

57-1

SA 設備基準適合性 一覽表

表 57-1-1 電源設備一覧

	耐震 クラス	3.14.2.1	3.14.2.2	3.14.2.3	3.14.2.4	3.14.2.5	3.14.2.6	3.14.3.1	3.14.3.2
		可搬型代替 交流電源設備	常設代替 交流電源設備	所内蓄電式 直流電源設備	可搬式 直流電源設備	号炉間電力 融通電気設備	代替所内 電気設備	非常用交流 電源設備	非常用直流 電源設備
電源車	C(Ss)	主要設備	—	—	主要設備	—	—	—	—
軽油タンク	S	主要設備	主要設備	—	附属設備	—	—	—	—
タンクローリ(4kL)	C(Ss)	主要設備	—	—	附属設備	—	—	—	—
移動式変圧器	C(Ss)	主要設備	—	—	—	—	—	—	—
第一ガスタービン発電機	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
第二ガスタービン発電機	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
タンクローリ(16kL)	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
第一ガスタービン発電機用燃料タンク	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
第二ガスタービン発電機用燃料タンク	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	C(Ss)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
直流 125V 蓄電池 A	S	—	—	主要設備	—	—	—	—	—
直流 125V 蓄電池 A-2	S	—	—	主要設備	—	—	—	—	—
AM 用直流 125V 蓄電池	S	—	—	主要設備	—	—	—	—	—
直流 125V 充電器 A	S	—	—	主要設備	—	—	—	—	—
直流 125V 充電器 A-2	S	—	—	主要設備	—	—	—	—	—
AM 用直流 125V 充電器	S	—	—	主要設備	主要設備	—	—	—	—
号炉間電力融通ケーブル【常設】	C(Ss)	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
号炉間電力融通ケーブル【可搬型】	固縛	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
緊急用断路器	C(Ss)	—	附属設備	—	—	—	主要設備	—	—
緊急用高圧母線	C(Ss)	—	附属設備	—	—	—	主要設備	—	—
緊急用電源切替箱断路器	S	附属設備	附属設備	—	附属設備	附属設備	主要設備	—	—
緊急用電源切替箱接続装置	S	附属設備	附属設備	—	附属設備	附属設備	主要設備	—	—
非常用高圧母線 C 系	S	附属設備	附属設備	—	—	附属設備	主要設備	—	—
非常用高圧母線 D 系	S	附属設備	附属設備	—	—	附属設備	主要設備	—	—
AM 用動力変圧器	S	附属設備	附属設備	—	附属設備	—	主要設備	—	—
AM 用 MCC	S	附属設備	附属設備	—	附属設備	—	主要設備	—	—
AM 用切替盤	S	—	—	—	附属設備	—	主要設備	—	—
AM 用操作盤	S	—	—	—	—	—	主要設備	—	—
非常用ディーゼル発電機	S	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
燃料移送ポンプ	C(Ss)	—	—	—	—	—	—	附属設備	—
非常用高圧母線 E 系	S	—	—	—	—	—	—	附属設備	—
直流 125V 蓄電池 B	S	—	—	—	—	—	—	—	主要設備
直流 125V 蓄電池 C	S	—	—	—	—	—	—	—	主要設備
直流 125V 充電器 B	S	—	—	—	—	—	—	—	主要設備
直流 125V 充電器 C	S	—	—	—	—	—	—	—	主要設備
直流 125V 予備充電器 (A, A-2 及び B)	—	自主対策設備							
直流給電車	—	自主対策設備							
号炉間連絡ケーブル	—	自主対策設備							
大湊側緊急用高圧母線	—	自主対策設備							

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉  
SA設備基準適合性 一覧表 (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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図	
	第2号	操作性	足場の確保、設備の運搬・設置、 操作スイッチ操作、接続作業	Ba, 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, H	
		関連資料	57-4 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第6号	設置場所	現場(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	ボルト・ネジ接続, より簡便な接続	A, 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設備有り)-屋外	Ab		
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		タンクローリ (4kL)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第2号	操作性	設備の運搬・設置、弁操作、接続作業		Bc, 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(タンク類)		C	
	関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要		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
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場(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	その他設備		C
			関連資料	57-5 容量設定根拠, 57-11燃料補給に関する説明資料		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続		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設備有り)-屋外		Ab	
		サポート系要因	サポート系なし		対象外	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		移動式変圧器		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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図	
	第 4 3 条	第 2 号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 電源操作, 接続作業	BC, Bd, Be, 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)	その他の電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要	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
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	現場(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	ボルト・ネジ接続, より簡便な接続	A, 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	対象外	対象外
			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設備有り)-屋外	Ab	
		サポート系要因	サポート系なし	対象外	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		第一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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図					
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		内燃機関, 発電機	G, H		
	関連資料	57-4 試験及び検査					
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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)		高速回転機器	Bb	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図				
	第6号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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)-屋外	Ab
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		第二ガスタービン発電機		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	屋外	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		内燃機関, 発電機	G, H		
		関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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)		高速回転機器	Bb	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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)-屋外	Ab
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		軽油タンク		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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性		弁操作, 接続作業	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(タンク類)	C		
		関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性		本来の用途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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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)-屋外	Ab
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		



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

第57条：電源設備		タンクローリ (16kL)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第2号	操作性	設備の運搬・設置、弁操作、接続作業		Bc, 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(タンク類)		C	
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要		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
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所	現場(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	その他設備		C
			関連資料	57-5 容量設定根拠, 57-11燃料補給に関する説明資料		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続		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設備有り)-屋外		Ab	
		サポート系要因	サポート系なし		対象外	
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		第一ガスタービン発電機用燃料タンク		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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第 2 号	操作性	弁操作, 接続作業		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(タンク類)		C	
	関連資料	57-4 試験及び検査				
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要		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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	現場(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	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用する設備		A
			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)-屋外		Ab
			サポート系故障	(サポート系なし)		対象外
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		第二ガスタービン発電機用燃料タンク		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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第 2 号	操作性		弁操作, 接続作業	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(タンク類)	C		
	関連資料	57-4 試験及び検査					
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が不要	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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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)-屋外	Ab
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第 2 号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	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)		ポンプ	A		
	関連資料	57-4 試験及び検査					
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が不要	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 SAバウンダリ系統図				
	第 6 号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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)-屋外	Ab
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 2 号	操作性	操作スイッチ操作		Bd	
			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)	ポンプ		A	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要		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 SAバウンダリ系統図				
	第 6 号	設置場所	現場(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	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止	共用する設備		A	
			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)-屋外		Ab
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		Ca
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		直流125V蓄電池A		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		本来の用途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	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備		直流125V蓄電池A-2		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		本来の用途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	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		AM用直流125V蓄電池		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I		
		関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	Ba		
		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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			



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

第57条：電源設備		直流125V充電器A		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		本来の用途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	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		直流125V充電器A-2		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第 2 号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第 4 号	切り替え性		本来の用途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	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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		現場(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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備		AM用直流125V充電器		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I		
		関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		号炉間電力融通ケーブル【可搬型】		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	57-2 配置図		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作, 接続作業	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)		その他の電源設備	I	
	関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		その他設備	C
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性		ボルト・ネジ接続	A
		関連資料	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		対象外	対象外
		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		屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	Aa	
		関連資料	57-2 配置図			
第6号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	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設備有り)-屋内	Aa
			サポート系要因		サポート系なし	対象外
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		緊急用断路器		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		57-2 配置図		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作、電源操作	Bd, Be		
		関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
			関連資料		57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		57-5 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備		緊急用高圧母線		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第 2 号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図					
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I		
	関連資料	57-4 試験及び検査					
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		緊急用電源切替箱断路器		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性	操作スイッチ操作，電源操作		Bd, Be		
		関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備		I		
		関連資料	57-4 試験及び検査				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要		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 SAバウンダリ系統図				
	第6号	設置場所	現場(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	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内		Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)		対象外
	関連資料		57-2 配置図，57-3 系統図				

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

第57条：電源設備		緊急用電源切替箱接続装置		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2項	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		(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	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			



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

第57条：電源設備		非常用高圧母線C系		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図					
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I		
	関連資料	57-4 試験及び検査					
	第4号	切り替え性		本来の用途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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備		非常用高圧母線D系		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図		
	第 2 号	操作性	操作スイッチ操作		Bd	
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備		I	
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第 4 号	切り替え性	本来の用途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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	現場(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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外
			関連資料	—		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備			AM用動力変圧器	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第 4 3 条	第 2 号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		現場(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		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備			AM用MCC	類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図		
	第 2 号	操作性	操作スイッチ操作	Bd		
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I		
		関連資料	57-4 試験及び検査			
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	現場(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	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備			AM用切替盤	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		57-2 配置図		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
		関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
			関連資料		57-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		(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	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図		

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

第57条：電源設備			AM用操作盤	類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図		
	第 4 3 条	第 2 号	操作性	操作スイッチ操作	Bd	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	現場(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	(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	Aa
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

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

第57条：電源設備		号炉間電力融通ケーブル【常設】		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図			
	第2項	第2号	操作性		操作スイッチ操作, 接続作業	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)		その他の電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	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	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第6号	設置場所		現場(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		(流路, その他設備)	C	
			関連資料	57-5 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		共用する設備	A	
			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	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			57-2 配置図, 57-3 系統図			

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

第57条：電源設備		非常用ディーゼル発電機		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—			
	第 2 号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	関連資料	—					
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		内燃機関、発電機	G, H		
	関連資料	—					
	第 4 号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が必要	Ba		
	関連資料	—					
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計		通常時は隔離又は分離	Ab	
			その他(飛散物)		高速回転機器	Bb	
		関連資料	—				
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	Aa		
	関連資料	—					
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—			
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
	関連資料		—				



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

第57条：電源設備		直流125V蓄電池B		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		—	
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
		関連資料		—		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
		関連資料		—		
	第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作 が必要	A	
		関連資料		—		
	第5号	悪 影 響 防 止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	Ad
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		—	
	第6号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	Aa	
		関連資料		—		
	第 2 項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
	関連資料			—		

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

第57条：電源設備		直流125V蓄電池C		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		-	
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd	
	関連資料		-			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I	
	関連資料		-			
	第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作 が必要	A	
	関連資料		-			
	第5号	悪 影 響 防 止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	Ad
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		-	
	第6号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	Aa	
	関連資料		-			
	第 2 項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料		-	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		-	
第3号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
			サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
			関連資料		-	

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

第57条：電源設備		直流125V充電器B		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料		-		
	第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	関連資料		-				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I		
	関連資料		-				
	第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作 が必要	A		
	関連資料		-				
	第5号	悪 影 響 防 止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		-		
	第6号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	Aa		
	関連資料		-				
	第 2 項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		-		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		-		
		第3号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
				関連資料		-	

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


第57条：電源設備		直流125V充電器C		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料		-		
	第 2 号	操作性		操作スイッチ操作	Bd		
	関連資料		-				
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I		
	関連資料		-				
	第 4 号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作 が必要	A		
	関連資料		-				
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	Ad	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		-		
	第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	Aa		
	関連資料		-				
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		-		
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		-		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障		(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

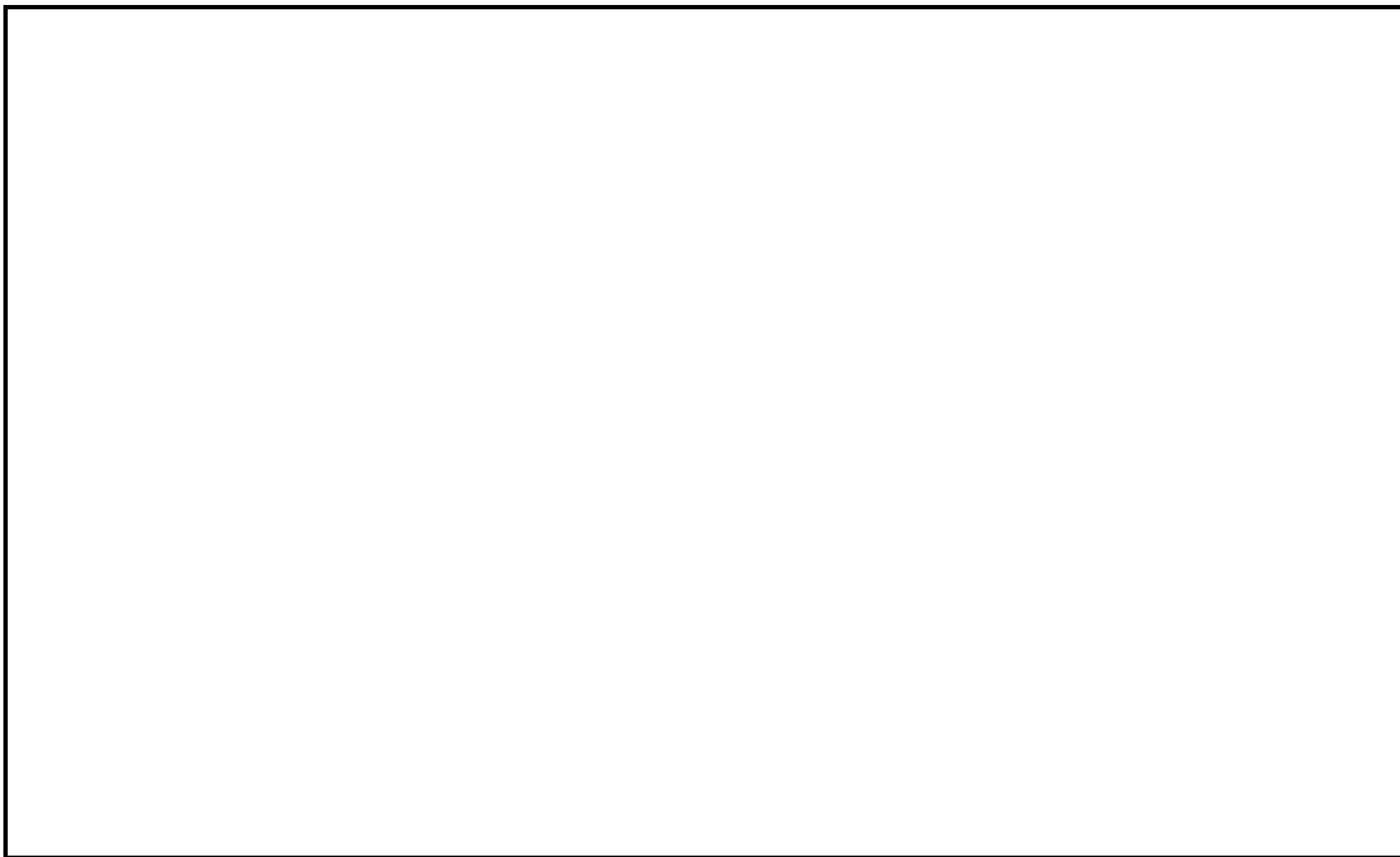
保管場所：可搬型設備を保管している場所

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

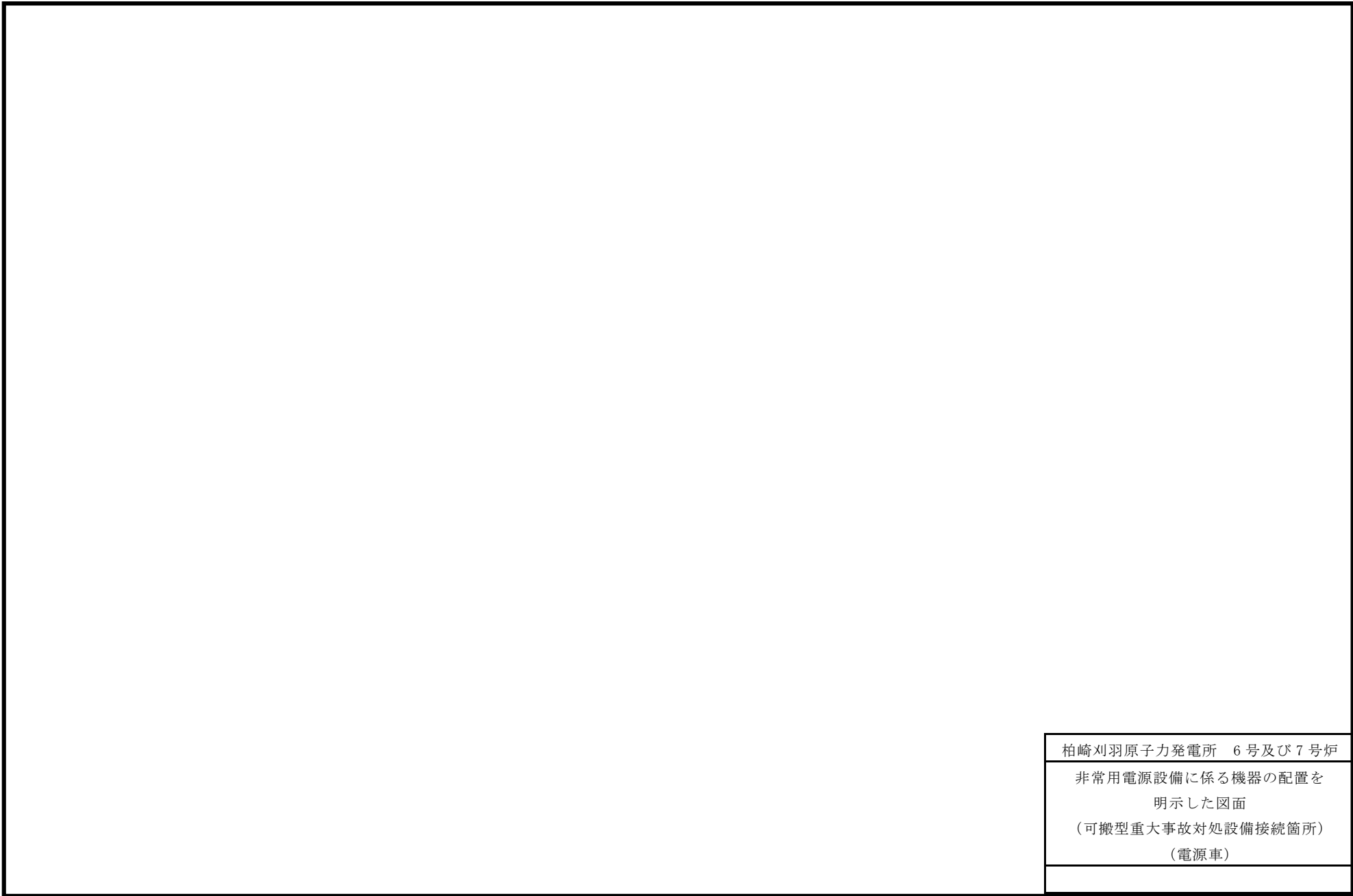
(設計基準対象施設を兼用する設備を含む)



7号炉原子炉建屋と荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の配置図

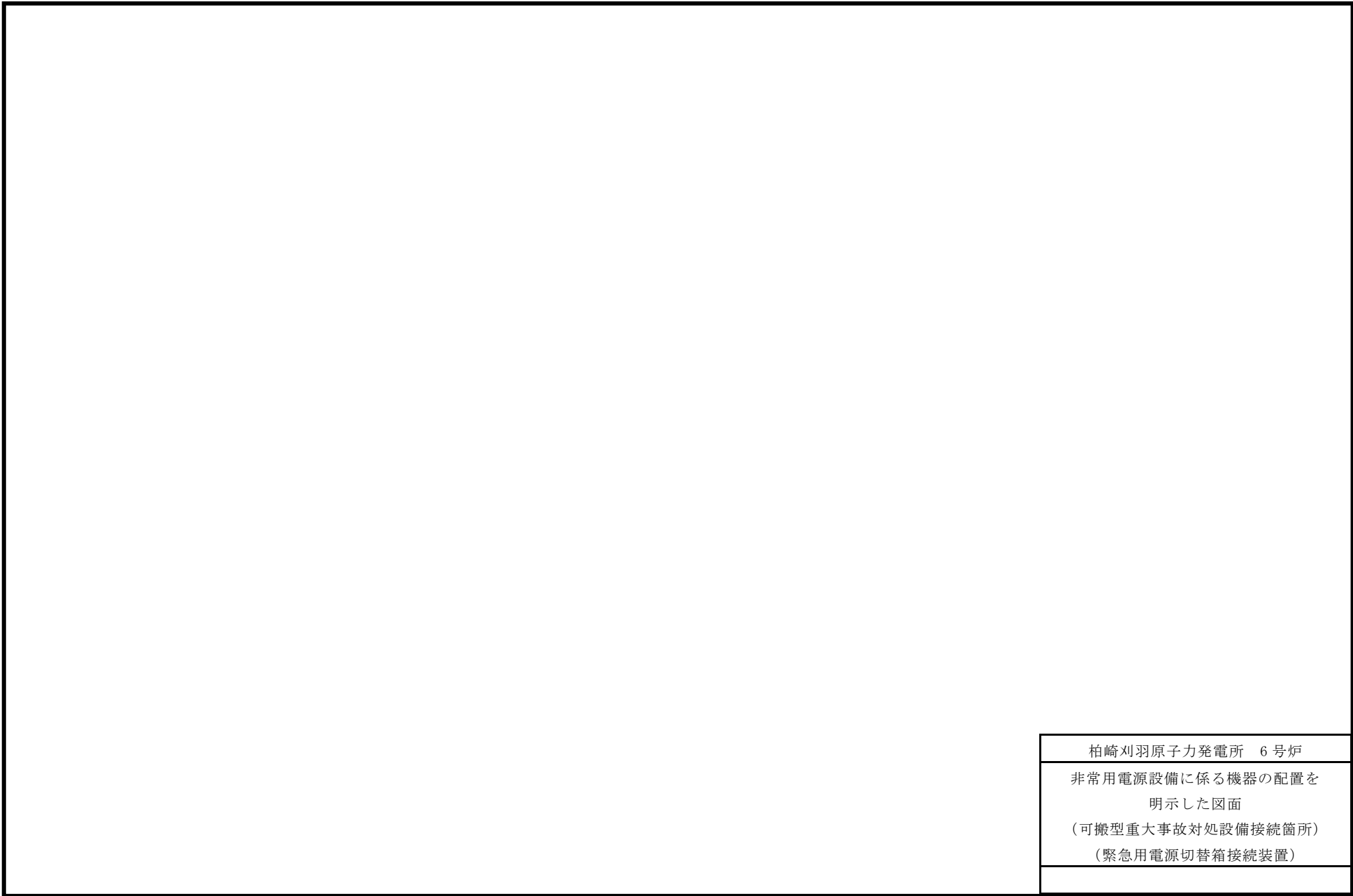
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(可搬型重大事故等対処設備保管箇所  
・設置箇所)  
(電源車)

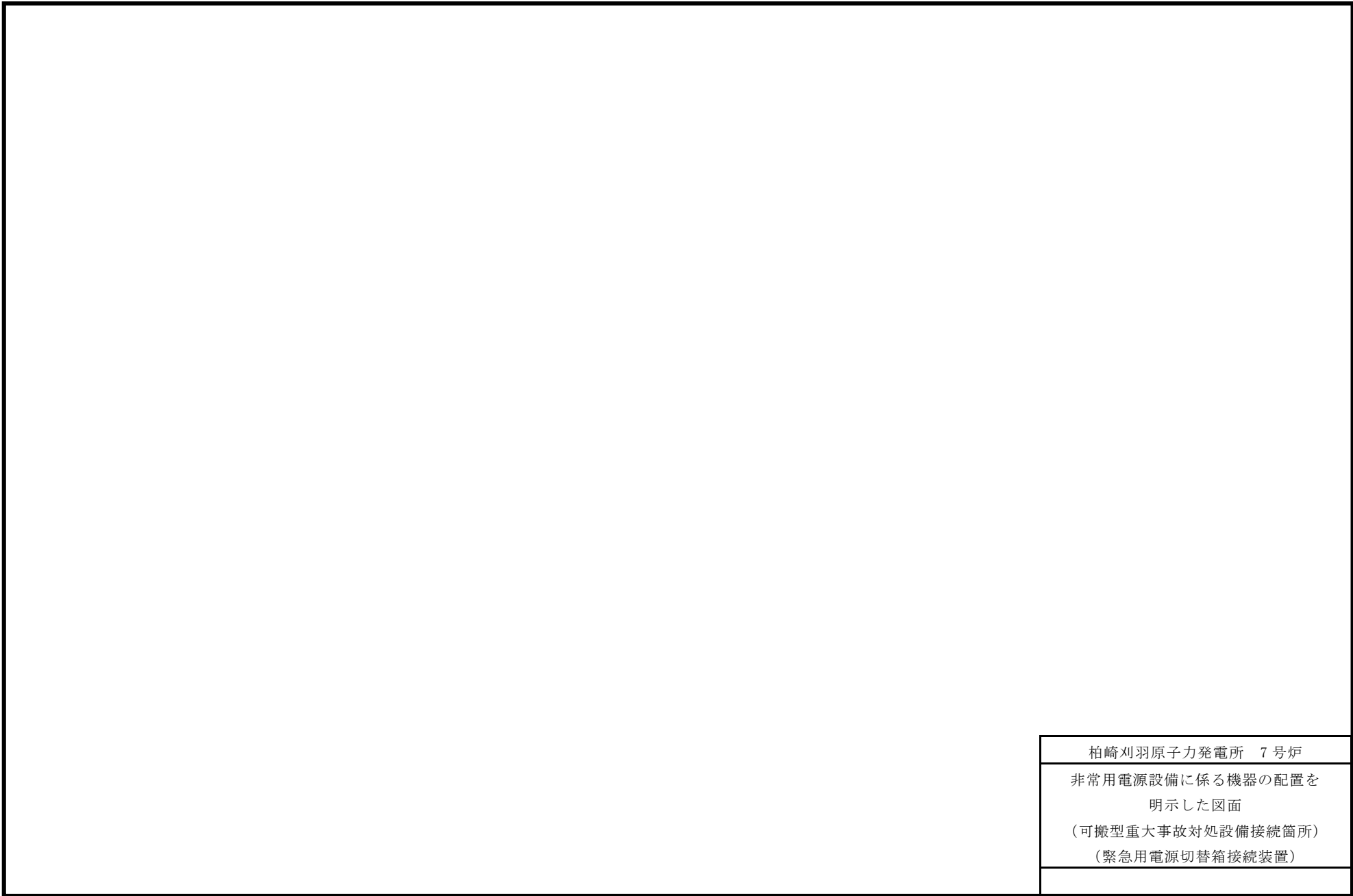


柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故対処設備接続箇所) (電源車)

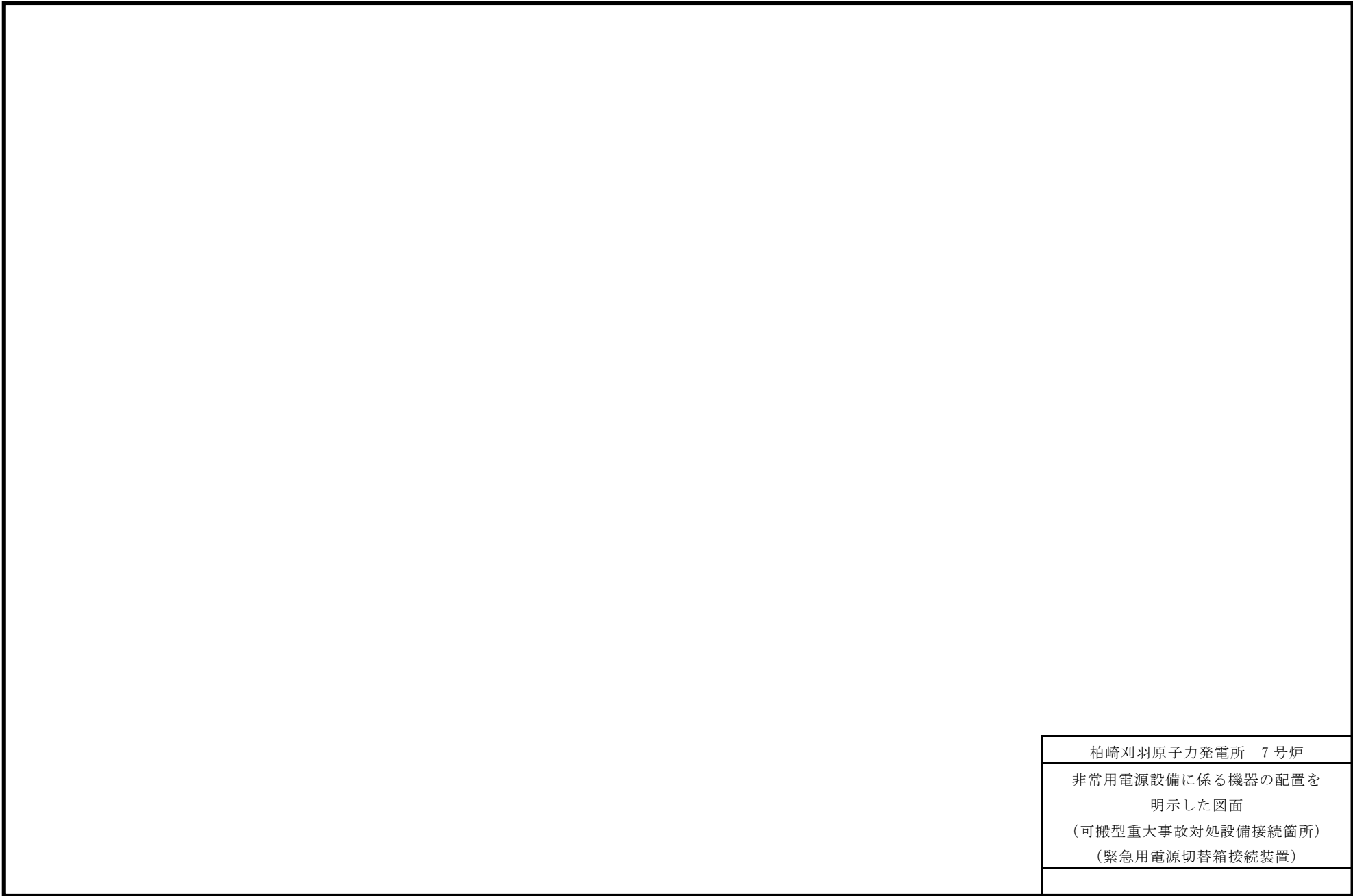




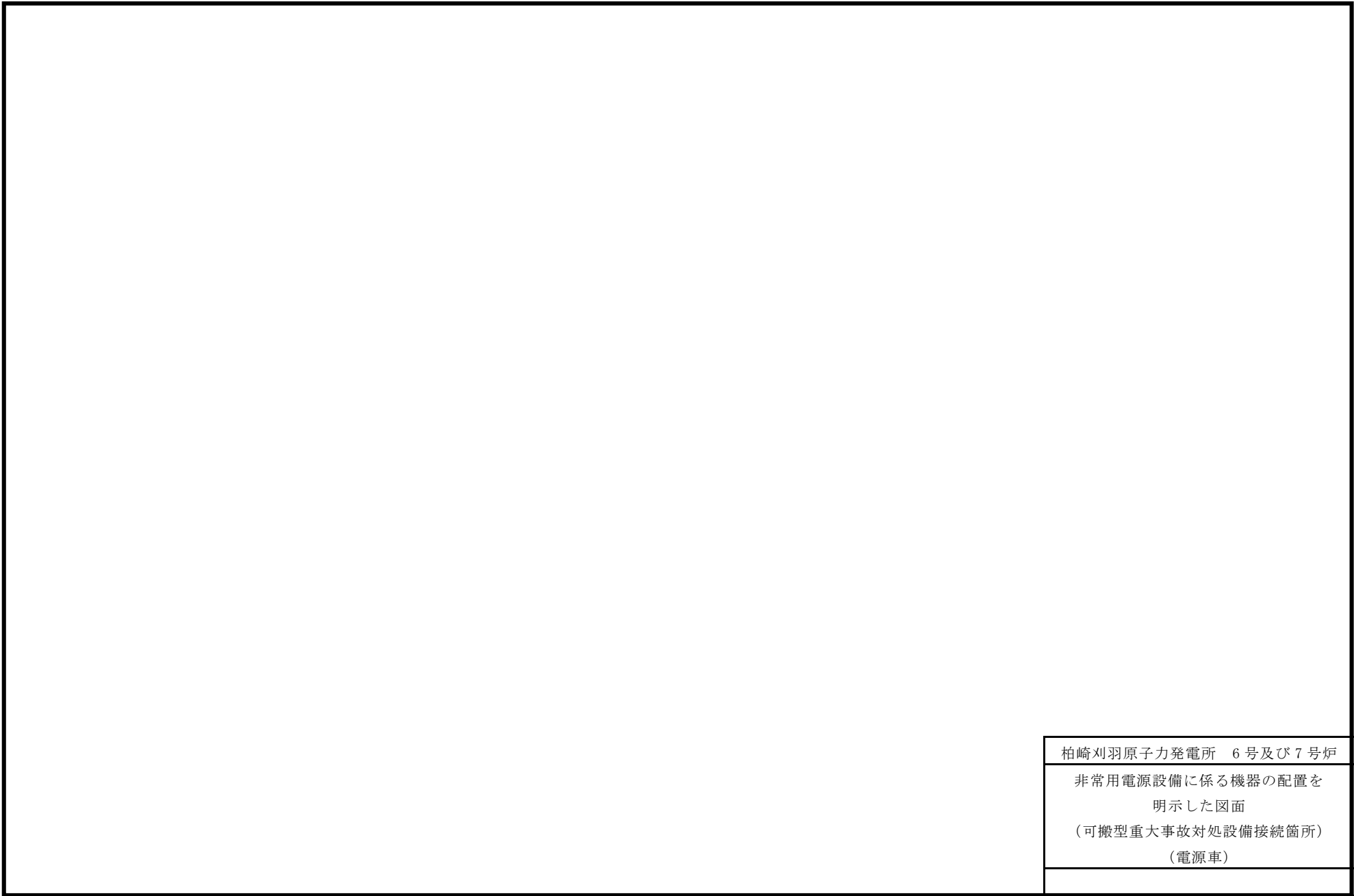
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故対処設備接続箇所) (緊急用電源切替箱接続装置)



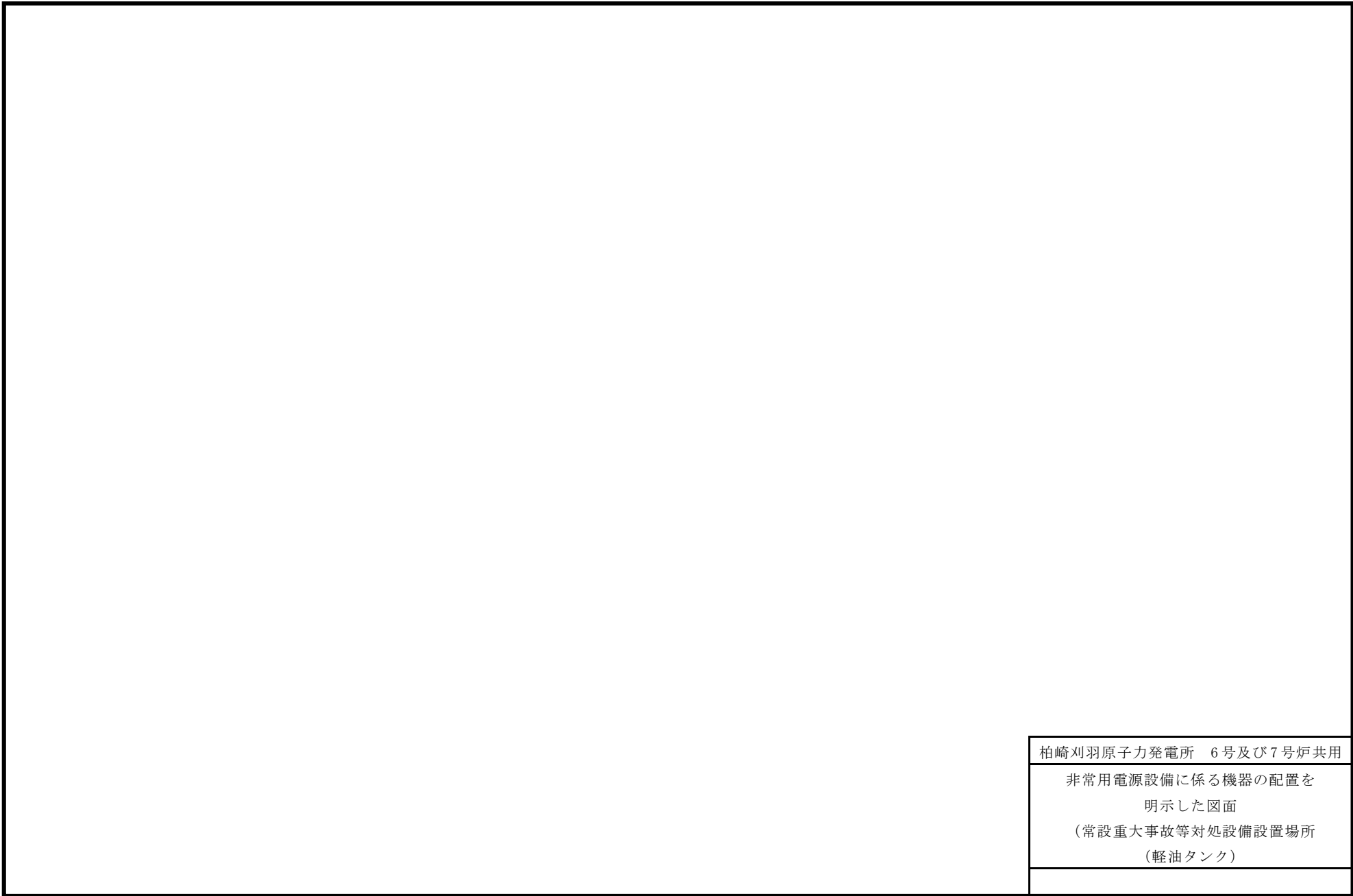
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故対処設備接続箇所) (緊急用電源切替箱接続装置)



柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故対処設備接続箇所) (緊急用電源切替箱接続装置)



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故対処設備接続箇所) (電源車)



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所 (軽油タンク))

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

非常用電源設備に係る機器の配置を

明示した図面

(可搬型重大事故等対処設備

保管箇所・設置場所)

(タンクローリ (4kL))

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(可搬型重大事故等対処設備設置場所)  
(移動式変圧器)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故等対処設備設置場所) (移動式変圧器)



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面

(可搬型重大事故等対処設備

保管箇所・設置場所)

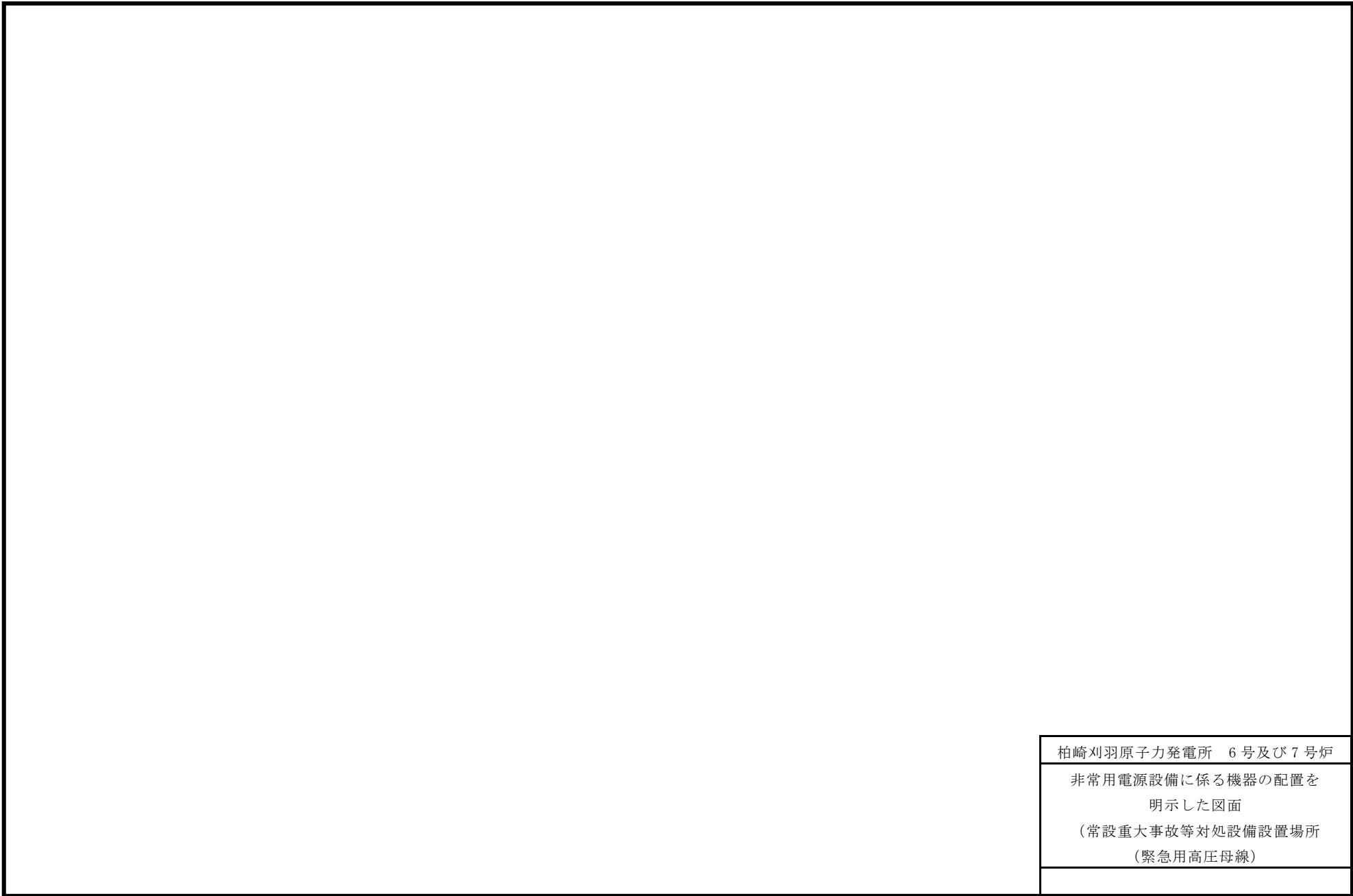
(タンクローリ (16kL))

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用  
非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(第一ガスタービン発電機)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(第二ガスタービン発電機)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (緊急用断路器)



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所 (緊急用高圧母線))

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(燃料設備)  
(第一ガスタービン発電機用燃料タンク)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(燃料設備)  
(第二ガスタービン発電機用燃料タンク)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

非常用電源設備に係る機器の配置を

明示した図面

(常設重大事故等対処設備設置場所)

(燃料設備)

(第一ガスタービン発電機用

燃料移送ポンプ)



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉共用

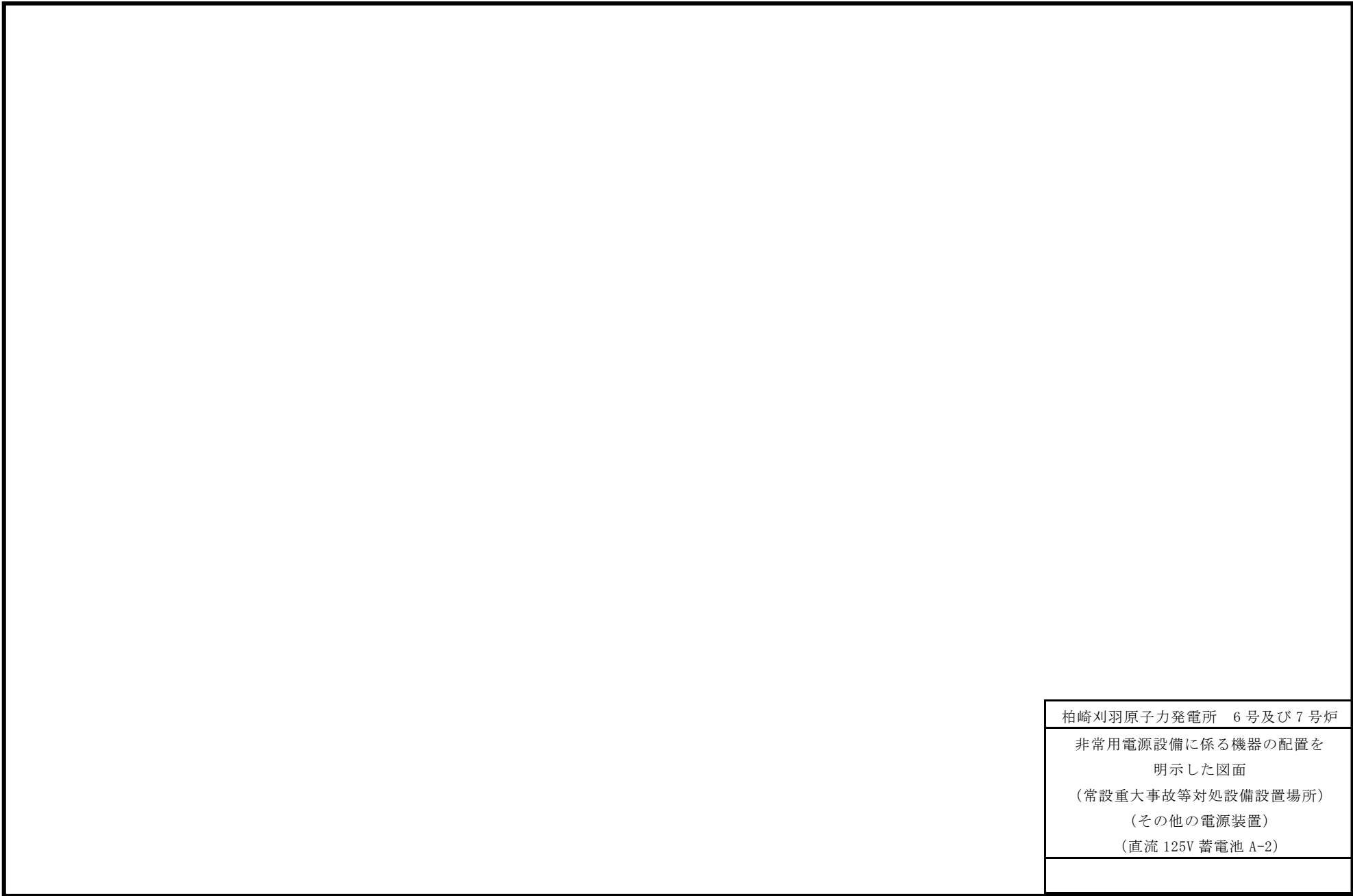
非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(燃料設備)  
(第二ガスタービン発電機用  
燃料移送ポンプ)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(その他の電源装置)  
(直流 125V 蓄電池 A)

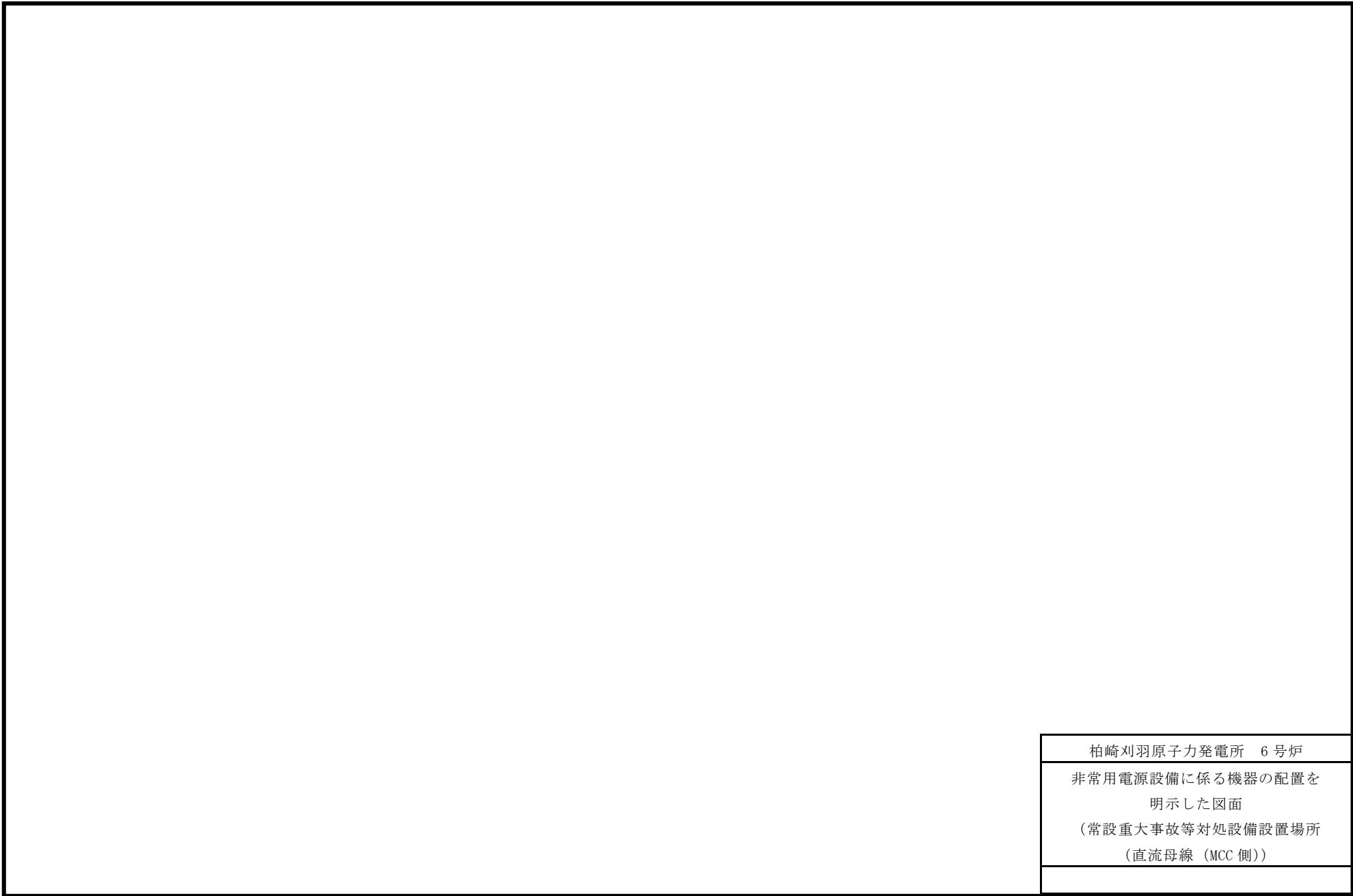
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(その他の電源装置)  
(直流 125V 充電器 A)



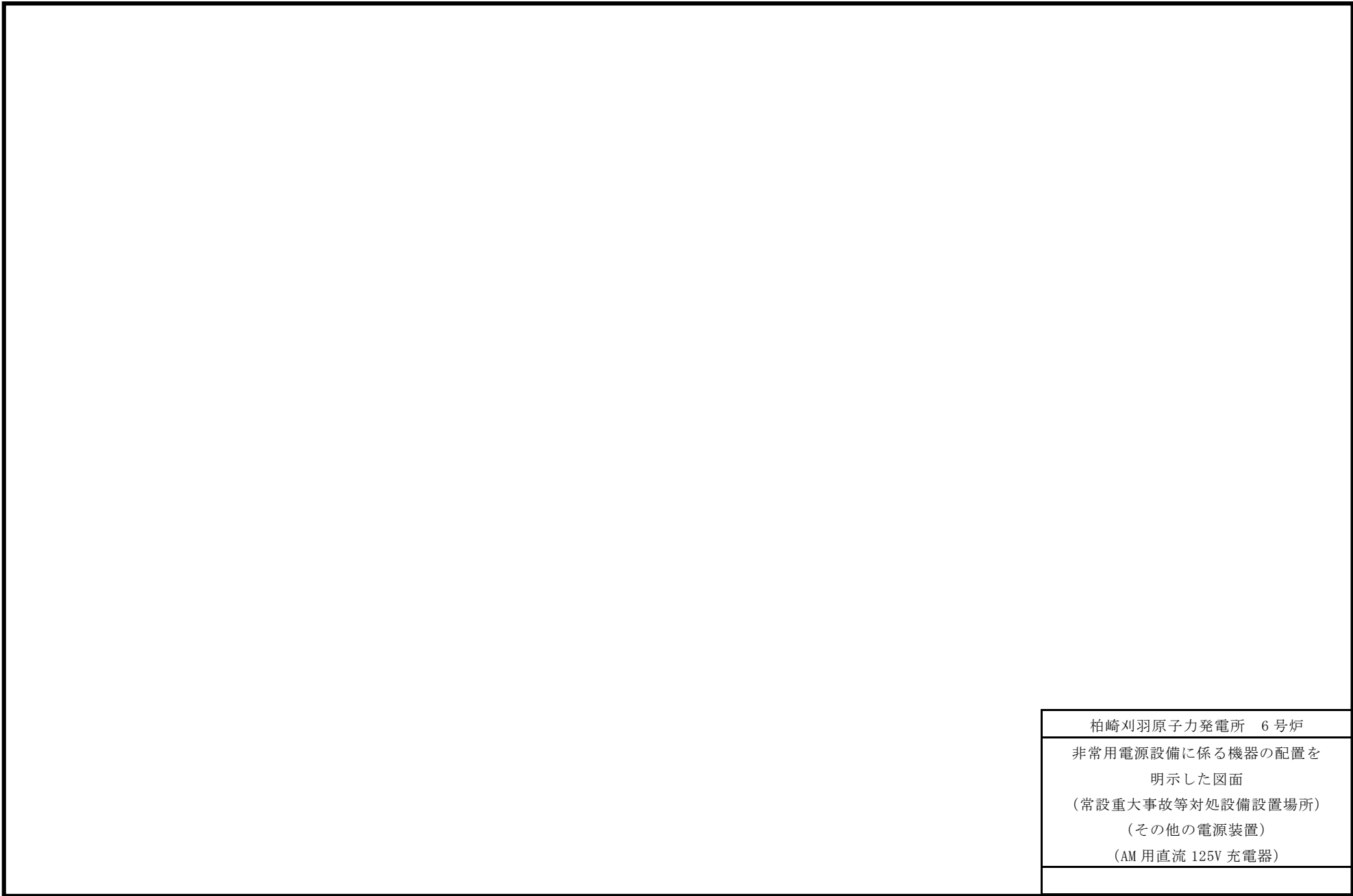
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (その他の電源装置) (直流 125V 蓄電池 A-2)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉  
非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(その他の電源装置)  
(AM用直流125V蓄電池)



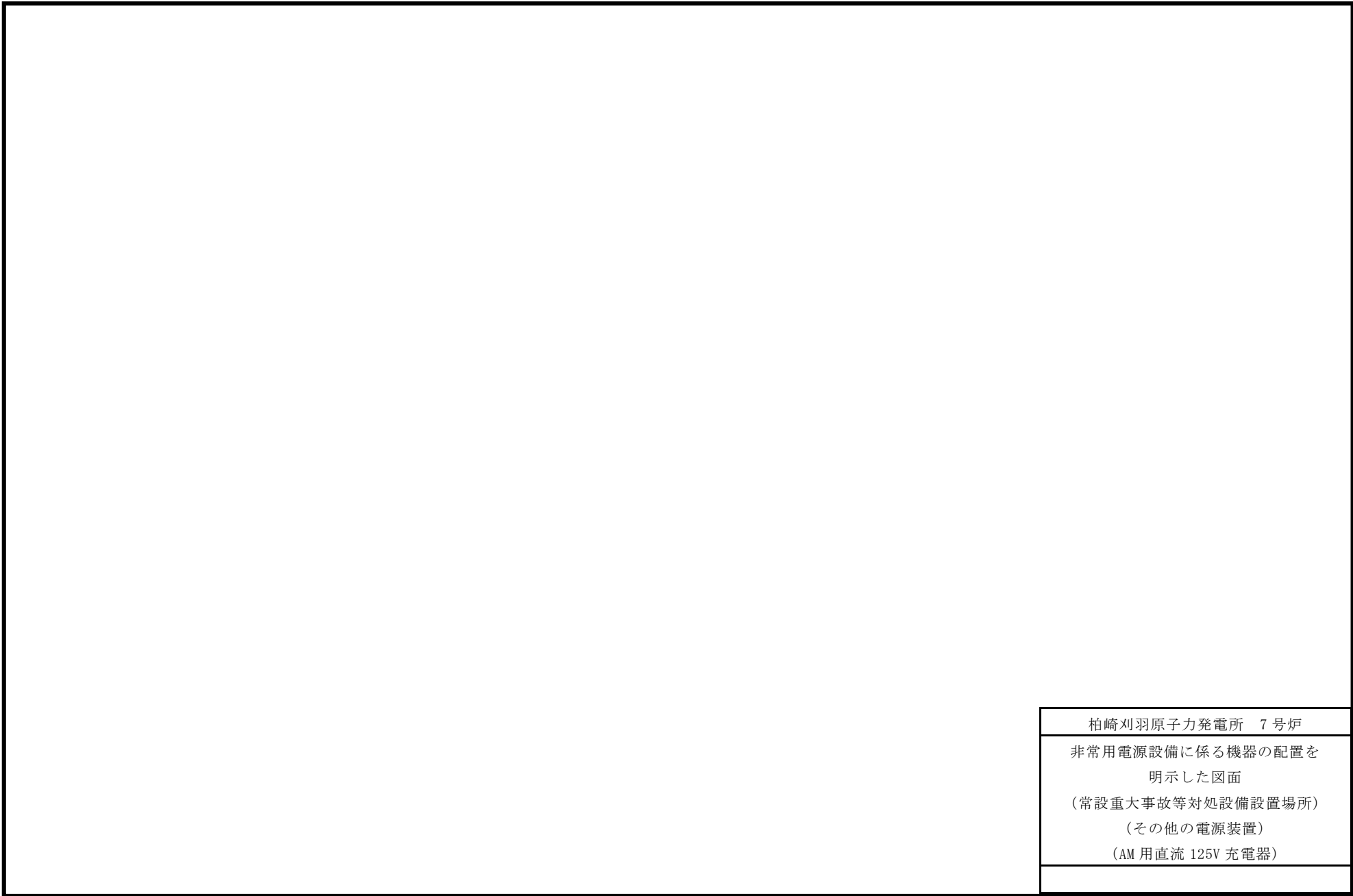
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所 (直流母線 (MCC側)))

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所 (6号炉直流母線(分電盤側)) (7号炉直流母線))



柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (その他の電源装置) (AM用直流 125V 充電器)

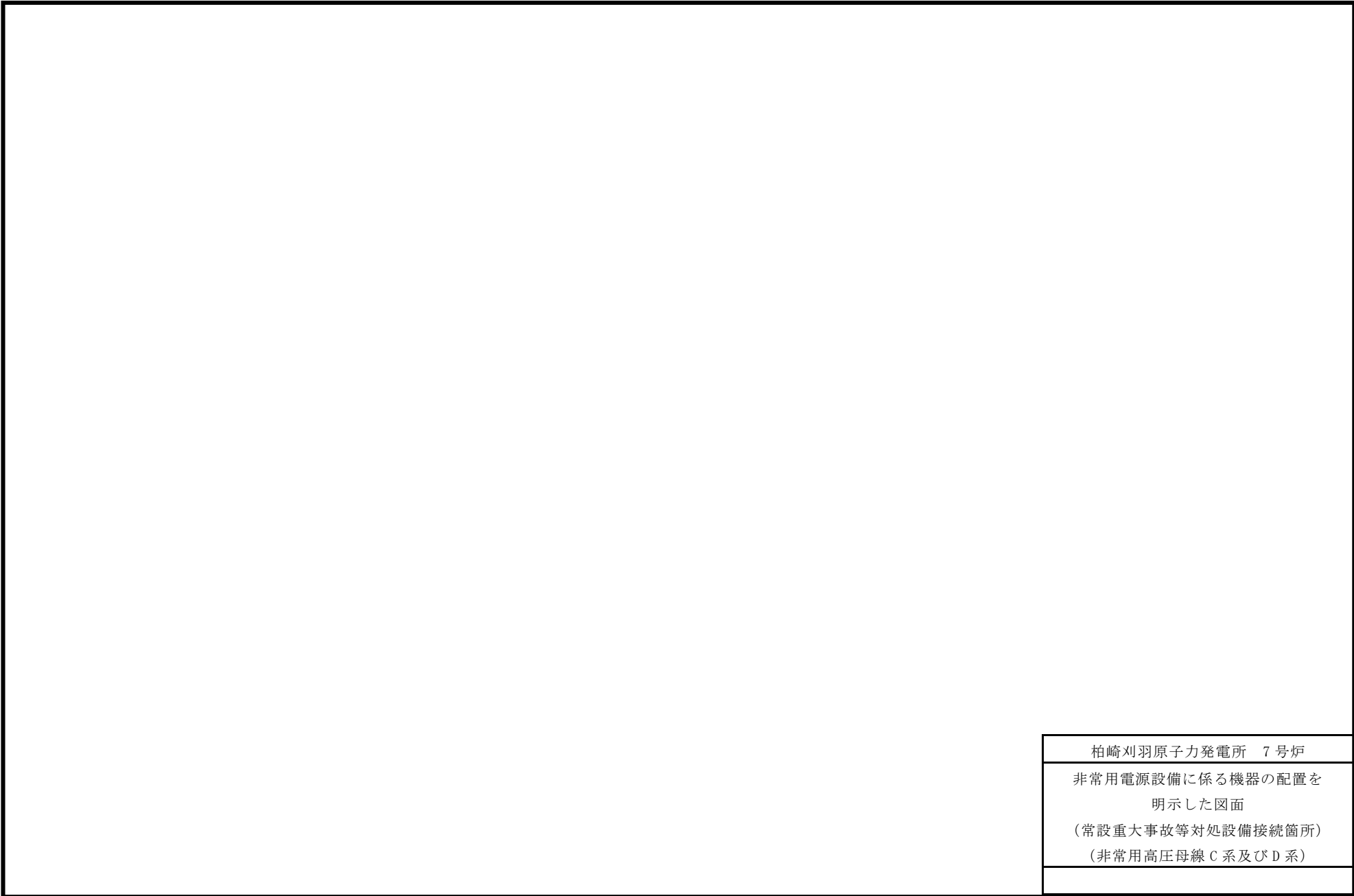




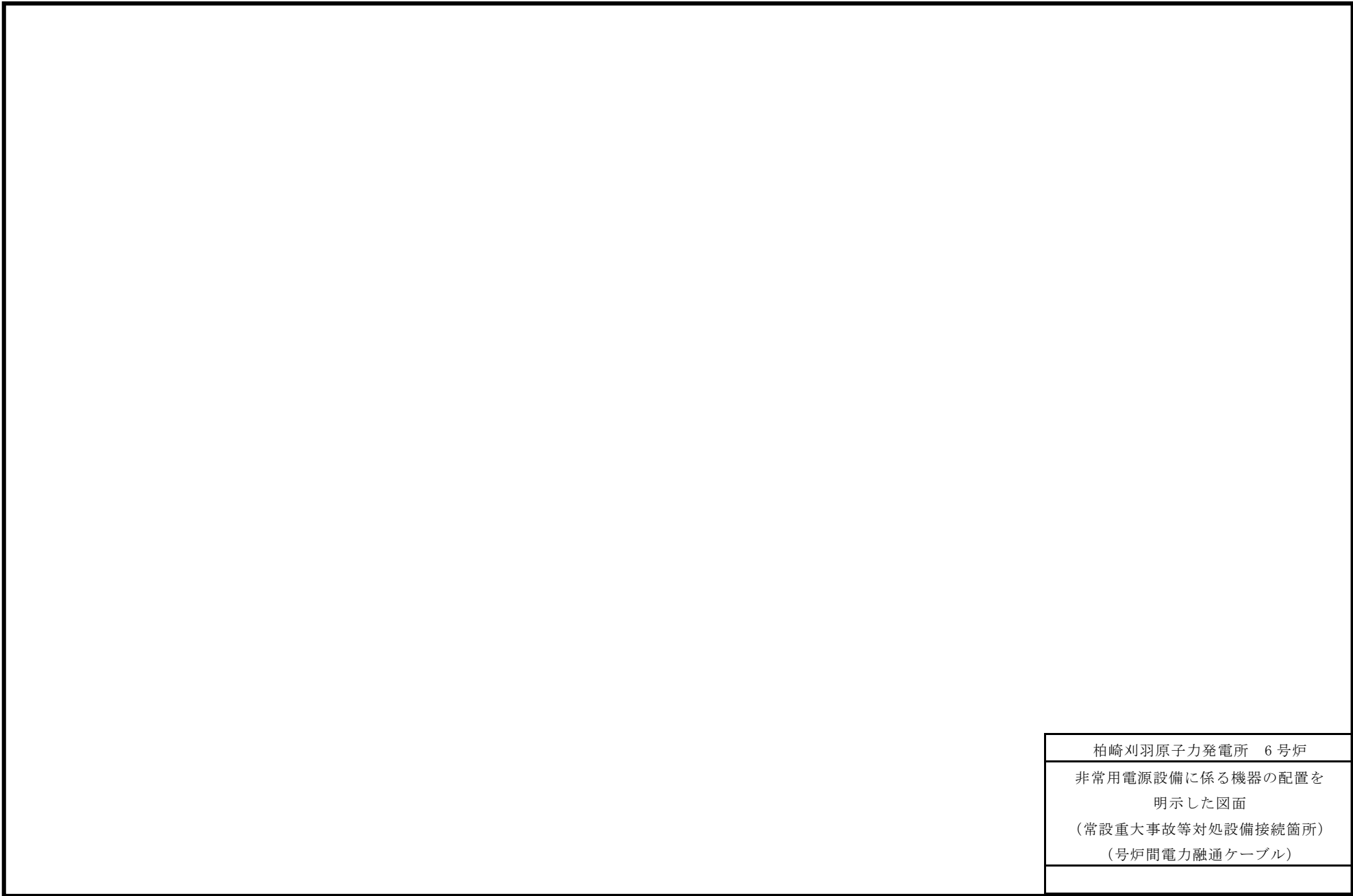
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (その他の電源装置) (AM用直流125V充電器)

柏崎刈羽原子力発電所 6号炉

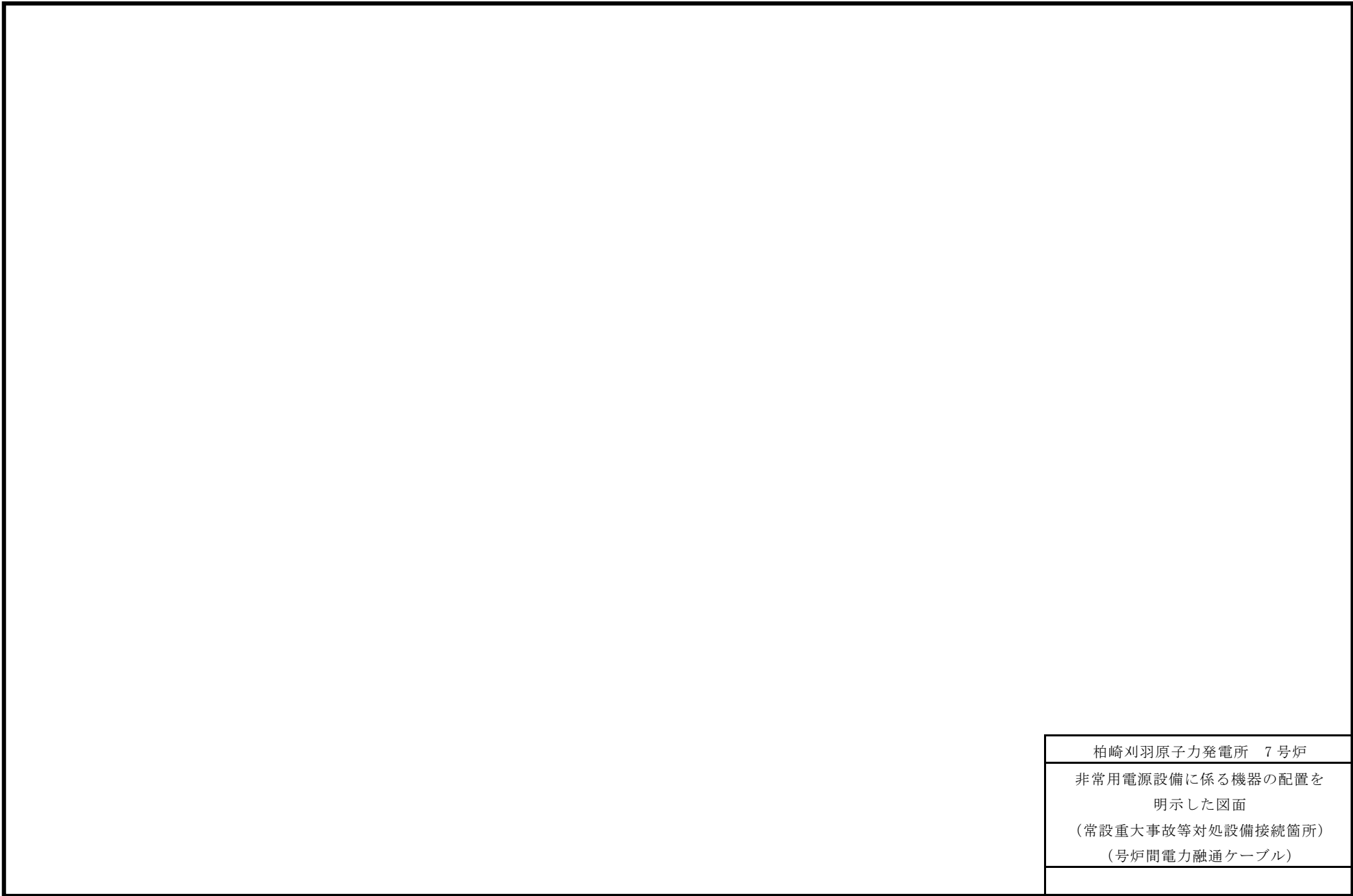
非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備接続箇所)  
(非常用高圧母線C系及びD系)



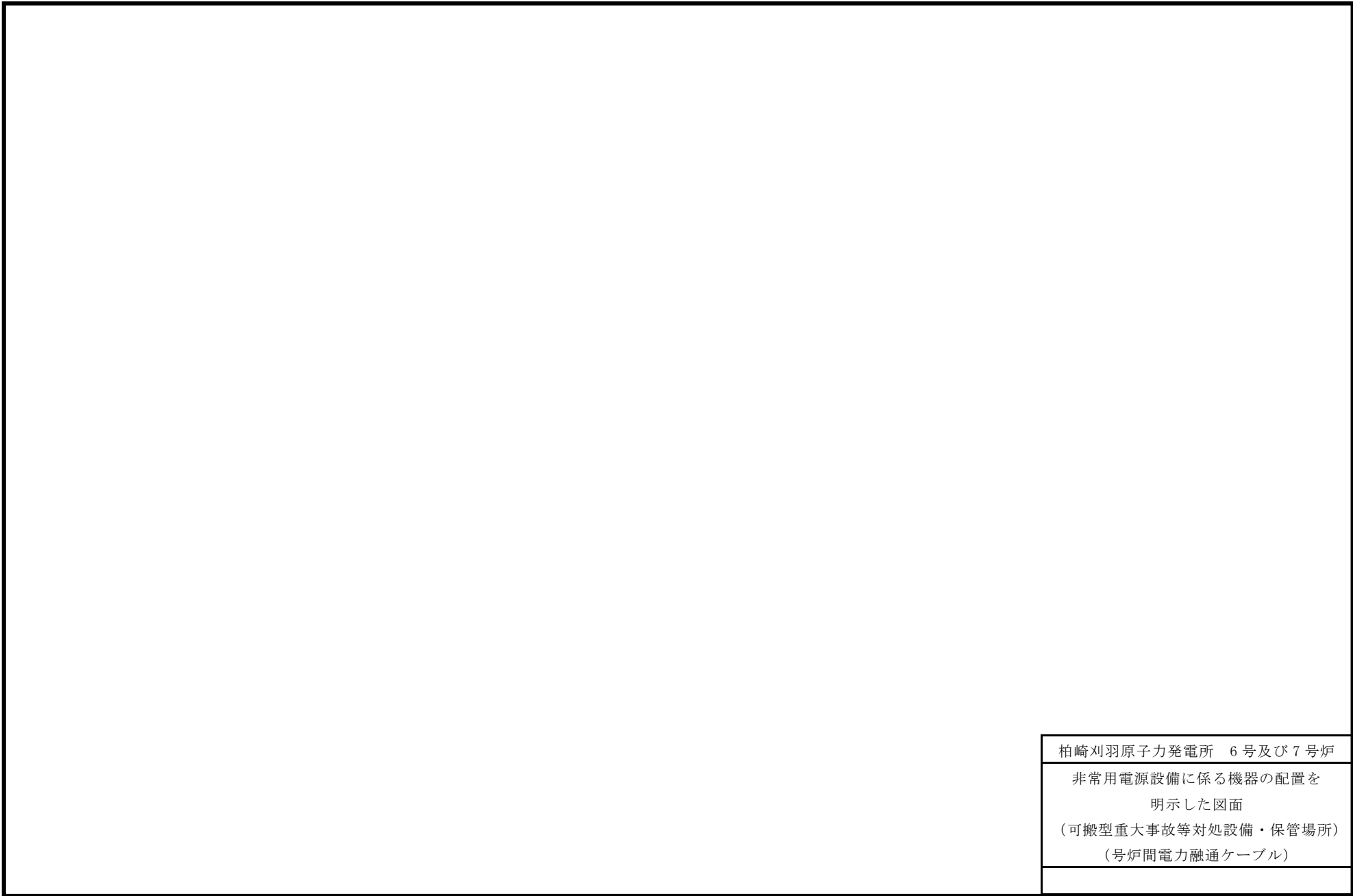
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備接続箇所) (非常用高圧母線 C系及びD系)



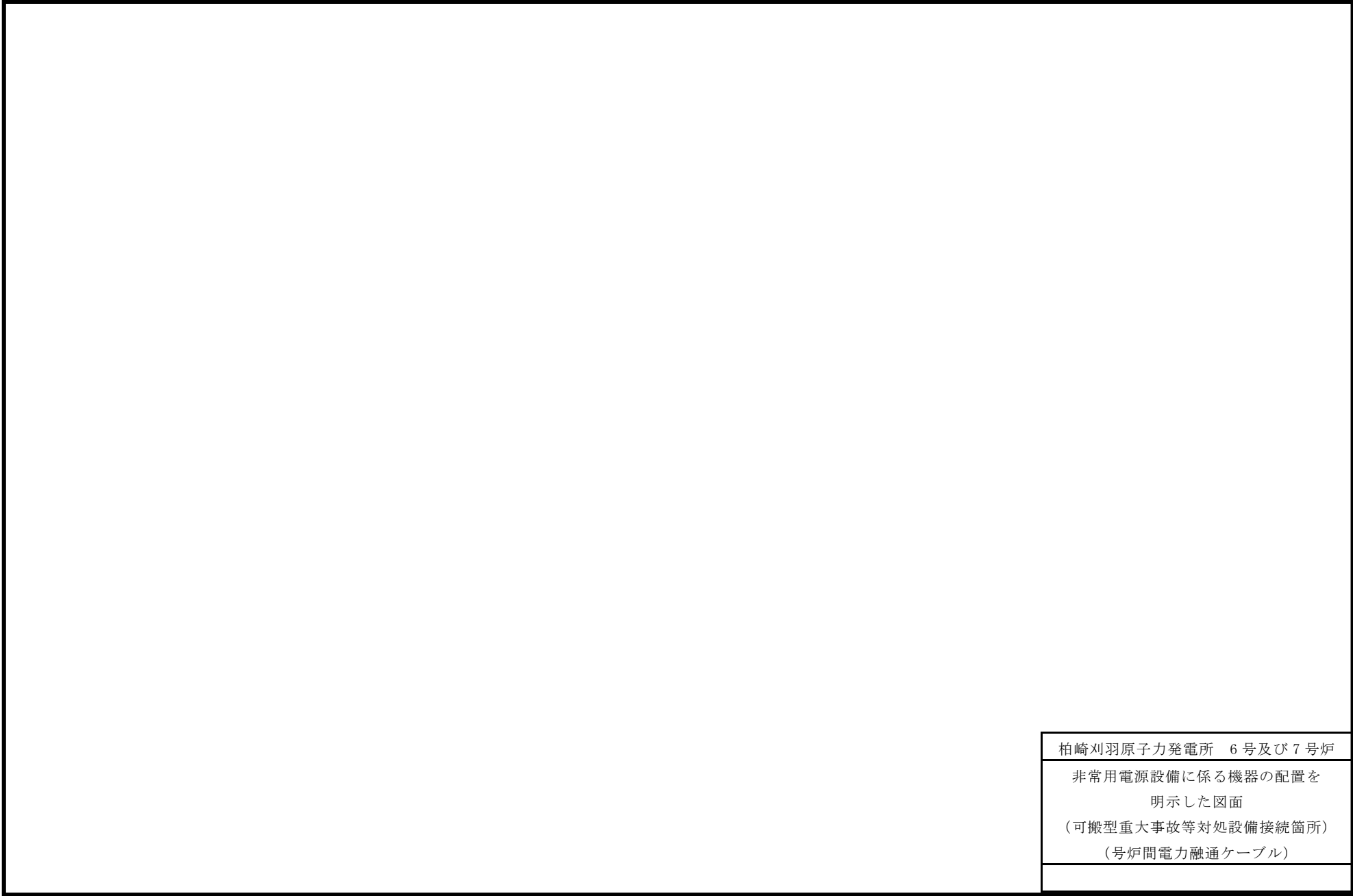
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備接続箇所) (号炉間電力融通ケーブル)



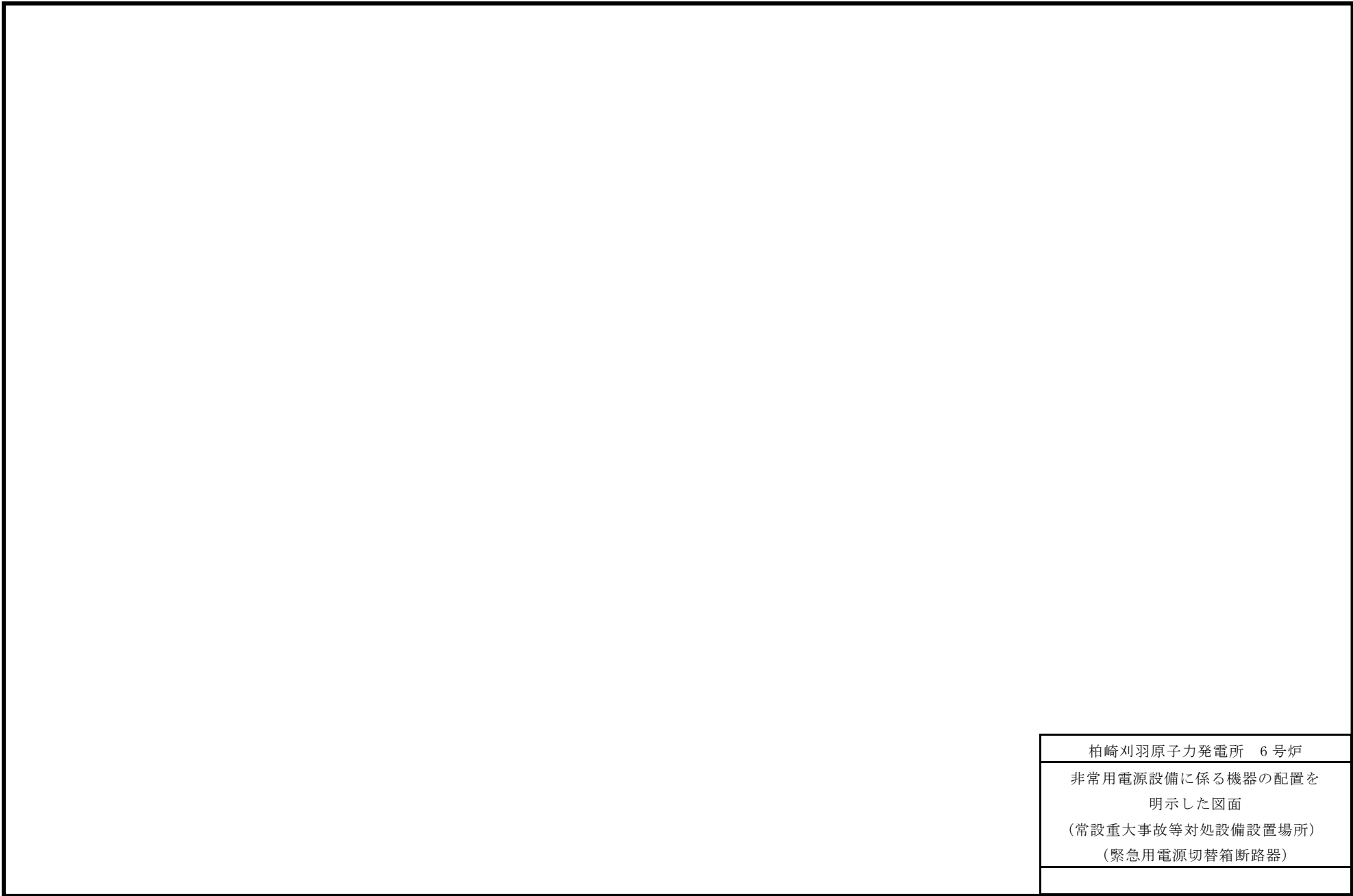
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備接続箇所) (号炉間電力融通ケーブル)



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故等対処設備・保管場所) (号炉間電力融通ケーブル)

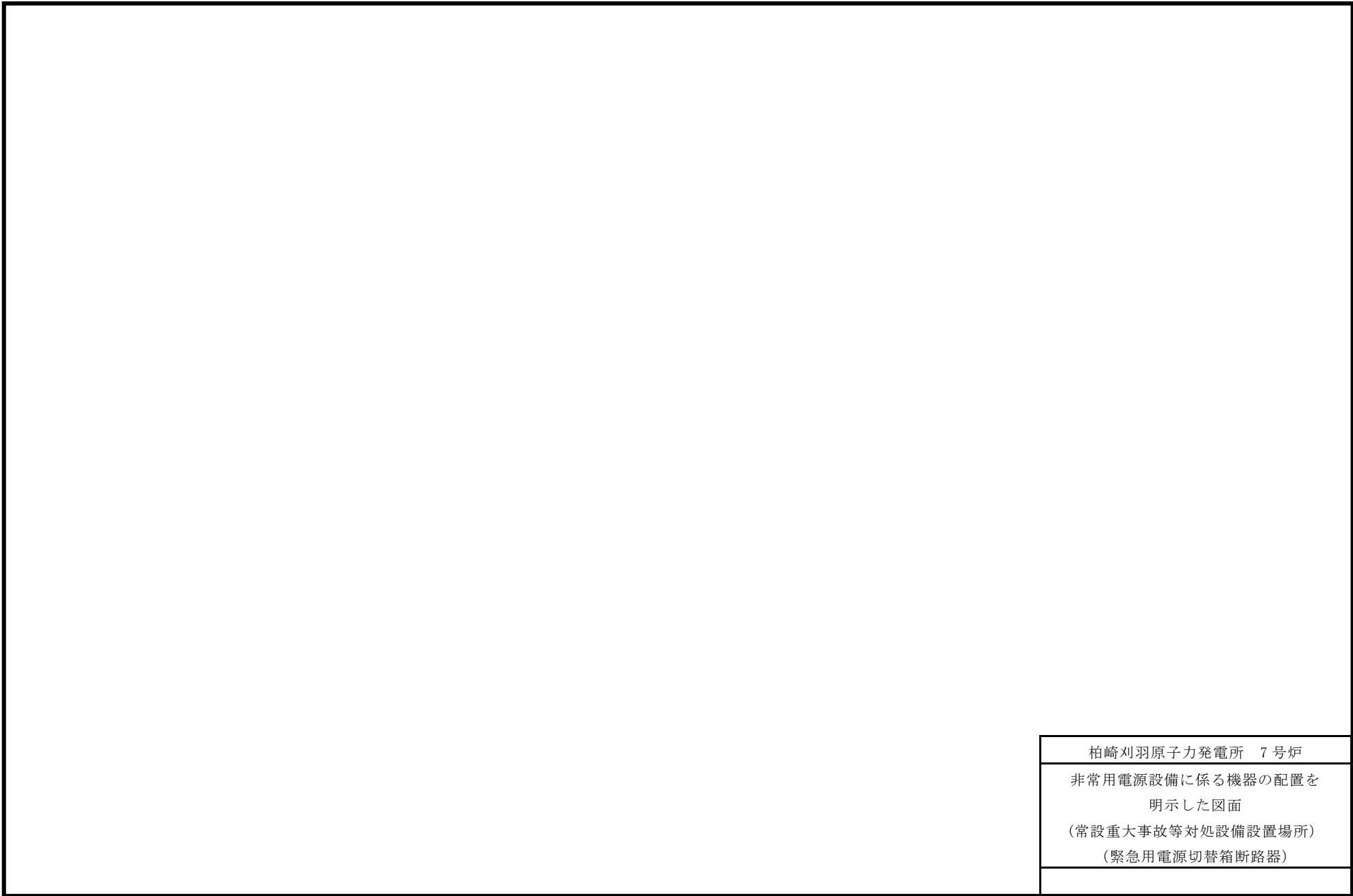


柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (可搬型重大事故等対処設備接続箇所) (号炉間電力融通ケーブル)

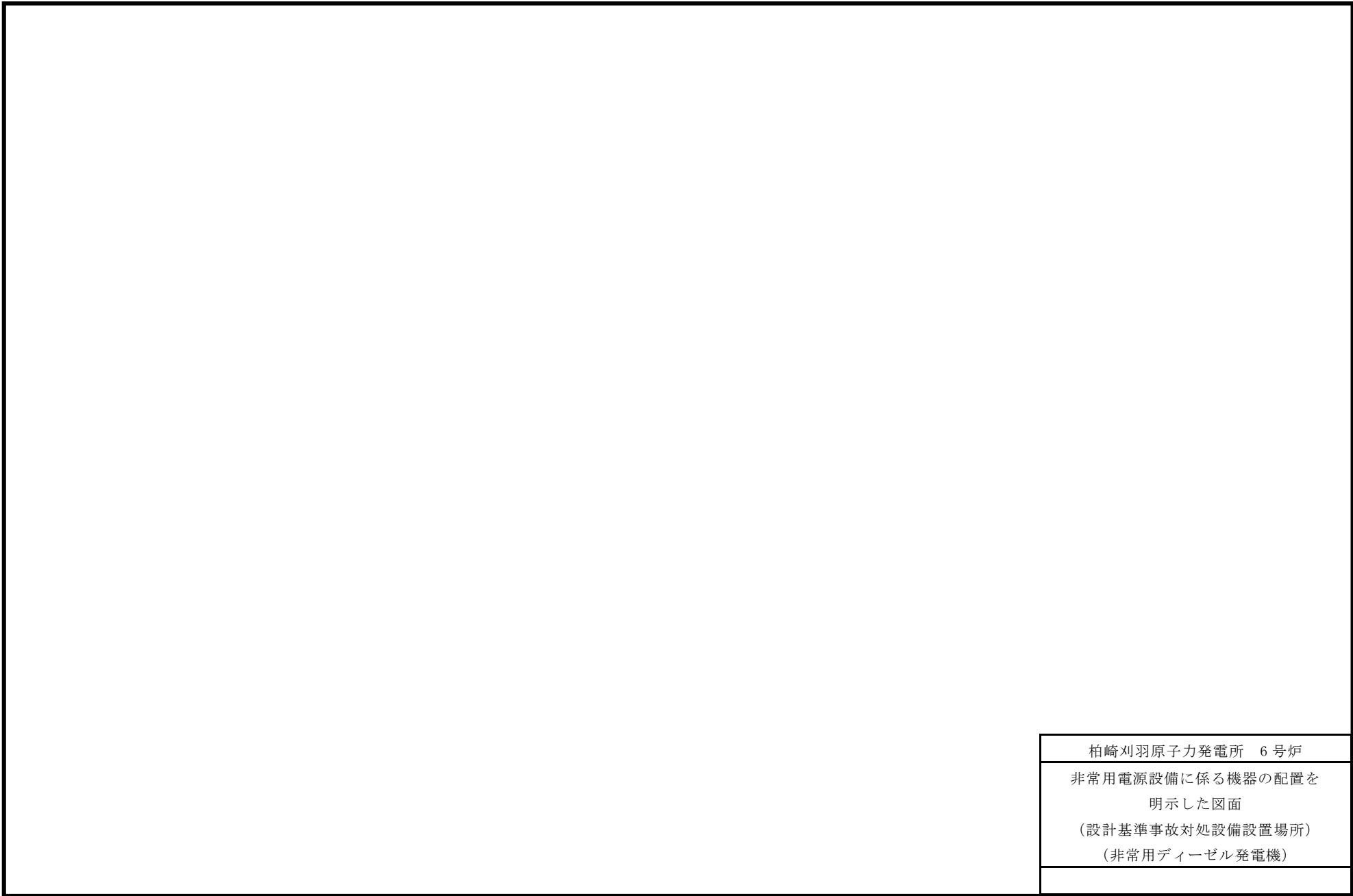


柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (緊急用電源切替箱断路器)

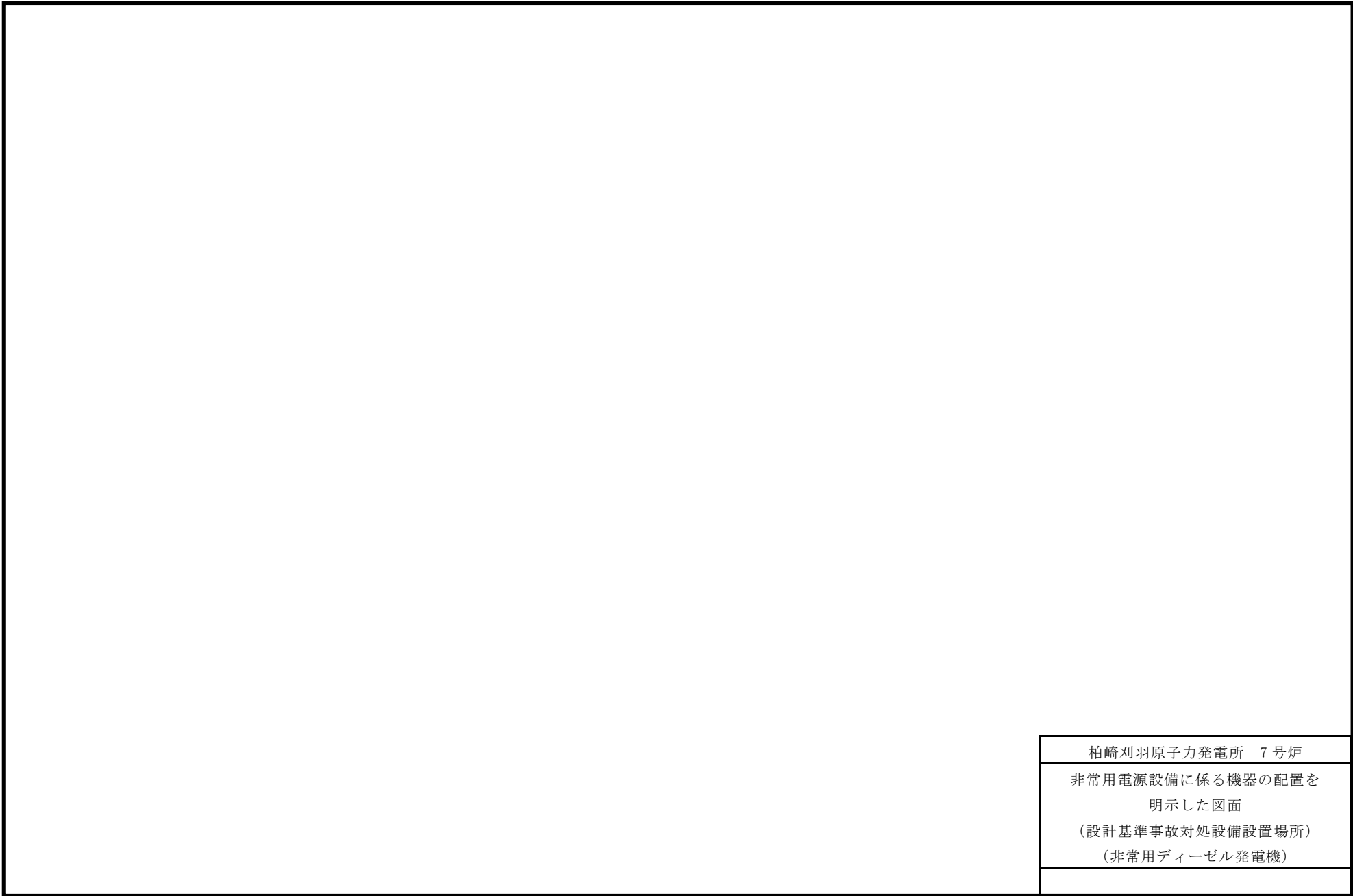




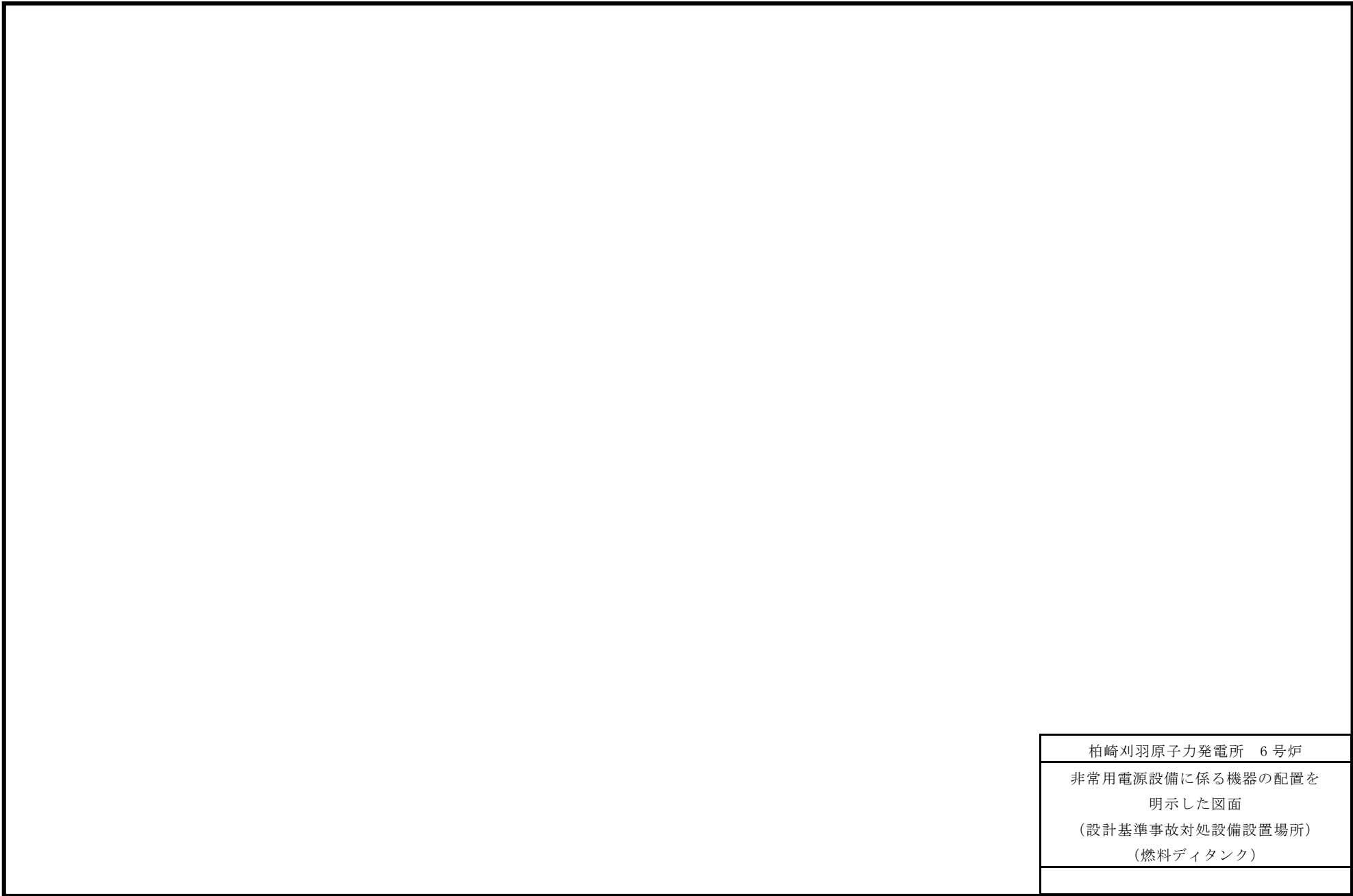
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (緊急用電源切替箱断路器)



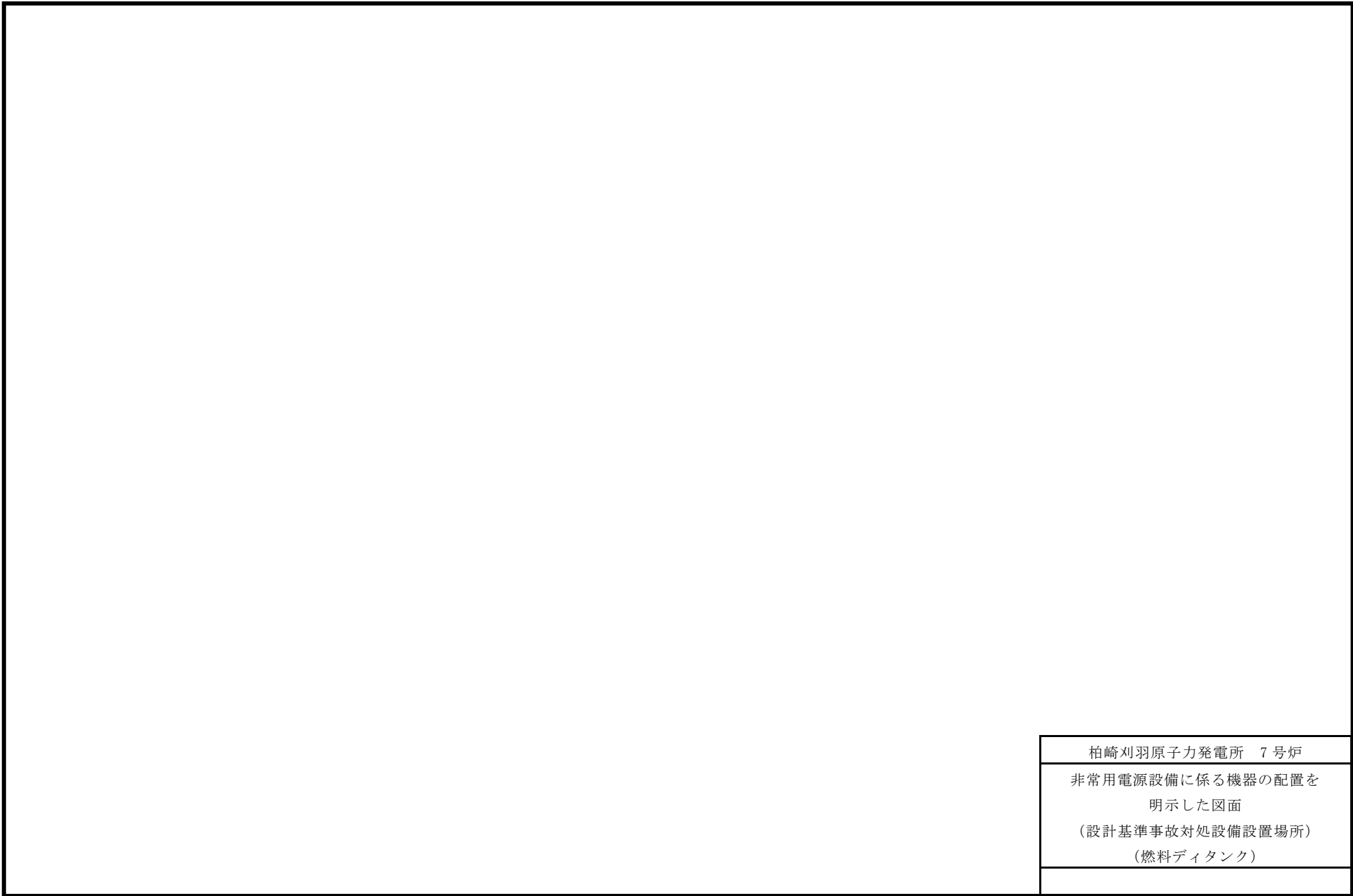
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置場所) (非常用ディーゼル発電機)



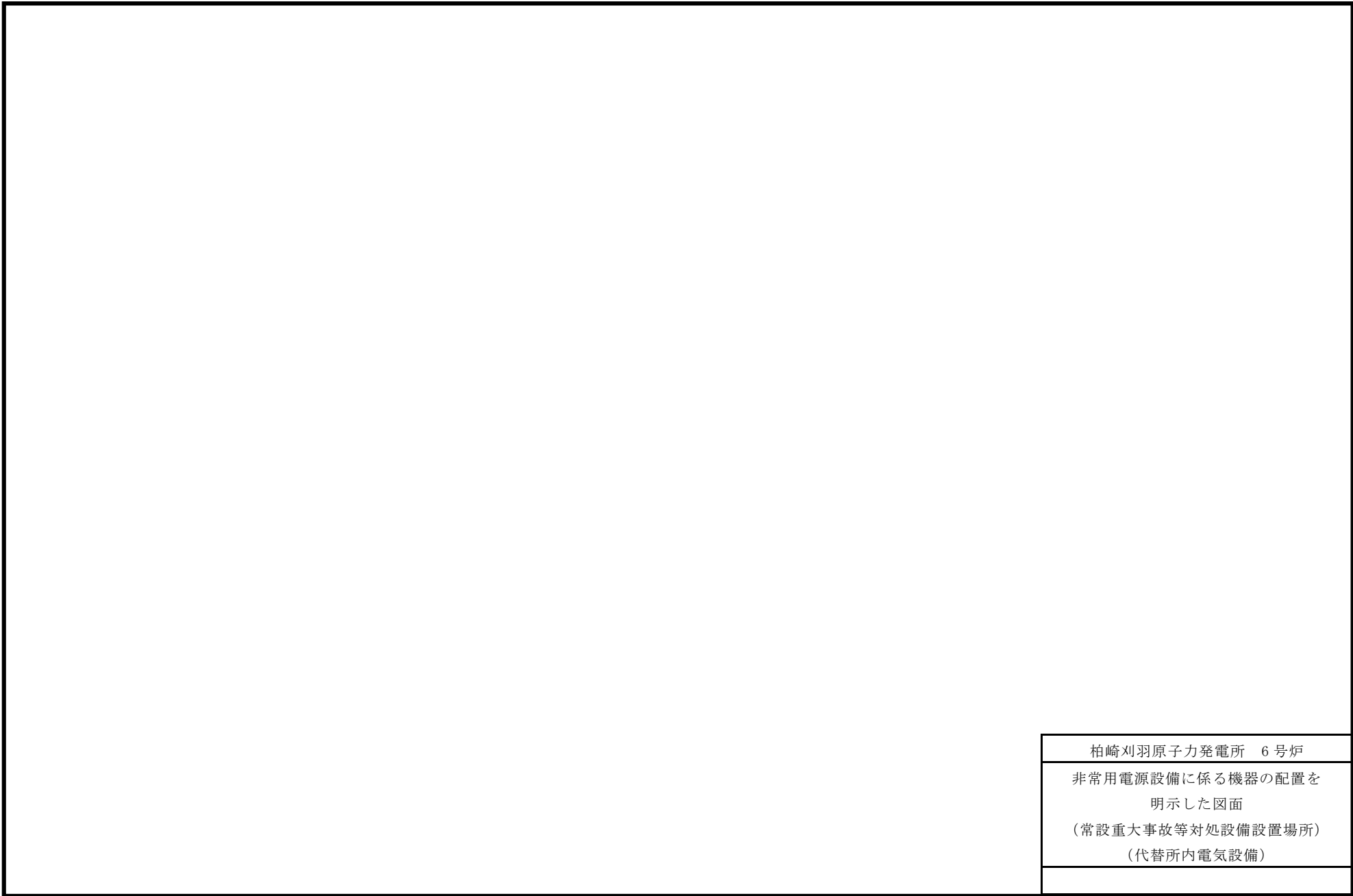
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置場所) (非常用ディーゼル発電機)



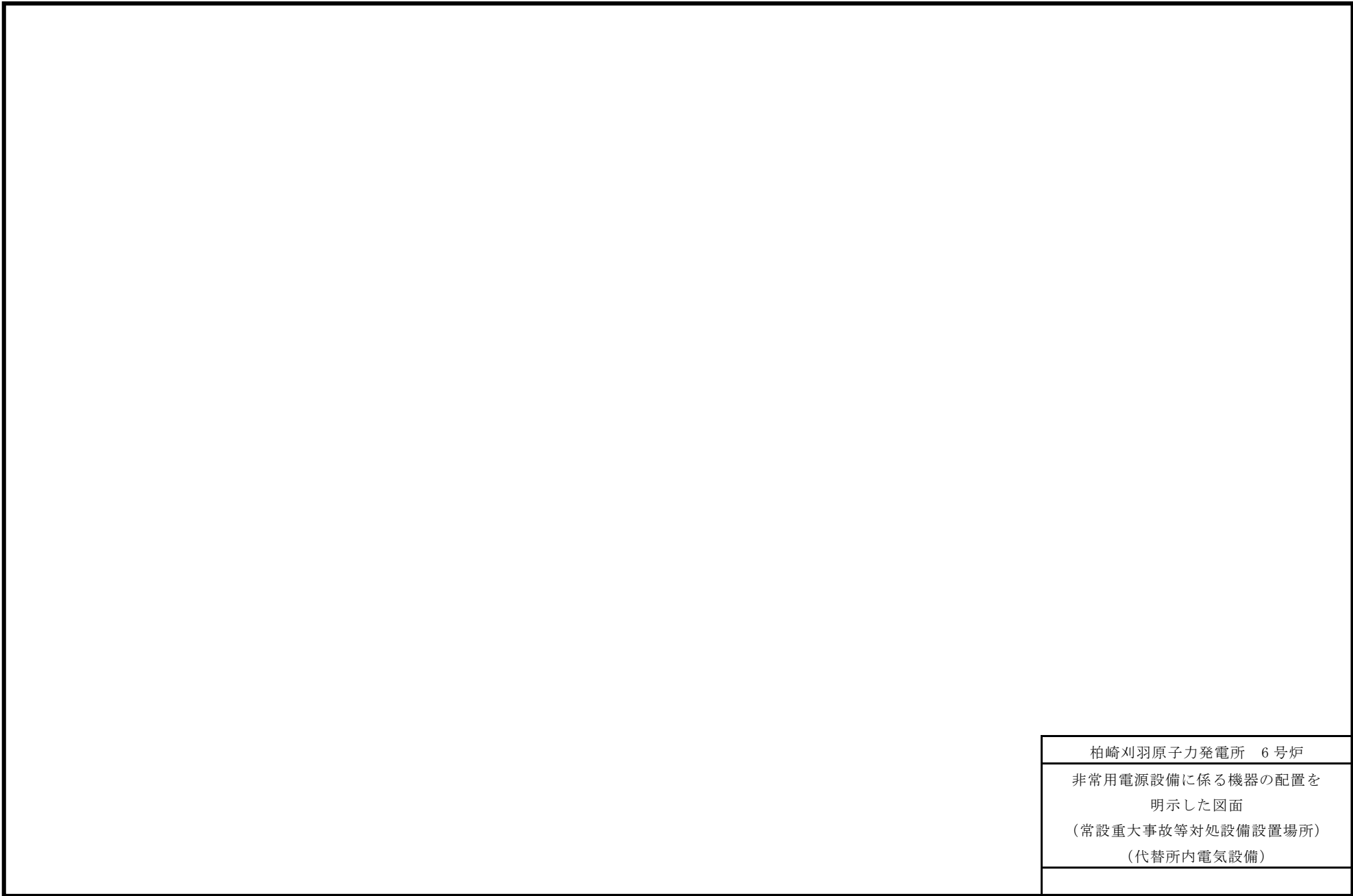
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置場所) (燃料ディタンク)



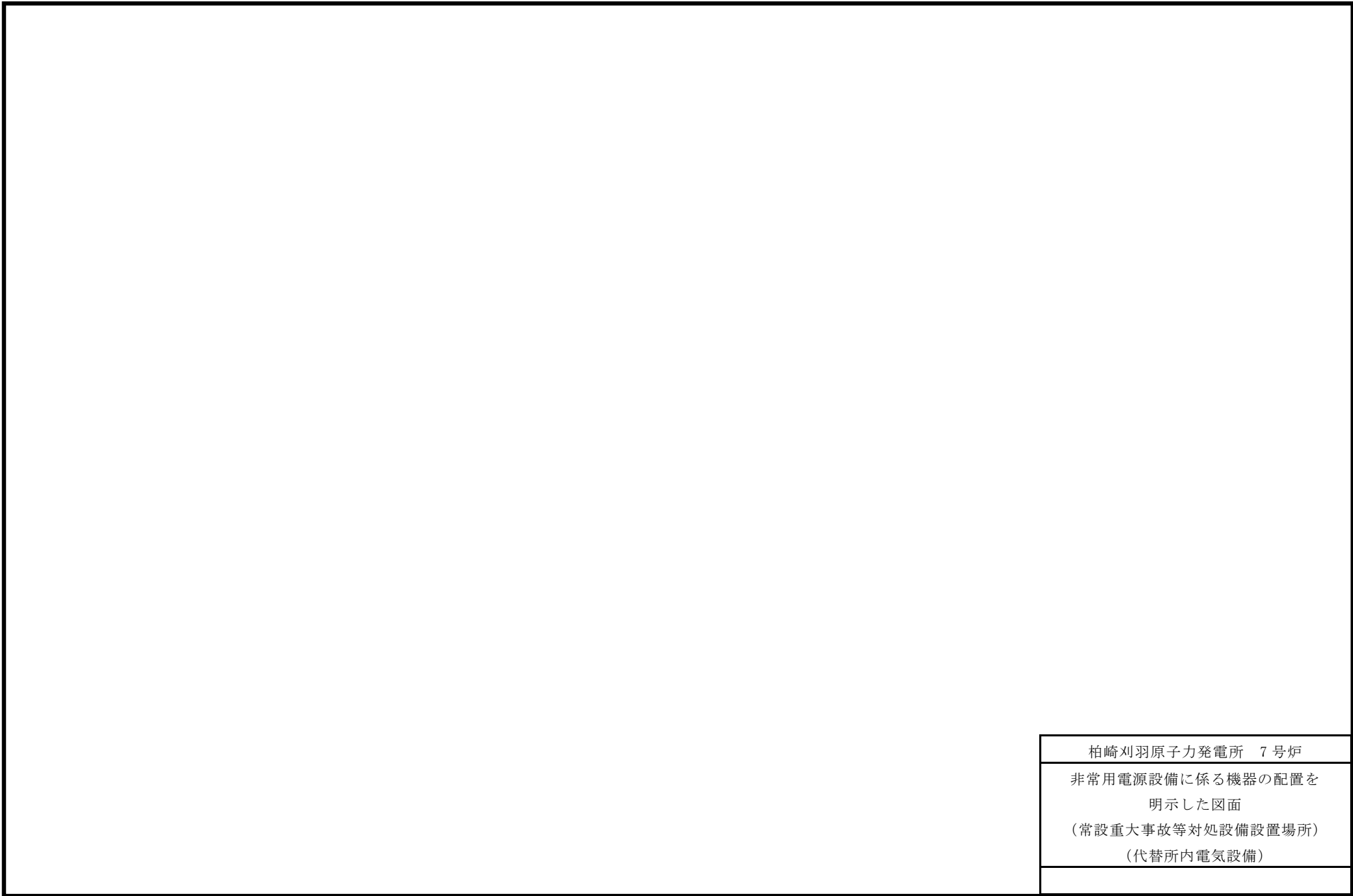
柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (設計基準事故対処設備設置場所) (燃料ディタンク)



柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電気設備)

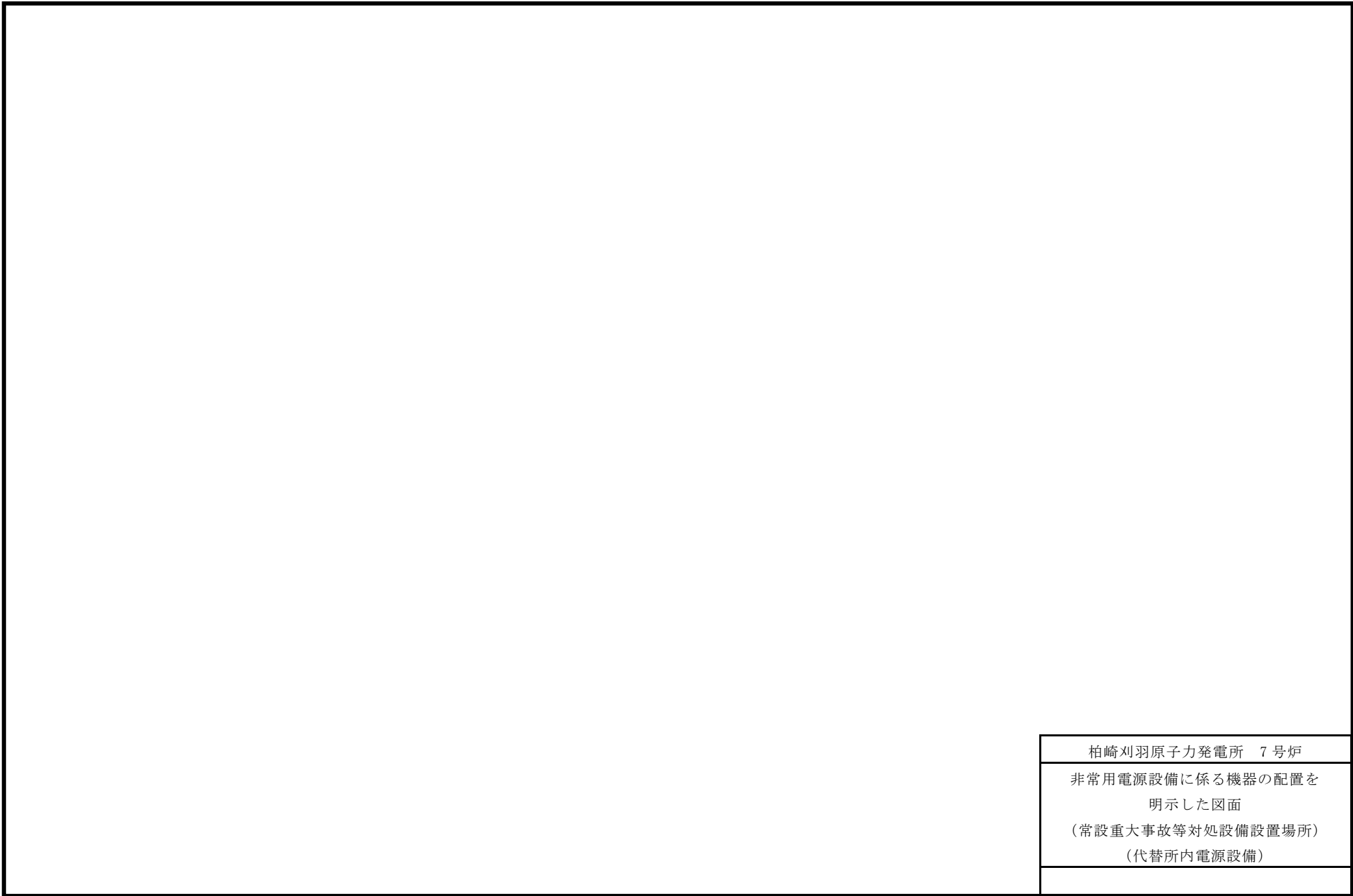


柏崎刈羽原子力発電所 6号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電気設備)



柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電気設備)



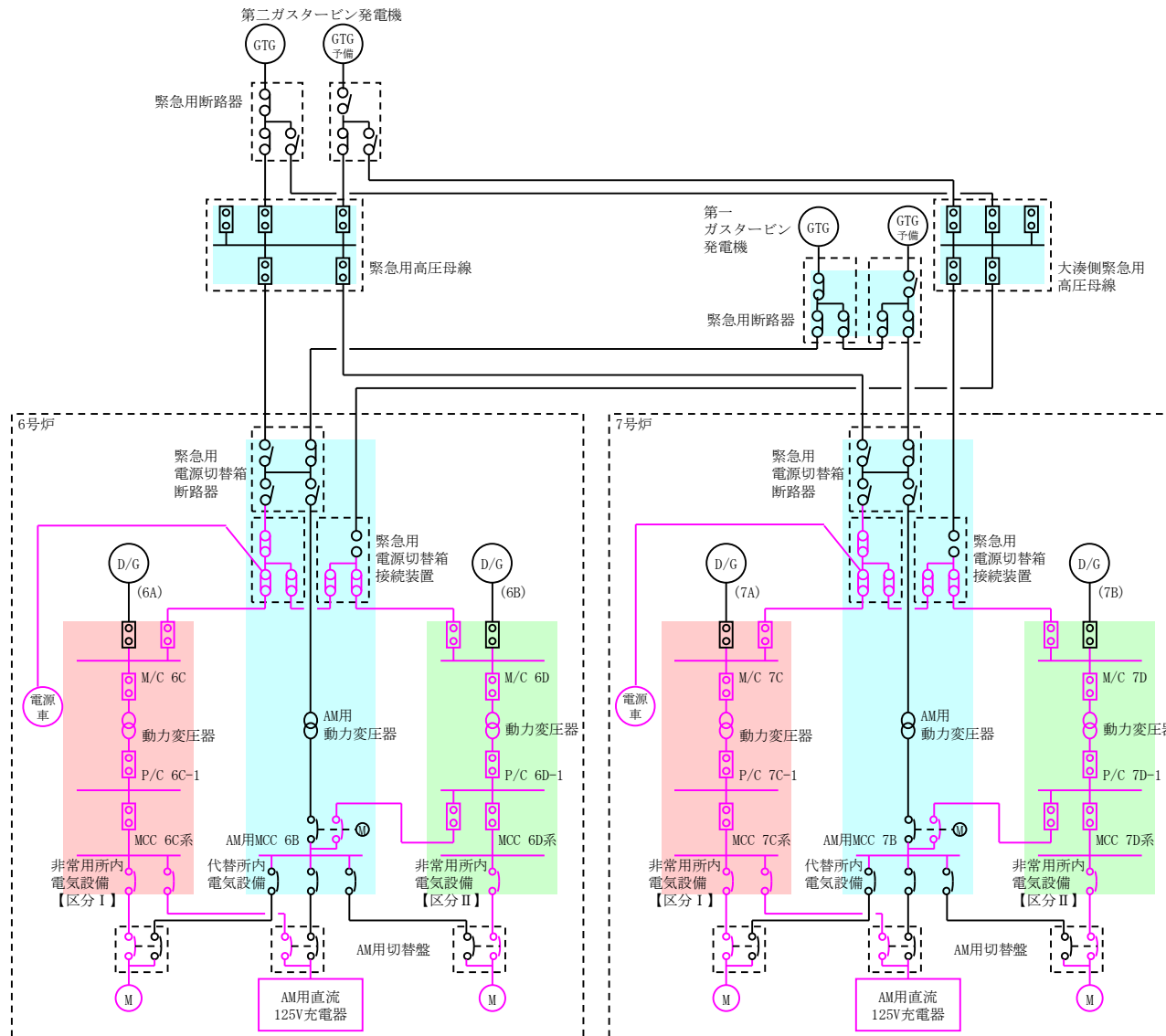


柏崎刈羽原子力発電所 7号炉
非常用電源設備に係る機器の配置を 明示した図面 (常設重大事故等対処設備設置場所) (代替所内電源設備)

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

非常用電源設備に係る機器の配置を  
明示した図面  
(常設重大事故等対処設備設置場所)  
(代替所内電気設備)

57-3  
系統図

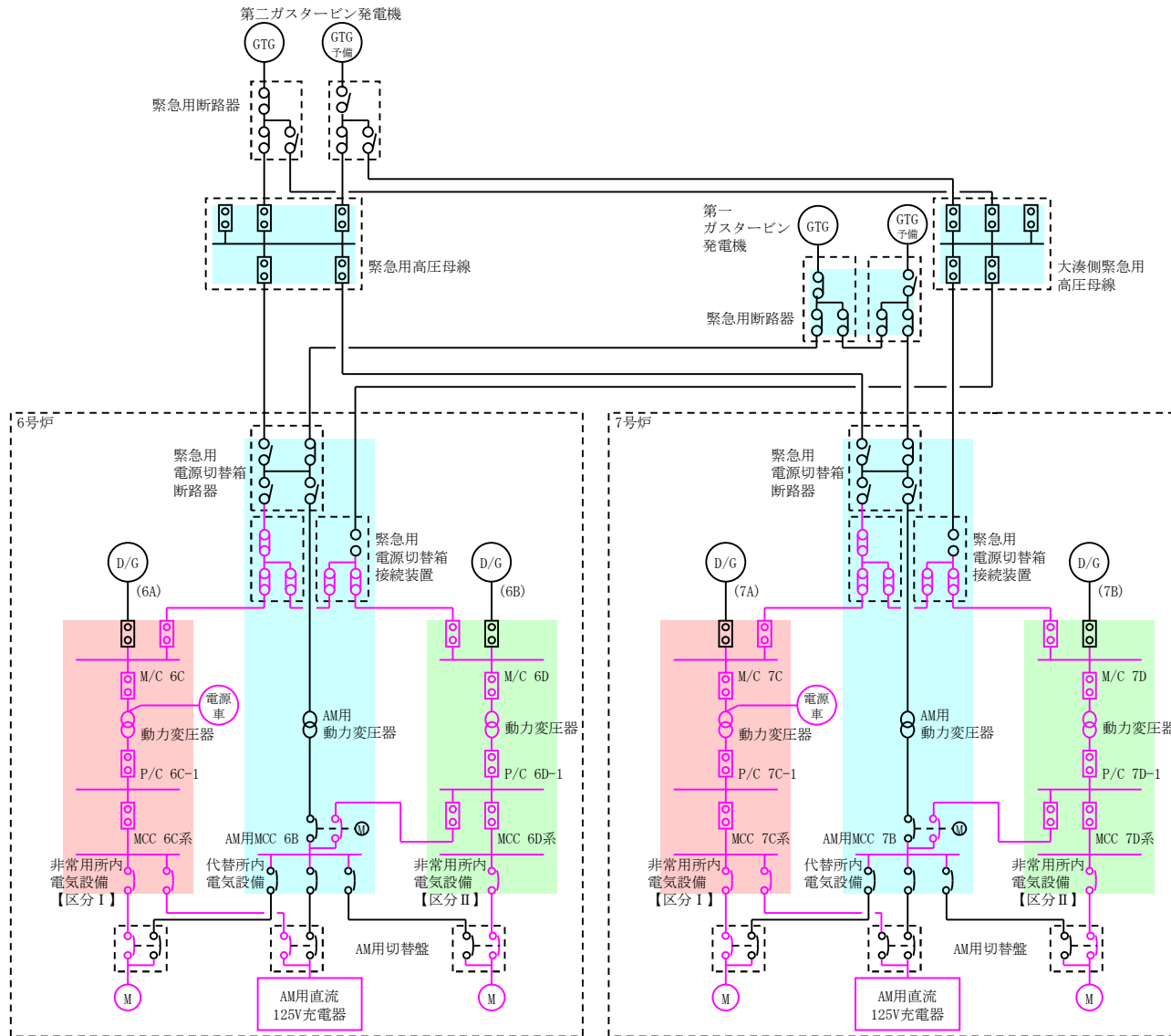


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-1 電源車系統図 (非常用高圧母線 C 系及び D 系に供給) (第一接続ルート)

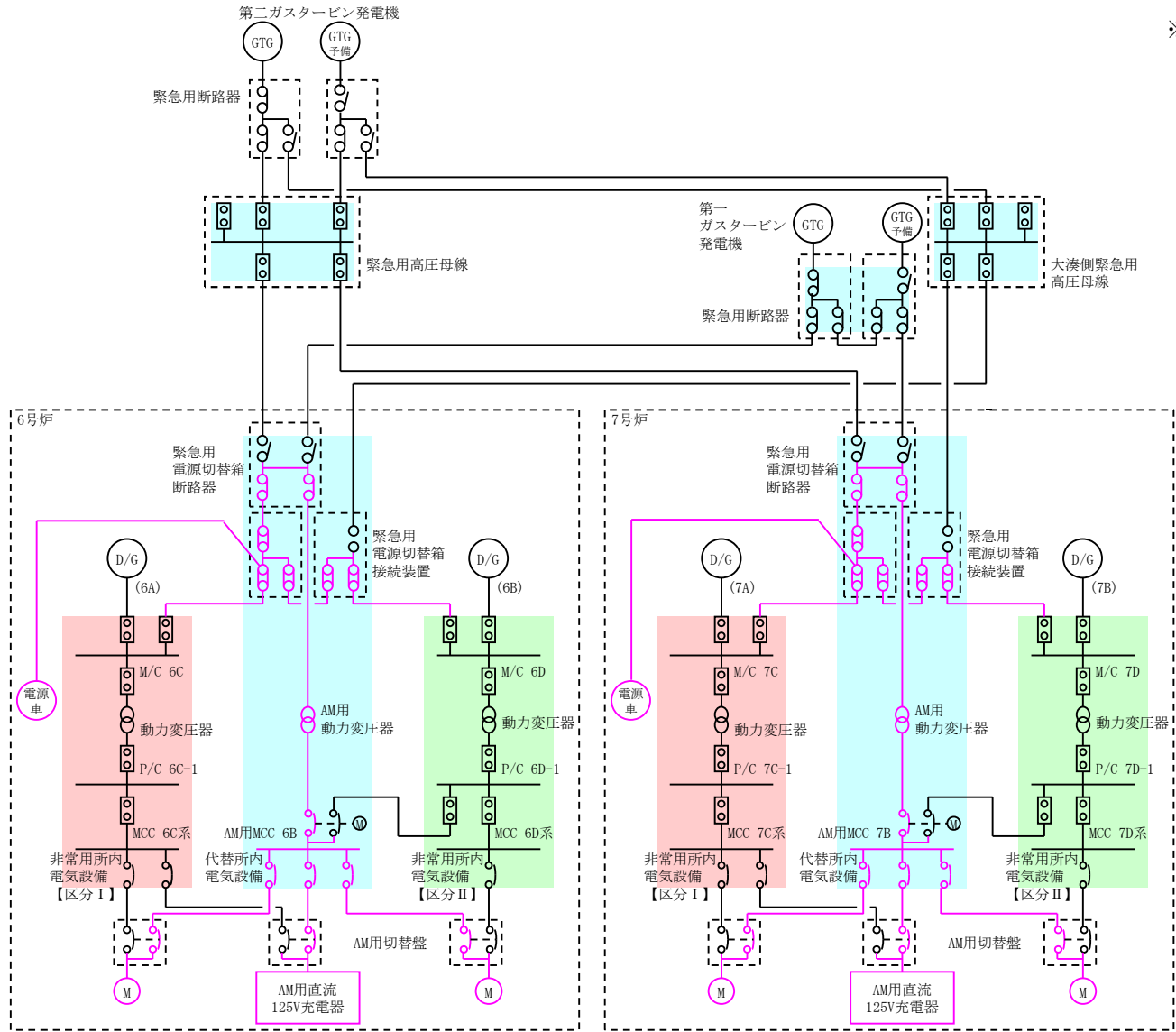


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
  - D/G : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - /○ : 断路器
  - /○/○ : 配線用遮断器
  - /○ : 接続装置
  - /○/○ : 電動切替装置
  - /○ : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-2 電源車系統図 (非常用高圧母線 C 系及び D 系に供給) (第二接続ルート)

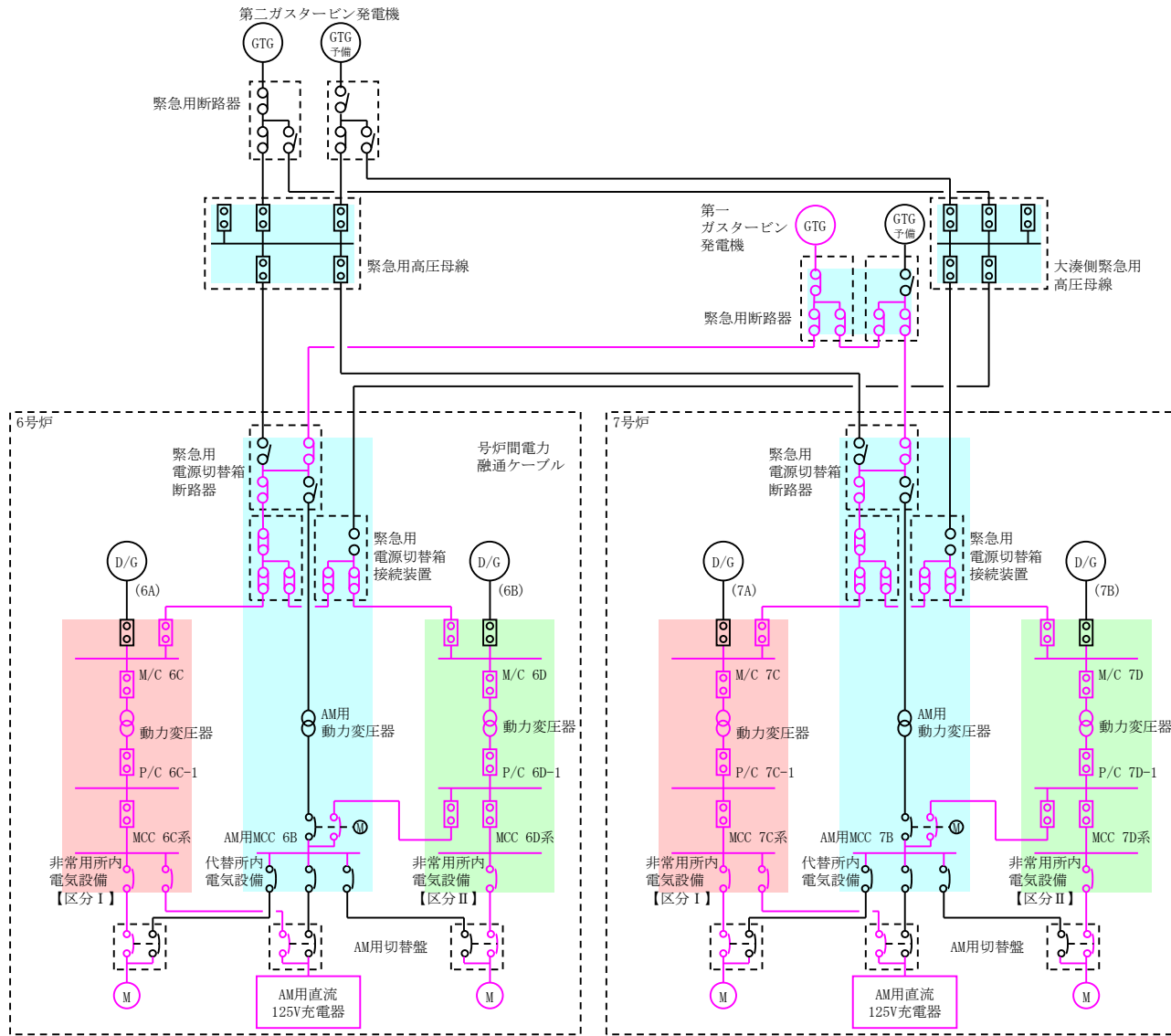


※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

- 【凡例】
- (GTG) : ガスタービン発電機
  - (D/G) : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - ⊕ : 電動切替装置
  - ⊖ : 切替装置
- M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-3 電源車系統図 (AM用MCCに供給) (第一接続ルート)



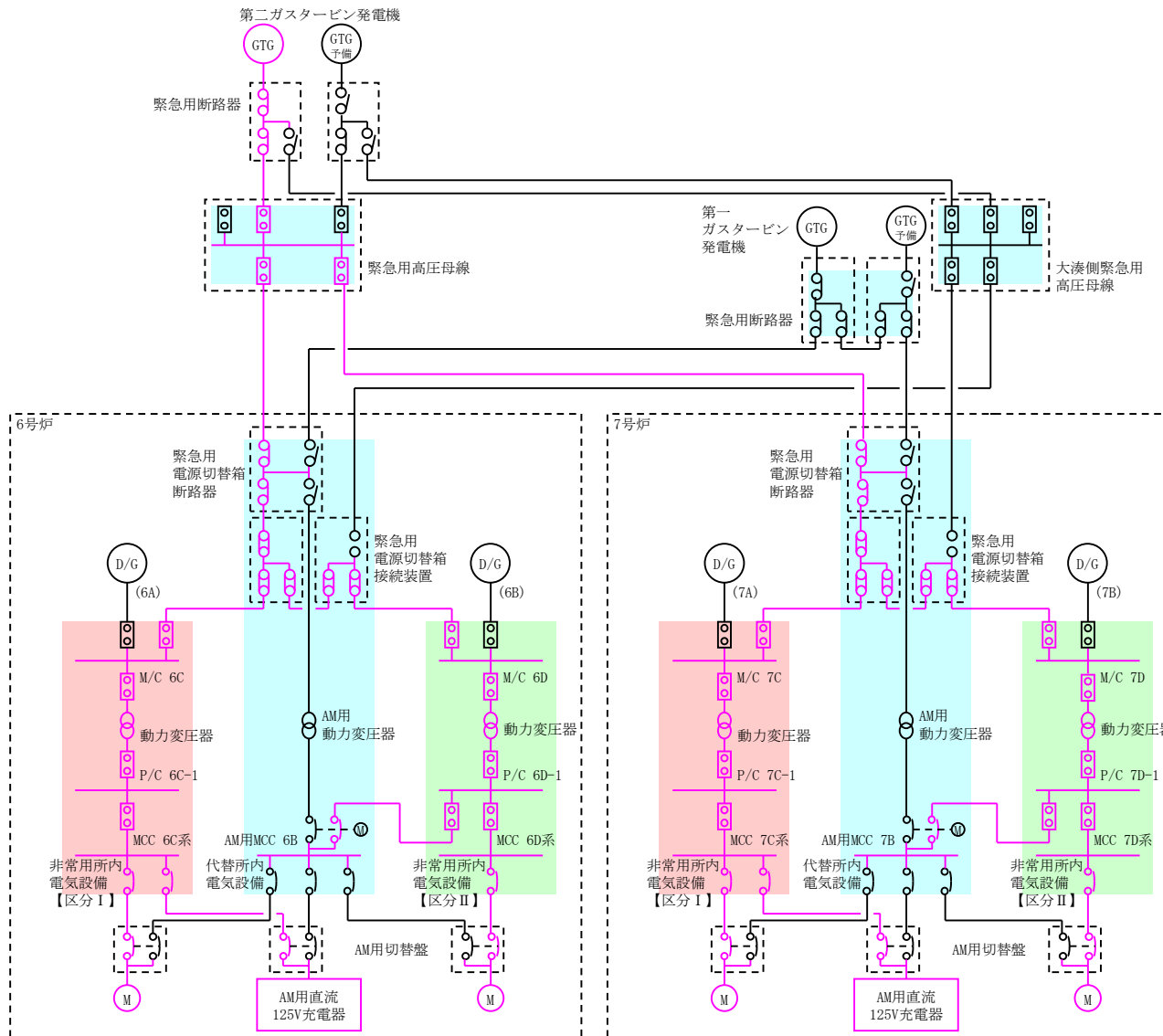


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
  - D/G : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置
- M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-5 第一ガスタービン発電機系統図（非常用高压母線 C 系及び D 系に供給）

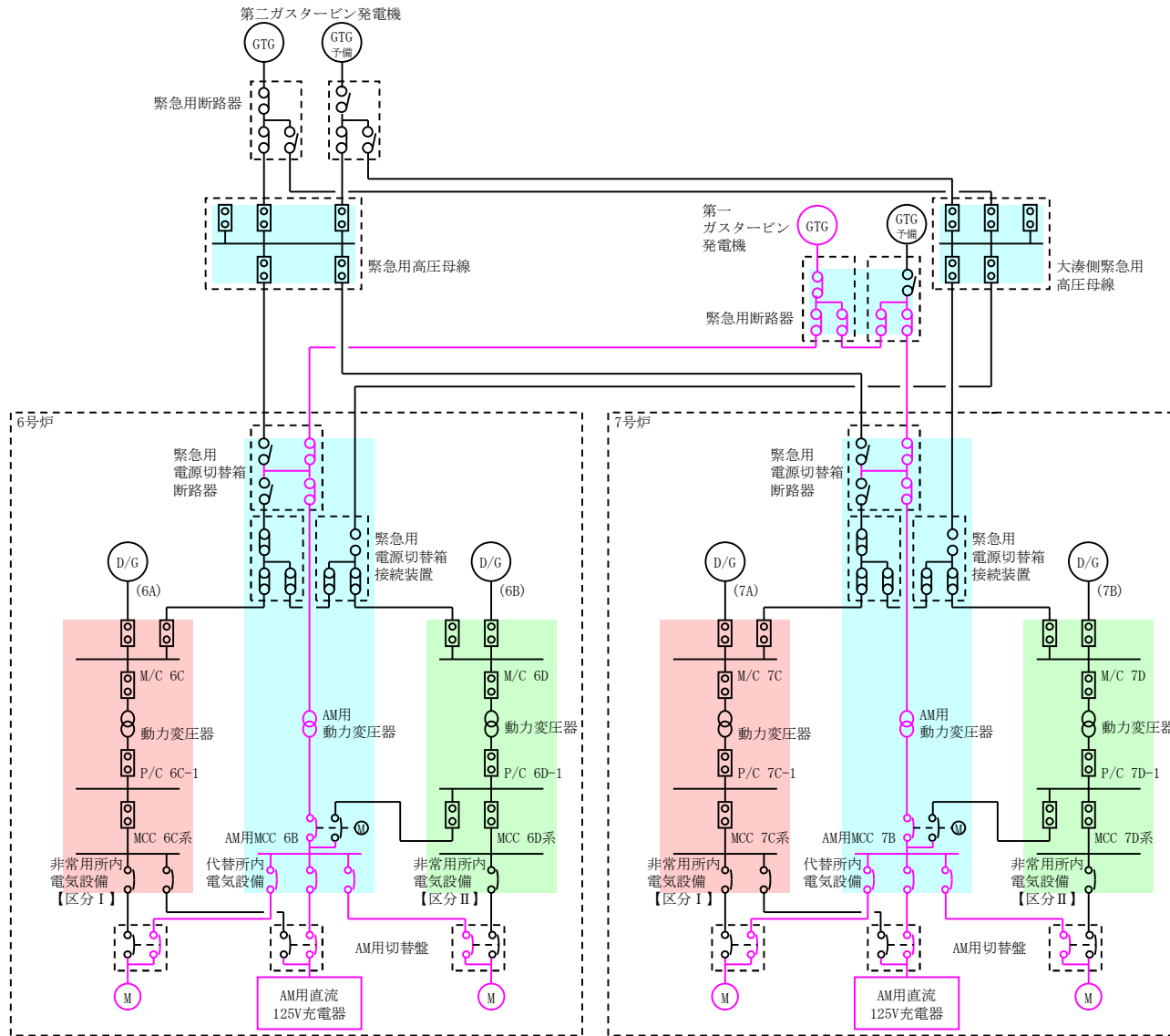




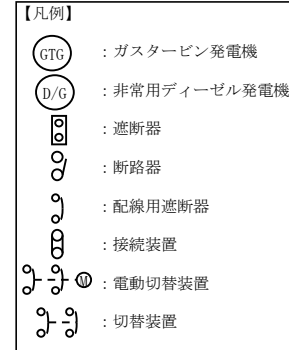
※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
  - D/G : 非所用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置
- M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-6 第二ガスタービン発電機系統図（非常用高圧母線 C 系及び D 系に供給）

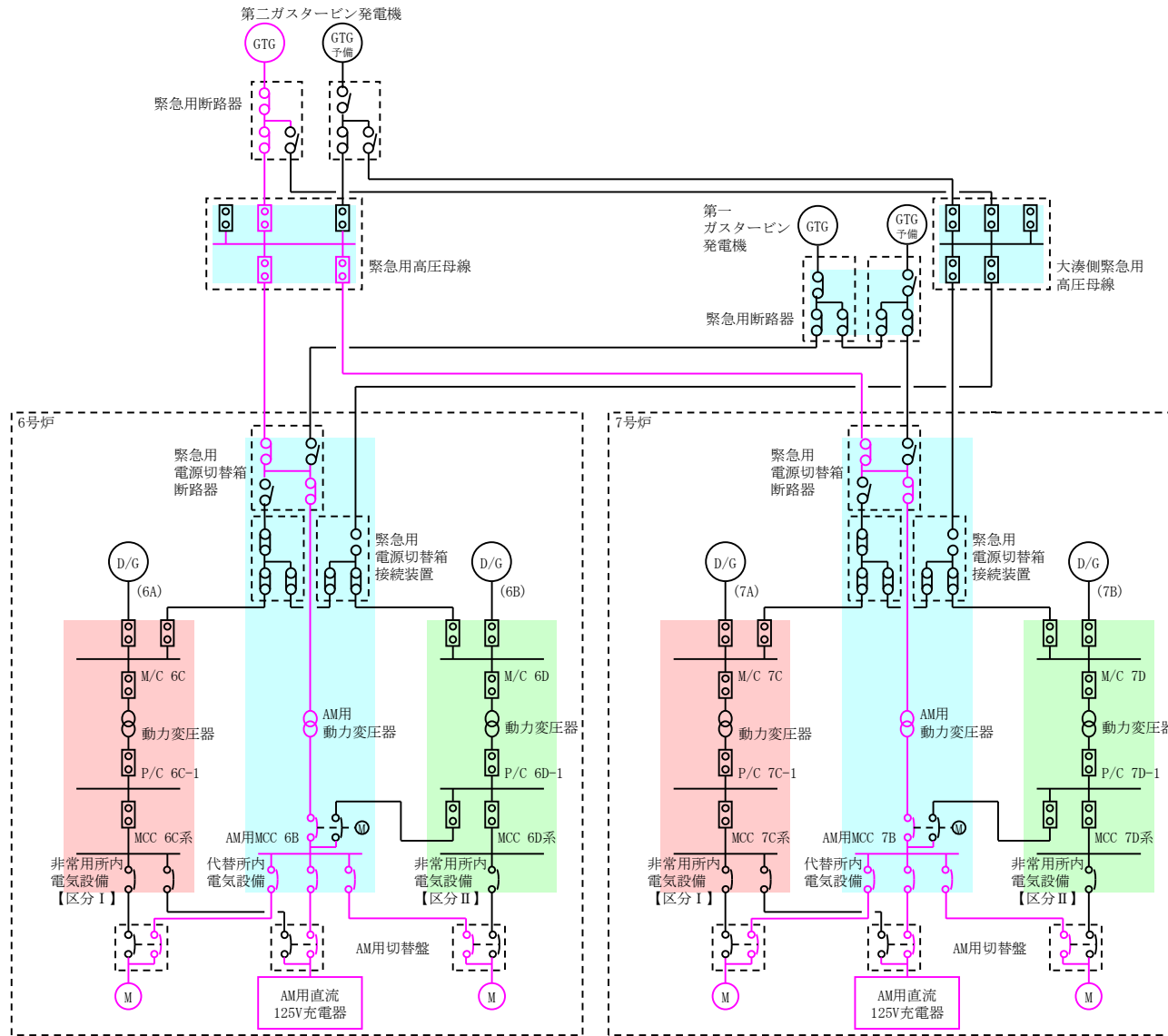


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある



M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-7 第一ガスタービン発電機系統図 (AM 用 MCC に供給)

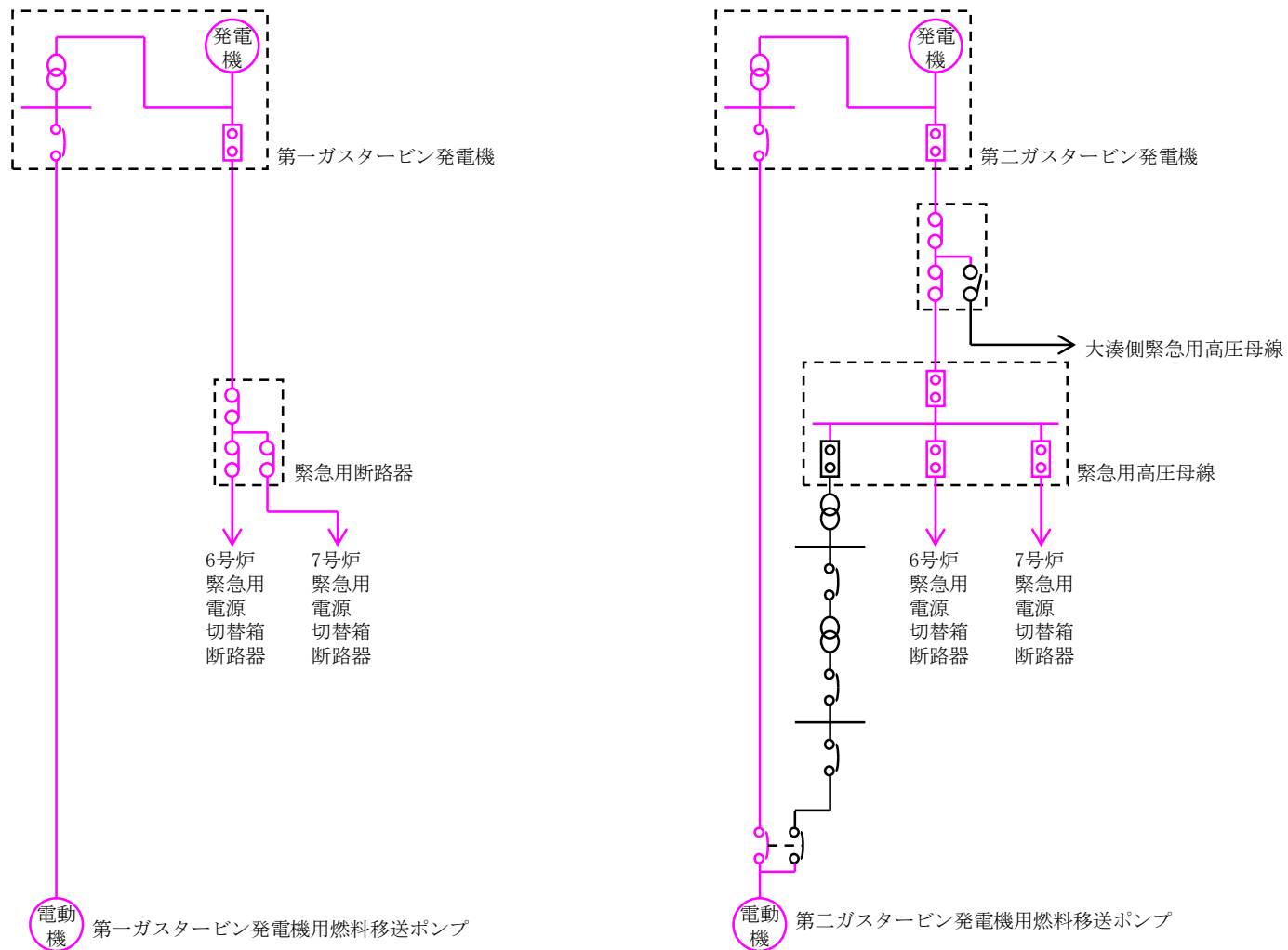


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

【凡例】	
	: ガスタービン発電機
	: 非常用ディーゼル発電機
	: 遮断器
	: 断路器
	: 配線用遮断器
	: 接続装置
	: 電動切替装置
	: 切替装置

M/C	: メタルクラッド開閉装置
P/C	: パワーセンタ
MCC	: モータ・コントロール・センタ

図 57-3-8 第二ガスタービン発電機系統図 (AM用MCCに供給)



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

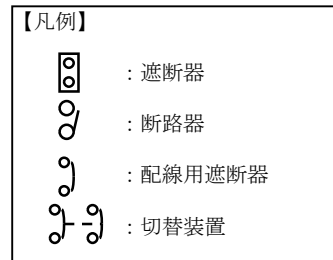


図 57-3-9 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ電源系統図

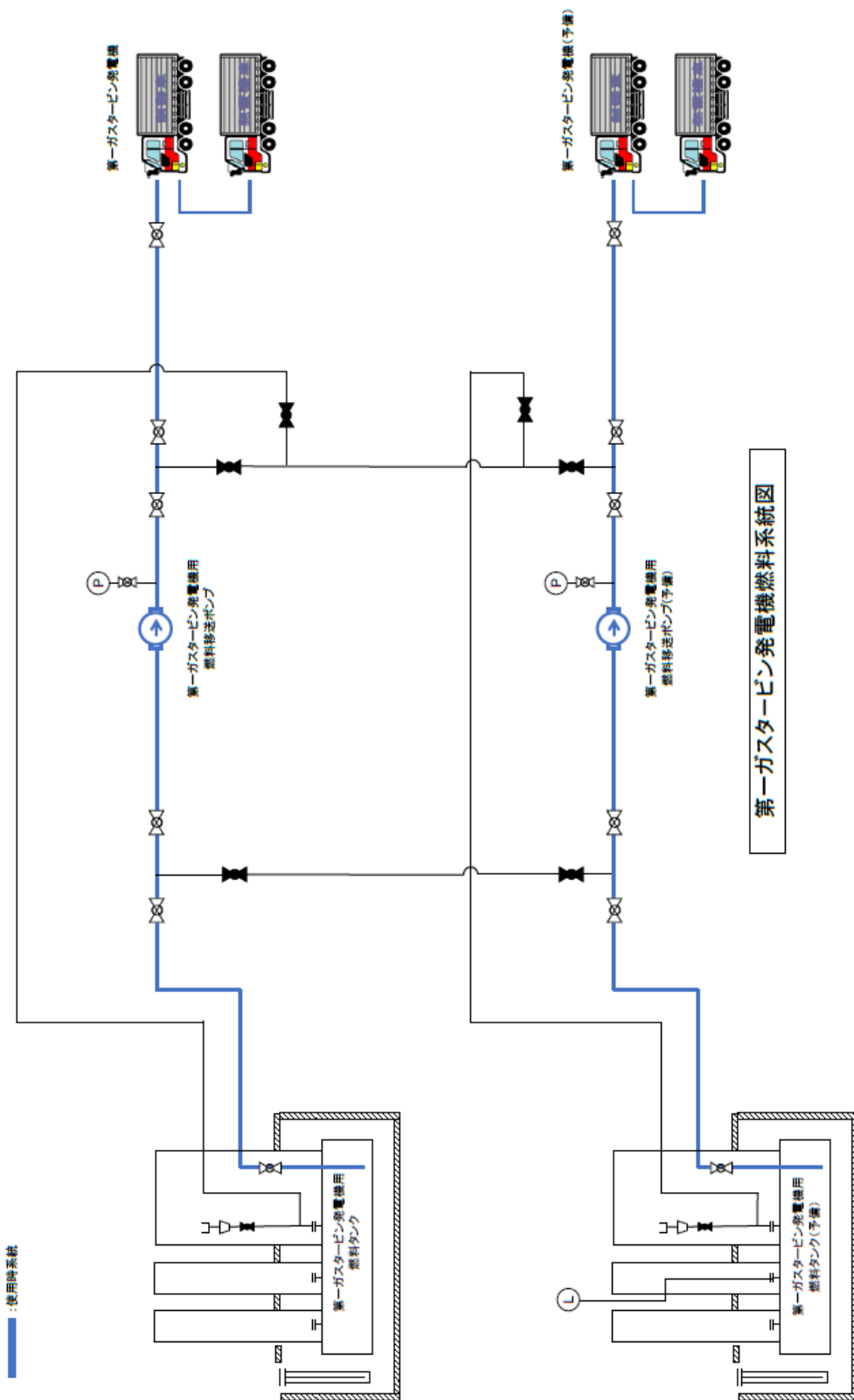


図 57-3-10 第一ガスタービン発電機燃料系統図

※第二ガスタービン発電機も同様

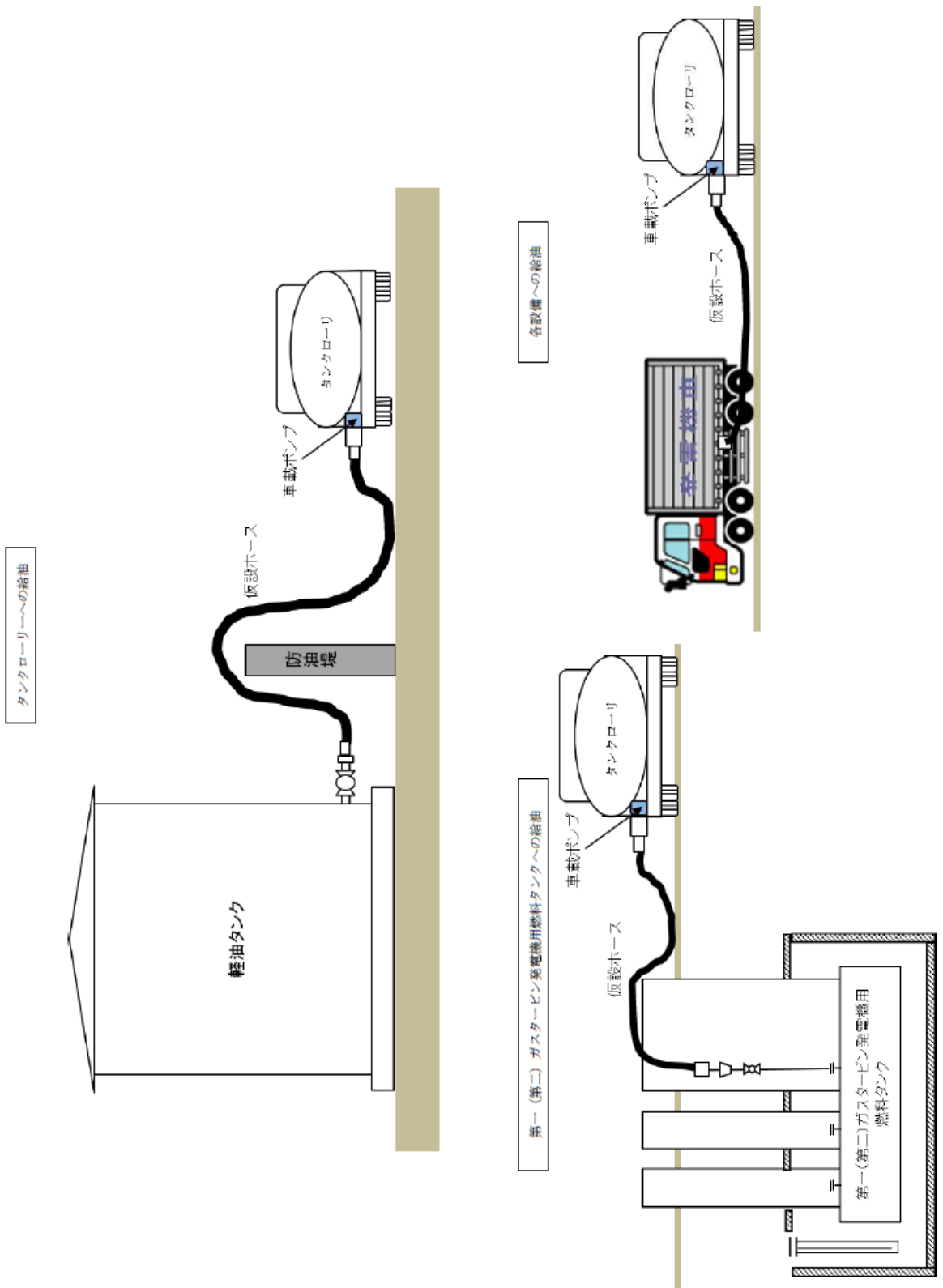


図 57-3-11 軽油タンク系統図

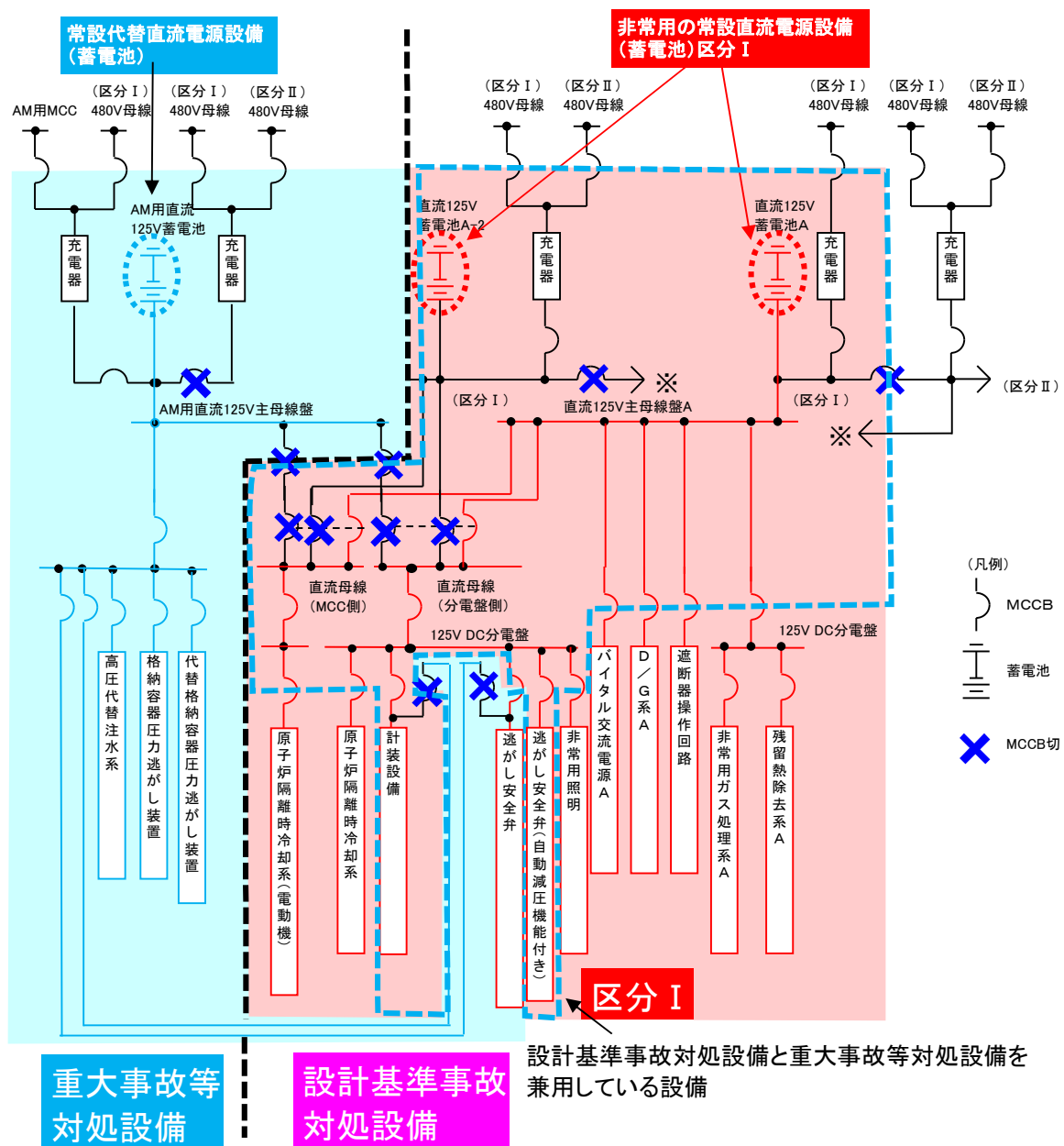


図 57-3-12 所内蓄電式直流電源設備系統図 (6号炉)  
(全交流動力電源喪失直後~8時間後)

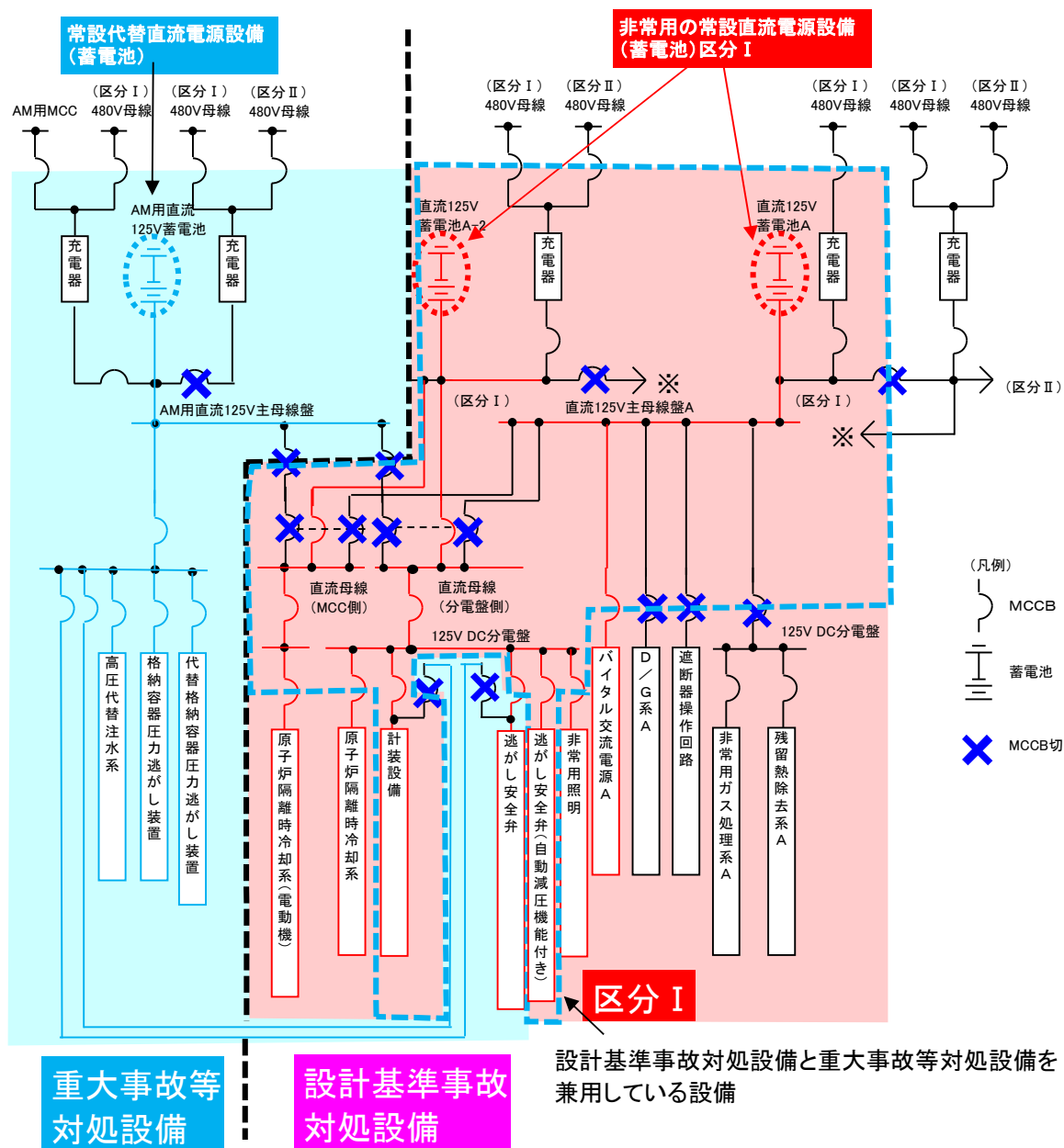


図 57-3-13 所内蓄電式直流電源設備系統図 (6号炉)  
(全交流動力電源喪失 8 時間後～19 時間後)



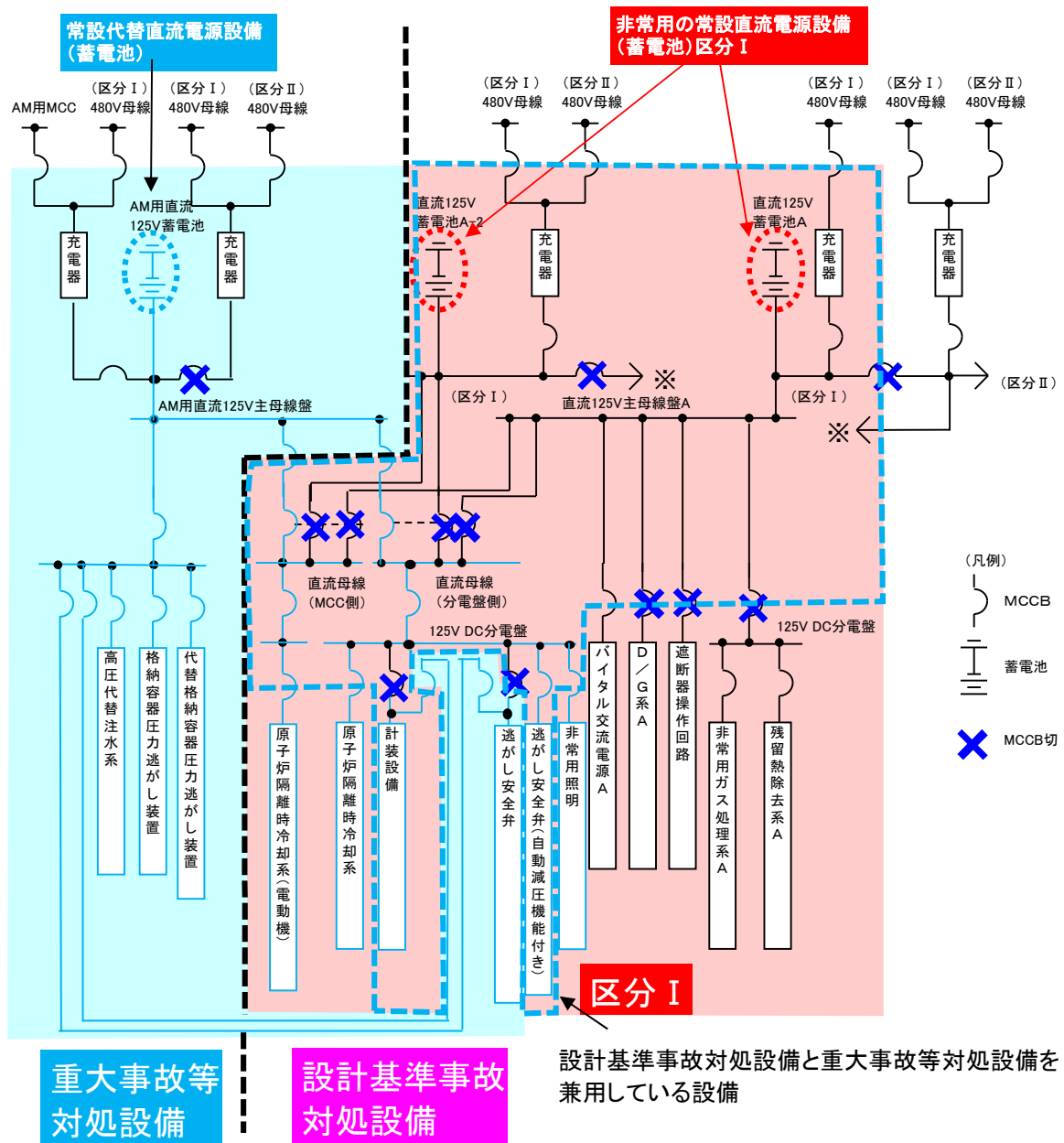


図 57-3-14 所内蓄電式直流電源設備系統図 (6号炉)  
 (全交流動力電源喪失 19 時間後～24 時間後)

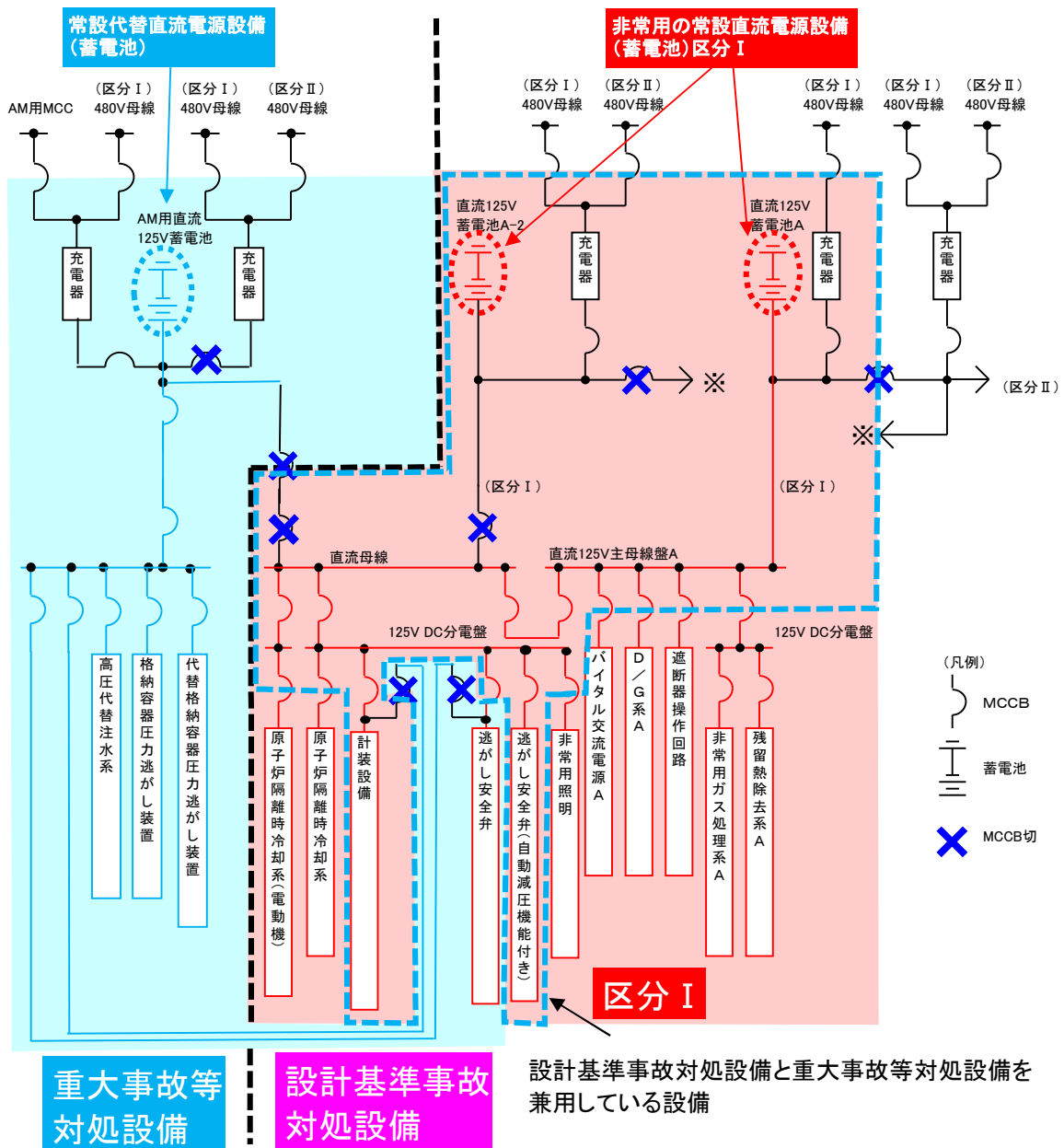


図 57-3-15 所内蓄電式直流電源設備系統図 (7号炉)  
(全交流動力電源喪失直後～8時間後)

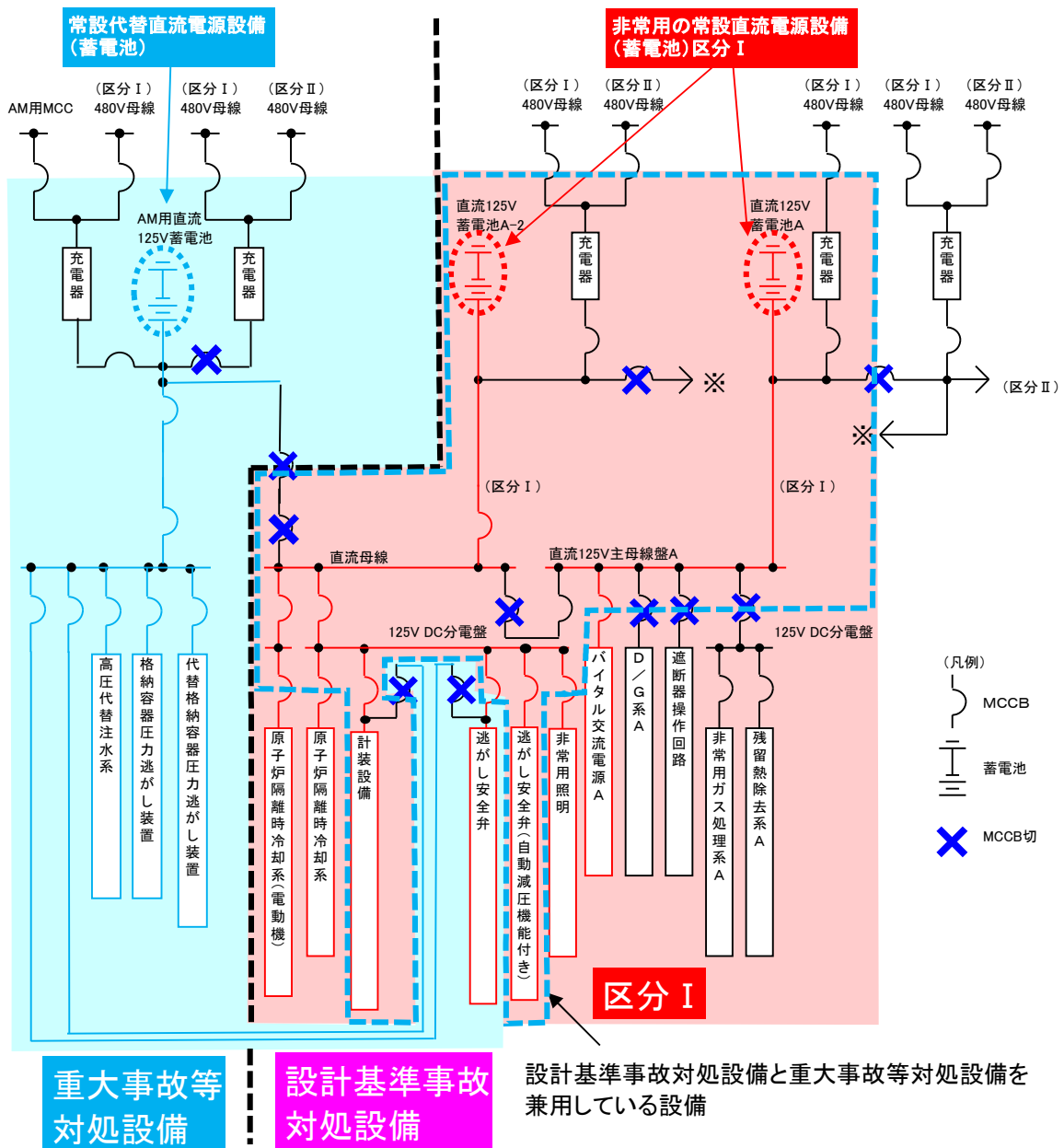


図 57-3-16 所内蓄電式直流電源設備系統図 (7号炉)  
(全交流動力電源喪失 8 時間後～19 時間後)

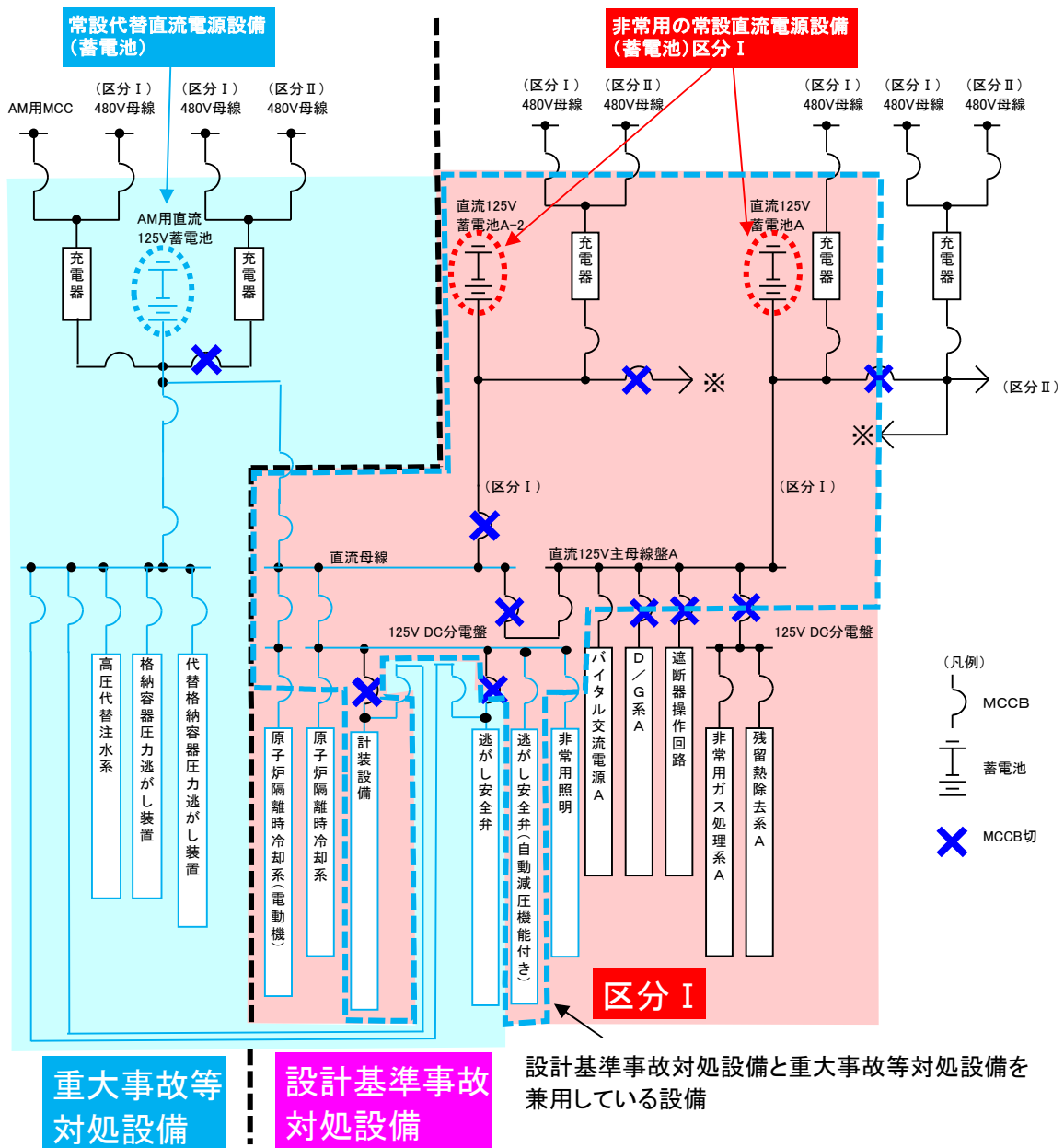
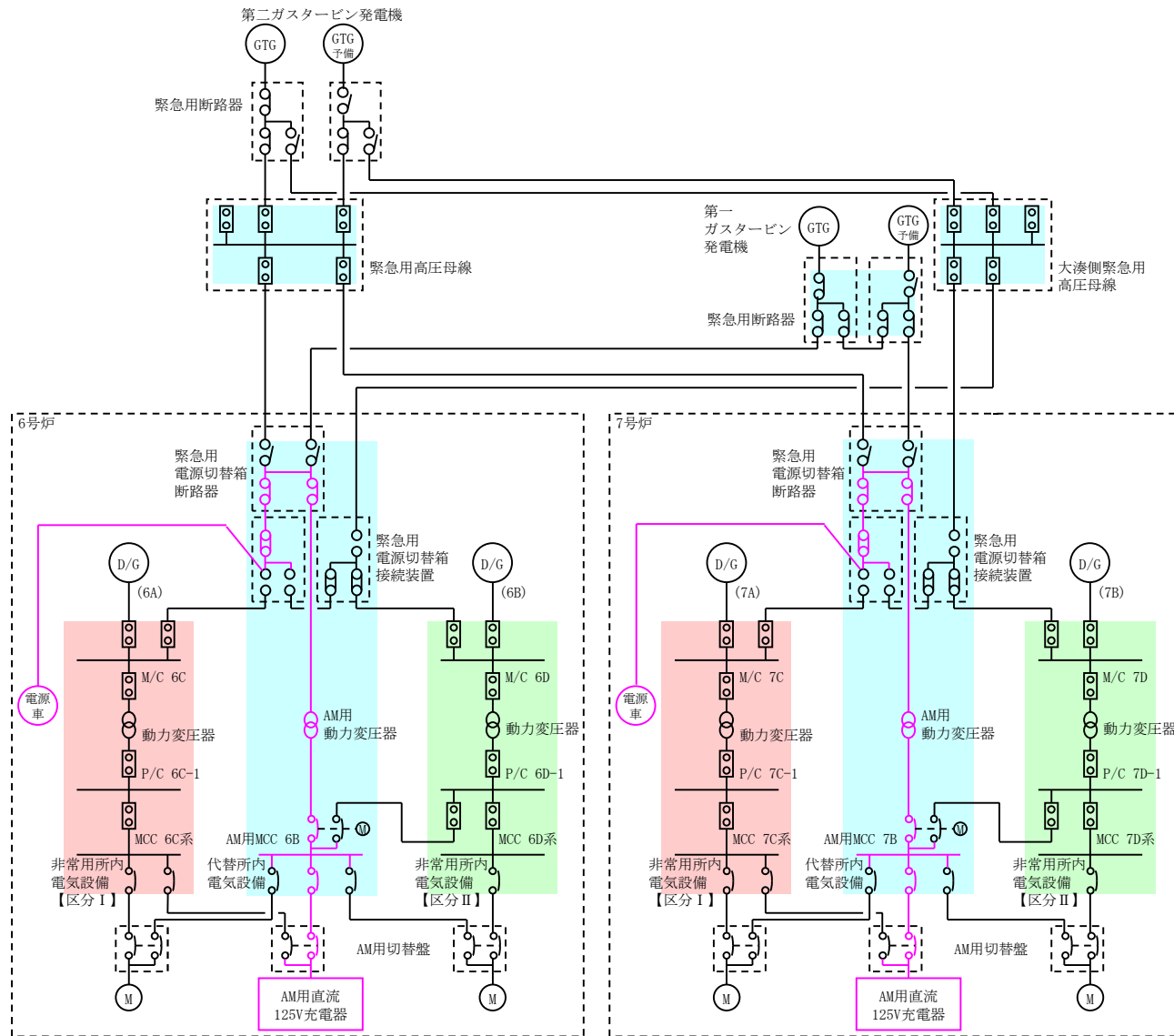


図 57-3-17 所内蓄電式直流電源設備系統図 (7号炉)  
 (全交流動力電源喪失 19 時間後～24 時間後)

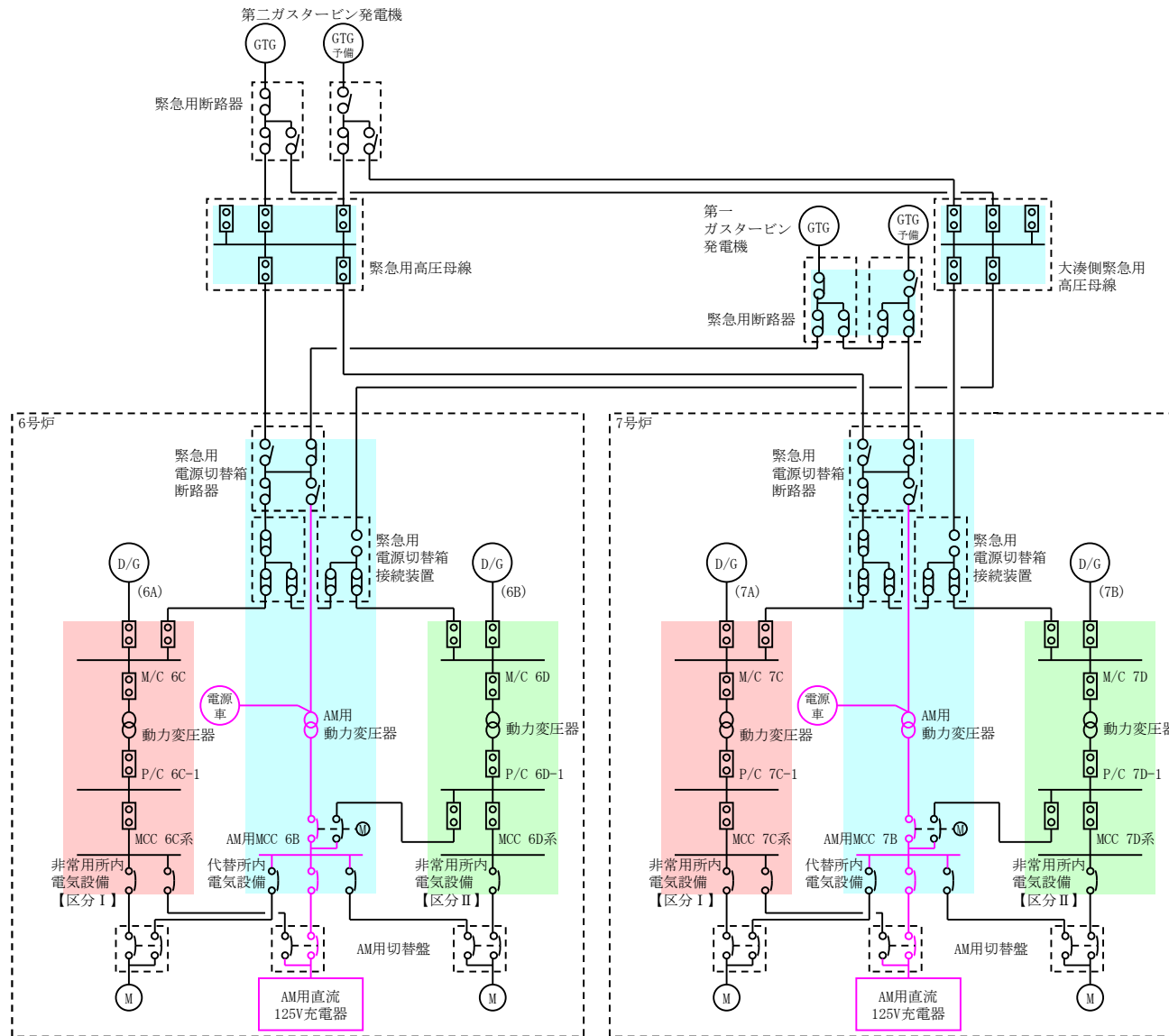


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

【凡例】	
(GTG)	: ガスタービン発電機
(D/G)	: 非常用ディーゼル発電機
⊞	: 遮断器
⊞	: 断路器
⊞	: 配線用遮断器
⊞	: 接続装置
⊞	: 電動切替装置
⊞	: 切替装置

M/C	: メタルクラッド開閉装置
P/C	: パワーセンタ
MCC	: モーター・コントロール・センタ

図 57-3-18 可搬型直流電源設備系統図 (電源車第一ルート)



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-19 可搬型直流電源設備系統図 (電源車第二ルート)

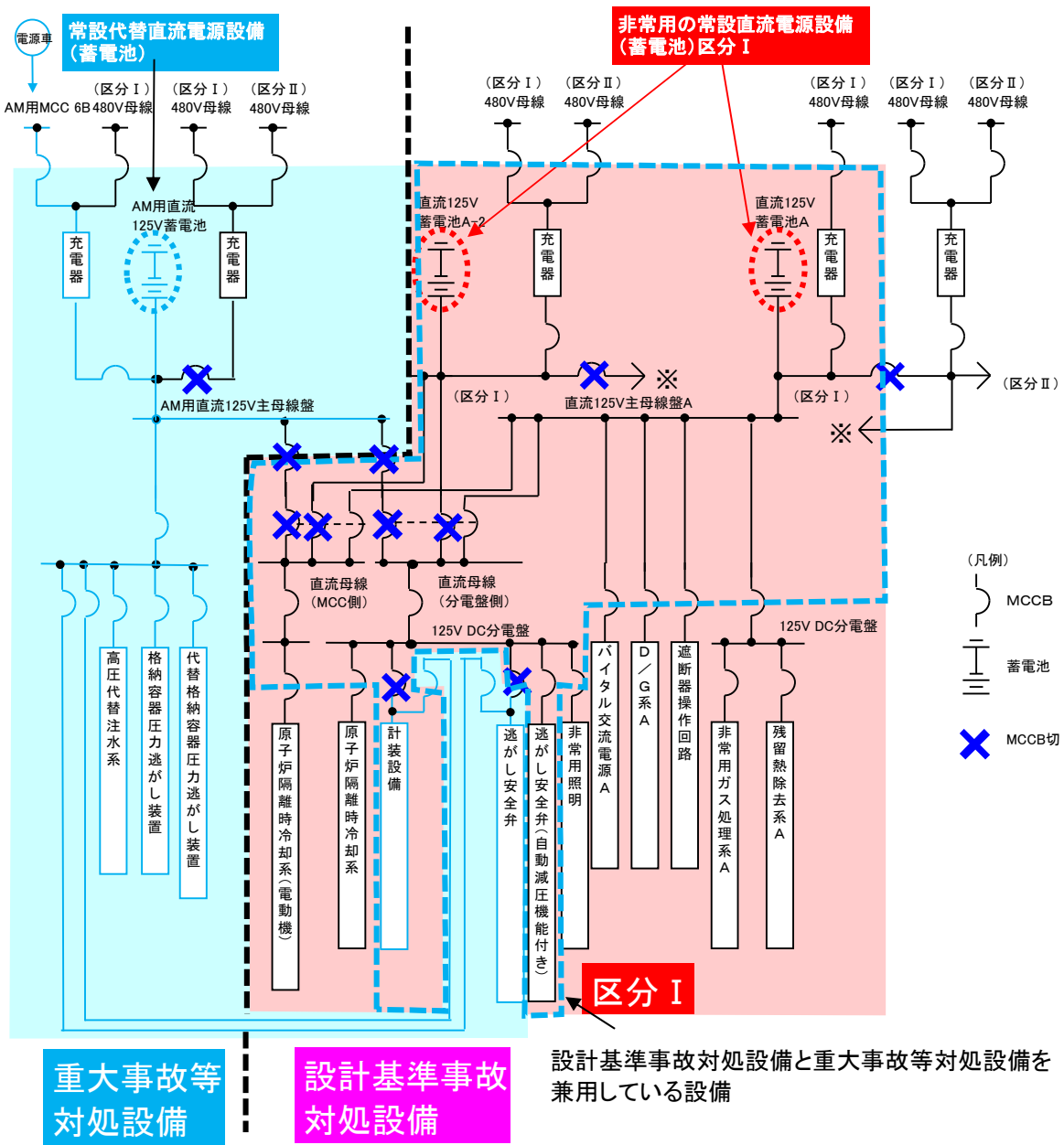


図 57-3-20 可搬型直流電源設備系統図 (直流系統) (6号炉)

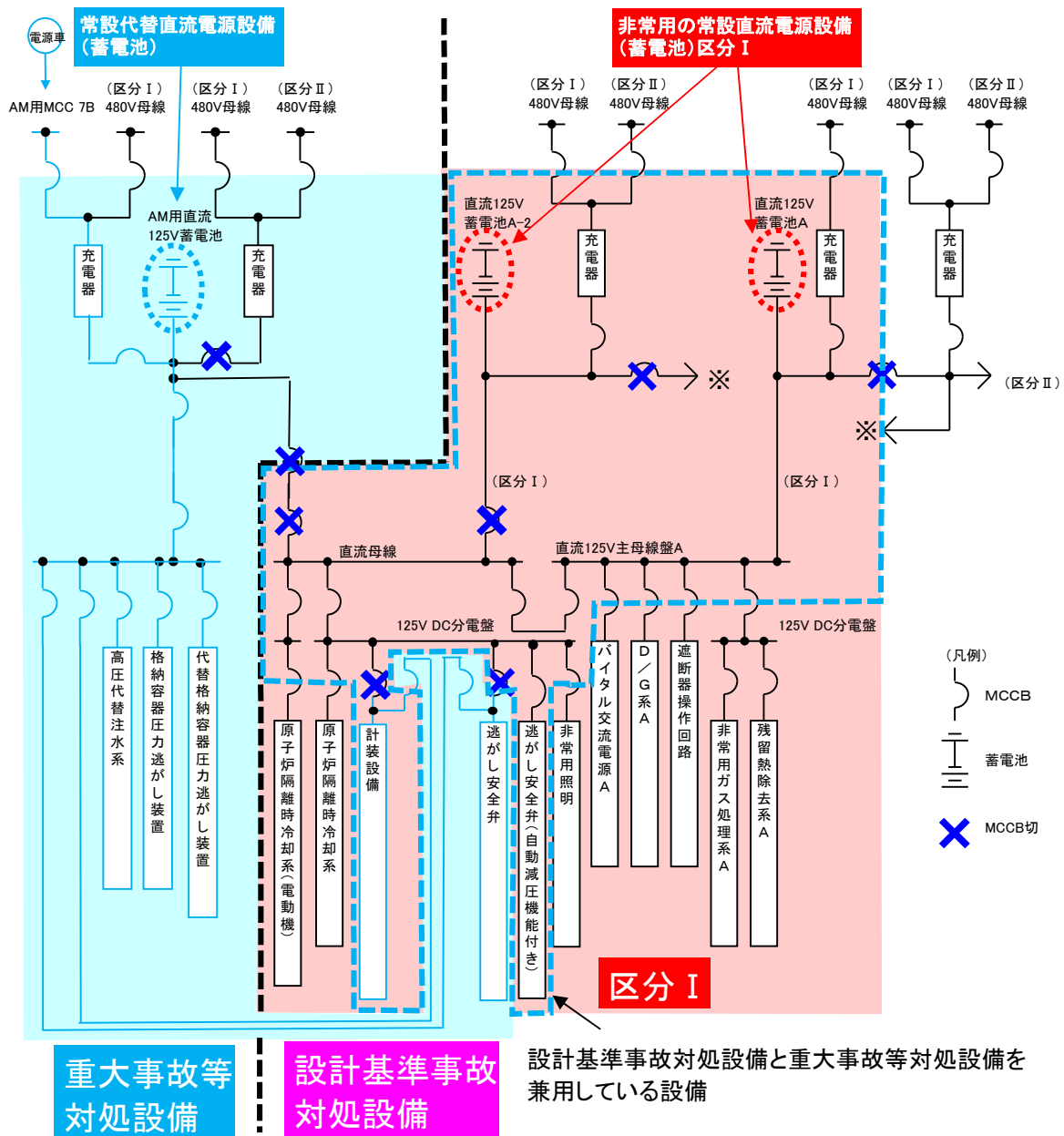
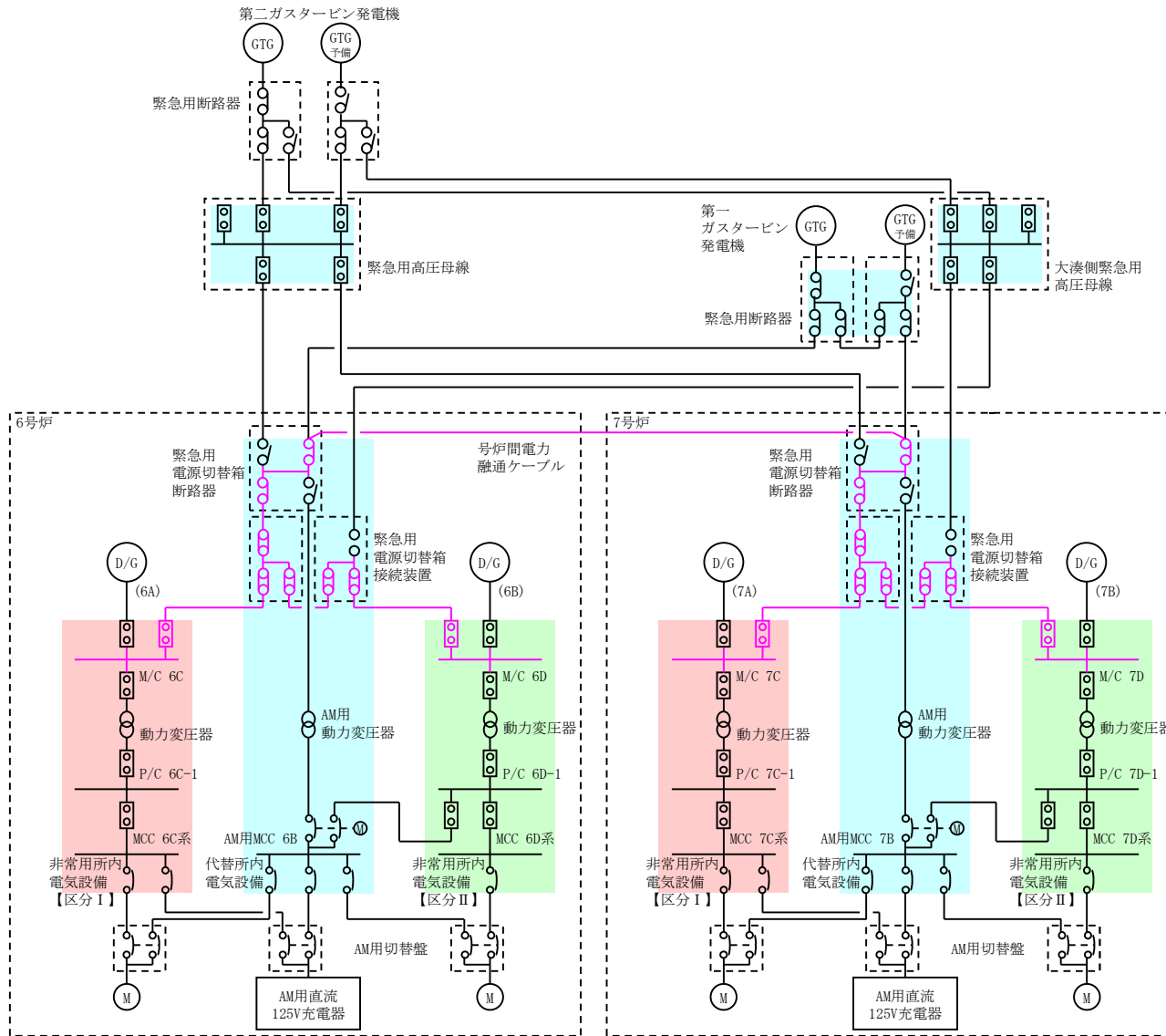
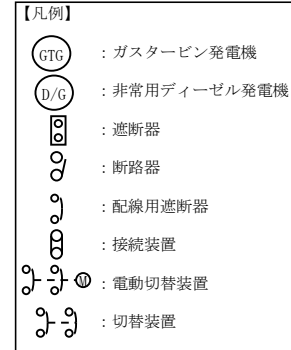


図 57-3-21 可搬型直流電源設備系統図 (直流系統) (7号炉)



