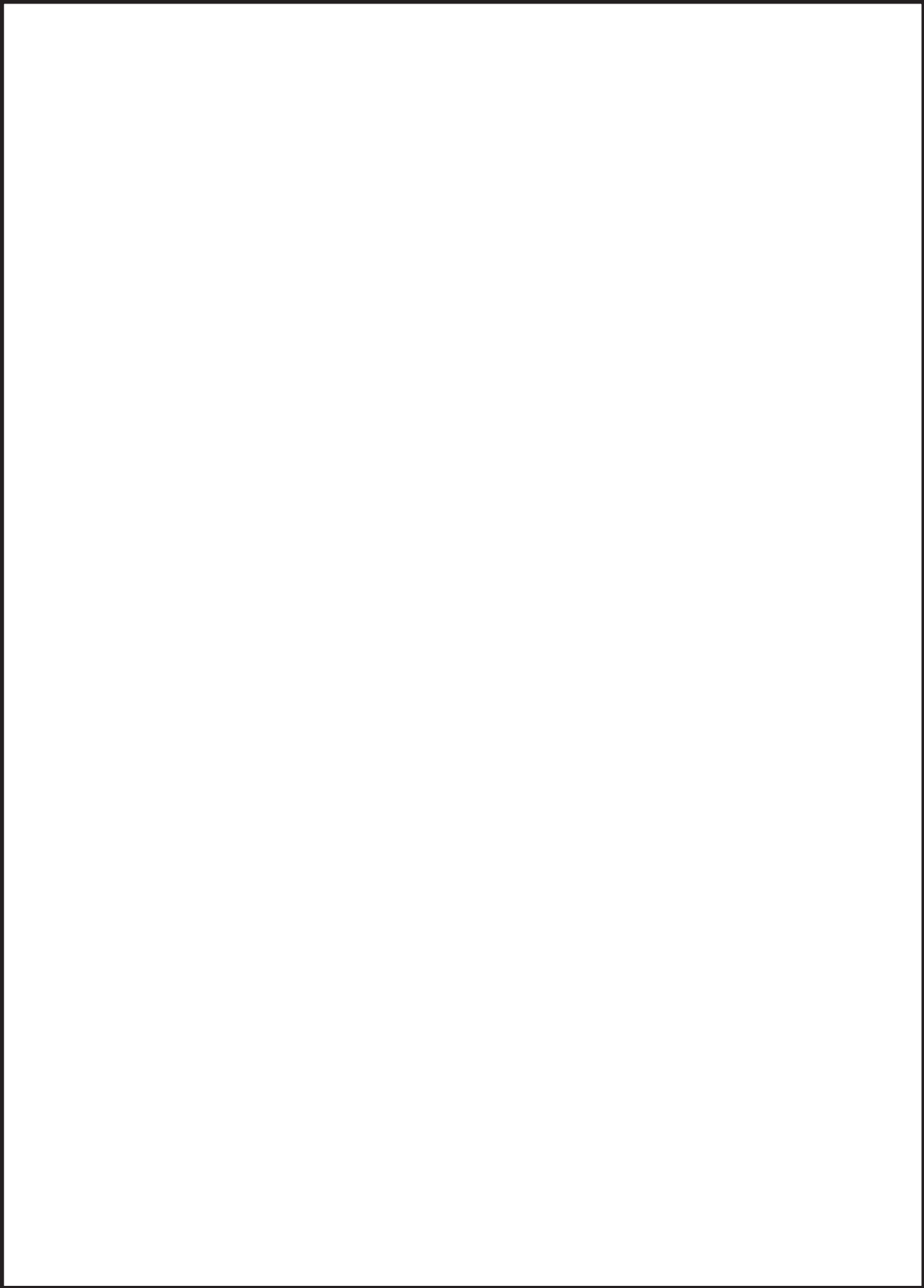



図 51-26 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-26)

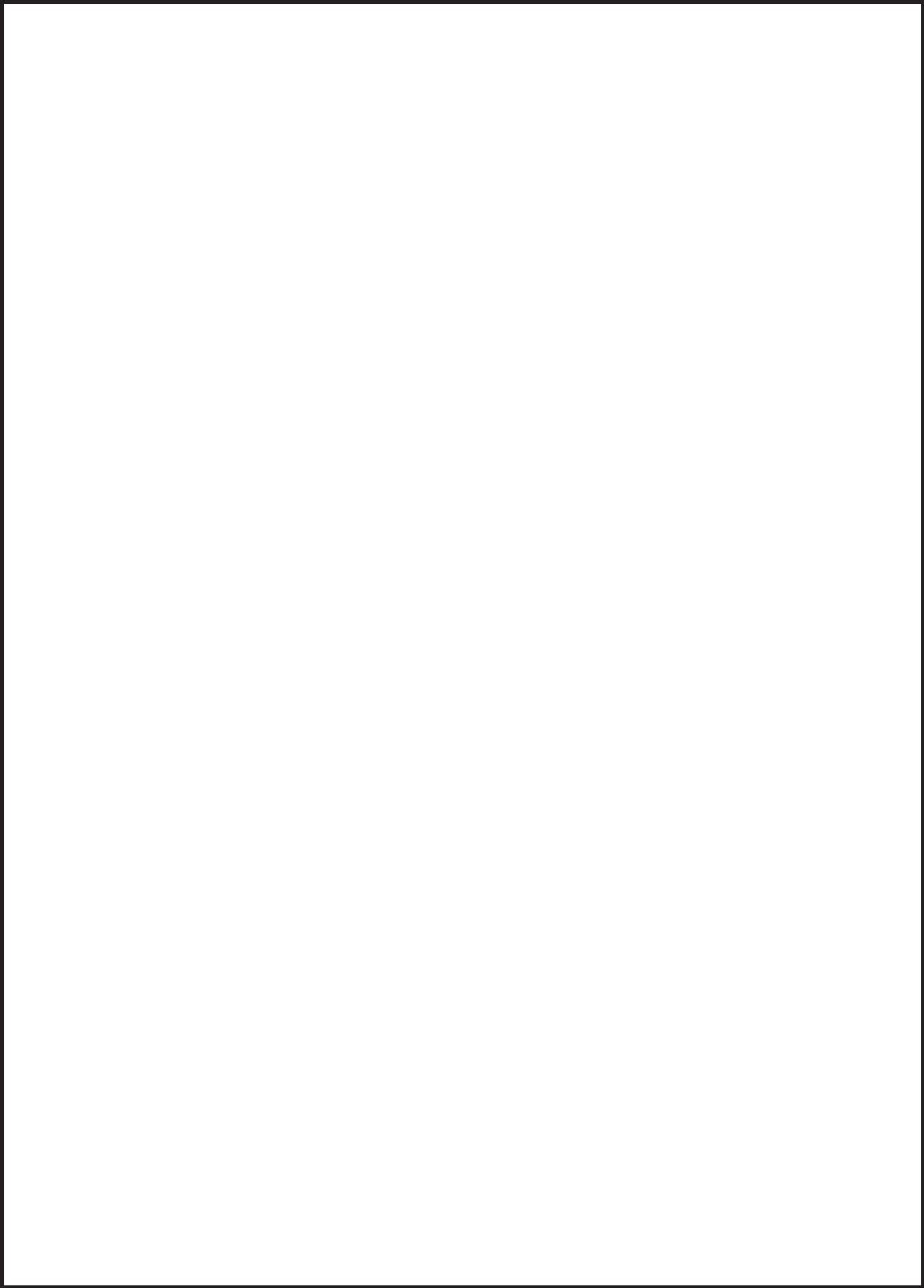


図 51-27 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-27)

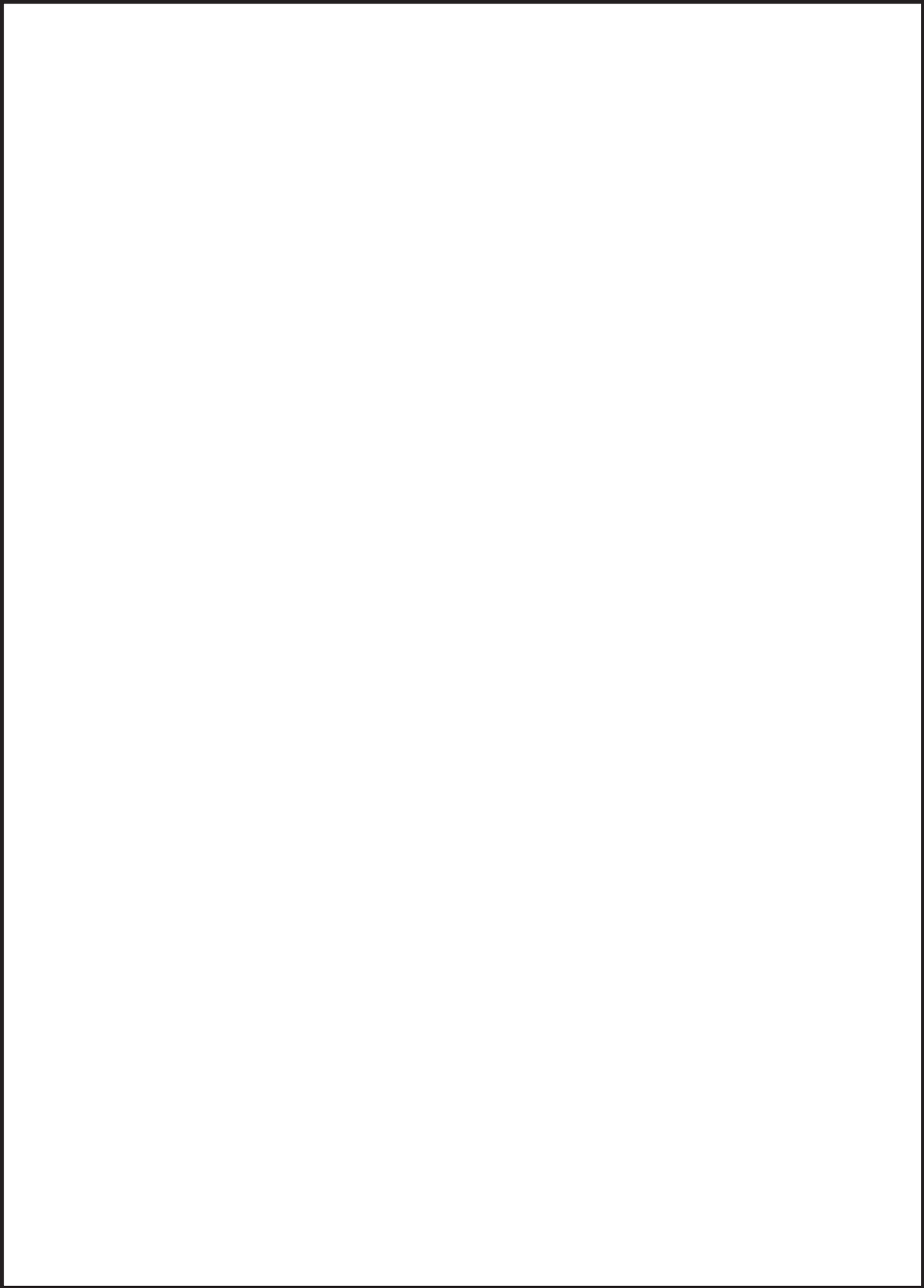



図 51-28 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-28)

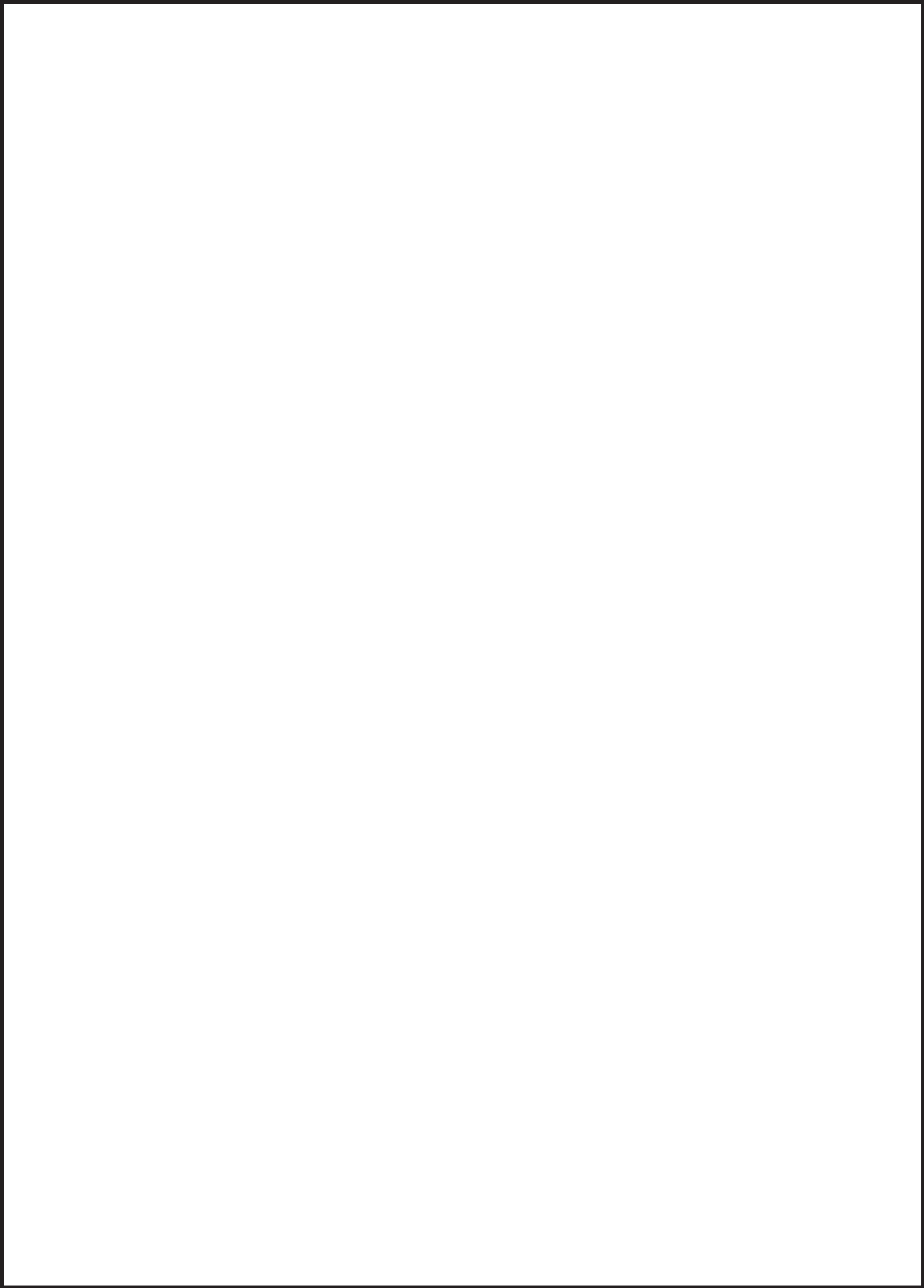


図 51-29 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-29)

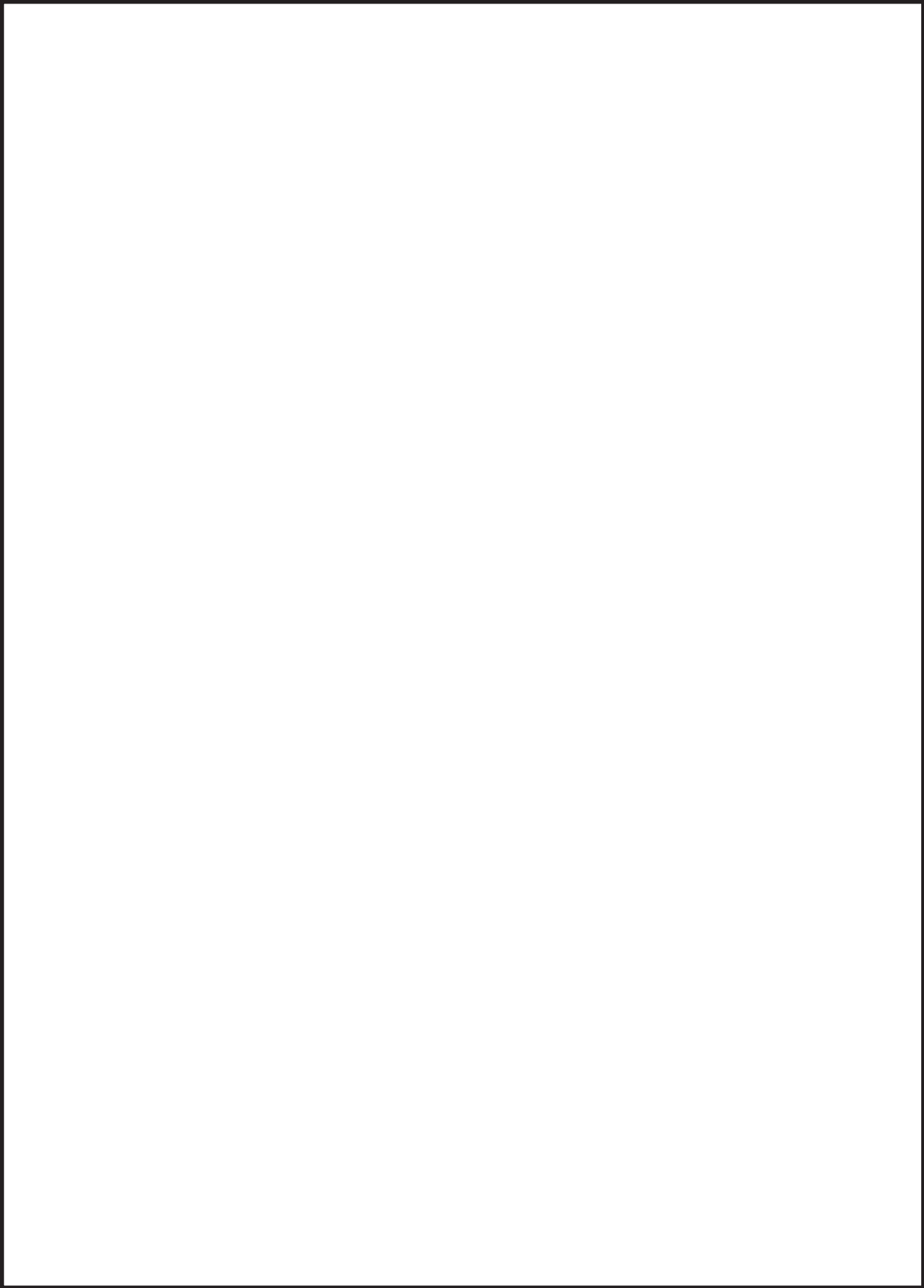



図 51-30 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-30)

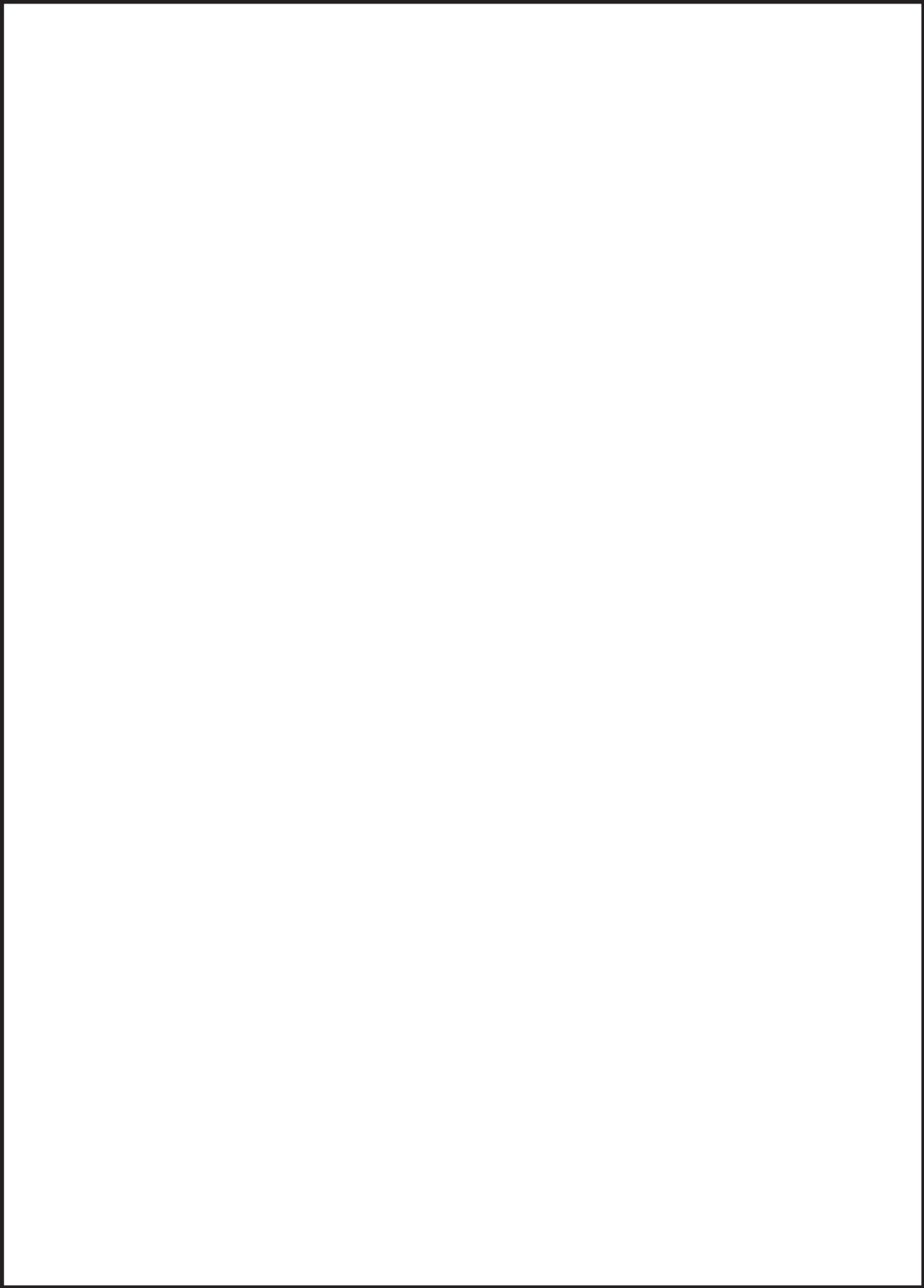


図 51-31 2号炉制御建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-31)

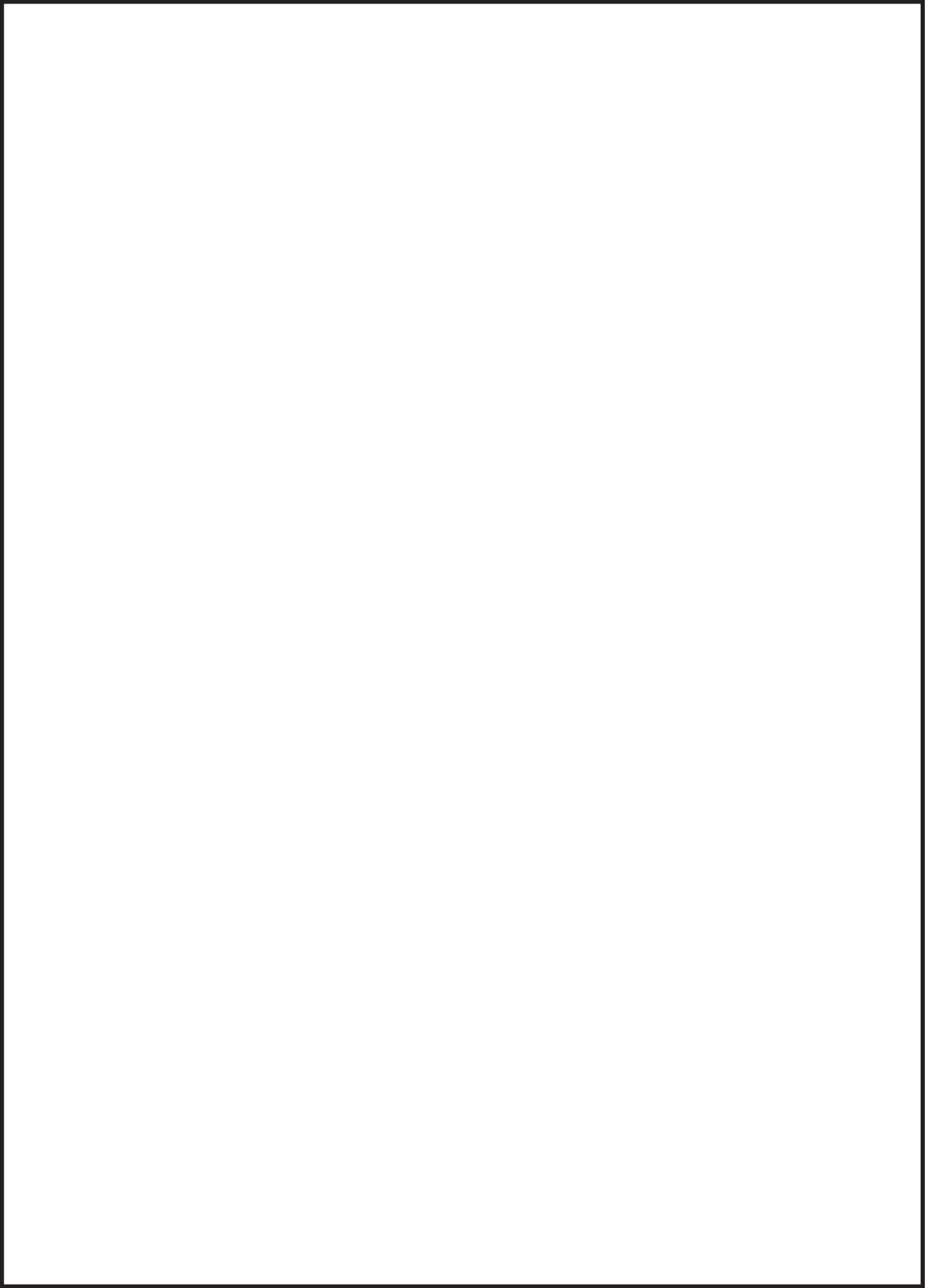



図 51-32 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-32)