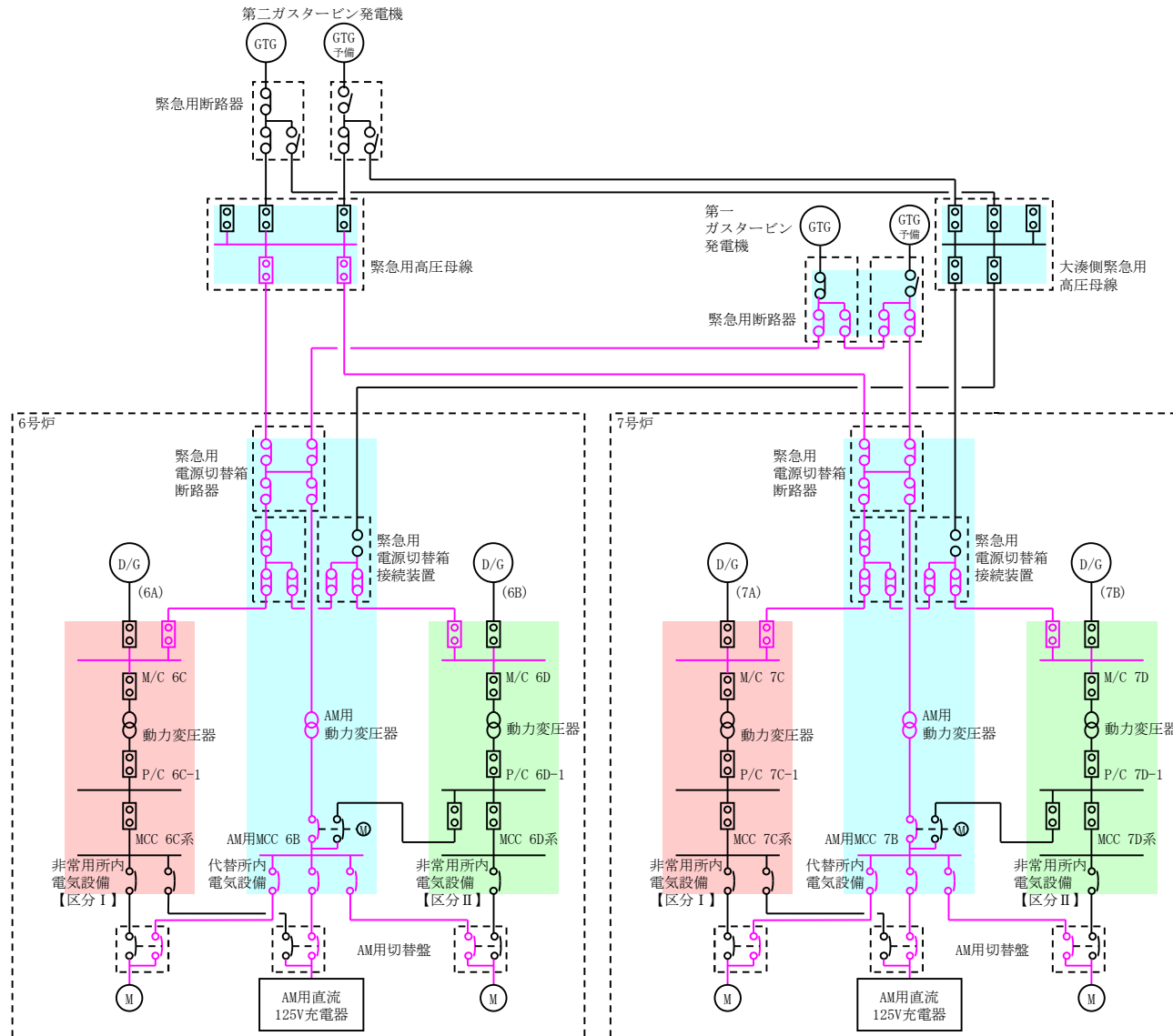


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある



M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

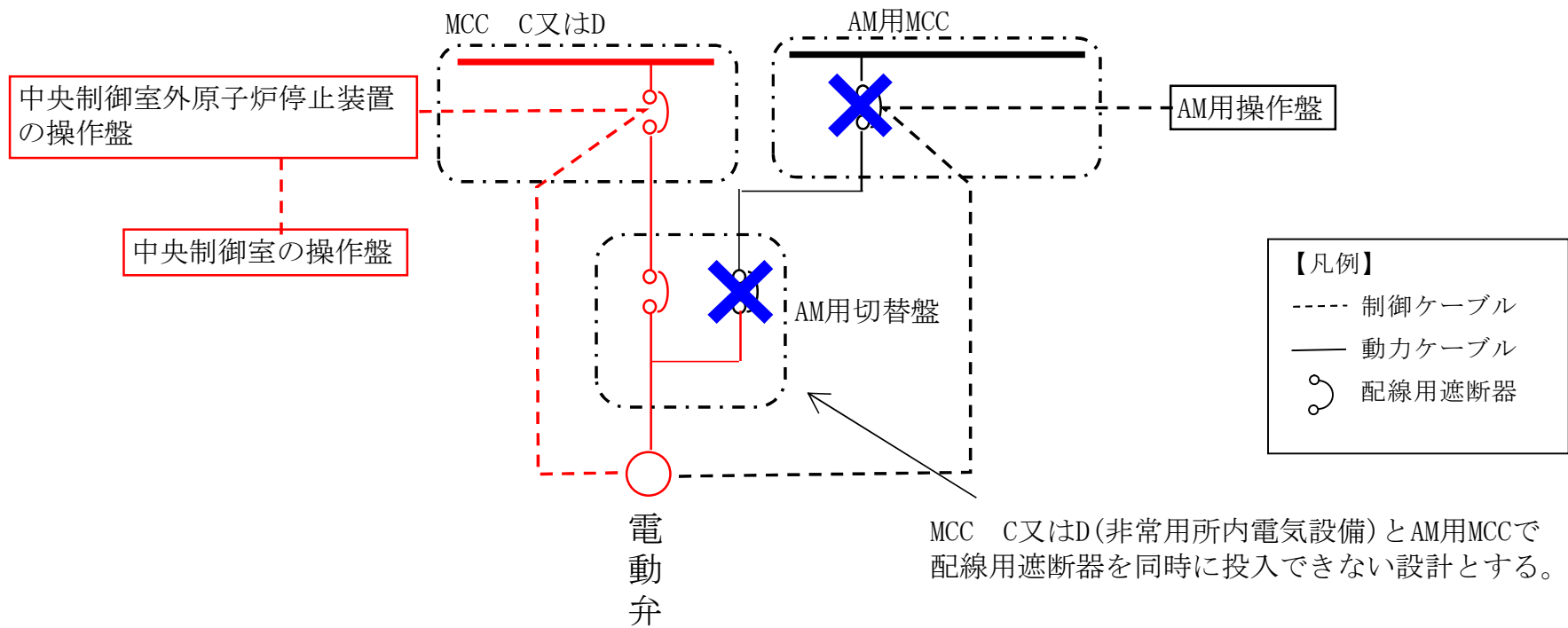
図 57-3-22 号炉間電力融通ケーブル系統図



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

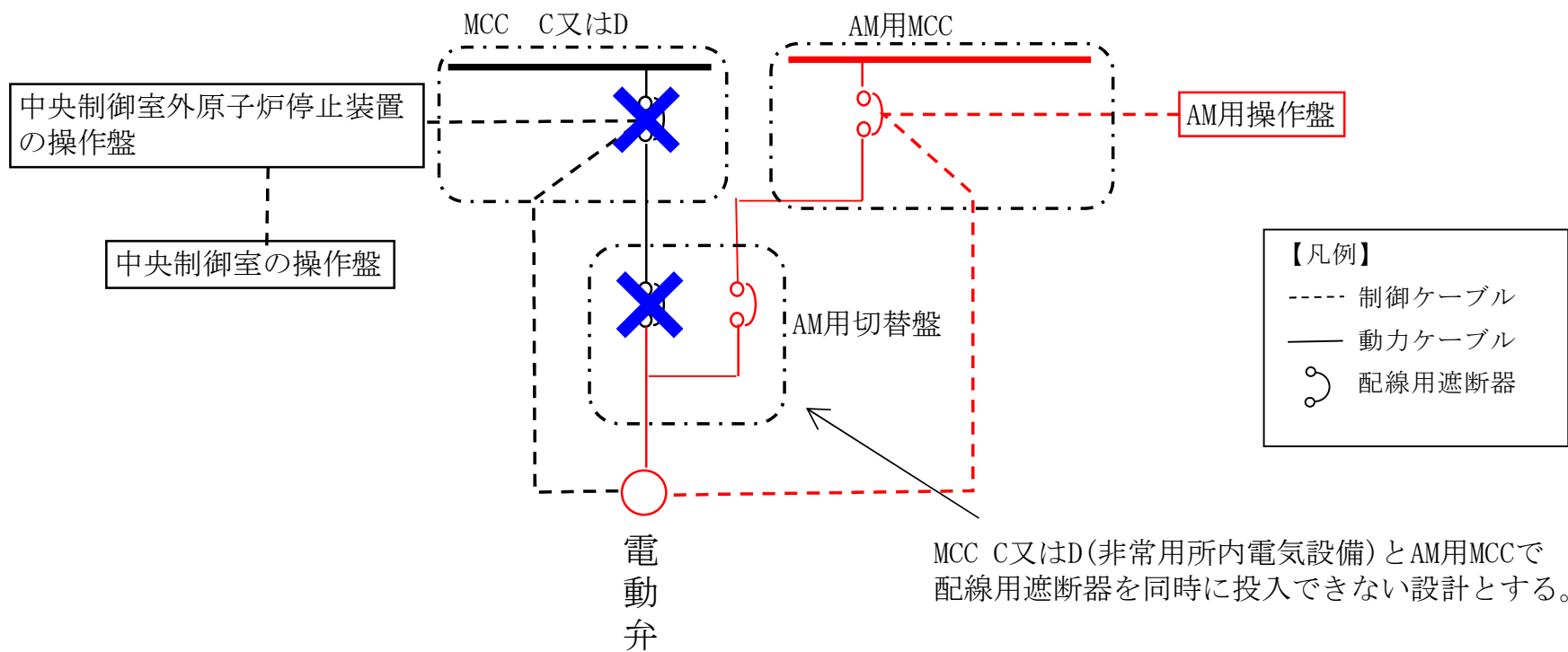
- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
  - D/G : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - /○ : 断路器
  - /○ : 配線用遮断器
  - /○ : 接続装置
  - /○ : 電動切替装置
  - /○ : 切替装置
- M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-3-23 代替所内電気設備系統図



MCC：モータ・コントロール・センタ

図 57-3-24 AM用切替盤，AM用操作盤系統図（MCC C又はDから電源供給時）



MCC：モータ・コントロール・センタ

図 57-3-25 AM用切替盤，AM用操作盤系統図（AM用MCCから電源供給時）

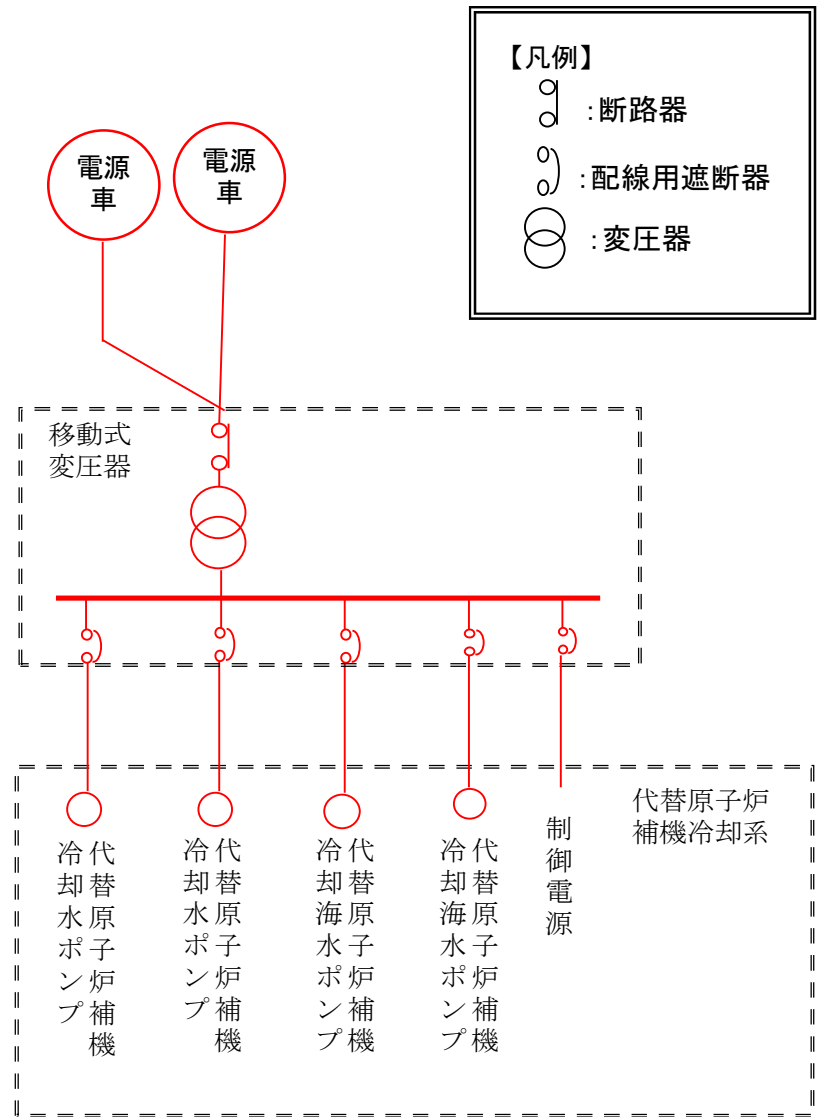
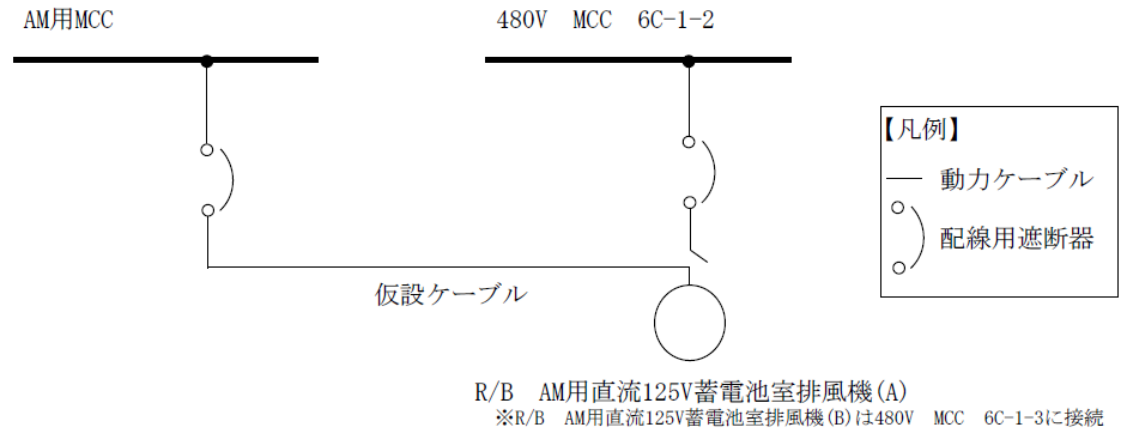
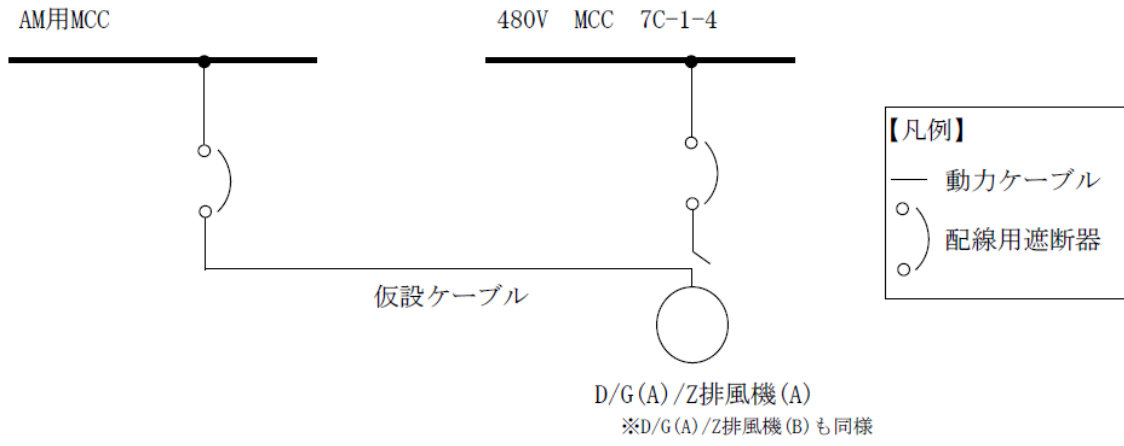


図 57-3-26 移動式変圧器系統図



6号炉

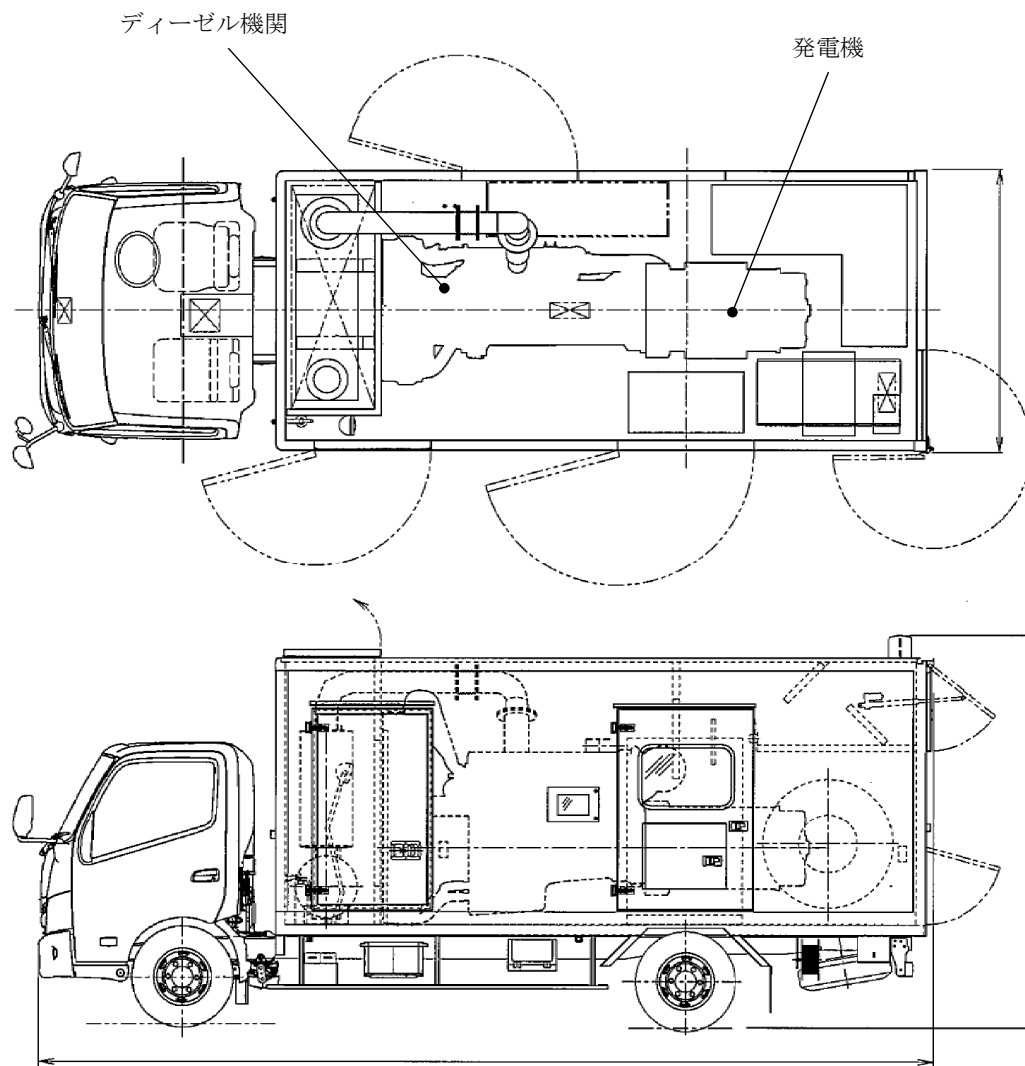


7号炉

MCC：モータ・コントロール・センタ

図 57-3-27 蓄電池室空調機系統図 (AM用MCCから電源供給時)

57-4  
試験及び検査



電源車の各部品は分解点検が可能な構造とする。

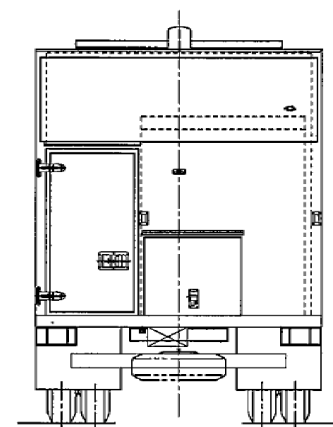
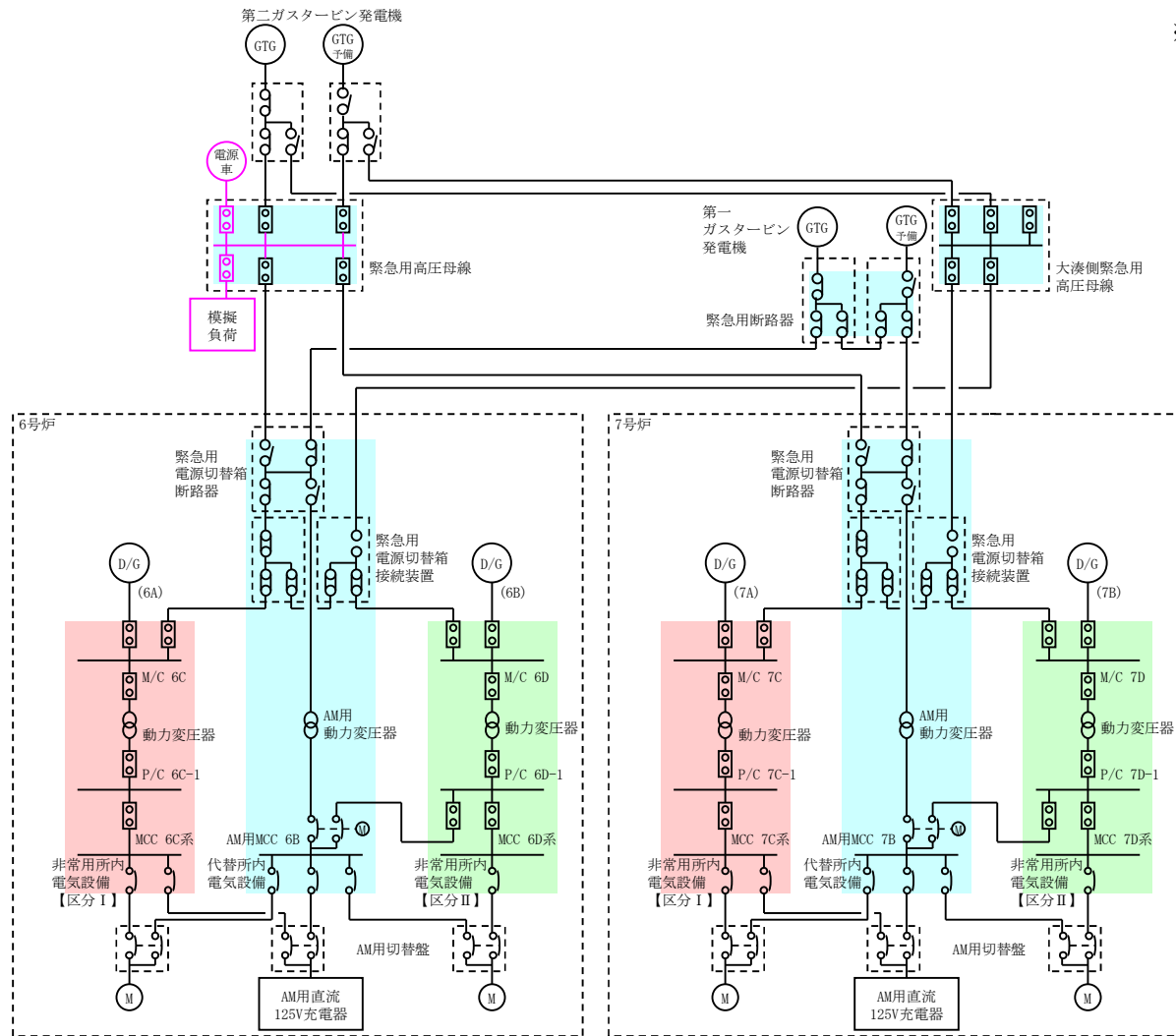


図 57-4-1 電源車構造図



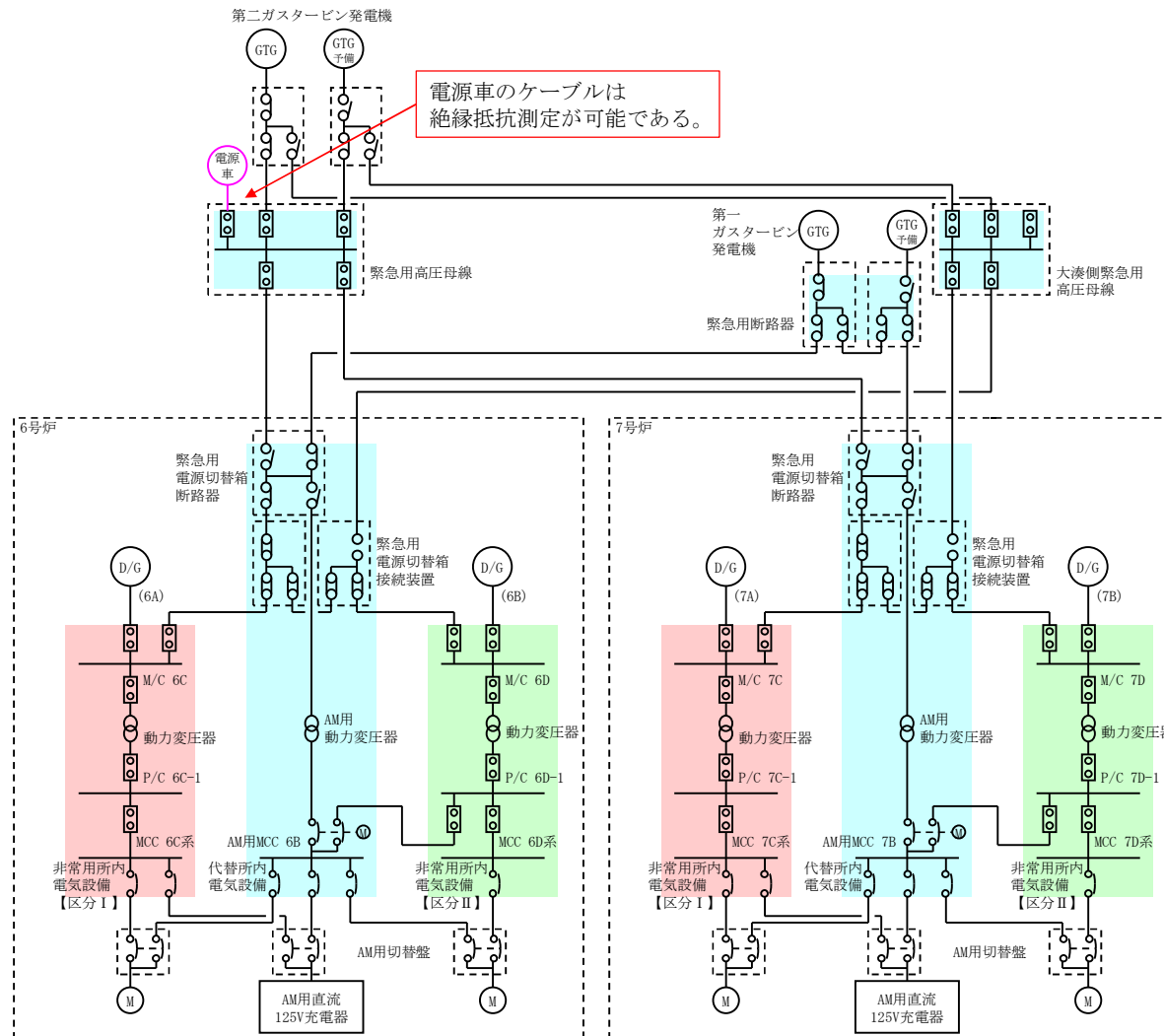


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-2 電源車試験系統図



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

- 【凡例】
- (GTG) : ガスタービン発電機
  - (D/G) : 非常尾ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置
- M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセント  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-3 電源車ケーブル試験系統図

添付書類三 保全計画

柏崎刈羽原子力発電所  
第6号機  
保全計画  
(第10保全サイクル)

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	非常用ディーゼル機関 (A) 軽油タンク	A	開放点検	10C		定検停止中
	非常用ディーゼル機関 (B) 軽油タンク	A	開放点検	10C		定検停止中
直流電源系	直流電源系 1式 ・ 直流125V充電器 6A, 6B, 6C, 6D ・ 125V系蓄電池 (A系) 全数60個 ・ 125V系蓄電池 (B系) 全数60個 ・ 125V系蓄電池 (C系) 全数60個 ・ 125V系蓄電池 (D系) 全数60個	1	機能・性能試験		直流電源系機能検査	定検停止中
	直流125V蓄電池6A	1	簡易点検	0.5Y		
	直流125V充電器6A	1	簡易点検	39M		定検停止中
	直流125V蓄電池6B	1	簡易点検	0.5Y		
	直流125V充電器6B	1	簡易点検	39M		定検停止中
	直流125V蓄電池6C	1	簡易点検	0.5Y		
	直流125V充電器6C	1	簡易点検	39M		定検停止中
	直流125V蓄電池6D	1	簡易点検	0.5Y		
	直流125V充電器6D	1	簡易点検	39M		定検停止中
	直流125Vパーセントラ6A, 6B, 6C, 6D	1	簡易点検	52M		定検停止中
	直流125V主母線6A, 6B, 6C, 6D	1	簡易点検	4C		定検停止中 (赤外線診断 6M)
無停電電源装置	バイタル交流電源装置 6A 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
	バイタル交流電源装置 6B 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
	バイタル交流電源装置 6C 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
	バイタル交流電源装置 6D 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
計器	計器 1式 (総合負荷, 保安規定関係, 特別精密電力 量計)	1,2,3	簡易点検	1C		定検停止中
	静電器 1式	1	簡易点検	1C, 4C		定検停止中
	主風気漏検弁閉検出回路 1式	1	簡易点検 特性試験	1C	監視機能健全性確認検査(その6(電気機器分))	定検停止中
電動弁	電動弁リミトルク 1式	1,2,3	簡易点検	1C		定検停止中
主要制御盤	主要制御盤 1式	1,C	外観点検, 絶縁抵抗測定 簡易点検	2C, 6Y 1C, 6Y		定検停止中
遮断停止系	遮り安全弁操作回路	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	残留熱除去系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	残留熱除去系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	高江伊心注水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	非常系電源設備操作回路C系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
	非常系電源設備操作回路D系	A	機能・性能試験	2C	遮断停止系機能検査	定検停止中
補助ボイラー (4C)	補助ボイラー (4C)	3	開放点検 非破壊試験 特性試験 漏えい試験 保安装置試験 負荷試験	2.5M※ B B B B B	補助ボイラー開放検査 補助ボイラー開放検査 補助ボイラー設備検査 補助ボイラー試験運転検査 補助ボイラー試験運転検査	※補助ボイラー設置の運転期間による管理

柏崎刈羽原子力発電所  
第7号機  
保全計画  
(第10保全サイクル)

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
非常用ディーゼル機関 (C) タンク兼安全弁 5台	1	1	分解点検	130M	○	-	-	定検停止中
			機能・性能試験	B	○	-	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
			検査点検(潤滑油交換)	13M	○	9回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
非常用ディーゼル機関 (A) 潤滑装置	1	1	分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			検査点検(潤滑油交換)	13M	○	9回	-	定検停止中
			分解点検	60M	○	6回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
非常用ディーゼル機関 (B) 潤滑装置	1	1	分解点検	60M	○	6回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			検査点検(潤滑油交換)	13M	-	9回	-	定検停止中
			分解点検	60M	-	7回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
非常用ディーゼル機関 (C) 潤滑装置	1	1	分解点検	60M	-	7回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			検査点検(潤滑油交換)	13M	○	9回	-	定検停止中
			分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映
非常用ディーゼル機関 (A) 非常用停止装置 1式	1	1	機能・性能試験	B	-	8回	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
			分解点検	60M	○	6回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映
			機能・性能試験	B	○	6回	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) 非常用停止装置 1式	1	1	分解点検	60M	○	6回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映
			機能・性能試験	B	-	7回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映
			機能・性能試験	B	-	7回	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (C) 非常用停止装置 1式	1	1	分解点検	60M	-	7回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映
			機能・性能試験	B	-	7回	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
			機能・性能試験	B	-	7回	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) プロセス計器 1式	A,1,3	1	特性試験	1C 又は13M	○	9回	非常用予備電源装置検査(その3)	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) プロセス計器 1式	A,1,3	1	特性試験	1C 又は13M	○	9回	非常用予備電源装置検査(その3)	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (C) プロセス計器 1式	A,1,3	1	特性試験	1C 又は13M	○	9回	非常用予備電源装置検査(その3)	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) 機関付潤滑油フィルタ	1	1	分解点検(フィルタ分解清掃)	130M	-	8回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) 機関付潤滑油フィルタ	1	1	分解点検(フィルタ分解清掃)	130M	-	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (C) 機関付潤滑油フィルタ	1	1	分解点検(フィルタ分解清掃)	130M	○	-	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) (B) (C) タンク兼 1式	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) 燃料弁 各18台(全数)	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) 燃料弁 各18台(全数)	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (C) 燃料弁 各18台(全数)	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) 始動弁 各18台(全数)	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) 始動弁 各18台(全数)	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (C) 始動弁 各18台(全数)	1	1	分解点検	13M	○	9回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) 始動電磁弁、停止電磁弁 3台	1,2	1	分解点検	52M	○	6回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) 始動電磁弁、停止電磁弁 3台	1,2	1	分解点検	52M	○	6回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (C) 始動電磁弁、停止電磁弁 3台	1,2	1	分解点検	52M	○	6回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) 回転計	1	1	分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.47の反映
非常用ディーゼル機関 (B) 回転計	1	1	分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.47の反映
非常用ディーゼル機関 (C) 回転計	1	1	分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.47の反映
非常用ディーゼル機関 (A) (B) (C) 付帯設備 1式	1	1	検査点検	1C	○	9回	-	定検停止中
燃料移送ポンプ (A)	1	1	分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.48の反映
燃料移送ポンプ (A) 電動機	A	1	分解点検	4C	-	9回	-	定検停止中
燃料移送ポンプ (B)	1	1	分解点検	60M	○	6回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.48の反映
燃料移送ポンプ (B) 電動機	A	1	分解点検	4C	○	6回	-	定検停止中
燃料移送ポンプ (C)	1	1	分解点検	60M	-	8回	-	定検停止中 保全の有効性評価No.48の反映
燃料移送ポンプ (C) 電動機	A	1	分解点検	4C	-	7回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (A) 軽油タンク	A	1	検査点検	10C	-	8回	-	定検停止中
非常用ディーゼル機関 (B) 軽油タンク	A	1	検査点検	10C	-	8回	-	定検停止中
直流電源系 1式 ・直流120V充電機 7A, 7B, 7C, 7D ・120V充電電池 (A系) 全数60個 ・120V充電電池 (B系) 全数60個 ・120V充電電池 (C系) 全数60個 ・120V充電電池 (D系) 全数60個	1	1	機能・性能試験			9回	直流電源系機能検査	定検停止中
直流120V充電機7A	1	1	検査点検	0.5Y	○	2011年度	-	

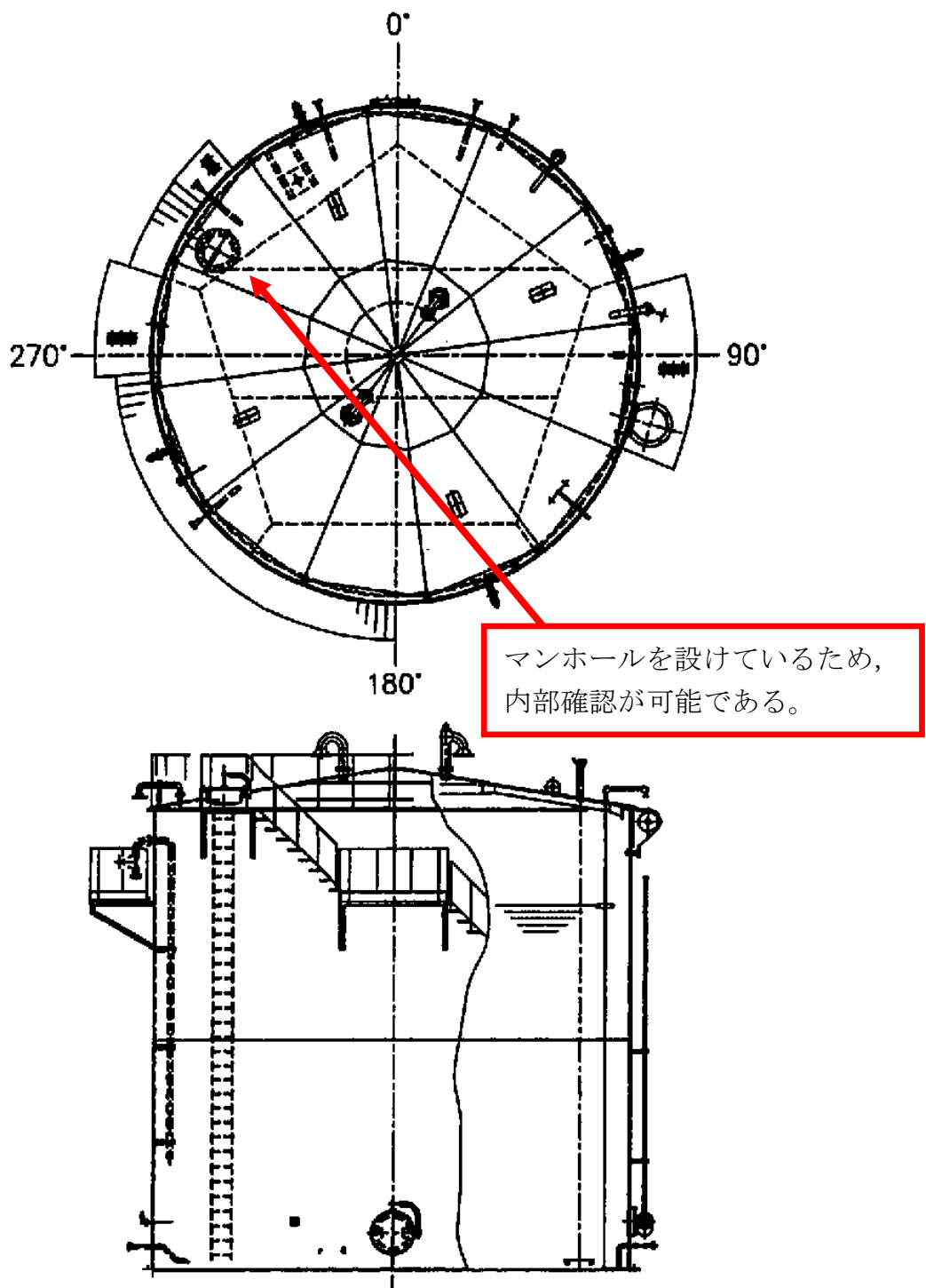


図 57-4-4 軽油タンク構造図

マンホールを設けているため、内部確認が可能である。

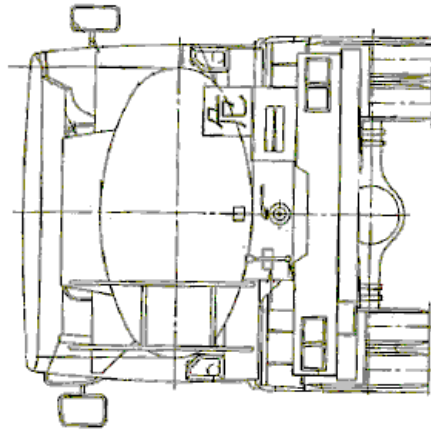
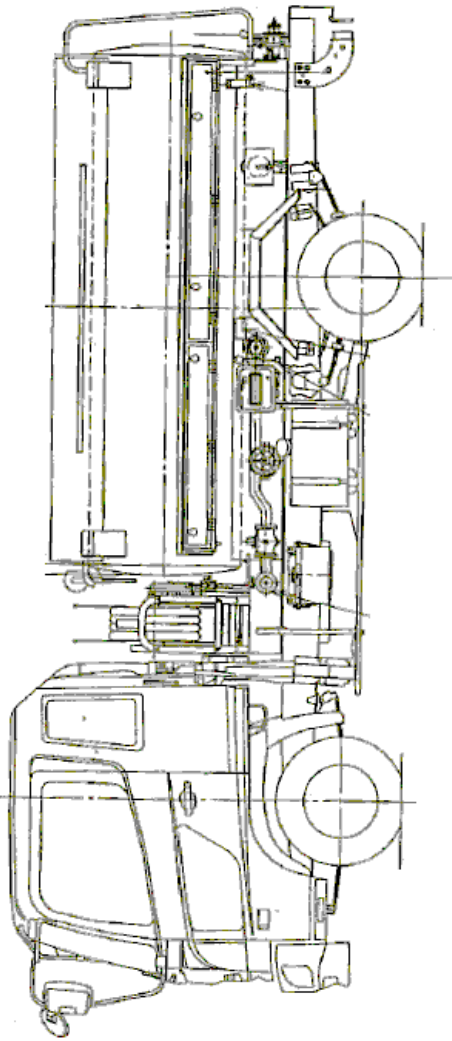
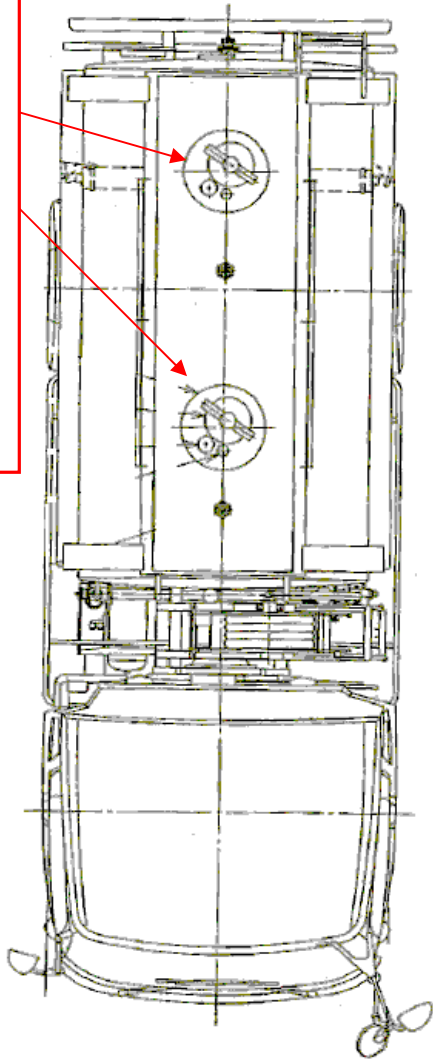


図 57-4-5 タンクローリ (4k L) 構造図



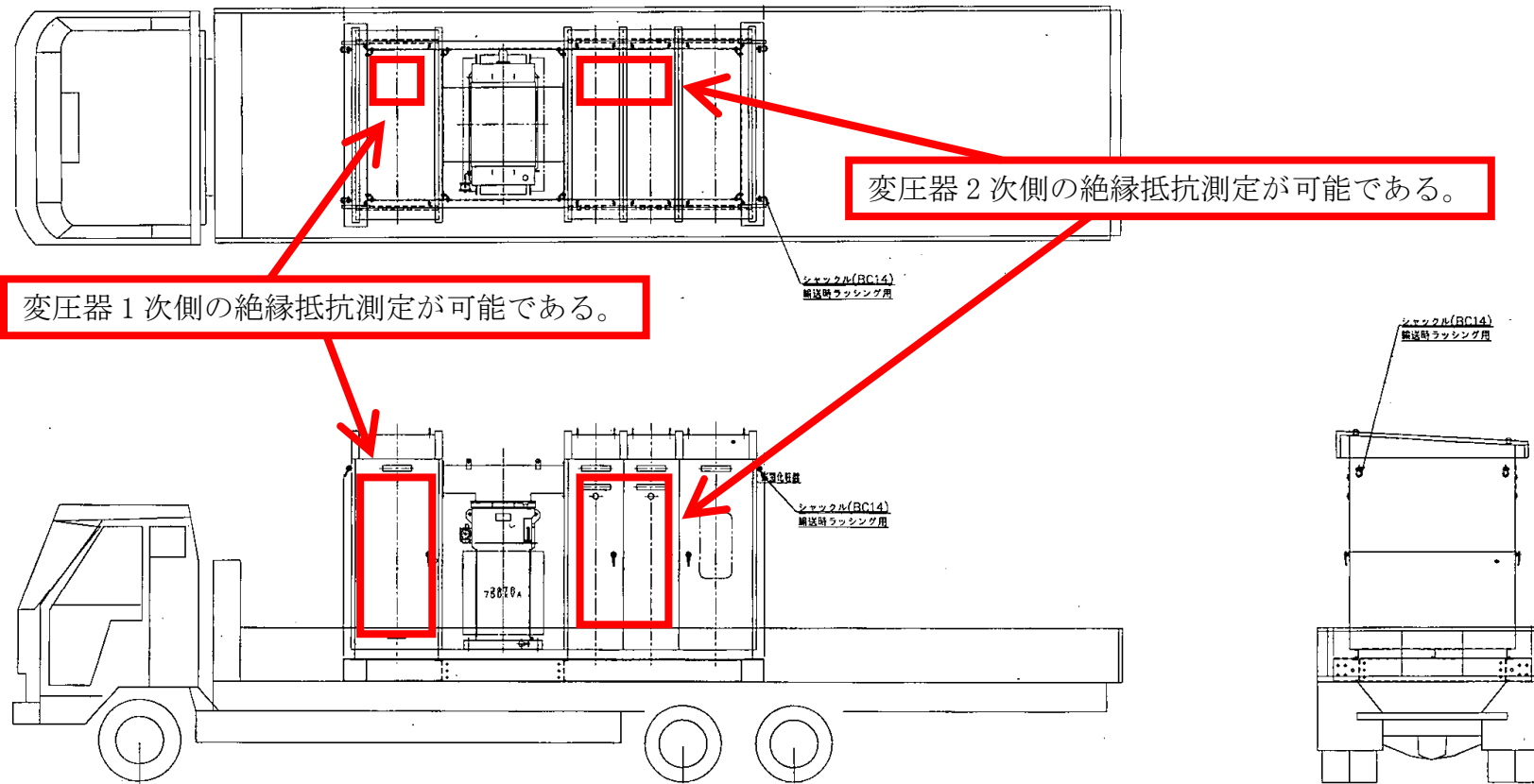
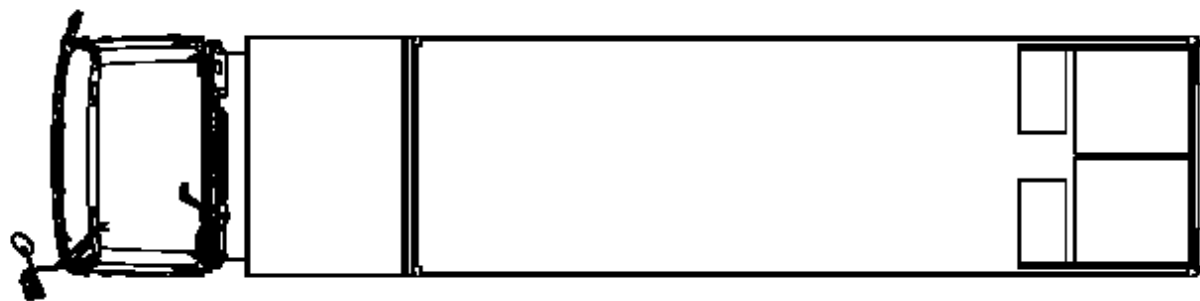


図 57-4-6 移動式変圧器構造図



第一ガスタービン発電機の各部品は分解点検が可能な構造とする。

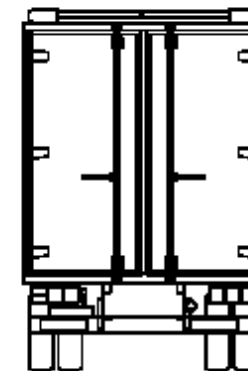
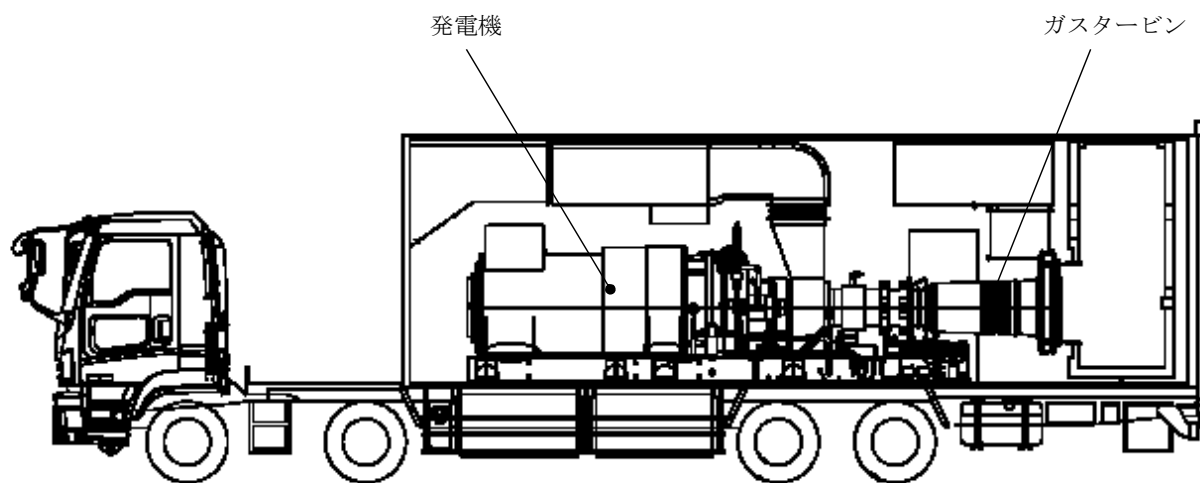
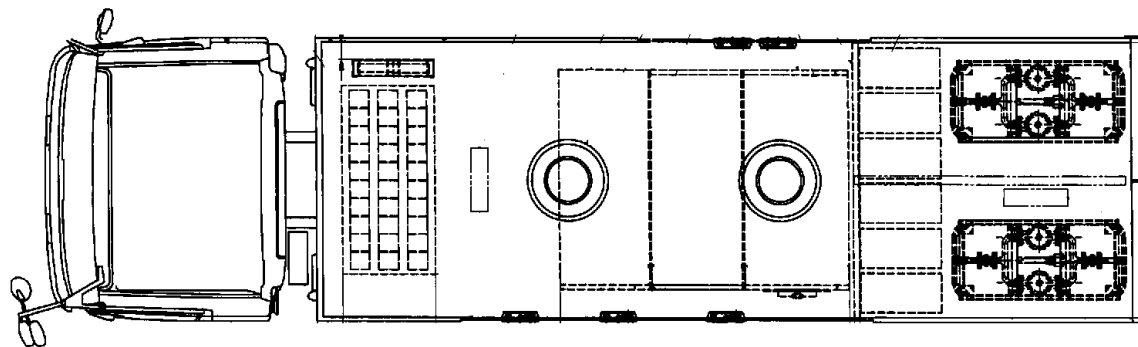


図 57-4-7 第一ガスタービン発電機（発電機車）構造図

※第二ガスタービン発電機も同様



第一ガスタービン発電機の各部品は分解点検が可能な構造とする。

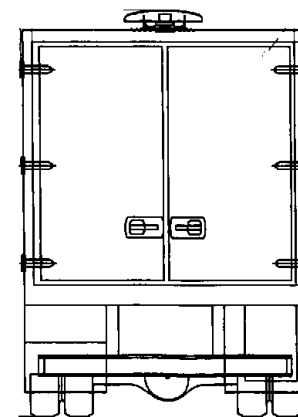
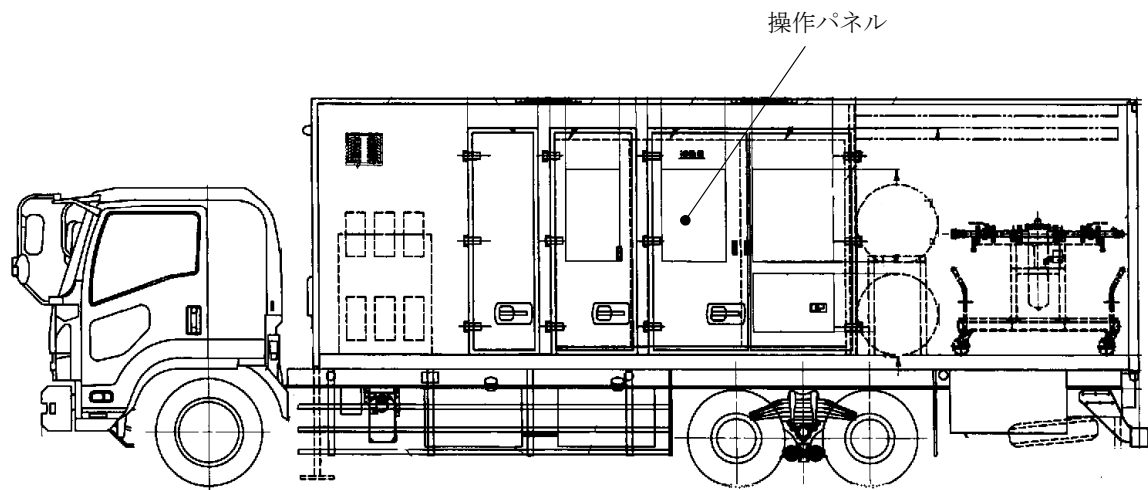
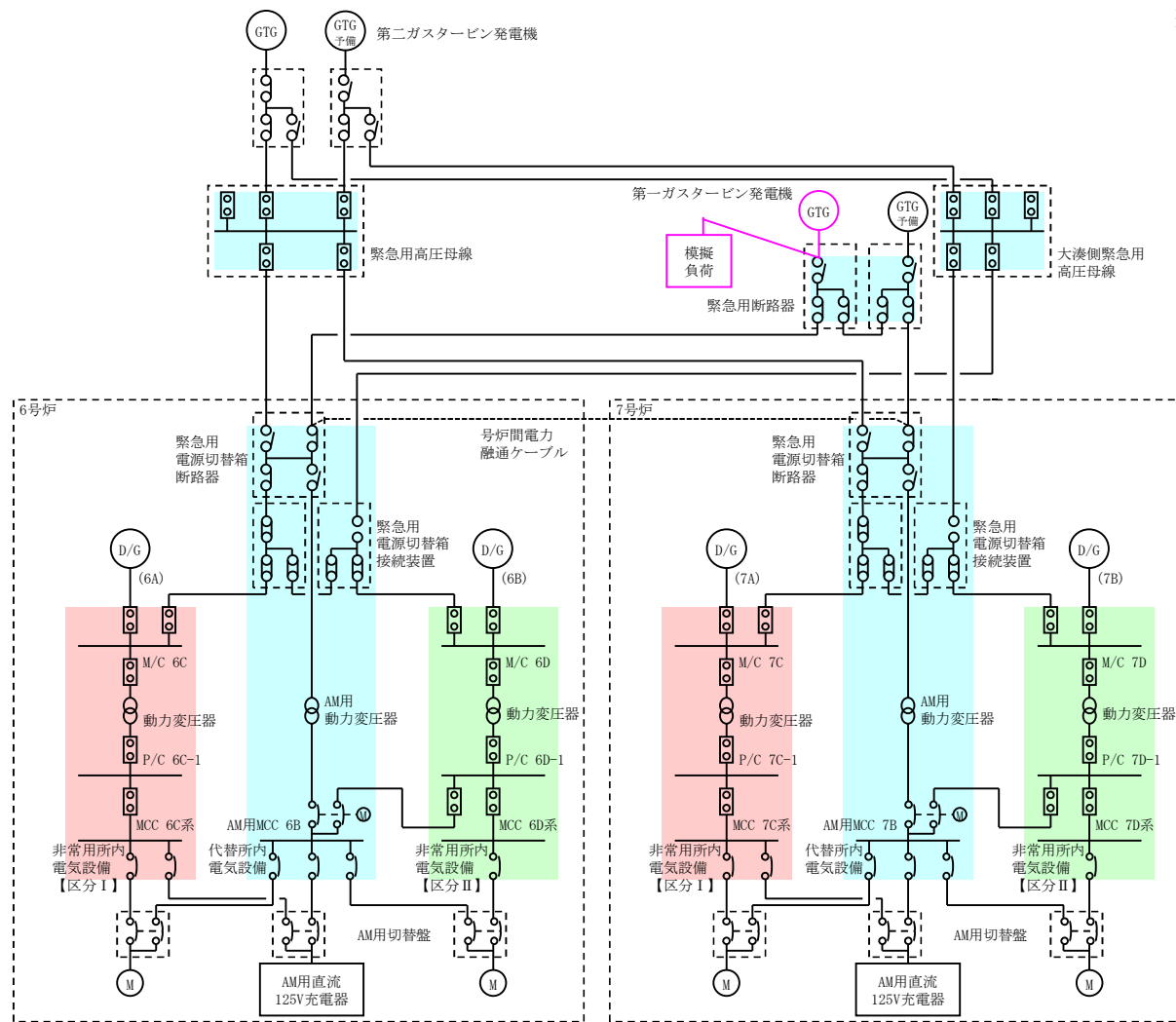


図 57-4-8 第一ガスタービン発電機（制御車）構造図

※第二ガスタービン発電機も同様



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

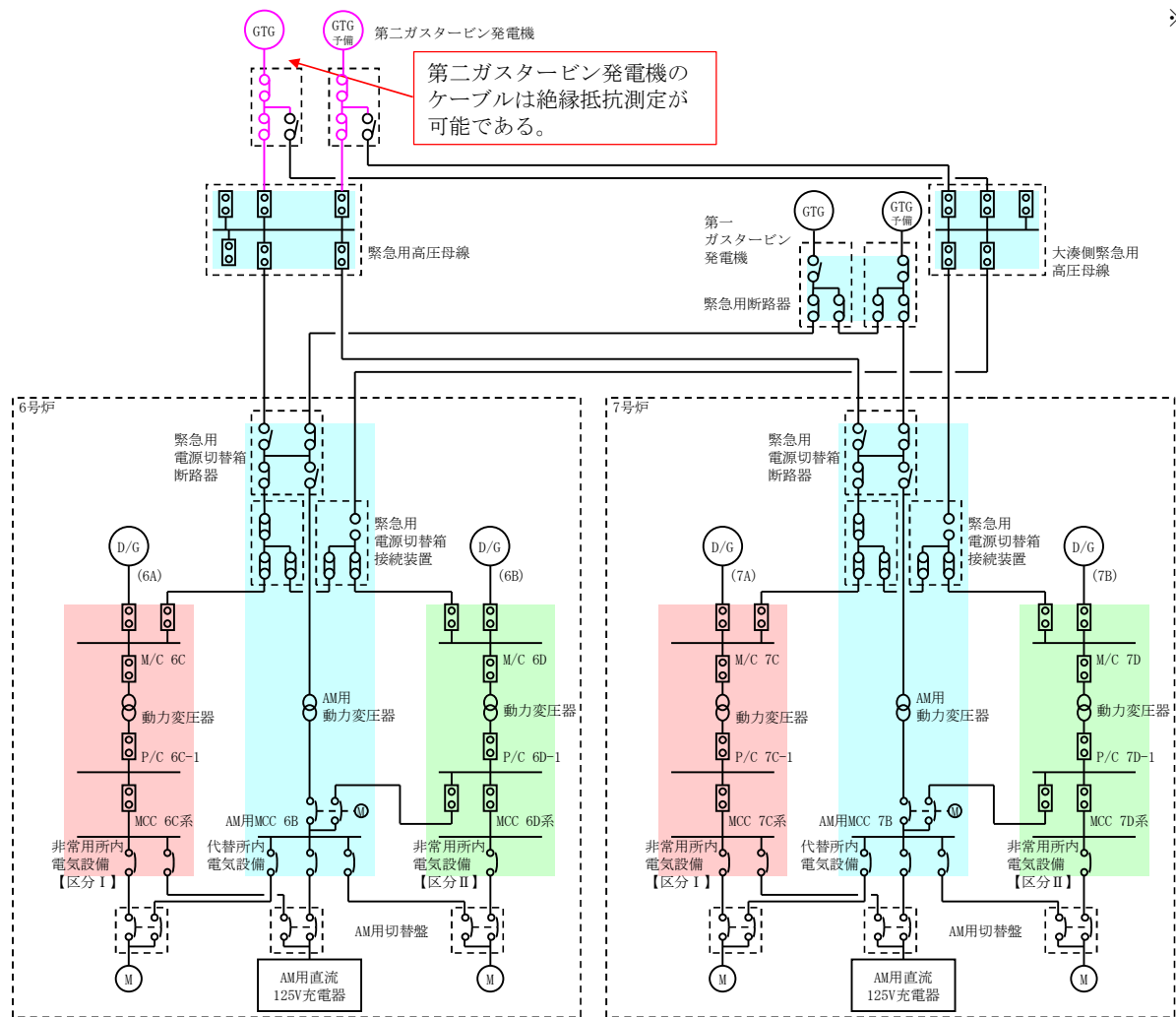
- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
  - D/G : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-9 第一ガスタービン発電機試験系統図







※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断り器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-12 第二ガスタービン発電機用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。

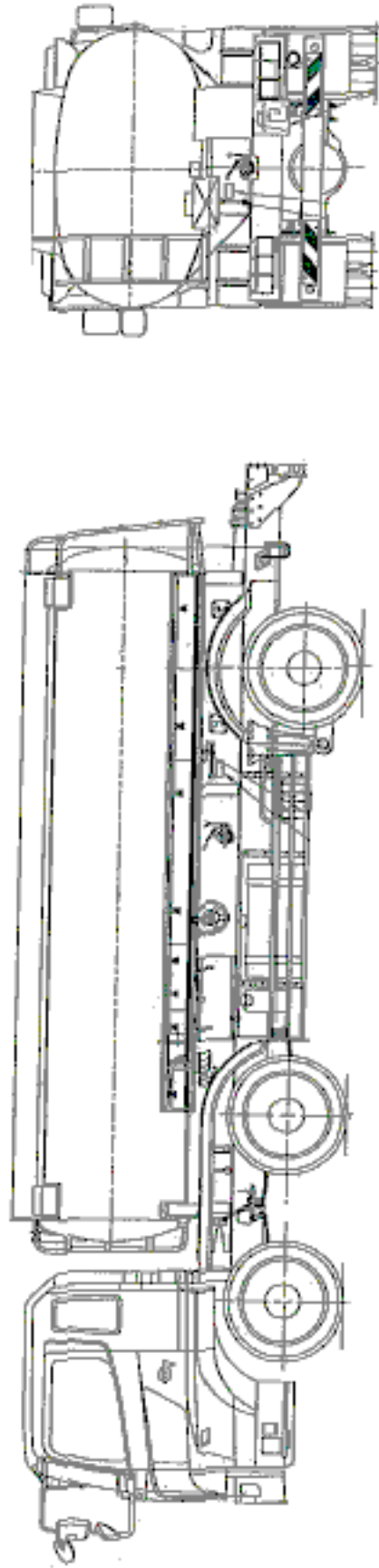
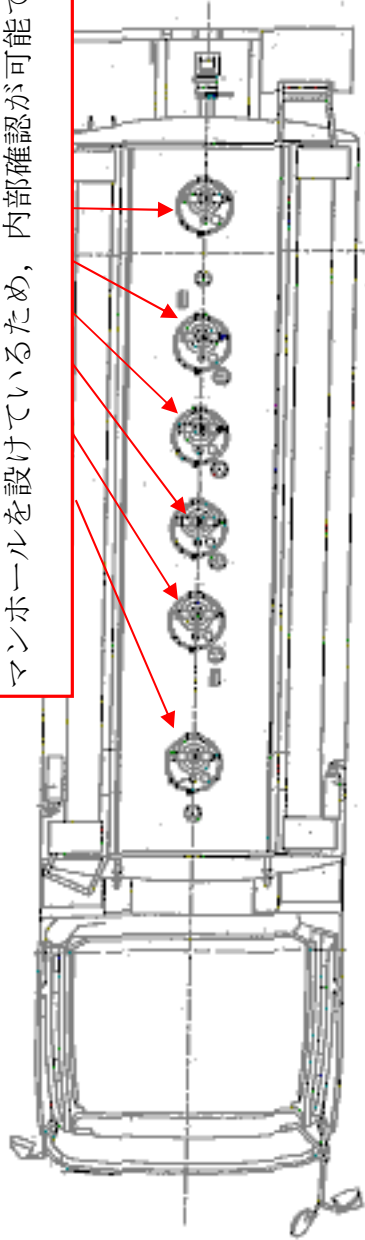


図 57-4-13 タンクローリ (16 k L) 構造図



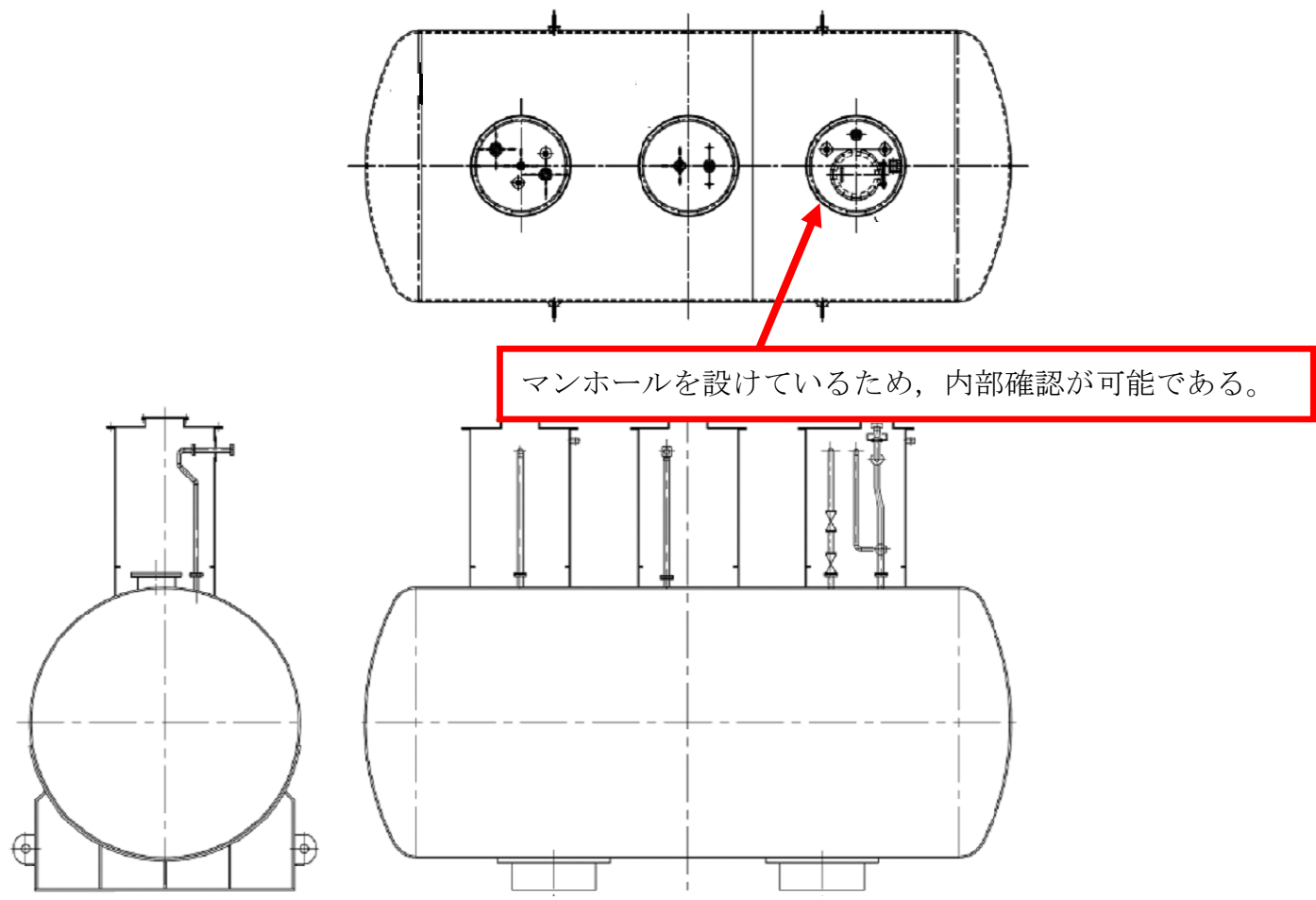
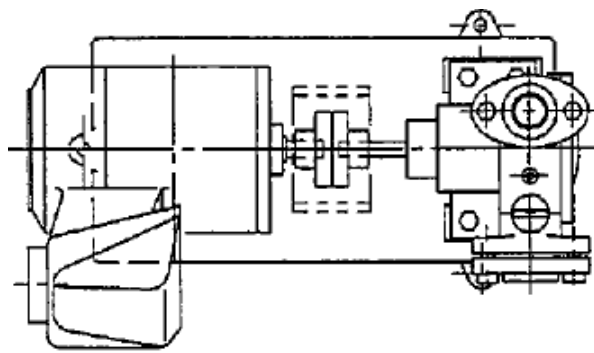


図 57-4-14 第一ガスタービン発電機用燃料タンク構造図

※第二ガスタービン発電機も同様



カップリングを切り離し、ケーシングを開放することで分解点検が可能である。

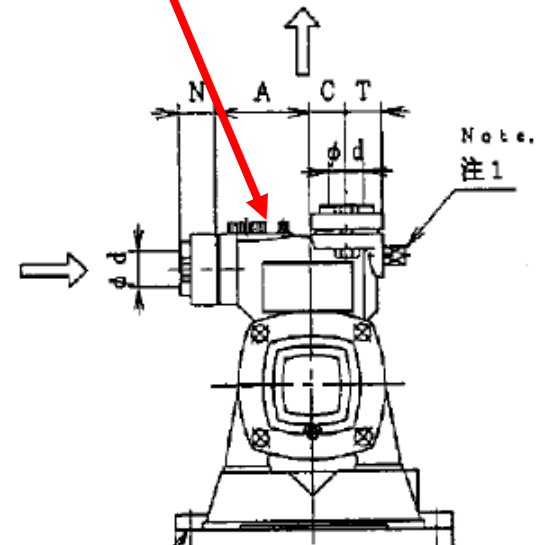
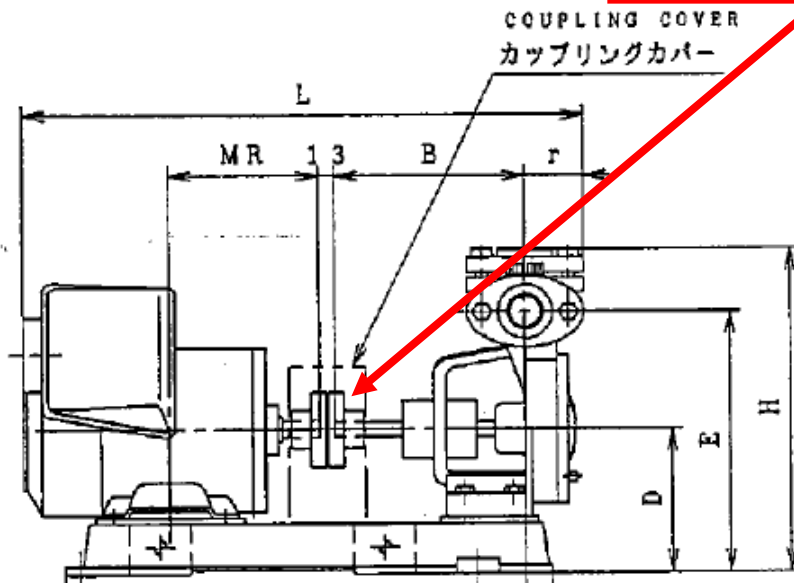


図 57-4-15 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ構造図

※第二ガスタービン発電機も同様

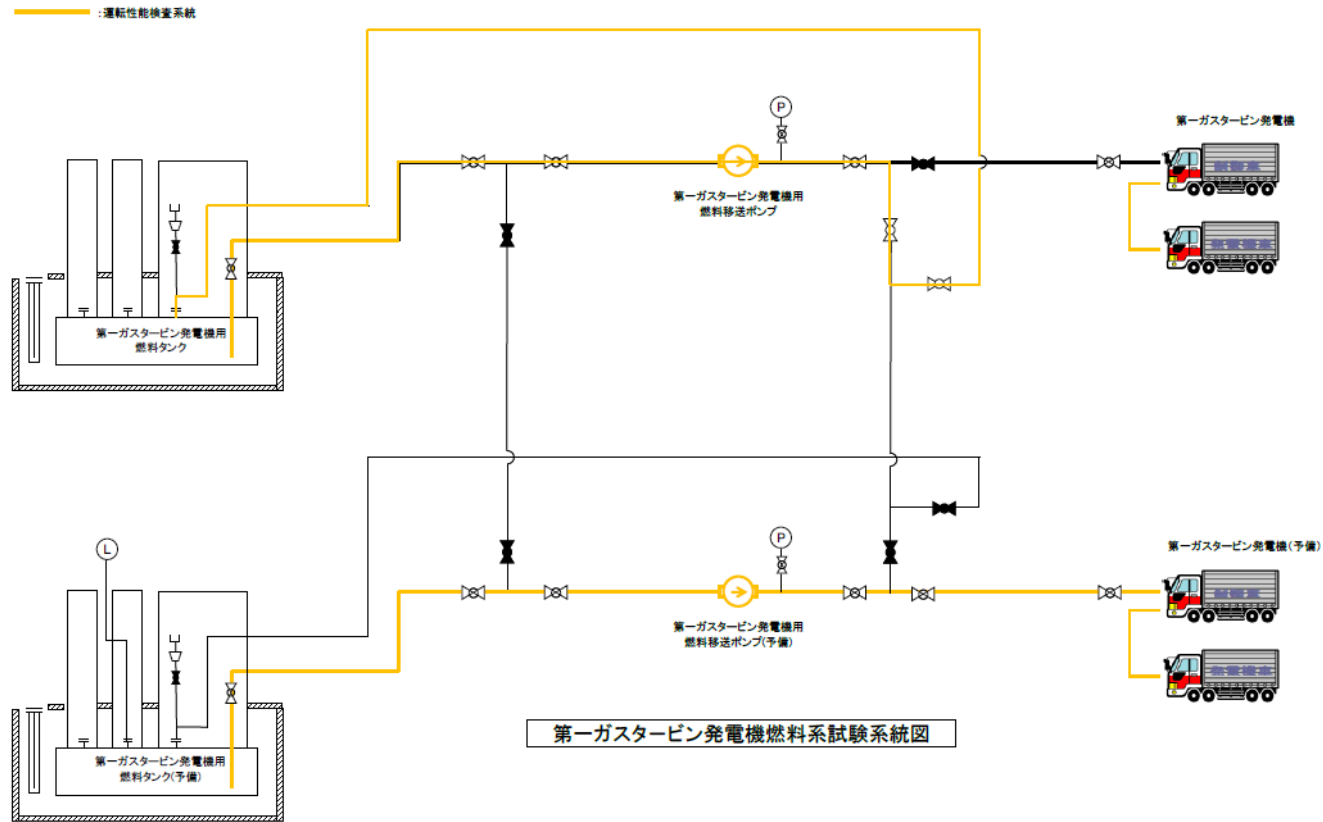


図 57-4-16 ガスタービン発電機燃料系統試験系統図

※第二ガスタービン発電機も同様

電圧測定が可能である。

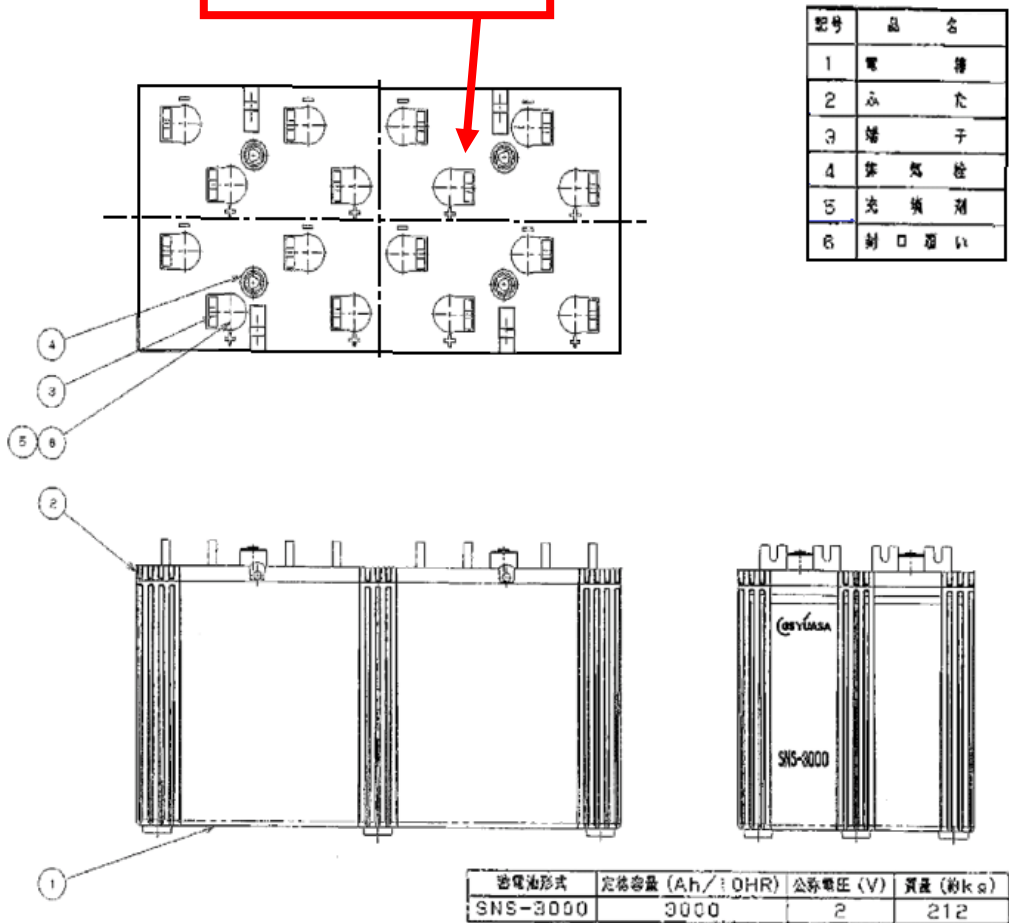


図 57-4-17 直流 125V 蓄電池 6A 構造図

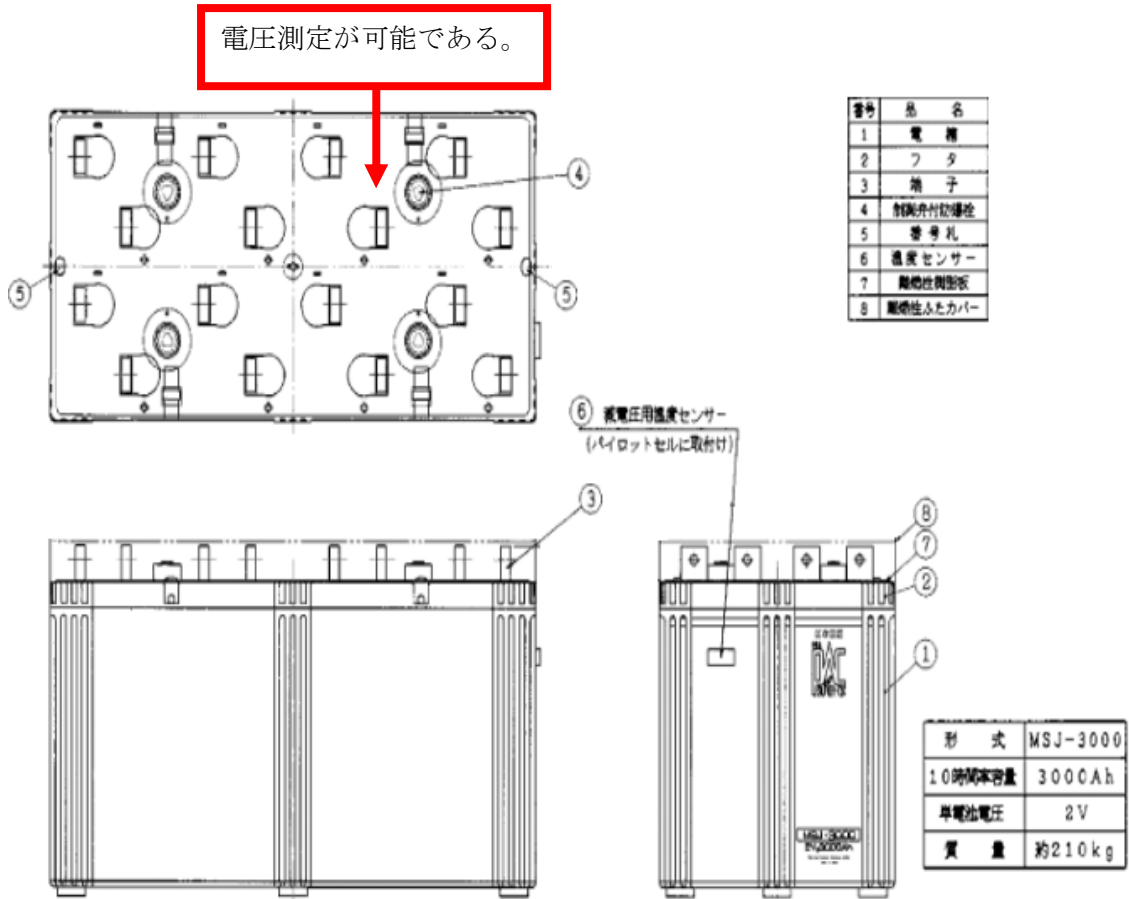


図 57-4-18 直流 125V 蓄電池 7A 構造図

添付書類三 保全計画

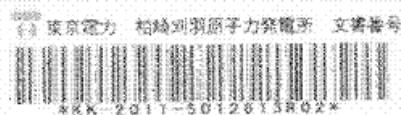
柏崎刈羽原子力発電所  
第6号機  
保全計画  
(第10保全サイクル)

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または観度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	非常用ディーゼル機関(A) 軽油タンク	A	開放点検	10C	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B) 軽油タンク	A	開放点検	10C	-	定検停止中
直流電源系	直流電源系 1式 ・直流125V充電器 6A, 6B, 6C, 6D ・125V系蓄電池(A系) 全数60個 ・125V系蓄電池(B系) 全数60個 ・125V系蓄電池(C系) 全数60個 ・125V系蓄電池(D系) 全数60個	1	機能・性能試験	1C	直流電源系機能検査	定検停止中
	直流125V蓄電池6A	1	簡易点検	0.5Y	-	
	直流125V充電器6A	1	簡易点検	39M	-	定検停止中
	直流125V蓄電池6B	1	簡易点検	0.5Y	-	
	直流125V充電器6B	1	簡易点検	39M	-	定検停止中
	直流125V蓄電池6C	1	簡易点検	0.5Y	-	
	直流125V充電器6C	1	簡易点検	39M	-	定検停止中
	直流125V蓄電池6D	1	簡易点検	0.5Y	-	
	直流125V充電器6D	1	簡易点検	39M	-	定検停止中
	直流125Vパワーセンタ6A, 6B, 6C, 6D	1	簡易点検	52M	-	定検停止中
	直流125V主母線盤6A, 6B, 6C, 6D	1	簡易点検	4C	-	定検停止中 (赤外線診断 6M)
無停電電源装置	バイタル交流電源装置 6A 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
	バイタル交流電源装置 6B 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
	バイタル交流電源装置 6C 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
	バイタル交流電源装置 6D 1式	1	簡易点検 機能・性能試験	2C	無停電電源装置設備検査	定検停止中
計器	計器 1式 (総合負荷, 保安規定関係, 特別精密電力計針)	1,2,3	簡易点検	1C	-	定検停止中
	継電器 1式	1	簡易点検	1C, 4C	-	定検停止中
	主蒸気隔離弁閉鎖検出回路 1式	1	簡易点検 特性試験	1C	監視機能健全性確認検査(その6(電気機器分))	定検停止中
電動弁	電動弁リミトルク 1式	1,2,3	簡易点検	1C	-	定検停止中
主要制御盤	主要制御盤 1式	1,C	外観点検, 絶縁抵抗測定 簡易点検	2C, 6Y 1C, 6Y	-	定検停止中
遠隔停止系	逃がし安全弁操作回路	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	残留熱除去系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	残留熱除去系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	減圧炉心注水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却海水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却海水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	非常系電源設備操作回路C系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
	非常系電源設備操作回路D系	A	機能・性能試験	2C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
補助ボイラー(4C)	補助ボイラー(4C)	3	開放点検 非破壊試験 特性試験 漏えい試験 保安装置試験 負荷試験	2.5M※ B B B B B	補助ボイラー開放検査 補助ボイラー開放検査 - 補助ボイラー設備検査 補助ボイラー試験運転検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理

直流 125V 蓄電池 6A-2

本資料には、東京電力株式会社またはその他の企業の秘密情報が含まれている可能性があります。当社の許可なく本資料の複製物を作成すること、本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、ならびに第三者に開示、公開する行為を禁止します。  
東京電力株式会社



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

平成24年8月22日(改訂2)

設備名：非常用予備発電装置

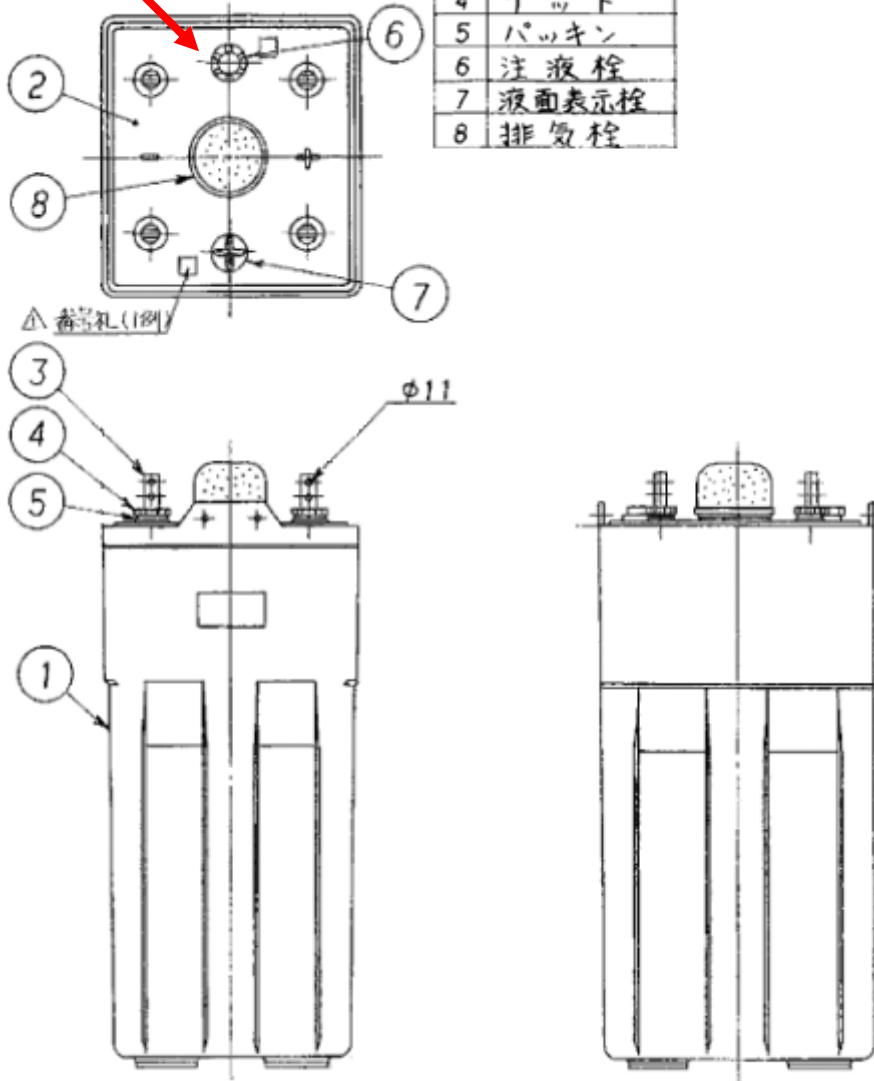
検査名：直流電源系機能検査

要領書番号：K6-10-60-B-運



電圧測定及び注液栓から  
比重測定が可能である。

1	電 槽
2	ふ た
3	極 柱
4	ナ ッ ト
5	パ ッ キ ン
6	注 液 栓
7	液 面 表 示 栓
8	排 気 栓



形 式	定 格 容 量 (Ah/10HR)	公 称 電 圧 (V)	電 解 液 量 約 (L)	重 量 (液入) 約 (Kg)
EF-4000	①4000	2	111	365

図 57-4-19 直流 125V 蓄電池 6A-2 構造図

柏崎刈羽原子力発電所  
第7号機  
保全計画  
(第10保全サイクル)

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

機器又は系統名	実装数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検日数)	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術	
非常用ディーゼル機関	非常用ディーゼル機関(C)クランク駆込金具 4台	1	分解点検	130M	○	-	-	定検停止中	
			機能・性能試験	B	○	-	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中	
	非常用ディーゼル機関(A)調速装置	1	分解点検	60M	-	8日	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映	
			検査点検(潤滑油交換)	13M	○	9日	-	定検停止中	
	非常用ディーゼル機関(B)調速装置	1	分解点検	60M	○	6日	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映	
			検査点検(潤滑油交換)	13M	-	9日	-	定検停止中	
	非常用ディーゼル機関(C)調速装置	1	分解点検	60M	-	7日	-	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映	
			検査点検(潤滑油交換)	13M	○	9日	-	定検停止中	
	非常用ディーゼル機関(A)非常用停止装置 1式	1	分解点検	60M	-	8日	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映	
			機能・性能試験	B	-	8日	-	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)非常用停止装置 1式	1	分解点検	60M	○	6日	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映	
			機能・性能試験	B	○	6日	-	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(C)非常用停止装置 1式	1	分解点検	60M	-	7日	-	定検停止中 保全の有効性評価No.46の反映	
			機能・性能試験	B	-	7日	-	非常用予備電源装置検査(その1)	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)プロセス計器 1式	A,1,3	特性試験	1C 又は13M	○	9日	-	非常用予備電源装置検査(その3)	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)プロセス計器 1式	A,1,3	特性試験	1C 又は13M	○	9日	-	非常用予備電源装置検査(その3)	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(C)プロセス計器 1式	A,1,3	特性試験	1C 又は13M	○	9日	-	非常用予備電源装置検査(その3)	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)機関付潤滑油フィルタ	1	分解点検 (フィルタ分解清掃)	130M	-	8日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)機関付潤滑油フィルタ	1	分解点検 (フィルタ分解清掃)	130M	-	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(C)機関付潤滑油フィルタ	1	分解点検 (フィルタ分解清掃)	130M	○	-	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)(B)(C)クランク室 1式	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)燃料弁 各18台(全数)	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)燃料弁 各18台(全数)	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(C)燃料弁 各18台(全数)	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)起動弁 各18台(全数)	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)起動弁 各18台(全数)	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(C)起動弁 各18台(全数)	1	分解点検	13M	○	9日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)起動電磁弁、停止電磁弁 3台	1,2	分解点検	52M	○	6日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)起動電磁弁、停止電磁弁 3台	1,2	分解点検	52M	○	6日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(C)起動電磁弁、停止電磁弁 3台	1,2	分解点検	52M	○	6日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)回転計	1	分解点検	60M	-	8日	-	-	定検停止中 保全の有効性評価No.47の反映
	非常用ディーゼル機関(B)回転計	1	分解点検	60M	-	8日	-	-	定検停止中 保全の有効性評価No.47の反映
	非常用ディーゼル機関(C)回転計	1	分解点検	60M	-	8日	-	-	定検停止中 保全の有効性評価No.47の反映
	非常用ディーゼル機関(A)(B)(C)付帯設備 1式	1	検査点検	1C	○	9日	-	-	定検停止中
	燃料移送ポンプ(A)	1	分解点検	60M	-	8日	-	-	定検停止中 保全の有効性評価No.48の反映
	燃料移送ポンプ(A)電動機	A	分解点検	4C	-	9日	-	-	定検停止中
	燃料移送ポンプ(B)	1	分解点検	60M	○	6日	-	-	定検停止中 保全の有効性評価No.48の反映
	燃料移送ポンプ(B)電動機	A	分解点検	4C	○	6日	-	-	定検停止中
	燃料移送ポンプ(C)	1	分解点検	60M	-	8日	-	-	定検停止中 保全の有効性評価No.48の反映
	燃料移送ポンプ(C)電動機	A	分解点検	4C	-	7日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(A)軽油タンク	A	開放点検	10C	-	8日	-	-	定検停止中
	非常用ディーゼル機関(B)軽油タンク	A	開放点検	10C	-	8日	-	-	定検停止中
直流電源系	直流電源系 1式 ・直流12.5V充電機 7A, 7B, 7C, 7D ・12.5V充電電池(A系) 全数60個 ・12.5V充電電池(B系) 全数60個 ・12.5V充電電池(C系) 全数60個 ・12.5V充電電池(D系) 全数60個	1	機能・性能試験	1C	○	9日	直流電源系機能検査	定検停止中	
	直流12.5V充電機7A	1	検査点検	0.5Y	○	2011年度	-		

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

機器又は系統名	実機数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	今日の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術	
	直流125V充電装置7A	1	緊急点検	39M	○	7回	-	定検停止中	
	直流125V蓄電池7B	1	緊急点検	0.5Y	○	2011年度	-		
	直流125V充電装置7B	1	緊急点検	39M	○	7回	-	定検停止中	
	直流125V蓄電池7C	1	緊急点検	0.5Y	○	2011年度	-		
	直流125V充電装置7C	1	緊急点検	39M	-	8回	-	定検停止中	
	直流125V蓄電池7D	1	緊急点検	0.5Y	○	2011年度	-		
	直流125V充電装置7D	1	緊急点検	39M	-	8回	-	定検停止中	
	直流125Vパワーセンター7A, 7B, 7C, 7D	1	緊急点検	52M	-	8回	-	定検停止中	
	直流125V主制御装置7A, 7B, 7C, 7D	1	緊急点検	4C	-	7回	-	定検停止中 (赤外線診断 6M)	
無停電電源装置	バイタル交流電源装置 7A 1式	1	緊急点検	2C	-	9回	-	定検停止中	
		機能・性能試験	2C	-	9回	無停電電源装置設備検査	定検停止中		
	バイタル交流電源装置 7B 1式	1	緊急点検	2C	-	9回	-	定検停止中	
		機能・性能試験	2C	-	9回	無停電電源装置設備検査	定検停止中		
	バイタル交流電源装置 7C 1式	1	緊急点検	2C	○	8回	-	定検停止中	
		機能・性能試験	2C	○	8回	無停電電源装置設備検査	定検停止中		
	バイタル交流電源装置 7D 1式	1	緊急点検	2C	○	8回	-	定検停止中	
		機能・性能試験	2C	○	8回	無停電電源装置設備検査	定検停止中		
	計器	計器 1式 (総合負荷、保安規定関係、特別待機電力兼計)	1,2,3	緊急点検	1C	○	9回	-	定検停止中
		継電器 1式	1	緊急点検	1C	○	9回	-	定検停止中
		主蒸気減圧弁開閉回路 1式	1	特性試験	1C	○	9回	監視機能健全性確認検査(その6 (電気機部分))	定検停止中
			緊急点検	1C	○	9回	-	定検停止中	
電動弁	電動弁(格納容器内、直流電動弁)	1,2,3	緊急点検	1C	○	9回	-	定検停止中	
主要制御盤	主要制御盤 1式	A,C	外観点検	1C	○	9回	-	定検停止中	
		特性試験	1C	○	9回	-	定検停止中		
遮断停止系	遮断し安全弁操作回路	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	残留蒸気除去系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	-	9回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	残留蒸気除去系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	高圧炉心注水系操作回路	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	原子炉補機冷却水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	-	9回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	原子炉補機冷却水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	原子炉補機冷却海水系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	-	9回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	原子炉補機冷却海水系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	可燃性ガス濃度制御系操作回路A系	A	機能・性能試験	2C	-	9回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	可燃性ガス濃度制御系操作回路B系	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	非常系電源設備操作回路C系	A	機能・性能試験	2C	-	9回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	非常系電源設備操作回路D系	A	機能・性能試験	2C	○	8回	遮断停止系機能検査	定検停止中	
	消火系	配管・弁 1式	A	外観点検	0.5FY	○	2010年度	-	
取水路	取水路(タービン系) 1式	A	微生物処理 設備点検	1C	○	9回	-	定検停止中	
	取水路(その他) 1式	A	補修	CBM	○	9回	-	定検停止中 外観点検 1C	
配管	原子炉系の主な配管 1式	A,B,C	漏えい試験	10C	-	9回	-		
		腐蝕点検	10C	○	9回	-	定検停止中		
		圧破線試験	余寿命 による	○	9回	配管内厚測定検査(その1)	定検停止中		
	タービン系の主な配管 1式	A,B,C	漏えい試験	10C	○	9回	-	定検停止中 定検直前	
		圧破線試験	余寿命 による	○	9回	配管内厚測定検査(その2)	定検停止中		
蒸気発生系の主な配管 1式	C	漏えい試験	10FY	○	-	-			



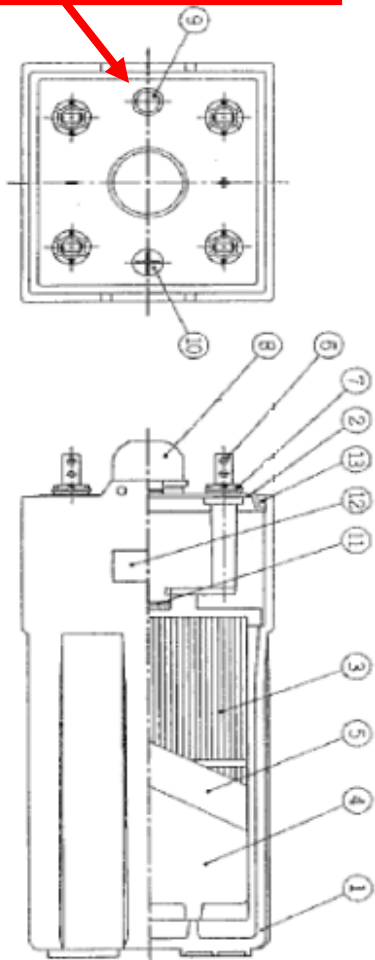
本資料には、東京電力株式会社またはその他の企業が秘密情報を含んでいる可能性があります。当社の許可なく本資料の複製物を作成すること、本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、ならびに第三者に開示公開する行為を禁止します。  
東京電力株式会社

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

平成23年6月7日

設備名：非常用予備発電装置  
検査名：直流電源系機能検査  
要領書番号：K7-10-60-B-運

電圧測定及び注液口栓から  
比重測定が可能である。



番号	品名
1	槽
2	タ
3	陽極板
4	陰極板
5	隔離板
6	板柱
7	板柱ナット
8	防爆排気栓
9	注液口栓
10	液面指示計
11	防マツ板
12	時号札
13	コンパウンド

形式	CS-4000	
10時間率容量	4000 Ah	
重量	液入り	約365kg
	液ナシ	約251kg
液量	約94.0ℓ	

図 57-4-20 直流 125V 蓄電池 7A-2 構造図

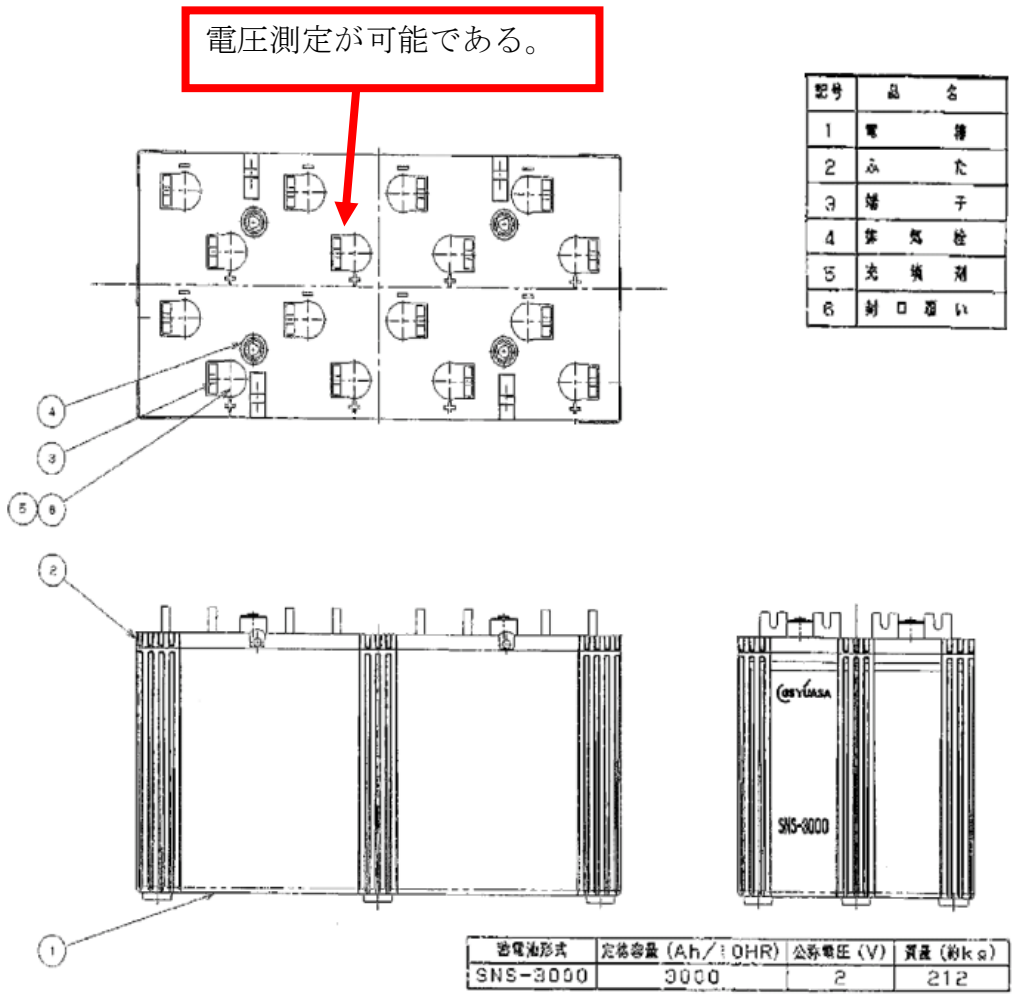


図 57-4-21 6号炉 AM用直流 125V 蓄電池構造図

電圧測定が可能である。

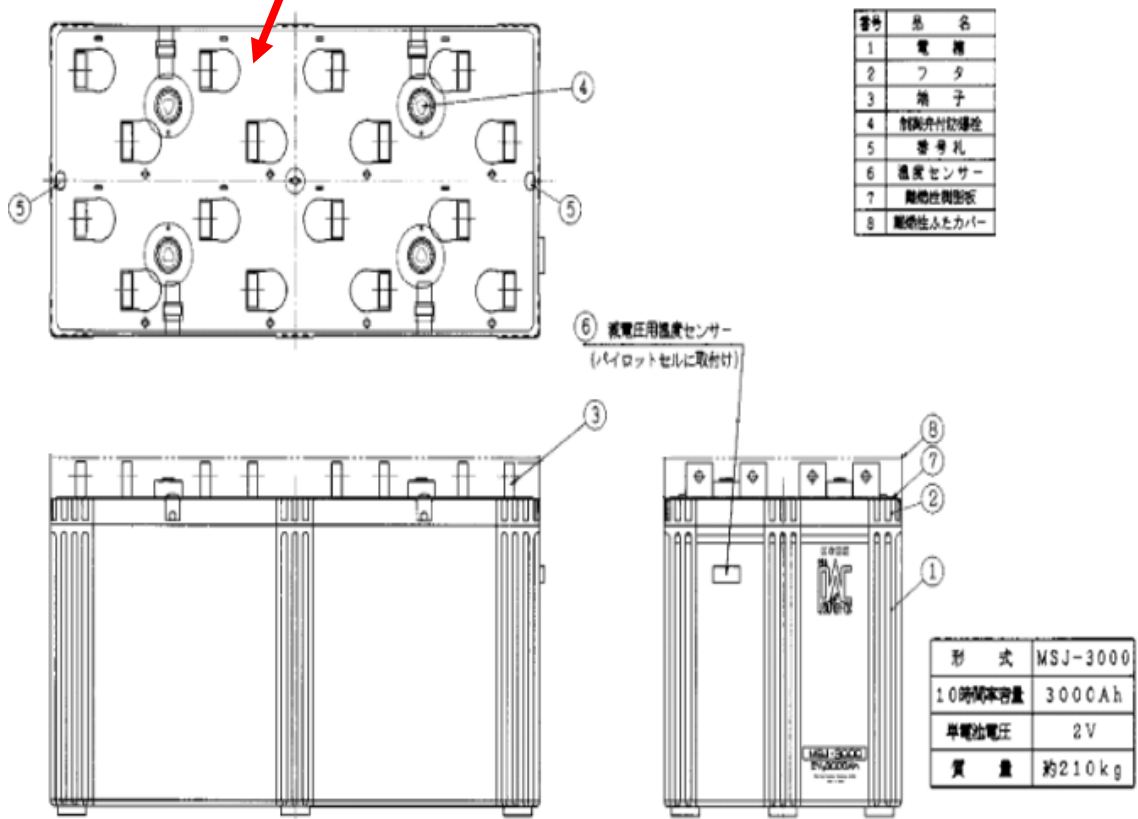


図 57-4-22 7号炉 AM用直流 125V 蓄電池構造図



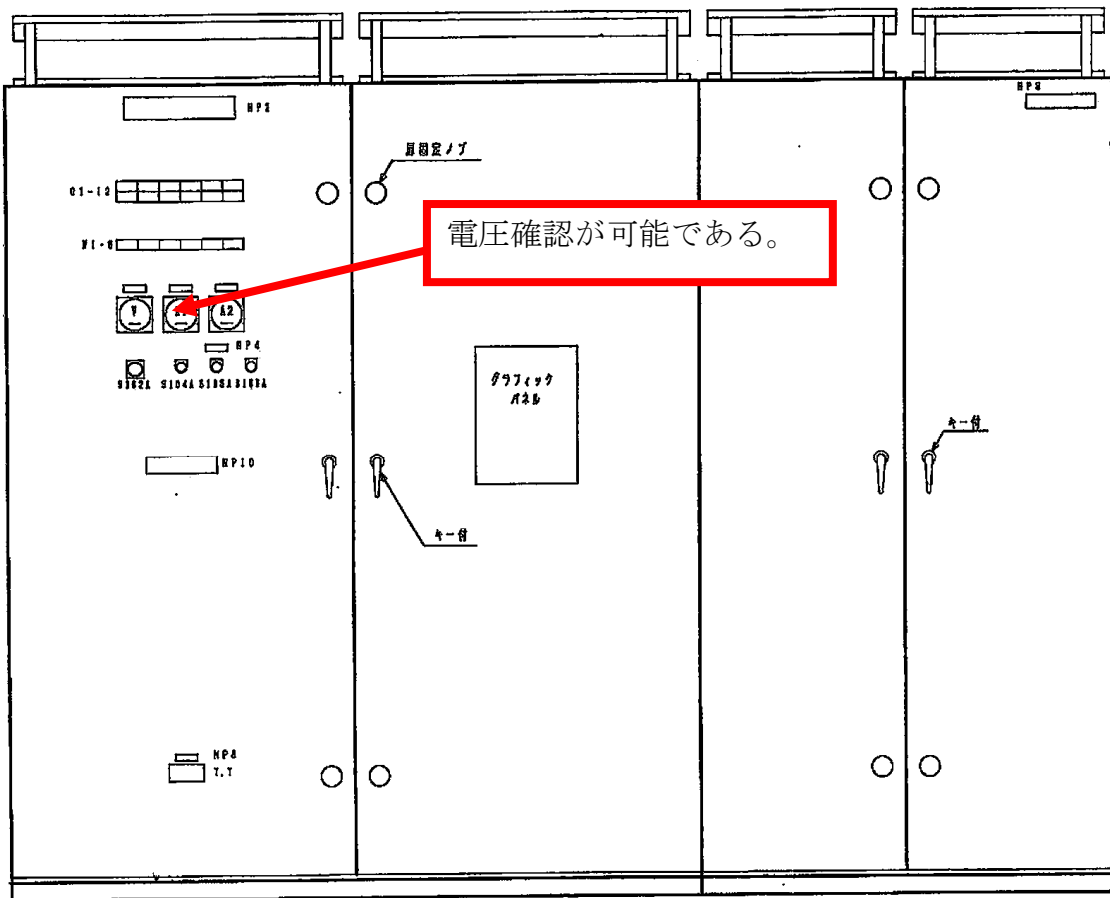


図 57-4-23 直流 125V 充電器 6A 構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

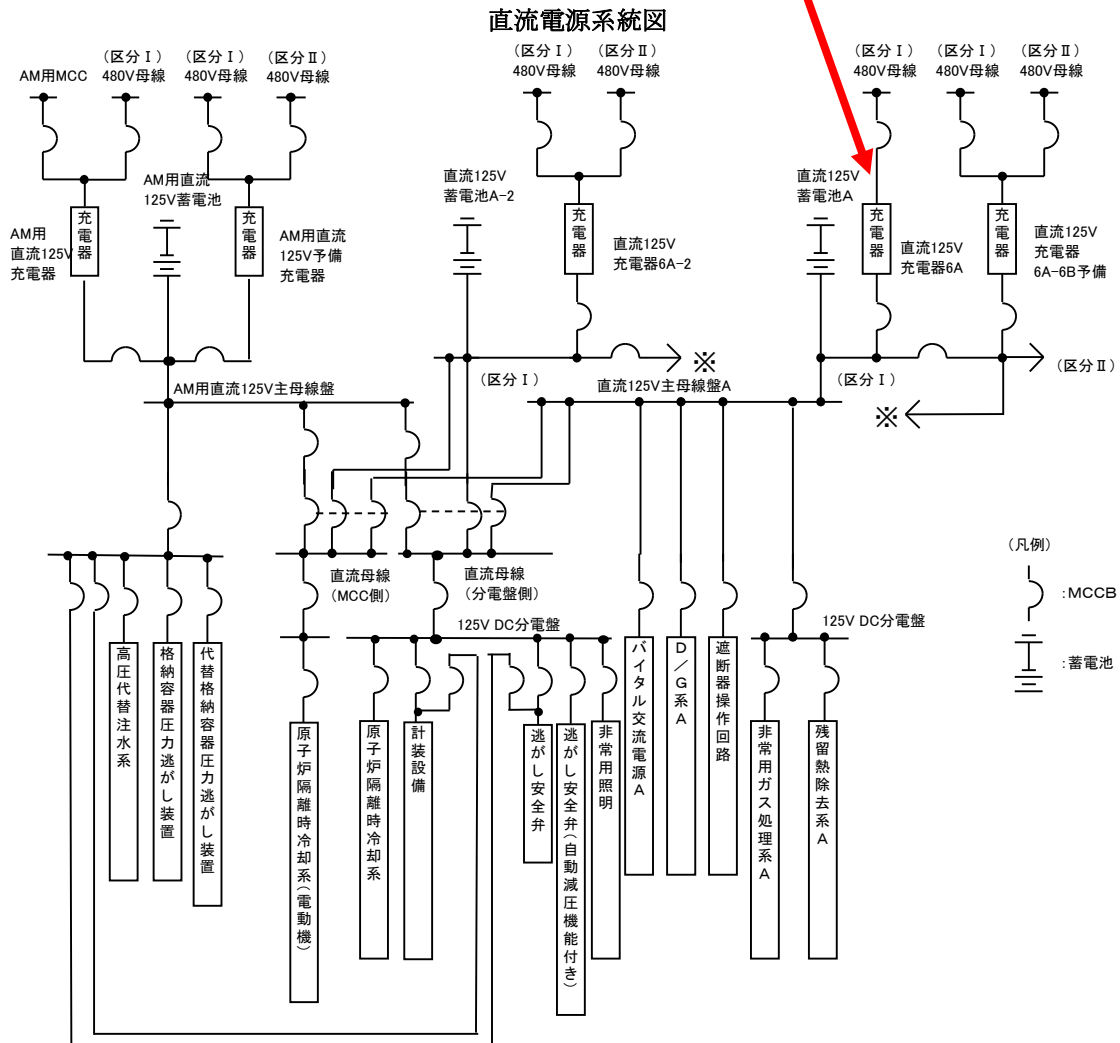


図 57-4-24 6号炉直流125V充電器A試験系統図

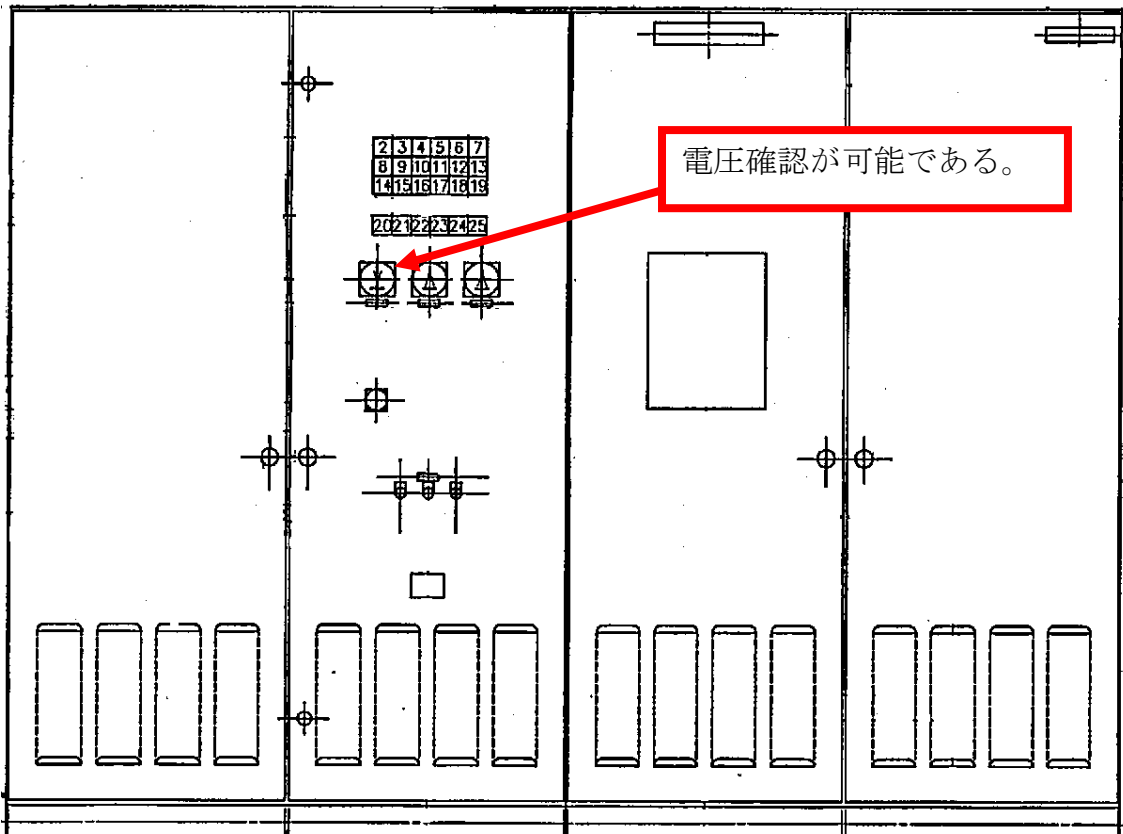


図 57-4-25 直流 125V 充電器 7A 構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

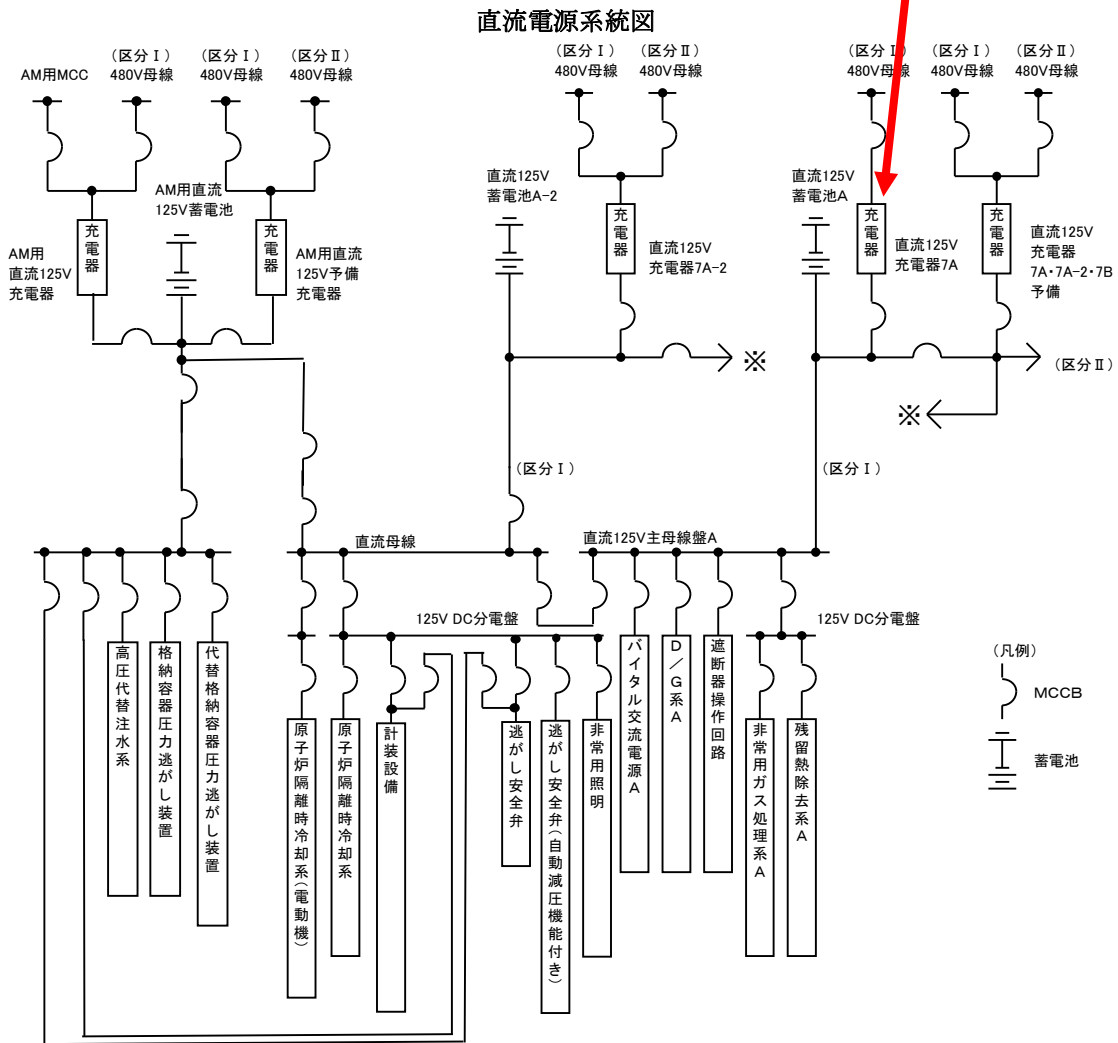


図 57-4-26 7号炉直流125V充電器A試験系統図

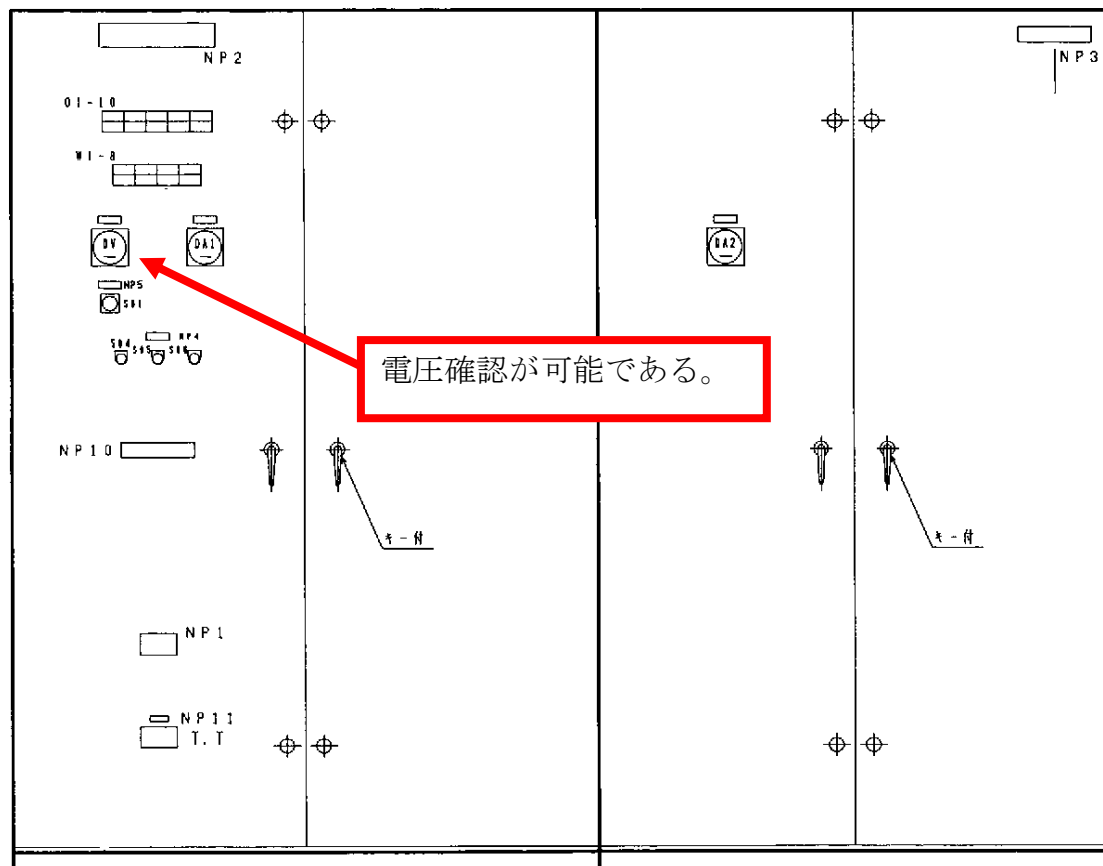


図 57-4-27 直流 125V 充電器 6A-2 構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

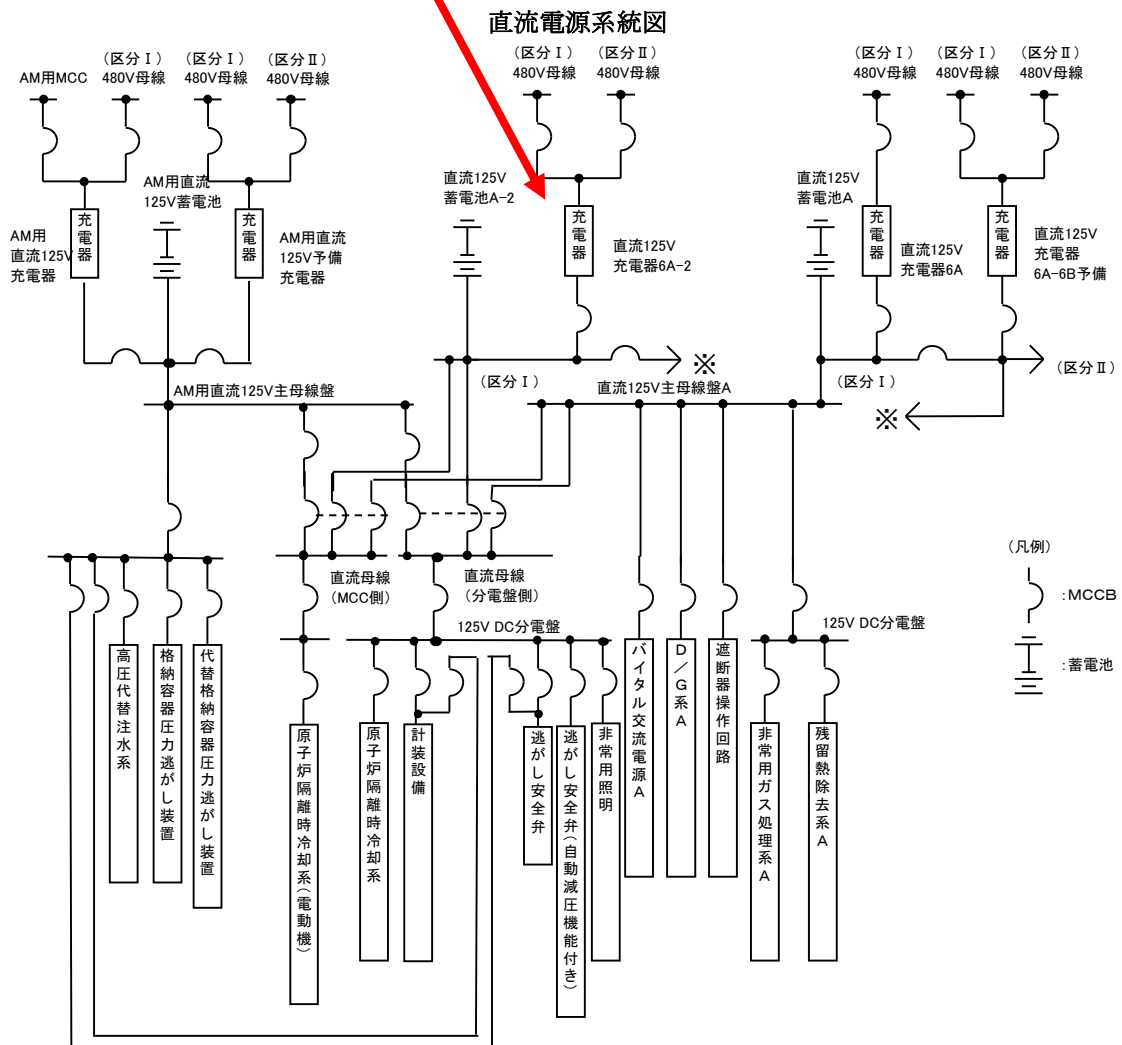


図 57-4-28 6号炉直流125V充電器A-2試験系統図

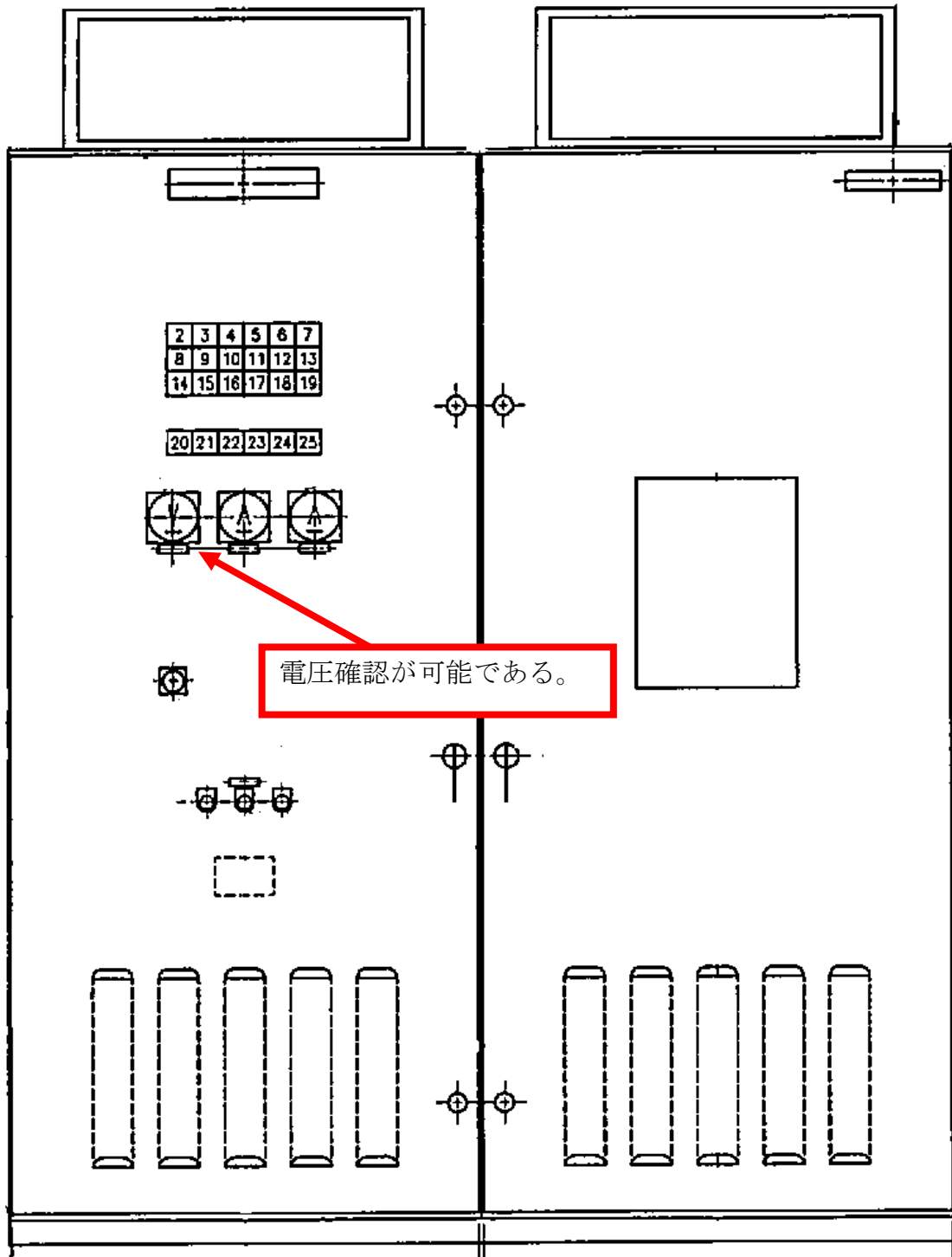


図 57-4-29 直流 125V 充電器 7A-2 構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

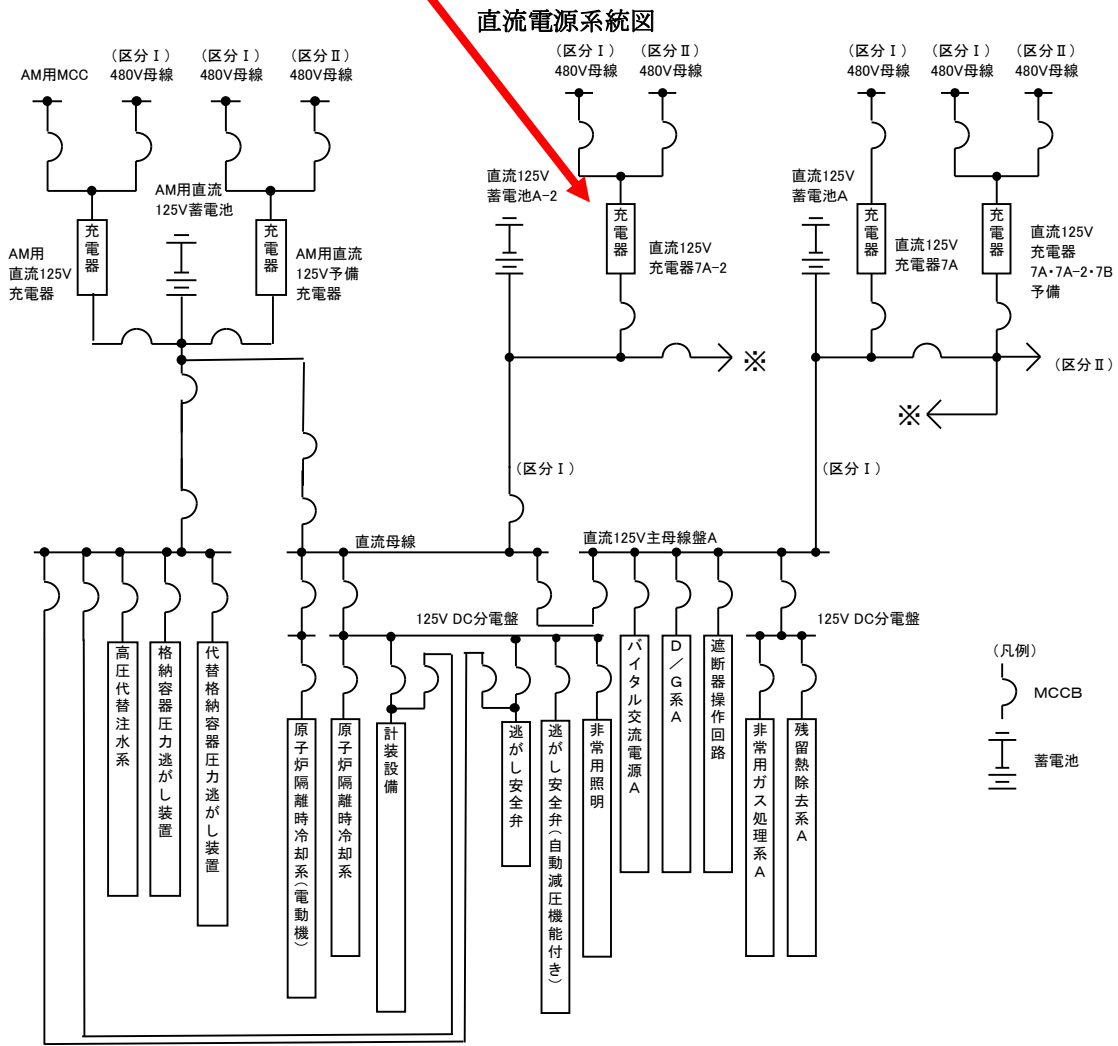


図 57-4-30 7号炉直流 125V 充電器 A-2 試験系統図



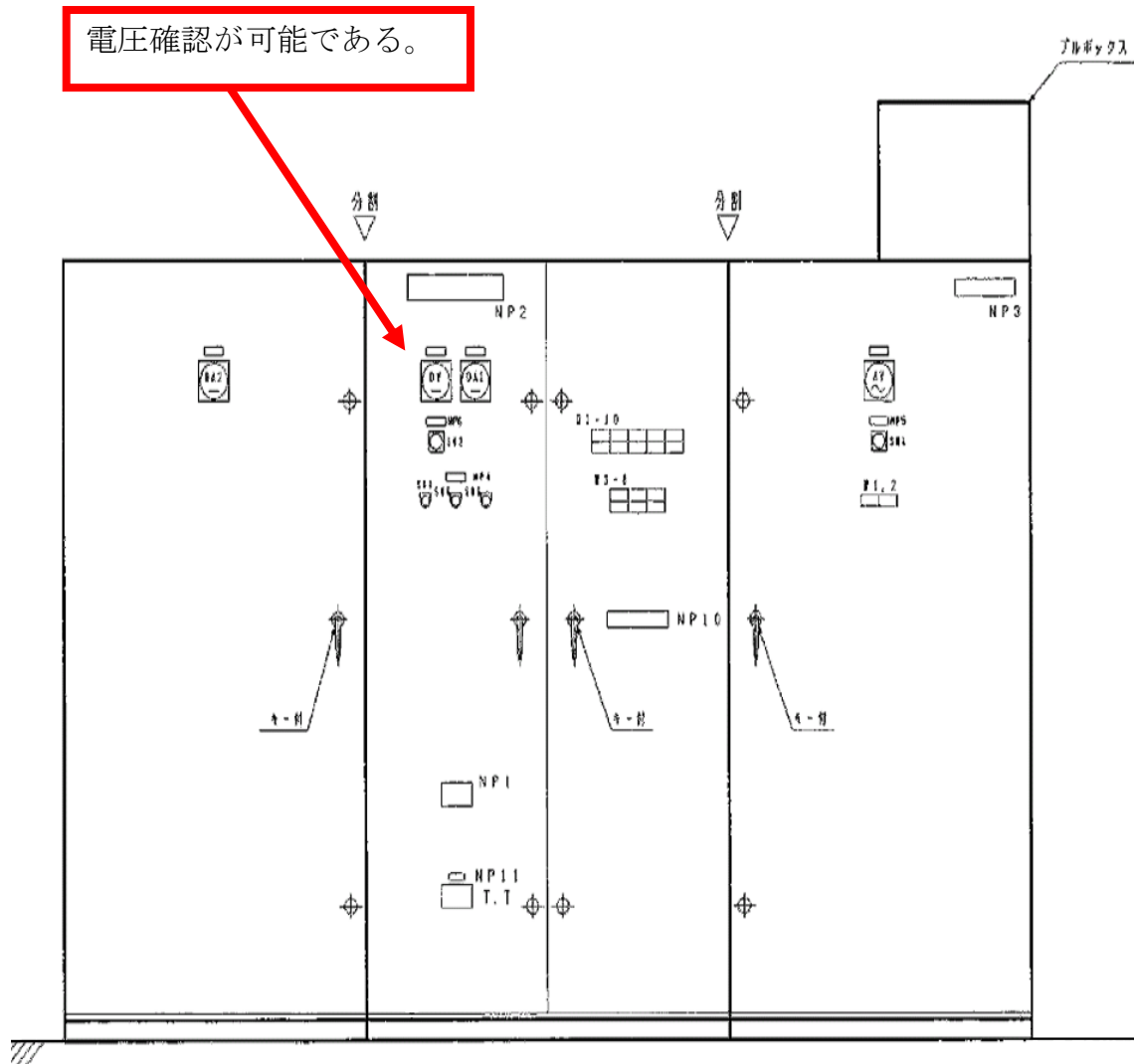


図 57-4-31 6号炉 AM用直流 125V 充電器構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

直流電源系統図

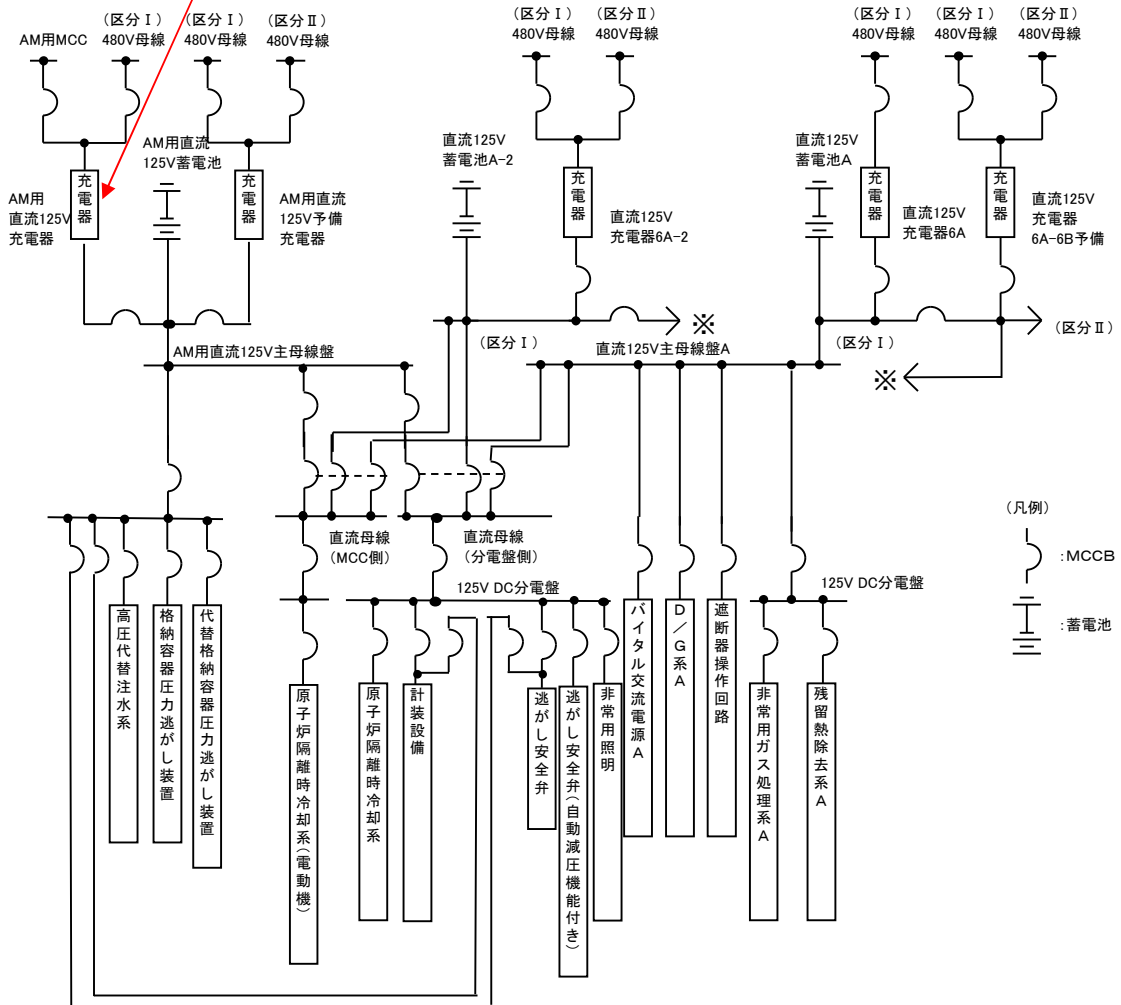


図 57-4-32 6号炉 AM用直流125V充電器試験系統図

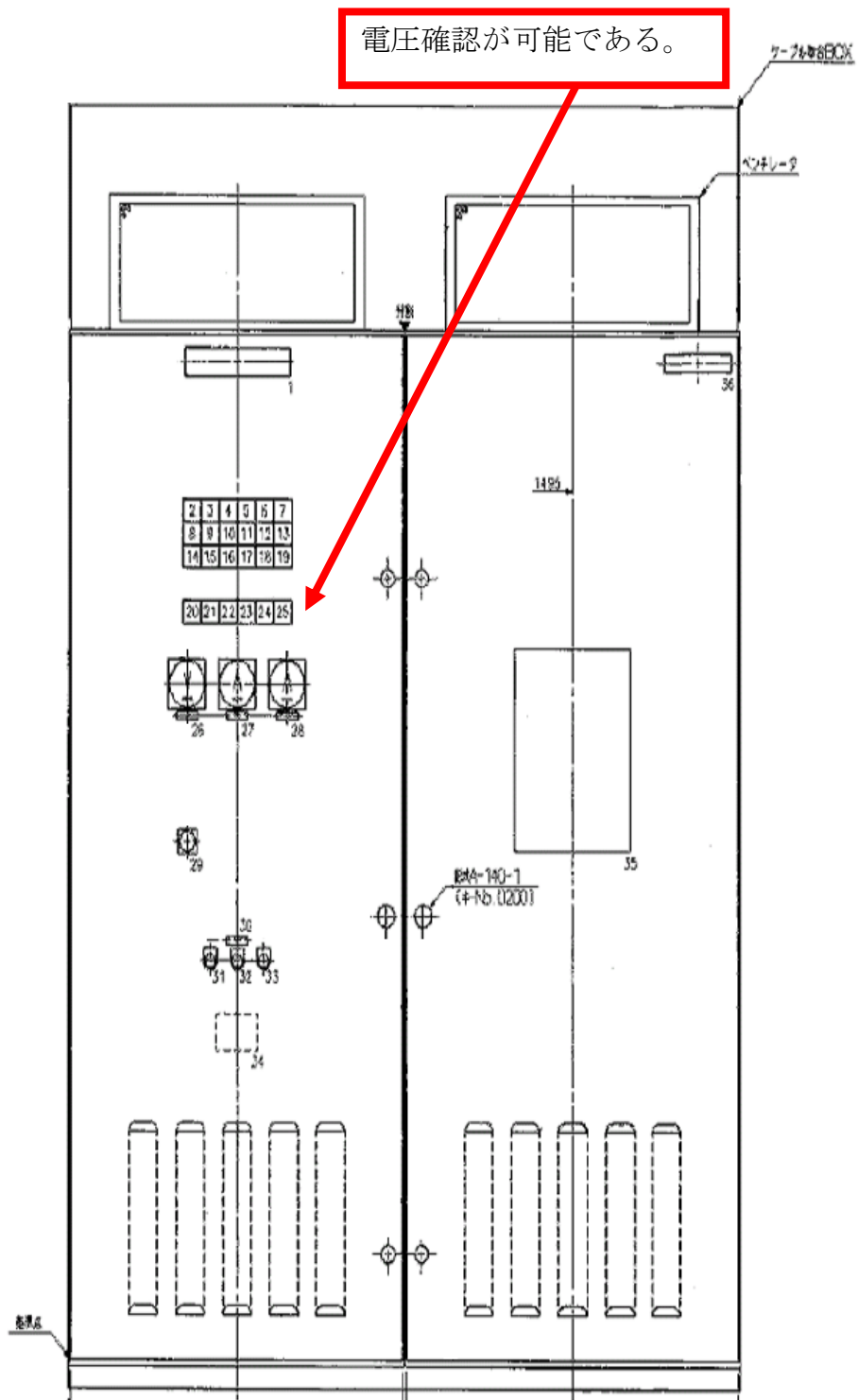


図 57-4-33 7号炉 AM用直流 125V 充電器構造図

絶縁抵抗測定が可能である。

直流電源系統図

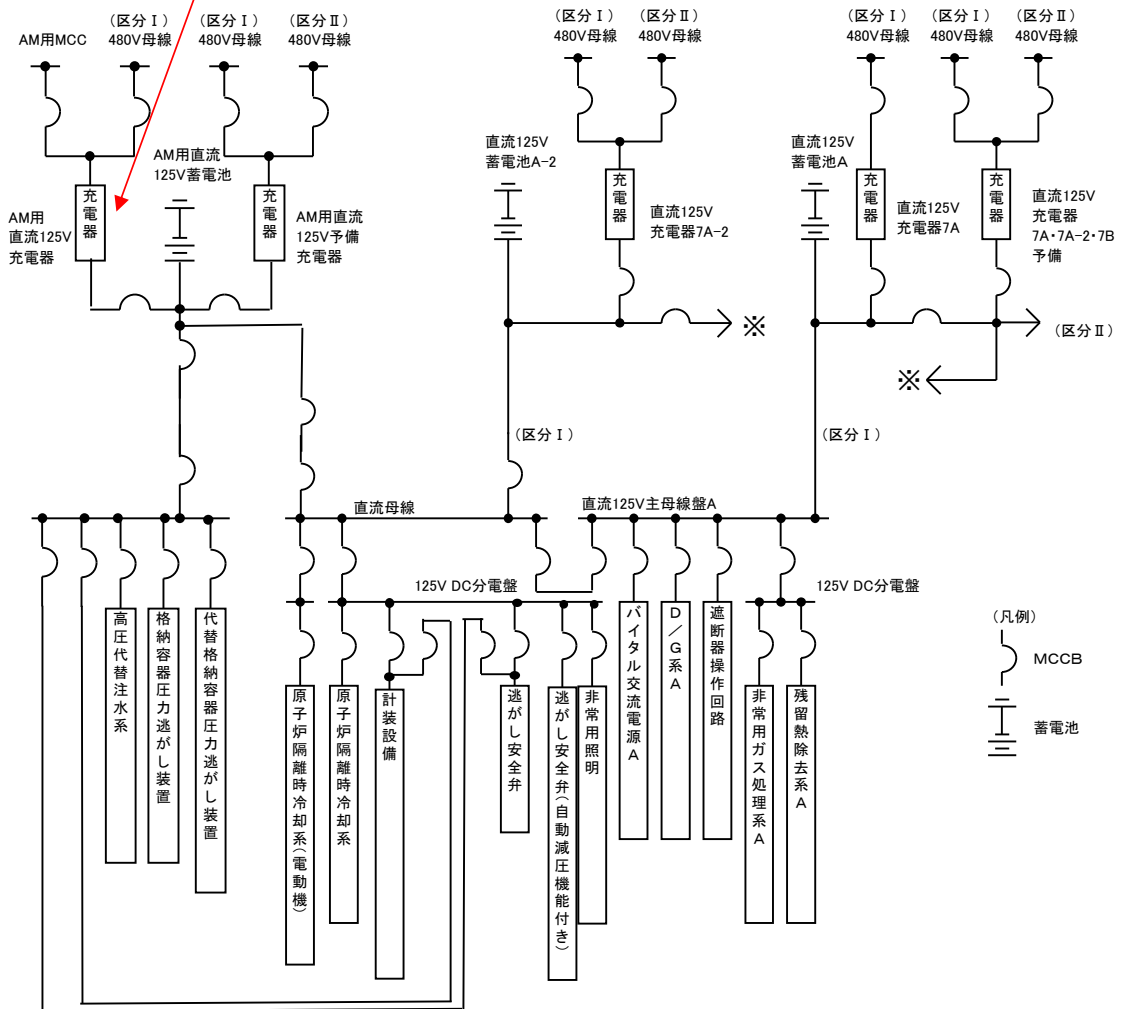


図 57-4-34 7号炉 AM用直流125V充電器試験系統図

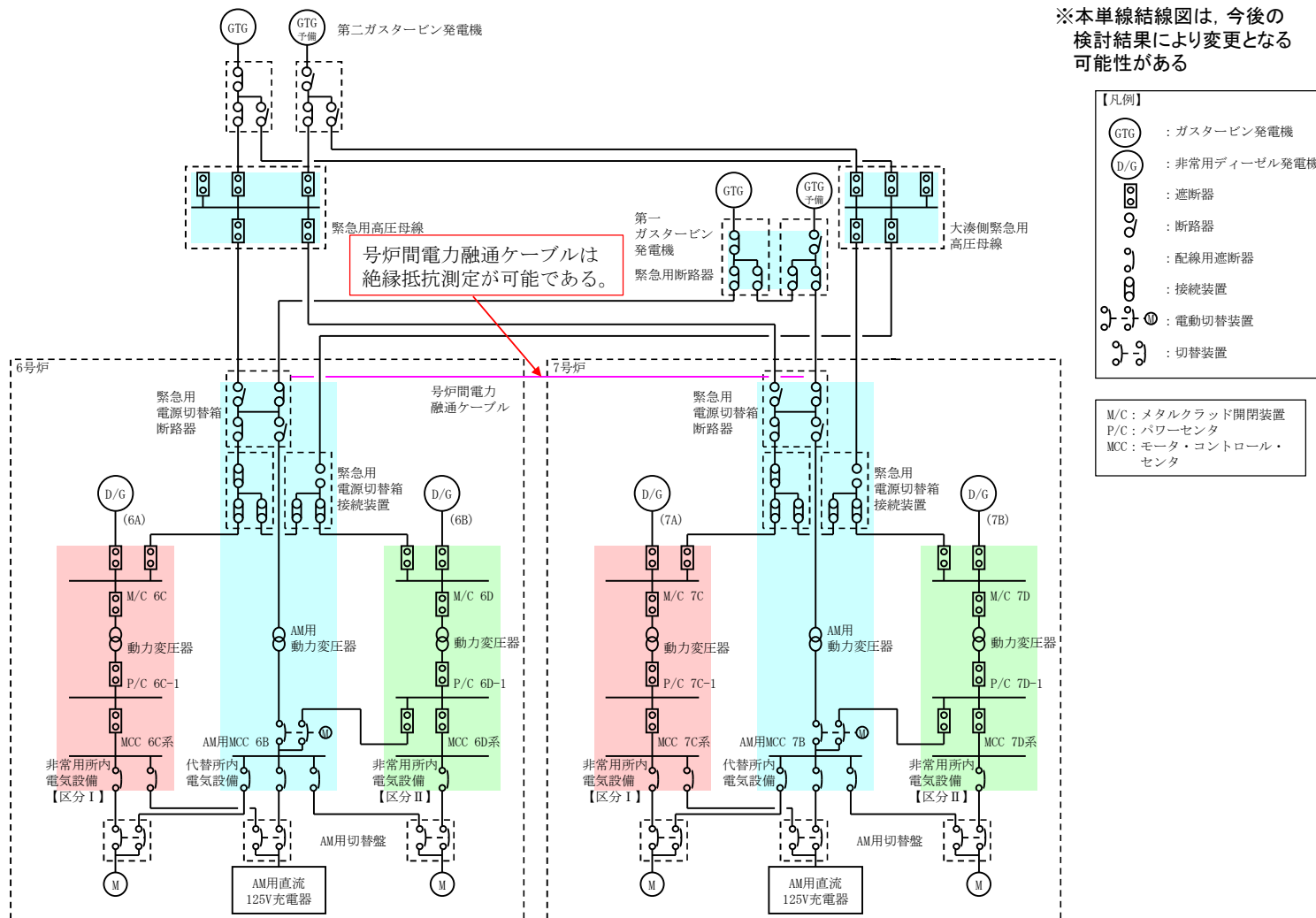
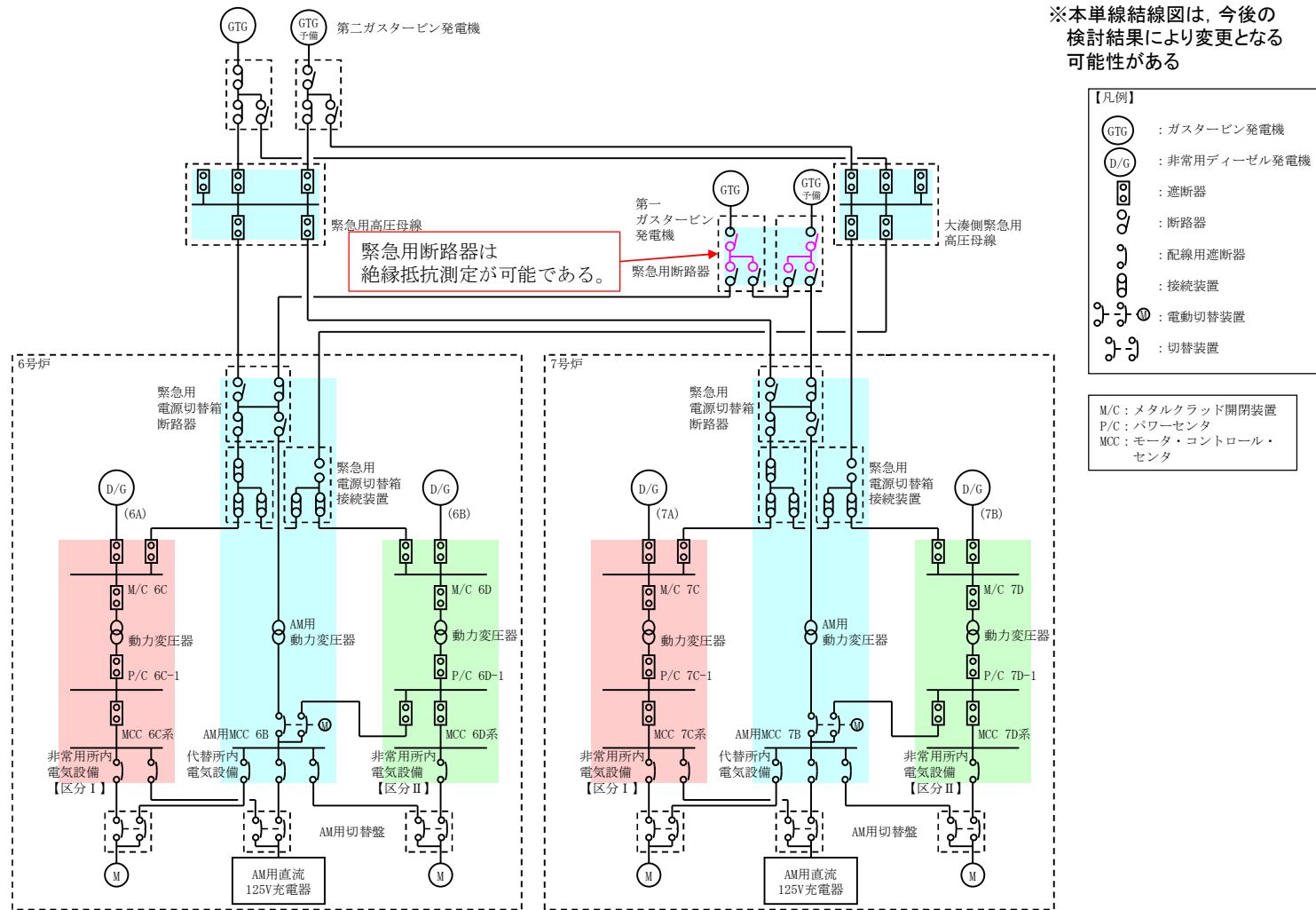


図 57-4-35 号炉間電力融通ケーブル試験系統図



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

- 【凡例】
- (GTG) : ガスタービン発電機
  - (D/G) : 非常用ディーゼル発電機
  - ⏏ : 遮断器
  - ⏏ : 断路器
  - ⏏ : 配線用遮断器
  - ⏏ : 接続装置
  - ⏏ : 電動切替装置
  - ⏏ : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-36 緊急用断路器試験系統図

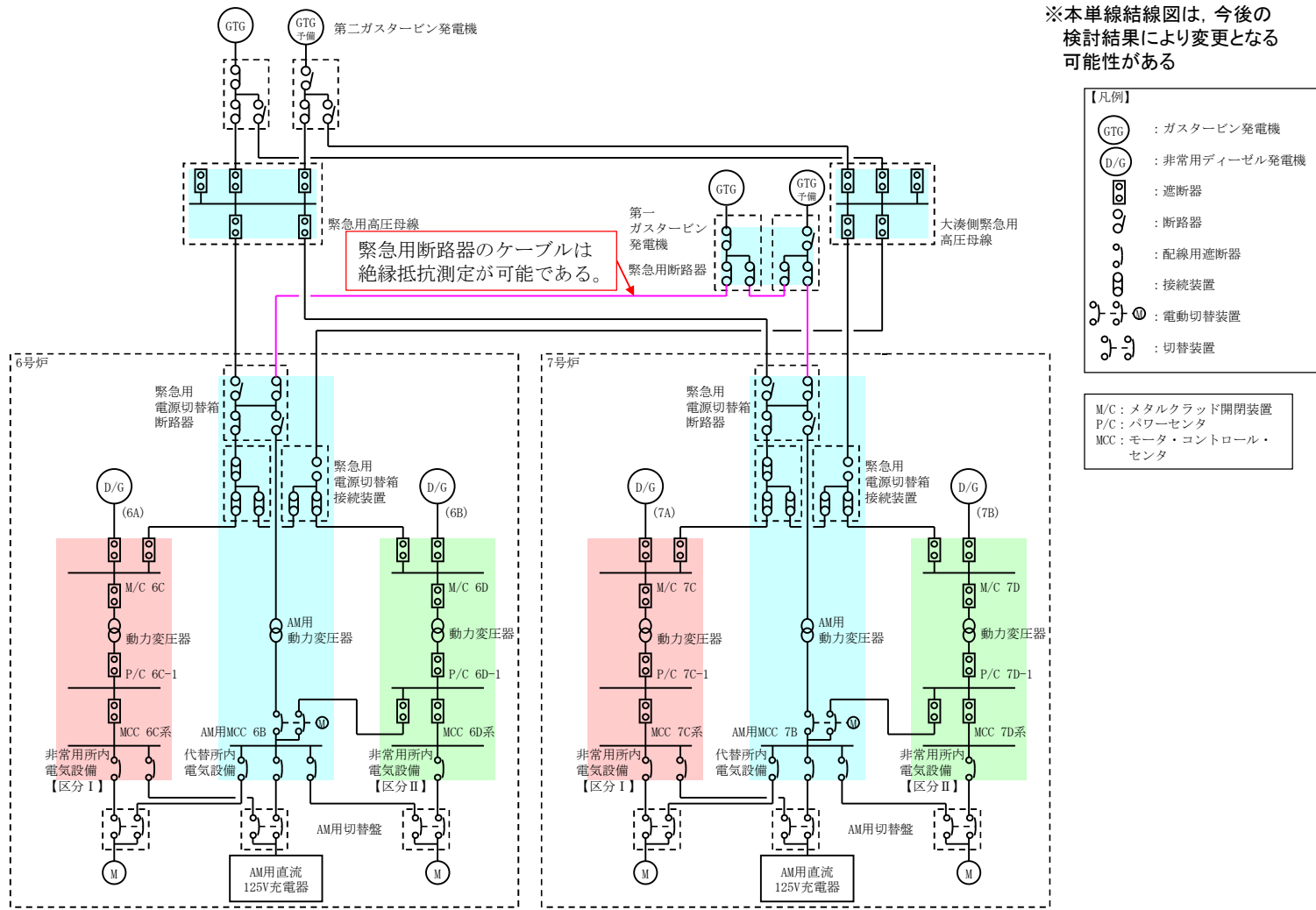
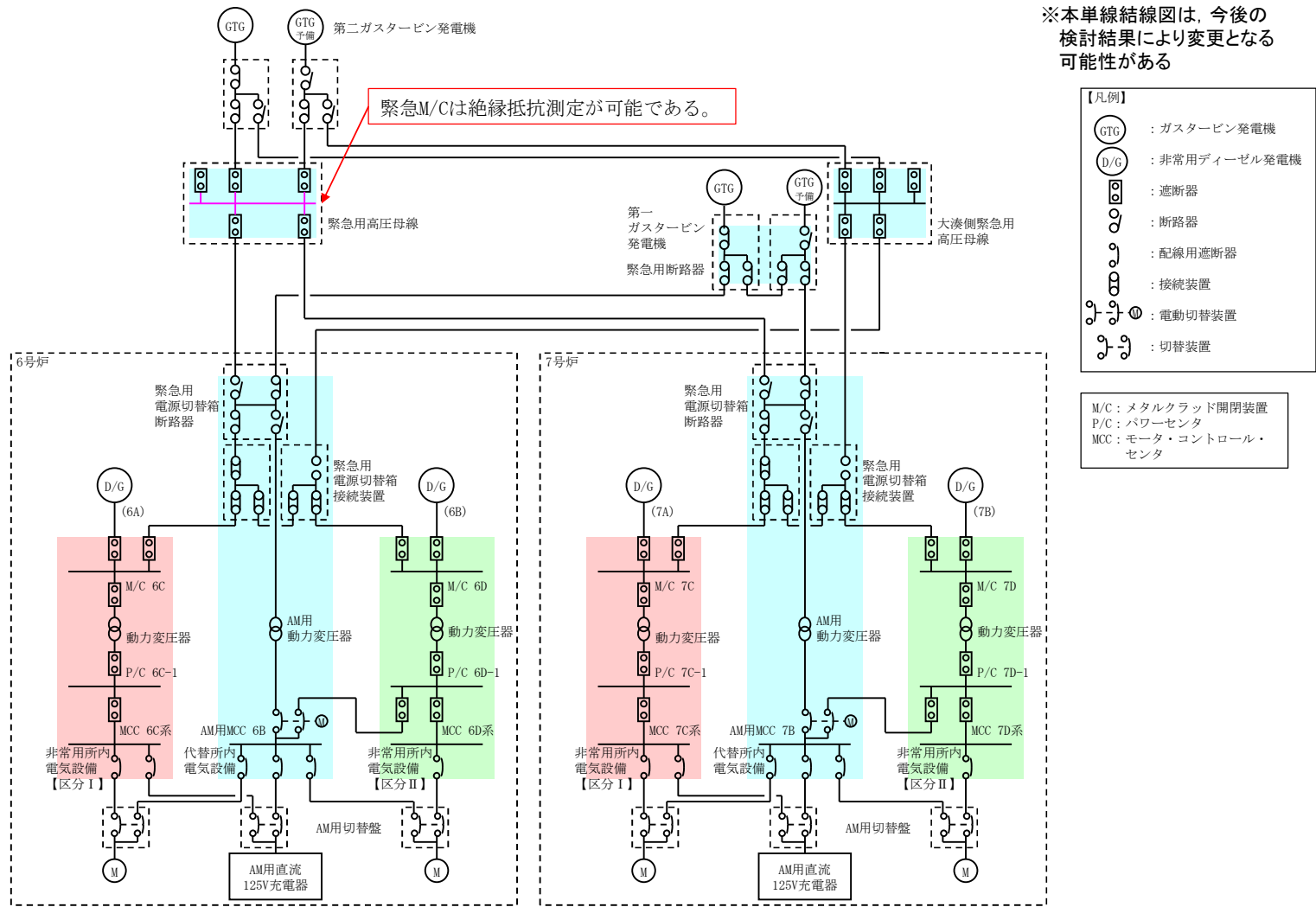


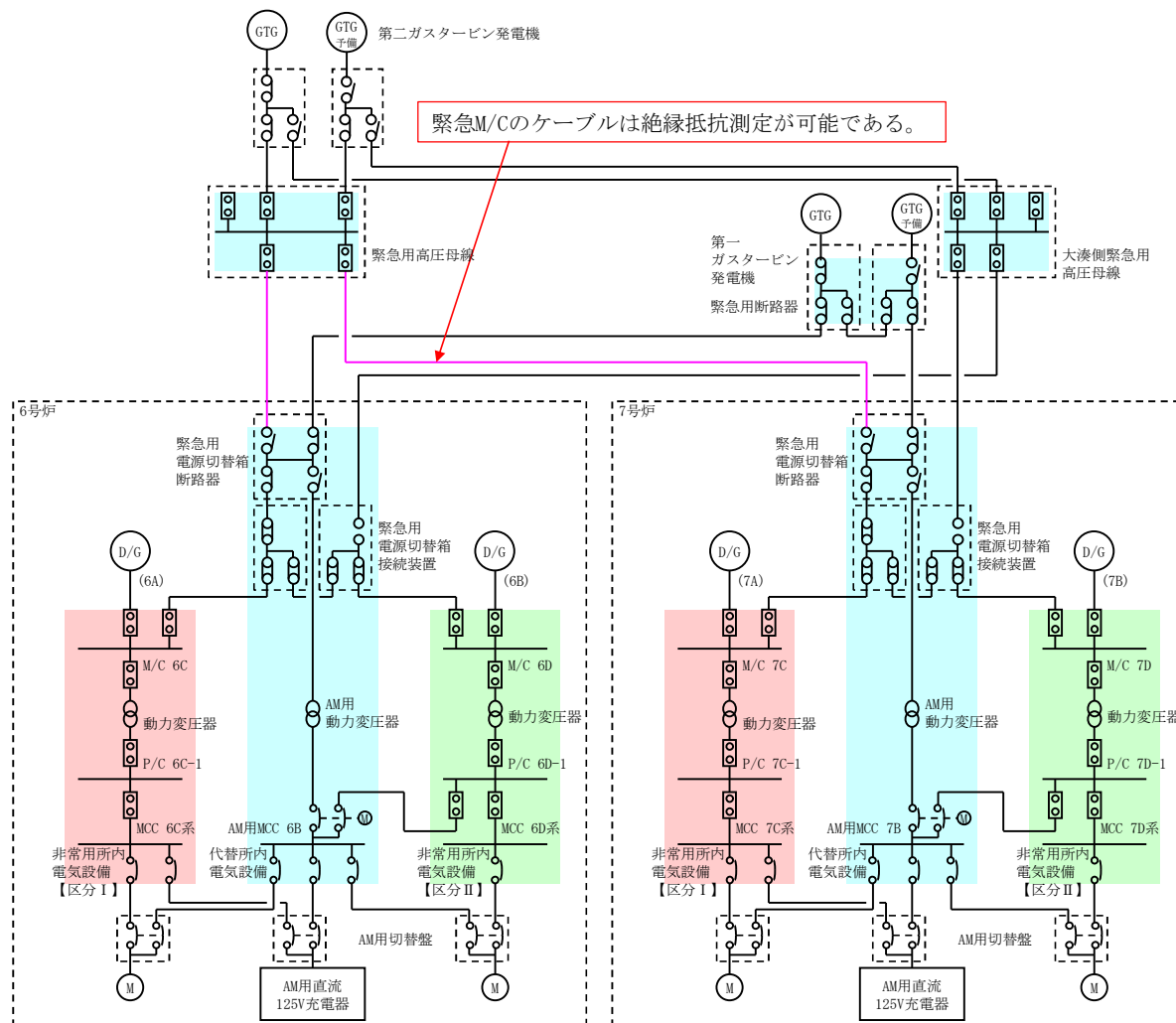
図 57-4-37 緊急用断路器用ケーブル試験系統図



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

図 57-4-38 緊急用高圧母線試験系統図





※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

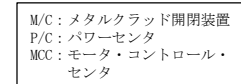
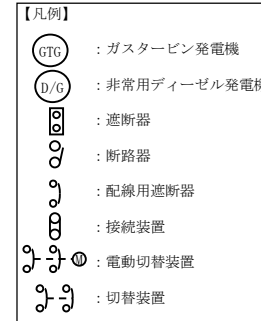
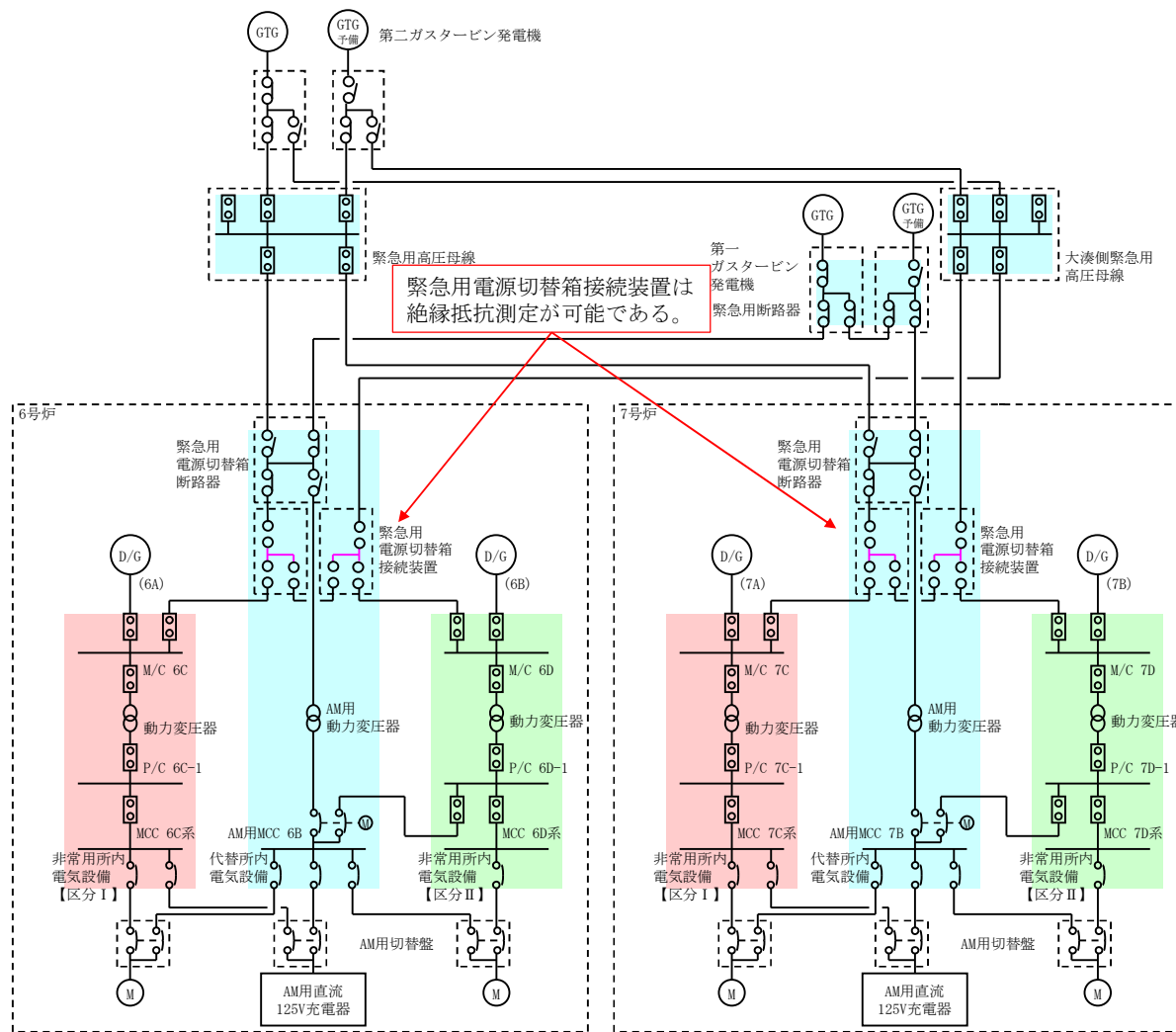


図 57-4-39 緊急用高圧母線用ケーブル試験系統図



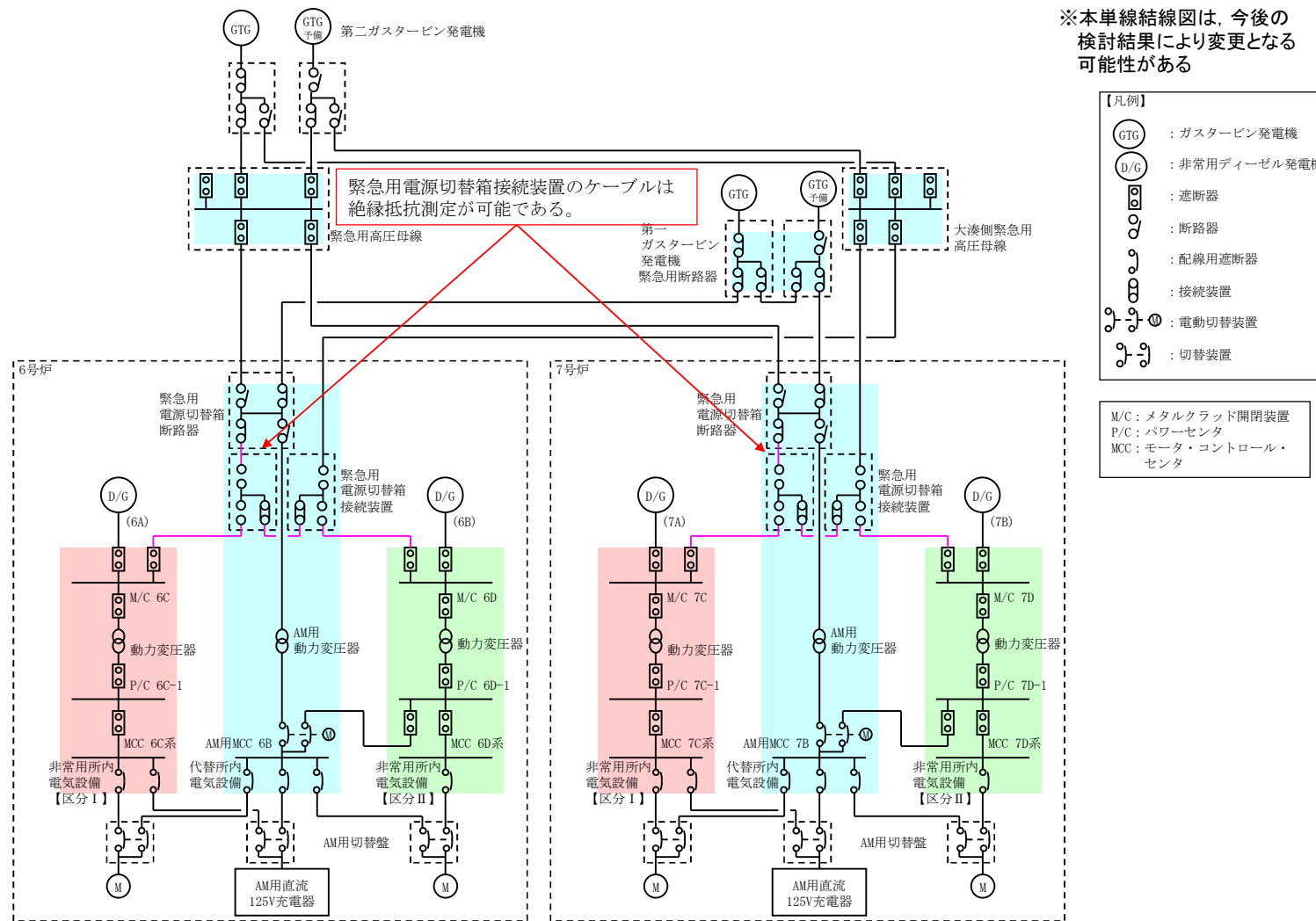


※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

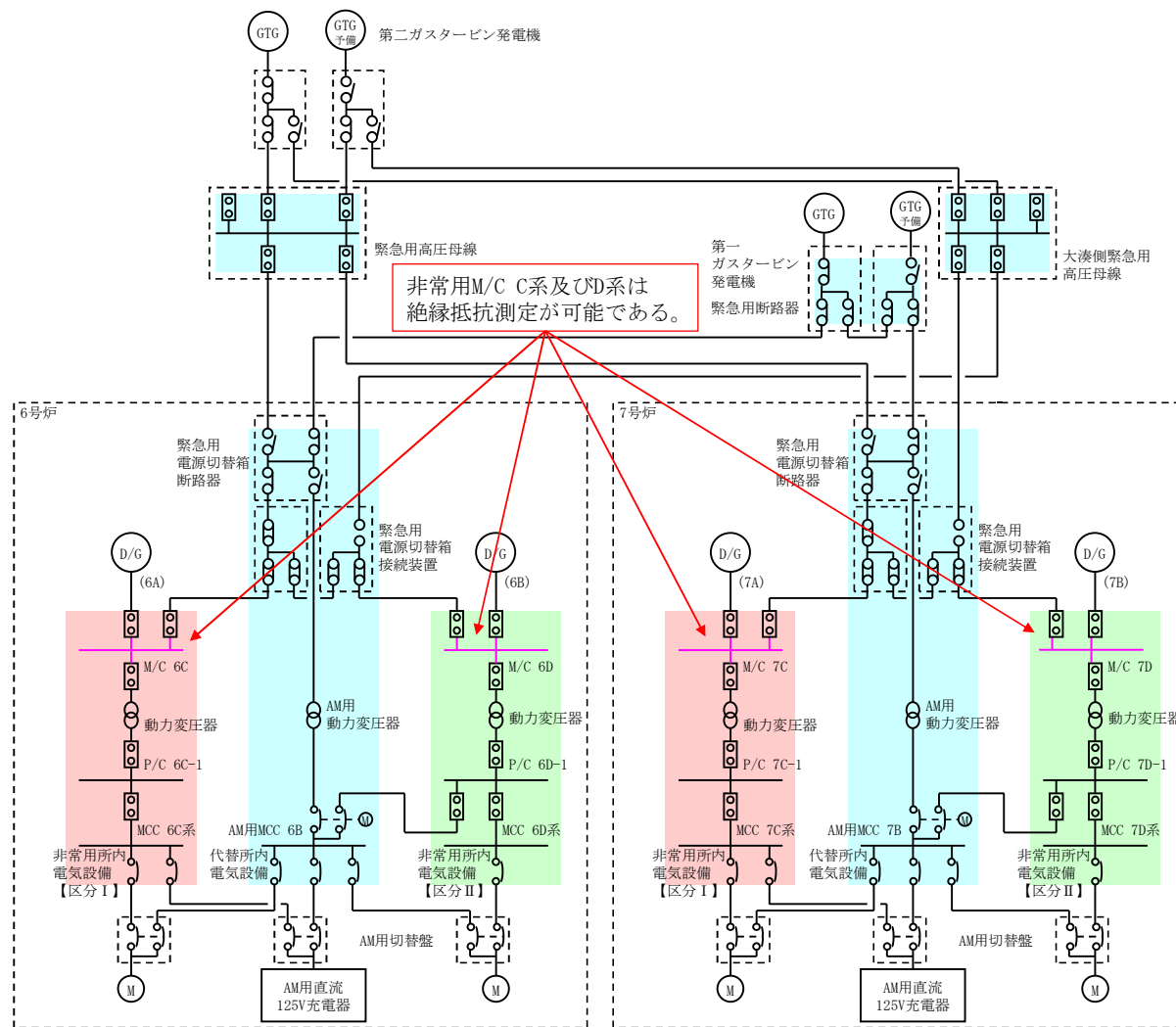
- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-41 緊急用電源切替箱切替装置試験系統図



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

図 57-4-42 緊急用電源切替箱切替装置用ケーブル試験系統図



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置

- M/C : スタックラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-43 非常用高圧母線 C 系及び D 系試験系統図

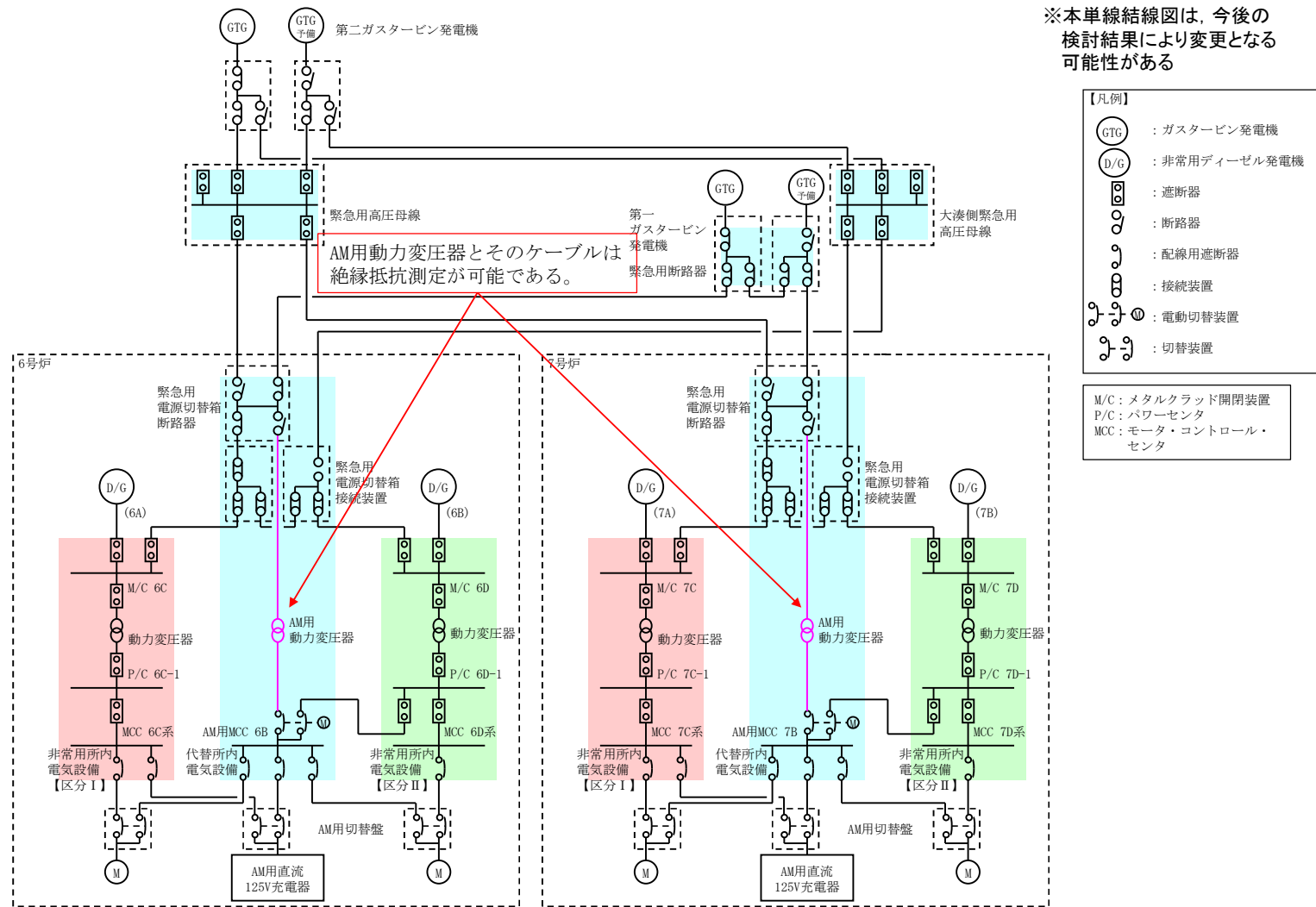
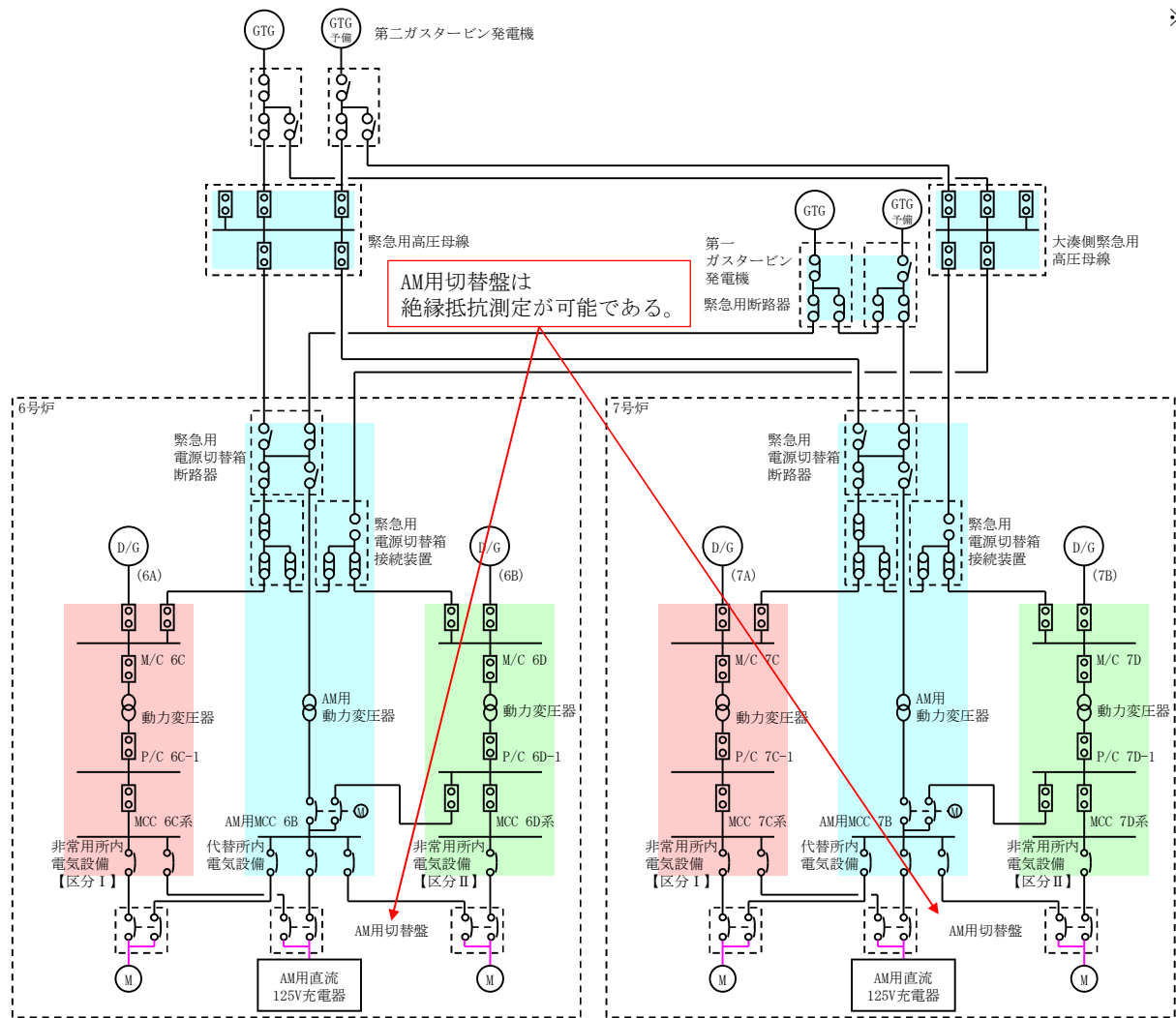


図 57-4-44 AM用動力変圧器試験系統図





※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
  - : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 断路器
  - : 配線用遮断器
  - : 接続装置
  - : 電動切替装置
  - : 切替装置
- M/C : メタルクラッド開閉装置  
P/C : パワーセンタ  
MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-4-46 AM 用切替盤試験系統図



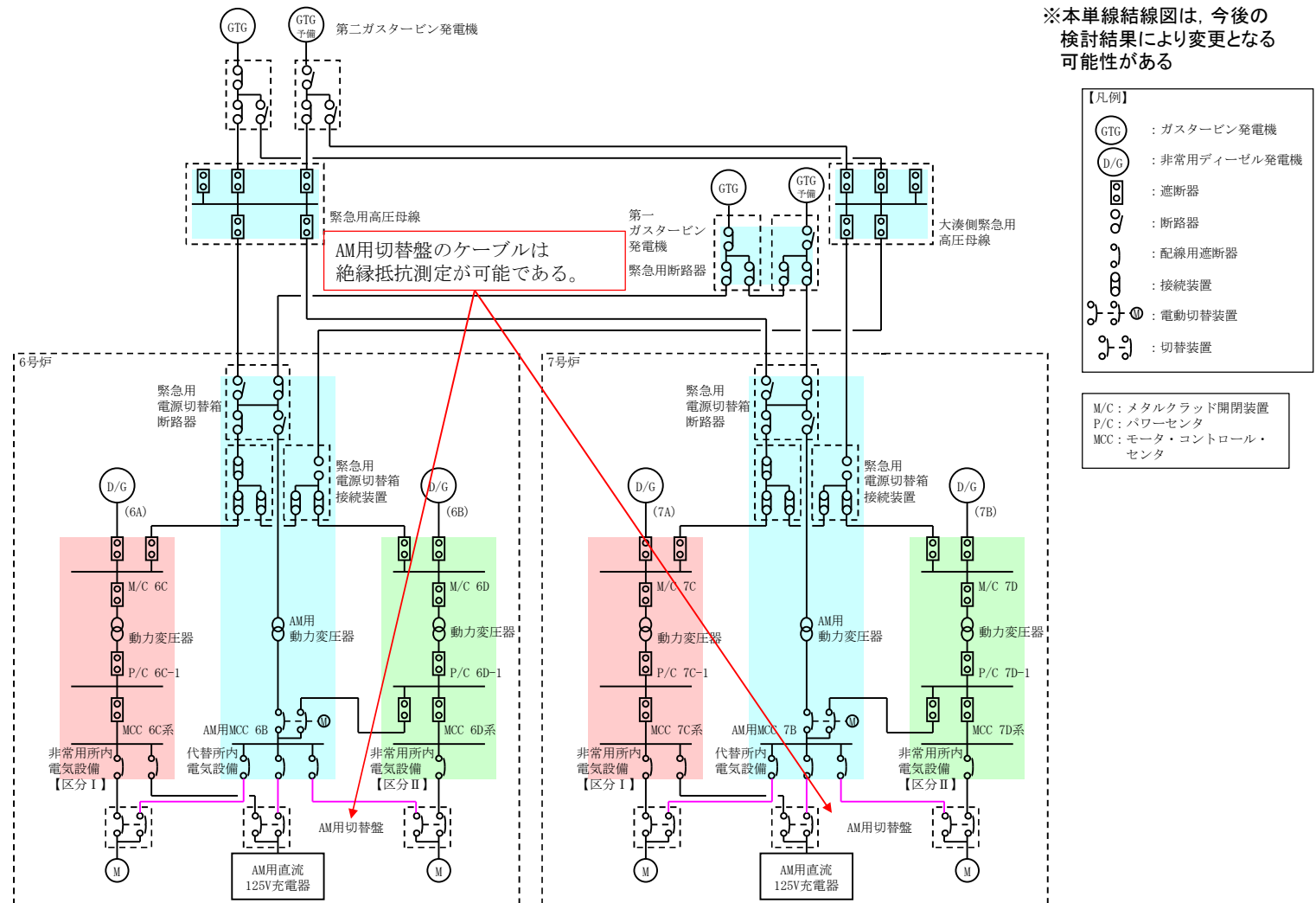


図 57-4-47 AM用切替盤用ケーブル試験系統図

※図面は詳細設計で今後変更の可能性がある。

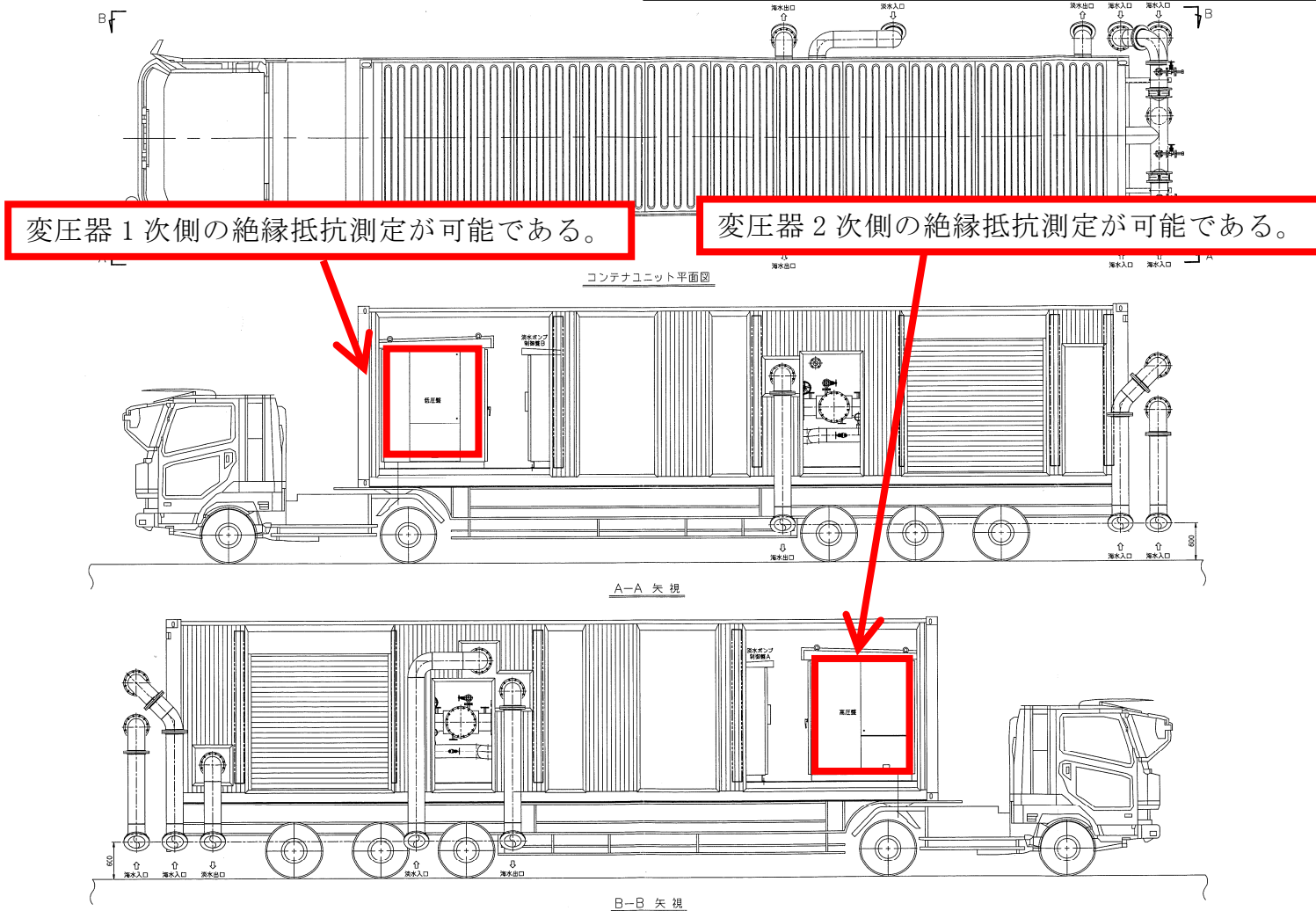
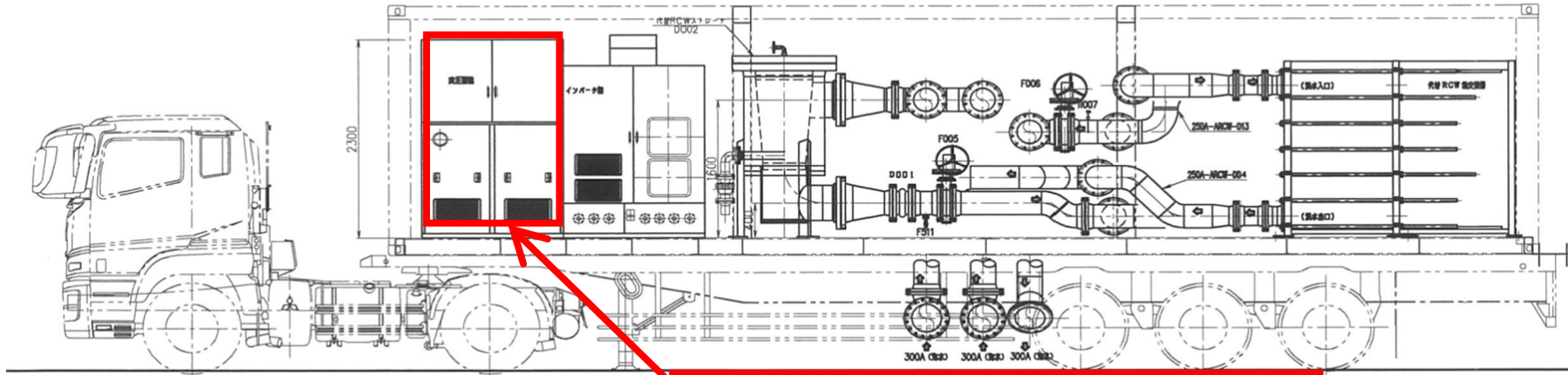


図 57-4-48 移動式変圧器構造図 (熱交換器ユニットと一体型) (6号炉)

※図面は詳細設計で今後変更の可能性がある。



変圧器 1/2 次側の絶縁抵抗測定が可能である。

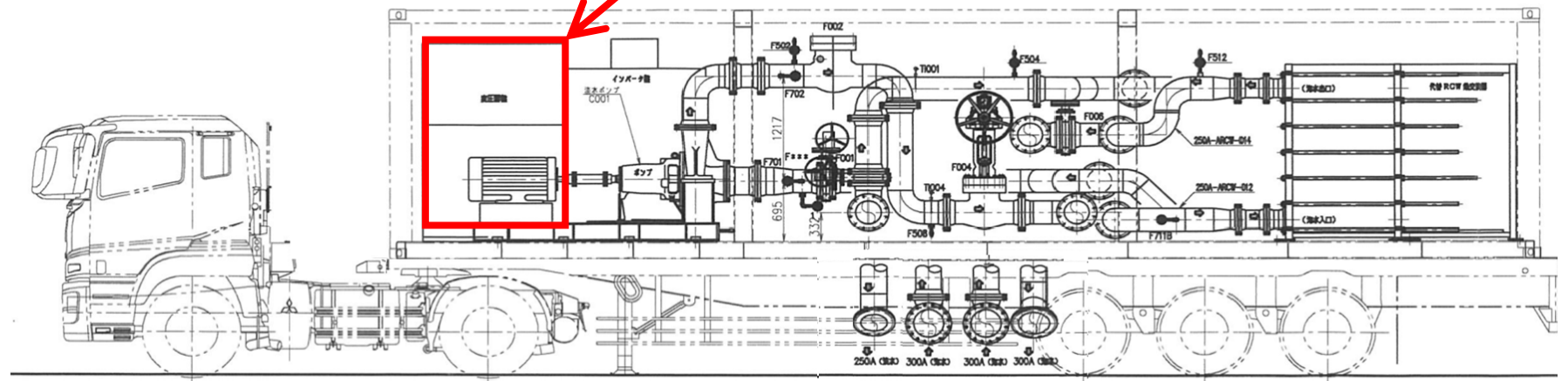


図 57-4-50 移動式変圧器構造図 (熱交換器ユニットと一体型) (7号炉)

57-5  
容量設定根拠

名 称		電源車(6号及び7号炉共用)
台 数	台	4(予備5)
容 量	kVA/個	約500

【設定根拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために電源車を配備する。

1. 容量

電源車の容量は、以下の①～③について必要な負荷を基に設定する。

- ① 代替原子炉補機冷却系への給電
- ② 第一ガスタービン発電機及び第二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
- ③ 代替所内電気設備からAM用直流125V充電器を経由し、直流負荷への給電

- ① 代替原子炉補機冷却系に必要となる負荷は以下のとおり、最大負荷477.7kW(6号炉)、472.4kW(7号炉)及び連続最大負荷約371kW(6号炉)、301kW(7号炉)である。したがって、電源車2台分を必要容量(800kW=500kVA×力率0.8×2台)とする。

	6号炉	7号炉
代替原子炉補機冷却水ポンプ2台	220kW (326.7kW)	150kW (321.4kW)
代替原子炉補機冷却海水ポンプ2台	150kW	150kW
制御電源	1kW	1kW
合計(連続最大負荷) (最大負荷)	約371kW (477.7kW)	約301kW (472.4kW)

- ② 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機が使用不能の場合、代替低圧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以下のとおり、最大負荷710kW(6号炉)、725kW(7号炉)及び連続最大負荷約619kW(6号炉)、643kW(7号炉)である。したがって、電源車2台分を必要容量(800kW=500kVA×力率0.8×2台)とする。

	6号炉	7号炉
直流125V充電器盤A	約94kW	約94kW
直流125V充電器盤A-2	約56kW	約56kW
AM用直流125V充電器盤	約41kW	約41kW
直流125V充電器盤B	約98kW	約98kW
交流120V中央制御室計測用分電盤A,B	約29kW	約23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
非常用照明	約24kW	約27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他	約74kW	約81kW
合計(連続最大負荷) (最大負荷)	約619kW (約710kW)	約643kW (約725kW)

- ③ ②項においてAM用直流125V充電器盤へ給電するため、②項に包含される。

名称	軽油タンク(6号及び7号炉共用)	
基数	—	1(予備3)
容量	kL/基	約560

【設定根拠】

軽油タンクは、重大事故等対処時に、電源車、可搬型代替注水ポンプ、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機等に燃料を補給する。

1. 容量

設置許可基準規則第三章(重大事故等対処施設)において配備を要求される設備のうち、燃料補給を必要とする設備は以下のとおり。

条文	重大事故等対処設備
46条	可搬型代替直流電源設備※
47条	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)
48条	可搬型代替交流電源設備※
50条	可搬型代替交流電源設備※
51条	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)
54条	可搬型代替注水ポンプ(A-1級), 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)
55条	大容量送水車
56条	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)
57条	常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備※, 可搬型代替直流電源設備※
60条	モニタリング・ポスト用発電機
61条	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機, 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車

※: 500kVA 電源車(以下, 電源車と称す)

軽油タンクの容量は、6号炉及び7号炉の同時被災を想定し、重大事故等対策の有効性評価上、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（取水機能喪失等）において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が、7日間（168時間）の連続運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

上記条件において、6号炉及び7号炉で使用する機器に対して、保守的に定格出力にて7日間連続運転した場合の燃料消費量を算定すると、以下のとおり、469.2kLとなる。

使用機器	① 台数 (台) ※2	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	4		
電源車	4		
第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機※1	1		
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機	1		
モニタリング・ポスト用発電機	3		
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	1	0.110	18.5
計			469.2

※1：第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は保守的に考慮せず評価

※2：6号及び7号炉の2プラントで必要となる台数

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（54条）及び大容量送水車（55条）は上記条件において機能要求があるものではないが、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、469.2kL以下となることから、軽油タンクの必要容量は469.2kLとなる。

使用機器	① 台数 (台) ※1	②燃料消費率 (kL/h) ※2	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	2		
大容量送水車	2		

※1：6号及び7号炉の2プラントで必要となる台数

※2：大容量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

必要容量は469.2kLであるが、軽油タンク容量約560kLの内数であることから、軽油タンクの容量は約560kLとする。なお、上記のとおり軽油タンクは6号炉及び7号炉で計4基設置されていることから、軽油は合計で2240kL保有しており、必要量に対して十分な余裕を有している。

名称		タンクローリ(4kL) (6号及び7号炉共用)
台数	台	3 (予備1)
容量	kL/台	約4.0

【設定根拠】

タンクローリ(4kL)は、重大事故等対処時に、電源車、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、モニタリング・ポスト用発電機、及び3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車に燃料を補給する。なお、軽油タンクの容量根拠書と同様に、重大事故等対策の有効性評価上、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(取水機能喪失等)において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料補給を行うことを想定する。

1. 容量

タンクローリ(4kL)の容量は、以下のとおり、2時間に1回電源車、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(以下、可搬型代替注水ポンプと称す)、モニタリング・ポスト用発電機(以下、発電機と称す)、3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車への燃料補給が必要となる。

[タンクローリA]

- 電源車への給油頻度： $n_{d1}$

[タンクローリB]

- 可搬型代替注水ポンプへの給油頻度： $n_e$

[タンクローリC]

- 発電機への給油頻度： $n_M$

- 3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車への給油頻度： $n_{d2}$

タンクローリ(4kL)を用いて、電源車、可搬型代替注水ポンプ、発電機、3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車へ給油するためには、上記のとおり給油が必要となる。

電源車、可搬型代替注水ポンプ、発電機、3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車への燃料補給のシーケンスは以下のとおり、32~78分となることから、2時間に1回の給油は可能である。

また、それぞれのシーケンスにおいて使用する軽油量からもタンクローリ(4kL)の容量は、必要量を満足している。

以上より、タンクローリ(4kL)の容量を4kLとする。



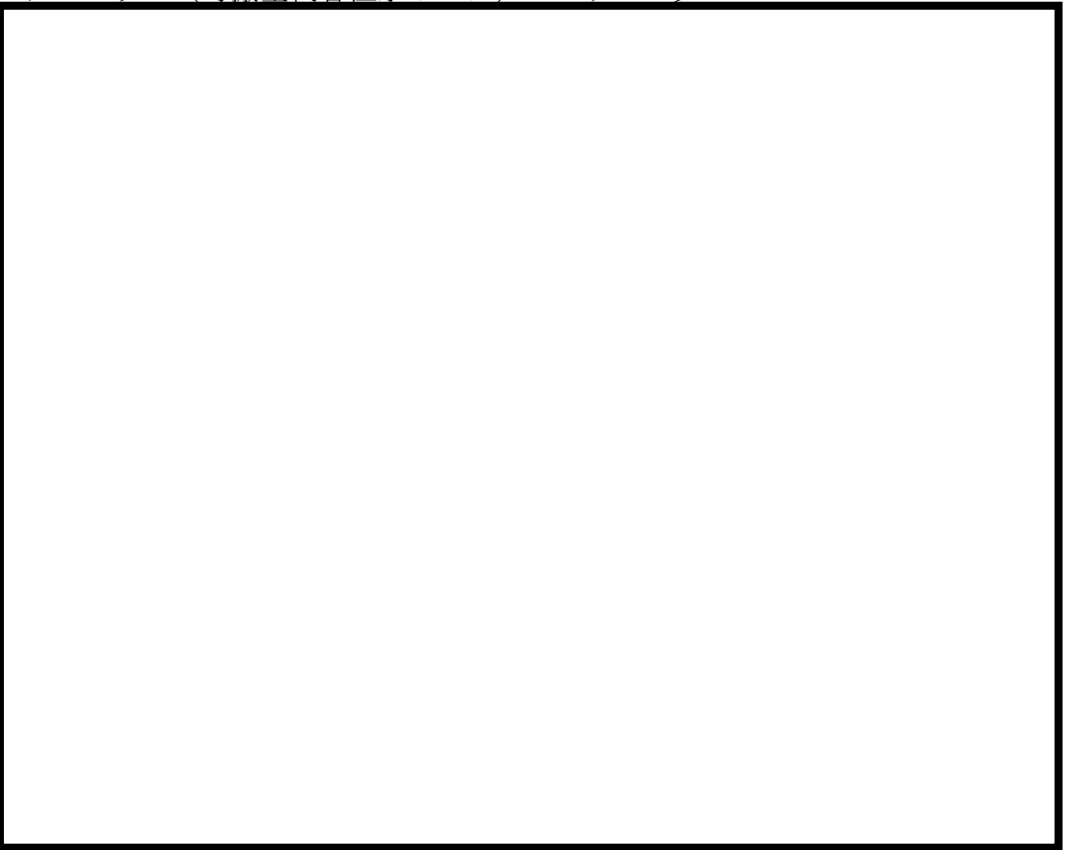
[タンクローリ A (電源車対応) シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥
- ⑦



[タンクローリ B (可搬型代替注水ポンプ) シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥
- ⑦
- ⑧
- ⑨
- ⑩
- ⑪



[タンクローリ C (3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車、発電機対応) シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥
- ⑦
- ⑧
- ⑨
- ⑩
- ⑪

タンクローリ A (電源車給油) 合計必要時間

$$\textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} = 32 \text{ 分} < 120 \text{ 分}$$

(軽油残量: )

タンクローリ B (可搬型代替注水ポンプ給油) 合計必要時間

$$\textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} + \textcircled{10} + \textcircled{11} = 44 \text{ 分} < 120 \text{ 分}$$

(軽油残量: )

タンクローリ C (3号炉原子炉建屋内緊急対策所用電源車、発電機給油)

合計必要時間

$$\textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} + \textcircled{10} + \textcircled{11} = 78 \text{ 分} < 120 \text{ 分}$$

(軽油残量: )

※各重大事故等対処設備へ1回目の給油を行うのは、プラント被災から12時間後以降であることから、手順①②③はプラント被災12時間後までに実施する。

以降、タンクローリ Aは④～⑦、タンクローリ Bは④～⑪、タンクローリ Cは④～⑪を繰り返す。タンクローリ(4kL)の貯蔵タンクが枯渇する場合は③を加え、それぞれを繰り返す。

名称		移動式変圧器(6号及び7号炉共用)
台数	台	2(予備2)
容量	kVA	約750

**【設定根拠】**

移動式変圧器は、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する設計とする。

1. 容量

移動式変圧器は、電源車の電力を変圧し、代替原子炉補機冷却系へ給電することから、代替原子炉補機冷却系に必要となる負荷へ給電できる容量が必要となる。代替原子炉補機冷却系の負荷は以下のとおり、約371kW(6号炉)、301kW(7号炉)である。したがって、移動用変圧器車の必要容量は600kW(=750kVA×力率0.8)とする。

	6号炉	7号炉
代替原子炉補機冷却水ポンプ2台	220kW	150kW
代替原子炉補機冷却海水ポンプ2台	150kW	150kW
制御電源	1kW	1kW
合計	約371kW	約301kW

名称	第一ガスタービン発電機及び 第二ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)	
基数	基	2 (予備 2)
容量	kVA/基	約 4,500 (連続定格 : 約 3,687.5)

**【設定根拠】**

第一ガスタービン発電機及び第二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できる設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は、6号炉・7号炉合計し必要となる最大負荷 2,636kW 及び連続最大負荷 2,342kW である。

	6号炉	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 29kW	約 23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
残留熱除去系ポンプ (起動時)	540kW (973kW)	540kW (1034kW)
非常用照明	約 24kW	約 27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
その他	約 74kW	約 81kW
小計	約 1,159kW	約 1,183kW
合計 (連続最大負荷) (最大負荷)	約 2,342kW (約 2,636 kW 詳細 : 57-9 参照)	

したがって、発電機の出力は最大負荷である、2,342kW (連続最大負荷 : 2,636kW) に対し十分な余裕を有する最大容量 3,600kW (連続定格 : 2,950kW) とする。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の容量は以下の通り、約 4,500kVA (連続定格 : 約 3,687.5kVA) とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 3,600 \div 0.8 = 4,500$$

(連続定格 :  $2,950 \div 0.8 = 3,687.5$ )

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の最大容量 (kW) = 3,600 (連続定格 : 2,950)

pf : 力率 = 0.80

名称		緊急用高圧母線(6号及び7号炉共用)
母線電流容量	A	約 1,200
<p><b>【設定根拠】</b>  緊急用高圧母線は、常設重大事故等対処設備として設置する。  緊急用高圧母線は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量  緊急用高圧母線の母線電流容量は、第二ガスタービン発電機2基が接続可能であることから、第二ガスタービン発電機2基の定格電流以上に設定する。</p> <p>(1) 第二ガスタービン発電機2基分の定格電流である754Aに対し、十分余裕を有する約1,200Aとする。</p> <p>第二ガスタービン発電機1基分の定格電流：<math>4,500\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 377\text{A}</math>  したがって、第二ガスタービン発電機2基分の定格電流：<math>377\text{A} \times 2 \text{基} = 754\text{A}</math></p>		

名称	第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び 第二ガスタービン発電機用燃料タンク (6号及び7号炉共用)	
基数	基	2 (予備 2)
容量	kL/基	約 50

**【設定根拠】**

第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンクは、重大事故等対処時に第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機への燃料補給を円滑に行うために設置する。

1. 容量

第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費量を基に設定する。(保守的に短時間定格出力 3,600kW にて算定)

軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を開始するまでに 12 時間燃料補給可能な容量とする。

具体的には、12 時間燃料補給可能な容量は、以下のとおり、20.46kL となる。



以上より、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は 20.46 kL 以上である 50kL とする。

名称	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (6号及び7号炉共用)	
台数	台	2 (予備 2)
容量	m <sup>3</sup> /h/台	約 3.0
揚程	m	約 50
原動機出力	kW	約 1.5

**【設定根拠】**

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、重大事故時に第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。なお、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは供給系統1系列あたり、100%容量を1台設置する。

1. 容量の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの容量は、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機1基の単位時間あたりの燃料最大消費量 約 [ ] を第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機に供給 (約 [ ]) するため、それよりも容量の大きい約 49L/min (約 3.0m<sup>3</sup>/h) とする。

2. 揚程の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、5.2m である。

GL～ポンプ出口中心 : [ ]  
 第一ガスタービン発電機用燃料タンク内径最深位置～GL : [ ]  
 計 : [ ] ≒ 5.2m

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの揚程は、5.2mを十分に上回る約 50m 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 0.61kW となる。

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

$$= 0.61\text{kW}$$

P : 必要軸動力 (kW)      g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)

ρ : 比重 (—)                      Q : 吐出量 (m<sup>3</sup>/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、原動機出力は約 1.5kW となる。よって、原動機として出力約 1.5kW の電動機を選定する。

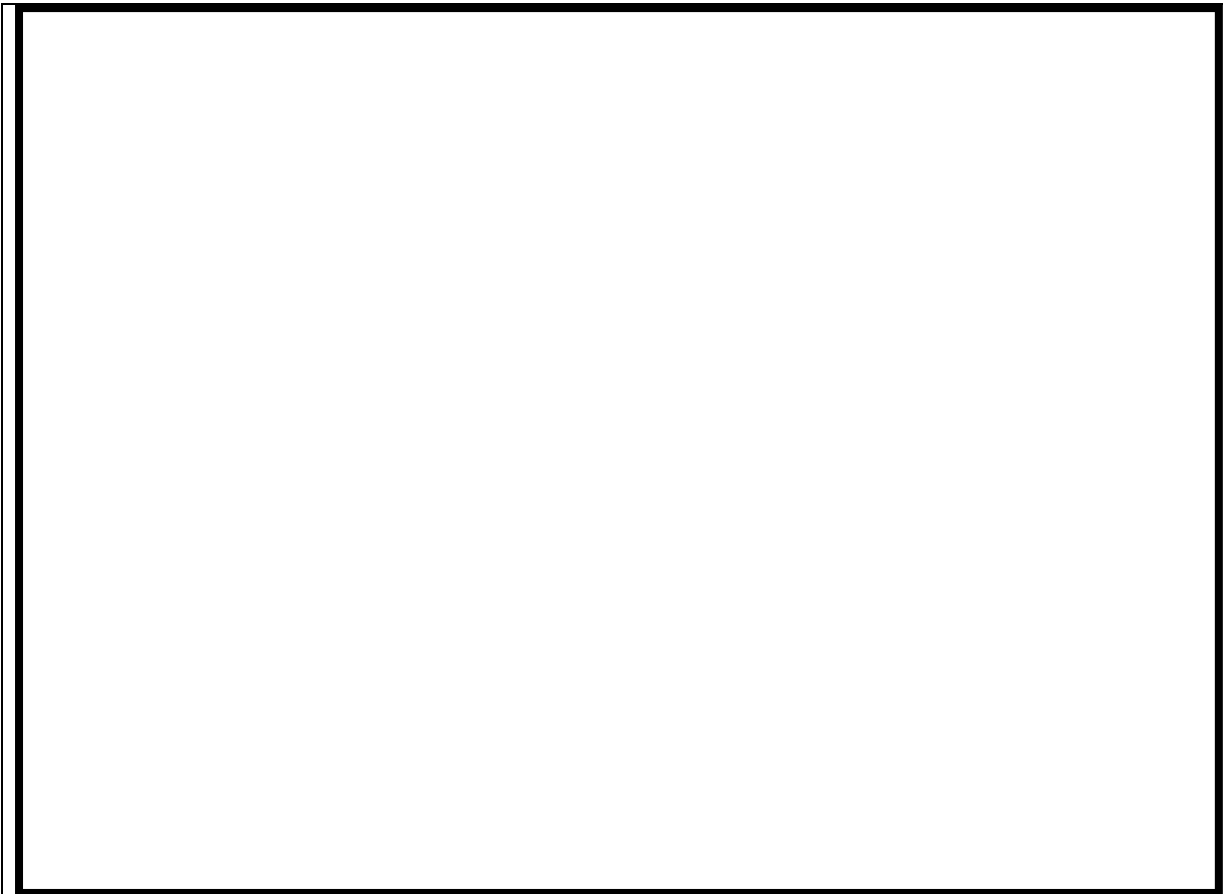


図 57-5-1 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ性能曲線



名称		タンクローリ(16kL) (6号及び7号炉共用)
台数	台	1
容量	kL/台	約 16

【設定根拠】

タンクローリ(16kL)は、重大事故等対処時に、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク、及び免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへ燃料を補給する。なお、軽油タンクの容量根拠書と同様に、重大事故等対策の有効性評価上、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(取水機能喪失等)において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料補給を行うことを想定する。

1. 容量

タンクローリ(16kL)の容量は、以下のとおり、9時間に1回第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク、及び免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへの燃料補給が必要となる。

- 第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油頻度： $n_{G1}$

- 第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油頻度： $n_{G2}$

- 免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへの給油頻度： $n_{UG}$

タンクローリ(16kL)を用いて第一ガスタービン発電機用燃料タンク(もしくは第二ガスタービン発電機用燃料タンク)及び免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへ給油するためには、最大3回の給油が必要となり、上記のとおり、27時間÷3回≒9時間に1回の給油が必要となる。

第一ガスタービン発電機用燃料タンク(もしくは第二ガスタービン発電機用燃料タンク)及び免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへの燃料補給のシーケンスは以下のとおり、約168～約183分となることから、9時間に1回の給油は可能である。

また、この燃料補給のシーケンスは1回あたりの給油量を16kLとしているため、タンクローリ(16kL)の容量を16kLとする。

[第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油 シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤

[第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油 シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤

[免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへの給油 シーケンス]

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤

○第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油 合計必要時間

$$\text{①} + \text{②} + \text{③} + \text{④} + \text{⑤} = 168 \text{ 分} < 9 \text{ 時間}$$

○第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油 合計必要時間

$$\text{①} + \text{②} + \text{③} + \text{④} + \text{⑤} = 182 \text{ 分} < 9 \text{ 時間}$$

○免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンクへの給油 合計必要時間

$$\text{①} + \text{②} + \text{③} + \text{④} + \text{⑤} = 183 \text{ 分} < 9 \text{ 時間}$$

以降、①③④⑤をそれぞれ必要回数繰り返す。

名称		所内蓄電式直流電源設備（6号炉）
直流 125V 蓄電池 A	Ah	約 6,000
直流 125V 蓄電池 A-2	Ah	約 4,000
AM用直流 125V 蓄電池	Ah	約 3,000

**【設定根拠】**

直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2, AM用直流 125V 蓄電池は, 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, 負荷切り離しを行わずに 8 時間, その後, 必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は以下の通りとなる。

直流 125V 蓄電池 6A 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分	480～720 分
RCIC 真空ポンプ	89	44.5	-
RCIC 復水ポンプ	113	56.5	-
DG 初期励磁※ <sup>1</sup>	220	-	-
M/C, P/C 投入・引外し※ <sup>1</sup>	(100)	-	-
その他の負荷	939	439	154
合計(A)	1361	540	154

※<sup>1</sup>: DG 初期励磁と M/C, P/C 投入・引外しは重なって操作されることがないため, 値の大きいほうのみを, 蓄電池容量計算上含める。

直流 125V 蓄電池 6A-2 負荷一覧表

負荷名称	480～481 分	481～1140 分
RCIC 真空ポンプ	89	44.5
RCIC 復水ポンプ	113	56.5
その他の負荷	624	124
合計(A)	826	225

AM用直流 125V 蓄電池（6号炉）負荷一覧表

負荷名称	0～1140 分	1140～1141 分	1141～1440 分
RCIC 真空ポンプ	-	89	44.5
RCIC 復水ポンプ	-	113	56.5
その他の負荷	35	659	159
合計(A)	35	861	260

直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.69 \times 1361) = 1174\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.69 \times 1361 + 8.69 \times (540 - 1361)\} = 5866\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.20 \times 1361 + 12.20 \times (540 - 1361) + 5.20 \times (154 - 540)\} = 5726\text{Ah}$$

上記計算より、直流 125V 蓄電池 6A の蓄電池容量は約 6000Ah を選定する。

直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 826) = 1880\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{12.70 \times 826 + 12.70 \times (225 - 826)\} = 3572\text{Ah}$$

上記計算より、直流 125V 蓄電池 6A-2 の蓄電池容量は約 4000Ah を選定する。

AM 用直流 125V 蓄電池（6 号炉）の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (19.20 \times 35) = 840\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{19.20 \times 35 + 0.69 \times (861 - 35)\} = 1553\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{24.20 \times 35 + 6.14 \times (861 - 35) + 6.14 \times (260 - 861)\} = 2786\text{Ah}$$

上記計算より、AM 用直流 125V 蓄電池（6 号炉）の蓄電池容量は約 3000Ah を選定する。

名称		所内蓄電式直流電源設備（7号炉）
直流 125V 蓄電池 A	Ah	約 6,000
直流 125V 蓄電池 A-2	Ah	約 4,000
AM用直流 125V 蓄電池	Ah	約 3,000

【設定根拠】

直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2, AM用直流 125V 蓄電池は, 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, 負荷切り離しを行わずに 8 時間, その後, 必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は以下の通りとなる。

直流 125V 蓄電池 7A 負荷一覧表

負荷名称	0～1 分	1～480 分	480～720 分
RCIC 真空ポンプ	130	52	-
RCIC 復水ポンプ	113	45	-
DG 初期励磁※ <sup>1</sup>	(105)	-	-
M/C, P/C 投入・引外し※ <sup>1</sup>	185	-	-
その他の負荷	1000	446	160
合計(A)	1428	543	160

※<sup>1</sup>: DG 初期励磁と M/C, P/C 投入・引外しは重なって操作されることがないため, 値の大きいほうのみを, 蓄電池容量計算上含める。

直流 125V 蓄電池 7A-2 負荷一覧表

負荷名称	480～481 分	481～1140 分
RCIC 真空ポンプ	130	52
RCIC 復水ポンプ	113	45
その他の負荷	696	142
合計(A)	939	239

AM用直流 125V 蓄電池（7号炉）負荷一覧表

負荷名称	0～1140 分	1140～1141 分	1141～1440 分
RCIC 真空ポンプ	-	113	45
RCIC 復水ポンプ	-	130	52
その他の負荷	34	730	176
合計(A)	34	973	273

直流 125V 蓄電池 7A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1428) = 1179\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{8.72 \times 1428 + 8.72 \times (543 - 1428)\} = 5919\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{12.32 \times 1428 + 12.32 \times (543 - 1428) + 5.30 \times (160 - 543)\} = 5825\text{Ah}$$

上記計算より、直流 125V 蓄電池 7A の蓄電池容量は約 6000Ah を選定する。

直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (1.82 \times 939) = 2137\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{12.70 \times 939 + 12.70 \times (239 - 939)\} = 3795\text{Ah}$$

上記計算より、直流 125V 蓄電池 7A-2 の蓄電池容量は約 4000Ah を選定する。

AM 用直流 125V 蓄電池（7 号炉）の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (19.32 \times 34) = 822\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \{19.32 \times 34 + 0.66 \times (973 - 34)\} = 1596\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \{24.32 \times 34 + 6.20 \times (973 - 34) + 6.20 \times (273 - 973)\} = 2886\text{Ah}$$

上記計算より、AM 用直流 125V 蓄電池（7 号炉）の蓄電池容量は約 3000Ah を選定する。

名称		AM用直流125V充電器
出力	A	約300

**【設定根拠】**

AM用直流125V充電器は、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、AM用直流125V充電器を経由し、24時間にわたり高圧代替注水系等へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は、6号炉・7号炉の全交流動力電源喪失時に必要となる最大負荷47Aである。

	6号炉	7号炉
a. 高圧代替注水系制御電源	3A	3A
b. 格納容器圧力逃がし装置制御電源	8A	8A
c. その他	33A	26A
合計 <sup>※1</sup> (a+b+c)	44A	37A

※1. 容量計算書 蓄電池（6号炉）、蓄電池（7号炉）のその他の負荷うち、以下のとおり原子炉隔離時冷却系の運転に必要な負荷と代替格納容器圧力逃がし装置制御電源を除いた値である。

	① その他の負荷	② 原子炉隔離時冷却系の運転に必要な負荷	③ 代替格納容器圧力逃がし装置制御電源	合計 (①-②-③)=a+b+c AM用直流125V充電器に必要な最大負荷)
6号炉	159A	107A	8A	44A
7号炉	176A	131A	8A	37A

したがって、AM用充電器の出力は最大所要負荷である、44A対し十分な余裕を有する約300Aとする。

名称		号炉間電力融通ケーブル
台数	組	1 (予備 1)
サイズ	mm <sup>2</sup>	150

**【設定根拠】**

号炉間電力融通ケーブルは、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、他号炉のディーゼル発電機経由にて号炉間電力融通ケーブルを用いて重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

号炉間電力融通ケーブルは、非常用ディーゼル発電機にて電力を供給する容量である 1,183kW<sup>\*1</sup> を通電する容量が必要となる。

したがって、以下のとおり、通電電流は 99A となり、360A 通電可能なケーブルサイズとして 150mm<sup>2</sup> とする。

$$1,183\text{kW} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 99\text{A}$$

※1. 容量根拠書 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機に記載のとおり、6号炉から7号炉への融通時、必要な容量は7号炉として必要な容量 1,183kW となり、7号炉から6号炉への融通時、必要な容量は6号炉として必要な容量 1,159kW となり、大きい方の 1,183 kW が第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機にて電力を供給する容量となる。



名称		緊急用電源切替箱断路器
定格電流	A	約 600
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>緊急用電源切替箱断路器は、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用電源切替箱断路器は、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な 1,183kW<sup>※1</sup> を通電する容量が必要となる。</p> <p>したがって、以下のとおり、通電電流は 99A となり、定格電流を約 600A とする。</p> $1,183\text{kW} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 99\text{A}$ <p>※1. 容量根拠書 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機参照</p>		

名称		緊急用断路器(6号及び7号炉共用)
定格電流	A	約 1,200
<p><b>【設定根拠】</b>  緊急用断路器は、常設重大事故等対処設備として設置する。  緊急用断路器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量  緊急用断路器の定格電流容量は、第一ガスタービン発電機1基<sup>※1</sup>が接続可能であることから、第一ガスタービン発電機1基の定格電流以上に設定する。</p> <p>(2) 第一ガスタービン発電機1基分の定格電流である377Aに対し、十分余裕を有する約1,200Aとする。</p> <p>※1. 第一ガスタービン発電機1基分の定格電流：<math>4,500\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 377\text{A}</math></p>		

名称		緊急用電源切替箱接続装置
定格電流	A	約 600
<p><b>【設定根拠】</b>  緊急用電源切替箱接続は、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。</p> <p>1. 容量  緊急用電源切替箱接続装置、設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合、重大事故等に対処するために必要な 1,183kW<sup>※1</sup> を通電する容量が必要となる。  したがって、以下のとおり、通電電流は 99A となり、定格電流を約 600A とする。</p> $1,183\text{kW} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 99\text{A}$ <p>※1. 容量根拠書 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機参照</p>		

名称		非常用高圧母線 C 系・D 系
母線電流容量	A	約 1,200
<p><b>【設定根拠】</b>            非常用高圧母線 C 系・D 系は，常設重大事故等対処設備として設置する。            非常用高圧母線 C 系・D 系は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量            非常用高圧母線 C 系（又は D 系）は，第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機からの電力又は号炉間電力融通ケーブルを介した他号炉非常用ディーゼル発電機からの電力を通電可能な設計とする。            具体的には，非常用高圧母線 C 系（又は D 系）の母線電流容量は，第一ガスタービン発電機及び第二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 6,250kVA 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>(1) 非常用ディーゼル発電機 1 基分の定格電流である 523A に対し，十分余裕を有する約 1,200A とする。</p> <p>第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 1 基分の定格電流：  <math>6,250\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 523\text{A}</math></p>		

名称		AM用動力変圧器
容量	kVA	約 750 (6号炉) 約 800 (7号炉)

**【設定根拠】**

AM用変圧器は、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する設計とする。

1. 容量

負荷は6号炉・7号炉それぞれ160kWである。

	6号炉	7号炉
AM用直流125V充電器	約41kW	約41kW
中央制御室陽圧化可搬型空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
R/B AM用直流125V蓄電池室排風機	0.75kW	-
DG(A)/Z排風機	-	5.5kW
合計	約154kW	約154kW

したがって、200kVA (=154kW ÷ 力率0.8) に余裕を考慮し、約750kVA(6号炉)、約800kVA(7号炉)とする。

名称	AM 用 MCC	
母線定格電流	A	約 800

**【設定根拠】**

AM 用 MCC 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する設計とする。

1. 容量

負荷は 6 号炉が約 155kW，7 号炉が約 160kW である。

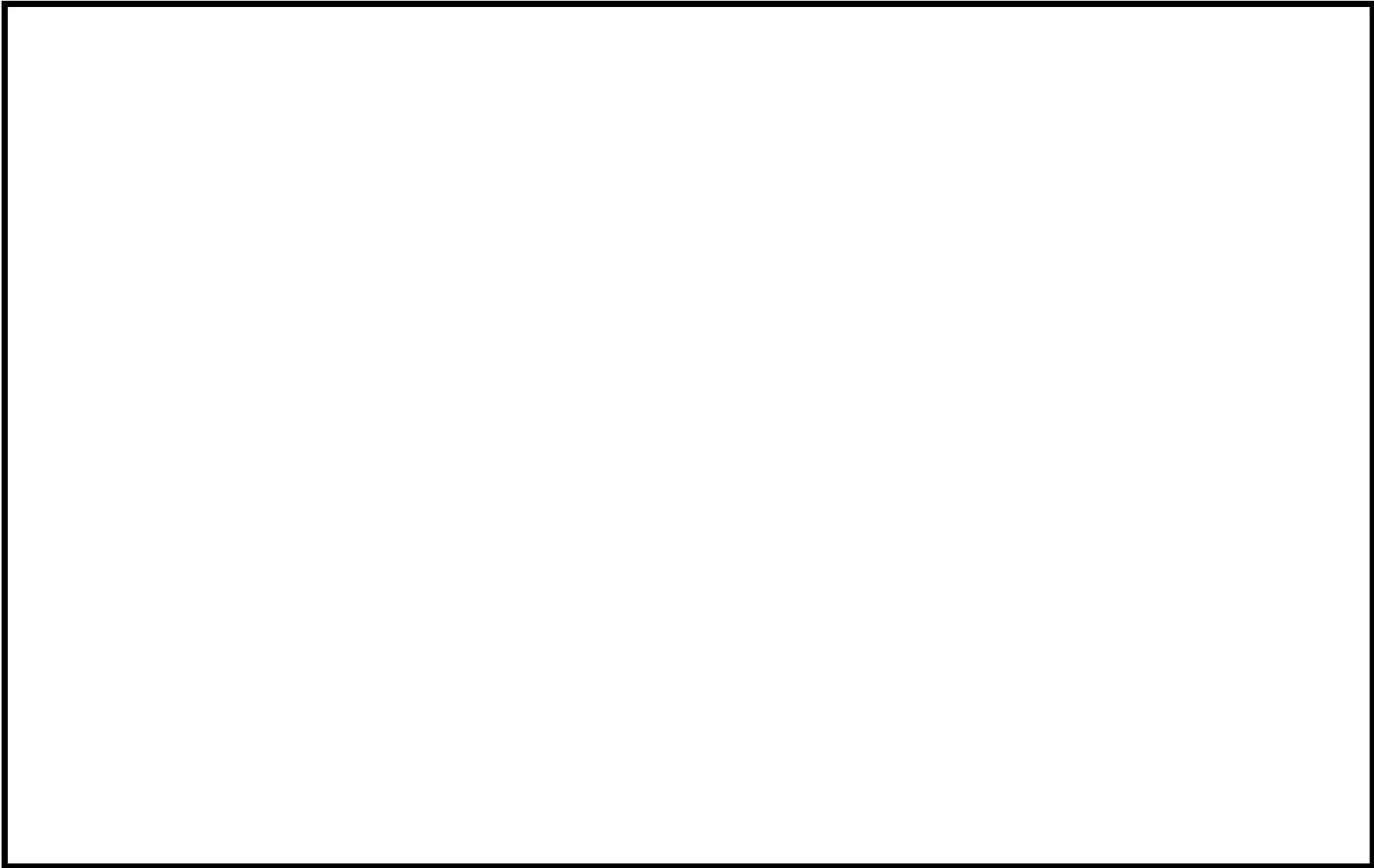
	6 号炉	7 号炉
AM 用直流 125V 充電器	約 41kW	約 41kW
中央制御室陽圧化可搬型空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
R/B AM 用直流 125V 蓄電池室排風機	0.75kW	-
DG(A)/Z 排風機	-	5.5kW
合計	約 155kW	約 160kW

したがって、 $241 \text{ A} (= 160\text{kW} \div \text{力率 } 0.8 \div \sqrt{3} \div 480\text{V})$  に余裕を考慮し、800A とする。

なお、AM 用切替盤については、AM 用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。

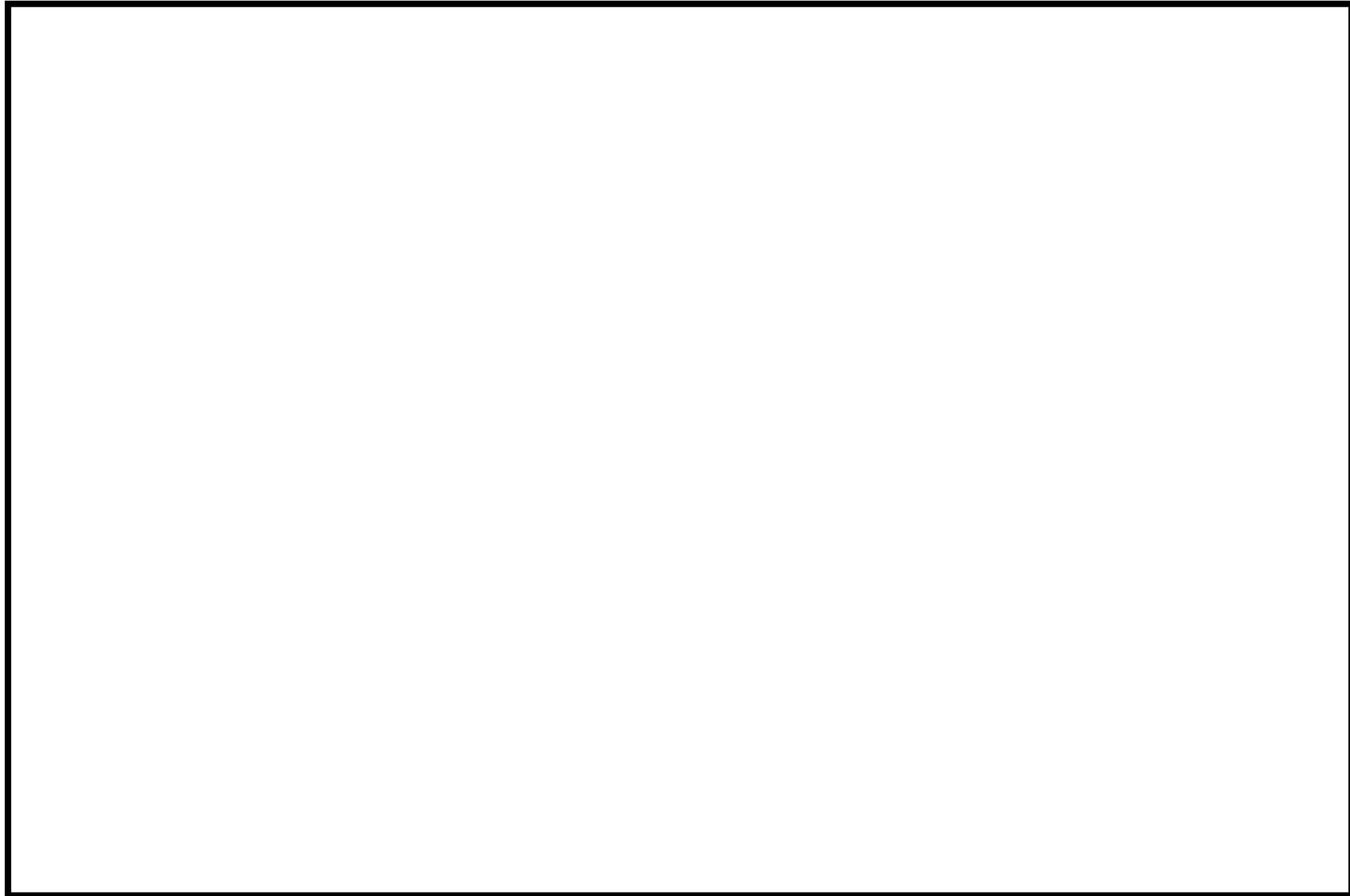
57-6  
アクセスルート図

屋外アクセスルート 現場確認結果

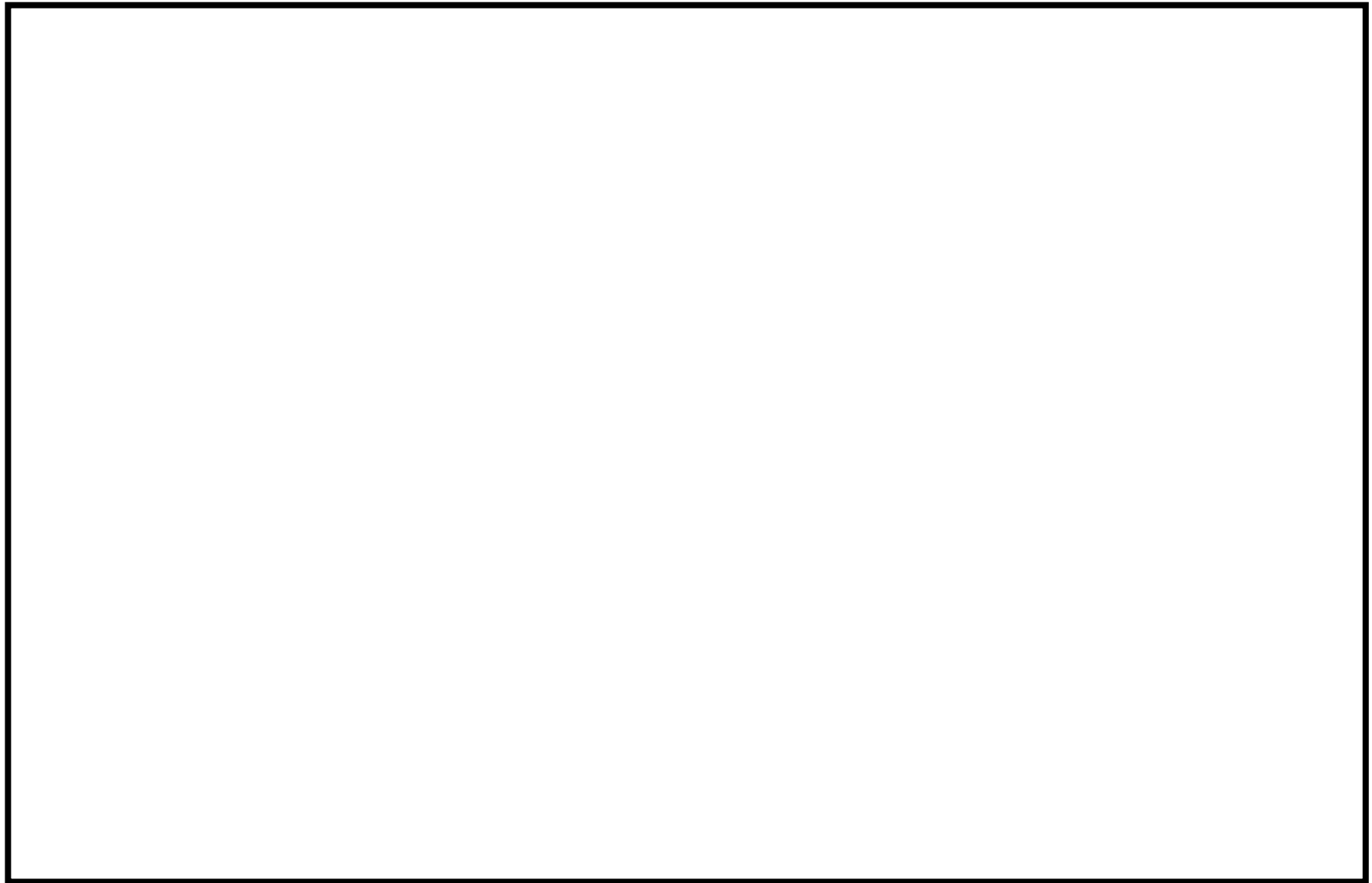




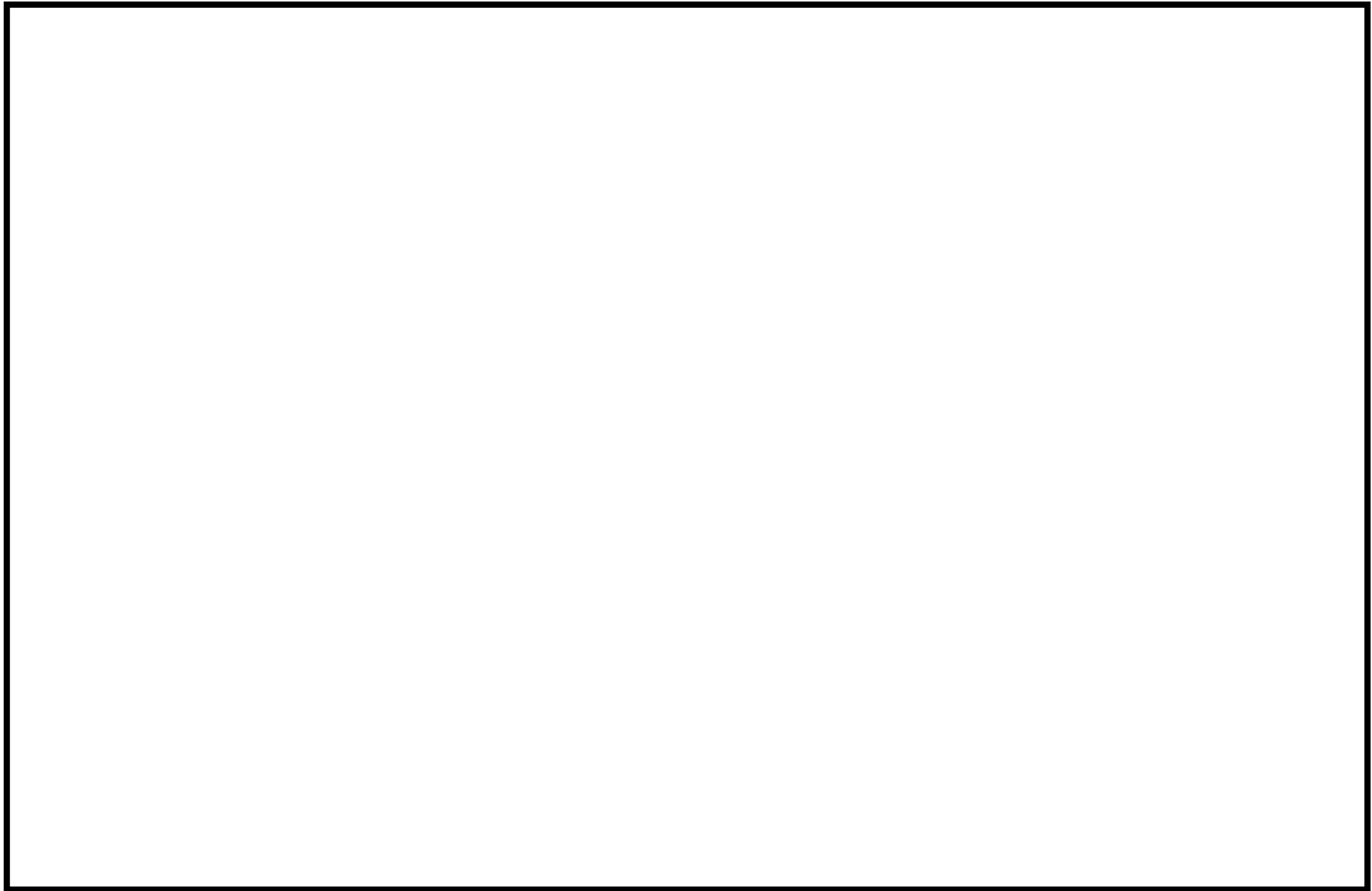
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 重大事故等発生時 アクセスルート [屋内] 現場確認結果



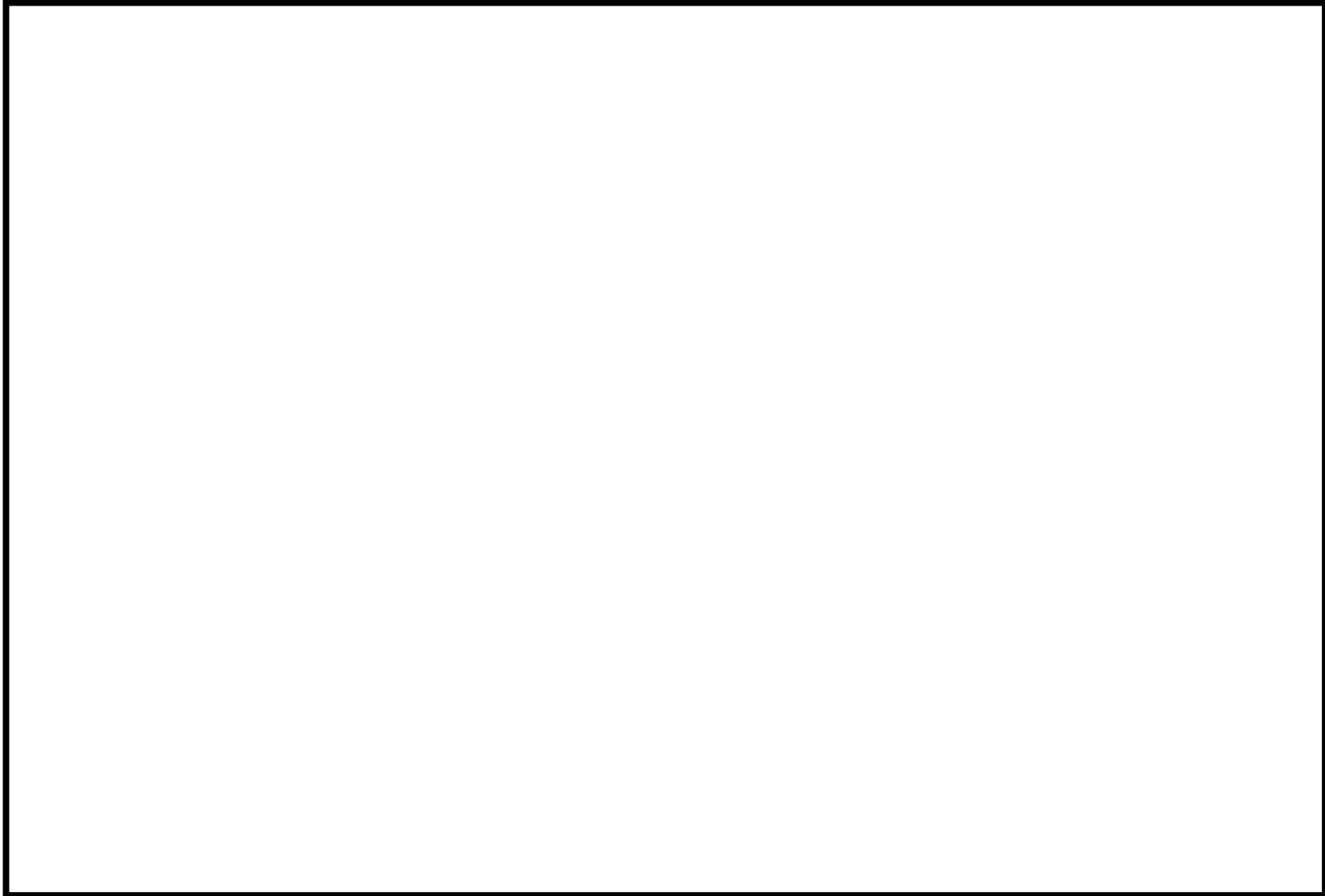
柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉 重大事故等発生時 アクセスルート [屋内] 現場確認結果



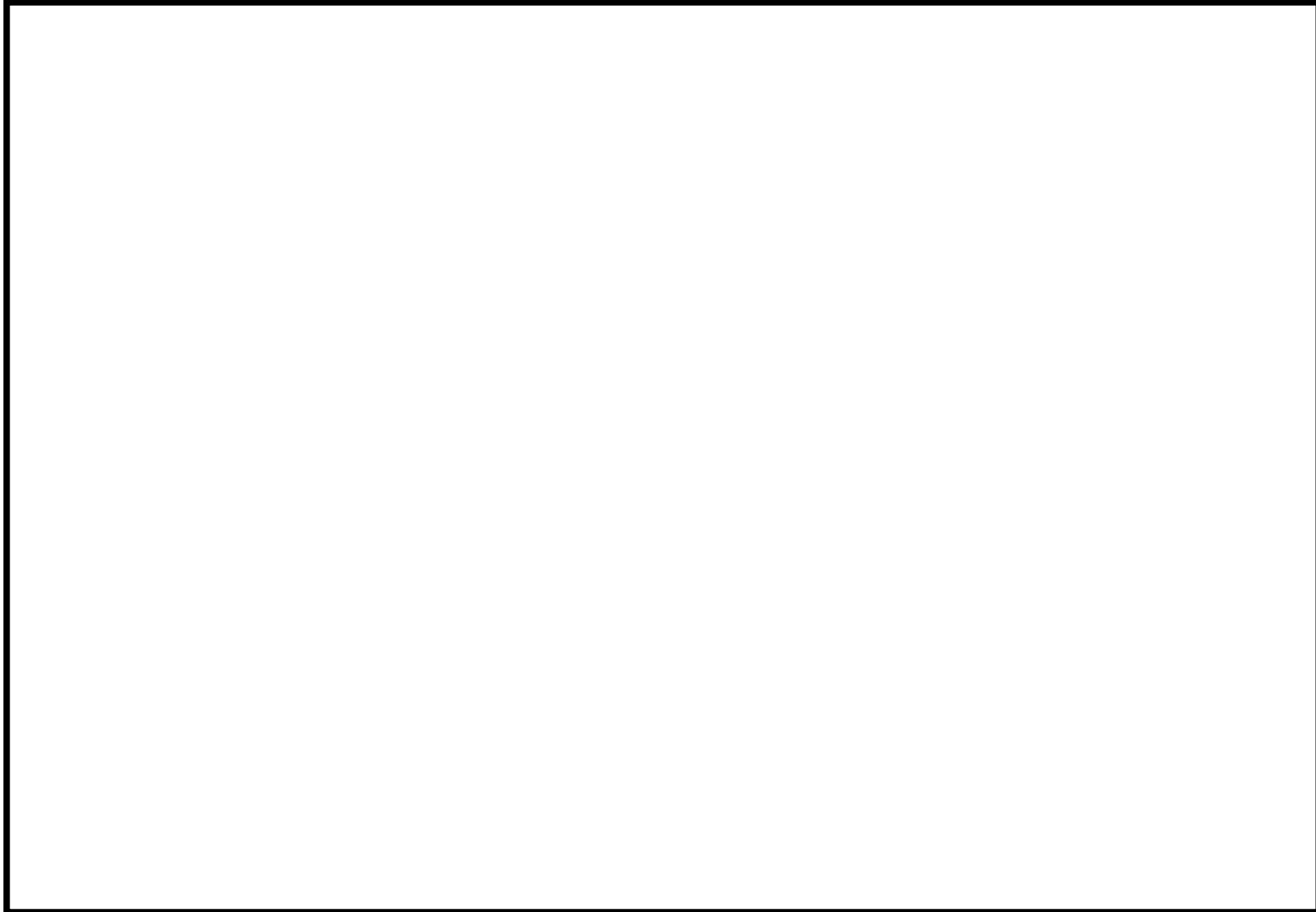
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 重大事故等発生時 アクセスルート [屋内] 現場確認結果



柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉 重大事故等発生時 アクセスルート [屋内] 現場確認結果



柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉 重大事故等発生時 アクセスルート [屋内] 現場確認結果



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

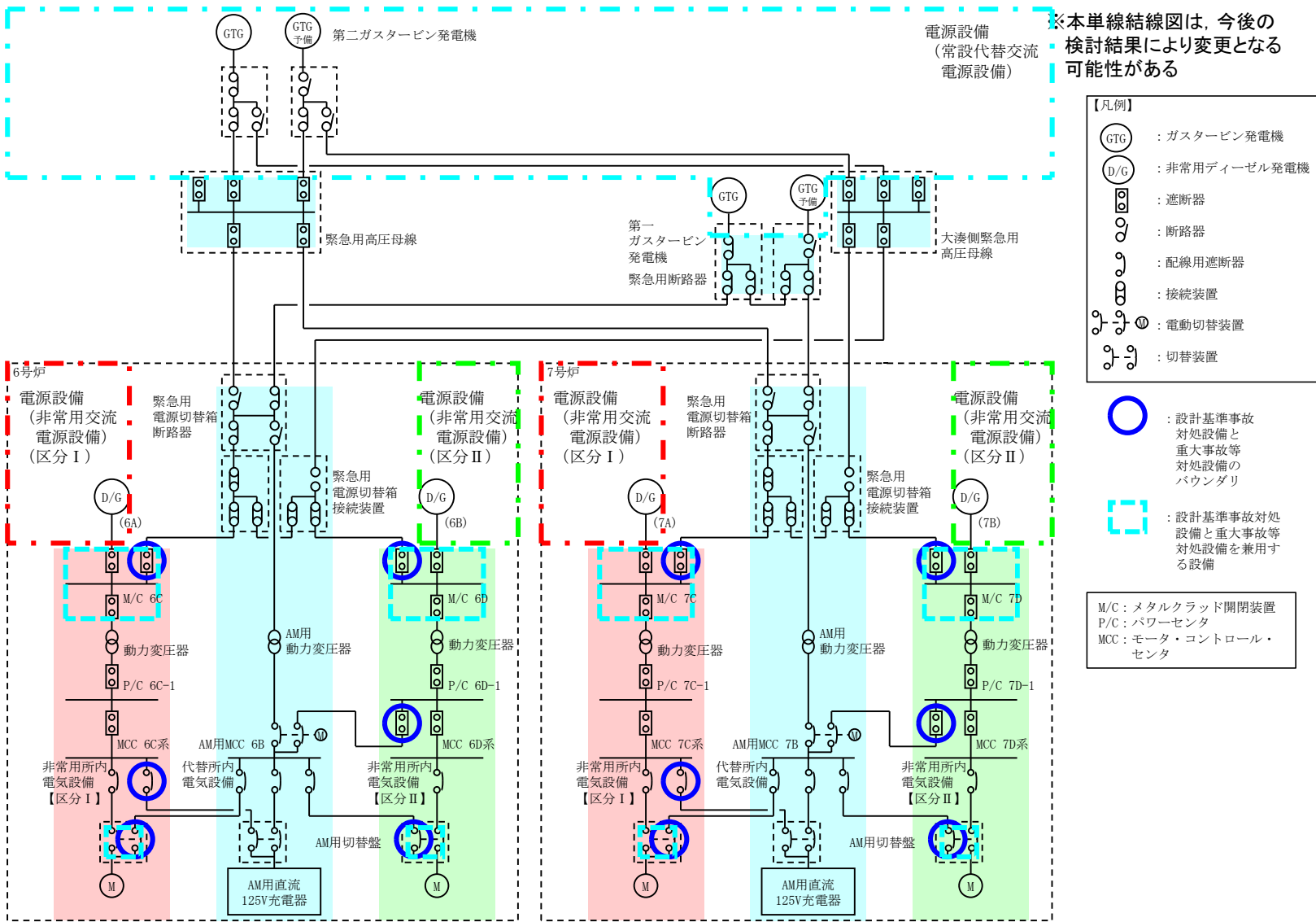
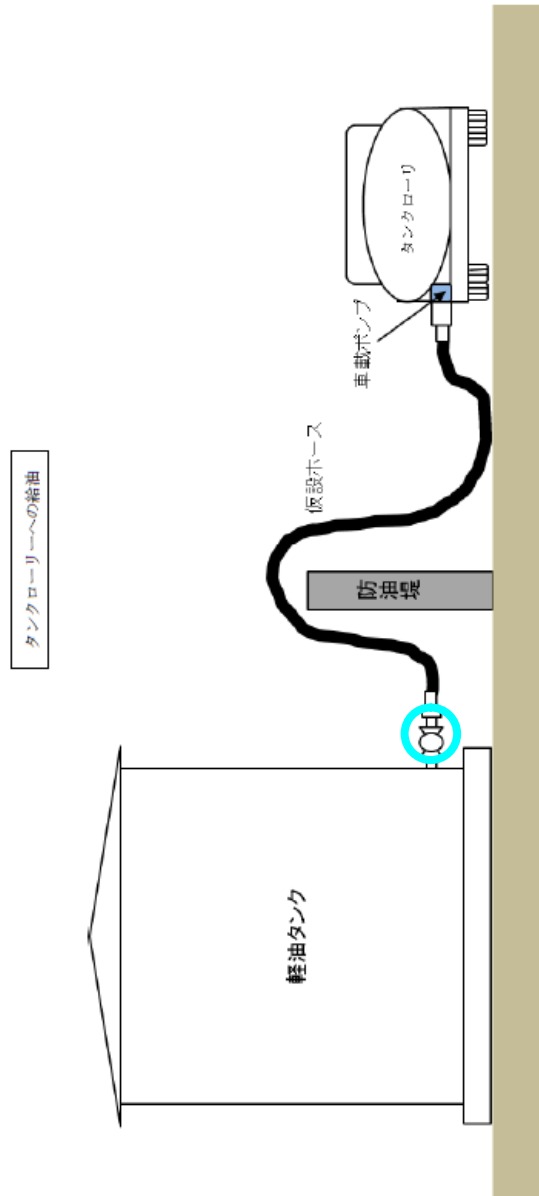


図 57-7-1 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (交流電源)



○ : 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

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）



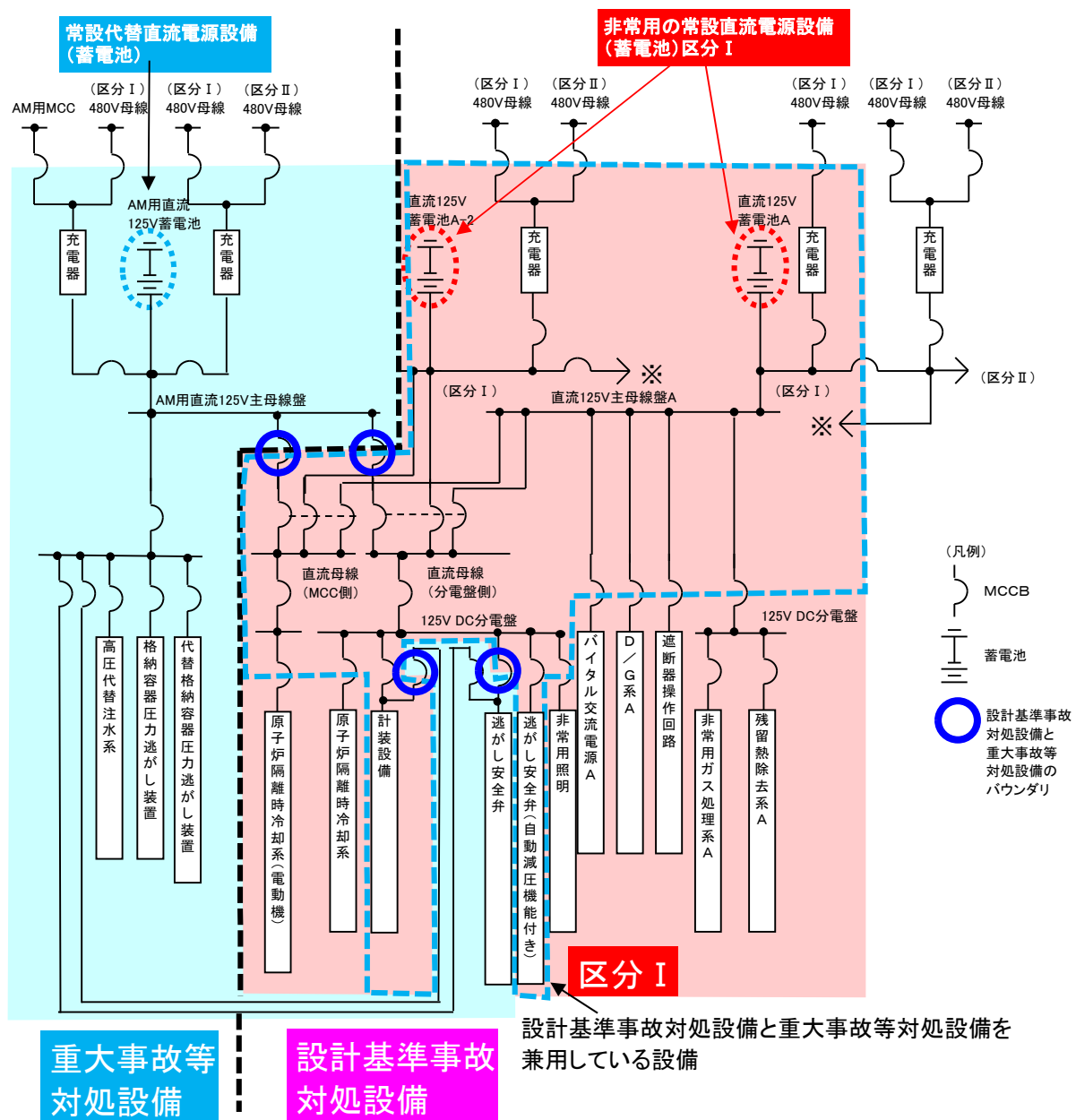


図 57-7-3 設計基準事故対応設備と重大事故等対応設備の バウンダリ系統図 (6号炉直流電源)

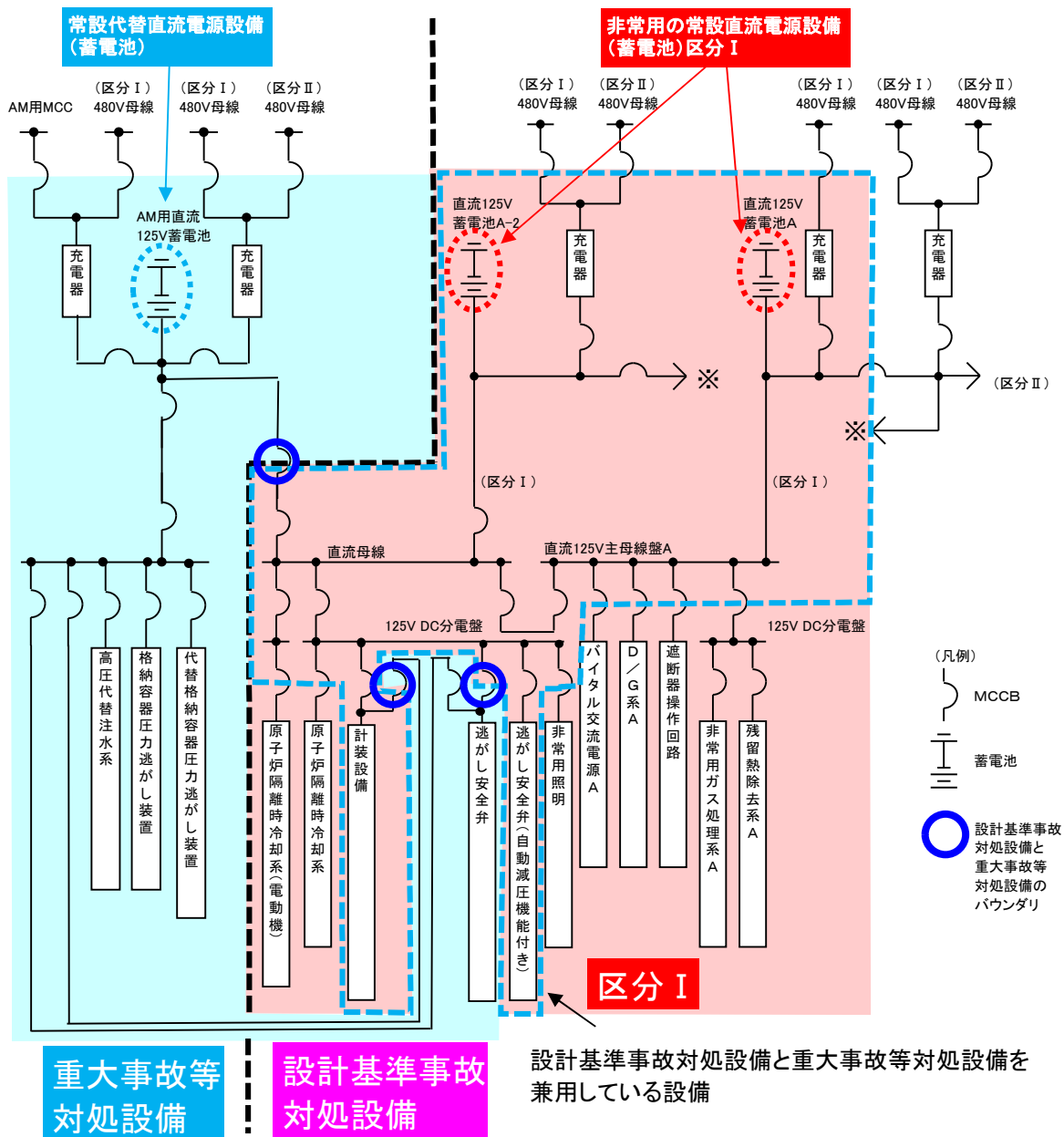


図 57-7-4 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (7号炉直流電源)

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 第一ルート（設計基準等対処設備へ接続）
  - ・・・6号炉 図 57-8-1～図 57-8-3
  - ・・・7号炉 図 57-8-13～図 57-8-15
  
- ② 第二ルート（設計基準等対処設備へ接続）
  - ・・・6号炉 図 57-8-4～図 57-8-6
  - ・・・7号炉 図 57-8-16～図 57-8-18
  
- ③ 第一ルート（重大事故等対処設備へ接続）
  - ・・・6号炉 図 57-8-7～図 57-8-9
  - ・・・7号炉 図 57-8-19～図 57-8-21
  
- ④ 第二ルート（重大事故等対処設備へ接続）
  - ・・・6号炉 図 57-8-10～図 57-8-12
  - ・・・7号炉 図 57-8-22～図 57-8-24

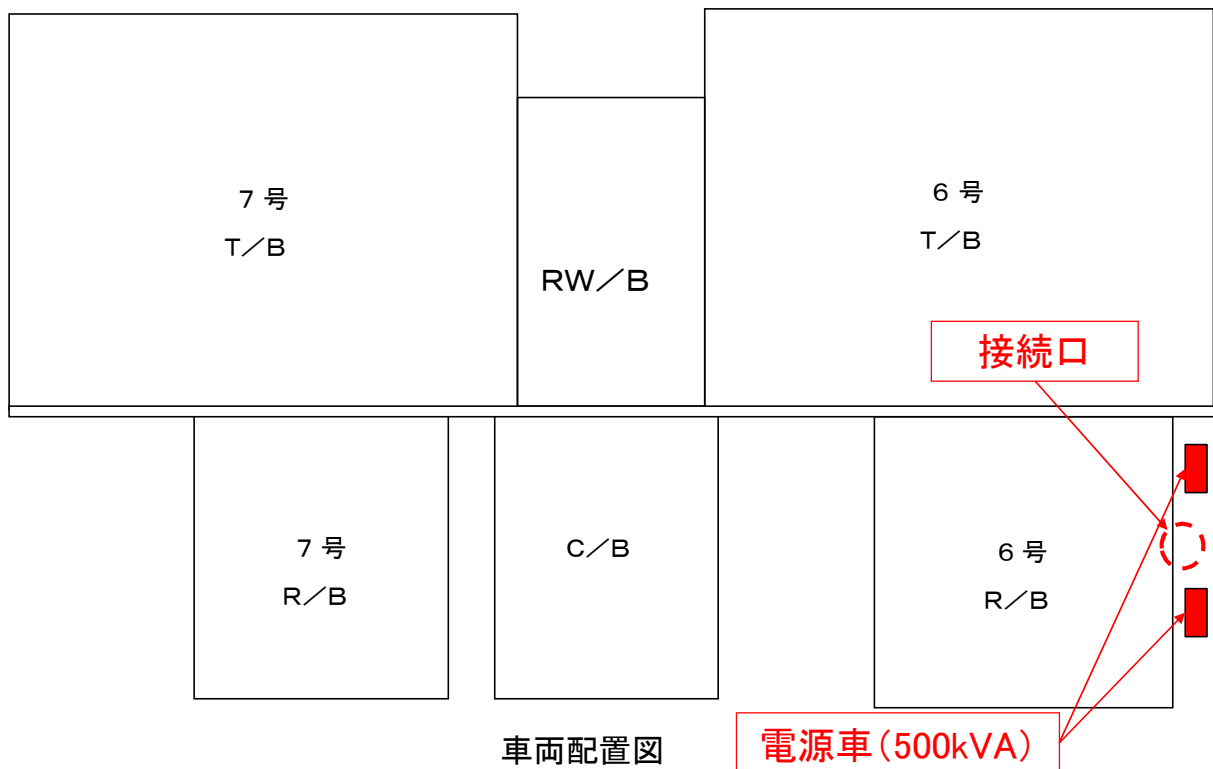


図 57-8-1 電源車配置場所\_第一ルート (設計基準等対処設備へ接続)\_6号炉

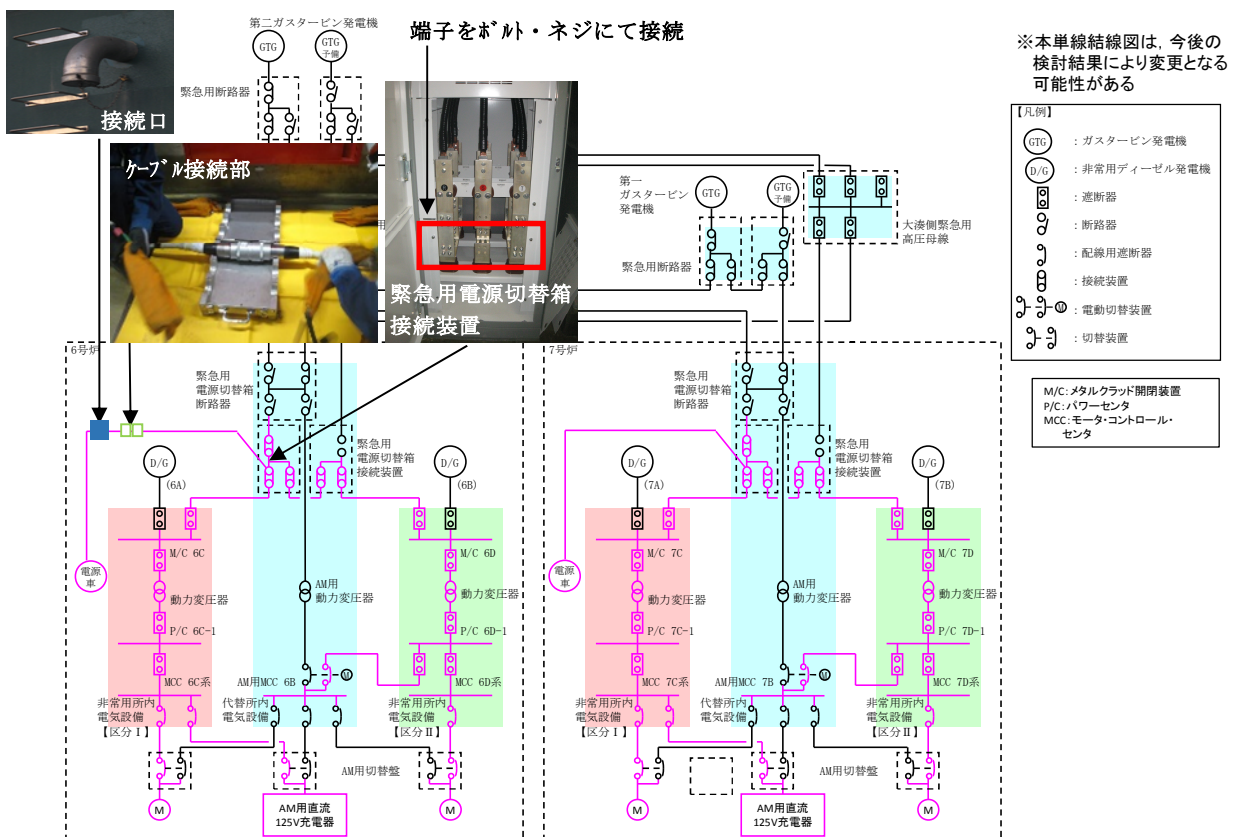


図 57-8-2 接続ルート(概略)\_第一ルート (設計基準等対処設備へ接続)\_6号炉

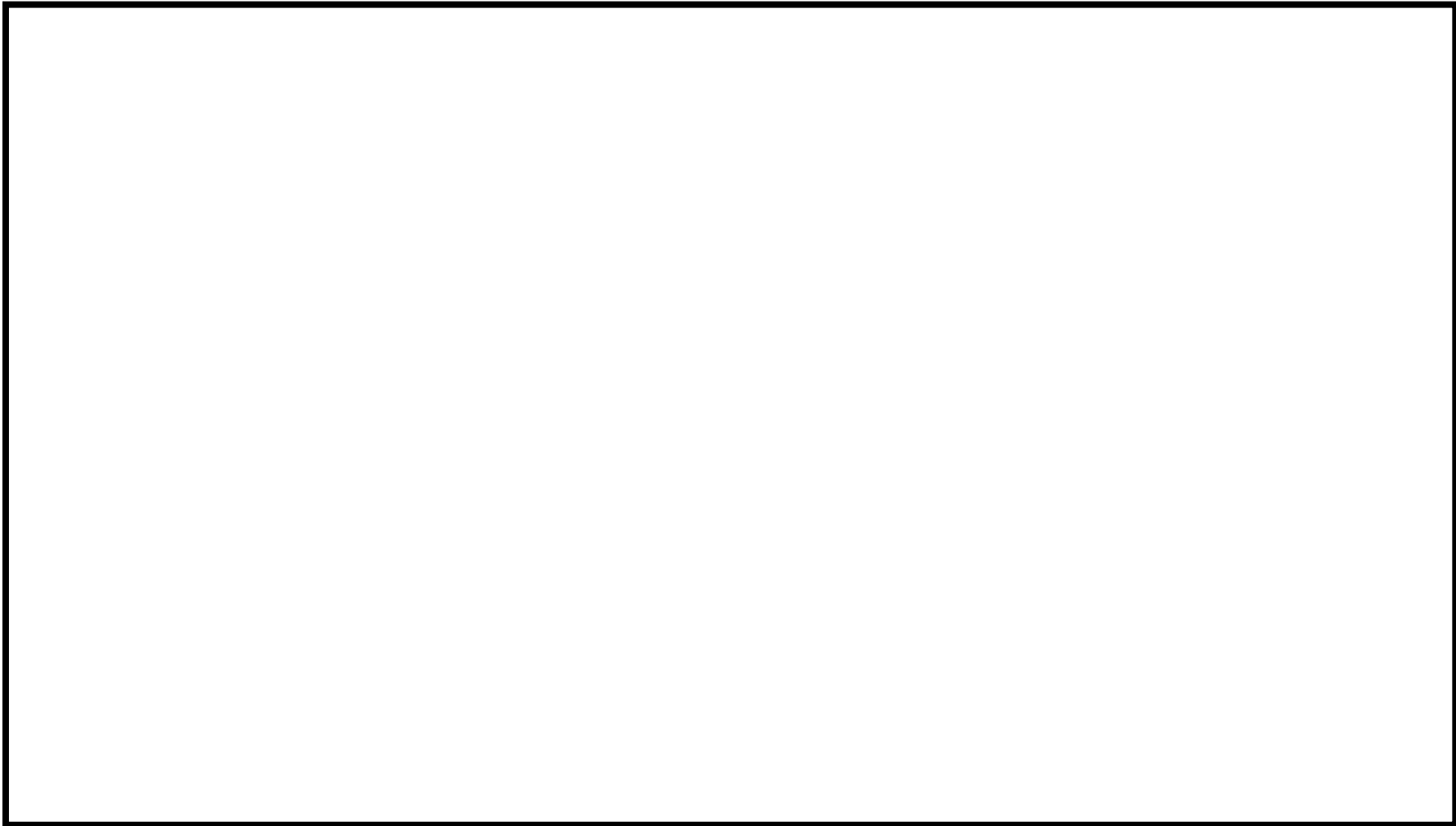


図 57-8-3 接続ルート(詳細)\_第一ルート (設計基準等対応設備へ接続) \_6号炉

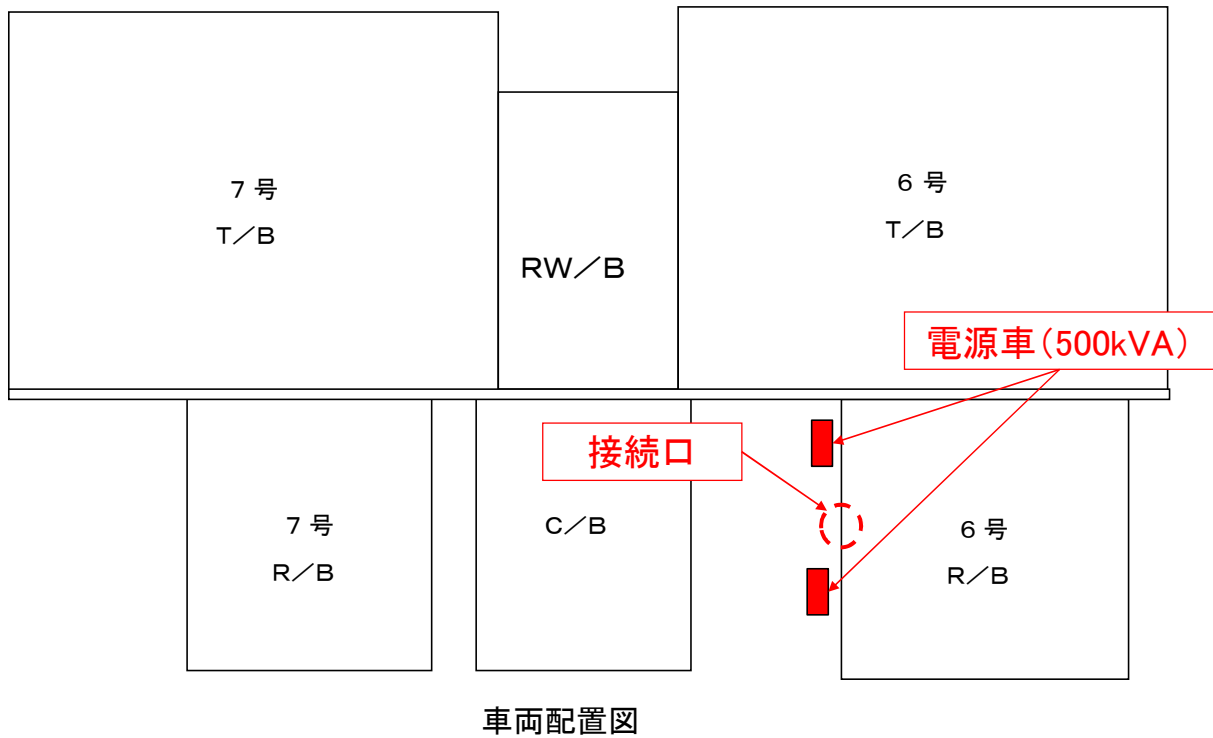


図 57-8-4 電源車配置場所\_第二ルート (設計基準等対処設備へ接続) \_6号炉

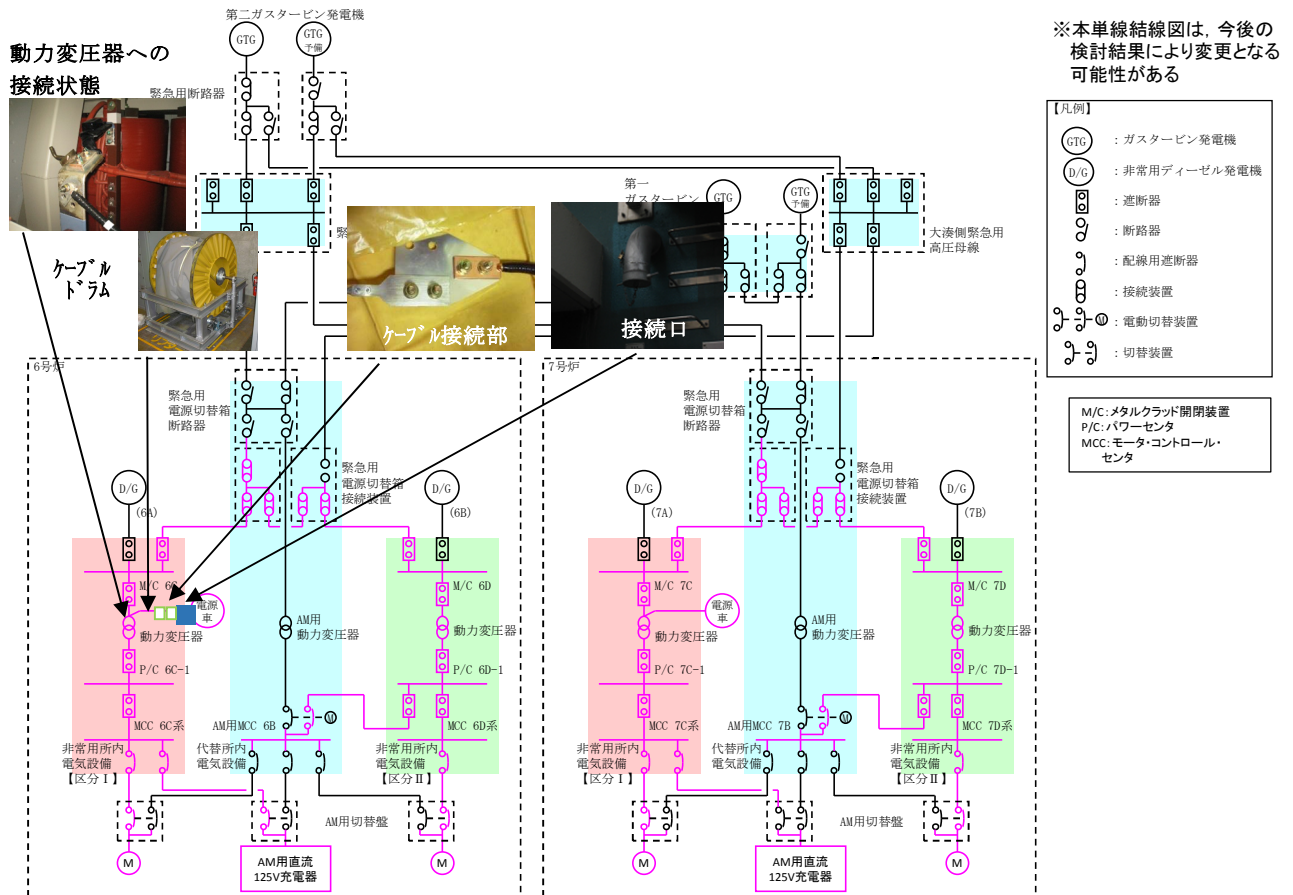


図 57-8-5 接続ルート(概略)\_第二ルート (設計基準等対処設備へ接続) \_6号炉

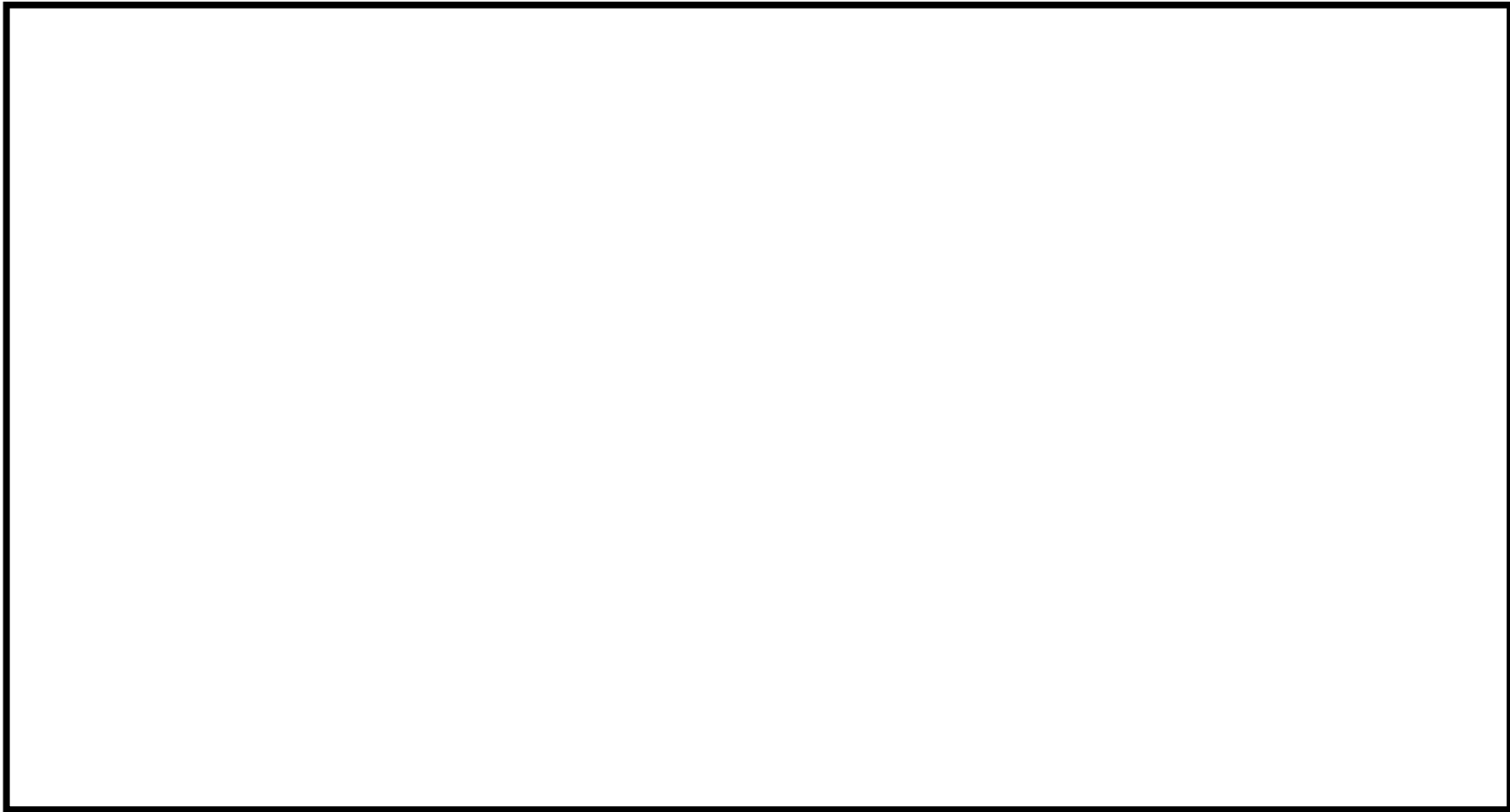


図 57-8-6 接続ルート(詳細)\_第二ルート (設計基準等対処設備へ接続) \_6号炉



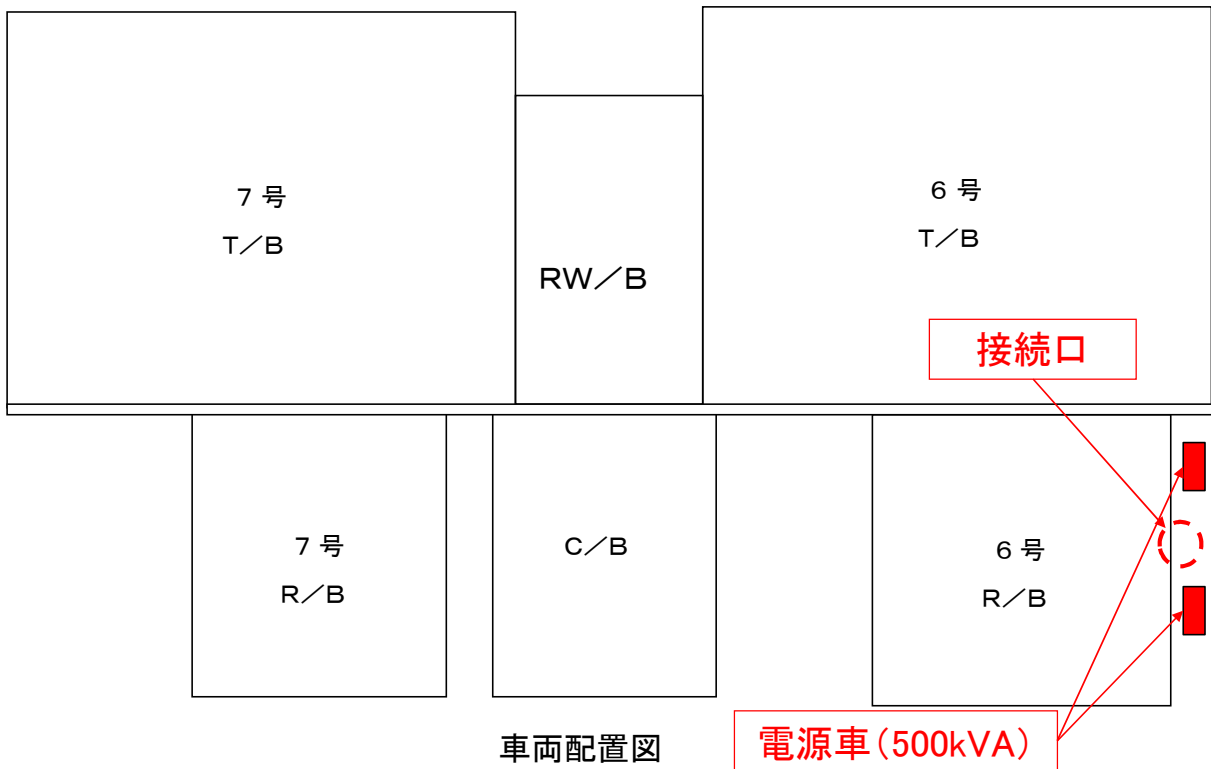


図 57-8-7 電源車配置場所\_第一ルート (重大事故等対処設備へ接続) \_6号炉

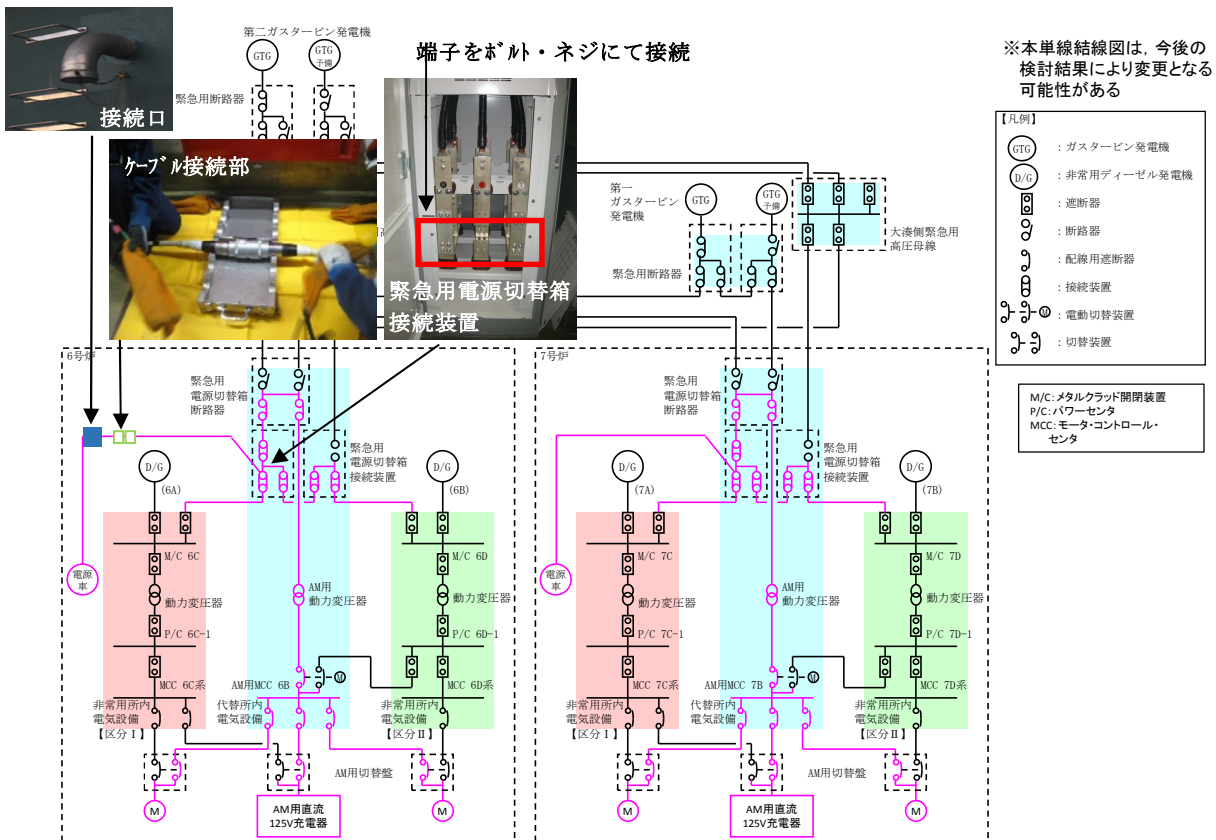


図 57-8-8 接続ルート (概略)\_第一ルート (重大事故等対処設備へ接続) \_6号炉



図 57-8-9 接続ルート(詳細)\_第一ルート (重大事故等対処設備へ接続) \_6号炉 (図 57-8-3 再掲)

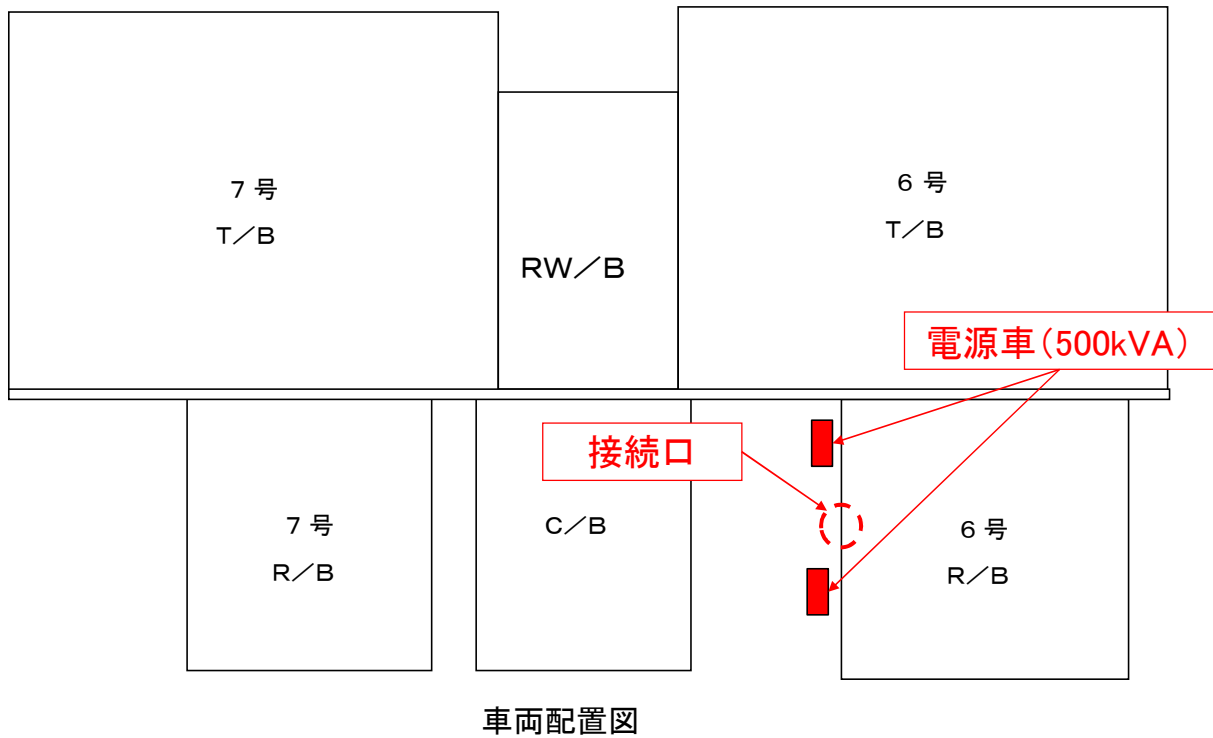


図 57-8-10 電源車配置場所\_第二ルート (重大事故等対処設備へ接続)\_6号炉

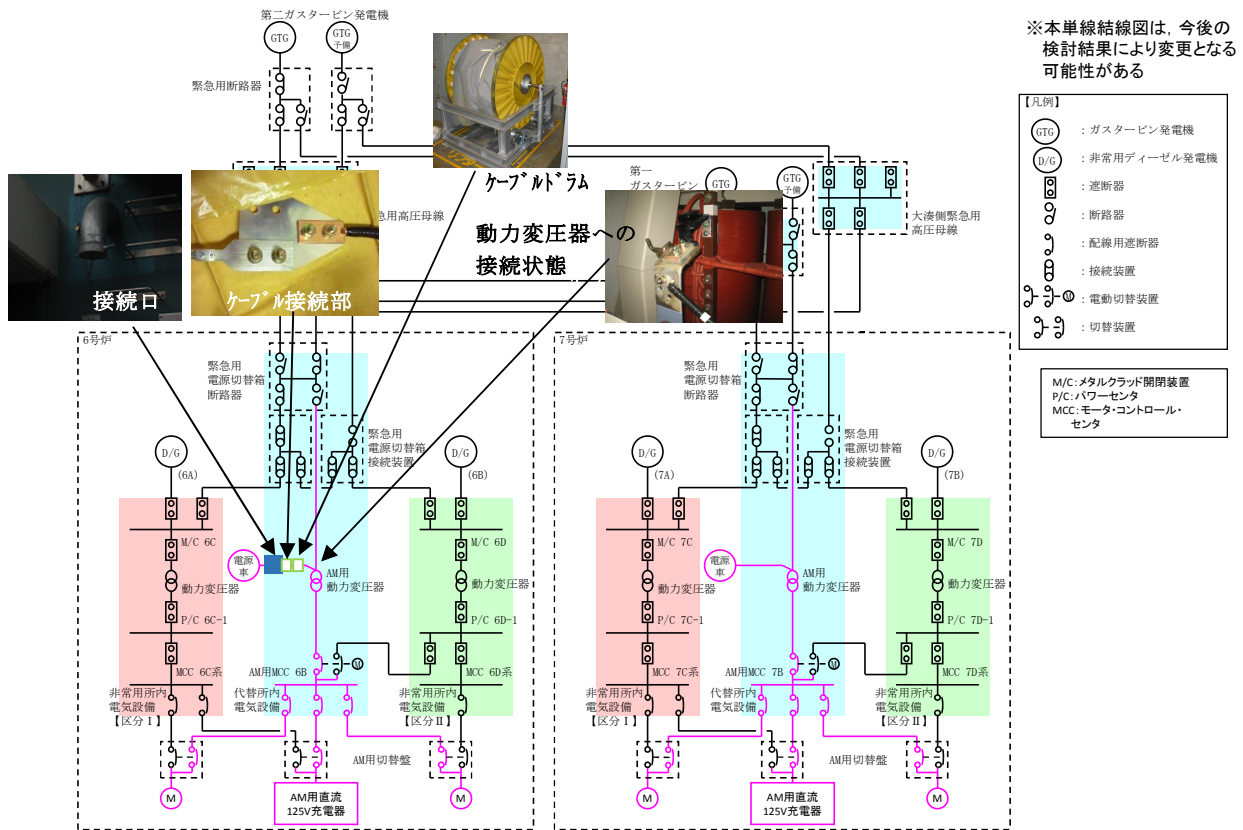


図 57-8-11 接続ルート(概略)\_第二ルート (重大事故等対処設備へ接続)\_6号炉

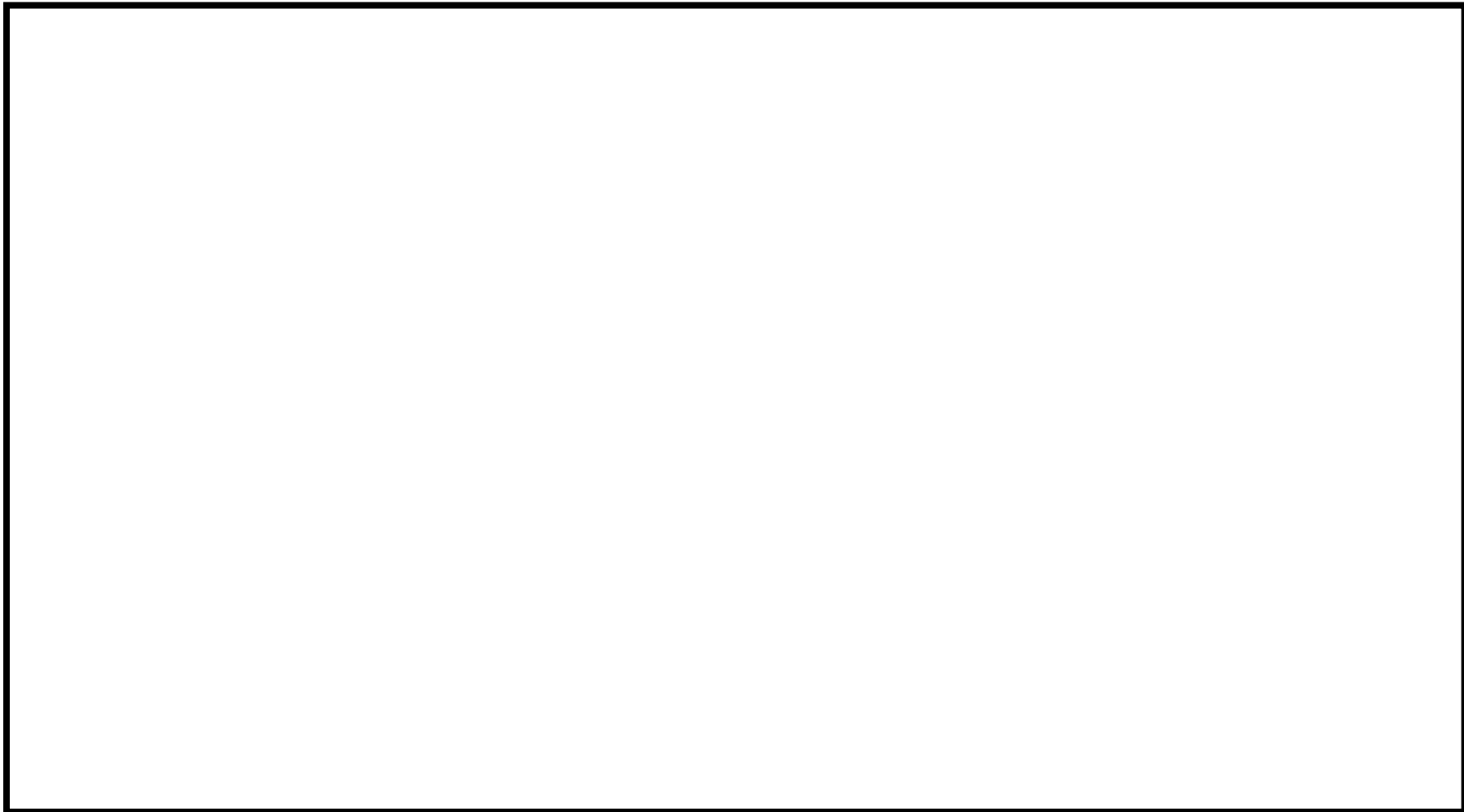


図 57-8-12 接続ルート(詳細)\_第二ルート (重大事故等対処設備へ接続) \_6号炉



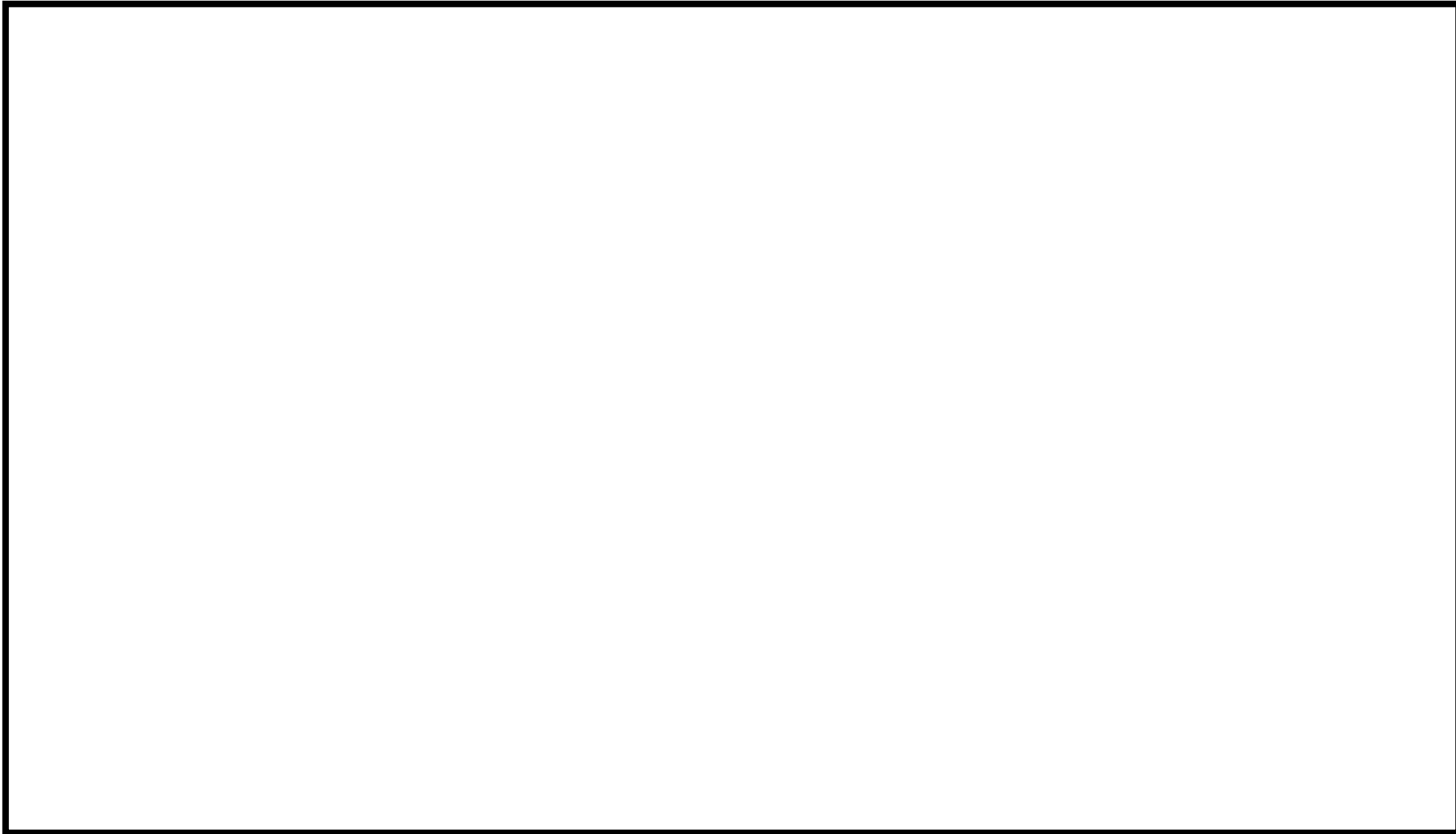


図 57-8-15 接続ルート(詳細)\_第一ルート (設計基準等対処設備へ接続) \_7号炉

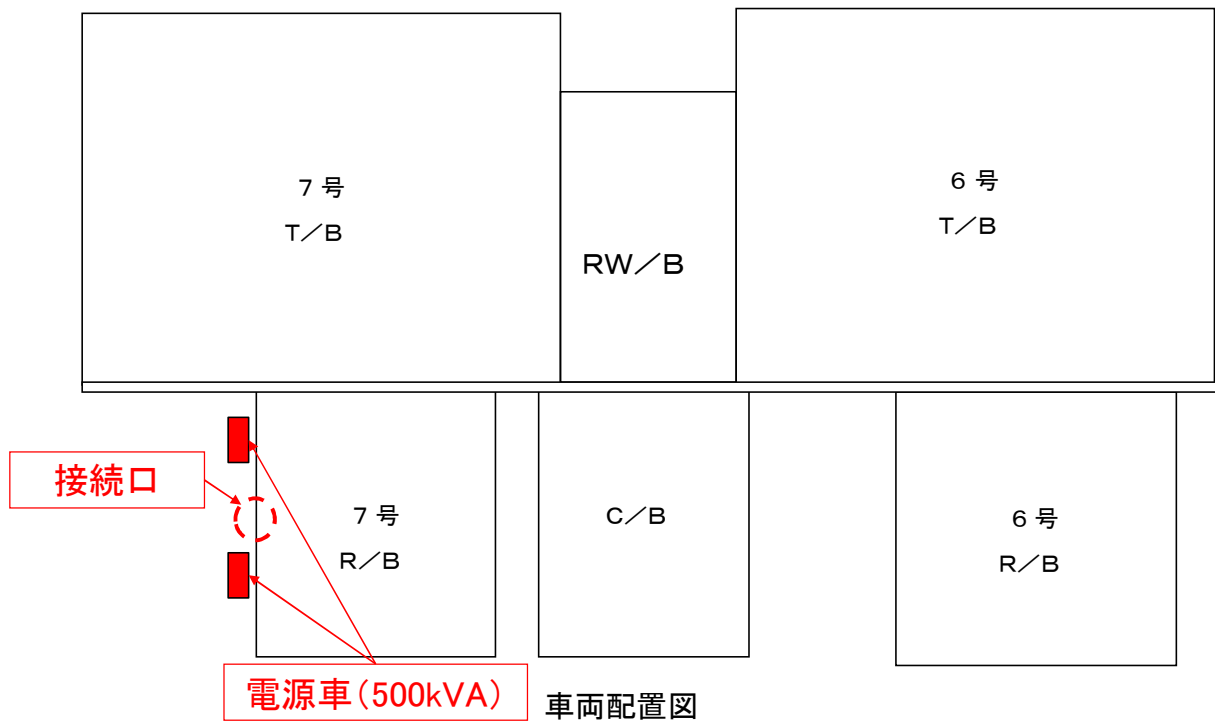


図 57-8-16 電源車配置場所\_第二ルート (設計基準等対処設備へ接続)\_7号炉

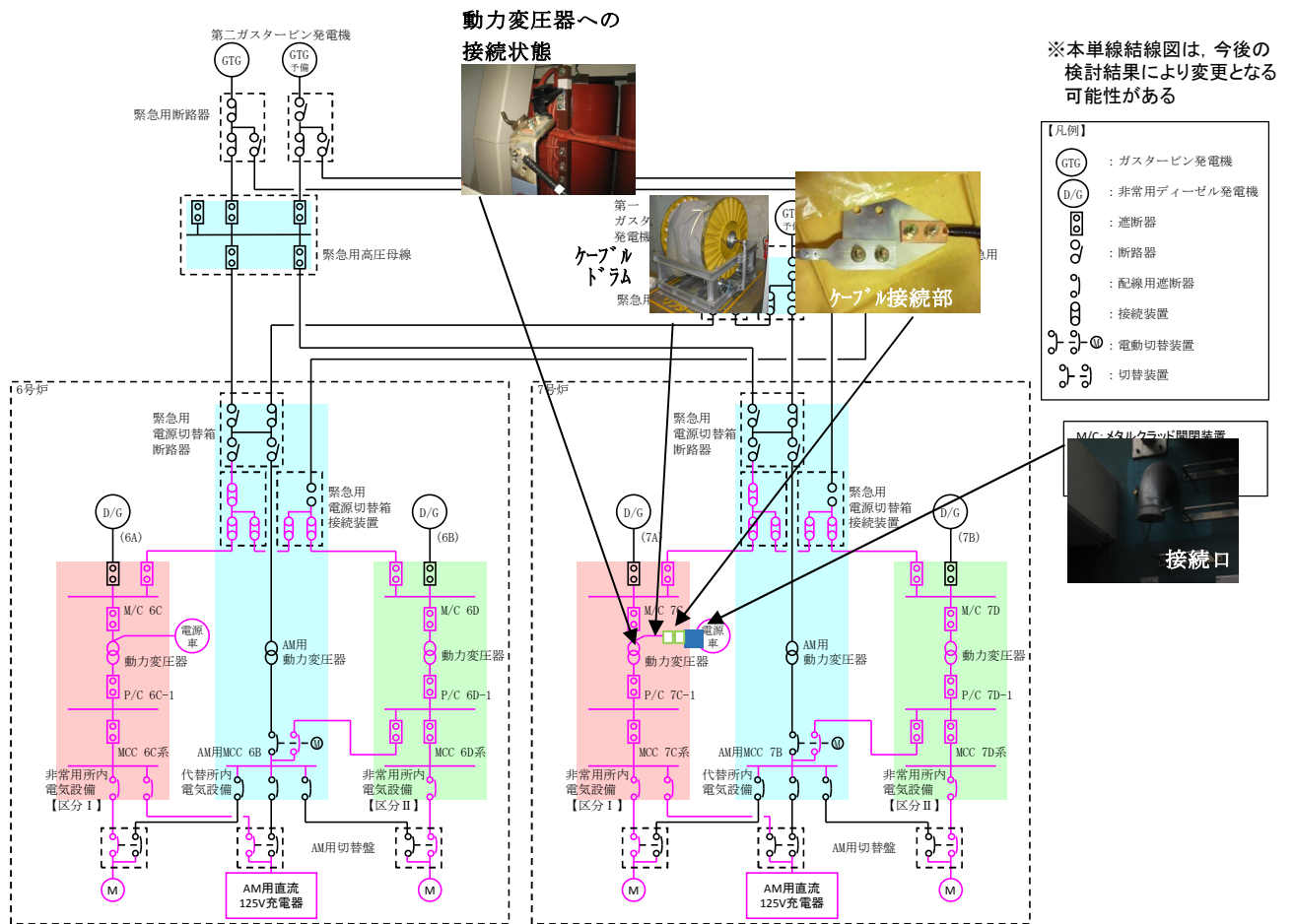


図 57-8-17 接続ルート(概略)\_第二ルート (設計基準等対処設備へ接続)\_7号炉

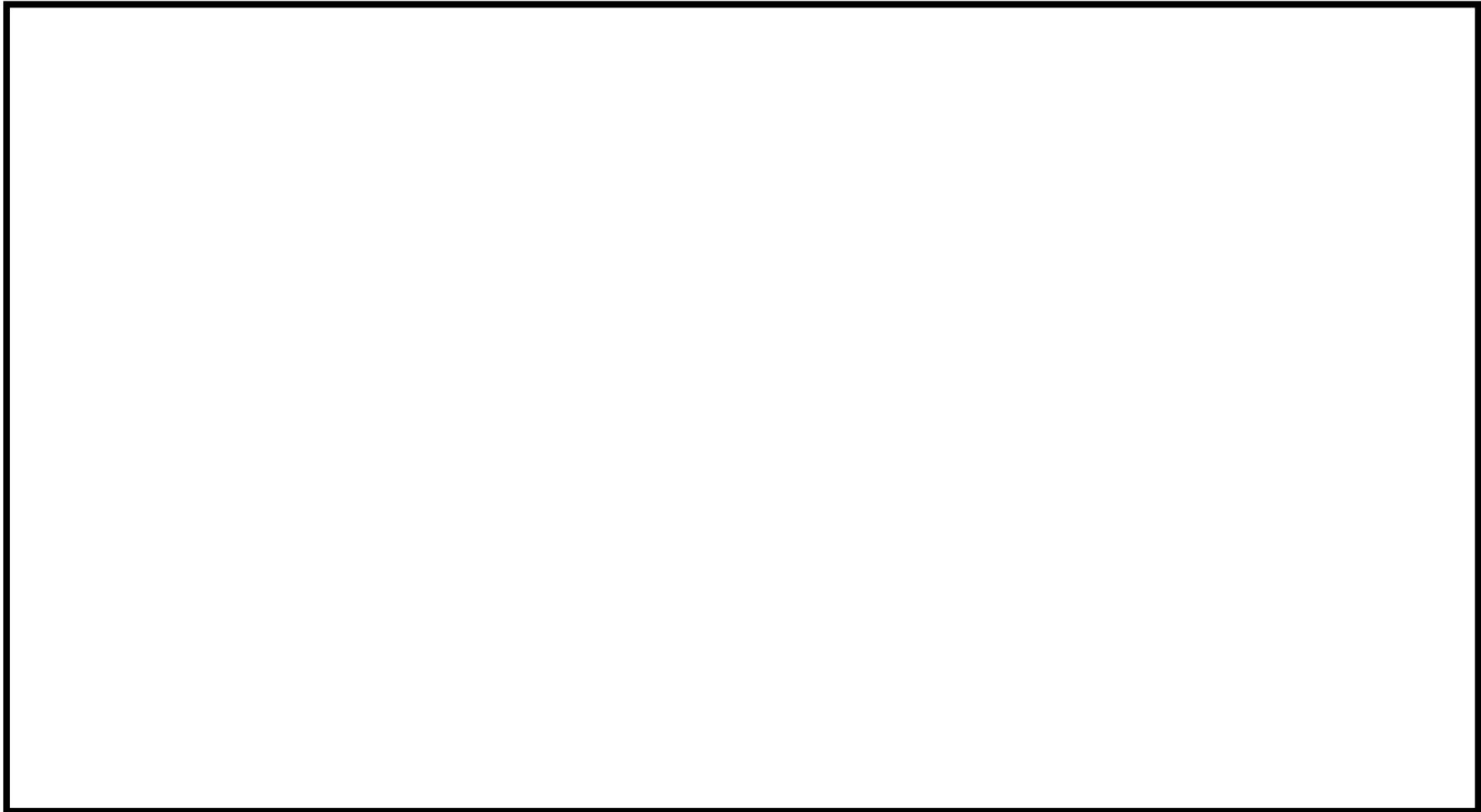


図 57-8-18 接続ルート(詳細)\_第二ルート (設計基準等対処設備へ接続) \_7号炉



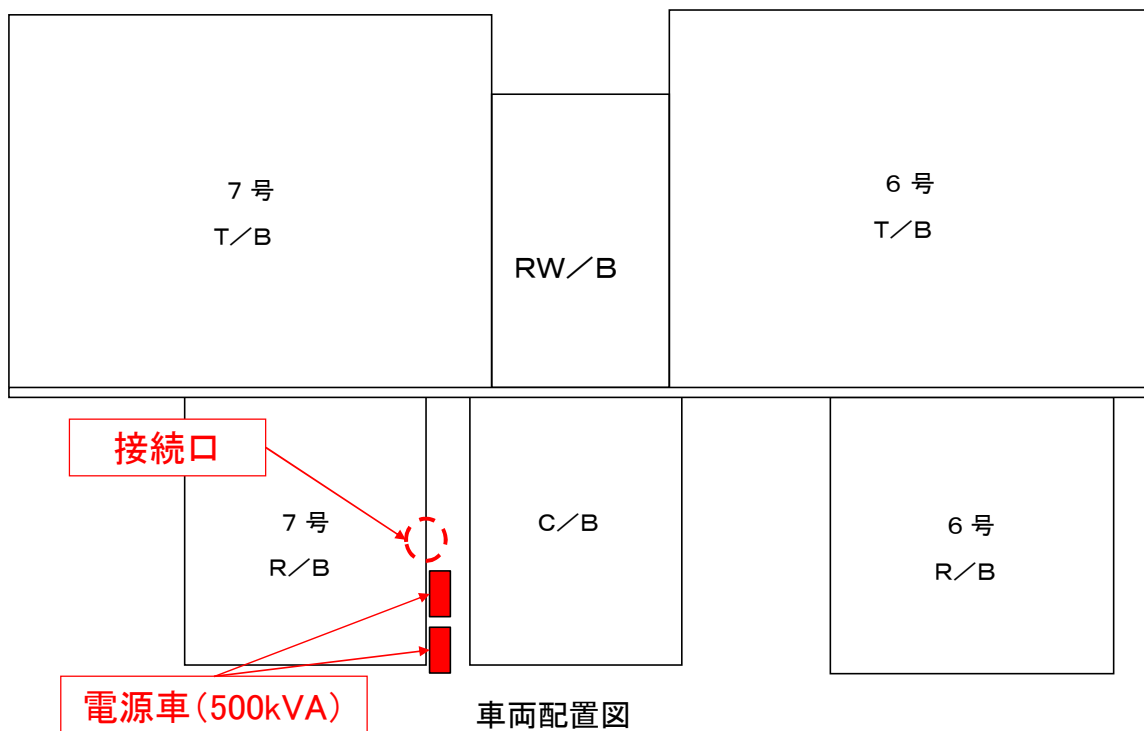


図 57-8-19 電源車配置場所\_第一ルート (重大事故等対処設備へ接続)\_7号炉

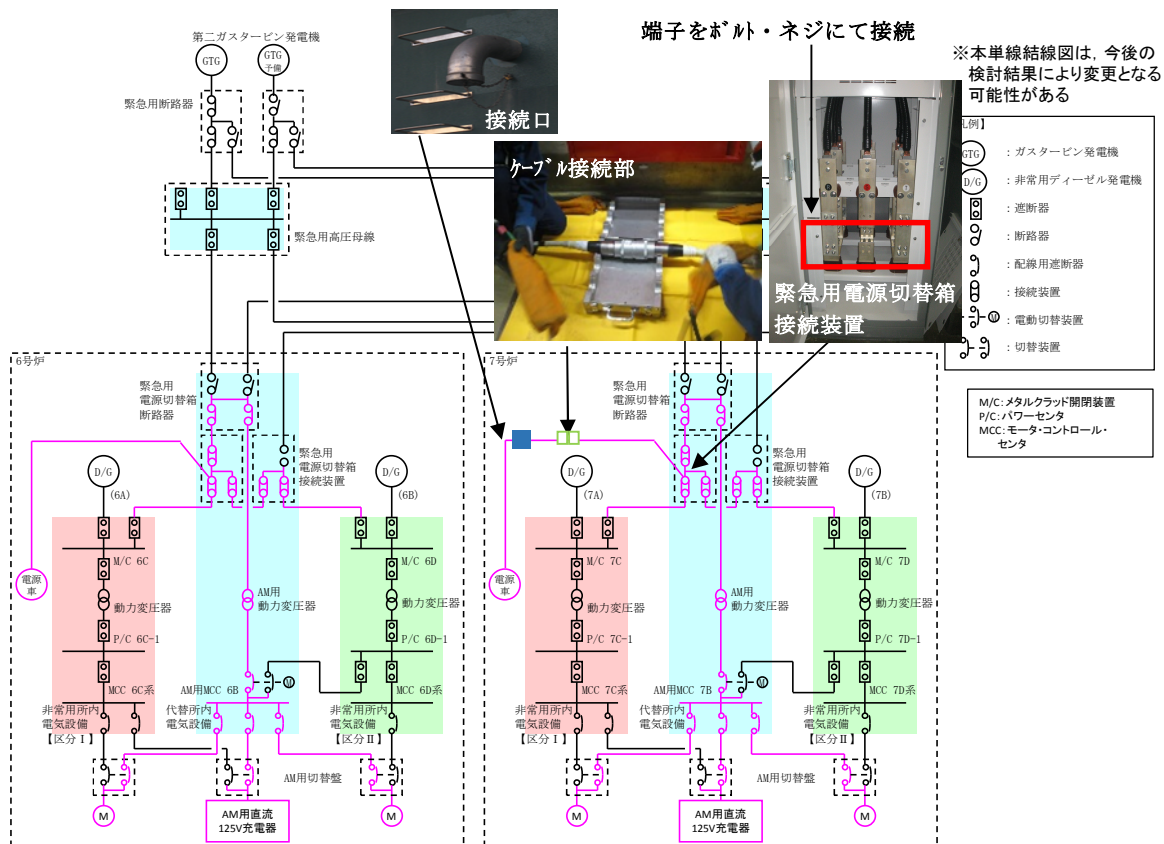


図 57-8-20 接続ルート (概略)\_第一ルート (重大事故等対処設備へ接続)\_7号炉

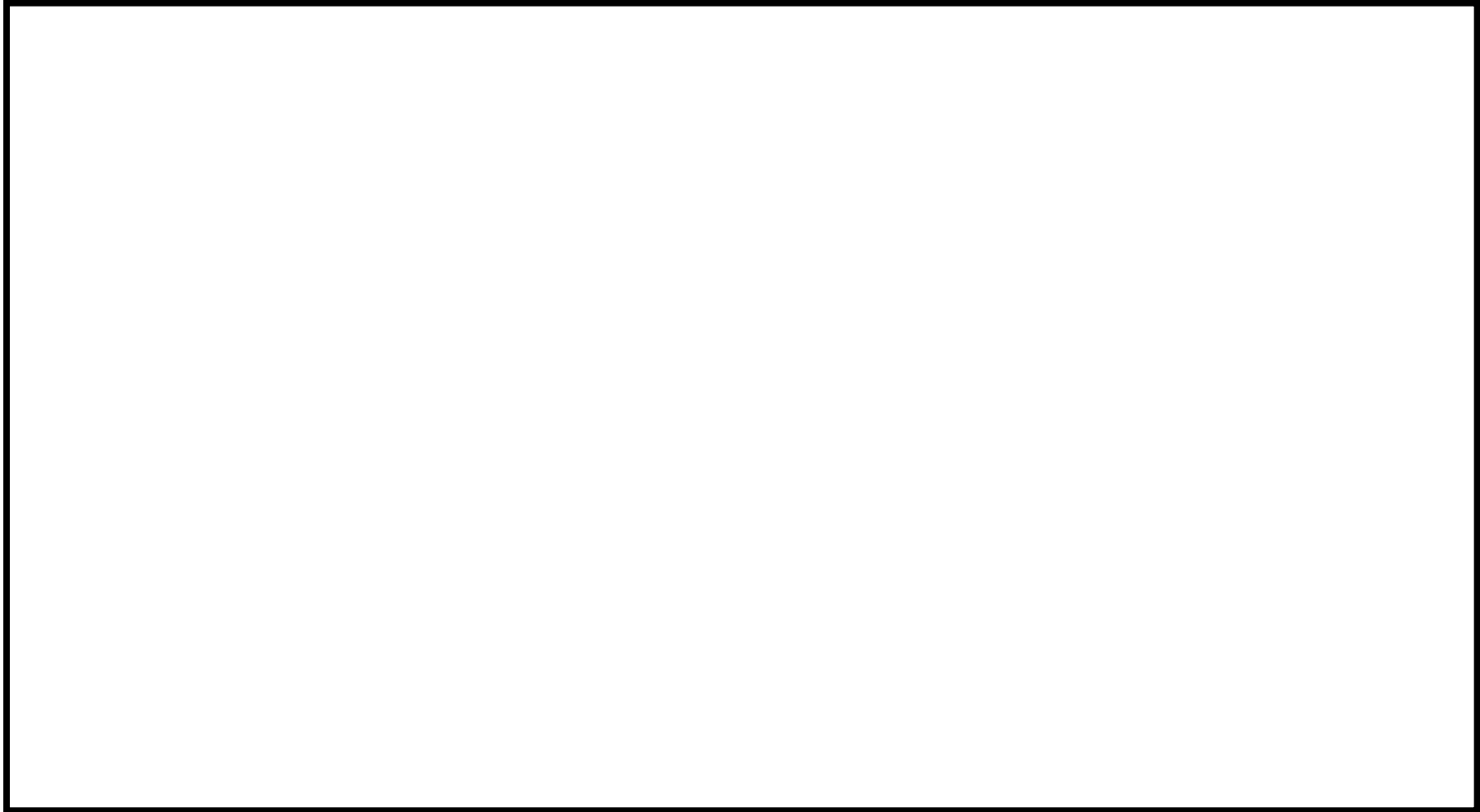


図 57-8-21 接続ルート(詳細)\_第一ルート (重大事故等対処設備へ接続) \_7号炉 (図 57-8-15 再掲)



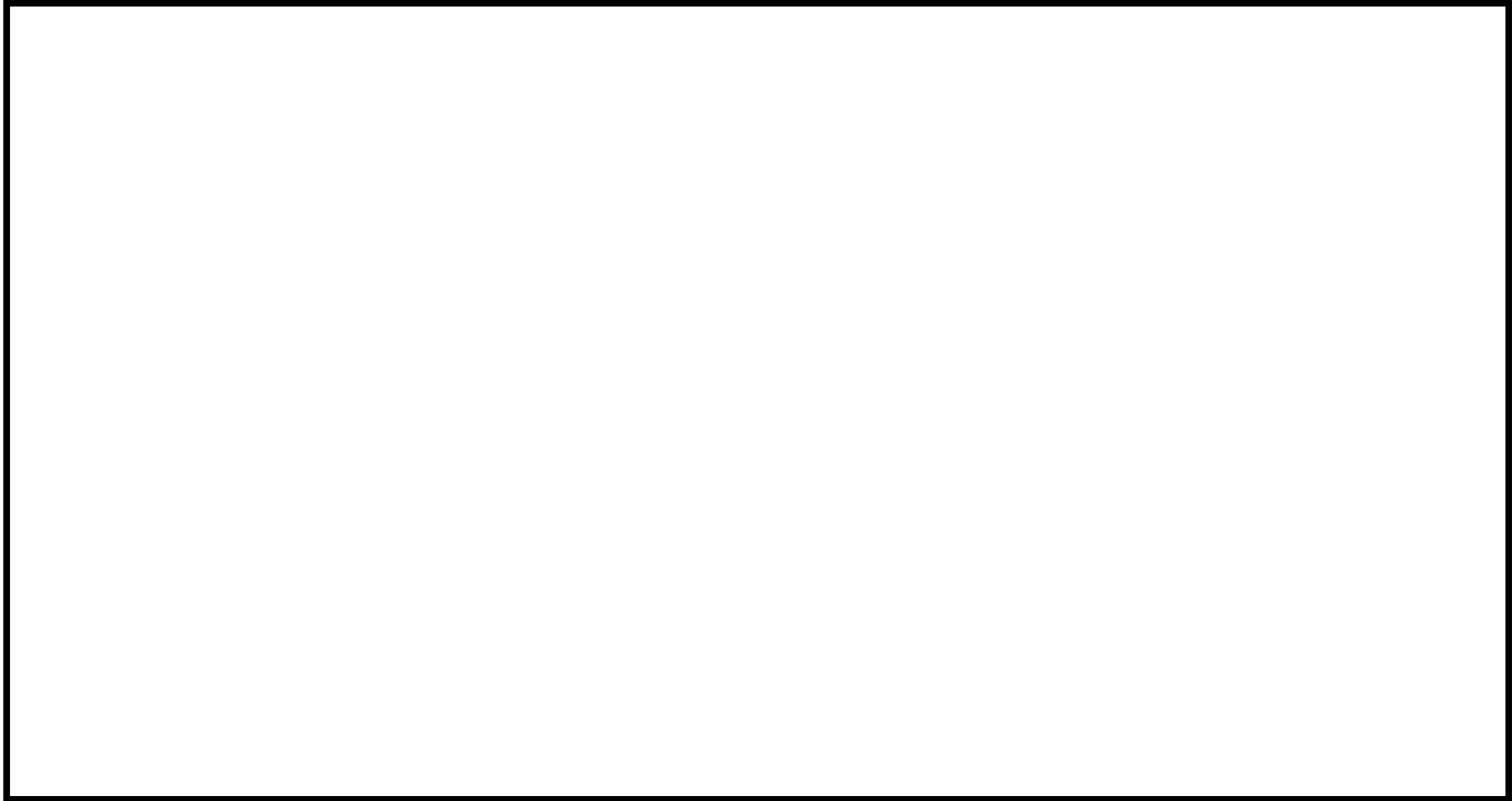


図 57-8-24 接続ルート(詳細)\_第二ルート (重大事故等対処設備へ接続) \_7号炉

57-9

代替電源設備について

1. 代替電源設備について	…57-9-3
1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給	…57-9-8
1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給	…57-9-16
1.3 代替所内電気設備による給電	…57-9-18
1.4 自主対策設備について	…57-9-69

## 1. 代替電源設備について

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メタクラ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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、設計基準事故対処設備として非常用ディーゼル発電機及びメタクラ等の電気設備を設置している。6 号及び 7 号炉の敷地高さは T.M.S.L\*12m であり、遡上域における最大遡上高さ (T.M.S.L 7.5m(大湊側)) より高いため、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、人の接近性を確保できる設計としている。(図 57-9-1～図 57-9-4)

※. T.M.S.L : 東京湾平均海面



図 57-9-1 非常用ディーゼル発電機及び非常用 M/C の配置 (6 号炉)

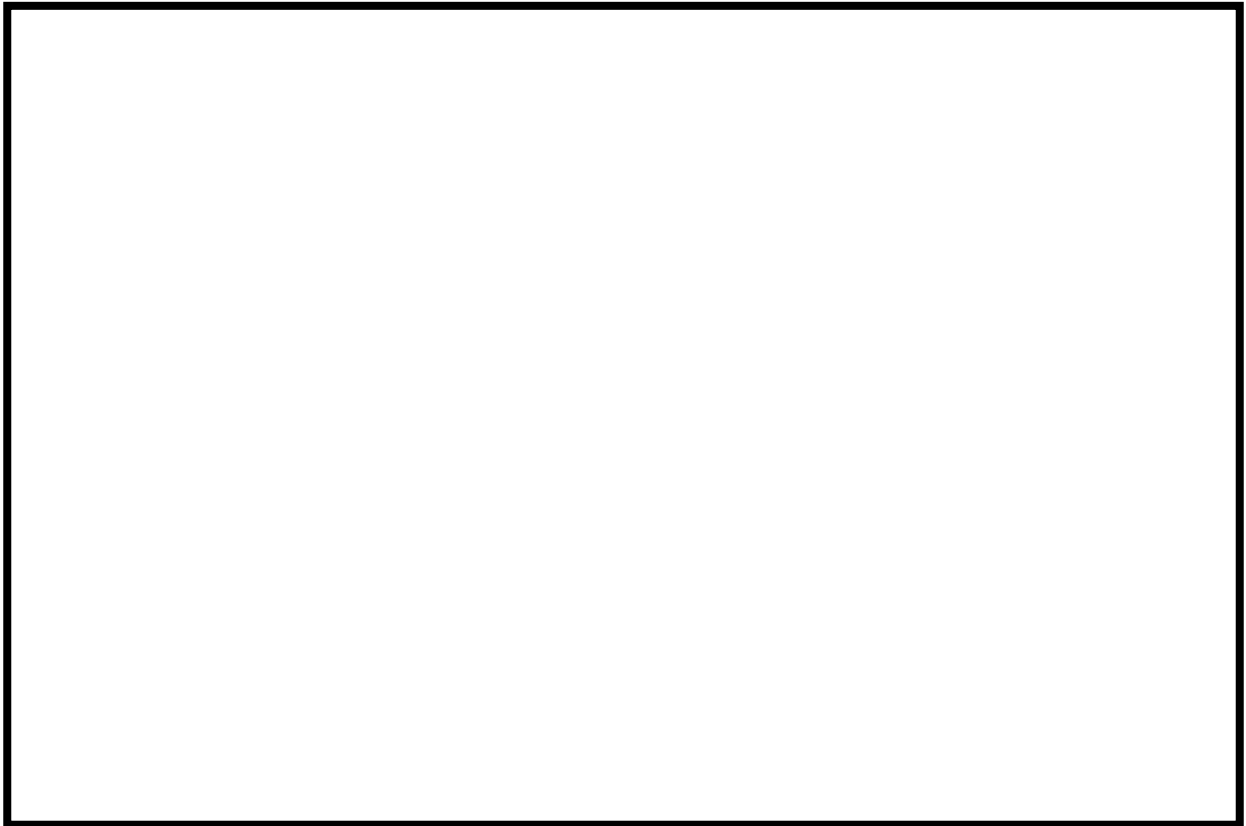


図 57-9-2 非常用蓄電池及び計装設備用電源設備の配置 (6 号炉)



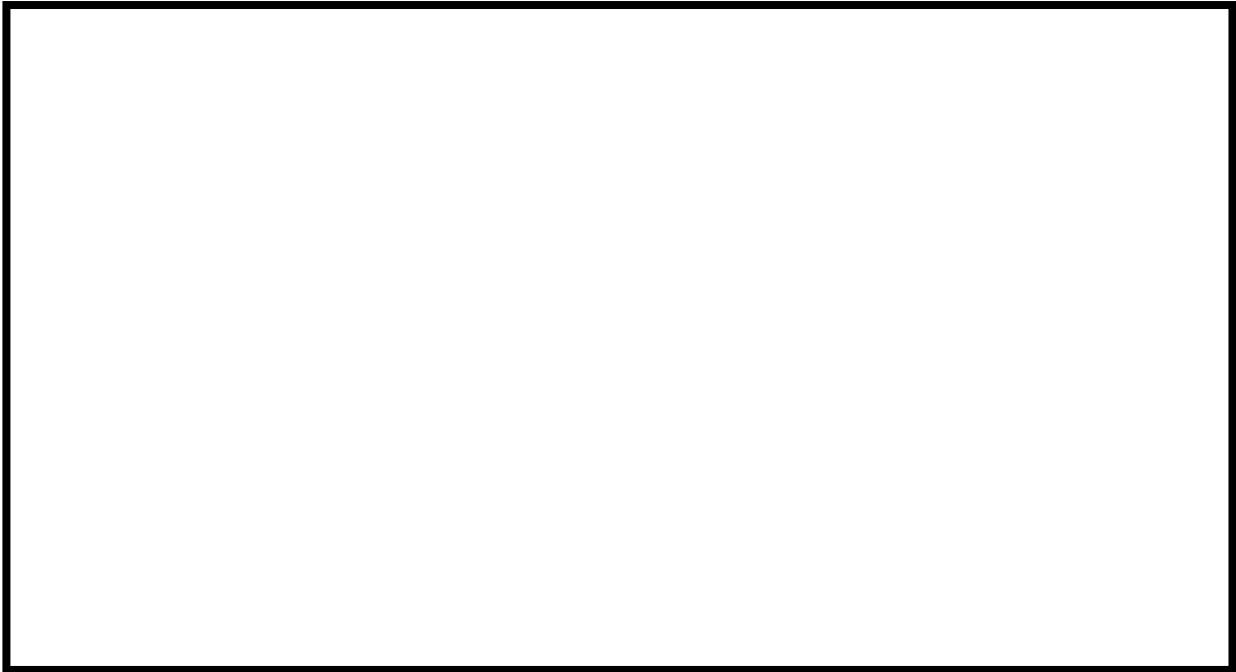


図 57-9-3 非常用ディーゼル発電機及び非常用 M/C の配置 (7 号炉)

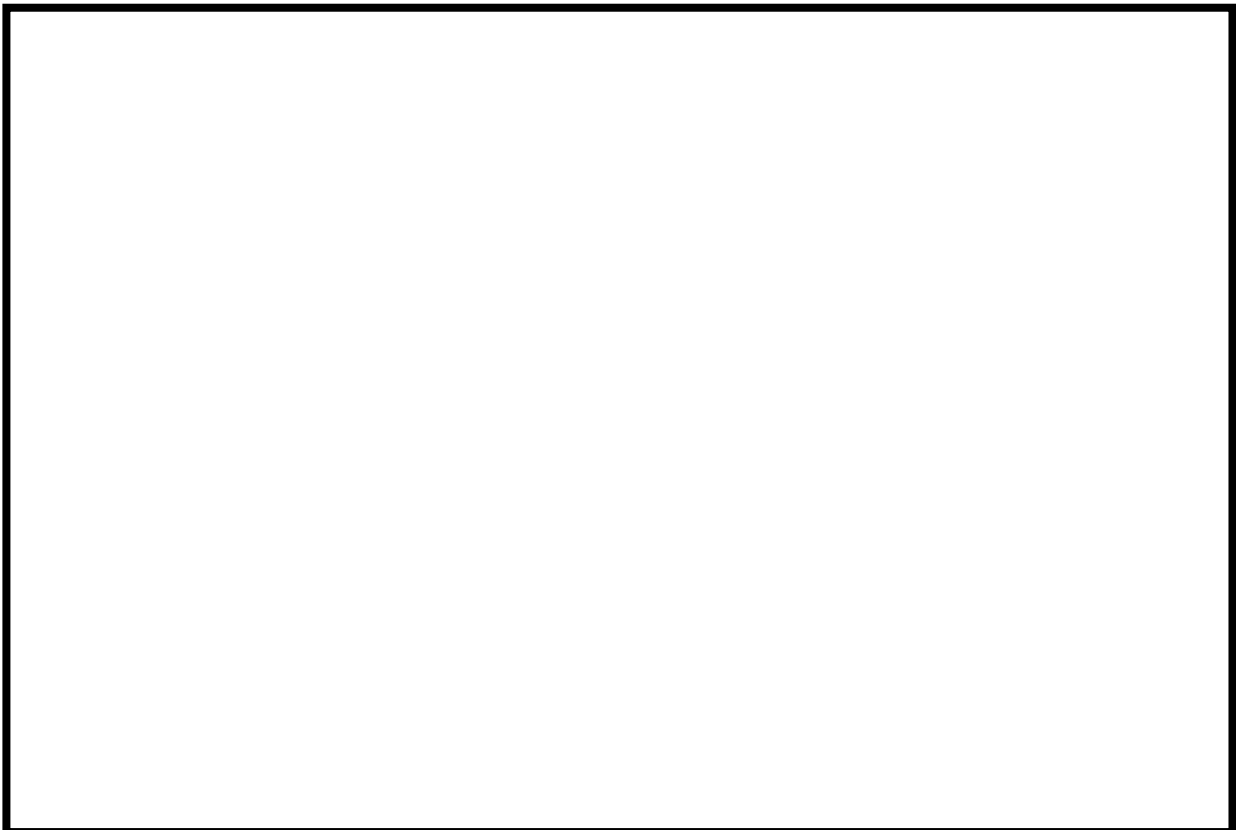


図 57-9-4 非常用蓄電池及び計装設備用電源設備の配置 (7 号炉)

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通り添付している。

設置許可基準規則 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 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 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 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 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 59 条／技術基準規則第 74 条	: 57-9-(59-1) ～57-9-(59-2)
設置許可基準規則 59 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

設置許可基準規則／技術基準条文番号		記載内容	備考	
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため、3.17 監視測定設備で示す。
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため、3.18 緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18 緊急時対策所で示す。

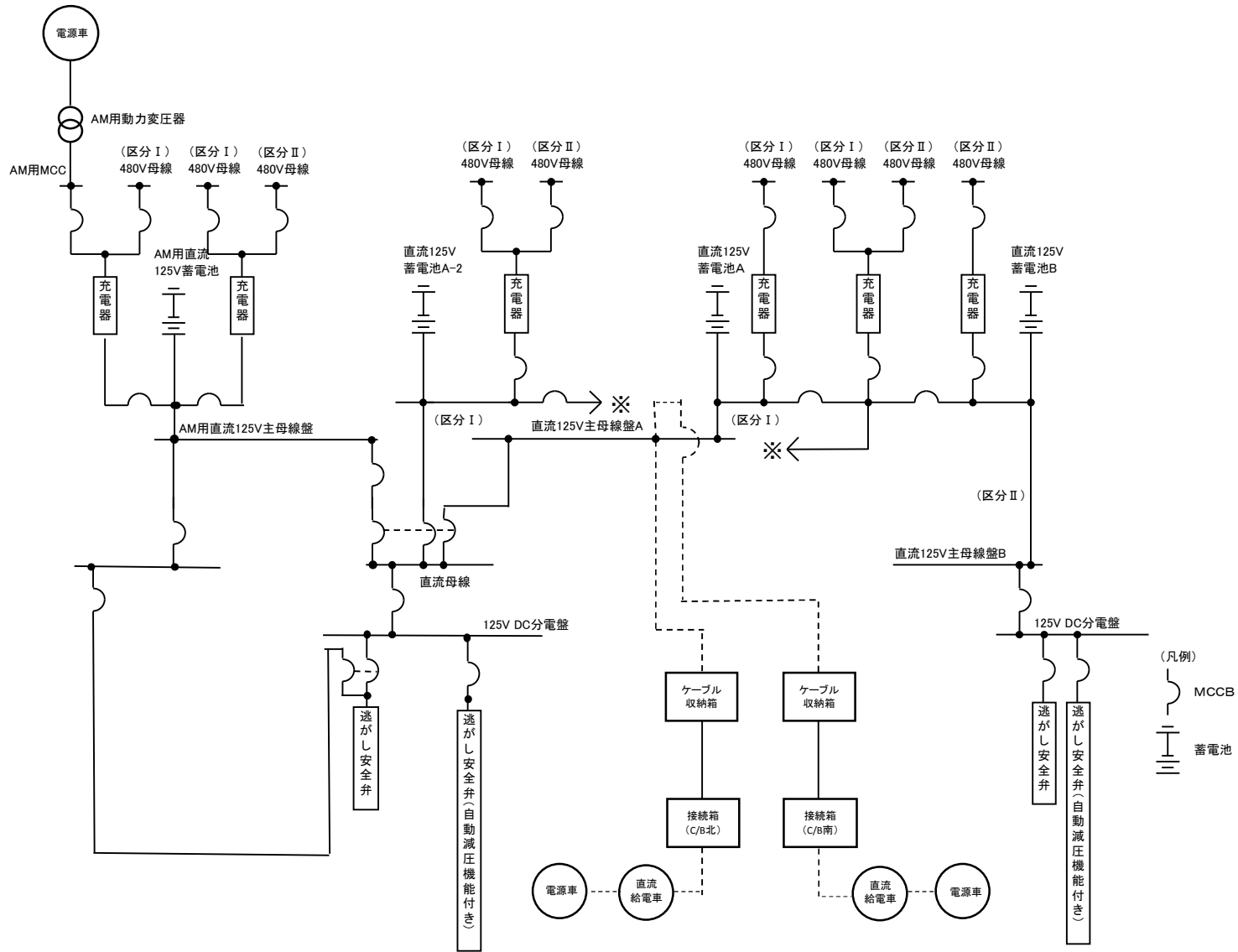


図 57-9-(46-1) 6号炉単線結線図 (第46条)

57-9-(46-1)

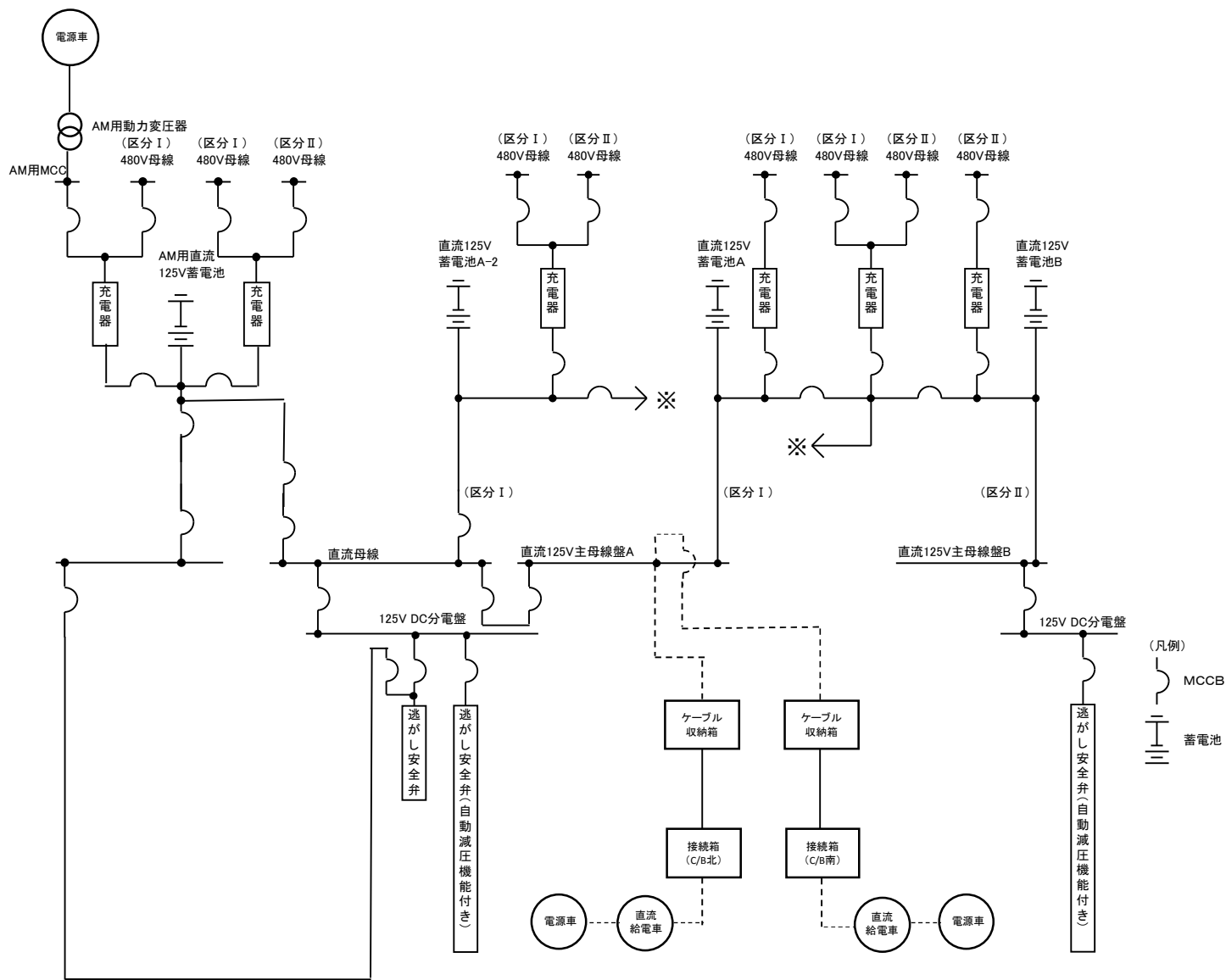


図 57-9-(46-2) 7号炉単線結線図 (第46条)

57-9-(46-2)

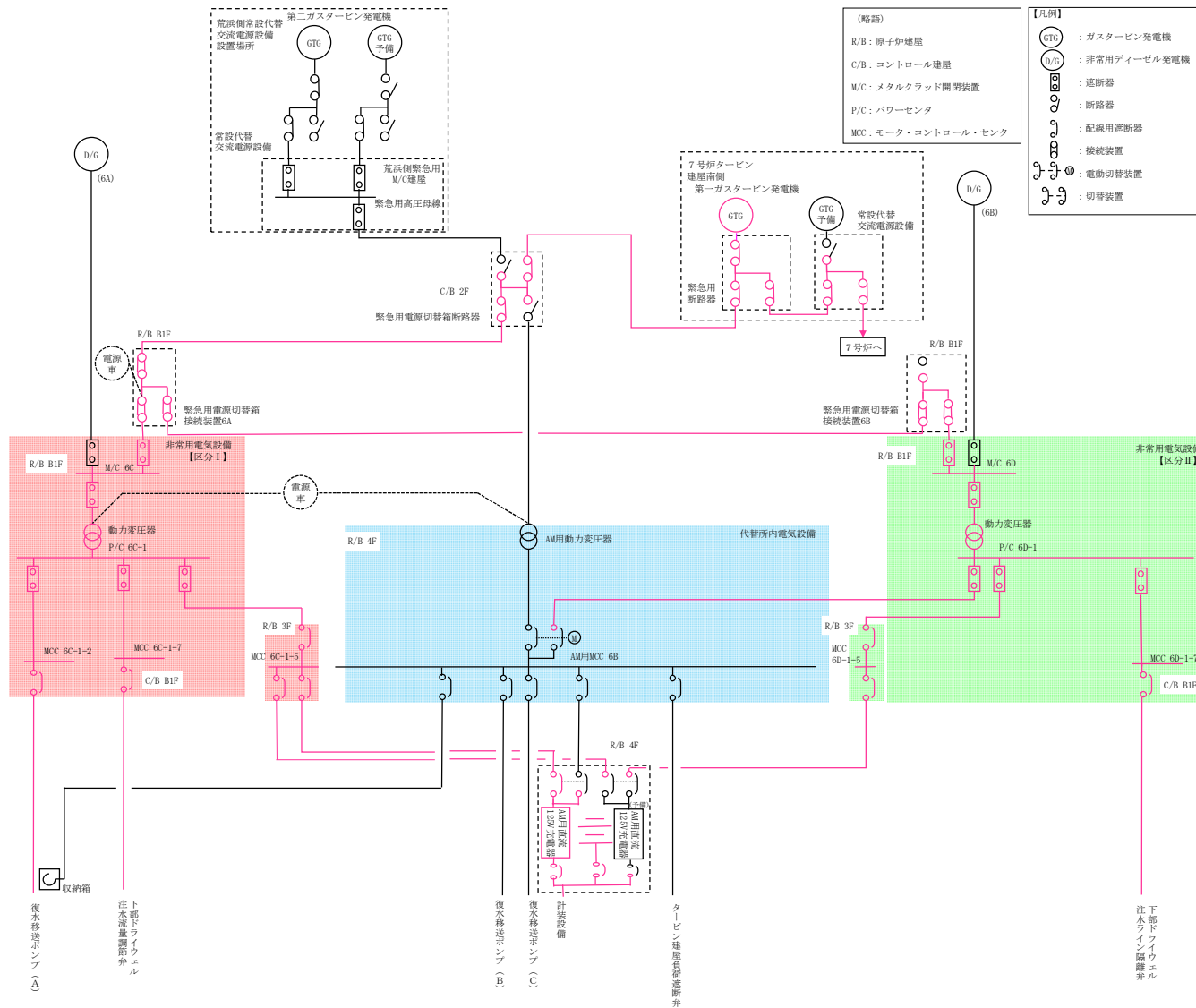


図 57-9-(51-1) 6号炉単線結線図 (第51条)

57-9-(51-1)



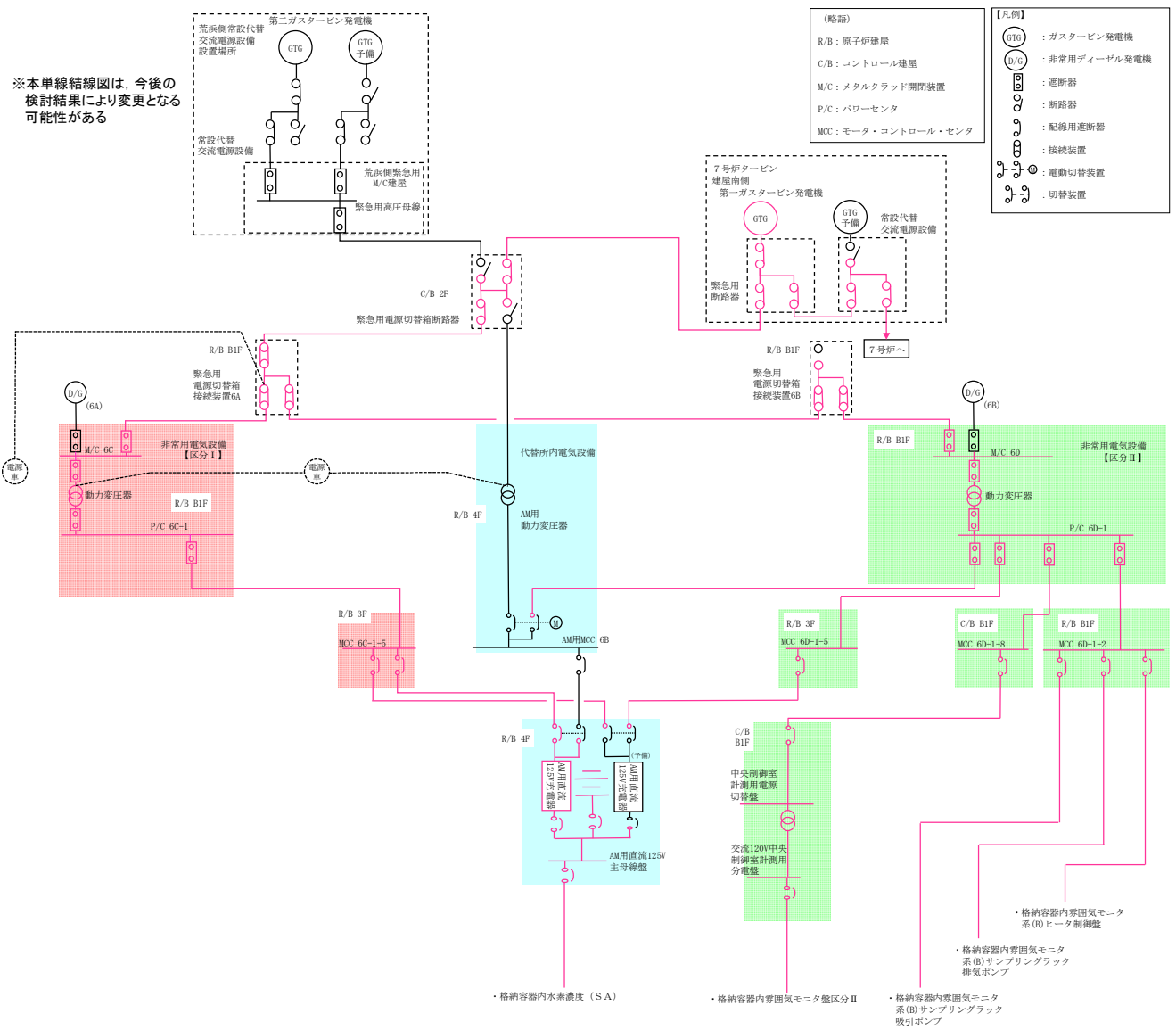


図 57-9-(52-1) 6号炉単線結線図 (第52条)

57-9-(52-1)



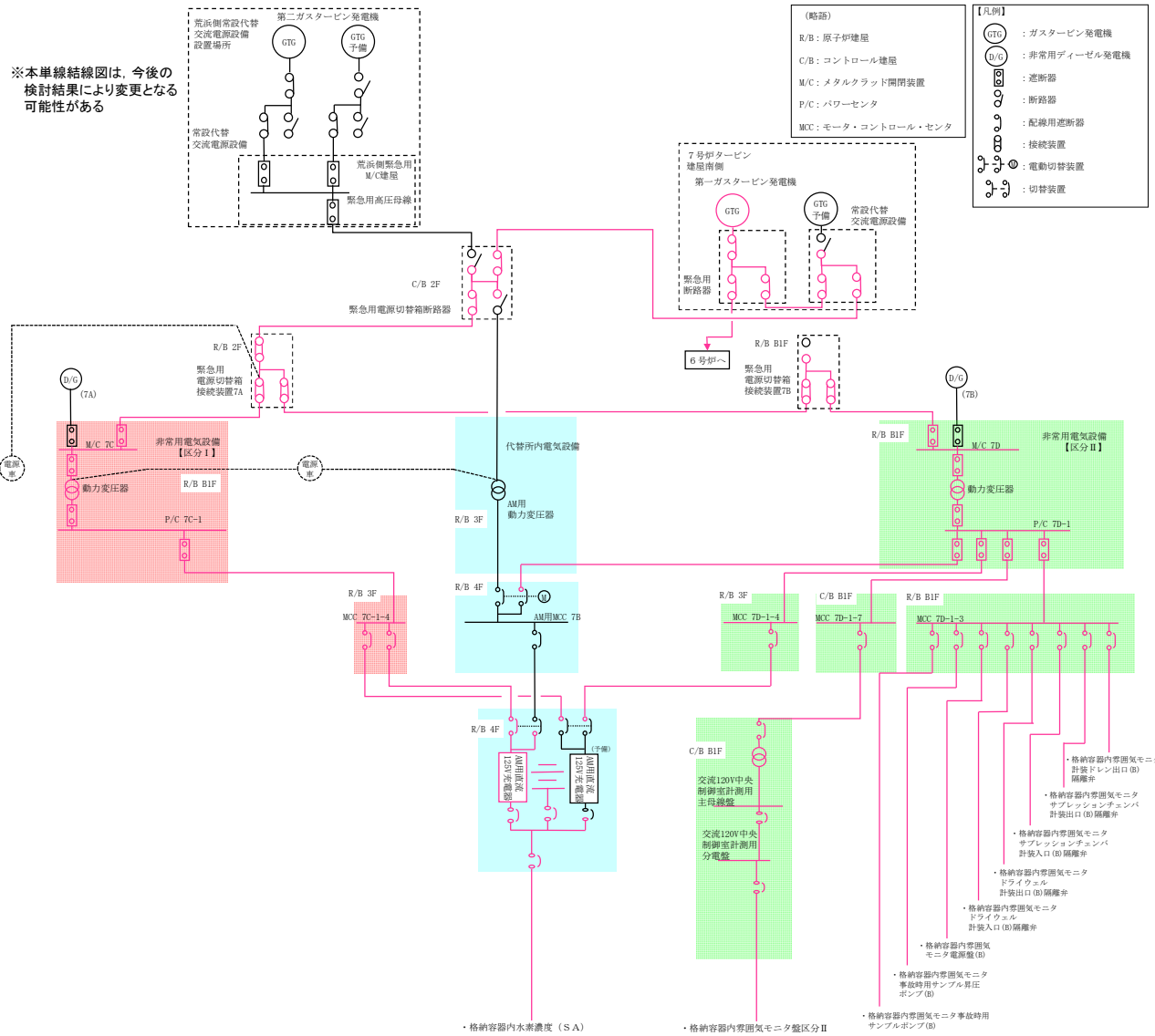


図 57-9-(52-2) 7号炉単線結線図 (第52条)

57-9-(52-2)

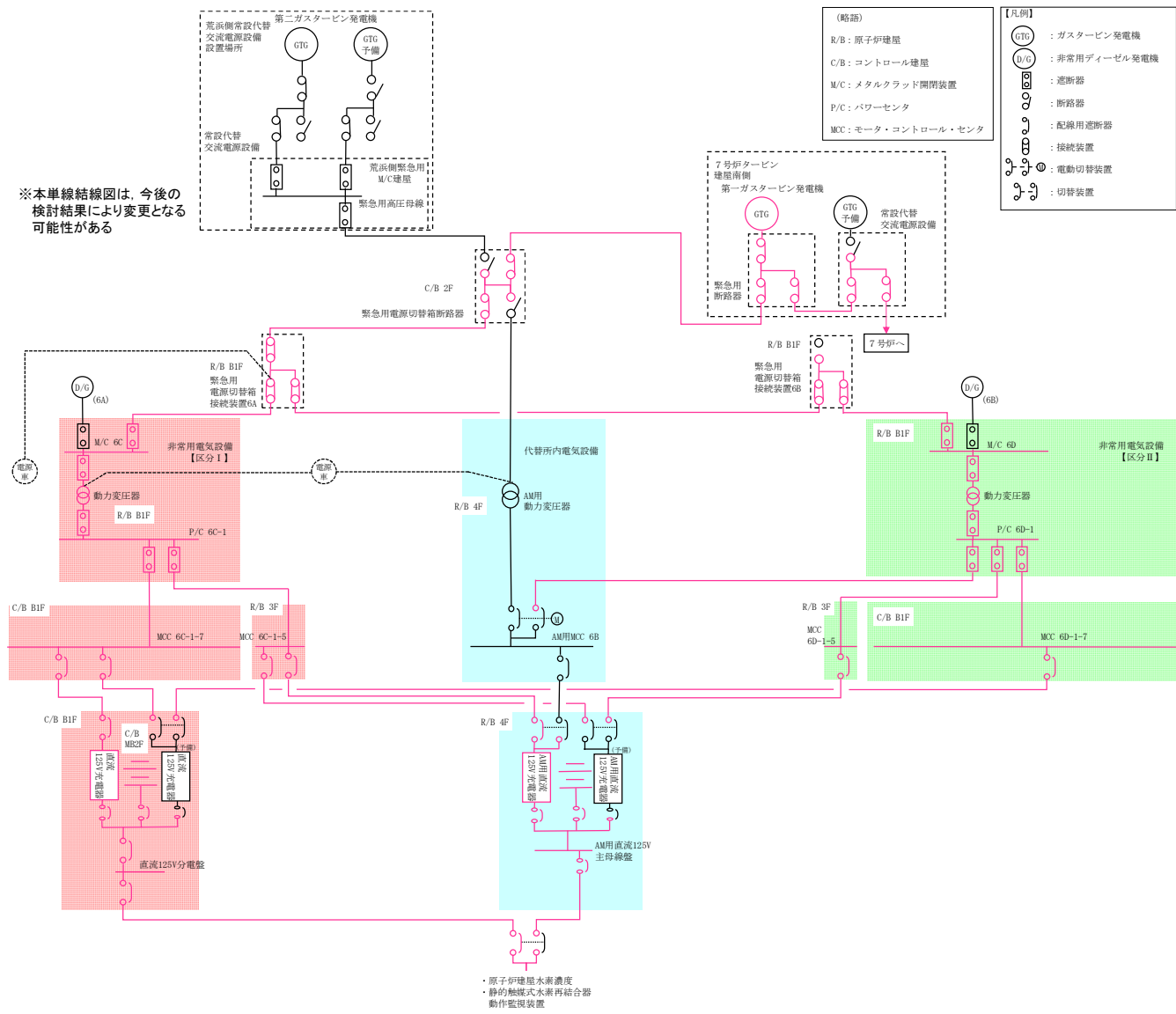


図 57-9-(53-1) 6号炉単線結線図 (第53条)

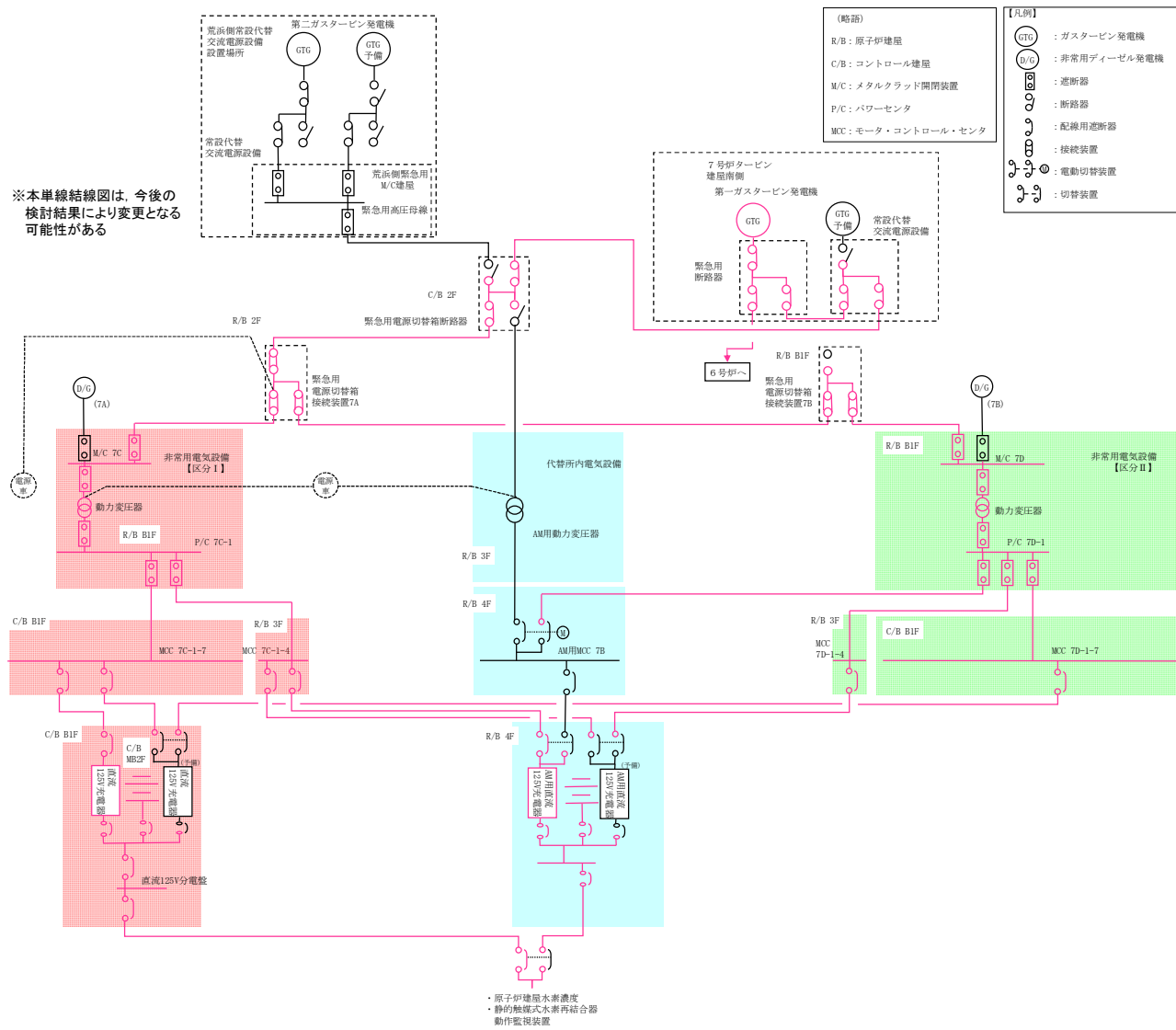


図 57-9-(53-2) 7号炉単線結線図 (第53条)

57-9-(53-2)

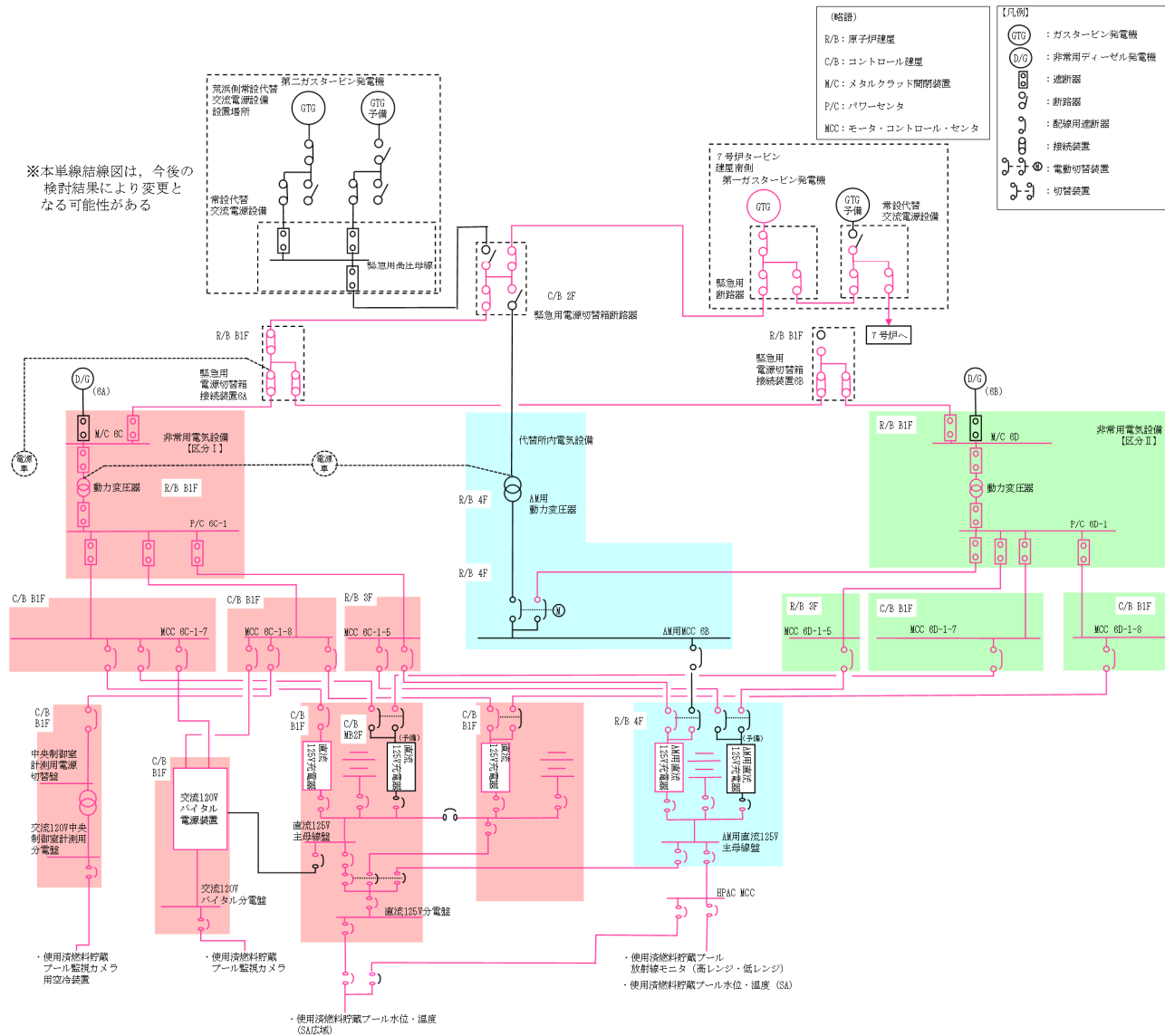


図 57-9-(54-1) 6号炉単線結線図 (第54条)

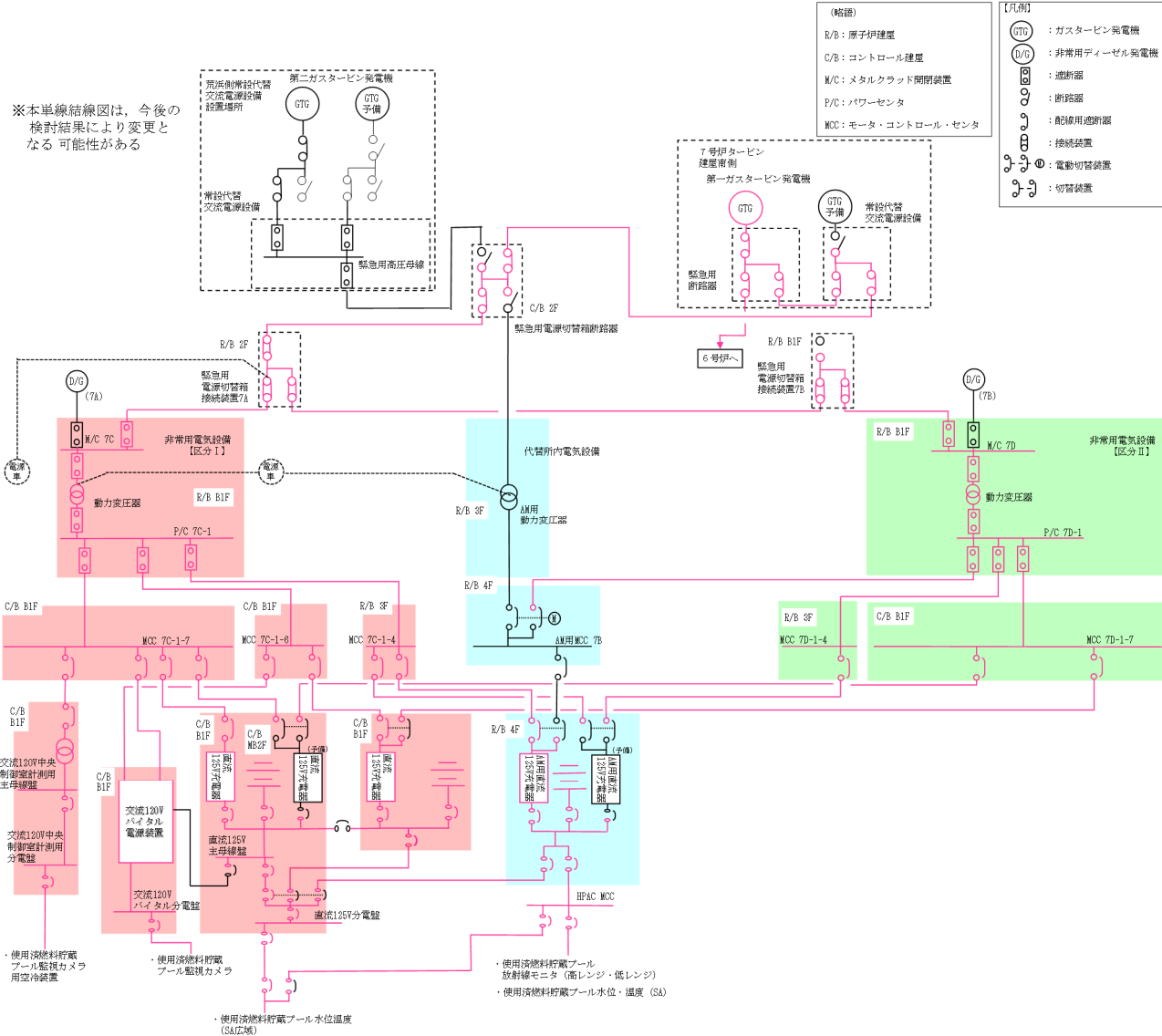


図 57-9-(54-2) 7号炉単線結線図 (第54条)

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

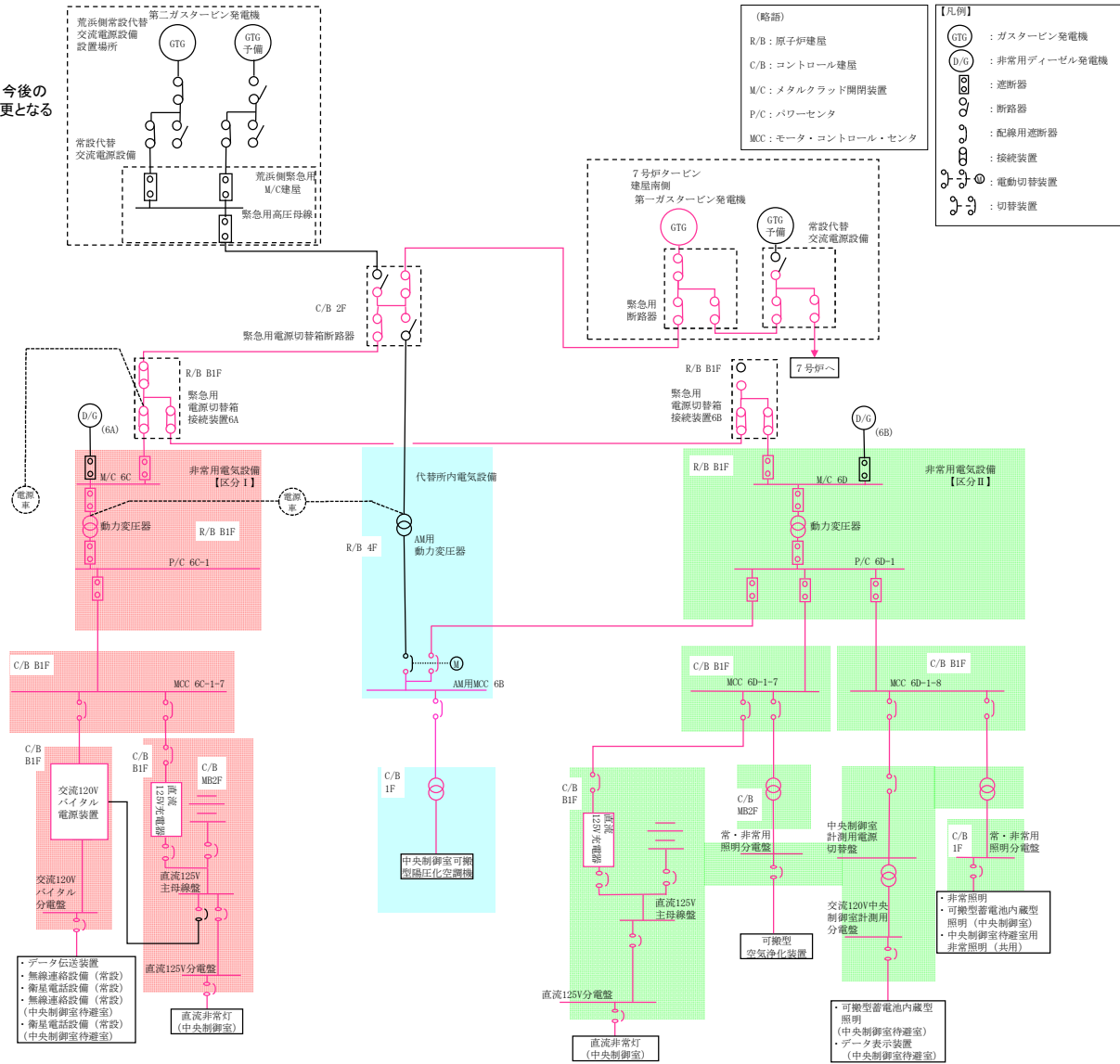


図 57-9-(59-1) 6号炉単線結線図 (第59条)



※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

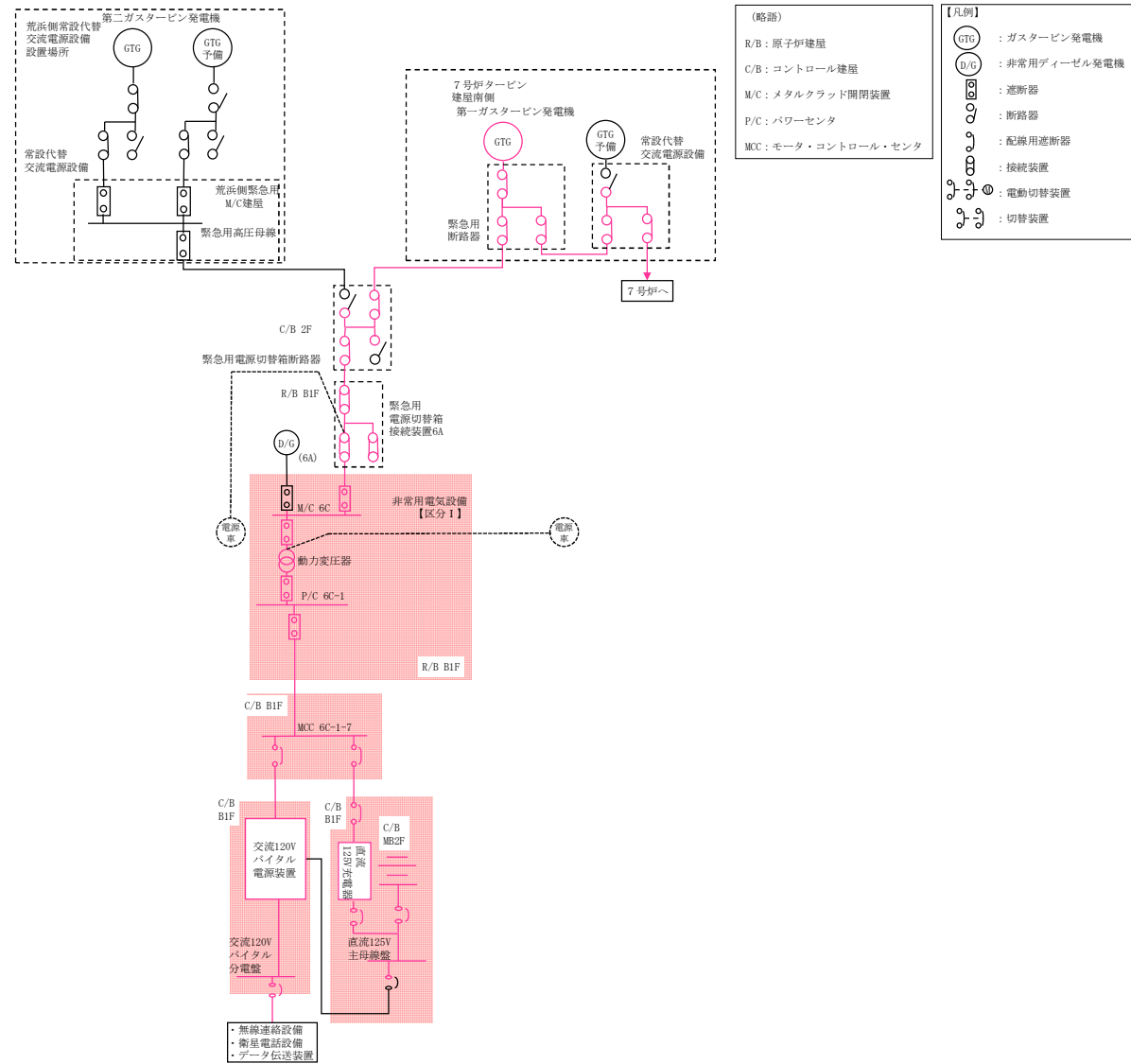


図 57-9-(62-1) 6号炉単線結線図 (第62条)

57-9-(62-1)



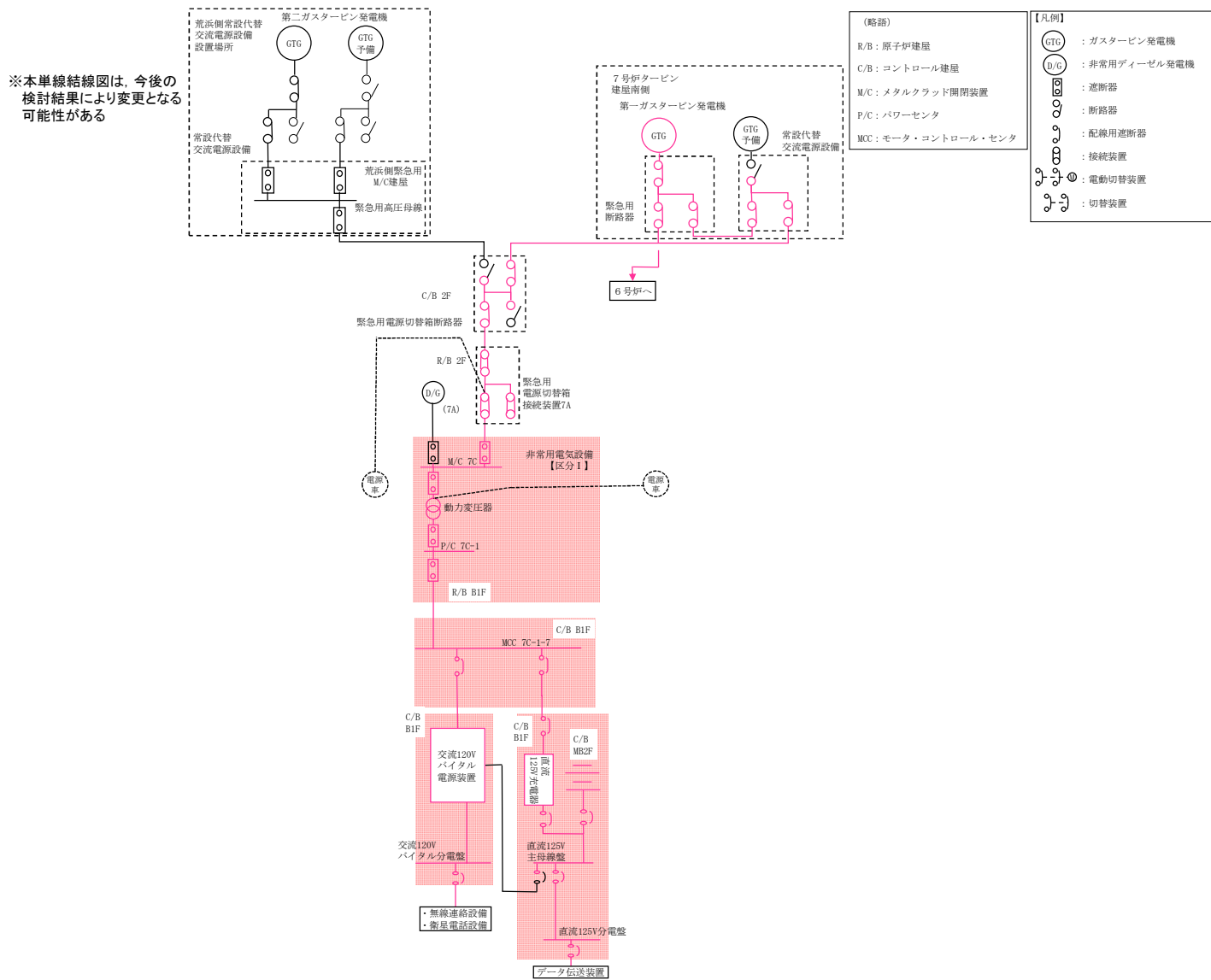


図 57-9-(62-2) 7号炉単線結線図 (第62条)

57-9-(62-2)

## 1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

### 1.1.1 ガスタービン発電機

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用ディーゼル発電機を設置しており、非常用ディーゼル発電機が故障した場合の常設代替交流電源設備として、第一ガスタービン発電機と第二ガスタービン発電機を設置している。

第一ガスタービン発電機と第二ガスタービン発電機は、非常用ディーゼル発電機と異なり、冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できるとともに、燃料系統は軽油タンクとは独立した地下軽油タンクから補給することができることから、非常用ディーゼル発電機と多様性を有した設計としている。

また、第二ガスタービン発電機は、非常用ディーゼル発電機から 100m 以上離れた位置に設置しており、位置的分散を図った設計としている。(57-2-2)

第一ガスタービン発電機と第二ガスタービン発電機の 2 種のガスタービン発電機を一式のガスタービン発電機と扱うことで、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機から独立性を有するとともに、他号機や外部電源の状況に依存せず受電が可能であることから、全交流電源喪失時にはガスタービン発電機を第 1 優先で使用する。

なお、ガスタービン発電機は、第一ガスタービン発電機を優先し、第一ガスタービン発電機が使用できない場合、第二ガスタービン発電機を使用する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機は 1 台あたり 3,600kW（連続運転定格：2,950kW）の発電装置を 1 台設置しており、表 59-9-2 のとおり有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）<sup>\*1</sup>を想定するシナリオにおいて 6 号炉及び 7 号炉に必要とされる電源容量（最大負荷 2,636kW, 連続最大負荷 2,342kW）に対し、十分な容量を確保している。

表 57-9-2 ガスタービン発電機の負荷 (添付資料 57-9-1 参照)

	6号炉	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 29kW	約 23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
残留熱除去系ポンプ ( )内は起動時	540kW (973kW)	540kW (1034kW)
非常用照明	約 24kW	約 27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
その他	約 74kW	約 81kW
小計	約 1,159kW	約 1,183kW
合計 (連続最大負荷) (最大負荷)	約 2,342kW (約 2,636 kW: 第 59-9-5 図参照)	

また、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク、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 (16kL) を用いて燃料の補給ができる手順を整備する。(57-6)

代替交流電源 (常設及び可搬型)、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、57-3 系統図参照のこと。

※1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) の負荷は、全交流電源喪失の負荷は同じである。一方、崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) 時の最大負荷 (図 57-9-5 参照) は代替低圧注水起動後、残留熱除去系ポンプの起動するため、残留熱除去系ポンプ起動後、代替低圧注水を起動する全交流電源喪失時の最大負荷 (図 57-9-6 参照) より大きくなる。

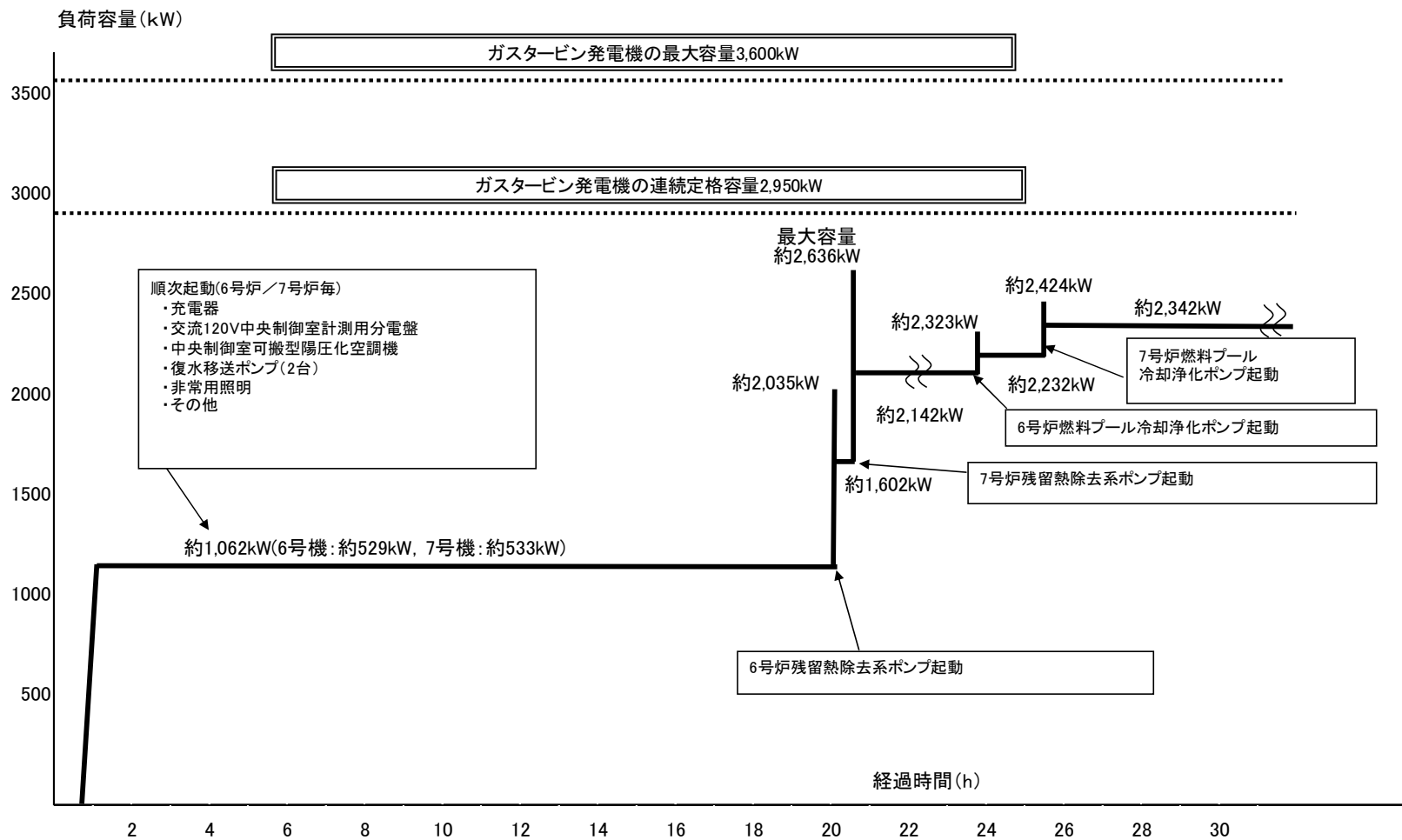


図 57-9-5 ガスタービン発電機負荷積上\_崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)

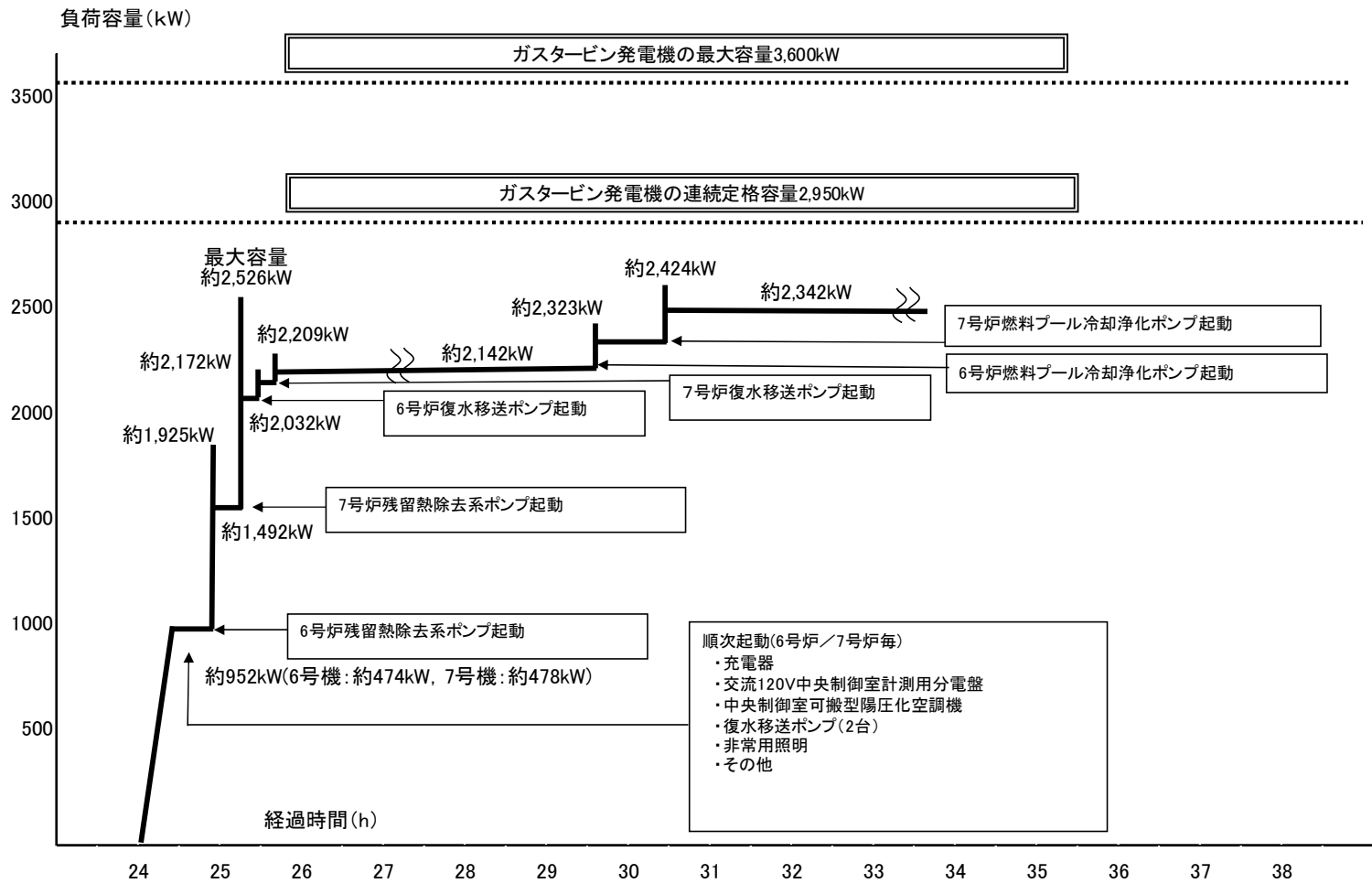


図 57-9-6 ガスタービン発電機負荷積上\_全交流電源喪失

### 1.1.2 電源車

重大事故等対処設備として設置している第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として電源車を配備している。電源車は、以下の3つのケースについて必要な負荷へ給電できる電源としている。

- ①代替原子炉補機冷却系への給電
- ②第一ガスタービン発電機及び第二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
- ③代替所内電気設備から AM 用直流 125V 充電器を経由し、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 代替原子炉補機冷却系に必要となる負荷は表 57-9-3 のとおり、最大負荷 477.7kW(6 号炉)，472.4kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 371kW(6 号炉)，301kW(7 号炉)である。したがって、電源車 2 台分を必要容量(800kW=500kVAX力率 0.8X2 台)とする。

表 57-9-3 電源車の負荷 (ケース①)

	6 号炉	7 号炉
代替原子炉補機冷却水ポンプ 2 台	220kW (326.7kW)	150kW (321.4kW)
代替原子炉補機冷却海水ポンプ 2 台	150kW	150kW
制御電源	1kW	1kW
合計 (連続最大負荷) (最大負荷)	約 371kW (477.7kW)	約 301kW (472.4kW)

- ② 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機が使用不能の場合代替低圧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 57-9-4 のとおり、最大負荷 710kW(6 号炉)，725kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 619kW(6 号炉)，643kW(7 号炉)である。したがって、電源車 2 台分を必要容量(800kW=500kVAX力率 0.8X2 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した場合、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、可搬型機器での対応が困難なケースもある。(添付資料 57-9-2 参照)

表 57-9-4 電源車の負荷 (ケース②)

	6号炉	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 29kW	約 23kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
非常用照明	約 24kW	約 27kW
燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他	約 74kW	約 81kW
合計 (連続最大負荷) (最大負荷)	約 619kW (約 710kW) (第 57-9-7 図参照)	約 643kW (約 725kW) (第 57-9-8 図参照)

③ ②項において AM 用直流 125V 充電器へ給電するため、②項に包含される。

ケース①～③において、常設代替電源が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2 箇所以上の接続口から機動的に給電できる電源車による受電を行う。(57-8)

電源車の燃料 (軽油) は、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 (4kL) を用いて燃料の補給ができる手順を整備する。(57-6)

代替交流電源 (常設及び可搬型)、所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、57-3 系統図参照のこと。

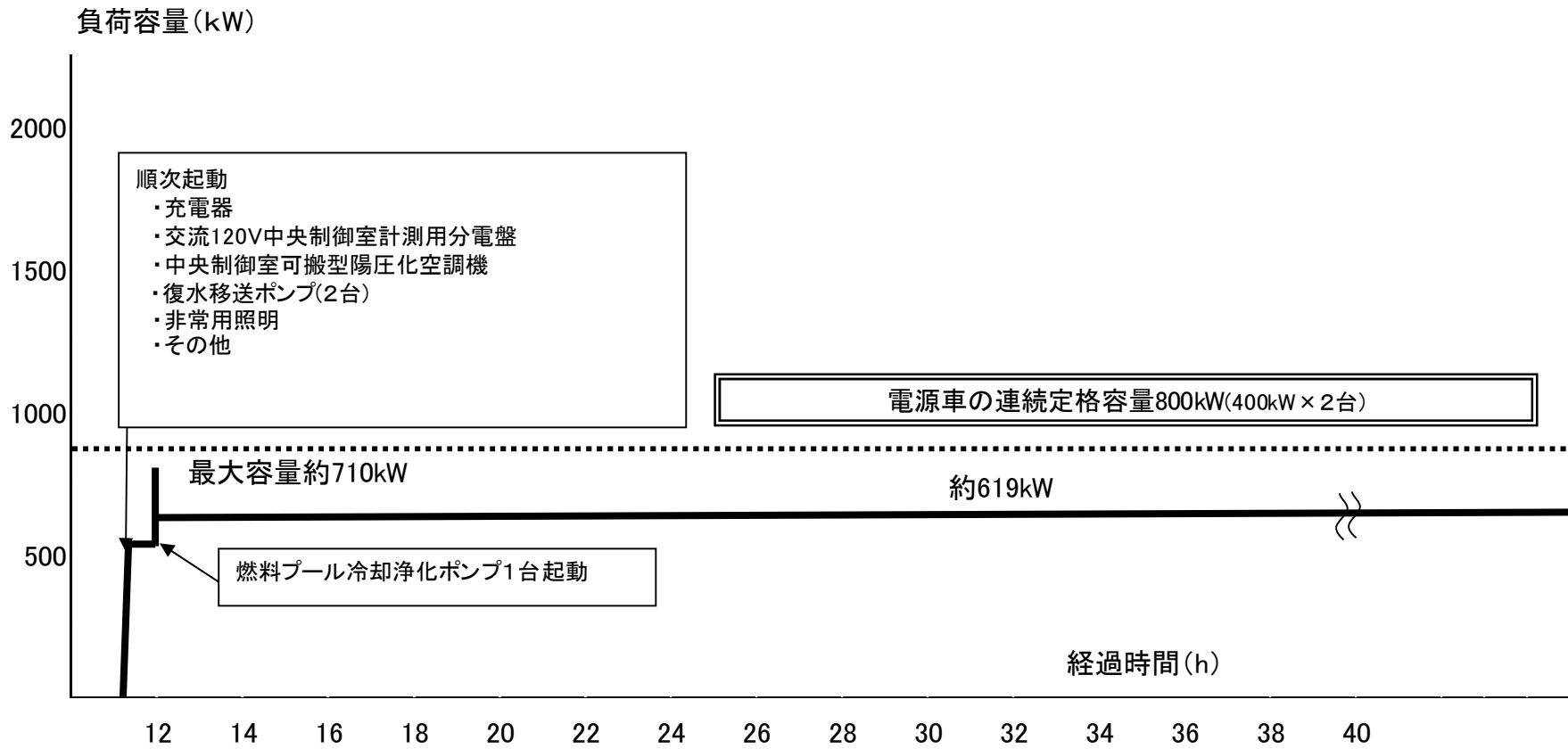


図 57-9-7 電源車負荷積上 (6号炉)