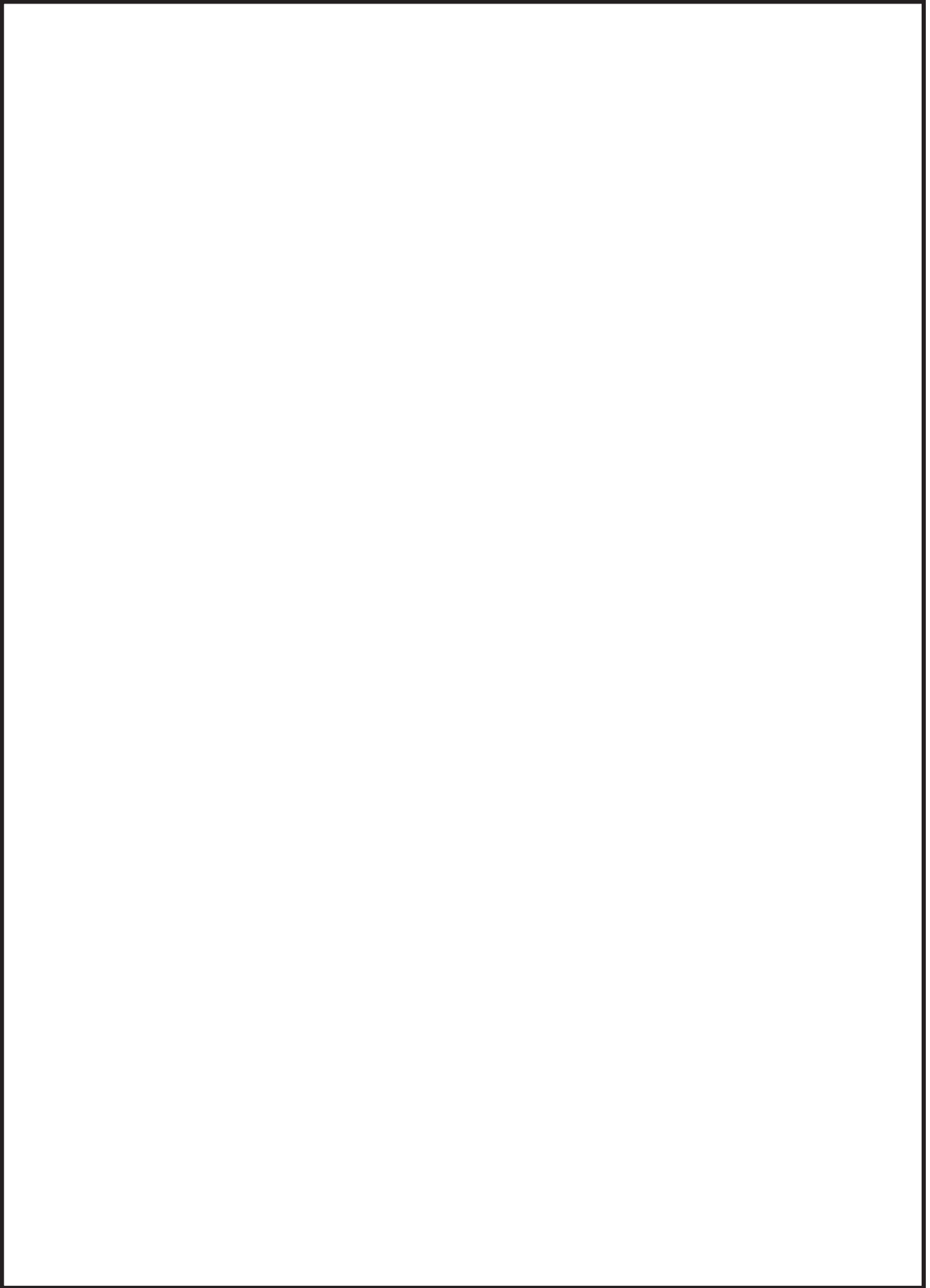



図 51-33 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-33)

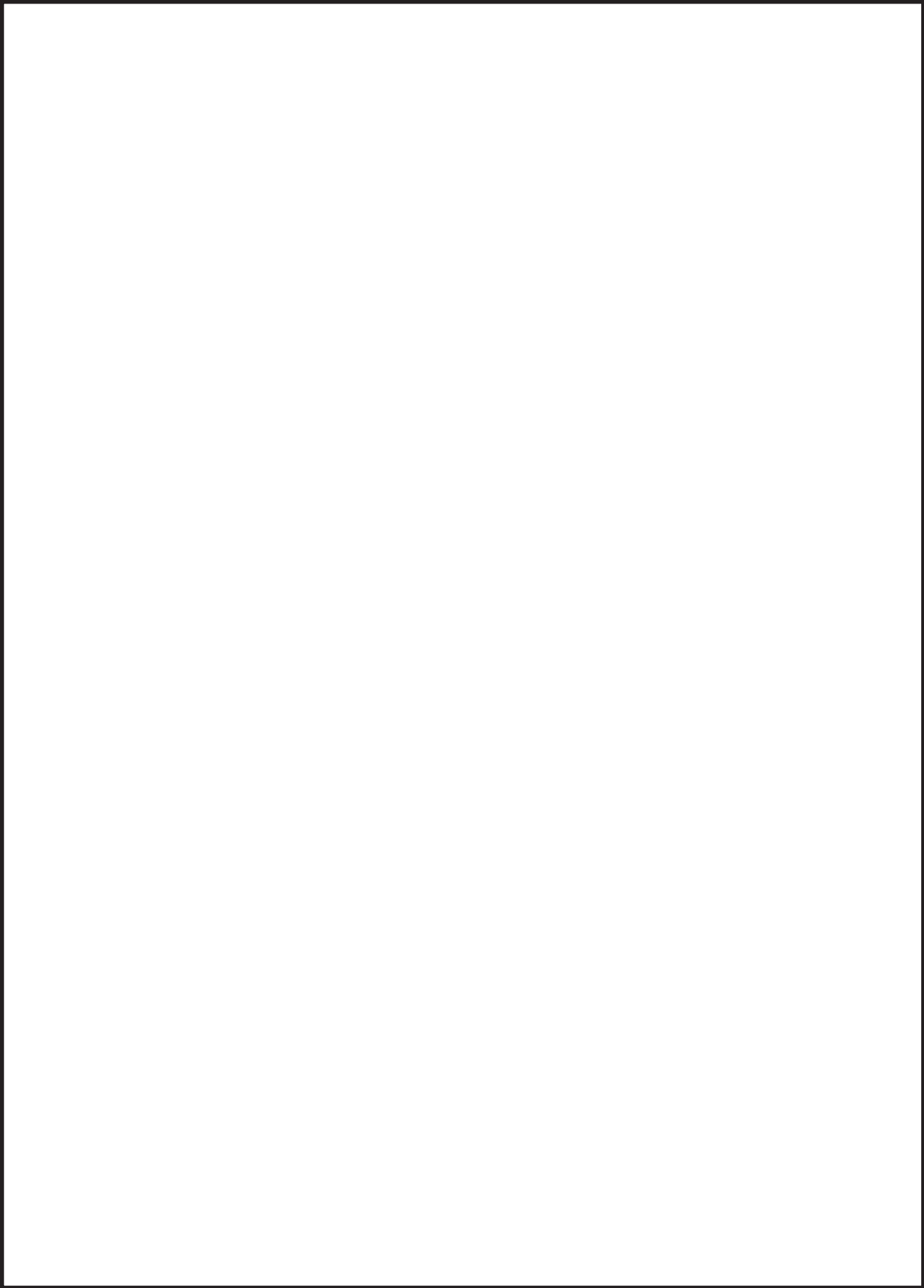



図 51-34 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(51-34)

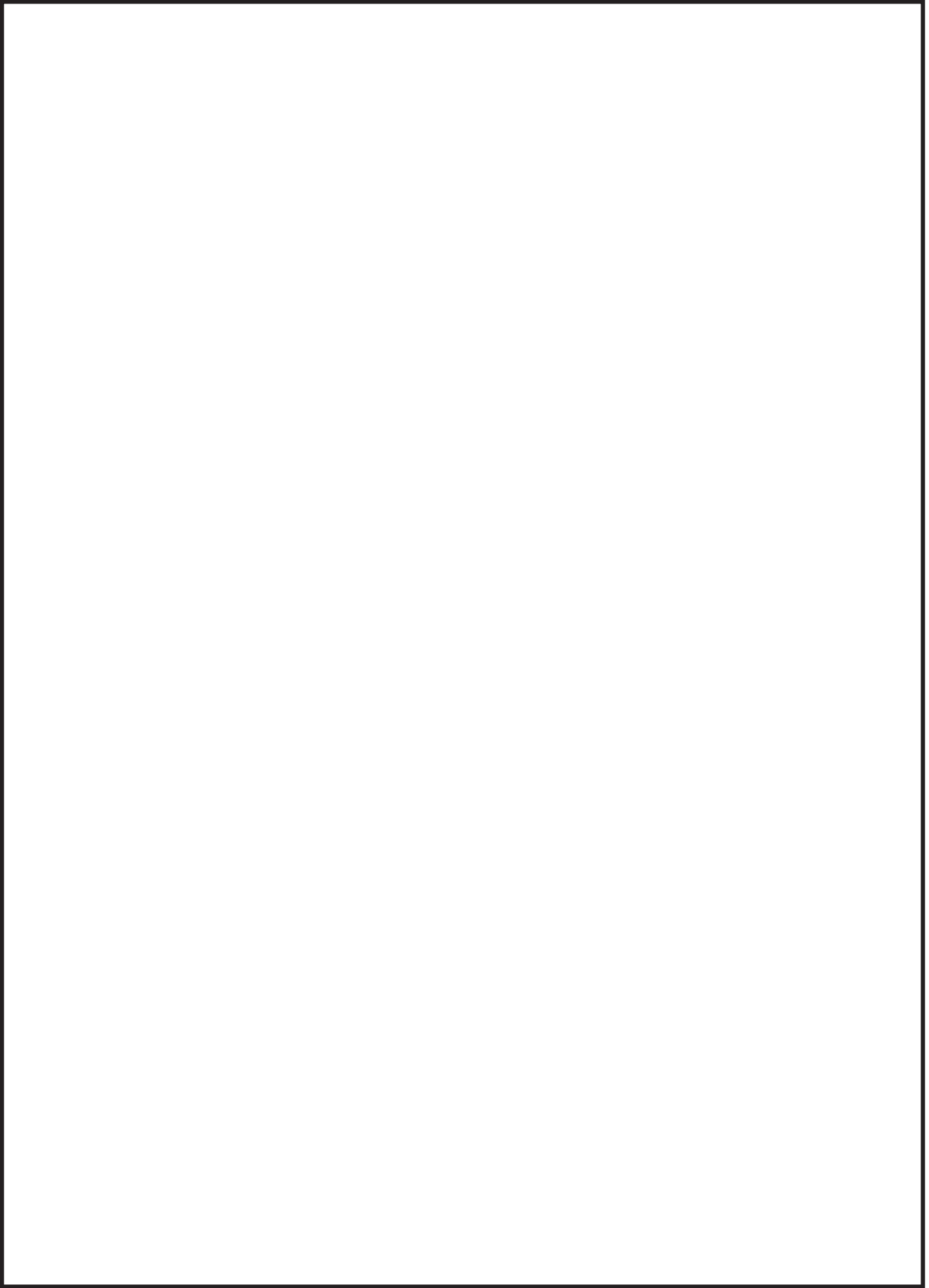


図 57-1 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-1)

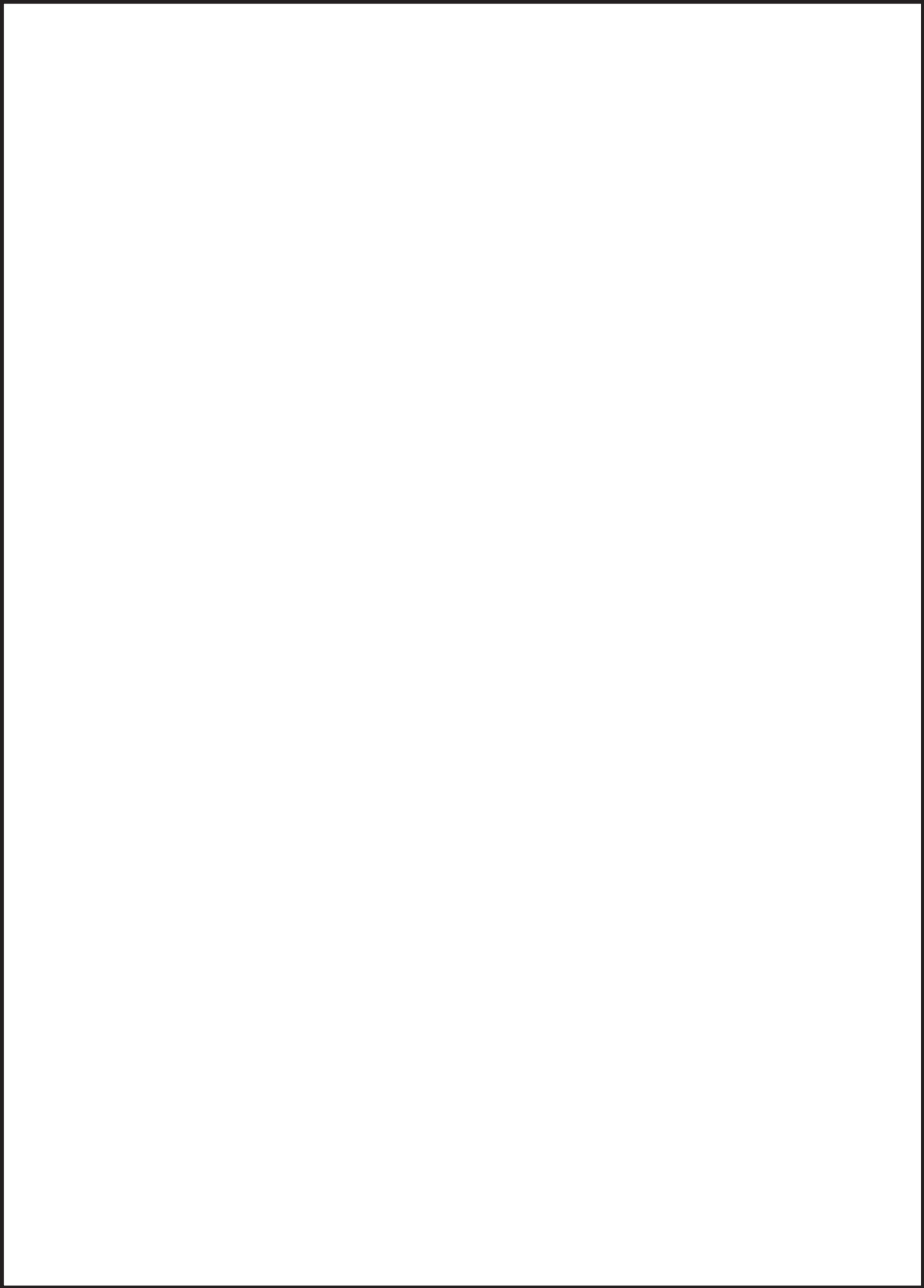


図 57-2 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-2)

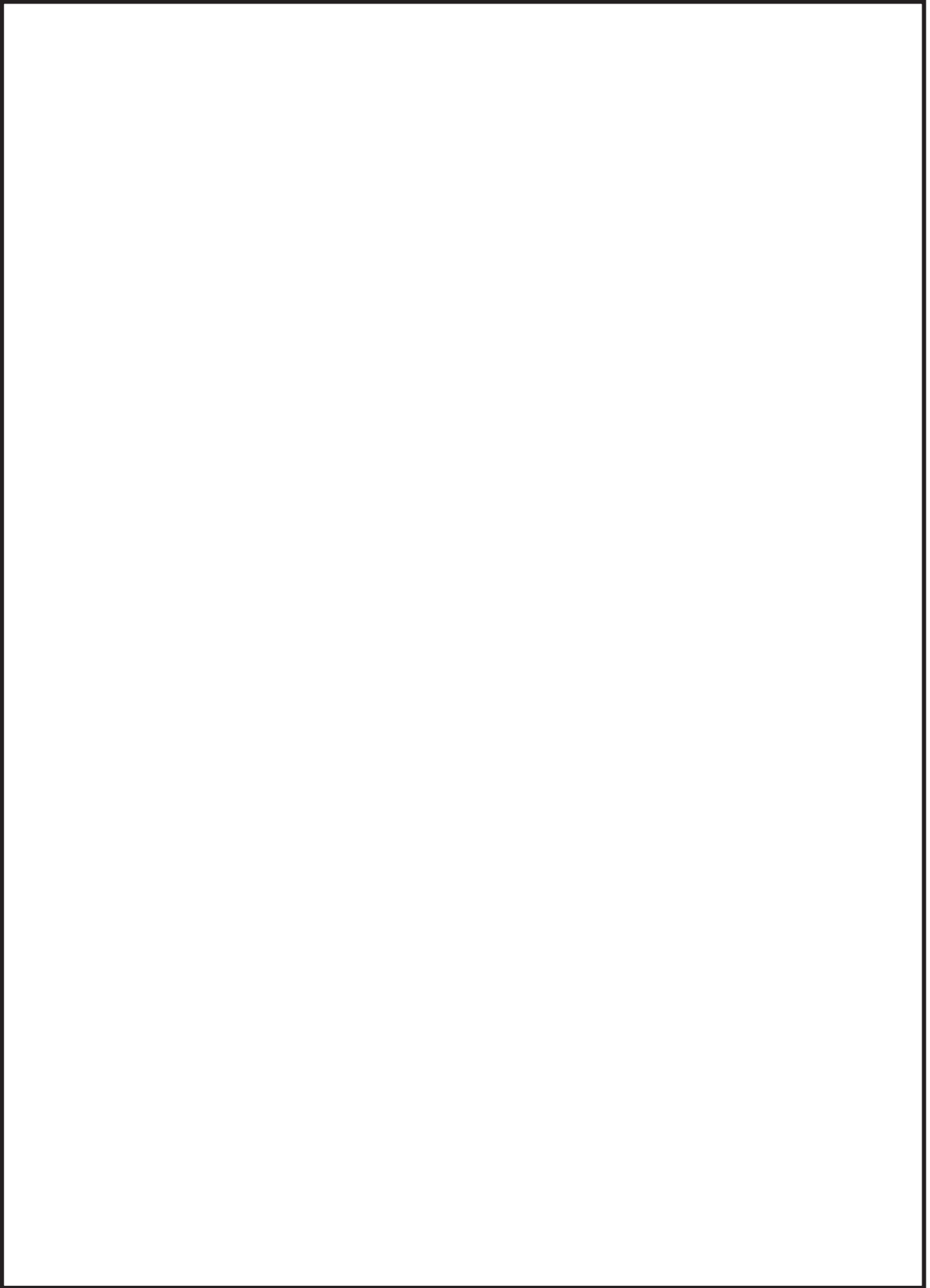


図 57-3 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-3)

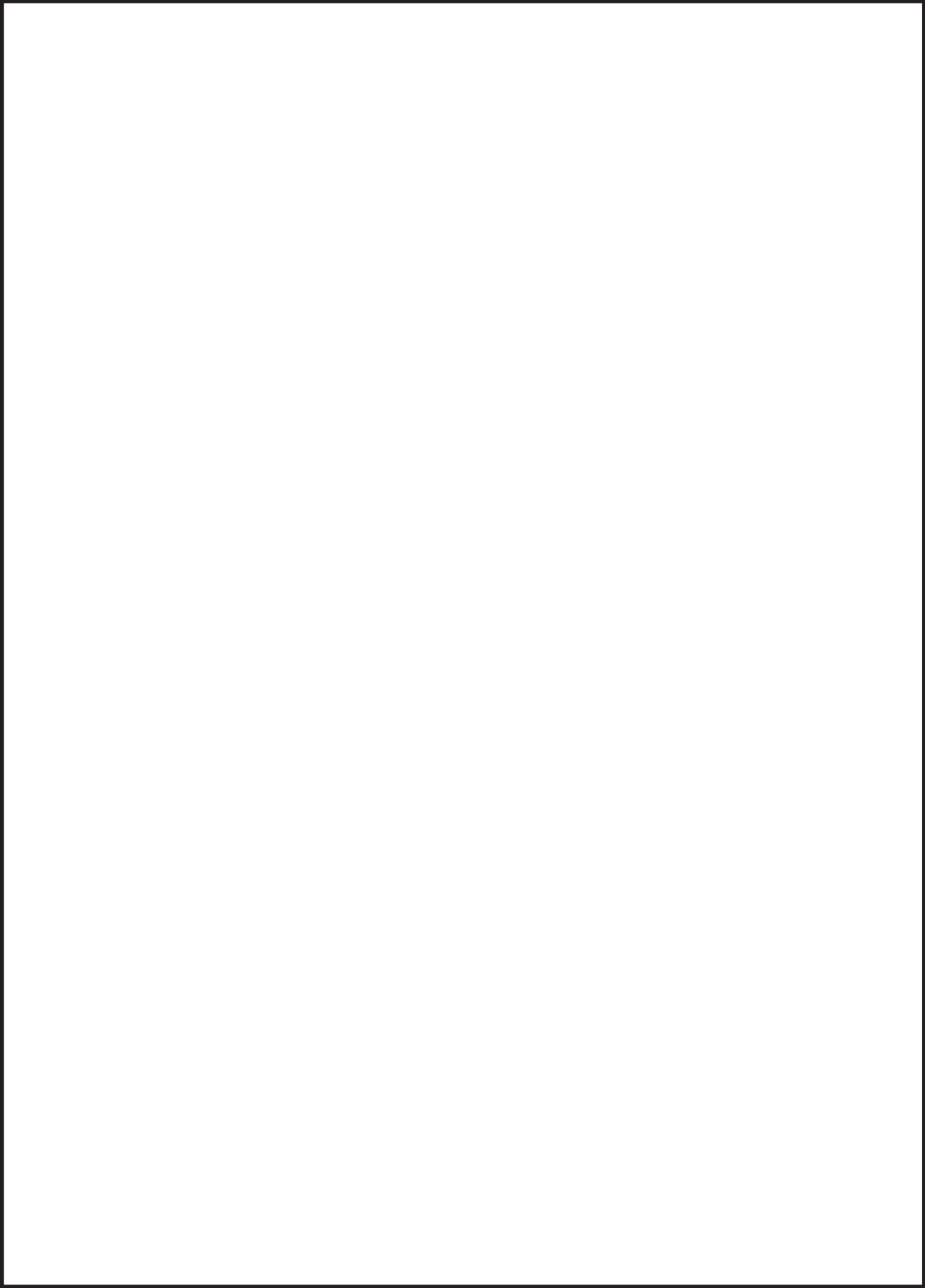


図 57-4 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-4)