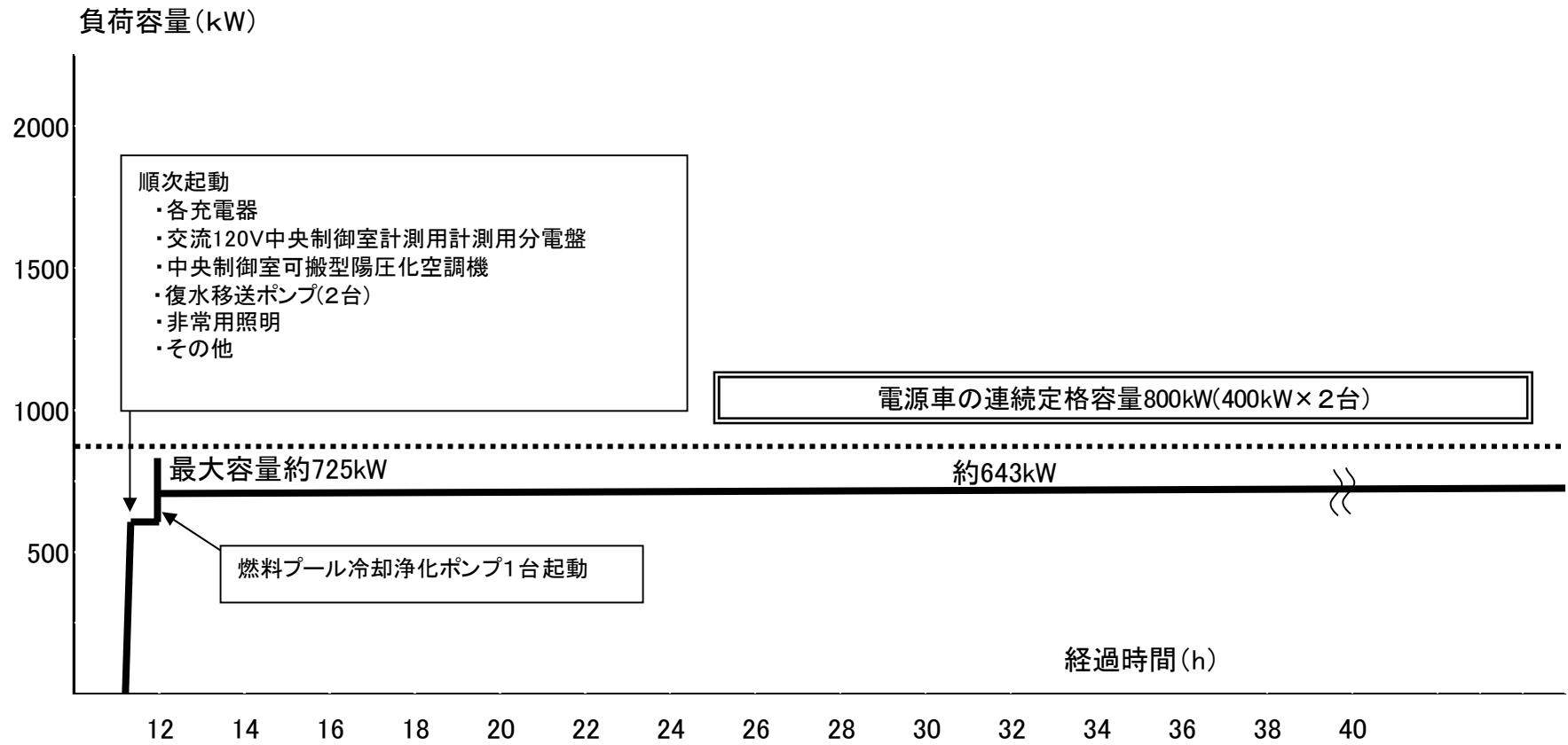


図 57-9-8 電源車負荷積上 (7号炉)

## 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、4系統4組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。非常用の常設蓄電池は全交流動力電源喪失から約8時間後（区分Ⅰ）または約1時間後（区分Ⅱ，Ⅲ，Ⅳ）に不要な負荷の切り離しを行うことで、電源が必要な設備に約12時間供給できる容量とするが、これ以降は非常用の常設蓄電池が枯渇することから、重大事故等対処設備としてAM用直流125V蓄電池を設置しており、所内蓄電式直流電源設備として、全交流動力電源喪失時に非常用の常設蓄電池（区分Ⅰ）である直流125V蓄電池6A，6A-2，7A，7A-2と組み合わせて使用する。

全交流動力電源喪失後8時間後以降にコントロール建屋地下1階の非常用電気品室の直流分電盤で直流125V蓄電池6A，7Aの不要負荷の切り離し，並びに必要負荷の電源供給元を直流125V蓄電池6A，7Aから直流125V蓄電池6A-2，7A-2に切り替え，さらに全交流動力電源喪失発生後19時間後以降に必要な負荷の電源供給元を重大事故対処等設備であるAM用直流125V蓄電池（6号炉，7号炉）に切り替えることで，合計24時間以上にわたって直流電源を供給することが可能な設計としている。これは，有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」及び「全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」における評価条件（24時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するものである。

各蓄電池の容量評価については，57-6容量設定根拠参照のこと。

所内蓄電式直流電源設備の回路構成については，57-3系統図参照のこと。

### 1.2.2 可搬型直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（非常用の常設蓄電池及びAM用直流125V蓄電池）との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として、電源車と代替所内電気設備とAM用直流125V充電器を組み合わせた可搬型直流電源設備を配備している。

可搬型直流電源設備は、全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇した場合に、常設蓄電池に代わり、直流電源を必要な機器に供給する。

AM用直流125V充電器の容量は、24時間にわたり高圧代替注水系等重大事故等の対処に必要な直流設備の容量（6号炉：44A，7号炉：37A）に対し、十分な容量（300A）を確保しており、また電源車へは継続的に燃料供給を行うことで、24時間以上にわたって直流電源を供給できる。

電源車の燃料（軽油）は、構内に設けた軽油タンク、地下軽油タンク及びタンクローリにより重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保している。

AM用直流125V充電器の容量評価については、57-6容量設定根拠参照のこと。

可搬型直流電源設備の回路構成については、57-3系統図参照のこと。

### 1.3 代替所内電気設備による給電

設置許可基準規則の第 47 条, 48 条, 及び 49 条の重大事故防止設備は, 設計基準事故対処設備に対して, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図ることを要求されている。

このため, 第 47 条の低圧代替注水系, 第 48 条の代替原子炉補機冷却系, 耐圧強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置, 第 49 条の代替格納容器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, 必要な重大事故防止設備へ電力を供給するため, 非常用所内電気設備と独立性を有し, 位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

#### 【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋地下 1 階に設置する非常用電気品室の 3 系統の非常用所内電気設備

- ・ 非常用高圧母線 C, D, E(交流 6.9kV)
- ・ 非常用パワーセンタ (P/C) C-1, D-1, E-1(交流 480V)
- ・ 非常用コントロールセンタ (MCC)

C-1-1~4, D-1-1~4, E-1-1(6 号炉),

C-1-1~3, D-1-1~3, E-1-1(7 号炉) (交流 480V)

この場合, 非常用所内電気設備の 3 系統 (メタクラ, パワーセンタ, コントロールセンタ) が機能を喪失しても, 代替所内電気設備を使用することにより, 原子炉又は原子炉格納容器を安定状態に収束させることが可能である。

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 57-9-9, 図 57-9-10)

- ・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機
- ・ 緊急用断路器
- ・ 緊急用高圧母線
- ・ 緊急用電源切替箱断路器
- ・ 緊急用電源切替箱接続装置
- ・ AM 用動力変圧器
- ・ AM 用 MCC
- ・ AM 用切替盤
- ・ AM 用操作盤
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク
- ・ 軽油タンク
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ タンクローリ (16kL)

(1) 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用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 57-9-5、表 57-9-6 で示す通り多重性又は多様性を図った設計とする。

表 57-9-5 常設代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び第二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	空冷

表 57-9-6 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	非常用高圧母線～動力変圧器～P/C～非常用MCC～AM用切替盤	緊急用断路器～緊急用高圧母線～緊急用電源切替箱断路器～緊急用電源切替接続箱～AM用動力変圧器～AM用MCC～AM用切替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と表 57-9-7 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 57-9-7 常設代替交流電源設備，代替所内電気設備の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用ディーゼル発電機 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び 第二ガスタービン発電機) 代替所内電気設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機，代替所内電気設備は基準地震動 $S_s$ で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 $S_s$ が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機を設置する 7 号炉タービン建屋南側，荒浜側常設代替交流電源設備設置場所，6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，基準津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	<p>設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は位置的分散を図る（3 項参照）とともに，以下の火災の発生防止対策により，火災が共通要因となり故障することのない設計とする。</p> <p>【発生防止】難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。</p> <p>【感知・消火】                      (屋内の電路) 感知・消火対策して異なる 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。洞道内の感知・消火は 57-12 参照。                      (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。(第一ガスタービン発電機の緊急用断路器から緊急用電源切替箱断路器までの電路の一部)</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防止設備の電路の分離については，米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 (1992 年版) の分離距離を確保する。                      (詳細：「2.2 火災による損傷の防止」参照)</p>	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機，代替所内電気設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針」で記載する。	

### (3) 位置的分散

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と表 57-9-8、表 57-9-9 で示すとおり、位置的分散を図っている。具体的な電源設備の単線結線図を図 57-9-9 (6 号炉)、及び図 57-9-10 (7 号炉)、ケーブルルート図を 57-9-(57-1)～57-9-(57-11) (6 号炉)、及び 57-9-(57-15)～57-9-(57-24) (7 号炉) 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 57-9-8 代替交流電源の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)
設置場所	原子炉建屋 1 階	<ul style="list-style-type: none"> <li>7 号炉タービン建屋南側</li> <li>荒浜側常設代替交流電源設置場所</li> </ul>

表 57-9-9 代替所内電気設備の位置的分散

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備	
			6 号炉	7 号炉
設置場所	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用高圧母線</li> <li>緊急用電源切替箱断路器</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋地下 1 階</li> <li>—</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> <li>コントロール建屋 2 階</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>—</li> <li>コントロール建屋 2 階</li> </ul>
	動力変圧器	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋 4 階	原子炉建屋 3 階
	MCC	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋 4 階	原子炉建屋 4 階

### (4) 接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替交流電源からの電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋（非管理区域）地下 1 階に設置している非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とすることにより、接近性を確保している。

屋内のアクセスルートに影響を与える恐れがある以下の事象について評価した結果問題なし。

- a. 地震時の影響・・・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. 地震随伴溢水の影響・・・原子炉建屋（非管理区域）に溢水源となる耐震 B, C クラスの機器のうち、基準地震力に対して耐震性が確保されていることから問題なし。

詳細は「1.0 重大事故等対処における共通事項 1.0.2 共通事項 (1) 重大事故等対処設備 ②アクセスルートの確保」参照

なお、万が一、原子炉建屋（非管理区域）地下1階への接近性が失われることを考慮して、同地下1階を経由せず、地上1階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建屋（非管理区域）地上3階もしくは4階に設置することにより、接近性の向上を図る設計とする。

#### (5) 電磁弁、電動弁への電源供給

代替低圧注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系の電動弁は代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の電磁弁及び電動弁は、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）から非常用所内電気設備を経由し受電する。一方、非常用所内電気設備が使用不能を想定し、動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

#### (6) 計装装置への電源供給

計装装置への電源供給は、AM用MCC(AM用直流125V充電器含む)から電源供給が可能な設計とする。

#### (7) 自主対策設備

第47条、48条及び49条に対応する設備に加え、信頼性向上の観点から、第50条に対応する代替循環冷却系及び第61条に対応する中央制御室可搬型陽圧化空調機についても、代替所内電気設備から電力供給が可能な設計とする。



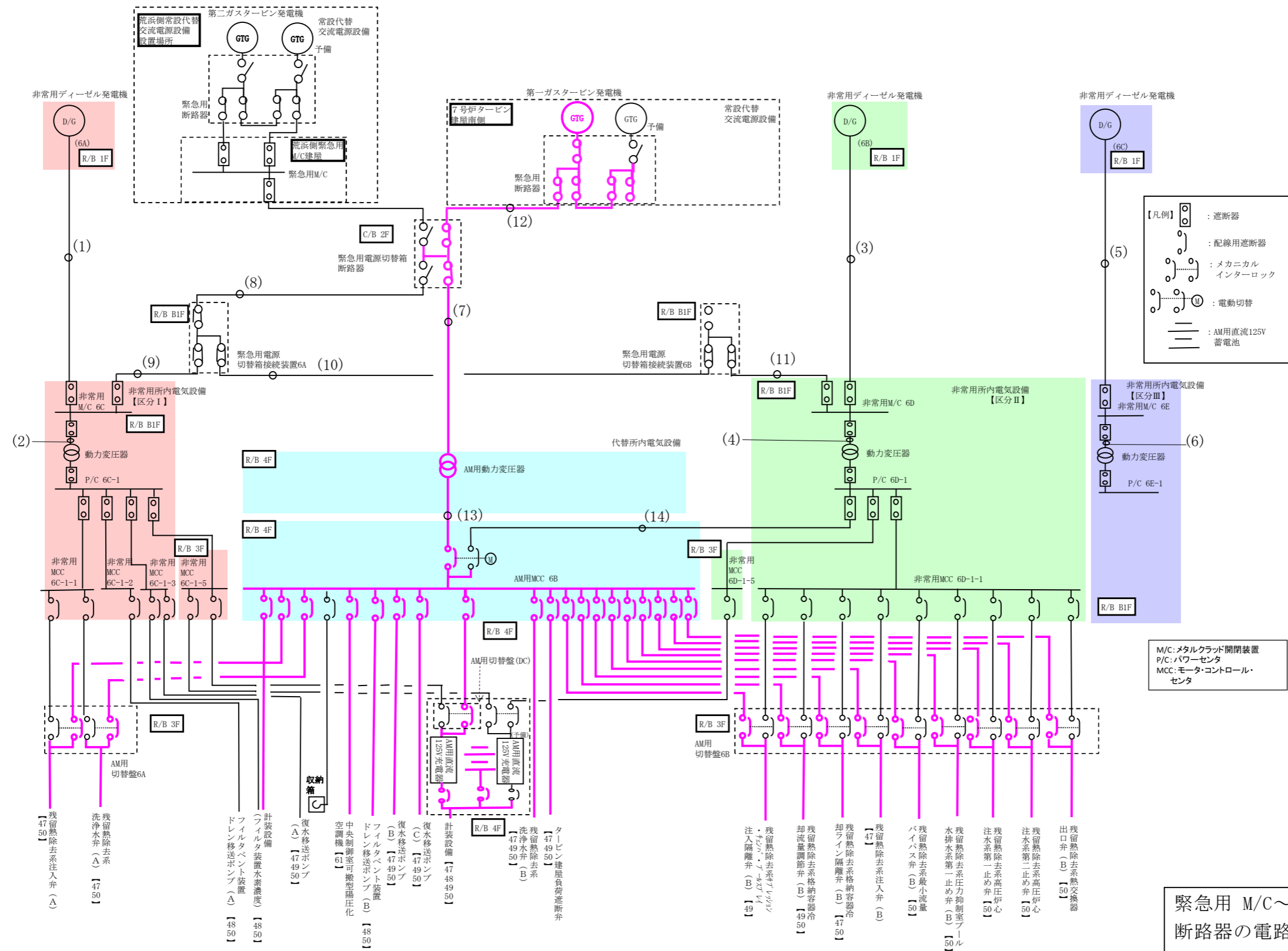


図 57-9-9 代替所内電気設備の単線結線図 (6号炉)

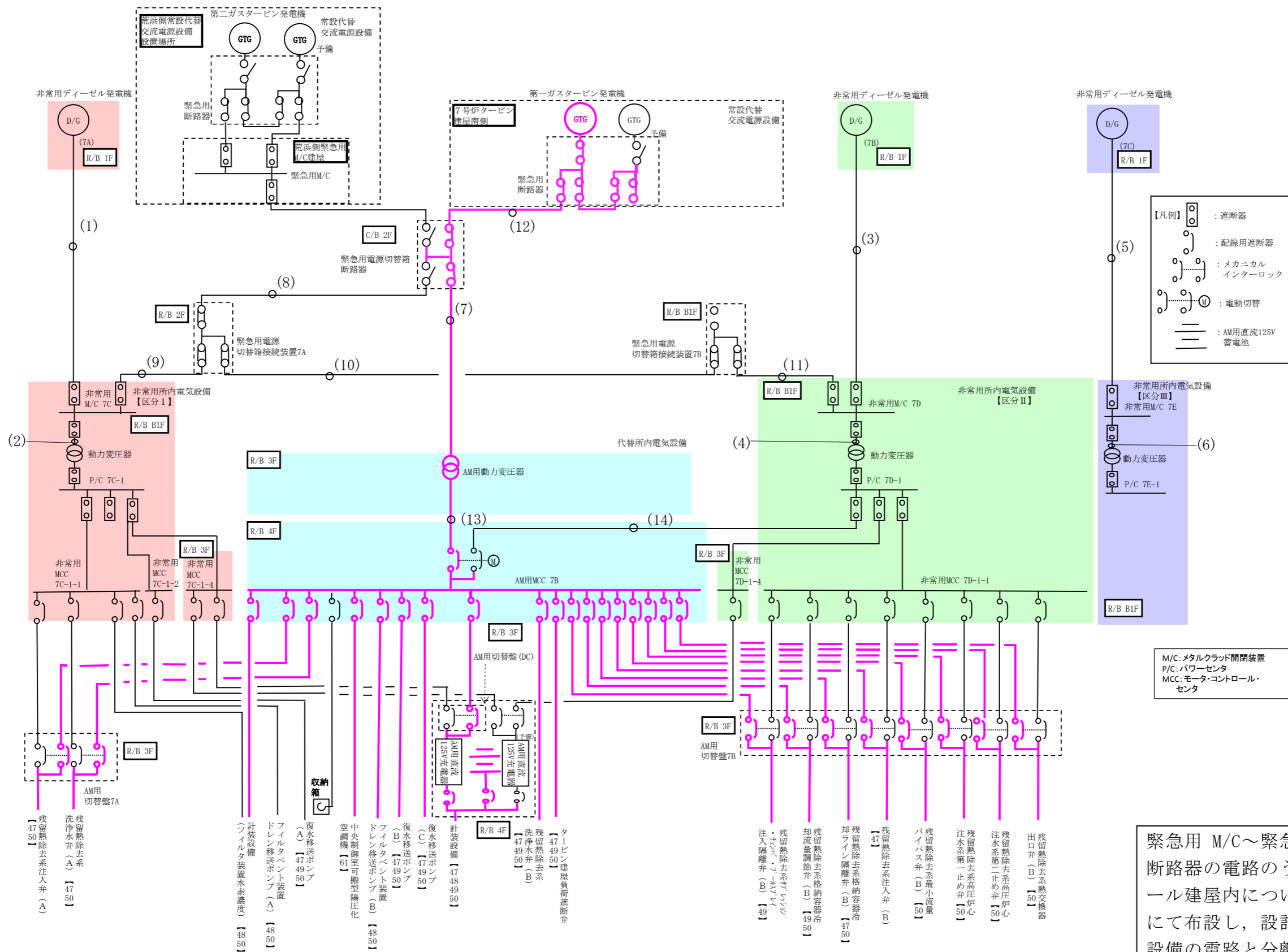


図 57-9-10 代替所内電気設備の単線結線図 (7号炉)

### 1.3.1 低圧代替注水系 [47 条]

低圧代替注水系は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり、当該設備に対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード）」である。（図 57-9-11）

低圧代替注水系の主要設備を表 57-9-10 に示す。

表 57-9-10 低圧代替注水系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	・低圧代替注水系	・残留熱除去系（低圧注水モード）
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 （状態表示を含む）	・残留熱除去系注入弁 （例：E11-M0-F005B） ・タービン建屋負荷遮断弁 （例：P13-M0-F029） ・残留熱除去系(B) 洗浄水弁 （例：E11-M0-F032B）	・残留熱除去系注入弁 （例：E11-M0-F005A）
計装設備	・復水補給水系流量 （原子炉圧力容器） ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・原子炉水位（S A）	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

低圧代替注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置、残留熱除去系のポンプ（残留熱除去系ポンプ）は原子炉建屋に設置されており、位置的分散を図っている。（図 57-9-12）

低圧代替注水系（常設）は、図 57-9-13、図 57-9-14 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系（低圧注水モード）は、図 57-9-13、図 57-9-14 のとおり原子炉建屋 1 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図っている。

また、低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 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 57-9-11 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 57-9-11 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
6 号炉動力用 (図 57-9-13)	図 47- 1～10	57-9-(47- 1～10)
7 号炉動力用 (図 57-9-14)	図 47-11～21	57-9-(47-11～21)
6 号炉計装設備用 (表 57-9-11-1)	図 47-22～28	57-9-(47-22～28)
7 号炉計装設備用 (表 57-9-11-2)	図 47-29～36	57-9-(47-29～36)
6 号炉制御用 (表 57-9-11-3)	図 47-37～46	57-9-(47-37～46)
7 号炉制御用 (表 57-9-11-4)	図 47-47～58	57-9-(47-47～58)

なお、単線結線図の番号とルート図の番号については、一致させている。

電動弁の制御回路は、非常用所内電気設備から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 57-9-15, 図 57-9-16)

表 57-9-11-1 計装設備用電路\_\_低压代替注水〔47 条〕（6 号炉）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D1	残留熱除去系系統流量(A)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D2	残留熱除去系ポンプ 吐出压力(A)	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ポンプ 吐出压力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	復水移送ポンプ 吐出压力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室 (H11-P662-1)	原子炉建屋地下 1 階
S5	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D5	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 3 階	D6	残留熱除去系ポンプ 吐出压力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D7	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
				D8	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
				D9	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D10	残留熱除去系ポンプ 吐出压力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D11	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階

表 57-9-11-2 計装設備用電路\_\_低压代替注水〔47 条〕（7 号炉）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D1	残留熱除去系系統流量(A)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D2	残留熱除去系ポンプ吐出压力(A)	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ポンプ吐出压力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	復水移送ポンプ吐出压力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室 (H11-P662-1)	原子炉建屋地下 1 階
S5	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D5	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	原子炉水位(SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 2 階	D6	残留熱除去系ポンプ吐出压力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D7	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
				D8	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
				D9	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D10	残留熱除去系ポンプ吐出压力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				D11	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階

表 57-9-11-3 制御用電路\_\_低圧代替注水〔47 条〕（6 号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流 125V 主母線盤 6A	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※ <sup>1</sup>	AM 用 MCC 6B	D2	直流 125V 主母線盤 6A	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S3	AM 用操作盤 6A※ <sup>2</sup>	AM 用 MCC 6B	D3	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S4	AM 用操作盤 6B※ <sup>3</sup>	AM 用 MCC 6B	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系洗浄水弁(A)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 6C
S6	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系注入弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 6C-1-1
S7	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC 6C-1-1	残留熱除去系注入弁(A)
S8	AM 用 MCC 6B	タービン建屋負荷遮断弁	D8	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
S9	AM 用 MCC 6B	残留熱除去系注入弁(A)	D9	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D10	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D11	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D12	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 6D
			D13	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 6D-1-1
			D14	MCC 6D-1-1	残留熱除去系注入弁(B)
			D15	直流 125V 主母線盤 6C	中央制御室制御盤
			D16	直流 125V 主母線盤 6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D17	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D18	多重伝送盤(区分Ⅲ)	M/C 6E
			D19	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 6E-1-1
			D20	MCC 6E-1-1	残留熱除去系注入弁(C)

- ※1. 復水移送ポンプ (B), 復水移送ポンプ (C) 起動停止操作, タービン建屋負荷遮断弁開閉操作
- ※2. 残留熱除去系注入弁 (A), 残留熱除去系洗淨水弁 (A) 開閉操作
- ※3. 残留熱除去系注入弁 (B), 残留熱除去系洗淨水弁 (B) 開閉操作



表 57-9-11-4 制御用電路\_\_低压代替注水〔47 条〕（7 号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流 125V 主母線盤 7A	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※ <sup>1</sup>	AM 用 MCC 7B	D2	直流 125V 主母線盤 7A	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S3	AM 用操作盤 7A※ <sup>2</sup>	AM 用 MCC 7B	D3	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅰ)
S4	AM 用操作盤 7B※ <sup>3</sup>	AM 用 MCC 7B	D4	多重伝送盤(区分Ⅰ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系洗浄水弁(A)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 7C
S6	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系注入弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 7C-1-1
S7	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC 7C-1-1	残留熱除去系注入弁(A)
S8	AM 用 MCC 7B	タービン建屋負荷遮断弁	D8	直流 125V 主母線盤 7B	中央制御室制御盤
S9	AM 用 MCC 7B	残留熱除去系注入弁(A)	D9	直流 125V 主母線盤 7B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D10	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D11	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D12	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 7D
			D13	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 7D-1-1
			D14	MCC 7D-1-1	残留熱除去系注入弁(B)
			D15	直流 125V 主母線盤 7C	中央制御室制御盤
			D16	直流 125V 主母線盤 7C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D17	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D18	多重伝送盤(区分Ⅲ)	M/C 7E
			D19	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 7E-1-1A
			D20	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系注入弁(C)

- ※1. 復水移送ポンプ (B), 復水移送ポンプ (C) 起動停止操作, タービン建屋負荷遮断弁開閉操作
- ※2. 残留熱除去系注入弁 (A), 残留熱除去系洗淨水弁 (A) 開閉操作
- ※3. 残留熱除去系注入弁 (B), 残留熱除去系洗淨水弁 (B) 開閉操作

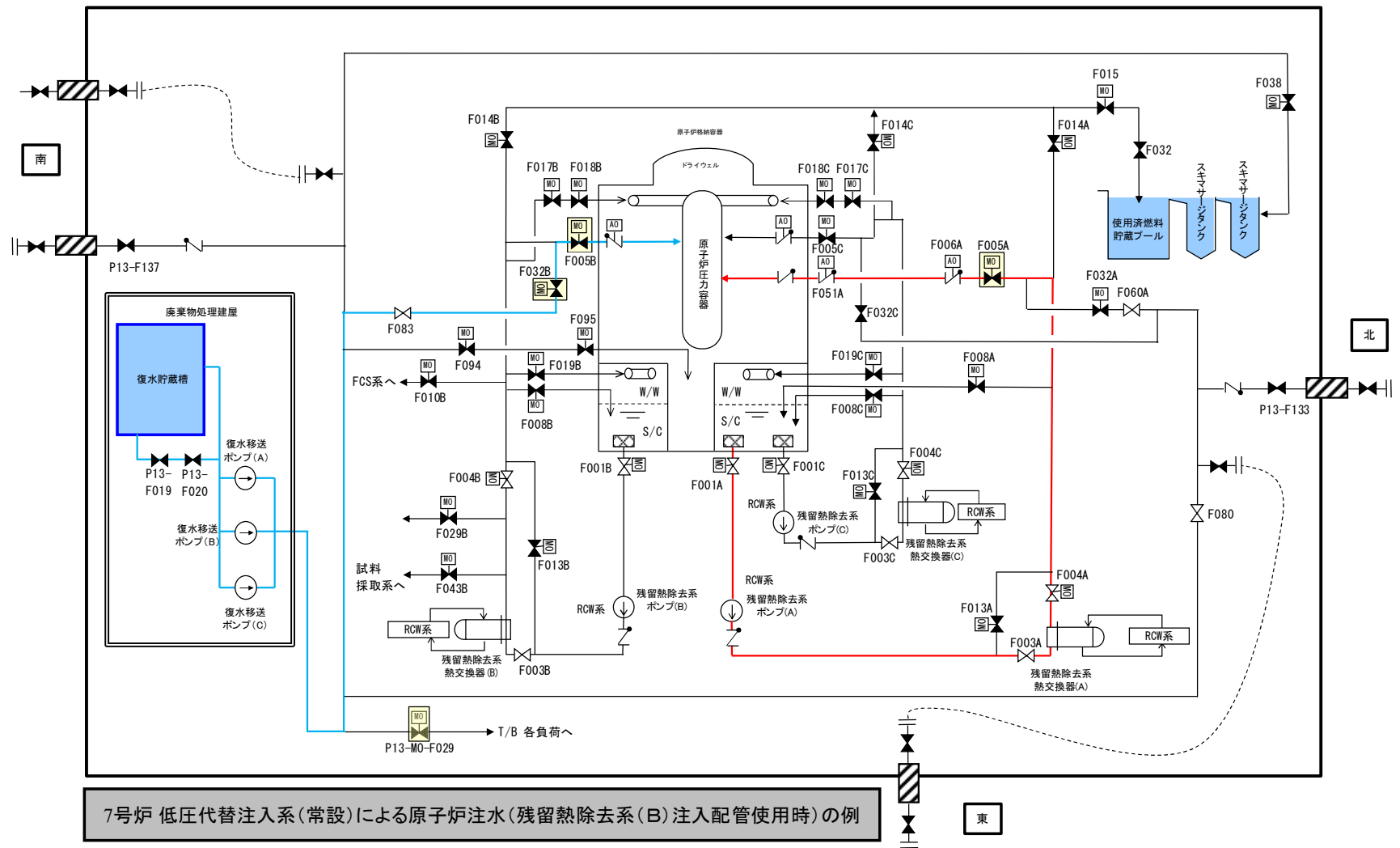


図 57-9-11 低压代替注水系と残留熱除去系（低压注水モード）の系統概略図



6号炉の配置



7号炉の配置

図 57-9-12 低圧代替注水系と残留熱除去系（低圧注水モード）の配置図

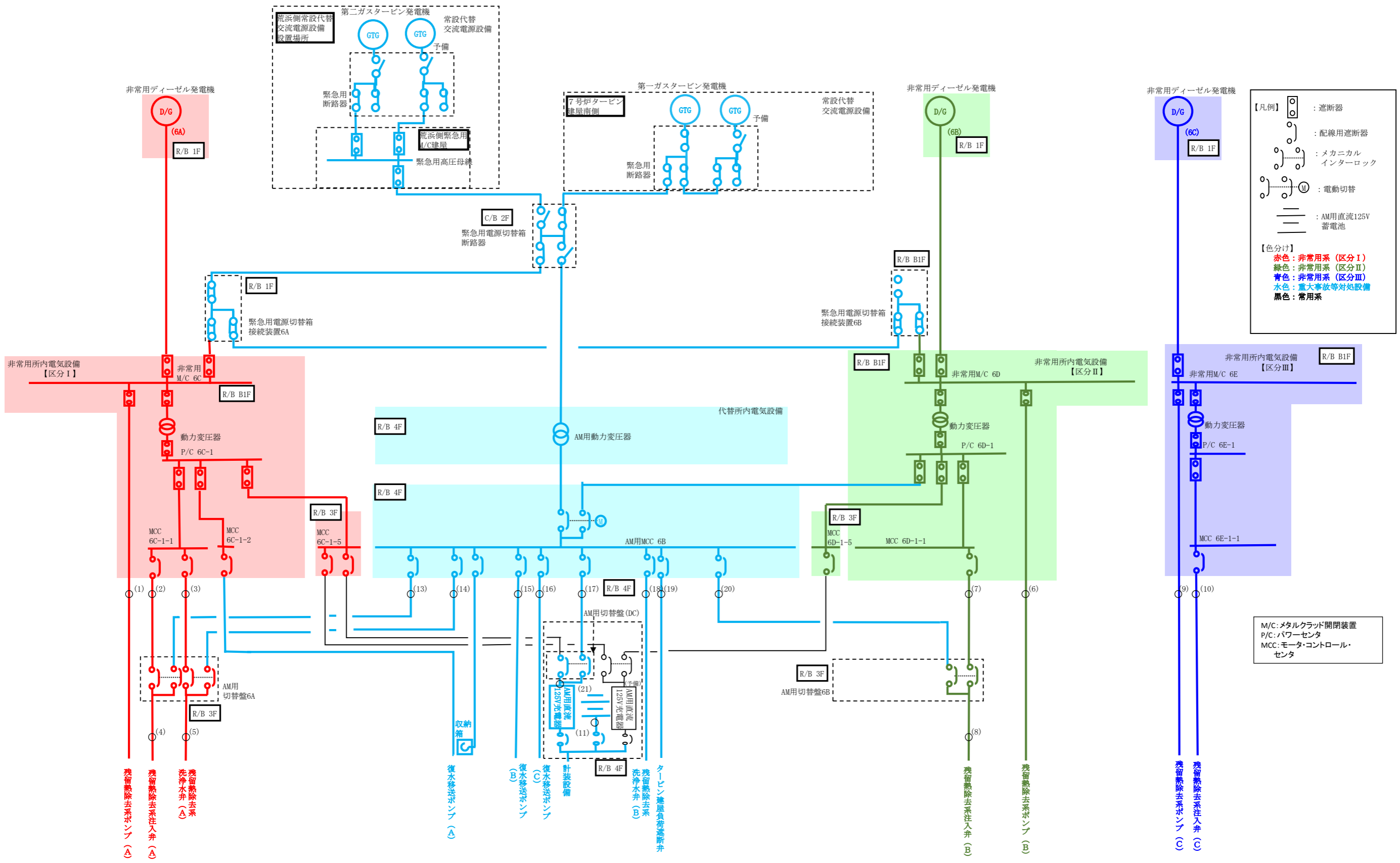


図 57-9-13 単線結線図\_低压代替注水 [47条] (6号炉)

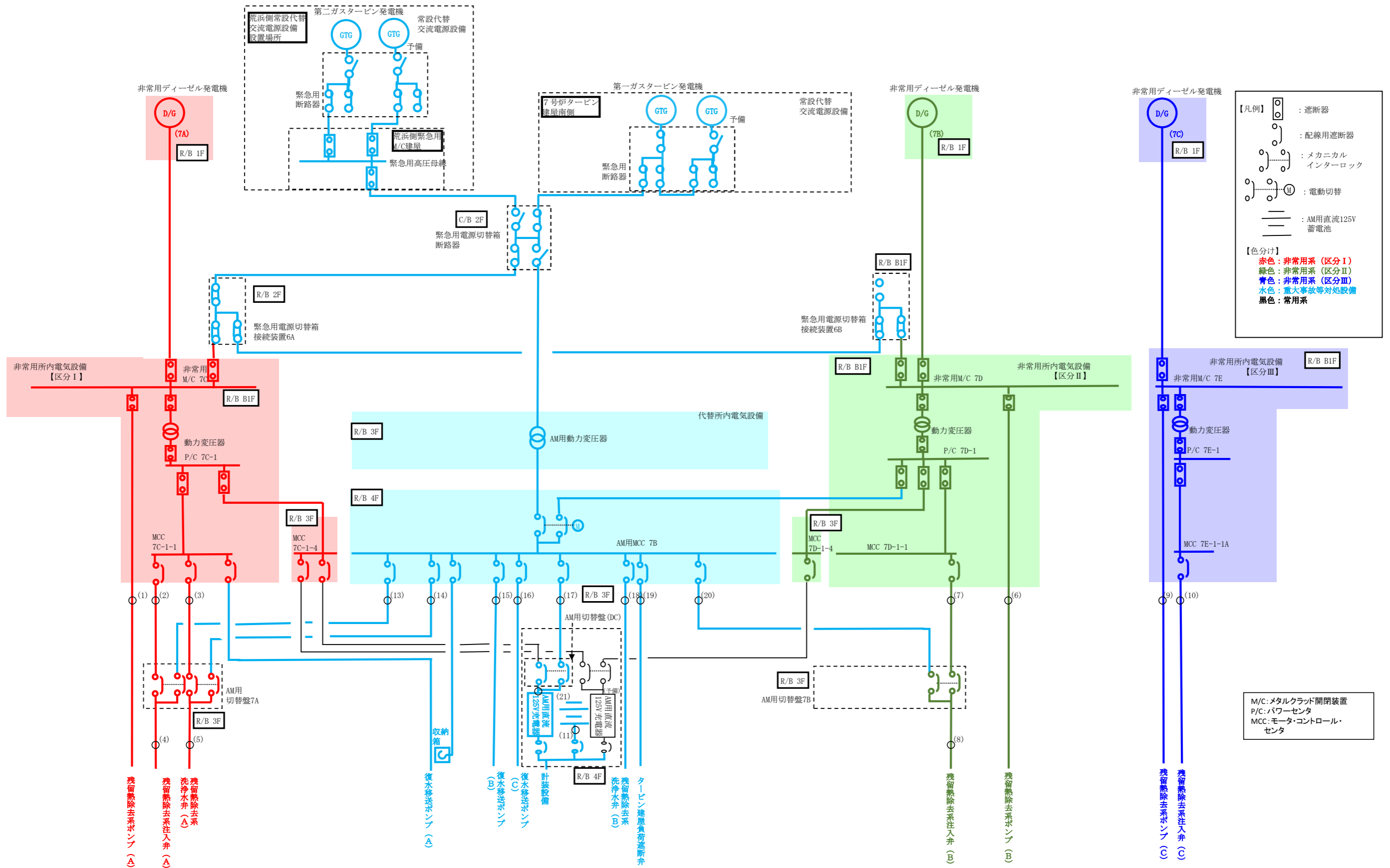


図 57-9-14 単線結線図\_低压代替注水〔47条〕(7号炉)

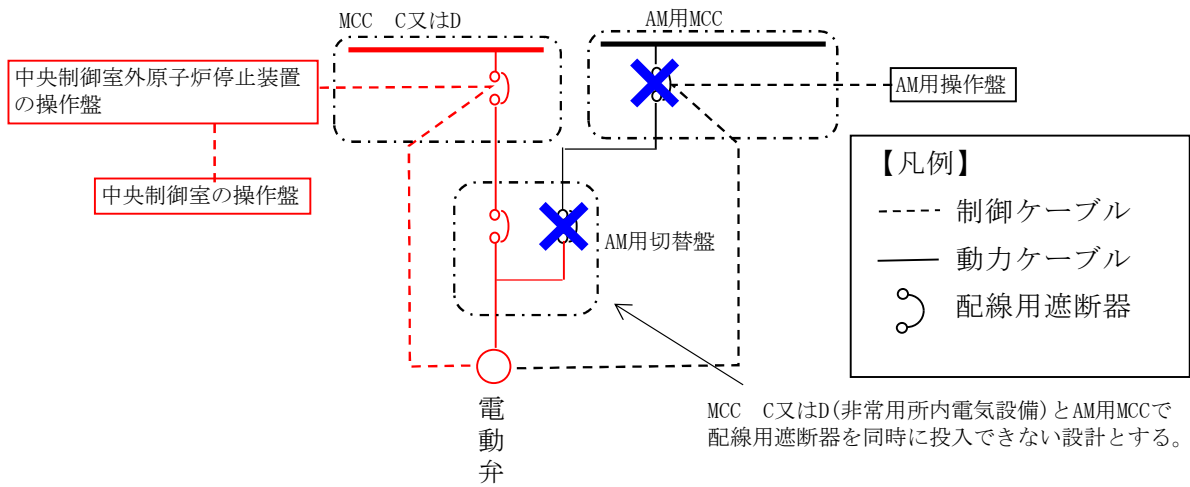


図 57-9-15 AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（MCC C 又は D から電源供給時）

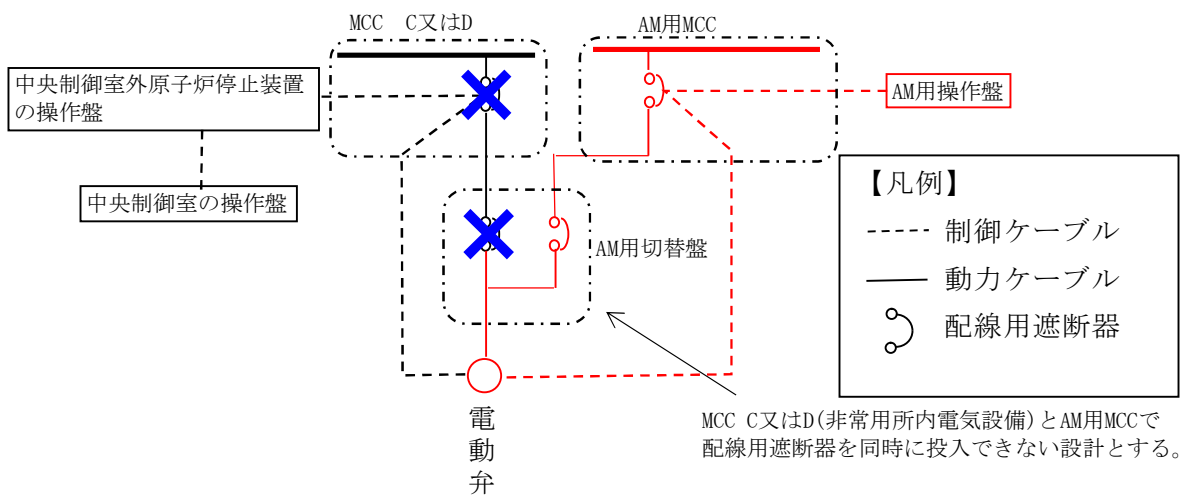


図 57-9-16 AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（AM 用 MCC から電源供給時）

### 1.3.2 代替原子炉補機冷却系 [48条]

代替原子炉補機冷却系は重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり、当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系」である。(図 57-9-17)

代替原子炉補機冷却系の主要設備を表 57-9-12 に示す。

表 57-9-12 代替原子炉補機冷却系の主要設備

機能	重大事故防止設備	対応する設計基準対象施設
—	・代替原子炉補機冷却系	・原子炉補機冷却系， 原子炉補機冷却海水系
ポンプ	・代替原子炉補機冷却 海水ポンプ	・原子炉補機冷却系ポンプ
熱交換器	・熱交換器ユニット	・原子炉補機冷却系熱交換器

代替原子炉補機冷却系は、可搬型の熱交換器ユニット、代替原子炉補機冷却海水ポンプで構成しており、車輛で原子炉施設の近傍に運搬し、図 57-9-18 のとおり同時に運搬する電源車から移動用変圧器を経由し電源を供給する単独の系統とすることにより、設計基準事故対処施設である原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系の機器（電路を含む）と位置的分散を図っている。(図 57-9-19, 図 57-9-20)



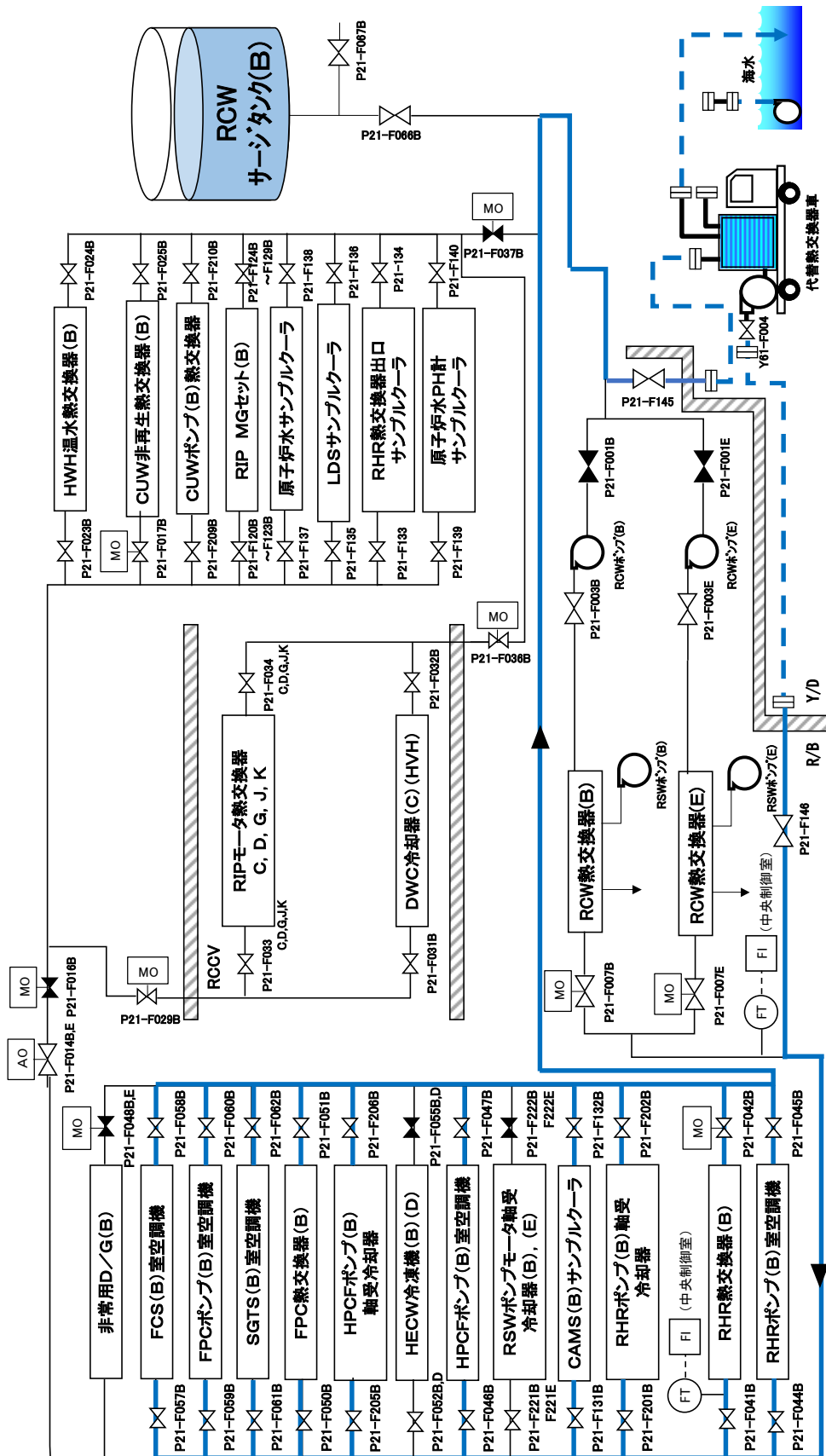


図 57-9-17 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

6号炉 (7号炉も同じ)

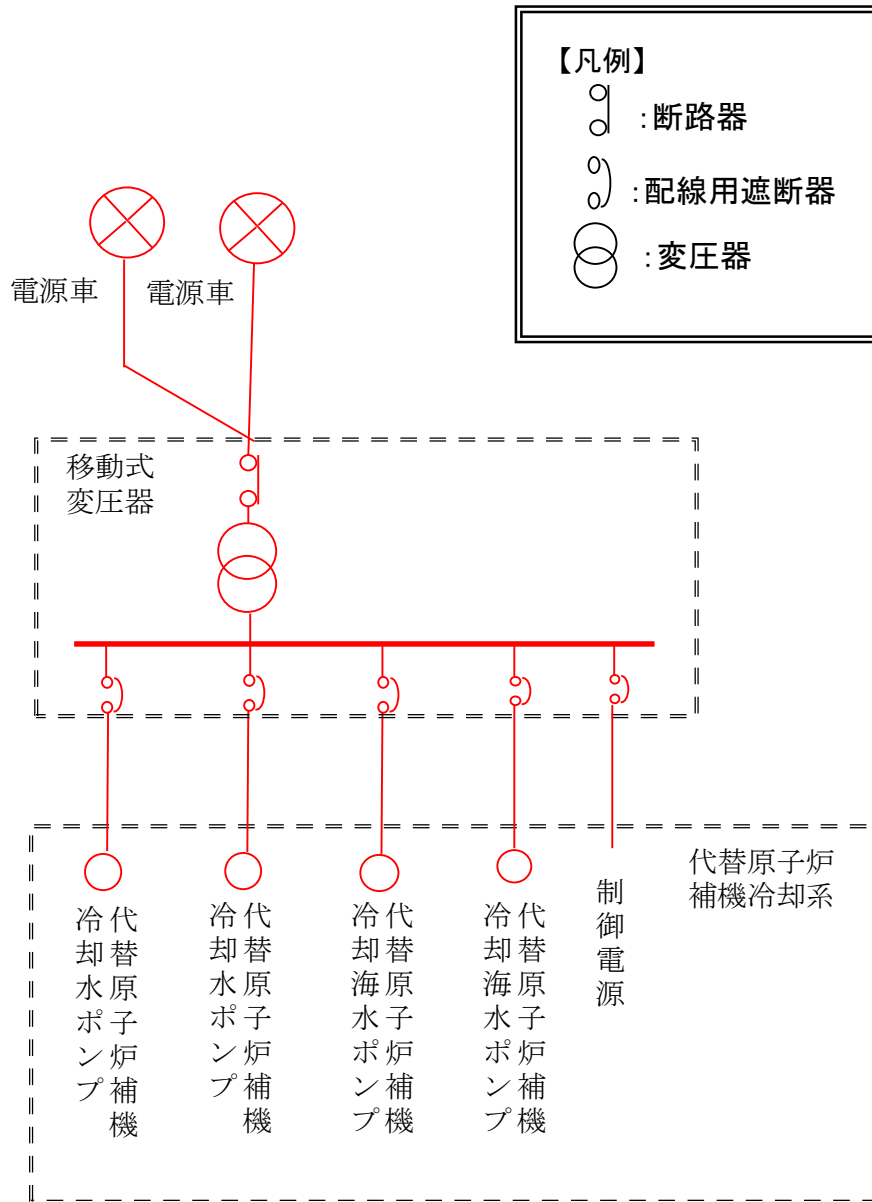


図 57-9-18 単線結線図\_\_代替原子炉補機冷却系〔48条〕

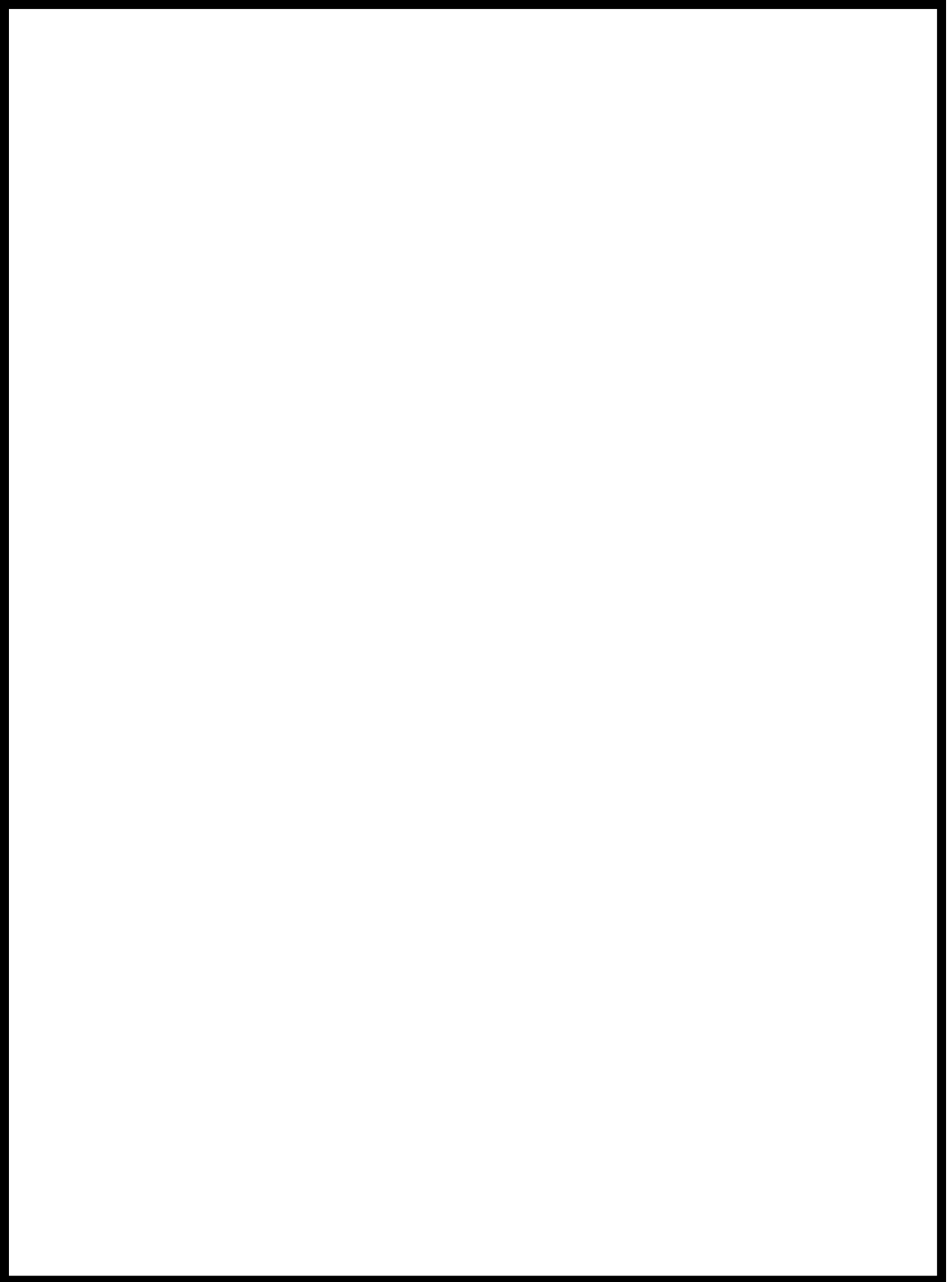


図 57-9-19 原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の配置（6号炉）

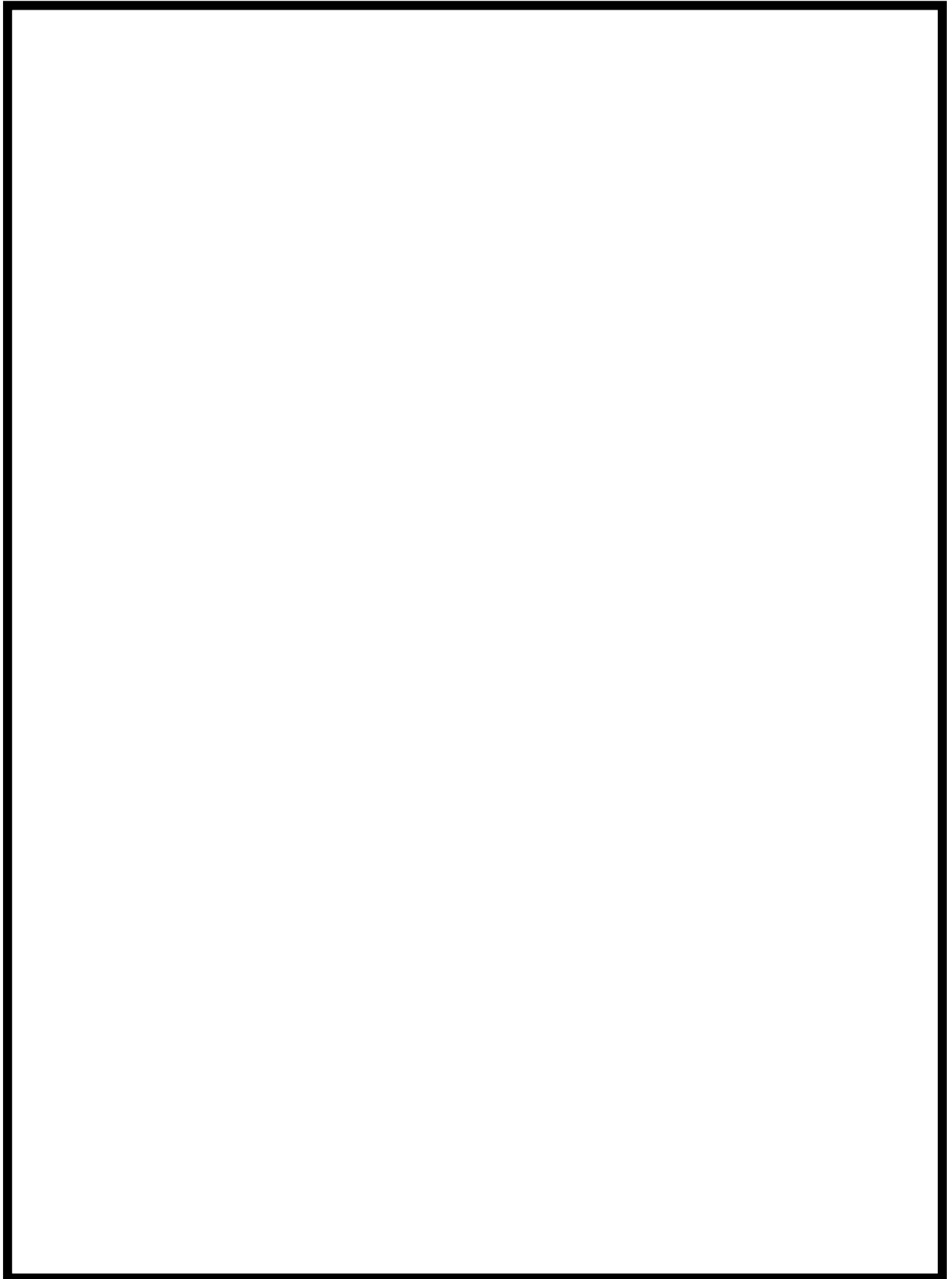


図 57-9-20 原子炉補機冷却系，原子炉補機冷却海水系の配置（7号炉）

1.3.3 強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置 [48条]

耐圧強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり, 当該設備に対応する設計基準対象施設は「原子炉格納容器スプレイ冷却系」(残留熱除去系(原子炉格納容器スプレイモード))である。(図 57-9-21, 図 57-9-22, 図 57-9-23)

耐圧強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備を表 57-9-13 に示す。

表 57-9-13 耐圧強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・代替格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系</li> <li>・フィルタ装置</li> <li>・よう素フィルタ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ冷却系(残留熱除去系(原子炉格納容器スプレイモード))</li> </ul>
<p>電動弁 (状態表示を含む)</p>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (例: E11-MO-F017C)</li> <li>・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例: E11-MO-F018C)</li> <li>・残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁 (例: E11-MO-F019C)</li> </ul>
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・格納容器内圧力 (D/W)</li> <li>・格納容器内圧力 (S/C)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系系統流量</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> </ul>

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）は原子炉建屋に設置，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置は屋外に設置されており，位置的分散を図る設計としている。（図 57-9-24，図 57-9-25，図 57-9-26，図 57-9-27，図 57-9-28）

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置の電動弁及び電磁弁は，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由し電源を受電している。一方，電源が喪失した場合を想定し，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置のドレンポンプ及び計装設備は，図 57-9-29，図 57-9-30 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）は，図 57-9-29，図 57-9-30 のとおり原子炉建屋 1 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置使用時の機器への電路と原子炉格納容器スプレイ冷却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。（表 57-9-14）

具体的な電路については，表 57-9-14 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 57-9-14 電路ルート図\_強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，  
代替格納容器圧力逃がし装置 [48 条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用(図 57-9-29)	図 48- 1～8	57-9-(48- 1～8)
7 号炉動力用(図 57-9-30)	図 48- 9～16	57-9-(48- 9～16)
6 号炉計装設備用(表 57-9-14-1)	図 48-17～27	57-9-(48-17～27)
7 号炉計装設備用(表 57-9-14-2)	図 48-28～37	57-9-(48-28～37)
6 号炉制御用(表 57-9-14-3)	図 48-38～46	57-9-(48-38～46)
7 号炉制御用(表 57-9-14-4)	図 48-47～55	57-9-(48-47～55)

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。

（代替格納容器圧力逃がし装置の電路ルートについては，別途記載予定）

表 57-9-14-1 計装設備用電路\_強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置 [48 条] (6 号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D1	残留熱除去系系統流量 (B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D2	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	サブレーション・チェンバ氣體温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	格納容器内圧力 (D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上中 3 階	D4	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
S5	格納容器内圧力 (S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D5	残留熱除去系系統流量 (C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	フィルタ装置入口圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階	D6	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S7	フィルタ装置水位	中央制御室	現場計器 屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	D7	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階
S8	フィルタ装置金属フィルタ差圧	中央制御室	現場計器 屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)				
S9	フィルタ装置スクラバ水 pH	中央制御室	現場計器 屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)				
S10	フィルタ装置水素濃度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 3 階				
S11	フィルタ装置出口放射線モニタ	中央制御室	現場計器 屋外 (原子炉建屋屋上)				
S12	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 4 階				

表 57-9-14-2 計装設備用電路\_\_強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置〔48条〕(7号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D1	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下3階
S2	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D2	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下3階
S3	サブレーション・チェンバ氣體温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下1階
S4	格納容器内圧力(D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上3階	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下1階
S5	格納容器内圧力(S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上1階	D5	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下3階
S6	フィルタ装置入口圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上中3階	D6	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下3階
S7	フィルタ装置水位	中央制御室	現場計器 屋外(フィルタベント遮蔽壁内)	D7	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下1階
S8	フィルタ装置金属フィルタ差圧	中央制御室	現場計器 屋外(フィルタベント遮蔽壁内)				
S9	フィルタ装置スクラバ水 pH	中央制御室	現場計器 屋外(フィルタベント遮蔽壁内)				
S10	フィルタ装置水素濃度	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上3階				
S11	フィルタ装置出口放射線モニタ	中央制御室	現場計器 屋外(原子炉建屋屋上)				
S12	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上4階				



表 57-9-14-3 制御用電路\_\_強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置 [48 条] (6 号炉)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 フィルタベント制御盤	D1	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
			D2	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D5	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 6D
			D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 6D-1-1
			D7	MCC 6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
			D8	MCC 6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
			D9	MCC 6D-1-1	残留熱除去系サブレクション・チェンバ・ プールのスプレイ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 6C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125V 主母線盤 6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	区分Ⅲ RMU	M/C 6E
			D14	区分Ⅲ RMU	MCC 6E-1-1
			D15	MCC 6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC 6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(C)
			D17	MCC 6E-1-1	残留熱除去系サブレクション・チェンバ・ プールのスプレイ注入隔離弁(C)

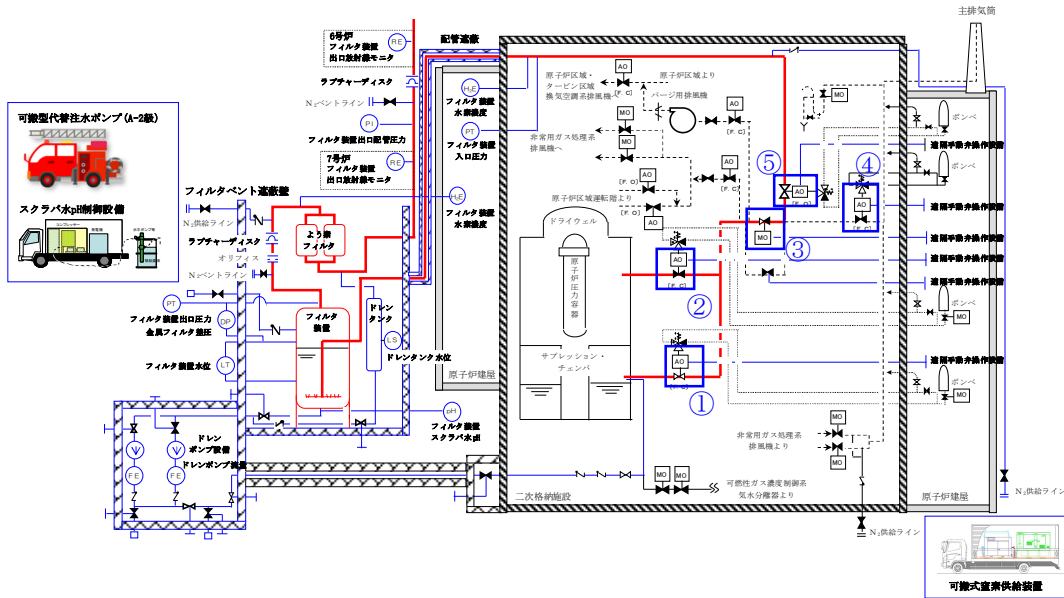
表 57-9-14-4 制御用電路\_\_強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置 [48 条] (7 号炉)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 フィルタベント制御盤	D1	直流 125V 主母線盤 7B	中央制御室制御盤
			D2	直流 125V 主母線盤 7B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
			D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
			D5	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 7D
			D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 7D-1-1
			D7	MCC 7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
			D8	MCC 7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
			D9	MCC 7D-1-1	残留熱除去系サブレクション・チェンバ・ プールのスプレイ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 7C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125 主母線盤 7C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	多重伝送盤(区分Ⅲ)	M/C 7E
			D14	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 7E-1-1A
			D15	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(C)
			D17	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系サブレクション・チェンバ・ プールのスプレイ注入隔離弁(C)



□ : 操作対象弁

(重大事故時等に操作が必要な弁)

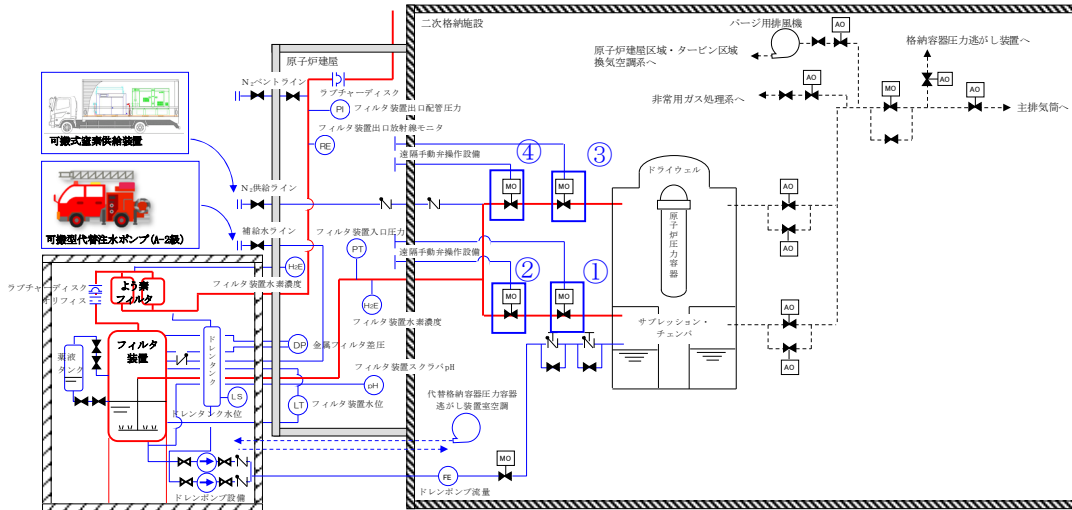


- ①一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)
- ②一次隔離弁 (ドライウェル側)
- ③二次隔離弁
- ④耐圧強化ベント弁
- ⑤フィルタ装置入口弁

図 57-9-22 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

□ : 操作対象弁

(重大事故時等に操作が必要な弁)



- ①一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
- ②二次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
- ③一次隔離弁 (ドライウエル側)
- ④二次隔離弁 (ドライウエル側)

図 57-9-23 代替格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

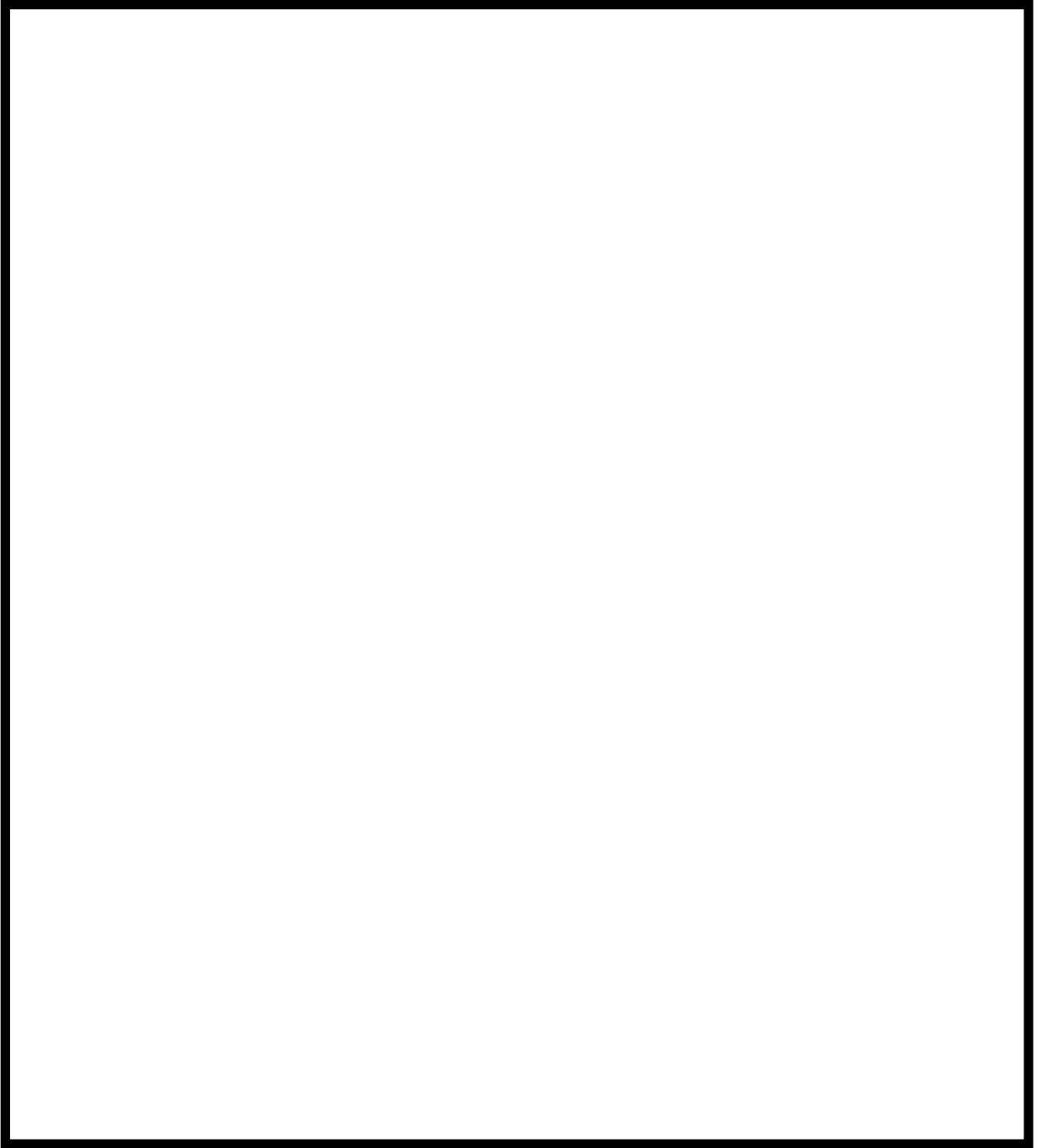


図 57-9-24 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），  
耐圧強化ベント系の配置（6号炉）（1 / 2）

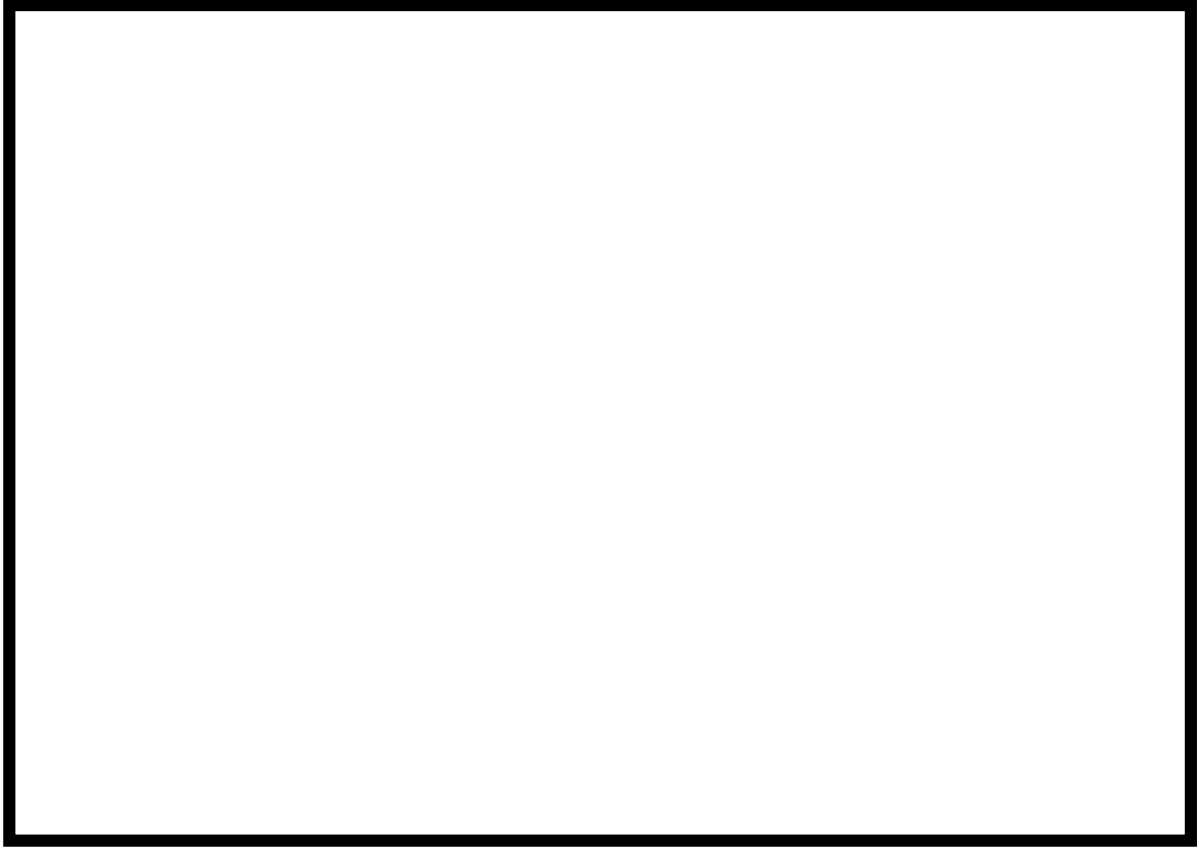


図 57-9-25 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），  
耐圧強化ベント系の配置（6号炉）（2 / 2）



図 57-9-26 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），  
耐圧強化ベント系の配置（7号炉）（1 / 2）

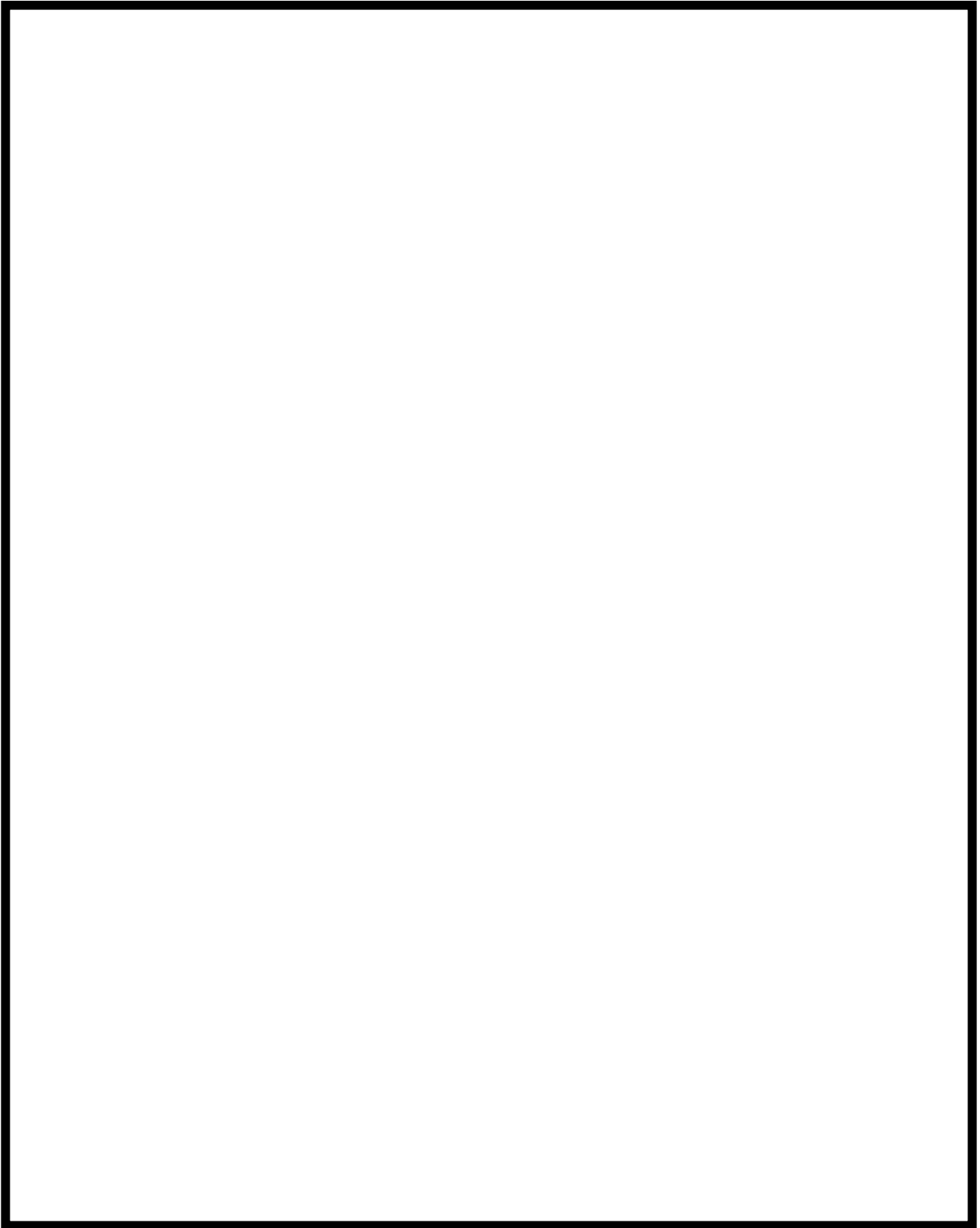


図 57-9-27 残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード），  
耐圧強化ベント系の配置（7号炉）（2 / 2）



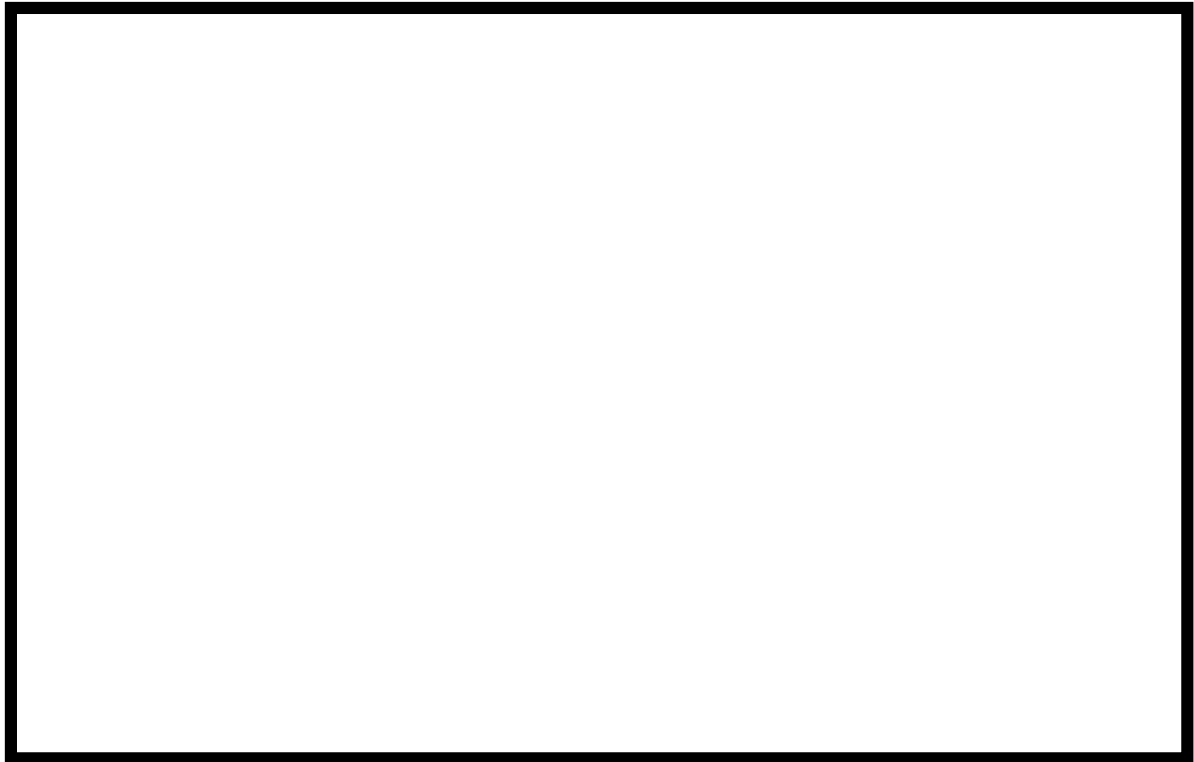


図 57-9-28 格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力の配置

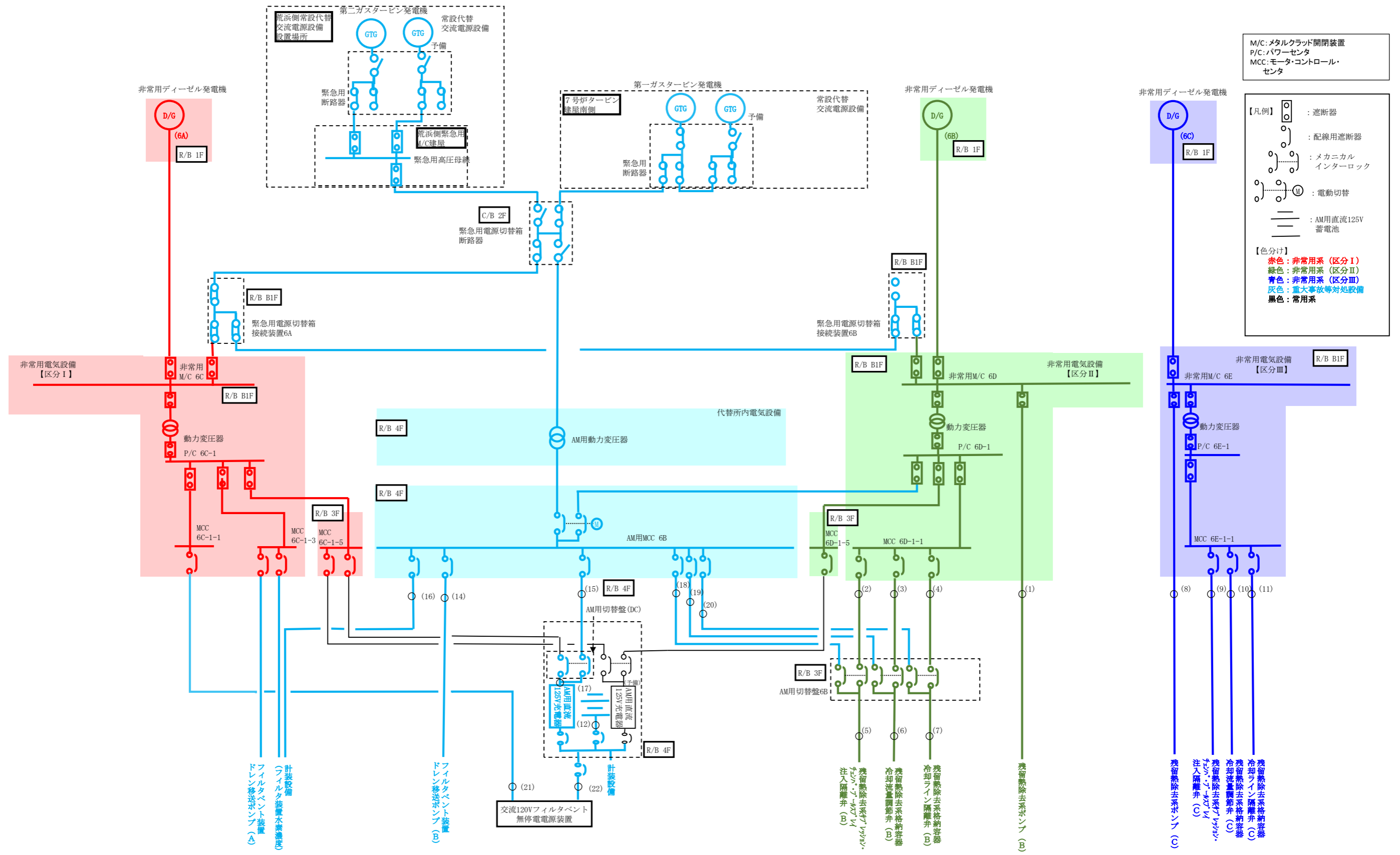


図 57-9-29 単線結線図\_強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置 [48条] (6号炉)

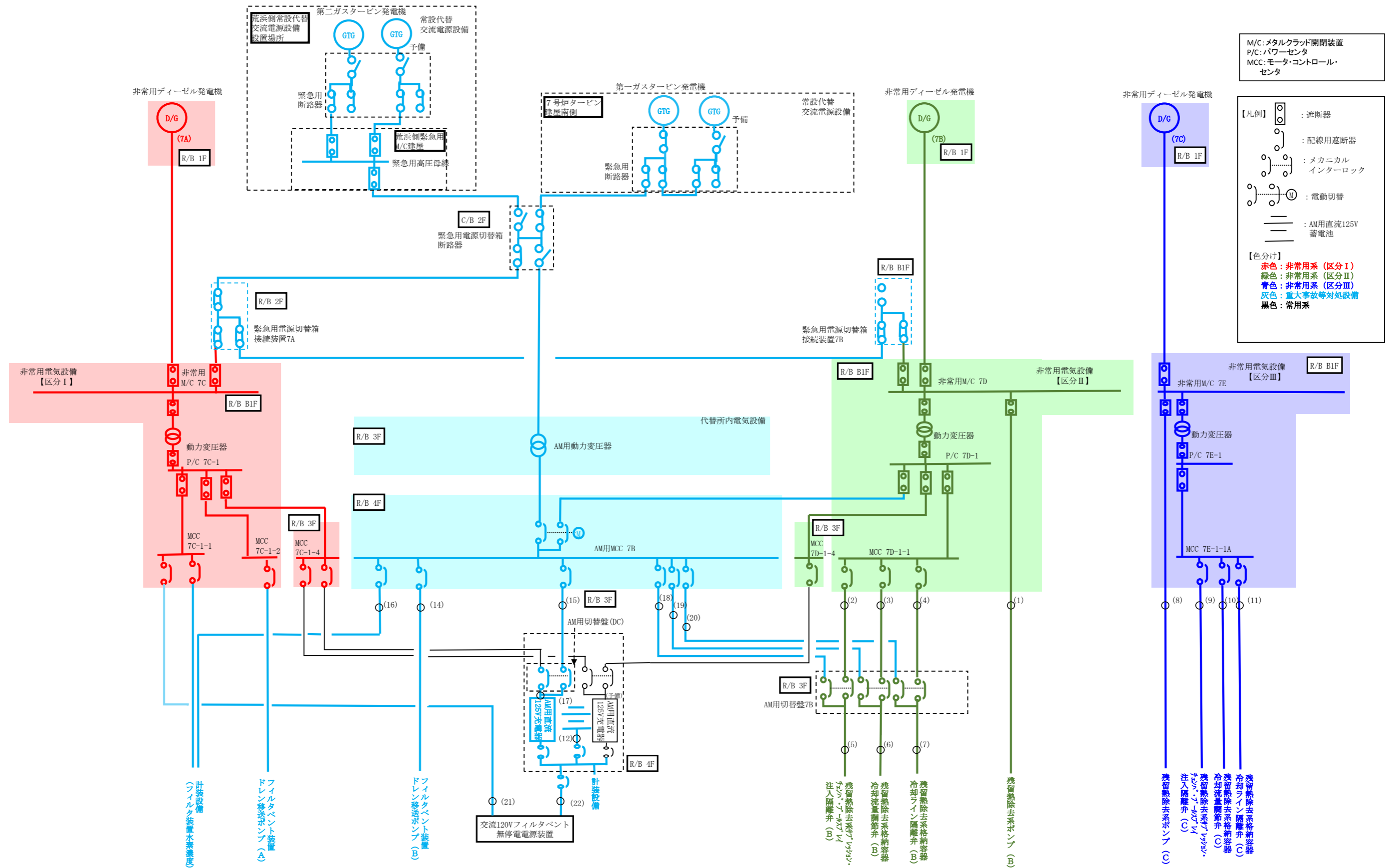


図 57-9-30 単線結線図\_強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置 [48条] (7号炉)

### 1.3.4 代替格納容器スプレイ冷却系 [49 条]

代替格納容器スプレイ冷却系は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり、当該設備が対応する設計基準対象施設は「原子炉格納容器スプレイ冷却系」(残留熱除去系(原子炉格納容器スプレイモード))である。

(図 57-9-31)

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を表 57-9-15 に示す。

表 57-9-15 代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器スプレイ冷却系(残留熱除去系(原子炉格納容器スプレイモード))</li> </ul>
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水移送ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系ポンプ</li> </ul>
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (例：E11-M0-F017B)</li> <li>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018B)</li> <li>残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁 (例：E11-M0-F019B)</li> <li>タービン建屋負荷遮断弁 (例：P13-M0-F029)</li> <li>残留熱除去系洗浄水弁 (例：E11-M0-F032B)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (例：E11-M0-F017C)</li> <li>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (例：E11-M0-F018C)</li> <li>残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁 (例：E11-M0-F019C)</li> </ul>
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水補給水系流量(原子炉格納容器)</li> <li>復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>ドライウエル雰囲気温度</li> <li>サブプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>格納容器内圧力(D/W)</li> <li>格納容器内圧力(S/C)</li> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水位</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系系統流量</li> <li>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> </ul>

代替格納容器スプレイ冷却系のポンプは廃棄物処理建屋に設置，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）のポンプは原子炉建屋に設置しており，位置的分散を図る。（図 57-9-32，図 57-9-33）

代替格納容器スプレイ冷却系は，図 57-9-34，図 57-9-35 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（原子炉格納容器スプレイモード）は，図 57-9-34，図 57-9-35 のとおり原子炉建屋 1 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。また，低圧代替注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 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。（表 57-9-16）

具体的な電路については，表 57-9-16 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 57-9-16 電路ルート図\_\_代替格納容器スプレイ冷却系 [49 条]

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用 (図 57-9-34)	図 49- 1～10	57-9-(49- 1～10)
7 号炉動力用 (図 57-9-35)	図 49-11～21	57-9-(49-11～21)
6 号炉計装設備用 (表 57-9-16-1)	図 49-22～32	57-9-(49-22～32)
7 号炉計装設備用 (表 57-9-16-2)	図 49-33～42	57-9-(49-33～42)
6 号炉制御用 (表 57-9-16-3)	図 49-43～52	57-9-(49-43～52)
7 号炉制御用 (表 57-9-16-4)	図 49-53～64	57-9-(49-53～64)

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 57-9-16-1 計装設備用電路\_\_代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（6 号炉）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 1 階	D1	残留熱除去系系統流量 (B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S2	復水移送ポンプ吐出圧力 (B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D2	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ポンプ吐出圧力 (C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下 1 階
S4	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D4	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下 1 階
S5	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系系統流量 (C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S6	サブレーション・チェンバ` 気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S7	格納容器内圧力 (D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上中 3 階	D7	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下 1 階
S8	格納容器内圧力 (S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階				
S9	サブレーション・チェンバ`・プール水位	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 3 階				

表 57-9-16-2 計装設備用電路\_\_代替格納容器スプレイ冷却系〔49条〕(7号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上1階	D1	残留熱除去系系統流量(B)	中央制御室外 原子炉停止装置	現場計器 原子炉建屋地下3階
S2	復水移送ポンプ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下3階	D2	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下3階
S3	復水移送ポンプ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下3階	D3	中央制御室外原子炉停止装置	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	原子炉建屋地下1階
S4	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室 (H11-P662-2)	原子炉建屋地下1階
S5	ドライウェル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系系統流量(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下3階
S6	サブレーション・チェンバ`気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下3階
S7	格納容器内圧力(D/W)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上3階	D7	多重伝送盤(区分Ⅲ)	中央制御室 (H11-P662-3)	原子炉建屋地下1階
S8	格納容器内圧力(S/C)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上1階				
S9	サブレーション・チェンバ`・プール水位	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下3階				

表 57-9-16-3 制御用電路\_\_代替格納容器スプレイ冷却系〔49条〕(6号炉)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM用直流125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流125V主母線盤6B	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM用MCC(B)	D2	直流125V主母線盤6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S3	AM用操作盤(B)※2	AM用MCC(B)	D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S4	AM用MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM用MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 6D
S6	AM用MCC(B)	残留熱除去系サブレーション・チェンハ・ プールのスプレイ注入隔離弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 6D-1-1
S7	AM用MCC(B)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC 6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
S8	AM用MCC(B)	タービン建屋負荷遮断弁	D8	MCC 6D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
			D9	MCC 6D-1-1	残留熱除去系サブレーション・チェンハ・ プールのスプレイ注入隔離弁(B)
			D10	直流125V主母線盤6C	中央制御室制御盤
			D11	直流125V主母線盤6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	多重伝送盤(区分Ⅲ)	M/C 6E
			D14	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 6E-1-1
			D15	MCC 6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC 6E-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(C)
			D17	MCC 6E-1-1	残留熱除去系サブレーション・チェンハ・ プールのスプレイ注入隔離弁(C)

※1. 復水移送ポンプ(B), 復水移送ポンプ(C)起動停止操作, 残留熱除去系洗浄水弁(B), タービン建屋負荷遮断弁開閉操作

※2. 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B), 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B), 残留熱除去系サブレーション・チェンハ・スプレイ注入弁(B)開閉操作



表 57-9-16-4 制御用電路\_\_代替格納容器スプレイ冷却系〔49条〕（7号炉）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	AM用直流125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	直流125V主母線盤6B	中央制御室制御盤
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM用MCC(B)	D2	直流125V主母線盤6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S3	AM用操作盤(B)※2	AM用MCC(B)	D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S4	AM用MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	D4	多重伝送盤(区分Ⅱ)	中央制御室外原子炉停止装置
S5	AM用MCC(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	D5	中央制御室外原子炉停止装置	M/C 7D
S6	AM用MCC(B)	残留熱除去系サブレーション・チェンハ プ・ールスプレイ注入隔離弁(B)	D6	中央制御室外原子炉停止装置	MCC 7D-1-1
S7	AM用MCC(B)	残留熱除去系洗浄水弁(B)	D7	MCC 7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
S8	AM用MCC(B)	タービン建屋負荷遮断弁	D8	MCC 7D-1-1	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
			D9	MCC 7D-1-1	残留熱除去系サブレーション・チェンハ プ・ールスプレイ注入隔離弁(B)
			D10	直流125V主母線盤6C	中央制御室制御盤
			D11	直流125V主母線盤6C	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D12	中央制御室制御盤	多重伝送盤(区分Ⅲ)
			D13	多重伝送盤(区分Ⅲ)	M/C 7E
			D14	多重伝送盤(区分Ⅲ)	MCC 7E-1-1A
			D15	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(C)
			D16	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(C)
			D17	MCC 7E-1-1A	残留熱除去系サブレーション・チェンハ プ・ールスプレイ注入隔離弁(C)

※1. 復水移送ポンプ(B), 復水移送ポンプ(C)起動停止操作, 残留熱除去系洗浄水弁(B), タービン建屋負荷遮断弁開閉操作

※2. 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B), 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B), 残留熱除去系サブレーション・チェンハプ・ールスプレイ注入弁(B)開閉操作



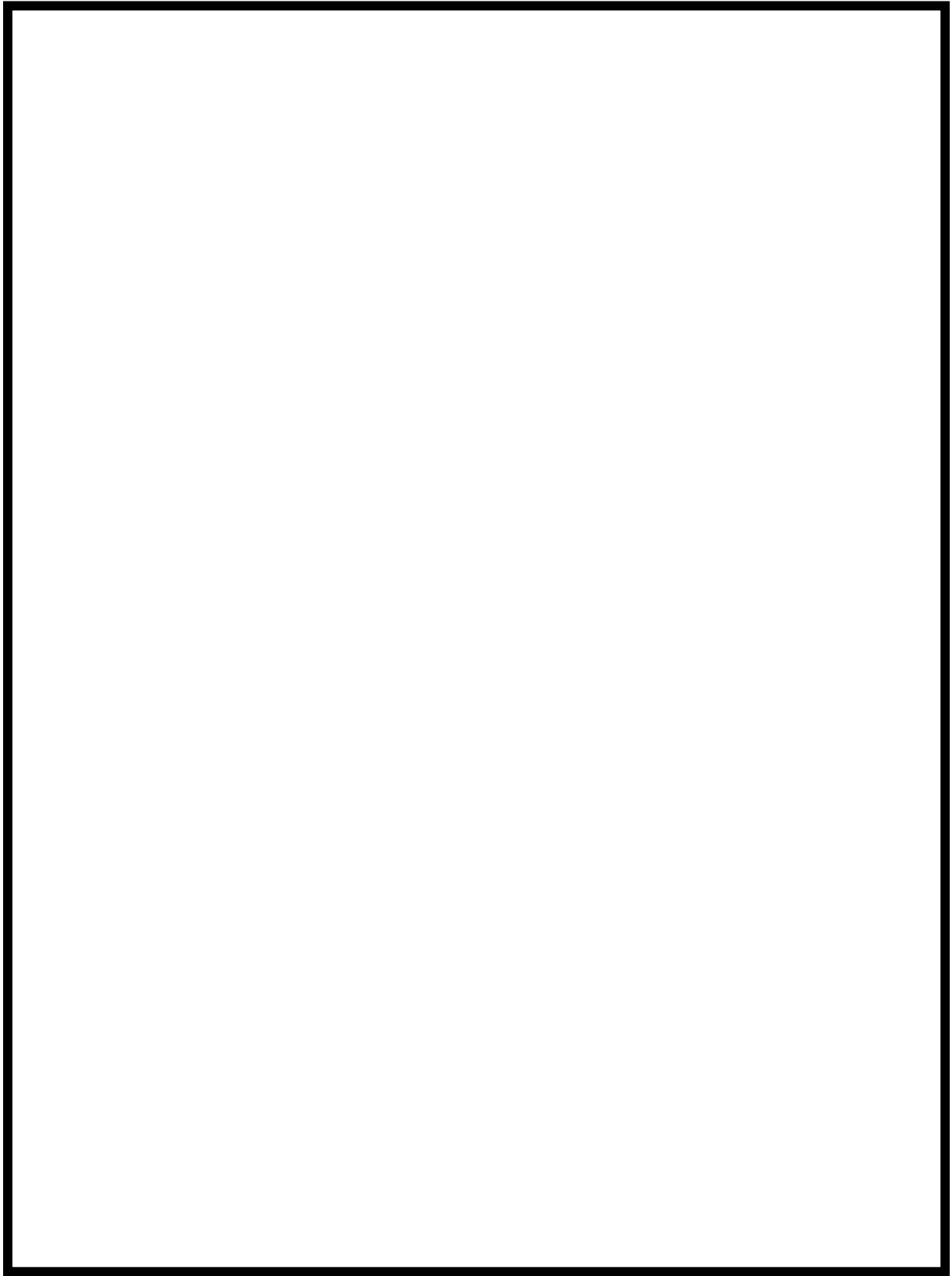


図 57-9-32 代替格納容器スプレイ冷却系， 残留熱除去系  
（原子炉格納容器スプレイモード）の配置（6号炉）

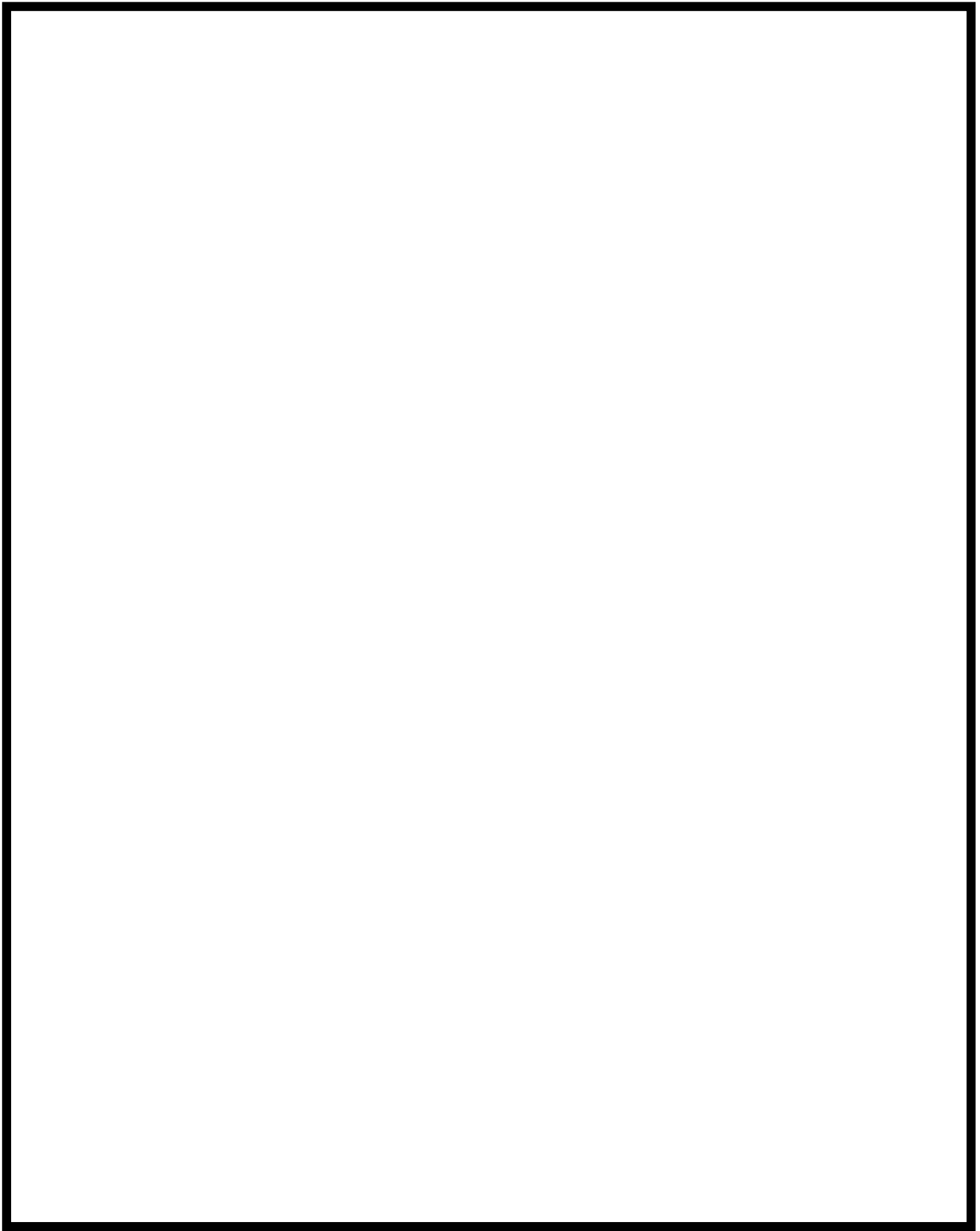


図 57-9-33 代替格納容器スプレイ冷却系， 残留熱除去系  
（原子炉格納容器スプレイモード）の配置（7号炉）

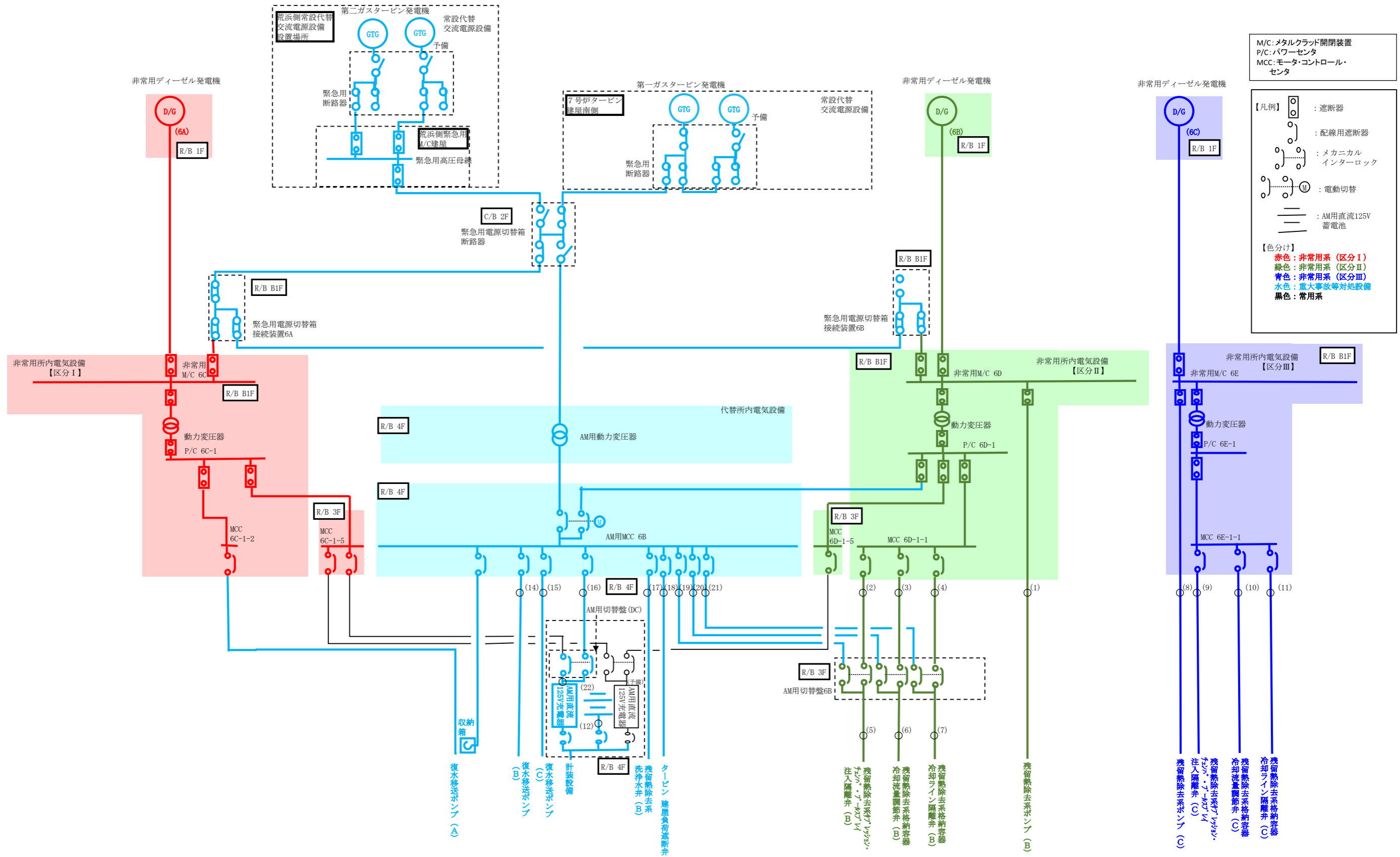


図 57-9-34 単線結線図\_代替格納容器スプレイ冷却系 [49条] (6号炉)

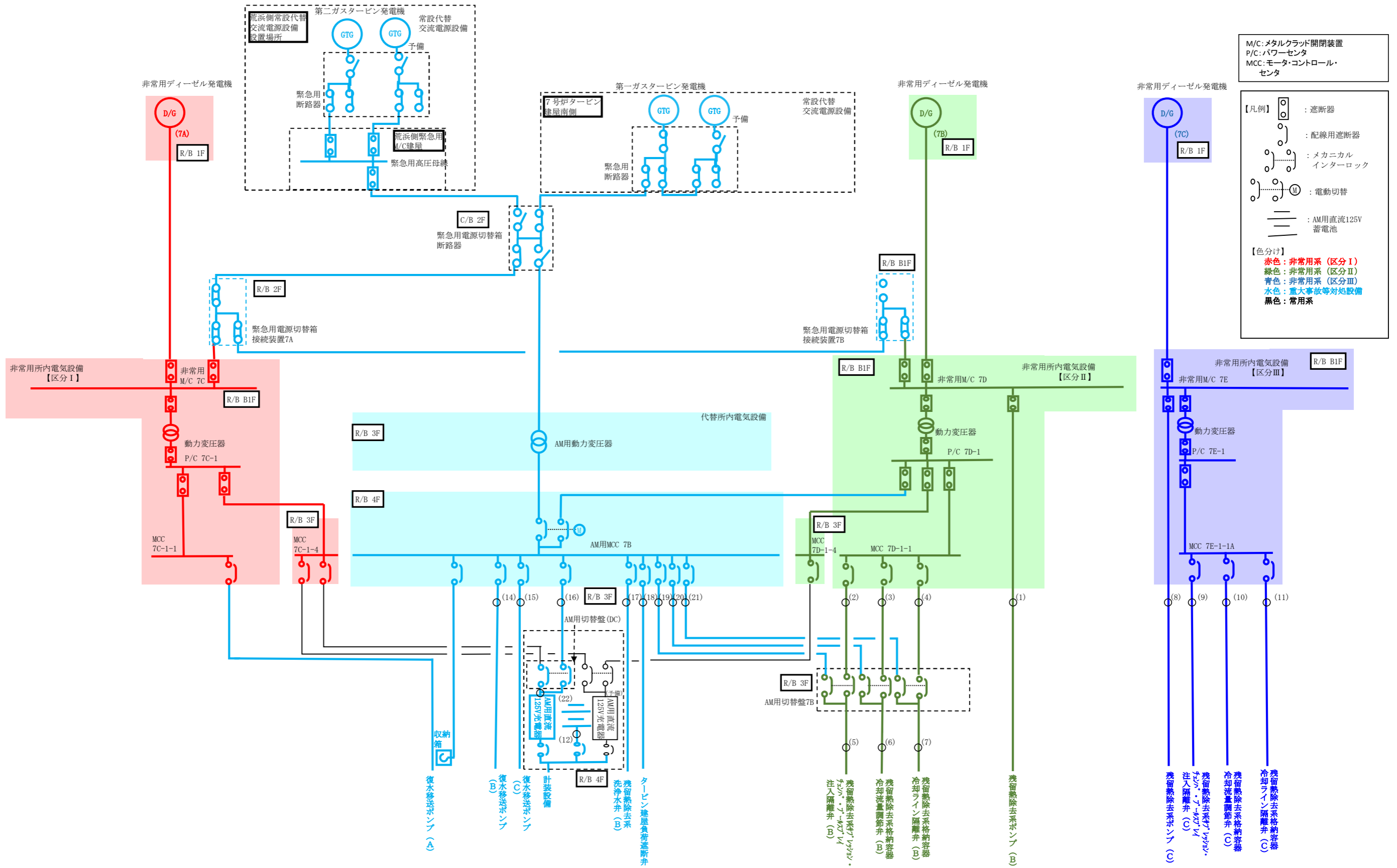


図 57-9-35 単線結線図\_代替格納容器スプレイ冷却系 [49条] (7号炉)

## 1.4 自主対策設備について

### 1.4.1 直流給電車

#### 1.4.1.1 主要設備

設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流電源・全直流電源）、及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源・常設代替直流電源）により、重大事故に至る恐れがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系・逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電力を供給するために設置する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

#### 1.4.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

##### (1) 電源車

本文 3.14.2.1.2 参照

##### (2) 直流給電車

個数	: 2
直流出力	: 約 360A
直流電圧	: 125V
蓄電池容量	: 約 400Ah
配置場所	: 荒浜側高台保管場所 大湊側高台保管場所

単線結線図について、図 57-9-36、図 57-9-37 に示す。

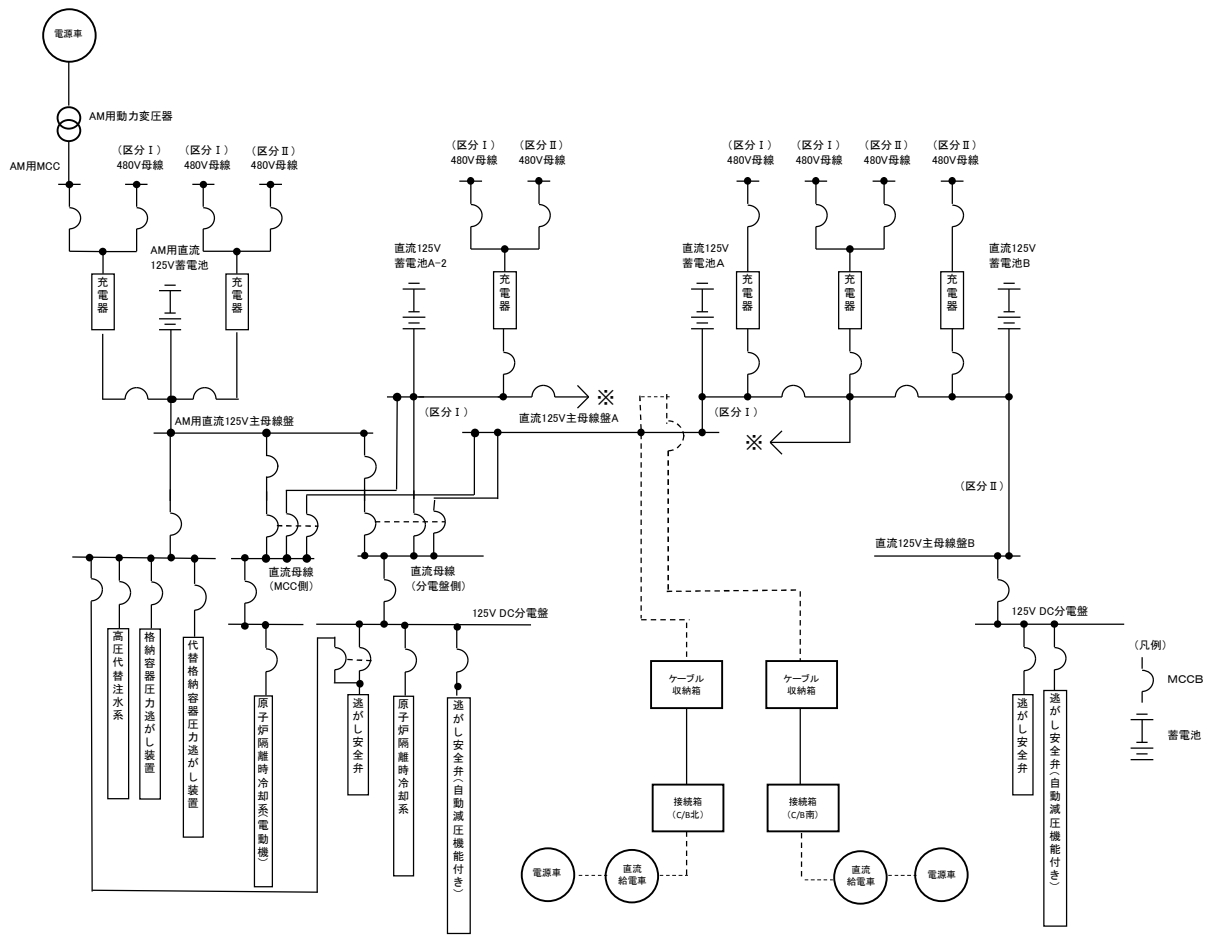


図 57-9-36 直流給電車 (6号炉)



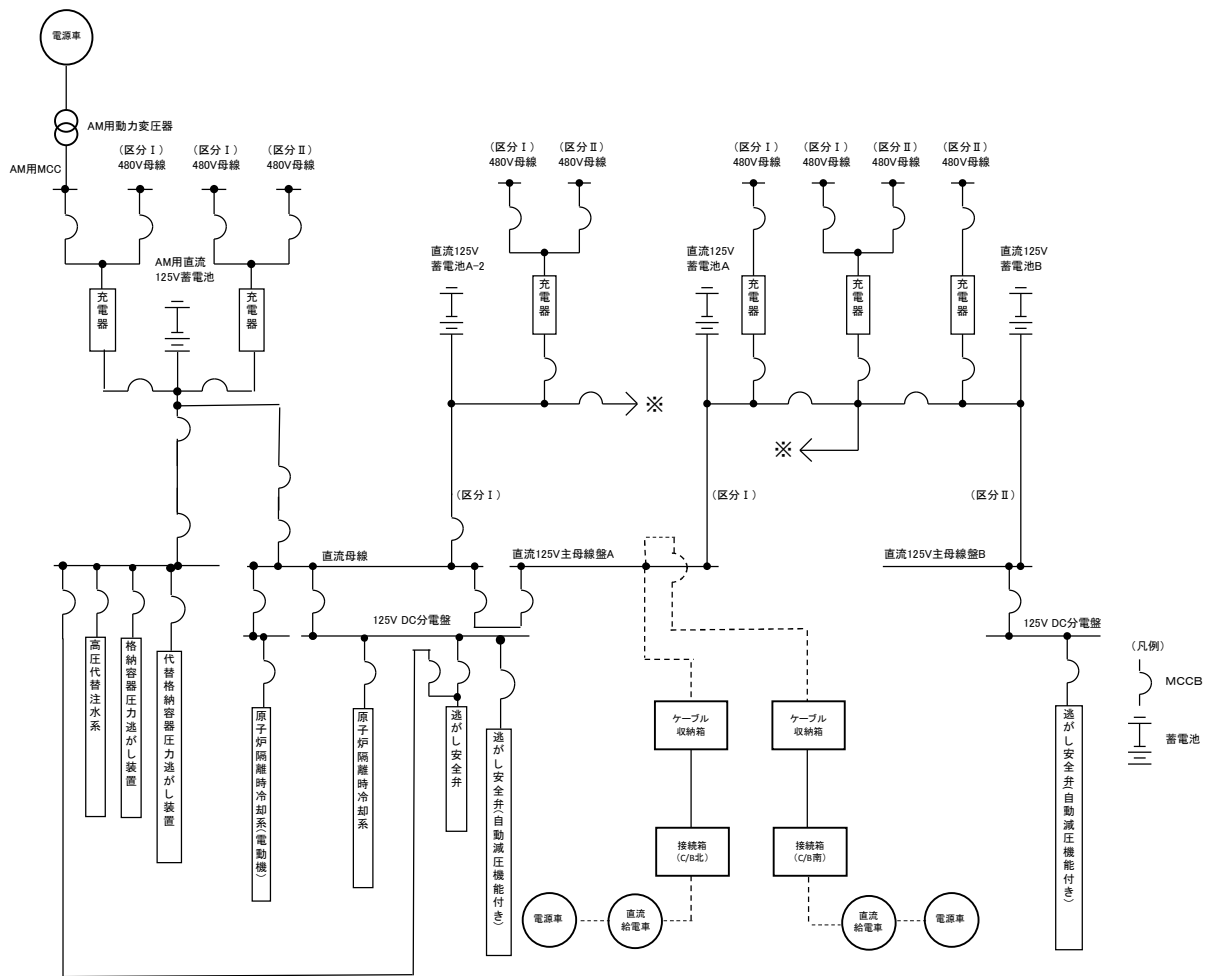


図 57-9-37 直流給電車 (7号炉)

## 1.4.2 大湊側代替交流電源設備

### 1.4.2.1 主要設備

第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線への給電ラインの多重化を図るため、大湊側緊急用高圧母線を設ける。大湊側緊急用高圧母線は6号及び7号炉の非常用高圧母線へ給電可能とする。第二ガスタービン発電機から大湊側緊急用高圧母線を経由し、緊急用電源切替箱接続装置に至る屋外電路は、ケーブルトラフ及び多孔管を用いた布設としており、洞道を経由する電路と位置的分散を図っている。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

### 1.4.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

#### (1) 電源車

本文 3.14.2.1.2 参照

#### (2) 第二ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)

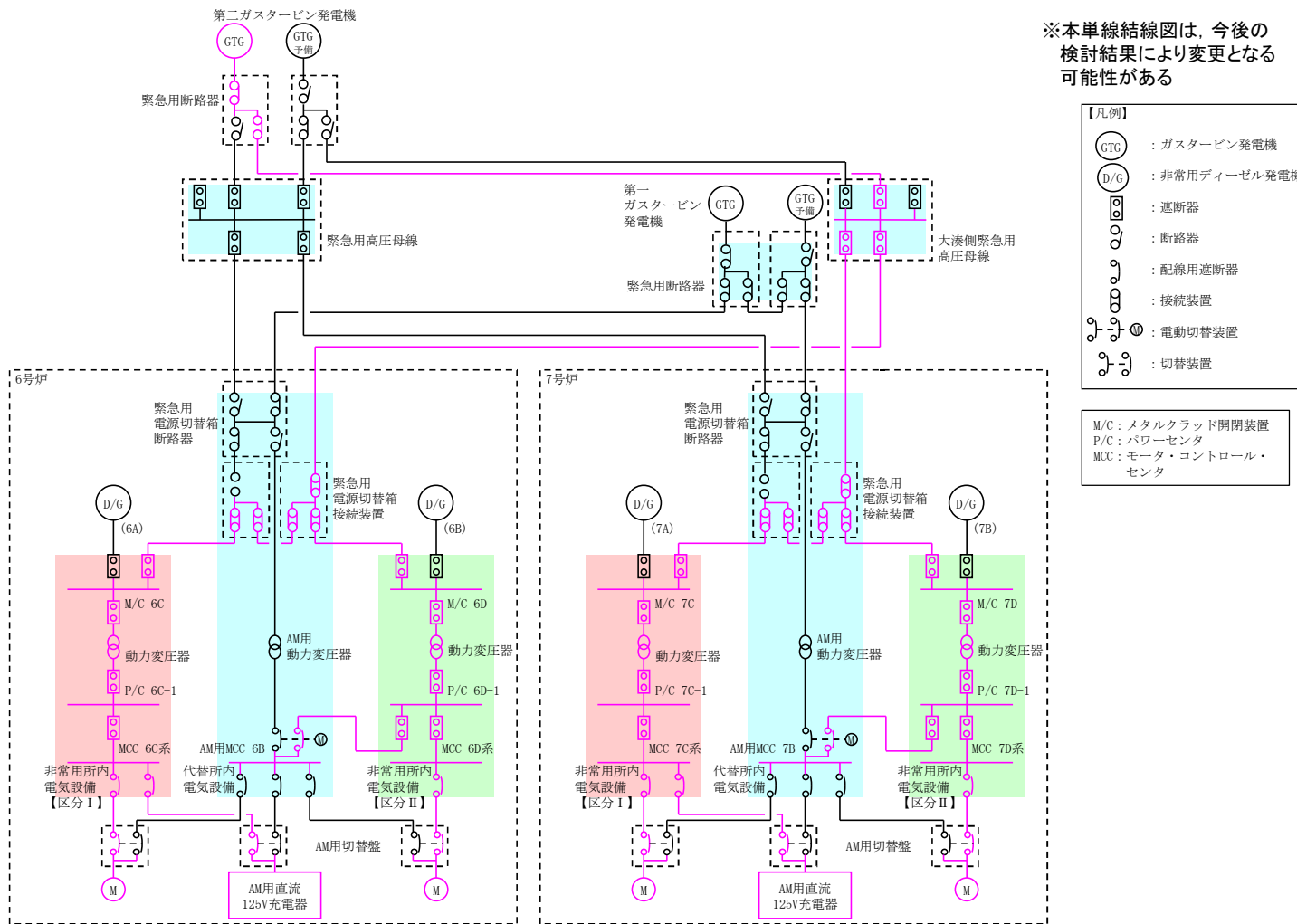
本文 3.14.2.2.2 参照

#### (3) 大湊側緊急用高圧母線 (6号及び7号炉共用)

電圧 : 6.9kV

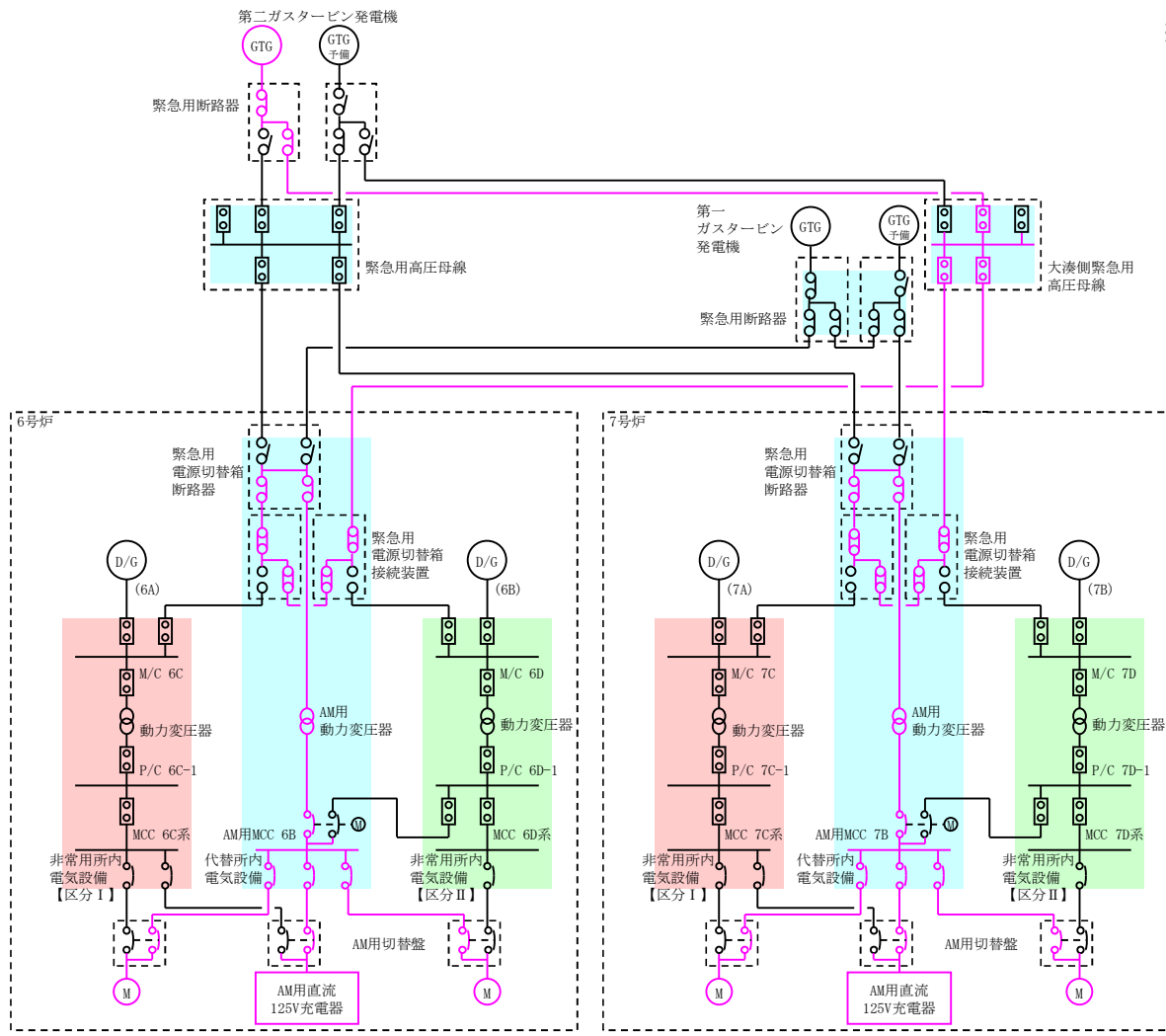
母線定格電流 : 約 1,200A

単線結線図を図 57-9-38～図 57-9-39 に示す。



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

図 57-9-38 大湊側緊急用 M/C 経由の非常用所内電気設備の電源供給ライン



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

- 【凡例】
- (GTG) : ガスタービン発電機
  - (D/G) : 非常用ディーゼル発電機
  - ⊗ : 遮断器
  - ⊕ : 断路器
  - ⊖ : 配線用遮断器
  - ⊙ : 接続装置
  - ⊚ : 電動切替装置
  - ⊛ : 切替装置

- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

図 57-9-39 大湊側緊急用 M/C 経由の代替所内電気設備の電源供給ライン

### 1.4.3 直流 125V 予備充電器 (A, A-2 及び B)

#### 1.4.3.1 主要設備

全交流動力電源喪失後、代替交流電源から非常用高圧母線受電時に異なる区分の電源から非常用高圧母線の制御電源を給電できるように、直流 125V 予備充電器 (A, A-2 及び B) を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

#### 1.4.3.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

##### (1) 直流 125V 予備充電器 (A, A-2 及び B)

個数	: 1
電圧	: 125V
電流	: 約 700A

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 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	系統機能	R/B追加防排煙送風機	格納容器内帯電気ニタ系(B)ヒータ制御盤	格納容器内帯電気ニタ系(B)サンプリングラック排気ポンプ	格納容器内帯電気ニタ系(B)サンプリングラック吸引ポンプ	燃料プール冷却炉化ポンプ室空調機	燃料プール冷却炉化ポンプ室空調機	燃料プール冷却炉化ポンプ室空調機
炉心積働防止	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) 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 LOCA時注水機能喪失 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却を使用する場合 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却を使用しない場合 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 水素燃焼 格納容器直接接触 (シエルアタック) 炉心溶融・コンクリート相互作用							
格納容器破砕防止	SRV再閉失敗 想定事故1 想定事故2 崩壊熱除去機能喪失 全交流電源喪失 原子炉冷却材の流出 反応度の誤投入							
停止中原子炉の燃料積働防止								



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 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	系統機能	DC(A)/2号風機A DC(A)/2号風機B DC(B)/2号風機A DC(B)/2号風機B DC(C)/2号風機A DC(C)/2号風機B DC(D)/2号風機A DC(D)/2号風機B DC(E)/2号風機A DC(E)/2号風機B DC(F)/2号風機A DC(F)/2号風機B DC(G)/2号風機A DC(G)/2号風機B DC(H)/2号風機A DC(H)/2号風機B DC(I)/2号風機A DC(I)/2号風機B DC(J)/2号風機A DC(J)/2号風機B DC(K)/2号風機A DC(K)/2号風機B DC(L)/2号風機A DC(L)/2号風機B DC(M)/2号風機A DC(M)/2号風機B DC(N)/2号風機A DC(N)/2号風機B DC(O)/2号風機A DC(O)/2号風機B DC(P)/2号風機A DC(P)/2号風機B DC(Q)/2号風機A DC(Q)/2号風機B DC(R)/2号風機A DC(R)/2号風機B DC(S)/2号風機A DC(S)/2号風機B DC(T)/2号風機A DC(T)/2号風機B DC(U)/2号風機A DC(U)/2号風機B DC(V)/2号風機A DC(V)/2号風機B DC(W)/2号風機A DC(W)/2号風機B DC(X)/2号風機A DC(X)/2号風機B DC(Y)/2号風機A DC(Y)/2号風機B DC(Z)/2号風機A DC(Z)/2号風機B	格納容器内空気モータ電源喪失 格納容器内空気モータ事故時用システム昇圧ポンプB 格納容器内空気モータ事故時用システムポンプA 燃料プール冷却ポンプA 燃料プール冷却ポンプB 燃料プール冷却ポンプC 燃料プール冷却ポンプD 燃料プール冷却ポンプE 燃料プール冷却ポンプF 燃料プール冷却ポンプG 燃料プール冷却ポンプH 燃料プール冷却ポンプI 燃料プール冷却ポンプJ 燃料プール冷却ポンプK 燃料プール冷却ポンプL 燃料プール冷却ポンプM 燃料プール冷却ポンプN 燃料プール冷却ポンプO 燃料プール冷却ポンプP 燃料プール冷却ポンプQ 燃料プール冷却ポンプR 燃料プール冷却ポンプS 燃料プール冷却ポンプT 燃料プール冷却ポンプU 燃料プール冷却ポンプV 燃料プール冷却ポンプW 燃料プール冷却ポンプX 燃料プール冷却ポンプY 燃料プール冷却ポンプZ	格納容器内空気モータ電源喪失 格納容器内空気モータ事故時用システム昇圧ポンプB 格納容器内空気モータ事故時用システムポンプA 燃料プール冷却ポンプA 燃料プール冷却ポンプB 燃料プール冷却ポンプC 燃料プール冷却ポンプD 燃料プール冷却ポンプE 燃料プール冷却ポンプF 燃料プール冷却ポンプG 燃料プール冷却ポンプH 燃料プール冷却ポンプI 燃料プール冷却ポンプJ 燃料プール冷却ポンプK 燃料プール冷却ポンプL 燃料プール冷却ポンプM 燃料プール冷却ポンプN 燃料プール冷却ポンプO 燃料プール冷却ポンプP 燃料プール冷却ポンプQ 燃料プール冷却ポンプR 燃料プール冷却ポンプS 燃料プール冷却ポンプT 燃料プール冷却ポンプU 燃料プール冷却ポンプV 燃料プール冷却ポンプW 燃料プール冷却ポンプX 燃料プール冷却ポンプY 燃料プール冷却ポンプZ	格納容器内空気モータ電源喪失 格納容器内空気モータ事故時用システム昇圧ポンプB 格納容器内空気モータ事故時用システムポンプA 燃料プール冷却ポンプA 燃料プール冷却ポンプB 燃料プール冷却ポンプC 燃料プール冷却ポンプD 燃料プール冷却ポンプE 燃料プール冷却ポンプF 燃料プール冷却ポンプG 燃料プール冷却ポンプH 燃料プール冷却ポンプI 燃料プール冷却ポンプJ 燃料プール冷却ポンプK 燃料プール冷却ポンプL 燃料プール冷却ポンプM 燃料プール冷却ポンプN 燃料プール冷却ポンプO 燃料プール冷却ポンプP 燃料プール冷却ポンプQ 燃料プール冷却ポンプR 燃料プール冷却ポンプS 燃料プール冷却ポンプT 燃料プール冷却ポンプU 燃料プール冷却ポンプV 燃料プール冷却ポンプW 燃料プール冷却ポンプX 燃料プール冷却ポンプY 燃料プール冷却ポンプZ	格納容器内空気モータ電源喪失 格納容器内空気モータ事故時用システム昇圧ポンプB 格納容器内空気モータ事故時用システムポンプA 燃料プール冷却ポンプA 燃料プール冷却ポンプB 燃料プール冷却ポンプC 燃料プール冷却ポンプD 燃料プール冷却ポンプE 燃料プール冷却ポンプF 燃料プール冷却ポンプG 燃料プール冷却ポンプH 燃料プール冷却ポンプI 燃料プール冷却ポンプJ 燃料プール冷却ポンプK 燃料プール冷却ポンプL 燃料プール冷却ポンプM 燃料プール冷却ポンプN 燃料プール冷却ポンプO 燃料プール冷却ポンプP 燃料プール冷却ポンプQ 燃料プール冷却ポンプR 燃料プール冷却ポンプS 燃料プール冷却ポンプT 燃料プール冷却ポンプU 燃料プール冷却ポンプV 燃料プール冷却ポンプW 燃料プール冷却ポンプX 燃料プール冷却ポンプY 燃料プール冷却ポンプZ	格納容器内空気モータ電源喪失 格納容器内空気モータ事故時用システム昇圧ポンプB 格納容器内空気モータ事故時用システムポンプA 燃料プール冷却ポンプA 燃料プール冷却ポンプB 燃料プール冷却ポンプC 燃料プール冷却ポンプD 燃料プール冷却ポンプE 燃料プール冷却ポンプF 燃料プール冷却ポンプG 燃料プール冷却ポンプH 燃料プール冷却ポンプI 燃料プール冷却ポンプJ 燃料プール冷却ポンプK 燃料プール冷却ポンプL 燃料プール冷却ポンプM 燃料プール冷却ポンプN 燃料プール冷却ポンプO 燃料プール冷却ポンプP 燃料プール冷却ポンプQ 燃料プール冷却ポンプR 燃料プール冷却ポンプS 燃料プール冷却ポンプT 燃料プール冷却ポンプU 燃料プール冷却ポンプV 燃料プール冷却ポンプW 燃料プール冷却ポンプX 燃料プール冷却ポンプY 燃料プール冷却ポンプZ
炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失 全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) 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 LOCA時注水機能喪失 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)						
格納容器破砕防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却を使用する場合 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却を使用しない場合 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 水素燃焼 格納容器直接接触 (シェルアタック) 炉心溶融・コンクリート相互作用						
SRV燃料棒損傷防止	想定事故1 想定事故2						
停止中原子炉の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失 全交流電源喪失 原子炉冷却材の流出 反応度の誤投入						





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																					
	炉心損傷防止										格納容器破損防止						SFP燃料破損防止/停止中原子炉の燃料損傷防止					
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流電源喪失+DG喪失(外部電源喪失)	全交流電源喪失+DG喪失(外部電源喪失)+RCIC失敗	全交流電源喪失+DG喪失(外部電源喪失)+直流電源喪失	全交流電源喪失+DG喪失(外部電源喪失)+SRV再閉失敗	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)	格納容器破損防止(格納容器破損防止)
ガスタービン発電機を使用するケース	—	—	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	○	—	—	○	—	—	—	—	○	—

理由	ガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否(電源車による給電は12時間後から可能とする)																					
	○	○	○	× <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
理由			事象発生後、24時間までは、高圧注水系(原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水)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。その後も、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。	原子炉圧力の低下による原子炉隔離時冷却系機能喪失までにMUWC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。	事象発生後の原子炉隔離時冷却系による注水を12時間後まで継続し、その後は、電源車からの給電により、低圧代替注水による注水を行うことで、炉心の冠水維持が可能である。その後も、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。																	

※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+SRV再閉失敗、雰囲気圧力・温度による静的負荷、水素燃焼→90分以内、停止時全交流電源喪失→5時間以内)

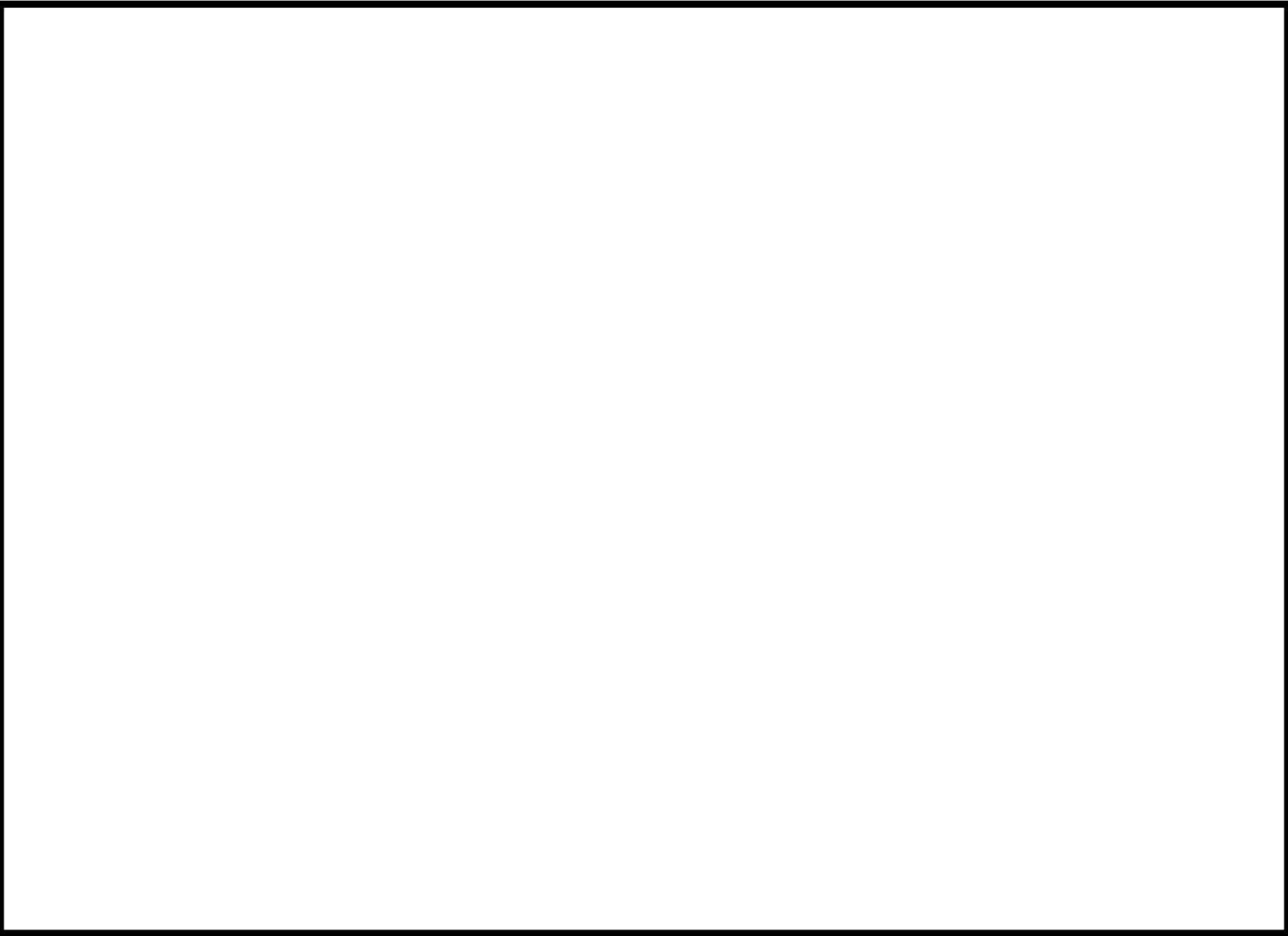


图47-1 6号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(47-1)

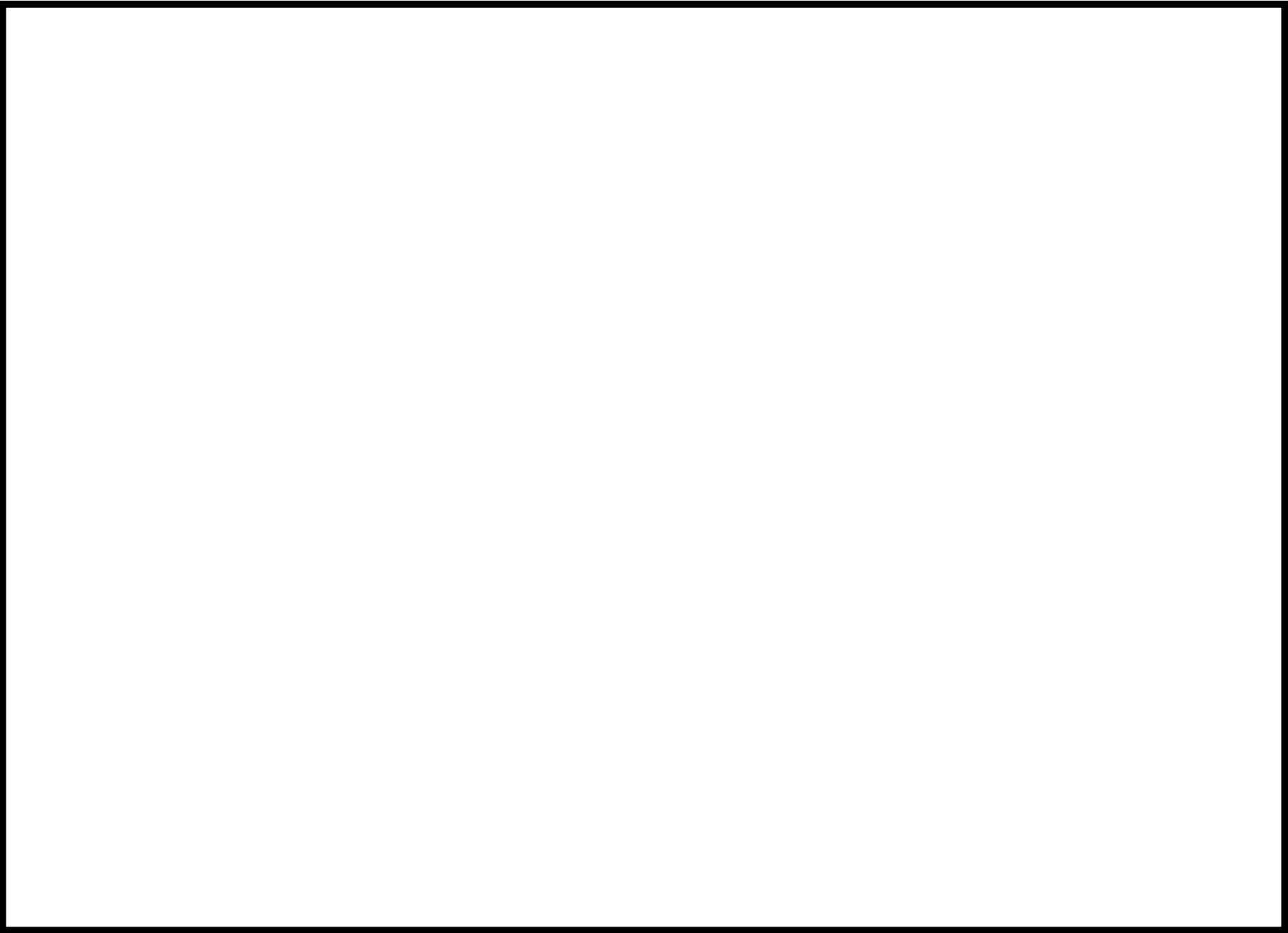


图47-2 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(47-2)

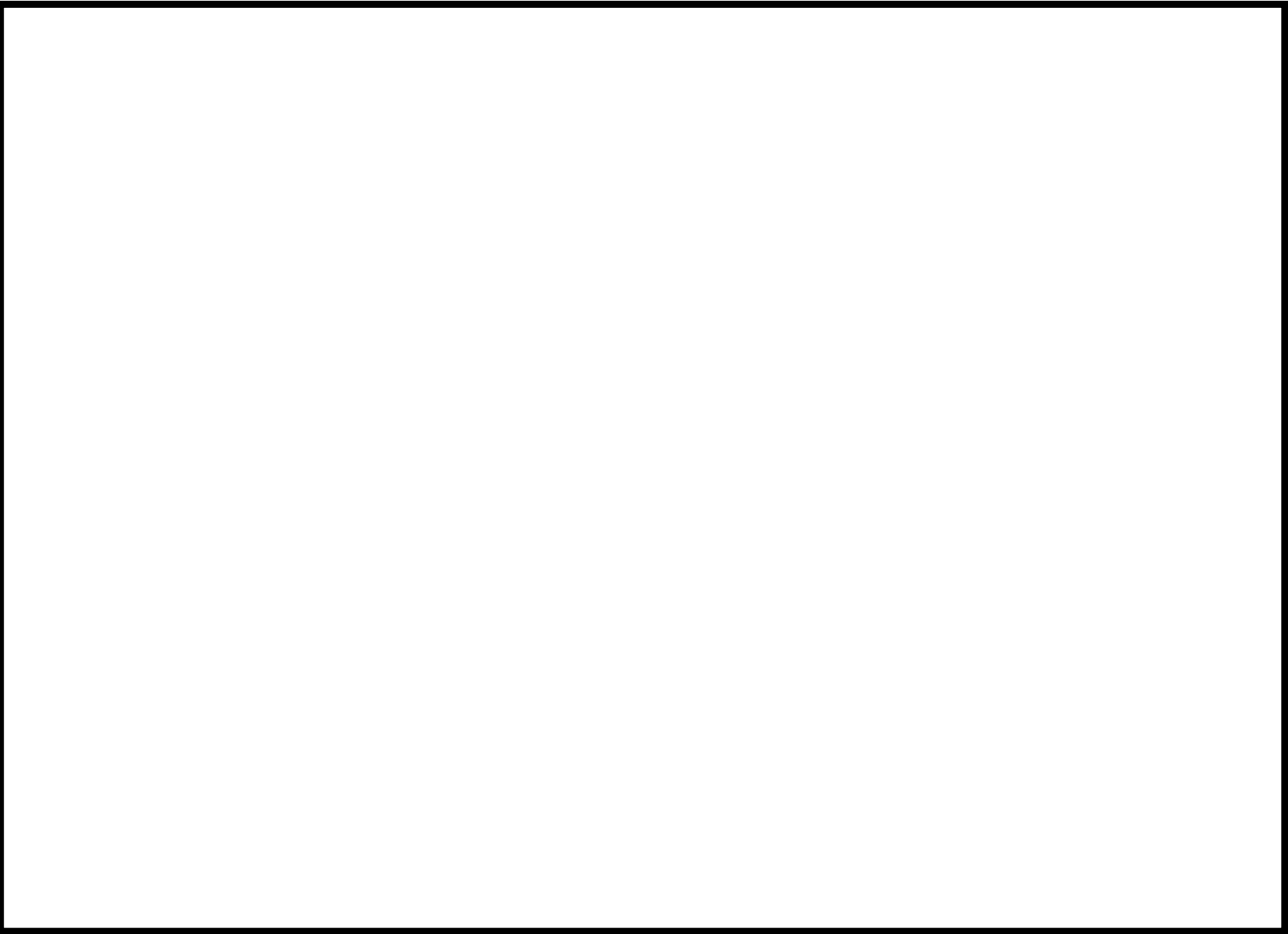


図47-3 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-3)

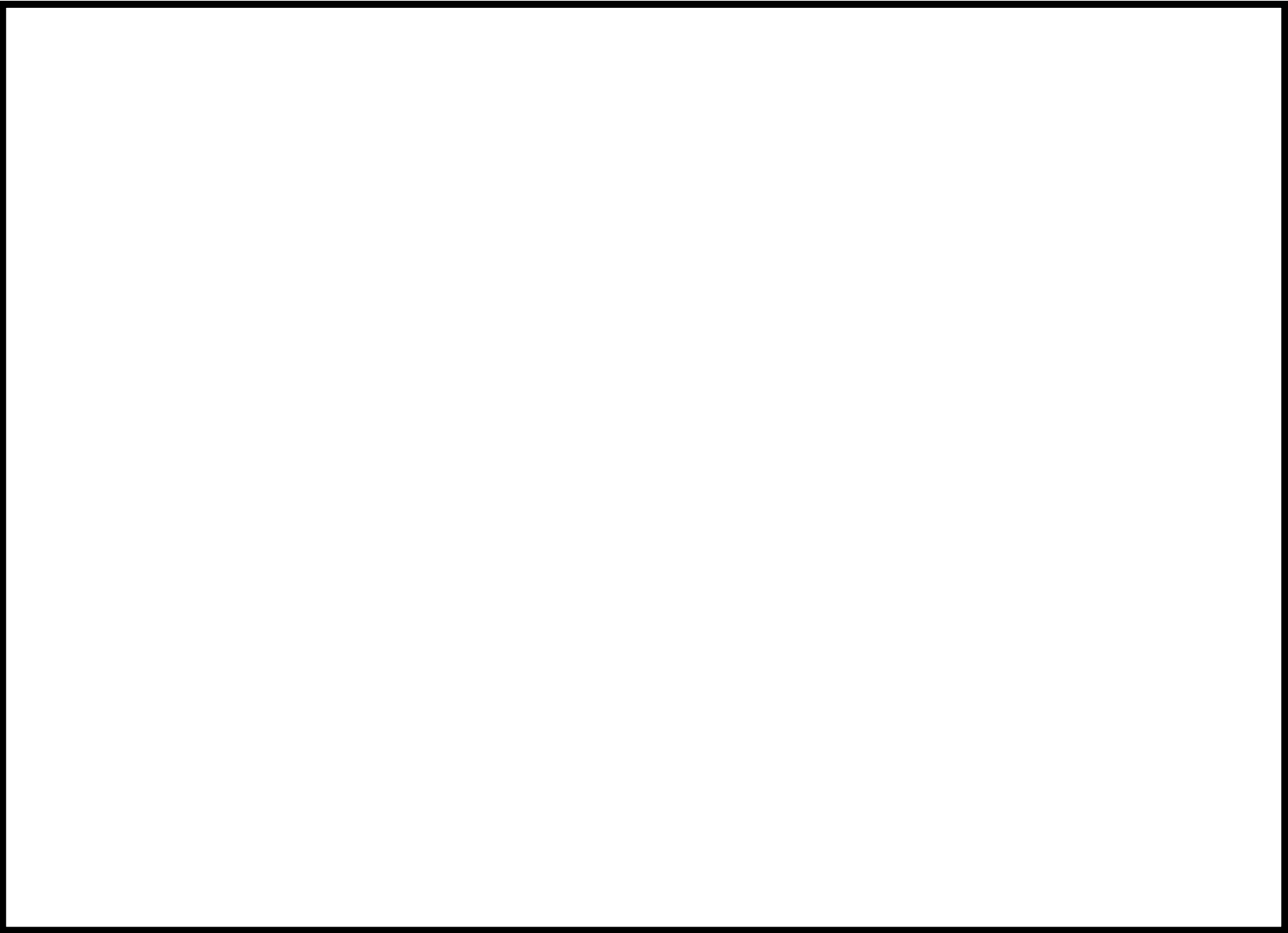


图47-4 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(47-4)

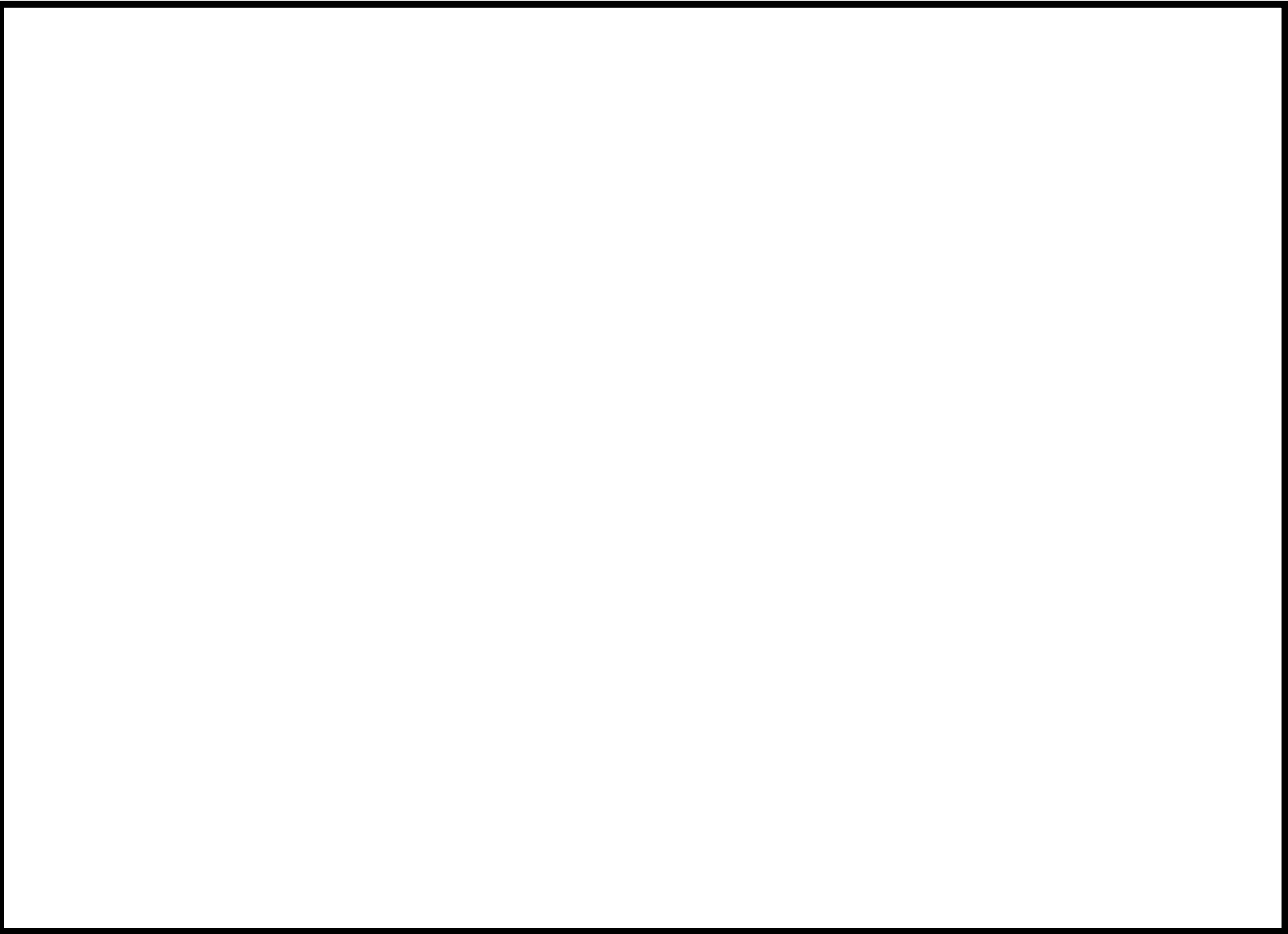


图47-5 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(47-5)

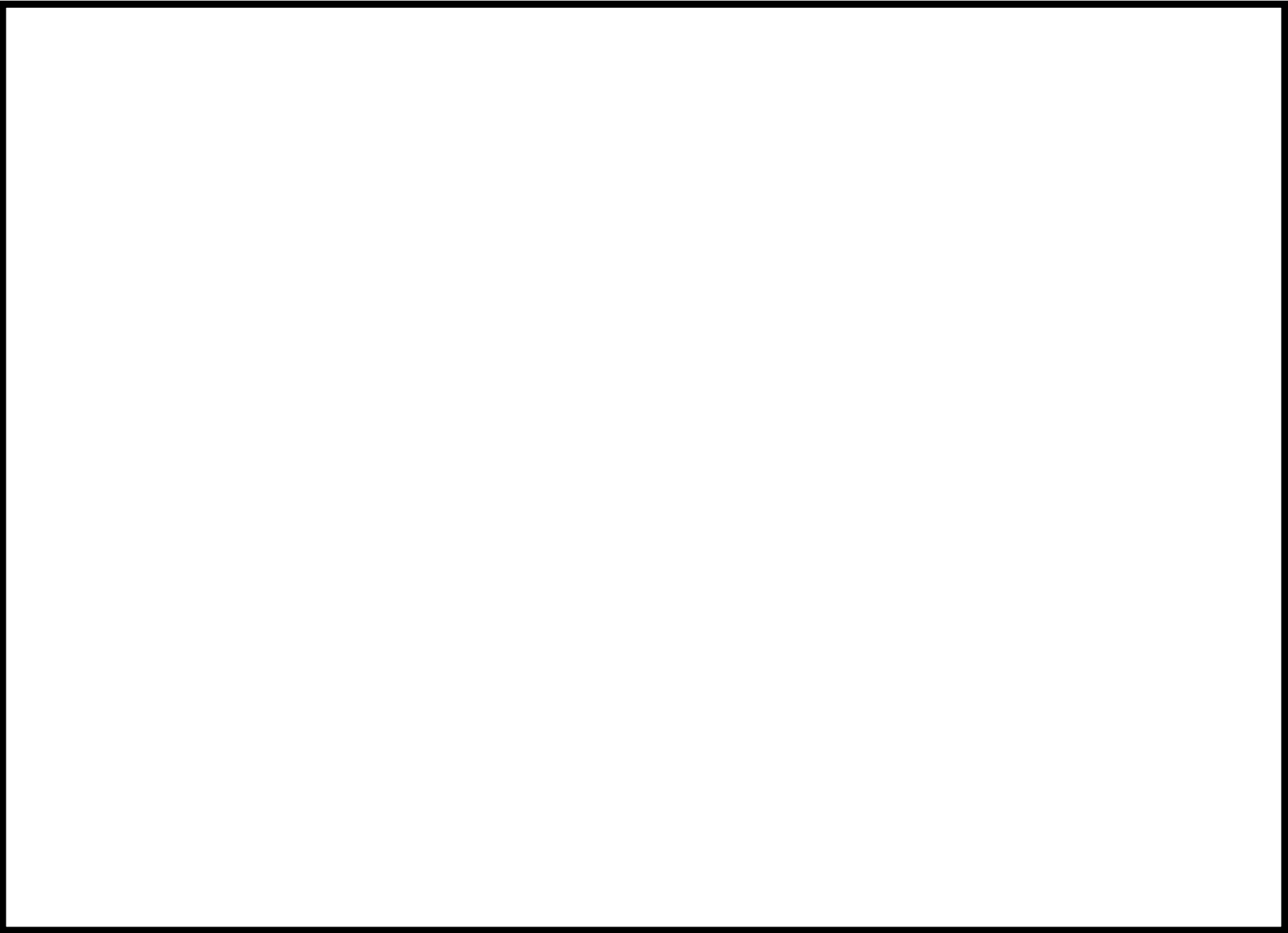


图47-6 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(47-6)



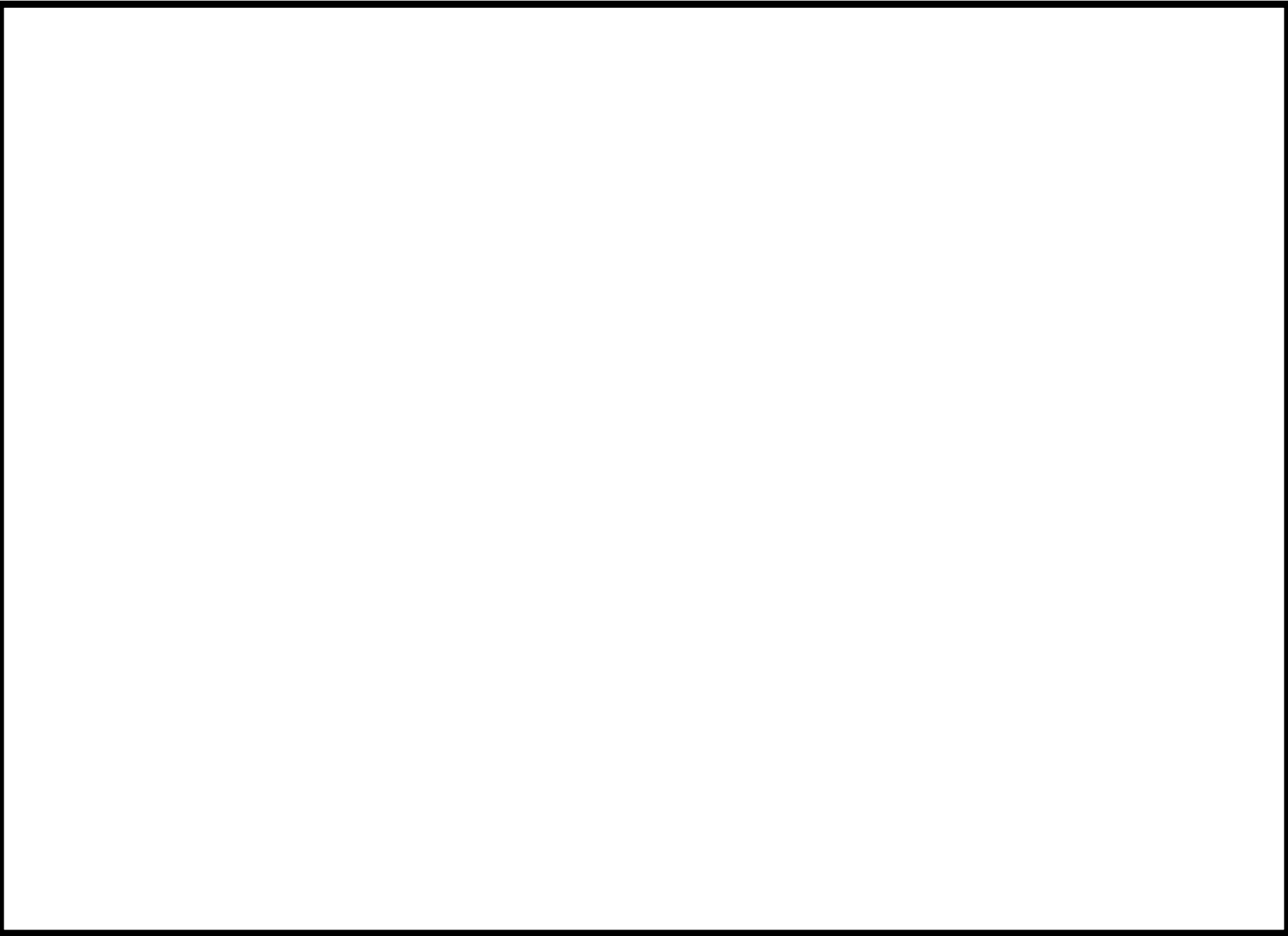


図47-7 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(47-7)

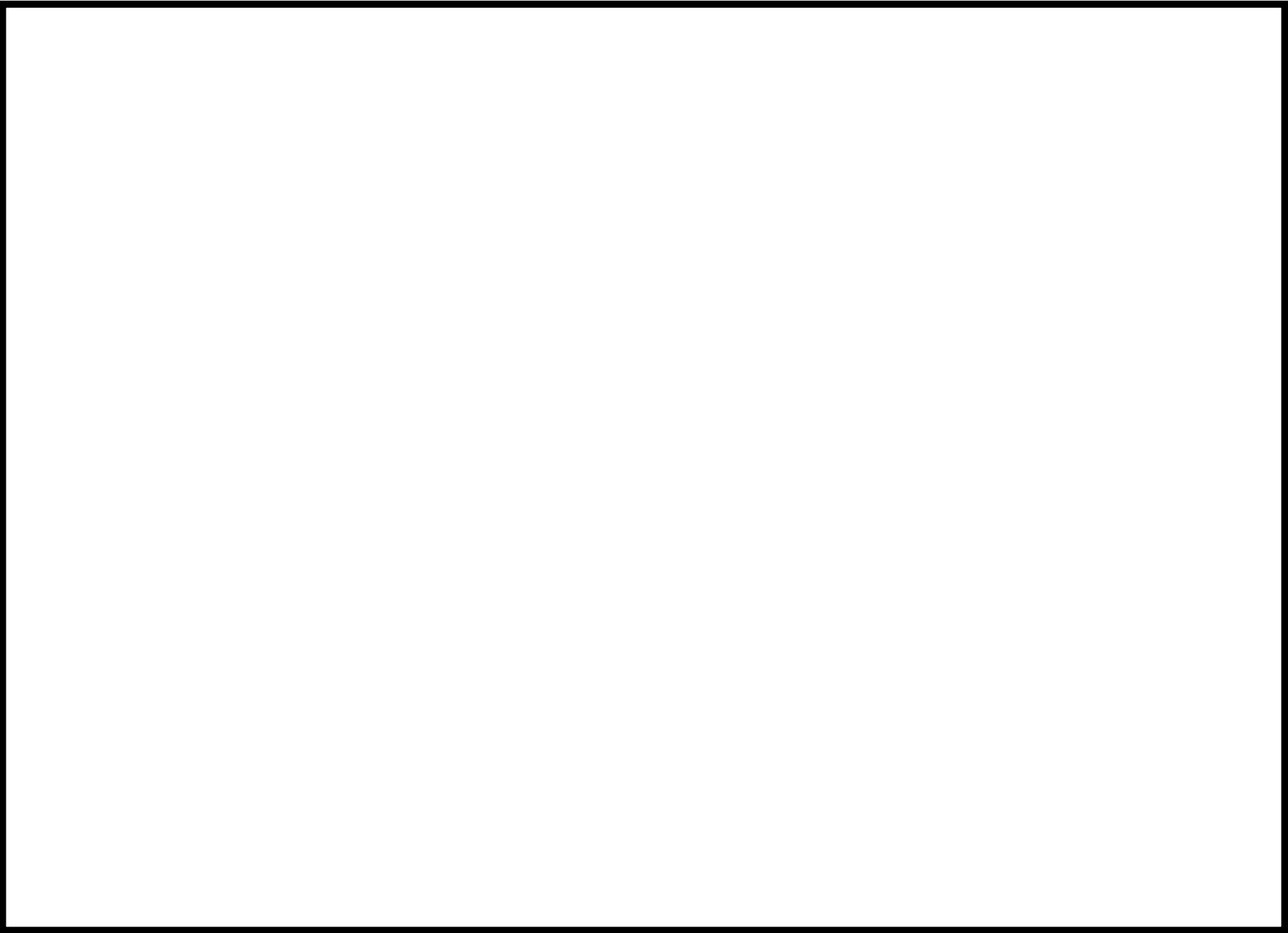


图47-8 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(47-8)

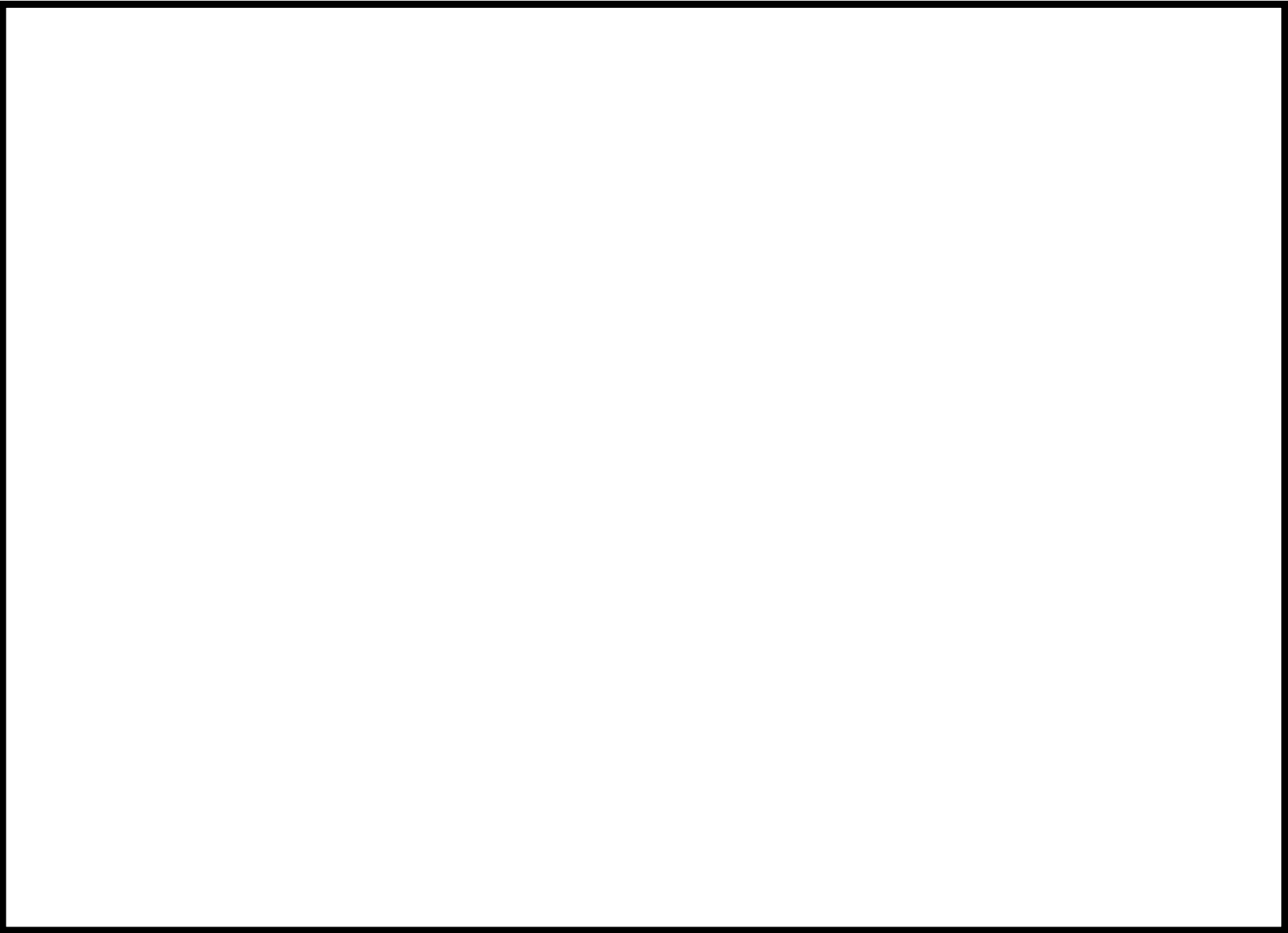


図47-9 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(47-9)

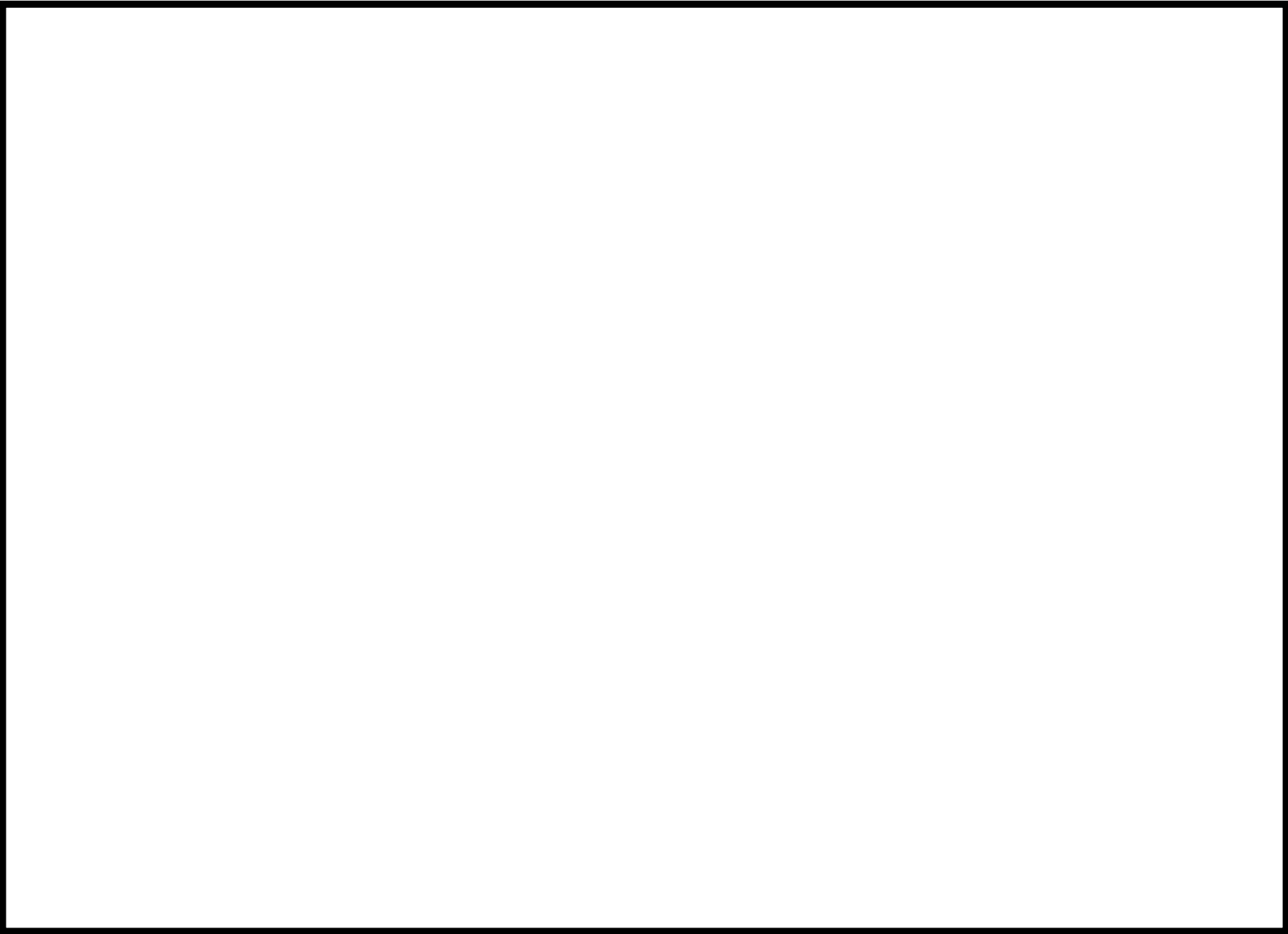


図47-10 6号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(47-10)

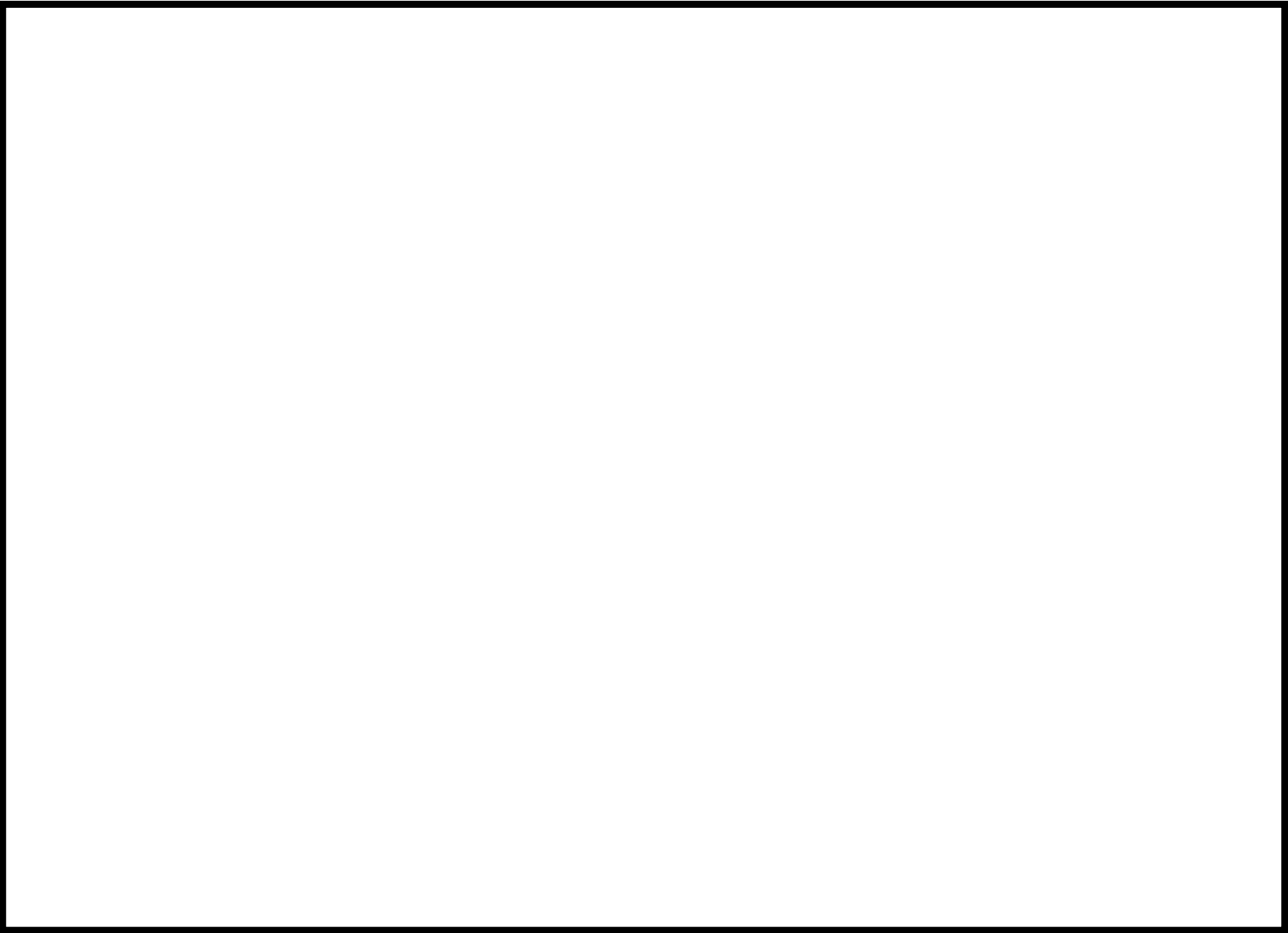


图47-11 7号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(47-11)

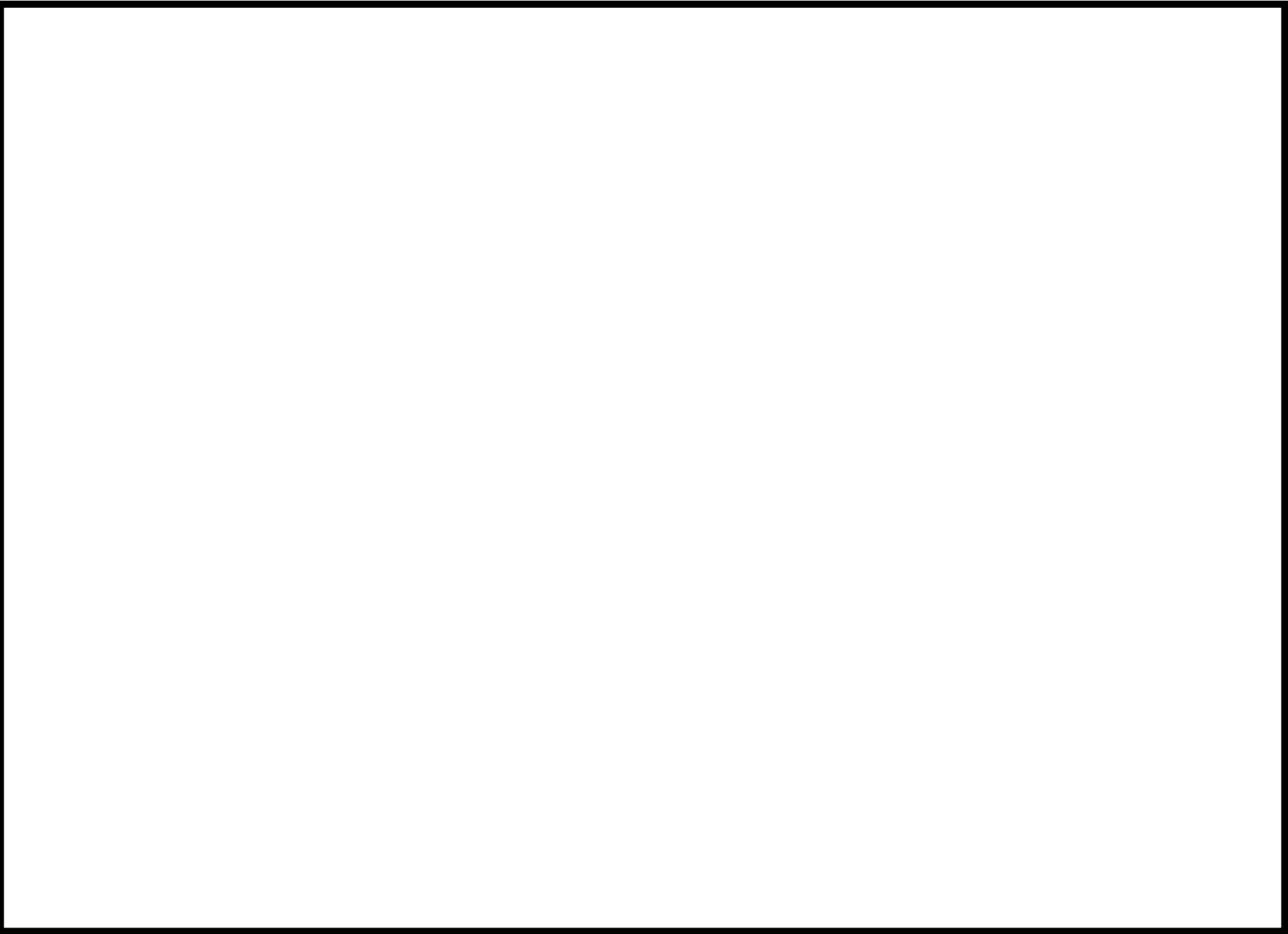


图47-12 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(47-12)

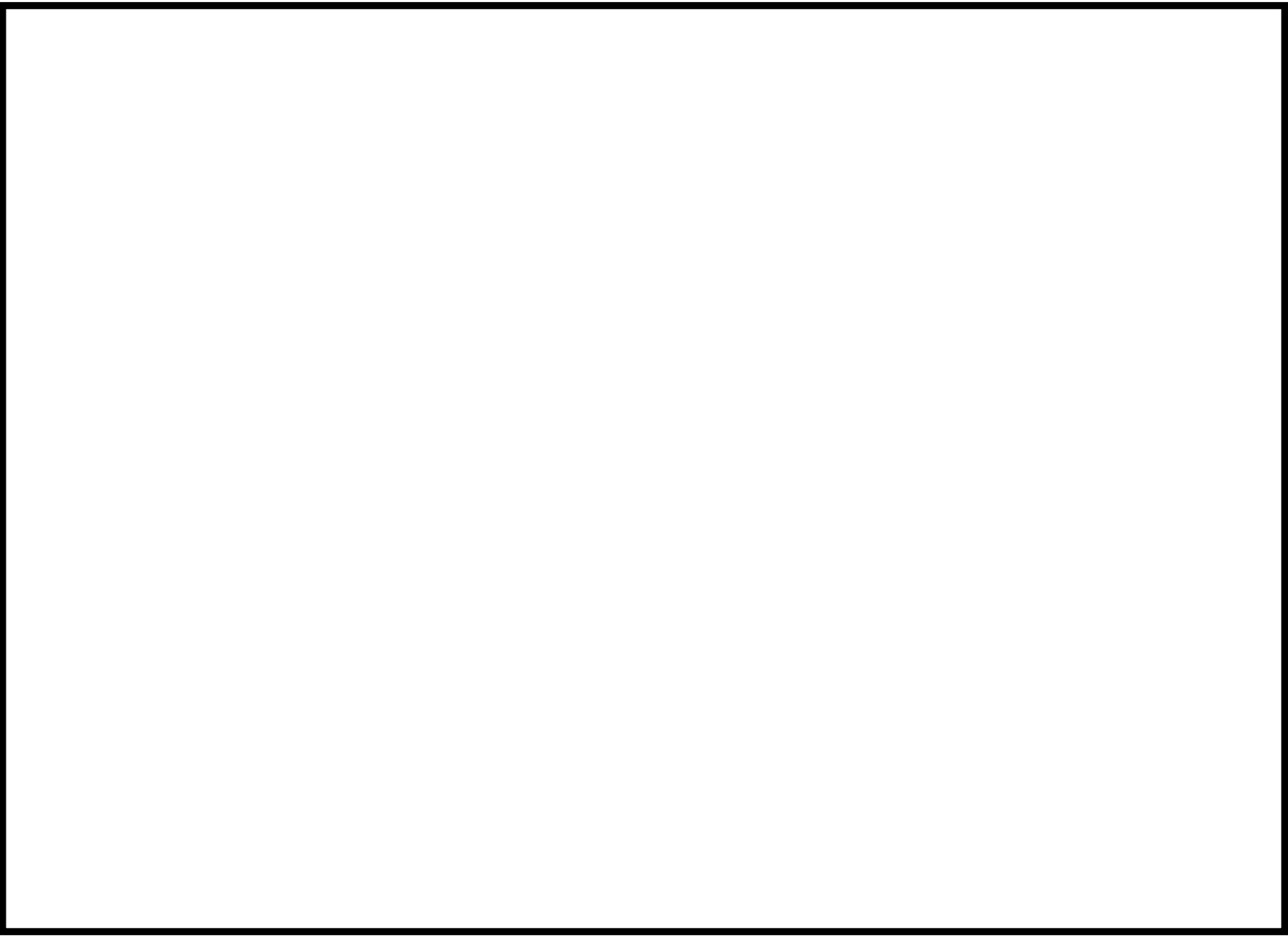


图47-13 7号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(47-13)

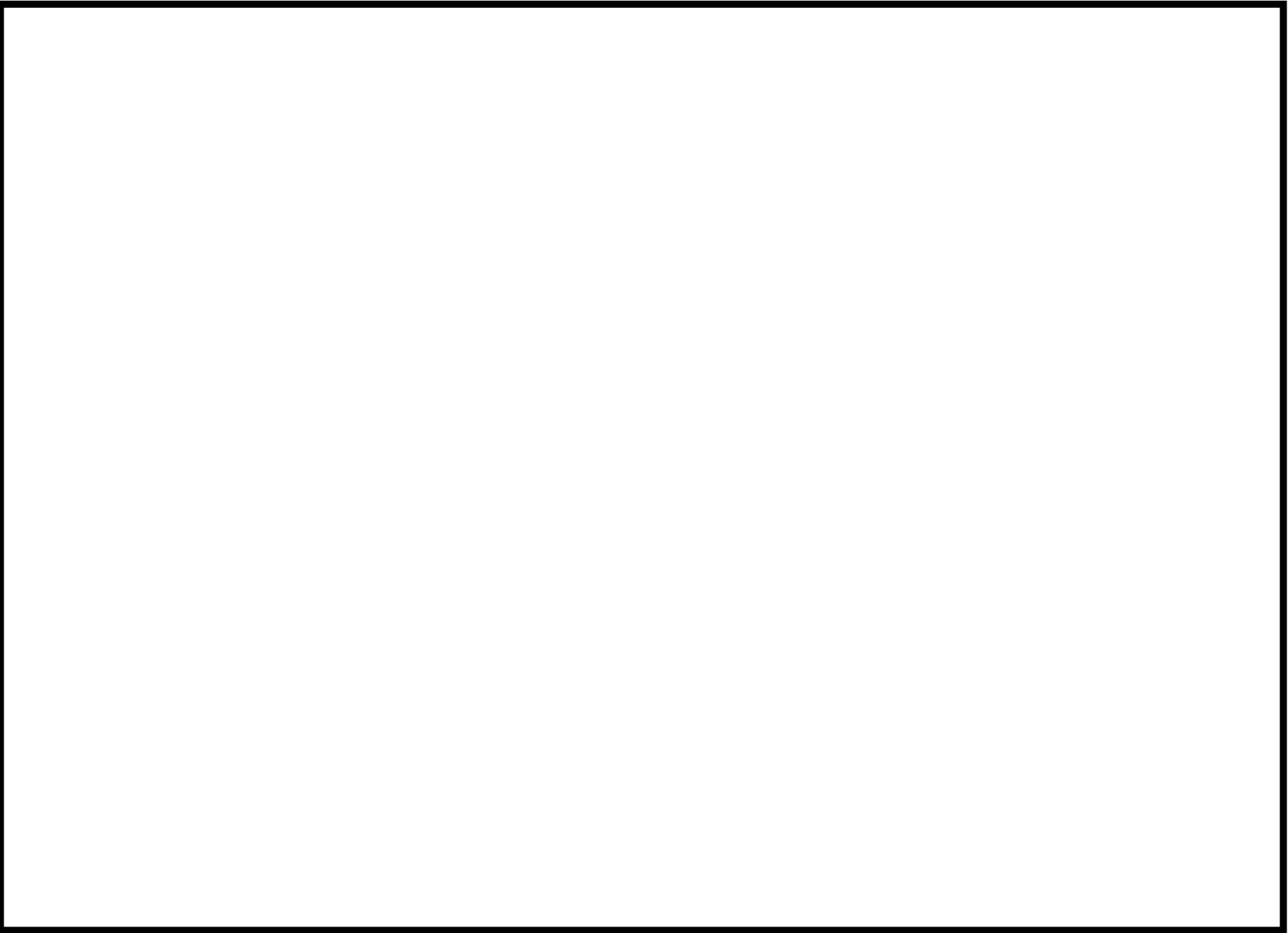


图47-14 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(47-14)



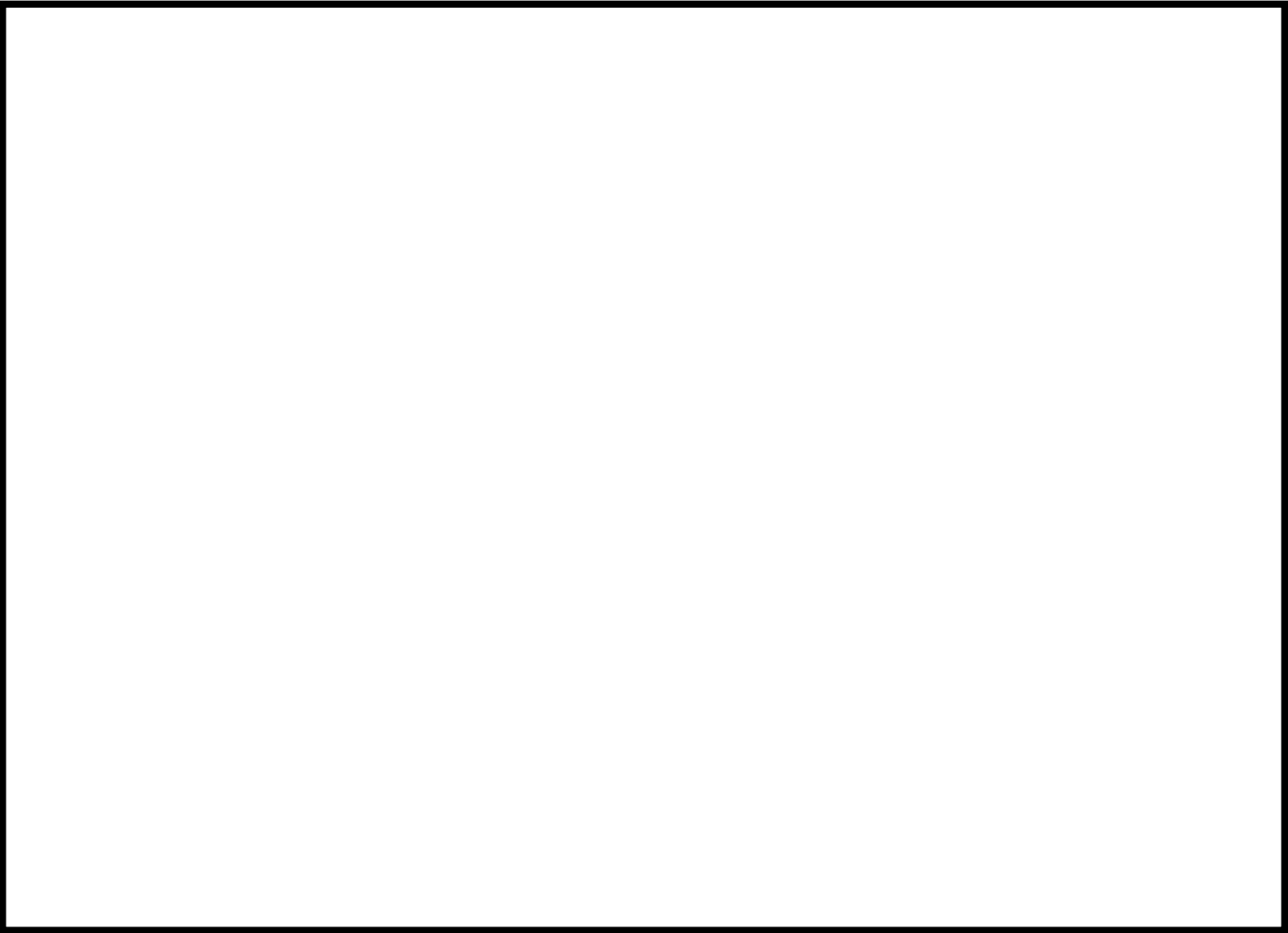


图47-15 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(47-15)

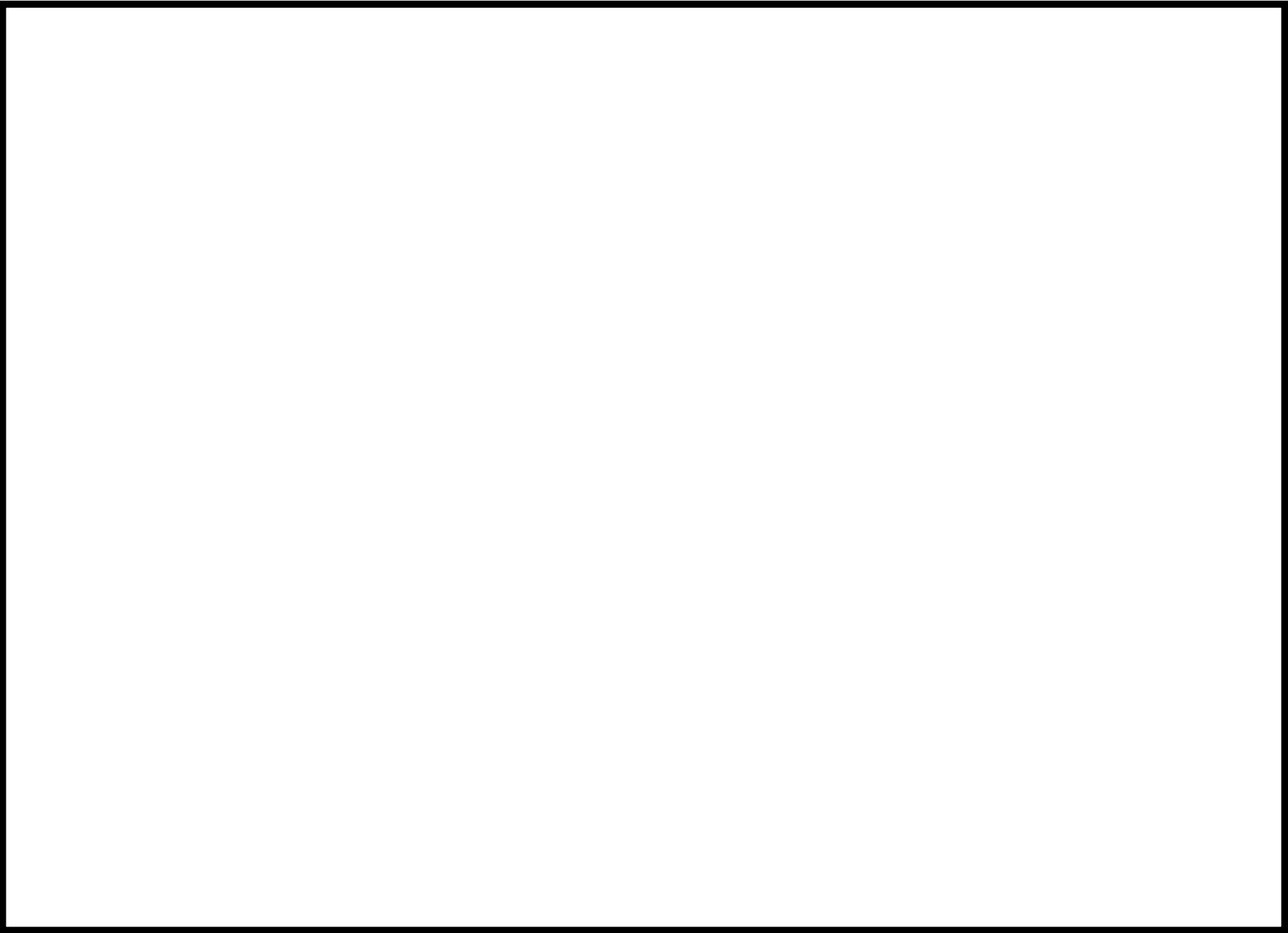


图47-16 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(47-16)

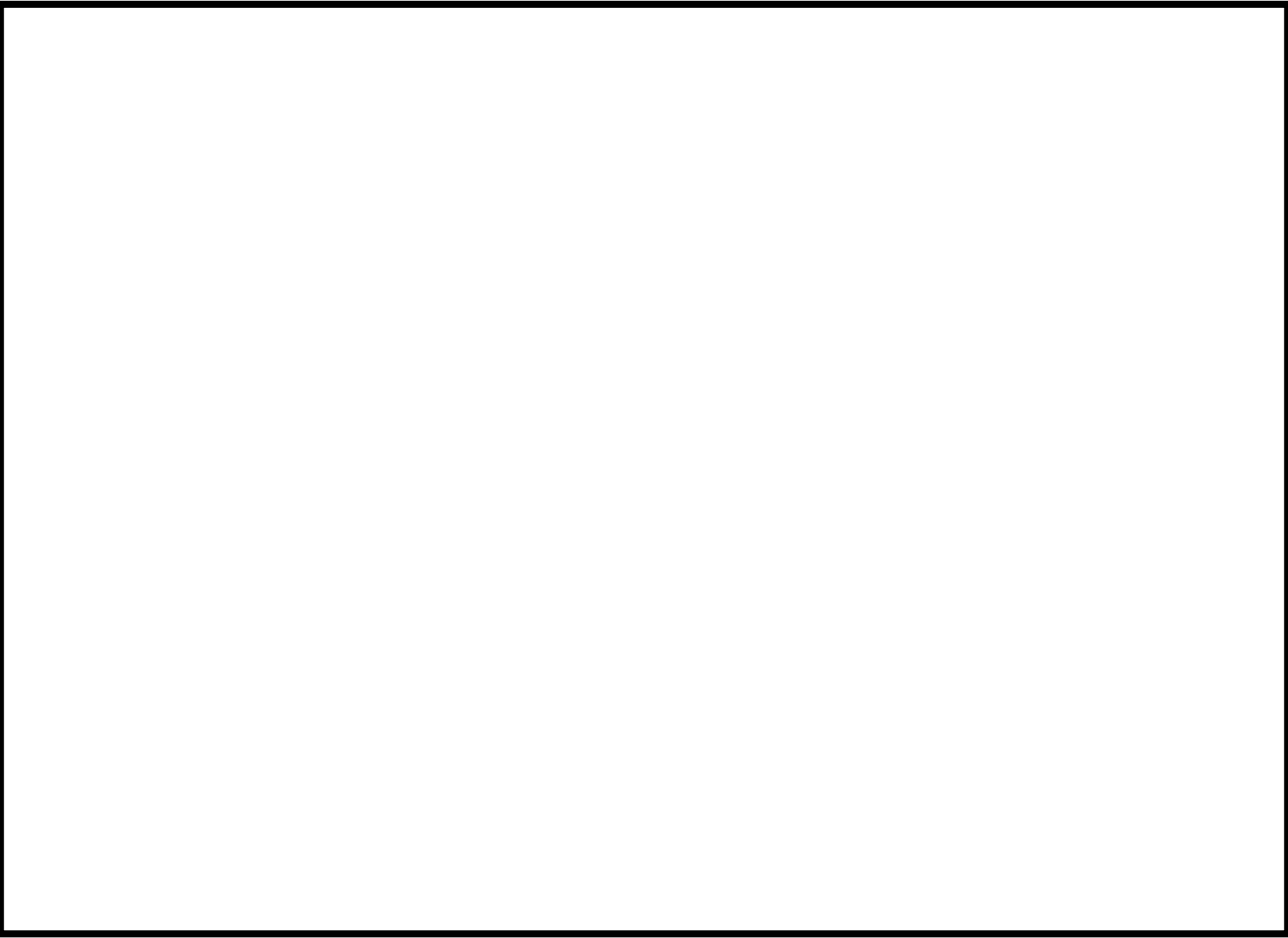


図47-17 7号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(47-17)

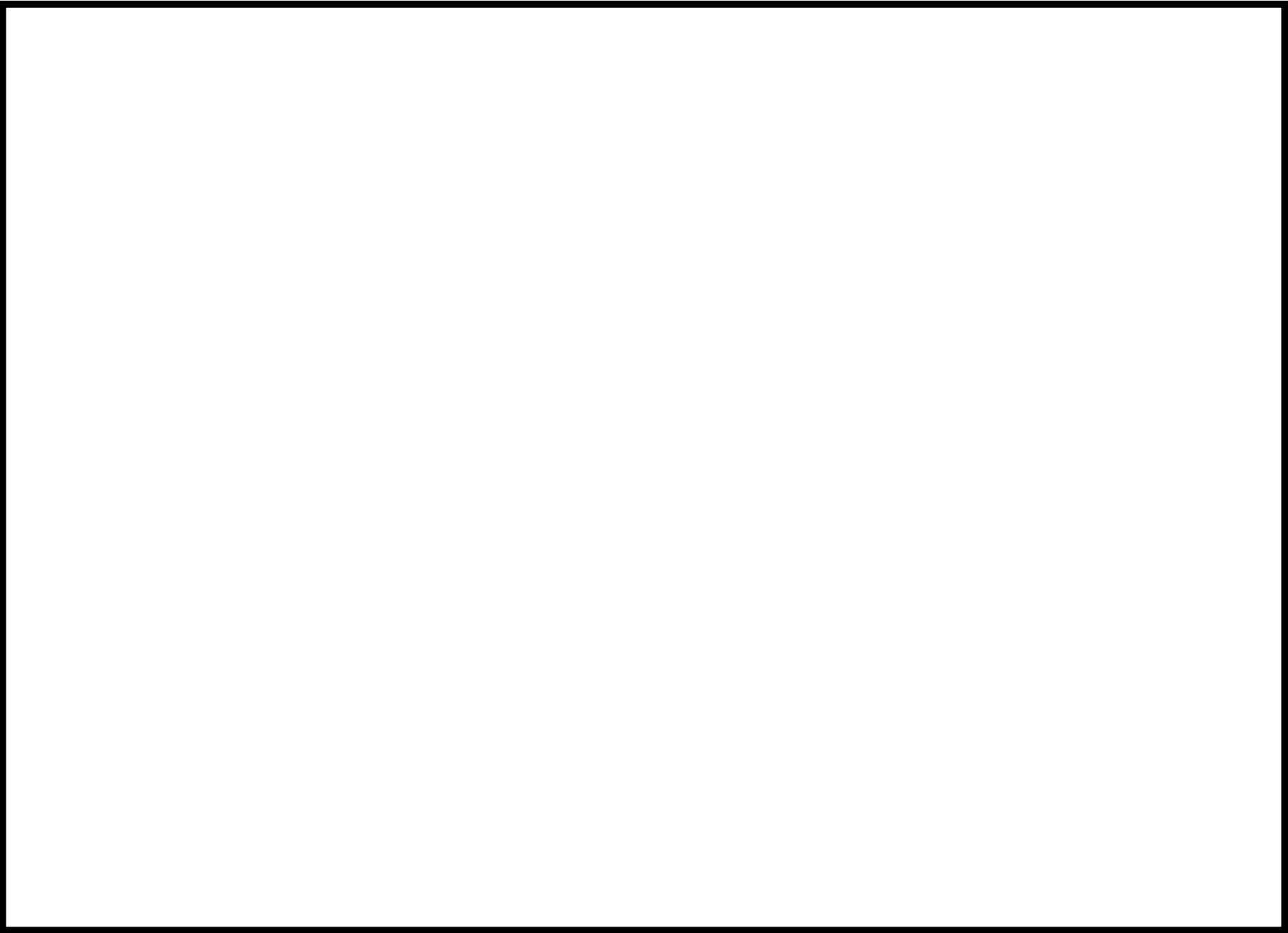


图47-18 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(47-18)

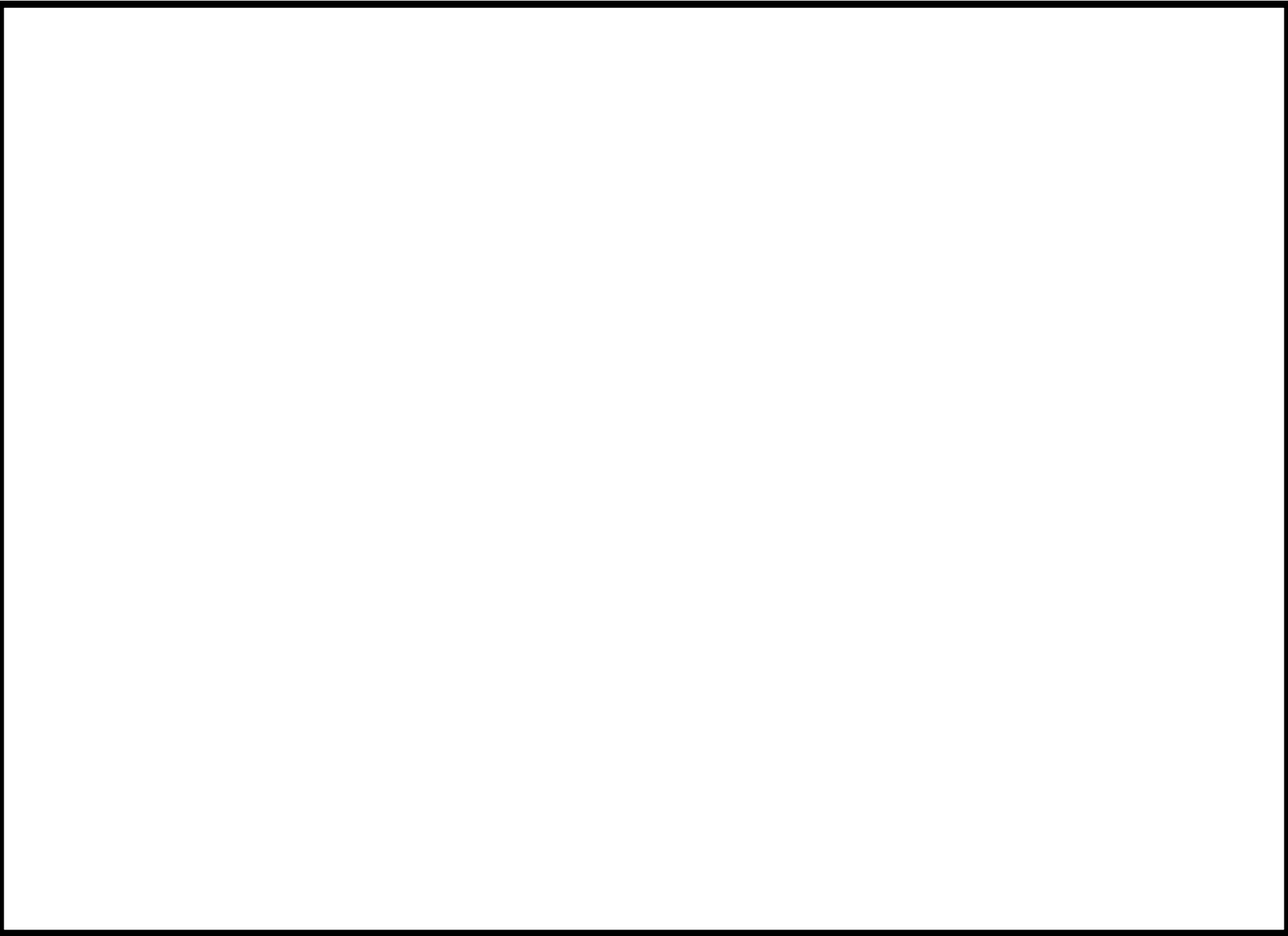


図47-19 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-19)

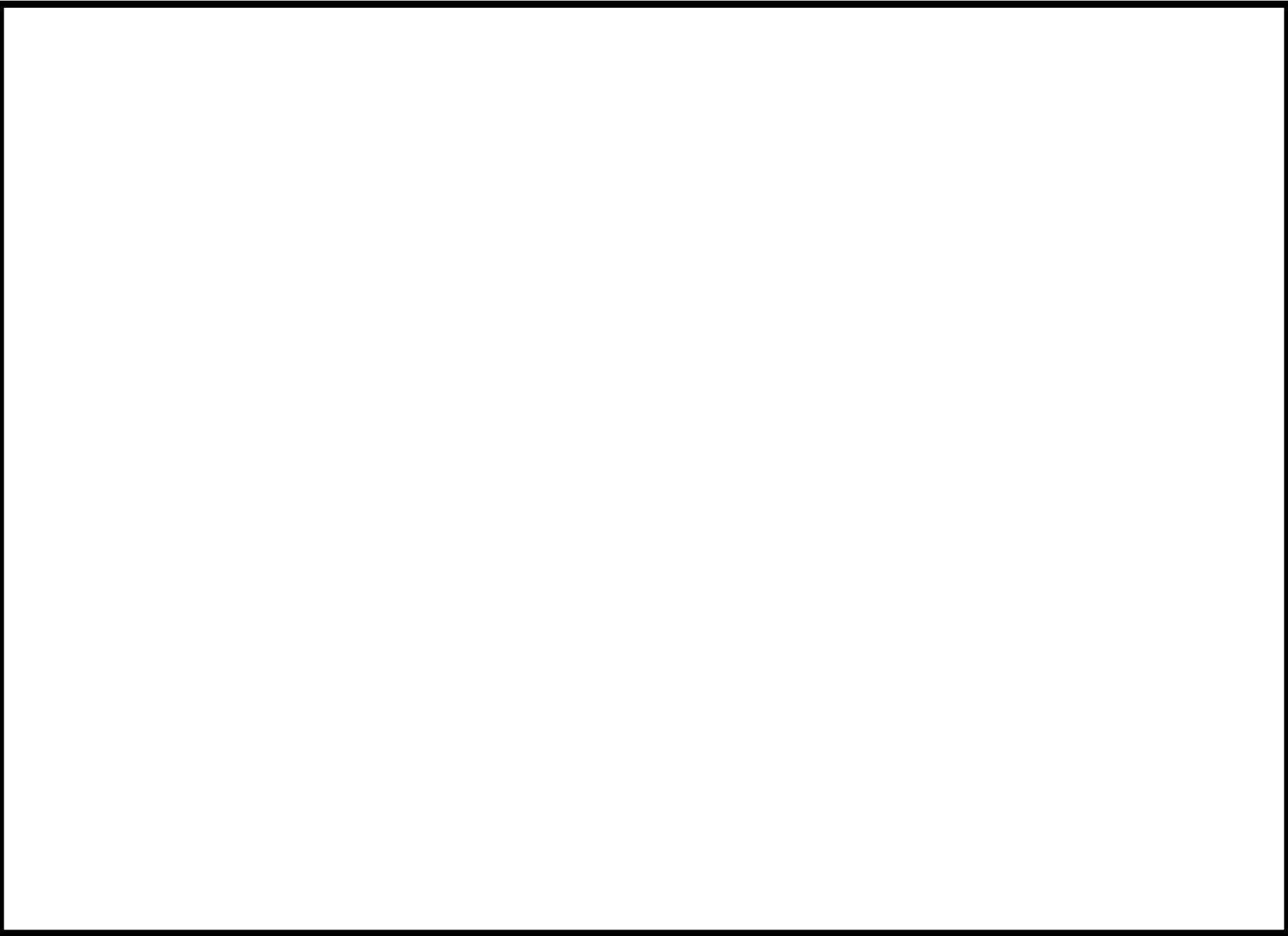


図47-20 7号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(47-20)

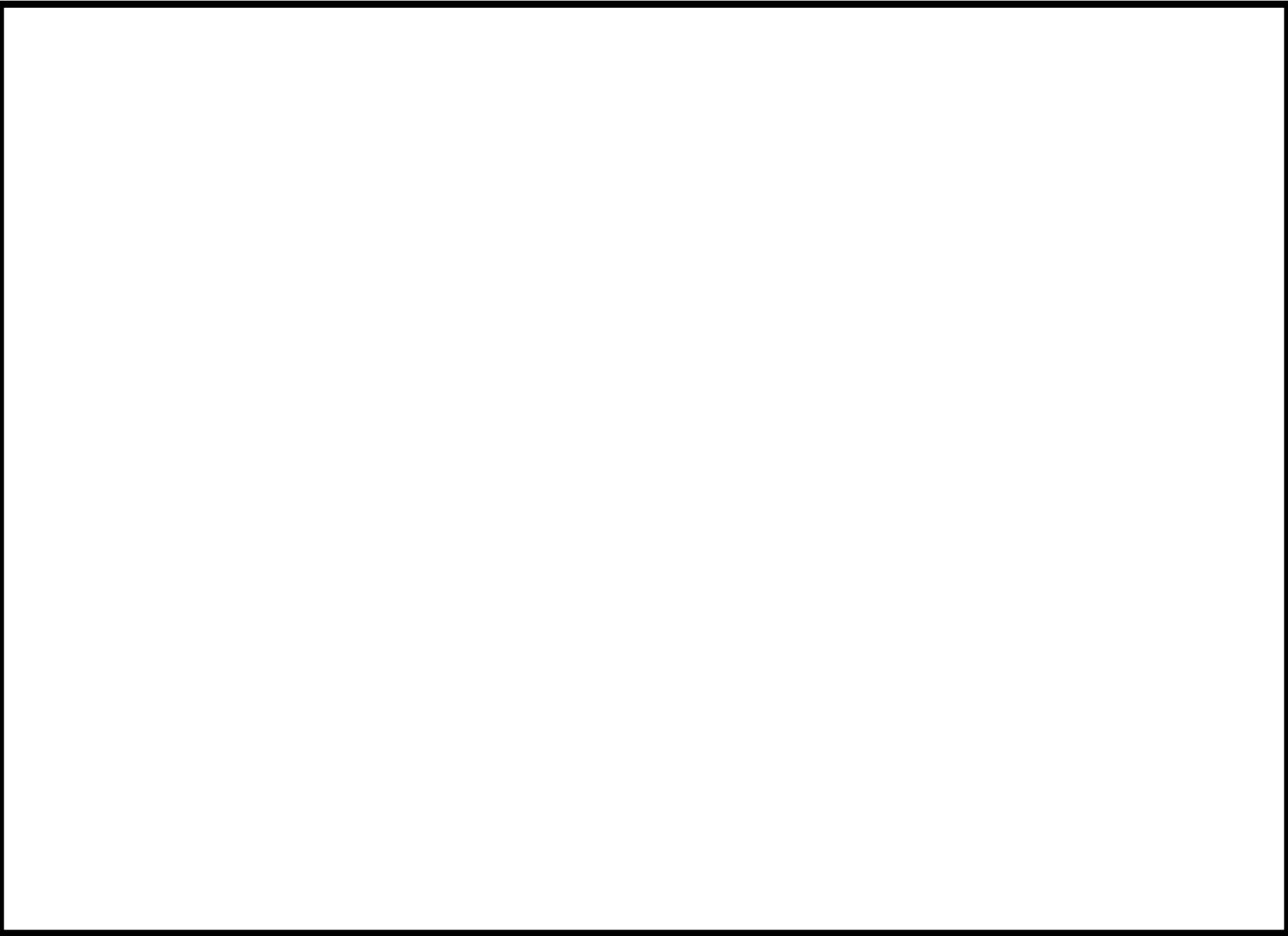


図47-21 7号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(47-21)

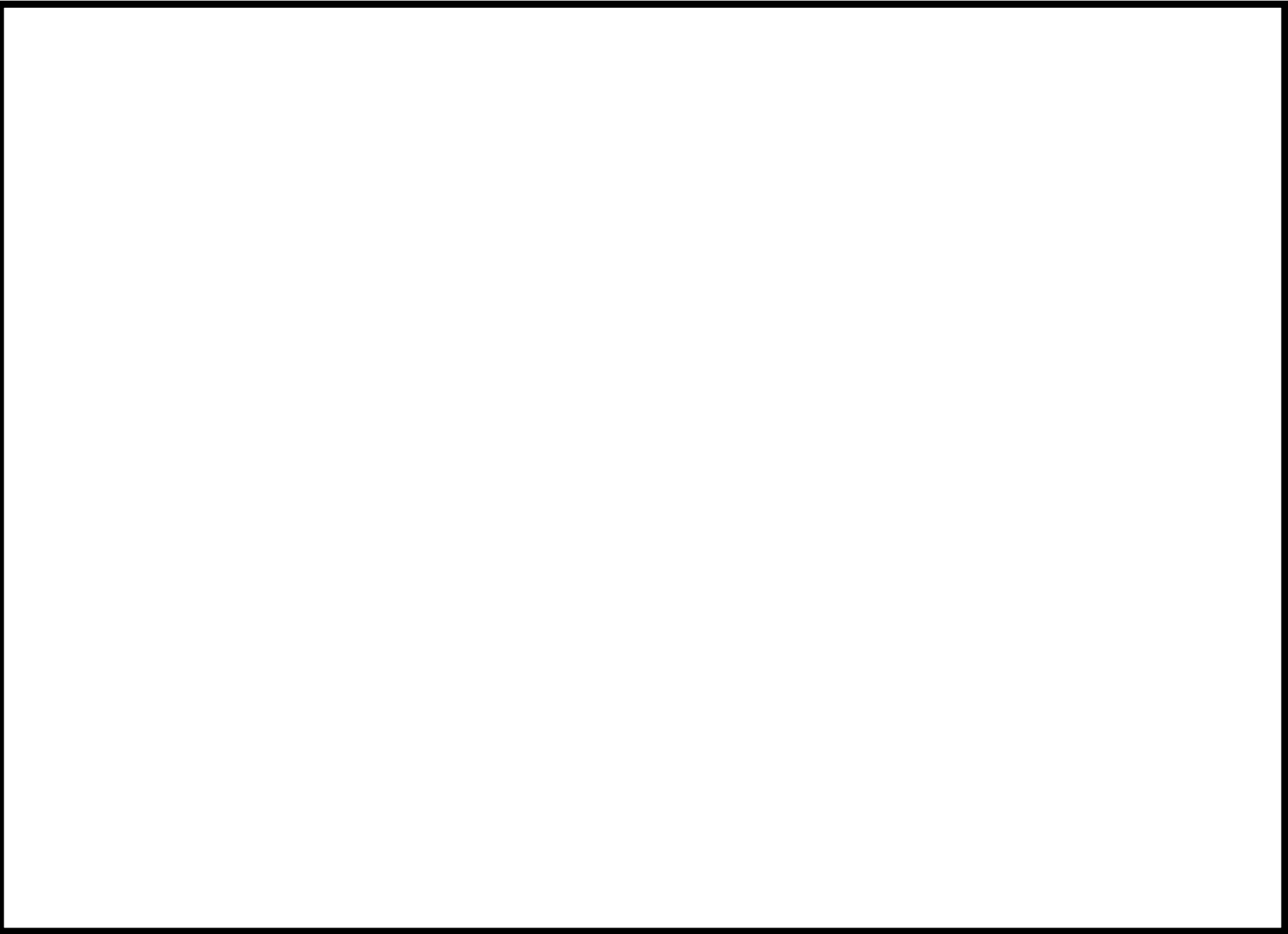


图47-22 6号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(47-22)



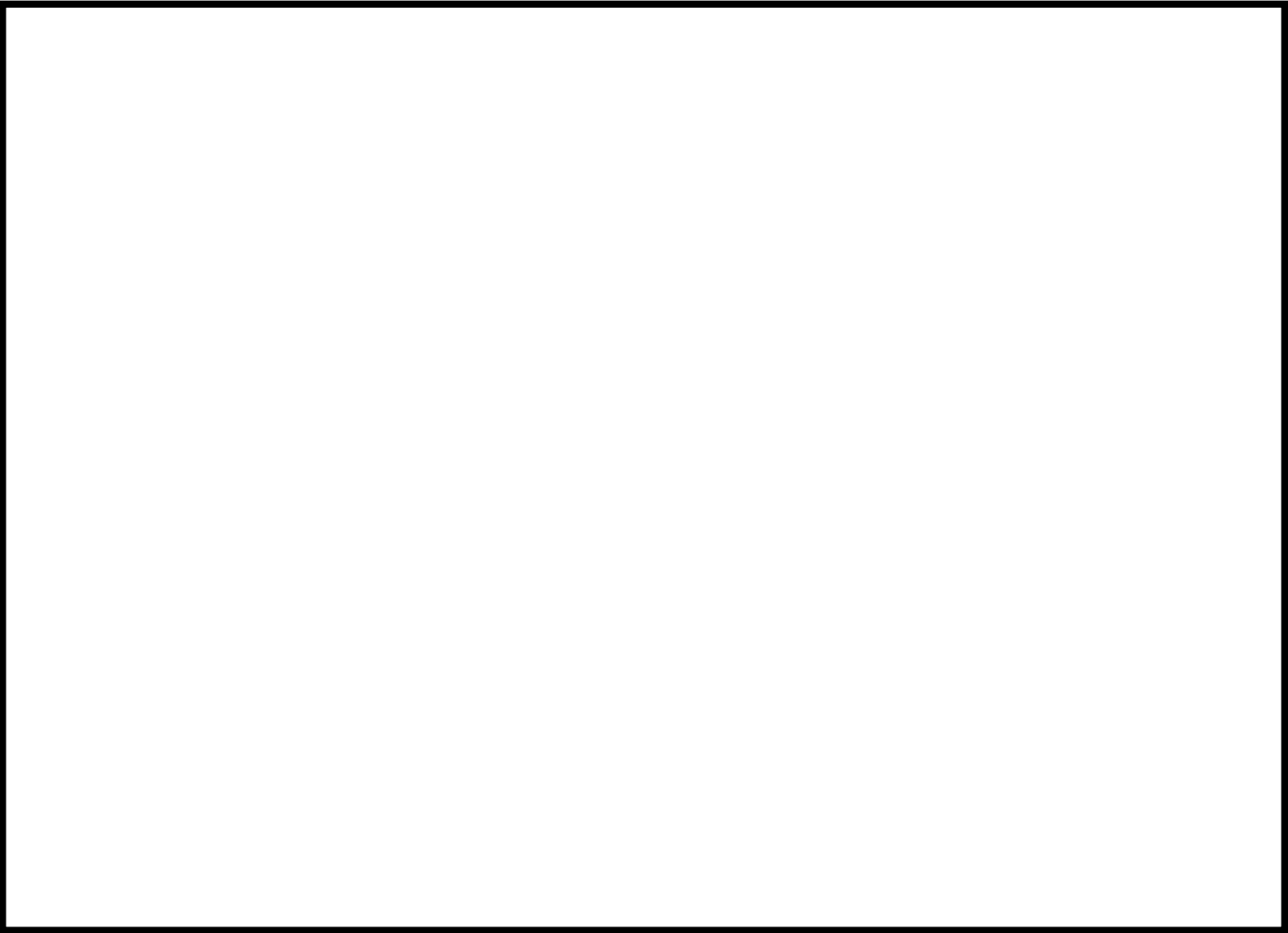


図47-23 6号炉原子炉建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(47-23)

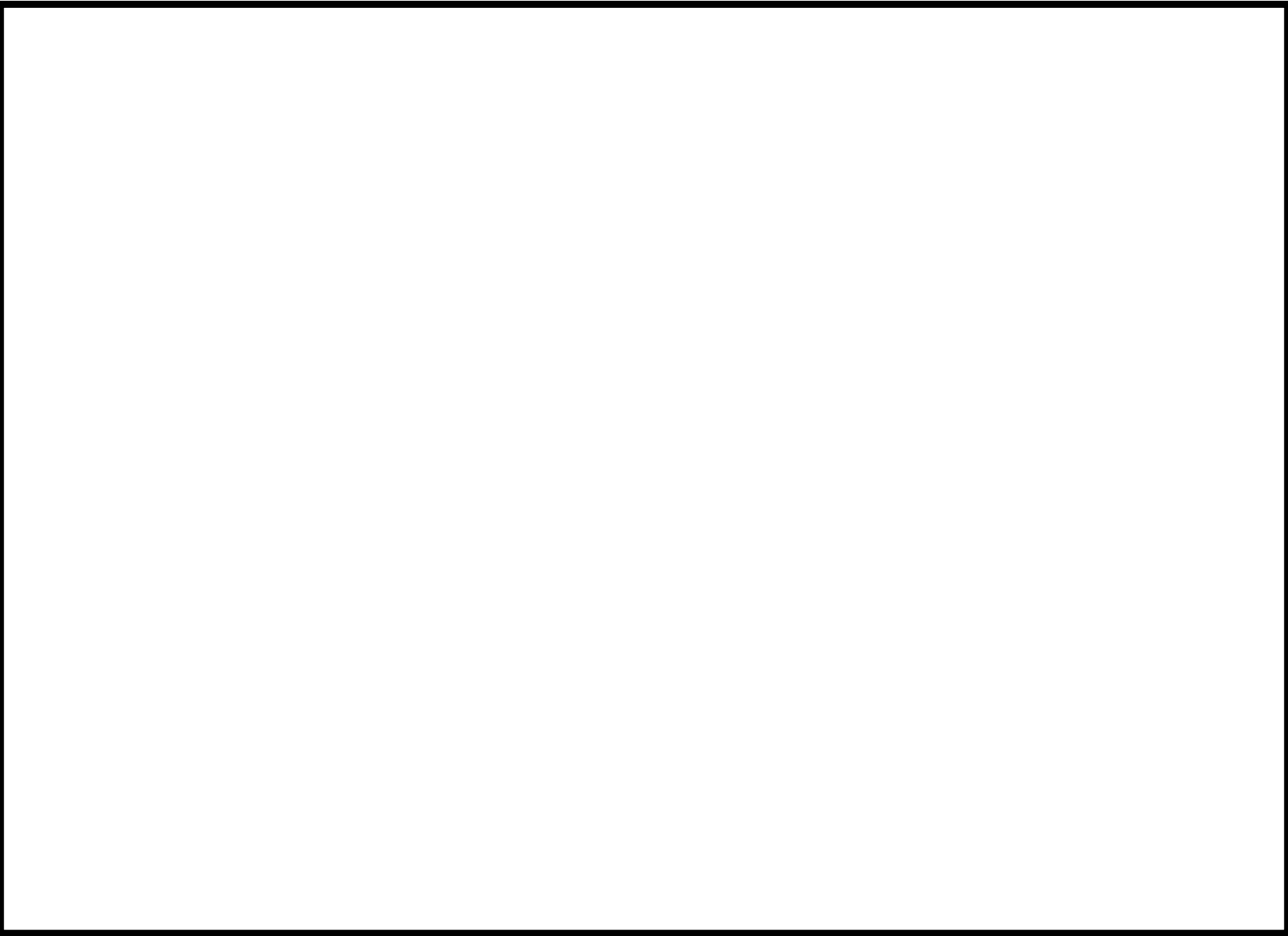


图47-24 6号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(47-24)

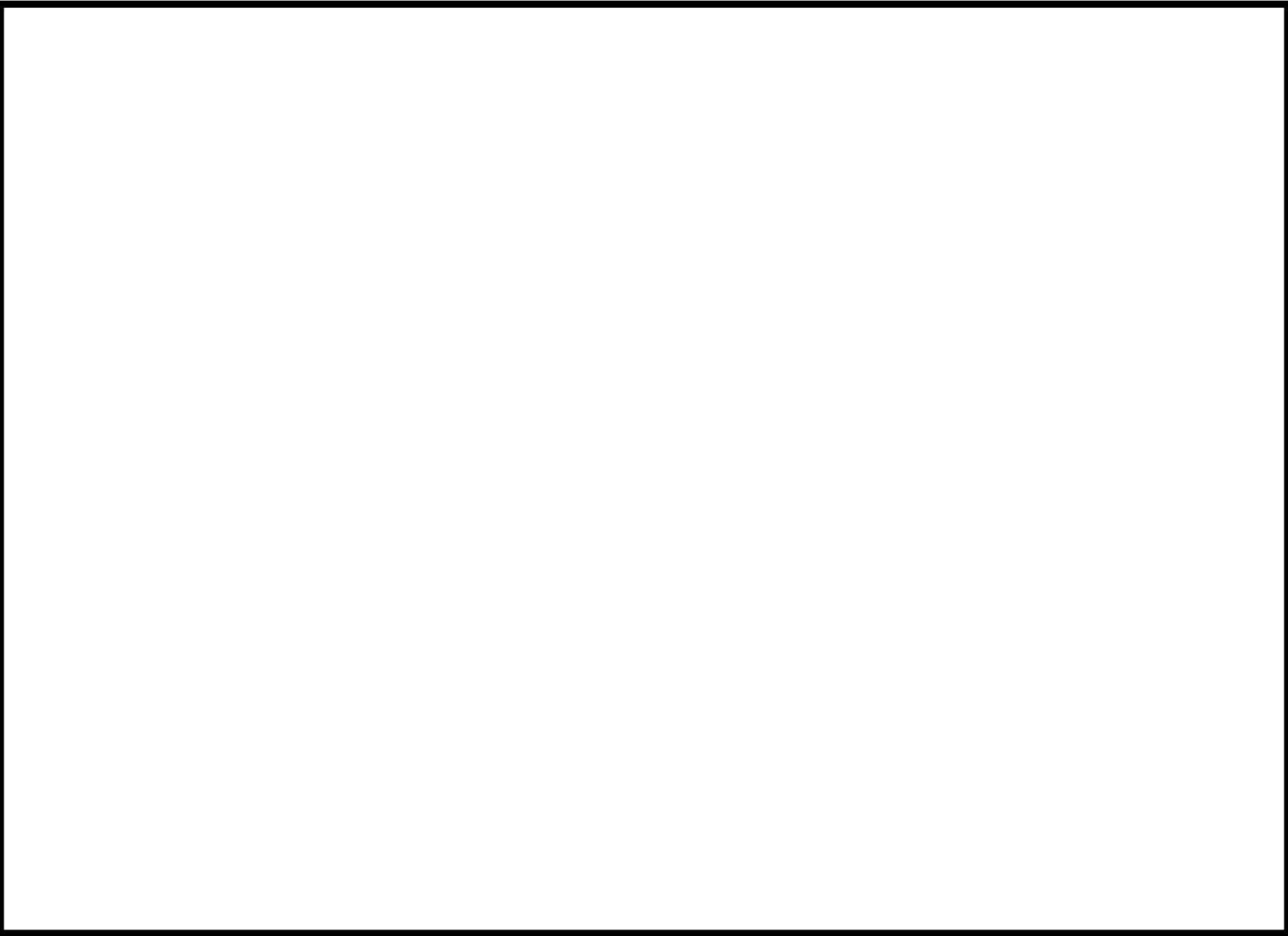


図47-25 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(47-25)

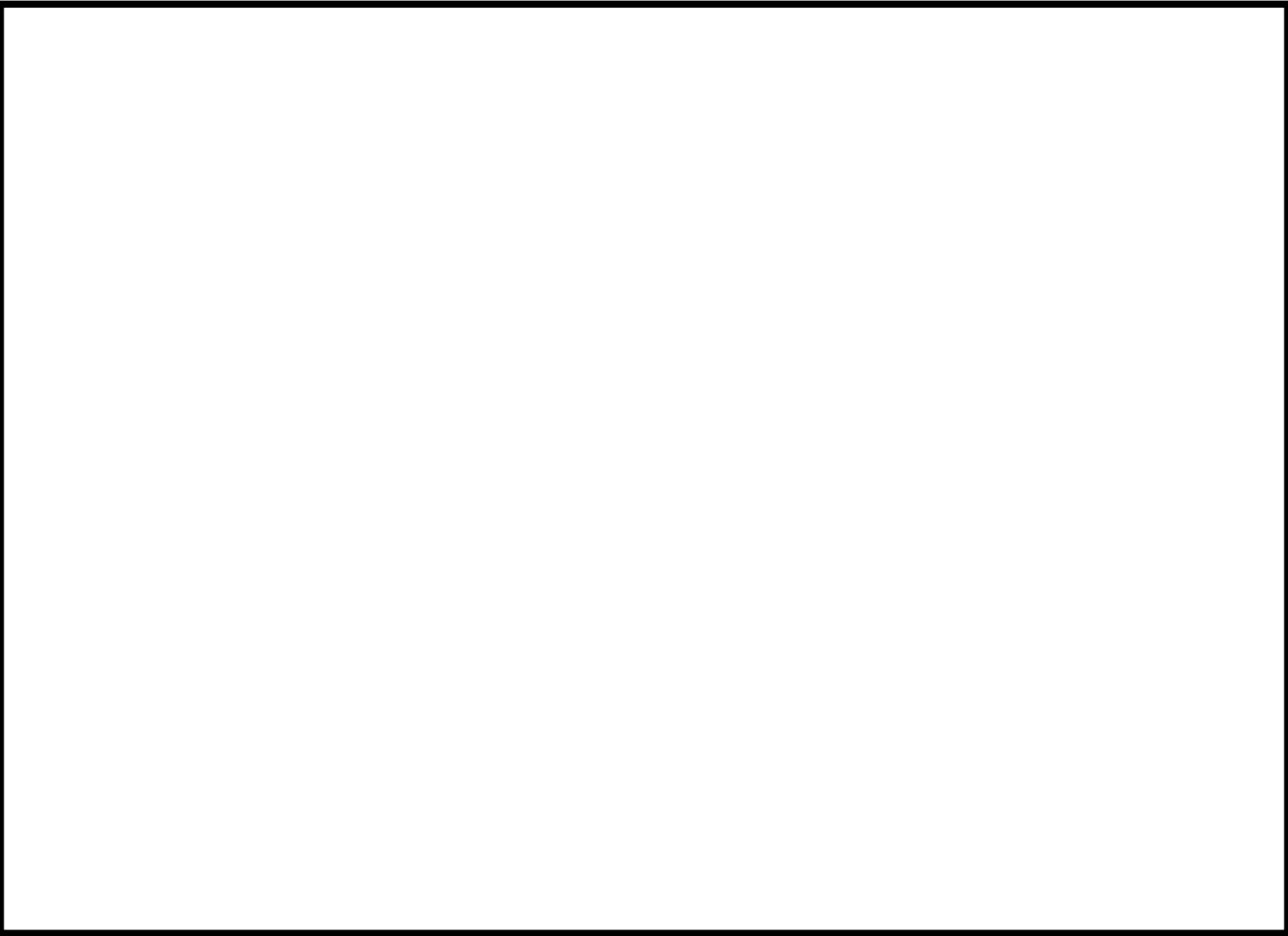


図47-26 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-26)

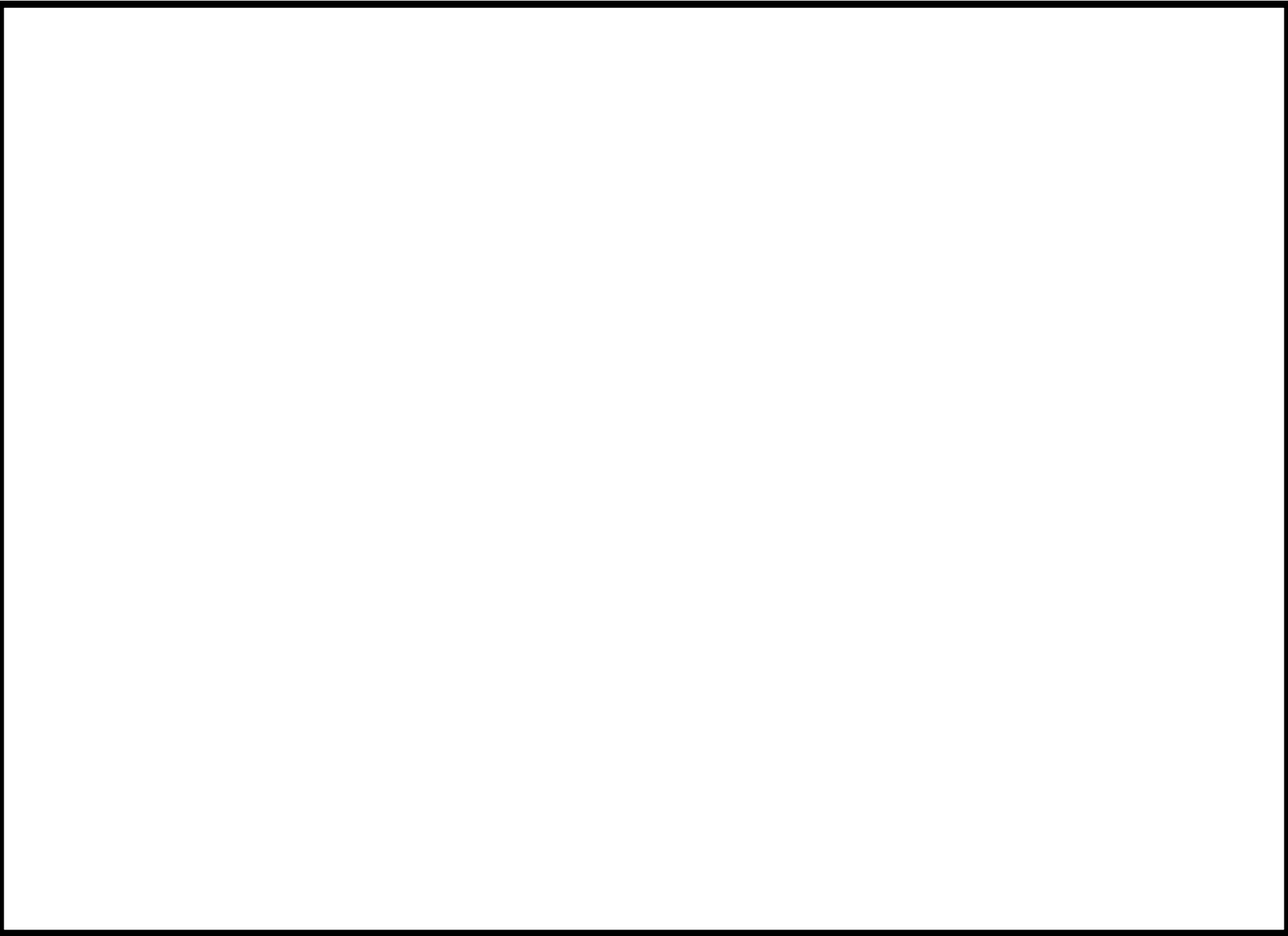


図47-27 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(47-27)

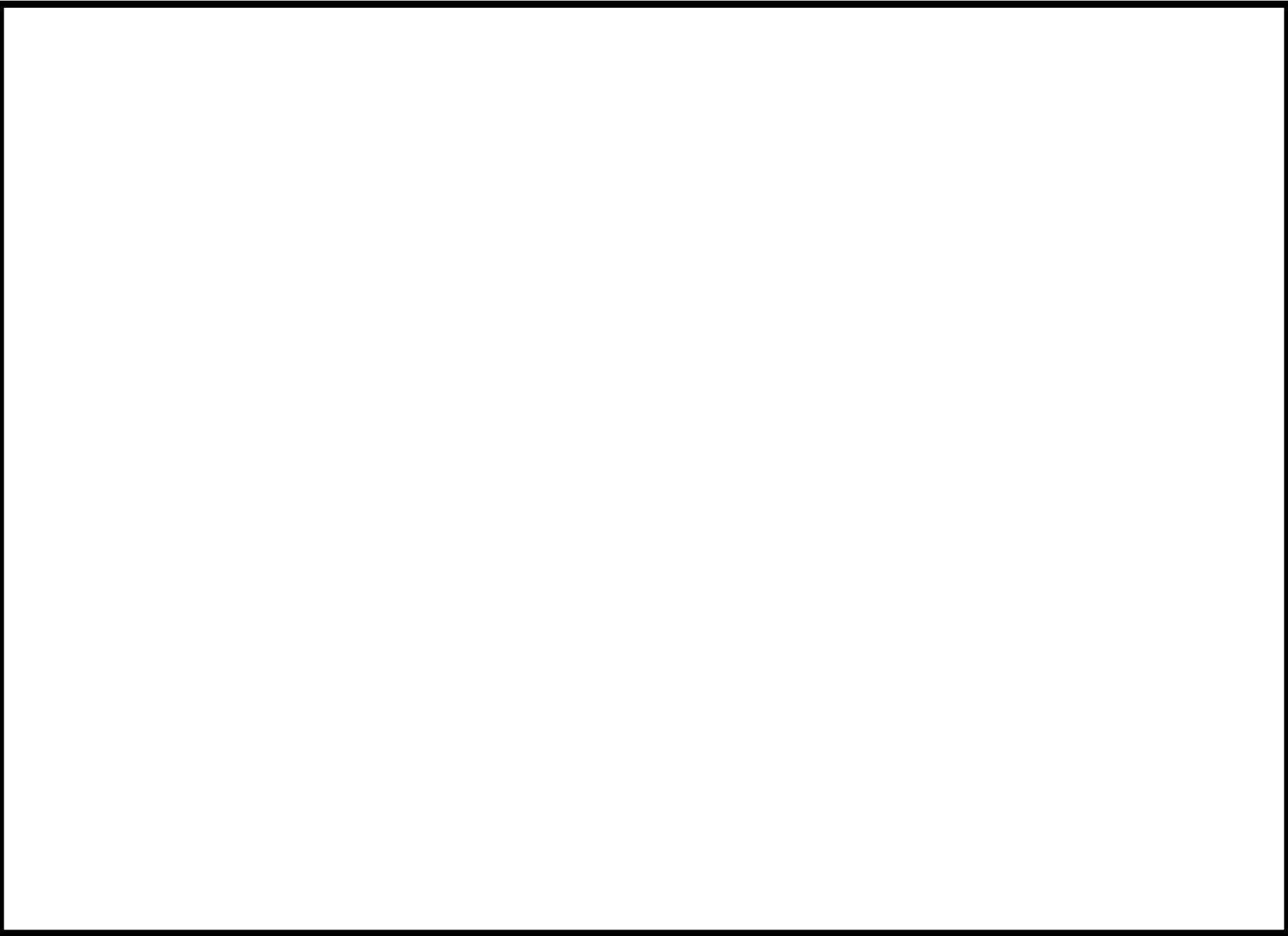


図47-28 6号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(47-28)

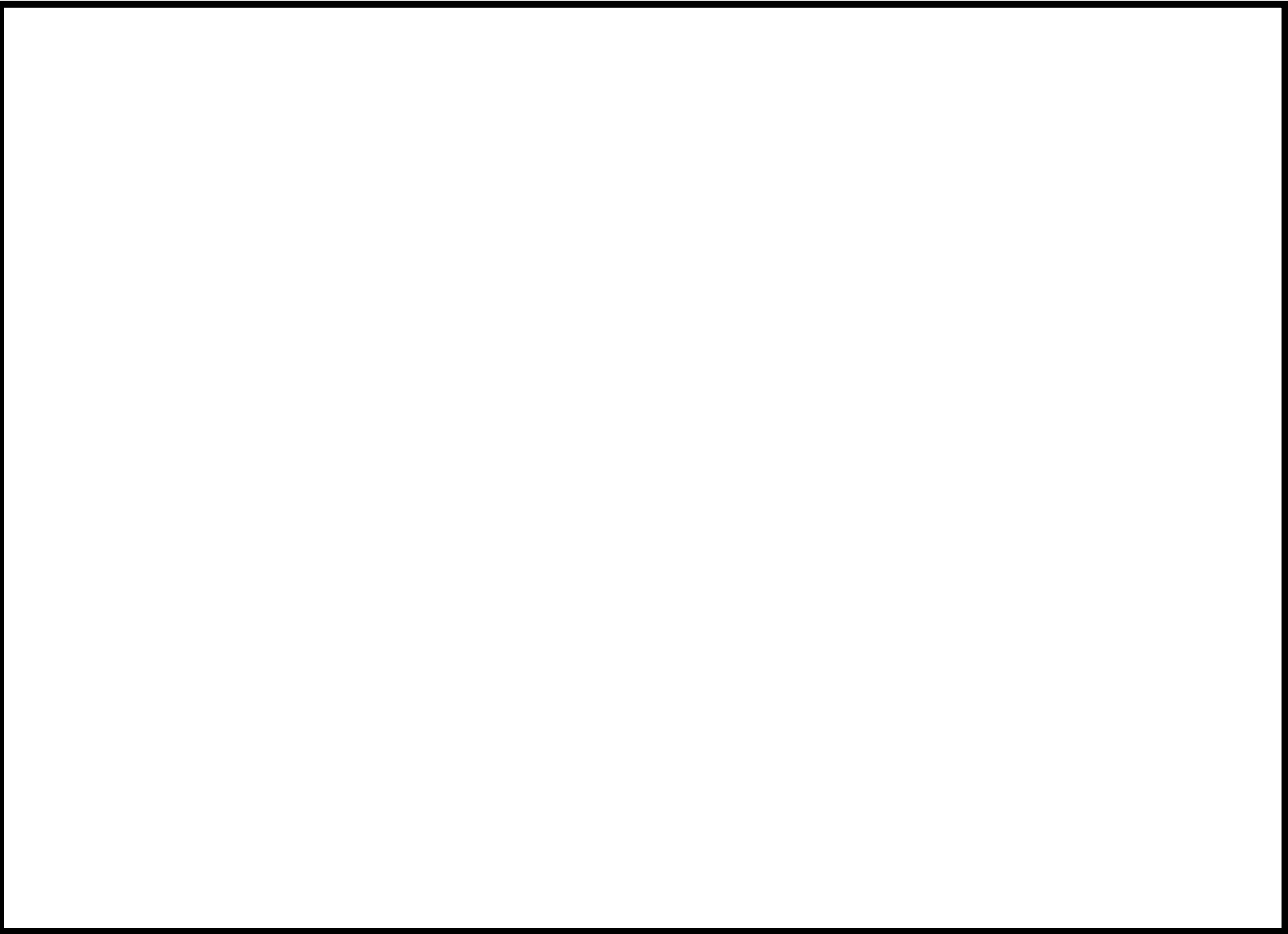


图47-29 7号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(47-29)

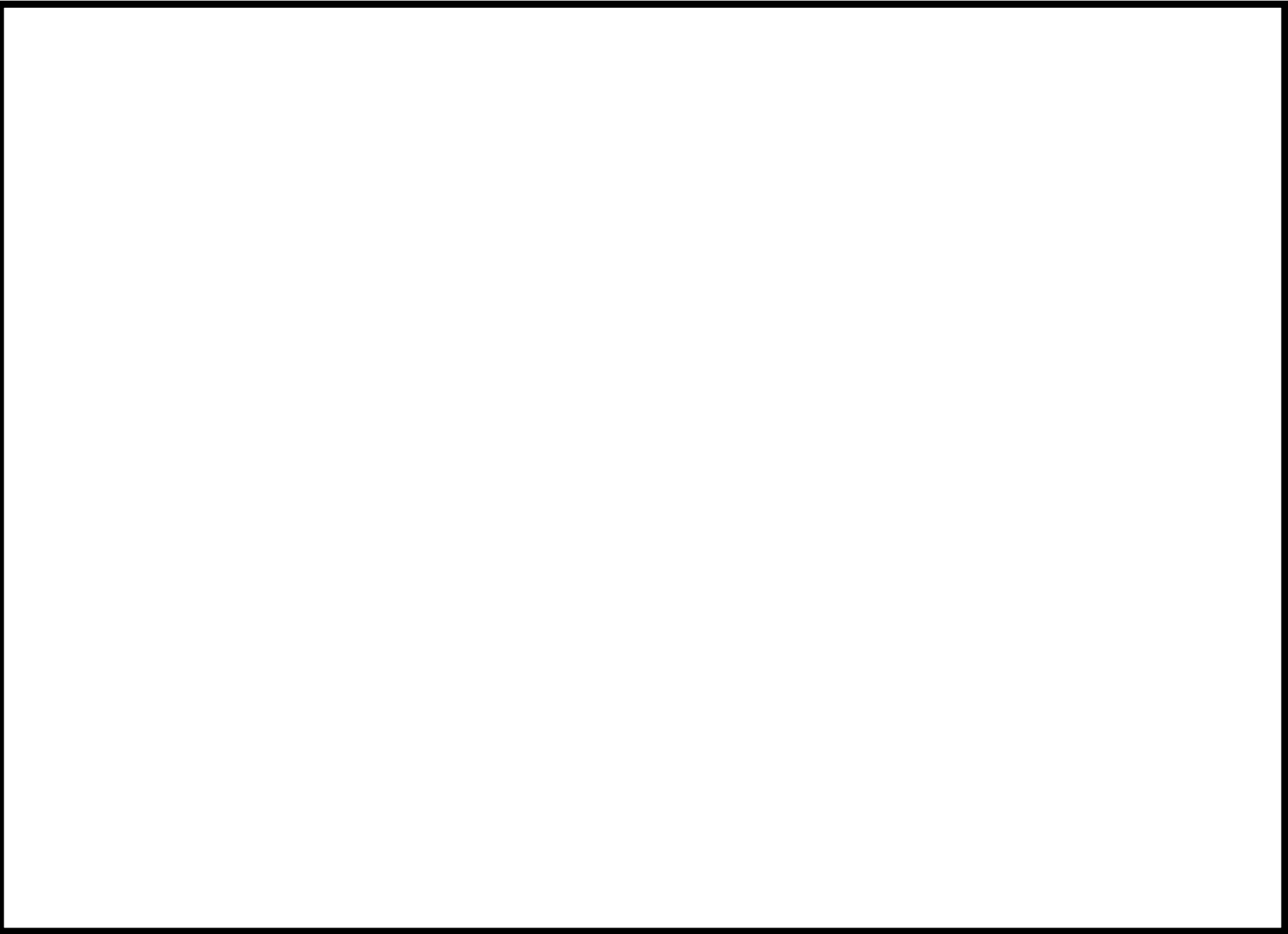


图47-30 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(47-30)



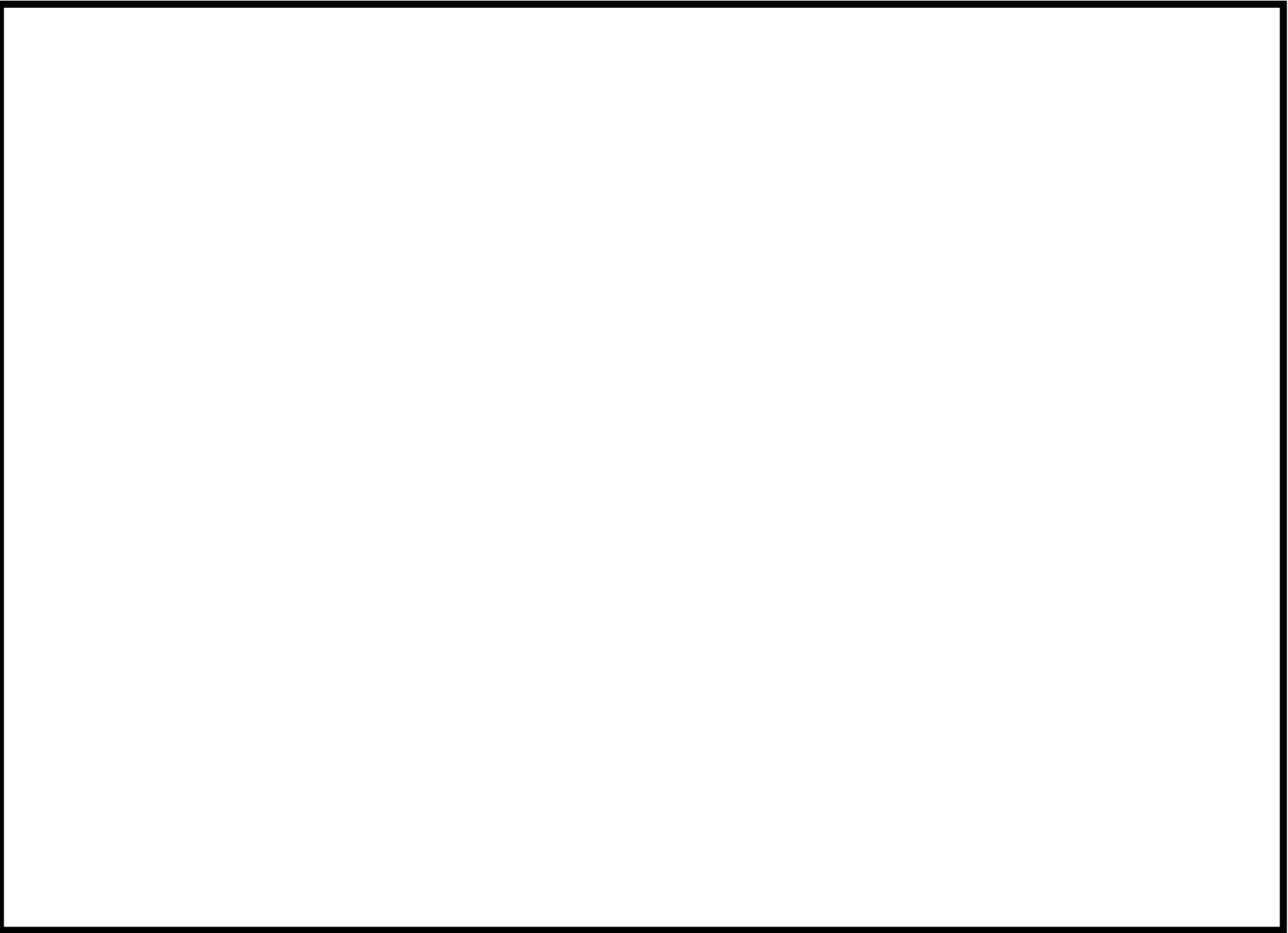


图47-31 7号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(47-31)

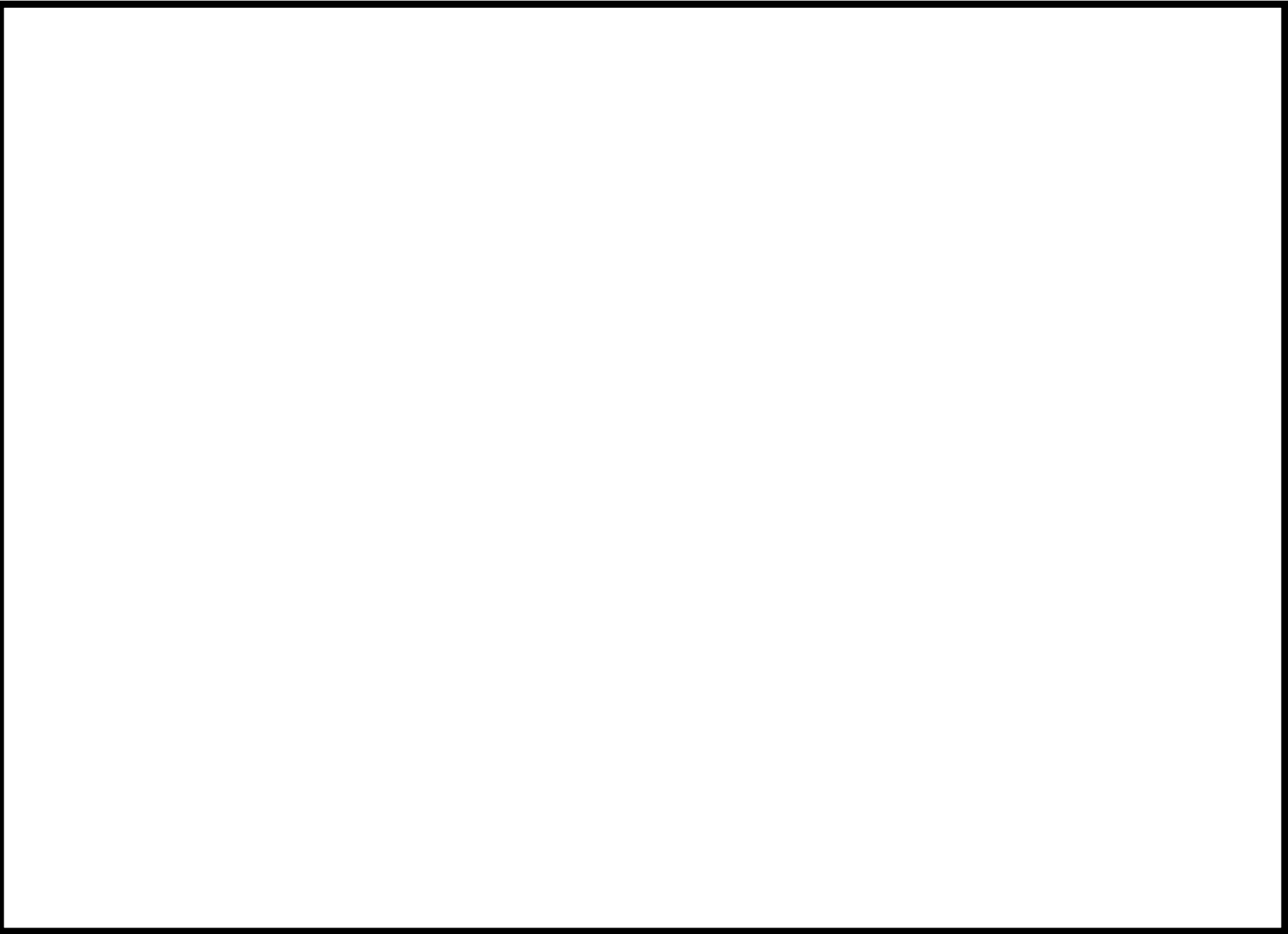


图47-32 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(47-32)

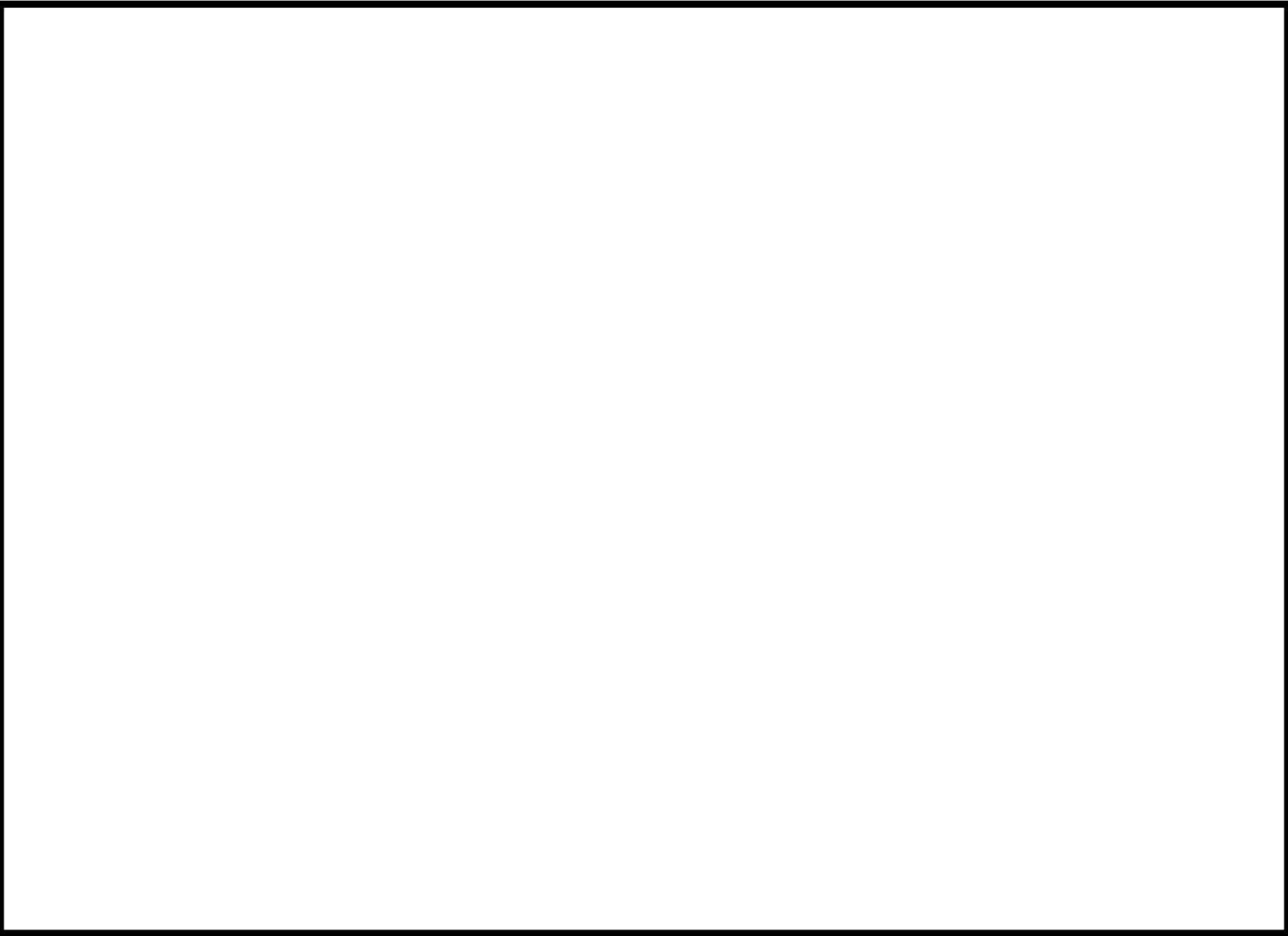


図47-33 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-33)

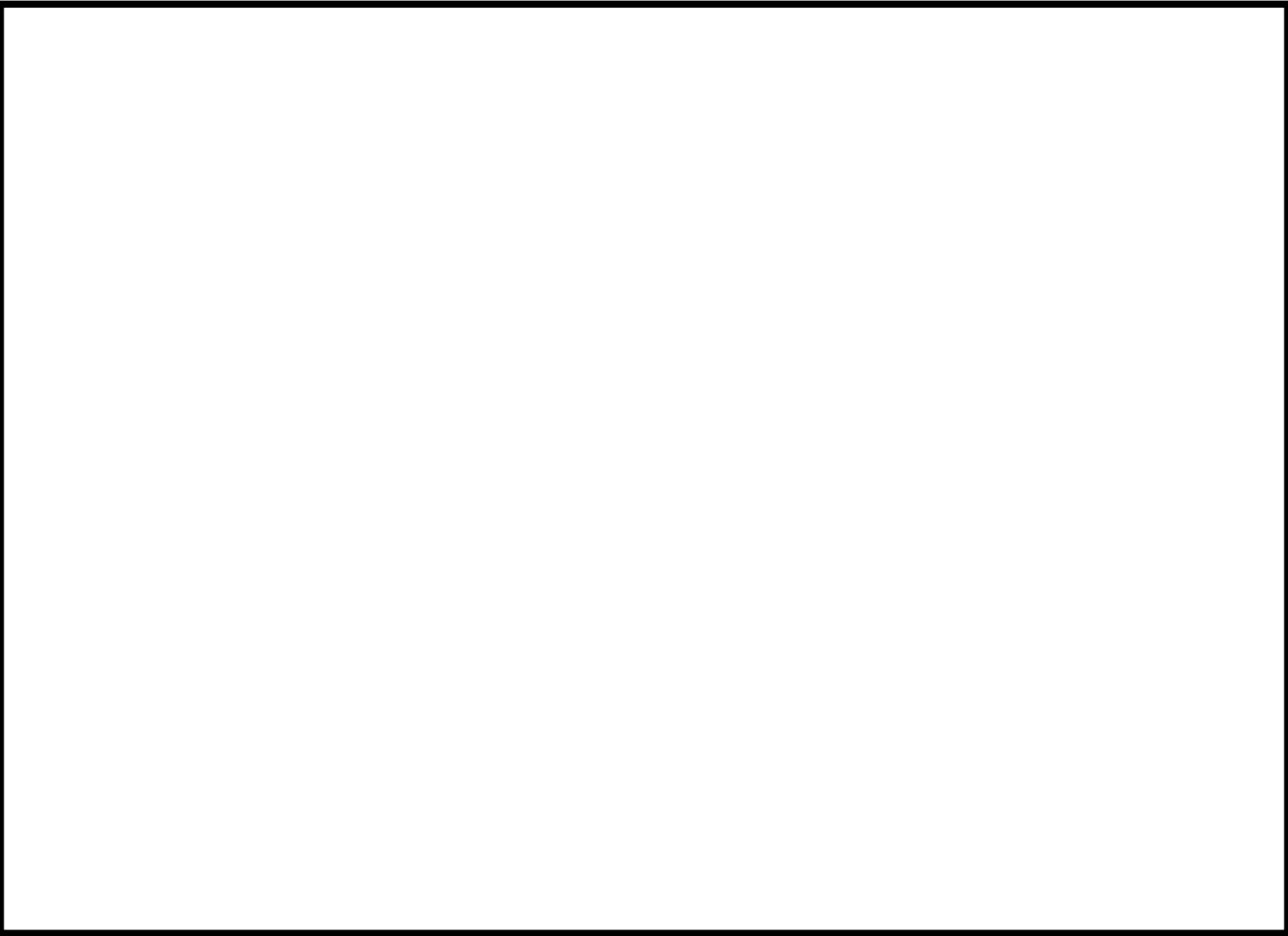


図47-34 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(47-34)

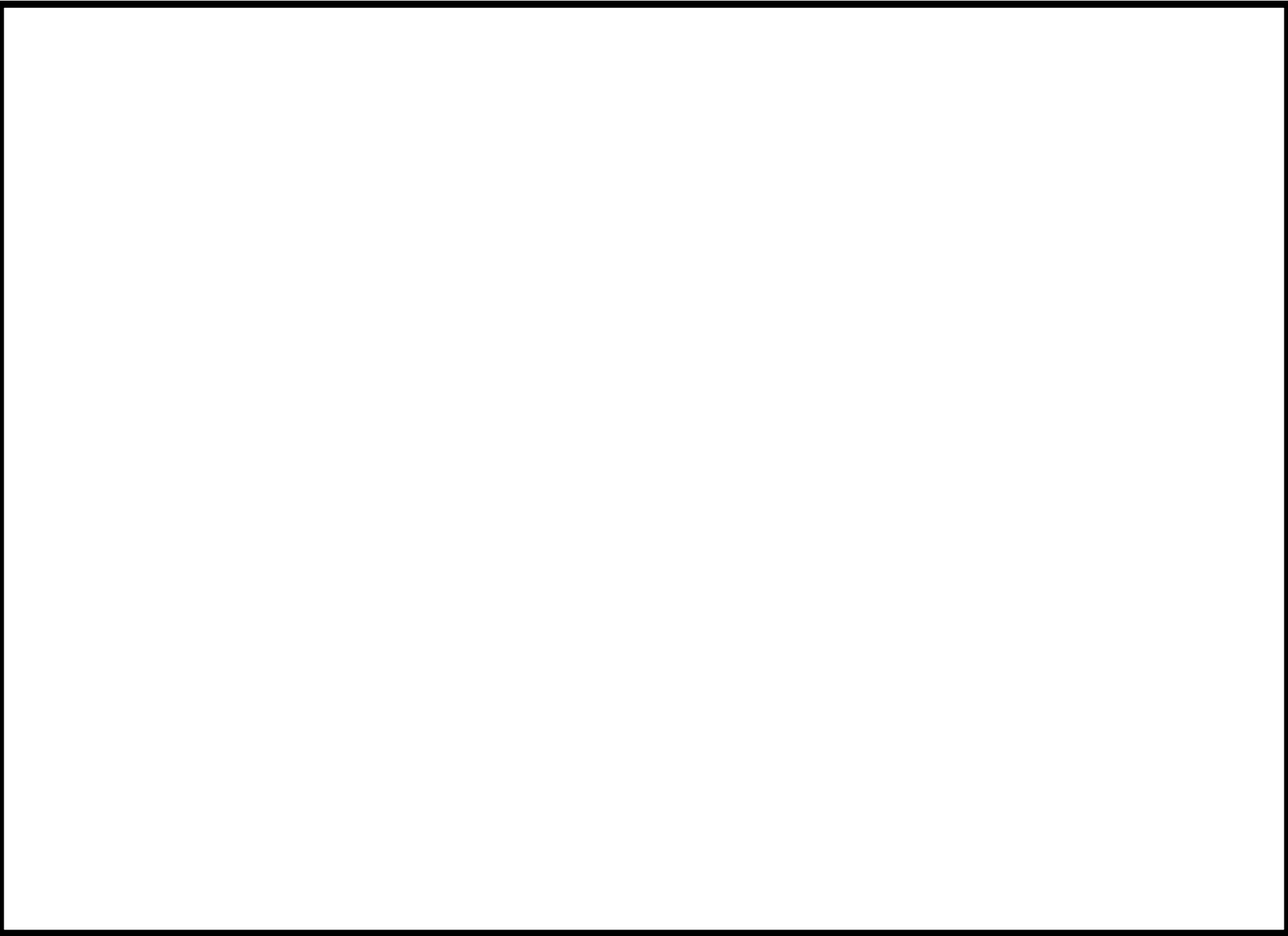


図47-35 7号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(47-35)

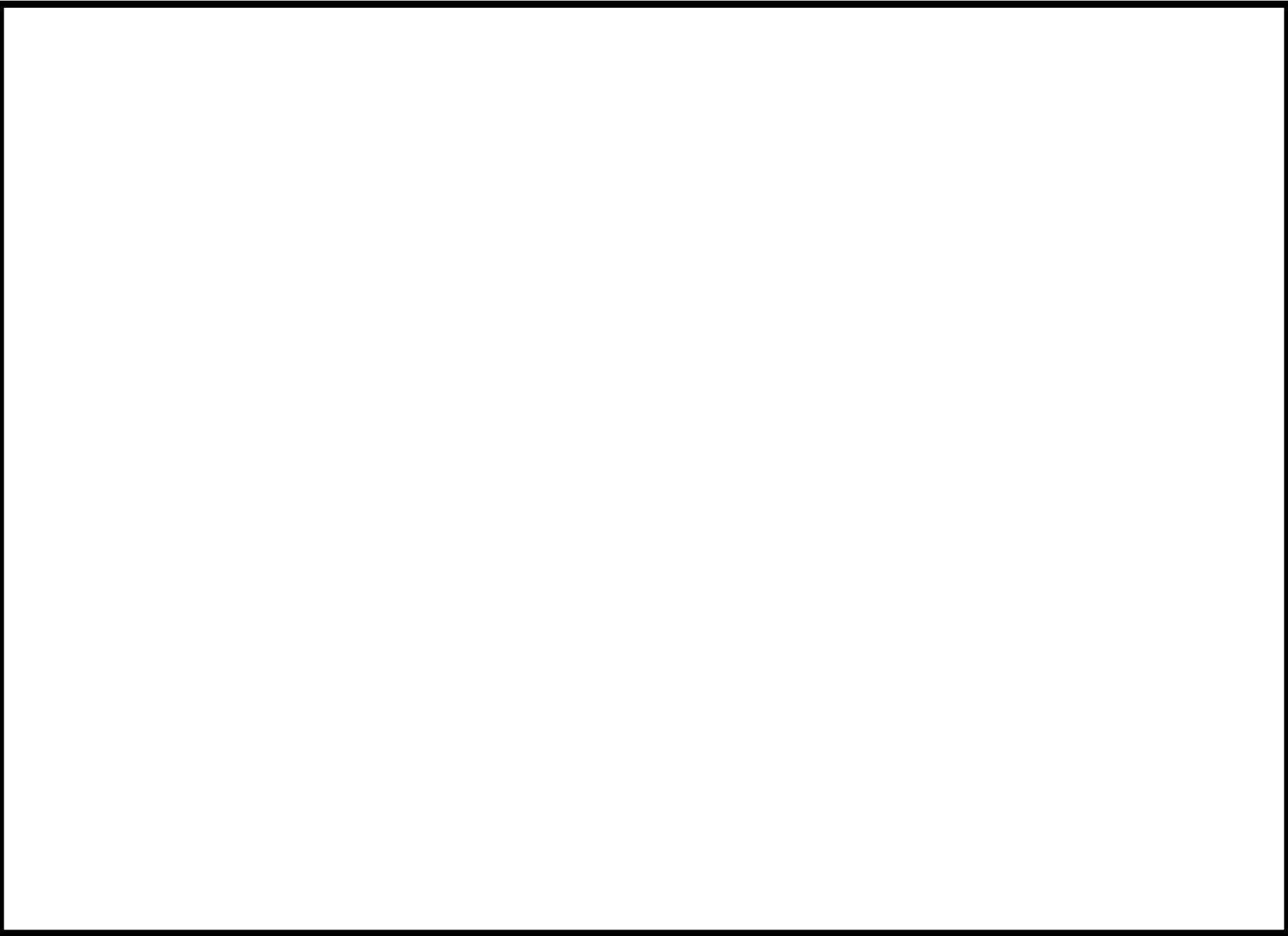


図47-36 7号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(47-36)

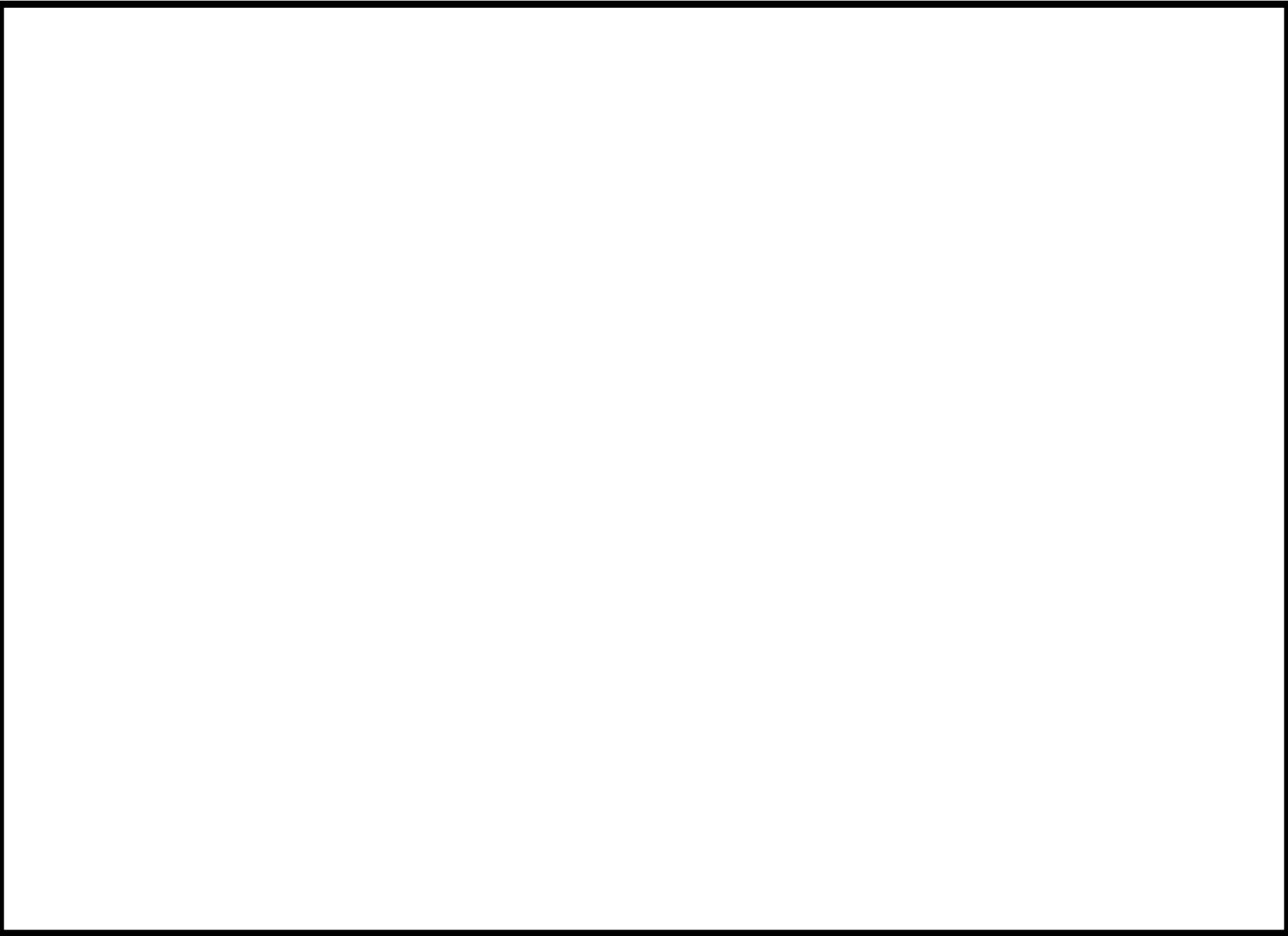


图47-37 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(47-37)

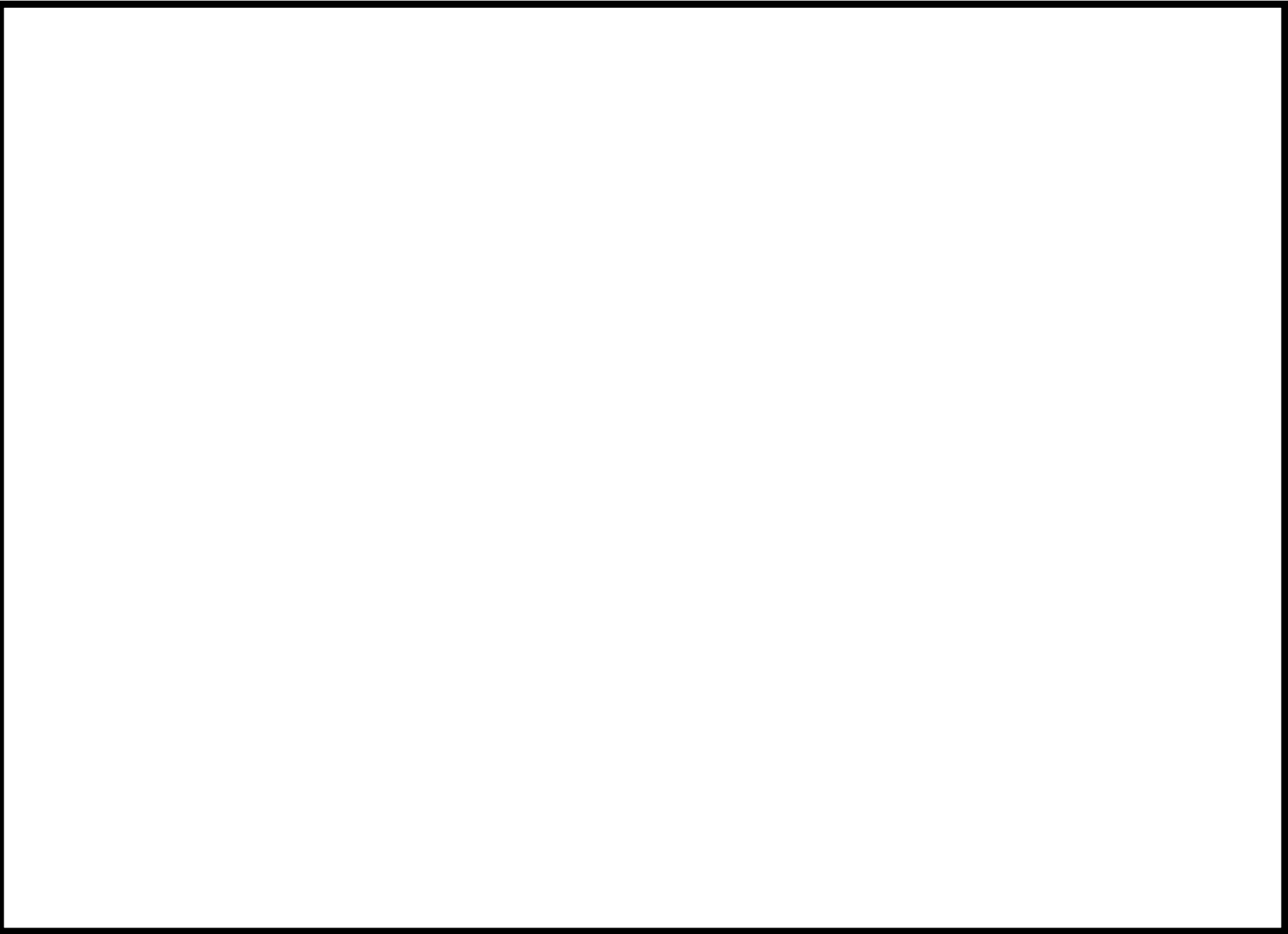


図47-38 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-38)



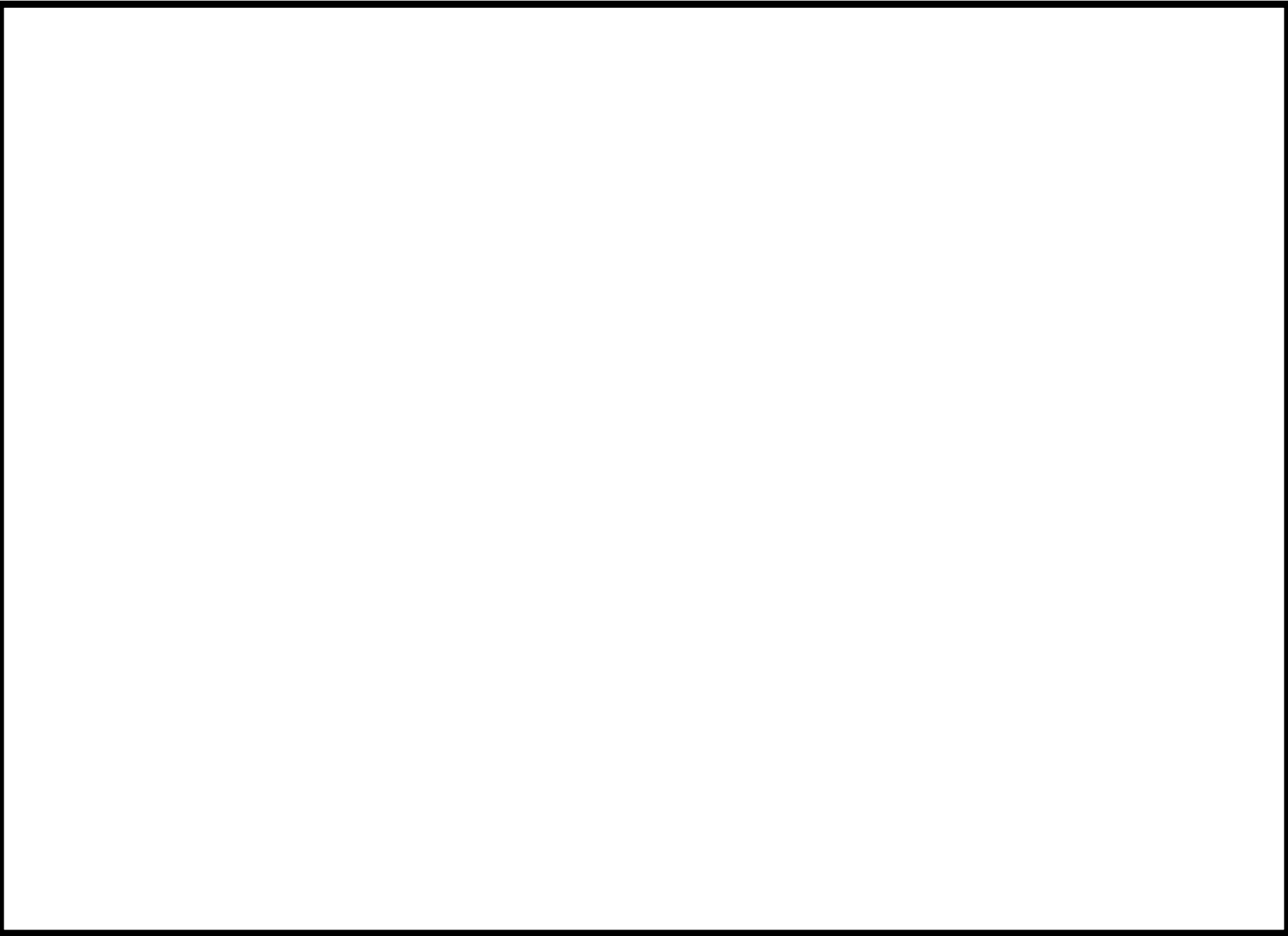


图47-39 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(47-39)

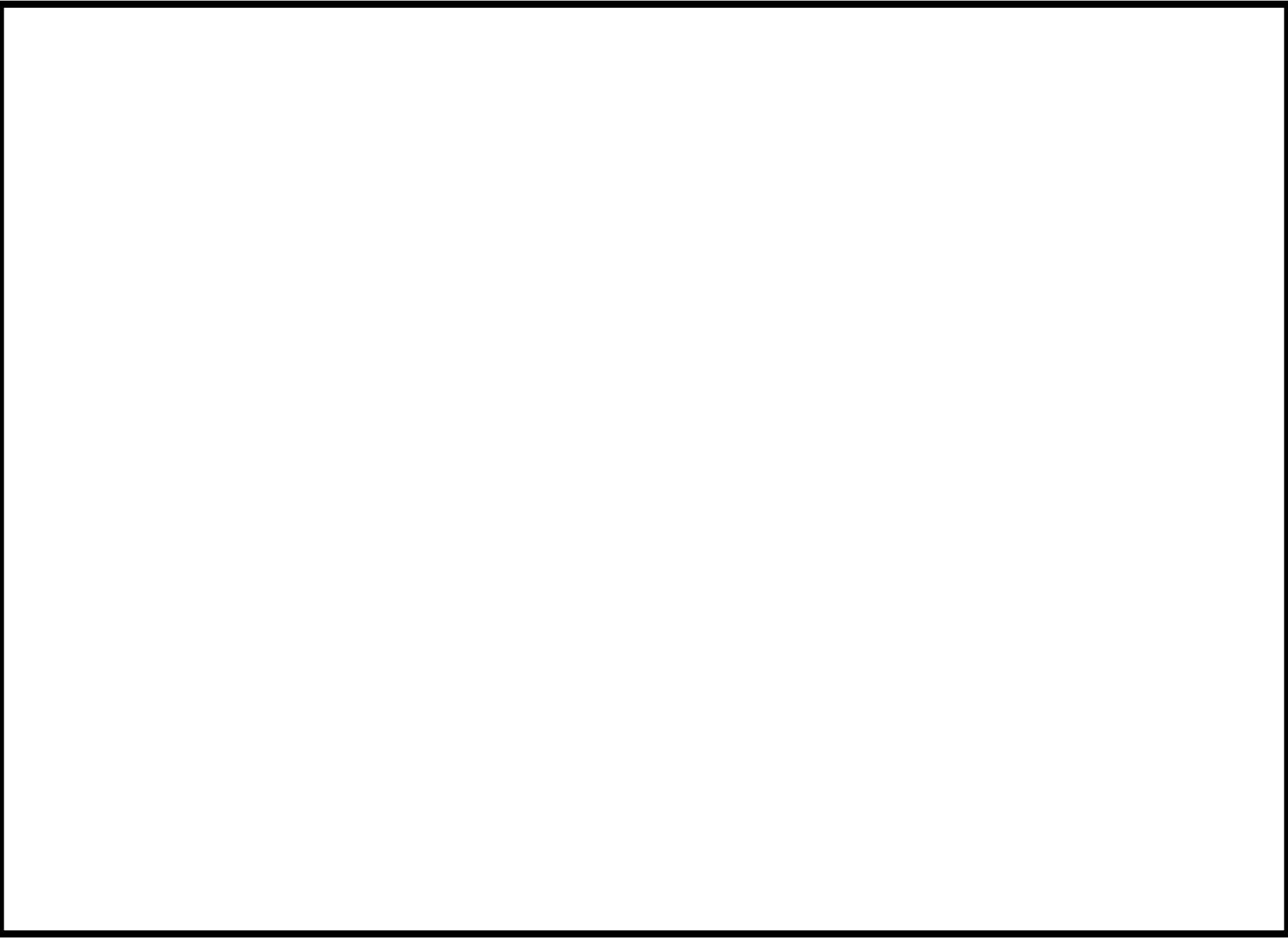


图47-40 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(47-40)

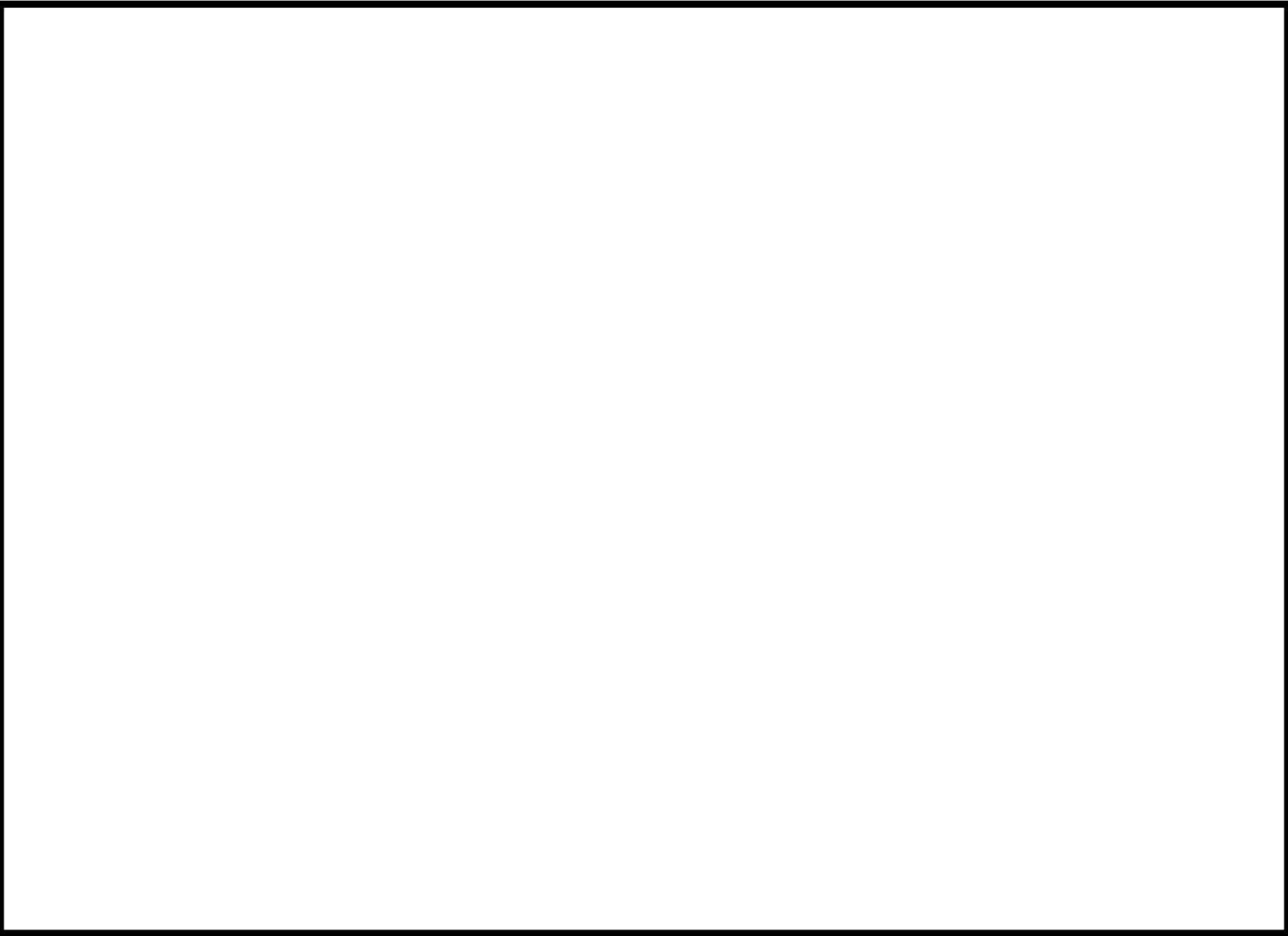


図47-41 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(47-41)

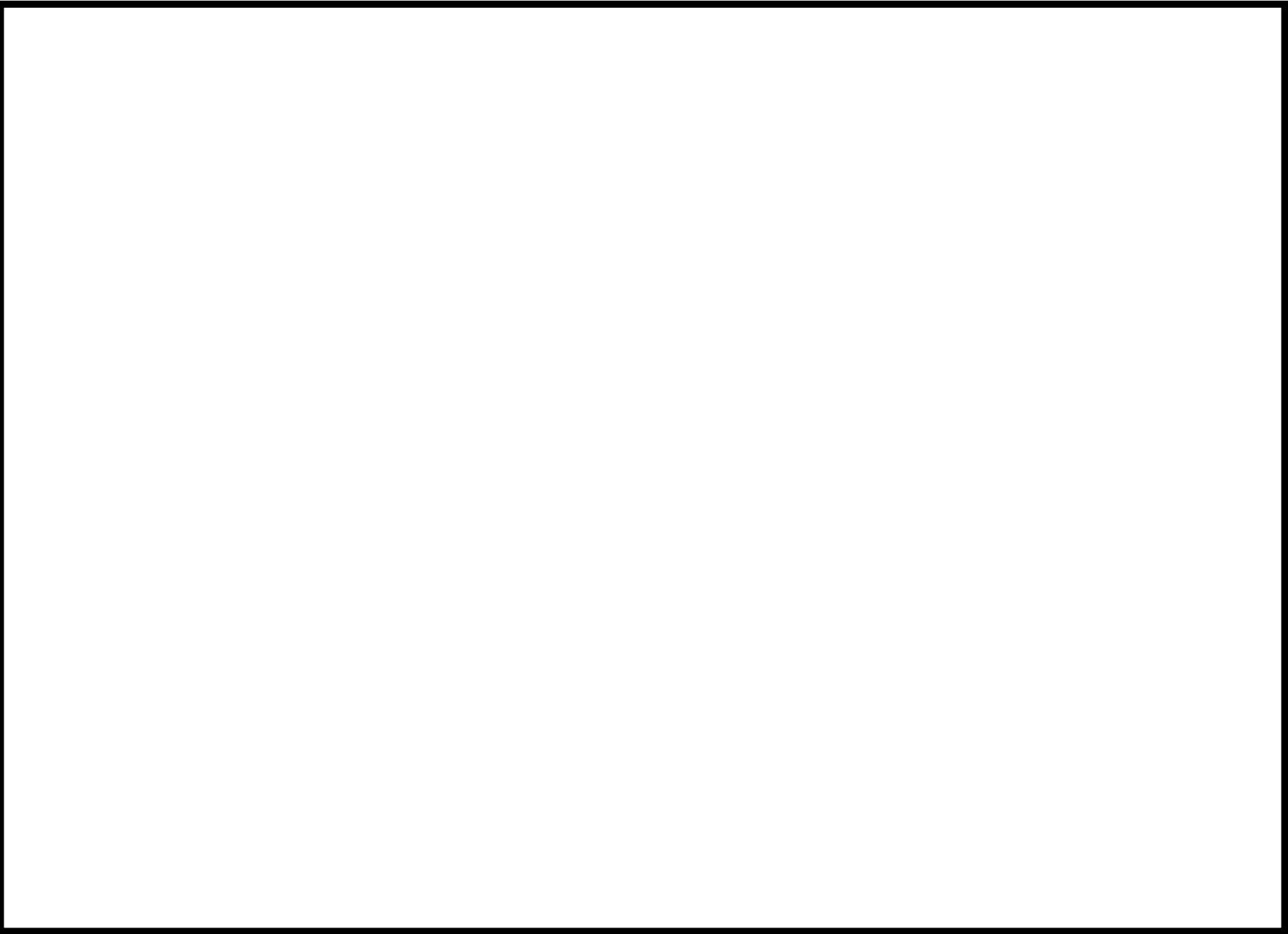


図47-42 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(47-42)

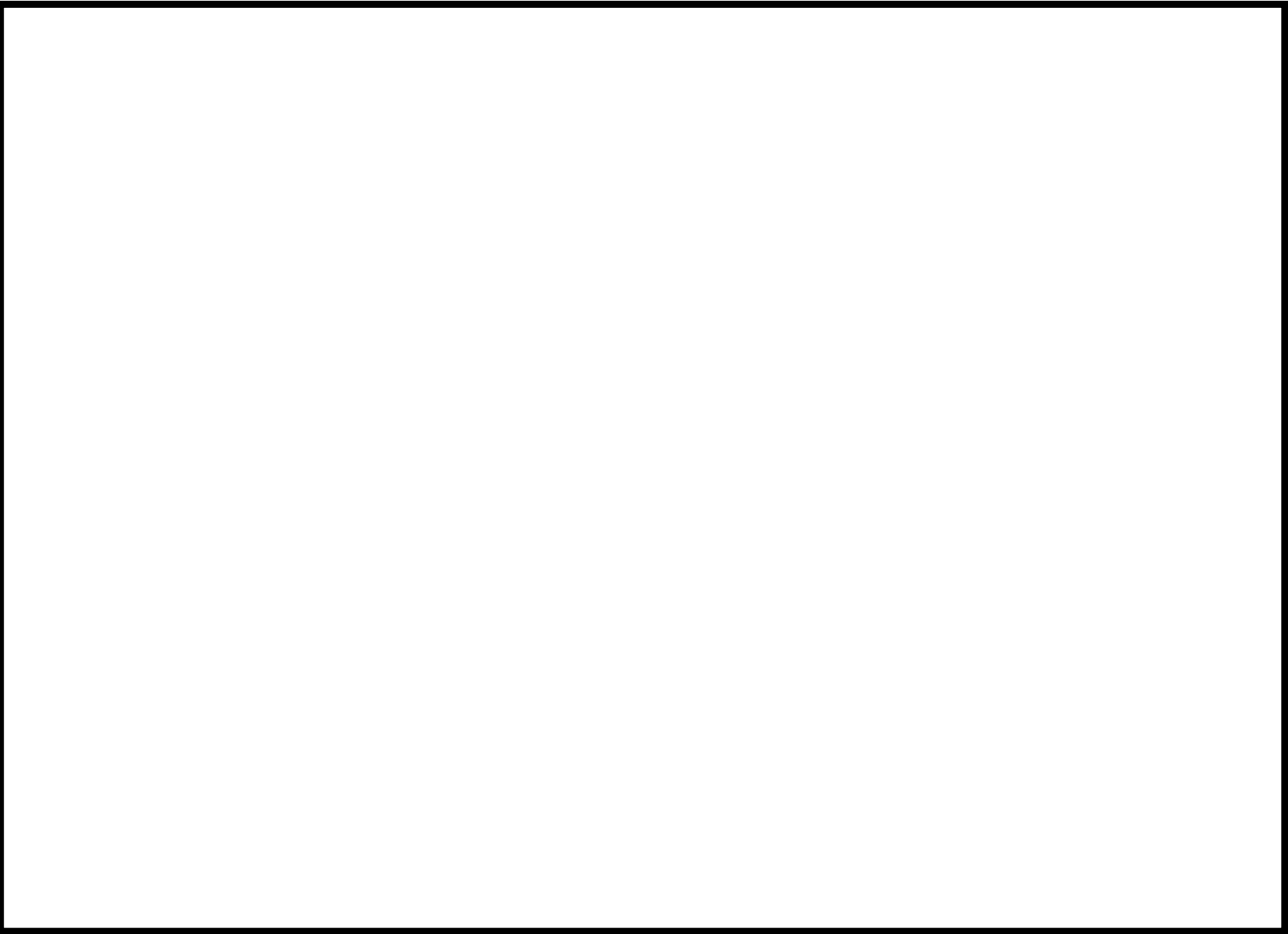


图47-43 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(47-43)

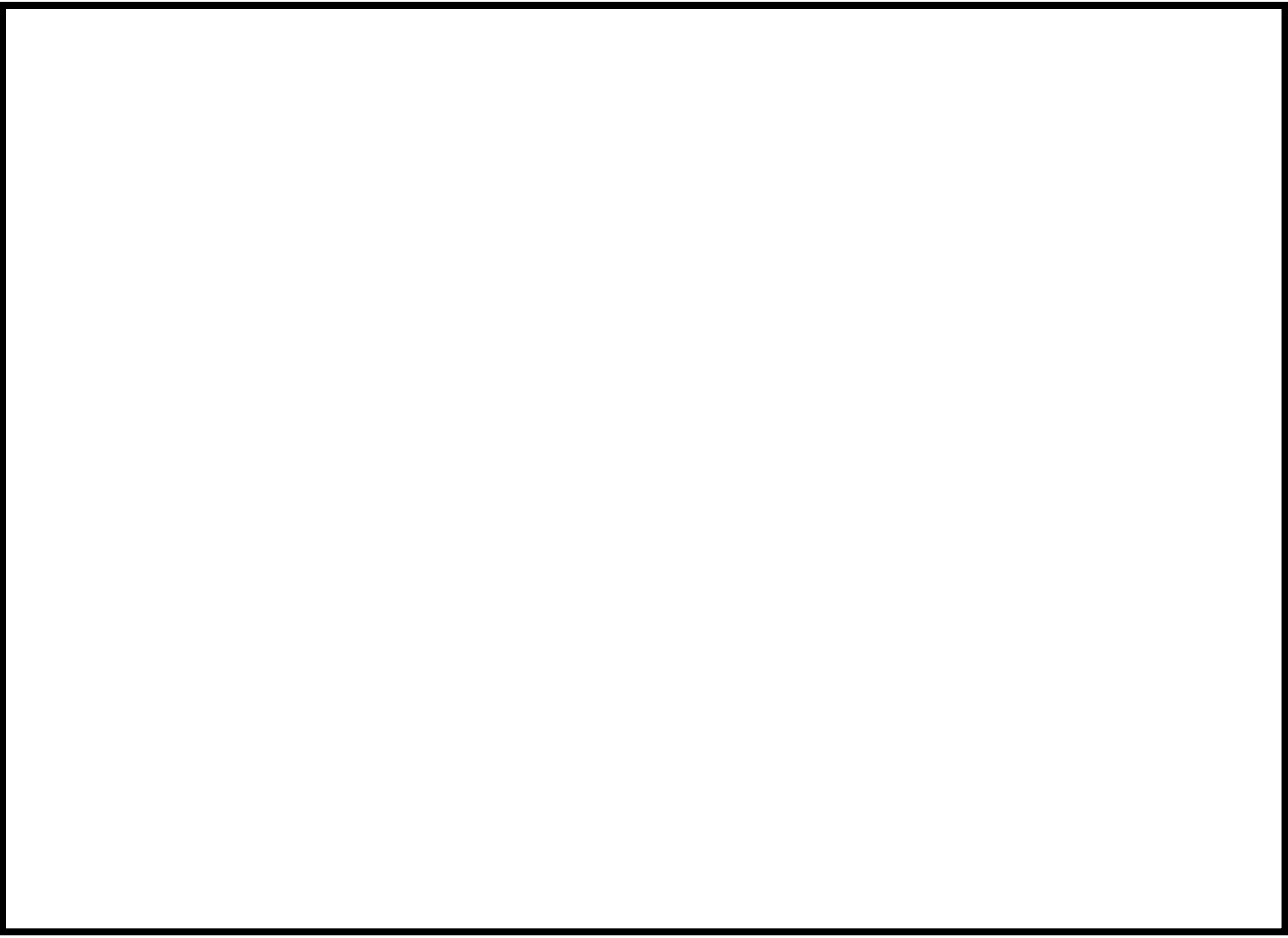


図47-44 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(47-44)

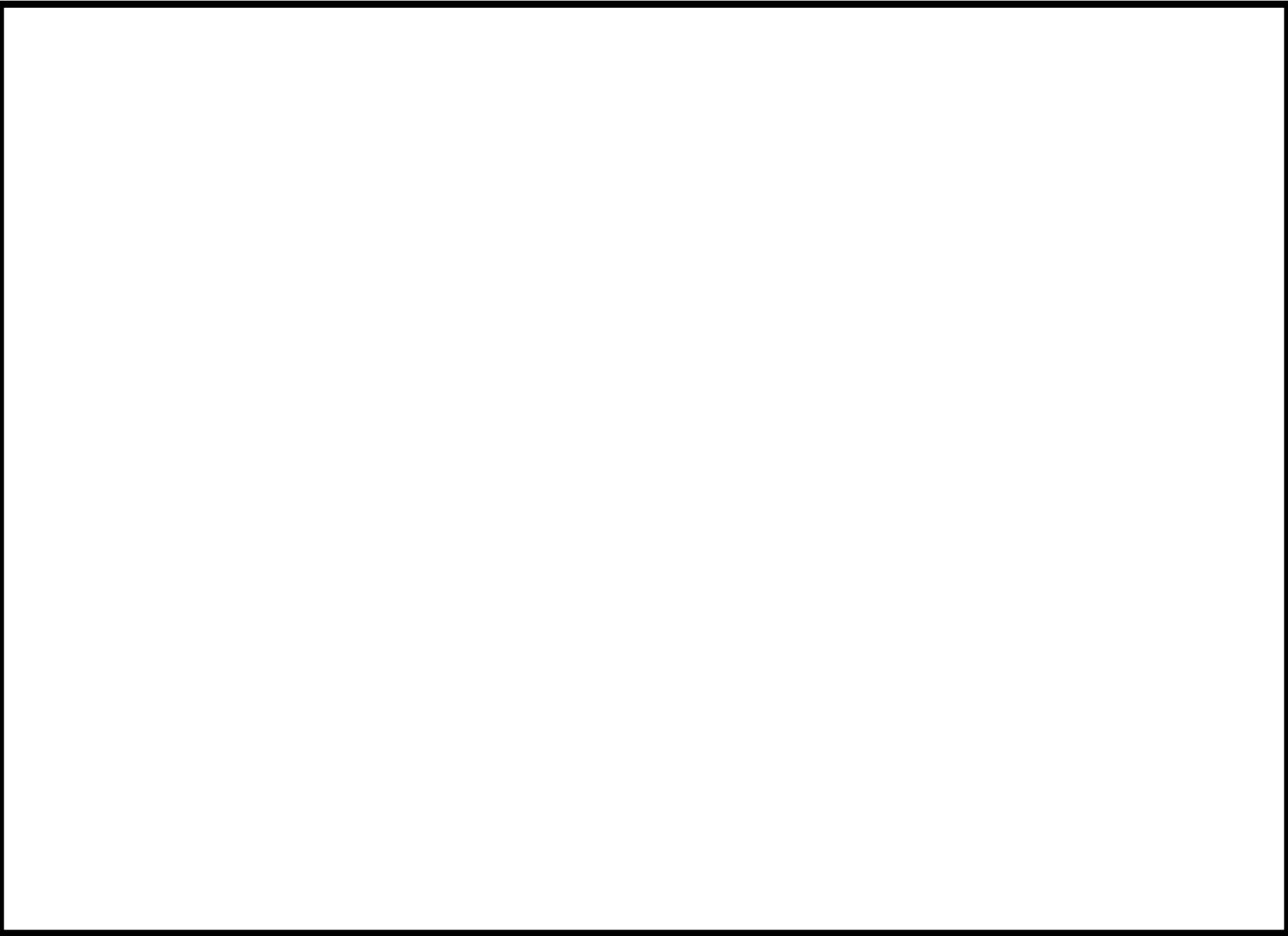


図47-45 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-45)

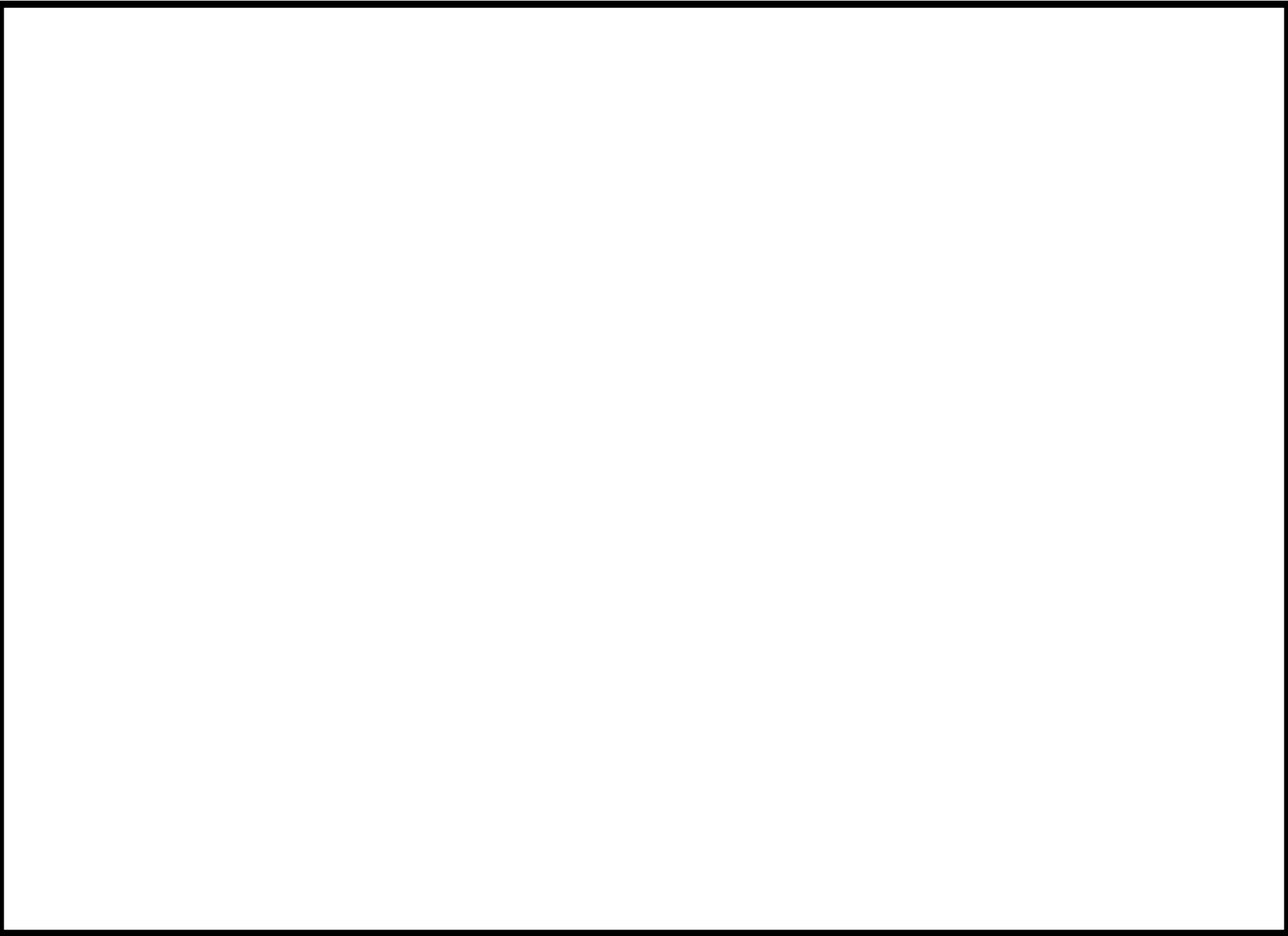


図47-46 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(47-46)



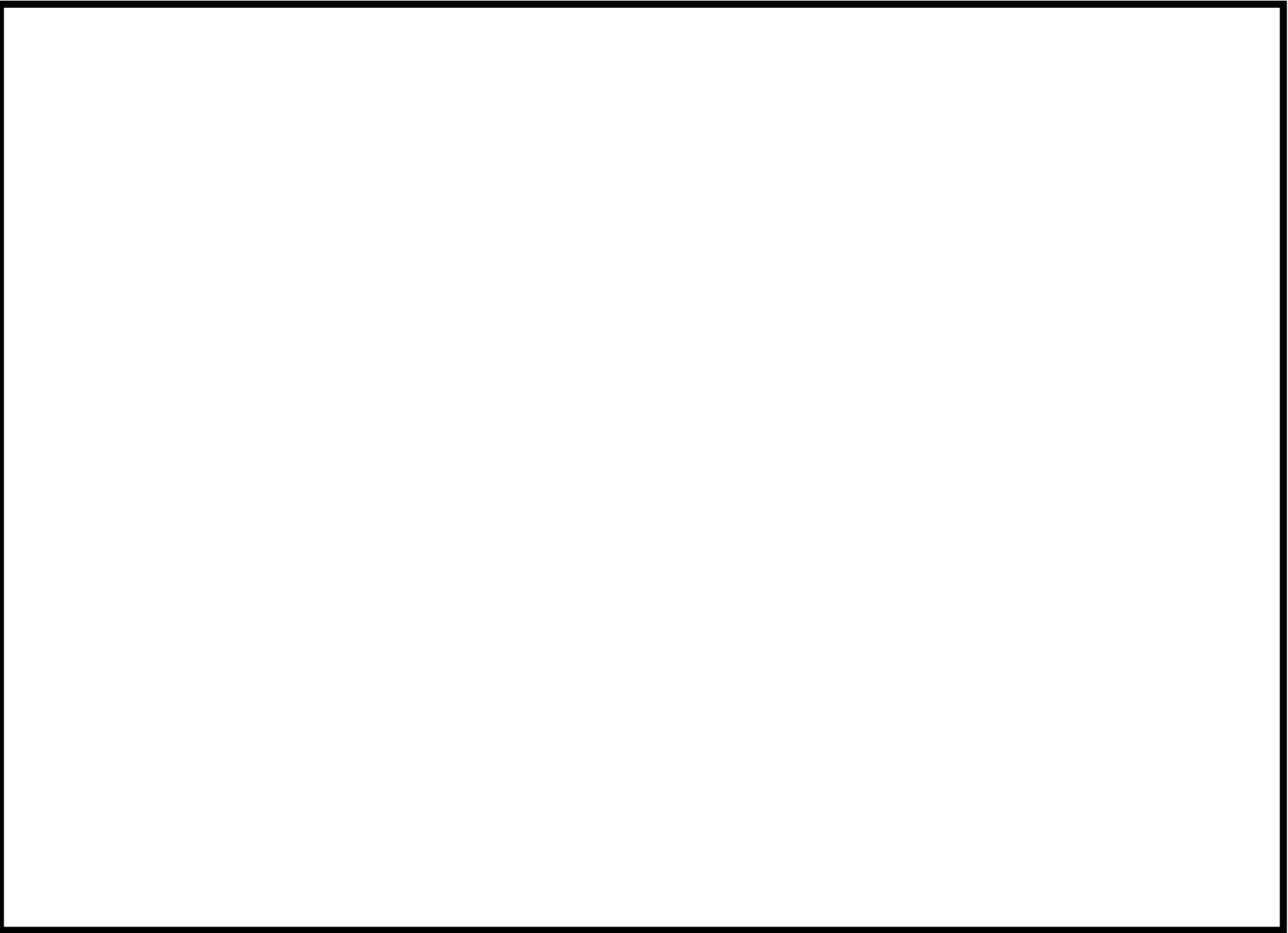


图47-47 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(47-47)

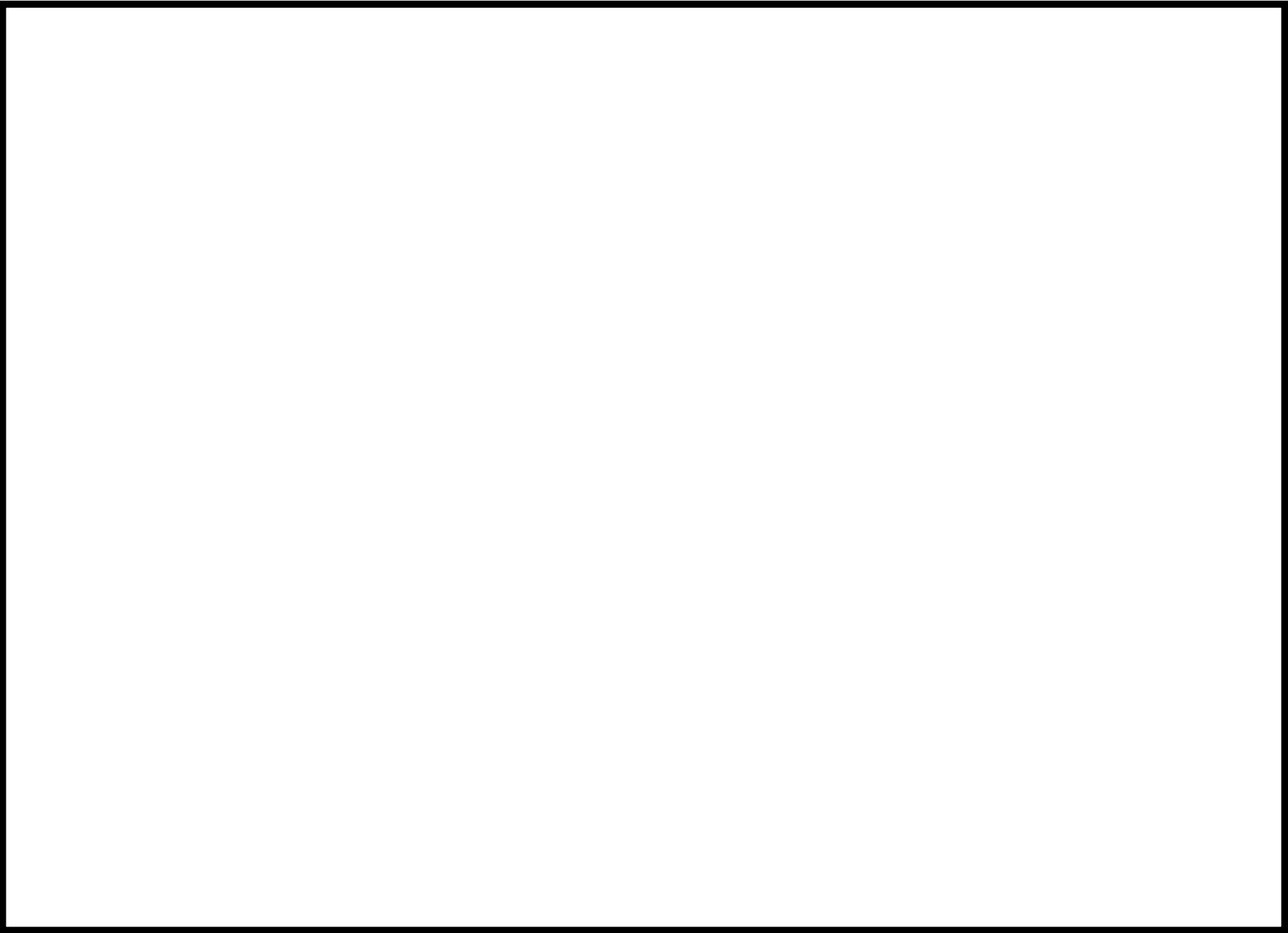


图47-48 7号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(47-48)

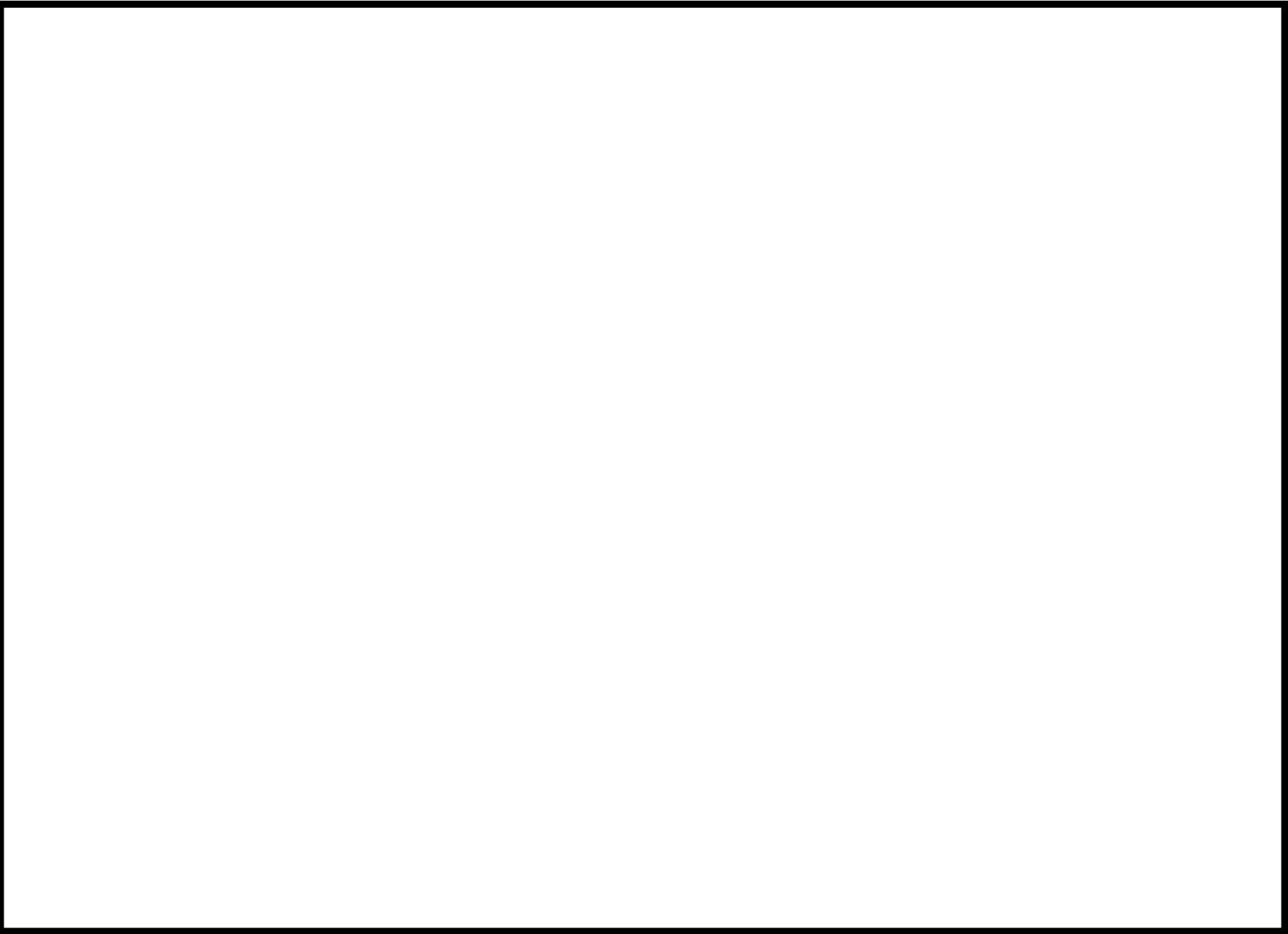


图47-49 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(47-49)

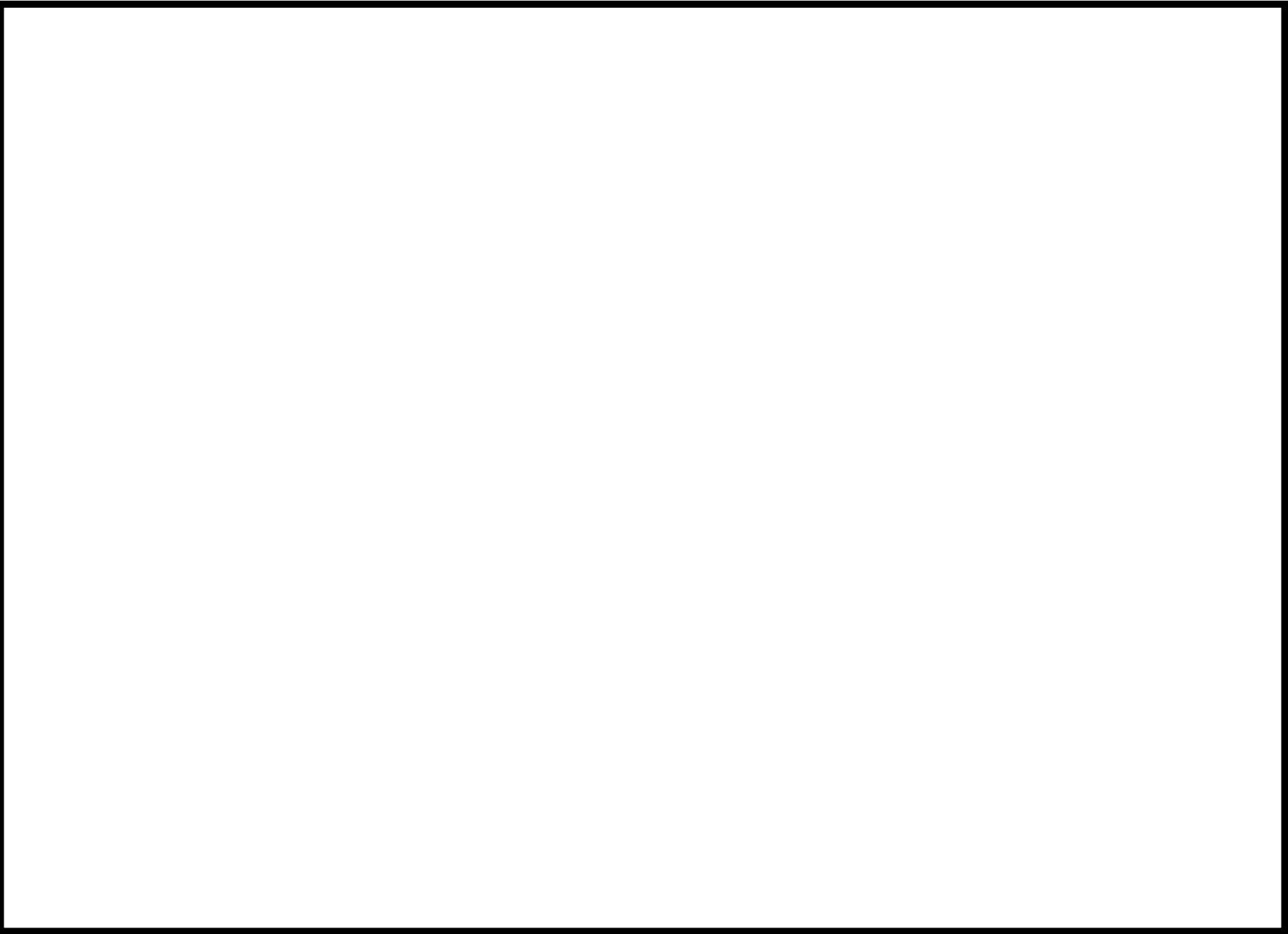


图47-50 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(47-50)

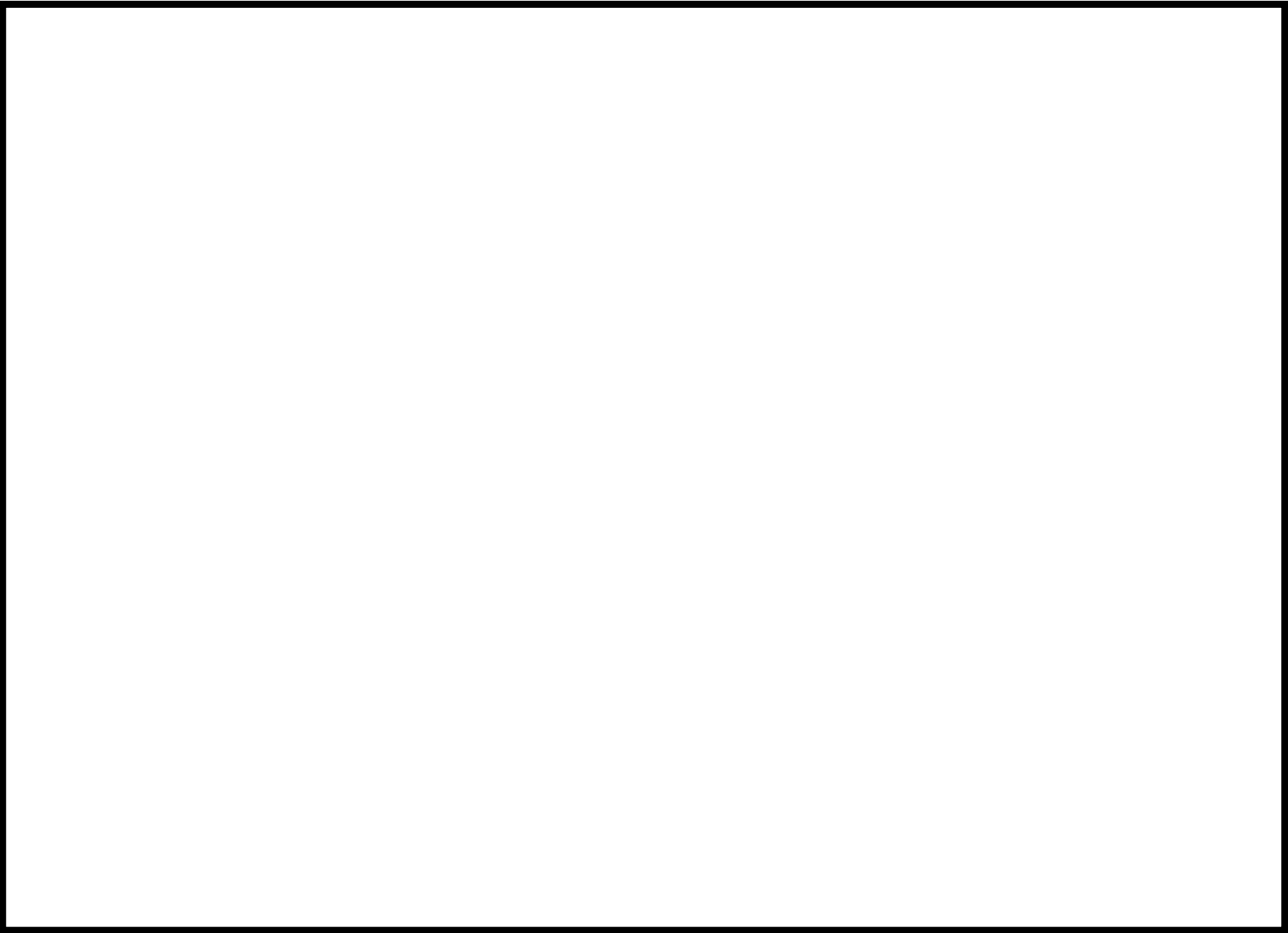


图47-51 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(47-51)

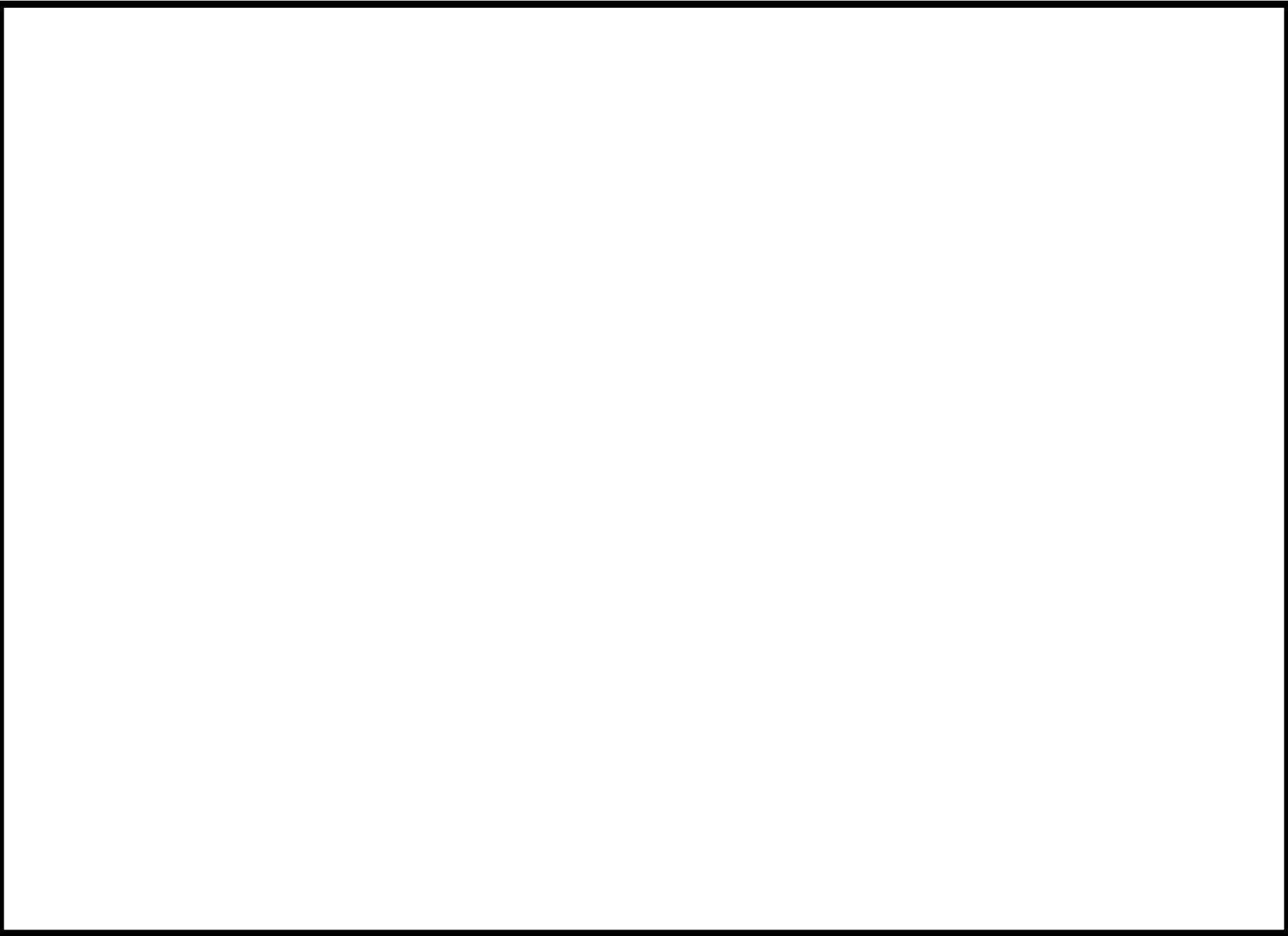


図47-52 7号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(47-52)

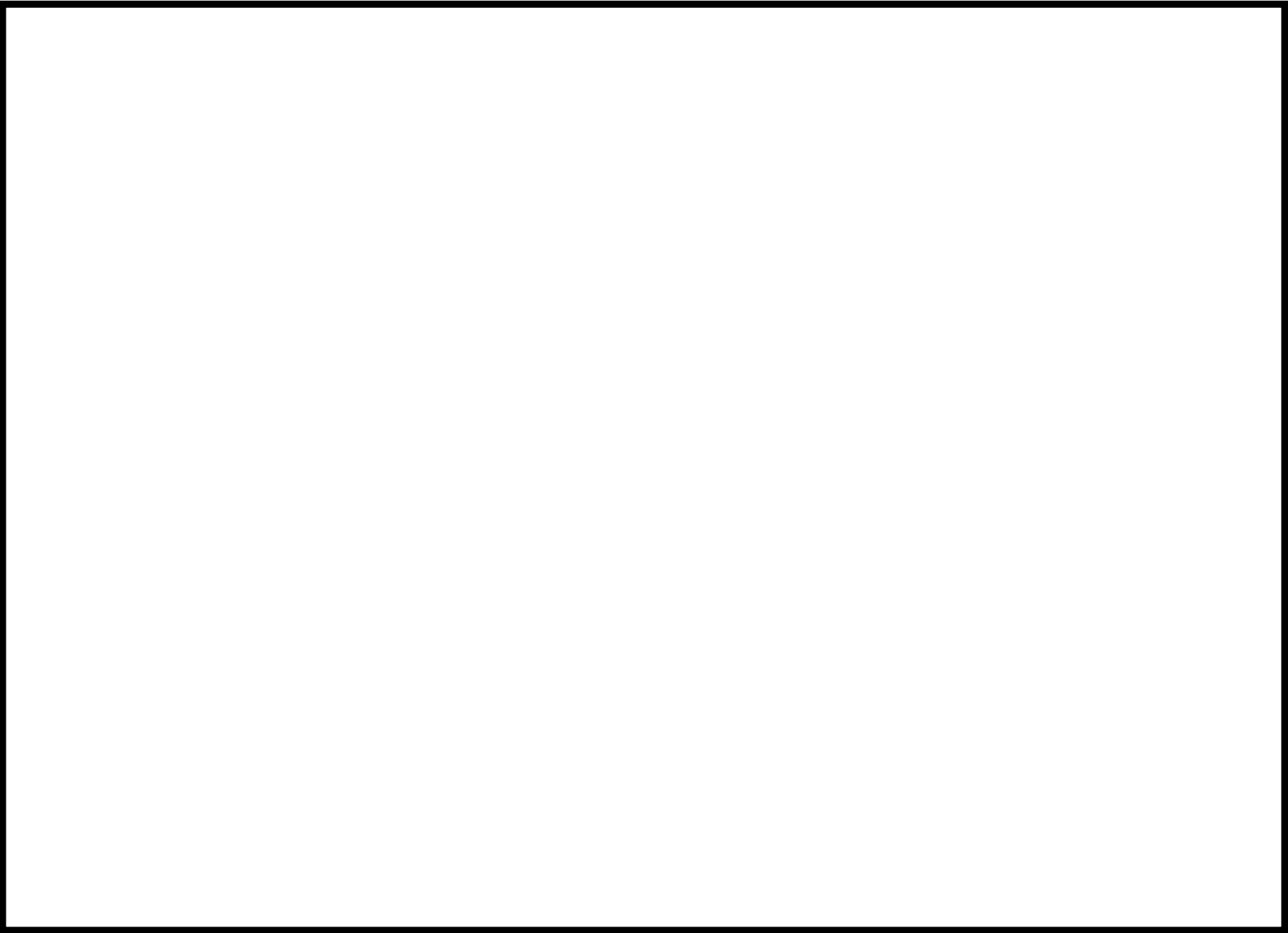


图47-53 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(47-53)

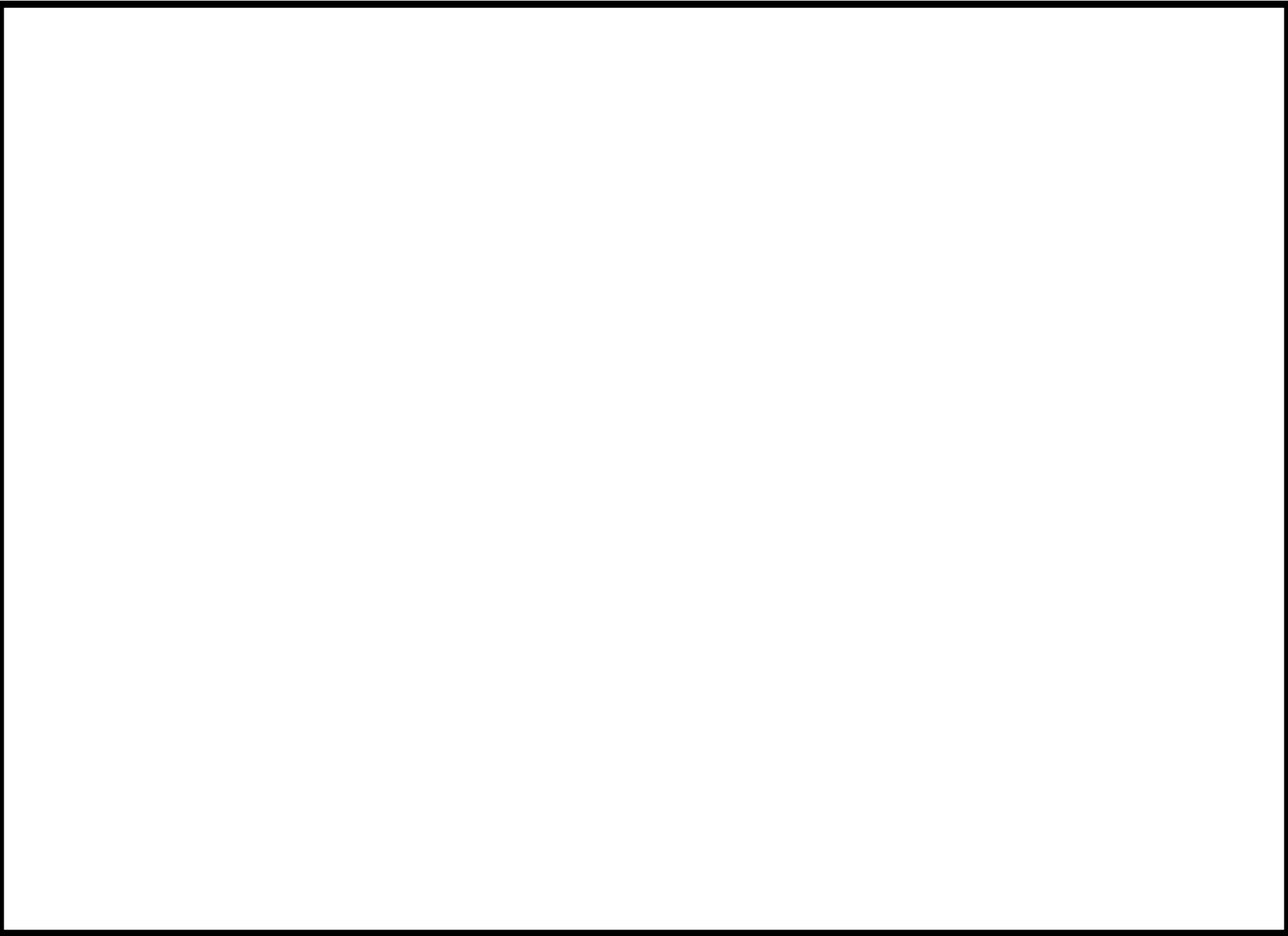


図47-54 7号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(47-54)



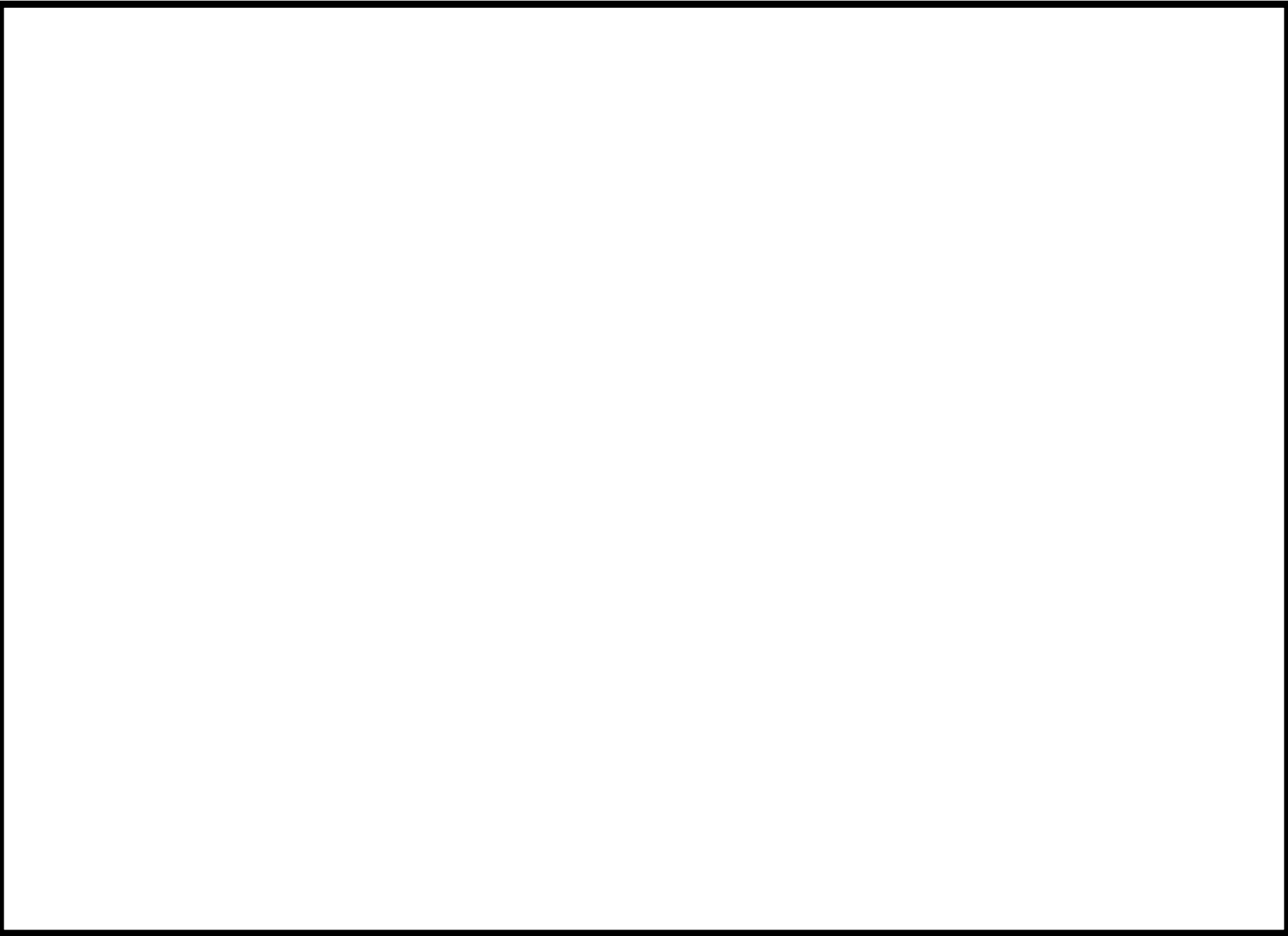


図47-55 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(47-55)

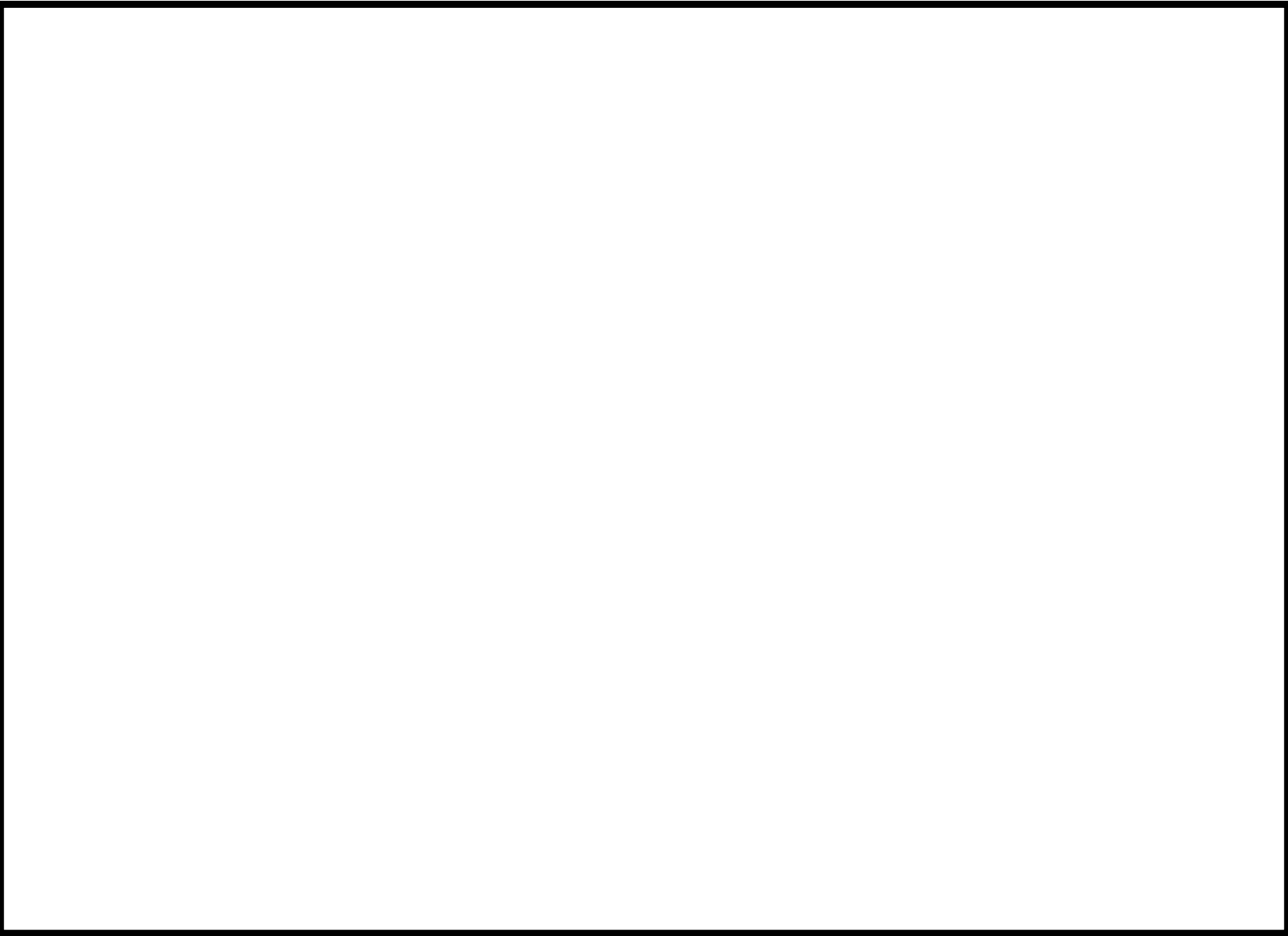


図47-56 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(47-56)

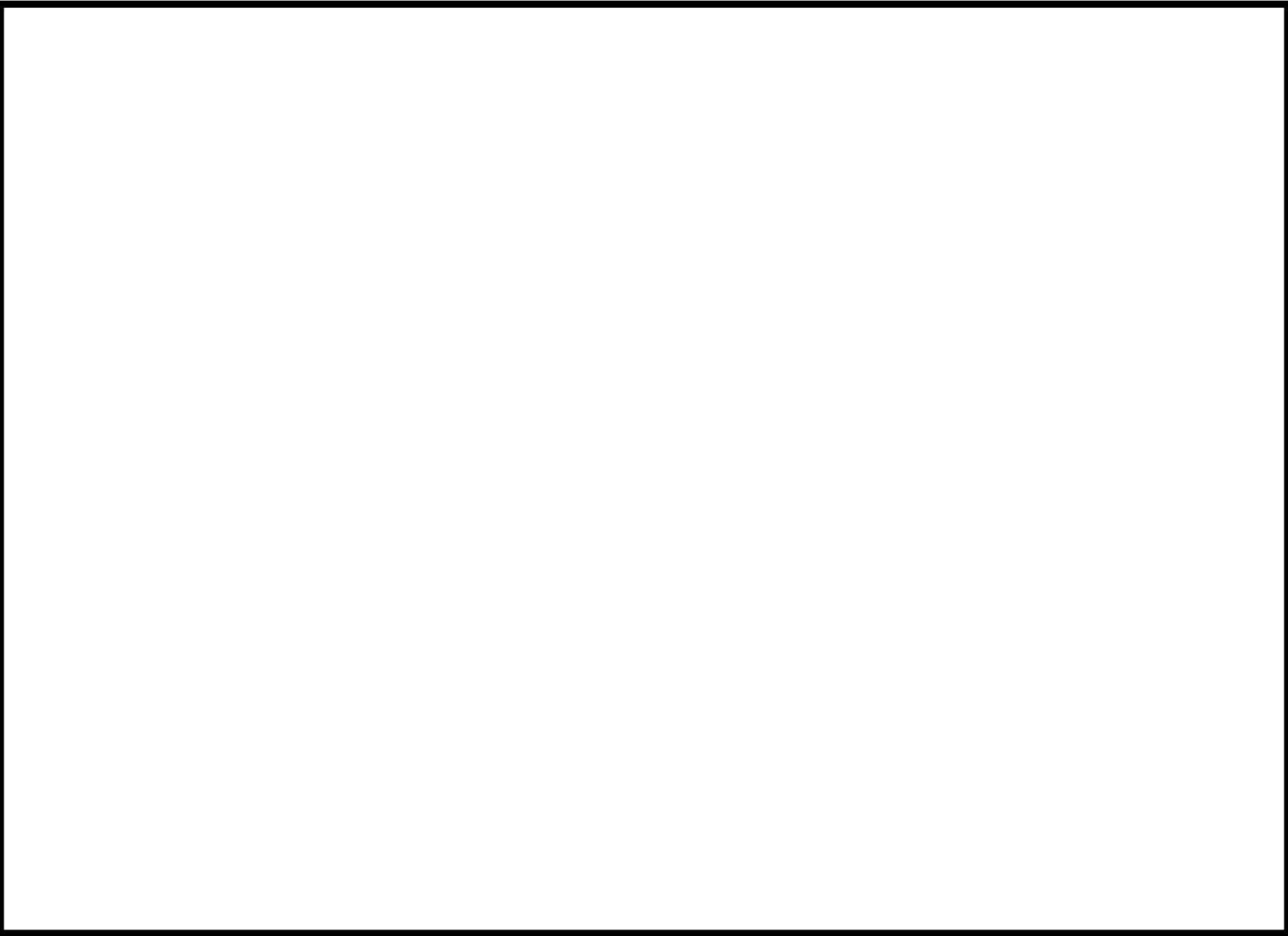


図47-57 7号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(47-57)

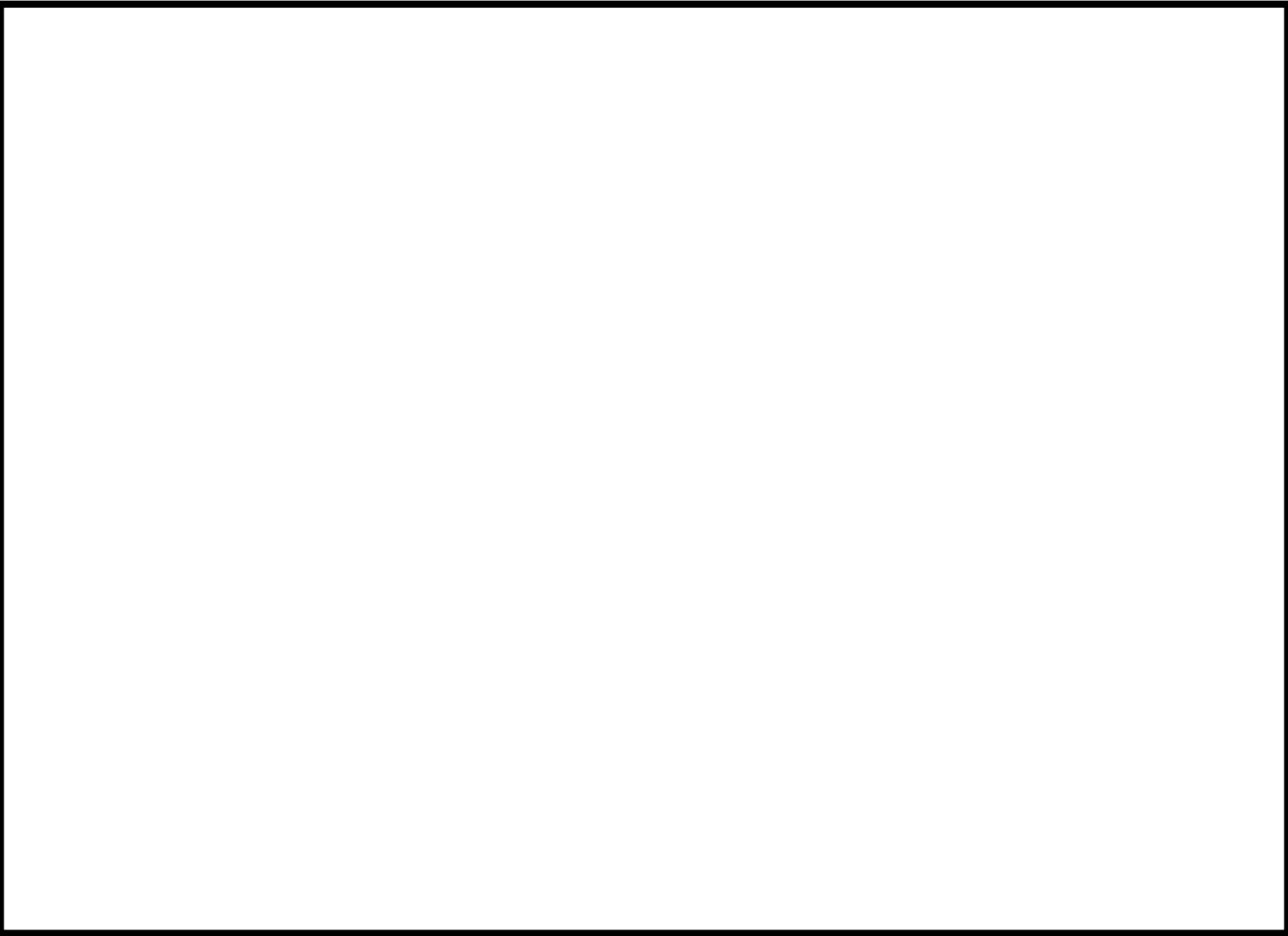


図47-58 7号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(47-58)

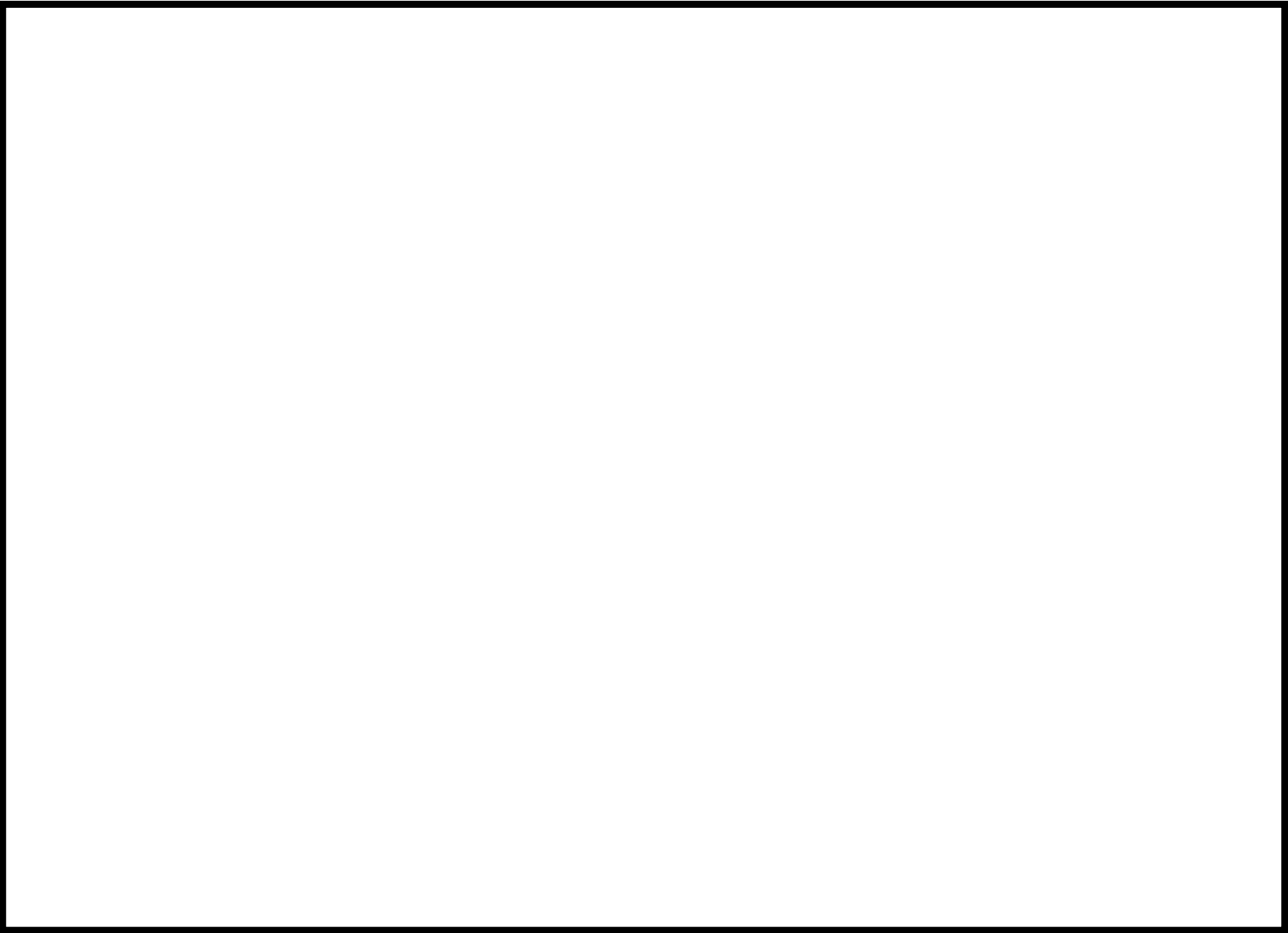


图48-1 6号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(48-1)

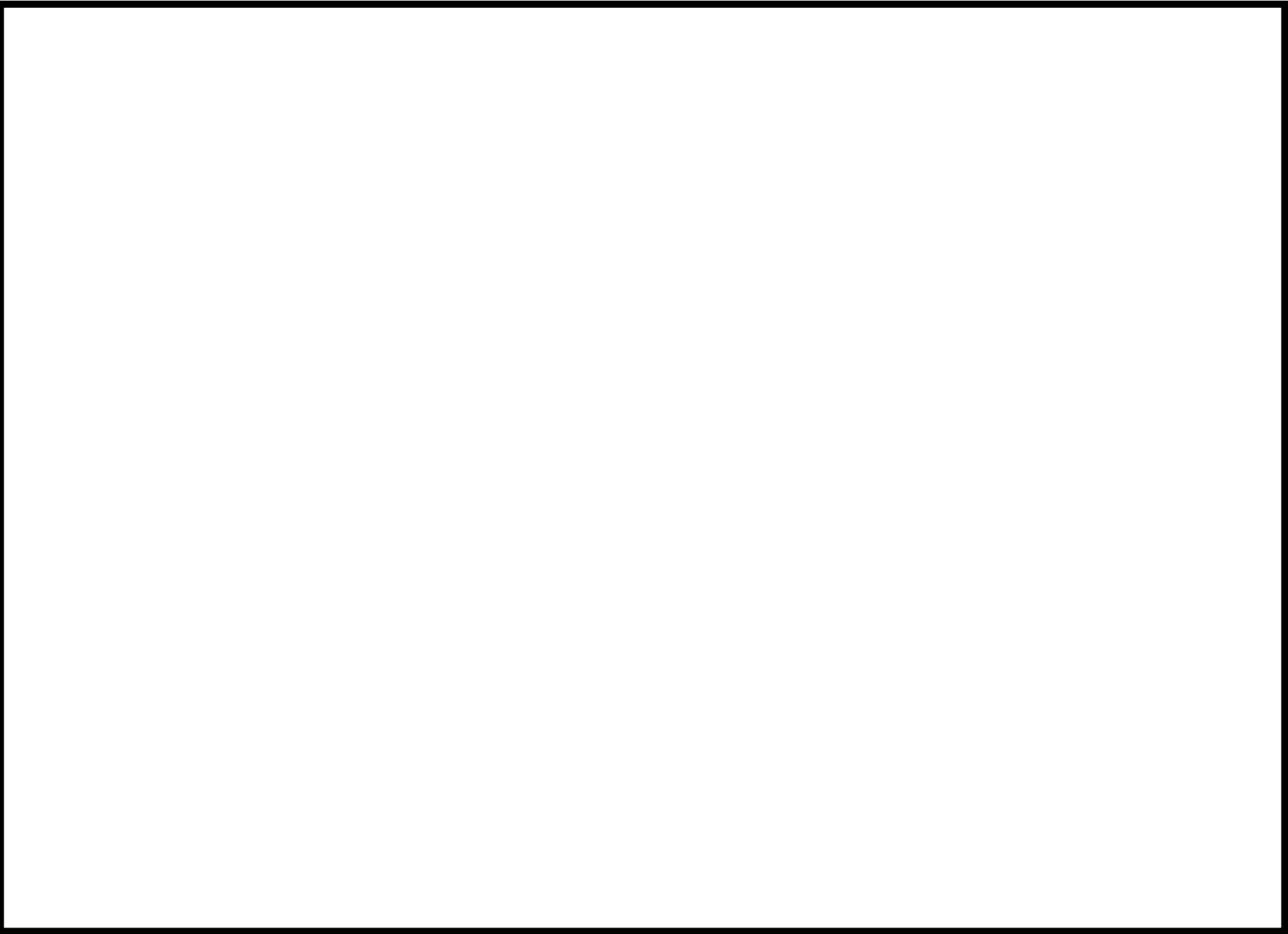


图48-2 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(48-2)

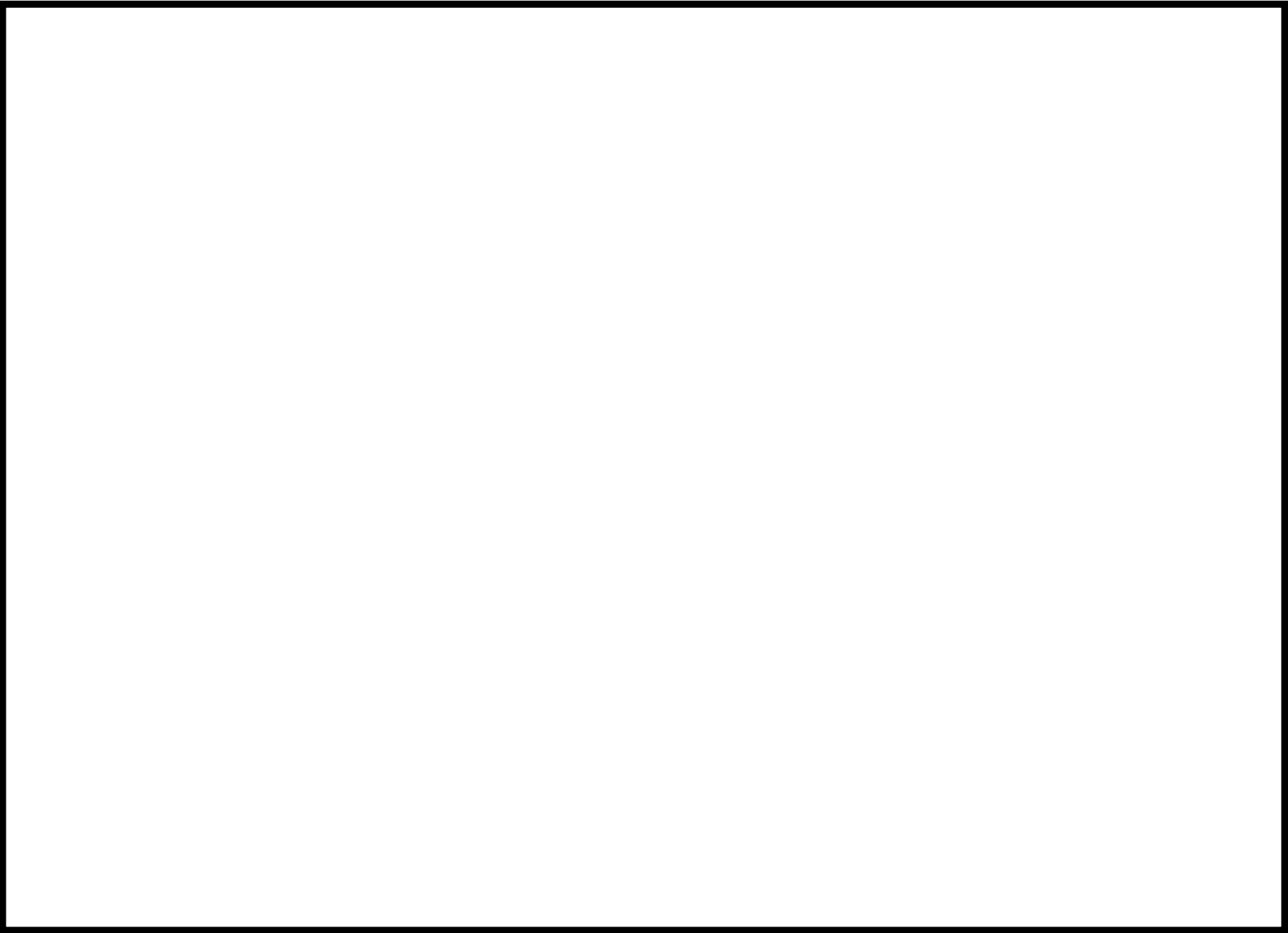


図48-3 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-3)

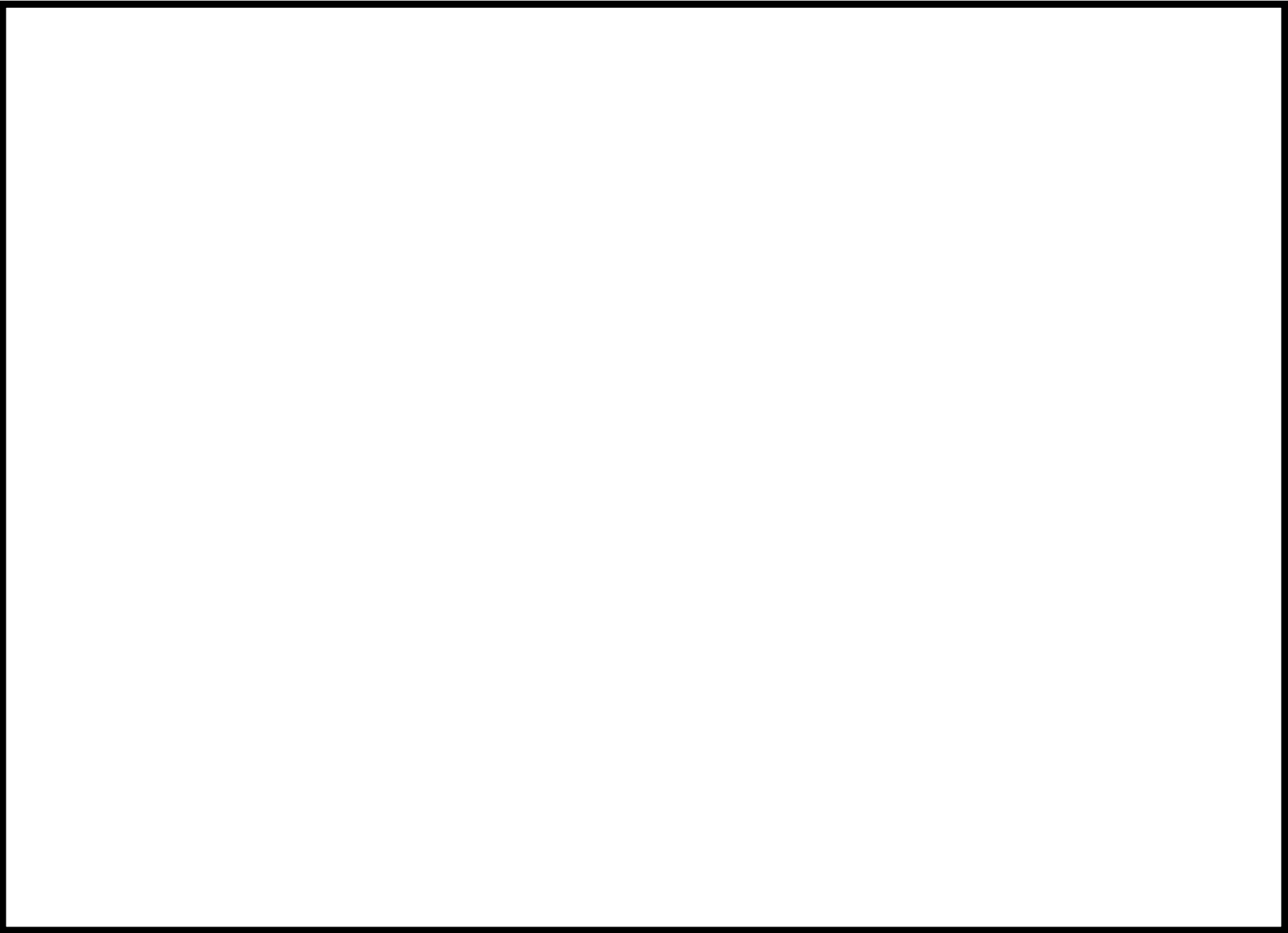


図48-4 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(48-4)



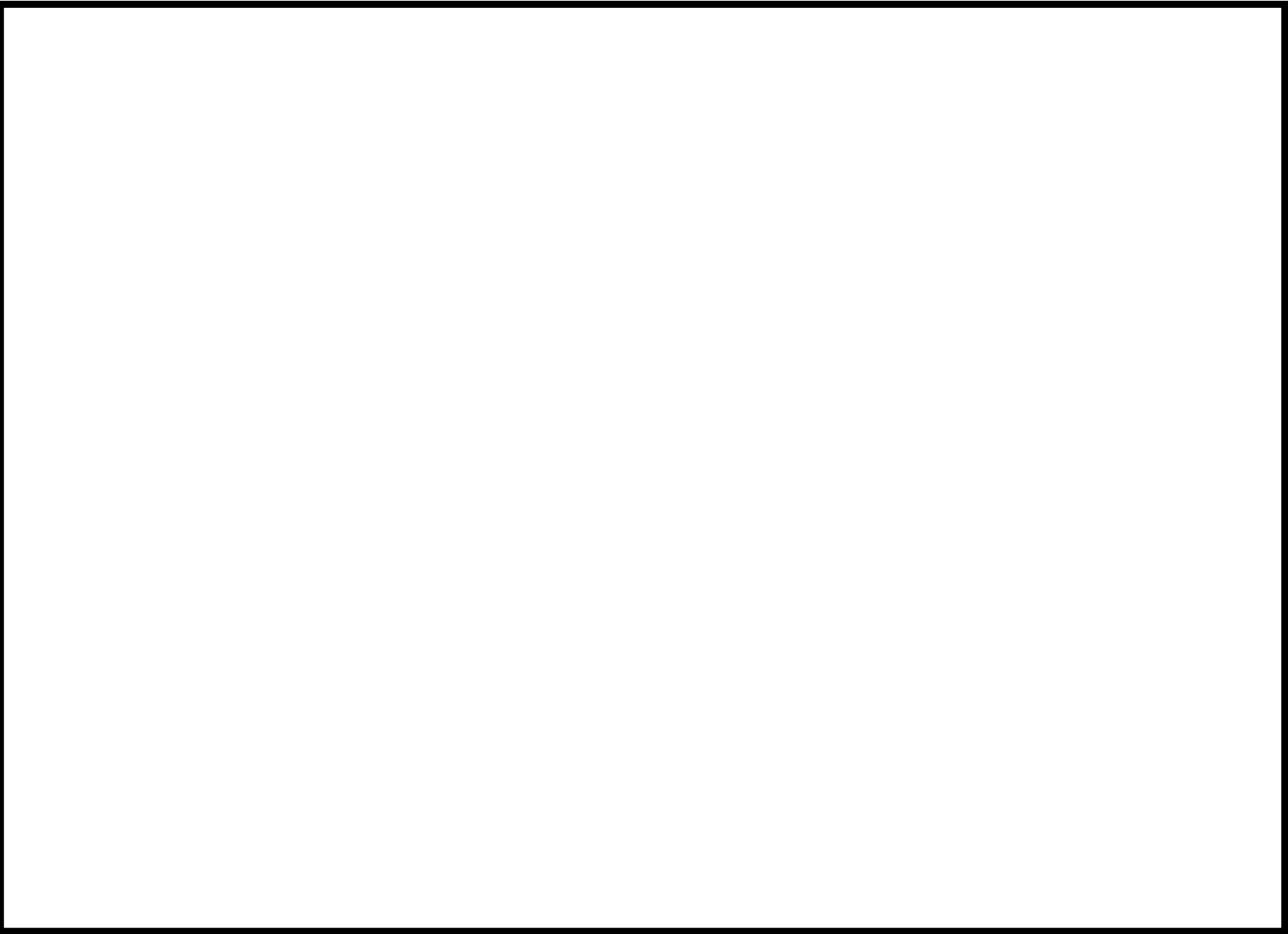


図48-5 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(48-5)

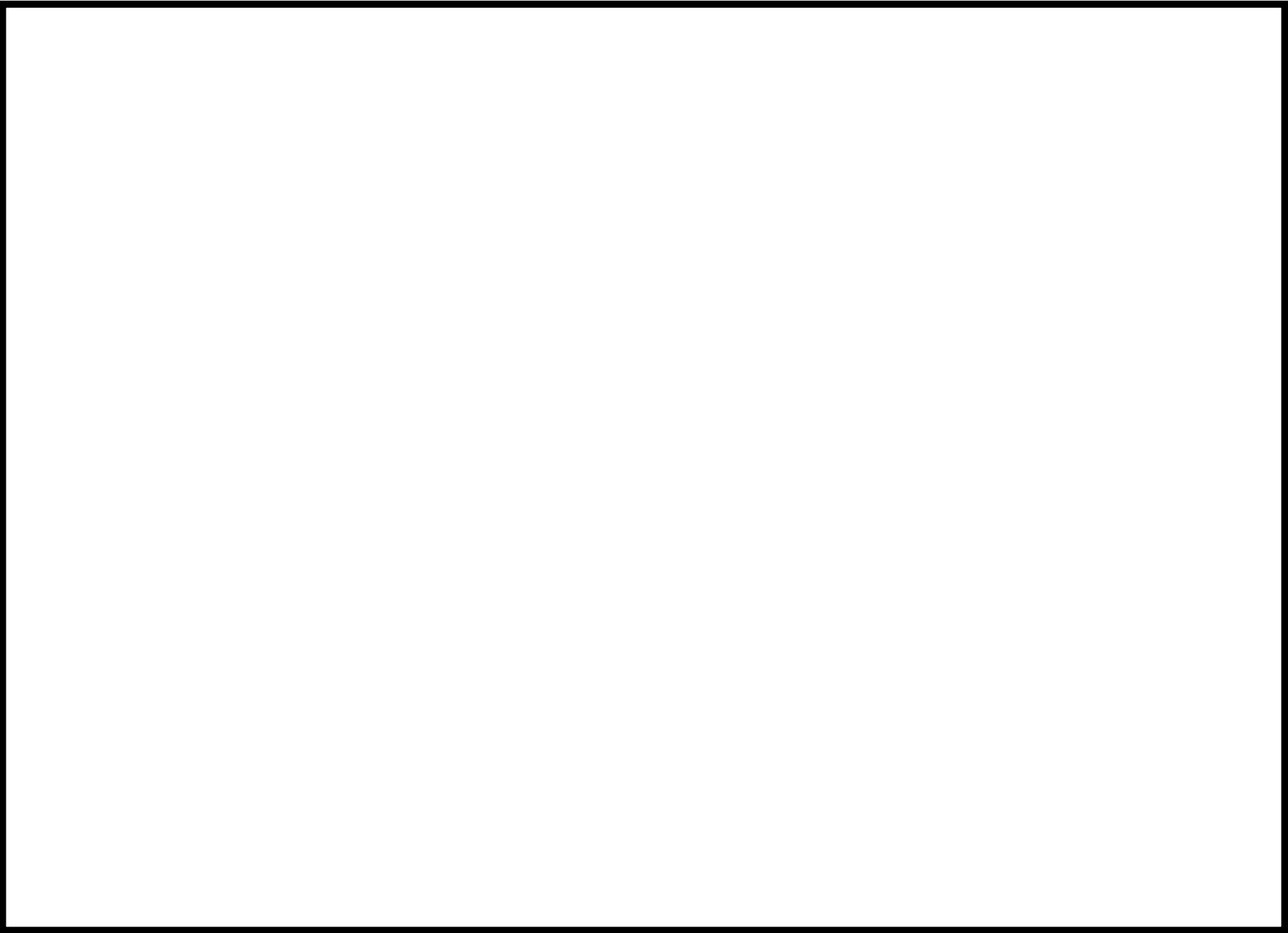


図48-6 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(48-6)

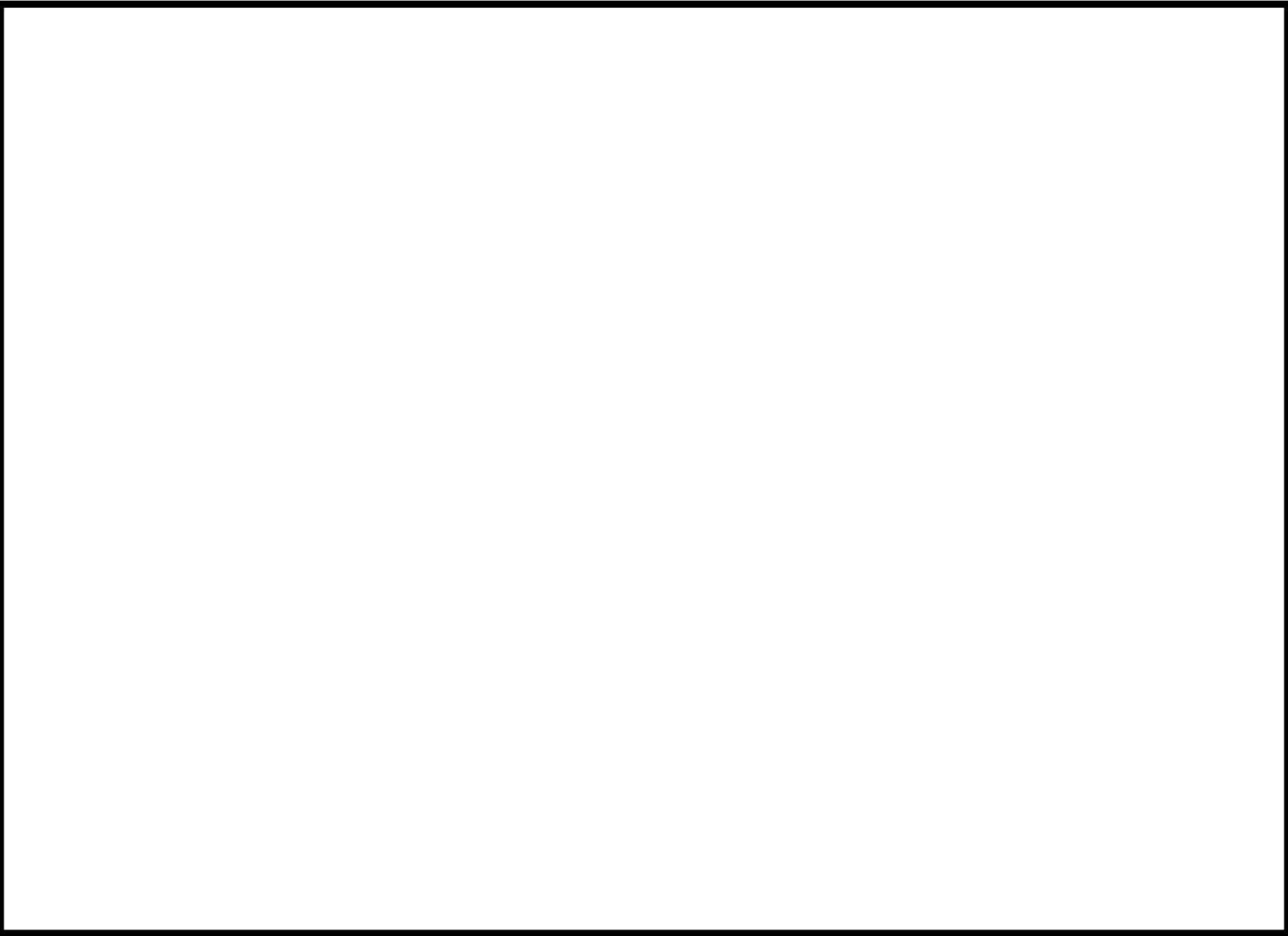


図48-7 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(48-7)

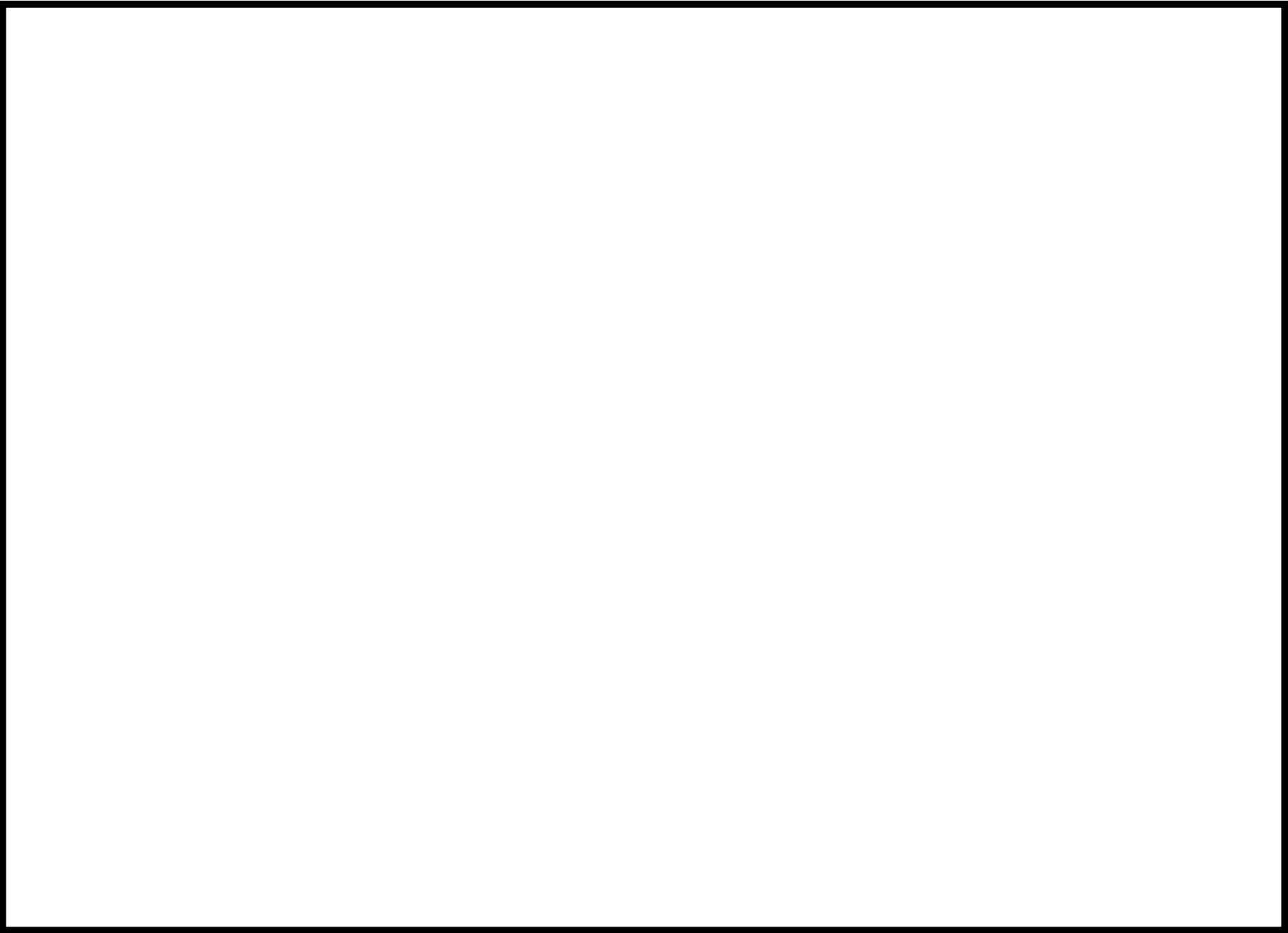


図48-8 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(48-8)

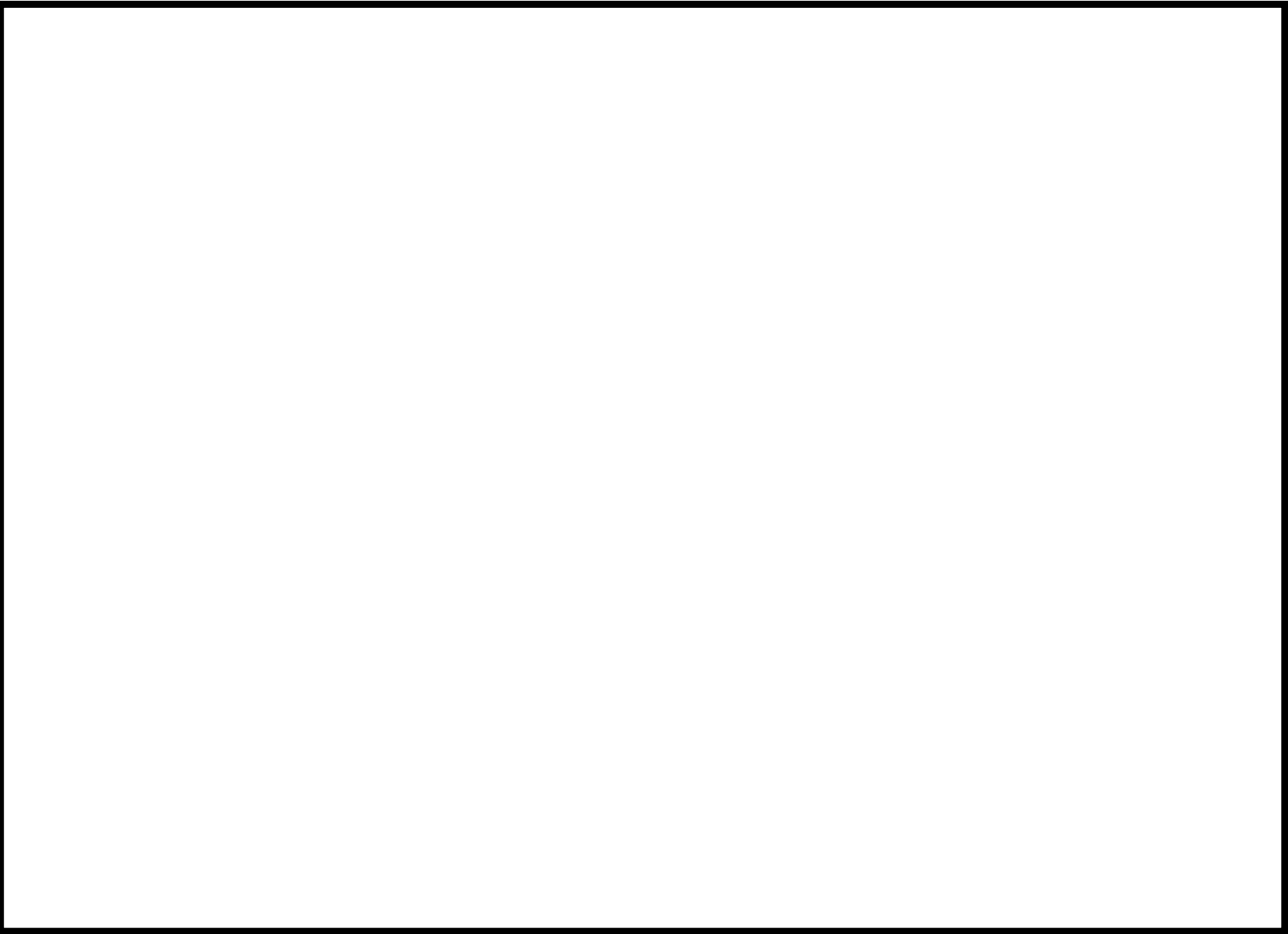


图48-9 7号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(48-9)

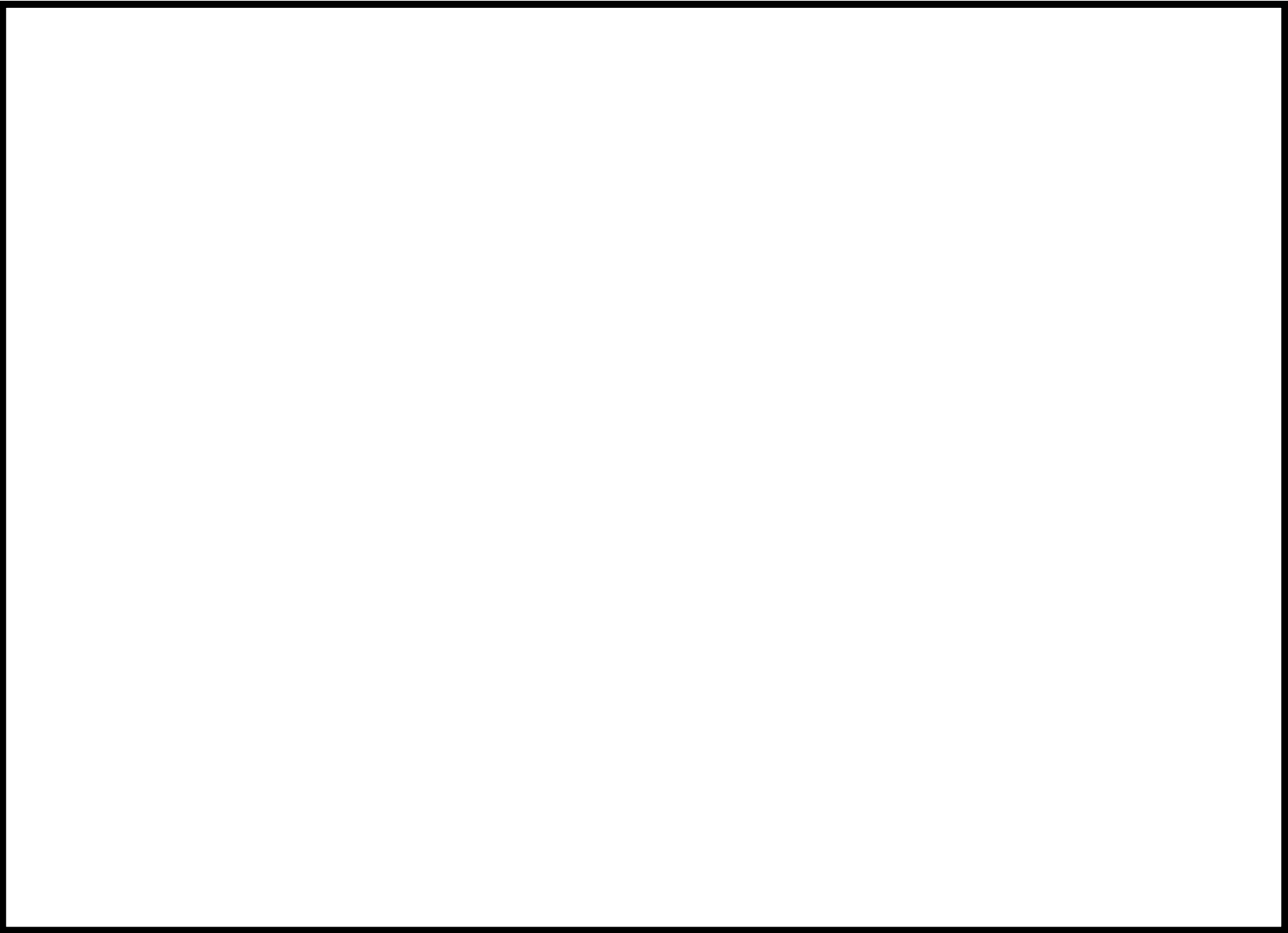


图48-10 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(48-10)

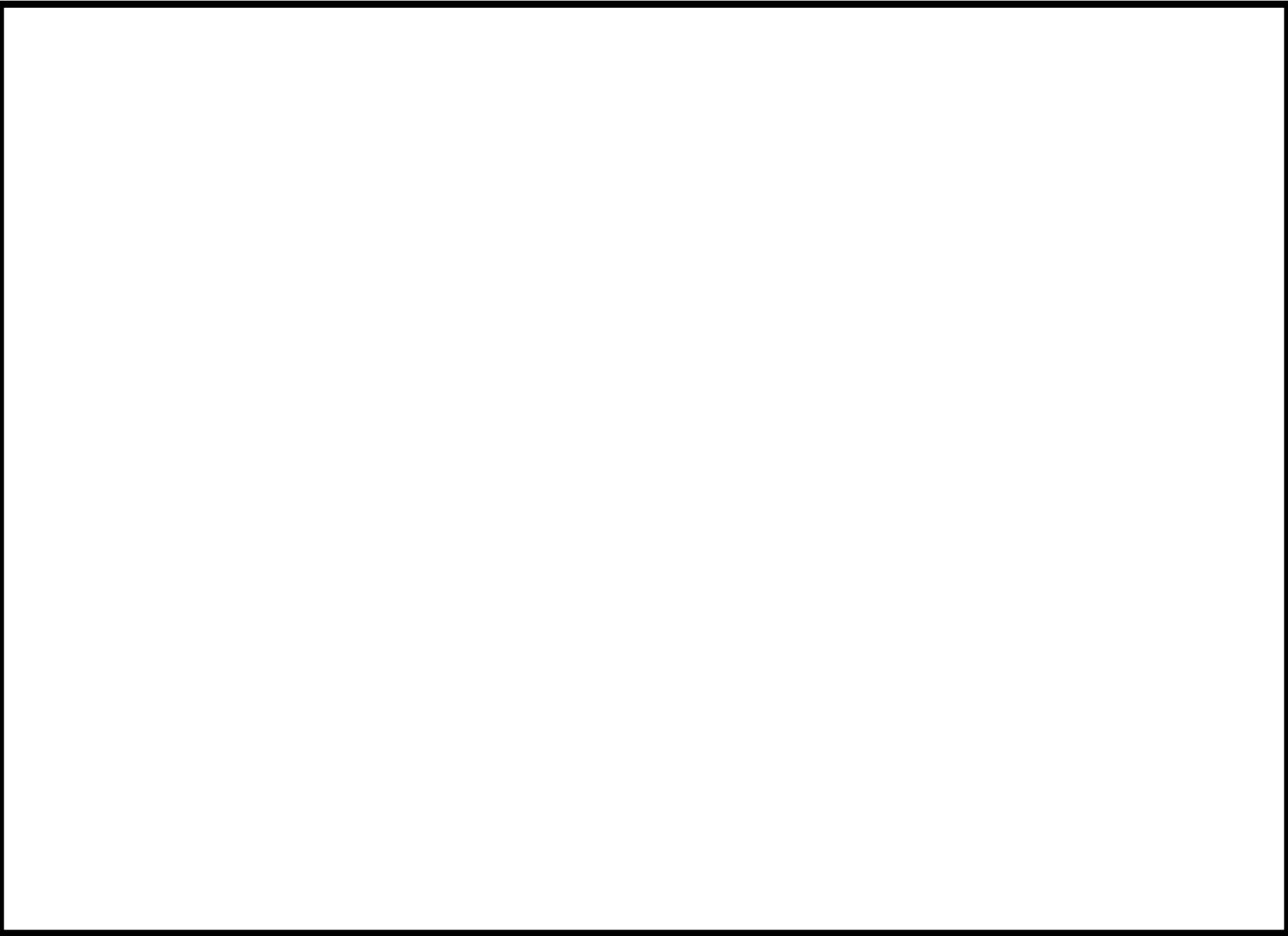


図48-11 7号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-11)

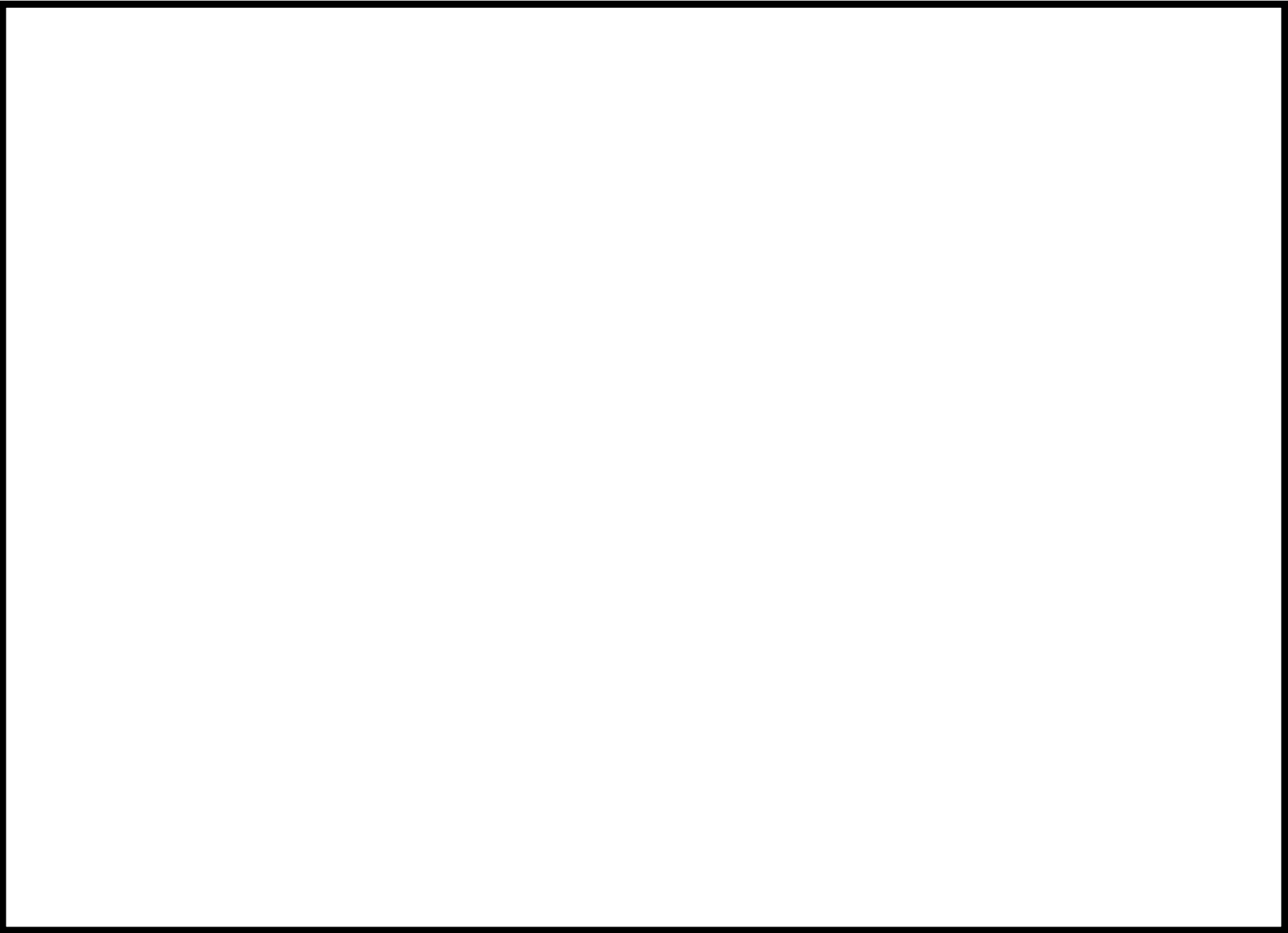


图48-12 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(48-12)



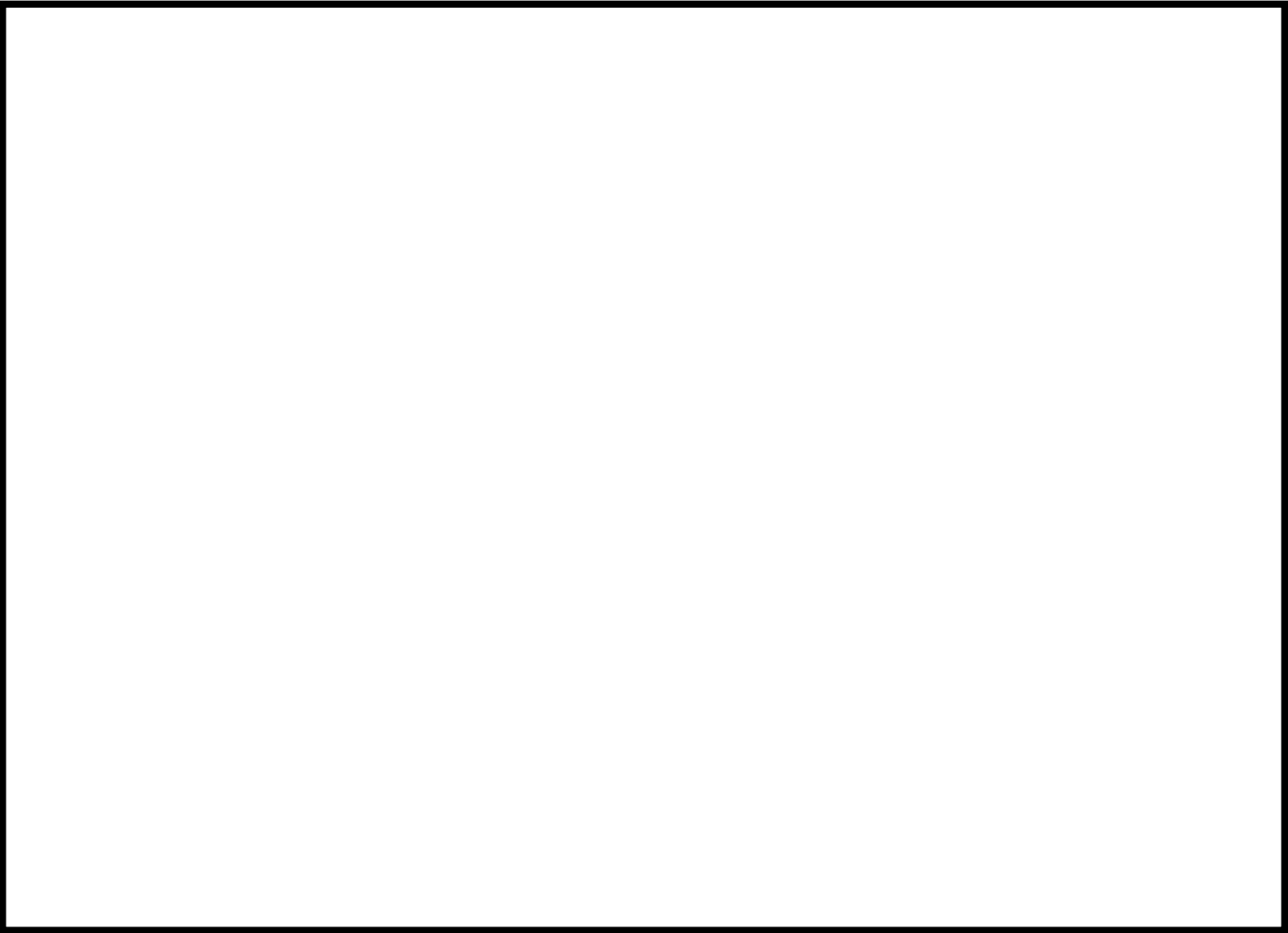


图48-13 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(48-13)