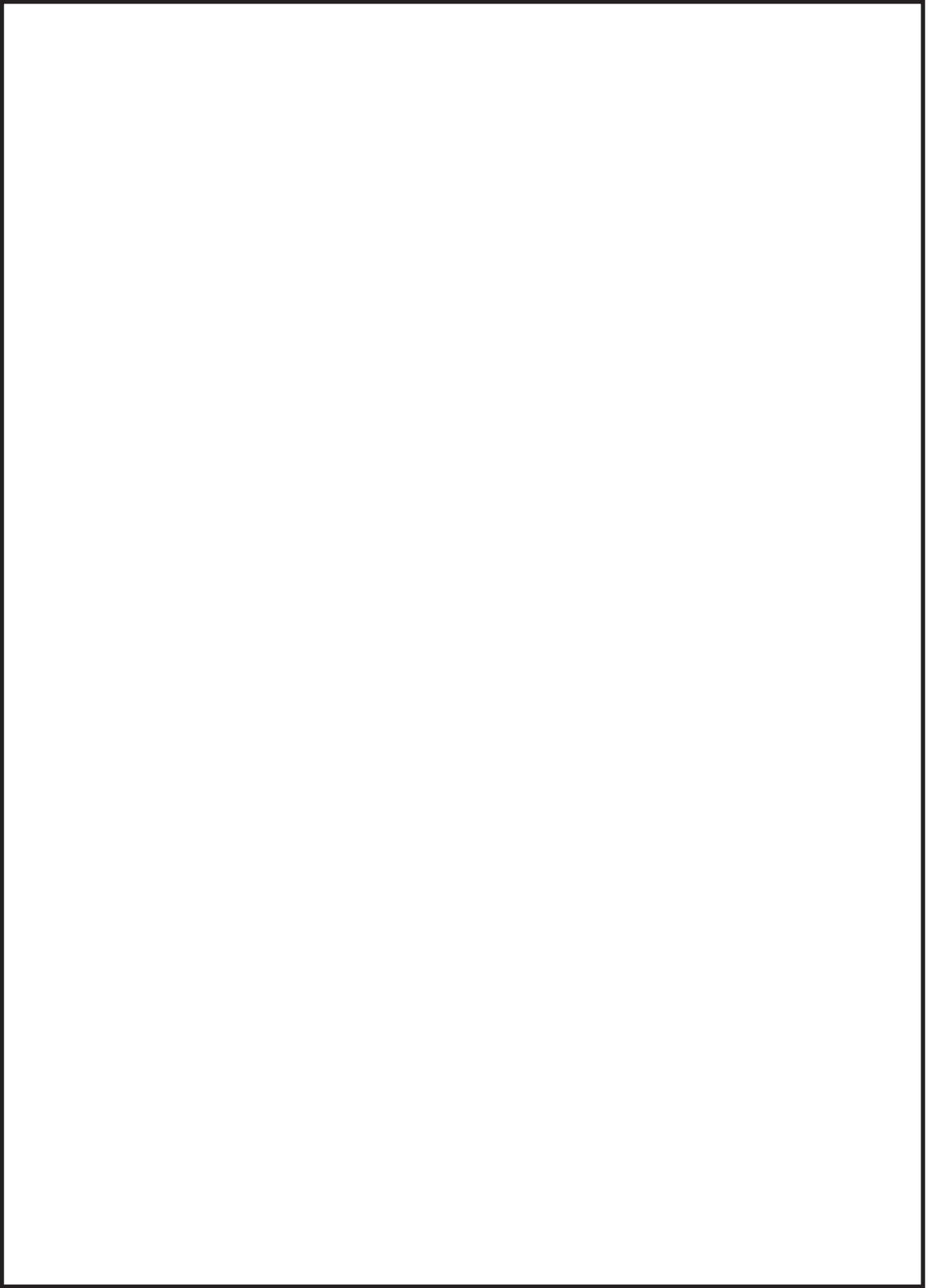



図 57-5 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-5)

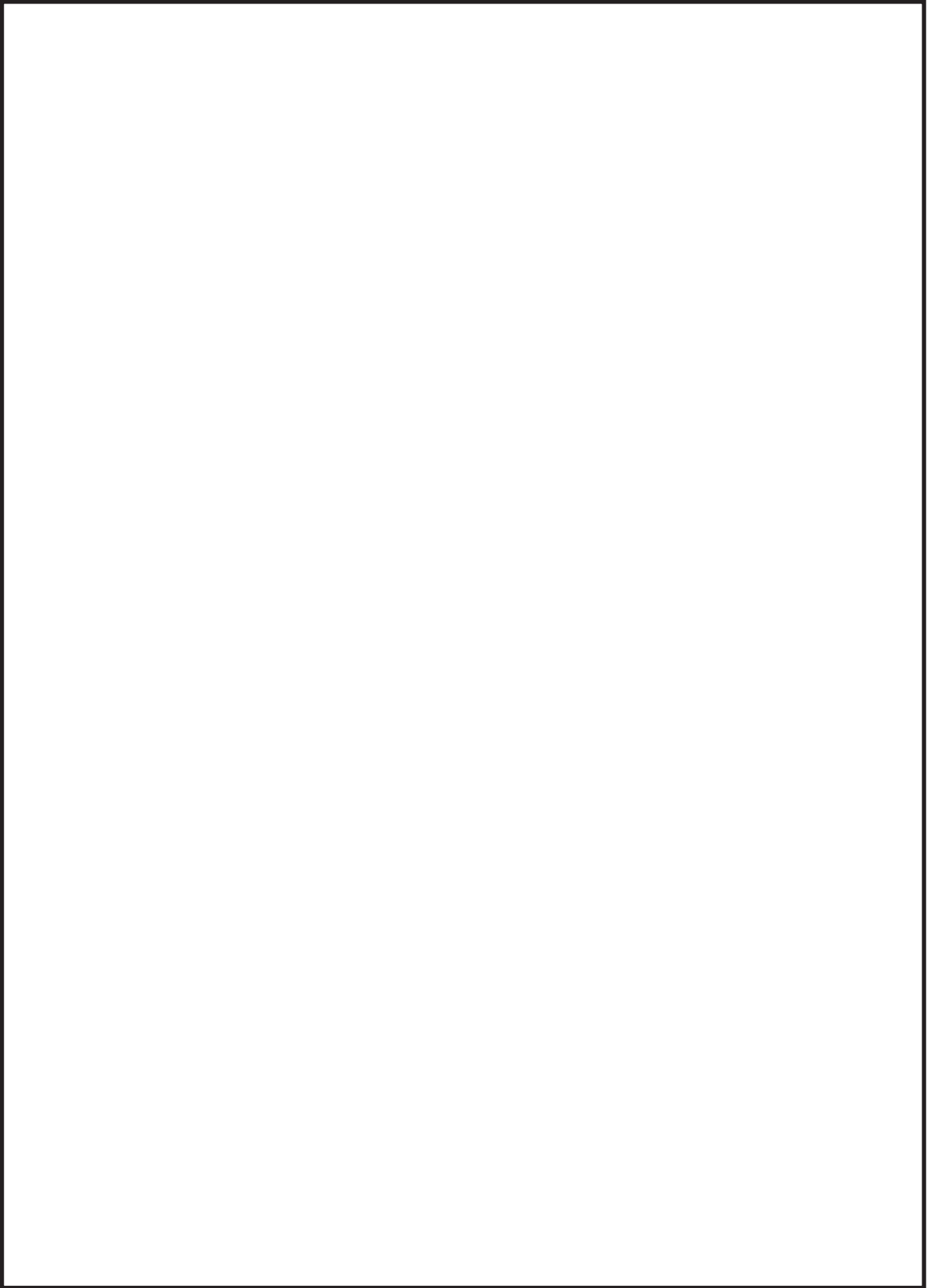


図 57-6 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-6)

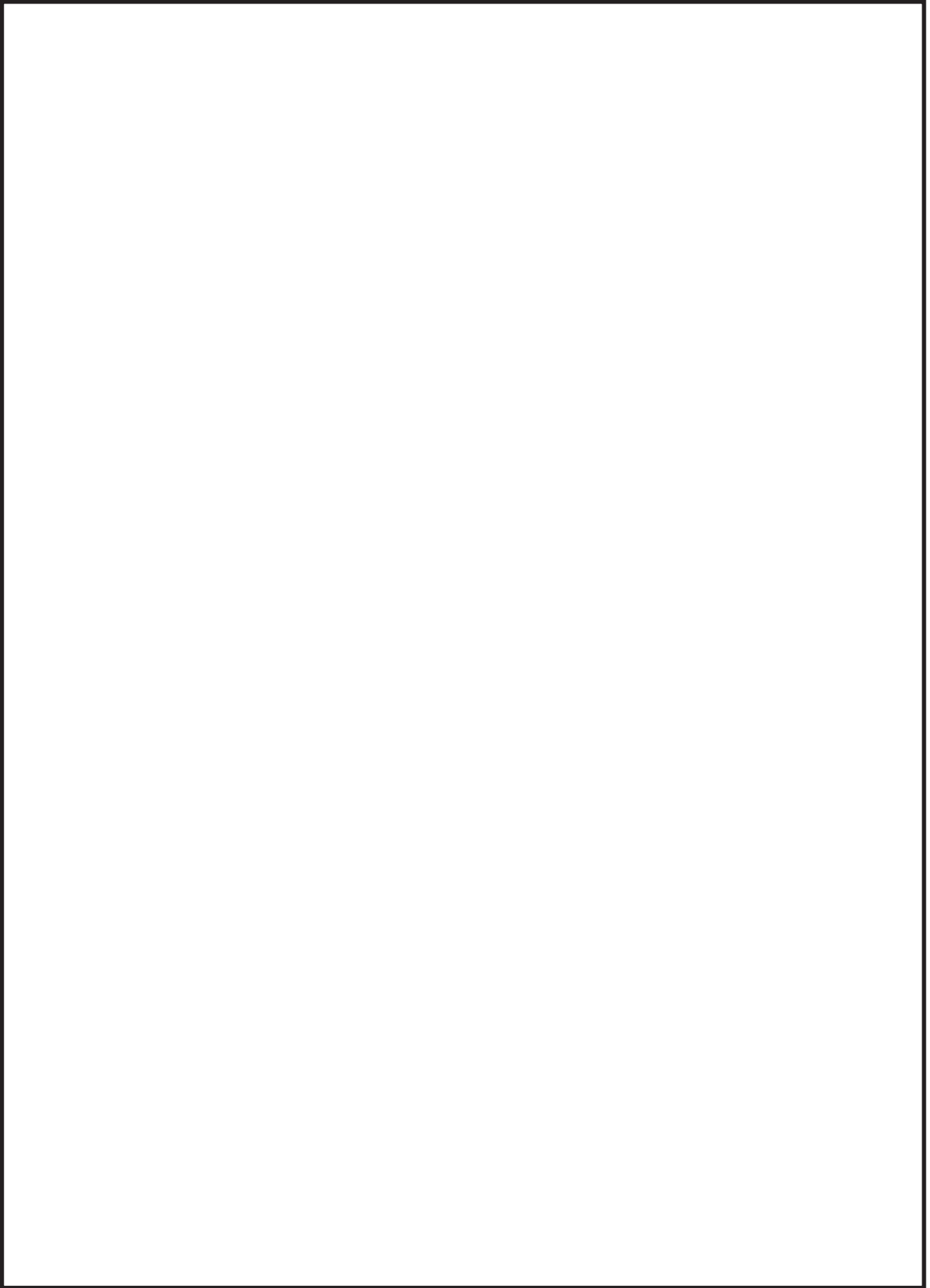


図 57-7 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-7)

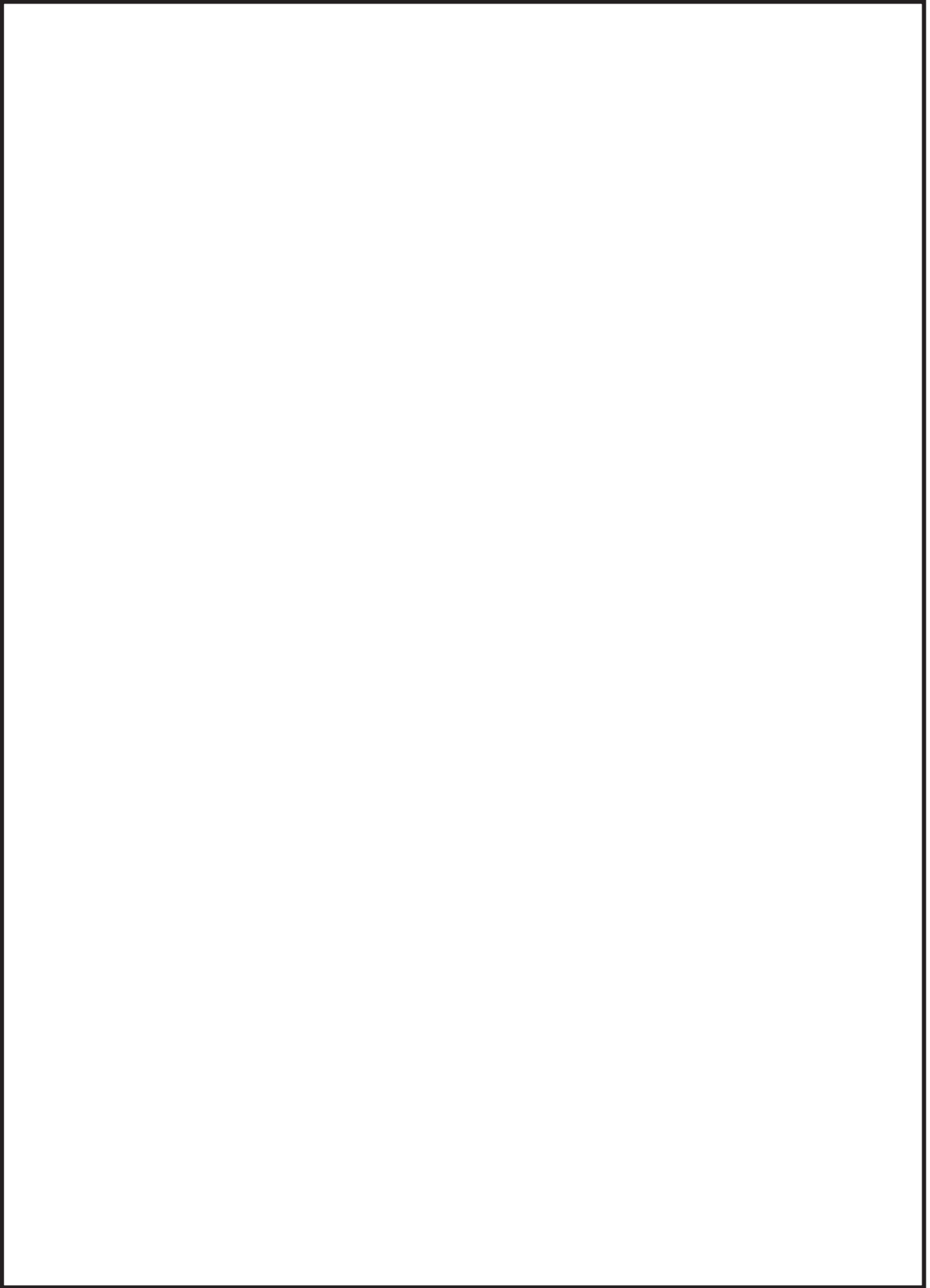


図 57-8 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-8)

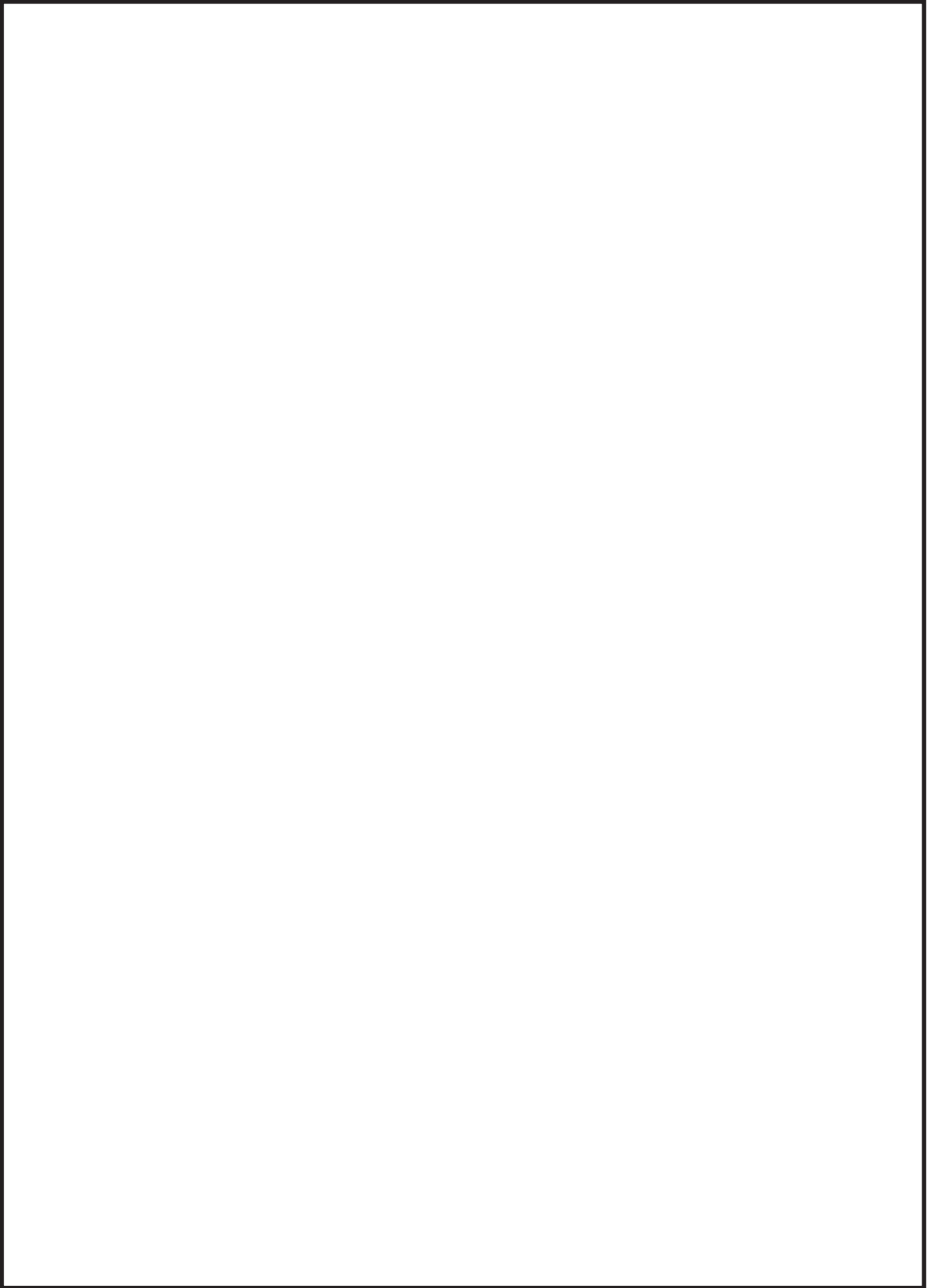



図 57-9 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-9)

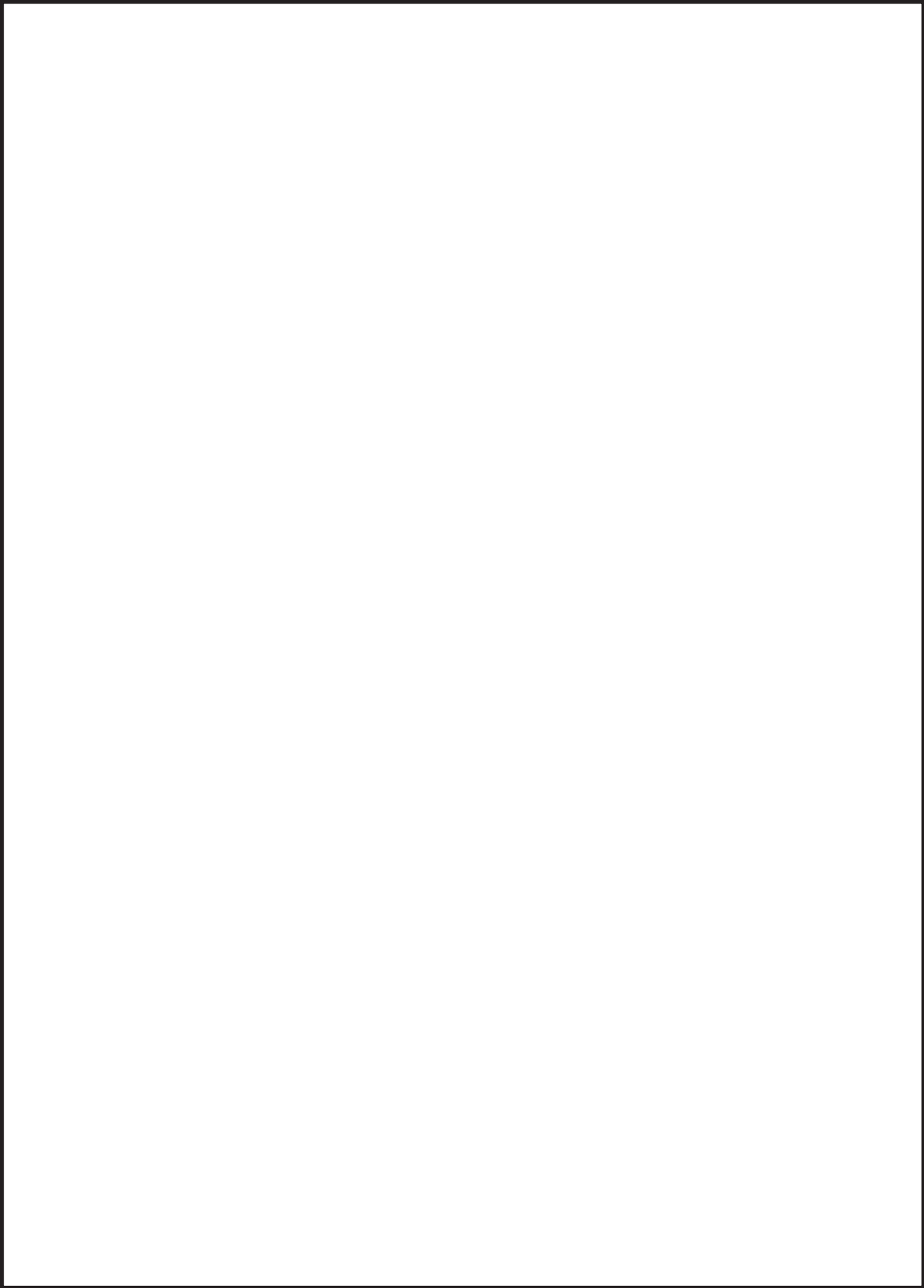



図 57-10 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-10)

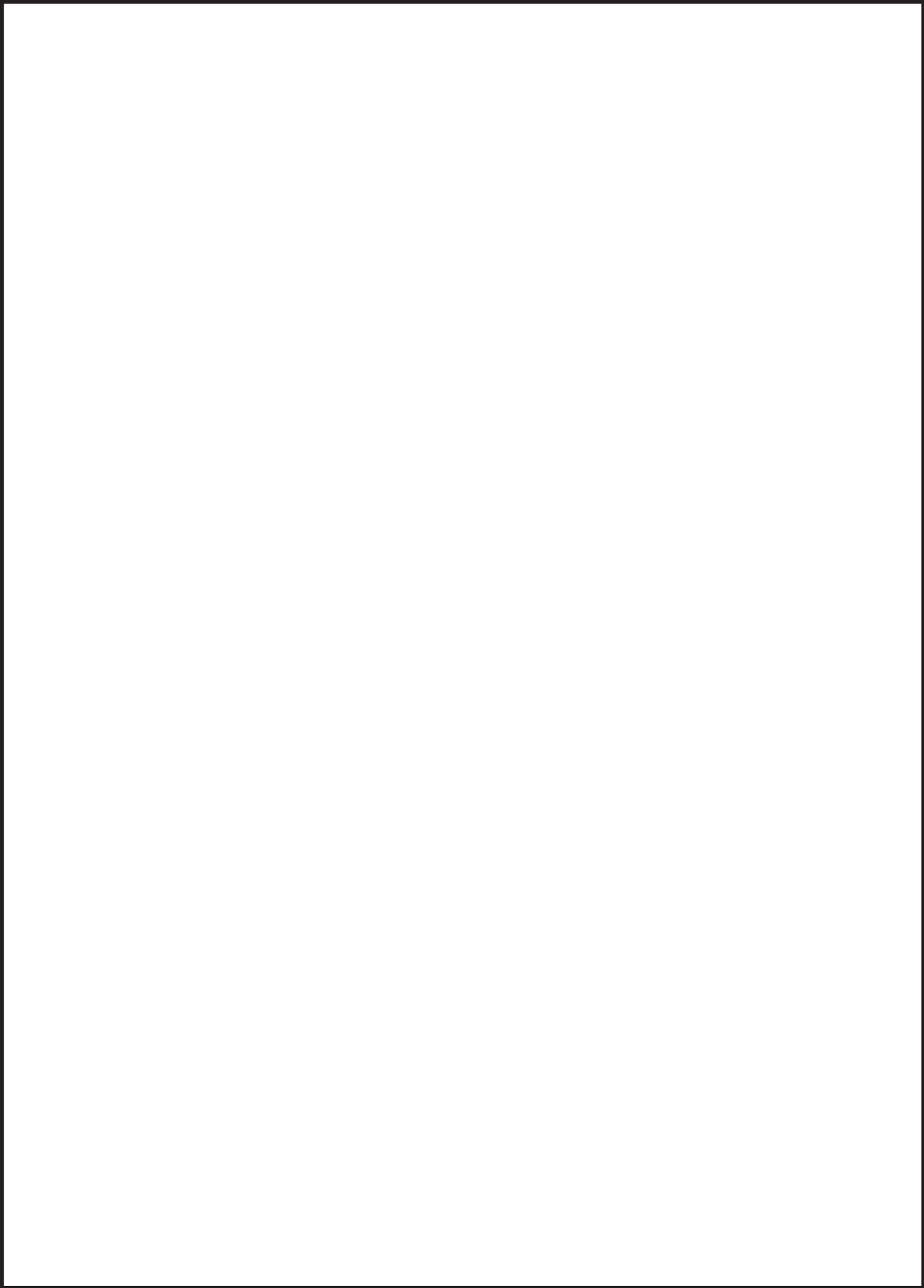



図 57-11 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-9-(57-11)

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

(1) 直流電源設備の概要

非常用直流電源設備は、3系統3組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器盤及び分電盤等で構成し、直流母線電圧は125Vである。主要な負荷は各ディーゼル発電機初期励磁、非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路、計測制御系統施設、無停電交流電源装置等であり、設計基準事故時に非常用直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの2系統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、安全保護系及び原子炉停止系の動作により、原子炉を安全に停止でき、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表57-10-1に、単線結線図を図57-10-1に示す。非常用の常設蓄電池は鉛蓄電池で、独立したものを3系統3組(125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2H)設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器盤により浮動充電される。また、125V蓄電池2A及び125V蓄電池2Bを所内常設蓄電式直流電源設備として兼用する設計とする。なお、予備の充電器盤は、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。

なお、非常用の常設蓄電池と別に、主タービン非常用油ポンプ、非常用密封油ポンプ、タービン発電機初期励磁等へ給電する常用の常設蓄電池を設けている。常用の蓄電池は、250V 1系統(4,500Ah)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。

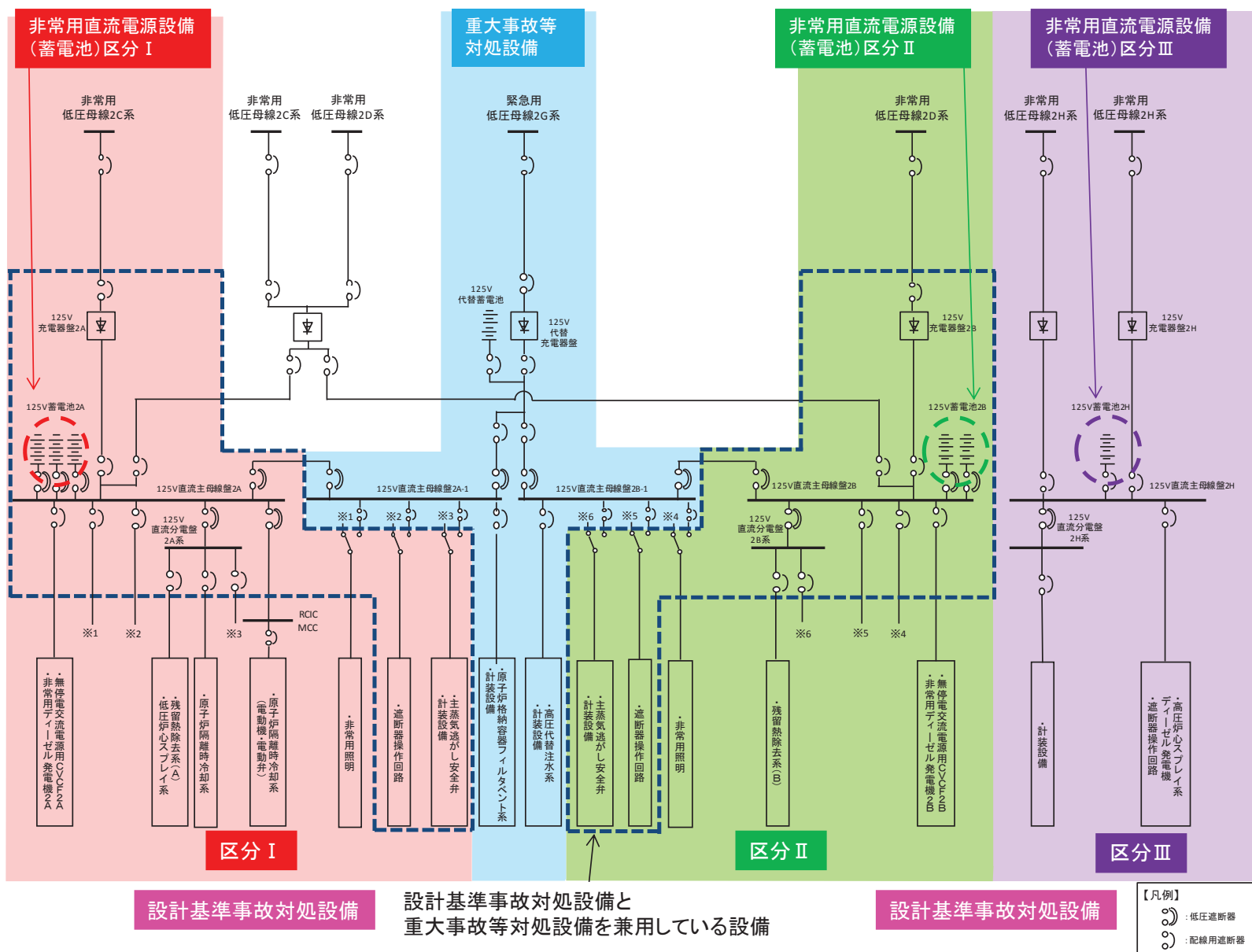
全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から約15分以内に給電を行うが、万一、ガスタービン発電機が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備である電源車から約6時間10分以内に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、ガスタービン発電機が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約8時間供給できる容量とする。

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、使用済燃料プール内の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設けている設備への電源供給時間は約24時間とする。

表 57-10-1 非常用直流電源設備の主要機器仕様

項目	設計基準事故対処設備 兼 重大事故等対処設備		設計基準事故対 処設備	(参考) 重大事故等 対処設備
	125V 蓄電池 2A (区分Ⅰ)	125V 蓄電池 2B (区分Ⅱ)	125V 蓄電池 2H (区分Ⅲ)	125V 代替蓄電池
蓄電池 電圧 容量	125V 8,000Ah	125V 6,000Ah	125V 400Ah	125V 2,000Ah
充電器 台数 充電方式	1 (125V 蓄電池 2A 用) 1 (125V 蓄電池 2B 用) 1 (予備) 浮動 (常時)		1 (125V 蓄電池 2H 用) 1 (予備) 浮動 (常時)	1 (125V 代替蓄電池用) 浮動 (常時)

図 57-10-1 非常用直流電源設備 単線結線図



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, 安全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(制御電源含む)に電源供給が可能な設計とする。これに加えて, 全交流動力電源喪失時に必要のないものの負荷切離しまでは非常用の常設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。

また, 重大事故等対処設備として兼用する 125V 蓄電池 2A は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が 8 時間を超えて 24 時間まで使用可能な容量を有する設計とする。なお, 原子炉隔離時冷却系は, 蓄電池容量以外にもサブプレッションチェンバの圧力及び水温の上昇や中央制御室, 原子炉隔離時冷却系ポンプ設置場所である RCIC タービンポンプ室の温度上昇を考慮しても, 起動から 24 時間継続運転を行い原子炉へ注水することが可能である。

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方針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の供給を必要とした設備

(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 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+HPCS 失敗

2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 失敗）+高圧注水失敗

2.3.3 全交流電源喪失（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

2.6 LOCA 時注水機能喪失

3. 運転中の原子炉における重大事故

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 代替循環冷却系を使用する場合

3.1.2 代替循環冷却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

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.2 全交流動力電源喪失

(b) 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の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

外部電源喪失時に各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の各非常用の常設蓄電池から各ディーゼル発電機初期励磁、非常用高压母線及び非常用低压母線の遮断器操作回路に電源供給を行う。電源供給時間は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：ディーゼル発電機初期励磁，非常用高压母線及び非常用低压母線の遮断器操作回路（表 57-10-2）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

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15分まで

各ディーゼル発電機から電源供給できない場合（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15分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

（火災防護対策設備，モニタリングポスト，緊急時対策所電源，無線連絡設備，衛星電話設備，可搬型代替モニタリング設備及び可搬型モニタリング設備は専用電源から受電するため，非常用の常設蓄電池から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失15分後から1時間まで

全交流動力電源喪失から15分後には，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から電源供給を行うため，蓄電池からの電源供給は不要となるが，ガスタービン発電機が起動できない場合を考慮し，非常用の常設蓄電池に接続される全ての負荷に1時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

（火災防護対策設備，モニタリングポスト，緊急時対策所電源，無線連絡設備，衛星電話設備，可搬型代替モニタリング設備及び可搬型モニタリング設備は専用電源から受電するため，非常用の常設蓄電池から電源供給を行わない。）

(c) 全交流動力電源喪失 1 時間後から 8 時間まで

区分Ⅰ及び区分Ⅱの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、1 時間後に i 及び ii 項に記載の負荷切離し^{*1}を行い、残りの負荷に対して電源車から給電できる 6 時間 10 分後に余裕を考慮した 8 時間後まで電源供給を行う設計とする。

区分Ⅲの蓄電池については、負荷の切離しを実施せず、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は期待しない設備の負荷
((2) d 項に記載の負荷)
- ii. 無停電交流電源装置の負荷 (原子炉保護系, 平均出力領域モニタ, 起動領域モニタ及び制御棒位置^{*2}等)
(下線部: 建設時, 直流電源の供給を必要とした設備)

直流設備: 直流照明, 主蒸気逃がし安全弁, 原子炉隔離時冷却系, 原子炉水位 (広帯域) (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力, 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C), 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 取水ピット水位計及びデータ収集装置 (表 57-10-2)
(下線部: 建設時, 直流電源の供給を必要とした設備)

- *1. 区分Ⅰ及び区分Ⅱの蓄電池は、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、使用済燃料プール内の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、設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) を考慮し、中央制御室にて簡易な操作で負荷切離しを行う設計とする。
- *2. 原子炉保護系による原子炉停止並びに平均出力領域モニタ、起動領域モニタ及び制御棒位置の状態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 1 時間で負荷切離して問題ない。

- 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 時間まで
- 各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できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し、(1) b 項で選定した設備（表 57-10-3, 表 57-10-4）については、区分Ⅰ及び区分Ⅱの蓄電池から 24 時間電源供給を行う。

直流設備：代替制御棒挿入機能，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，主蒸気逃がし安全弁，耐圧強化ベント系，原子炉格納容器フィルタベント系，原子炉建屋内水素濃度，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置，使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量），原子炉圧力容器温度，原子炉圧力，高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力，原子炉水位（広帯域）（燃料域），高圧代替注水系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレイ流量，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度，サプレッションプール水温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，圧力抑制室水位，原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位，格納容器内水素濃度（D/W），格納容器内水素濃度（S/C），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），フィルタ装置出口放射線モニタ，復水貯蔵タンク水位，高圧代替注水系ポンプ出口圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力及びデータ収集装置（表 57-10-2）

- d. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備
- タービン系制御等の一部制御系についても，非常用の常設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 1 時間で切離ししても問題ない。

直流設備：タービン系制御（表 57-10-2）
（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

表 57-10-2 非常用直流電源設備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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
3条	設計基準対象施設の地盤	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
4条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
5条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	交流電源復旧後に使用						
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	水素検知器(41-1と同じ)	DB	交流電源復旧後に使用						
			8-2	火災防護対策設備*1(41-2と同じ)	DB	専用電源から供給						
9条	溢水による損傷の防止	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	直流照明	DB				8時間	24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、各設備の条文にて設備の抽出を行う)								
13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
14条	全交流動力電源喪失対策設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)								
15条	炉心等	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-

57-10-9

625

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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位／温度(ガイドパルス式)(54-3と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用						
			16-2	燃料貯蔵プール水位	DB	交流電源復旧後に使用						
			16-3	燃料貯蔵プール水温度	DB	交流電源復旧後に使用						
			16-4	燃料プールライナドレン漏えい	DB	交流電源復旧後に使用						
			16-5	FPCポンプ入口温度	DB	交流電源復旧後に使用						
			16-6	燃料交換フロア放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(54-4)にて監視						
			16-7	燃料取替エリア放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(54-4)にて監視						
			16-8	原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(54-4)にて監視						
17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	
18条	蒸気タービン	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	
19条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	高圧炉心スプレイ系(45-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			19-2	低圧炉心スプレイ系(47-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			19-3	残留熱除去系(47-2,48-4,49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			19-4	主蒸気逃がし安全弁(46-1と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系 (45-2と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24 時間	24時間	-	-
			20-2	制御棒駆動水圧系	DB	交流電源復旧後に使用						
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 (47-2,48-4,49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	原子炉補機冷却水系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			22-2	原子炉補機冷却海水系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
23条	計測制御系統施設	無	23-1	起動領域モニタ (58-27と同じ)	DB/ SA	○	-	-	1 時間	1時間	1時間	-
			23-2	平均出力領域モニタ (58-28と同じ)	DB/ SA	○	-	-	1 時間	1時間	1時間	-
			23-3	制御棒位置	DB	-	-	-	1 時間	1時間	1時間	-
			23-4	原子炉水位(広帯域)(燃料 域)(58-5と同じ)	DB/ SA	○	○	-	24 時間	24時間	24時間	-
			23-5	原子炉圧力 (58-2と同じ)	DB/ SA	○	○	-	24 時間	24時間	24時間	-
			23-6	原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン入口蒸気圧力 (58-4と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24 時間	24時間	-	-
			23-7	原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口圧力(58-37と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24 時間	24時間	-	-
			23-8	原子炉圧力容器温度	DB	交流電源復旧後に使用						
			23-9	ドライウェル圧力	DB	-	-	-	1 時間	-	1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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
23条	計測制御系統施設	無	23-10	サブプレッションプール水温度	DB	-	-	-	1時間	1時間	1時間	-
			23-11	格納容器内雰囲気水素濃度(58-38と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用						
			23-12	格納容器内雰囲気酸素濃度(58-39と同じ)	DB/SA	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)(23-13), 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(23-14)により推定が可能である						
			23-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)(58-25と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			23-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)(58-26と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			23-15	圧力抑制室水位	DB	-	-	-	1時間	-	1時間	-
			23-16	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量(58-9と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24時間	24時間	-	-
			23-17	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量(58-10と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			23-18	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量(58-11と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			23-19	残留熱除去系ポンプ出口流量(58-12と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉保護系	DB	-	-	-	1時間	1時間	1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						
26条	原子炉制御室等		26-1	外の状況を監視する設備*2	DB	交流電源復旧後に使用						
			26-2	外の状況を監視する設備*2(取水ピット水位計)	DB	-	-	-	8時間	24時間	24時間	-
			26-3	中央制御室換気空調系	DB	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	炉心*7	格納*8	燃料*9	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
27条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-
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	専用電源から供給						
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						
			32-2	可燃性ガス濃度制御系	DB	交流電源復旧後に使用						
33条	保安電源設備	有	33-1	非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路	DB/SA	-	-	-	1分	1分	1分	-
			33-2	非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路	DB 拡張	-	-	-	1分	-	-	1分
			33-3	ディーゼル発電機初期励磁	DB 拡張	-	-	-	1分	1分	1分	1分
34条	緊急時対策所	有	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						
35条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備(62-1と同じ)	DB/SA	専用電源から供給						
			35-2	衛星電話設備(62-2と同じ)	DB/SA	専用電源から供給						
			35-3	データ収集装置(62-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	24時間	24時間	24時間	-
36条	補助ボイラー	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	

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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
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	水素検知器(8-1と同じ)	DB	交流電源復旧後に使用						
			41-2	火災防護対策設備*1(8-2と同じ)	DB	専用電源から供給						
42条	特定重大事故等対処施設	有	-	(申請対象外)	-	-	-	-	-	-	-	-
43条	重大事故等対処設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)								
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	○	-	-	24時間	24時間	24時間	-
			44-2	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	SA	交流電源の喪失事象は考慮不要						
			44-3	ほう酸水注入系(25-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用						
			44-4	自動減圧機能作動阻止機能	SA	交流電源復旧後に使用						
45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系	SA	○	-	-	24時間	-	24時間	-
			45-2	原子炉隔離時冷却系(20-1と同じ)	DB 拡張	○	-	-	24時間	24時間	-	-
			45-3	高圧炉心スプレイ系(19-1と同じ)	DB 拡張	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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
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	主蒸気逃がし安全弁(19-4と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-
47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	47-1	低圧代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用						
			47-2	残留熱除去系(19-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			47-3	低圧炉心スプレイ系(19-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
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	原子炉補機代替冷却水系	SA	交流電源復旧後に使用						
			48-2	耐圧強化ベント系	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			48-3	原子炉格納容器フィルタベント系*3*4	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			48-4	原子炉補機冷却水系(22-1と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			48-5	原子炉補機冷却海水系(22-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			48-6	高圧炉心スプレイ補機冷却水系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
			48-7	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	SA	交流電源復旧後に使用						
			49-2	残留熱除去系(19-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用						
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	原子炉格納容器フィルタベント系*3*4	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			50-2	代替循環冷却系*5	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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
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	原子炉格納容器下部注水系	SA	交流電源復旧後に使用						
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	原子炉格納容器フィルタベント系*3*4	SA	○	○	-	24時間	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	原子炉建屋内水素濃度*6	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			53-2	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	燃料プール冷却浄化系	SA	交流電源復旧後に使用						
			54-2	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	SA	-	-	○	24時間	-	24時間	-
			54-3	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)(16-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用						
			54-4	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	SA	-	-	○	24時間	24時間	-	-
			54-5	使用済燃料プール監視カメラ*7	SA	交流電源復旧後に使用						
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, 各設備の条文にて設備の抽出を行う)								






条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ		
58条	計装設備	有	58-1	原子炉圧力容器温度	SA	○	-	-	24時間	24時間	-	-		
			58-2	原子炉圧力(23-5と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			58-3	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	SA	○	-	-	24時間	-	24時間	-		
			58-4	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力(23-6と同じ)	DB拡張	○	-	-	24時間	24時間	-	-		
			58-5	原子炉水位(広帯域)(燃料域)(23-4と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			58-6	高圧代替注水系ポンプ出口流量	SA	○	-	-	24時間	-	24時間	-		
			58-7	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			58-8	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			58-9	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量(23-16と同じ)	DB拡張	○	-	-	24時間	24時間	-	-		
			58-10	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量(23-17と同じ)	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-11	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量(23-18と同じ)	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-12	残留熱除去系ポンプ出口流量(23-19と同じ)	DB拡張	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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
58条	計装設備	有	58-13	原子炉格納容器下部注水流量	SA	-	○	-	24時間	24時間	-	-
			58-14	原子炉格納容器代替スプレイ流量	SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-15	ドライウエル温度	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			58-16	圧力抑制室内空気温度	SA	○	○	-	24時間	-	24時間	-
			58-17	サブプレッションプール水温度	SA	-	○	-	24時間	-	24時間	-
			58-18	ドライウエル圧力	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			58-19	圧力抑制室圧力	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-
			58-20	圧力抑制室水位	SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-21	原子炉格納容器下部水位	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-22	ドライウエル水位	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-23	格納容器内水素濃度(D/W)	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-24	格納容器内水素濃度(S/C)	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-25	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)(23-13と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	24時間	24時間	-
			58-26	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)(23-14と同じ)	DB/SA	○	○	-	24時間	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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ		
58条	計装設備	有	58-27	起動領域モニタ(23-1と同じ)	DB/SA	○	-	-	1時間	1時間	1時間	-		
			58-28	平均出力領域モニタ(23-2と同じ)	DB/SA	○	-	-	1時間	1時間	1時間	-		
			58-29	フィルタ装置出口放射線モニタ	SA	-	○	-	24時間	24時間	24時間	-		
			58-30	原子炉補機冷却水系統流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-31	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-32	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-33	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-34	残留熱除去系ポンプ出口圧力	DB拡張	交流電源復旧後に使用								
			58-35	復水貯蔵タンク水位	SA	○	○	-	24時間	24時間	-	-		
			58-36	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	SA	○	○	-	24時間	-	24時間	-		
			58-37	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力(23-7と同じ)	DB拡張	○	○	-	24時間	24時間	-	-		
			58-38	格納容器内雰囲気気水素濃度(23-11と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用								
			58-39	格納容器内雰囲気気酸素濃度(23-12と同じ)	DB/SA	格納容器内雰囲気気放射線モニタ(D/W)(23-12), 格納容器雰囲気気放射線モニタ(S/C)(23-13)により推定が可能である								
59条	原子炉制御室	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-			

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	炉心*8	格納*9	燃料*10	要求時間	供給可能時間		
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型代替モニタリング設備	SA	専用電源から供給						
			60-2	可搬型モニタリング設備	SA	専用電源から供給						
61条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源 (34-1と同じ)	DB/ SA	専用電源から供給						
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線連絡設備 (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						
			62-3	データ収集装置 (35-3と同じ)	DB/ SA	-	-	-	24時間	24時間	-	
-	-	無	0-1	タービン系制御	(常用系)	-	-	-	-	1時間	1時間	-

(凡例)

-  : 区分Ⅰの蓄電池 (125V 蓄電池 2A) から電源供給
-  : 区分Ⅱの蓄電池 (125V 蓄電池 2B) から電源供給
-  : 区分Ⅲの蓄電池 (125V 蓄電池 2H) 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
-  : 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(略語)

S/P：サプレッションプール

D/W：ドライウェル

S/C：サプレッションチェンバ

- *1： 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）及び受信器）及び消火設備（全域ハロゲン化物消火設備，局所ガス消火設備及び局所泡消火設備）であるが，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）から給電されるまでの約15分に余裕を考慮した約70分間は専用電源から給電可能な設計とする。
- *2： 外の状況を監視する設備は，監視カメラ（自然現象監視カメラ，津波監視カメラ），取水ピット水位計，気象情報システム，気象観測設備等があり，このうち取水ピット水位計は24時間監視可能な設計とする。
- *3： 原子炉格納容器フィルタベント系には，フィルタ装置入口圧力（広帯域），フィルタ装置出口圧力（広帯域），フィルタ装置水位（広帯域）及びフィルタ装置水温度を含む。
- *4： フィルタ装置出口水素濃度については交流電源復旧後に使用する。
- *5： 代替循環冷却系には，代替循環冷却ポンプ出口流量及び代替循環冷却ポンプ出口圧力を含む。
- *6： 一部については交流電源復旧後に使用する。
- *7： 使用済燃料プール監視カメラは使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するための設備であるが，使用済燃料プール水位／温度及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタにて使用済燃料プールの状態を把握できることから，交流電源復旧後に使用する。
- *8： 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。
- *9： 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。
- *10： 重大事故等が発生した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備。

表 57-10-3 重大事故等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				○											○	
原子炉圧力		○	○												○	
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力															○	
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力															○	
原子炉水位(広帯域)(燃料域)		○	○	○											○	
高圧代替注水系ポンプ出口流量		○													○	
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)				○											○	
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)				○											○	
代替循環冷却ポンプ出口流量							○								○	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量		○													○	
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量		○													○	
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量				○											○	
残留熱除去系ポンプ出口流量				○		○									○	
原子炉格納容器下部注水流量								○							○	
原子炉格納容器代替スプレイ流量						○									○	
ドライウエル温度					○	○	○	○	○						○	
圧力抑制室内空気温度					○	○	○		○						○	
サプレッションプール水温度					○	○	○								○	
ドライウエル圧力					○	○	○		○						○	
圧力抑制室圧力					○	○	○		○						○	
圧力抑制室水位		○		○		○	○						○		○	
原子炉格納容器下部水位							○	○							○	
ドライウエル水位							○	○							○	
格納容器内水素濃度(D/W)									○						○	
格納容器内水素濃度(S/C)									○						○	
格納容器内雰囲気水素濃度									○						○	



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	
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)															○	
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)															○	
起動領域モニタ	○														○	
平均出力領域モニタ	○														○	
フィルタ装置入口圧力(広帯域)					○		○		○						○	
フィルタ装置出口圧力(広帯域)					○		○		○						○	
フィルタ装置水位(広帯域)					○		○		○						○	
フィルタ装置水温度					○		○		○						○	
フィルタ装置出口水素濃度					○		○		○						○	
フィルタ装置出口放射線モニタ					○		○		○						○	
原子炉補機冷却水系系統流量					○										○	
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量					○										○	
高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			○												○	
低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力															○	
残留熱除去系ポンプ出口圧力															○	
復水貯蔵タンク水位		○		○				○					○		○	
高压代替注水系ポンプ出口圧力															○	
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力															○	
復水移送ポンプ出口圧力															○	
代替循環冷却ポンプ出口圧力															○	
原子炉建屋内水素濃度											○				○	
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置											○				○	
格納容器内雰囲気酸素濃度										○					○	
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)												○			○	
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)												○			○	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)												○			○	
使用済燃料プール監視カメラ												○			○	

: 交流電源復旧後に使用する設備

表 57-10-4 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			○				○	○			○													
高压代替注水系				○	○						○													
主蒸気逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									○	○			
原子炉格納容器フィルタベント系	○								○		○		○	○										
耐圧強化ベント系	○								○		○													
【制御電源供給対象】																								
原子炉圧力容器温度		○																			○	○		
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○	○							○	○		
高压代替注水系タービン入口蒸気圧力																								
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力																								
原子炉水位(広帯域)(燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				○						○	○	○	
高压代替注水系ポンプ出口流量					○	○					○													
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	○		○	○	○	○	○				○		○	○					○	○		○		
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)						○																		
代替循環冷却ポンプ出口流量													○		○									
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	○	○	○				○	○	○	○	○	○	○	○										
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	○	○						○	○	○	○	○	○	○										
低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量			○								○	○	○											
残留熱除去系ポンプ出口流量		○	○	○	○	○	○		○		○	○	○						○	○	○	○	○	
原子炉格納容器下部注水流量																								
原子炉格納容器代替スプレイ流量	○								○		○	○	○	○										
ドライウェル温度												○	○	○										
圧力抑制室内空気温度																								
サブプレッションプール水温度		○	○	○	○	○	○	○	○		○	○		○										
ドライウェル圧力	○								○		○	○	○	○										
圧力抑制室圧力	○								○	○	○	○	○	○										
圧力抑制室水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○							○		○	