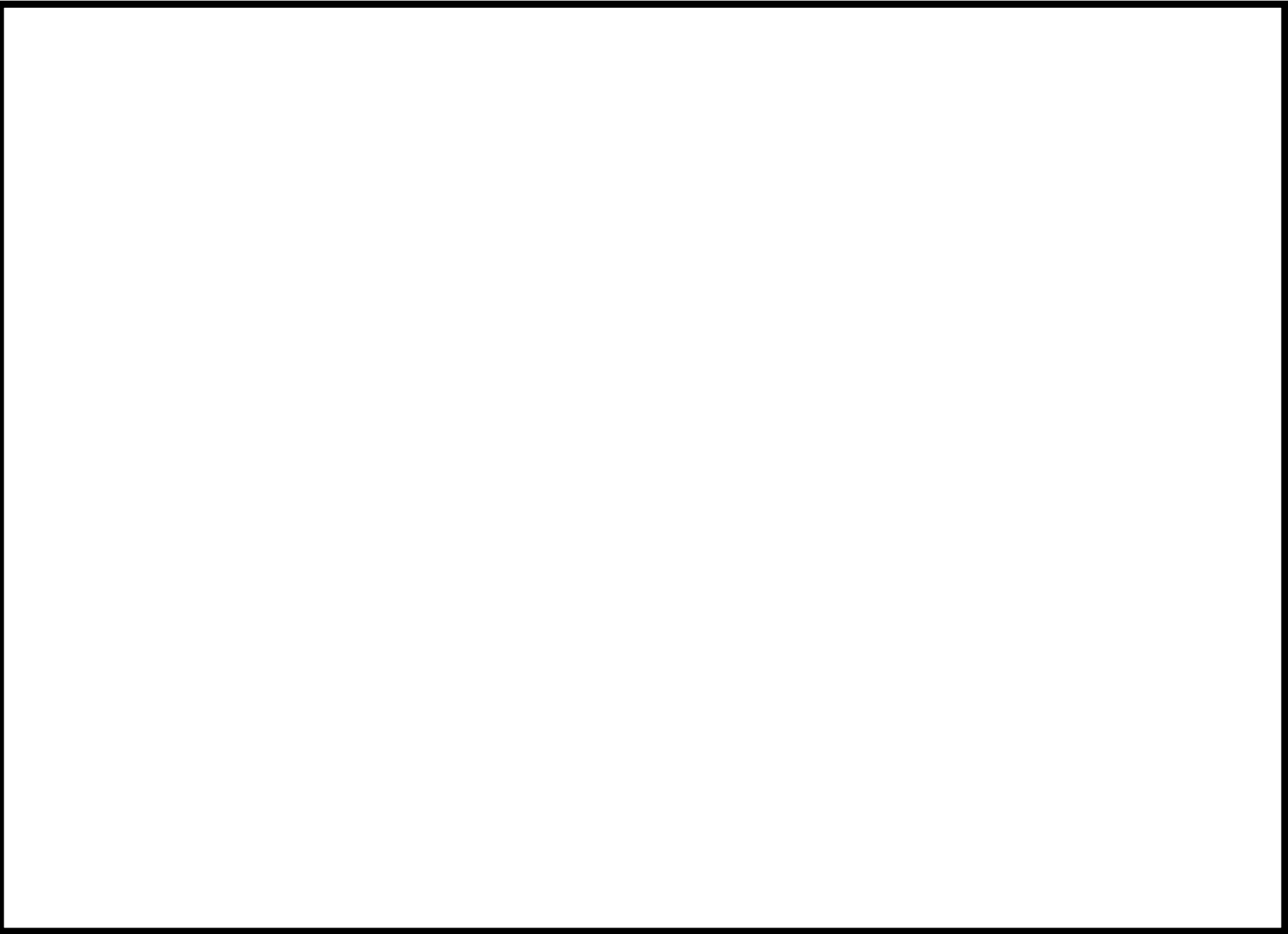


図48-14 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(48-14)

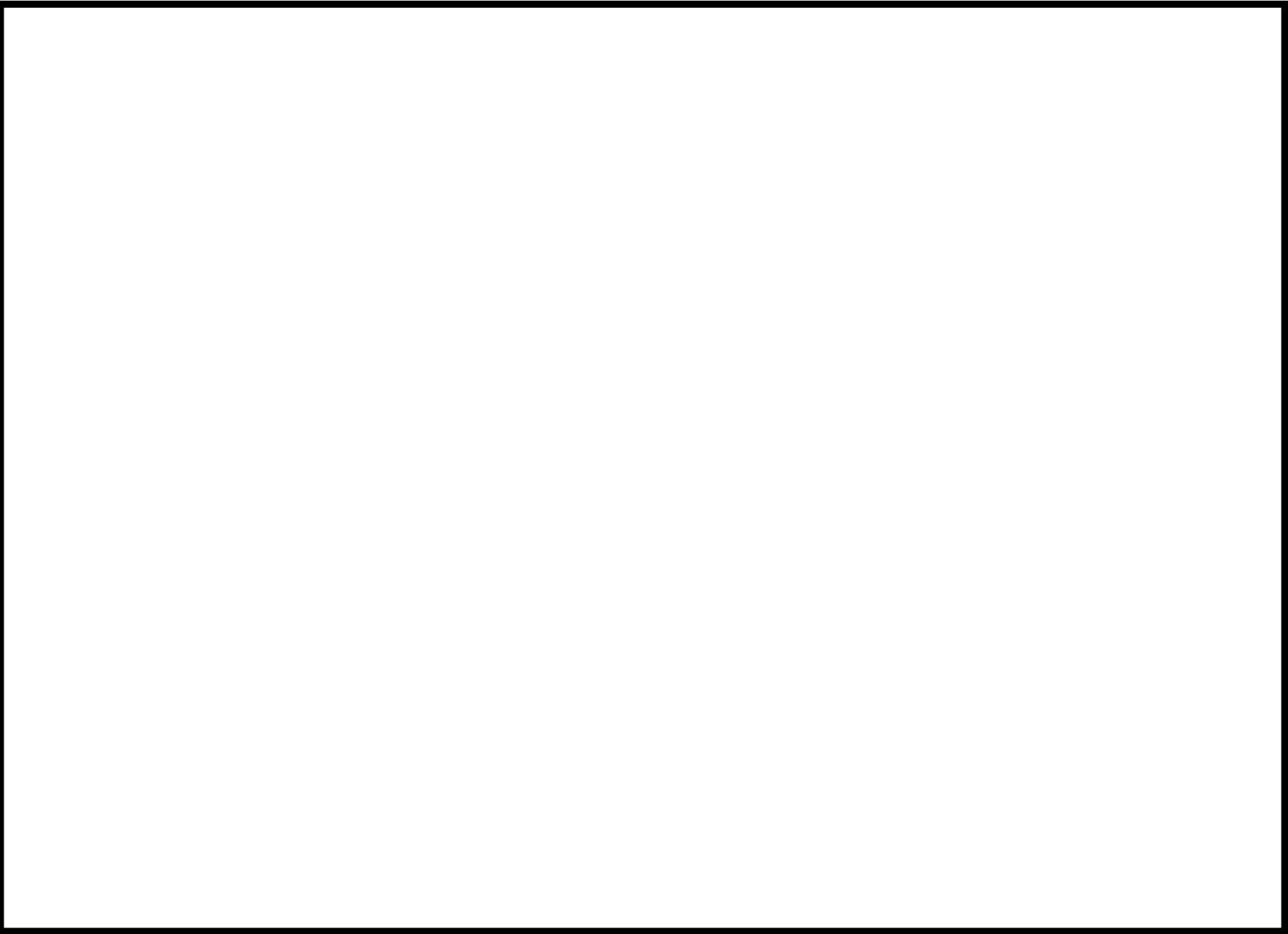


図48-15 7号炉原子炉建屋 地下3階(中間階)

57-9-(48-15)

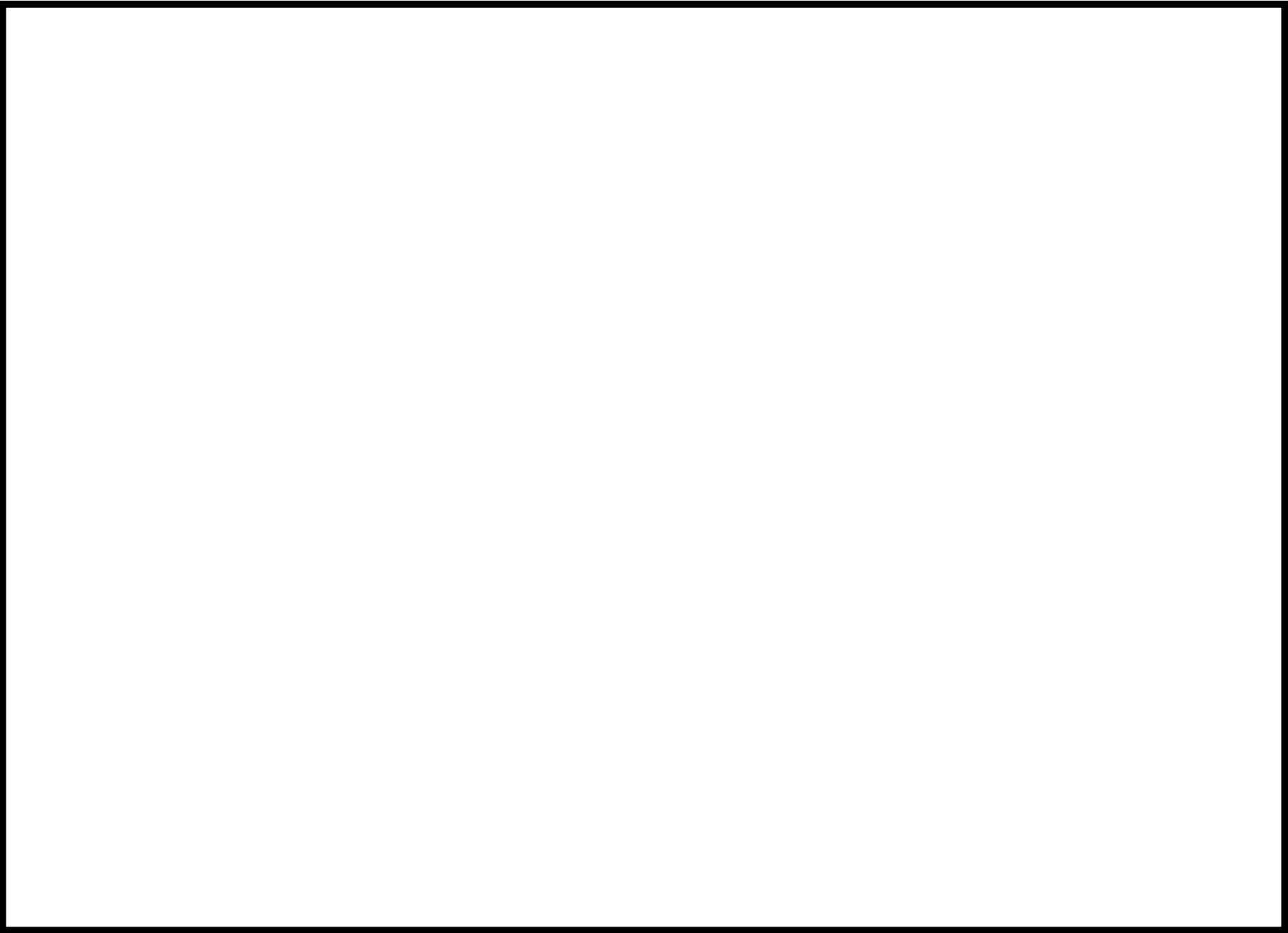


图48-16 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(48-16)

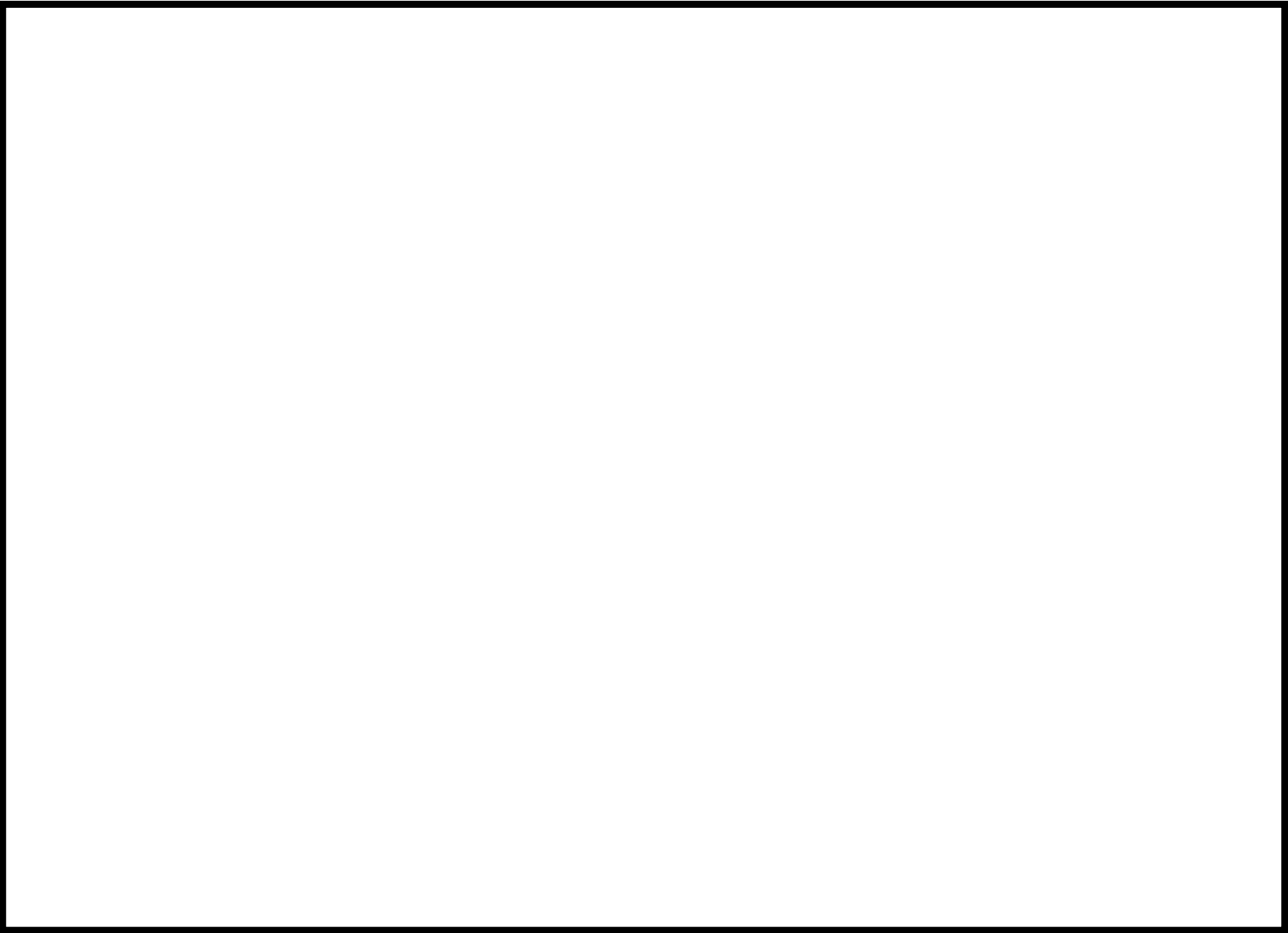


图48-17 6号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(48-17)

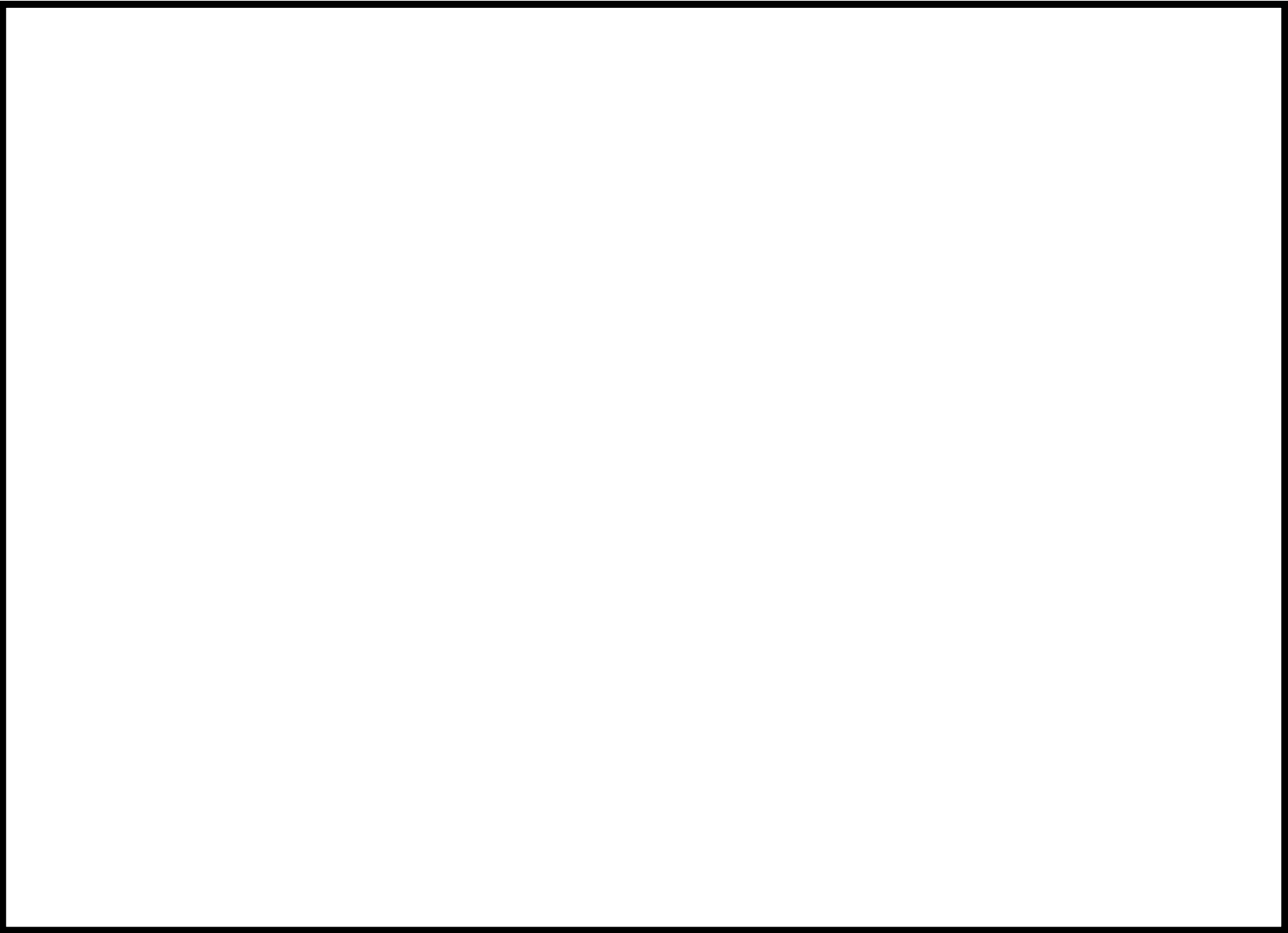


图48-18 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(48-18)

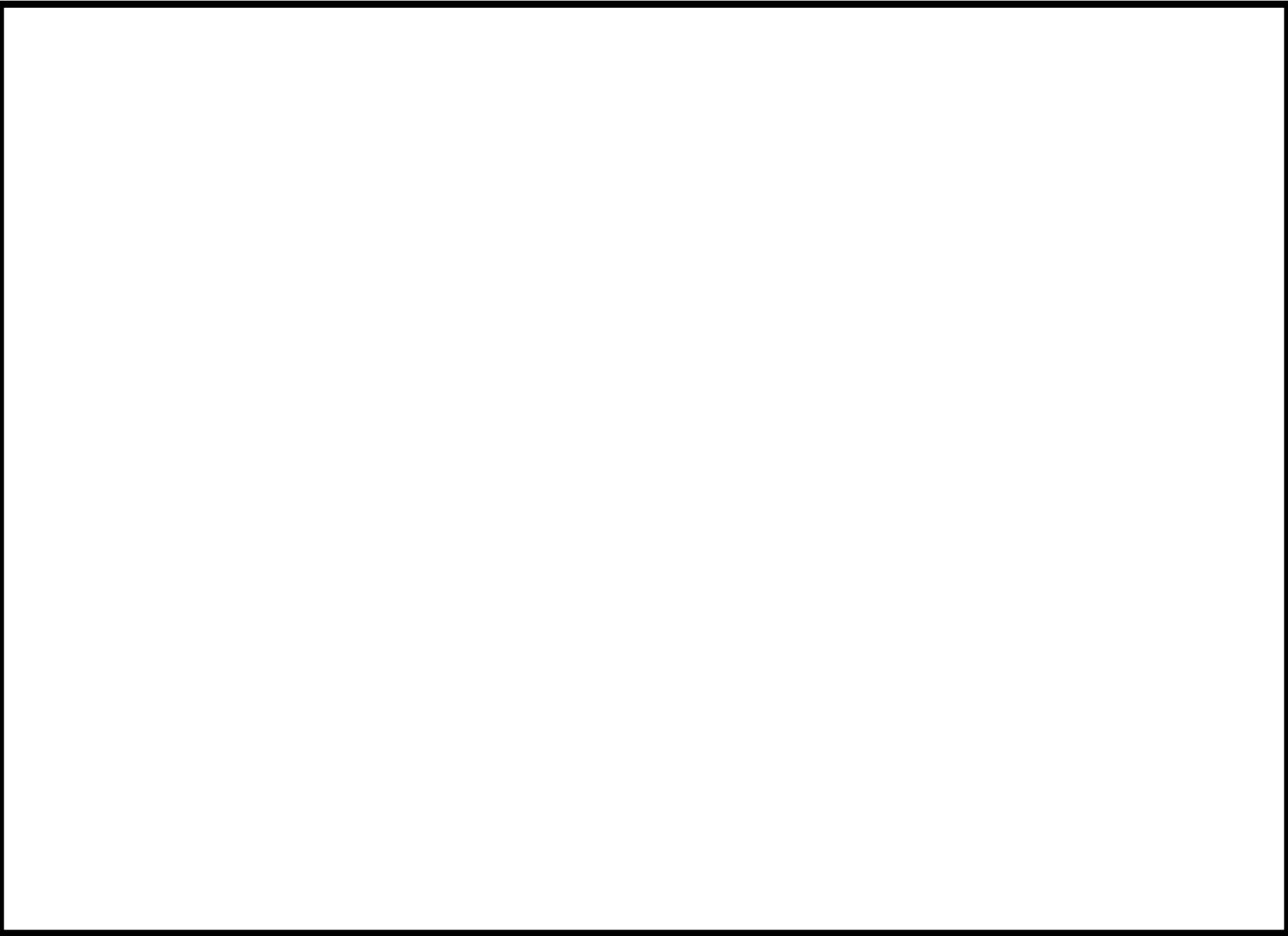


図48-19 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-19)

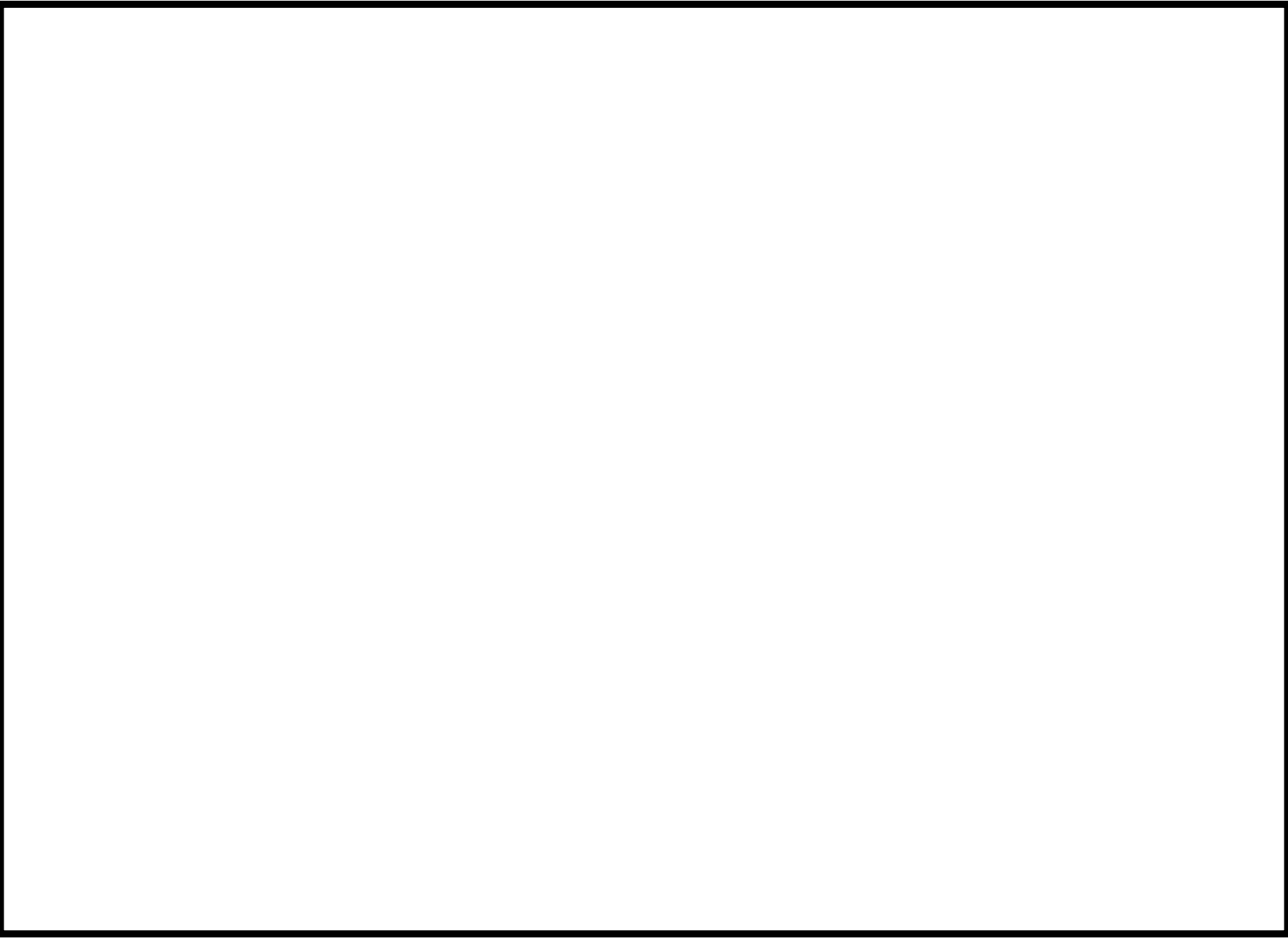


図48-20 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(48-20)



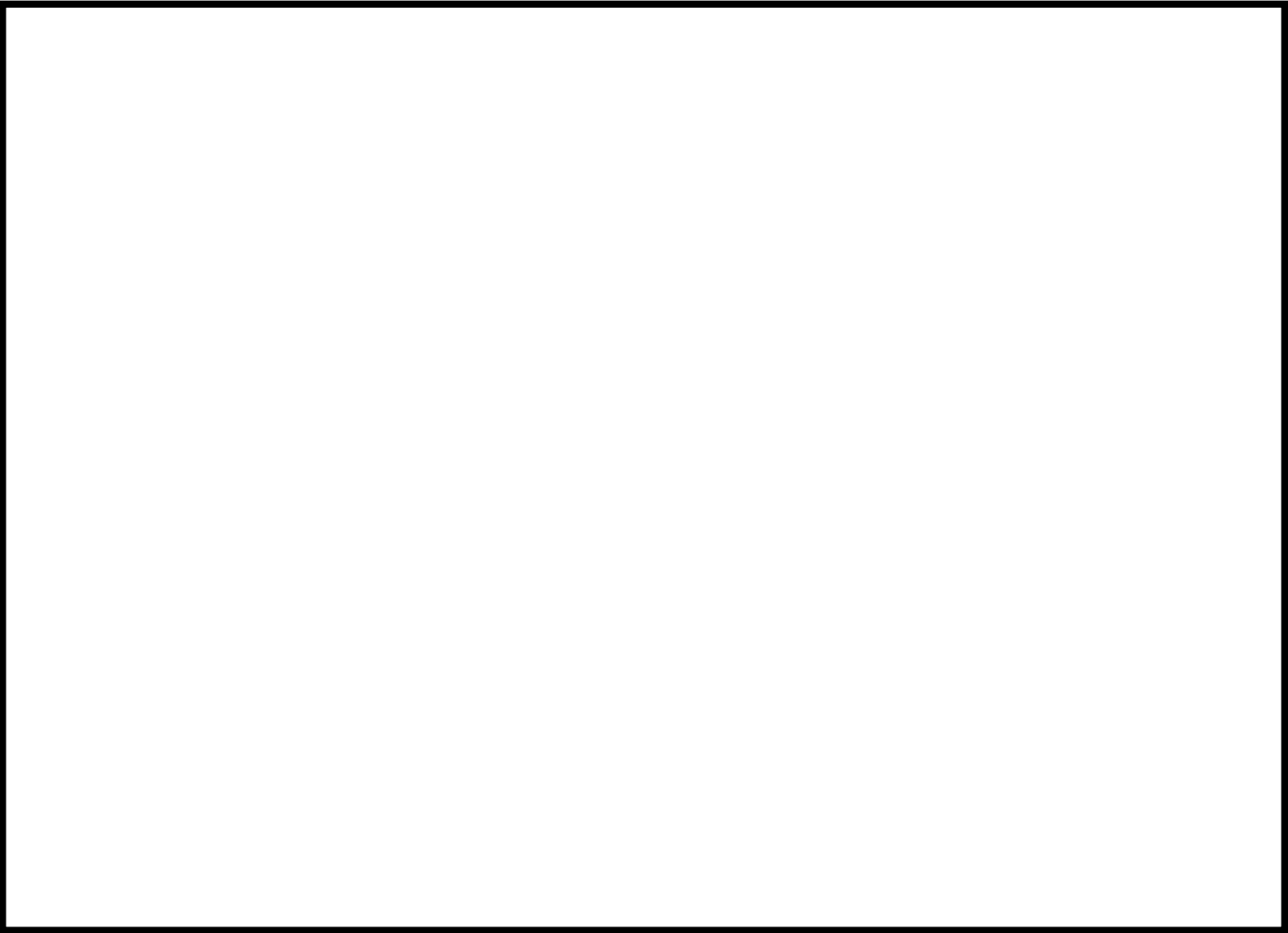


図48-21 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(48-21)

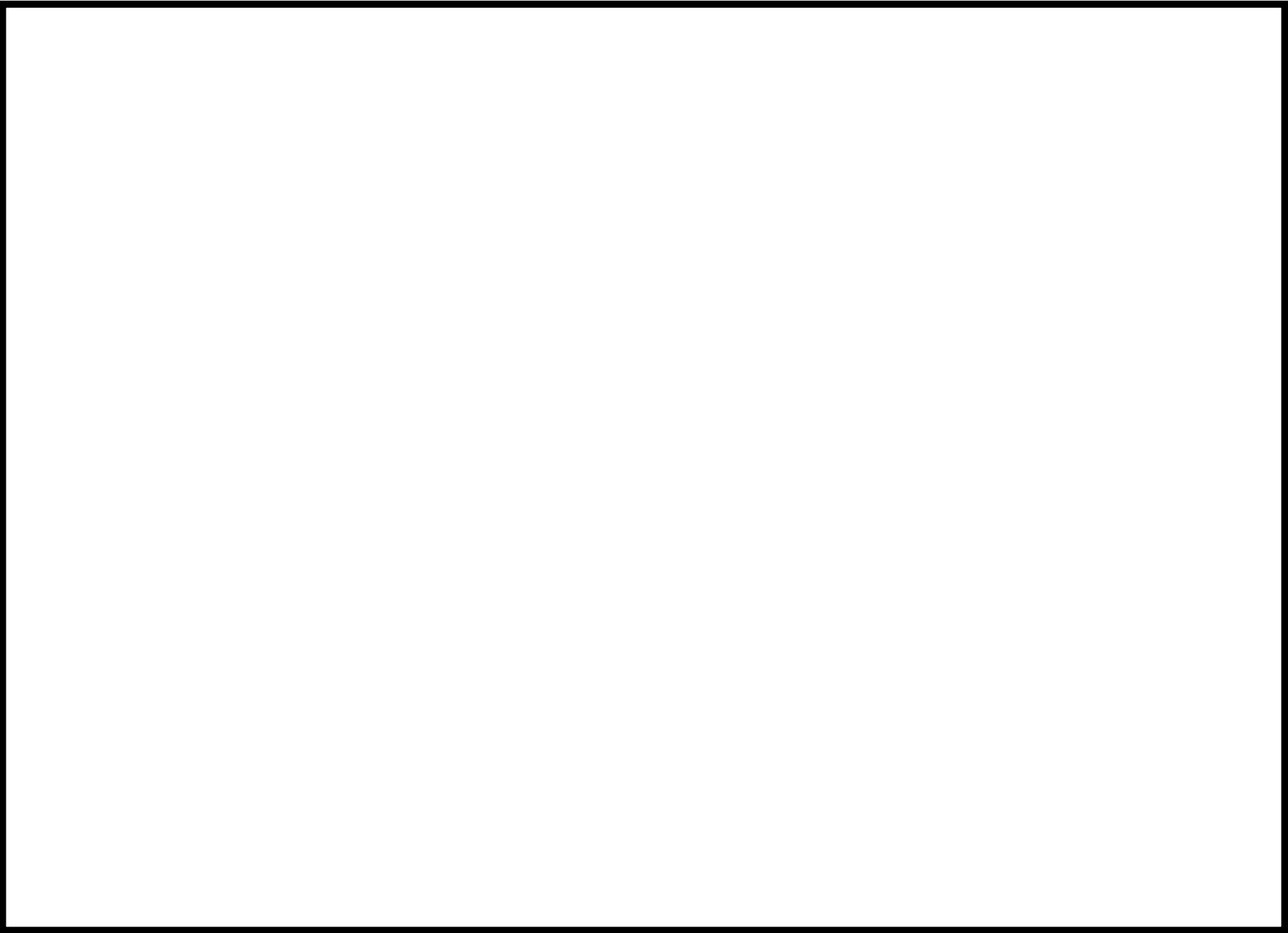


図48-22 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(48-22)

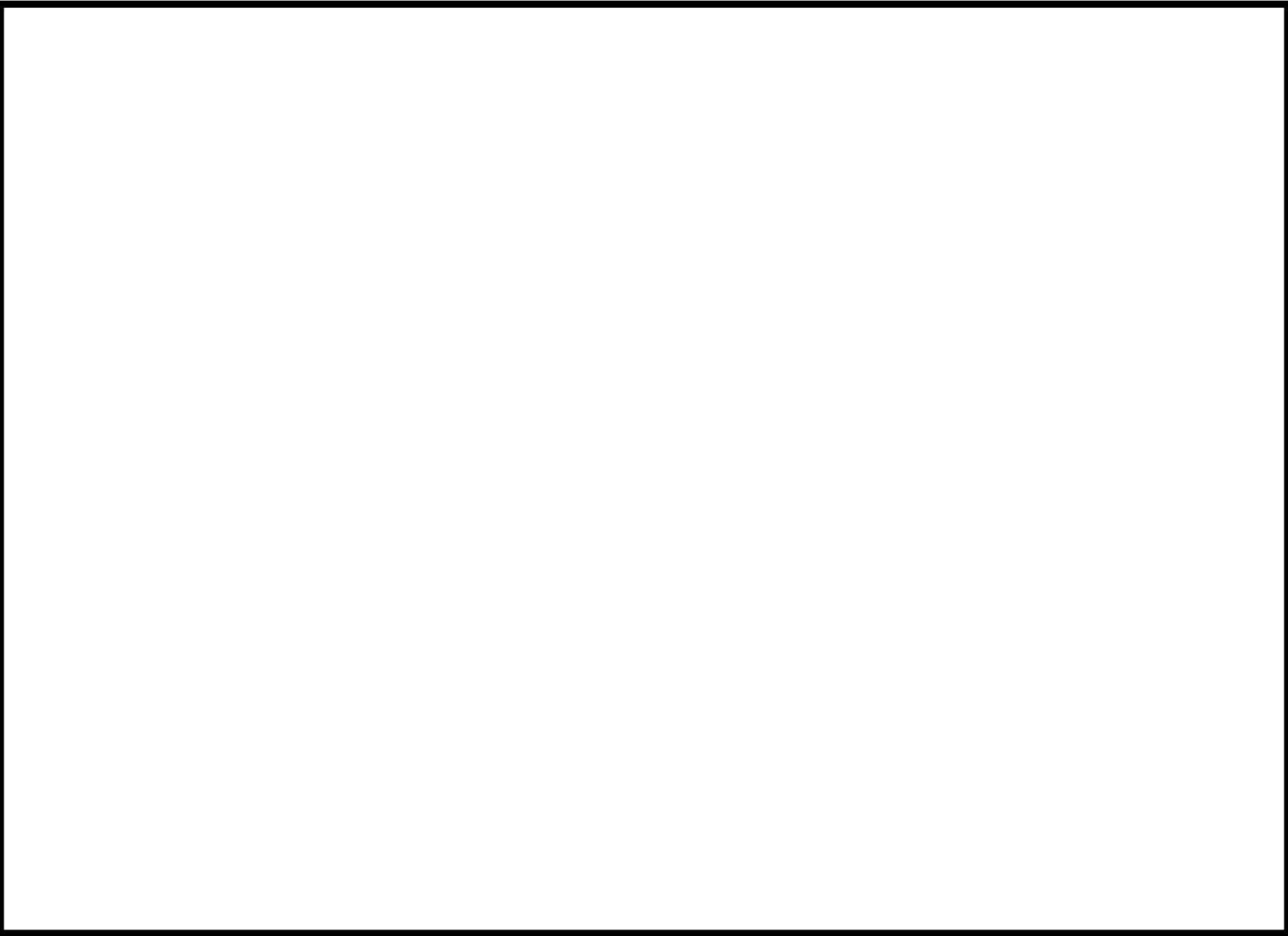


图48-23 6号炉原子炉建屋 地上中3階

57-9-(48-23)

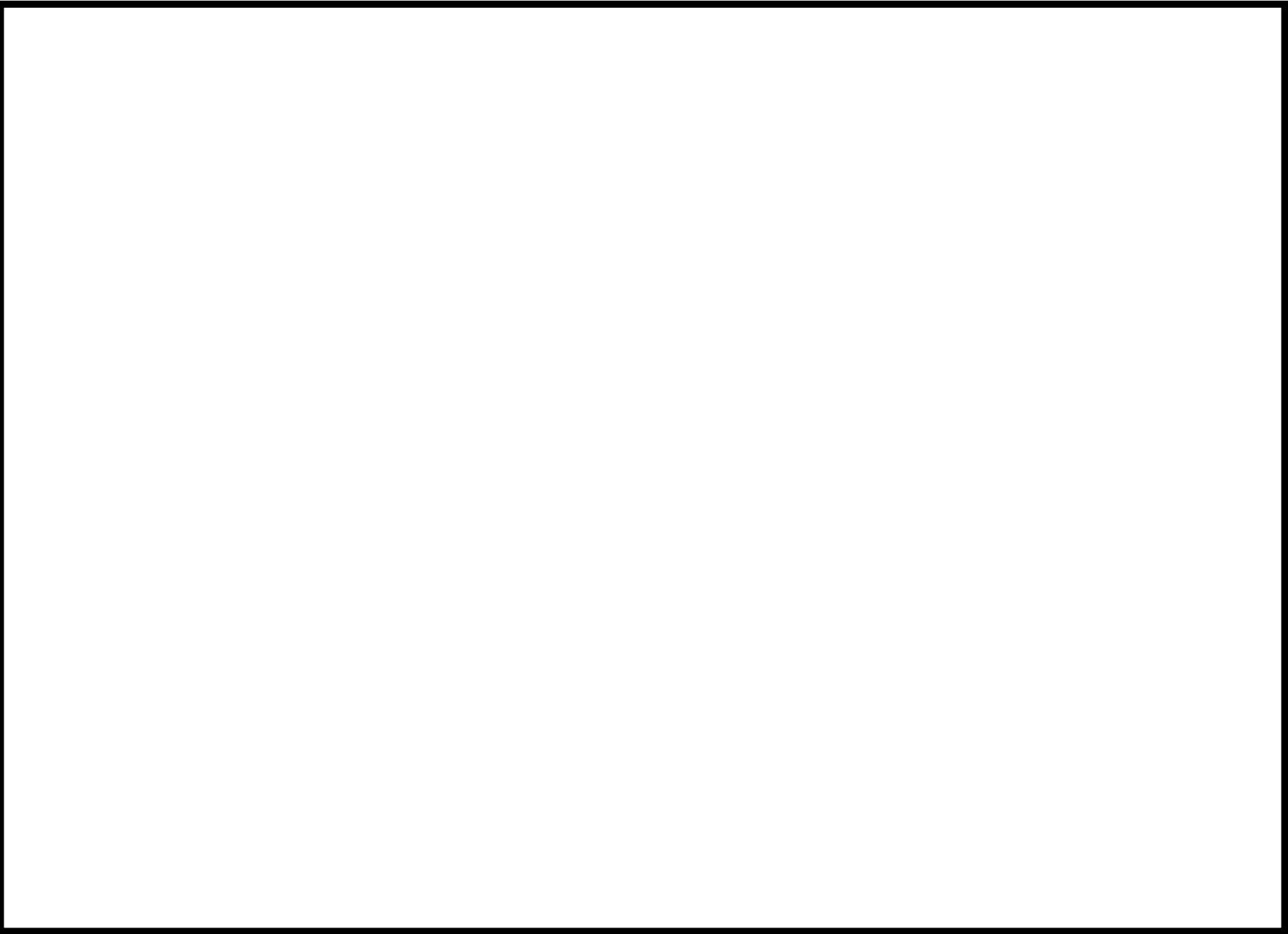


图48-24 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(48-24)

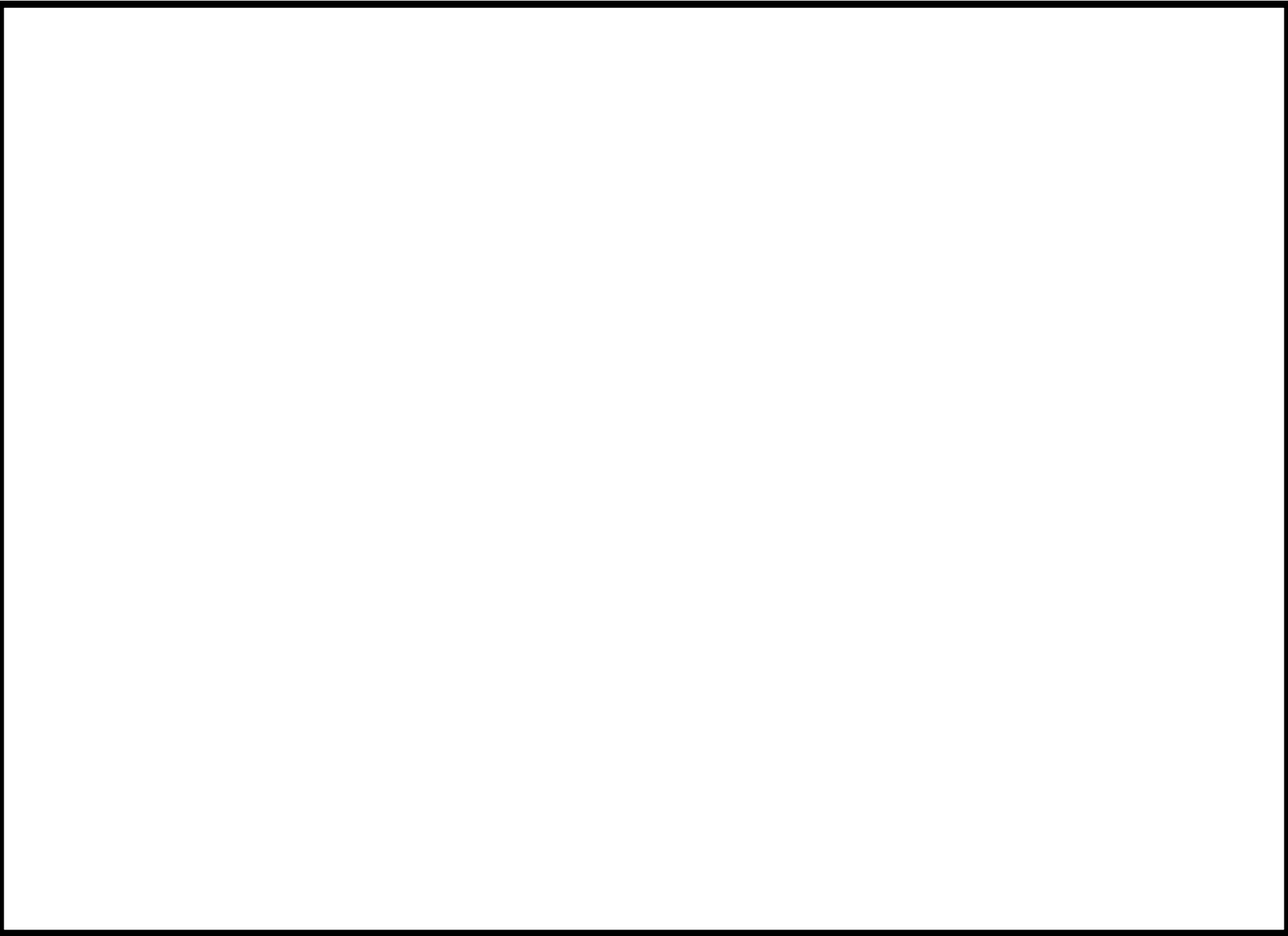


図48-25 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(48-25)

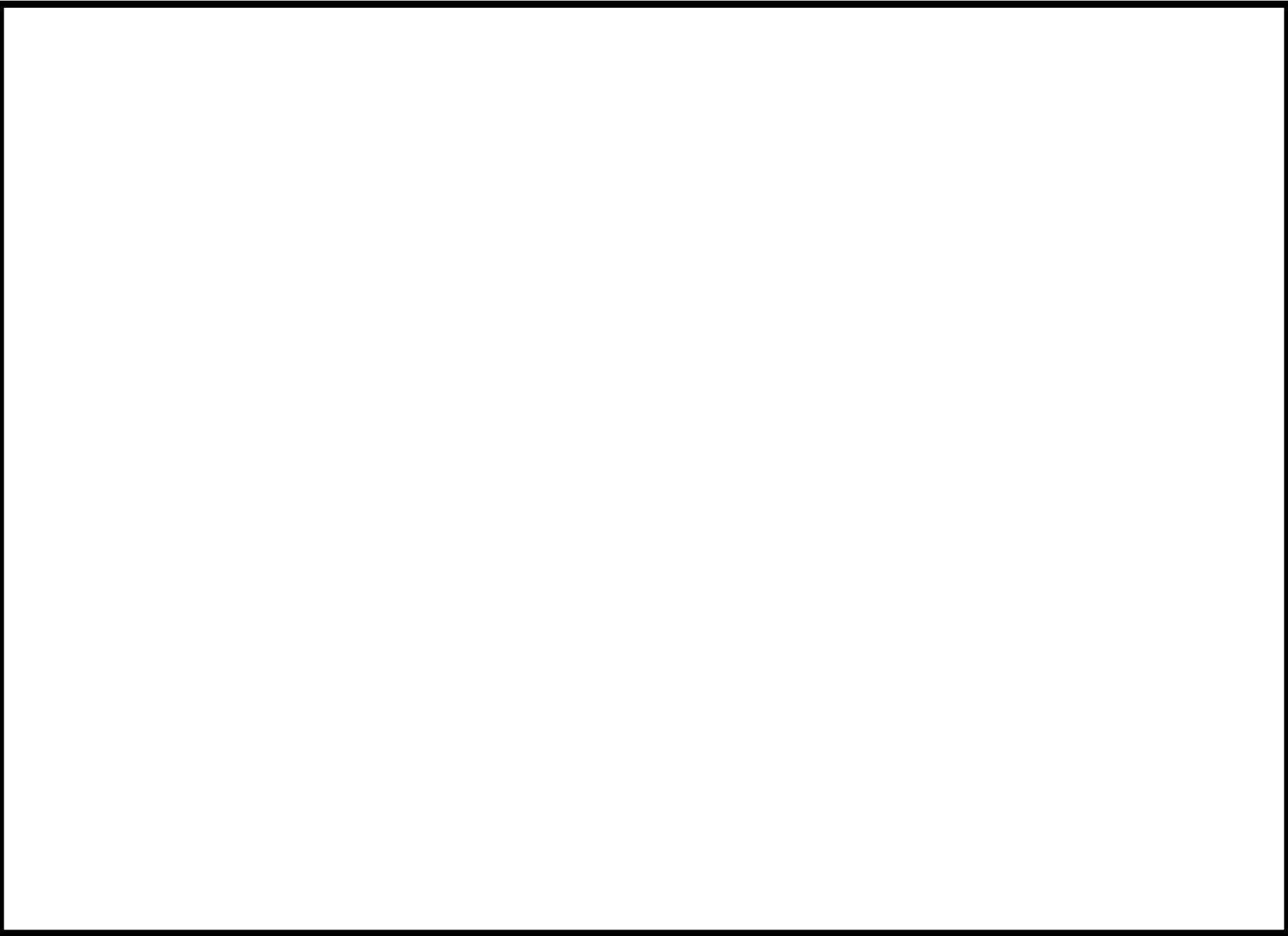


図48-26 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-26)

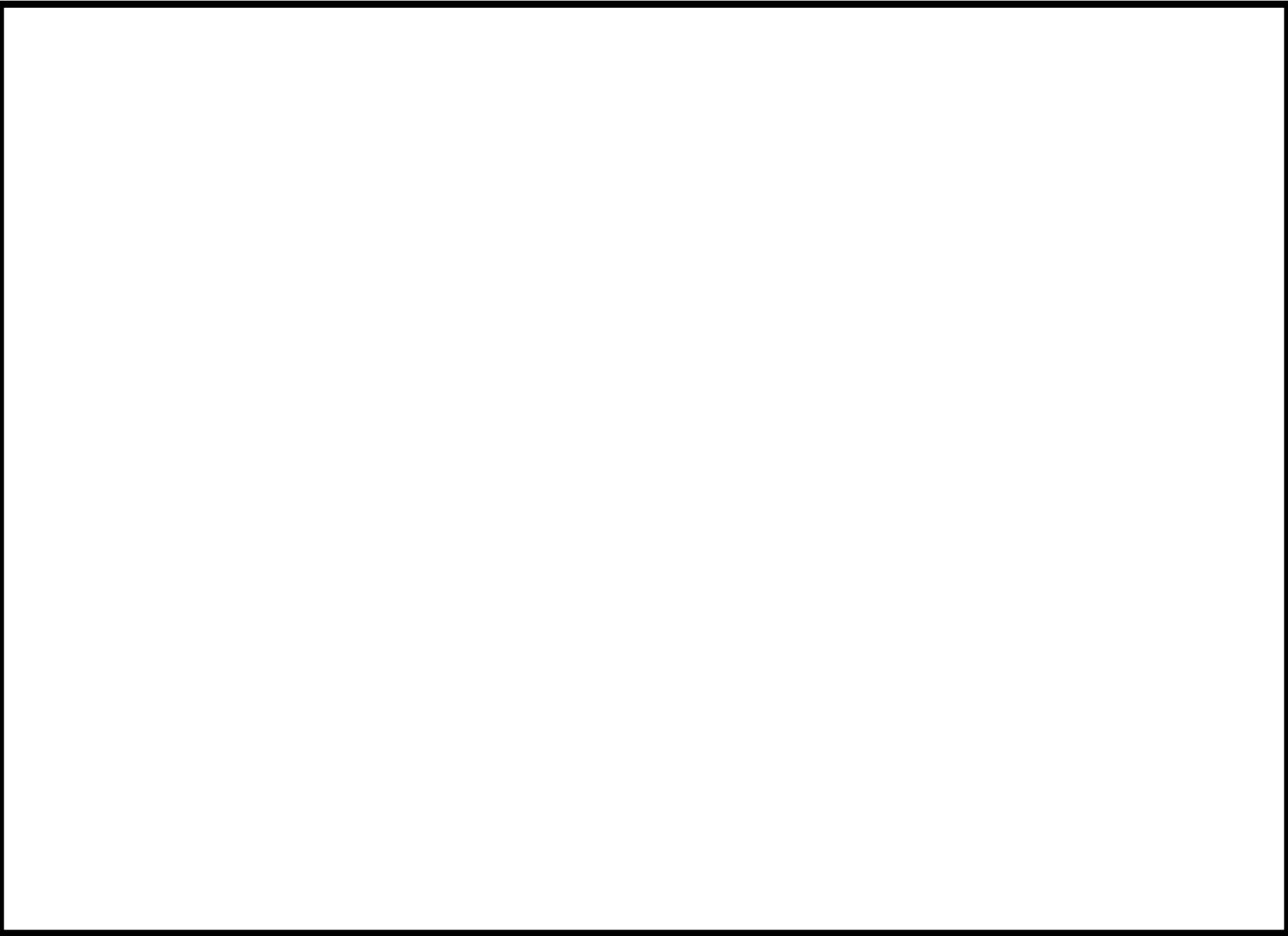


図48-27 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(48-27)

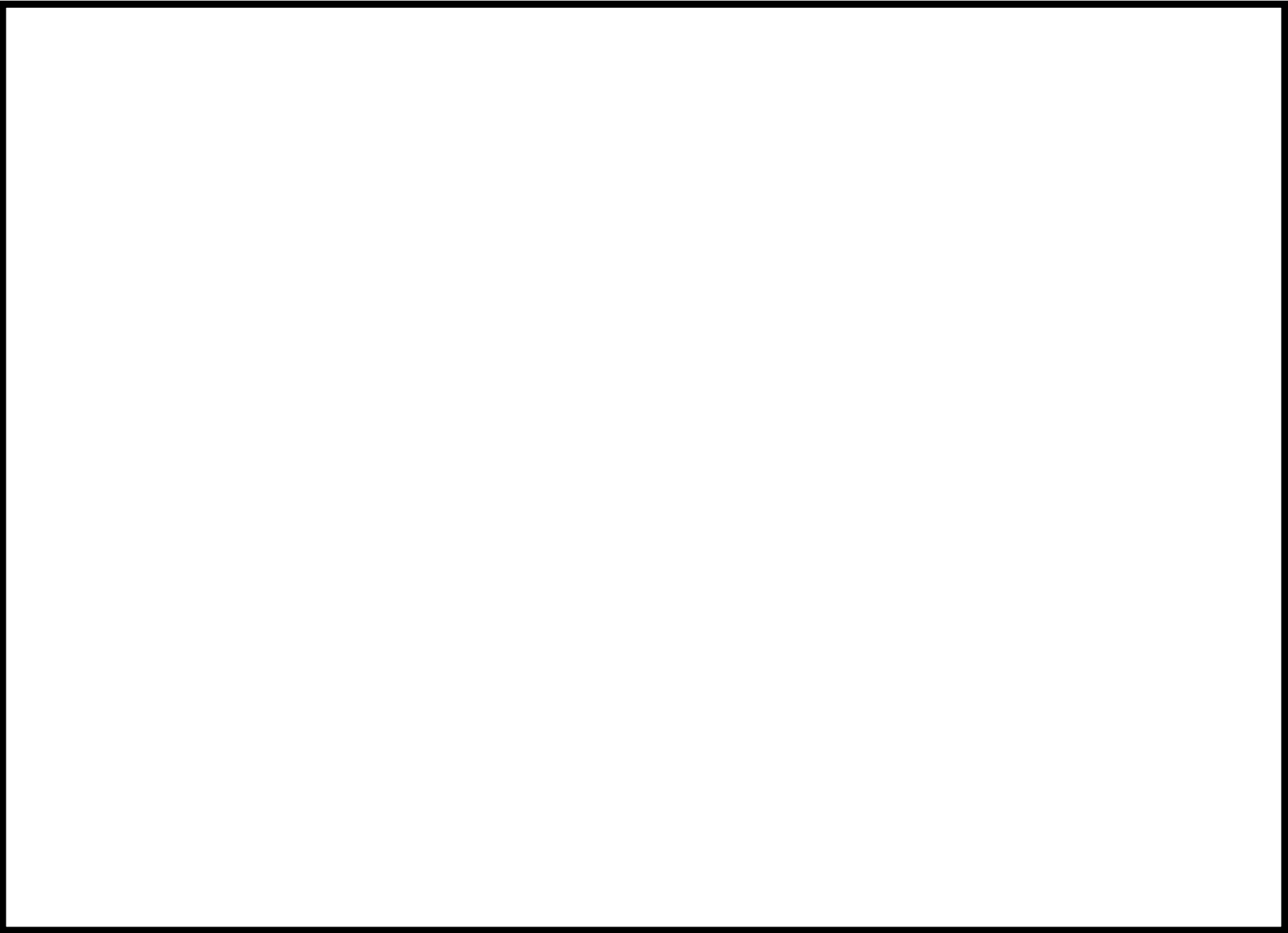


图48-28 7号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(48-28)



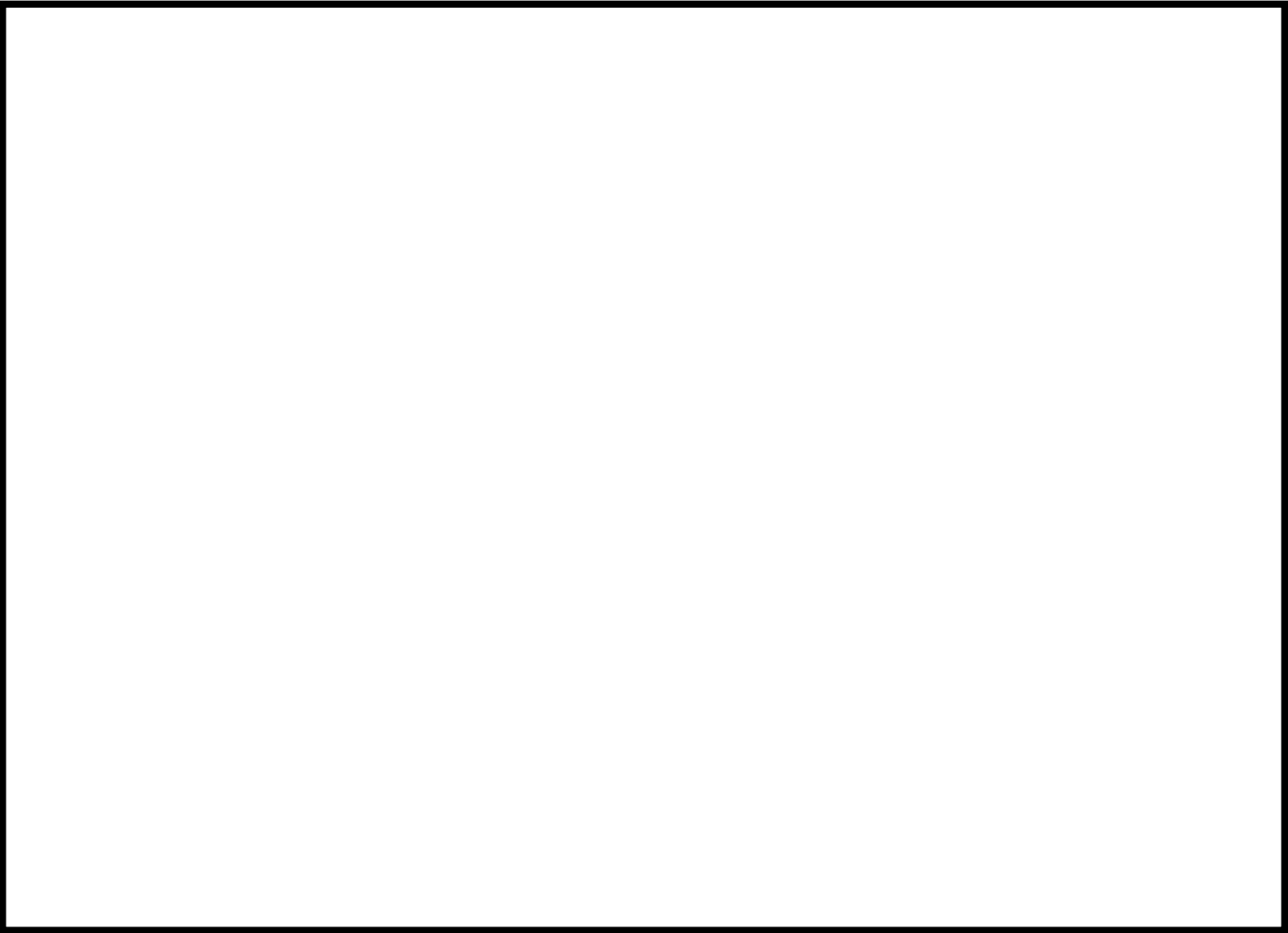


图48-29 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(48-29)

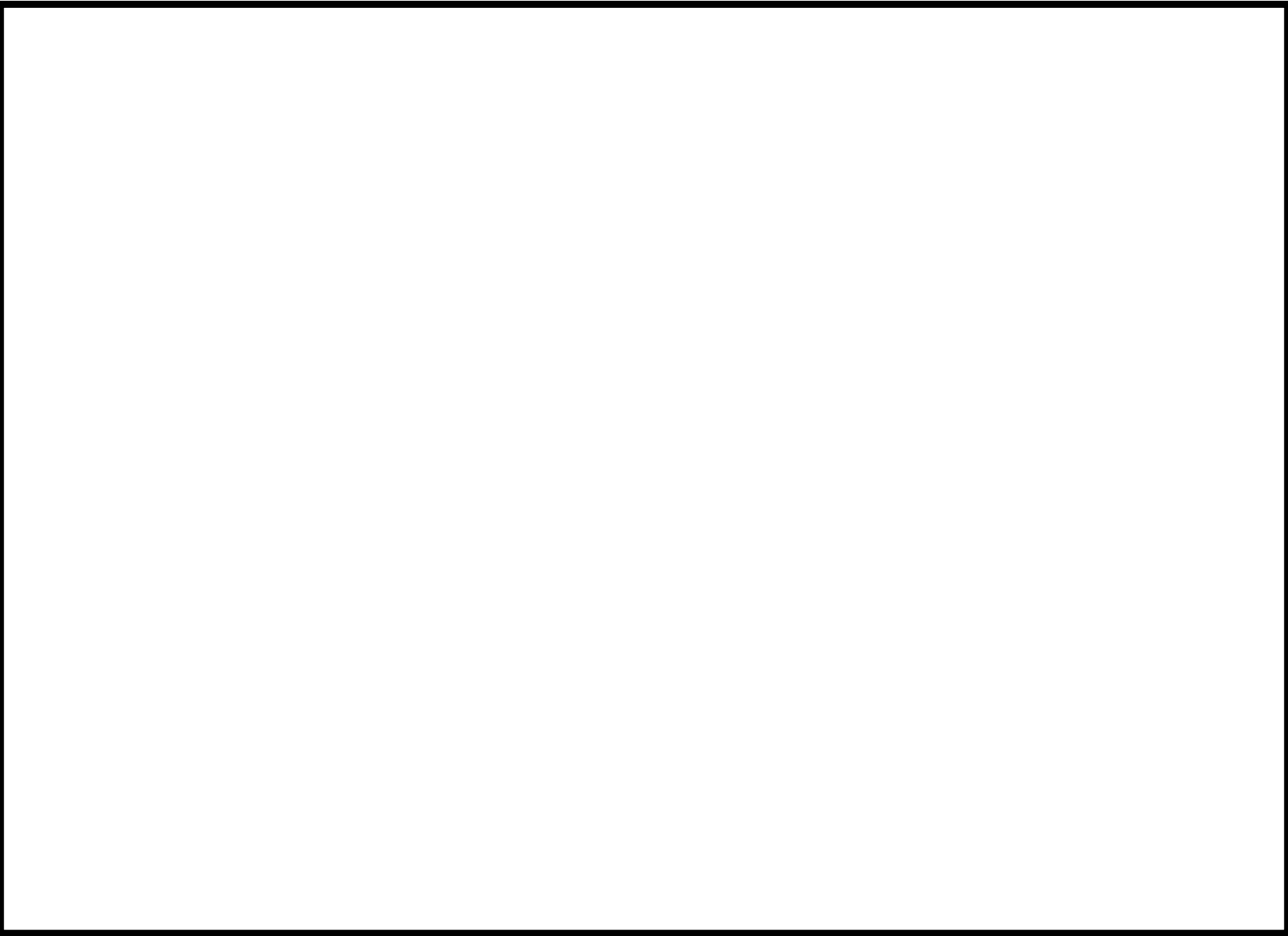


図48-30 7号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-30)

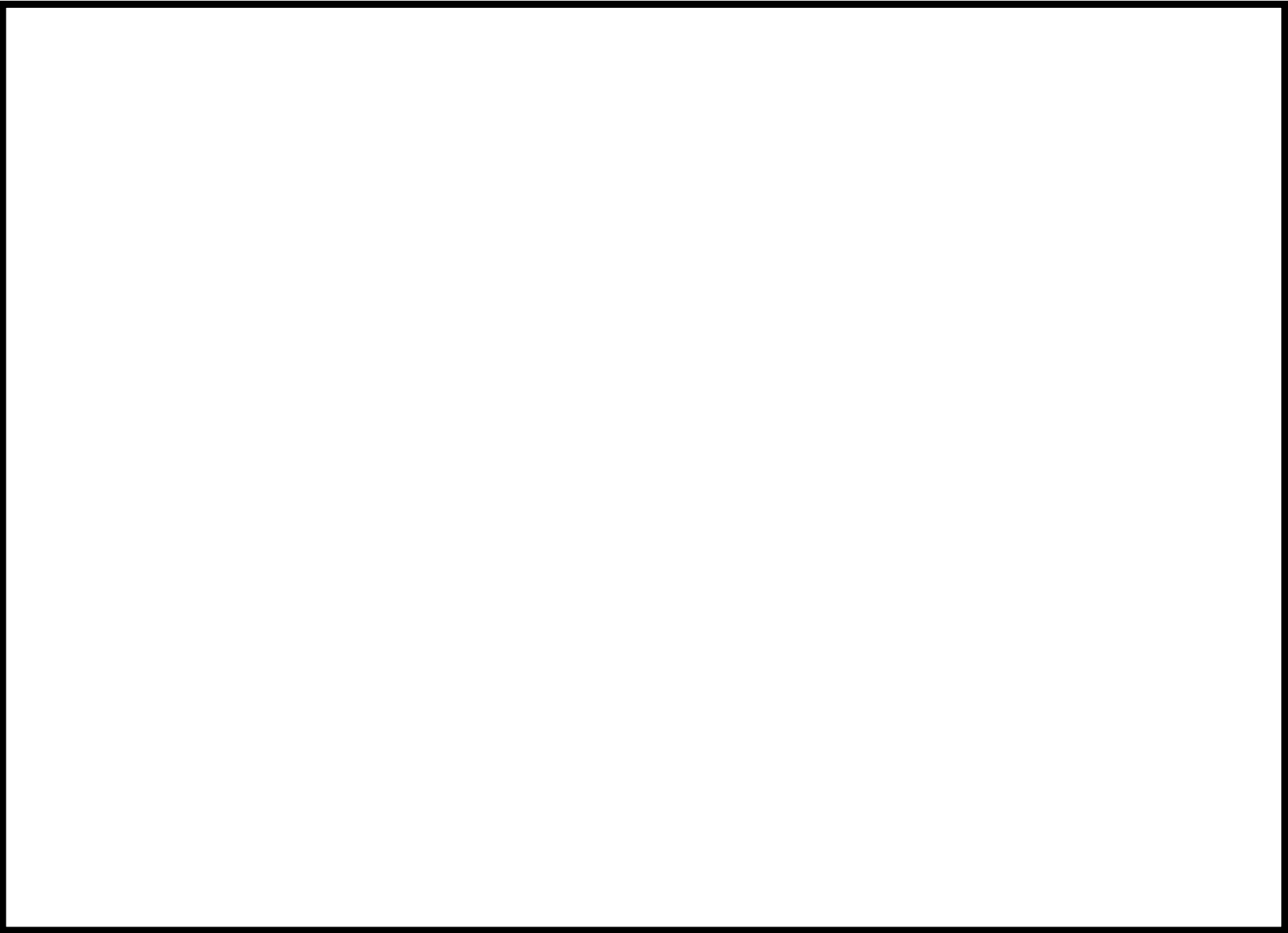


图48-31 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(48-31)

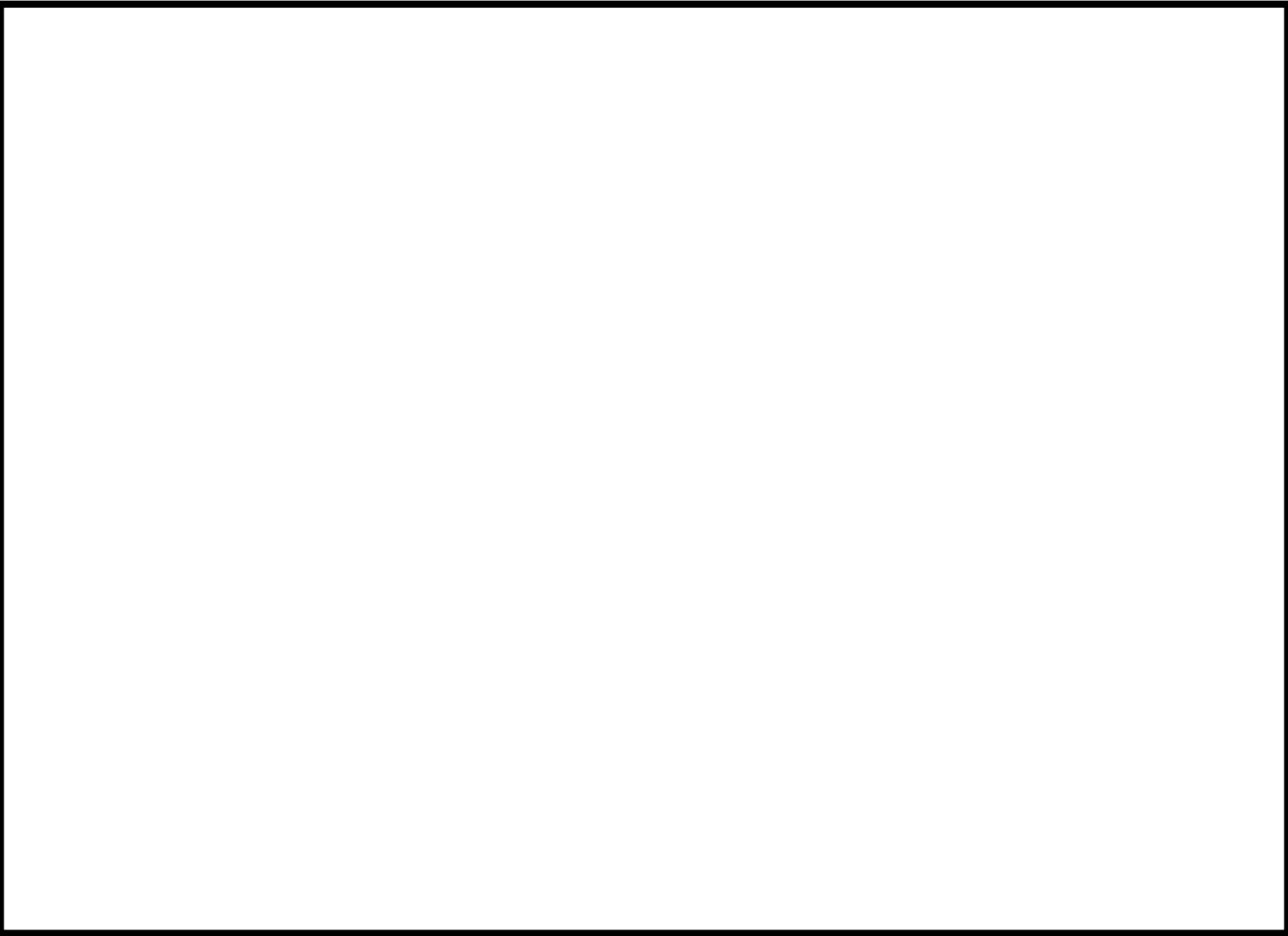


图48-32 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(48-32)

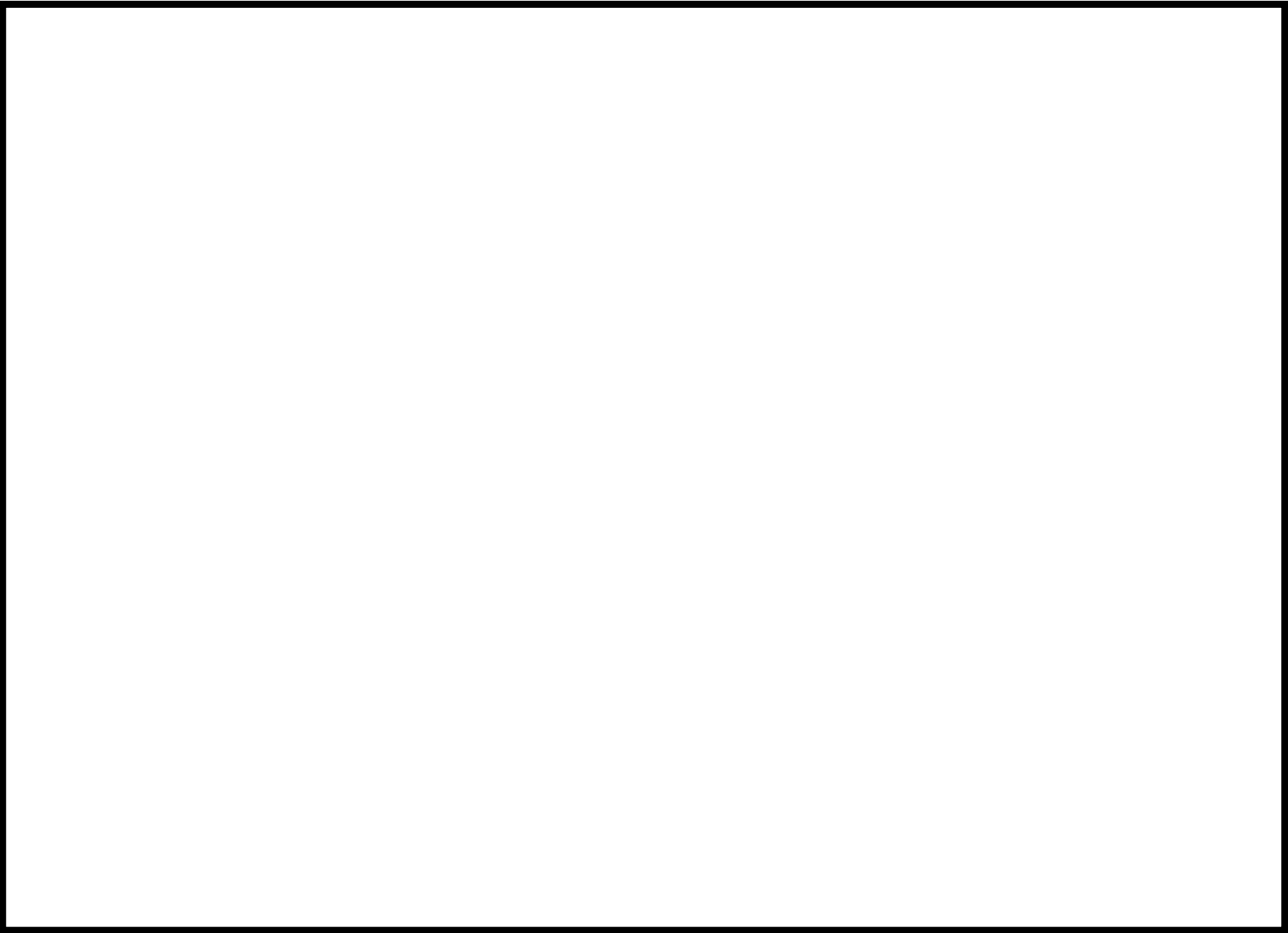


図48-33 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(48-33)

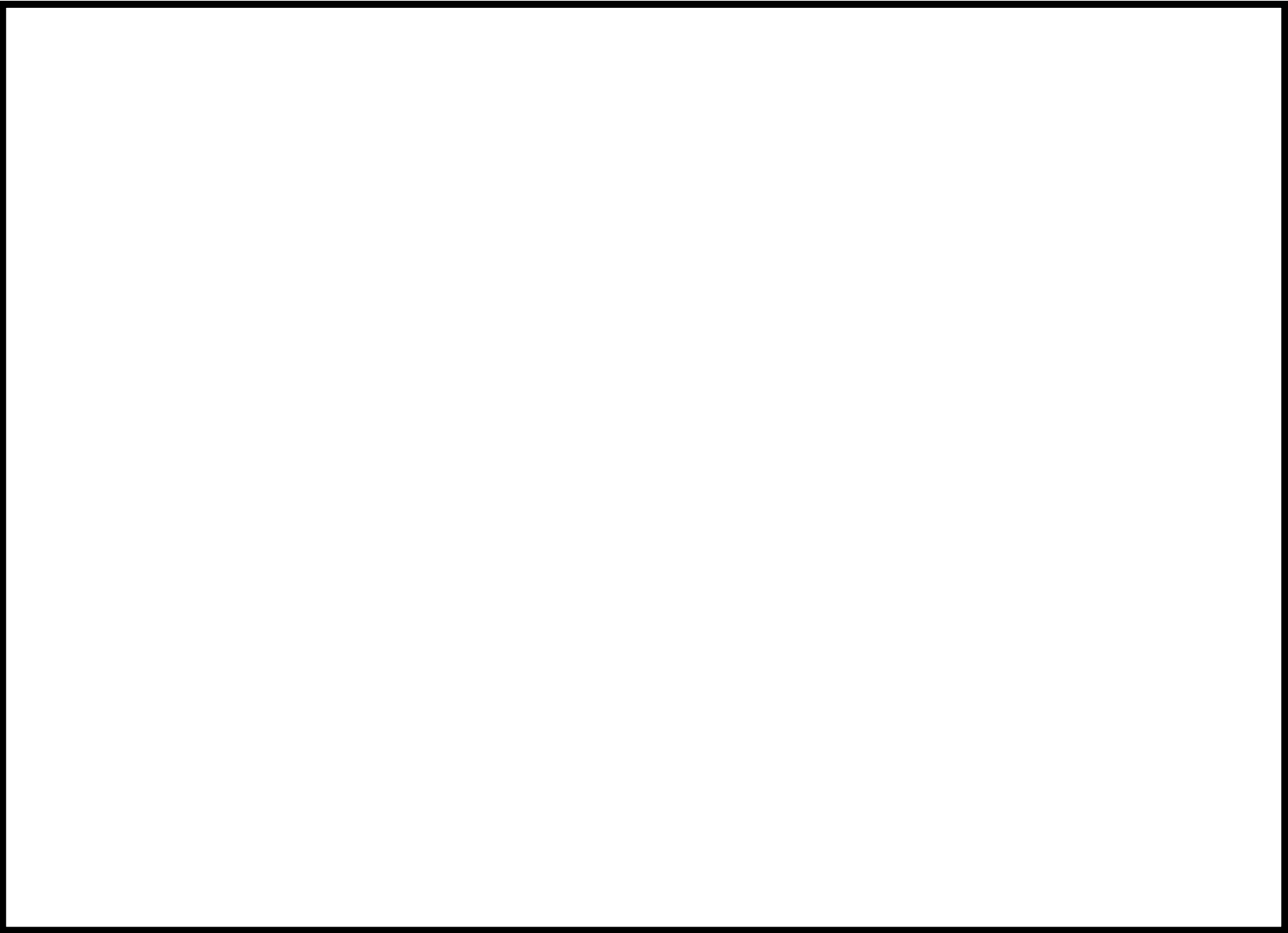


図48-34 7号炉原子炉建屋 地上中3階

57-9-(48-34)

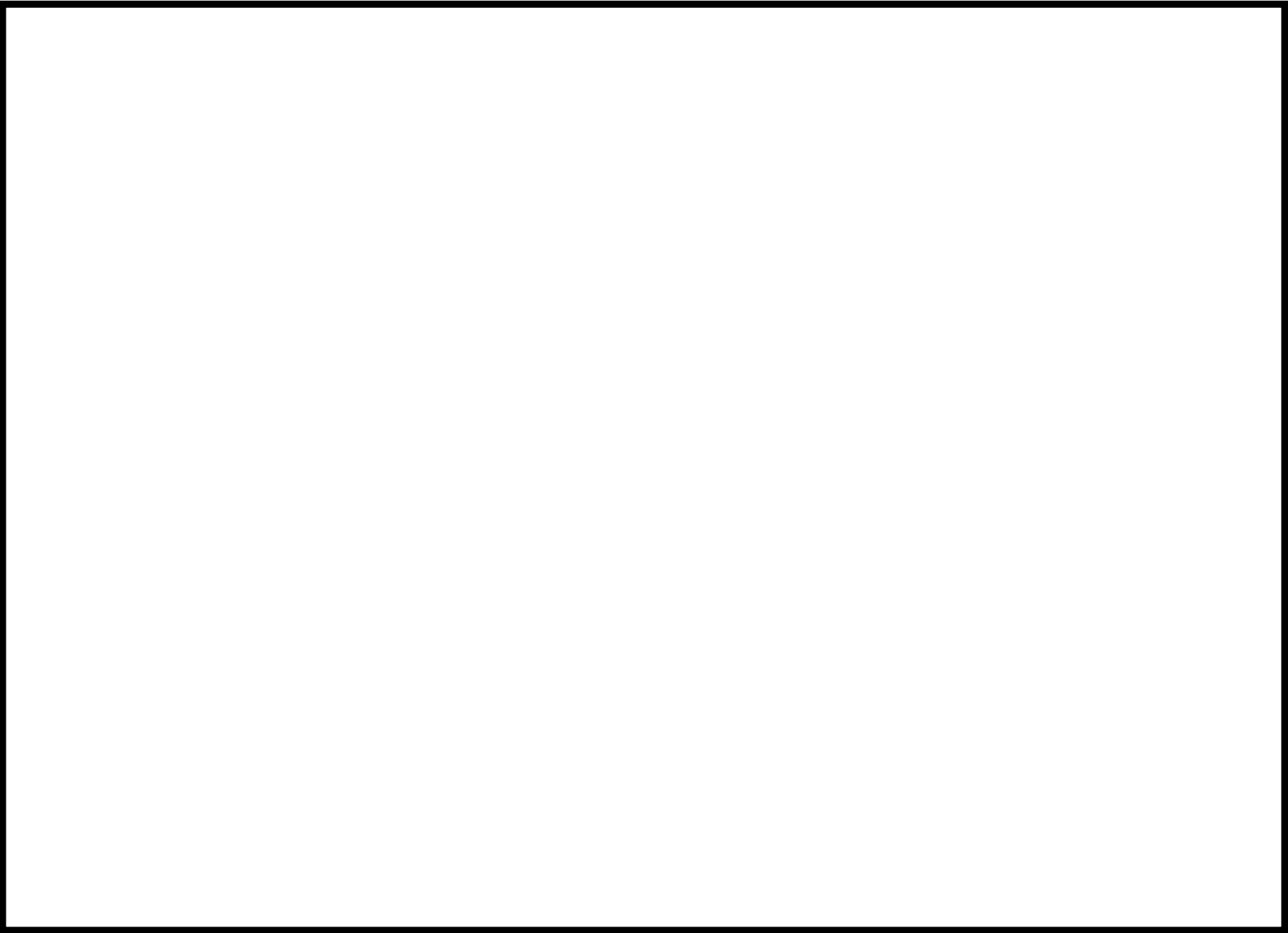


图48-35 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(48-35)

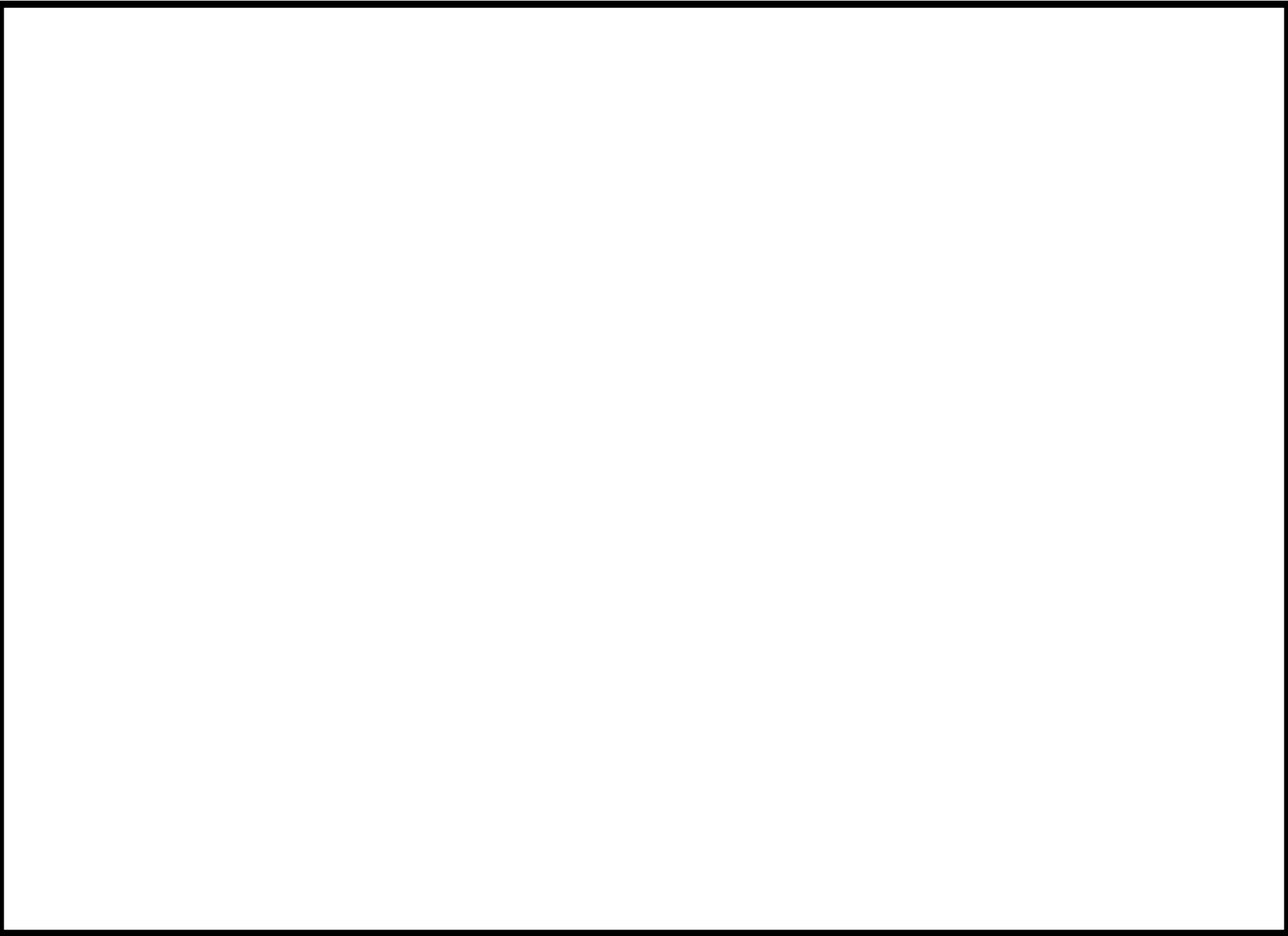


図48-36 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-36)



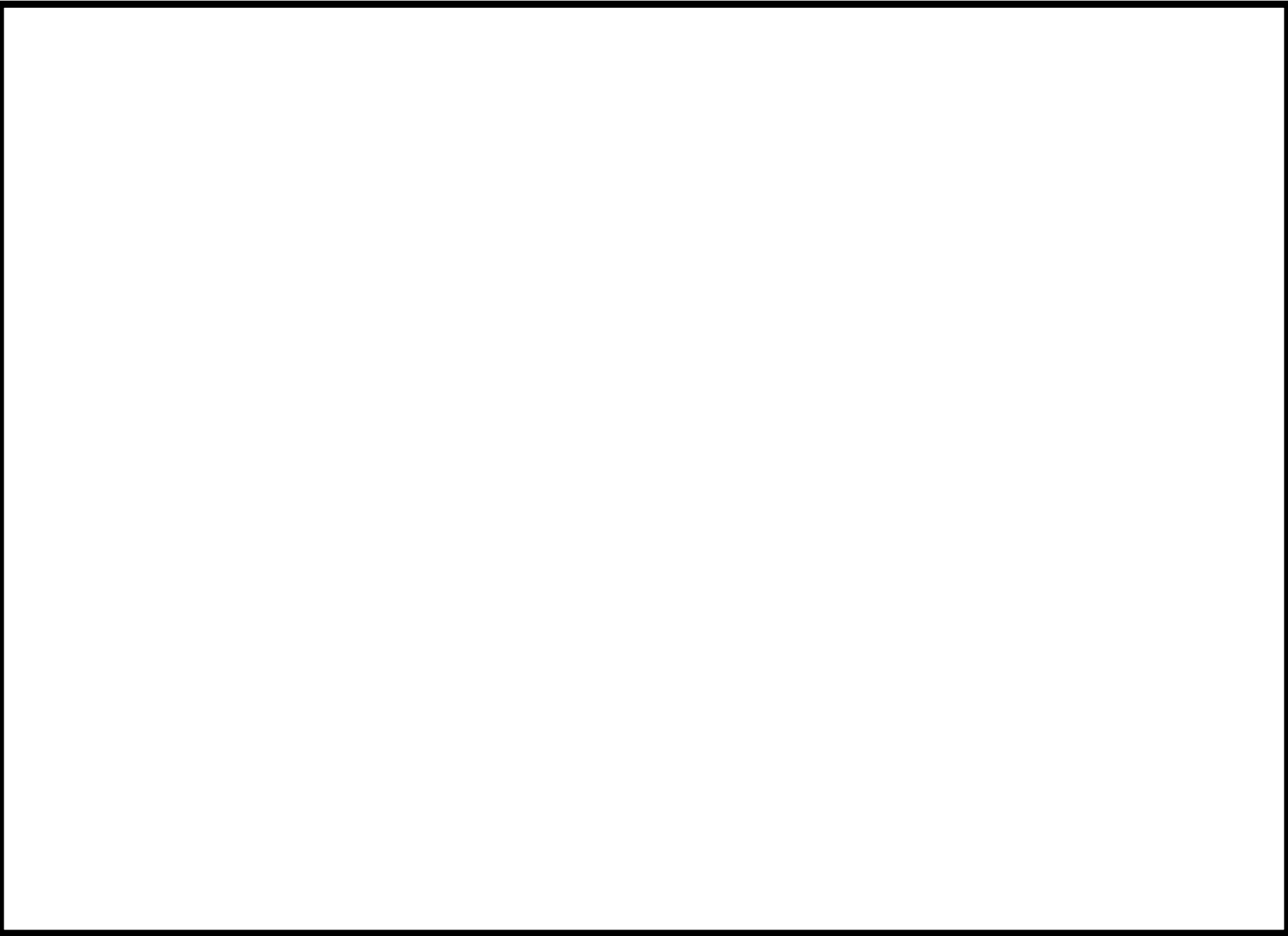


図48-37 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(48-37)

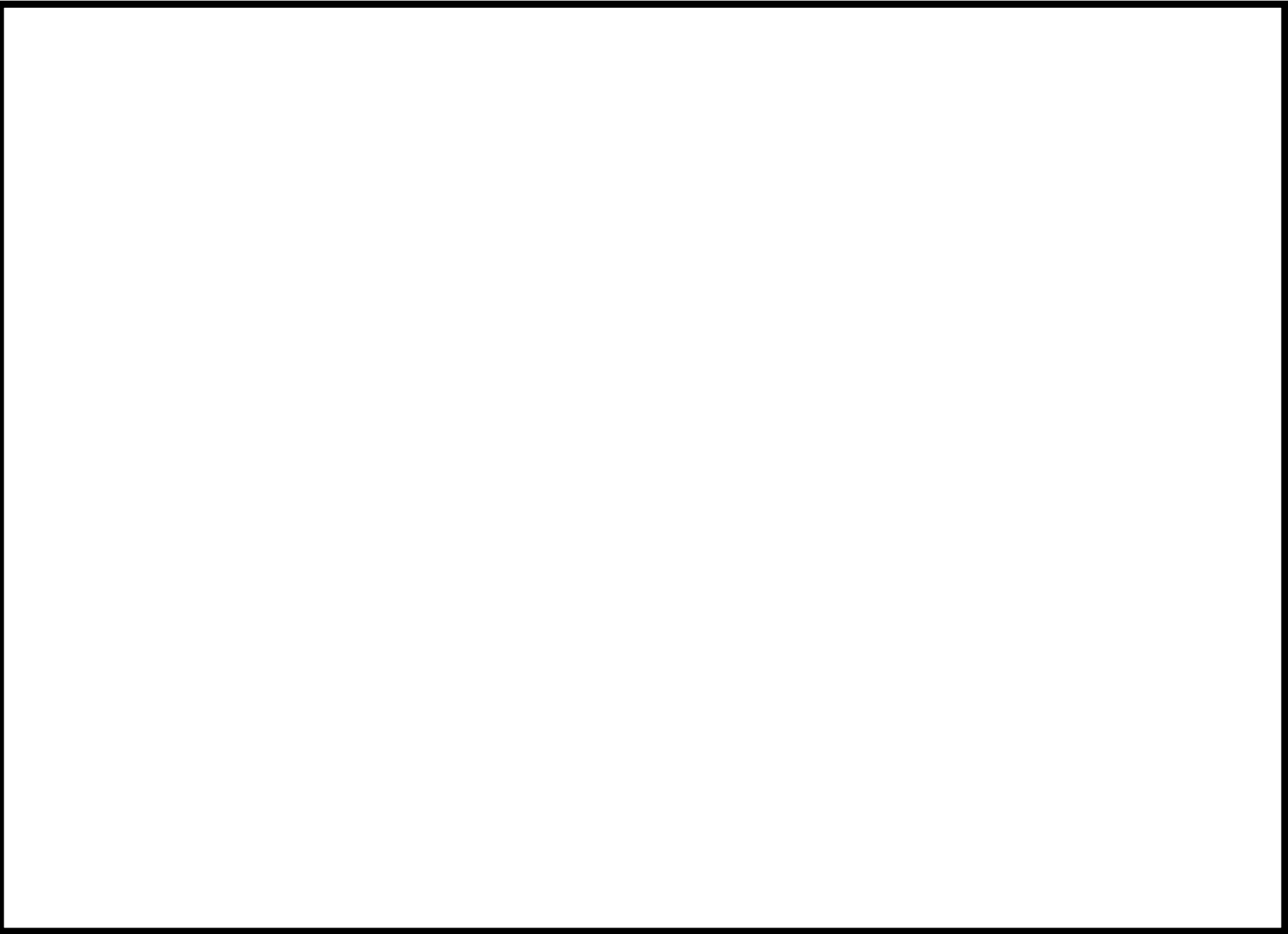


图48-38 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(48-38)

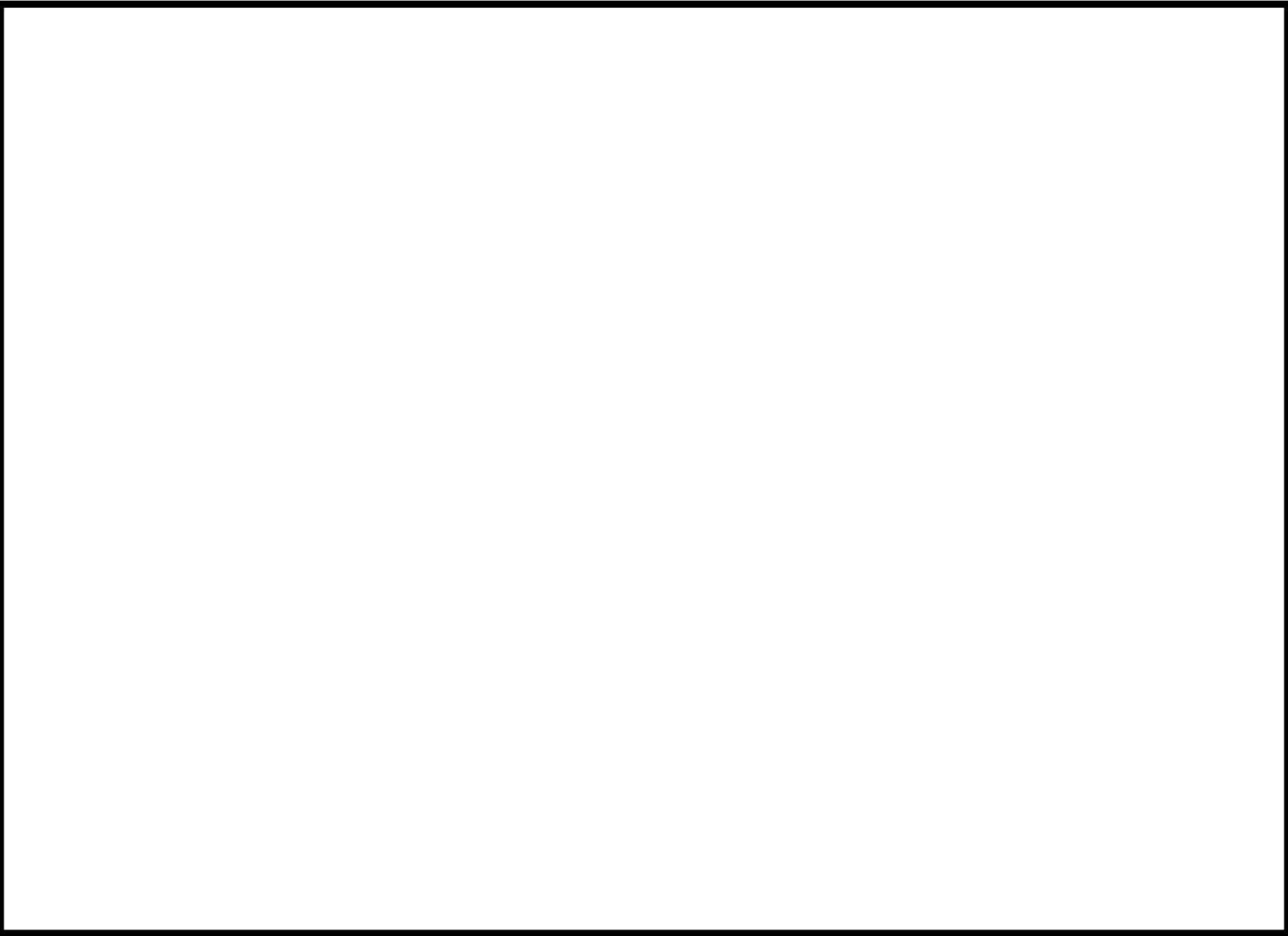


図48-39 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-39)

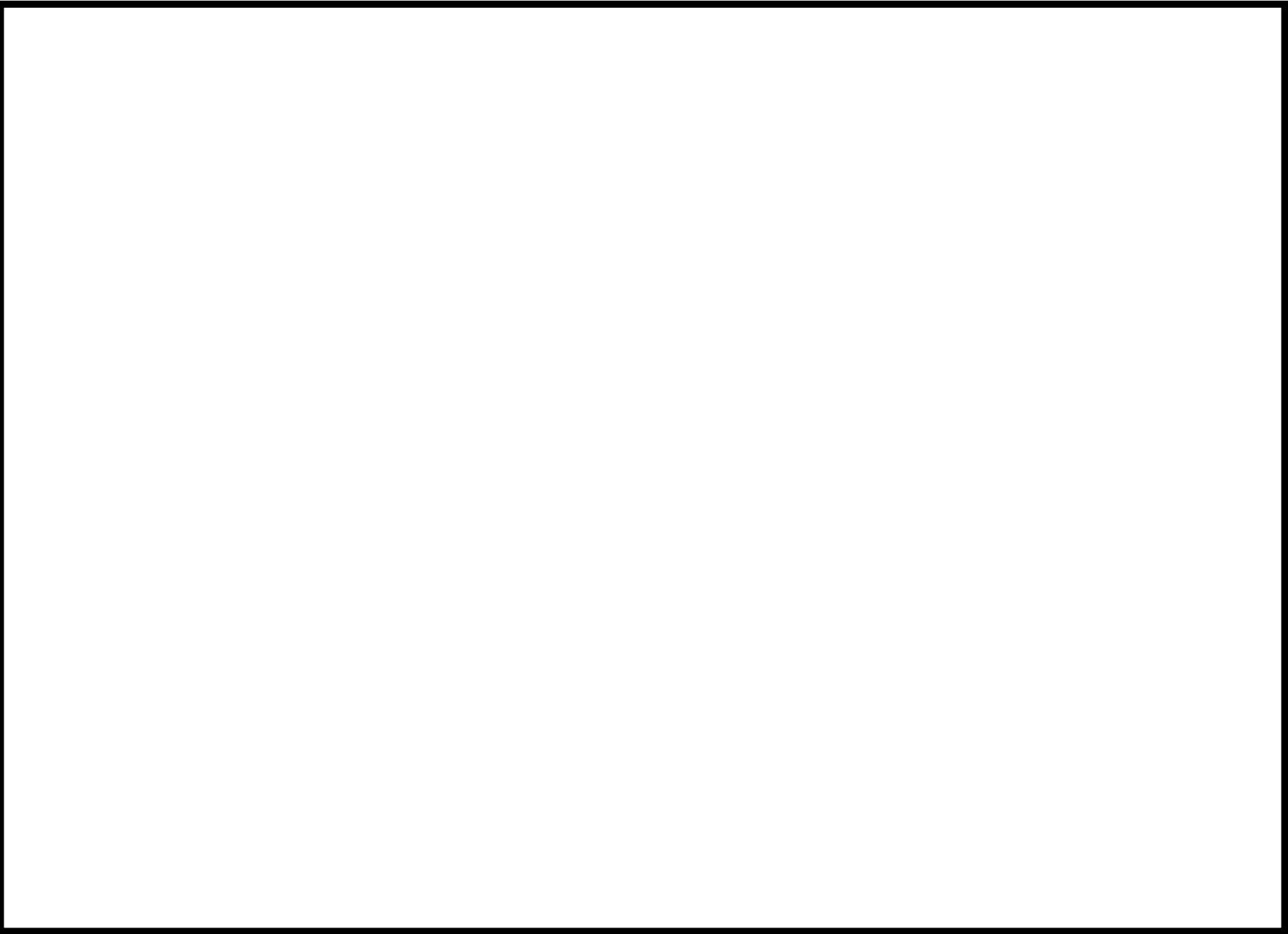


図48-40 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(48-40)

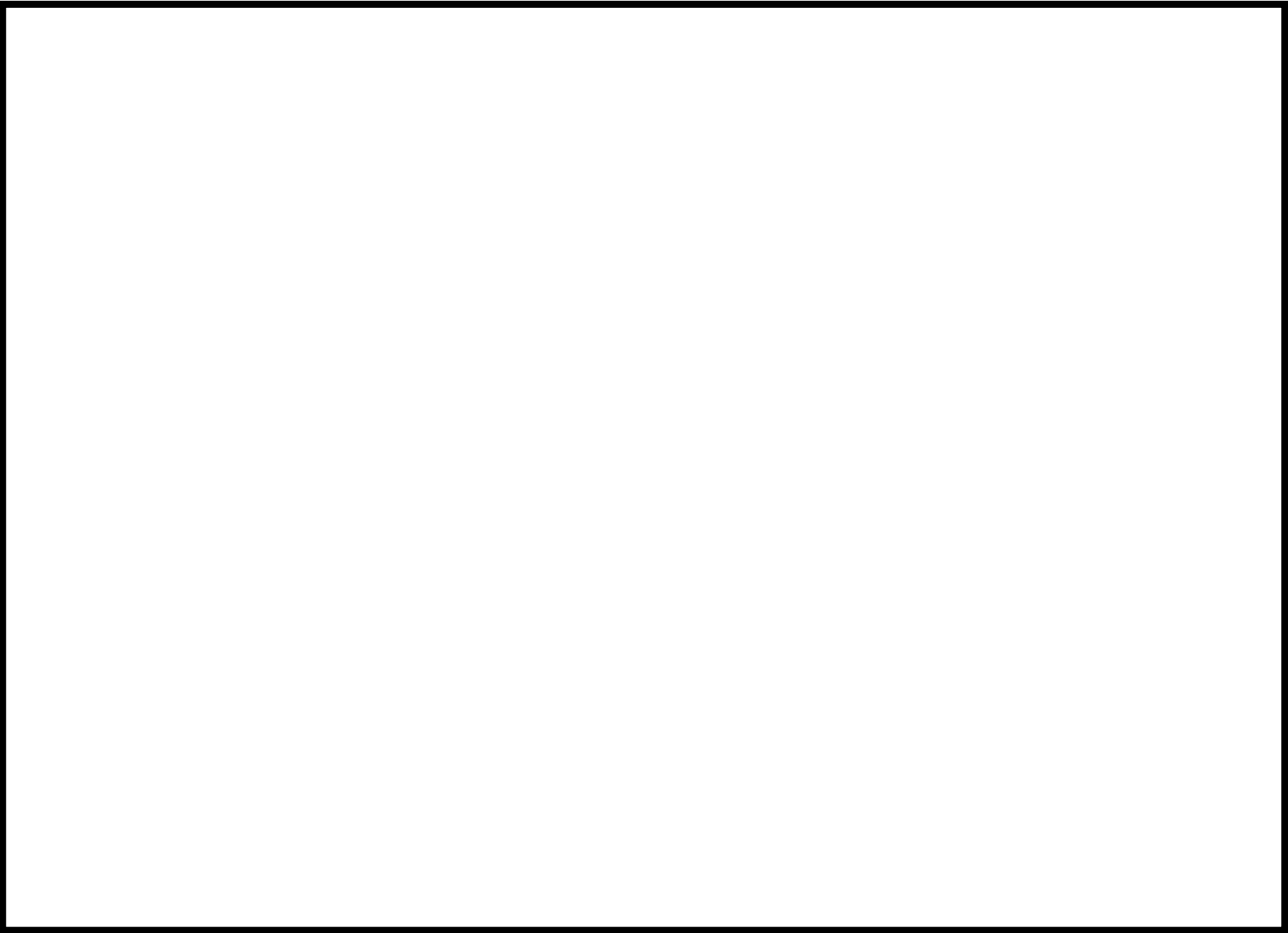


図48-41 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(48-41)

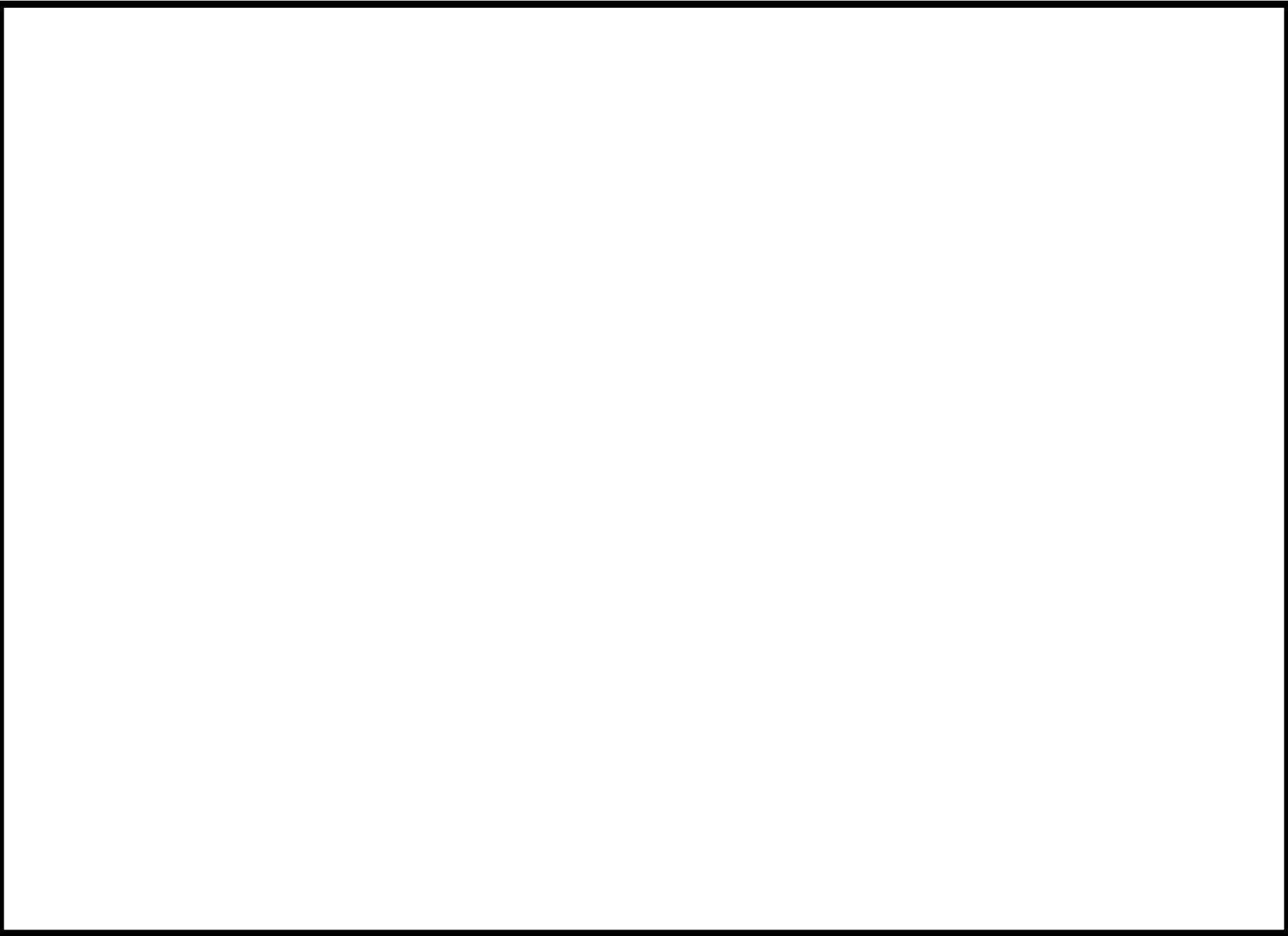


図48-42 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(48-42)

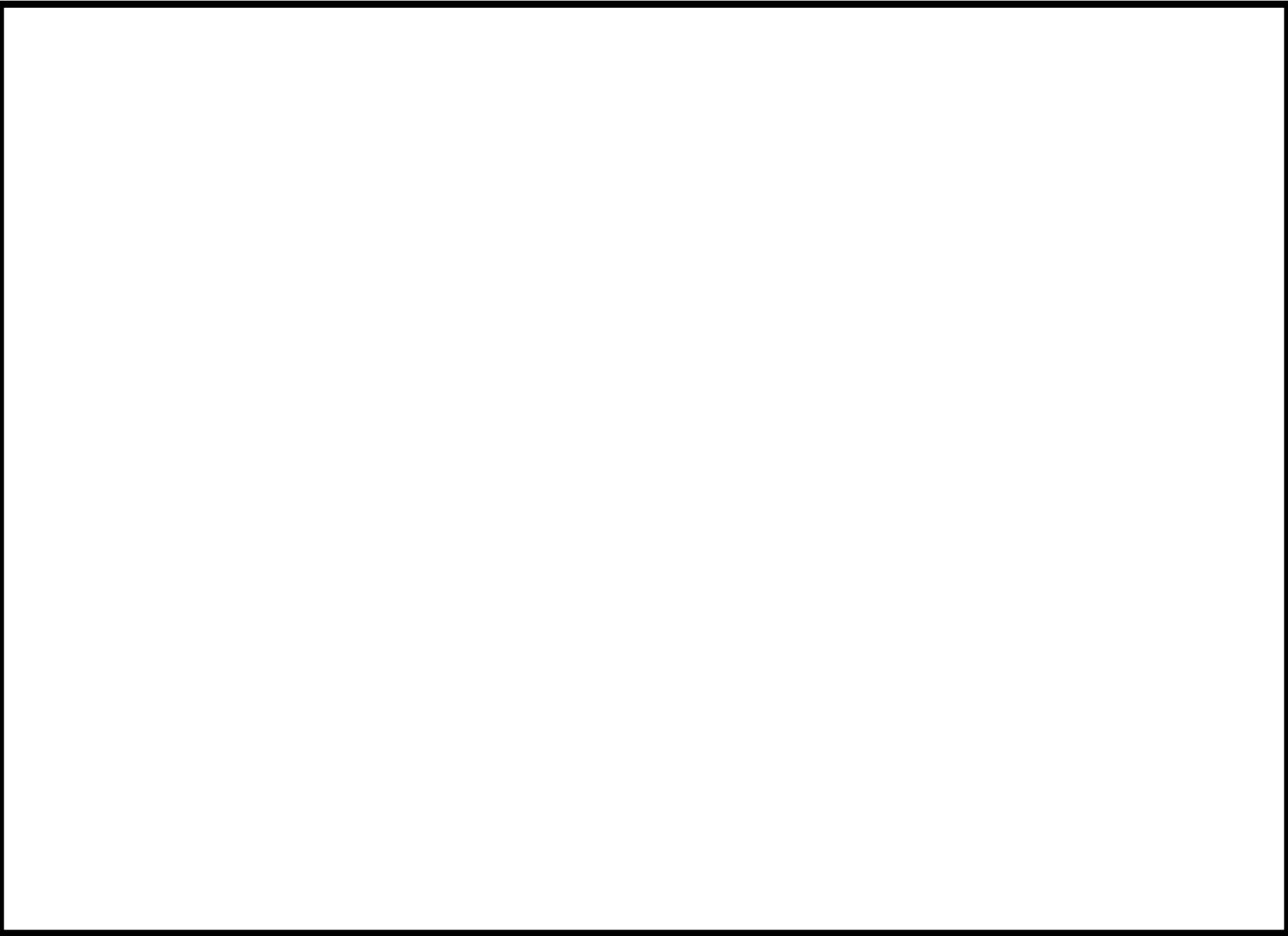


図48-43 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(48-43)

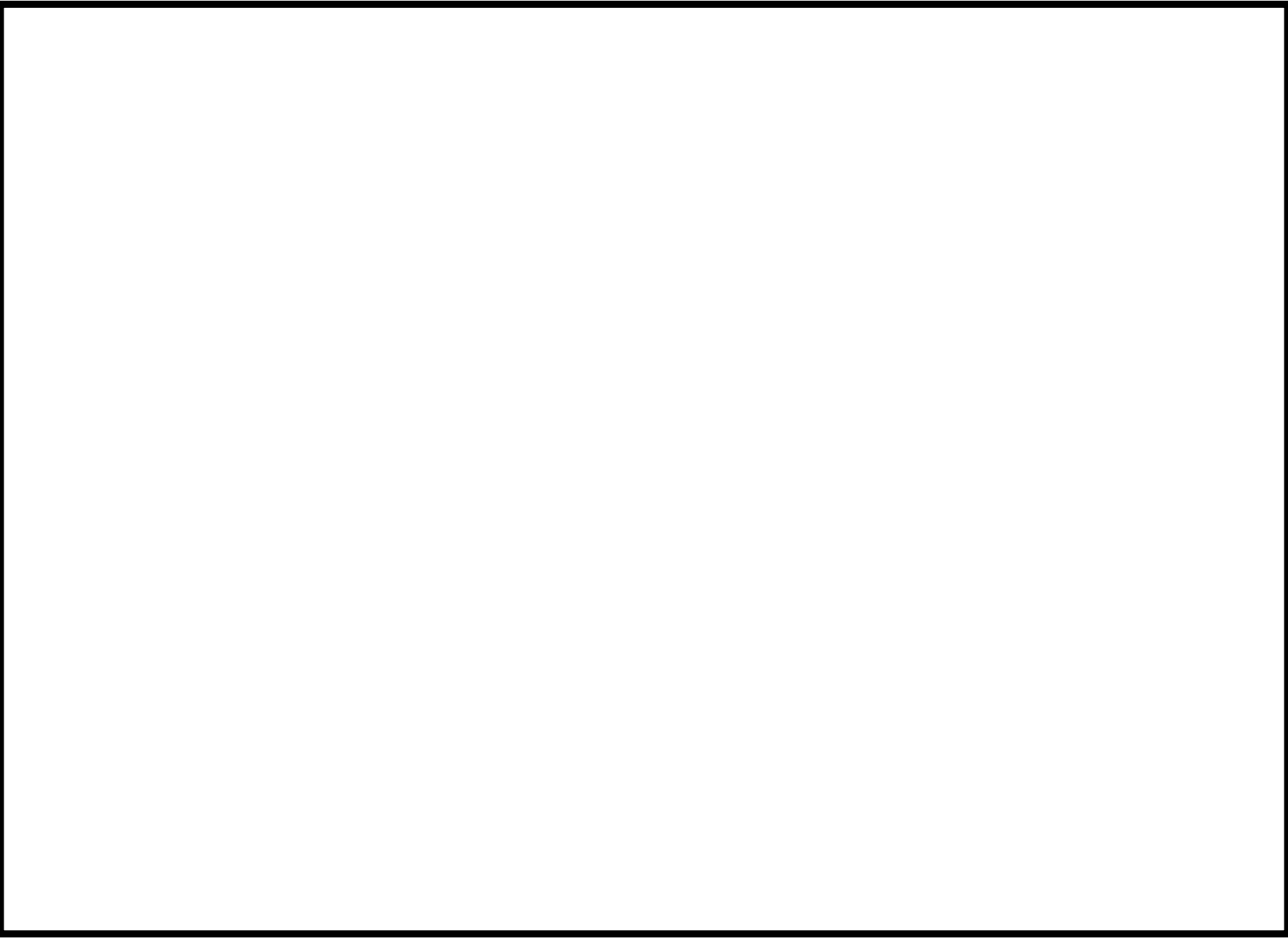


図48-44 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(48-44)



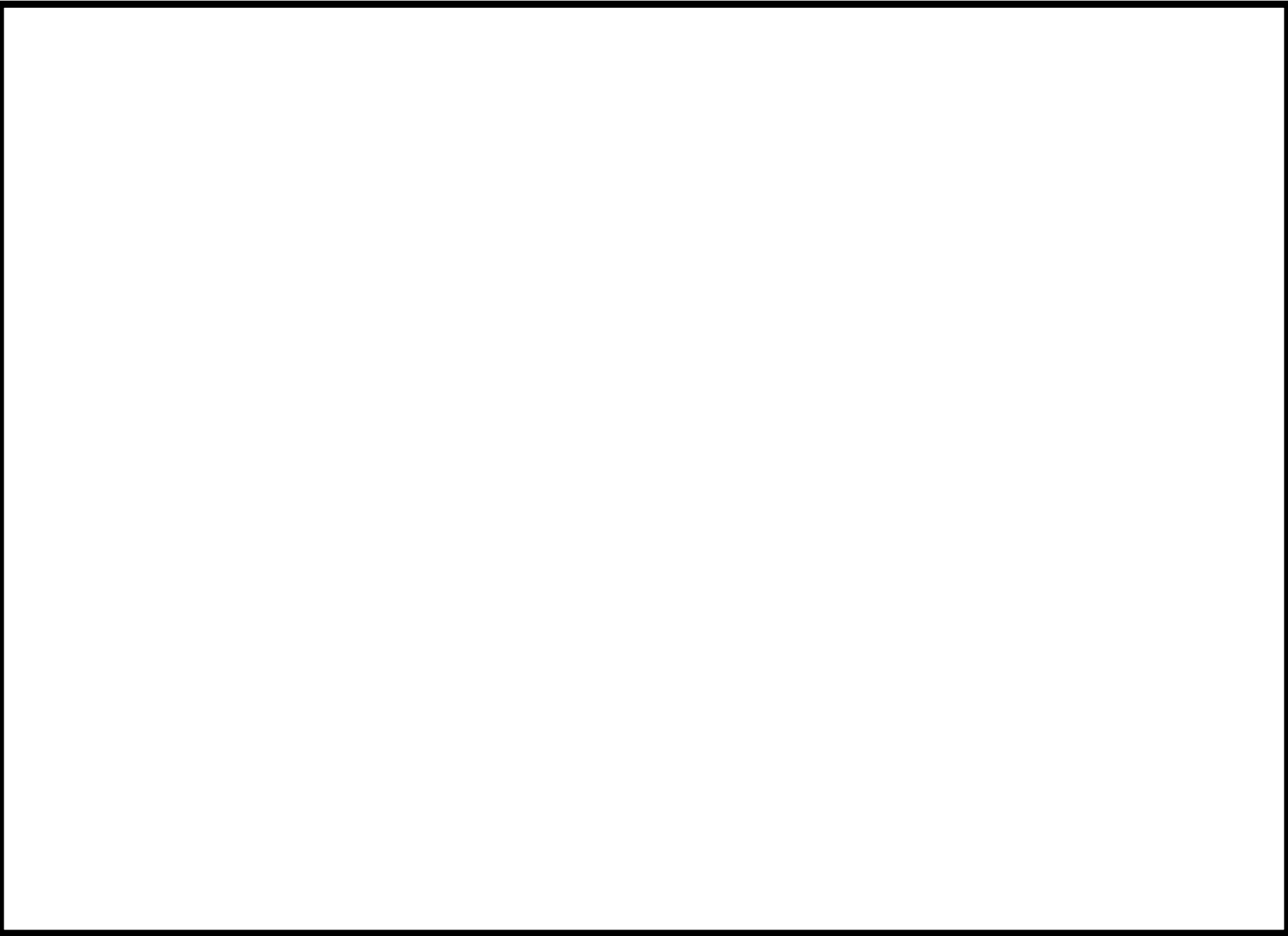


図48-45 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-45)

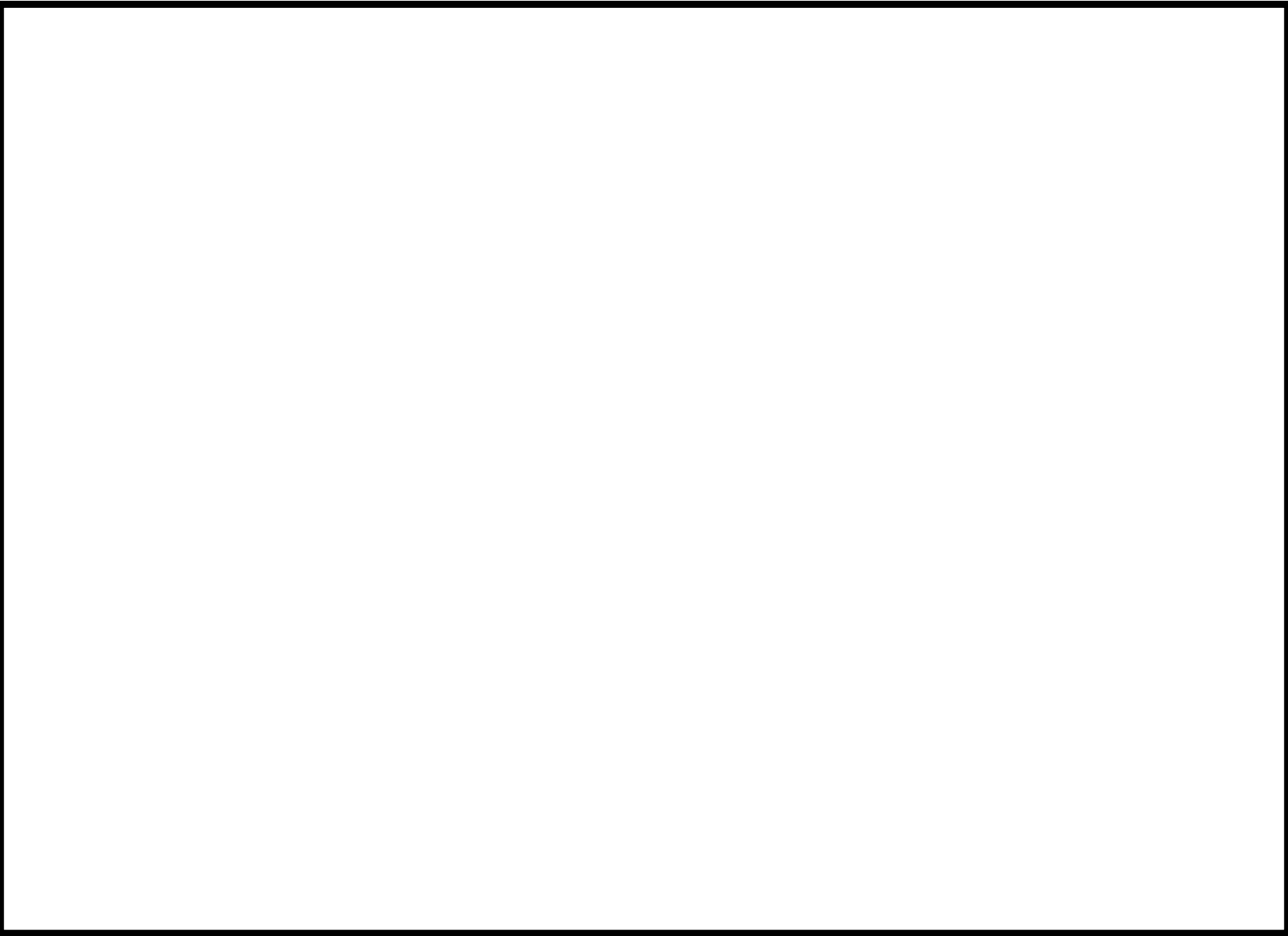


図48-46 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(48-46)

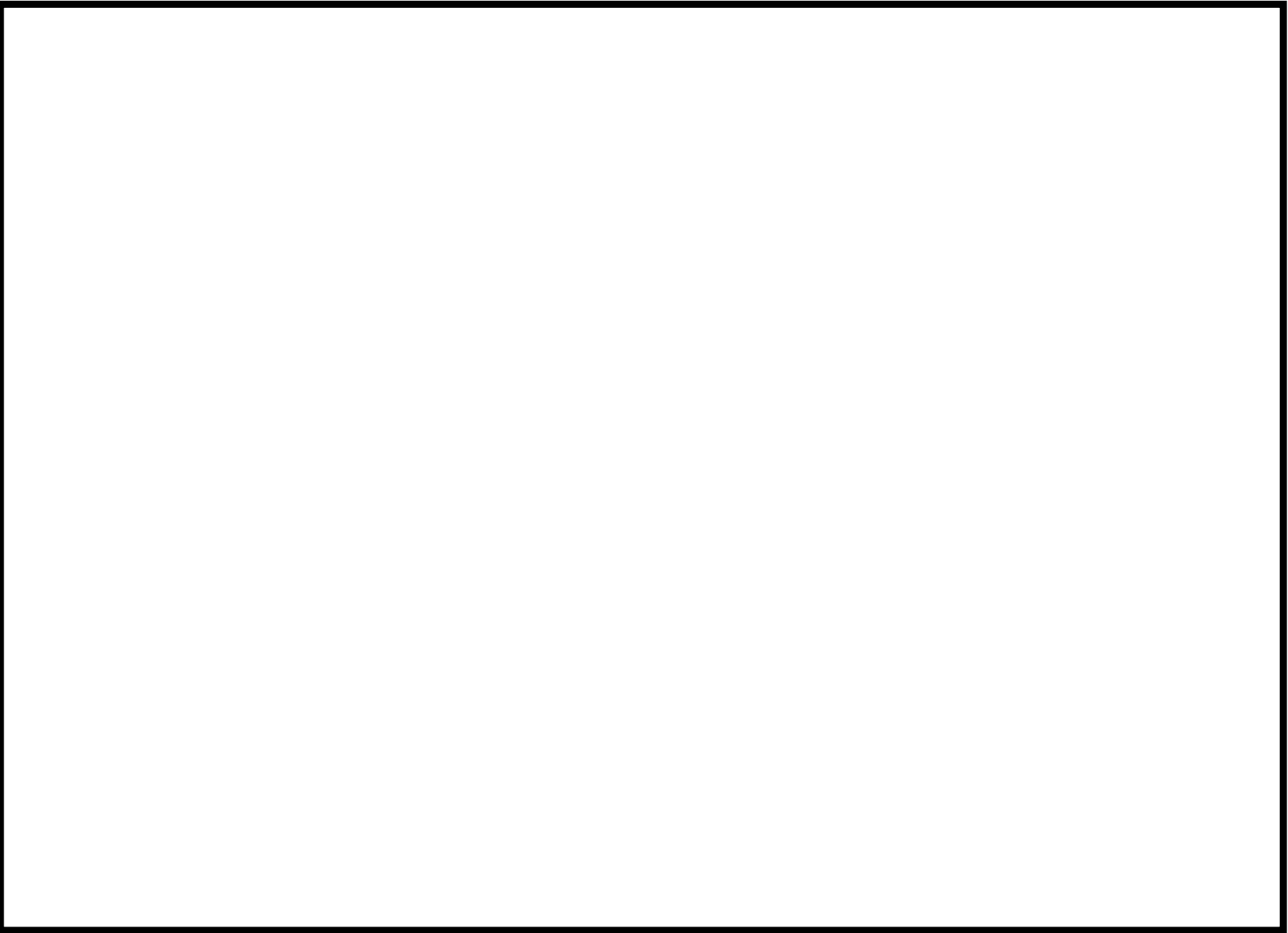


图48-47 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(48-47)

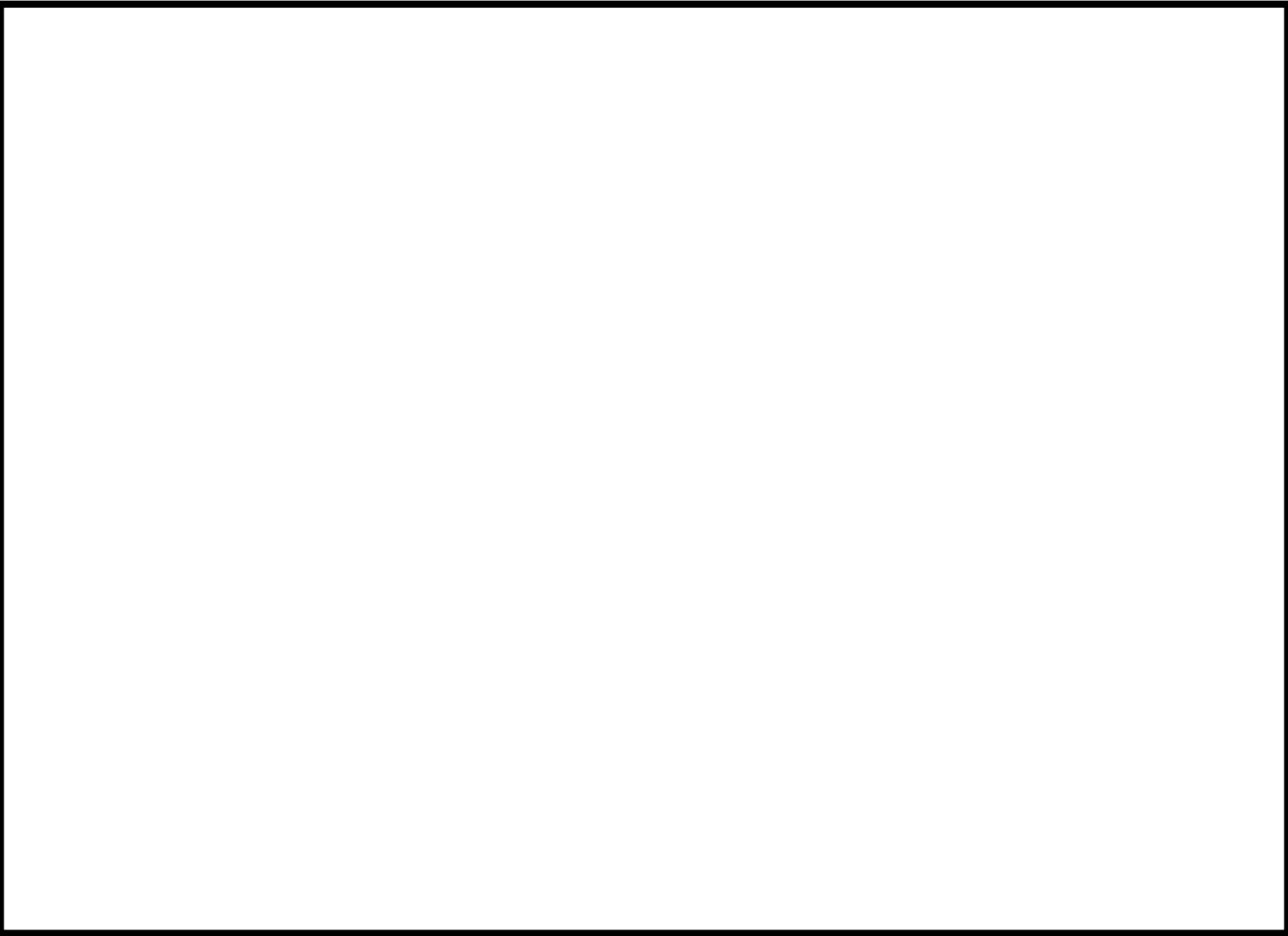


図48-48 7号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-48)

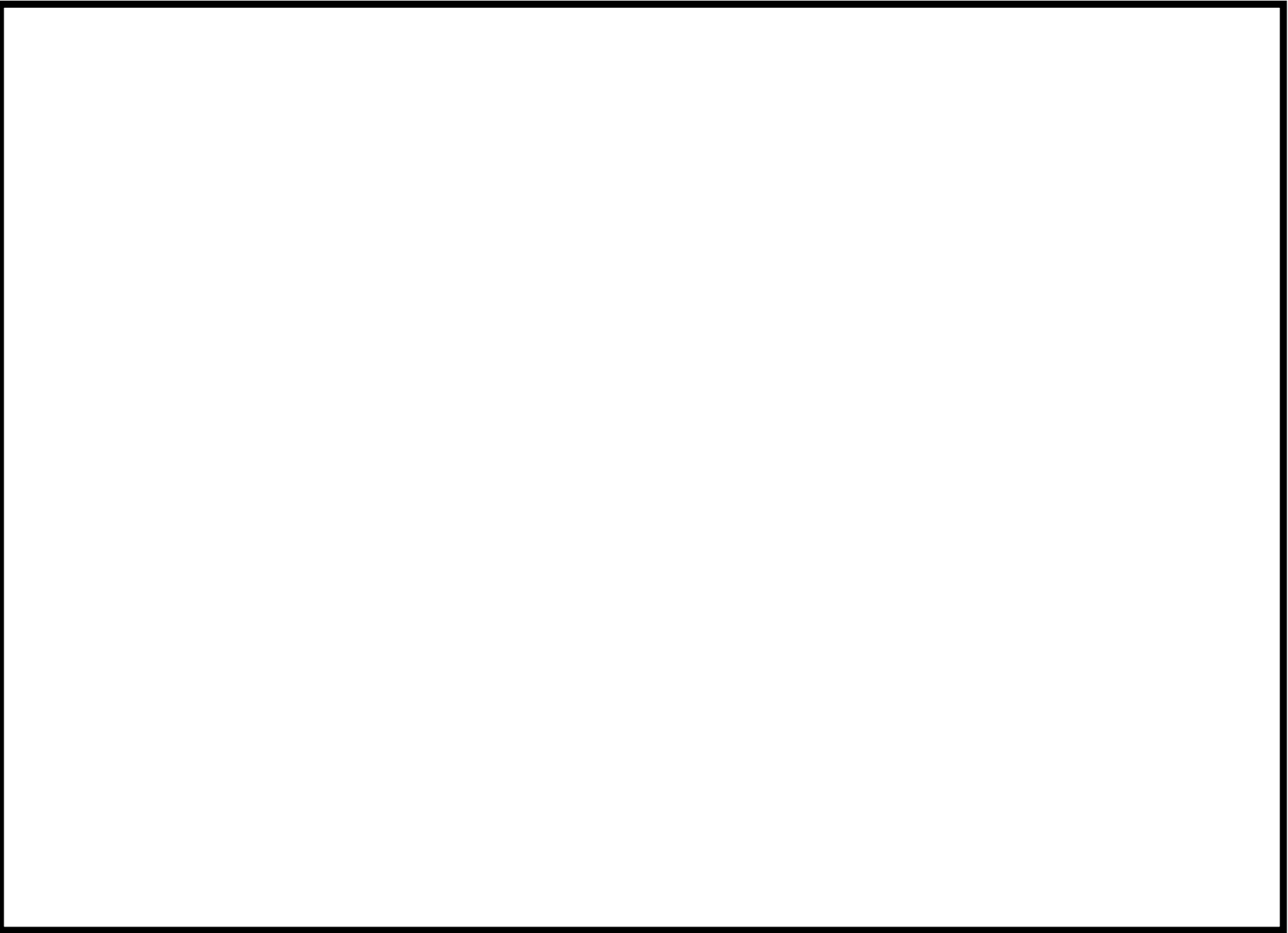


図48-49 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(48-49)

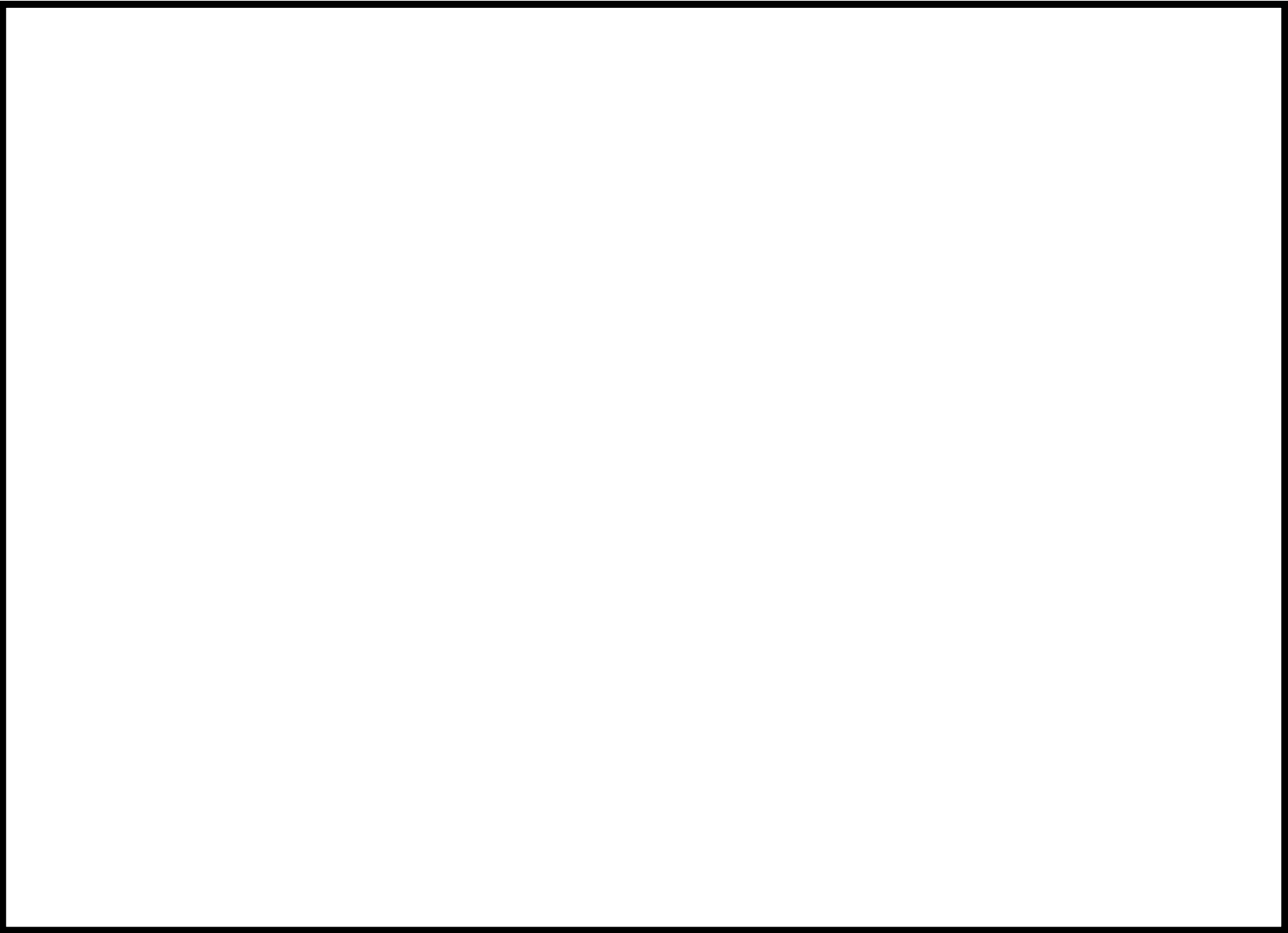


图48-50 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(48-50)

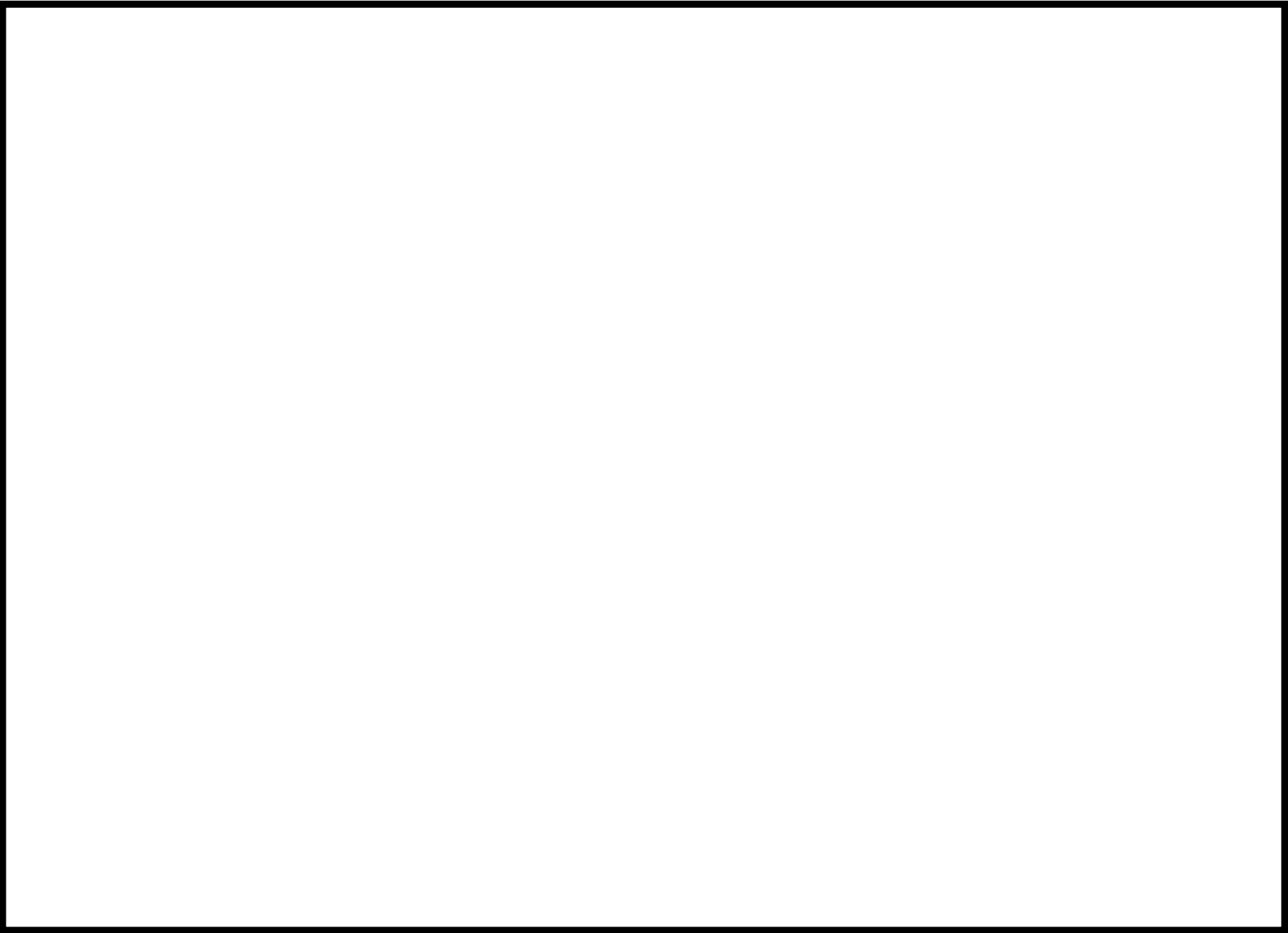


図48-51 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(48-51)

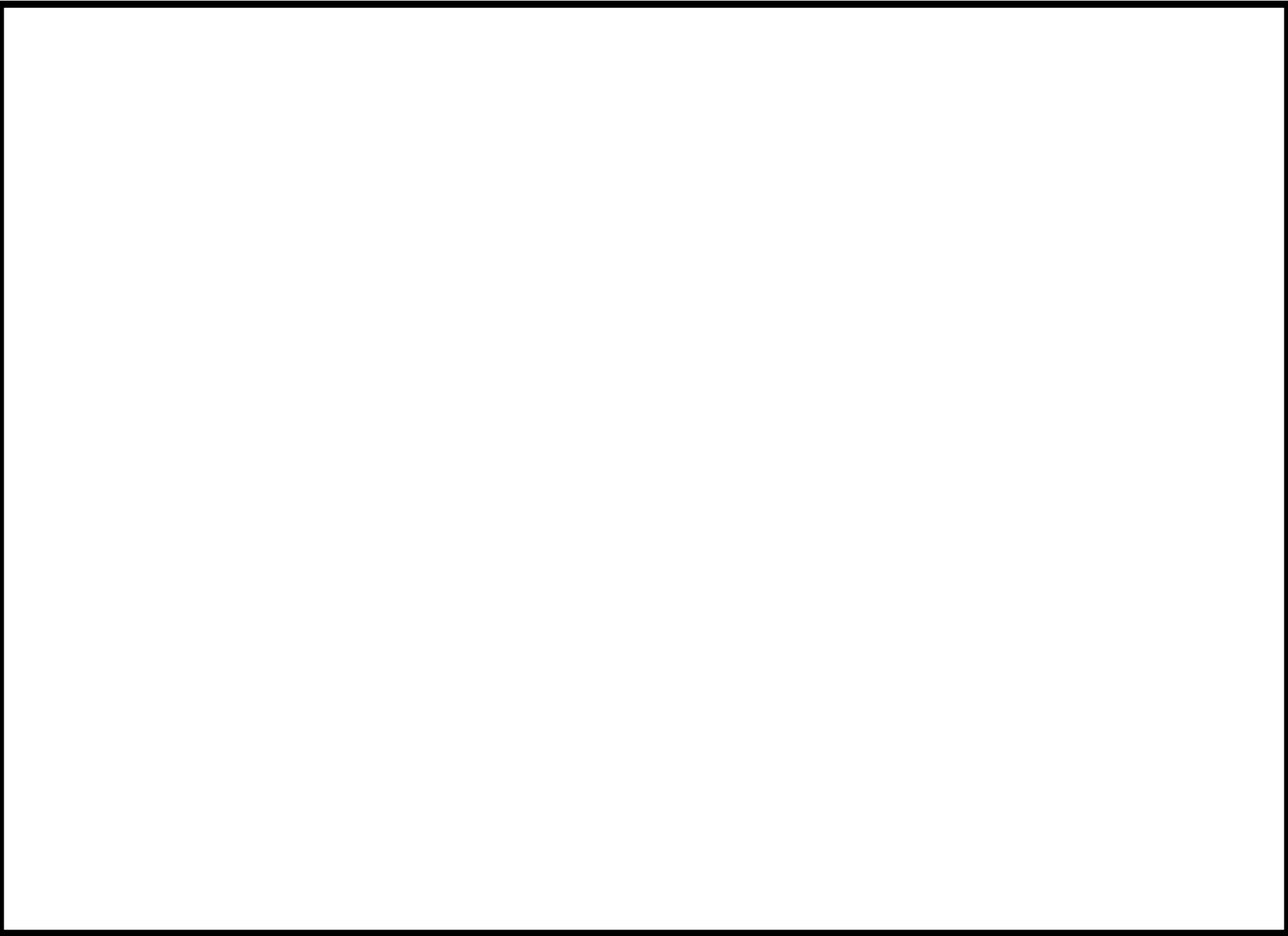


図48-52 7号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(48-52)



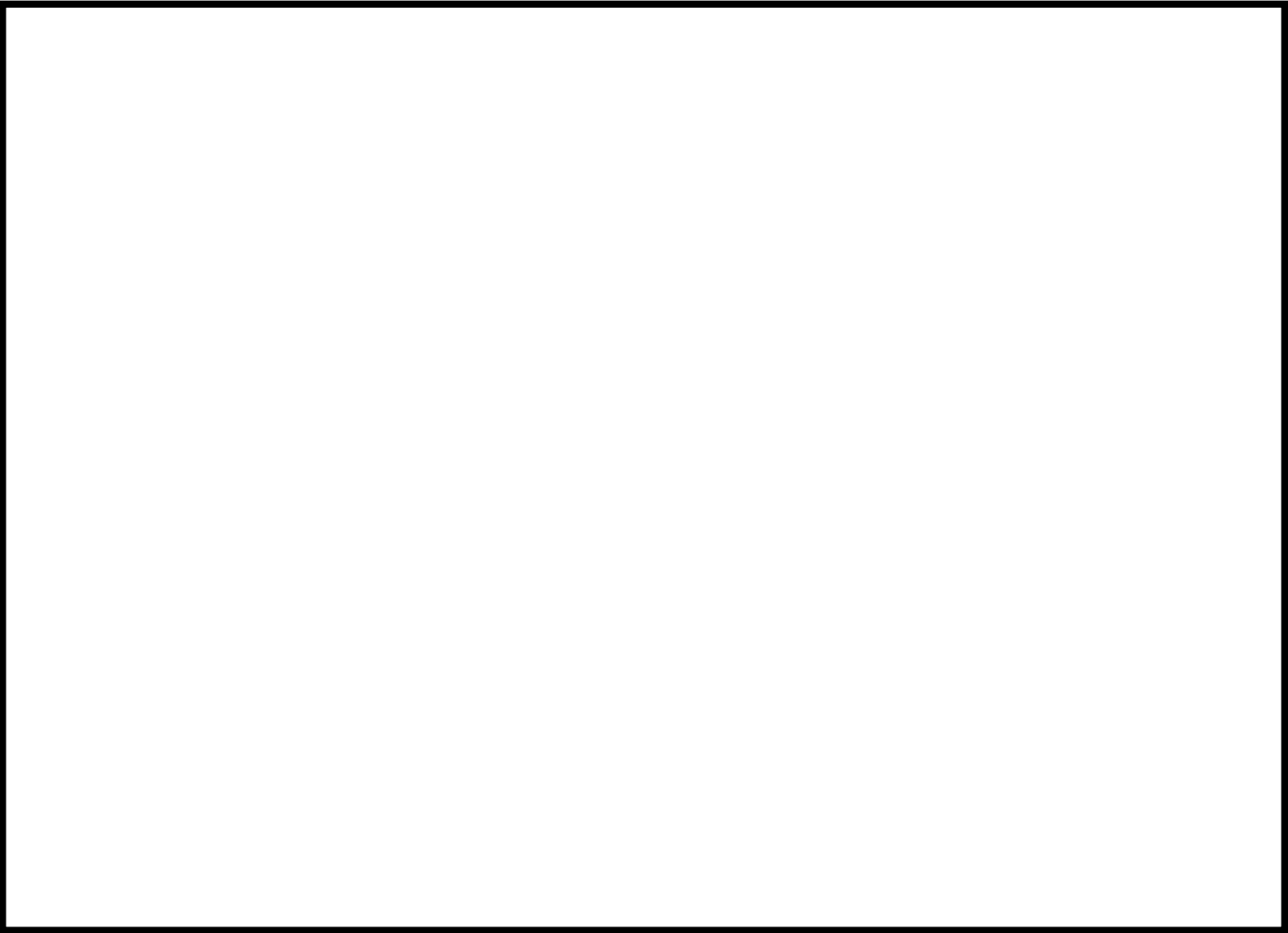


图48-53 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(48-53)

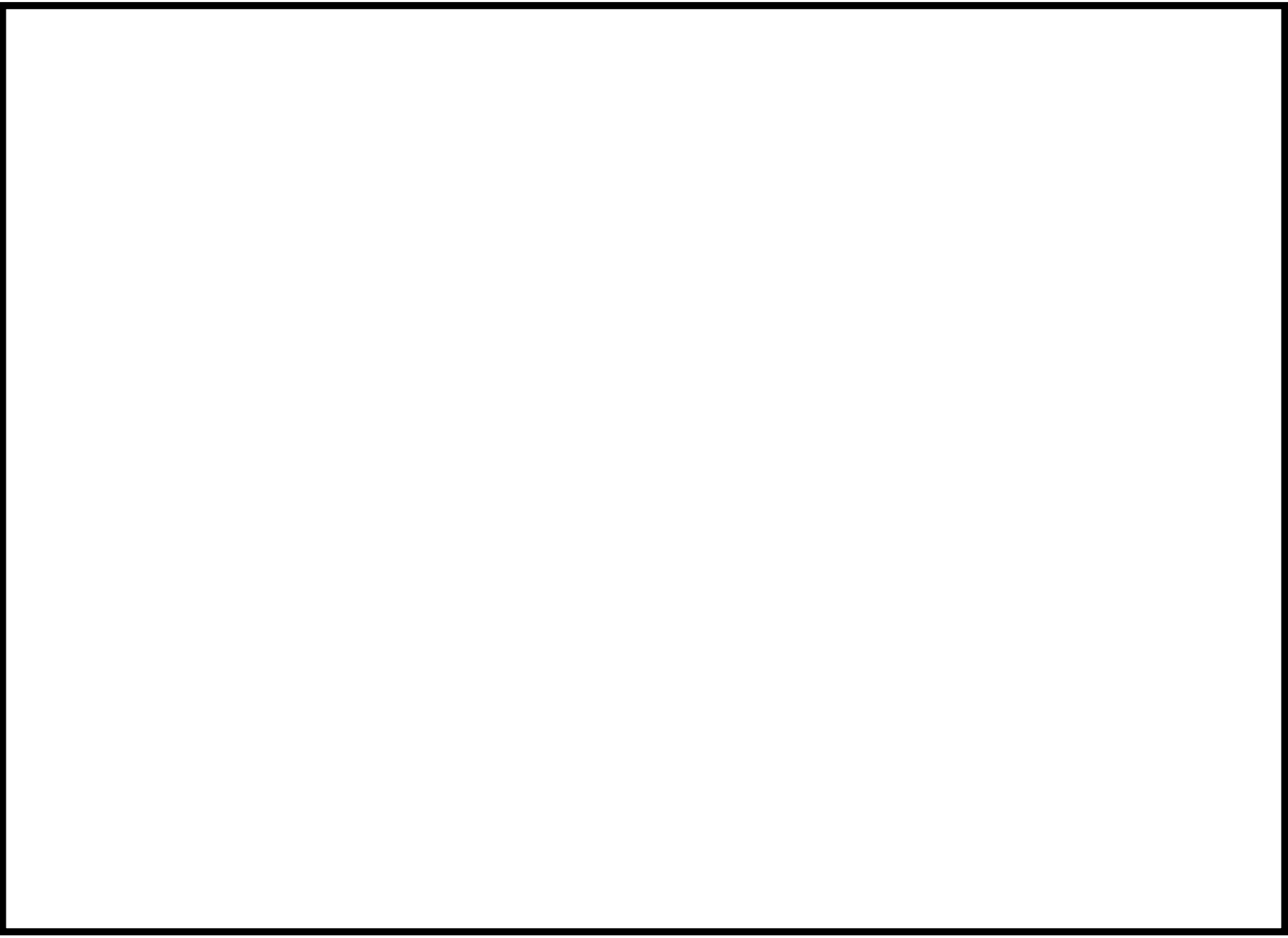


図48-54 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(48-54)

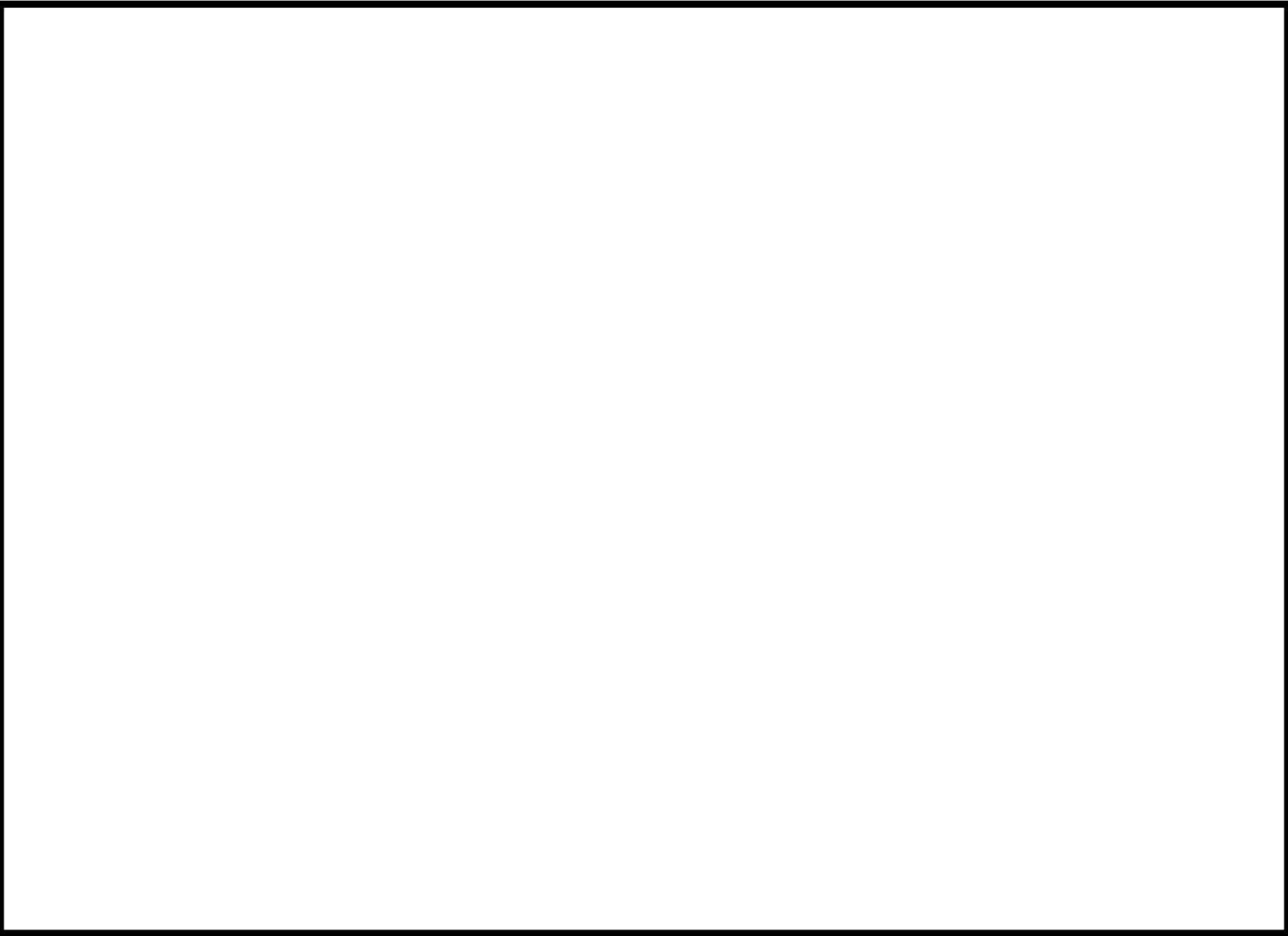


図48-55 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(48-55)

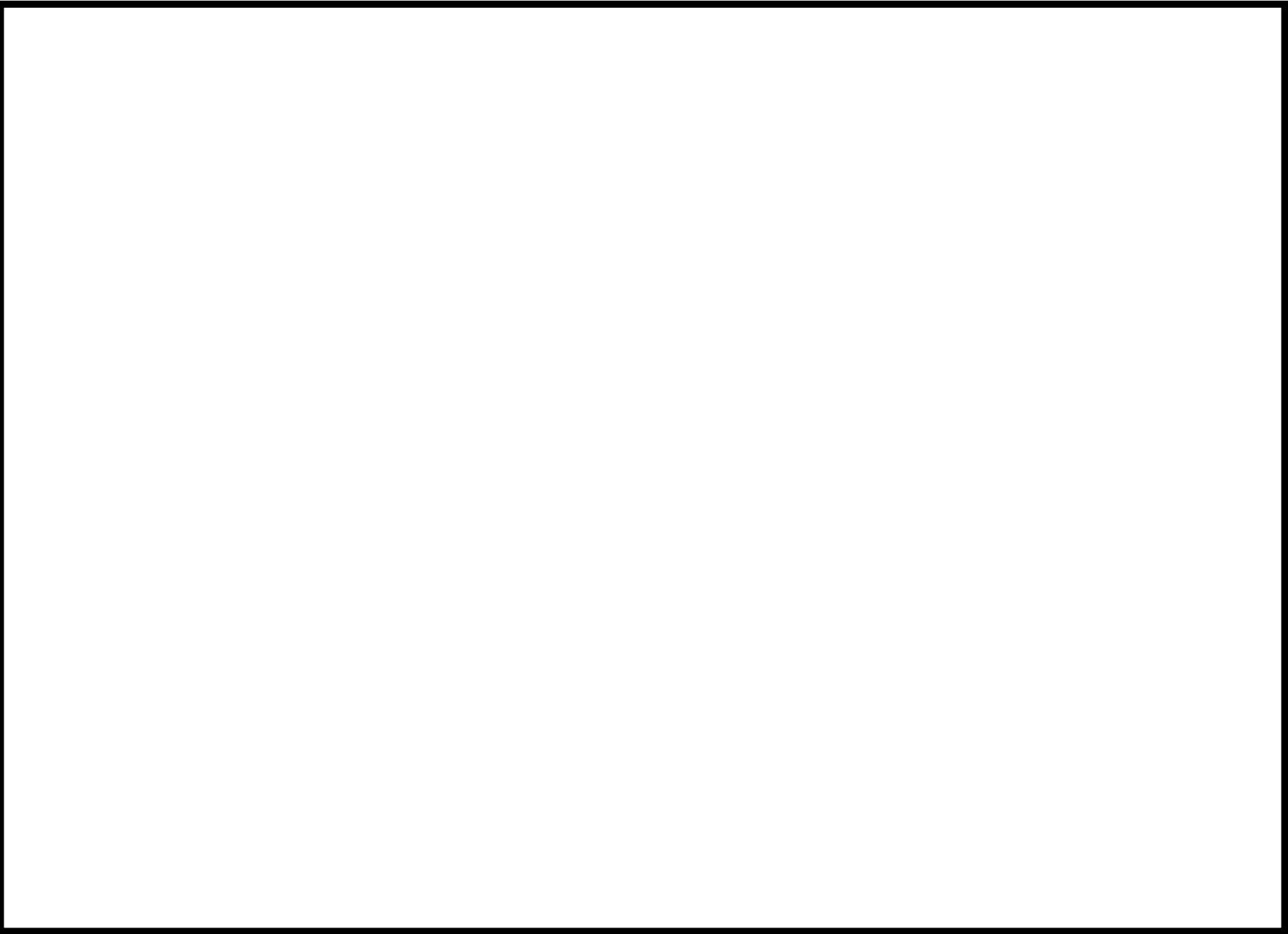


图49-1 6号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(49-1)

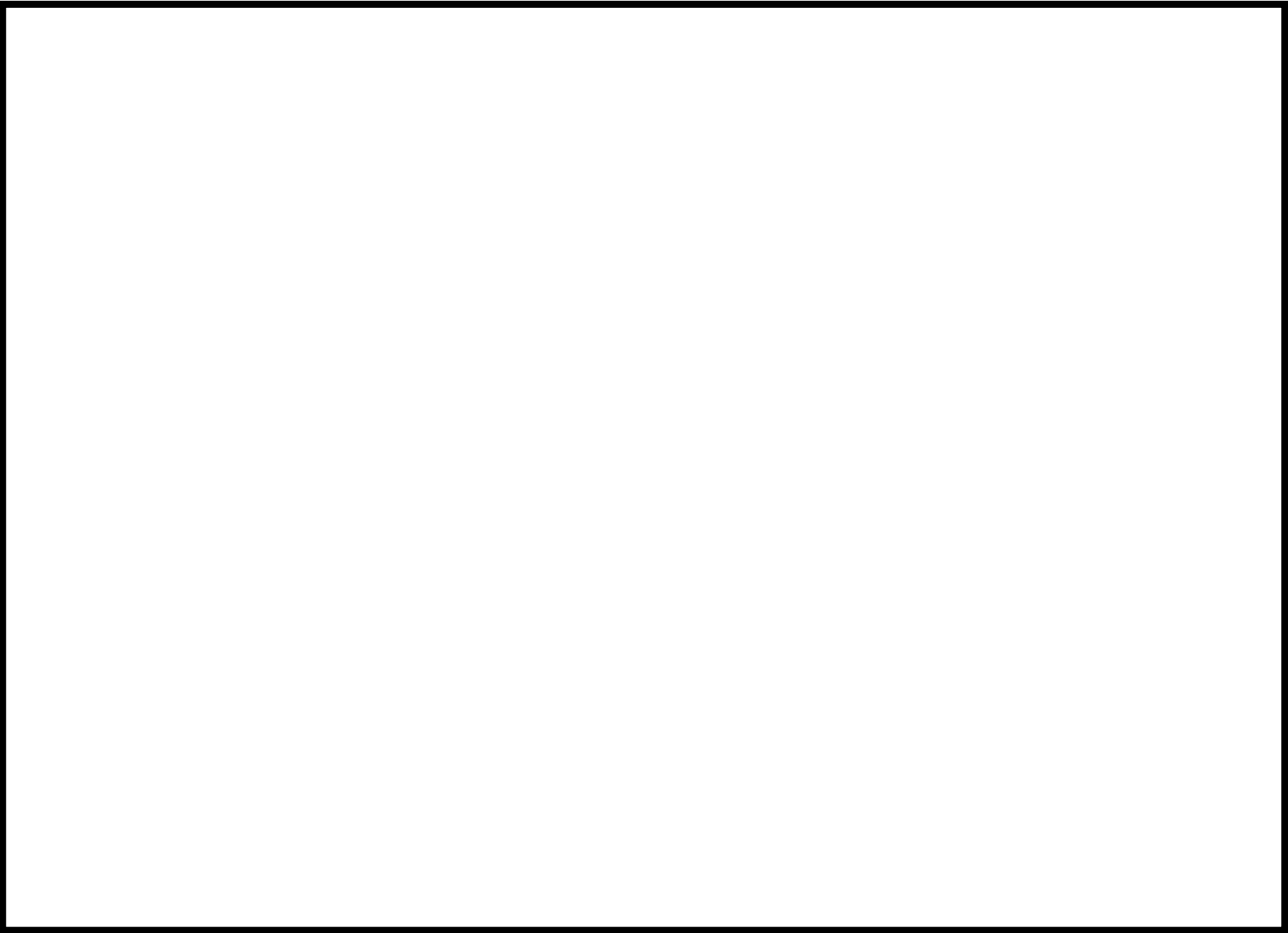


图49-2 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(49-2)

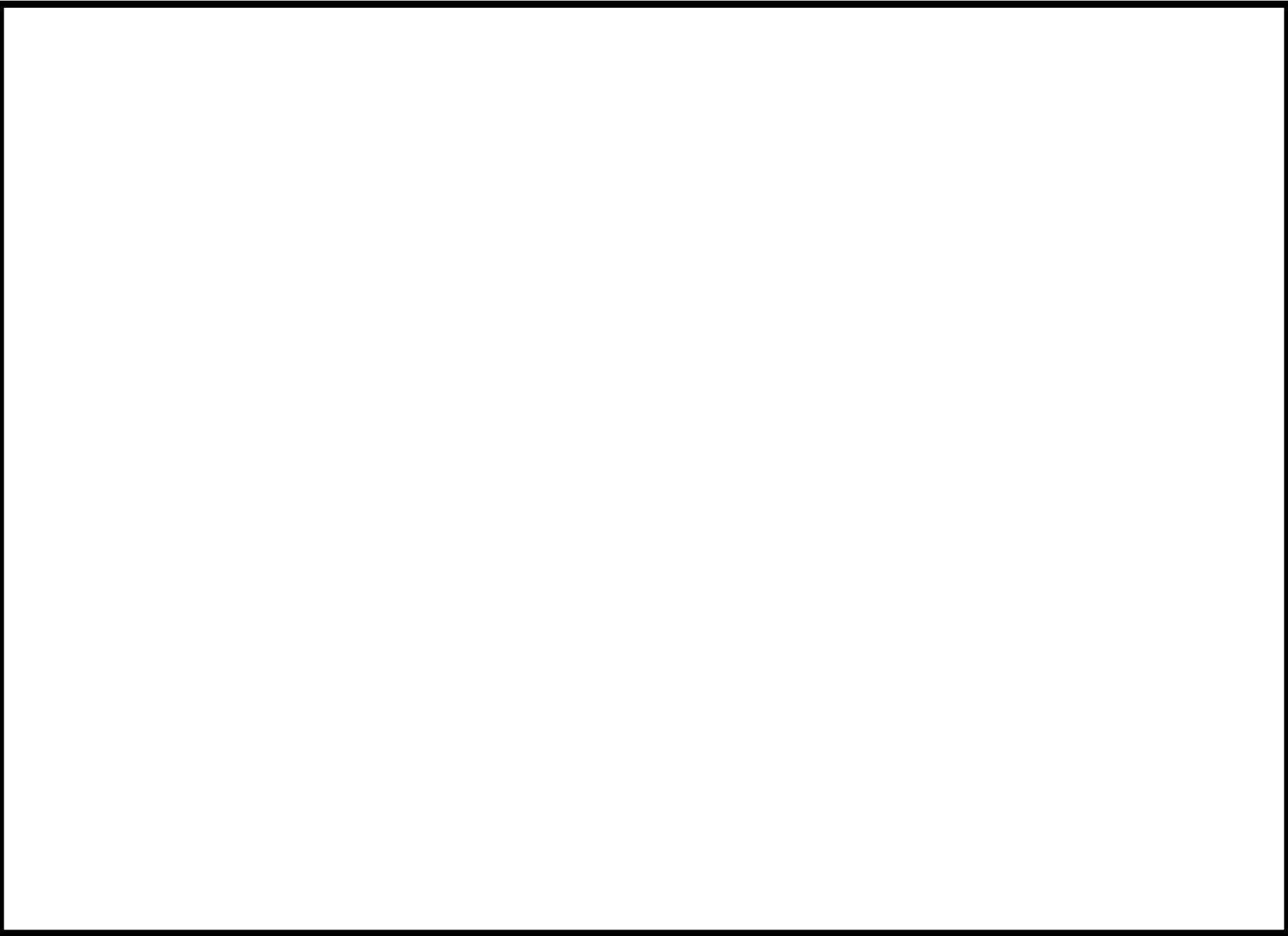


図49-3 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-3)

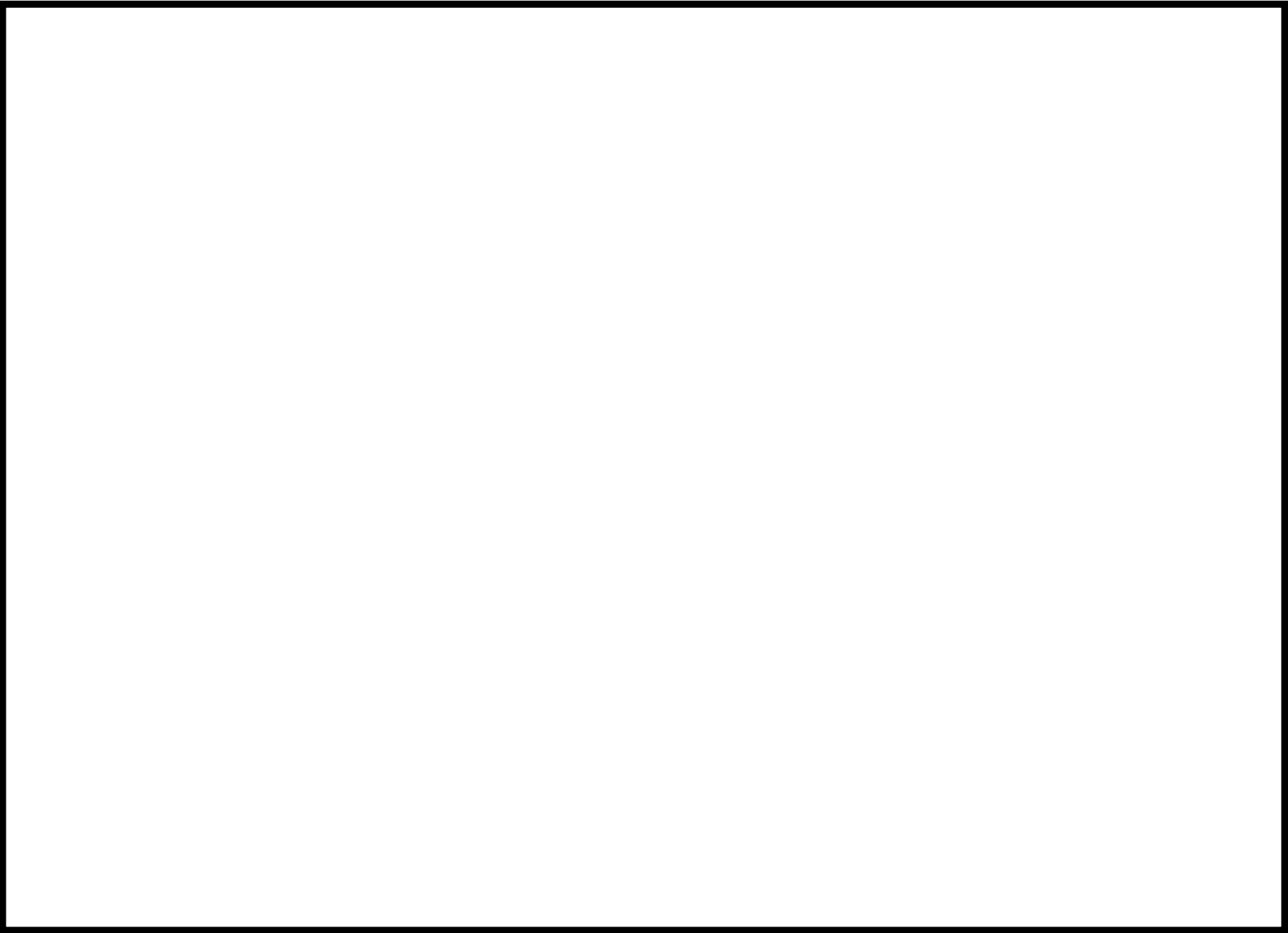


图49-4 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(49-4)

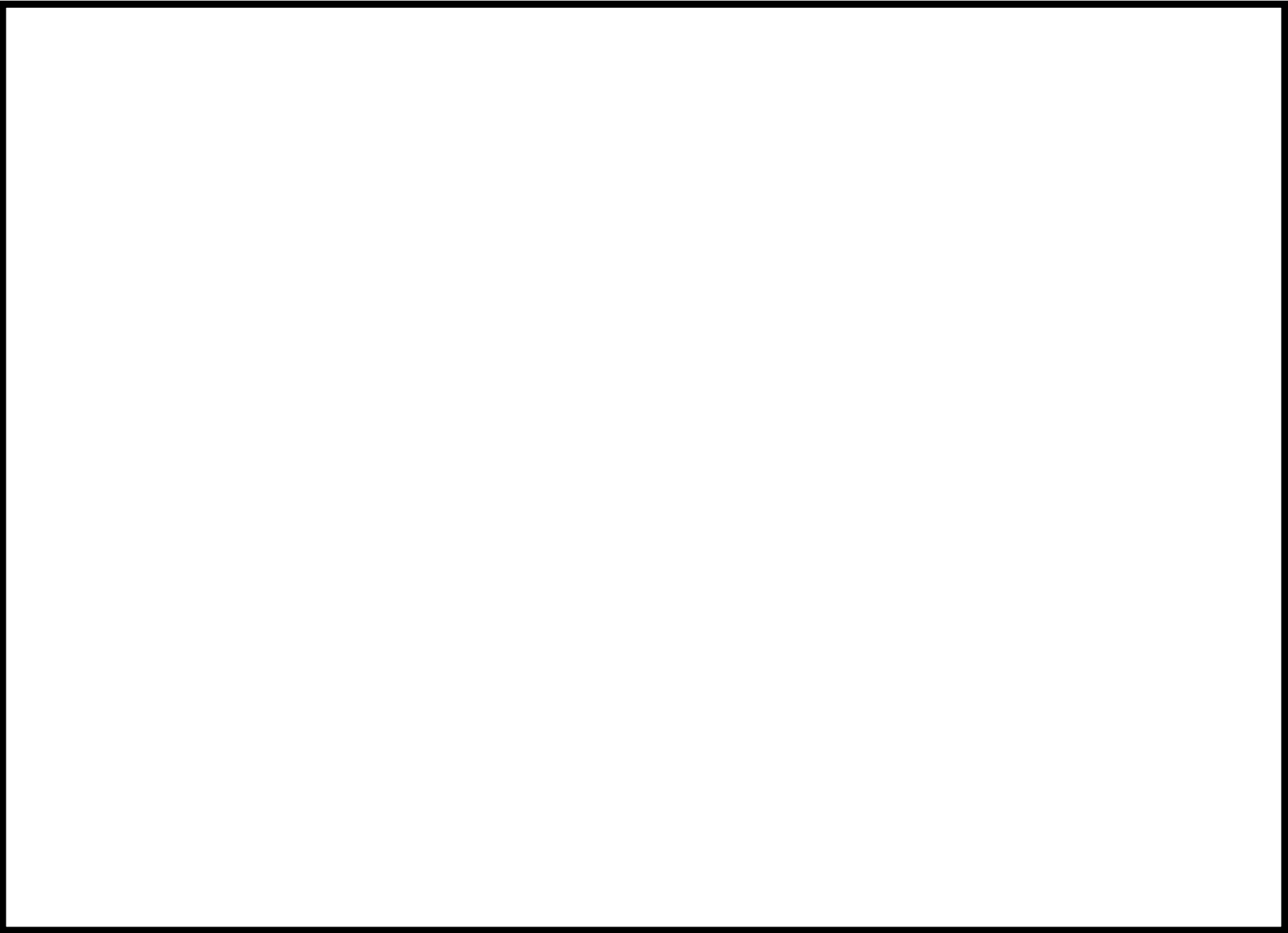


图49-5 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(49-5)



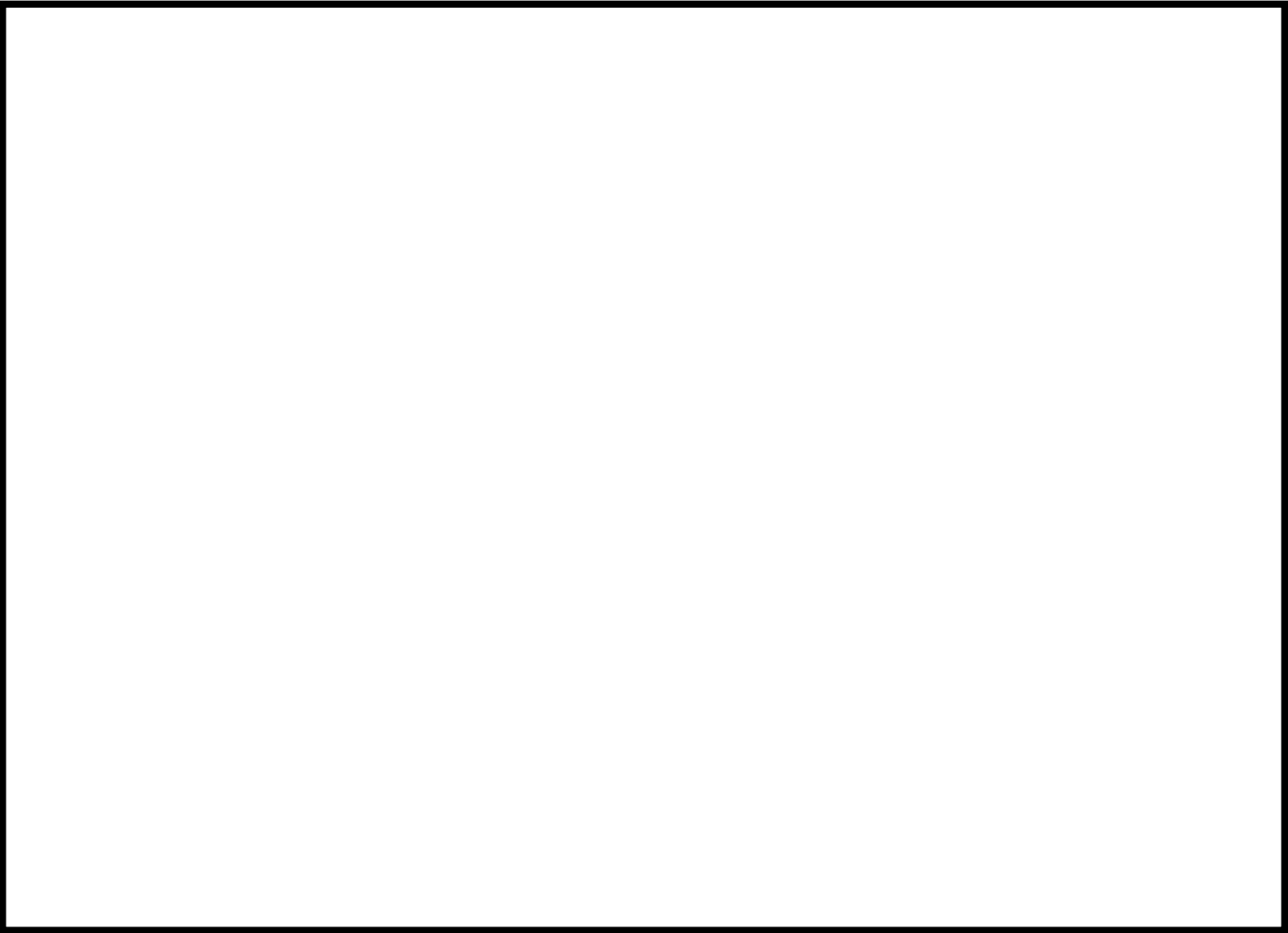


図49-6 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(49-6)

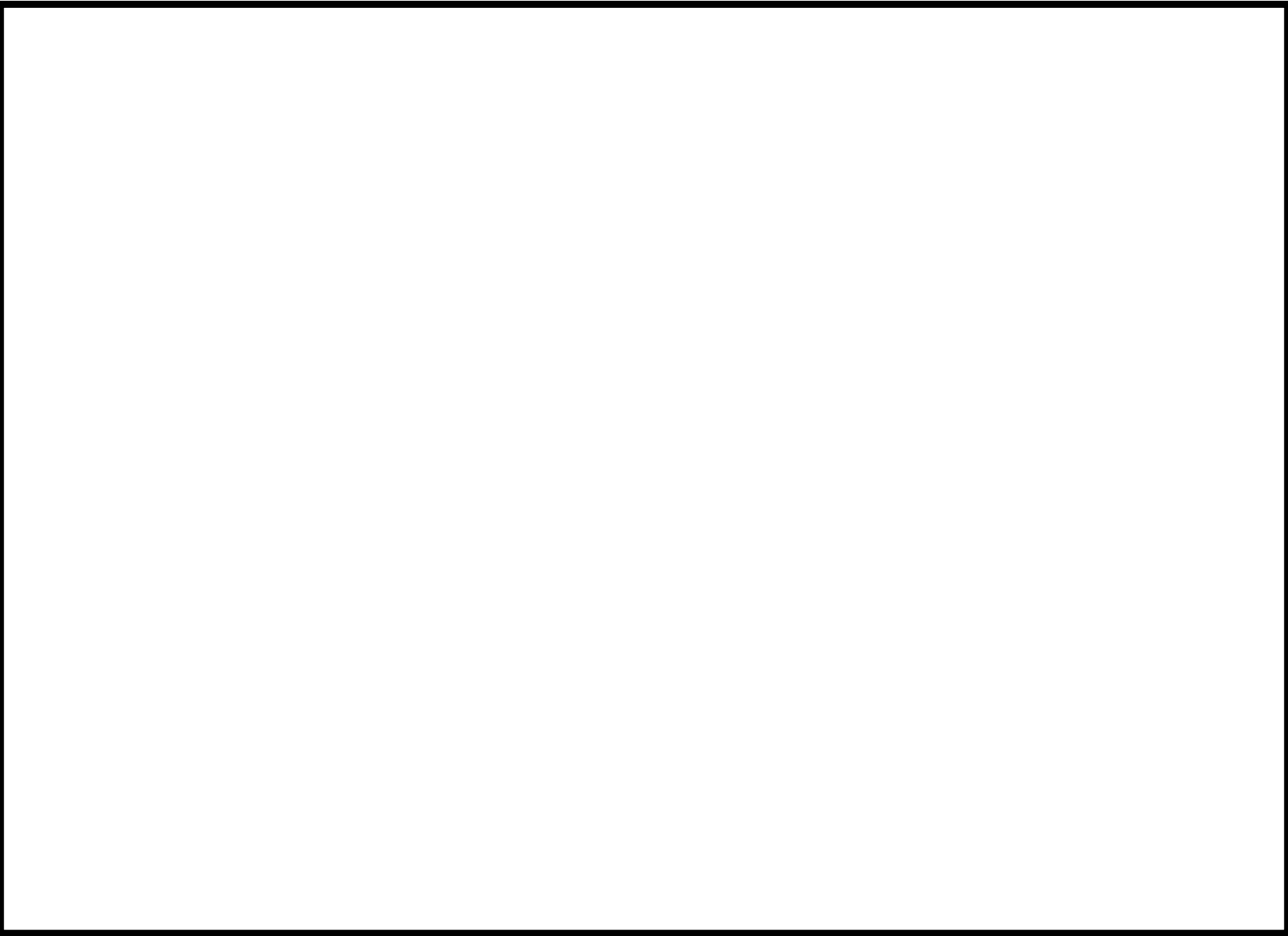


図49-7 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(49-7)

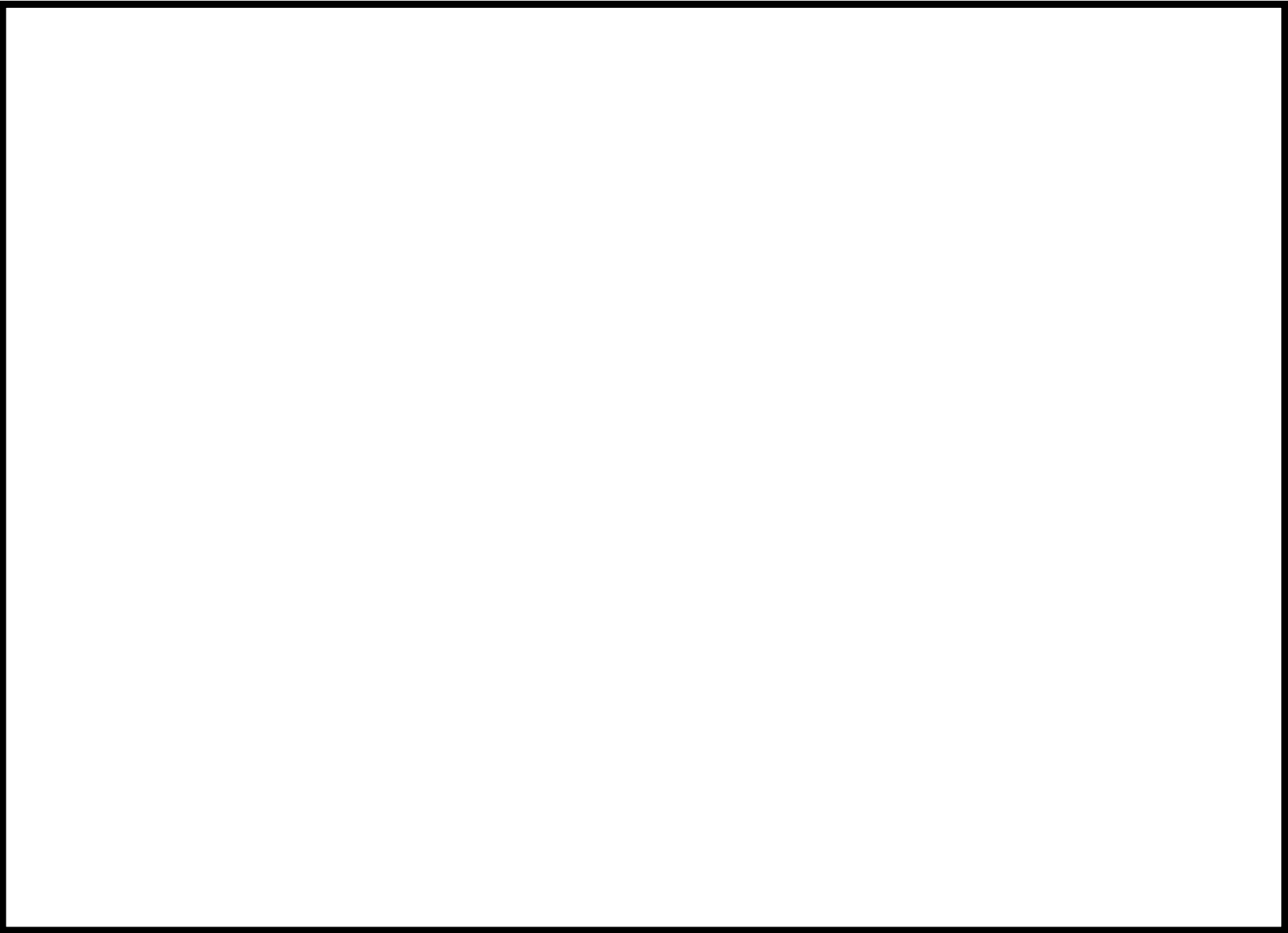


図49-8 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(49-8)

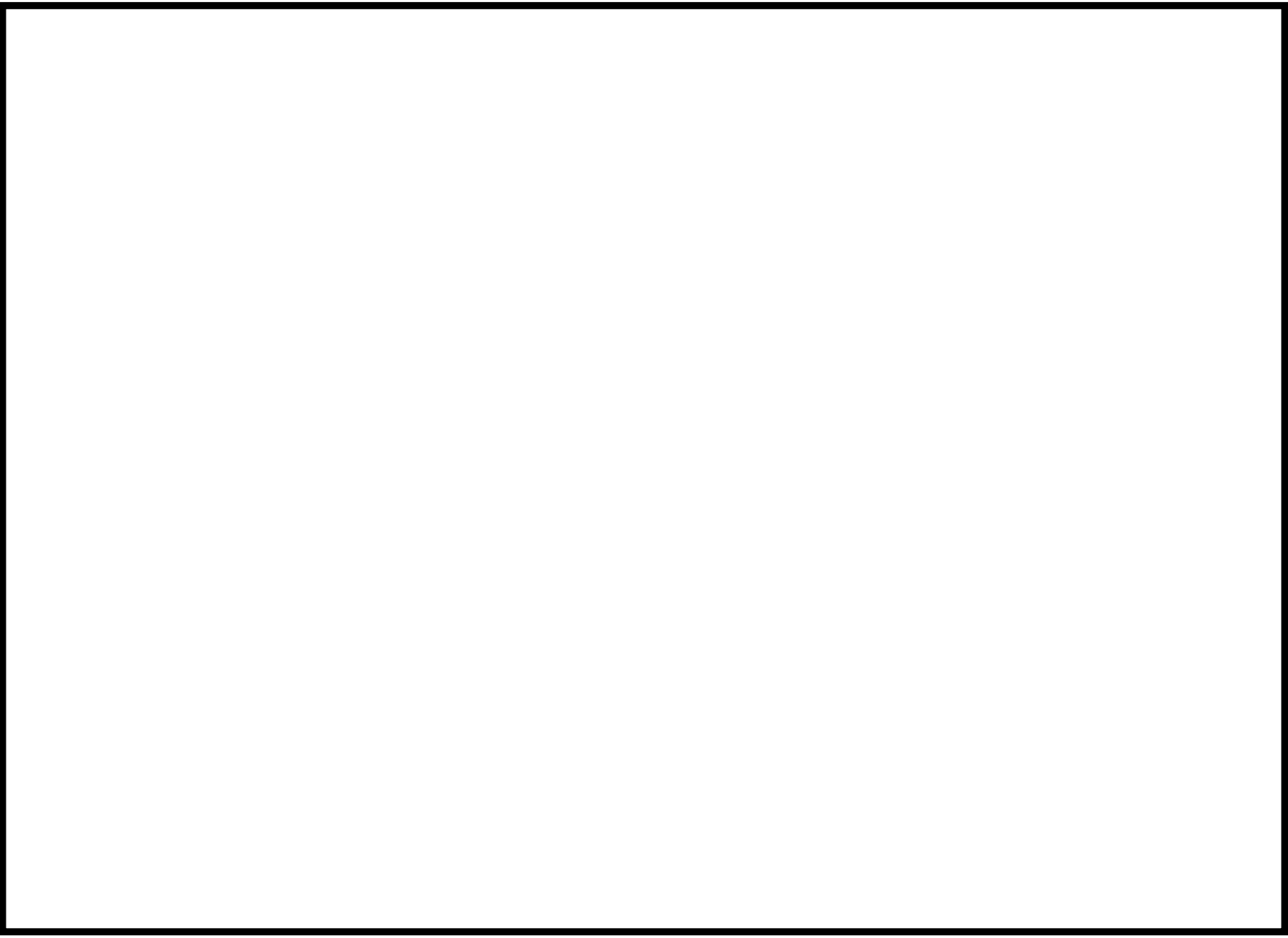


図49-9 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(49-9)

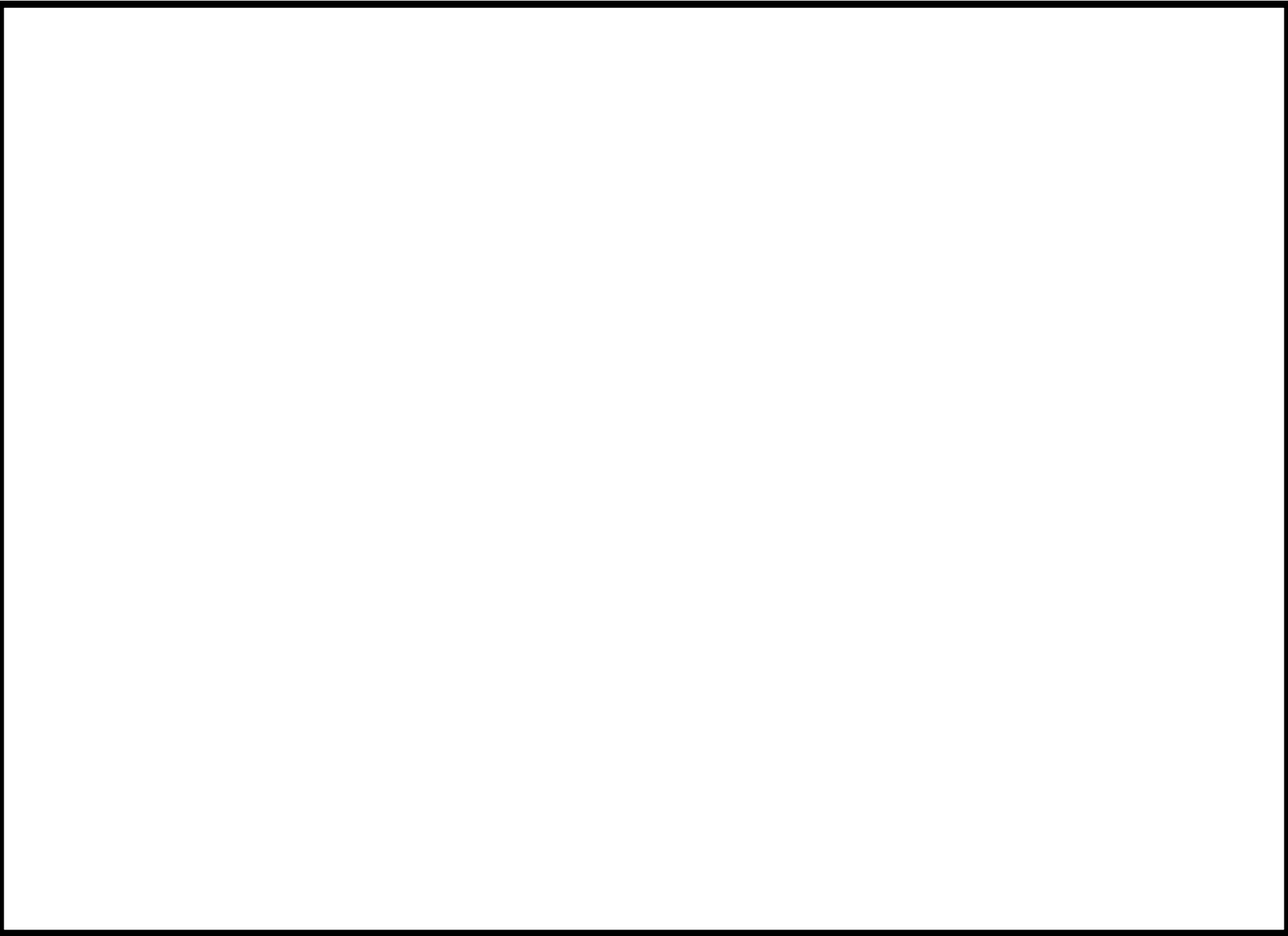


図49-10 6号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(49-10)

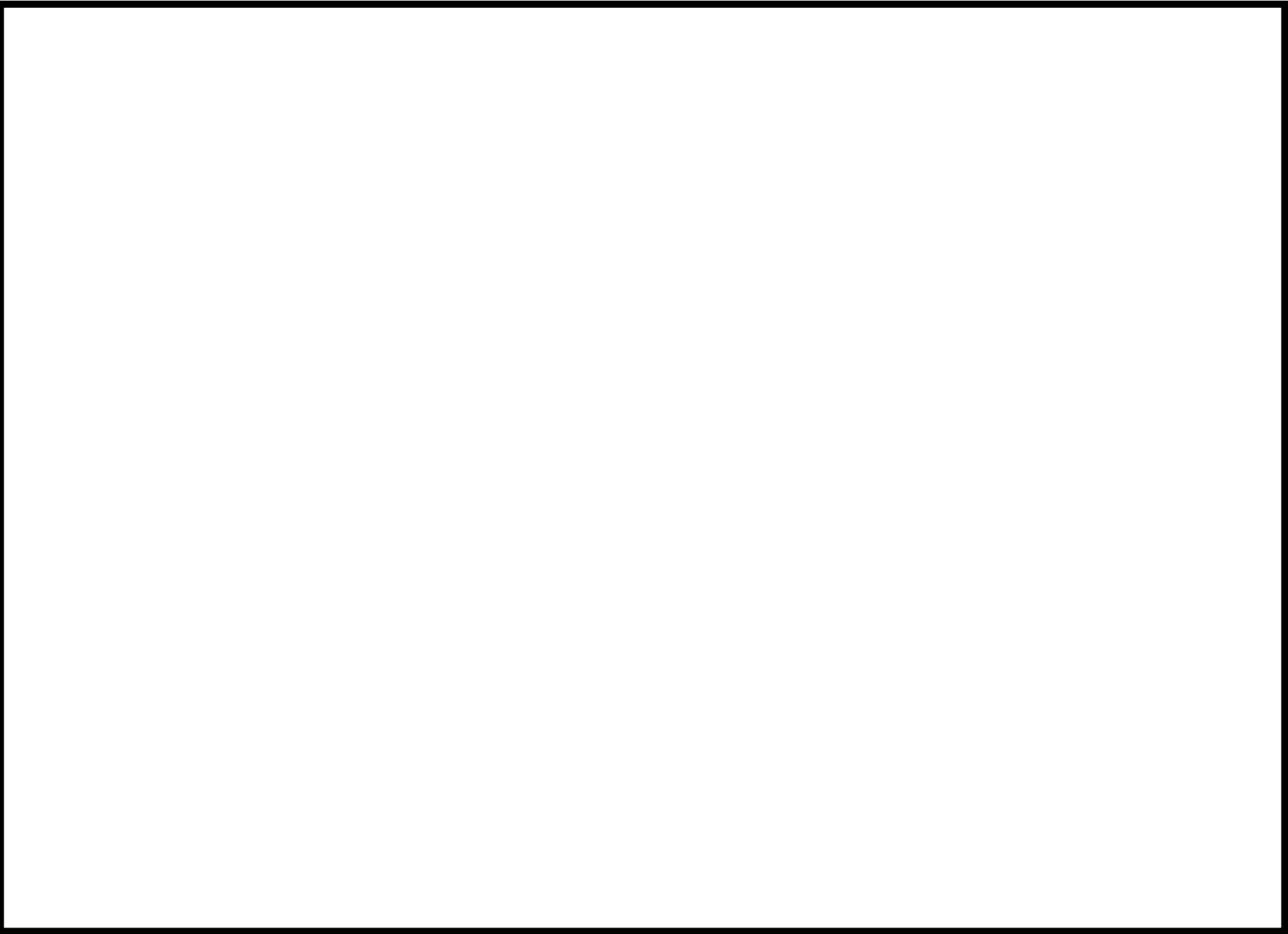


图49-11 7号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(49-11)