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	
原子炉格納容器下部水位																								
ドライウエル水位																								
格納容器内水素濃度 (D/W)																								
格納容器内水素濃度 (S/C)																								
格納容器内雰囲気水素濃度																								
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)																								
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)																								
起動領域モニタ																								
平均出力領域モニタ																								
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)																								
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)																								
フィルタ装置水位 (広帯域)																								
フィルタ装置水温度																								
フィルタ装置出口水素濃度																								
フィルタ装置出口放射線モニタ																								
原子炉補機冷却水系系統流量																								
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量																								
高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力																								
低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力																								
残留熱除去系ポンプ出口圧力																								
復水貯蔵タンク水位																								
高圧代替注水系ポンプ出口圧力																								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力																								
復水移送ポンプ出口圧力																								
代替循環冷却ポンプ出口圧力																								
原子炉建屋内水素濃度																								
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置																								
格納容器内雰囲気酸素濃度																								
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)																								
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)																								
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)																								
使用済燃料プール監視カメラ																								

 : 有効性評価において全交流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

10.3 直流電源設備の電路の独立性について

10.3.1 直流電源設備の電路の独立性の基本方針

表 57-10-3 に記載の設備のうち炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の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の設備のうち重大事故防止設備については，以下のとおり，独立性を有する設計とする。

- (1) 設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置する場合
 図 57-10-2 に示すとおり，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の
 電路は独立性を有する設計とする。
 具体的には，以下の設備が該当する。
 ○原子炉隔離時冷却系 ⇔ 高压代替注水系

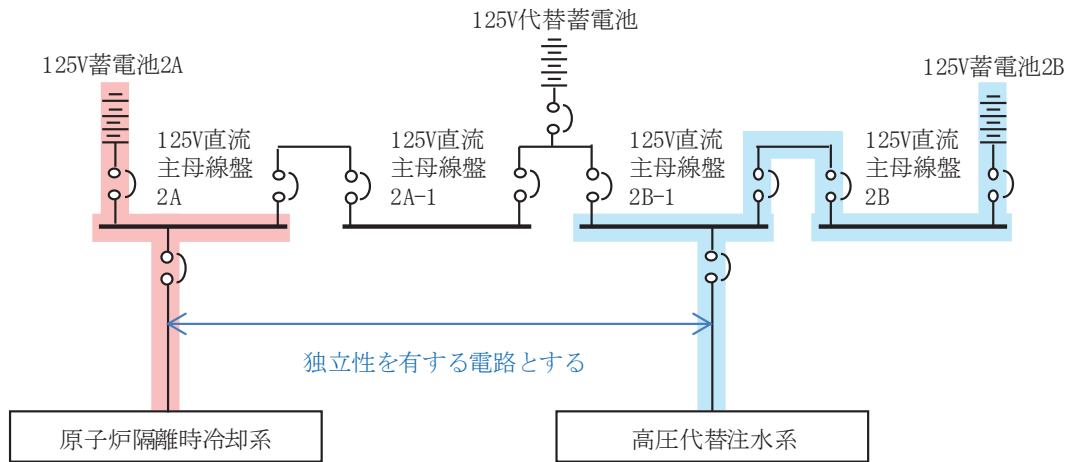


図 57-10-2 直流電源供給方法
 (設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置する場合)

なお，図 57-10-3 に示すとおり，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備が機能喪失した場合，可搬型代替直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する電路は，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する電路と独立性を有する設計とする。

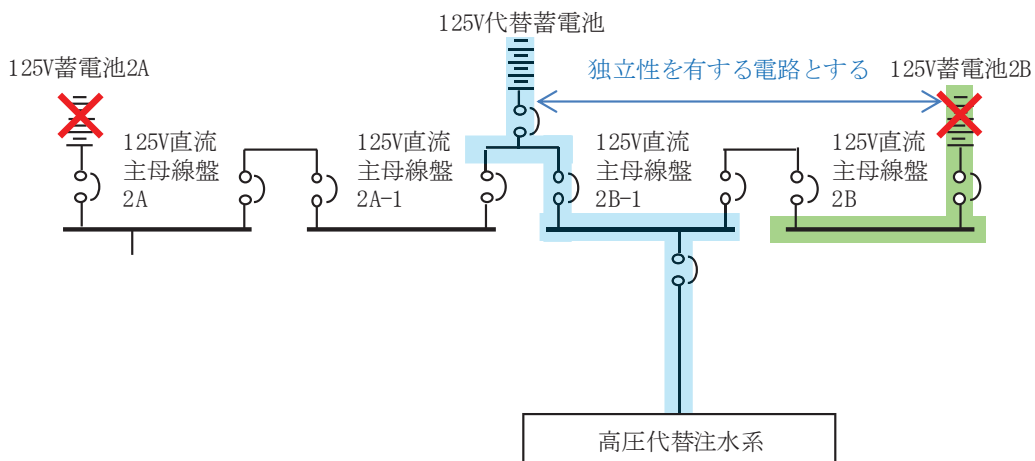


図 57-10-3 直流電源供給方法
 (非常用直流電源設備の機能喪失を考慮した場合
 (高压代替注水系への電源供給を想定))

(2) 設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する場合

図 57-10-4 に示すとおり，設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する設備の回路は独立性を有する設計とする。

代表として，以下の設備が該当する。

○主蒸気逃がし安全弁（A系） ⇔ 主蒸気逃がし安全弁（B系）

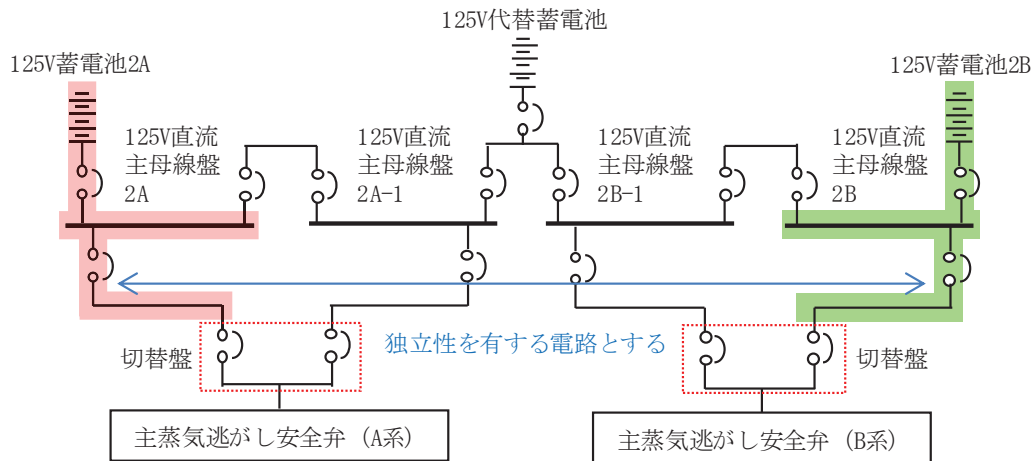


図 57-10-4 直流電源供給方法

(設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置する場合)

図 57-10-5 に示すとおり，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備が機能喪失した場合，可搬型直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する回路は，所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねる非常用直流電源設備から重大事故防止設備へ給電する回路と独立性を有する設計とする。

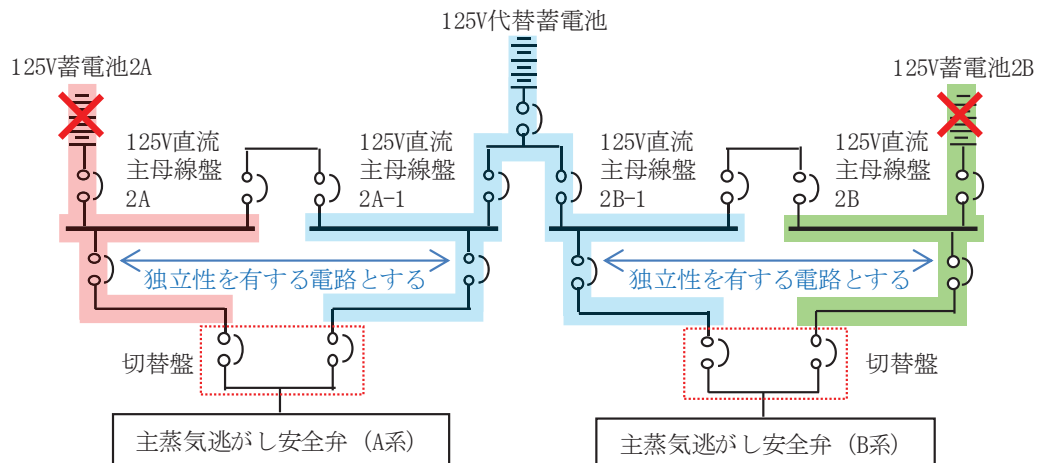


図 57-10-5 直流電源供給方法

(非常用直流電源設備の機能喪失を考慮した場合)

重大事故防止設備である所内常設蓄電式直流電源設備の設計基準事故対処設備からの独立性は電路を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。

具体的な電路については, 表 57-10-5 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。

表 57-10-5 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	頁番号
図 57-10-6	図 57-10-(57-1~10)	57-10-(57-1~10)

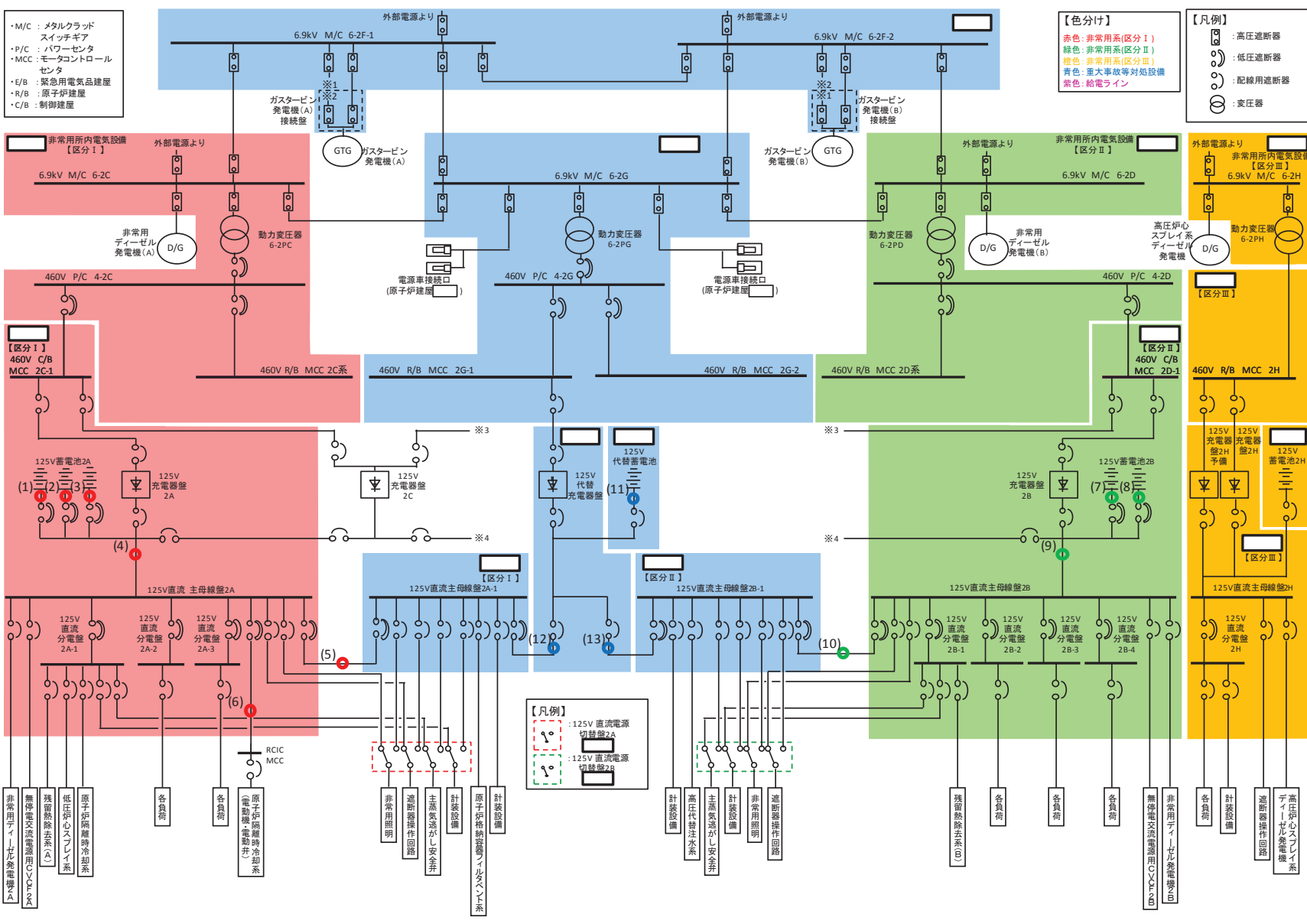


図 57-10-6 直流電源設備 (57 条)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

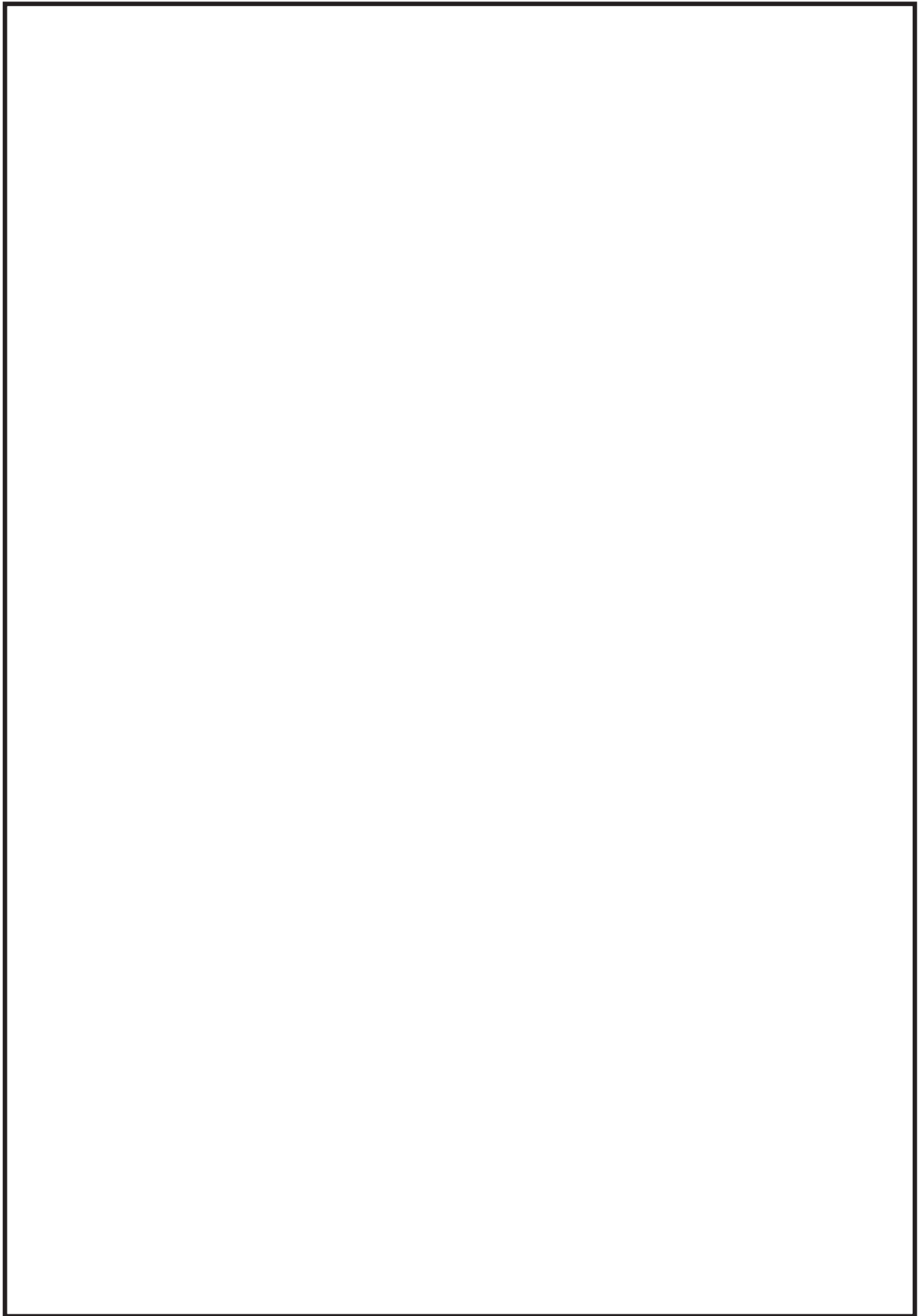


図 57-10-(57-1) 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-1)



図 57-10-(57-2) 2号炉原子炉建屋



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-2)

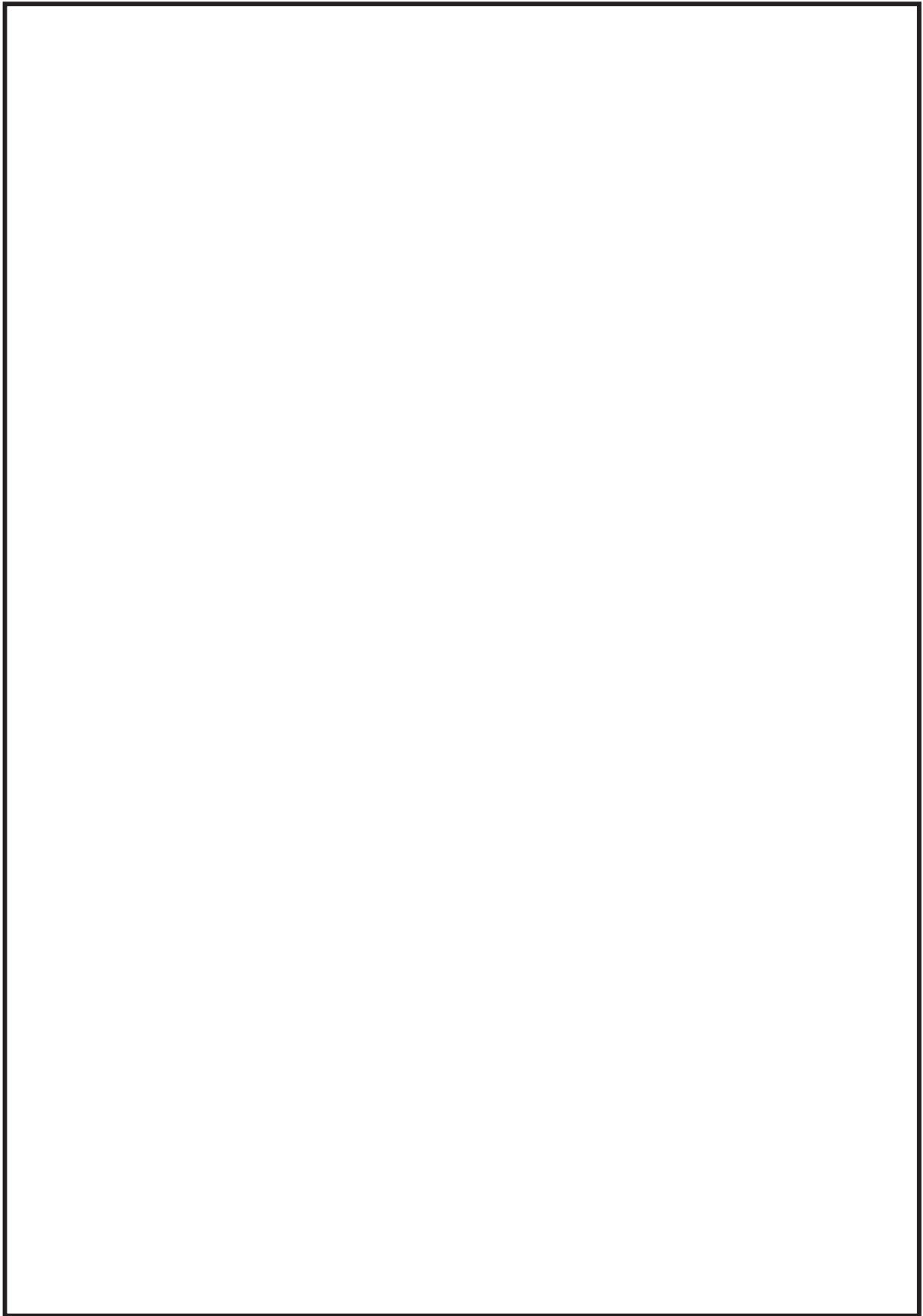



図 57-10-(57-3) 2号炉原子炉建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-3)




図 57-10-(57-4) 2号炉原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-4)



図 57-10-(57-5) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-5)

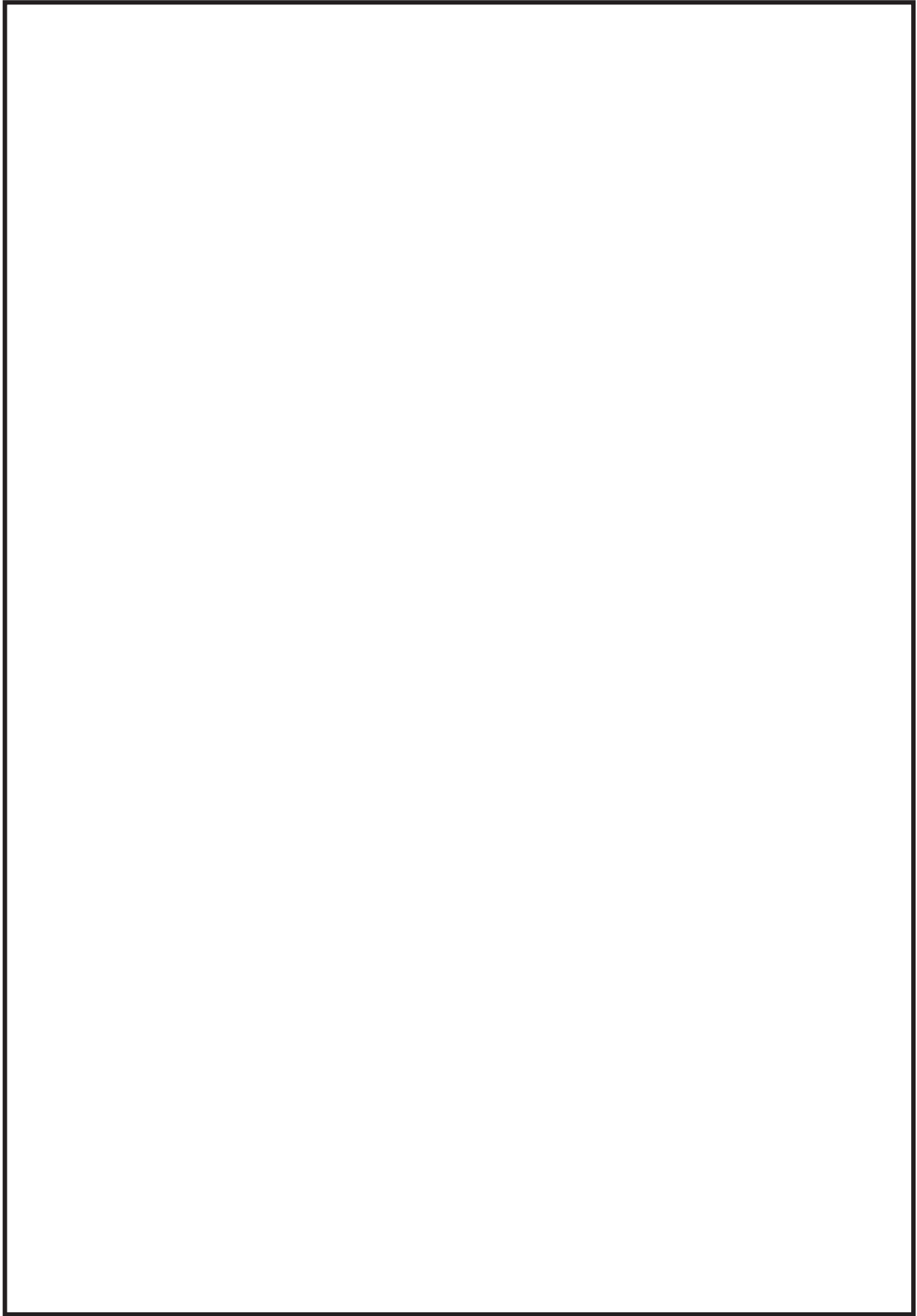


図 57-10-(57-6) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-6)

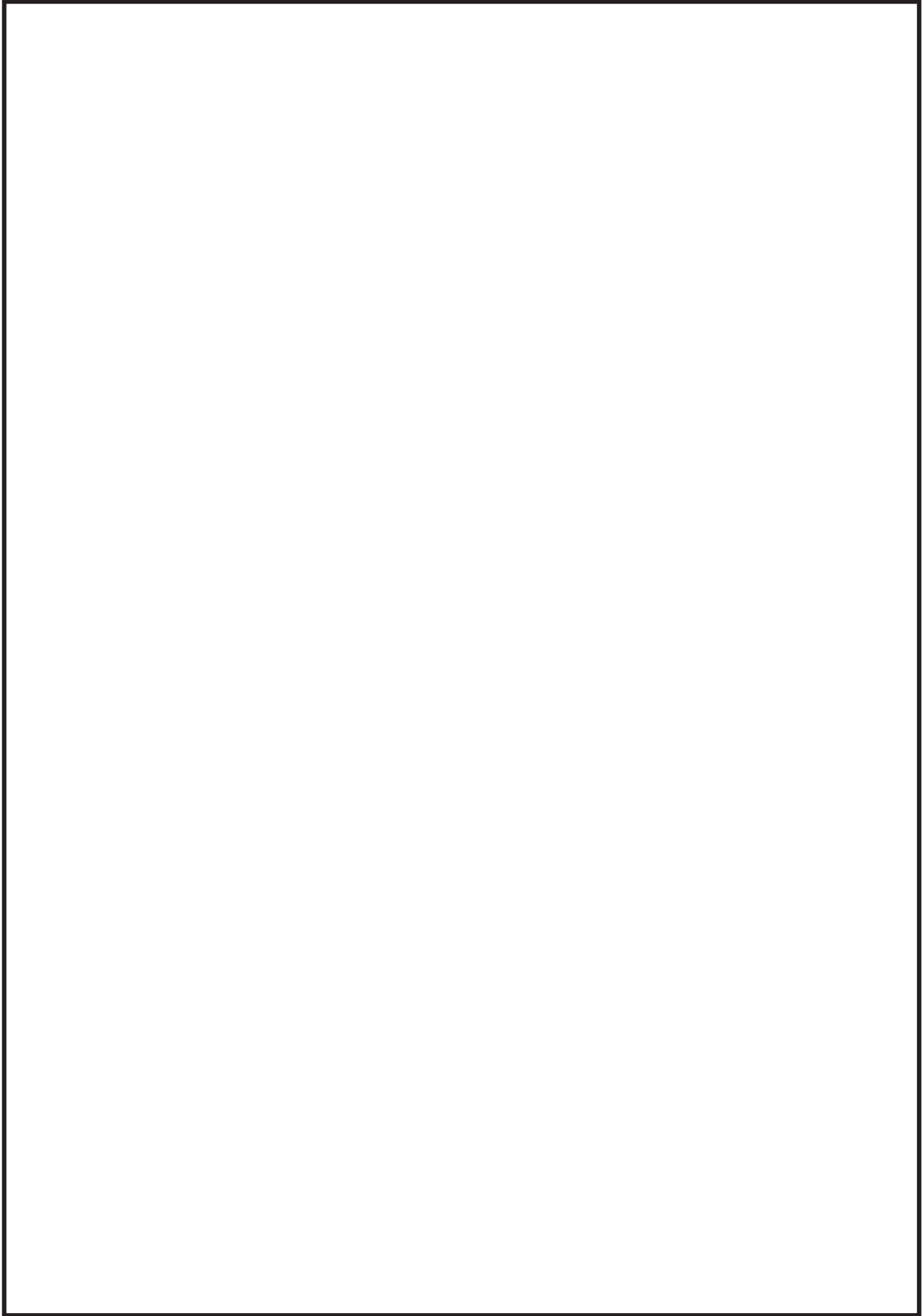



図 57-10-(57-7) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-7)

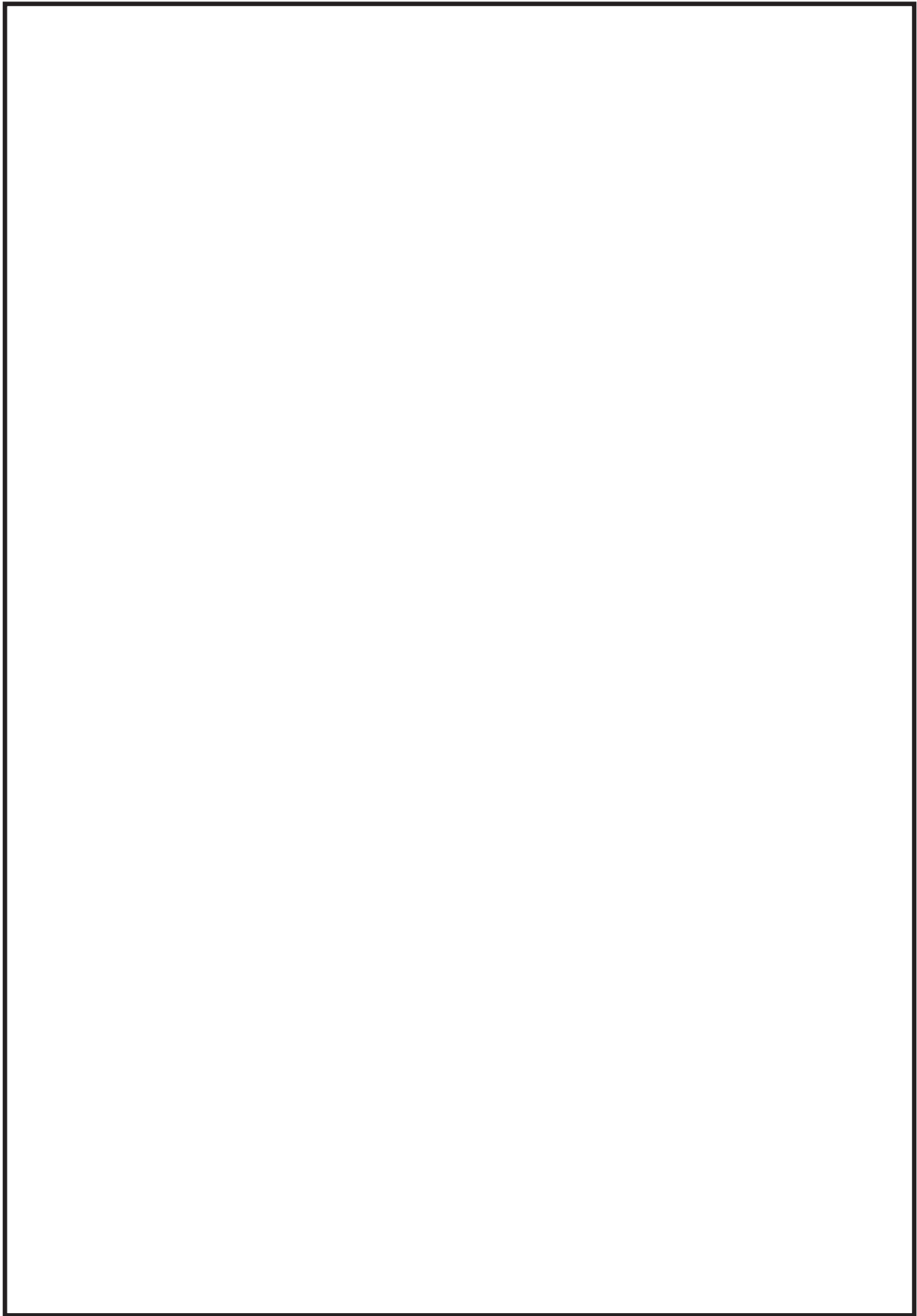


図 57-10-(57-8) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-8)

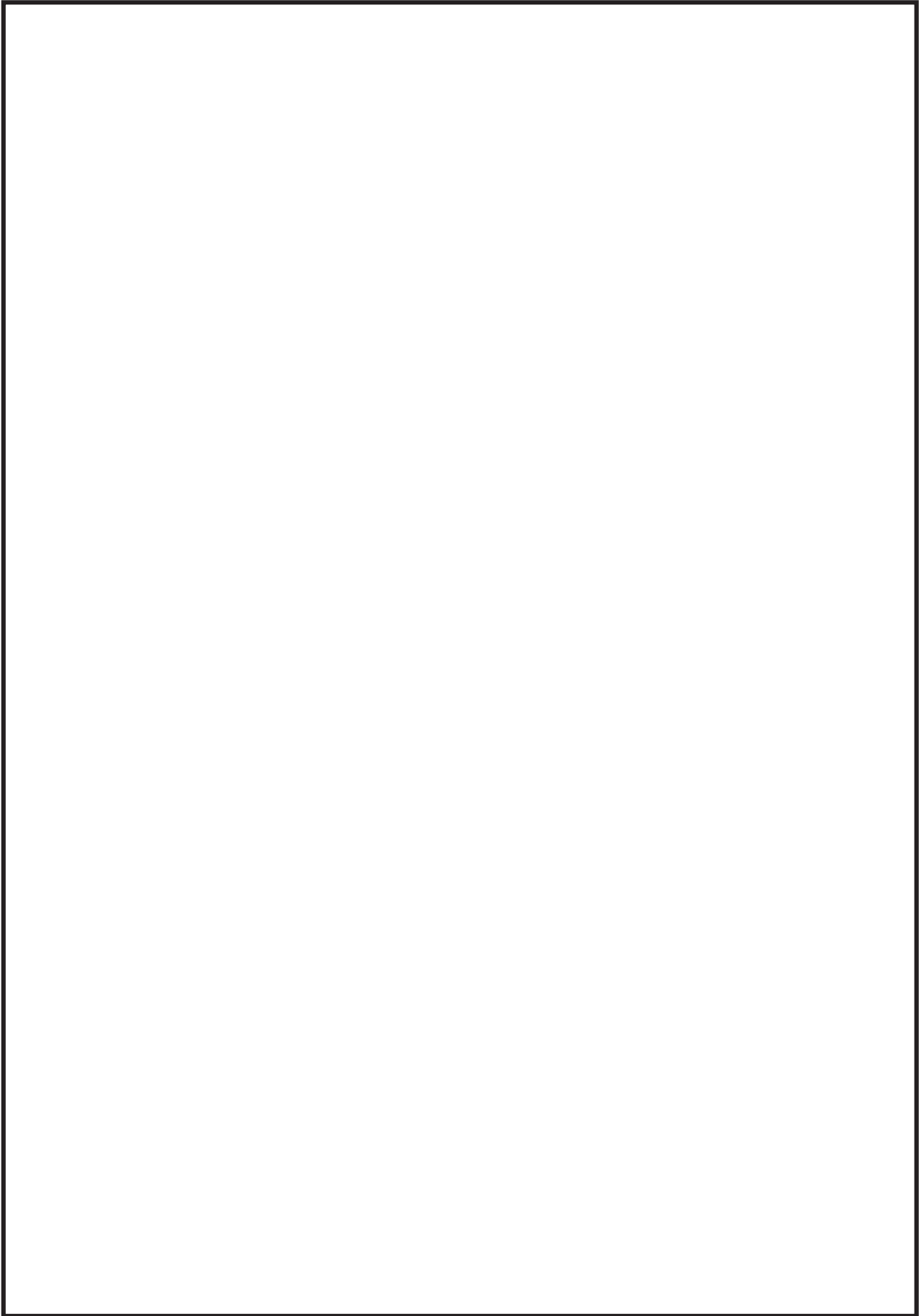



図 57-10-(57-9) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-9)

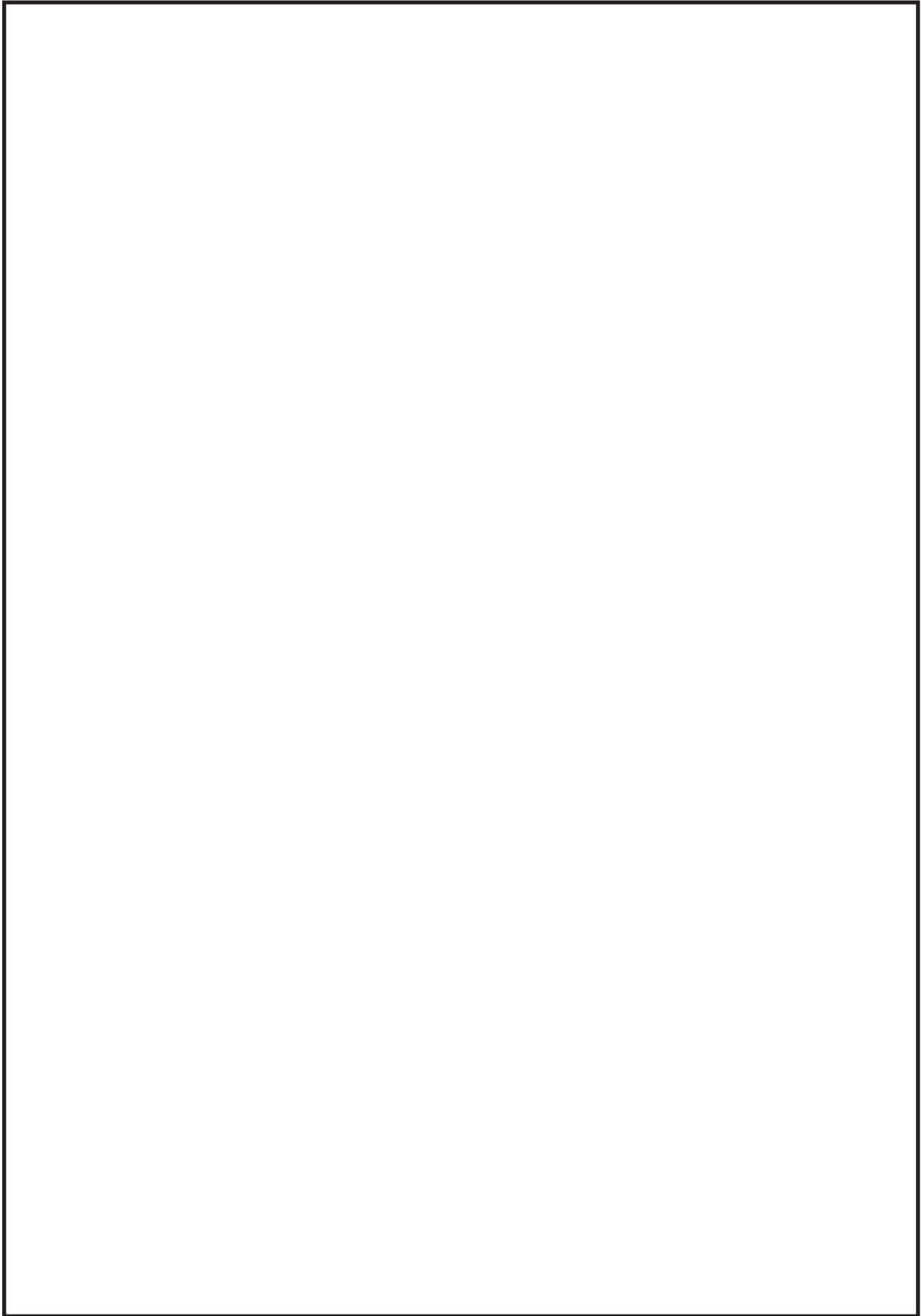



図 57-10-(57-10) 2号炉制御建屋 

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

57-10-(57-10)

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根拠書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根拠書に記載の手順番号と同じとする。

11.1 タンクローリについて

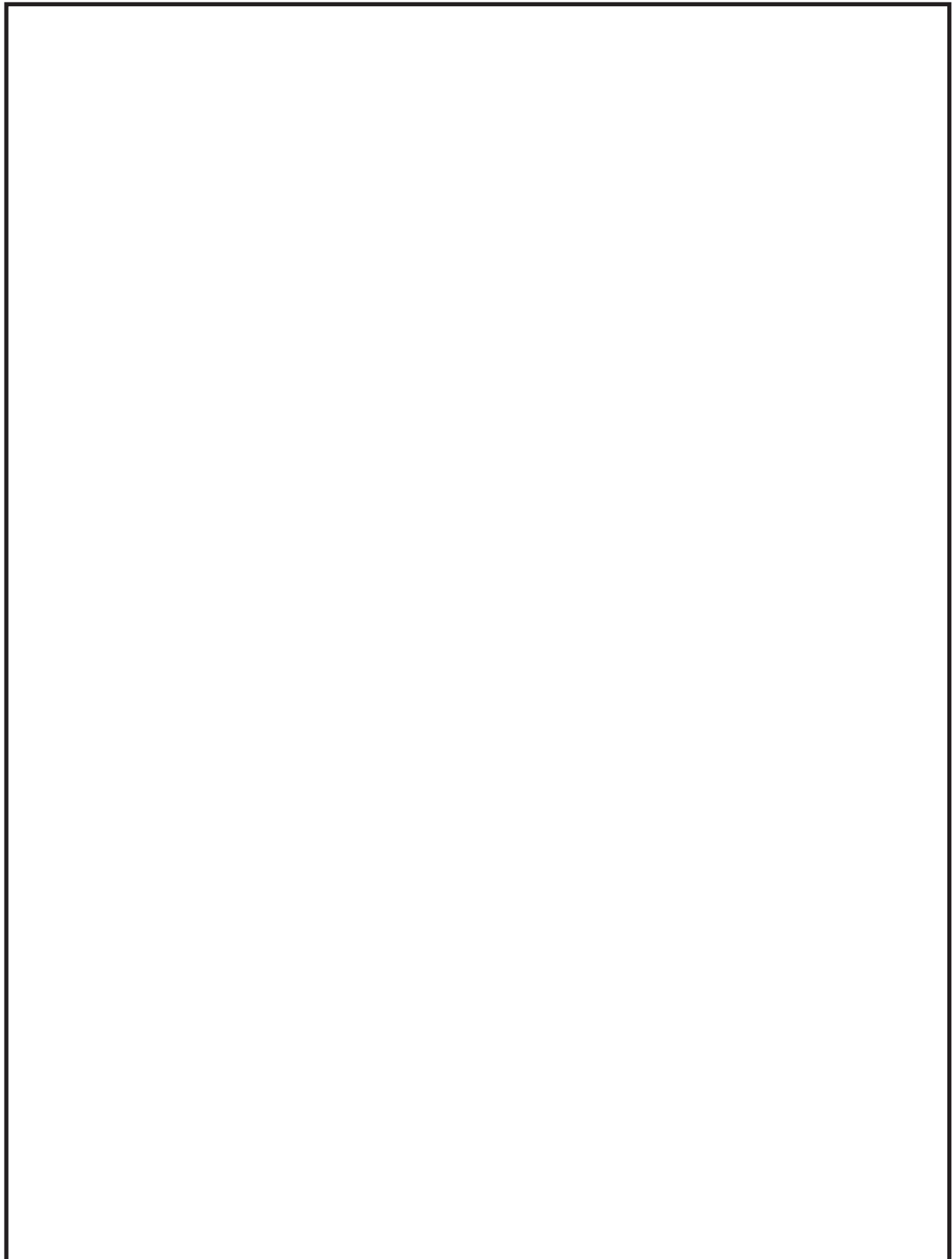


図 57-11-1 タンクローリ A 移動及び補給ルート (1/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

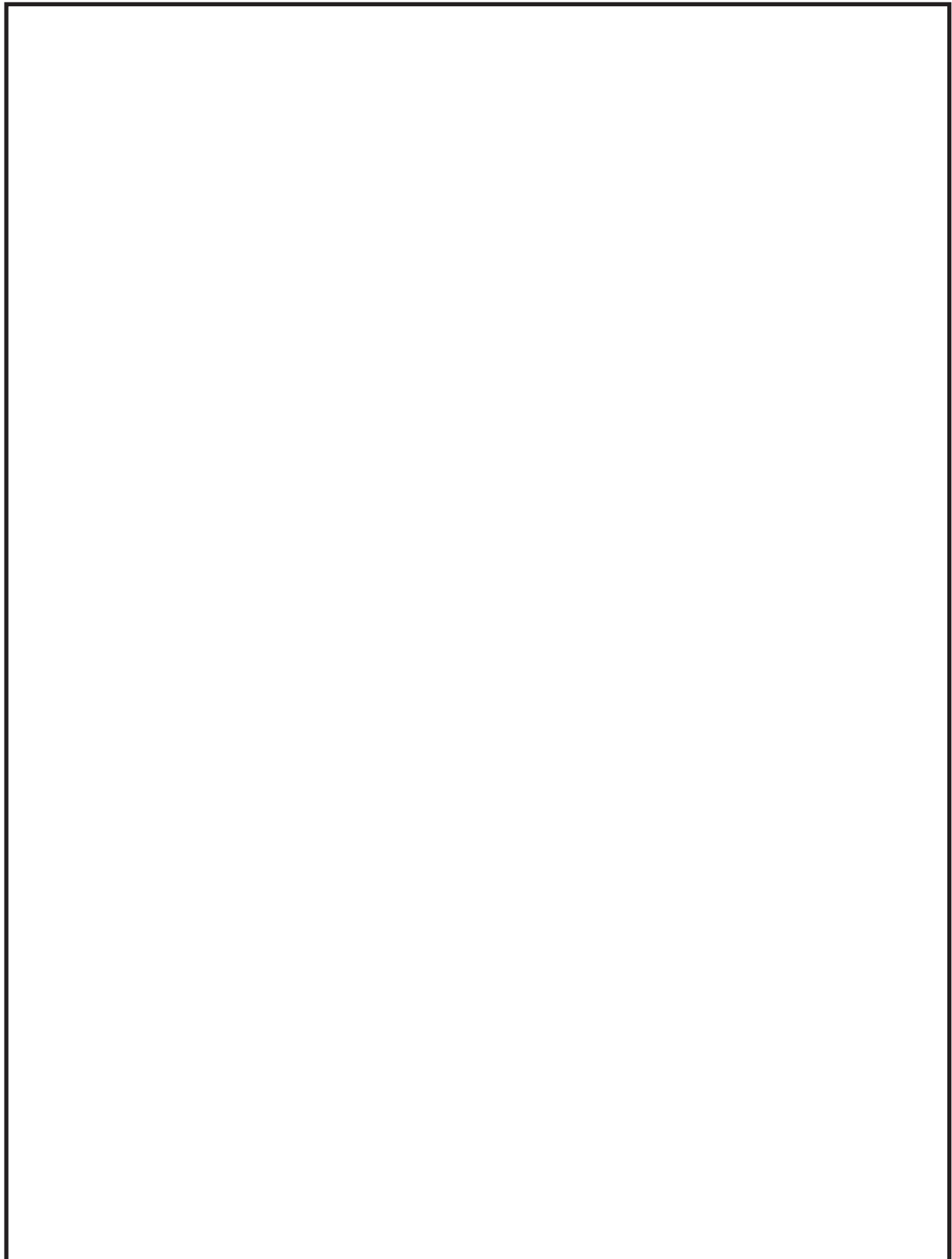


図 57-11-2 タンクローリ A 移動及び補給ルート (2/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

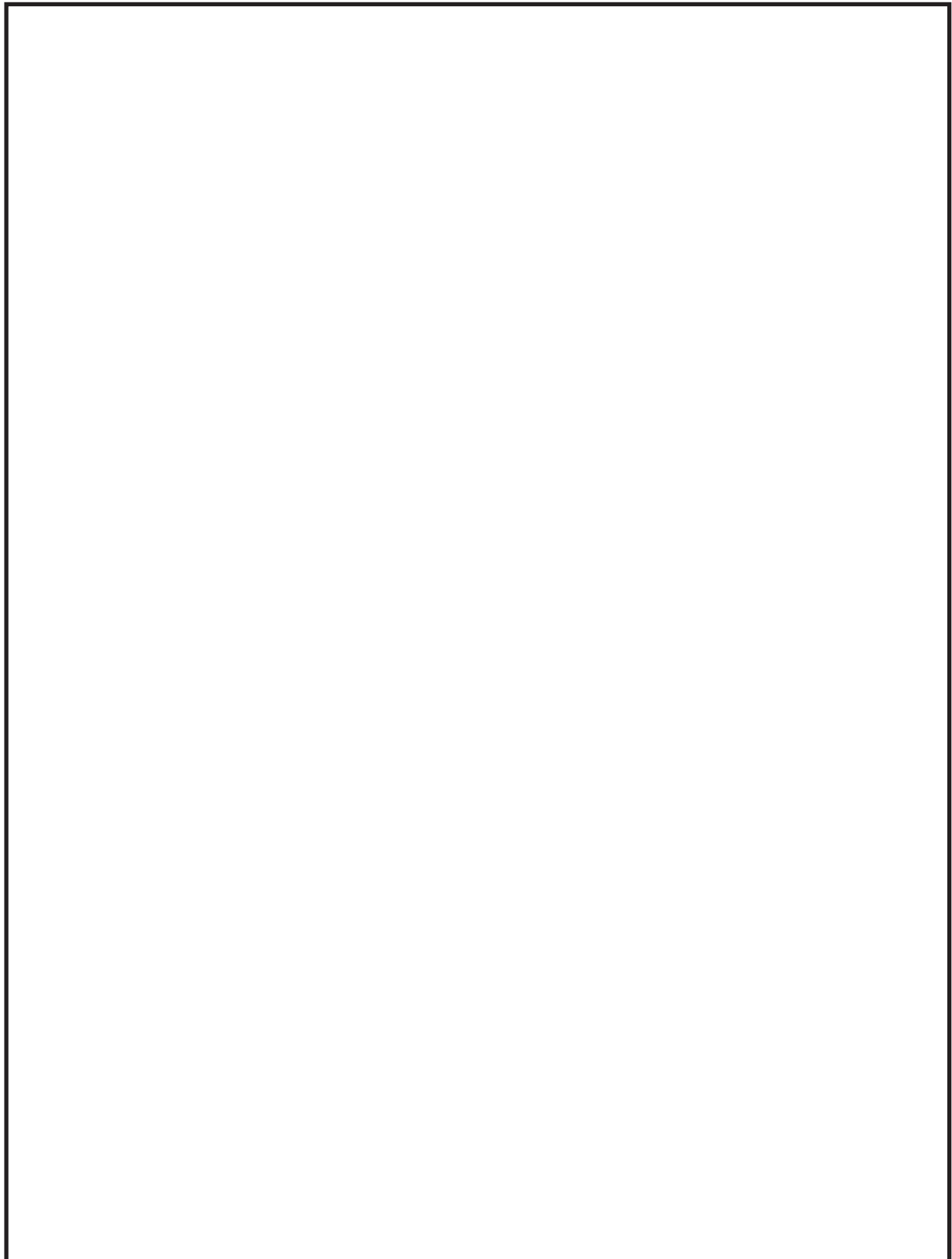


図 57-11-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (3/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