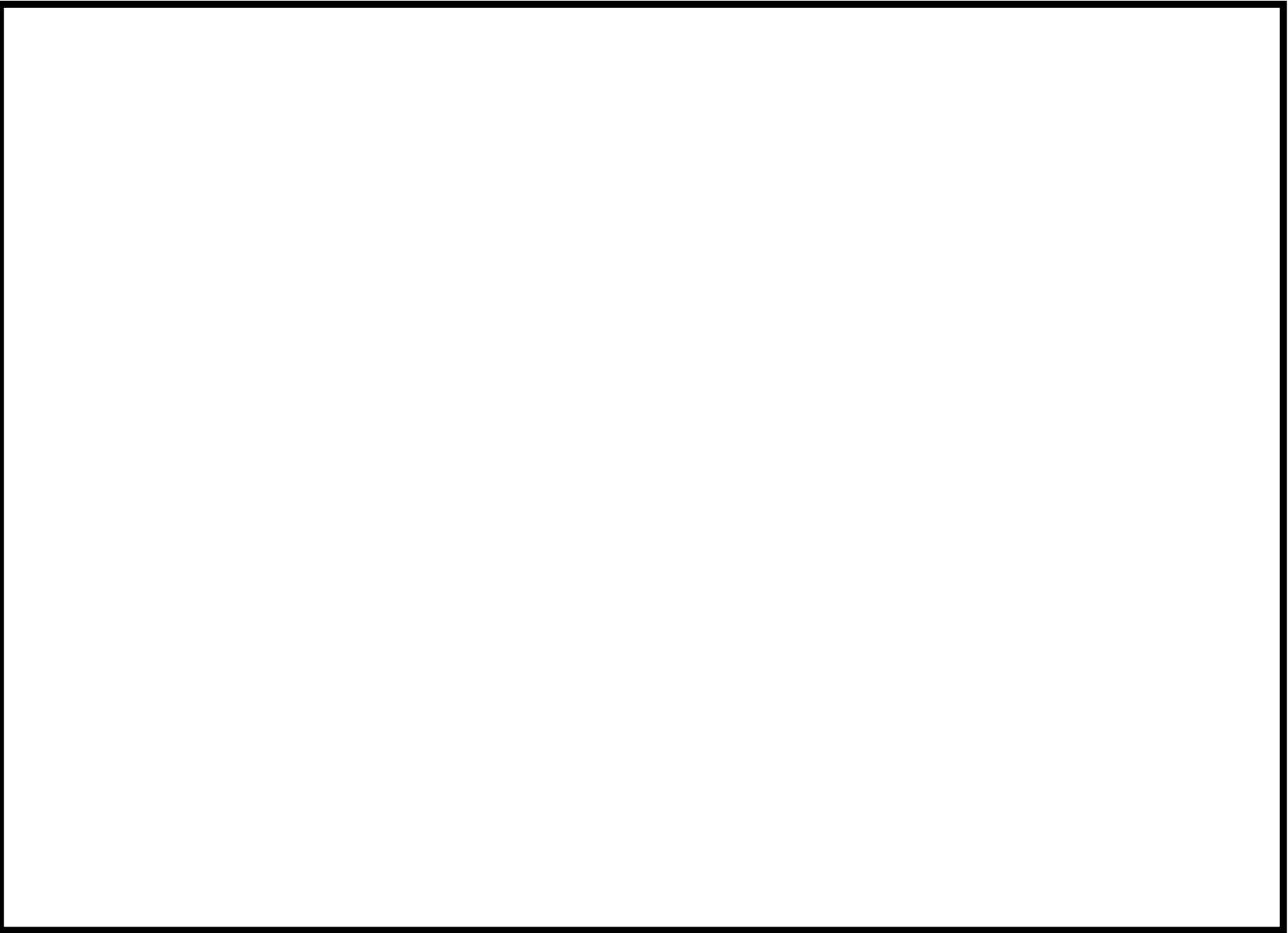


图49-12 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(49-12)

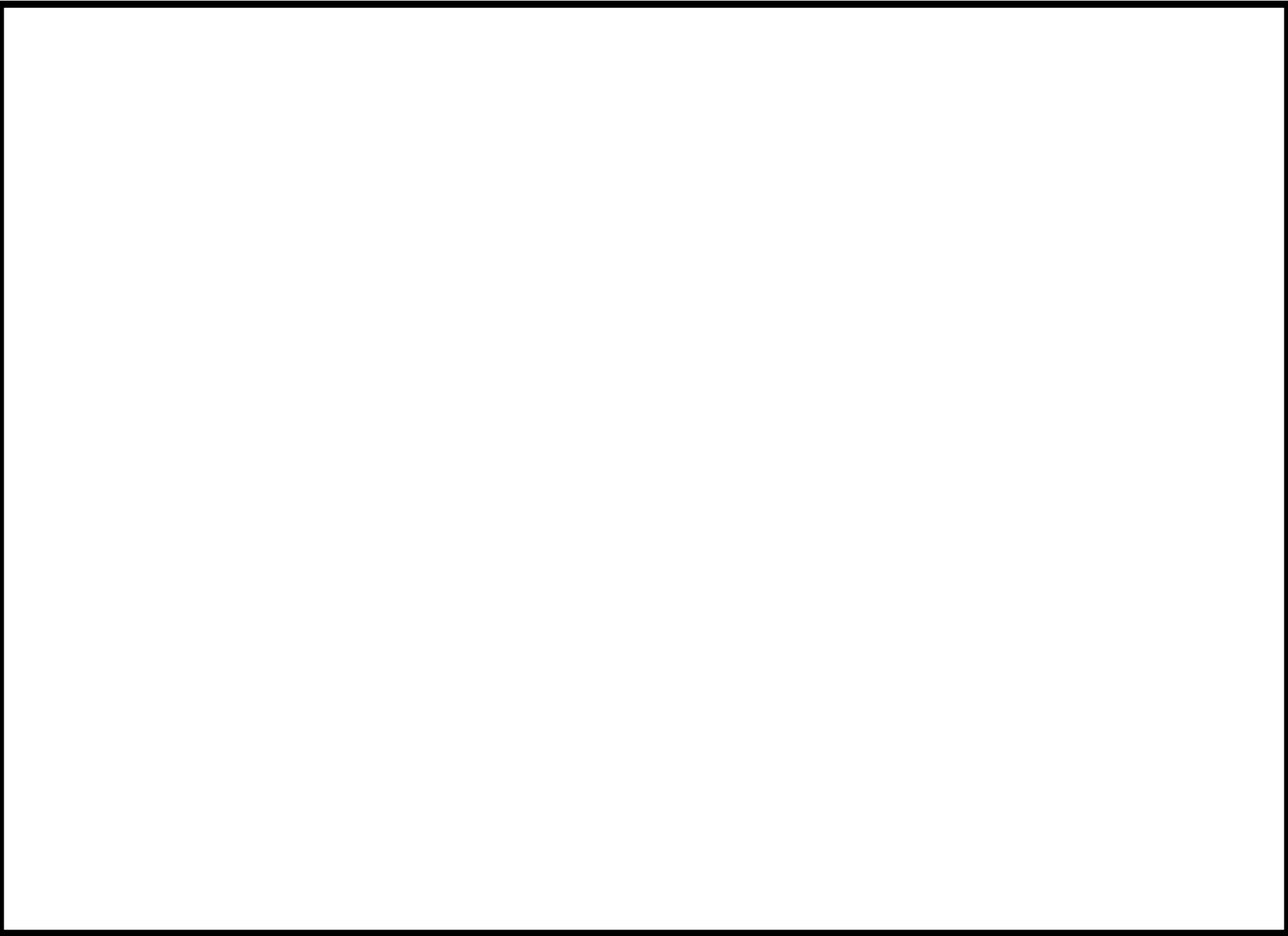


図49-13 7号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-13)



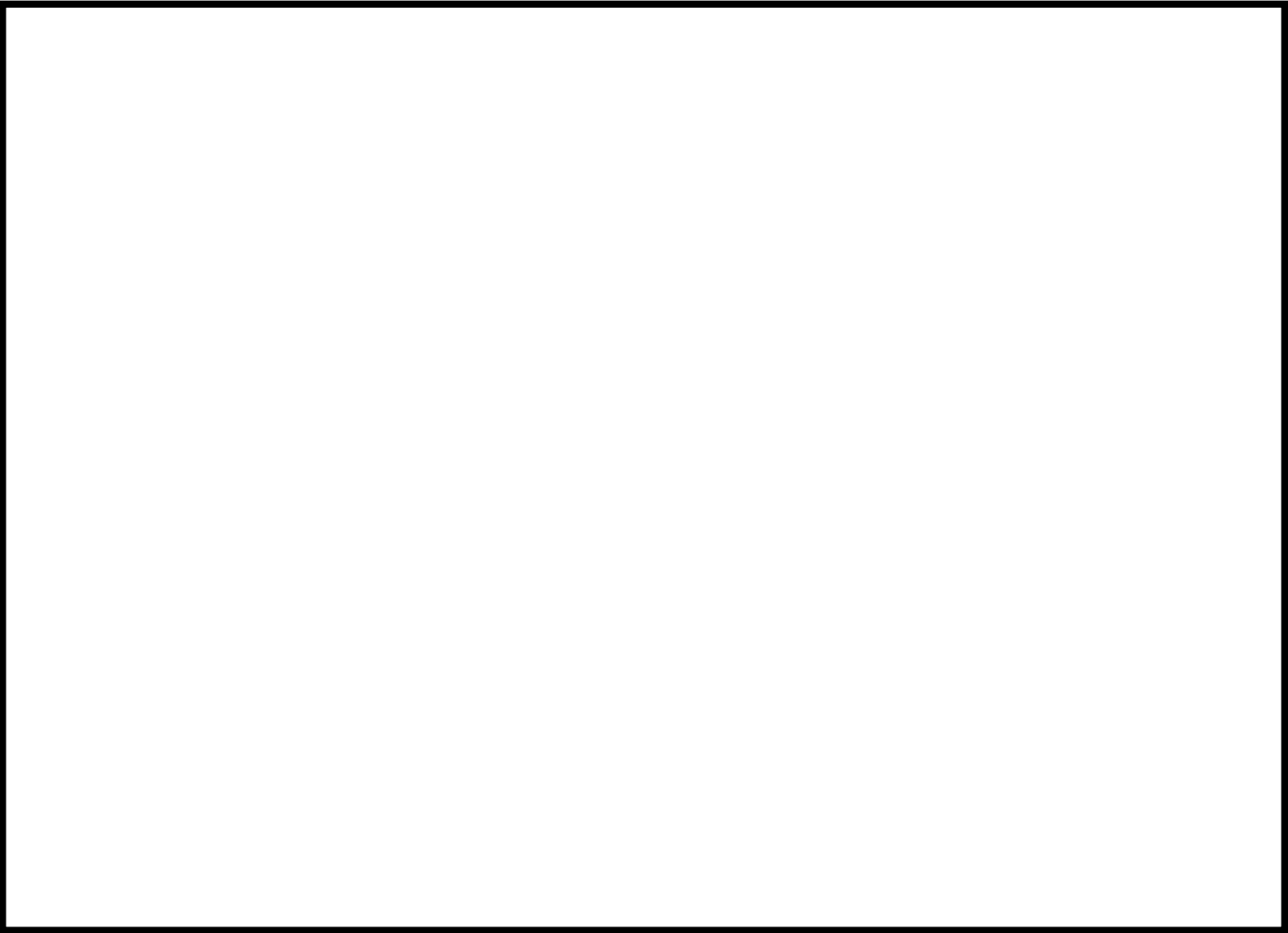


図49-14 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(49-14)

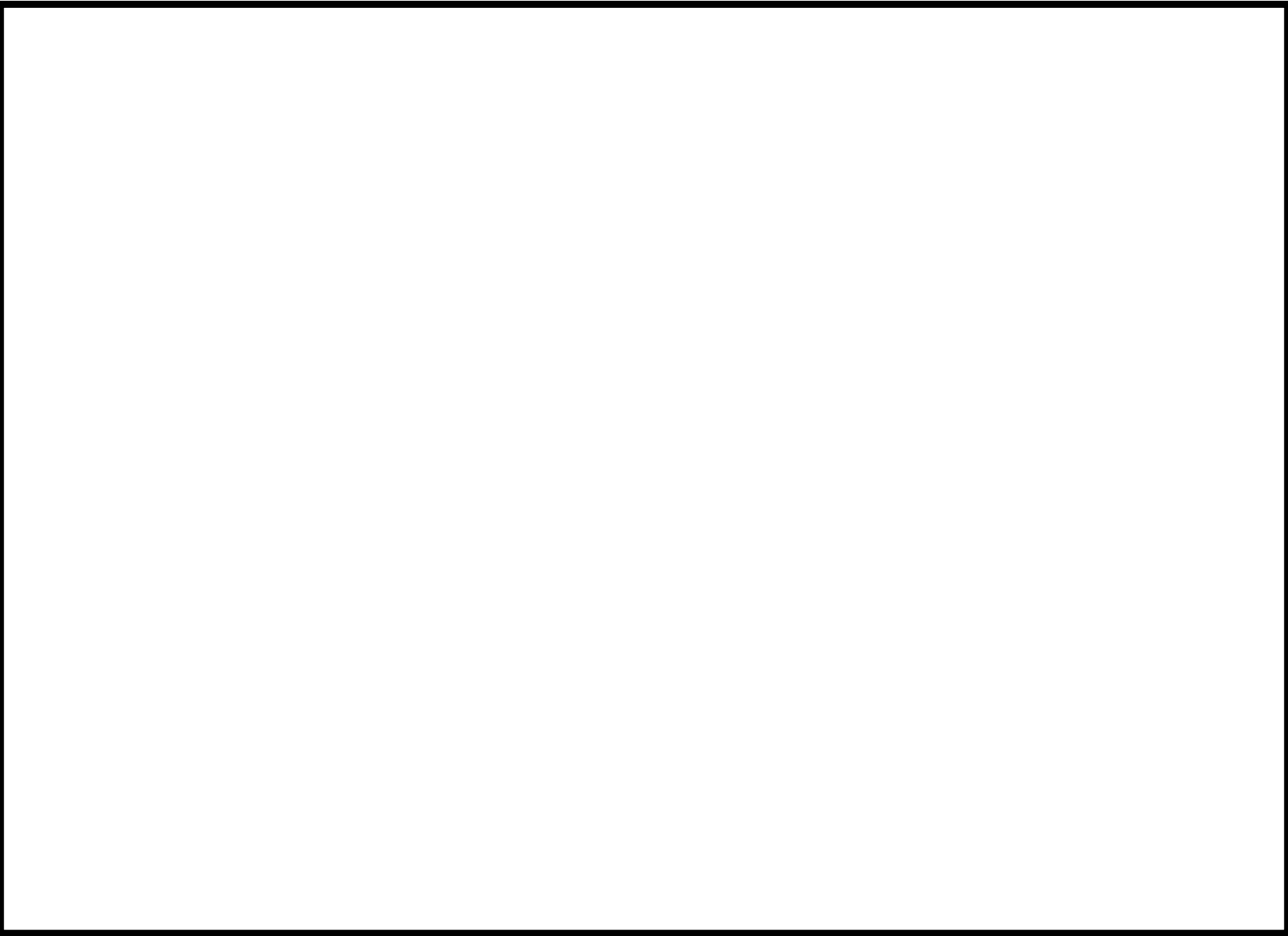


图49-15 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(49-15)

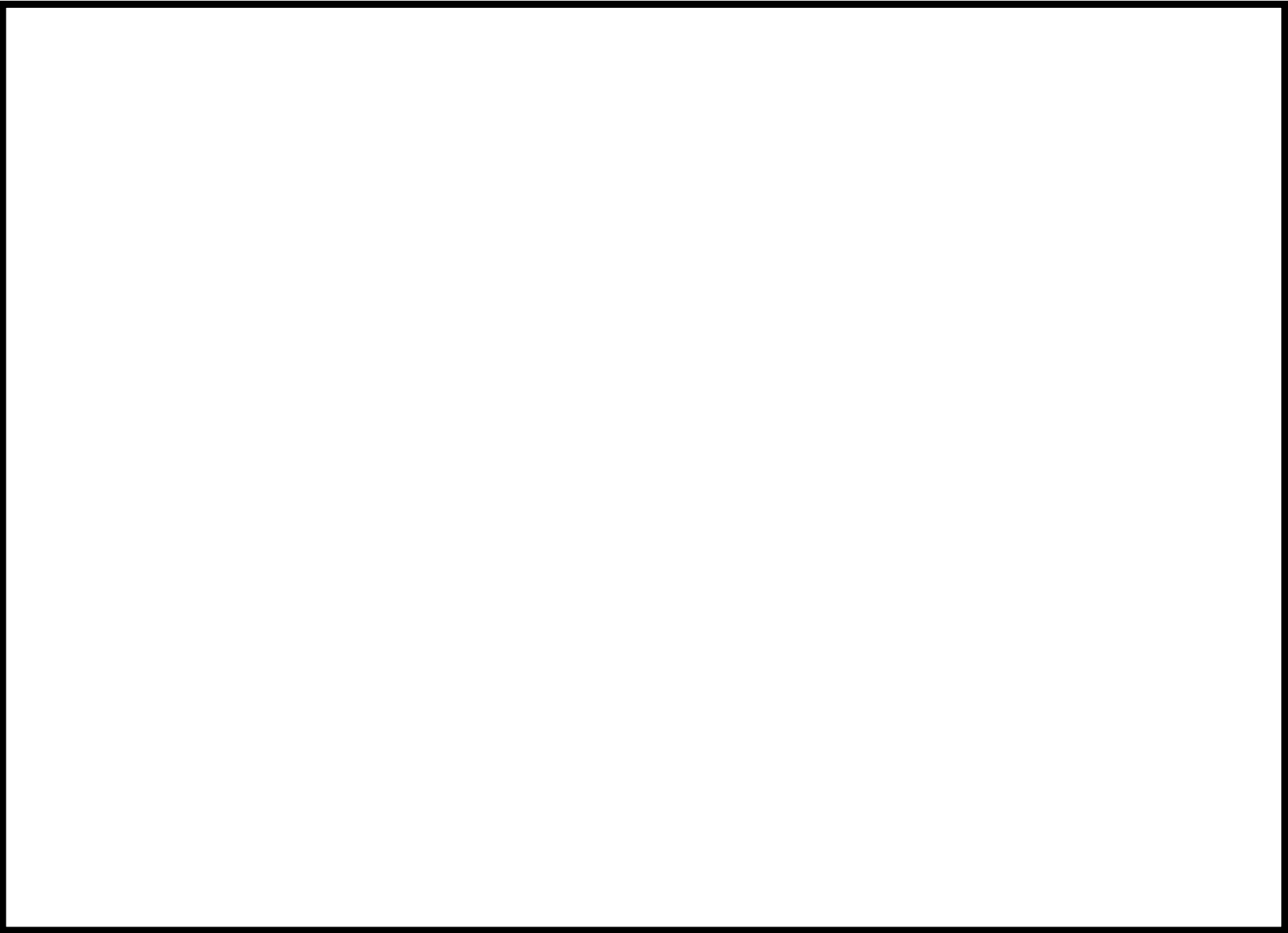


图49-16 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(49-16)

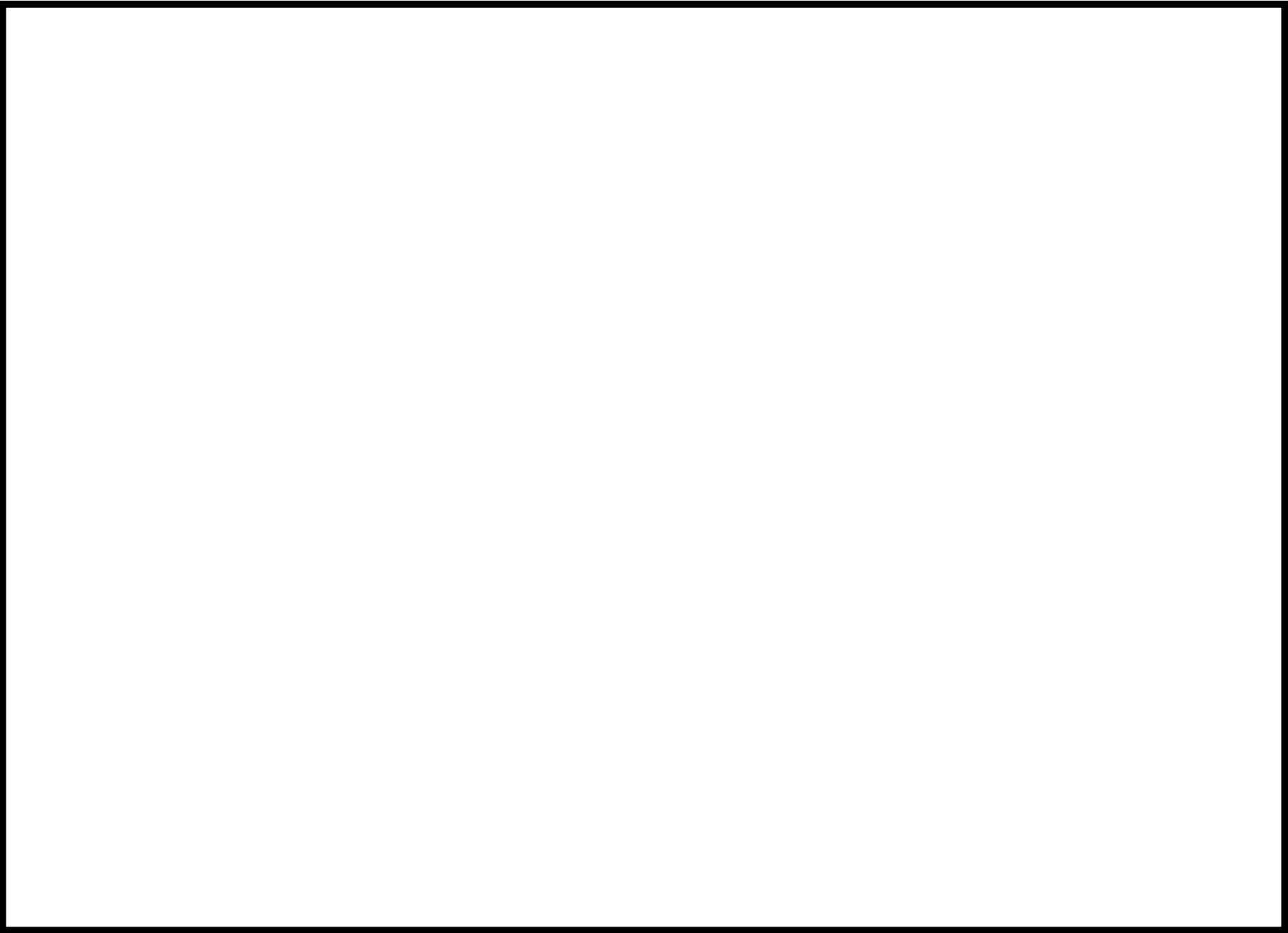


図49-17 7号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(49-17)

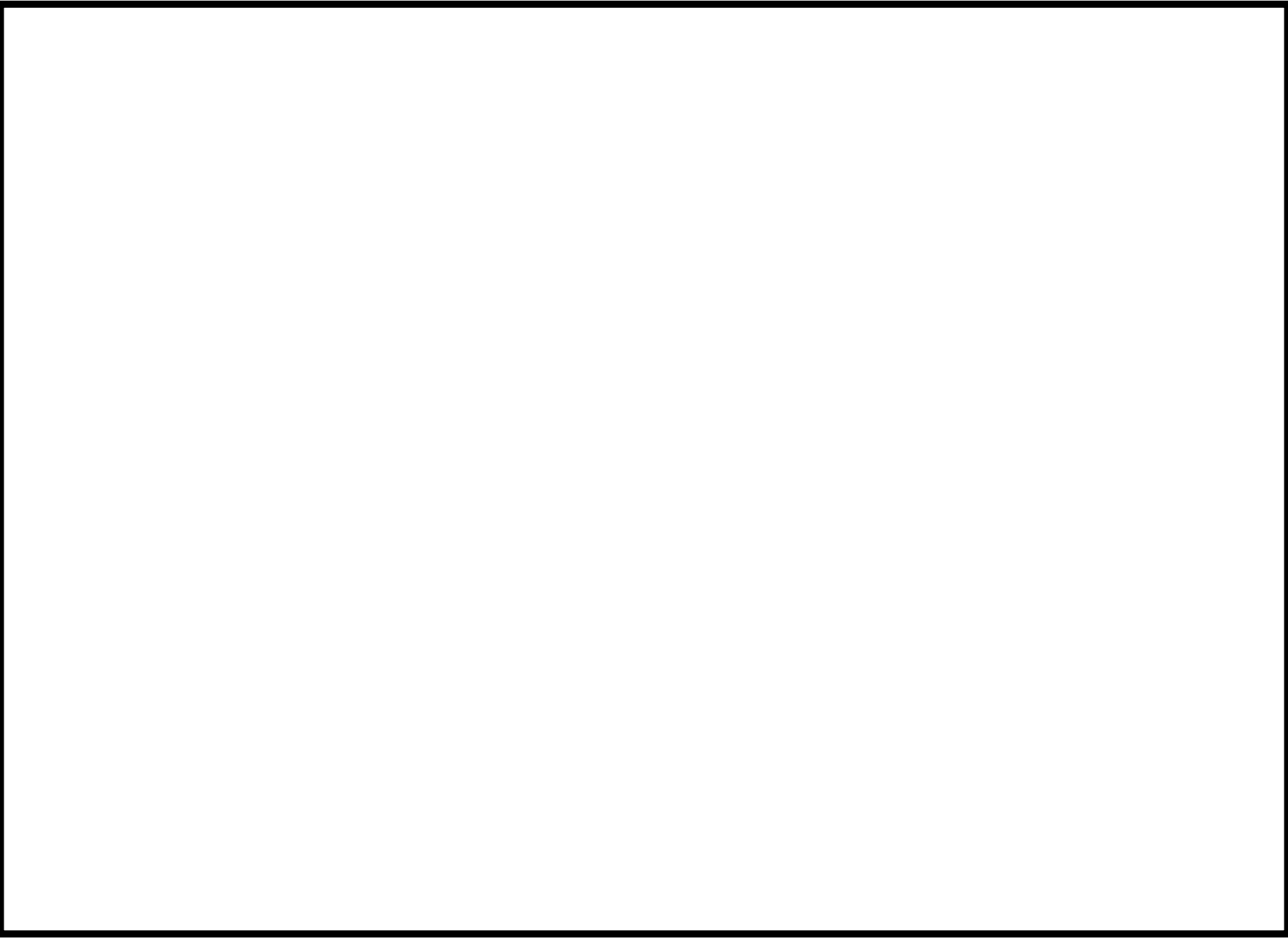


图49-18 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(49-18)

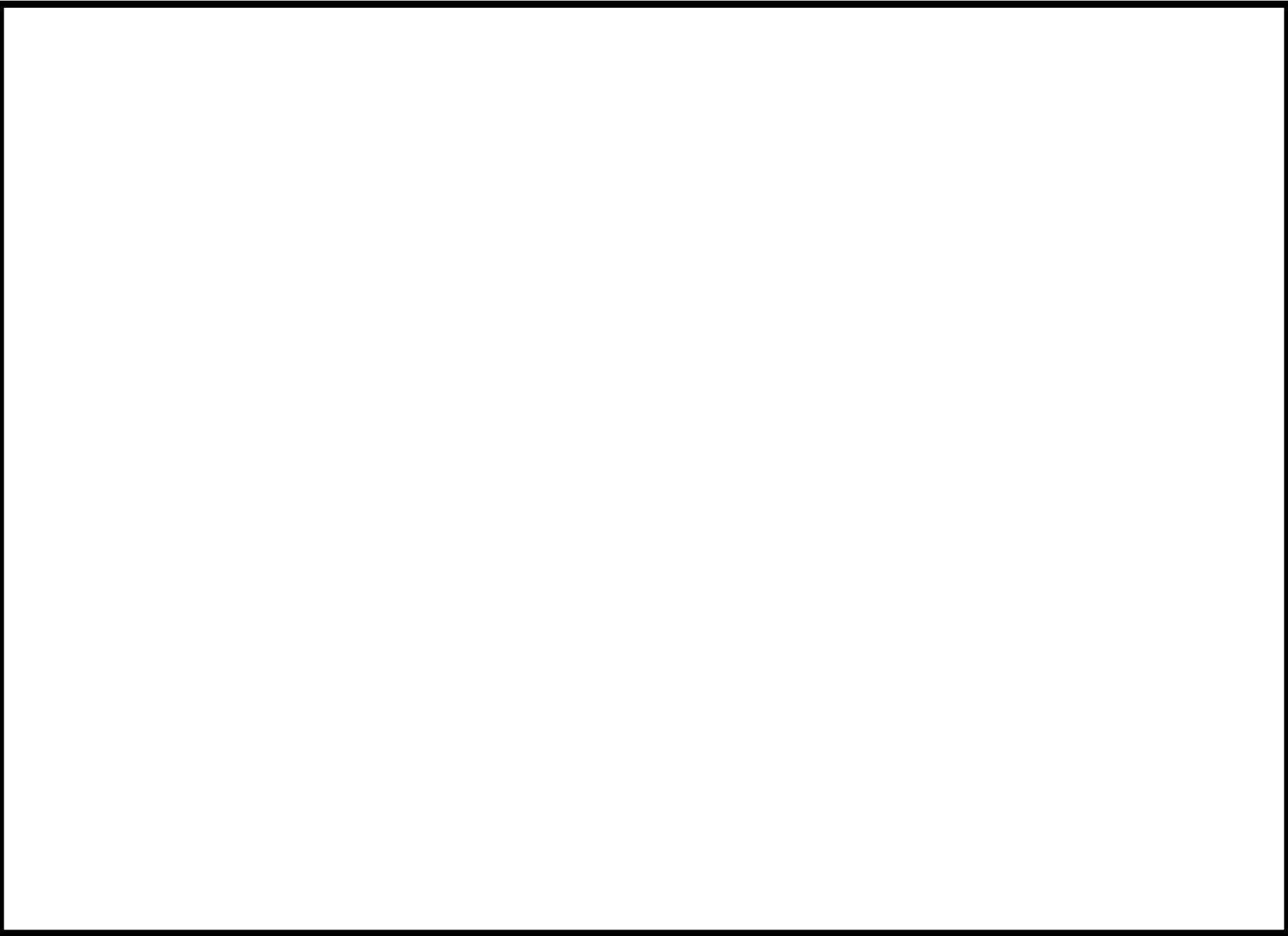


図49-19 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-19)

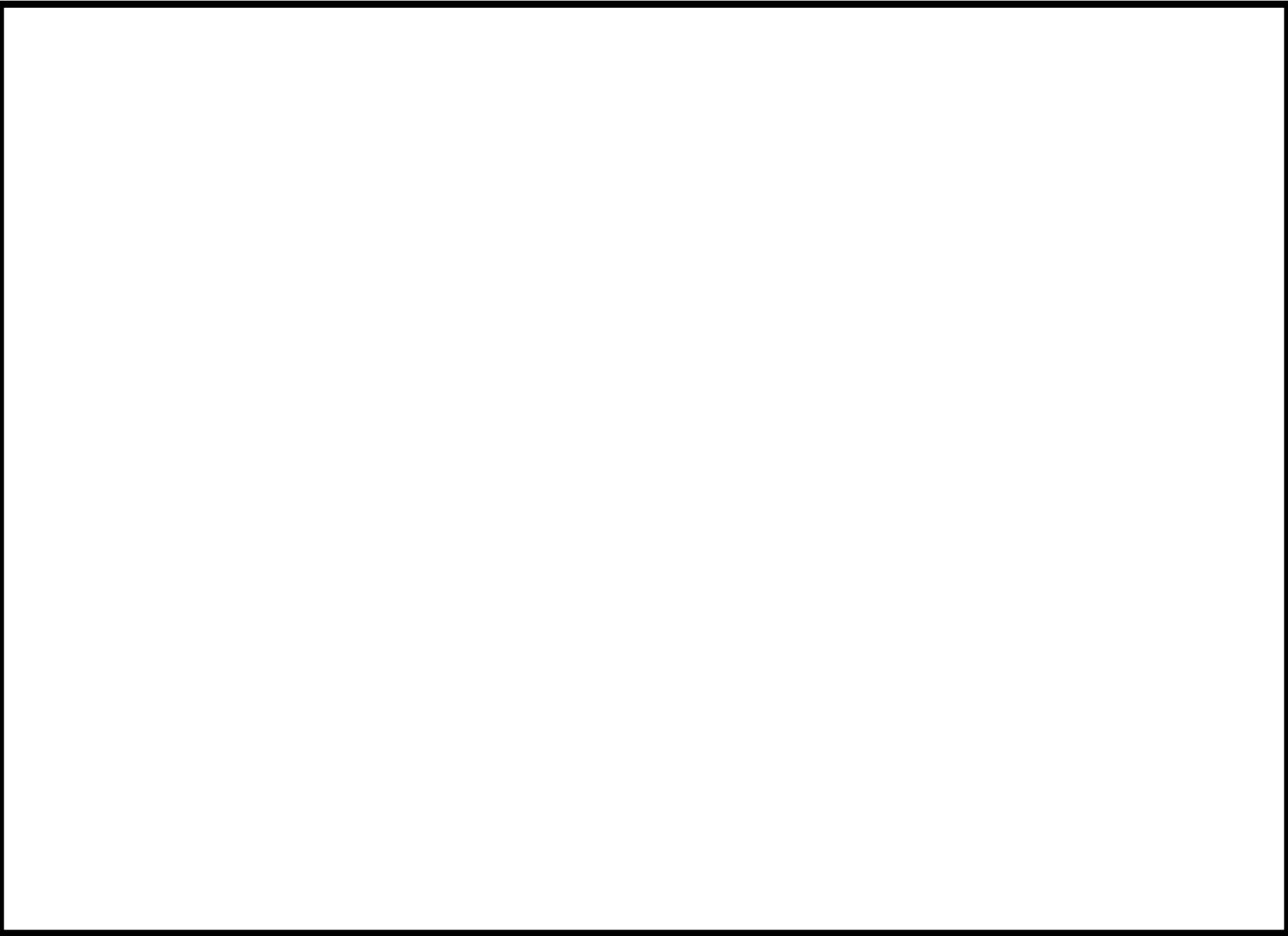


図49-20 7号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(49-20)

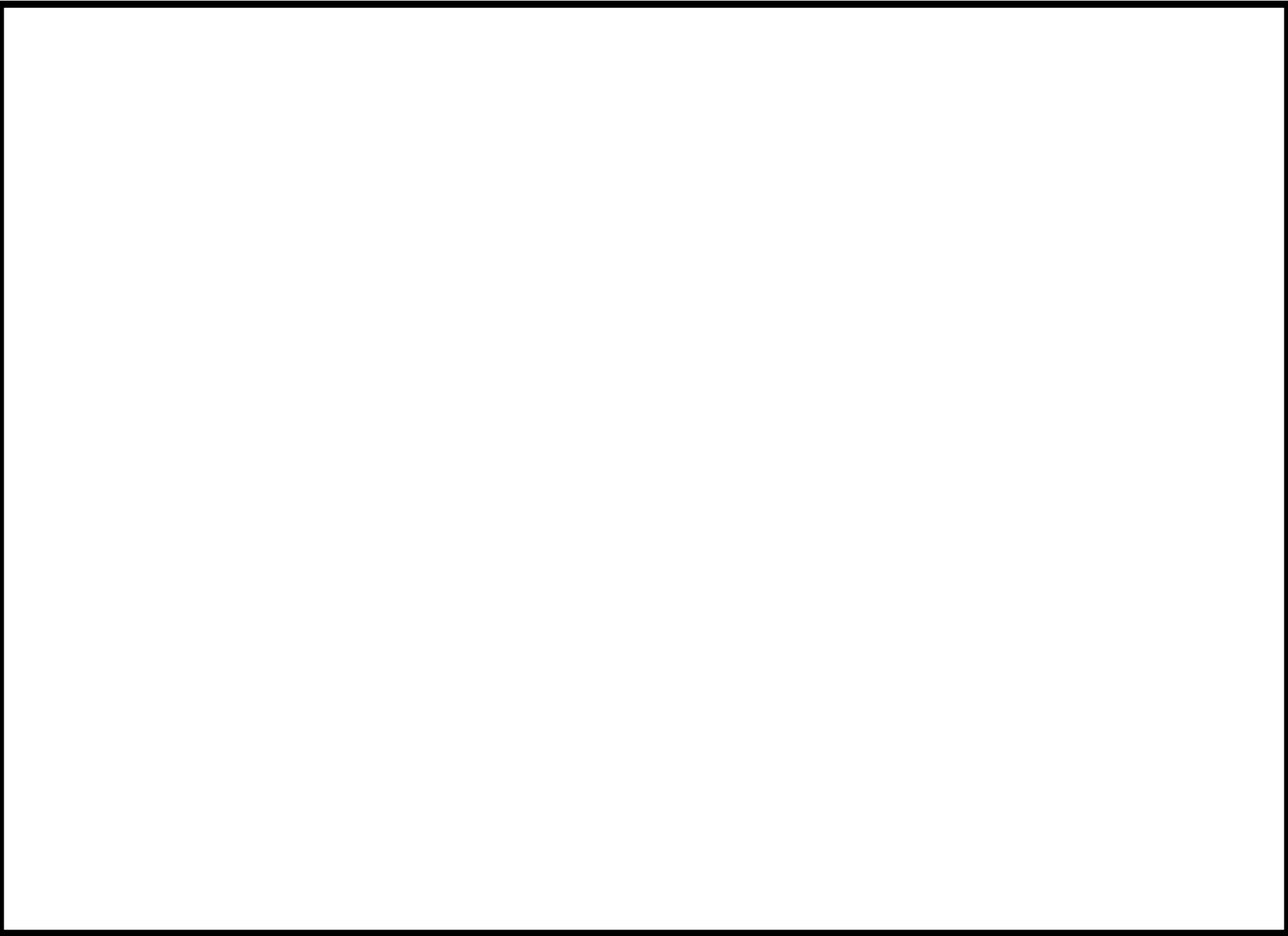


図49-21 7号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(49-21)



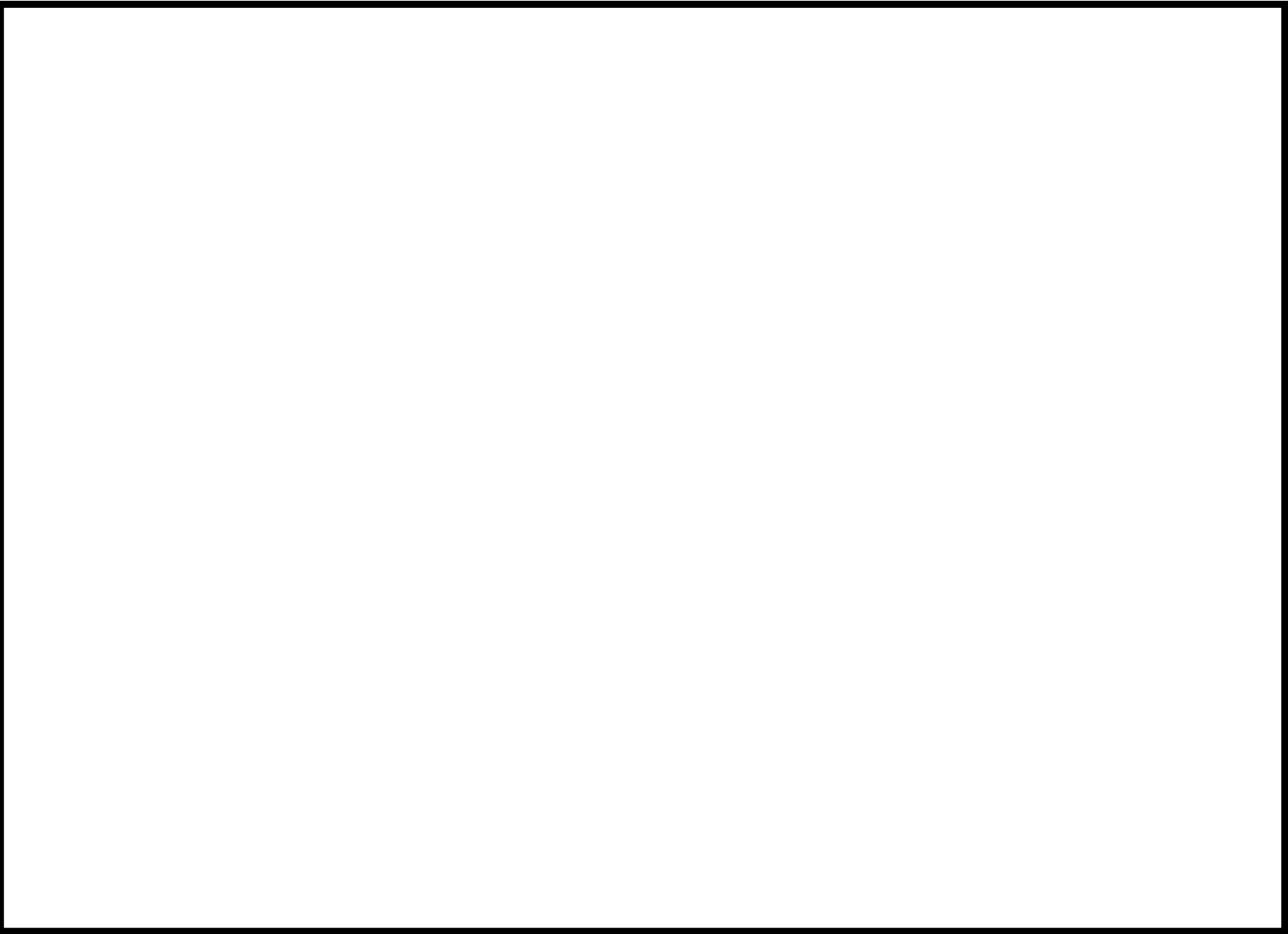


图49-22 6号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(49-22)

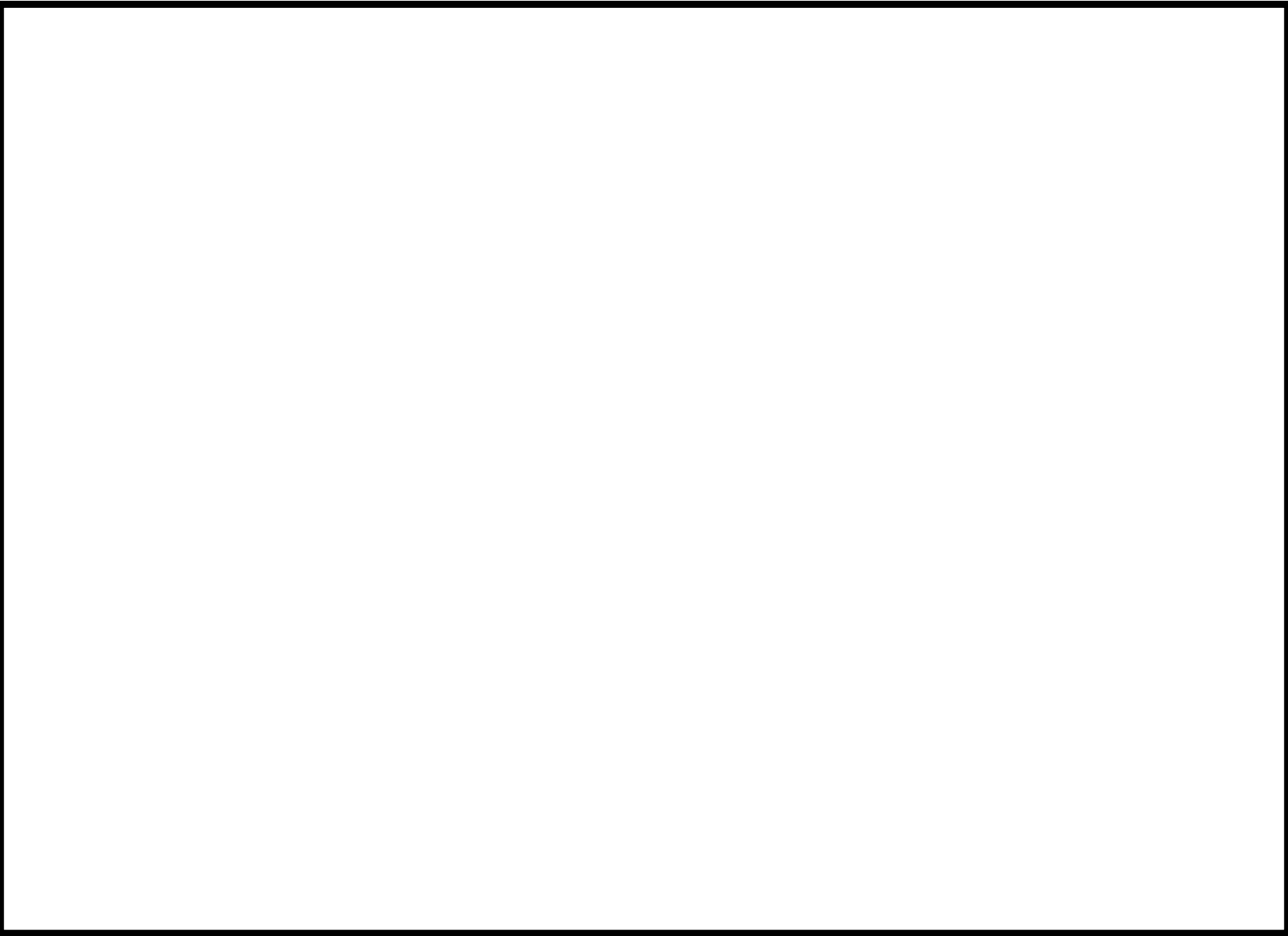


图49-23 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(49-23)

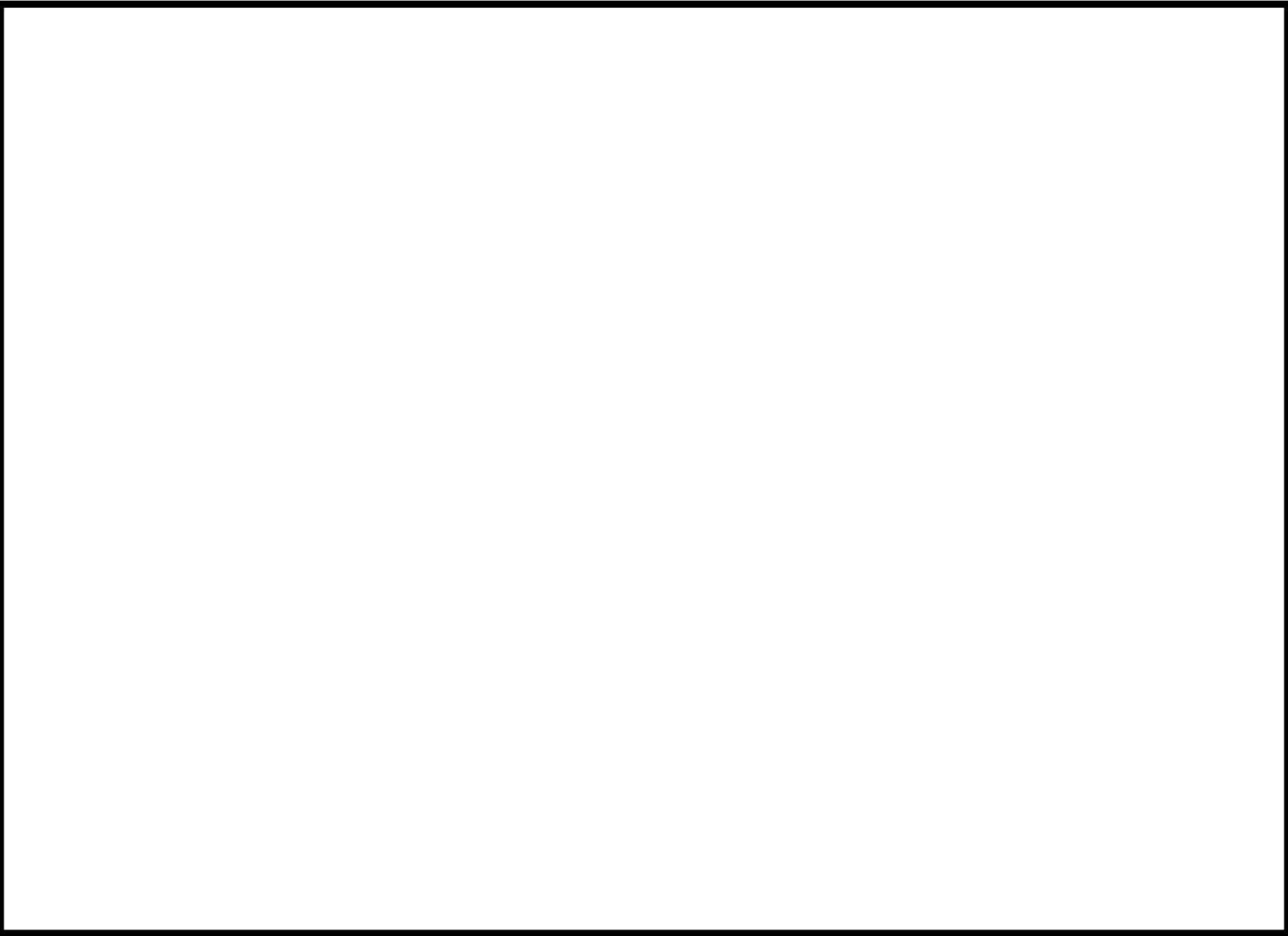


図49-24 6号炉原子炉建屋 地下1階及び中1階

57-9-(49-24)

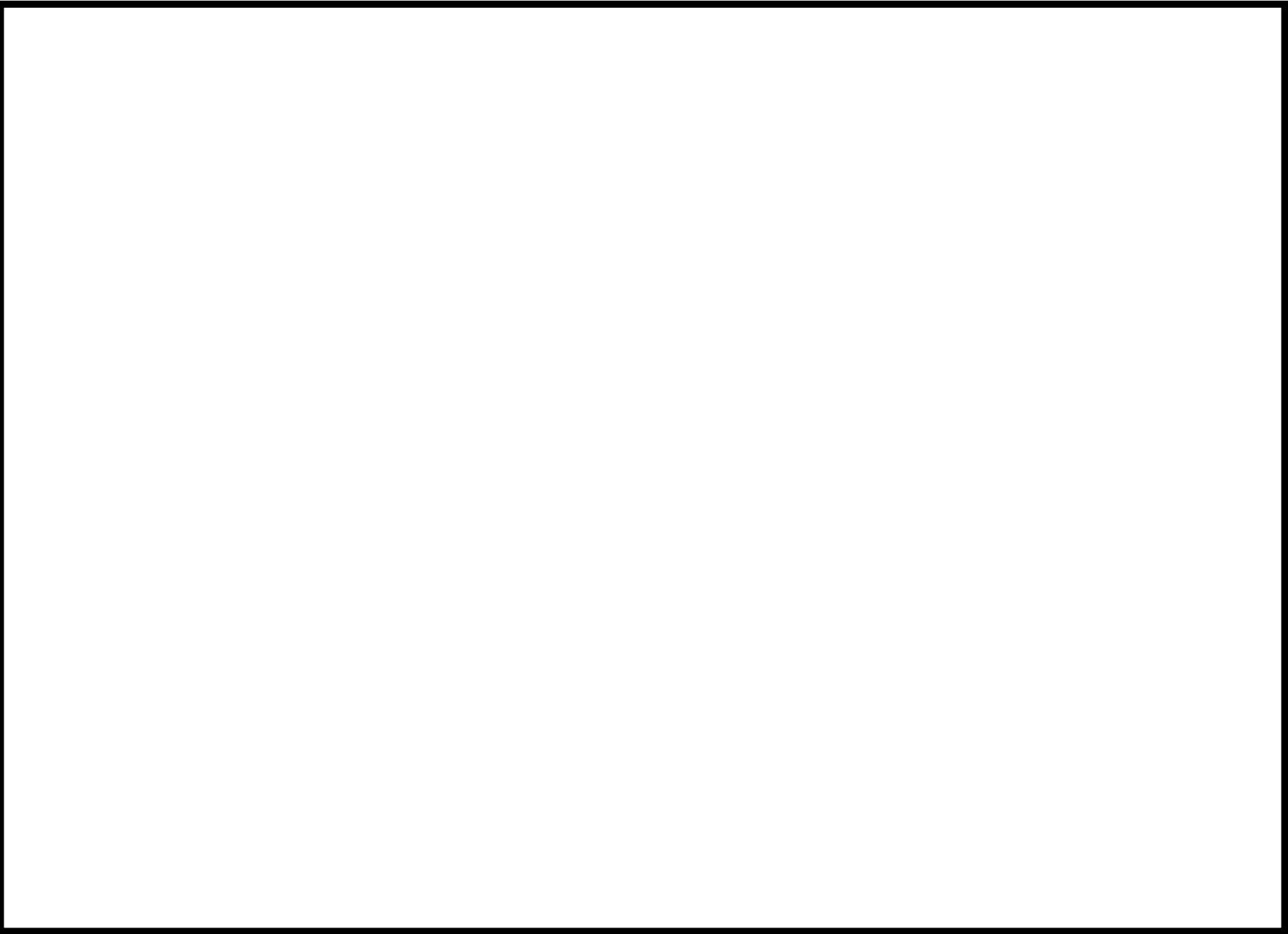


図49-25 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(49-25)

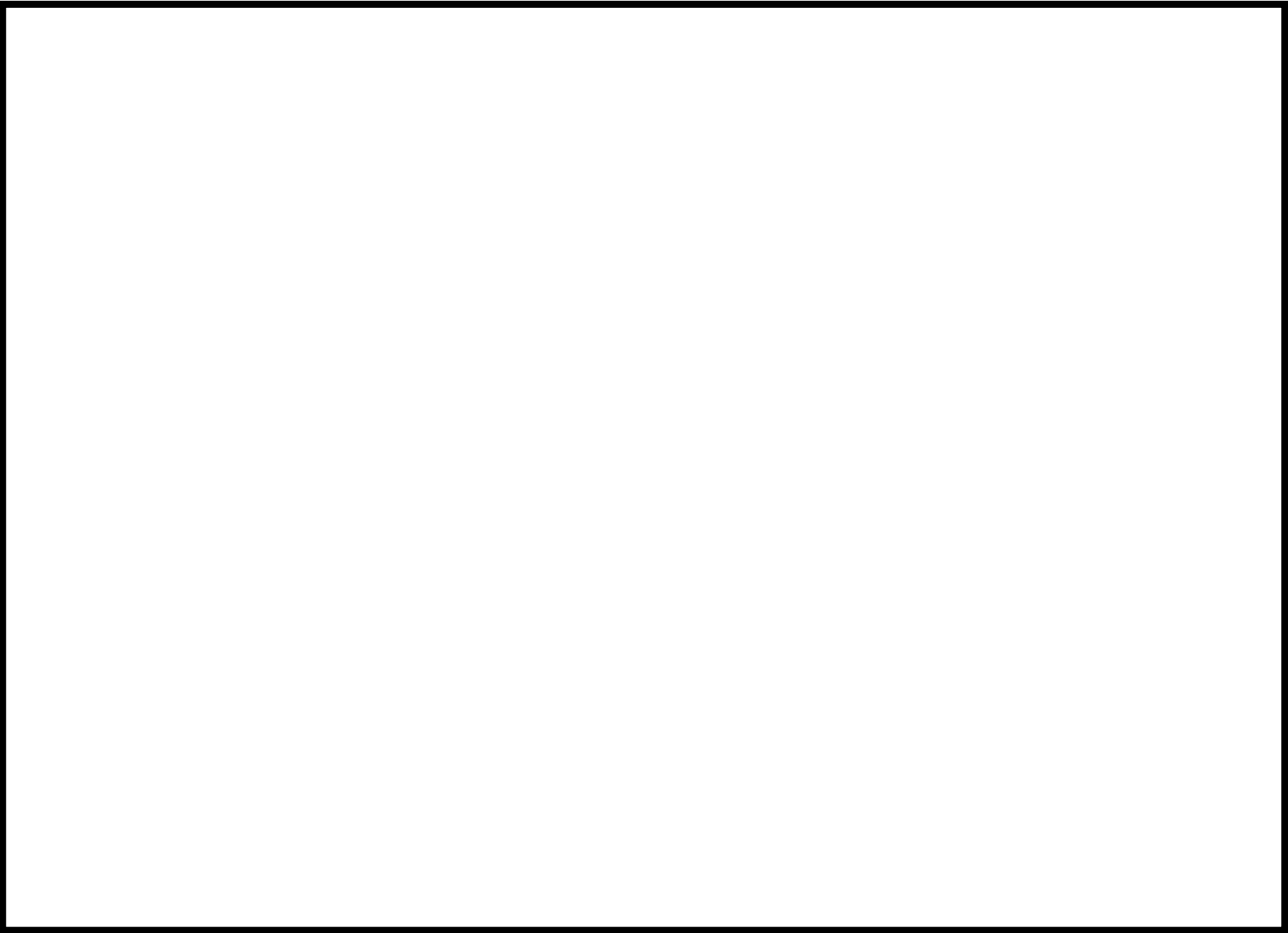


図49-26 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(49-26)

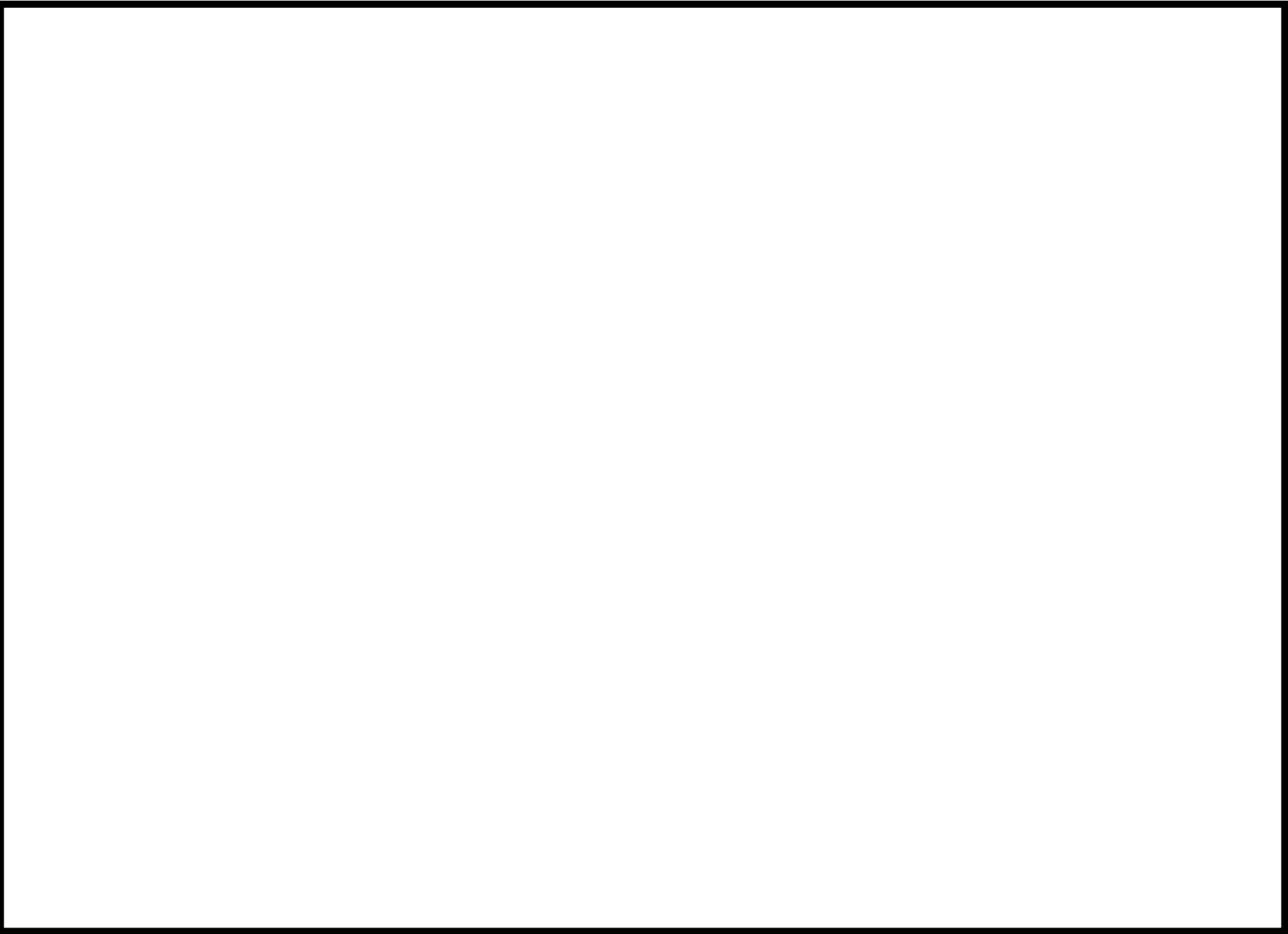


図49-27 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(49-27)

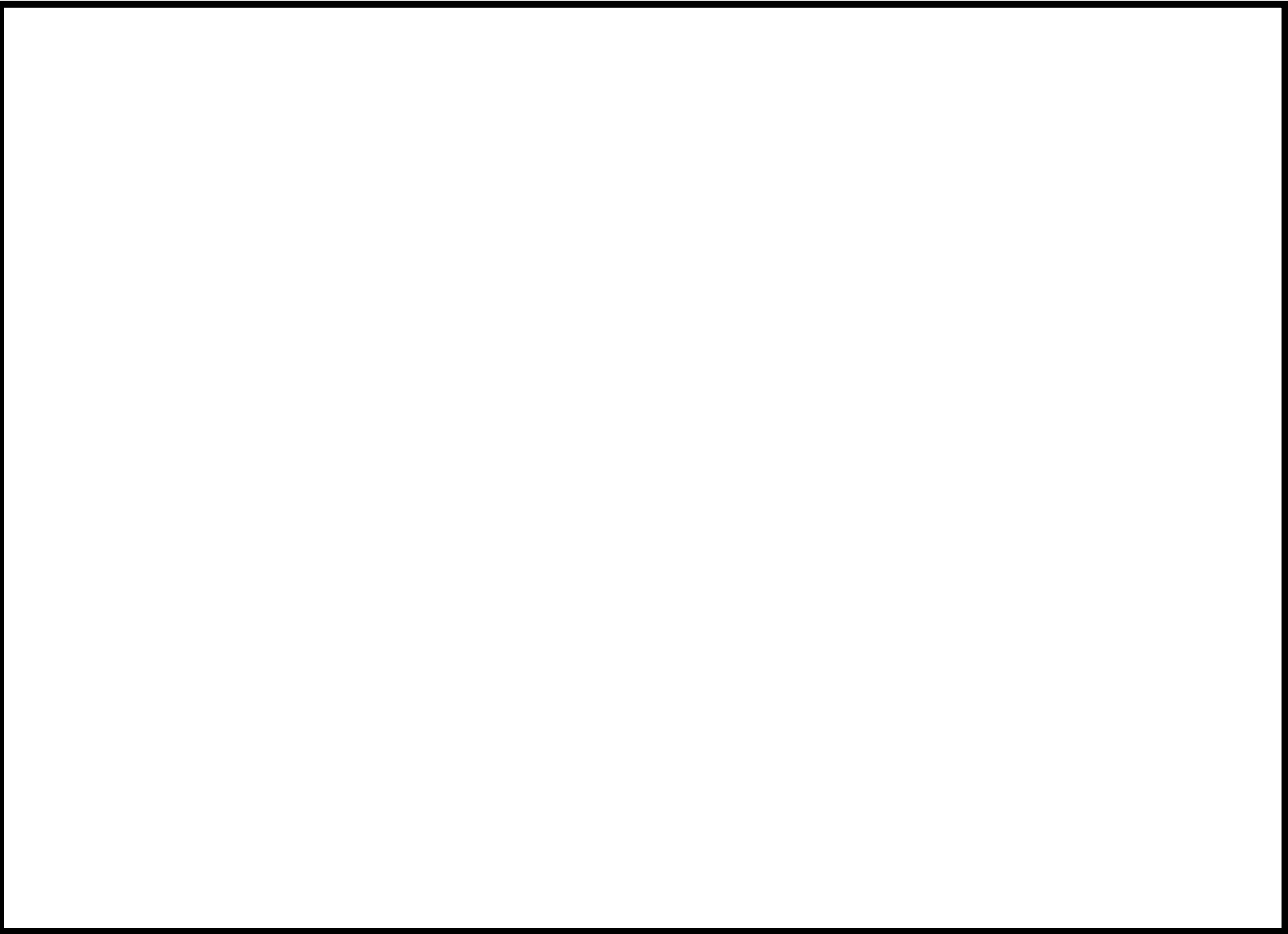


图49-28 6号炉原子炉建屋 地上中3階

57-9-(49-28)

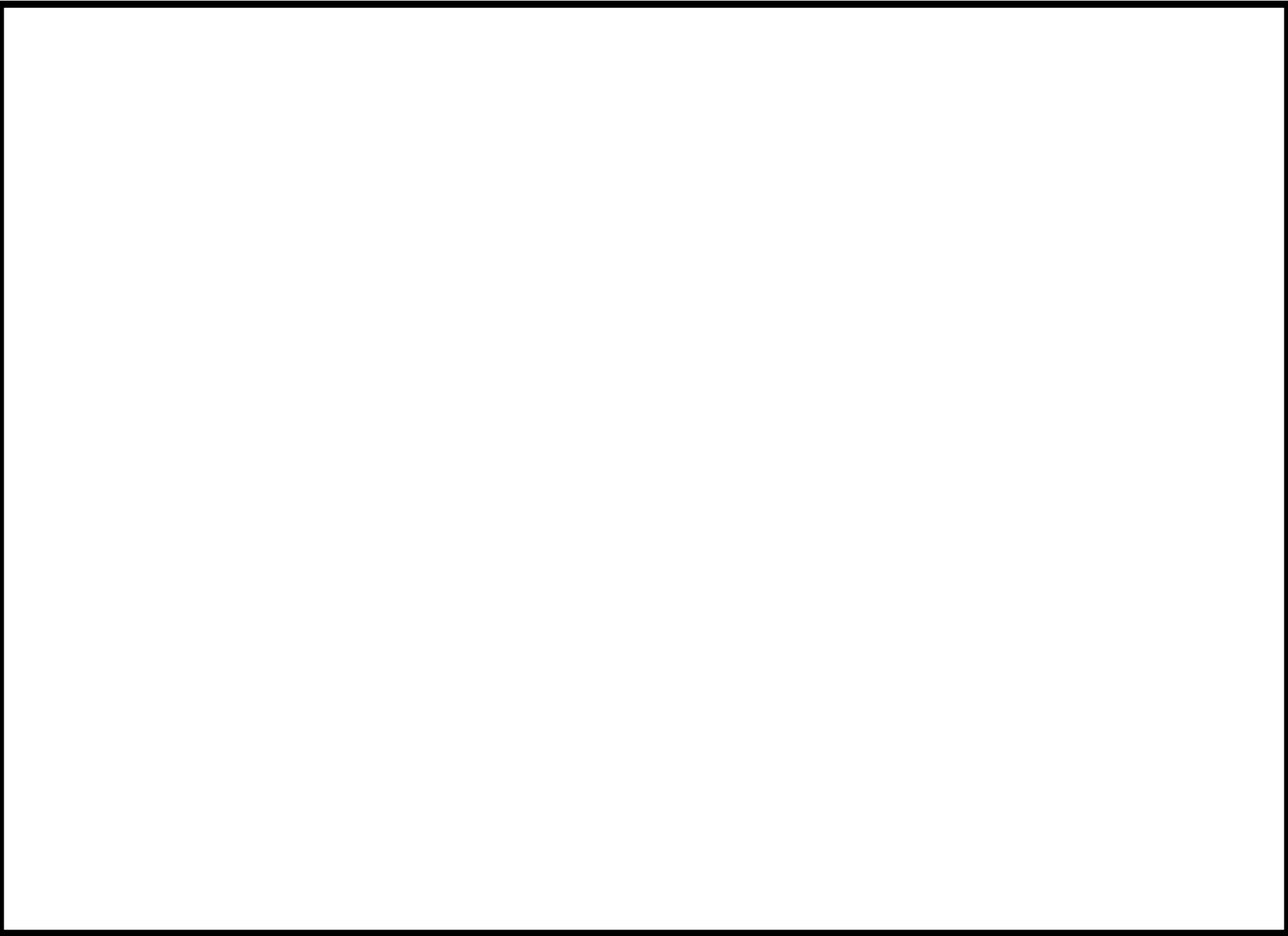


図49-29 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(49-29)



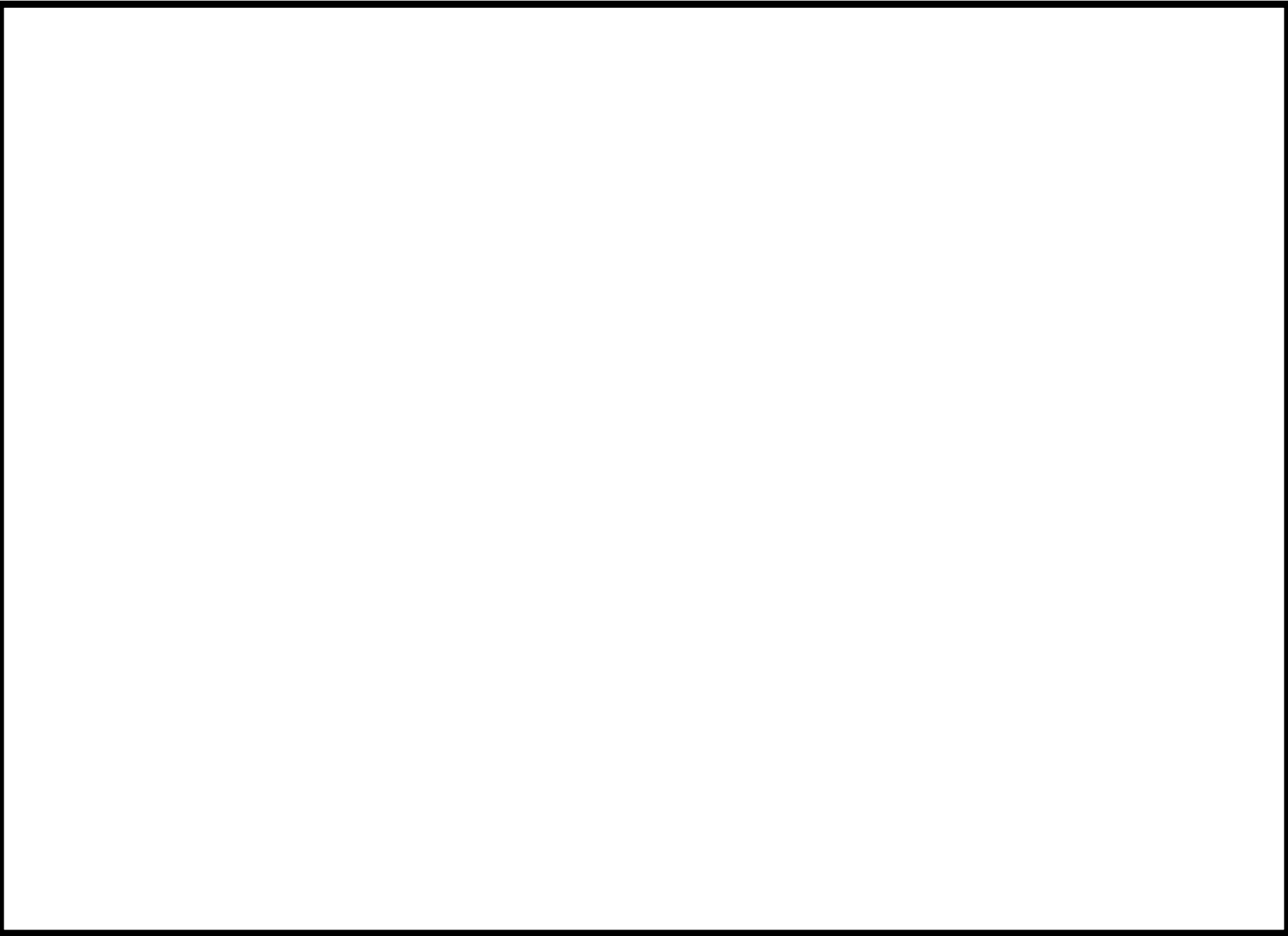


図49-30 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-30)

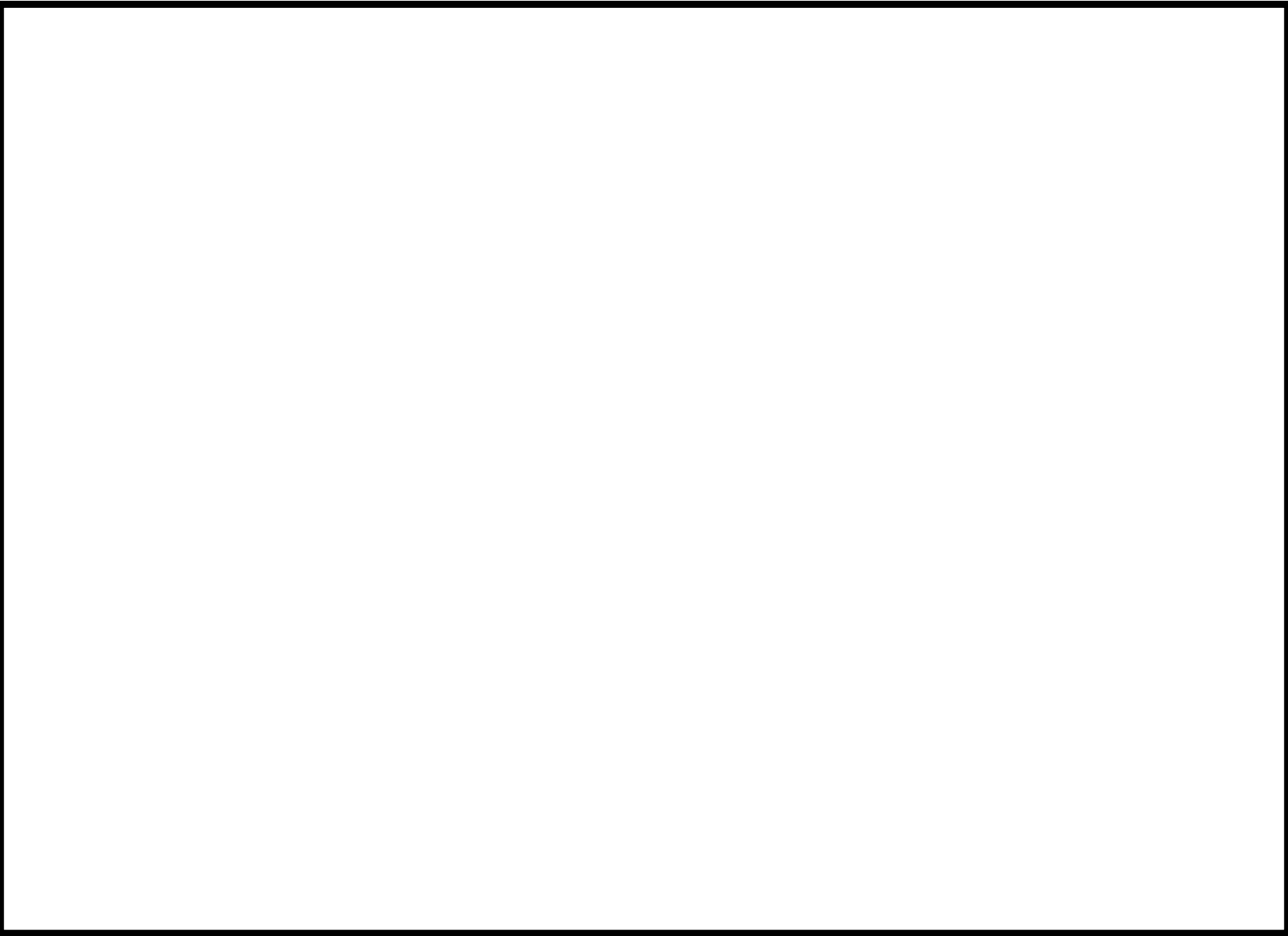


図49-31 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(49-31)

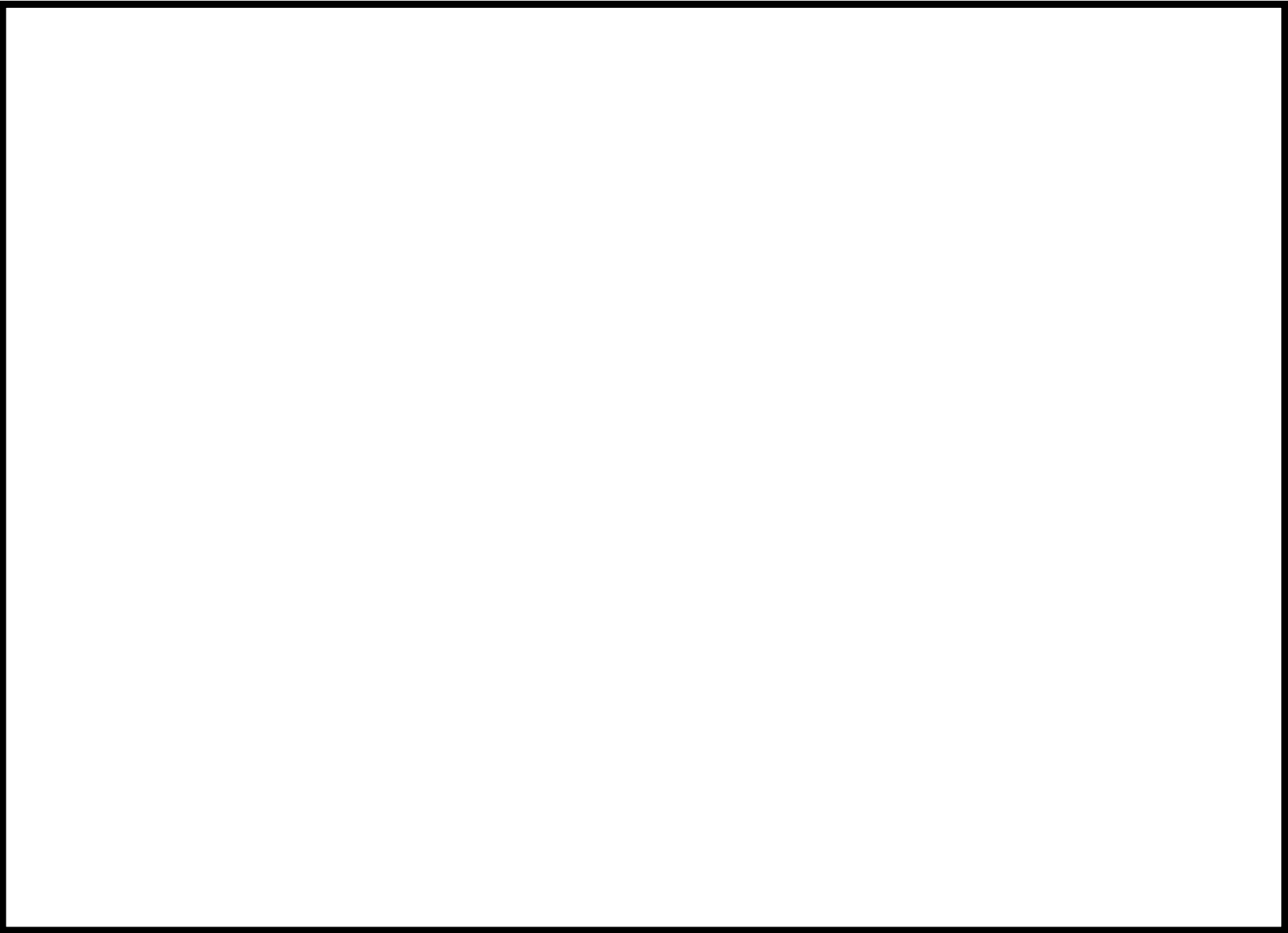


図49-32 6号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(49-32)

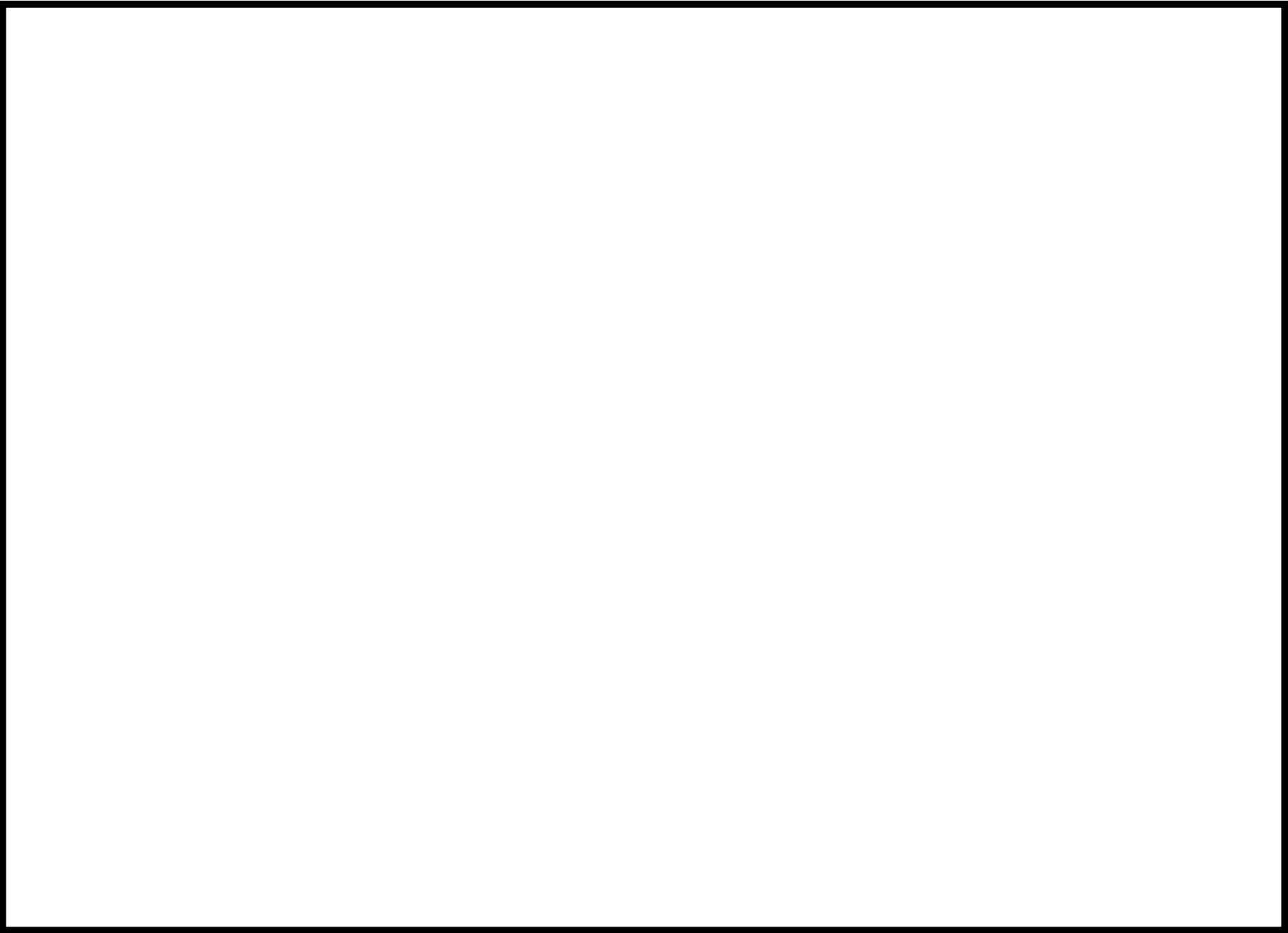


图49-33 7号炉原子炉建屋 地下3階

57-9-(49-33)

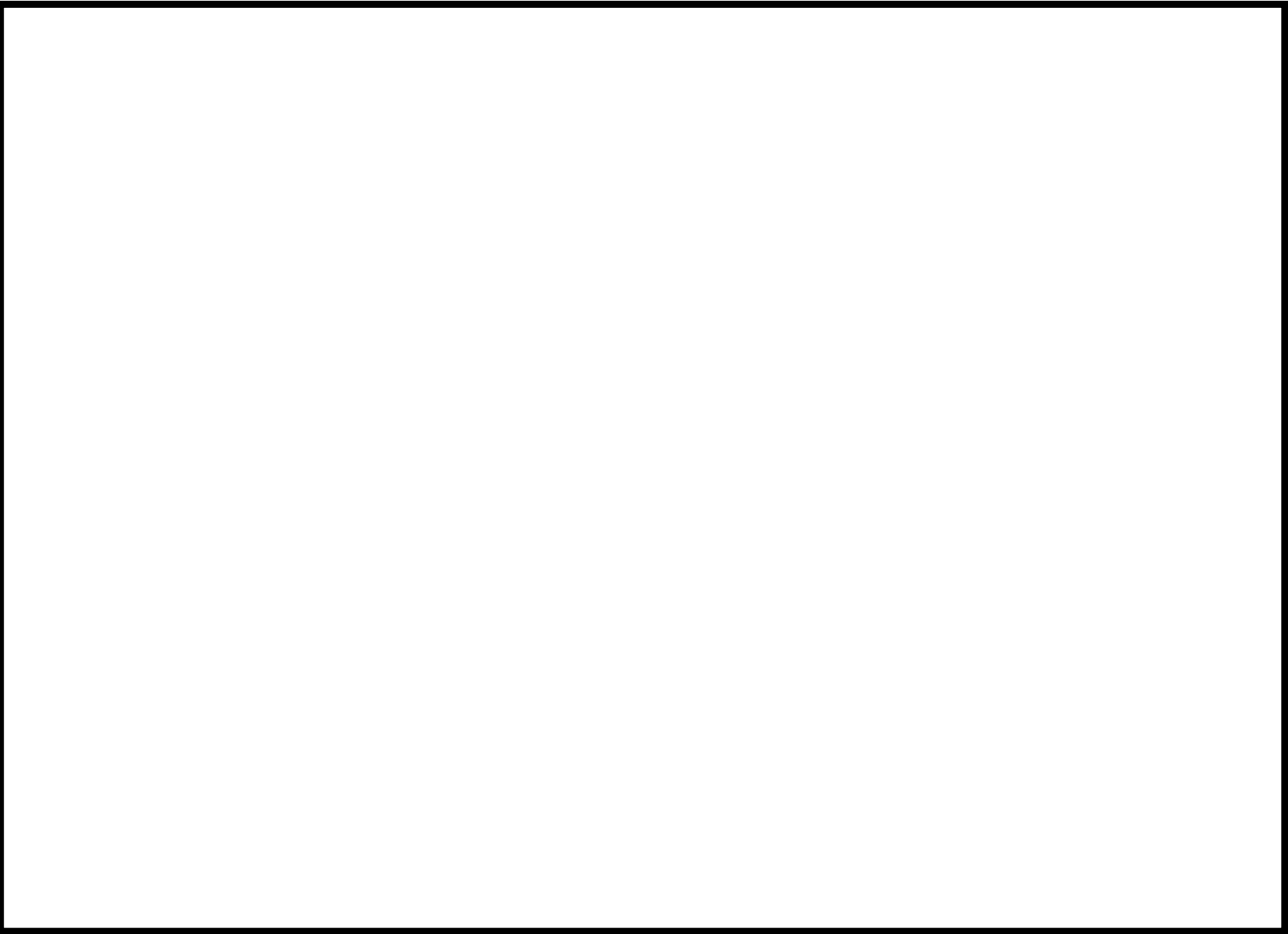


图49-34 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(49-34)

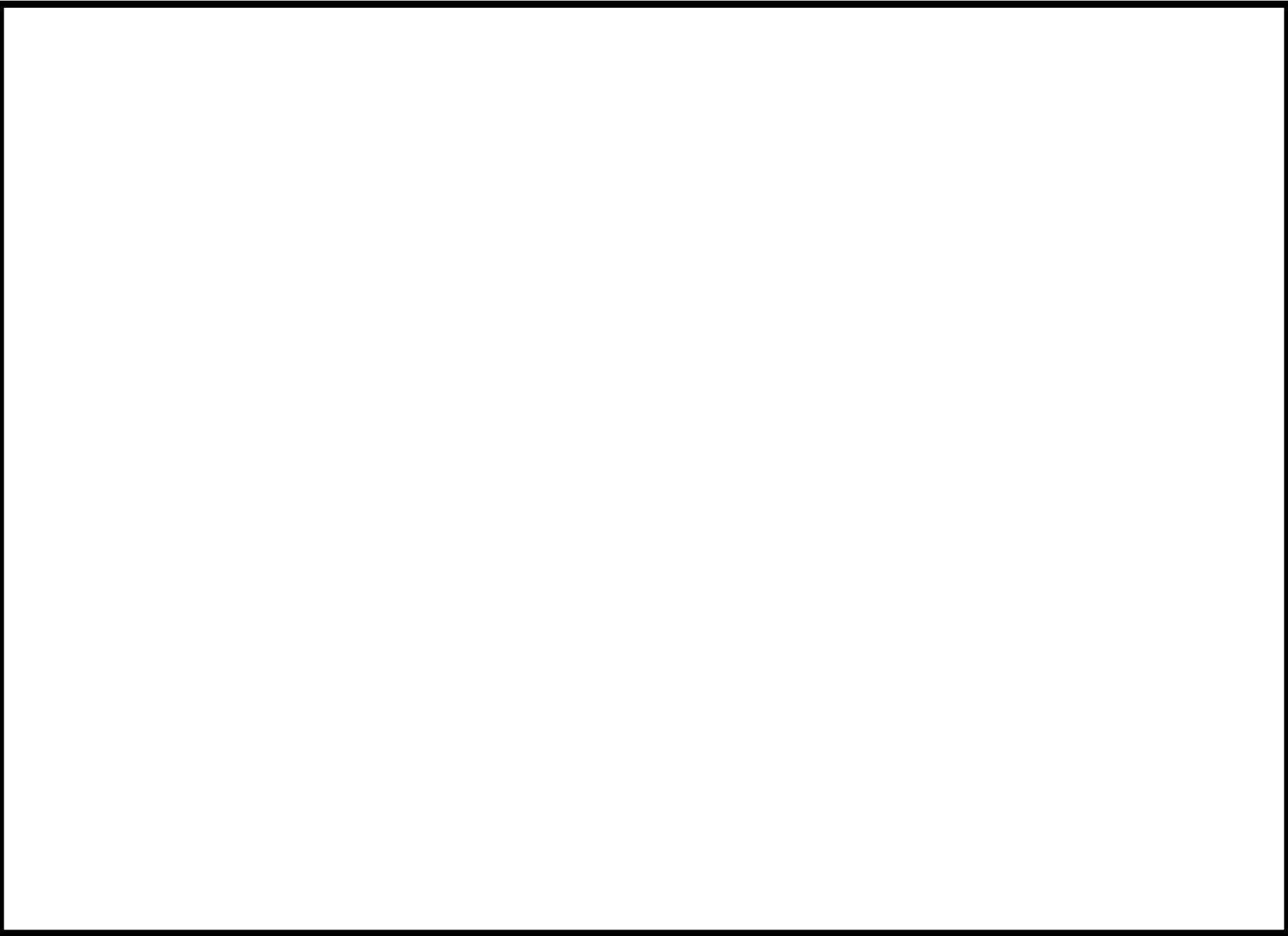


図49-35 7号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-35)

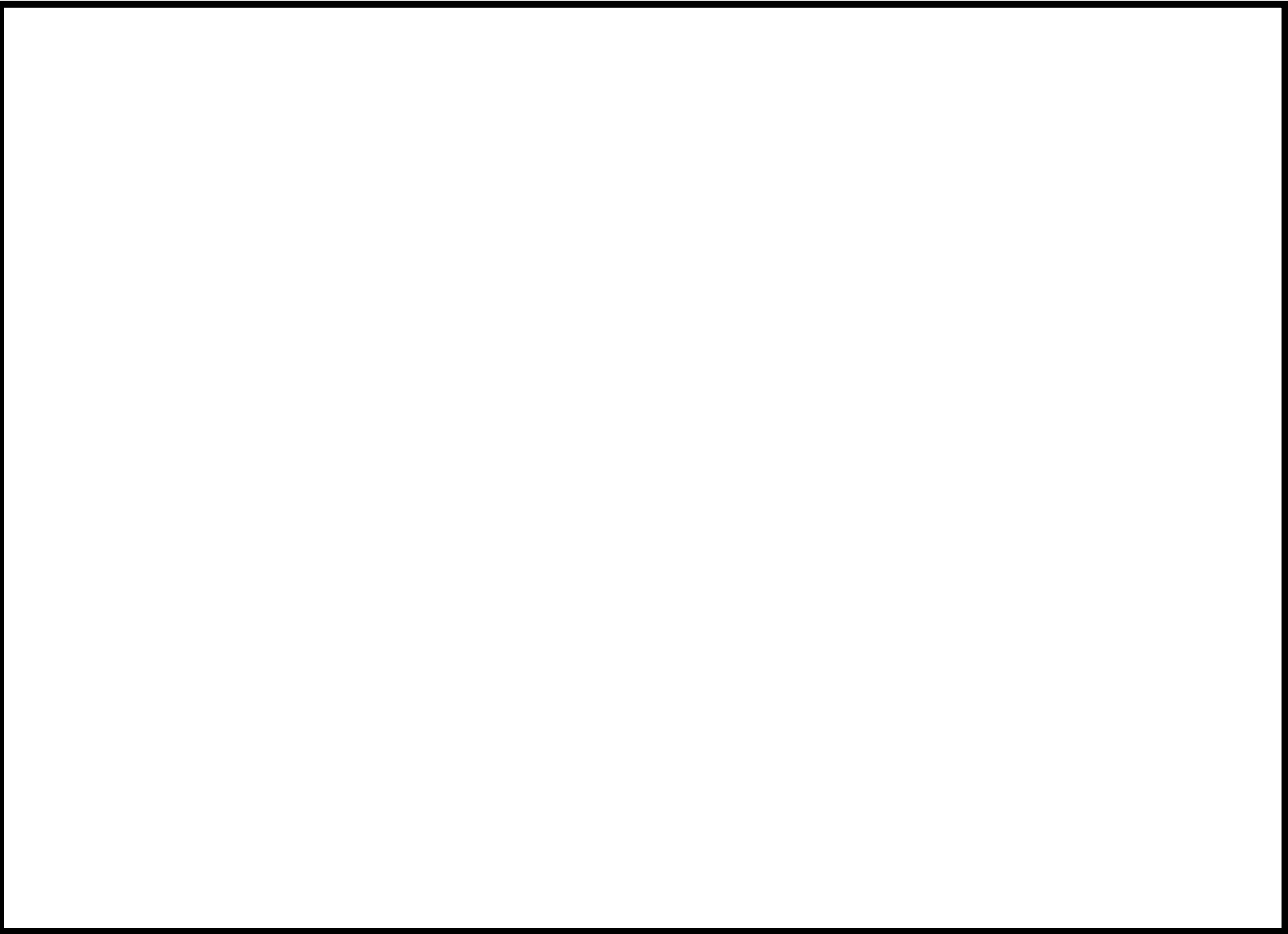


图49-36 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(49-36)

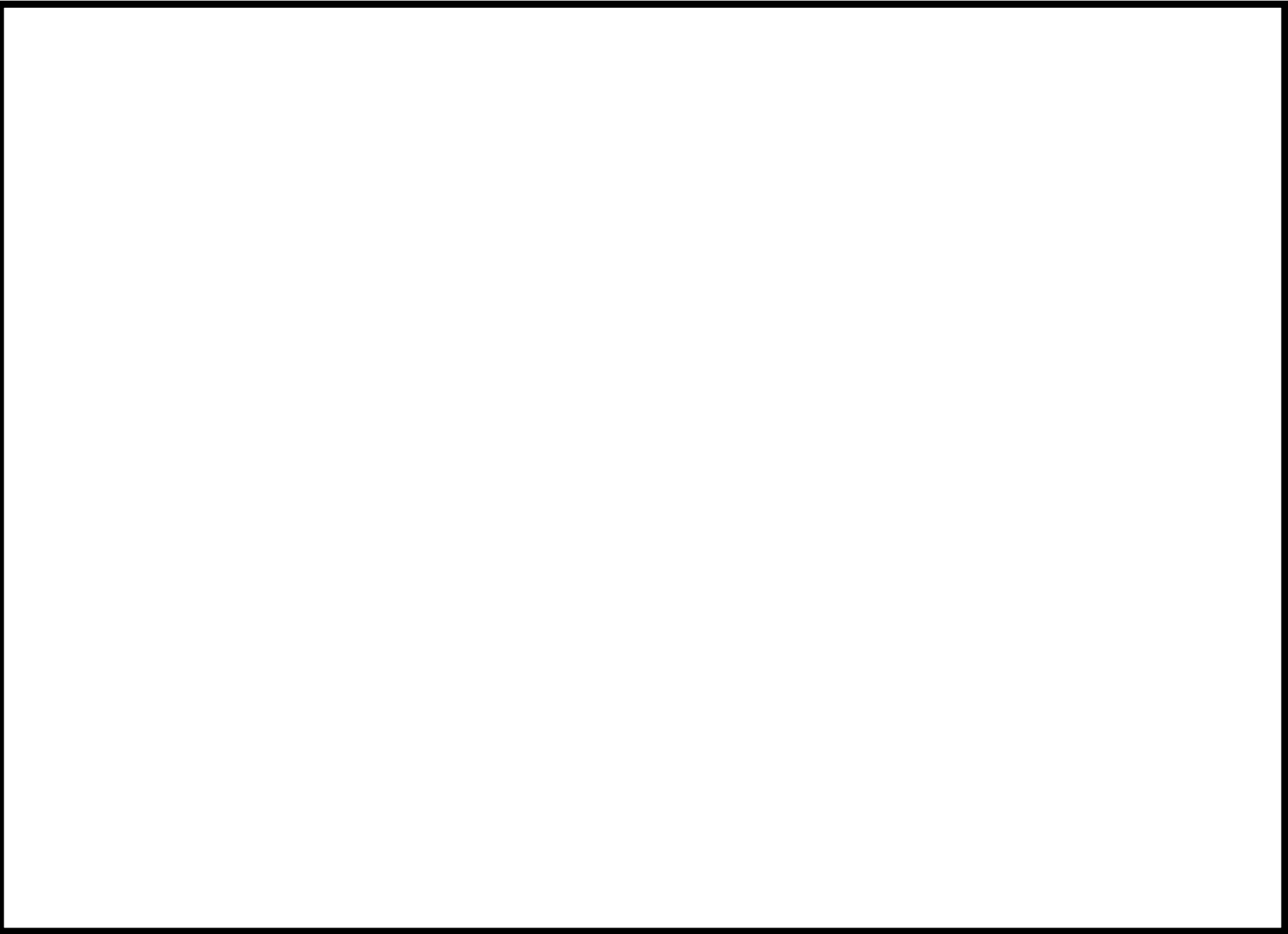


图49-37 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(49-37)



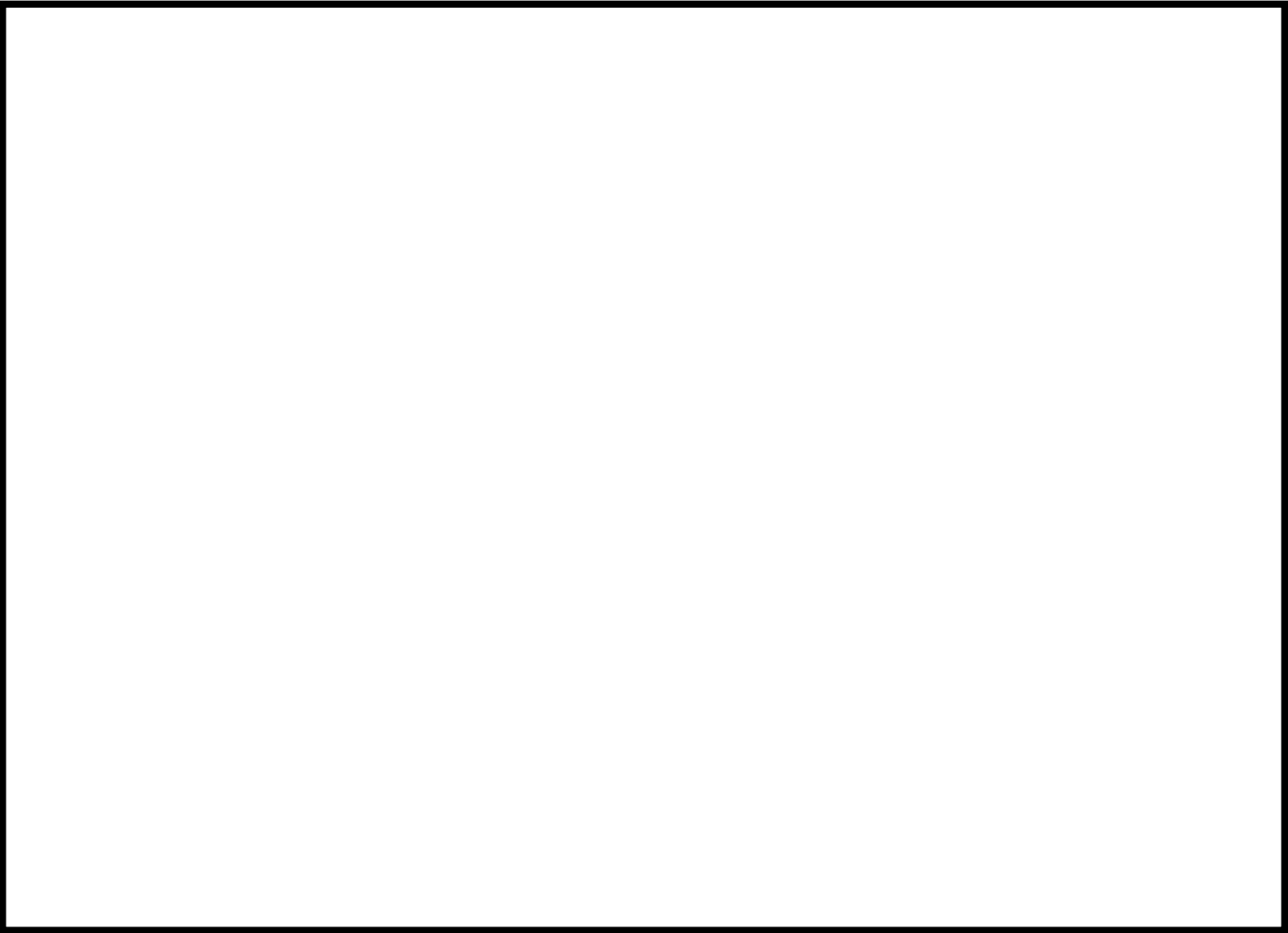


図49-38 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(49-38)

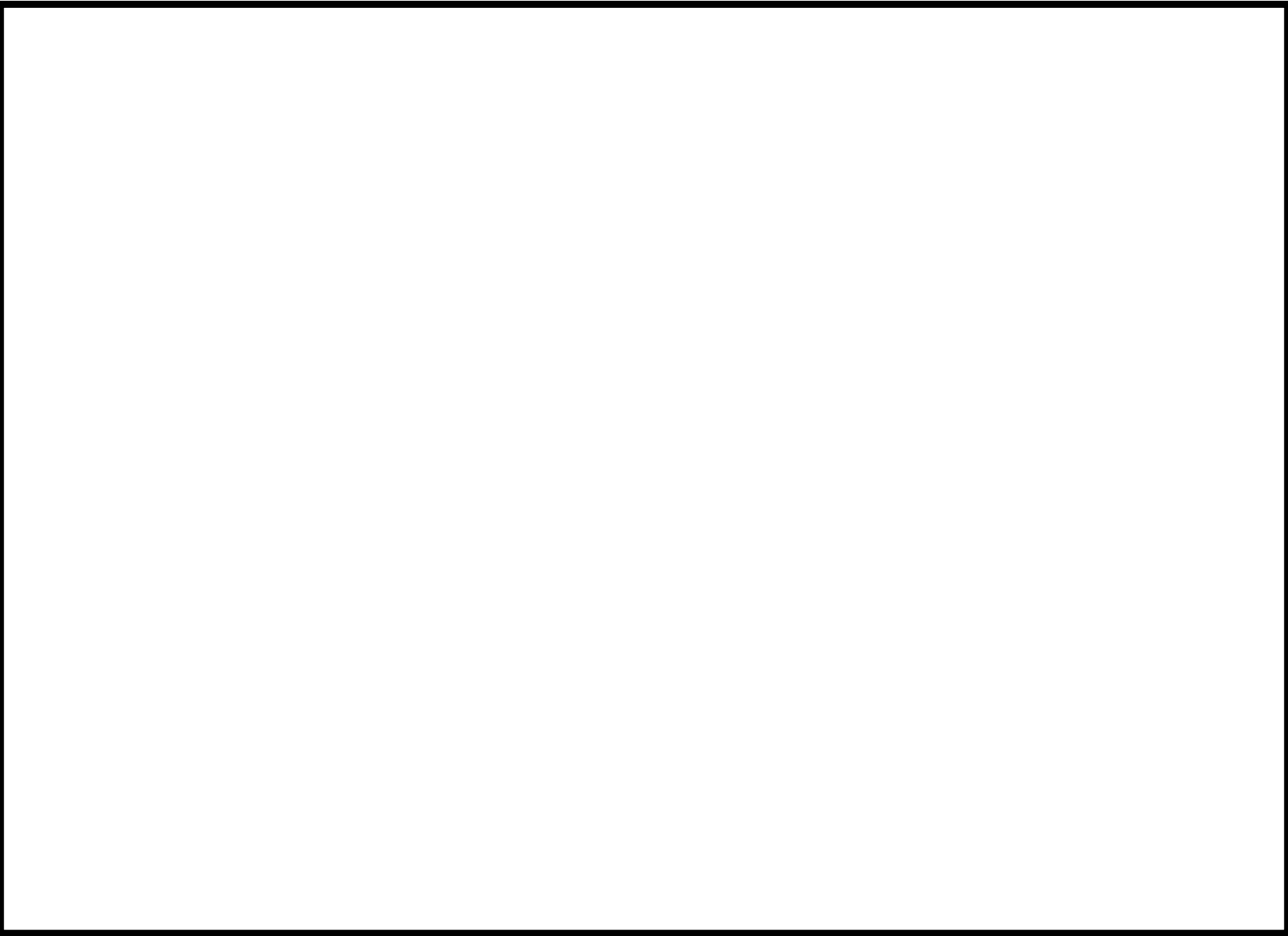


図49-39 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-39)

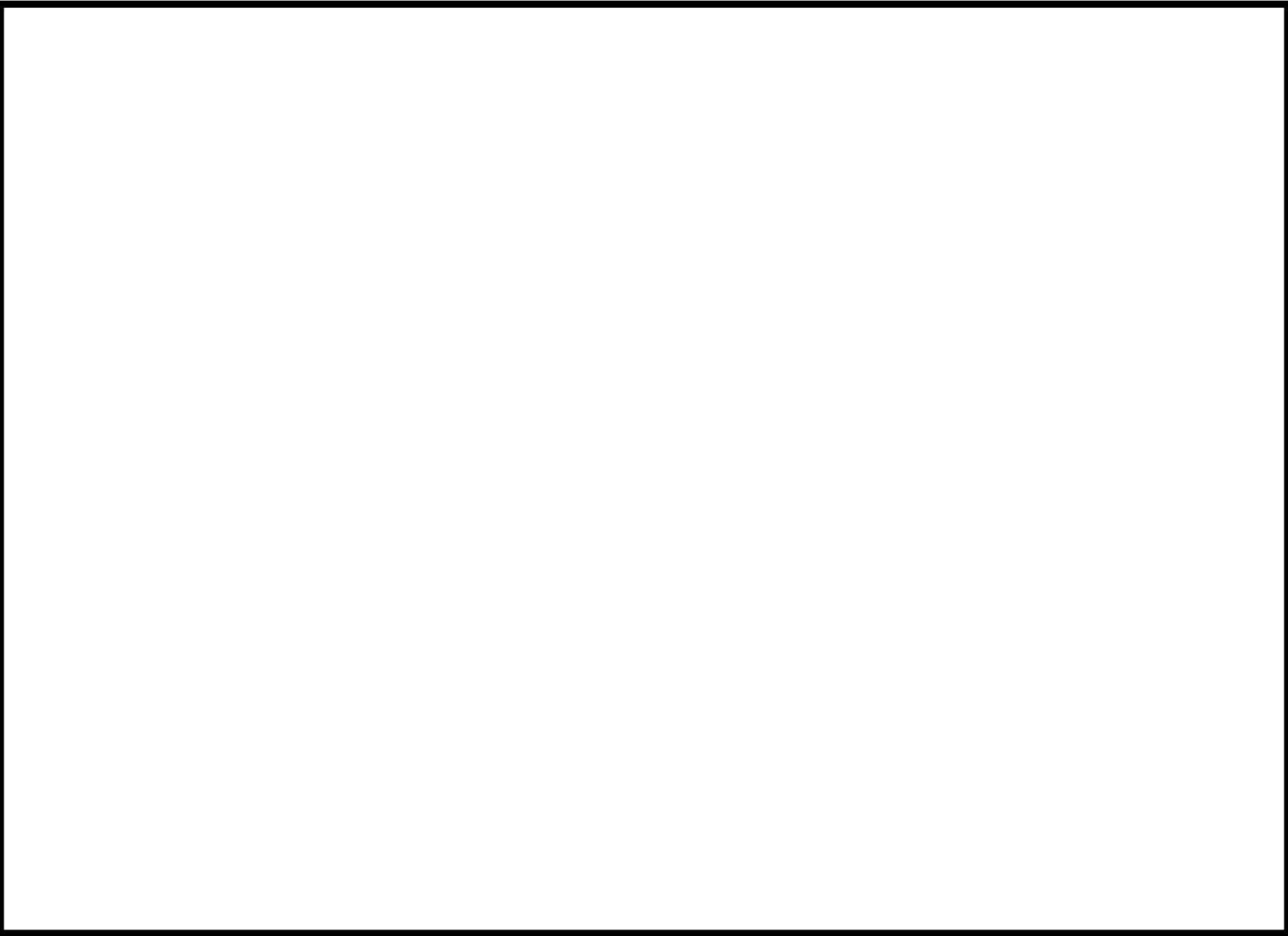


図49-40 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(49-40)

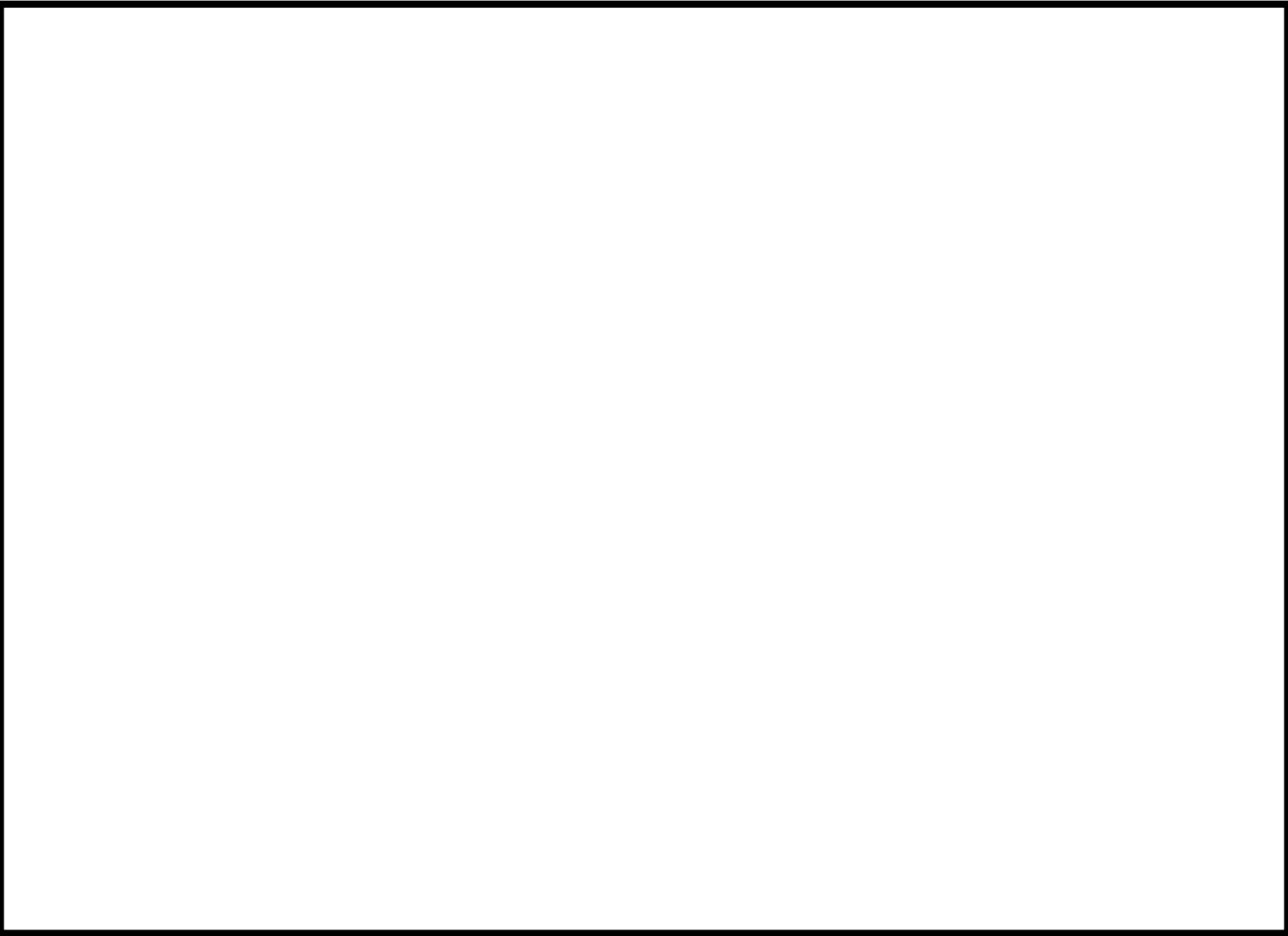


図49-41 7号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(49-41)

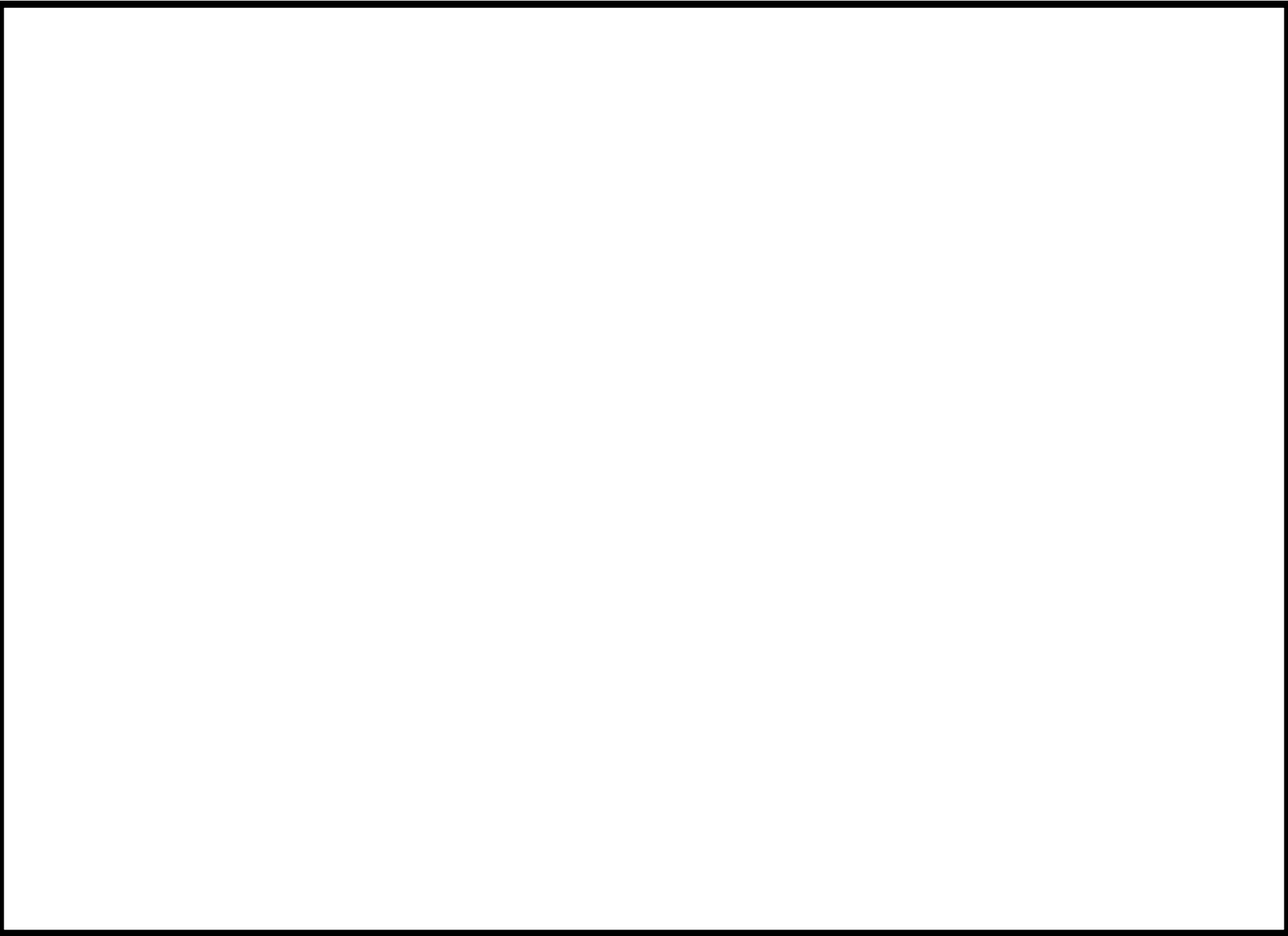


図49-42 7号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(49-42)

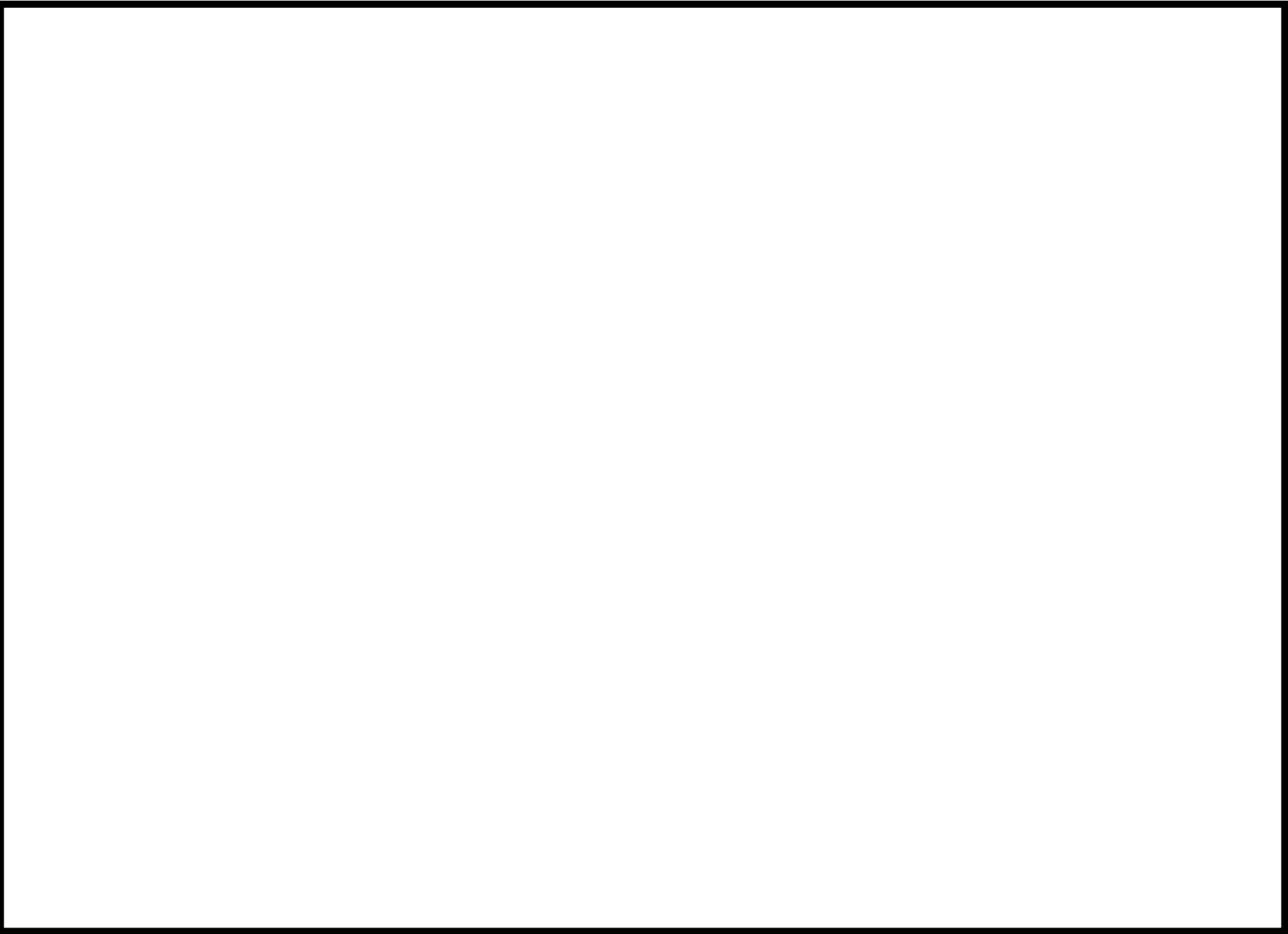


图49-43 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(49-43)

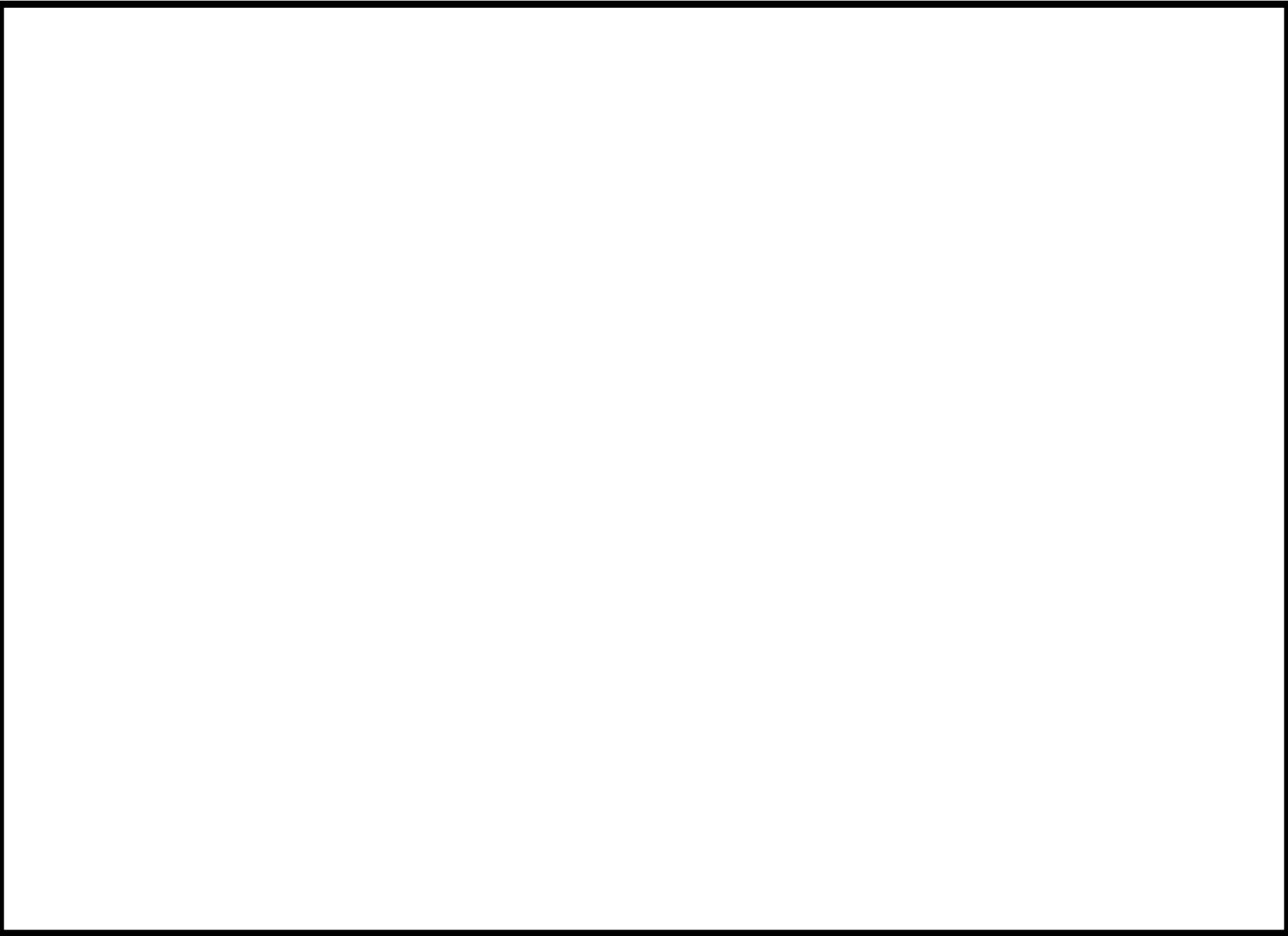


図49-44 6号炉原子炉建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-44)

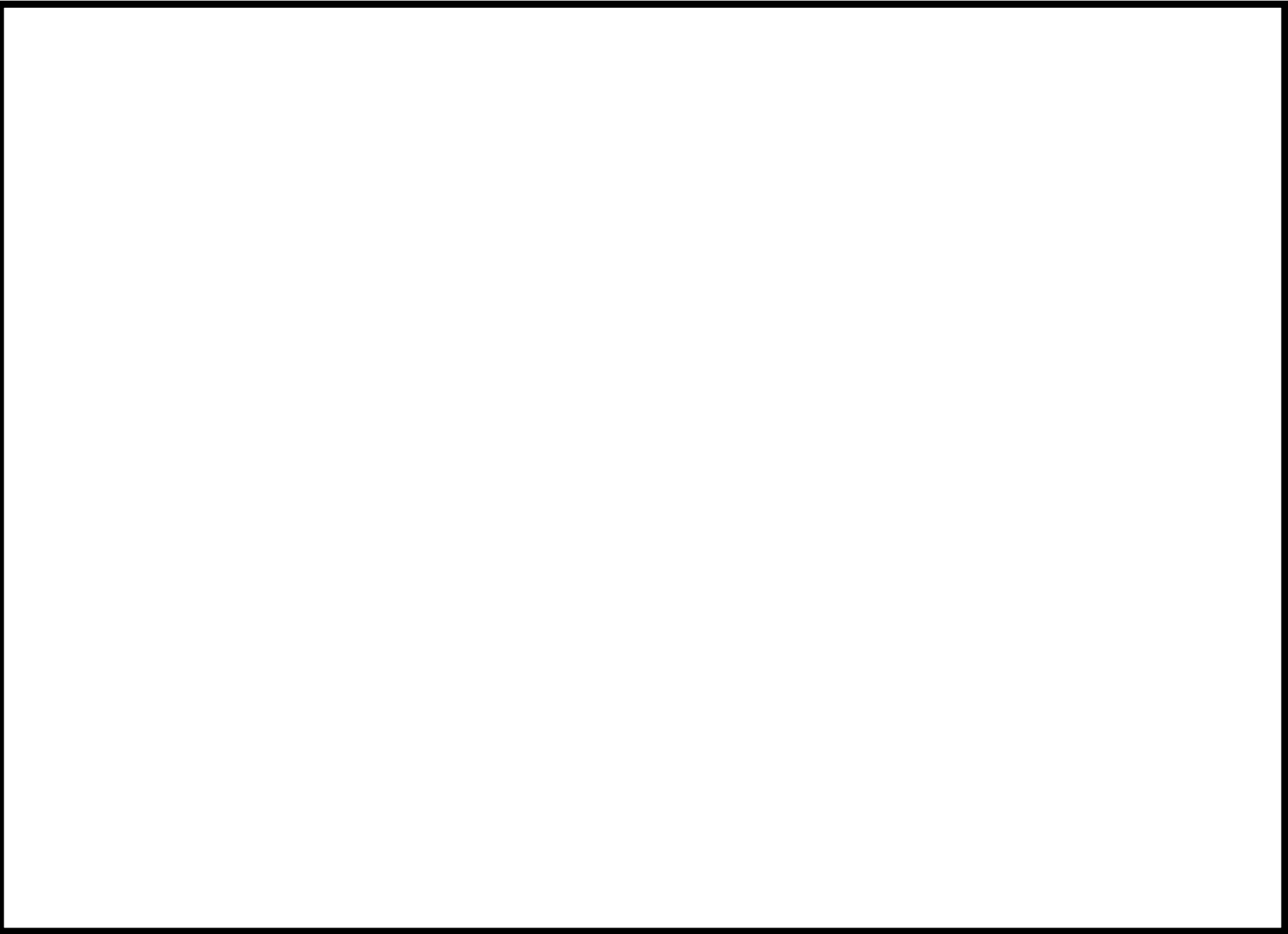


図49-45 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(49-45)



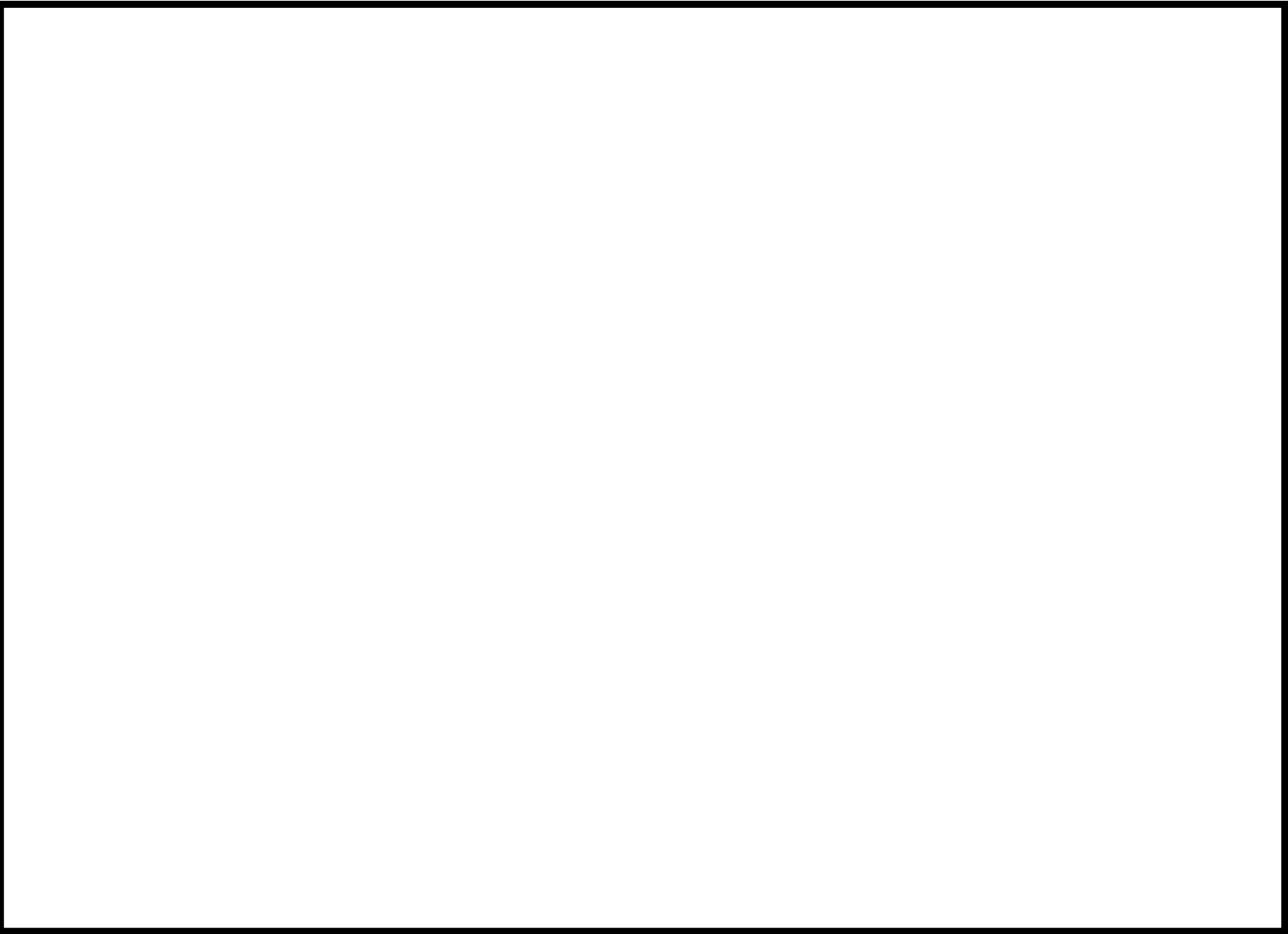


図49-46 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(49-46)

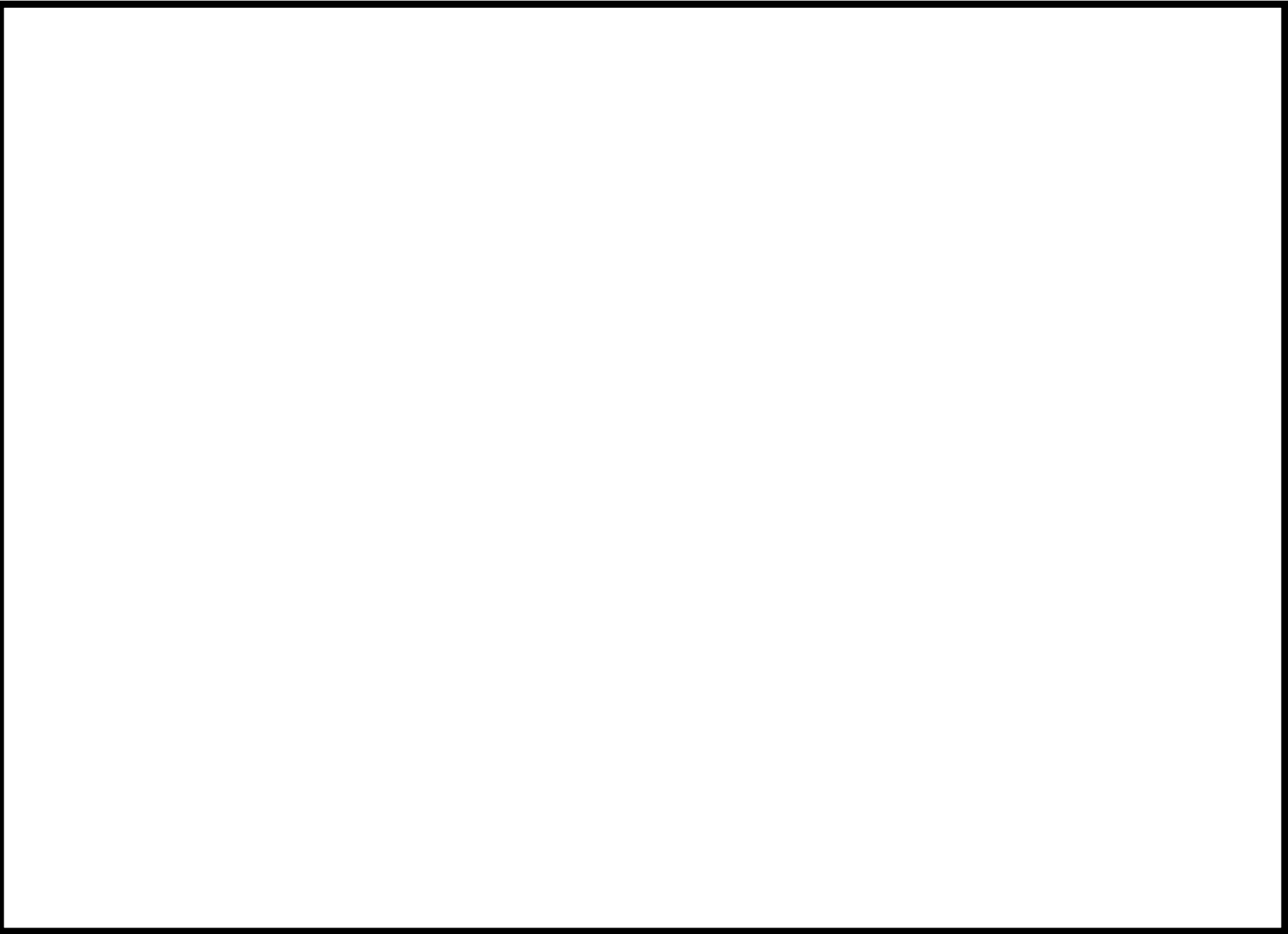


図49-47 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(49-47)

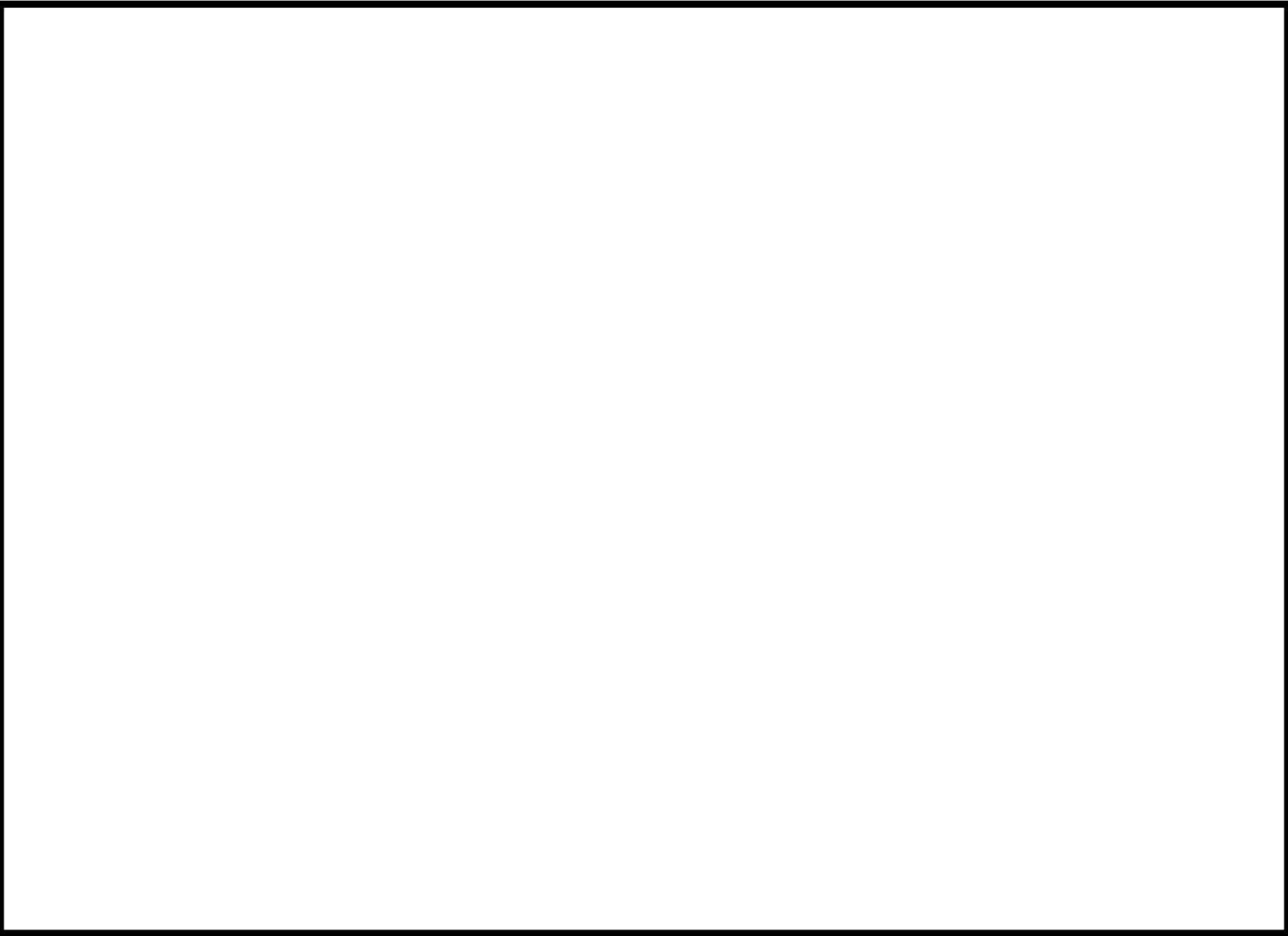


図49-48 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(49-48)

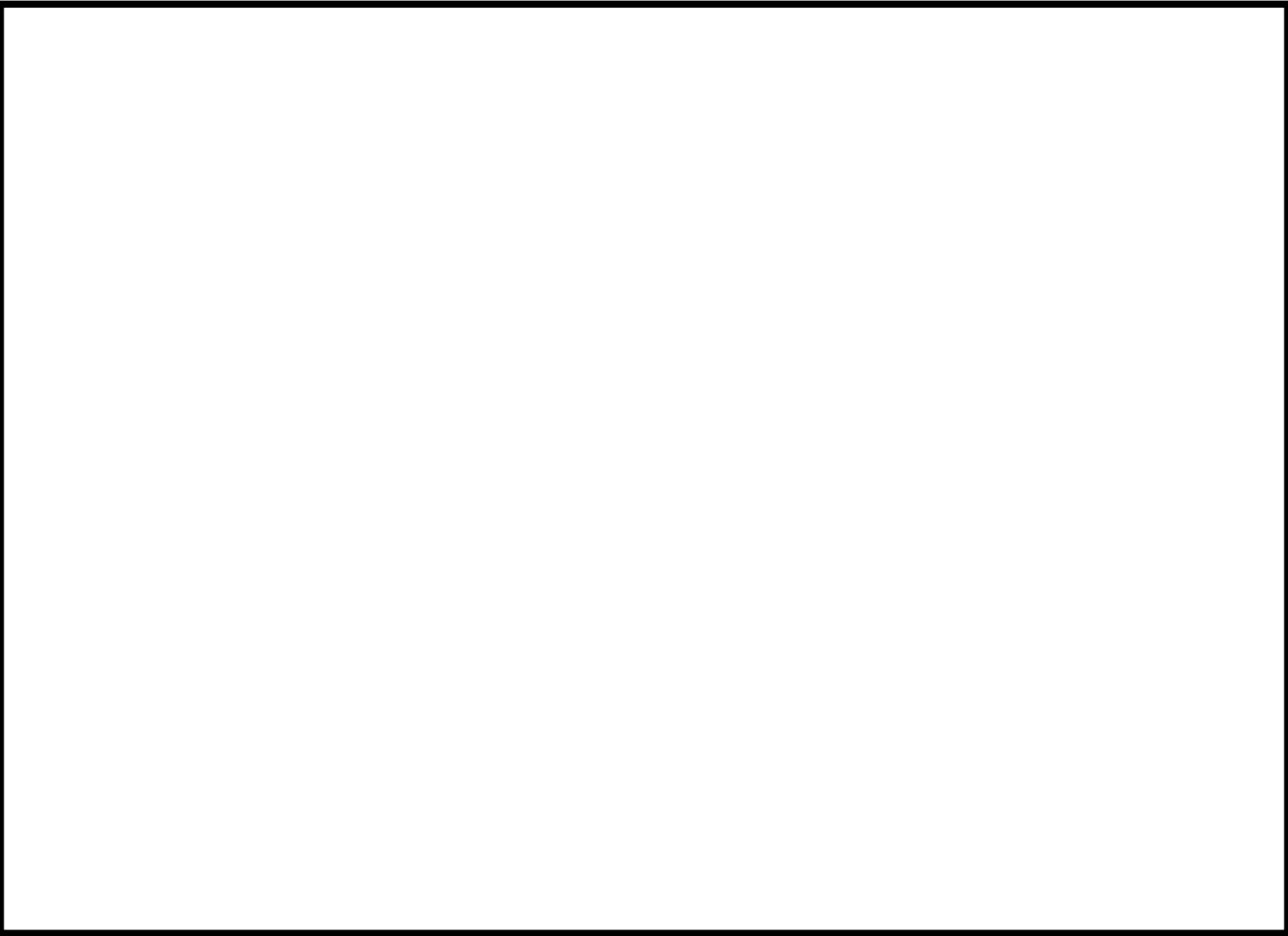


図49-49 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(49-49)

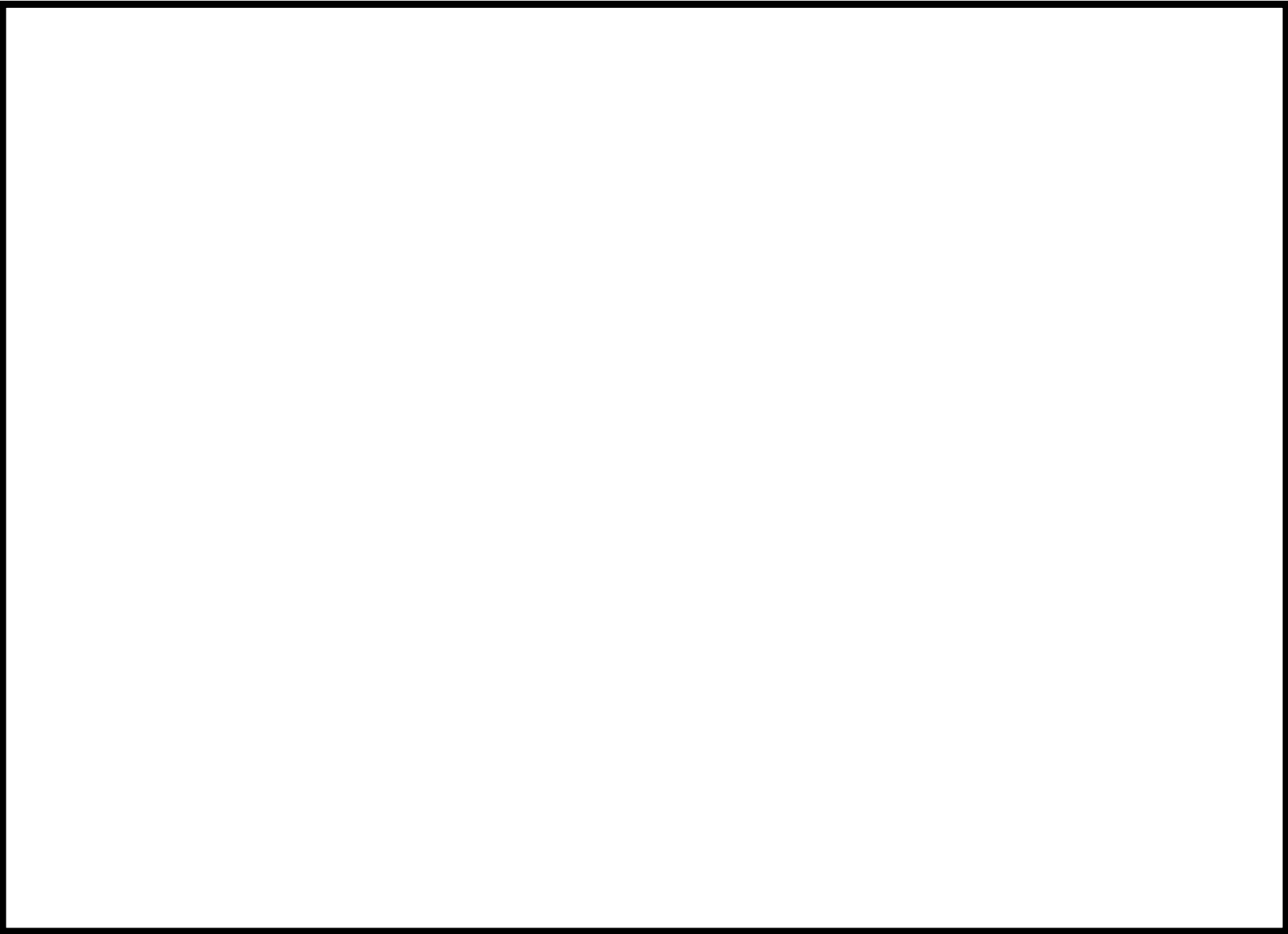


図49-50 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(49-50)

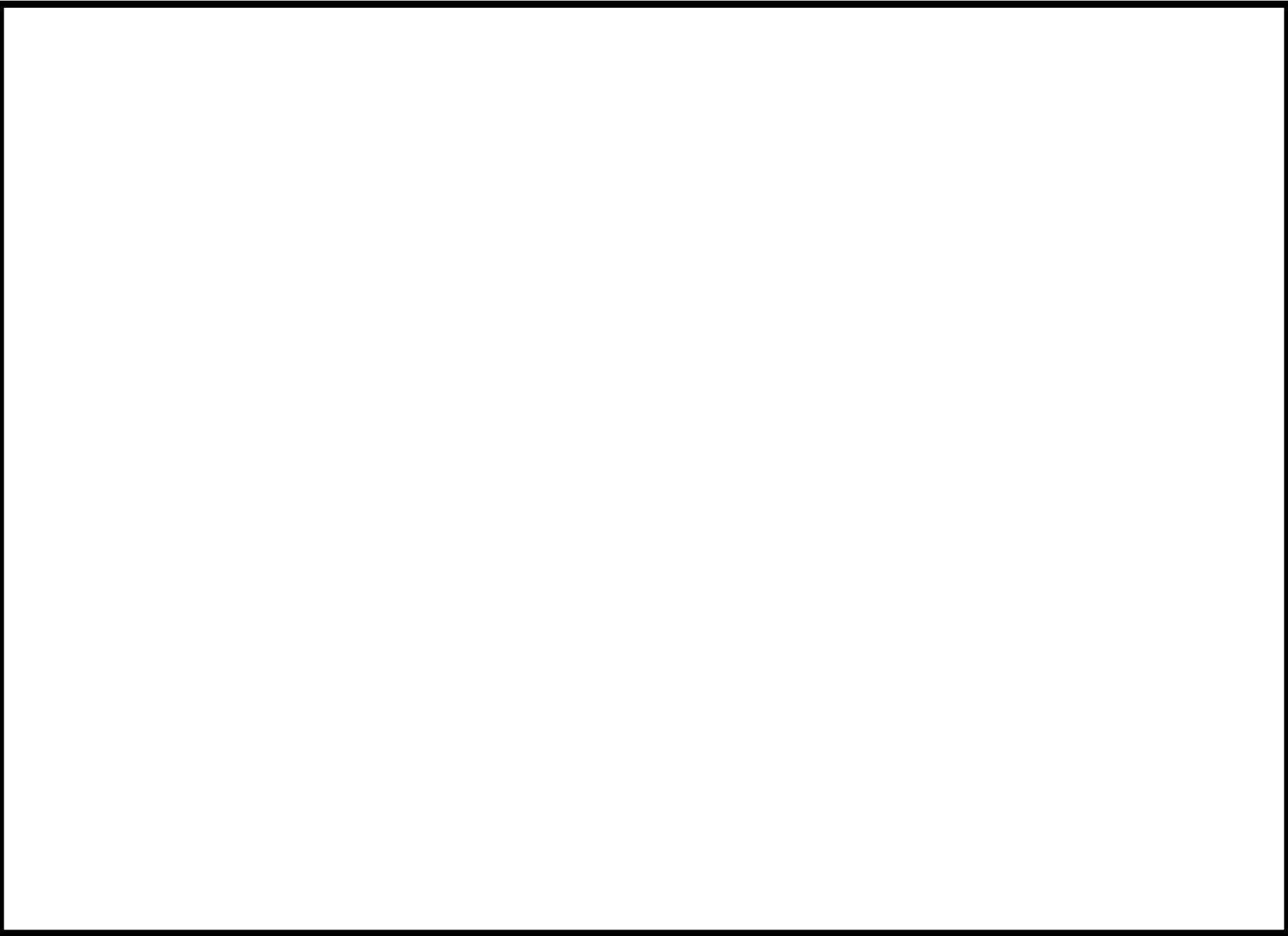


図49-51 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-51)

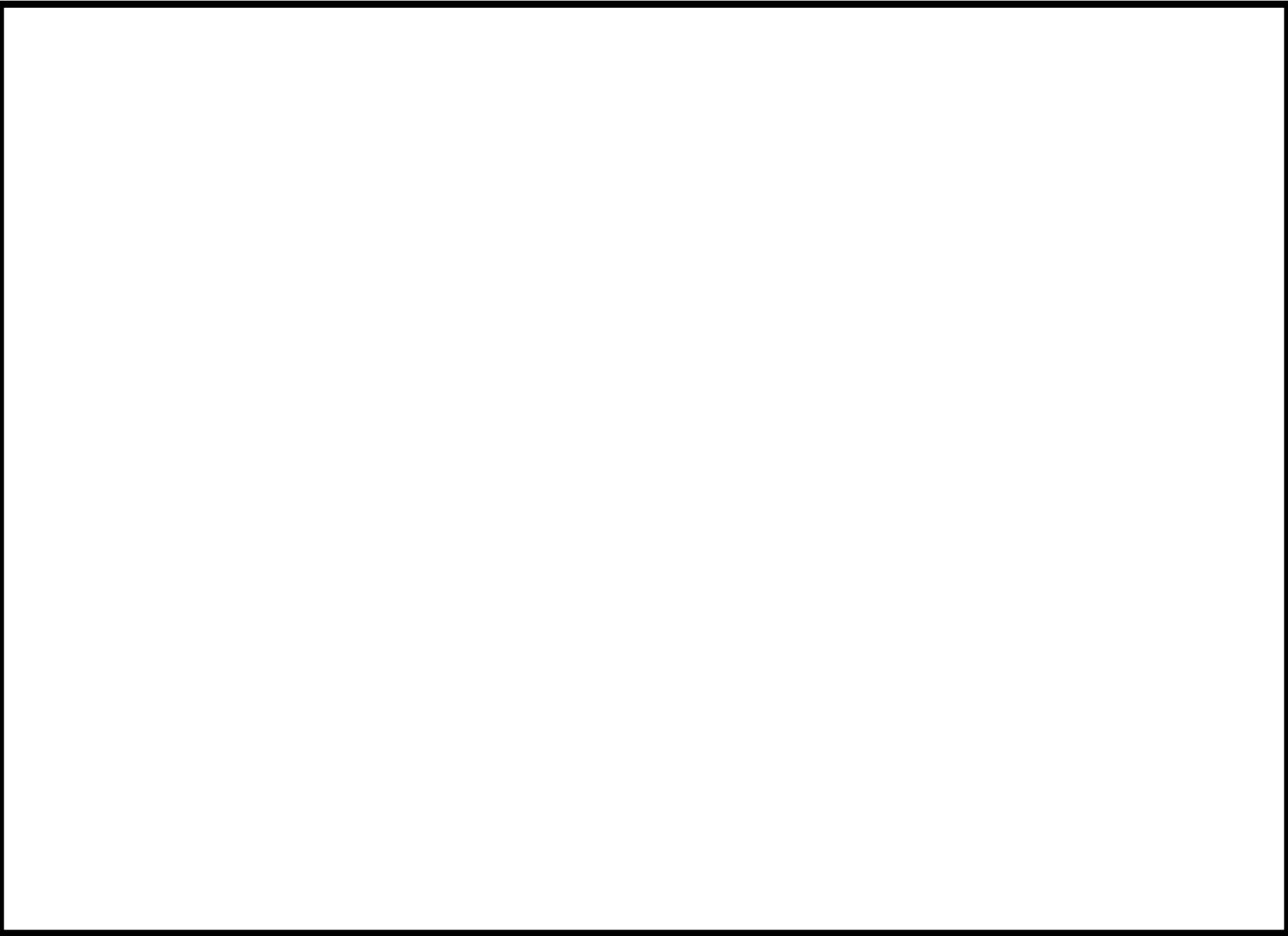


図49-52 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(49-52)

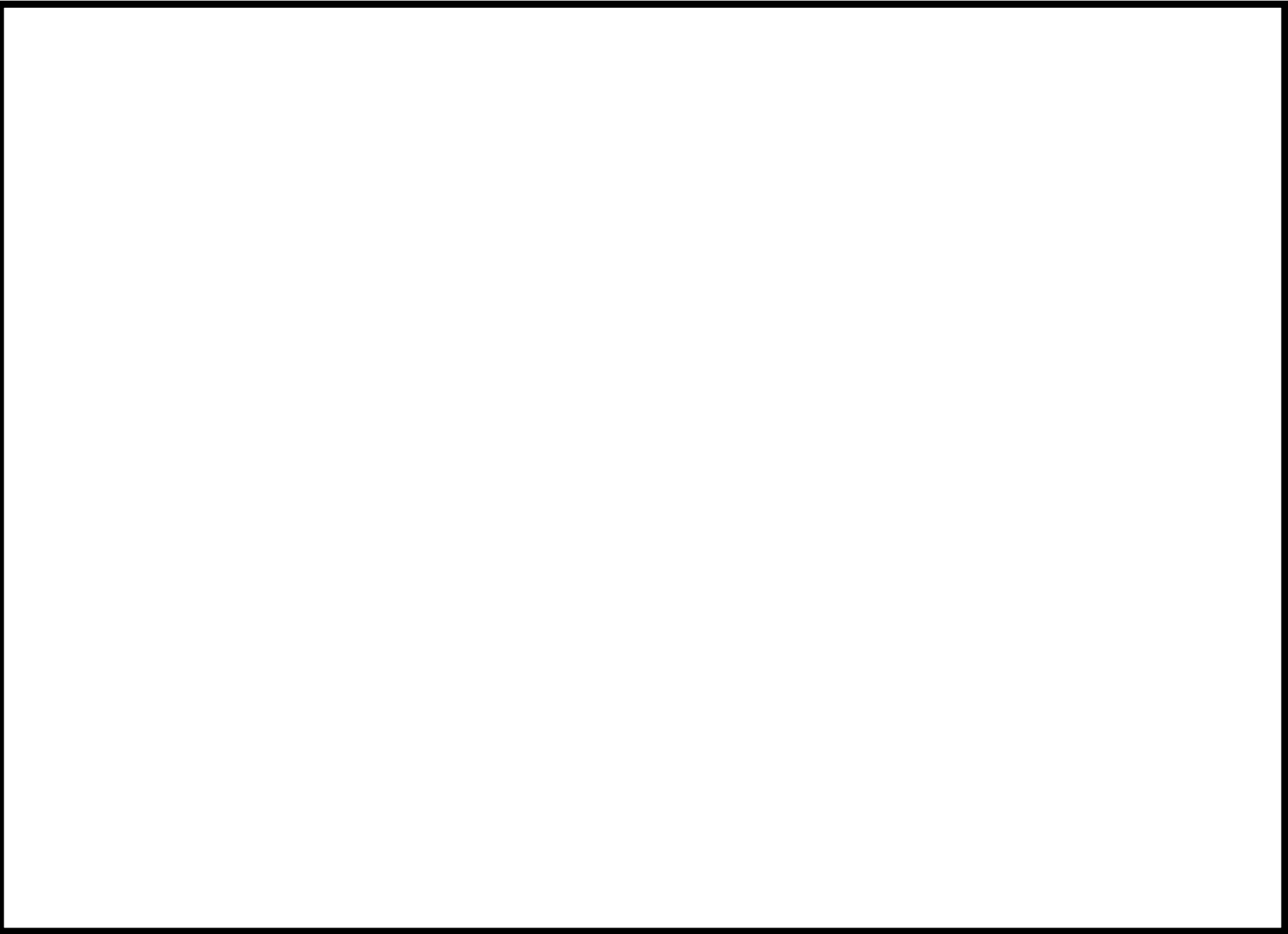


图49-53 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(49-53)



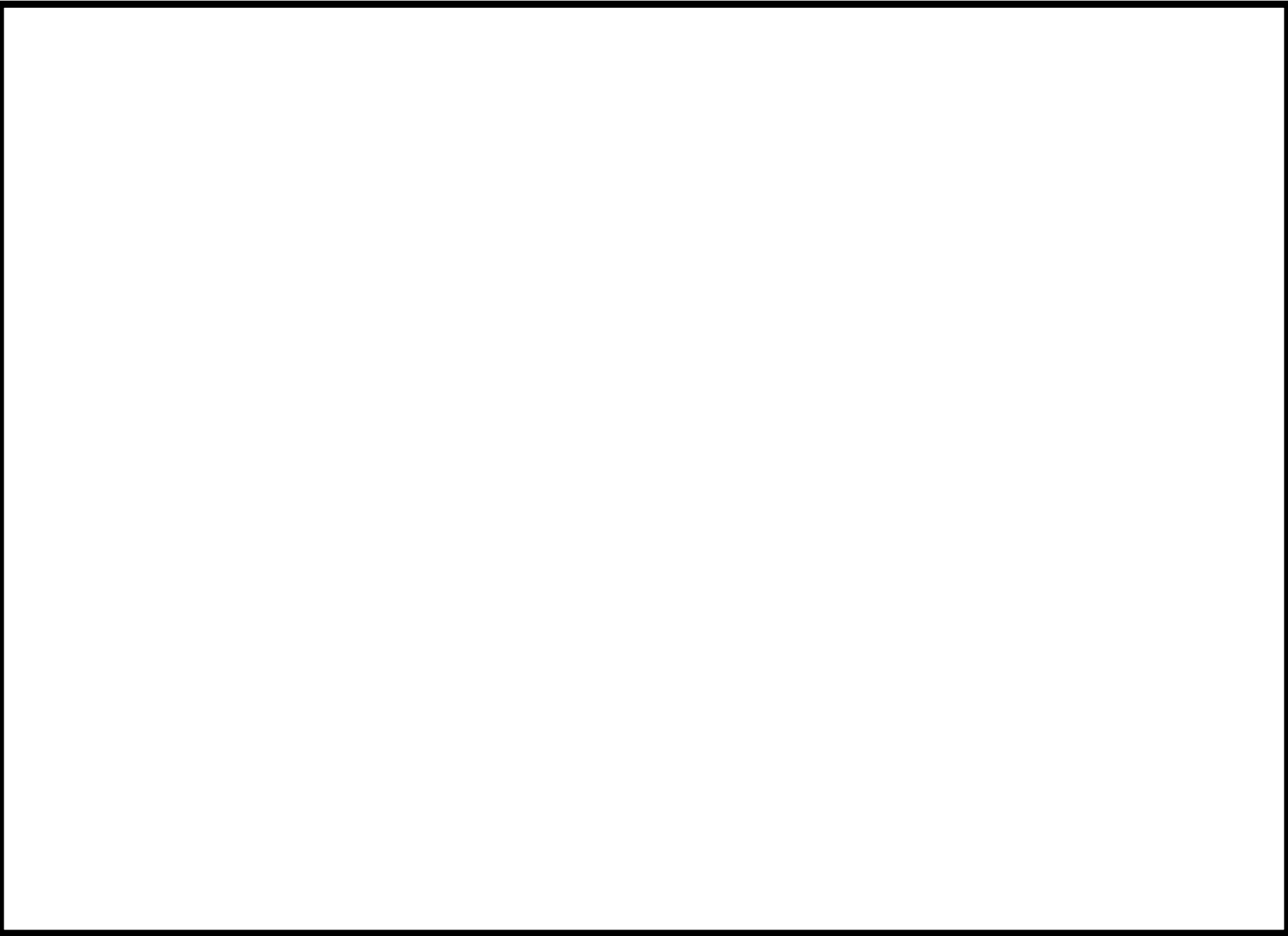


图49-54 7号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(49-54)

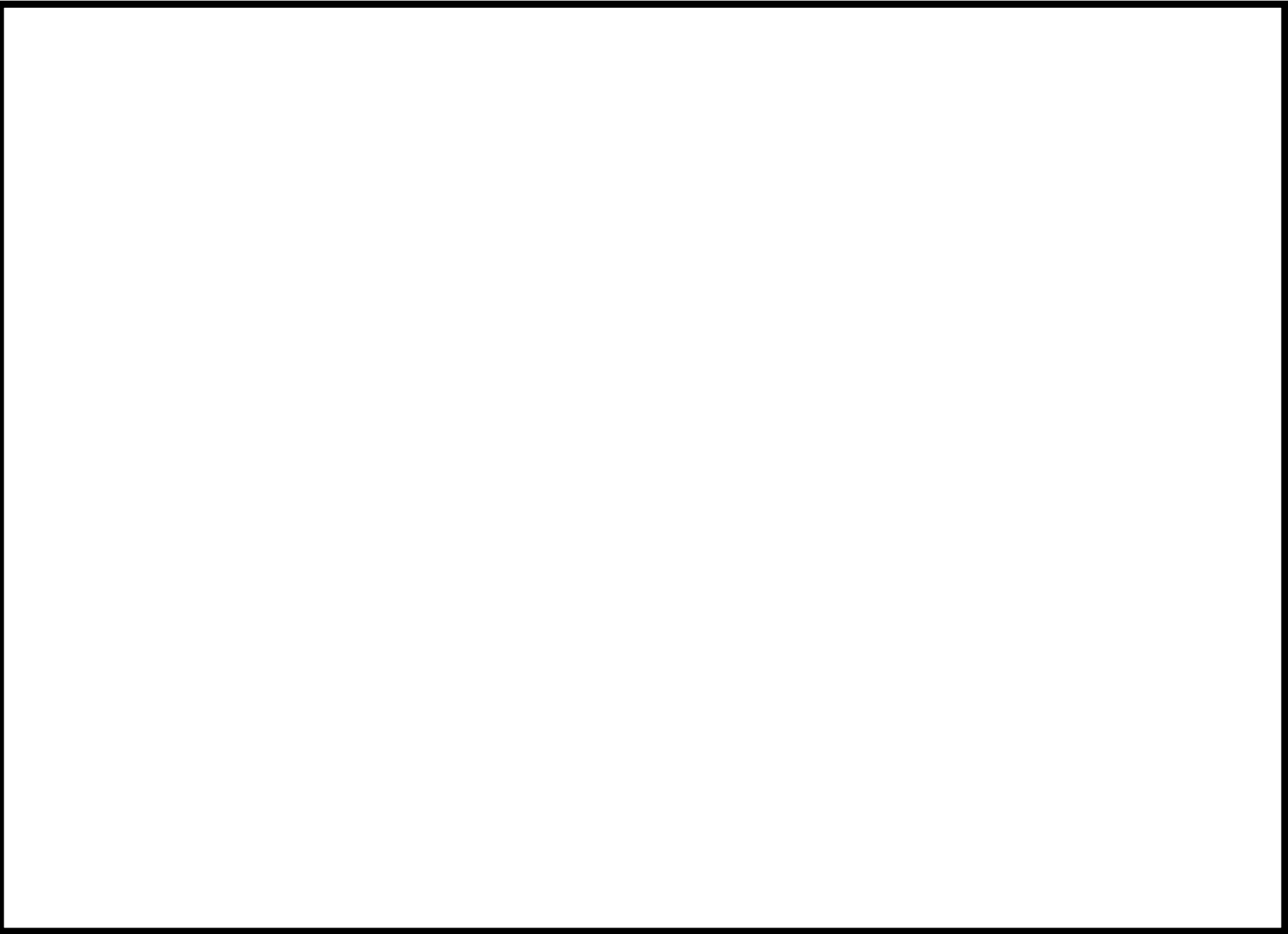


図49-55 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(49-55)

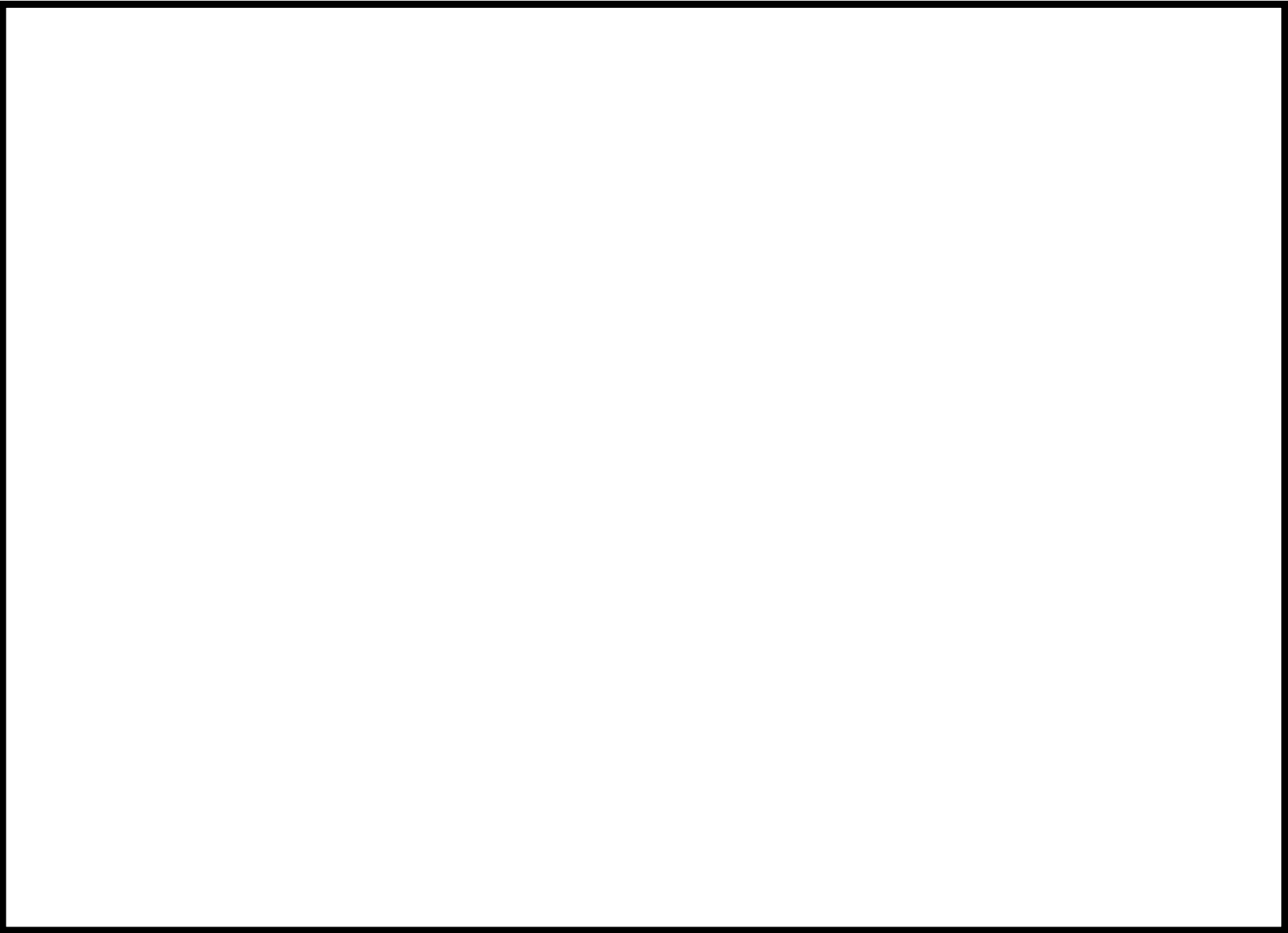


图49-56 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(49-56)

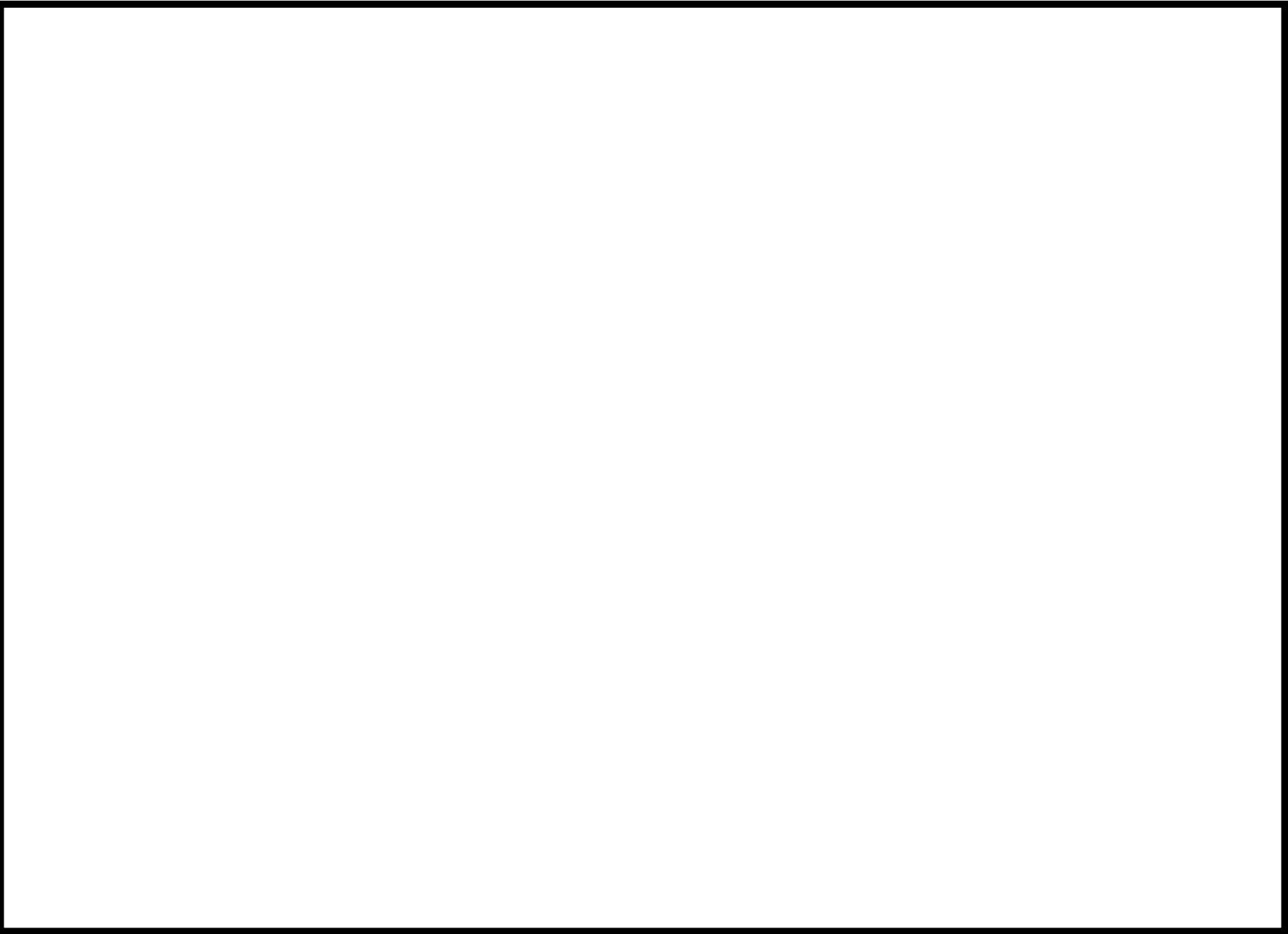


图49-57 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(49-57)

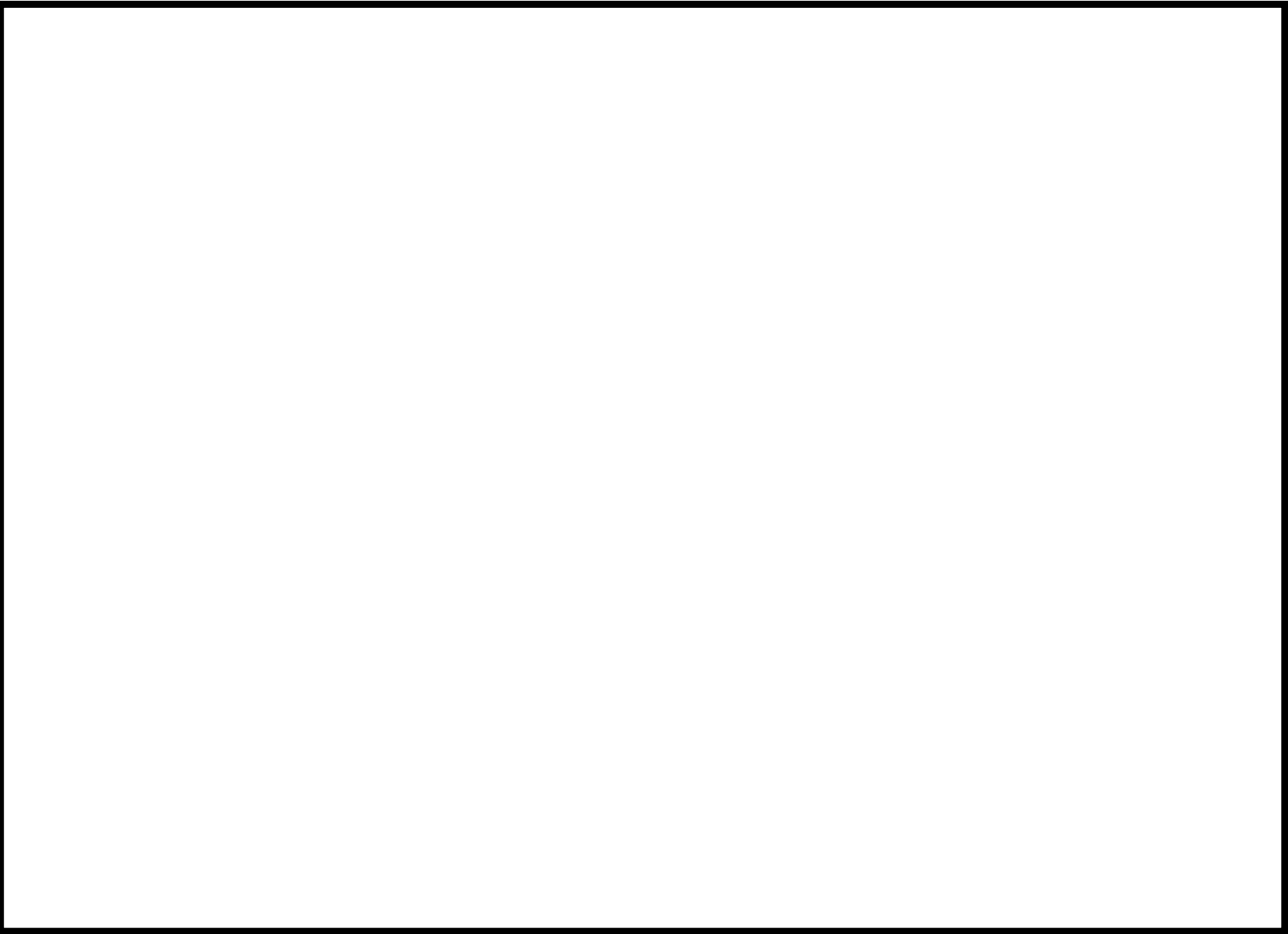


図49-58 7号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(49-58)

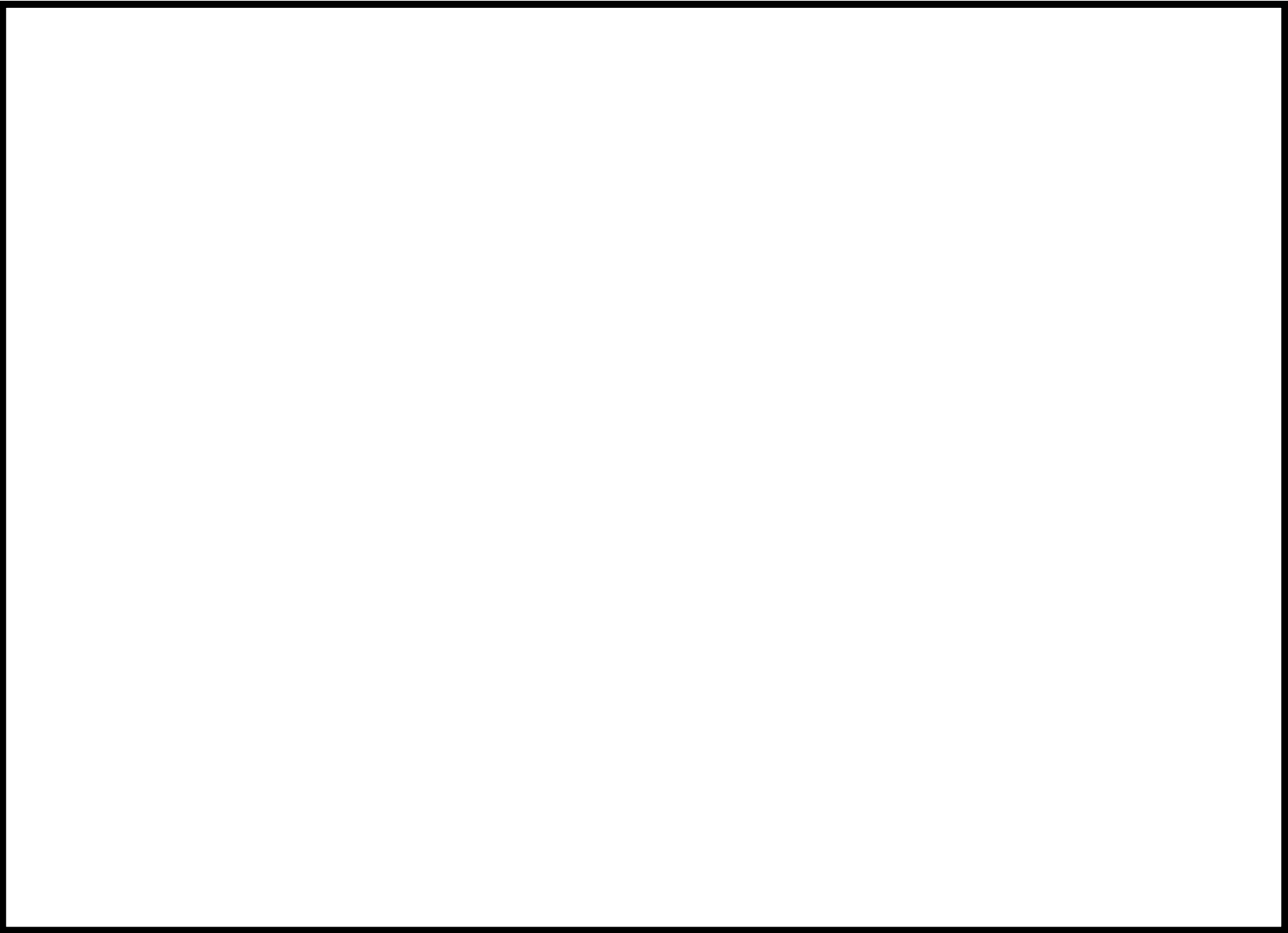


图49-59 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(49-59)

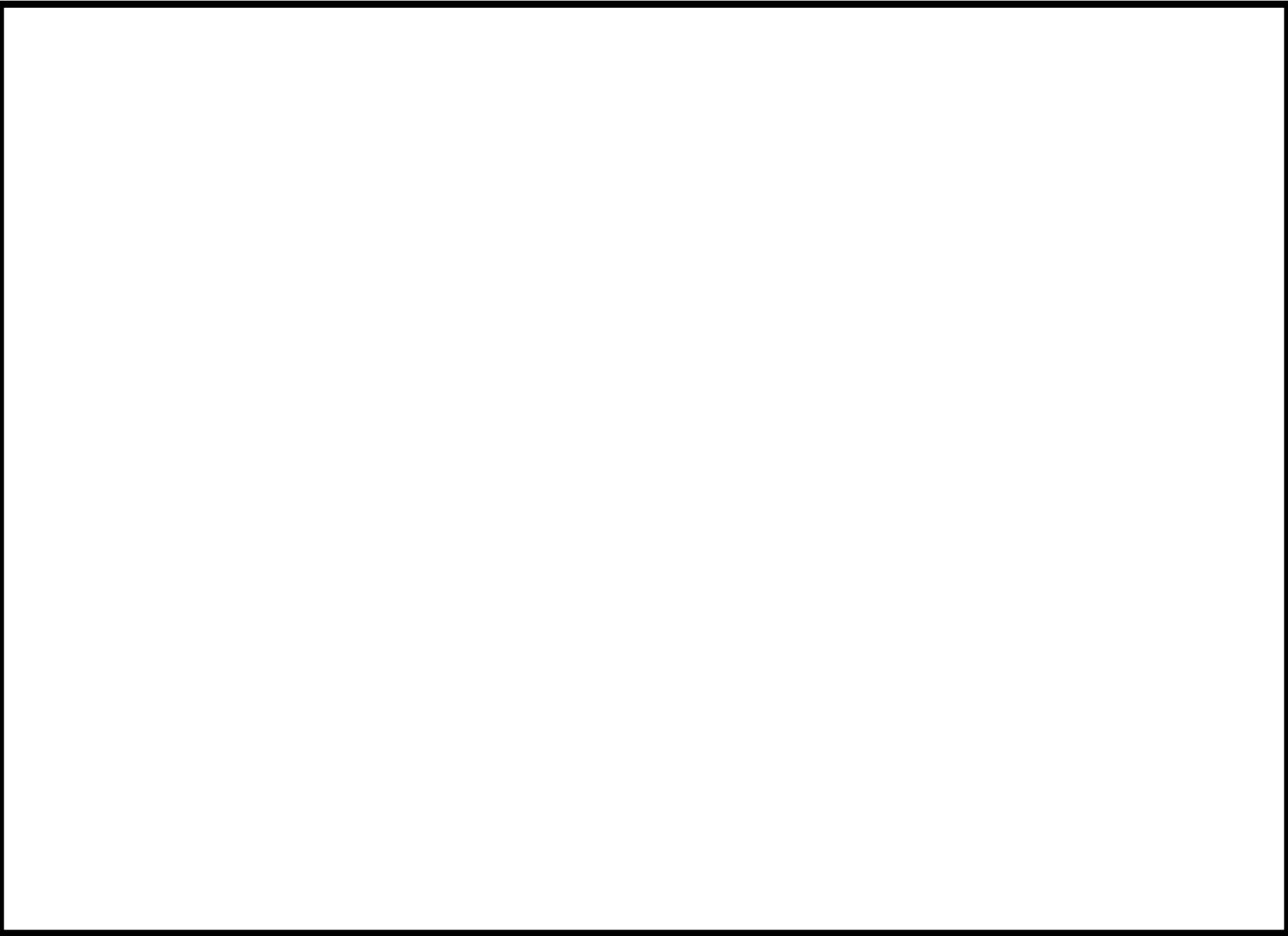


図49-60 7号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(49-60)

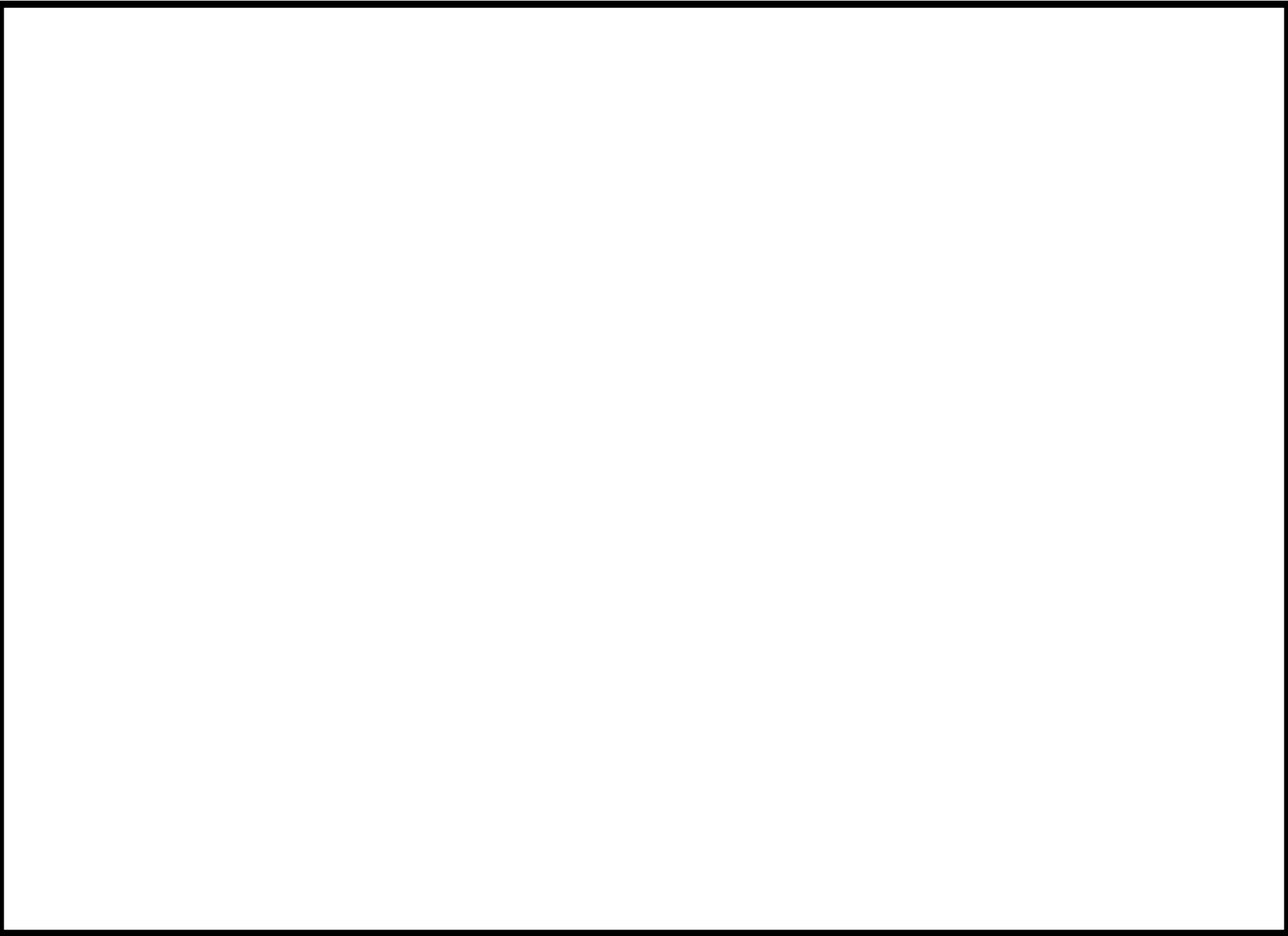


図49-61 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(49-61)



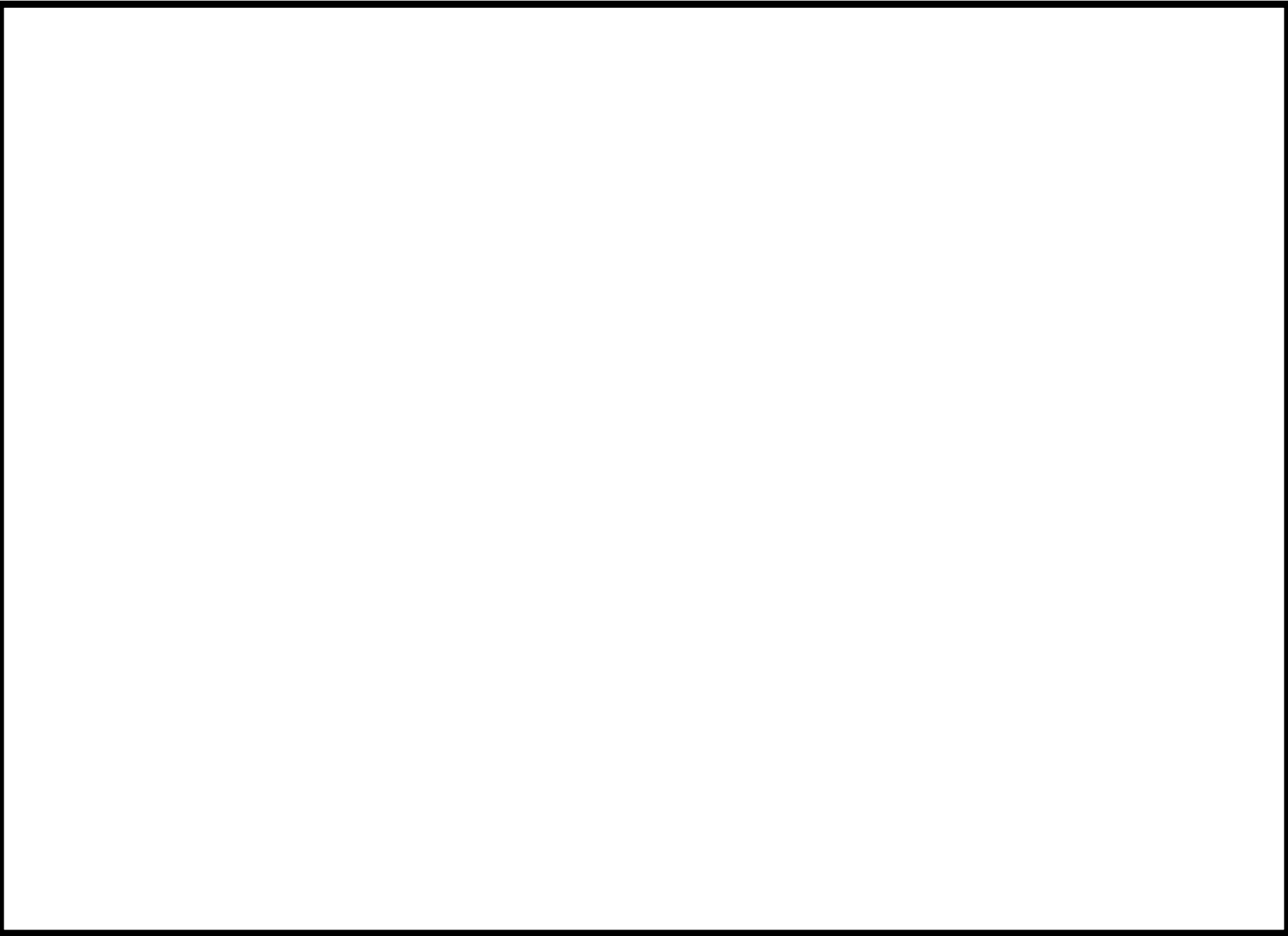


図49-62 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(49-62)

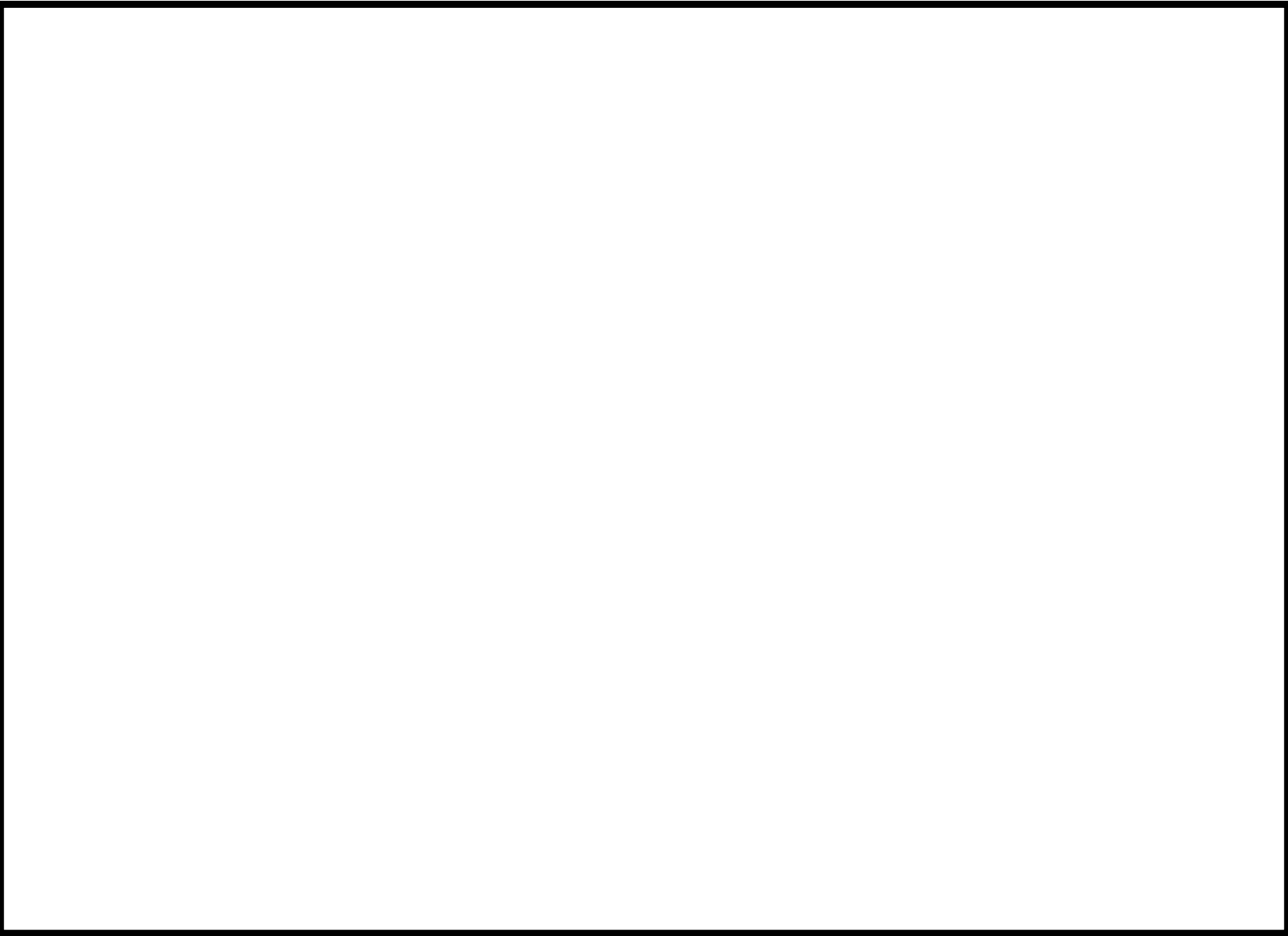


図49-63 7号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(49-63)

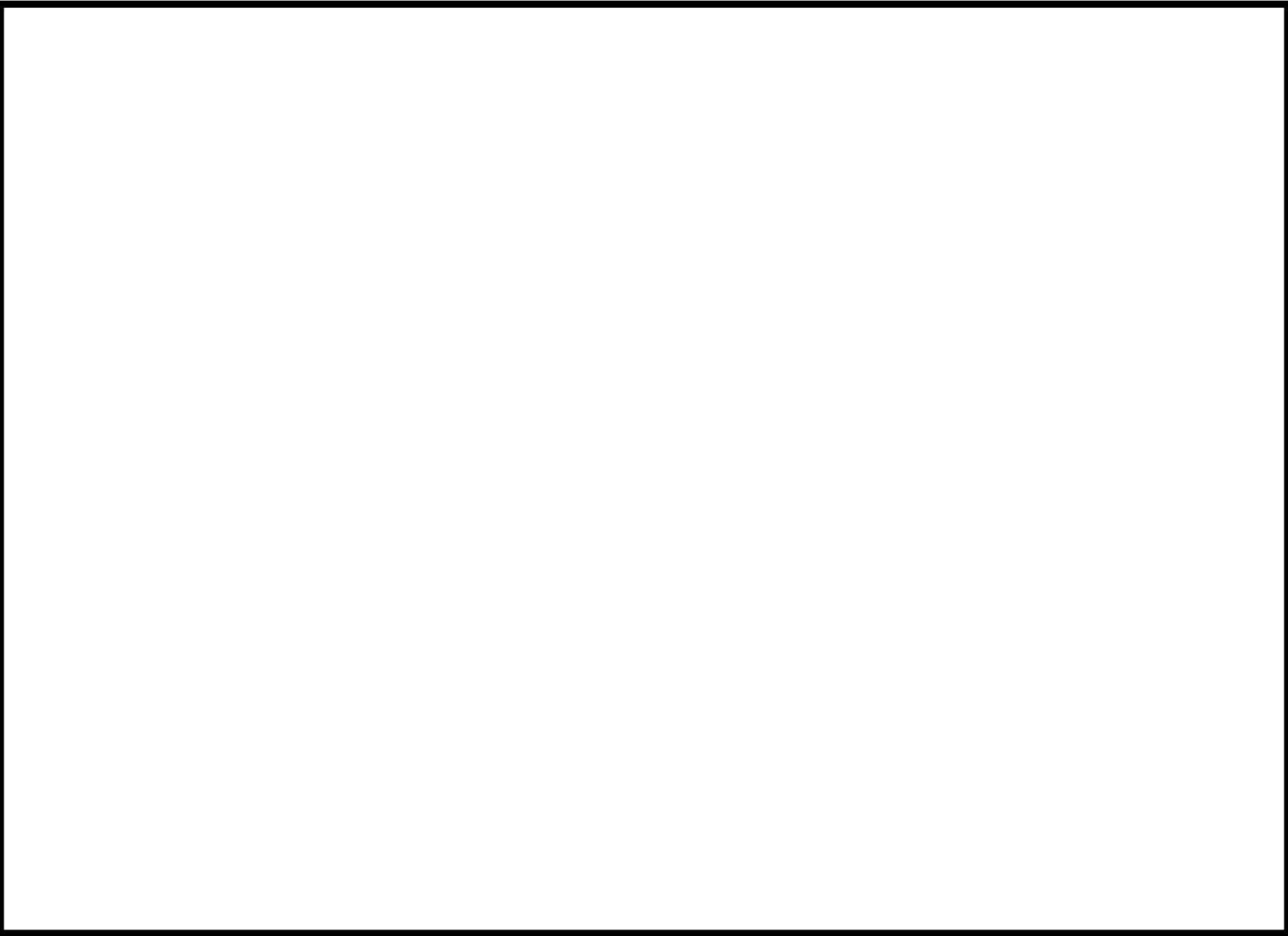


図49-64 7号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(49-64)