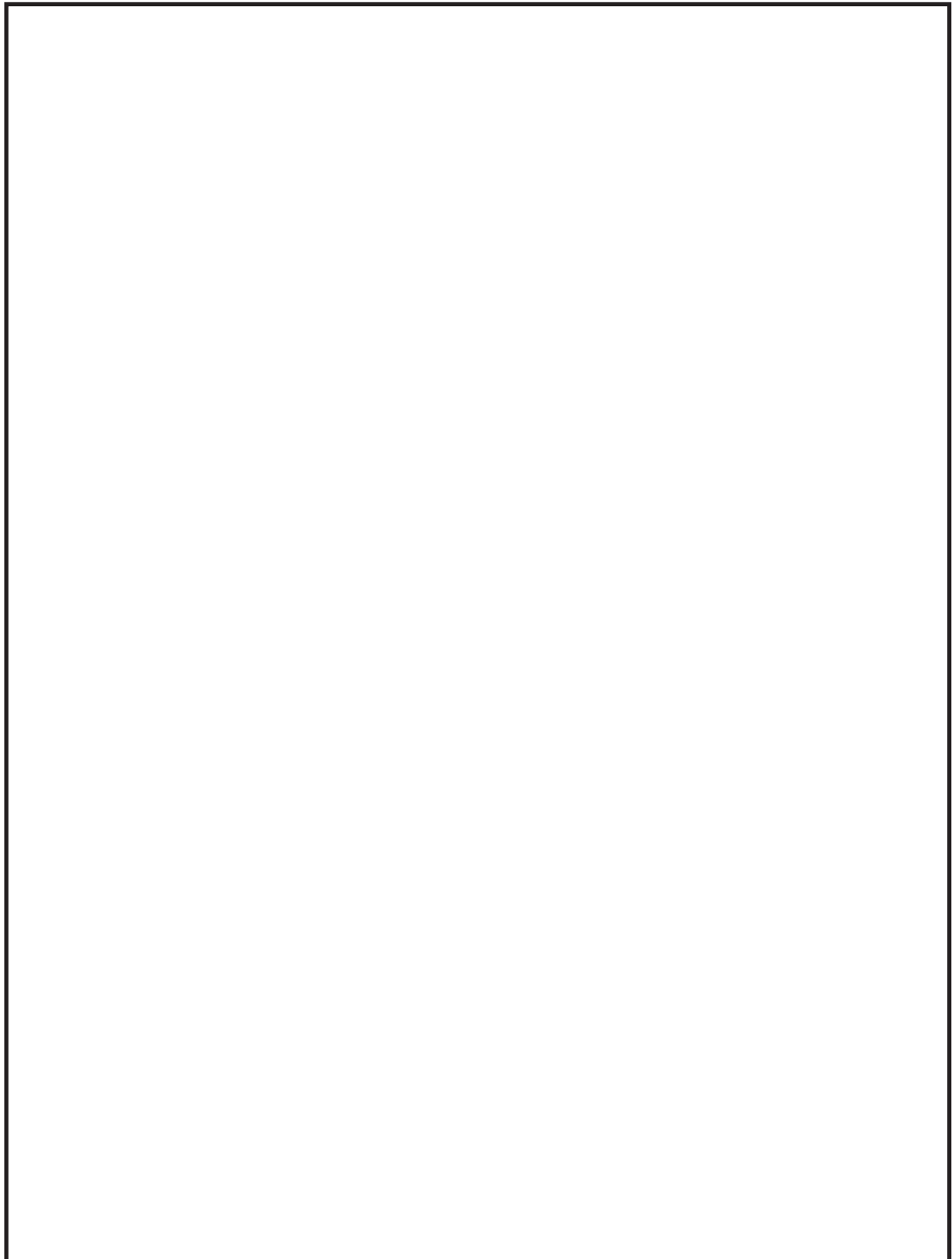


図 57-11-4 タンクローリ A 移動及び補給ルート (4/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

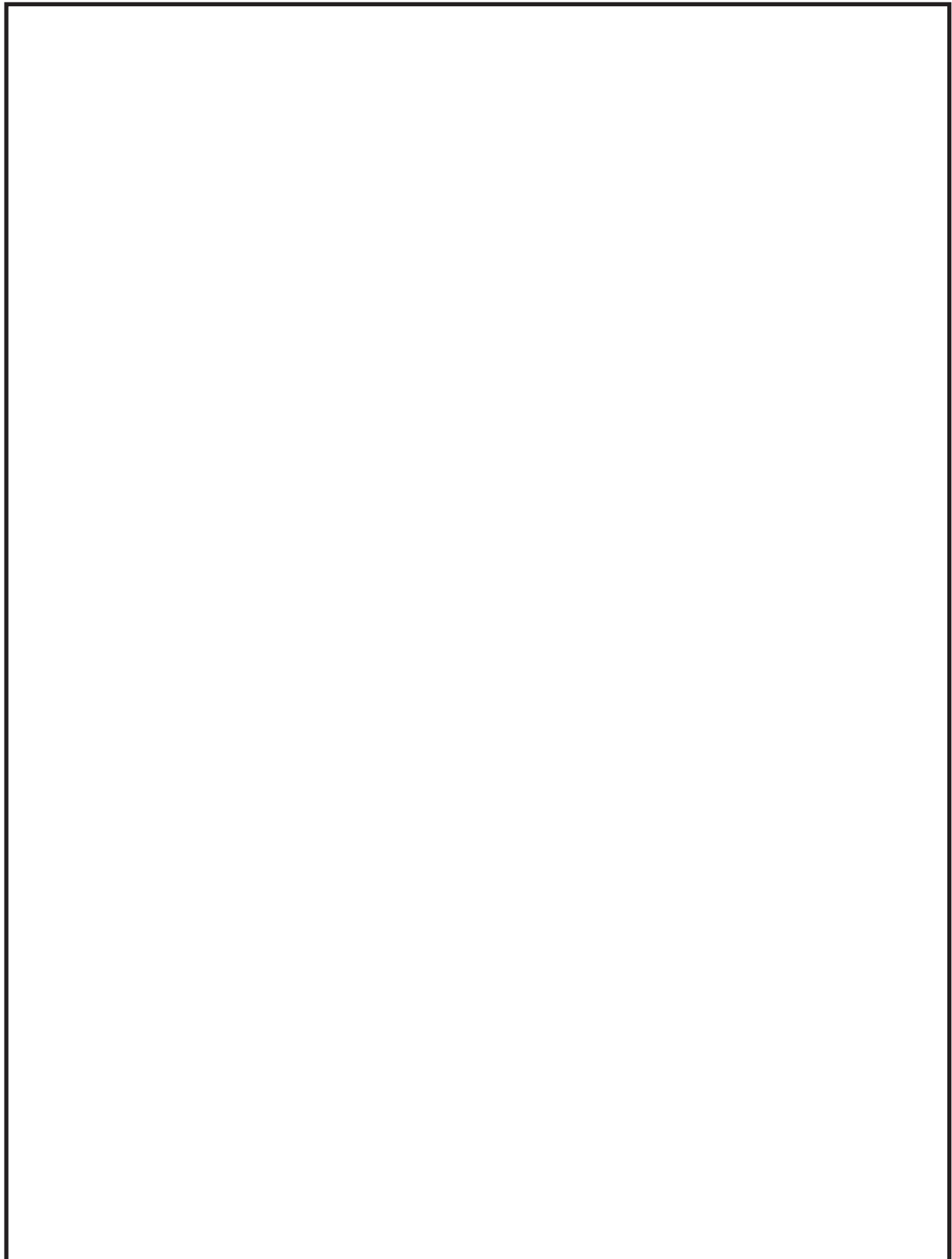


図 57-11-5 タンクローリ A 移動及び補給ルート (5/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

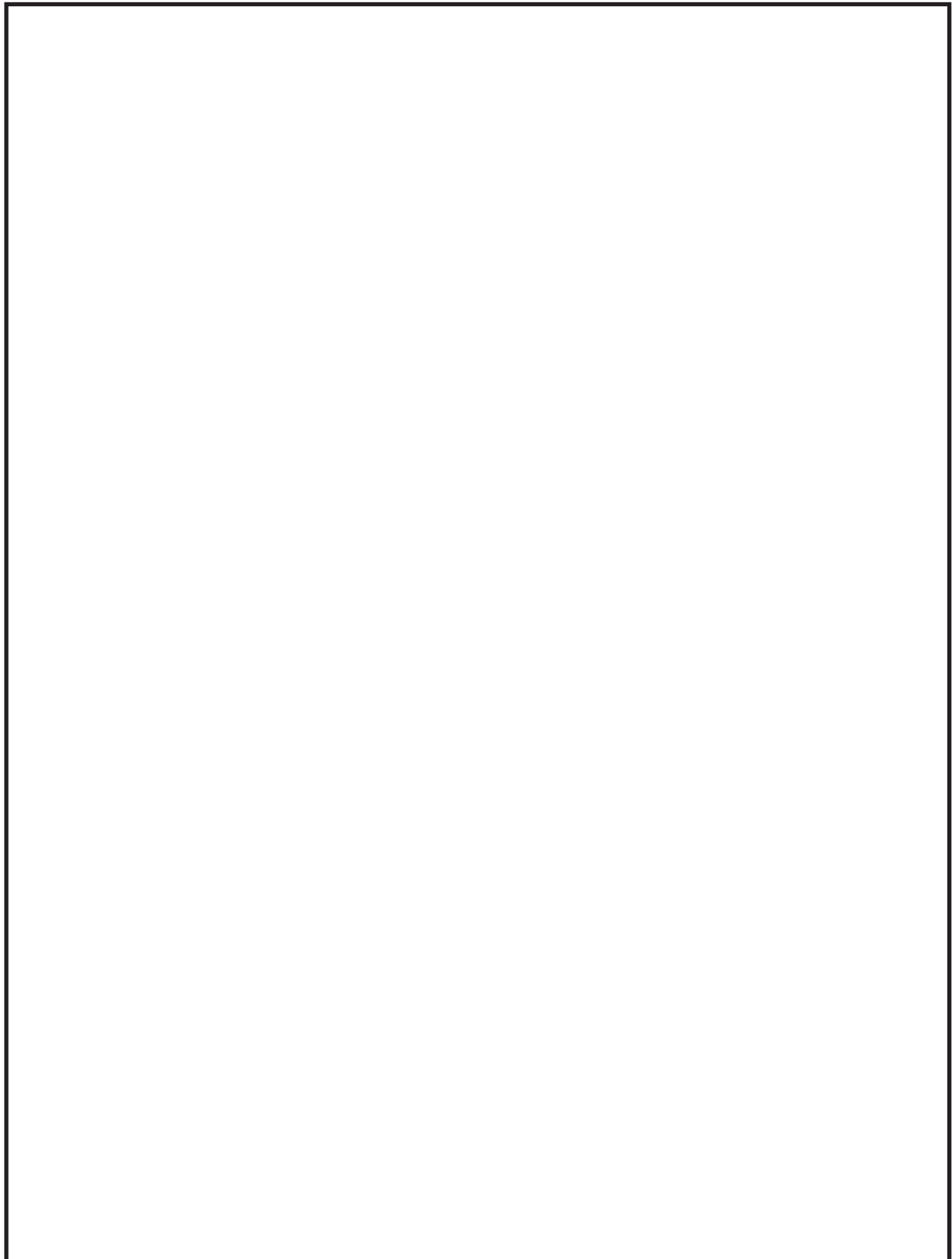


図 57-11-6 タンクローリ A 移動及び補給ルート (6/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

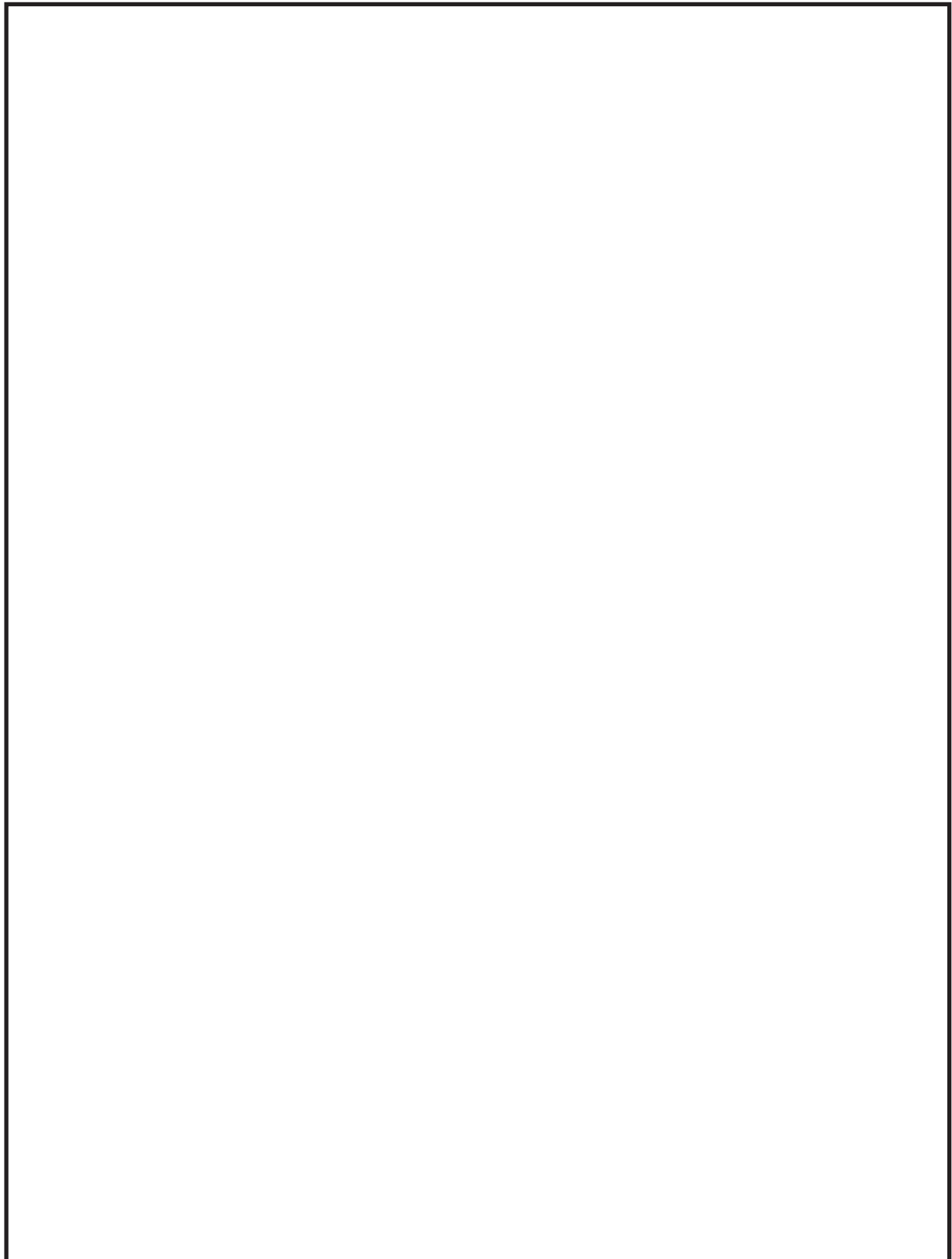


図 57-11-7 タンクローリ A 移動及び補給ルート (7/7)
(注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I), 熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ
(タイプ I) 及び熱交換器ユニット)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

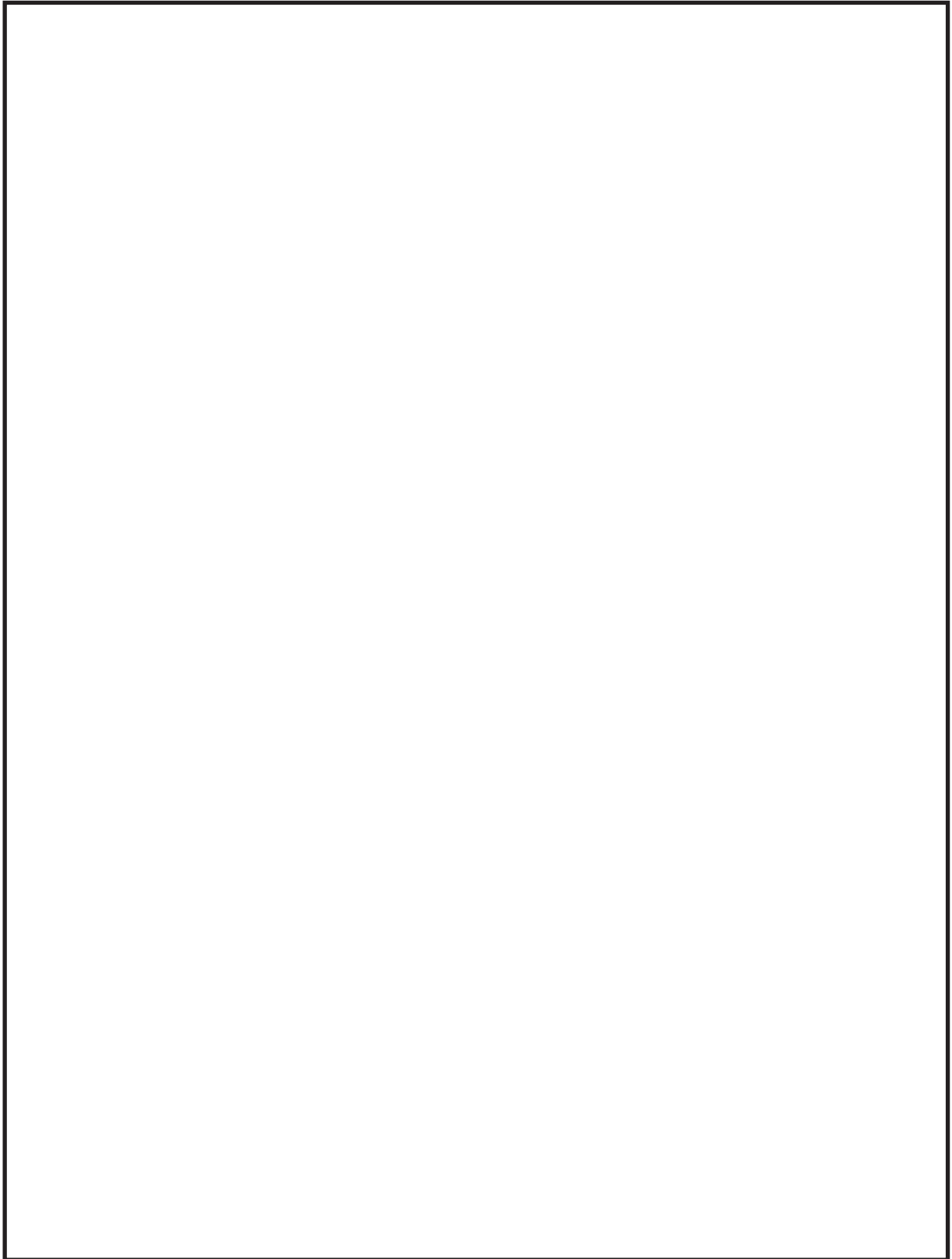


図 57-11-8 タンクローリ B 移動及び補給ルート (1/3)
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

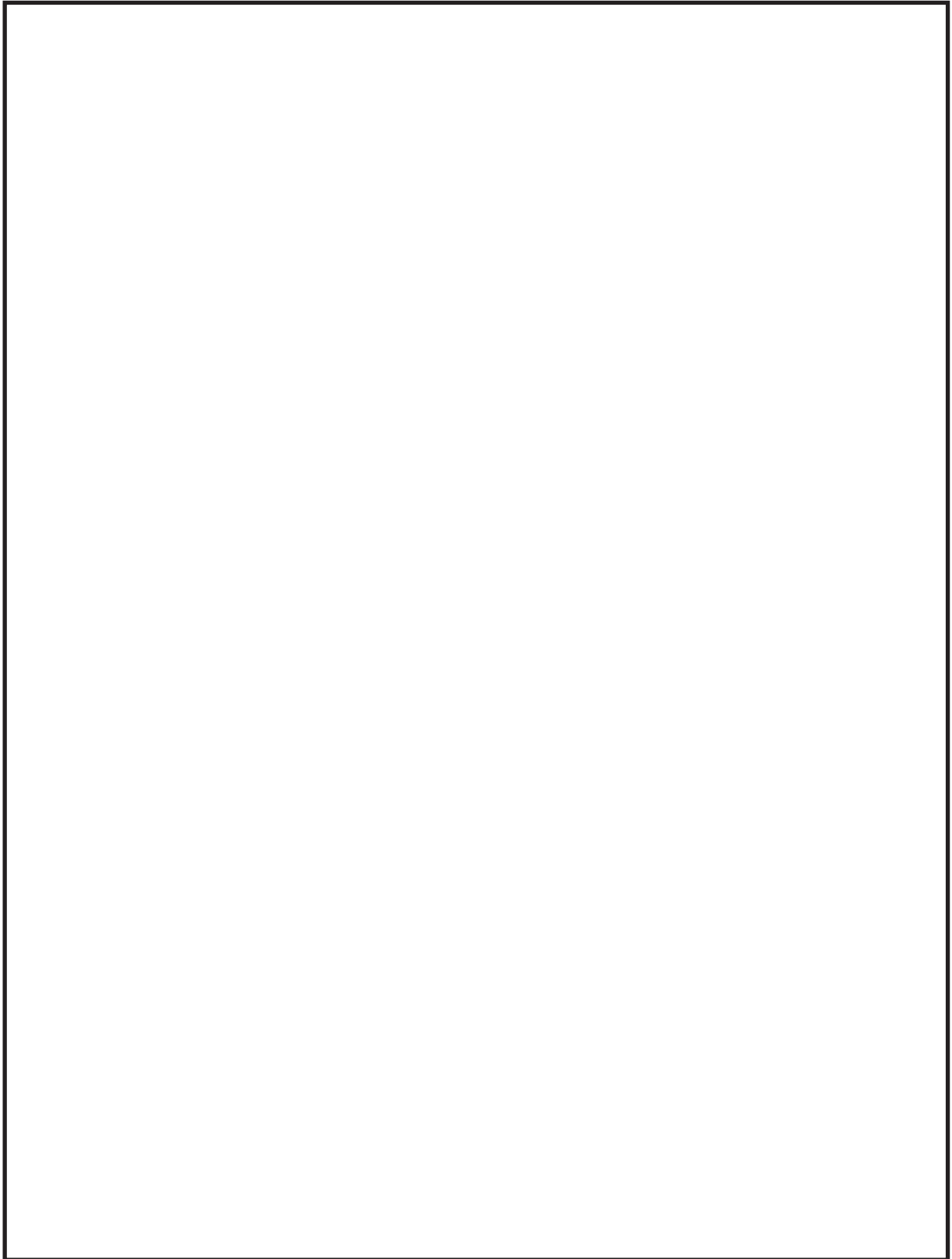


図 57-11-9 タンクローリ B 移動及び補給ルート (2/3)
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

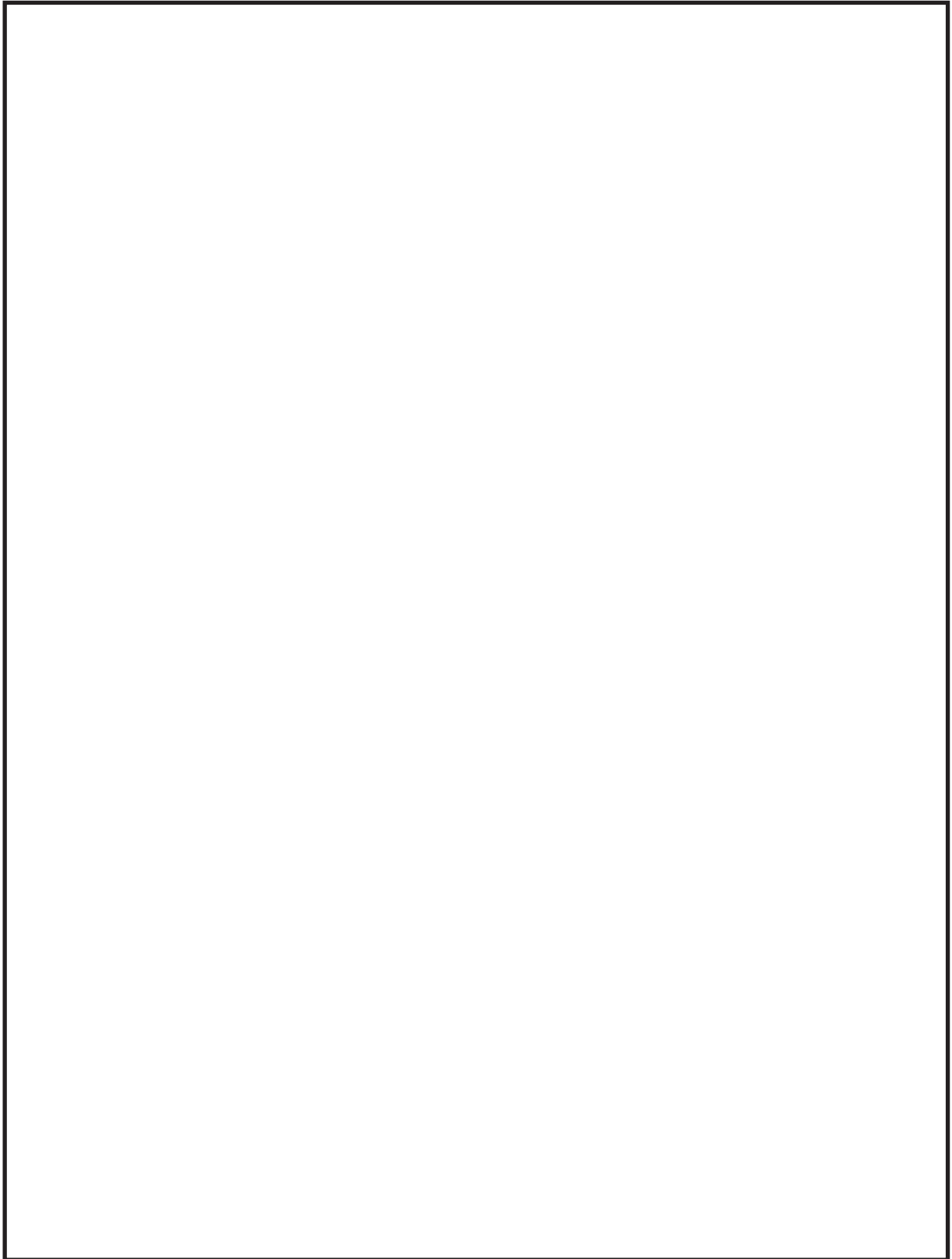


図 57-11-10 タンクローリ B 移動及び補給ルート (3/3)
(電源車)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

11.2 原子炉格納容器ベントに伴う補給作業への悪影響有無について

原子炉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補給が困難になる可能性がある。ここでは、原子炉格納容器ベント後の補給作業成立性について述べる。

11.2.1 検討条件

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）が発生し、原子炉格納容器ベント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。

※中央制御室設計における被ばく評価にて想定する基本シナリオと同じ

11.2.2 プルーフ通過時の補給の必要性

同条件下において、機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備は以下のとおり。

大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台（注水用）

熱交換器ユニット 1 台

大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台（熱交換器ユニット用）

事象発生から約 51 時間以降に原子炉格納容器ベントに至ることを考慮し、熱交換器ユニット及び熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉格納容器ベントに伴う待避前までに一度補給を行うこととする。注水用の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器ベント開始前までに復水貯蔵タンクに必要な水源が確保できるため、原子炉格納容器ベント開始前までに停止させる。

11.3.2 タンクローリを用いた補給作業時の被ばく線量について

熱交換器ユニット及び熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）について実負荷での燃料消費量から、連続運転可能時間の評価を行う。なお、各々の設備への補給は配備しているタンクローリ 1 台で行うことを想定する。熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器ベントに至るまでの必要な流量は約 1,200m³/h（1.2MPa）であるが、原子炉格納容器ベント後に必要な流量は 600m³/h（0.7MPa）以下であるため、原子炉格納容器ベント直前に熱交換器用の大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量を絞ることにより、連続運転可能時間を延長することができる。

【熱交換器ユニット】

熱交換器ユニットの連続運転可能時間は、
 $900\text{L} \div 56\text{L/h} = \text{約 } 16\text{h}$

【熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ（タイプ I）】

プルーム通過前に、以下のとおり流量を 600m³/h 及び吐出圧を 0.7MPa に調整を実施する。

流量：600m³/h 吐出圧：0.7MPa 燃料消費量：60L/h
大容量送水ポンプ（タイプ I）の連続運転可能時間は、
 $990\text{L} \div 60\text{L/h} = \text{約 } 16\text{h}$

原子炉格納容器ベント開始後からプルーム通過するまで 10 時間であり、また、ベント前後の要員の移動等で 1 時間要するが、上記のとおり原子炉格納容器ベント中に補給作業する必要はなく、プルーム通過後、適宜補給を行う必要がある。

11.2.3 タンクローリを用いた補給作業時の被ばく線量について

被ばく線量が一番高い原子炉建屋大物搬出入口付近で、補給作業を実施した場合、補給に伴う現場作業を約 45 分と見積もると以下のとおりとなる。

$$7.1\text{mSv/h} \times (45 \div 60) \text{ h} = 5.4\text{mSv}$$

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、これ以降の補給作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

11.2.4 検討結果

上記のとおり、原子炉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、補給作業の成立性を確認した結果、原子炉格納容器ベント後の補給作業時の被ばく線量は最大で 5.4mSv となり、緊急時の作業基準である 100mSv を下回っているため、補給作業は実施可能である。

57-12
その他設備

電源設備の自主対策設備として、以下を整備する。

1. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

125V 代替充電器盤用電源車接続設備は、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合、直流設備に電源を供給することにより、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、使用済燃料プール内の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ことを目的として設ける。

125V 代替充電器盤用電源車接続設備は、可搬型代替交流電源設備が代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電することにより、必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

本系統の概要図を図 57-12-1 及び図 57-12-2 に示す。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設けるものである。

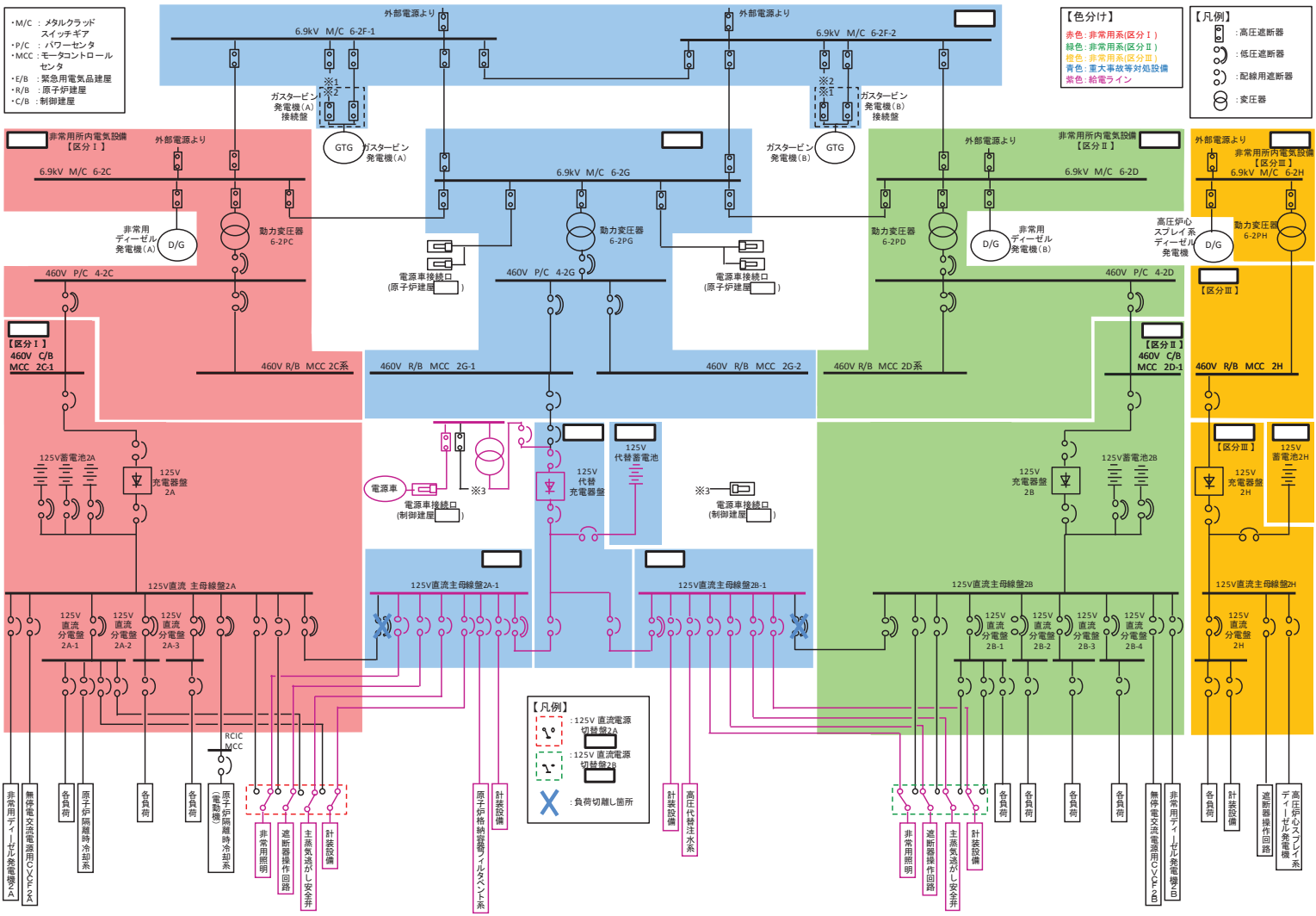


図 57-12-1 125V 代替充電器盤用電源車接続設備系統図
 (電源車～電源車接続口(制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. 号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備は、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、3号炉から号炉間電力融通ケーブル(常設)又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)に電源を供給することにより、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、使用済燃料プール内の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ことを目的として設ける。

号炉間電力融通設備は、号炉間電力融通ケーブル(常設)を2号炉の代替所内電気設備である緊急用高圧母線(緊急用電気品建屋側)及び3号炉の非常用所内電気設備である非常用高圧母線に遮断器の手動操作で接続することで、2号炉の非常用所内電気設備に電源供給し、また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を2号炉の代替所内電気設備である緊急用高圧母線(原子炉建屋側)及び3号炉の非常用所内電気設備である非常用高圧母線にケーブルを手動で接続後、遮断器の手動操作で接続することで、2号炉の非常用所内電気設備に電源供給する設計とする。

本システムの概要図を図 57-12-3～6 に示す。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設けるものである。

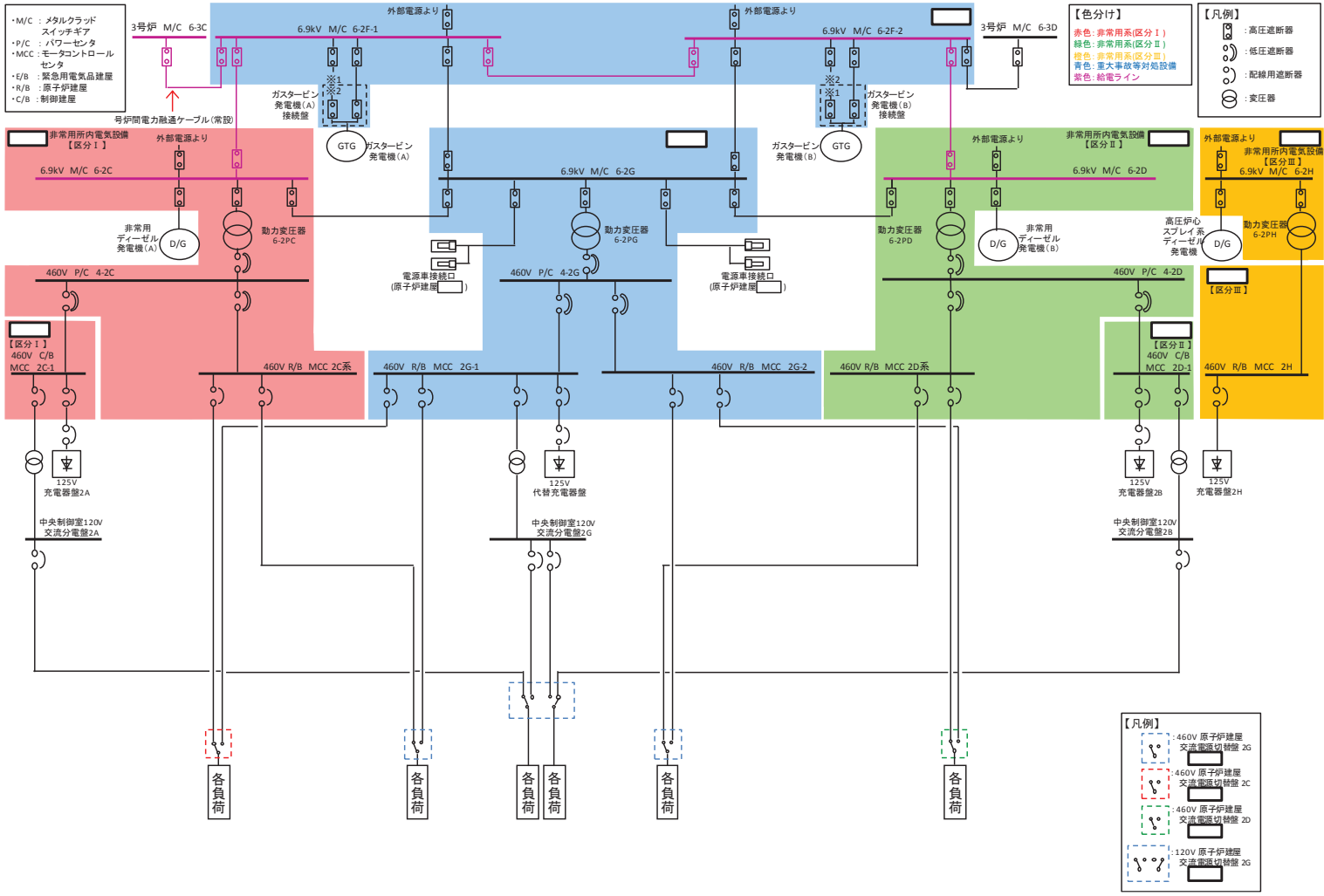
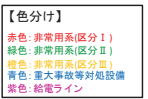


図 57-12-3 号炉間電力融通設備系統図

(非常用高圧母線 3C 系～号炉間電力融通ケーブル(常設)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

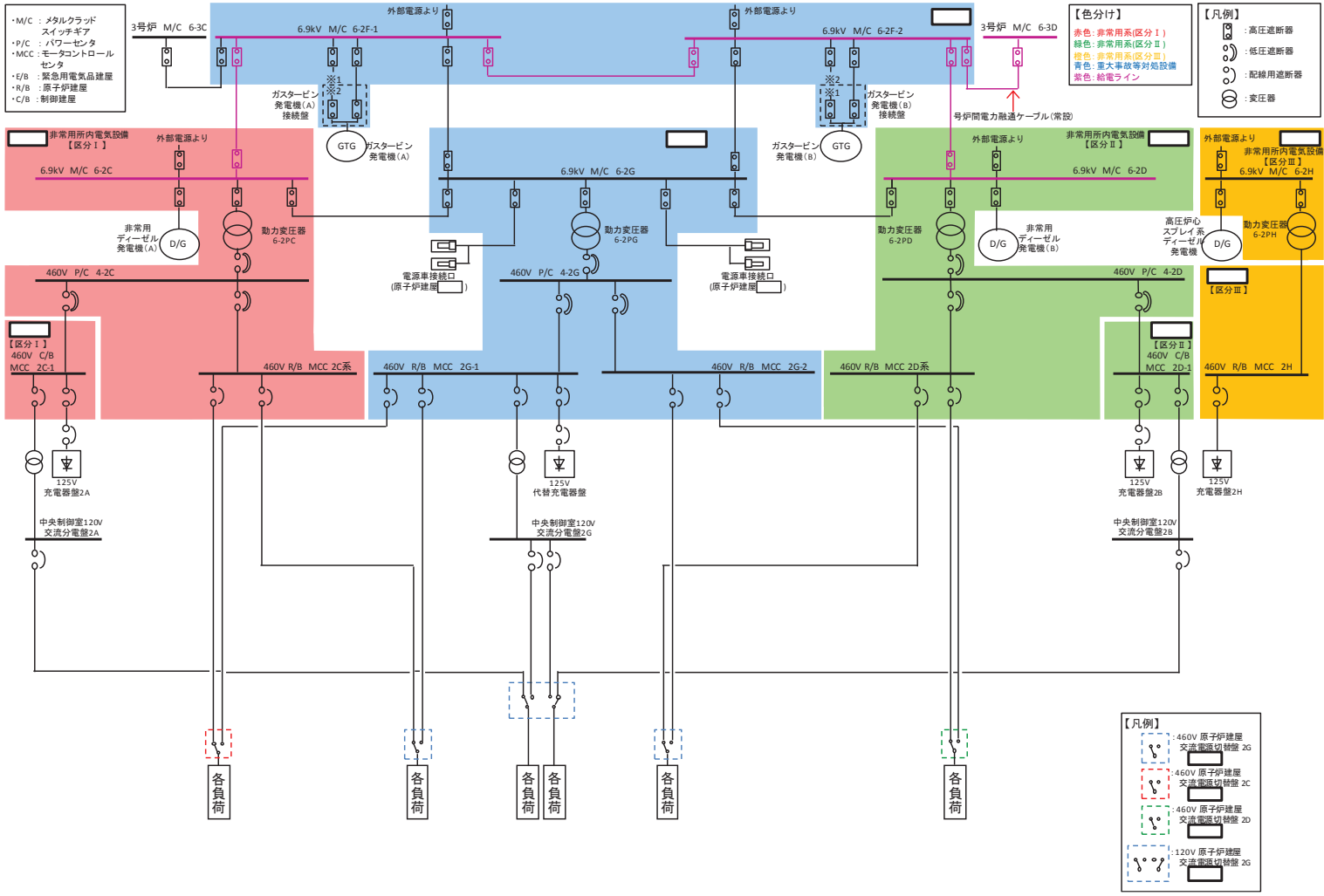
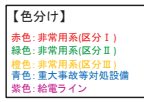


図 57-12-4 号炉間電力融通設備系統図

(非常用高圧母線 3D 系～号炉間電力融通ケーブル(常設)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

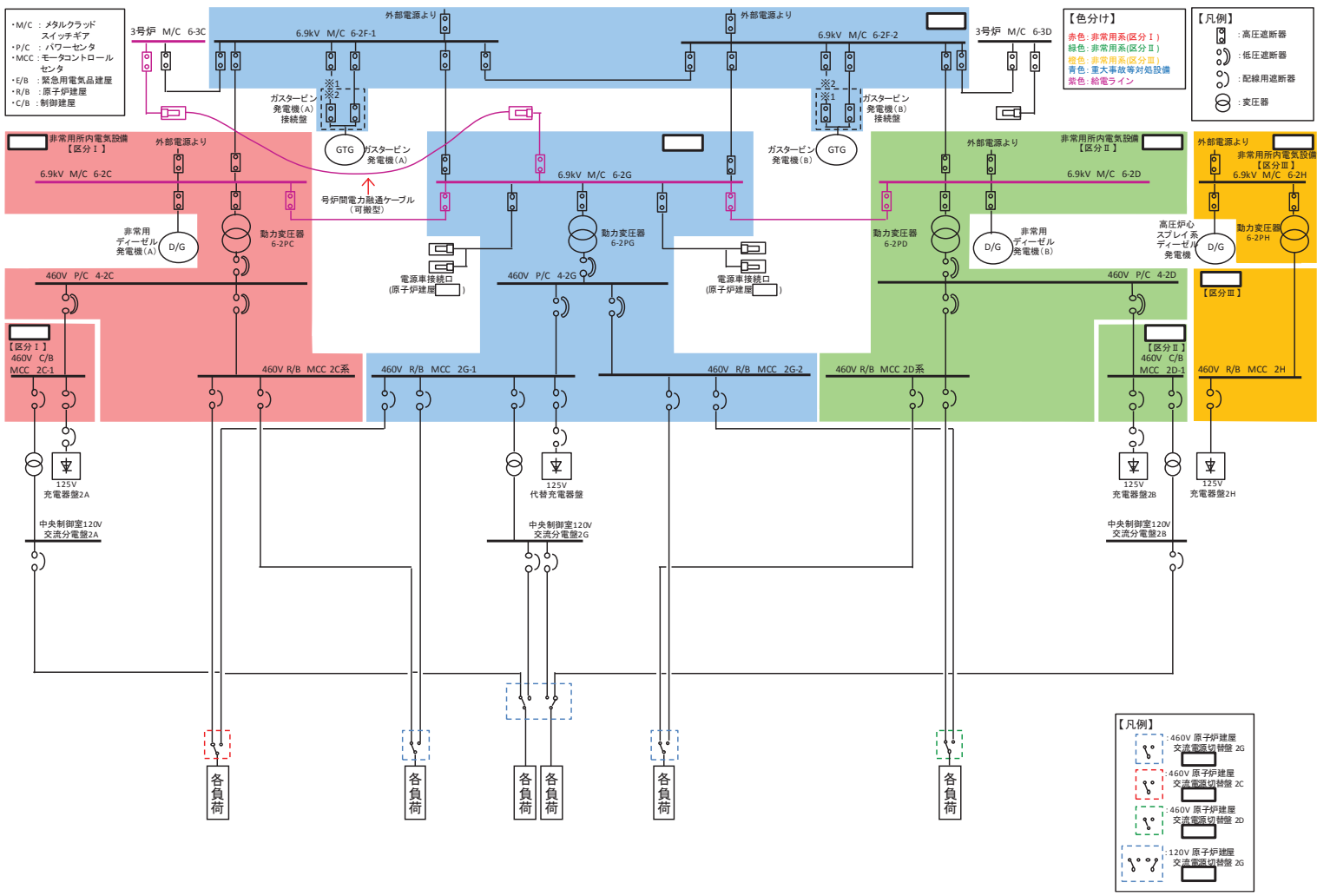


図 57-12-5 号炉間電力融通設備系統図

(非常用高圧母線 3C 系～号炉間電力融通ケーブル(可搬型)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

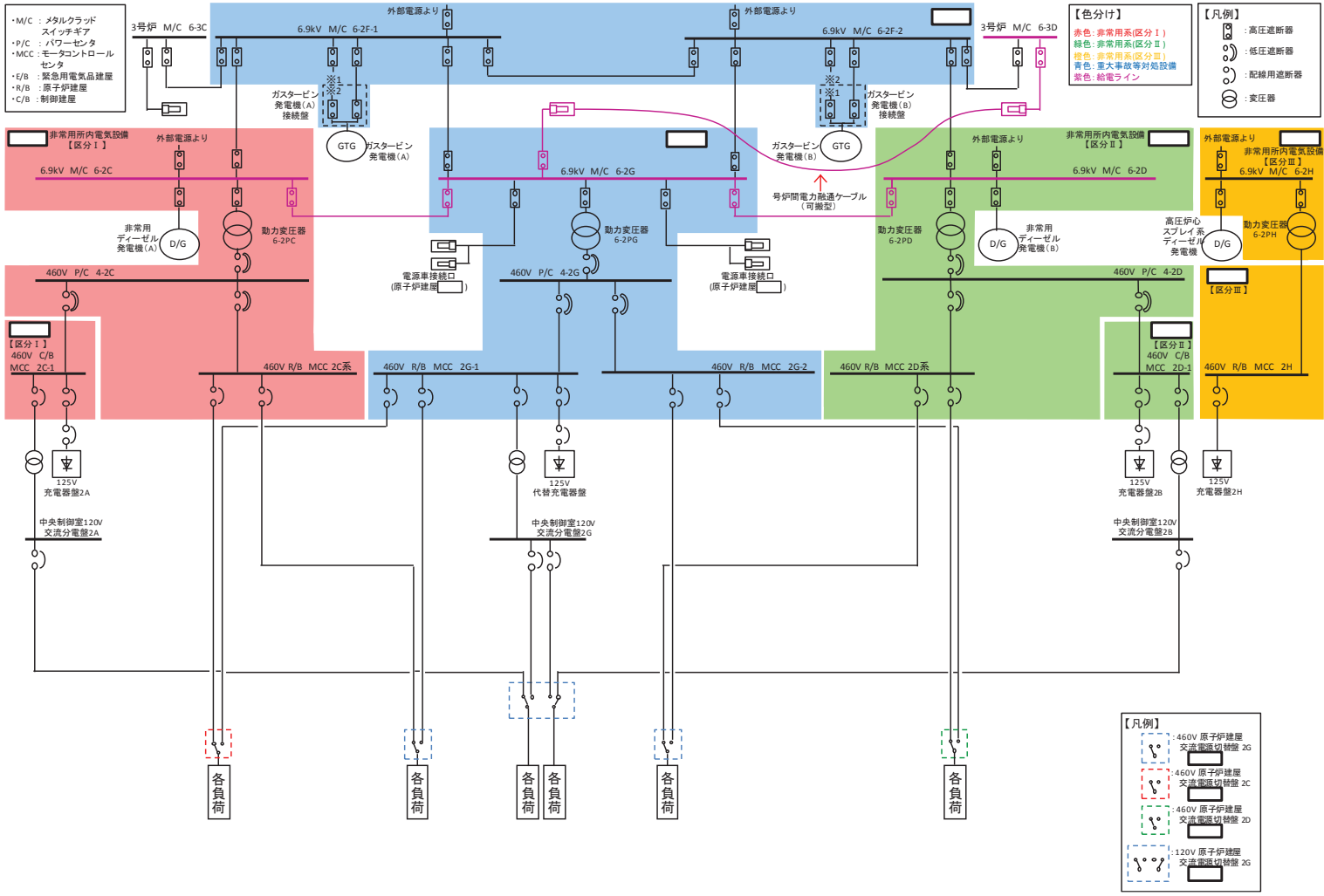


図 57-12-6 号炉間電力融通設備系統図

(非常用高圧母線 3D 系～号炉間電力融通ケーブル(可搬型)
～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。