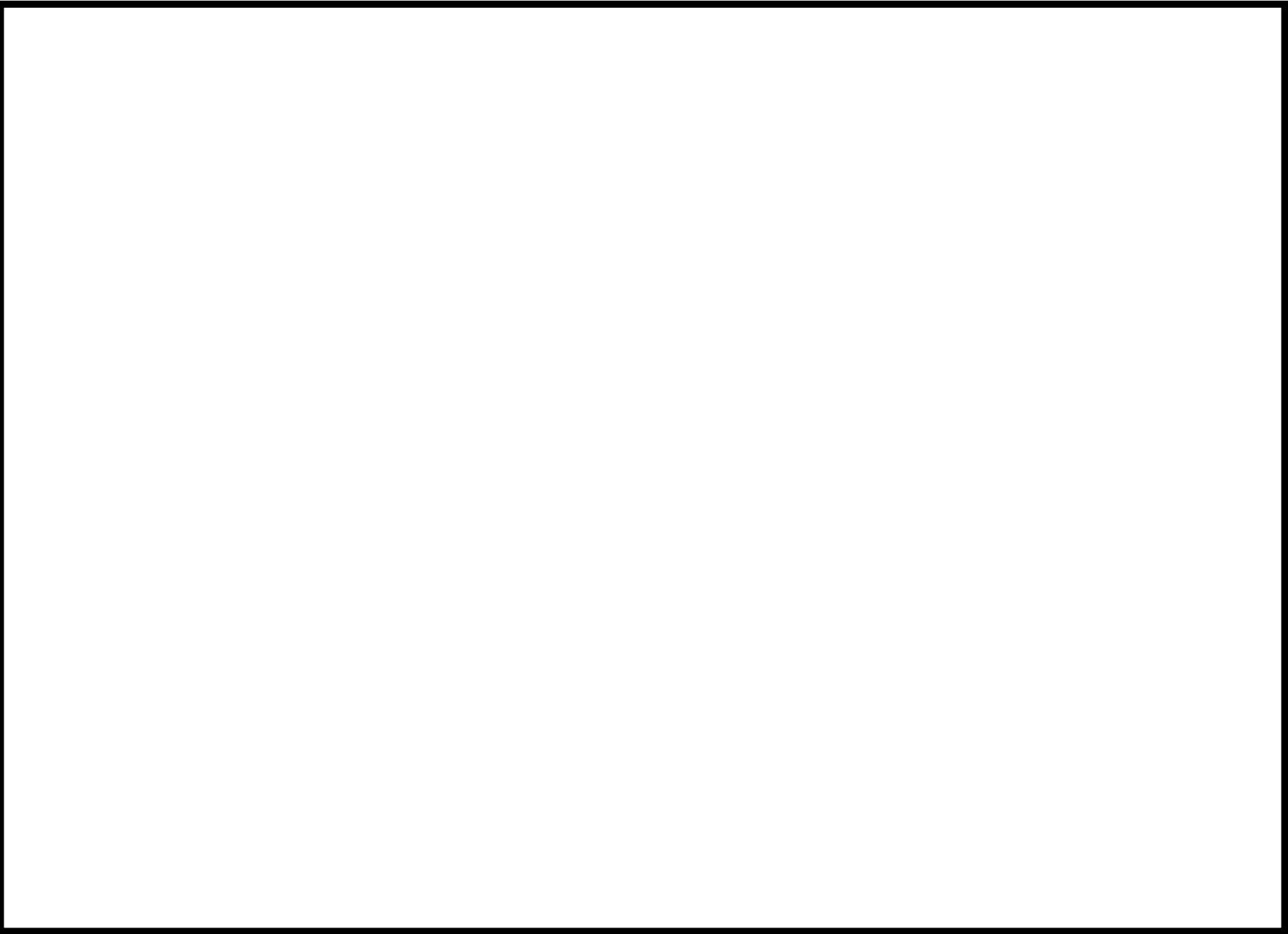


图57-1 6号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(57-1)

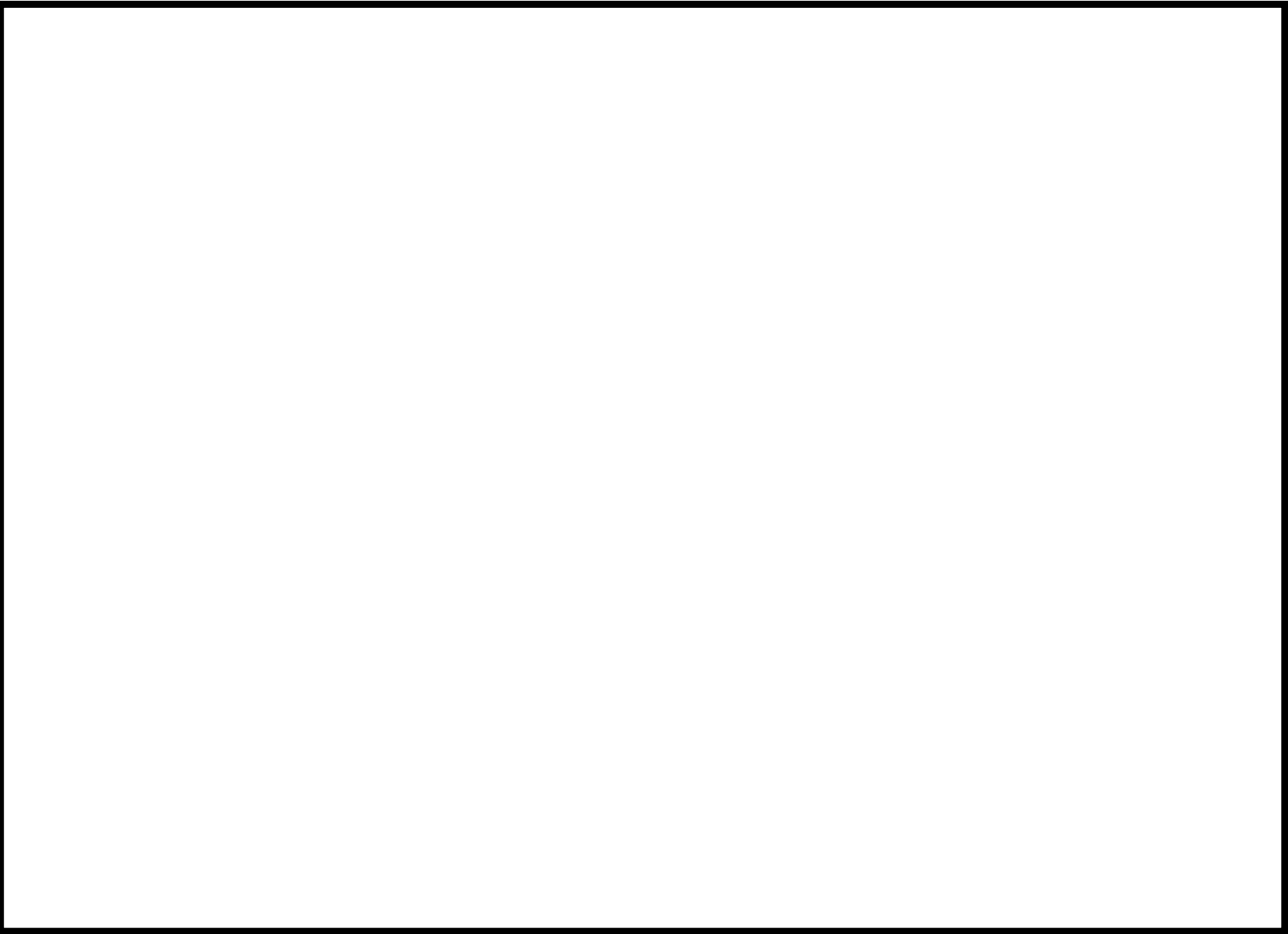


图57-2 6号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(57-2)

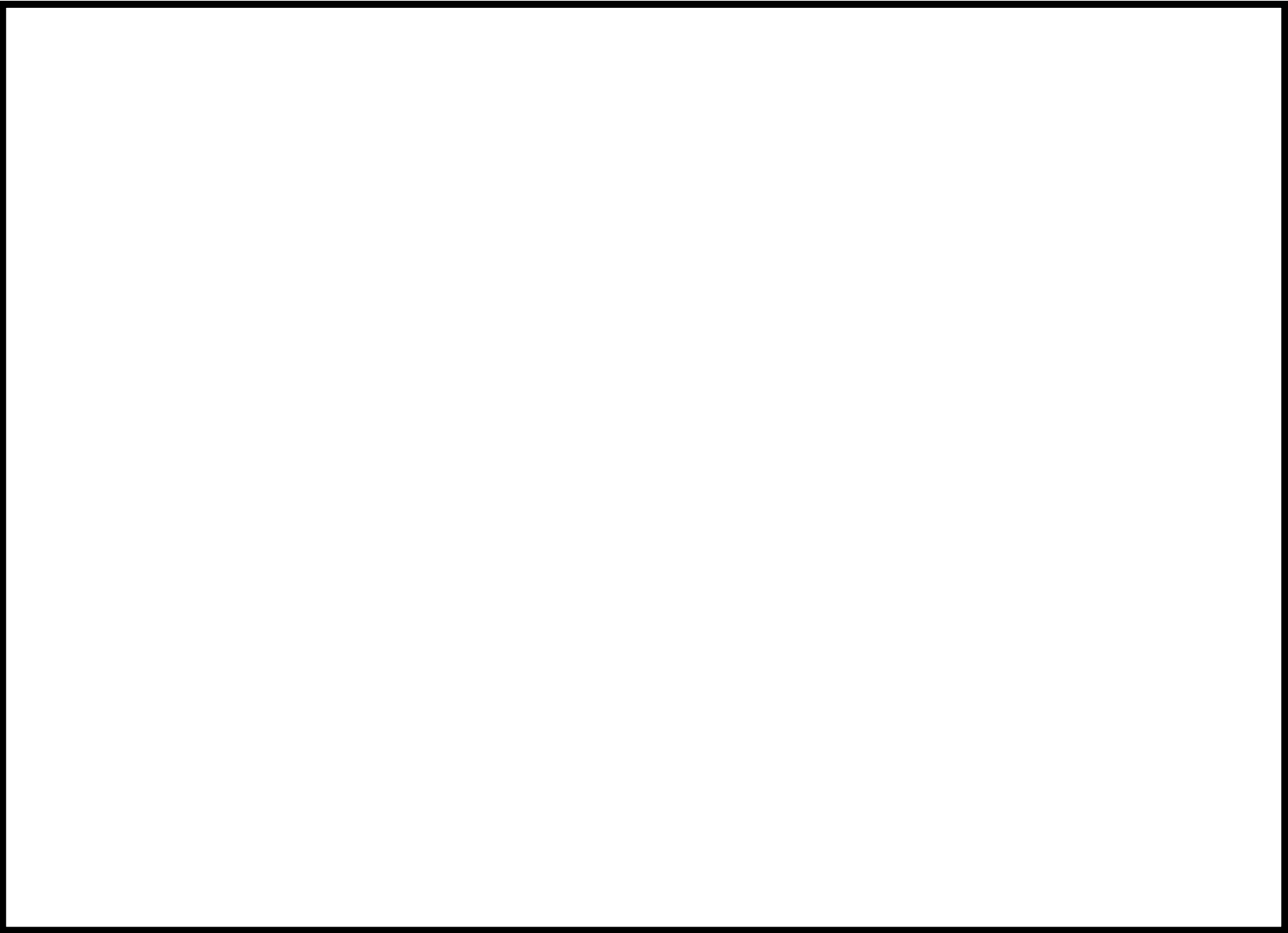


图57-3 6号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(57-3)

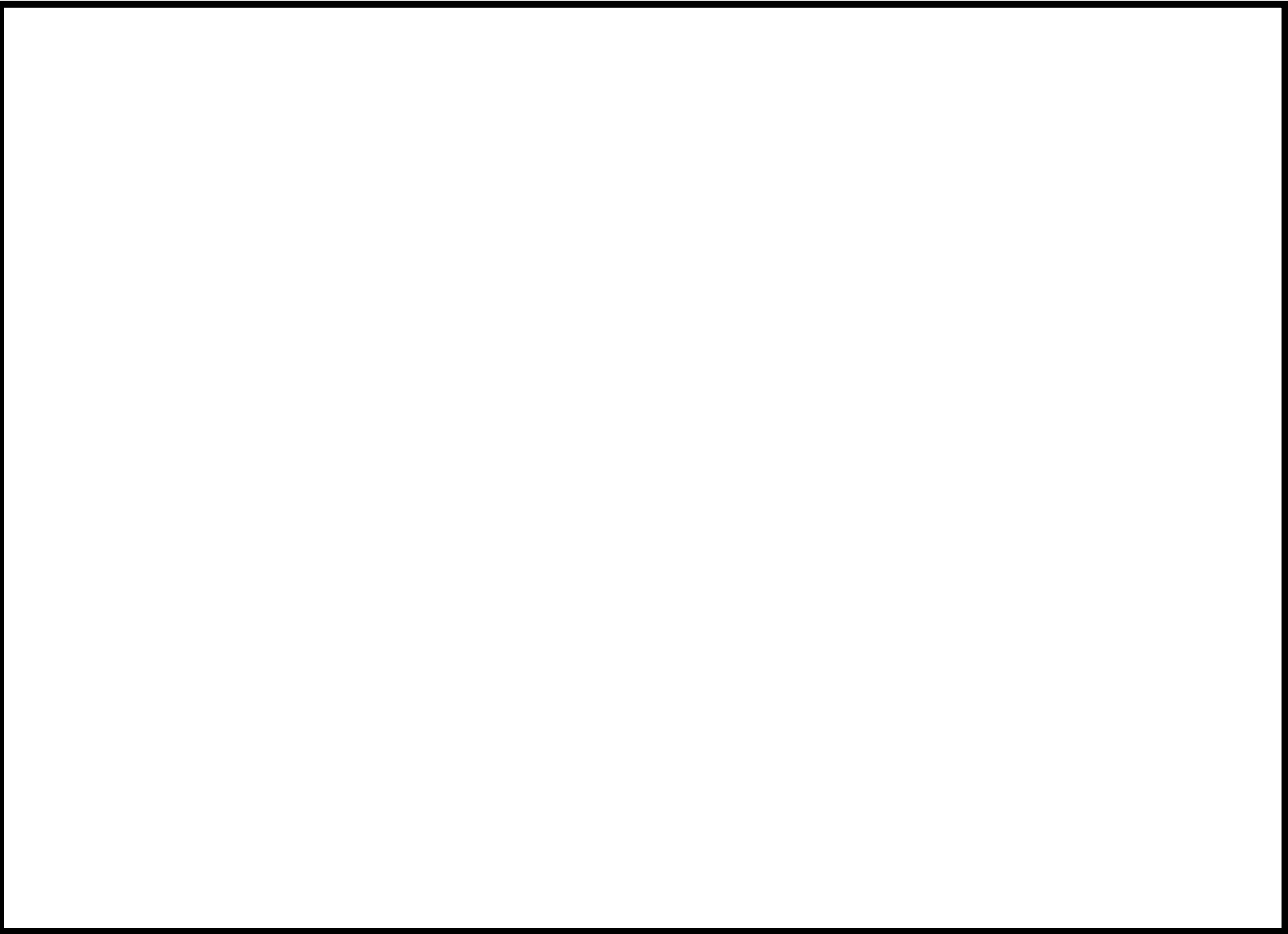


图57-4 6号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(57-4)

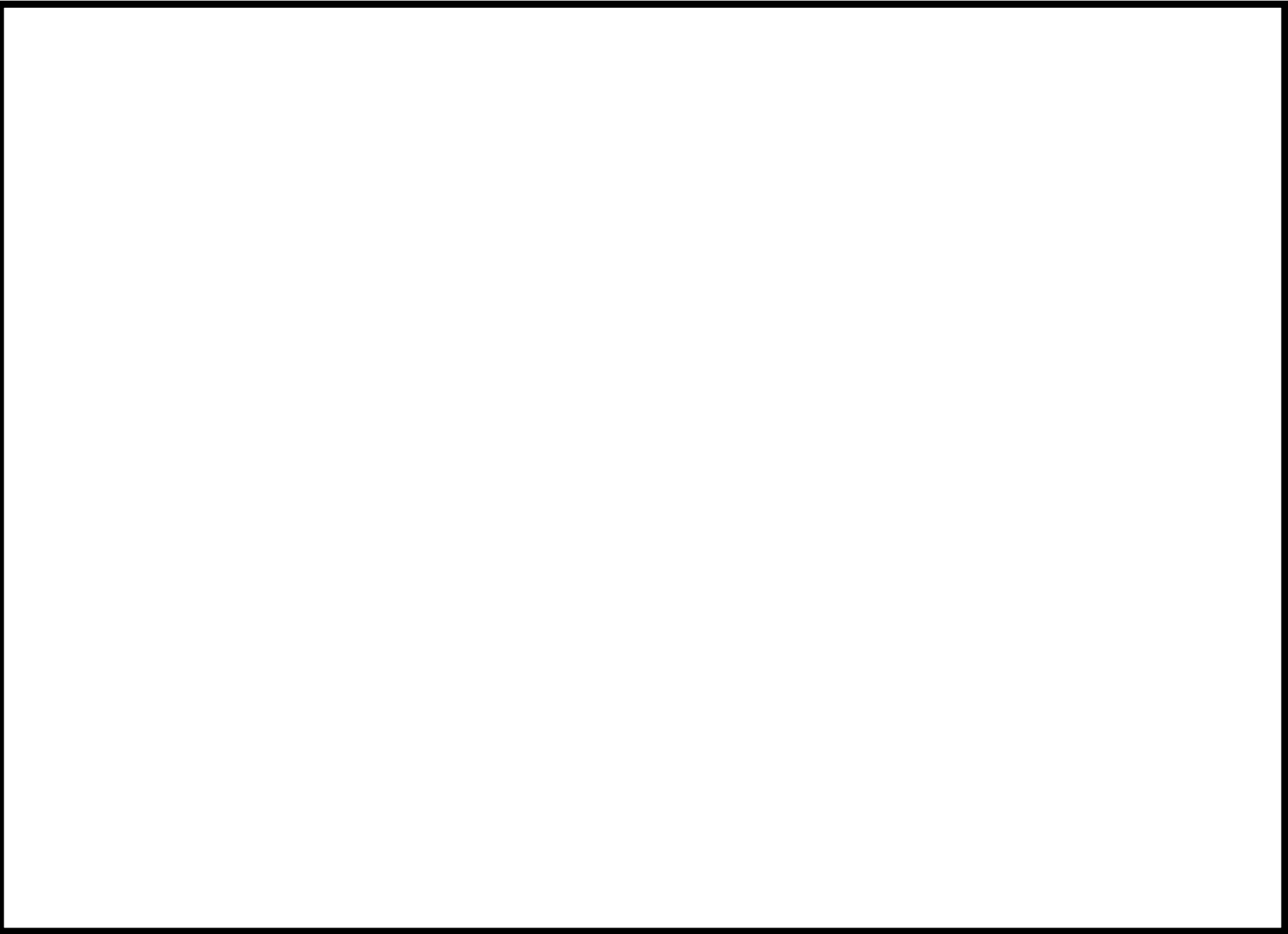


図57-5 6号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(57-5)



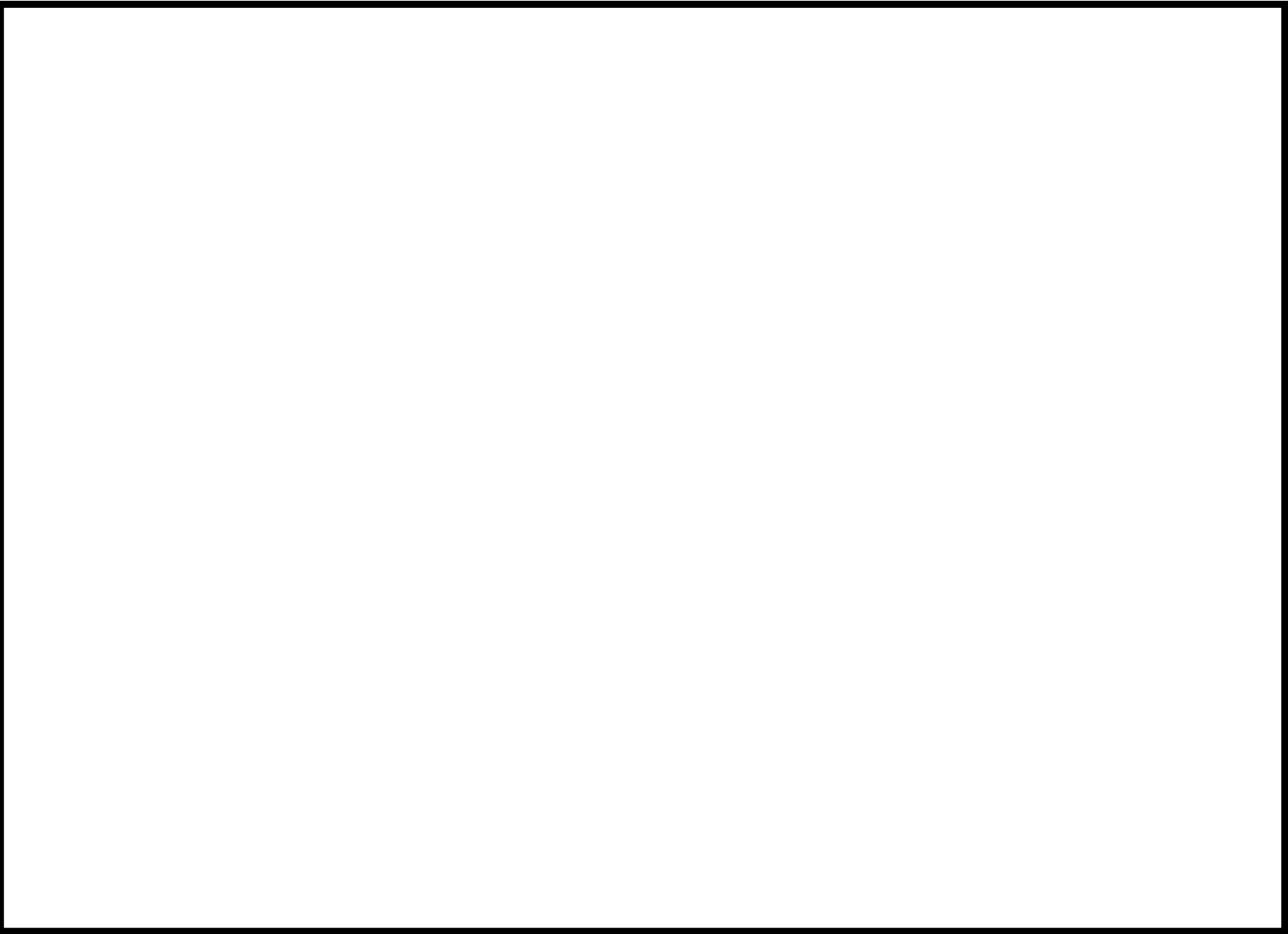


図57-6 6号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(57-6)

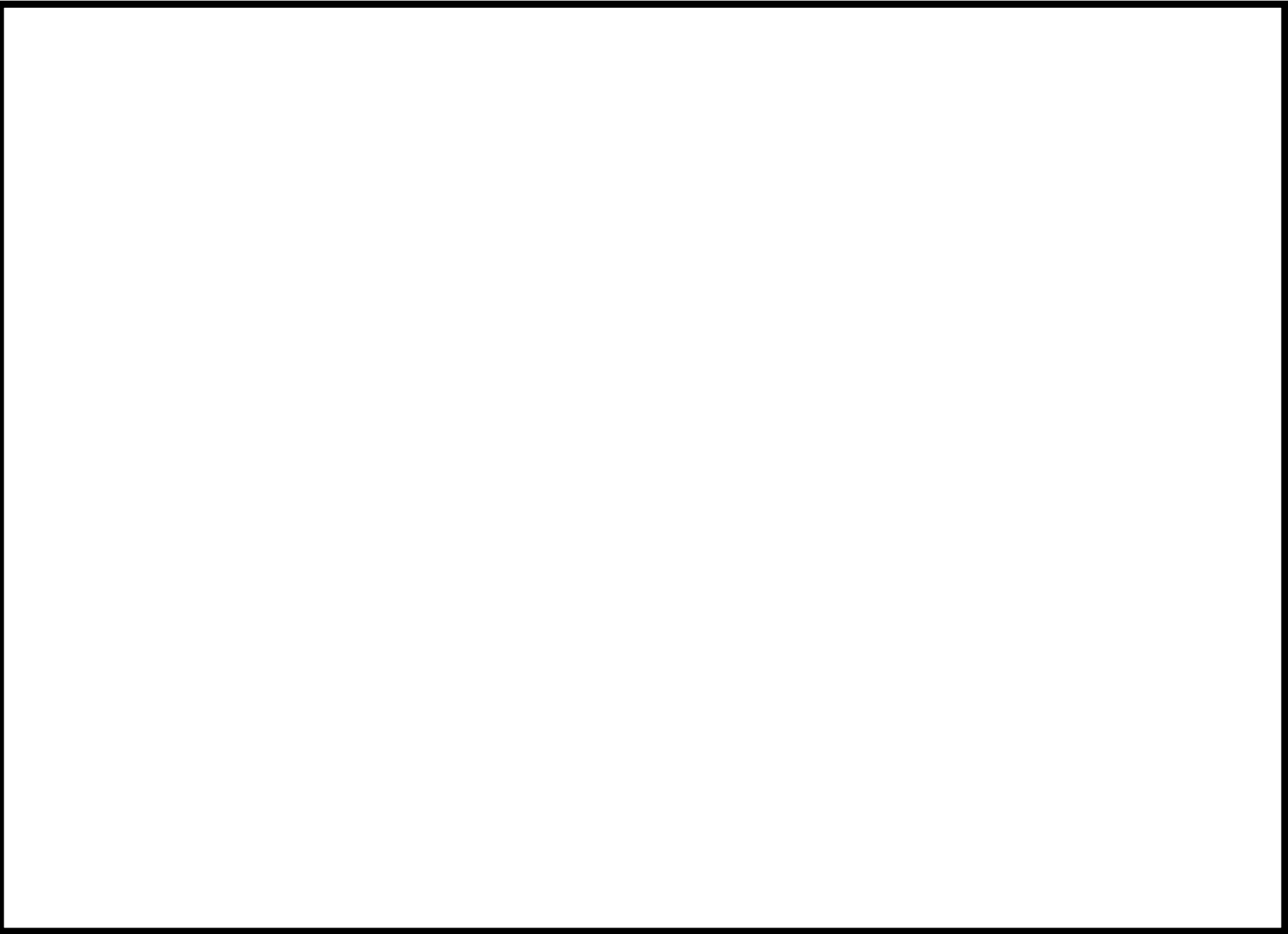


图57-7 6号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(57-7)

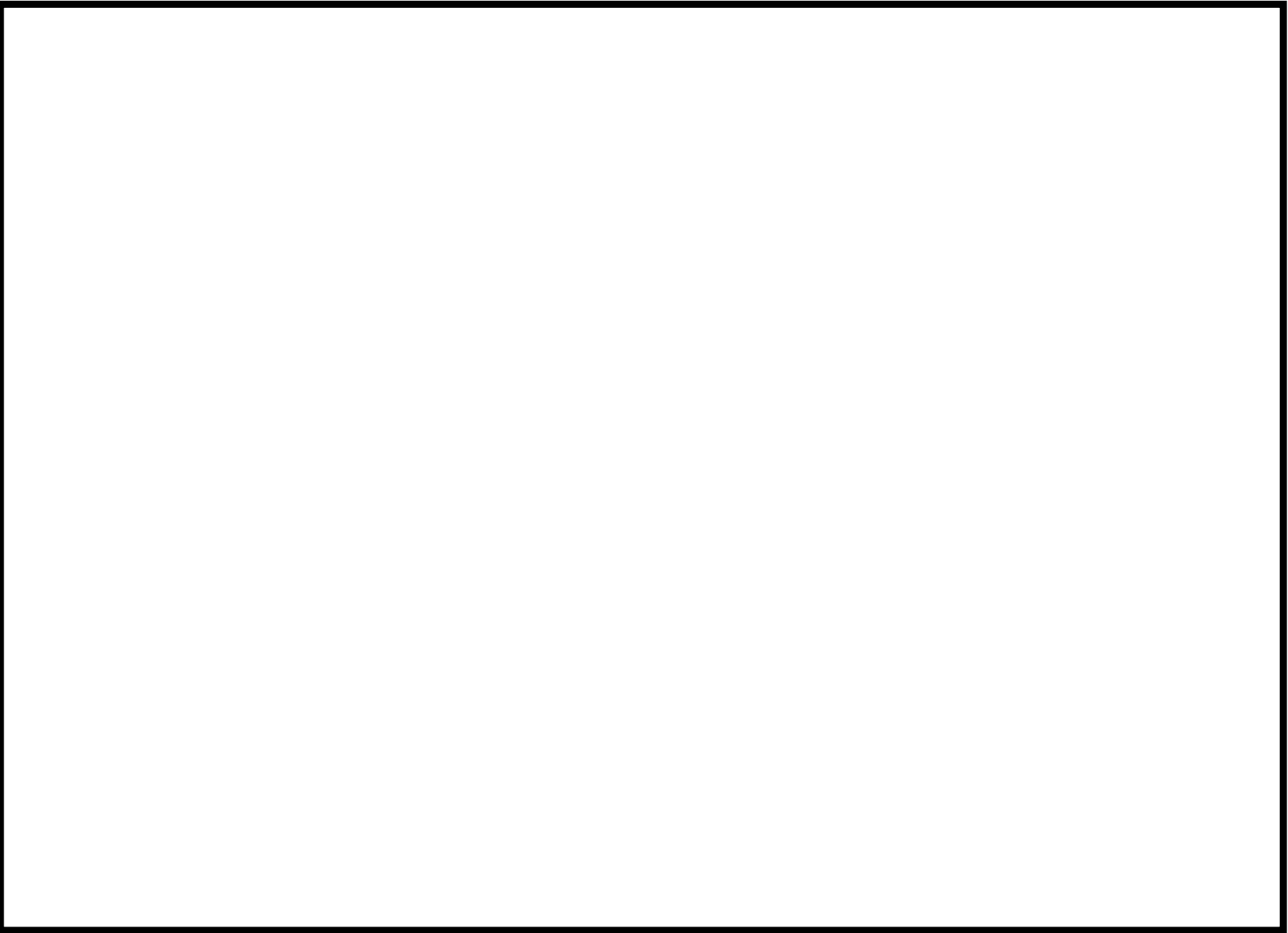


图57-8 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(57-8)

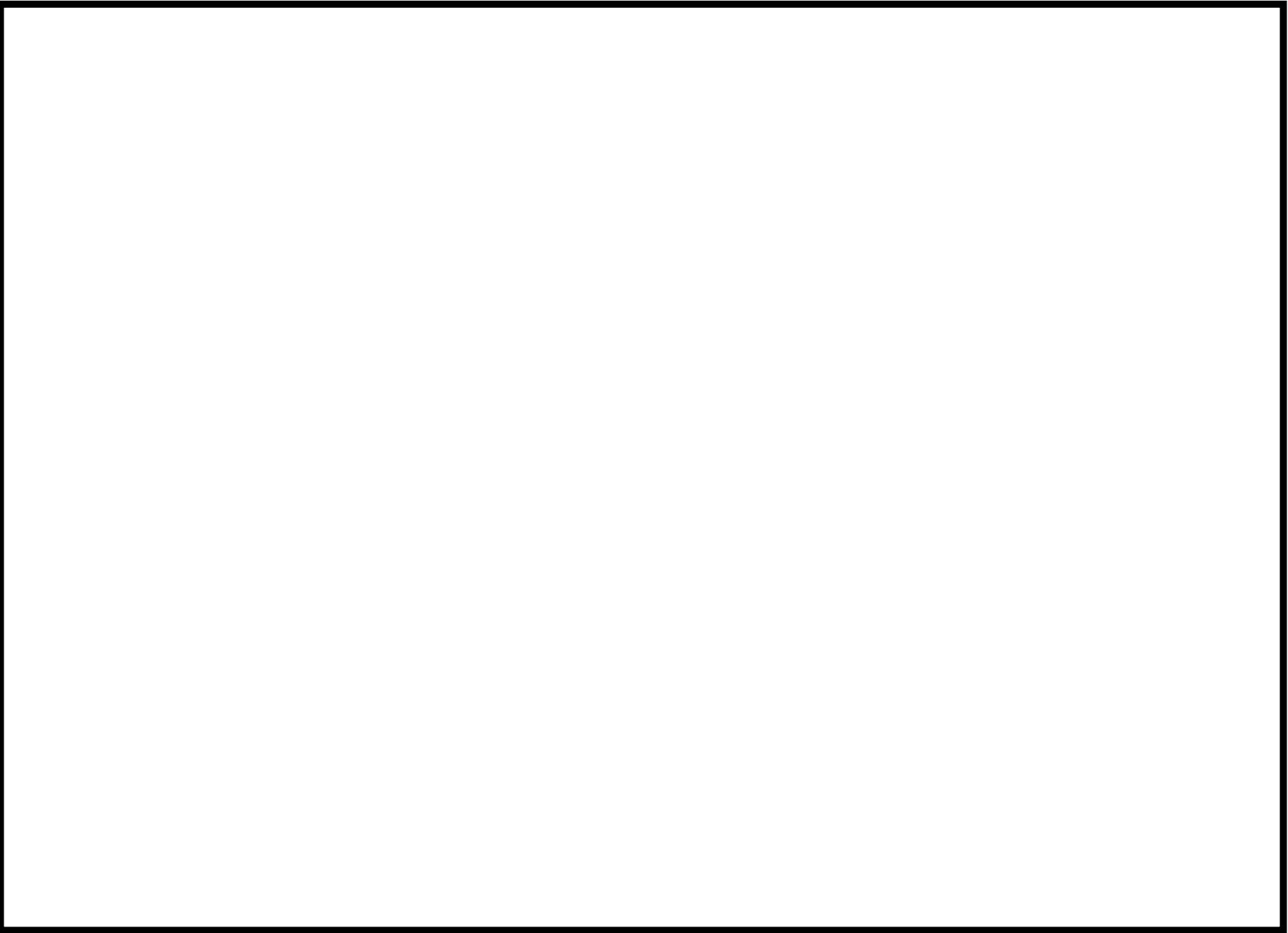


图57-9 7号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(57-9)

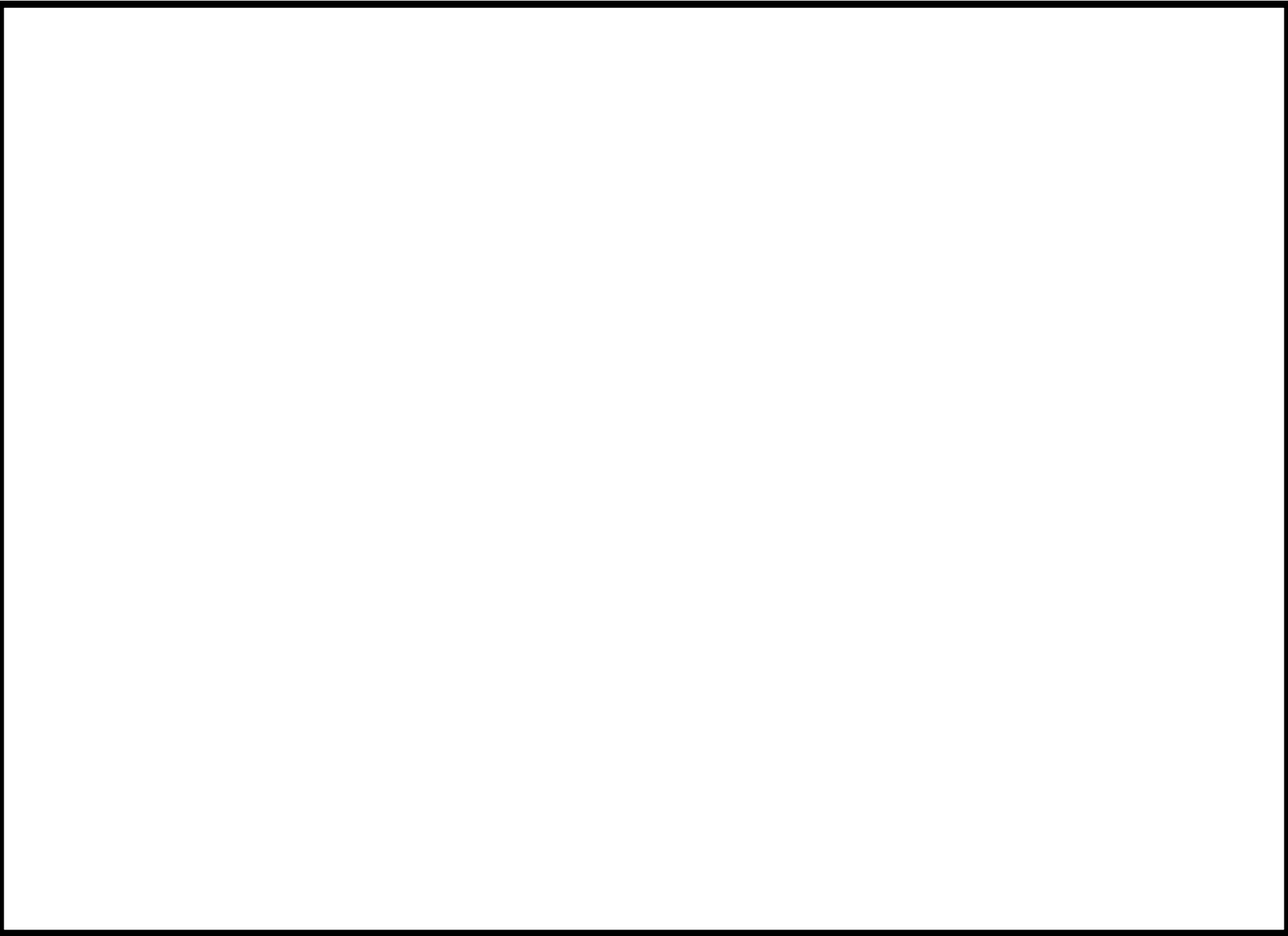


図57-10 6号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(57-10)

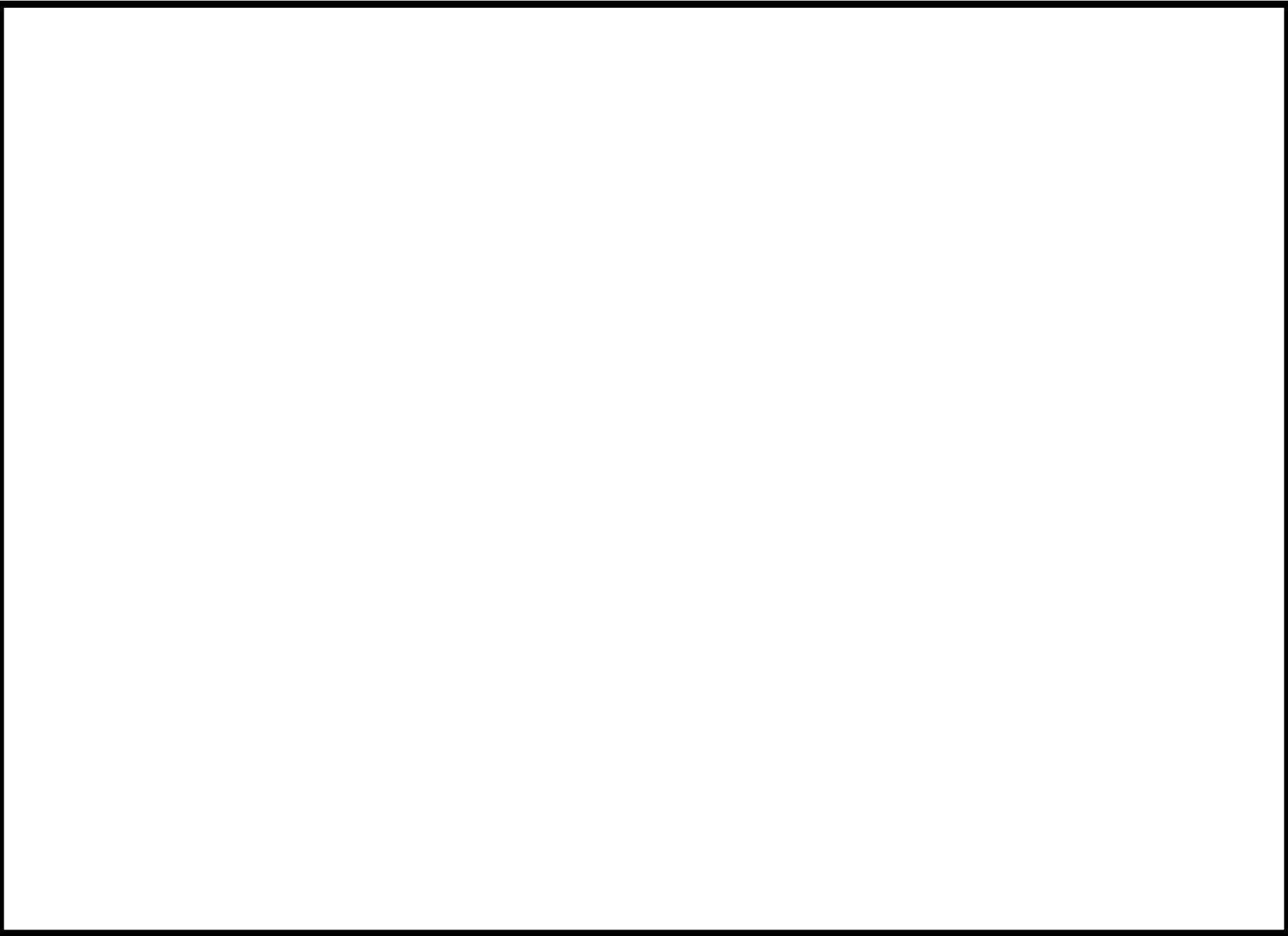


図57-11 6号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(57-11)

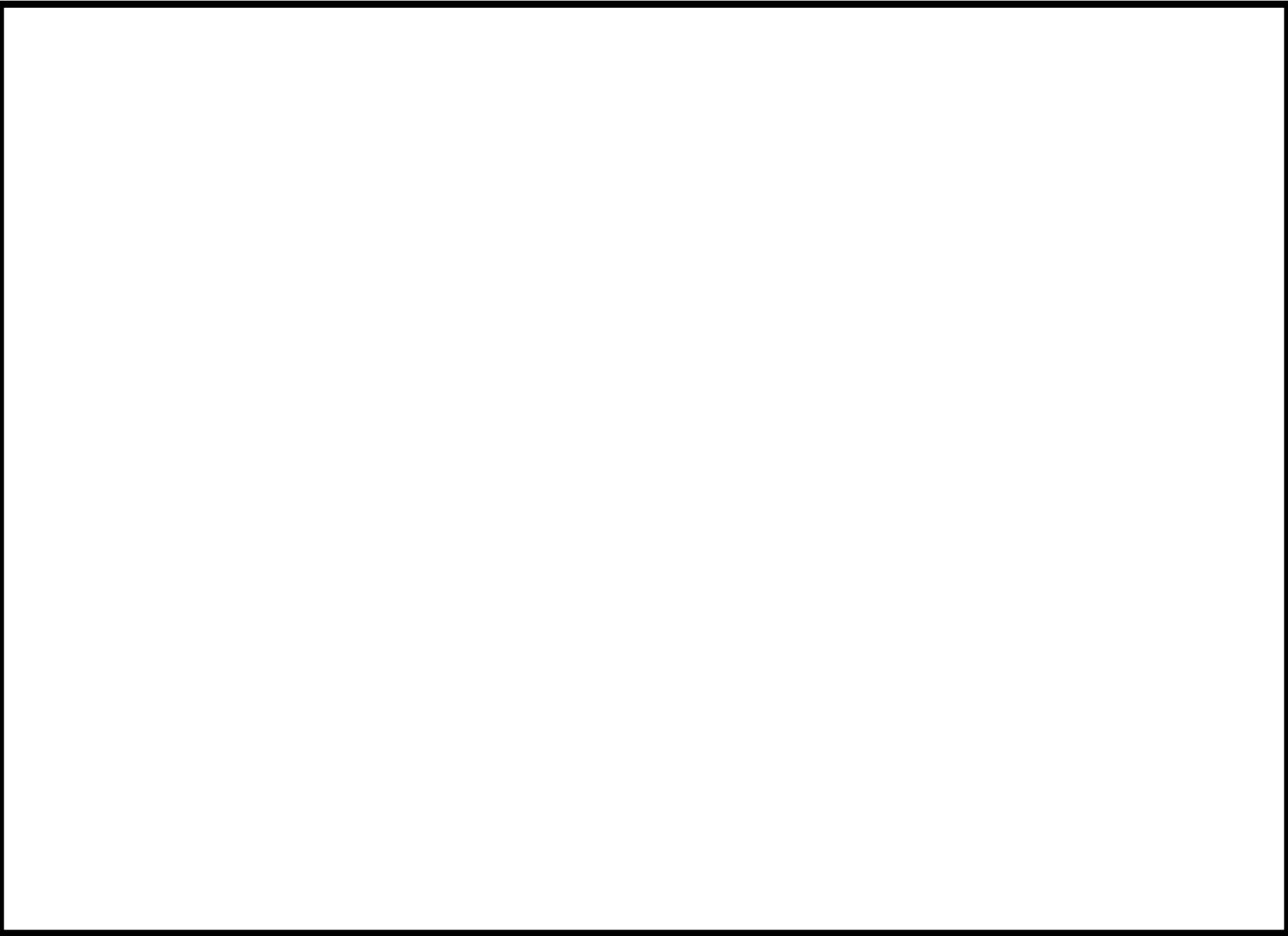


図57-12 6号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(57-12)

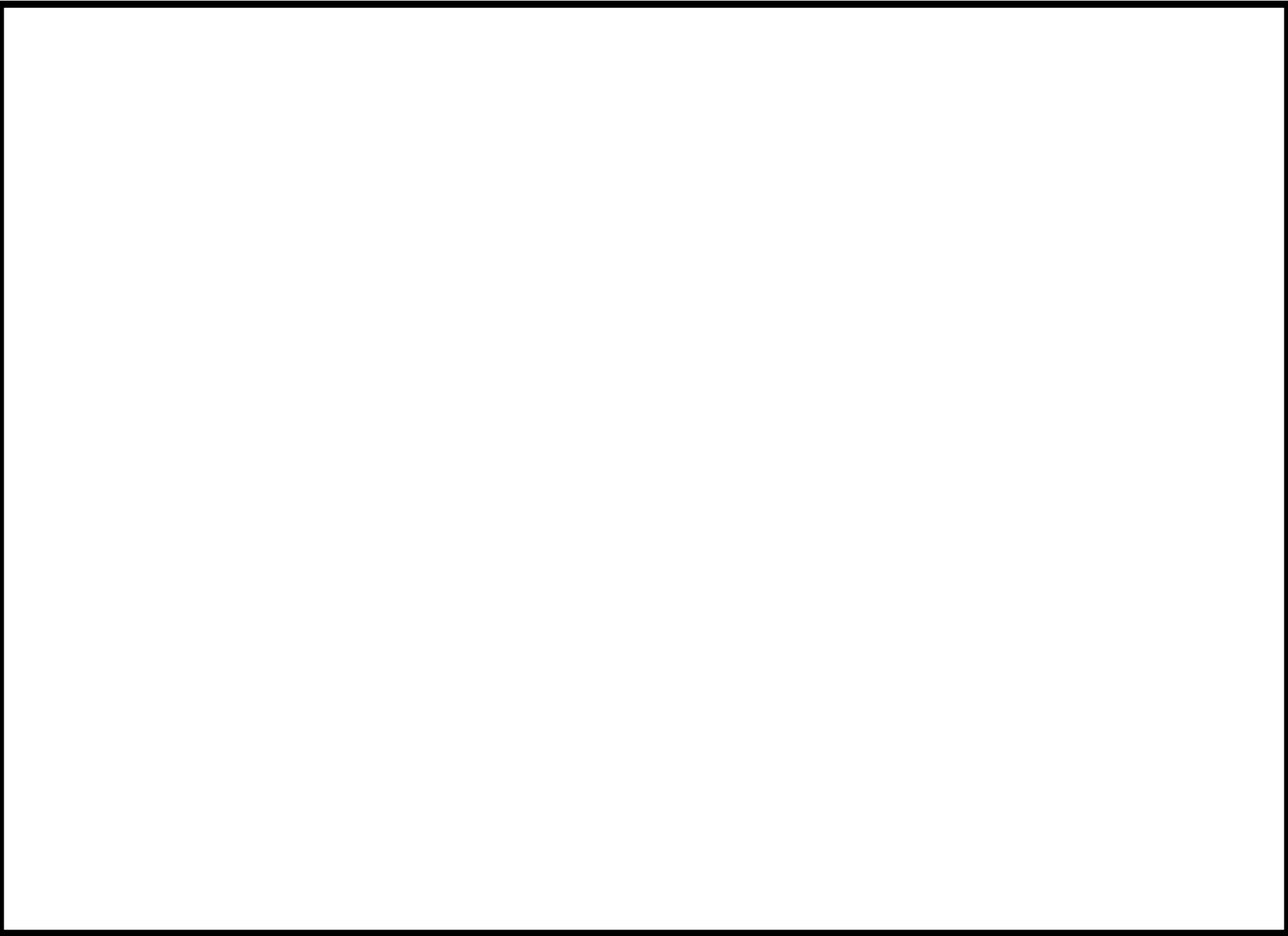


図57-13 6号炉廃棄物処理建屋 地下3階及び地下2階

57-9-(57-13)



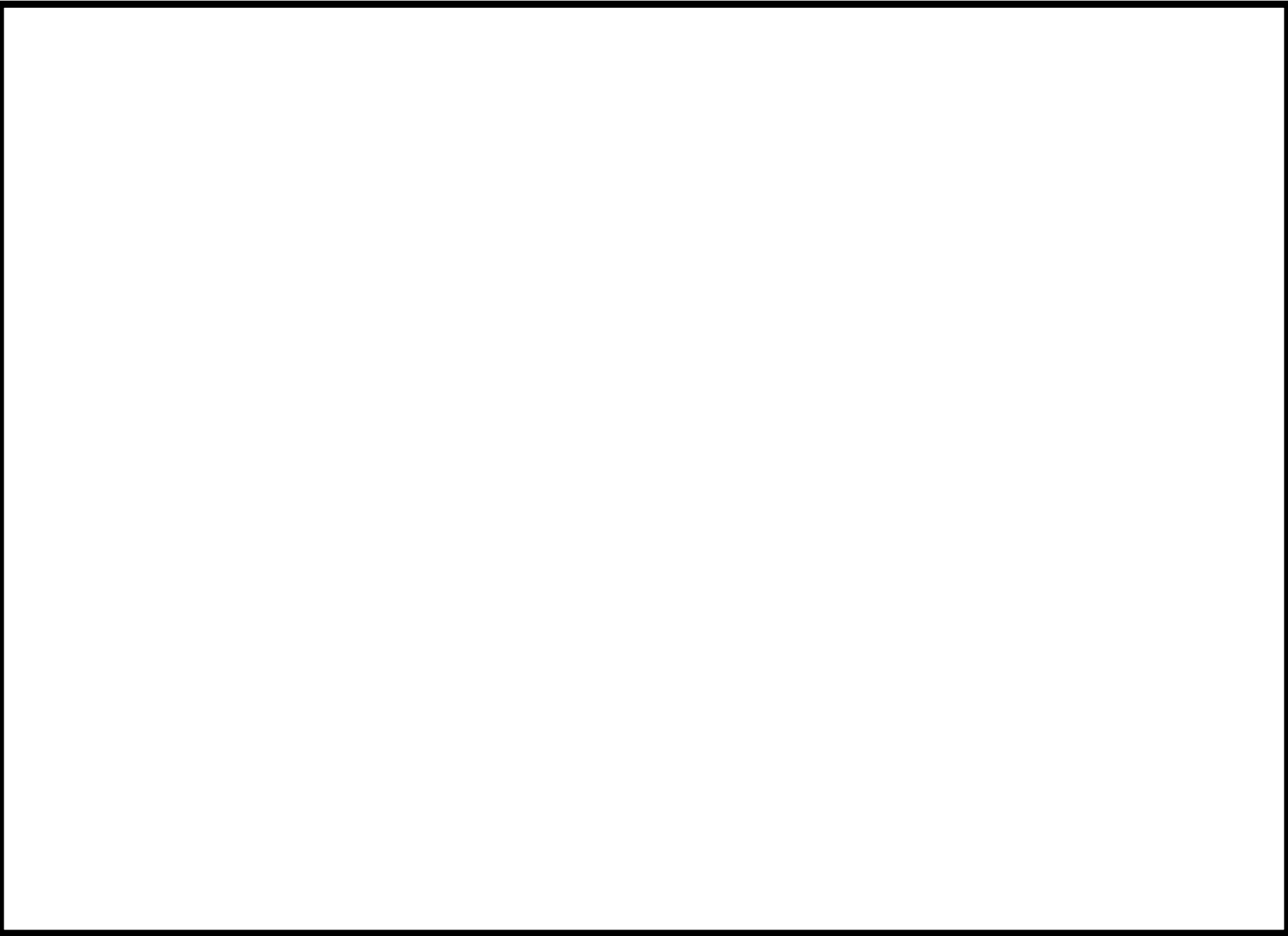


図57-14 6号炉廃棄物処理建屋 地下1階及び地上1階

57-9-(57-14)

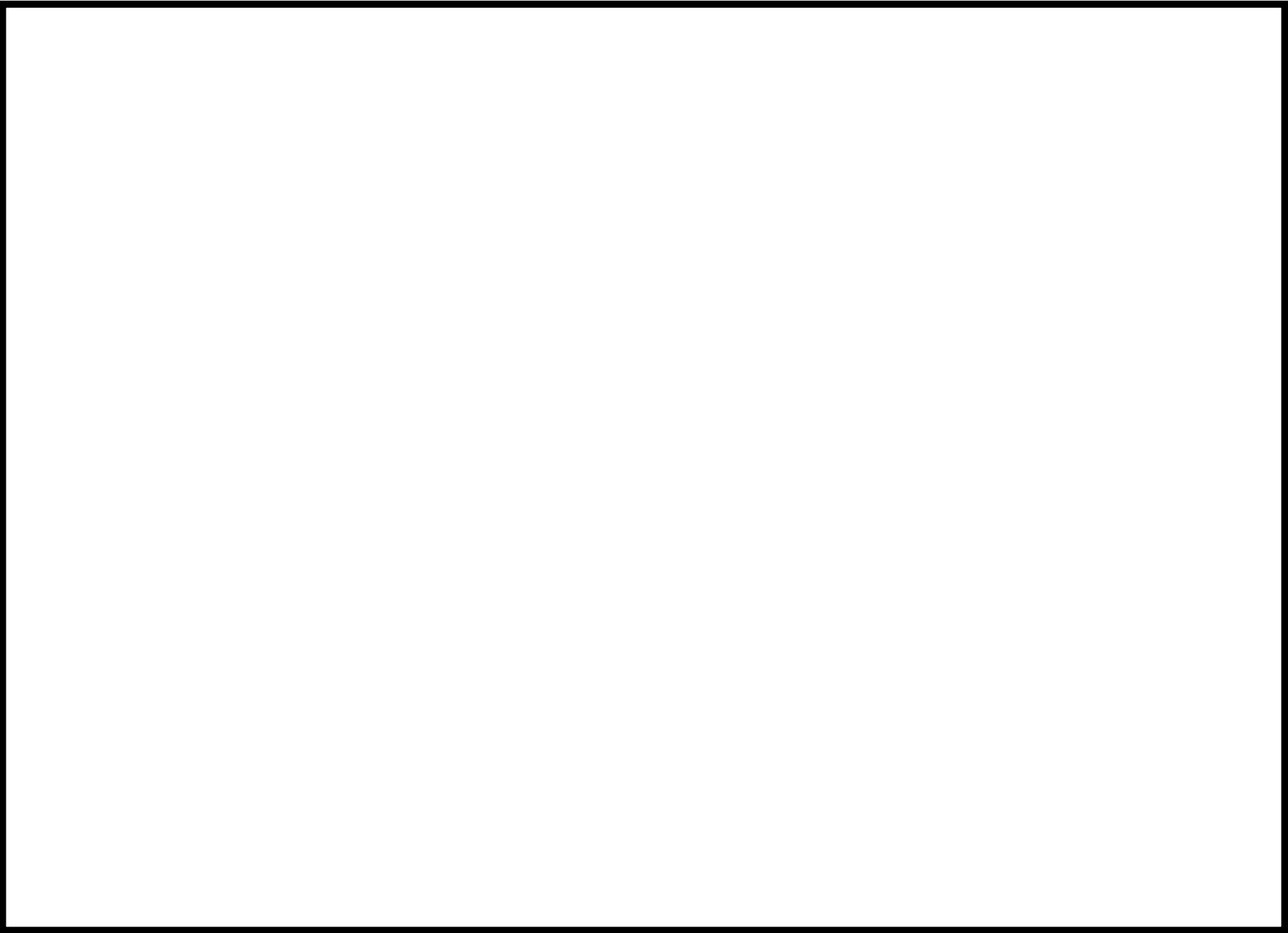


图57-15 7号炉原子炉建屋 地下2階

57-9-(57-15)

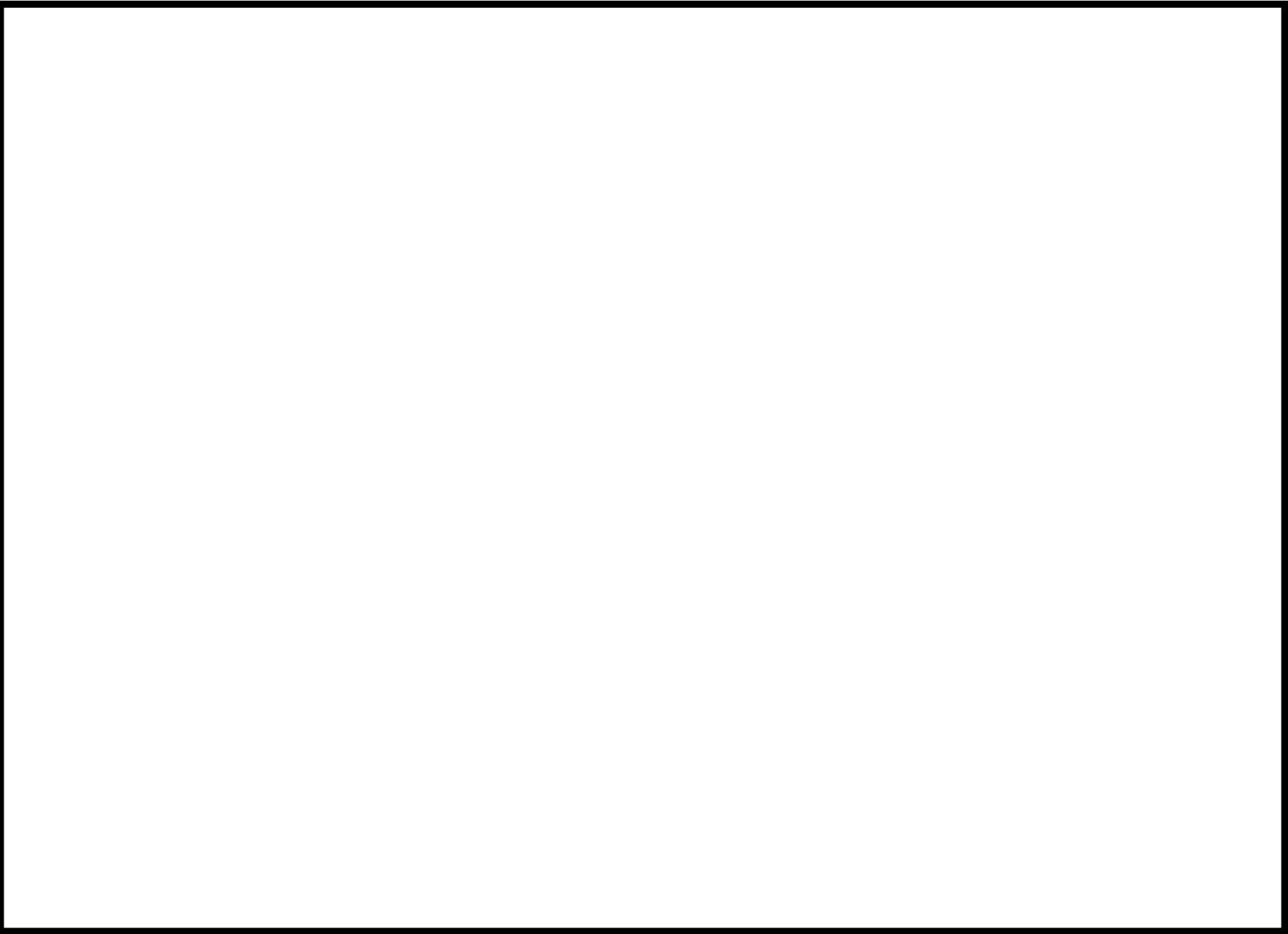


图57-16 7号炉原子炉建屋 地下1階

57-9-(57-16)

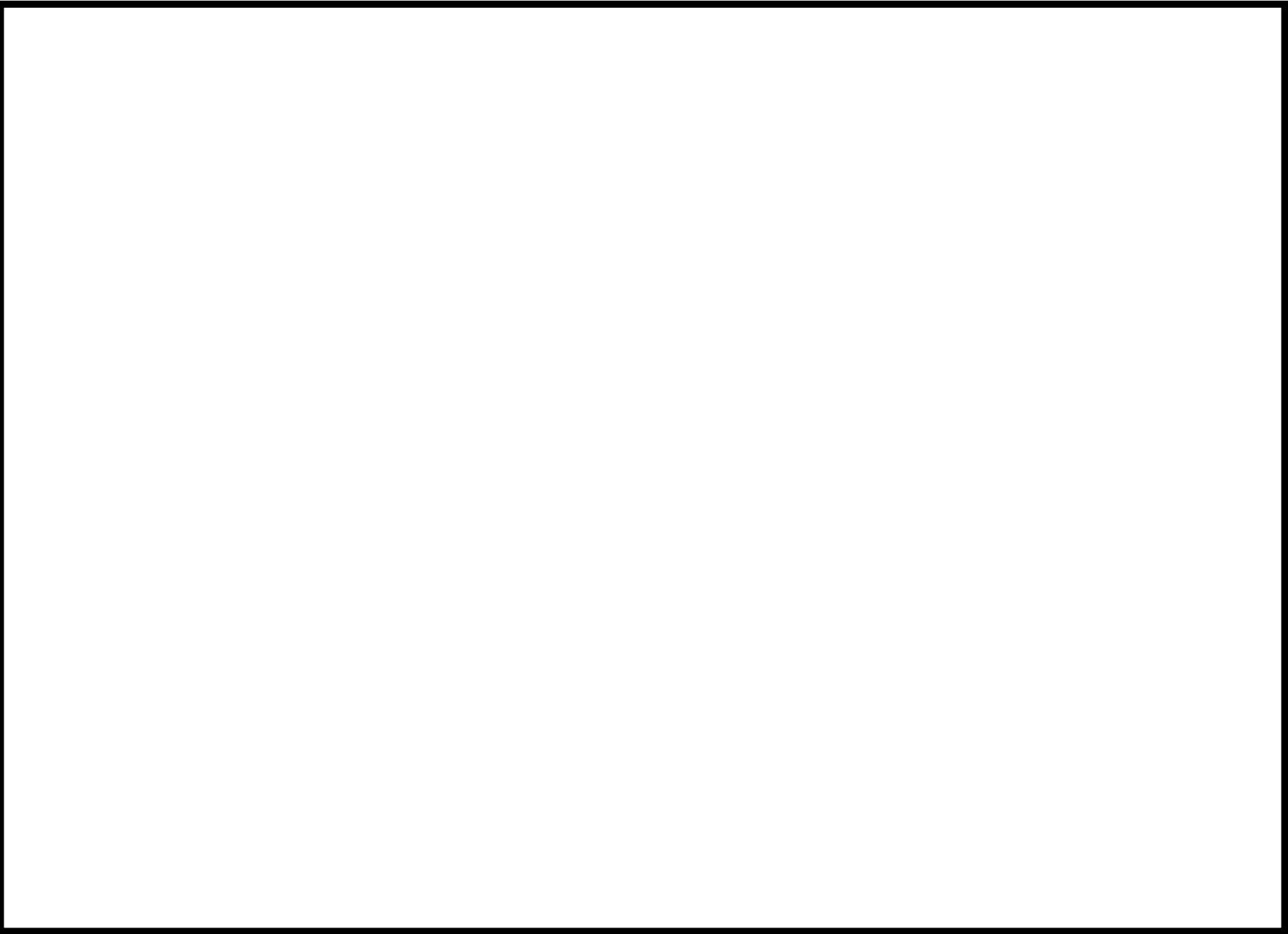


图57-17 7号炉原子炉建屋 地上1階

57-9-(57-17)

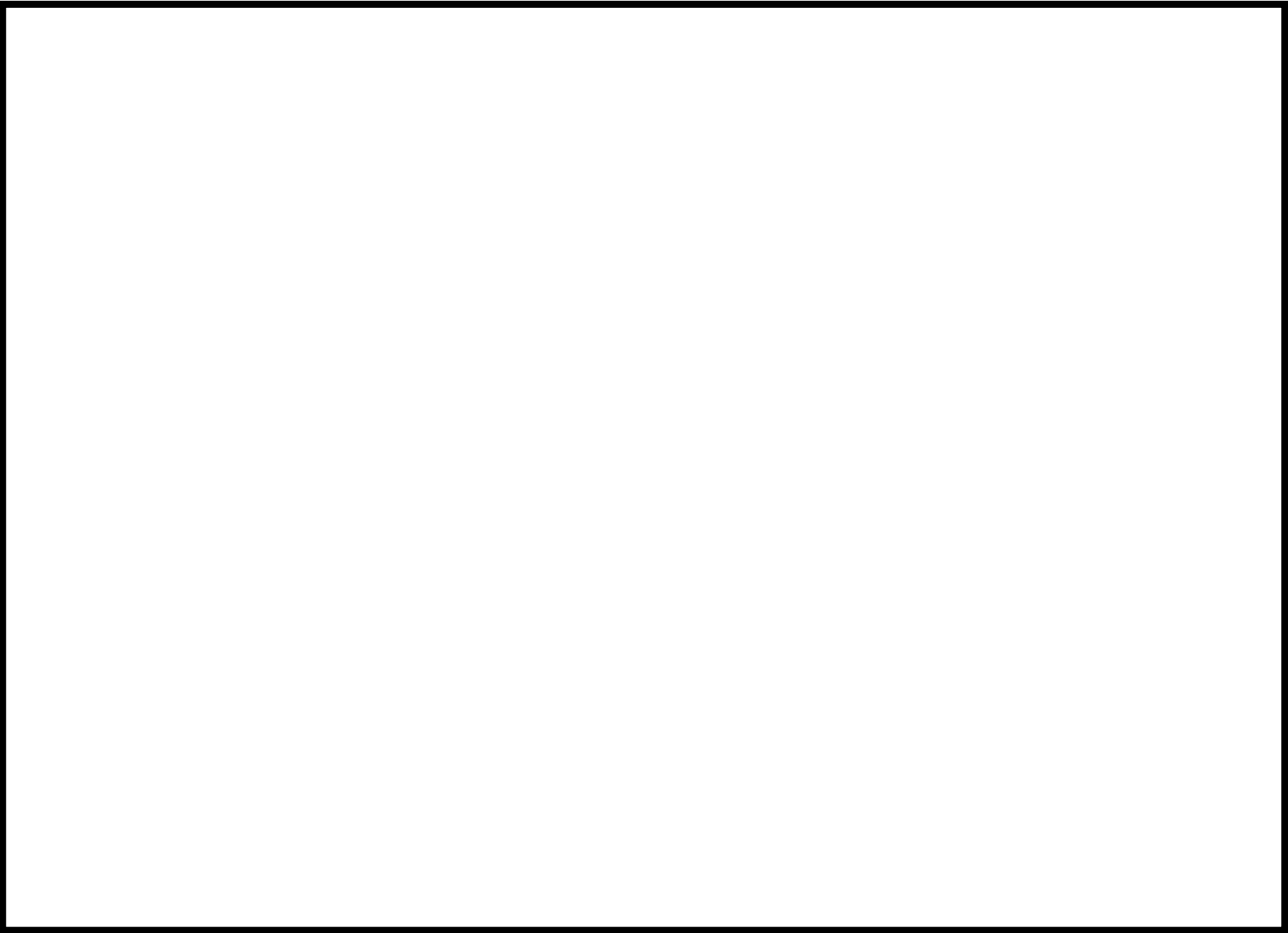


图57-18 7号炉原子炉建屋 地上2階

57-9-(57-18)

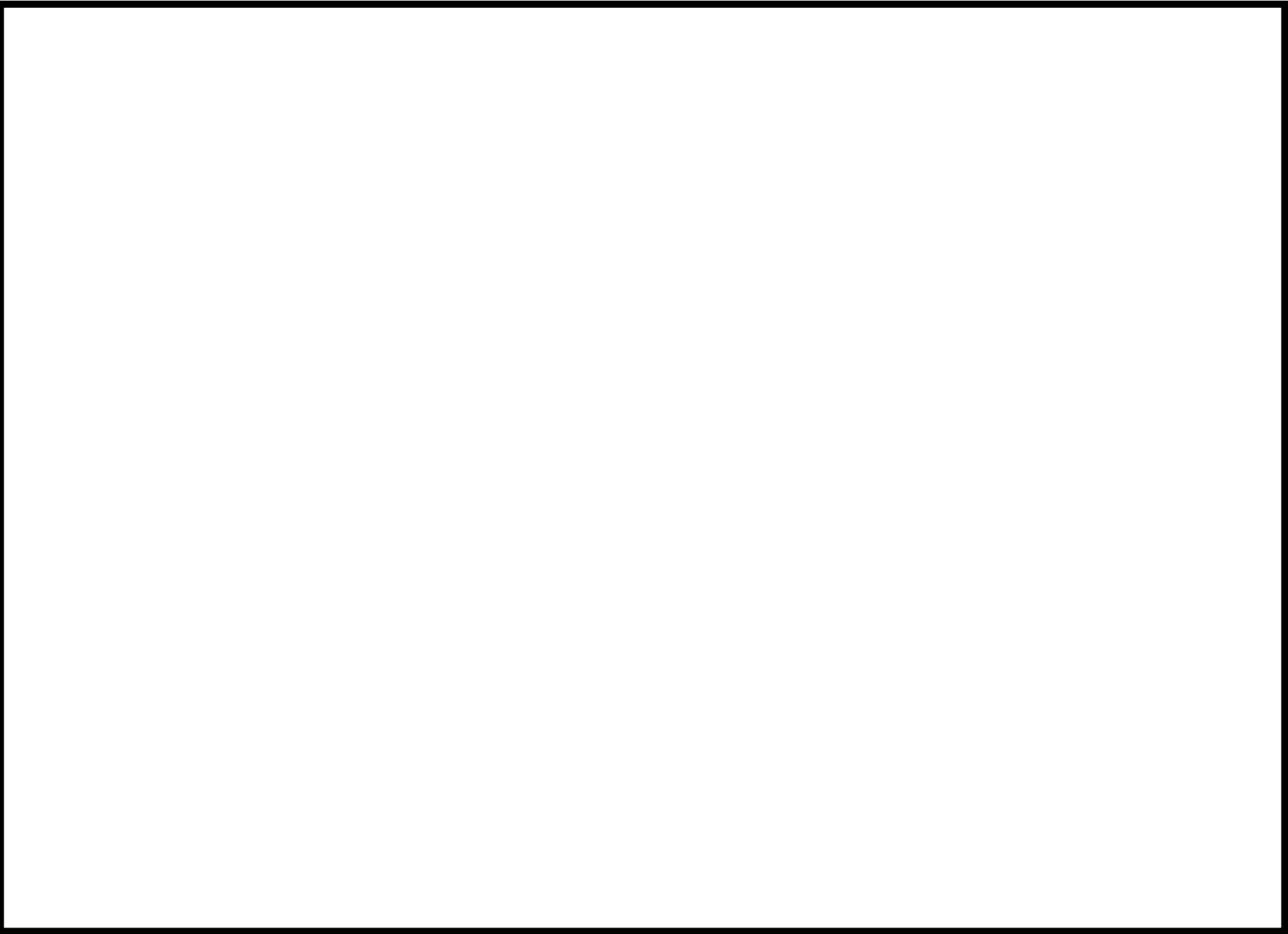


图57-19 7号炉原子炉建屋 地上3階

57-9-(57-19)

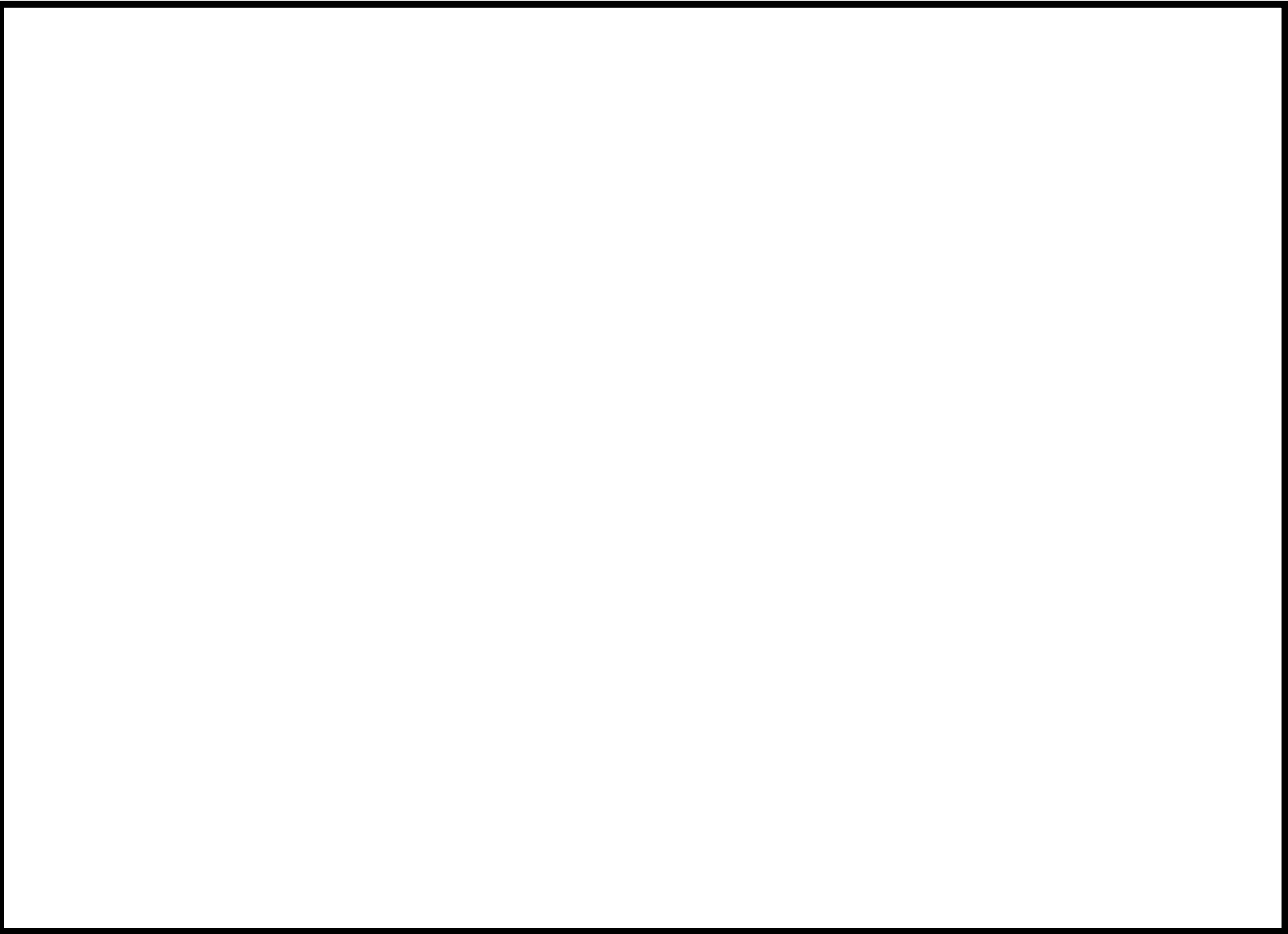


図57-20 7号炉原子炉建屋 地上3階(中間階)

57-9-(57-20)

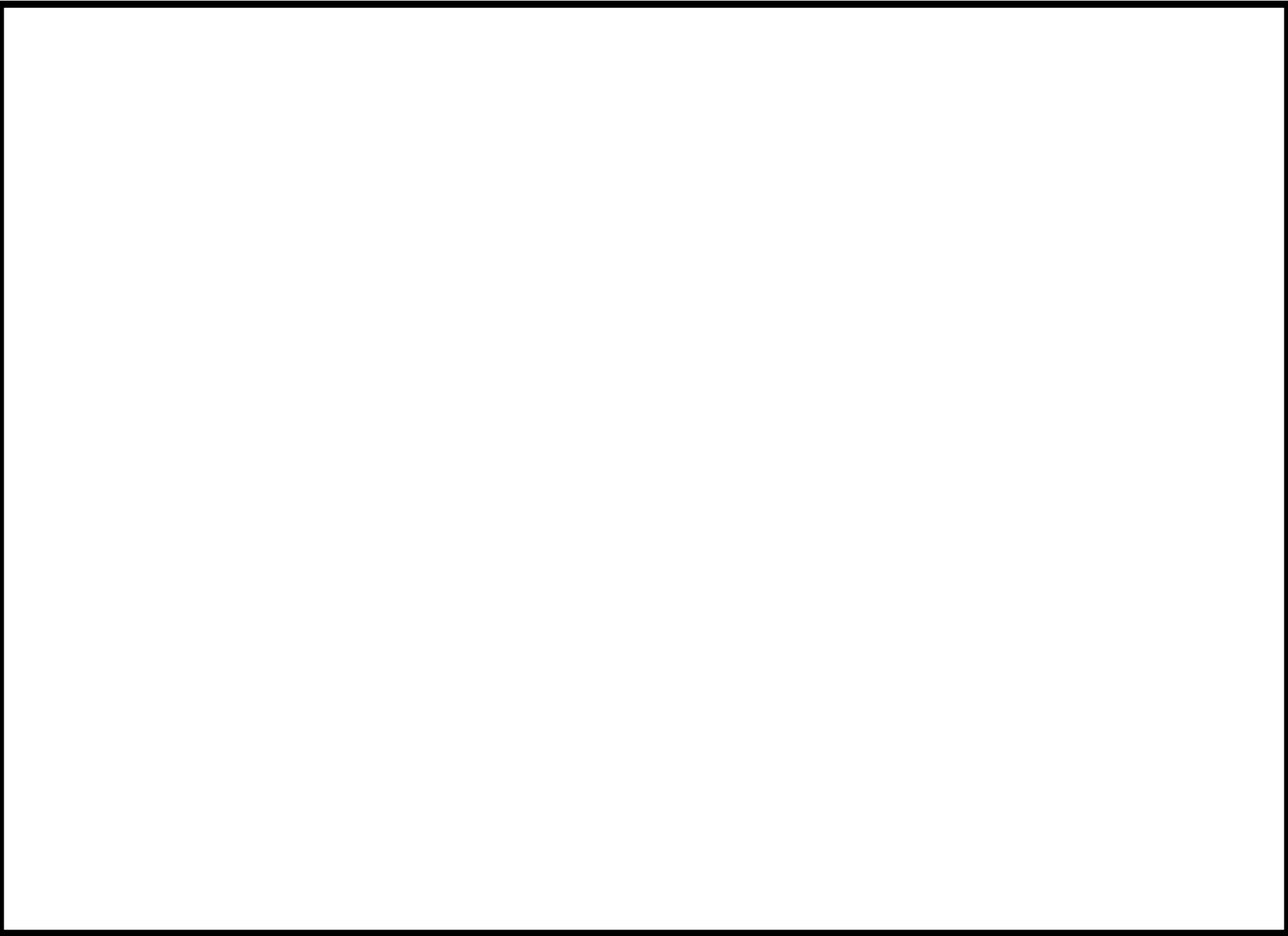


图57-21 7号炉原子炉建屋 地上4階

57-9-(57-21)



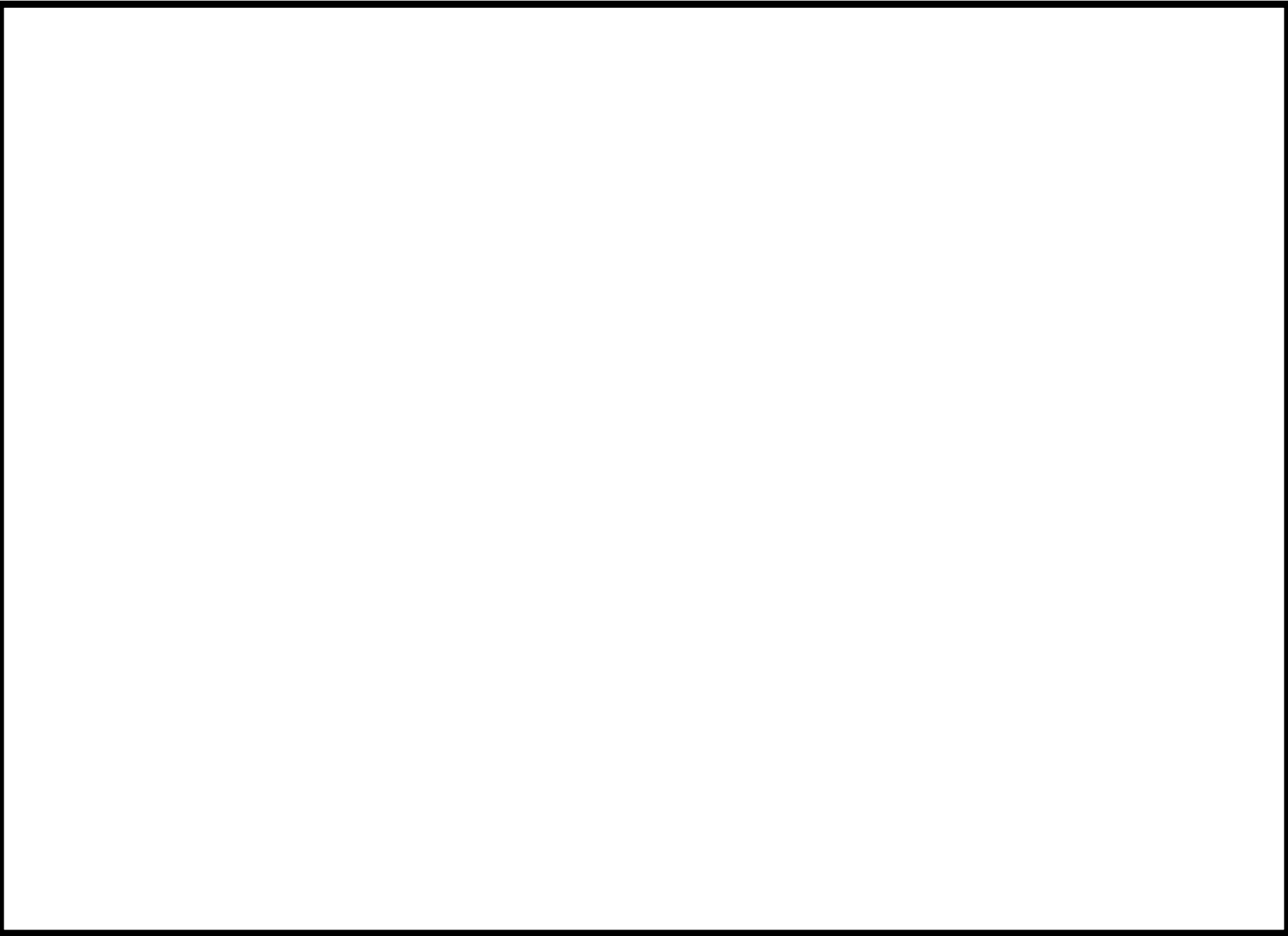


図57-22 7号炉コントロール建屋 地下2階及び地下中2階

57-9-(57-22)

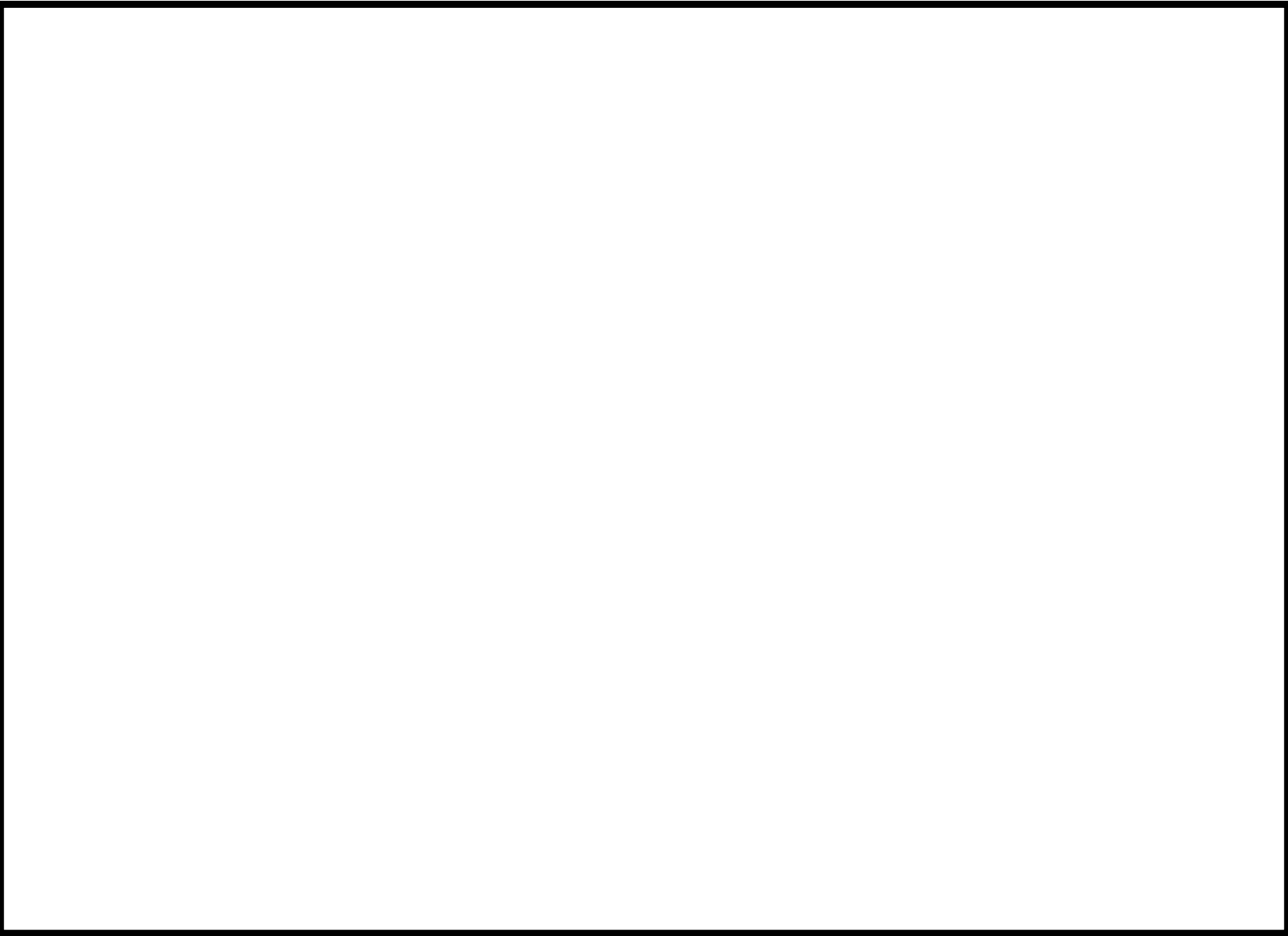


図57-23 7号炉コントロール建屋 地下1階及び地下中1階

57-9-(57-23)

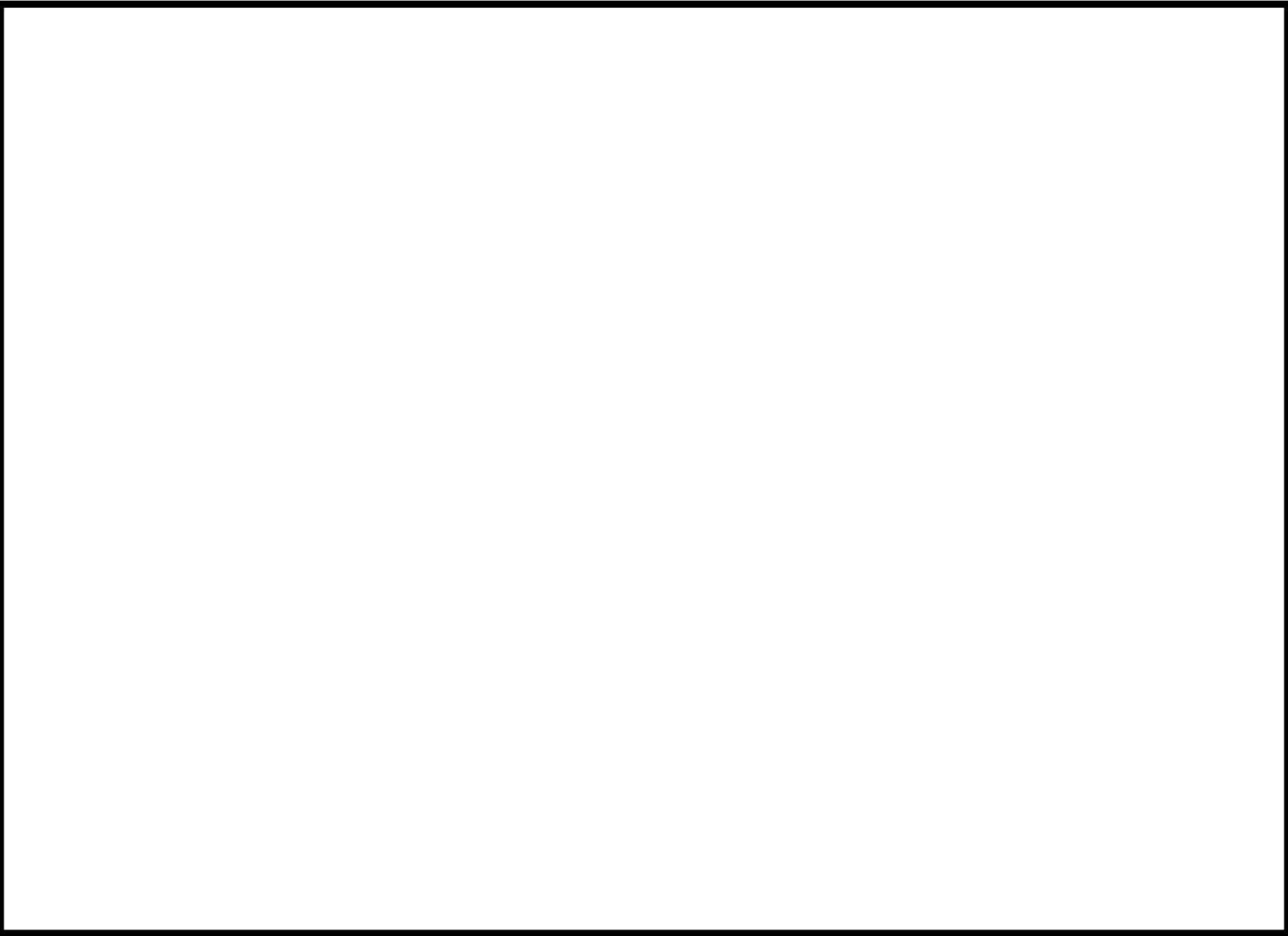


図57-24 7号炉コントロール建屋 地上1階及び地上2階

57-9-(57-24)

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	・・・57-10-3
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・・・	57-10-8
10.3	直流電源設備の電路の独立性について	・・・57-10-28

## 10.1 概要

### (1) 直流電源設備の概要

非常用の常設直流電源設備は、4系統4組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、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DG初期励磁、M/C、P/C投入・引き外し、計測制御系統施設、無停電電源装置等であり、設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの3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、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様を表57-10-1及び表57-10-2に、単線結線図を図57-10-1及び図57-10-2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4系統4組設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

なお、重大事故等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納用容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約24時間とする。

### (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、非常用の常設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、給電を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（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から約70分以内に給電を行うが、万一常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二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12時間以内に給電を行う。非常用の常設蓄電池は、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二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12時間供給できる容量とする。

なお、非常用の常設蓄電池と別に、タービン発電機及び原子炉関係の常用系計測制御負荷、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する常用の蓄電池を設けている。常用の蓄電池は、125V 1系統（300Ah）及び250V 1系統（3,000Ah）を設けている。

表 57-10-1 非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様 (6号炉)

	設計基準事故対処設備				重大事故等対処設備
	直流 125V 蓄電池 6A, 直流 125V 蓄電池 6A-2 (区分Ⅰ)	直流 125V 蓄電池 6B (区分Ⅱ)	直流 125V 蓄電池 6C (区分Ⅲ)	直流 125V 蓄電池 6D (区分Ⅳ)	AM用直流 125V 蓄電池 (6号炉)
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6000Ah (直流 125V 蓄電池 6A) 約 4000Ah (直流 125V 蓄電池 6A-2)	125V 約 3000Ah (直流 125V 蓄電池 6B)	125V 約 3000Ah (直流 125V 蓄電池 6C)	125V 約 2200Ah (直流 125V 蓄電池 6D)	125V 約 3000Ah (AM用直流 125V 蓄電池 (6号炉))
充電器 台数	1 (直流 125V 蓄電池 6A 用) 1 (直流 125V 蓄電池 6A-2 用) 1 (直流 125V 蓄電池 6B 用) 1 (予備)		1 (直流 125V 蓄電池 6C 用) 1 (直流 125V 蓄電池 6D 用) 1 (予備)		1 (AM用直流 125V 蓄電池用) (6号炉) 1 (予備)
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)		浮動 (常時)

表 57-10-2 非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様 (7号炉)

	設計基準事故対処設備				重大事故等対処設備
		直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 (区分Ⅰ)	直流 125V 蓄電池 7B (区分Ⅱ)	直流 125V 蓄電池 7C (区分Ⅲ)	直流 125V 蓄電池 7D (区分Ⅳ)
蓄電池 電圧 容量	125V 約 6000Ah (直流 125V 蓄電池 7A) 約 4000Ah (直流 125V 蓄電池 7A-2)	125V 約 3000Ah (直流 125V 蓄電池 7B)	125V 約 3000Ah (直流 125V 蓄電池 7C)	125V 約 2200Ah (直流 125V 蓄電池 7D)	125V 約 3000Ah (AM用直流 125V 蓄電池 (7号炉))
充電器 台数	1 (直流 125V 蓄電池 7A 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7A-2 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7B 用) 1 (予備)		1 (直流 125V 蓄電池 7C 用) 1 (直流 125V 蓄電池 7D 用) 1 (予備)		1 (AM用直流 125V 蓄電池用) (7号炉) 1 (予備)
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)		浮動 (常時)



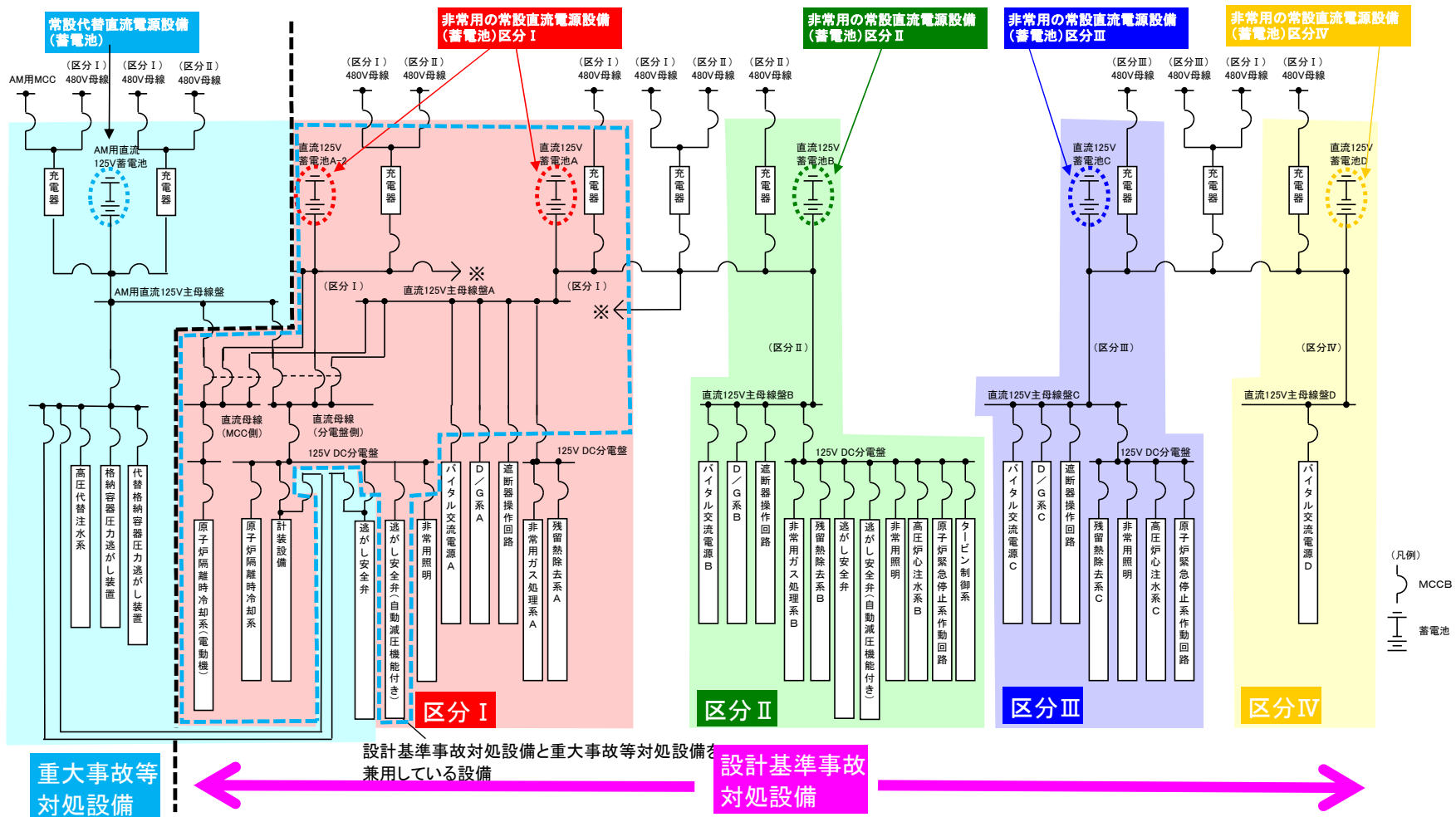


図 57-10-1 非常用の常設直流電源設備 単線結線図 (6号炉)

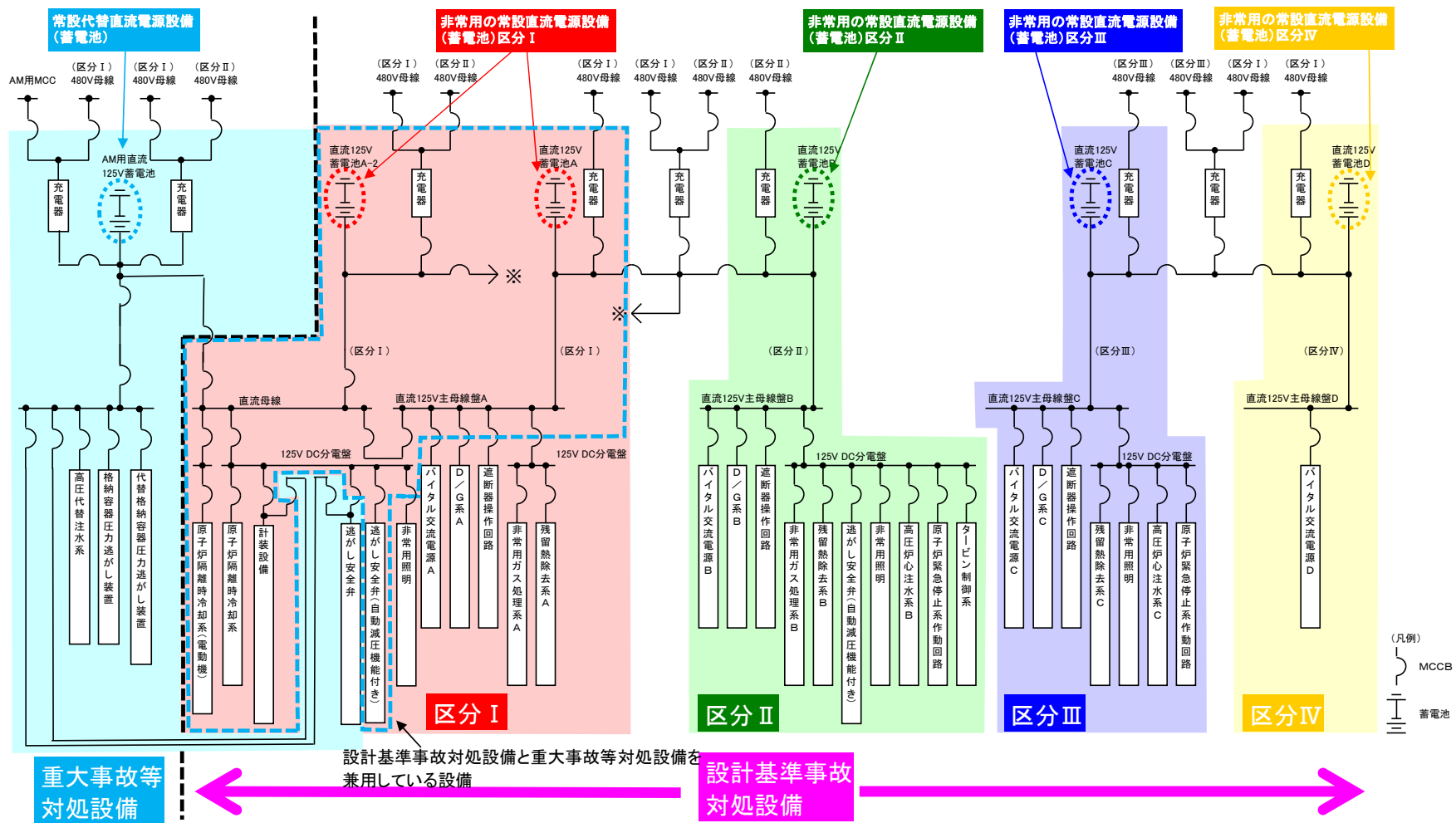


図 57-10-2 非常用の常設直流電源設備 単線結線図 (7号炉)

## 10.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は、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（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて、設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備、及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については、以下のとおりである。

### (1) 選定の対象となる直流設備

#### a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第3条～第36条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設時、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喪失）

2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗

2.3.3 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV  
再開失敗

3. 重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・  
過温破損）

3.1.2 代替循環冷却を使用する場合

3.1.3 代替循環冷却を使用しない場合

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、原子炉格納用容器の破損、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から 1 分まで

外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として、区分Ⅰ～Ⅲの各非常用の常設蓄電池から非常用ディーゼル発電機初期励磁、非常用ディーゼル発電機制御回路、M/C、P/C 遮断器の制御回路に電源供給を行う。電源供給時間は非常用ディーゼル発電機が起動するまでの約 1 分間給電可能な設計とする。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁、非常用ディーゼル発電機制御回路、M/C、P/C 遮断器の制御回路

(表 57-10-3)

(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 60 分まで

非常用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 60 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

((2), (3)b, (3)c, (4), (5)の対象設備) (表 57-10-3)

(火災防護対策設備，監視測定装置及び緊急時対策所電源は専用電源から供給しているため，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 60 分後から 70 分まで

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，60 分後に以下の負荷の切り離し<sup>※1</sup>を行い，残りの負荷に対して 70 分電源供給を行う設計とする。

(i) 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備の負荷  
( (5) 参照 )

(ii) 原子炉緊急停止系作動回路，平均出力領域モニタ，起動領域モニタ，原子炉スクラム用電磁接触器の状態<sup>※2</sup>

(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 の非常用の常設蓄電池は，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，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから，設置許可基準規則 57 条電源設備 解釈第 1 項 b) を考慮し，全交流動力電源喪失後約 8 時間後まで (i) (ii) 項に該当する負荷切り離しを行わない設計とする。

※2. 原子炉緊急停止系作動回路による原子炉停止，及び平均出力領域モニタ，起動領域モニタ，原子炉スクラム用電磁接触器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 時間以降で負荷切り離しして問題ない。なお，原子炉の停止状態の確認として，起動領域モニタ (区分 I) 及び制御棒位置については，全交流動力電源喪失後 12 時間以上電源供給を行う設計とする。

直流設備：津波監視カメラ，蓄電池室水素濃度，直流非常灯，使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)，使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プール温度，使用済燃料プールライナ漏洩検出，原子炉隔離時冷却系，逃がし安全弁，原子炉水位，原子炉圧力，格納容器内圧力，サプレッション・チェンバ・プール水温度 (DB)，格納容器内雰囲気放射線レベル，サプレッショ

ン・チェンバ・プール水位(DB)，復水貯蔵槽水位(DB)，無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（表 57-10-3）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

(c) 全交流動力電源喪失 70 分後から 12 時間まで

全交流動力電源喪失から 70 分後には，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二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，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）が起動できない場合を考慮し，以下の負荷については電源車から給電できる 12 時間後まで電源供給が可能な設計とする。

(i) 設計基準事故が拡張して全交流動力電源喪失に至ることを考慮し，設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備（交流動力電源復旧後用いる設備は除く）

（表 57-10-3）

(ii) 「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当しない設備であるが，電源車からの交流動力電源復旧作業に必要な外の状況を監視する設備，通信連絡設備及び直流非常灯に該当するユーティリティー設備  
直流設備：津波監視カメラ<sup>(ii)</sup>，直流非常灯<sup>(ii)</sup>，原子炉隔離時冷却系<sup>(i)</sup>，逃がし安全弁<sup>(i)</sup>，原子炉水位<sup>(i)</sup>，原子炉圧力<sup>(i)</sup>，格納容器内圧力<sup>(i)</sup>，サブプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)<sup>(i)</sup>，格納容器内雰囲気放射線レベル<sup>(i)</sup>，サブプレッション・チェンバ・プール水位(DB)<sup>(i)</sup>，復水貯蔵槽水位(DB)<sup>(i)</sup>，無線連絡設備<sup>(ii)</sup>，衛星電話設備<sup>(ii)</sup>，データ伝送装置<sup>(ii)</sup>

（表 57-10-3）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで

非常用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，(1) b 項で選定した設備（表 57-10-4，表 57-10-5）については，24 時間電源供給を行う。

直流設備：原子炉隔離時冷却系， 高压代替注水系， 逃がし安全弁， 耐压強化ベント装置， 格納容器圧力逃がし装置， 代替格納容器圧力逃がし装置， 原子炉建屋水素濃度， 静的触媒式水素再結合器動作監視装置， 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）， 使用済燃料プール水位・温度（SA）， 使用済燃料プール放射線モニタ， 原子炉水位（SA）， 原子炉圧力（SA）， 原子炉圧力容器温度， 格納容器内圧力（SA）， ドライウェル雰囲気温度， サプレッション・チェンバ・プール気体温度， サプレッション・チェンバ・プール水温度， 格納容器内水素濃度（SA）， 格納容器内雰囲気放射線レベル， サプレッション・チェンバ・プール水位， 格納容器下部水位， 復水貯蔵槽水位（SA）（表 57-10-3）

d. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備

交流電源の瞬時電圧低下対策が必要な一部の設備にも， 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に切り離しても問題ない。

直流設備：高压炉心注水系制御装置， 残留熱除去系制御装置， 非常用ガス処理系制御装置， タービン制御系（表 57-10-3）

（下線部：建設時， 直流電源の供給を必要とした設備）

表 57-10-3 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
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	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
6条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	-	第26条(原子炉制御室等)で抽出した設備により監視を行う											
7条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
8条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	-	-	-	-	70分	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)				
			8-2	火災防護対策設備※5	DB	専用電源から供給									
9条	溢水による損傷の防止等	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
10条	誤操作の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
11条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	-	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)		12時間以上	12時間以上	12時間以上
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)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-



条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (54-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	
			16-2	使用済燃料貯蔵プール水位	DB	-	-	-	-	-	70分	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-
			16-3	使用済燃料貯蔵プール温度	DB	-	-	-	-	-	70分	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-
			16-4	使用済燃料貯蔵プールライナー漏洩検出	DB	-	-	-	-	-	70分	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-
			16-5	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-6	燃料貯蔵プール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 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (54-5) にて監視									
			16-8	燃料取替エリア排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (54-5) にて監視									
			16-7	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故対処設備である 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (54-5) 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	原子炉隔離時冷却系 (45-2と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	
			19-2	逃がし安全弁 (46-1と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	1時間	-	-	
			19-3	高圧炉心注水系 (45-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-4	高圧炉心注水系制御装置	DB 拡張	○	-	-	-	-	-	-	1時間	1時間	-
			19-5	残留熱除去系 (47-2, 49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-6	残留熱除去系制御装置	DB 拡張	○	-	-	-	-	-	8時間	1時間	1時間	-
20条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	-	(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	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
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, 49-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			21-2	残留熱除去系制御装置	DB 拡張	○	-	-	-	-	-	8時間	1時間	1時間	-
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	原子炉補機冷却系 (48-5 と同じ)	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 (48-6 と同じ)	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	平均出力領域モニタ※1 (58-1 と同じ)	DB/SA	-	○	-	-	1時間	-	8時間	1時間	1時間	1時間
			23-2	起動領域モニタ※1 (58-2 と同じ)	DB/SA	○	○	-	-	1時間	-	12時間以上	1時間	1時間	1時間
			23-3	原子炉スクラム用 電磁接触器の状態	DB	○	○	-	-	1時間	-	8時間	1時間	1時間	1時間
			23-4	制御棒位置	DB	○	-	-	-	1時間	-	12時間以上	-	-	-
			23-5	原子炉水位※11	DB/SA	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	
			23-6	原子炉圧力※11	DB/SA	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	
			23-7	圧力容器胴部温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-8	格納容器内圧力	DB	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	
			23-9	格納容器内温度	DB	○	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	-	-	
			23-10	格納容器内水素濃度	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-11	格納容器内酸素濃度	DB/SA	格納容器内放射線レベル(23-12)及び格納容器内圧力(23-8)により推定が可能である									
			23-12	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W, S/C) (58-11 と同じ)	DB/SA	○	-	○	-	24時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	
			23-13	格納容器内水位	DB	-	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	
			23-14	復水貯蔵槽水位(DB)	DB	-	-	-	-	12時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	12時間以上	12時間以上	12時間以上	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉緊急停止系 作動回路	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	有	26-1	外の状況を監視する設備※6	DB	「津波監視カメラ」にて対応可能									
			26-2	中央制御室換気空調系	DB	交流電源復旧後に使用									
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	非常用ガス処理系 制御装置	DB	○	-	-	-	-	-	8時間	1時間	-	-
			32-3	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	M/C, P/C 遮断器	DB/SA	○	-	-	-	1分	-	1分間	1分間	1分間	-
			33-2	D/G 初期励磁	DB 拡張	○	-	-	-	1分	-	1分間	1分間	1分間	-
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源	DB	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	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
			35-2	衛星電話設備 (62-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
35条	通信連絡設備	有	35-3	データ伝送装置(62-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
36条	補助ボイラー	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
39条	地震による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
40条	津波による損傷の防止	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備※5	(DB)	専用電源から供給									
42条	特定重大事故等対処施設	有	-	(申請対象外)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
43条	重大事故等対処設備	有	-	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-2	代替冷却材再循環ポンプトリップ機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-3	ほう酸水注入系	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			45-2	原子炉隔離時冷却系(19-1と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	24時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)				
			45-3	高圧炉心注水系(19-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
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	逃がし安全弁(19-2と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	24時間	24時間以上(区分Ⅰのみで12時間以上)	1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									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
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	47-2	残留熱除去系	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	耐圧強化ベント装置※2	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			48-2	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			48-3	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			48-4	代替原子炉補機冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			48-5	原子炉補機冷却系	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			48-6	原子炉補機冷却海水系	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	代替格納容器スプレイ冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			49-2	残留熱除去系	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	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			50-2	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			50-3	代替循環冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
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	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	格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			52-2	代替格納容器圧力逃がし装置※3	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			52-3	耐圧強化ベント装置※2	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
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	原子炉建屋水素濃度	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間					
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ	
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	53-2	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	-	○	-	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (16-1と同じ)	DB/SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	-	
			54-2	使用済燃料貯蔵プール水位 (SA)	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			54-3	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA)	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			54-5	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	SA	-	-	-	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			54-6	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ※4	SA	-	-	-	○	24時間	-	12時間以上	-	-	-	
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)												
58条	計装設備		58-1	平均出力領域モニタ※1 (23-1と同じ)	DB/SA	-	○	-	-	1時間	-	8時間	1時間	1時間	1時間	
			58-2	起動領域モニタ※1 (23-2と同じ)	DB/SA	-	○	-	-	1時間	-	12時間以上	1時間	1時間	1時間	
			58-3	原子炉水位 (SA)	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-4	原子炉圧力 (SA)	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上*	12時間以上	-	-	-	
			58-5	原子炉圧力容器温度	SA	-	○	-	-	24時間	12時間以上	-	-	-	-	
			58-6	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-7	格納容器内温度	ドライウエル 雰囲気温度	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-8		サブプレッション・ チェンバ気体温度	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-

\*区分□の蓄電池から電源供給できない場合に切替装置を操作することにより AM用蓄電池から電源供給可能である。

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間					
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ	
58条	計装設備	有	58-9	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-10	格納容器内水素濃度 (SA)	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-11	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W, S/C) (23-12と同じ)	DB/SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	-	
			58-12	格納容器内水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	SA	-	○	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-
			58-13	格納容器下部水位	SA	-	-	○	-	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-14	復水貯蔵槽水位 (SA)	SA	-	○	○	○	24時間	24時間以上	-	-	-	-	
			58-15	原子炉隔離時冷却系系統流量	DB/SA	○	○	-	-	24時間	24時間以上 (区分Ⅰのみで12時間以上)	-	-	-	-	
			58-16	高圧炉心注水系系統流量	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-17	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-18	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
58-19	残留熱除去系系統流量	DB 拡張	交流電源復旧後に使用													
59条	原子炉制御室	有	-	(電源が必要な設備が要求されない)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型 モニタリング・ポスト	SA	専用電源から供給										
61条	緊急時対策所	有	61-1	免震重要棟内 緊急時対策所電源	SA	専用電源から供給										
			61-2	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所電源	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	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-	
			62-2	衛星電話設備 (35-2と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-	

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※7	炉心※8	格納※9	燃料※10	要求時間	供給可能時間				
											AM用直流125V蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	区分Ⅳ
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-3	データ伝送装置 (35-3と同じ)	DB/SA	-	-	-	-	12時間	-	12時間以上	-	-	-
-	-	無	0-1	タービン制御系	(常用系)	-	-	-	-	-	-	-	1時間	-	-

(凡例)

■ : 区分Ⅰの蓄電池(直流125V蓄電池A)から電源供給

■ : 区分Ⅱの蓄電池(直流125V蓄電池B)から電源供給

■ : 区分Ⅲの蓄電池(直流125V蓄電池C)から電源供給

■ : 区分Ⅳの蓄電池(直流125V蓄電池D)から電源供給

■ : 区分Ⅰの蓄電池(直流125V蓄電池A及びA-2)から電源供給

(全交流動力電源喪失から12時間以降は重大事故等対処設備として電源供給)

■ : AM用直流125V蓄電池から電源供給

■ : 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備

— : 建設時, 直流電源の供給を必要とした設備



(略語)

D/W：ドライウエル

S/P：サプレッション・チェンバ・プール

- ※1：平均出力領域モニタによる原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うので、全交流動力電源喪失後 1 時間以降で負荷切り離しして問題ない。なお、原子炉停止維持確認として、起動領域モニタ及び制御棒位置は全交流動力電源喪失後 12 時間以上監視可能である。
- ※2：耐圧強化ベント装置には、耐圧強化ベント系放射線モニタを含む。
- ※3：格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置には、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水 pH を含む。
- ※4：使用済燃料貯蔵プール監視カメラは貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の防止のための設備であるが、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プール温度、及び使用済燃料貯蔵プール上部空間線量率にて使用済燃料貯蔵プールの状態を把握できることから、電源供給時間を 12 時間以上としている。
- ※5：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（全域ガス消火設備、二酸化炭素消火設備、及び局所ガス消火設備）であるが、全交流動力電源喪失後常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機）から給電されるまでの約 70 分間は専用電源から給電可能な設計とする。
- ※6：外の状況を監視する設備は、津波監視カメラ、構内監視カメラ、大気圧、気温、高温水（海水温高）、湿度、雨量、風向、取水槽水位があるが、全交流動力電源喪失時においては、津波監視カメラにて概ね監視可能であることから交流電源復旧後に使用する。  
空間線量率については、専用電源から給電可能な設計としている。
- ※7：設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備
- ※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、貯蔵槽内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※11：原子炉水位と原子炉圧力の監視は重大事故等対処設備の「原子炉水位 (SA)」及び「原子炉圧力 (SA)」でも可能であるため、AM 用直流 125V 蓄電池から電源供給することは必須ではない。

表 57-10-4 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力 (S A)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (S A)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高压代替注水系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器スプレイ	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器下部注水	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○
ドライウエル雰囲気温度	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ気体温度	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内圧力 (D/W)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器内圧力 (S/C)	-	-	-	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ・ プール水位	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	○
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器内水素濃度 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
起動領域モニタ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域モニタ	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置入口圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置出口放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置金属フィルタ差圧	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○
フィルタ装置スクラバ水 pH	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○

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
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
復水貯蔵槽水位（SA）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○
復水移送ポンプ吐出圧力	-	-	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○
格納容器内酸素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA広域）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高圧炉心注水系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系系統流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉補機冷却系系統流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○

（凡例）

■：交流電源復旧後に使用する設備

表 57-10-5 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
【動力電源供給対象】																								
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧代替注水系	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
格納容器圧力逃がし装置	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替格納容器圧力逃がし装置	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
【制御電源供給対象】																								
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-
原子炉水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-
原子炉水位 (S A)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-
高圧代替注水系系統流量	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	○	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器スプレイ	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) *格納容器下部注水	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウェル雰囲気温度	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サプレッション・チェンバ気体温度	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サプレッション・チェンバ・ プール水温度	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内圧力 (D/W)	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
格納容器内圧力 (S/C)	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サプレッション・チェンバ・ プール水位	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W)	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C)	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
起動領域モニタ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域モニタ	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口圧力	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	-	○	○	○	-	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラバ水 pH	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
復水貯蔵槽水位 (SA)	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-
復水移送ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
静的触媒式水素再結合器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

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
動作監視装置																							
格納容器内酸素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心注水系系統流量	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉補機冷却系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

(凡例)

□：有効性評価のうち全交流動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，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止設備については，（１）～（３）の３パターンを有し，それぞれのパターンについて，以下のとおり，独立性を有する設計とする。

#### （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パターン

図 57-10-3 の通り直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路を，独立性を有する設計とする。

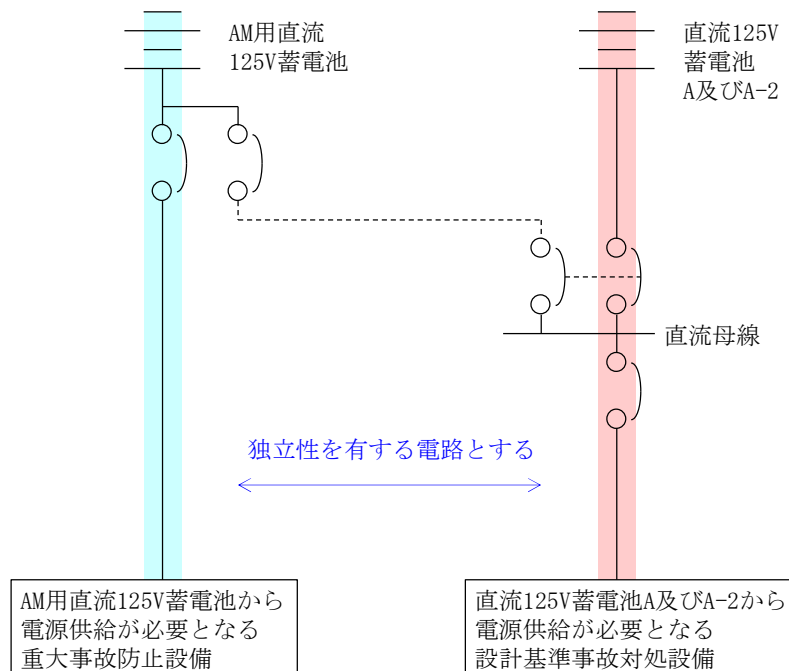


図 57-10-3 直流電源供給方法

(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パターン

設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用する設備があるため、当該設備については、図 57-10-4 の通り切替スイッチを設け、直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から切替スイッチまでの電路と、AM 用直流 125V 蓄電池から切替スイッチまでの電路を、独立性を有する設計とする。

具体的には、設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用する設備は下記の通りである。

- 逃がし安全弁
- 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)
- 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)
- 格納容器内雰囲気放射線レベル
- 原子炉圧力 (SA)

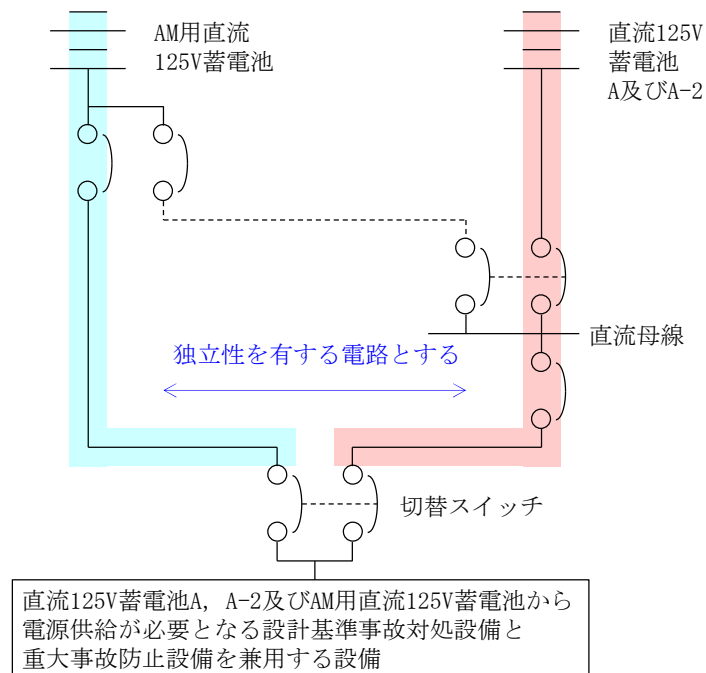


図 57-10-4 直流電源供給方法 (設計基準事故等対処設備と重大事故防止設備の兼用の場合)



(3) 設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用する設備を設置するパターン

設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用できるように原子炉隔離時冷却系を設置する。図 57-10-5 の通り，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を設けて AM 用直流 125V 蓄電池から原子炉隔離時冷却系に電源供給できる構成とする。AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路は，通常時は使用せず，重大事故時のみ重大事故の対処に必要な設備に電源供給する。したがって，重大事故時より前の段階は，10.3.1 項の通り直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路が，独立性を有する設計とする。

AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線への電路は，設計基準事故対処設備（直流母線）と重大事故防止設備（AM 用直流 125V 蓄電池）を連系しているため，下記の設計とすることで，設計基準事故対処設備と重大事故防止設備の独立性を有する設計とする。

- (a) 直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路で生じる故障が，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を介して，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。
- (b) AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路で生じる故障が，AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路を介して，直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。
- (c) AM 用直流 125V 蓄電池から直流母線までの電路で生じる故障が，直流 125V 蓄電池 A 又は A-2 から設計基準事故対処設備への電路，及び AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路の両方に，波及的影響を及ぼさない設計とする。

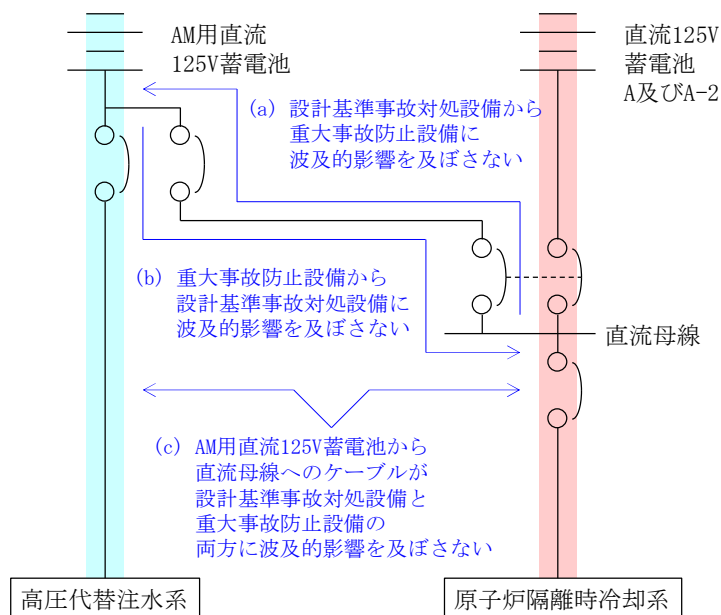


図 57-10-5 直流電源供給（原子炉隔離時冷却系）

以下に各号炉の電路の設計状況を示す。

(3-1) 6号炉

AM用直流125V蓄電池から直流母線までの電路を、直流125V蓄電池A及びA-2から設計基準事故対処設備への電路、及びAM用直流125V蓄電池から重大事故防止設備への電路のいずれとも独立性を有する設計とする。

(3-2) 7号炉

AM用直流125V蓄電池から直流母線への電路は、図57-10-6の通り、直流母線から設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系への電路と同一のケーブルトレイに布設されている(図中の②のケーブルトレイ)。また、AM用直流125V蓄電池から直流母線への電路は、図57-10-6の通り、AM用直流125V蓄電池から重大事故防止設備である高圧代替注水系への電路と同一のケーブルトレイに布設されている(図中の①のケーブルトレイ)。

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイは、建屋内の異なる階層に位置的分散して配置されているものの、AM用直流125V蓄電池から直流母線への電路により①のケーブルトレイと②のケーブルトレイが連系しているため、10.3.2項(a)～(c)の各設計方針に適合させるため以下の対策を講ずることにより、独立性を有する設計とする。

(a)に対する対策

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイはAM用直流125V蓄電池から直流母線への電路により連系しているため、②のケーブルトレイの火災が①のケーブルトレイに伝搬することで①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることが懸念される。そのため、AM用直流125V蓄電池から直流母線への電路を、下記の仕様を満足するものとする。火災の伝搬により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることがない設計とする。(図57-10-7参照)

- ・ケーブルはUL垂直燃焼試験による自己消火性、及びIEEE383垂直トレイ燃焼試験による耐延焼性を満足する難燃ケーブルを使用する。
- ・①と②のケーブルトレイは耐火障壁にて分離された区画に配置する。具体的には①と②のケーブルトレイの区画のバウンダリとなる原子炉建屋地下1階の天井(原子炉建屋1階の床)のケーブル貫通部に耐火処理を行う。

(b)に対する対策

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイはAM用直流125V蓄電池から直流母線への電路により連系しているため、①のケーブルトレイの火災が②のケーブルトレイに伝搬することで①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることが懸念される。そのため、AM用直流125V蓄電池から直流母線への電路を、下記の仕様を満足するものとする。火災の伝搬により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることがない設計とする。(図57-10-8参照)

- ・ケーブルはUL垂直燃焼試験による自己消火性、及びIEEE383垂直トレイ燃焼試験による耐延焼性を満足する難燃ケーブルを使用する。
- ・①と②のケーブルトレイは耐火障壁にて分離された区画に配置する。具体的には①と②のケーブルトレイの区画のバウンダリとなる原子炉建屋地下1階の天井(原子炉建屋1階の床)のケーブル貫通部に耐火処理を行う。

(c)に対する対策

①のケーブルトレイと②のケーブルトレイはAM用直流125V蓄電池から直流母線への電路により連系しているため、AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルにて短絡故障が発生した場合、短絡電流に伴う過熱により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることが懸念される。そのため、AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルのAM用直流125V蓄電池側に配線用遮断器を設けることにより、故障箇所を自動的に隔離し、短絡故障により①と②のケーブルトレイの機能が同時に損なわれることがない設計とする。(図57-10-9参照)

なお、AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルでの短絡故障発生の防止のため、さらなる安全性向上として、当該配線用遮断器を常時切運用とすることで、短絡故障が発生しても、短絡電流が流れない設計とする(図57-10-10参照)。

6号炉についても運用の統一を図るため、AM用直流125V蓄電池から直流母線へのケーブルのAM用直流125V蓄電池側に配線用遮断器を常時切運用とする。

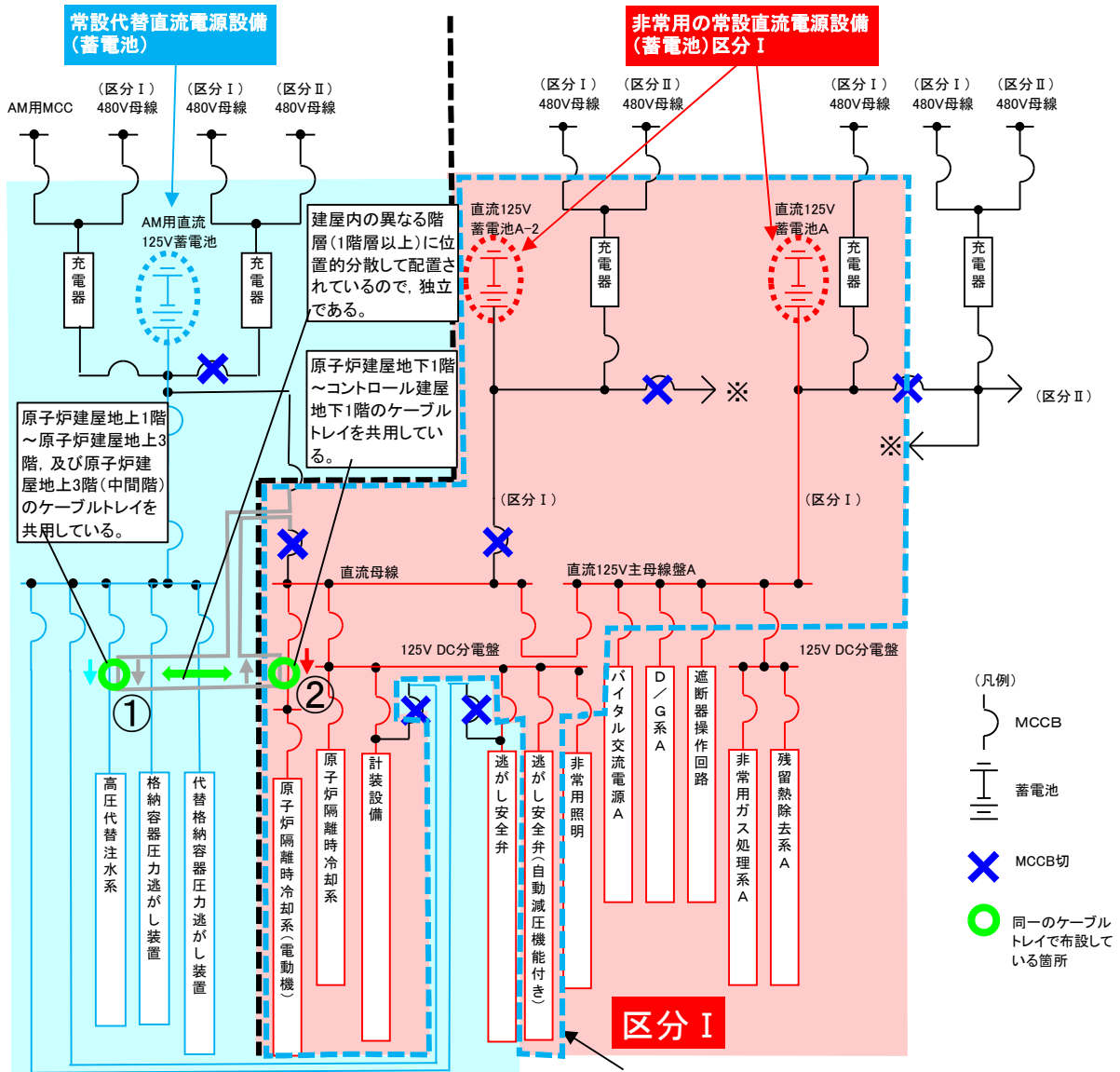
重大事故防止設備である所内蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備の設計基準事故等対処設備からの独立性は、電路を米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより、独立性を有する設計とする。

具体的な電路については、表 57-10-6 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 57-10-6 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	項番号
6 号炉（図 57-10-11）	図 57-10-(57-1～9)	57-10-(57-1～9)
7 号炉（図 57-10-12）	図 57-10-(57-10～18)	57-10-(57-10～18)

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。



重大事故等  
対処設備

設計基準事故  
対処設備

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用している設備

①のケーブル状況

②のケーブル状況

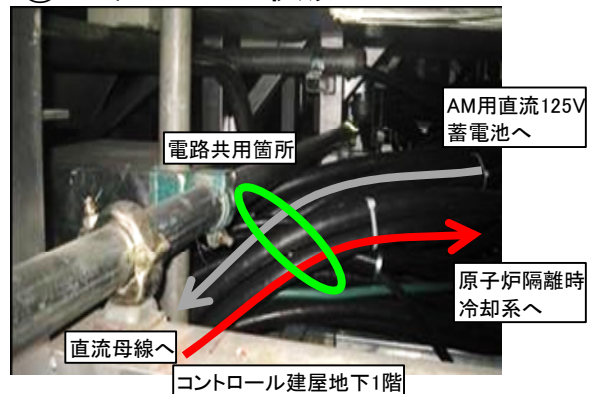
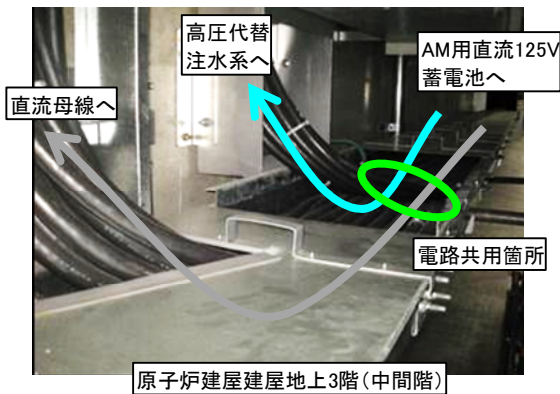


図 57-10-6 ケーブルトレイ共用電路 (7号炉)

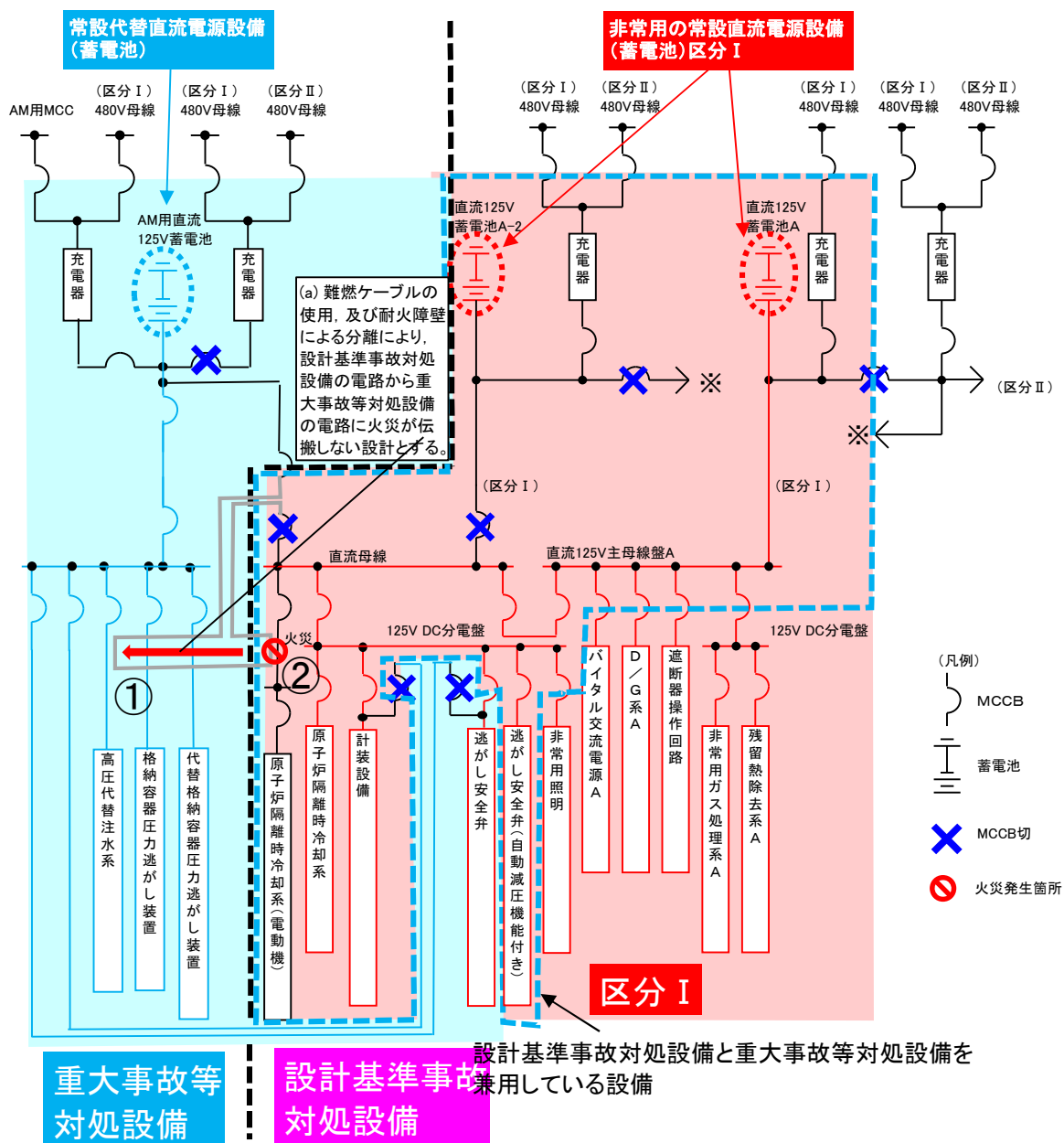


図 57-10-7 通常時に原子炉隔離時冷却系側で単一火災が発生した状態 (7号炉)

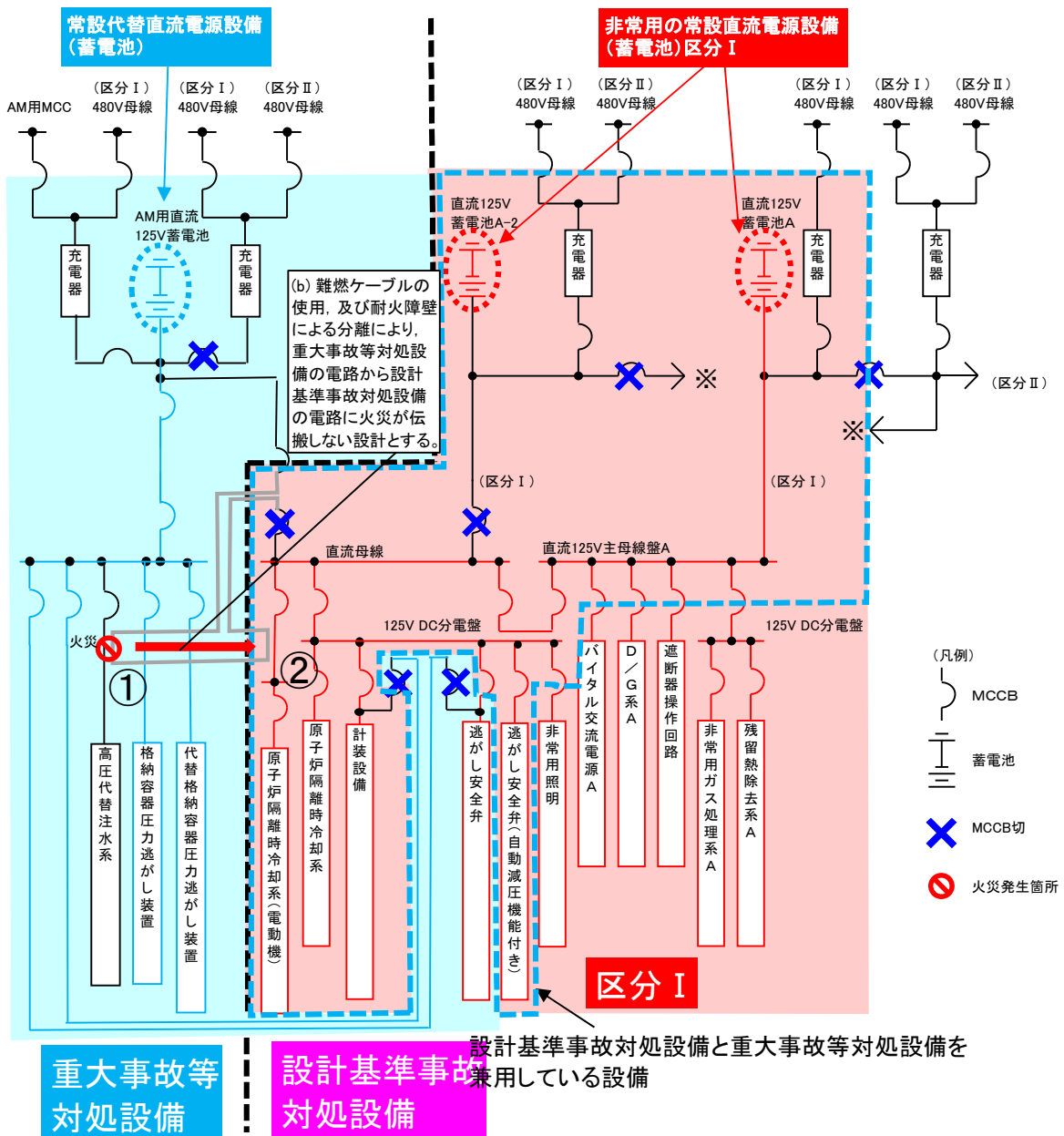


図 57-10-8 通常時に高圧代替注水系側で単一火災が発生した状態 (7号炉)

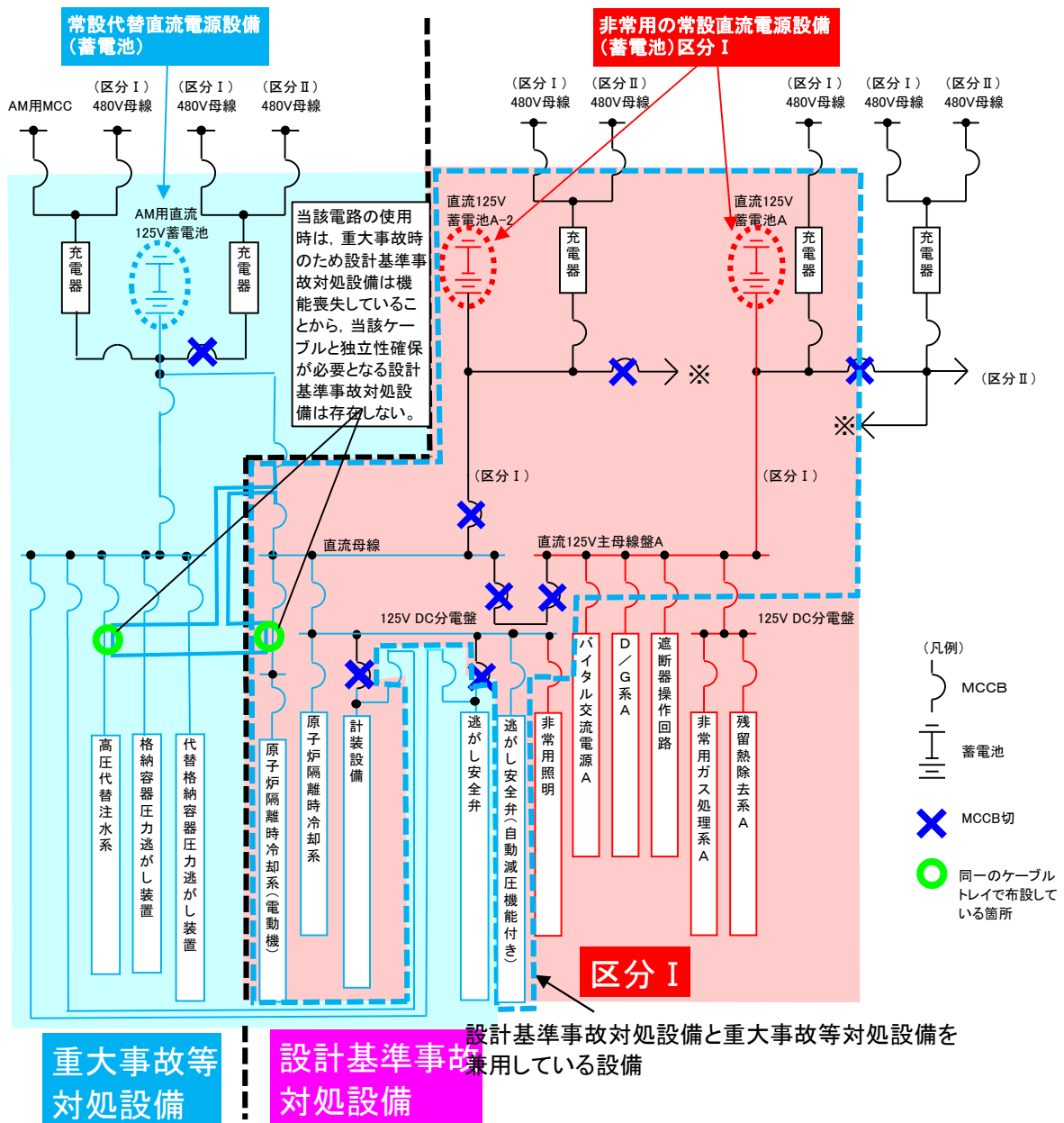


図 57-10-9 重大事故時の状態 (7号炉)



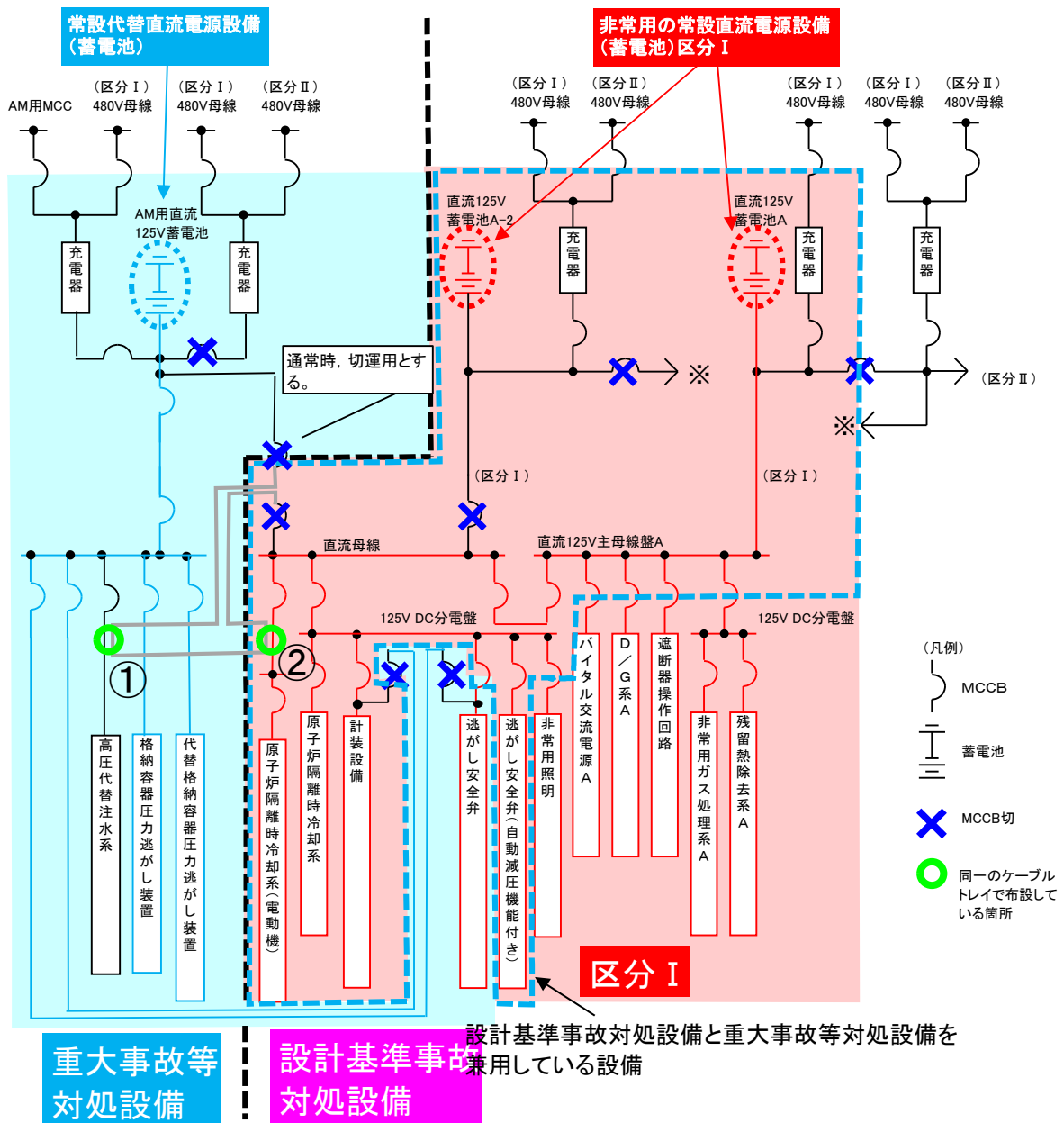


図 57-10-10 配線用遮断器の運用方法 (7号炉)

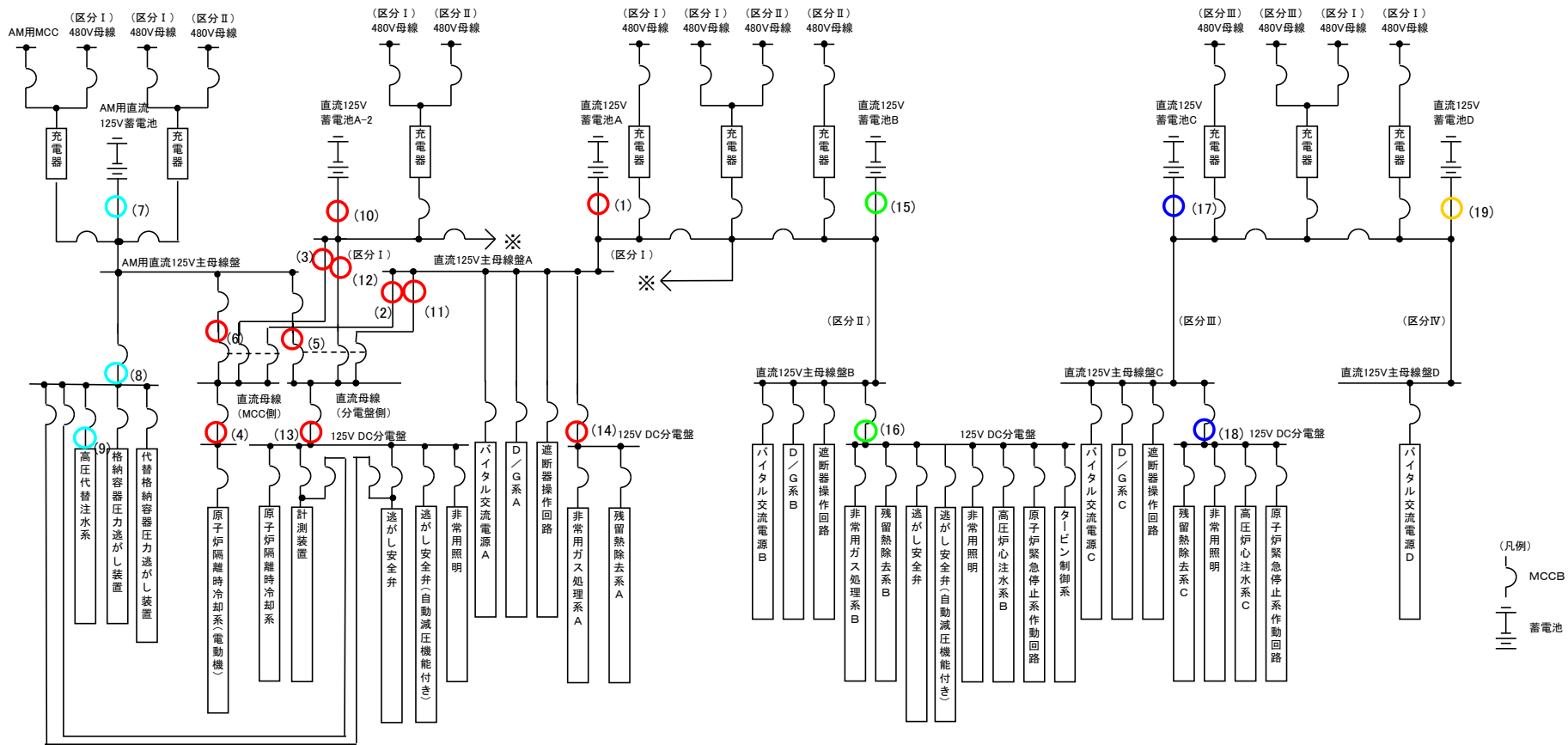


図 57-10-11 直流電源設備 (57 条) (6 号炉)

- (Red) : 設計基準事故対応設備 (区分 I)
- (Green) : 設計基準事故対応設備 (区分 II)
- (Blue) : 設計基準事故対応設備 (区分 III)
- (Yellow) : 設計基準事故対応設備 (区分 IV)
- (Cyan) : 重大事故防止設備

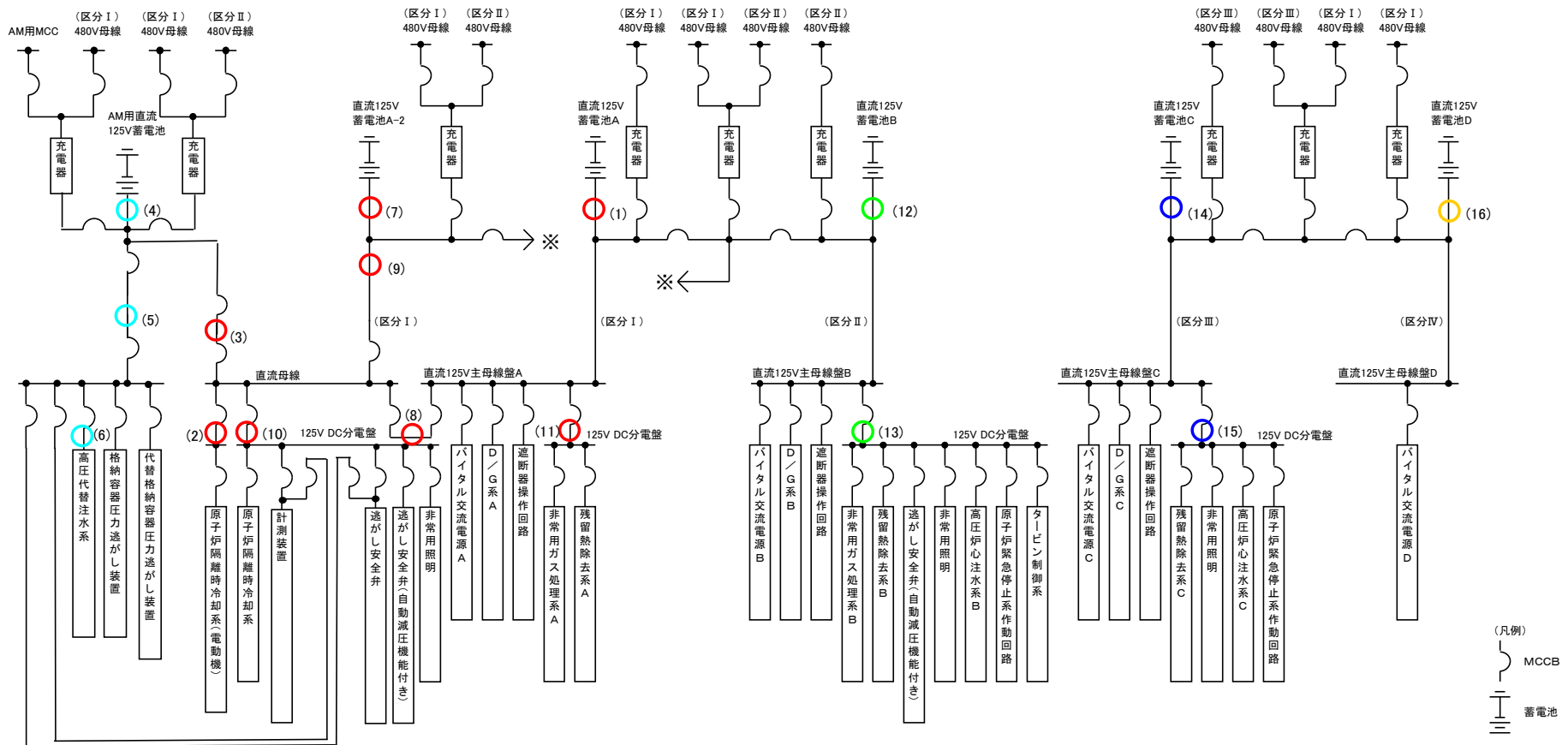


図 57-10-12 直流電源設備 (57条) (7号炉)

- : 設計基準事故対処設備 (区分I)
- : 設計基準事故対処設備 (区分II)
- : 設計基準事故対処設備 (区分III)
- : 設計基準事故対処設備 (区分IV)
- : 重大事故防止設備

(補足) AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所周辺の火災影響について

AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線の各ケーブルの、火災に対する影響について、上記の各ケーブルが発火源となる火災については、10.3項にて原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水系が同時に機能喪失することがない設計とする。また、以下の通り、当該ケーブルの周辺にある可燃物から延焼することのない設計とする。

#### 1. 原子炉建屋地上3階(中間階)

図1の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、FMCRD制御盤があるが、FMCRD制御盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイとFMCRD制御盤は水平約1.0mの離隔距離を確保していること、及び万一FMCDR制御盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、FMCRD制御盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

#### 2. 原子炉建屋地上3階

図2の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、作業用分電盤があるが、作業用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイと作業用分電盤は水平約4.5mの離隔距離を確保していること、及び万一作業用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、作業用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

#### 3. 原子炉建屋地上2階

図3の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されている箇所は、3時間以上の耐火能力を有するコンクリート製の障壁にて隔離する設計とする。なお、コンクリート製の障壁内にはケーブルトレイのみを設置する設計とする。

#### 4. 原子炉建屋地上1階

図4の通り、AM用直流125V蓄電池～高圧代替注水系とAM用直流125V蓄電池～直流母線のケーブルが同一のケーブルトレイに布設されているエリアは、異なる種類の感知器と固定式消火設備を設置する設計とする。

ケーブルトレイの周辺にある可燃物は、常用照明用分電盤があるが、常用照明用分電盤の充電部が金属製の筐体に格納されていること、ケーブルトレイと常用照明用分電盤は水平約2.5mの離隔距離を確保していること、及び万一常用照明用分電盤で火災が発生しても固定式消火設備による消火が可能となることから、常用照明用分電盤で発生する火災がケーブルトレイに延焼することはない設計とする。

なお、持込み可燃物管理に関する、火災の発生防止・延焼防止に関する遵守事項は以下の通りとする。(第8条-別添1-資料1を参照)

- ・ケーブルトレイ直下への可燃物の仮置きを禁止する。
- ・火災区域(区画)で周囲に火災防護対象機器が無い場所に可燃物を仮置きする場合には、不燃シートで覆う又は金属箱の中に収納するとともに、その近傍に消火器を準備する。
- ・火災区域(区画)での作業に伴い、火災防護対象機器近傍に作業上必要な可燃物を持ち込む際には作業員の近くに置くとともに、休憩時や作業終了時には火災防護対象機器近傍から移動する。
- ・火災発生時の煙の充満等により、消火活動が困難とならない火災区域(区画)は、可燃物の仮置きを禁止する。

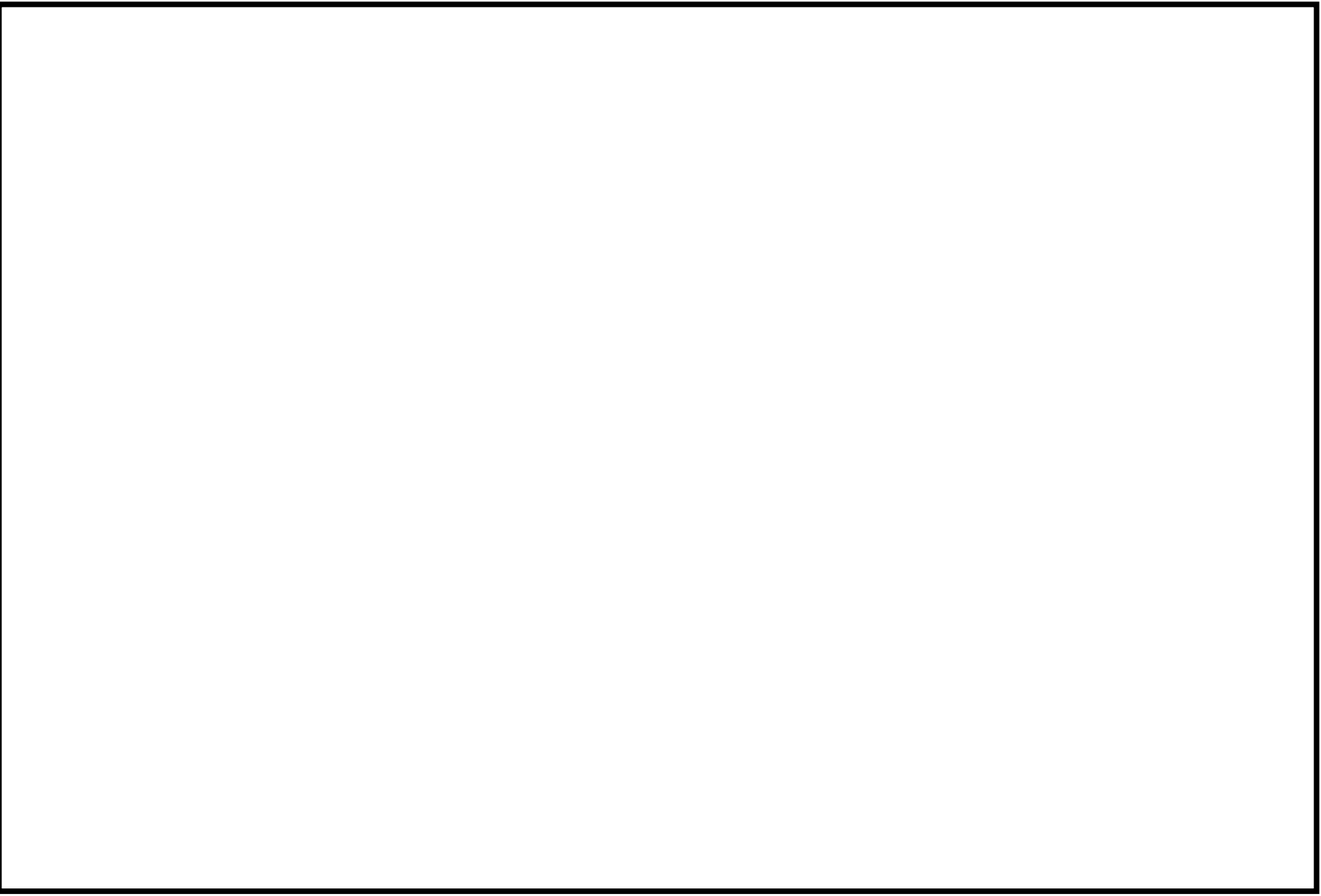


図1 火災区域及びケーブルルート図 (原子炉建屋地上3階 (中間階) T. M. S. L. 27200)

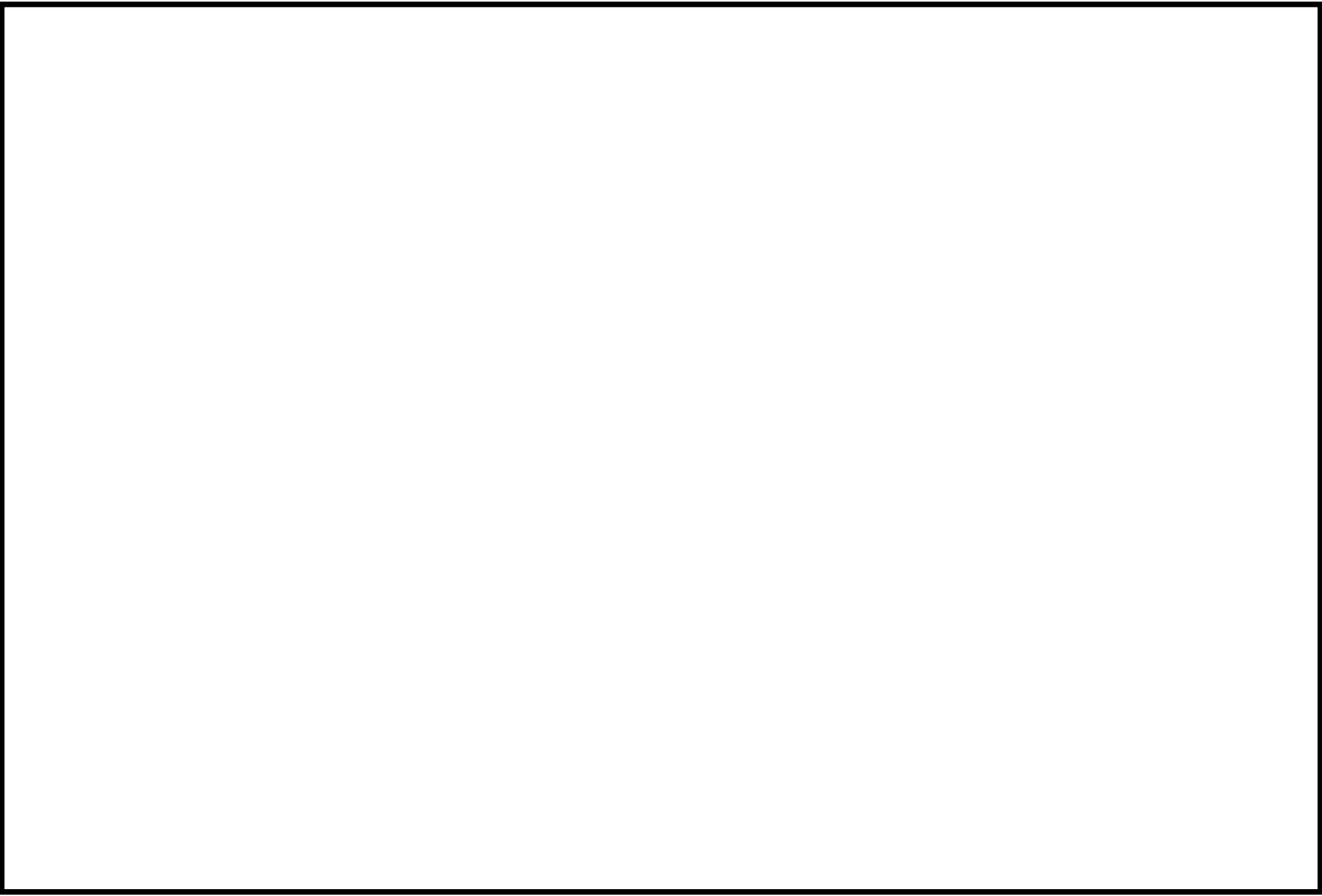


図2 火災区域及びビケータルルート図 (原子炉建屋地上3階 T. M. S. L. 23500)

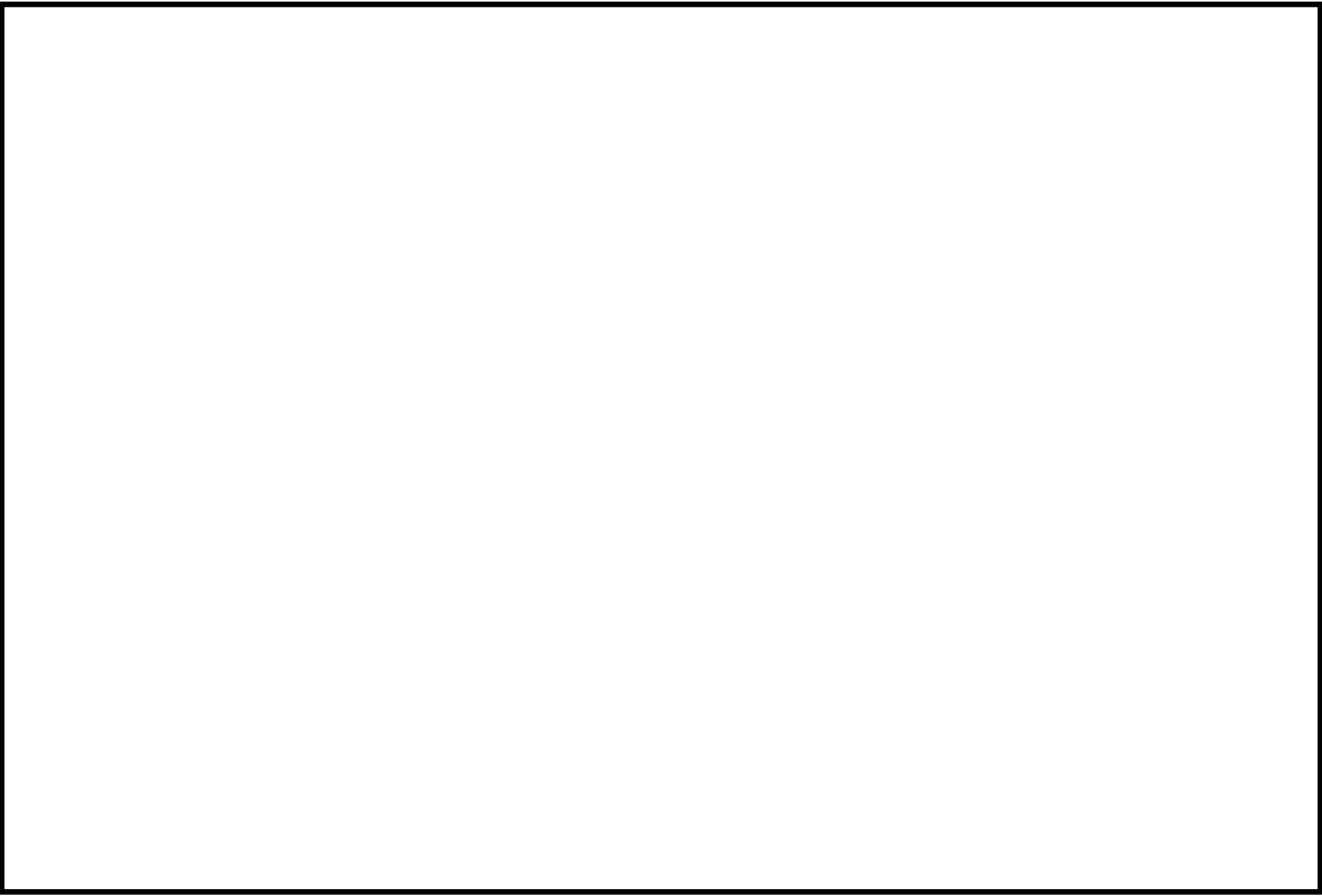


図3 火災区域及びビケータルルート図 (原子炉建屋地上2階 T. M. S. L. 18100)



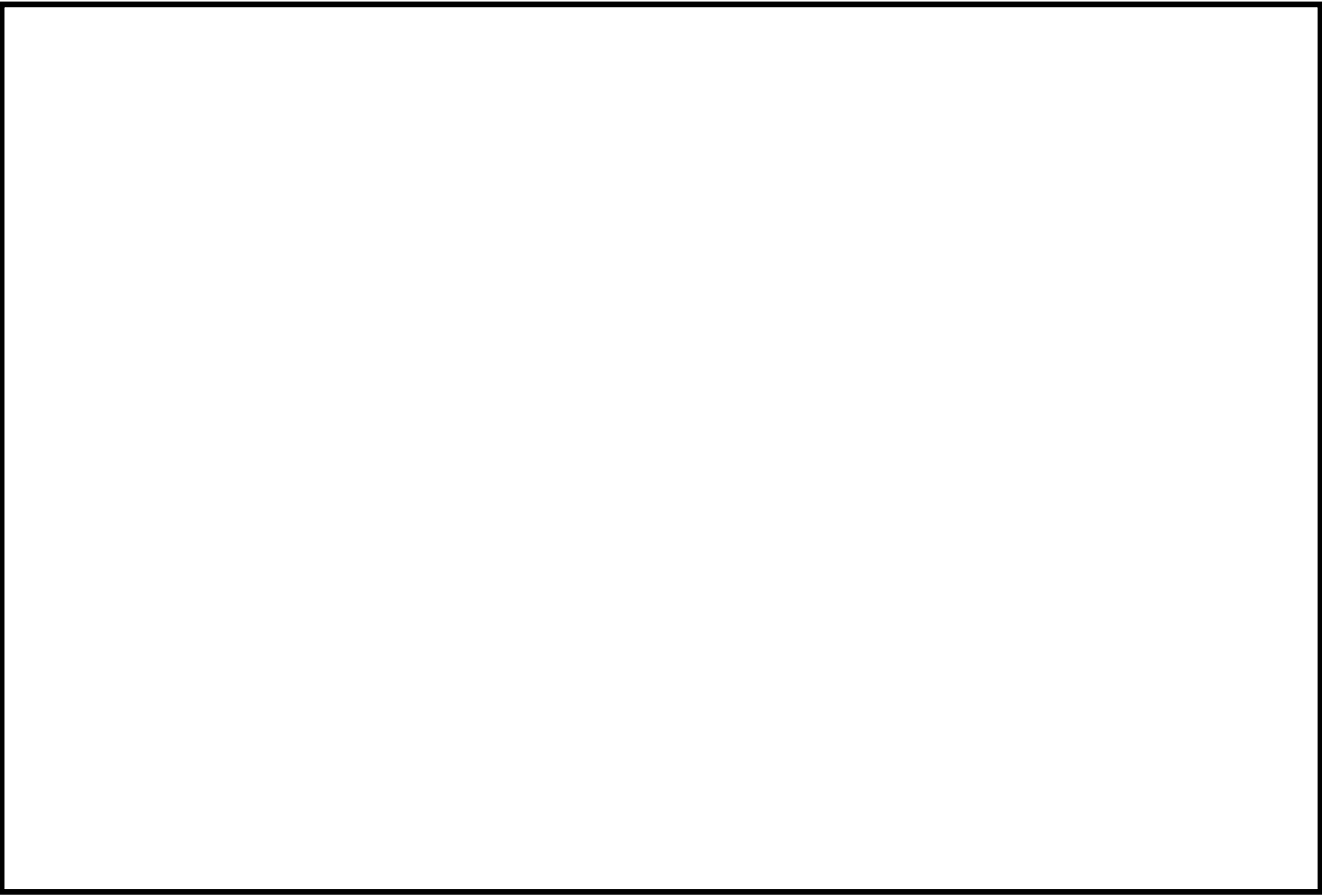
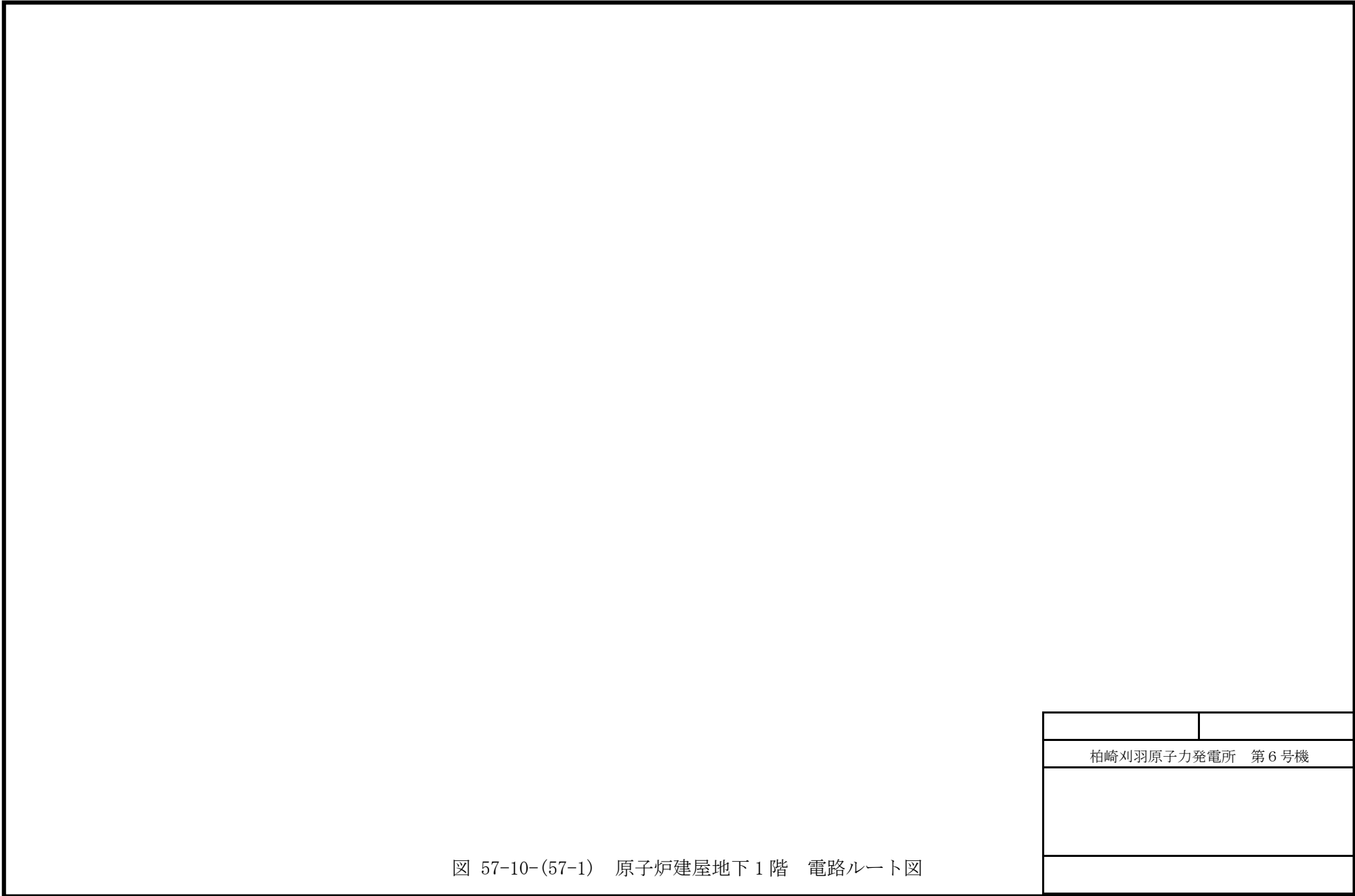


図4 火災区域及びブザーグルルート図 (原子炉建屋地上1階 T.M.S.L. 12300)



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

図 57-10-(57-1) 原子炉建屋地下1階 電路ルート図

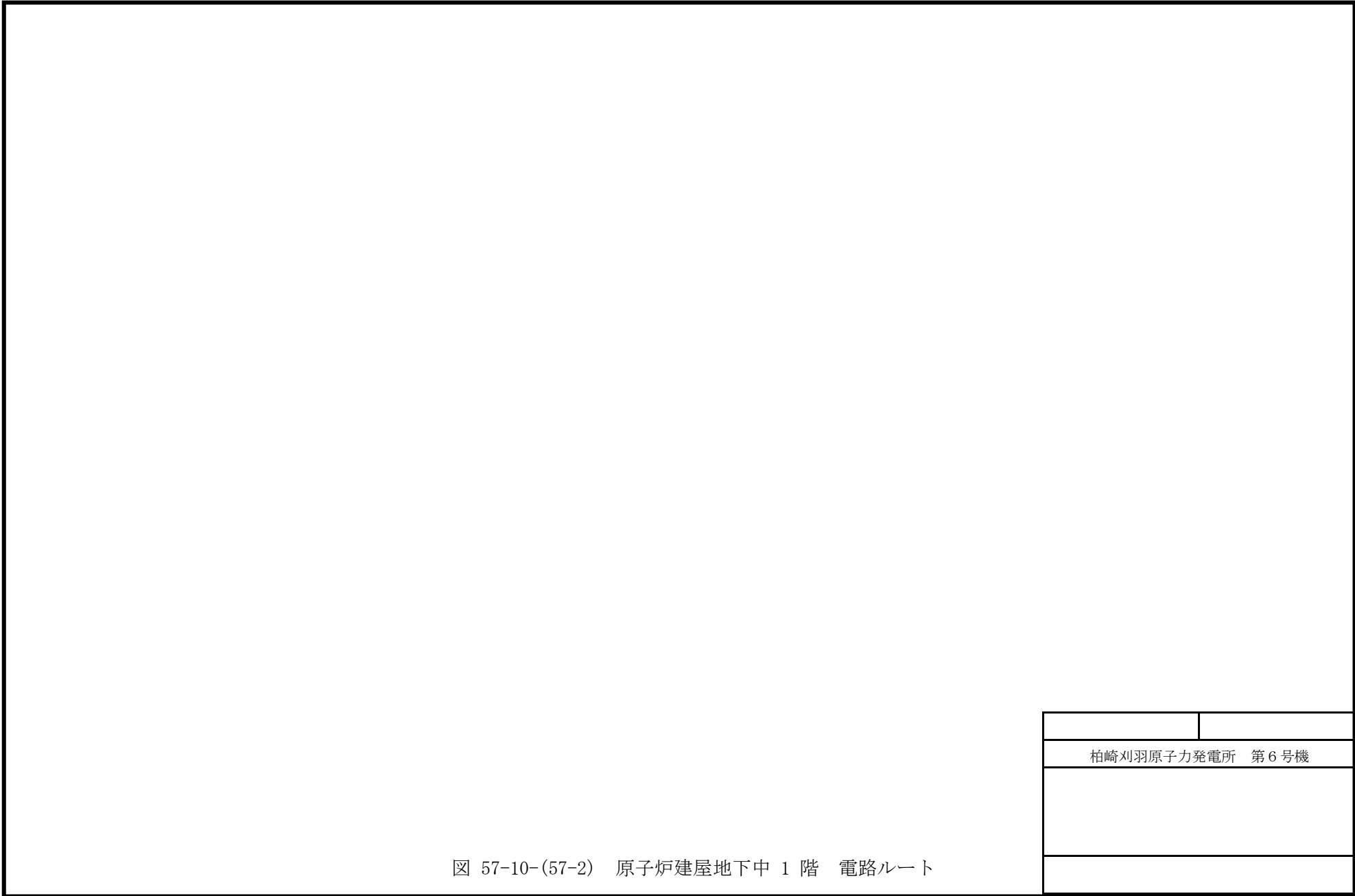
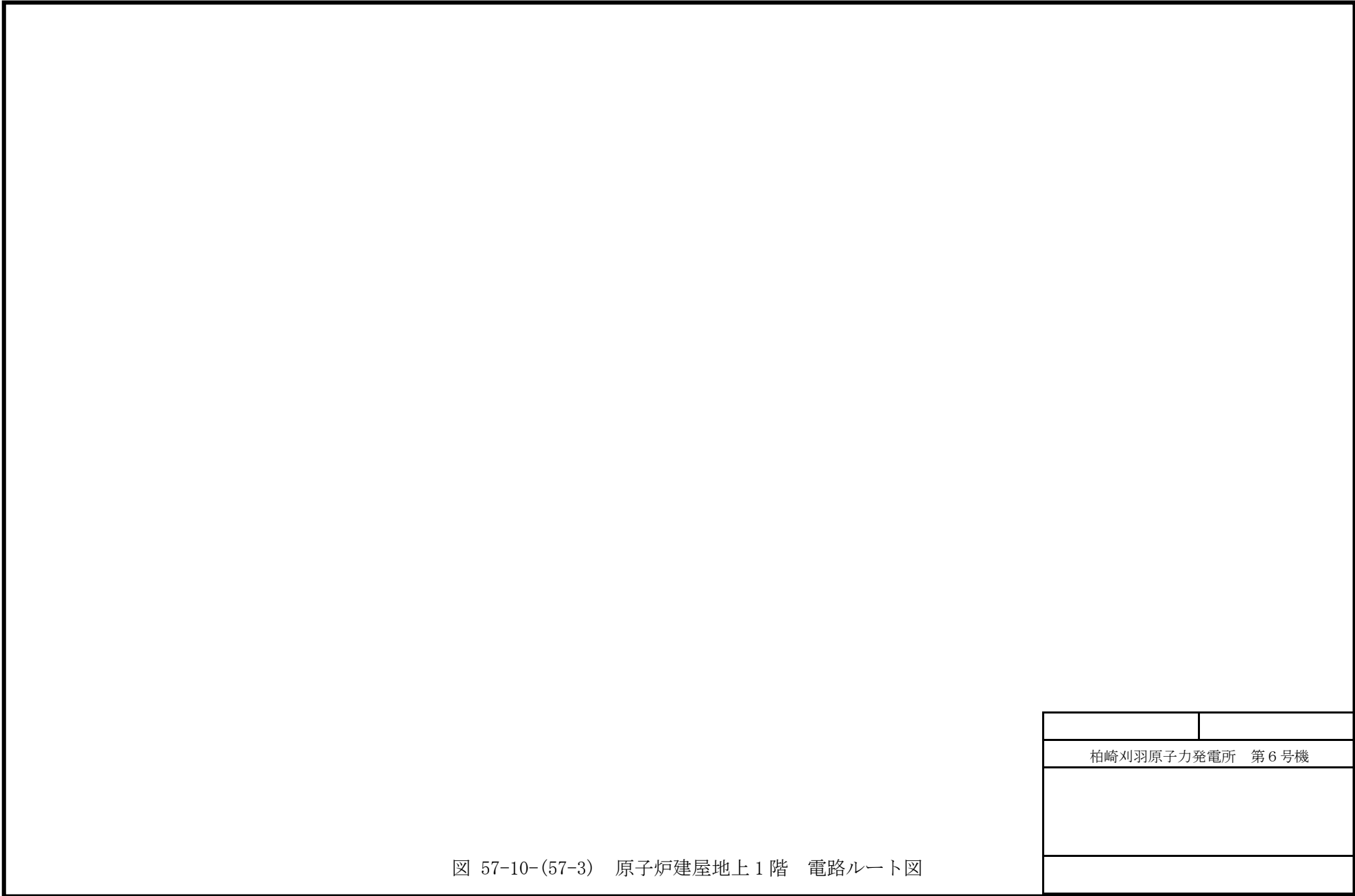


図 57-10-(57-2) 原子炉建屋地下中 1 階 電路ルート



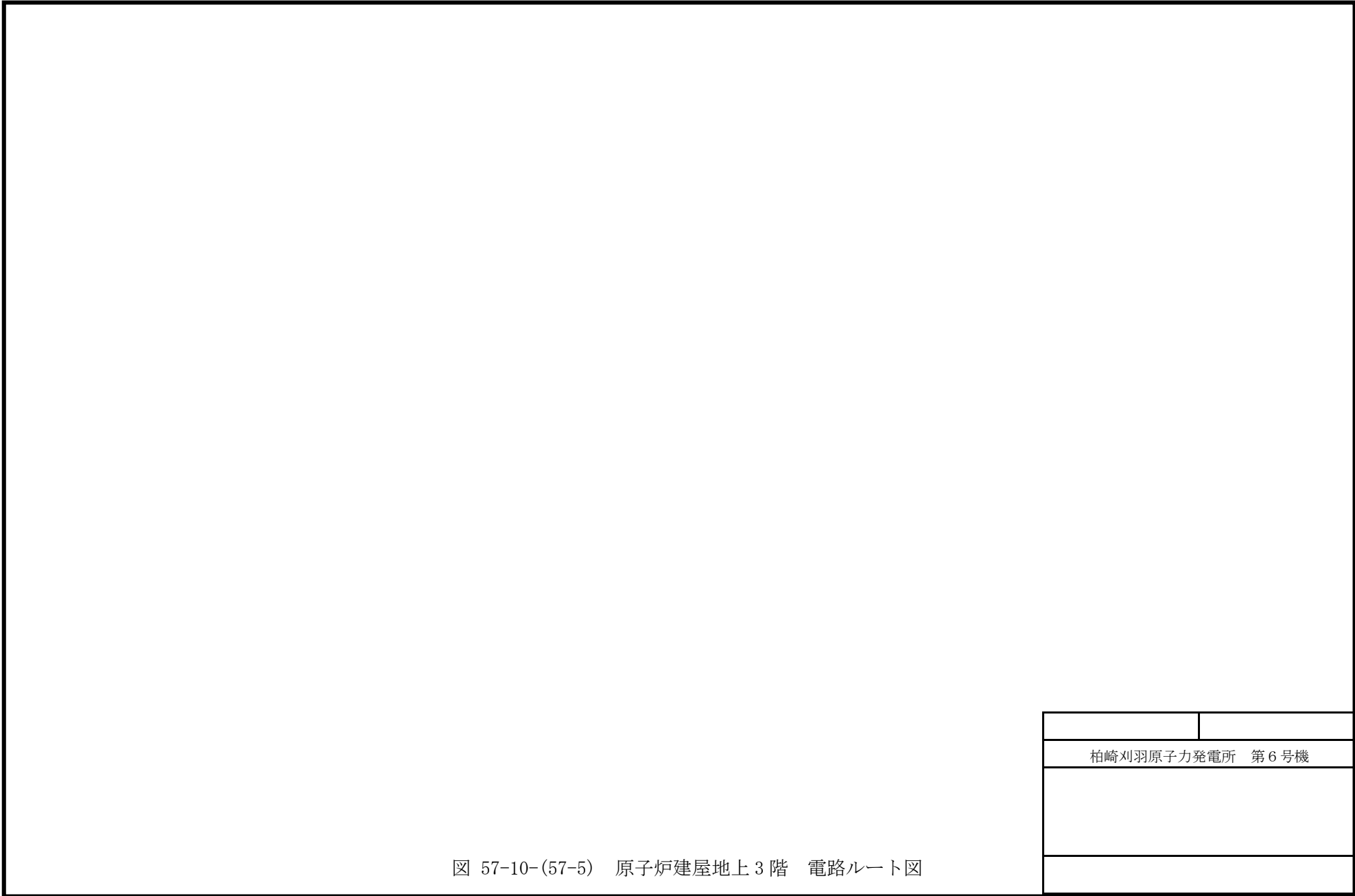
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

図 57-10-(57-3) 原子炉建屋地上1階 電路ルート図



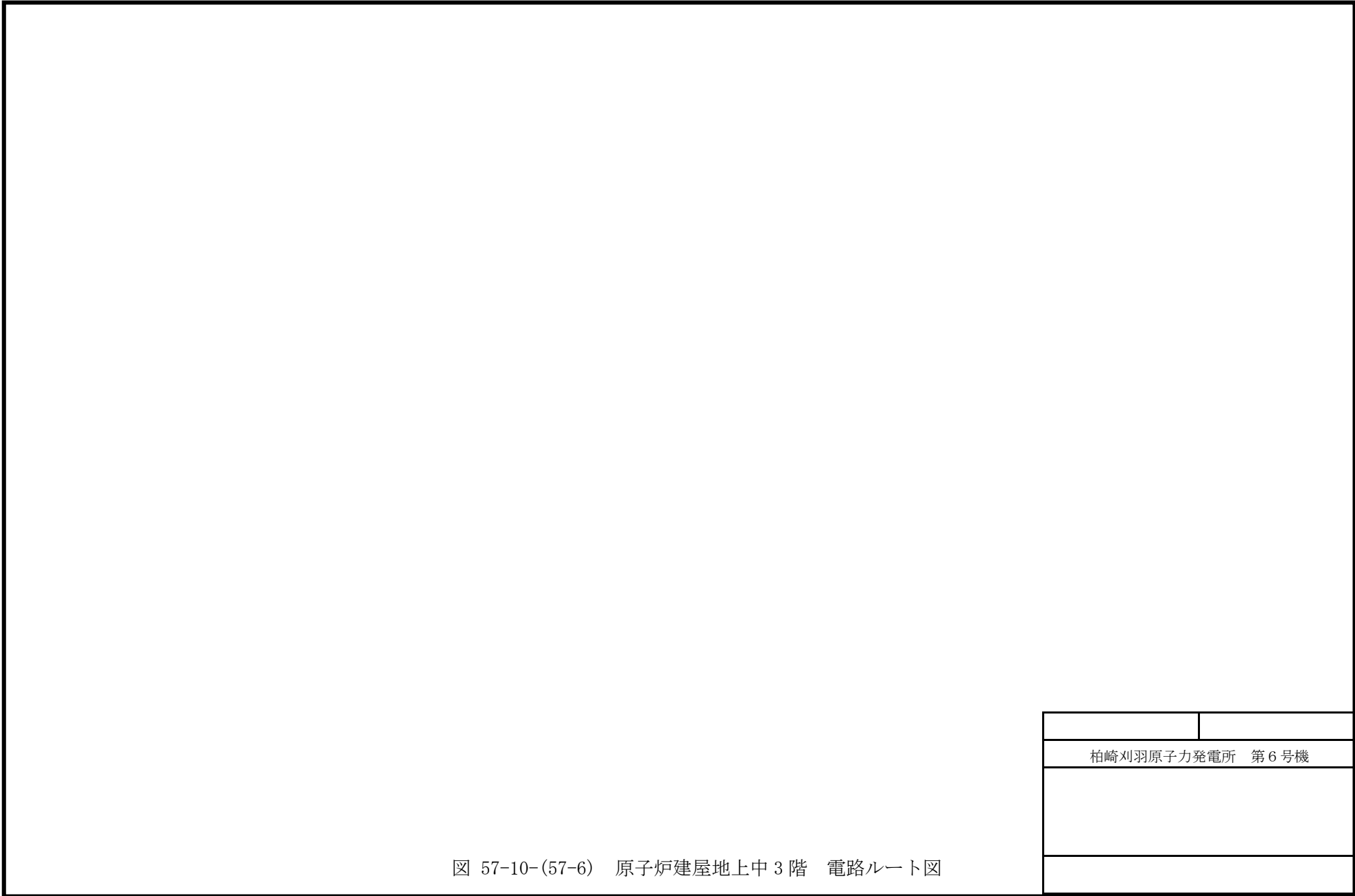
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

図 57-10-(57-4) 原子炉建屋地上2階 電路ルート図



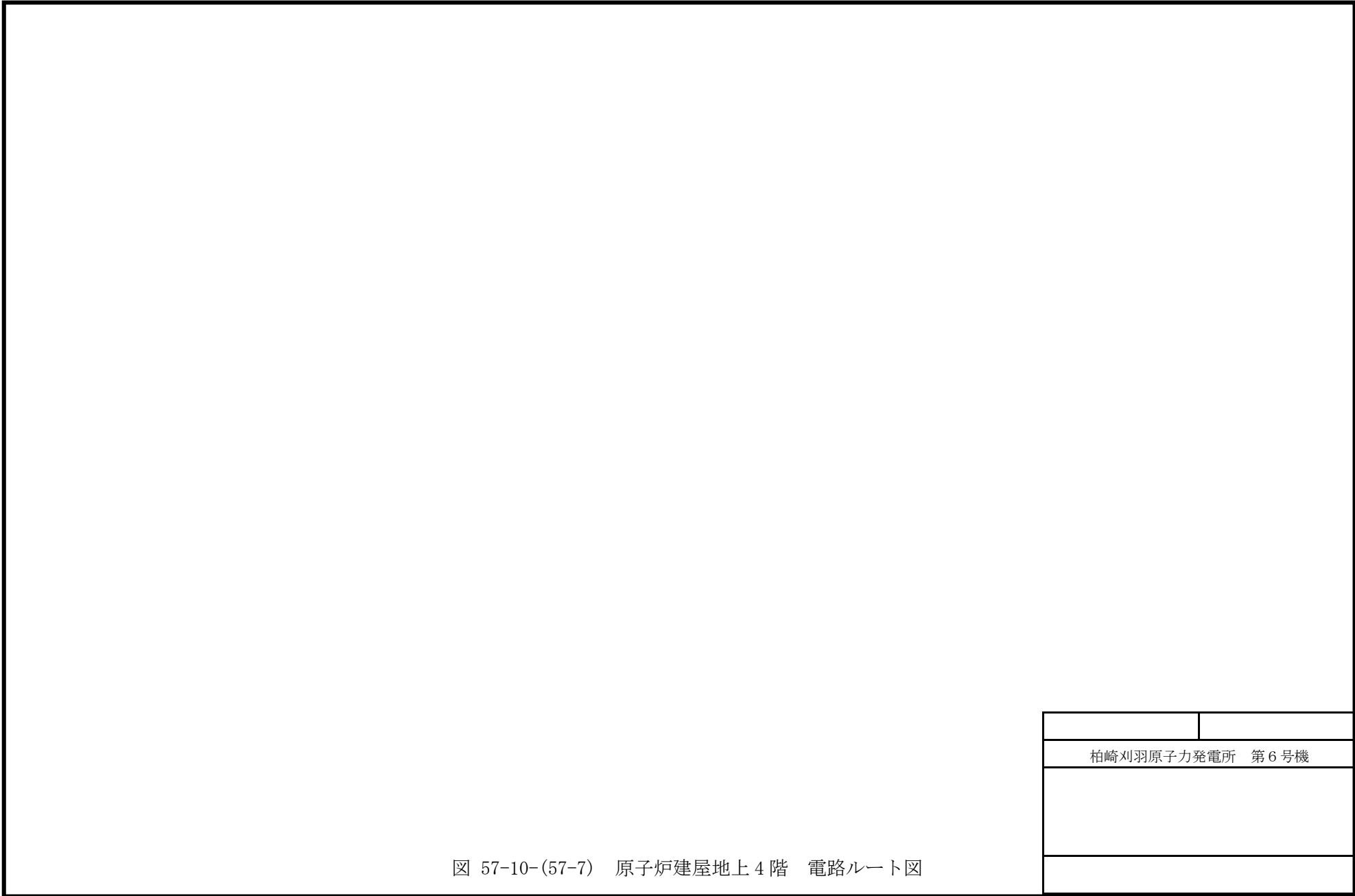
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

図 57-10-(57-5) 原子炉建屋地上3階 電路ルート図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

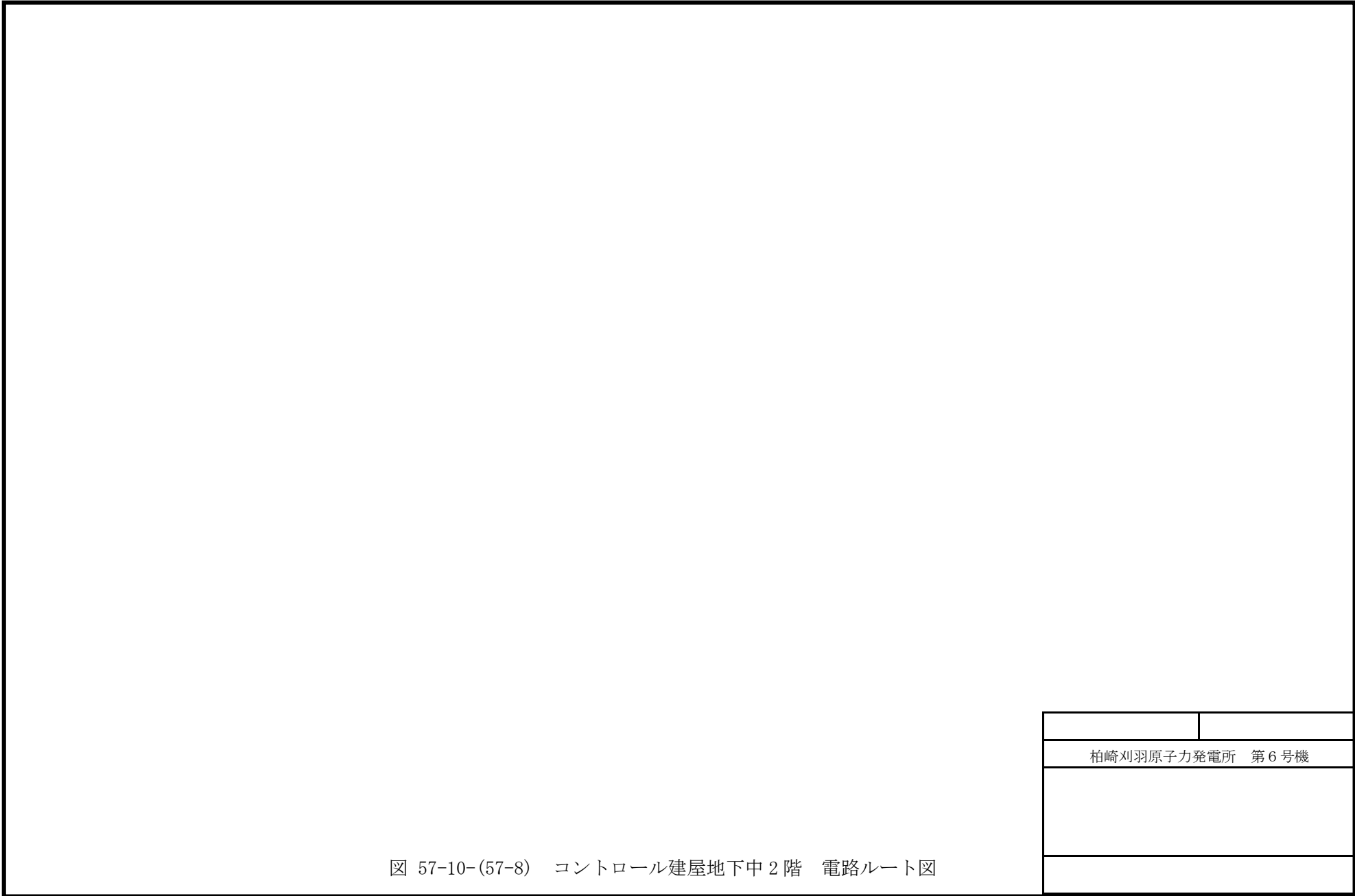
図 57-10-(57-6) 原子炉建屋地上中3階 電路ルート図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

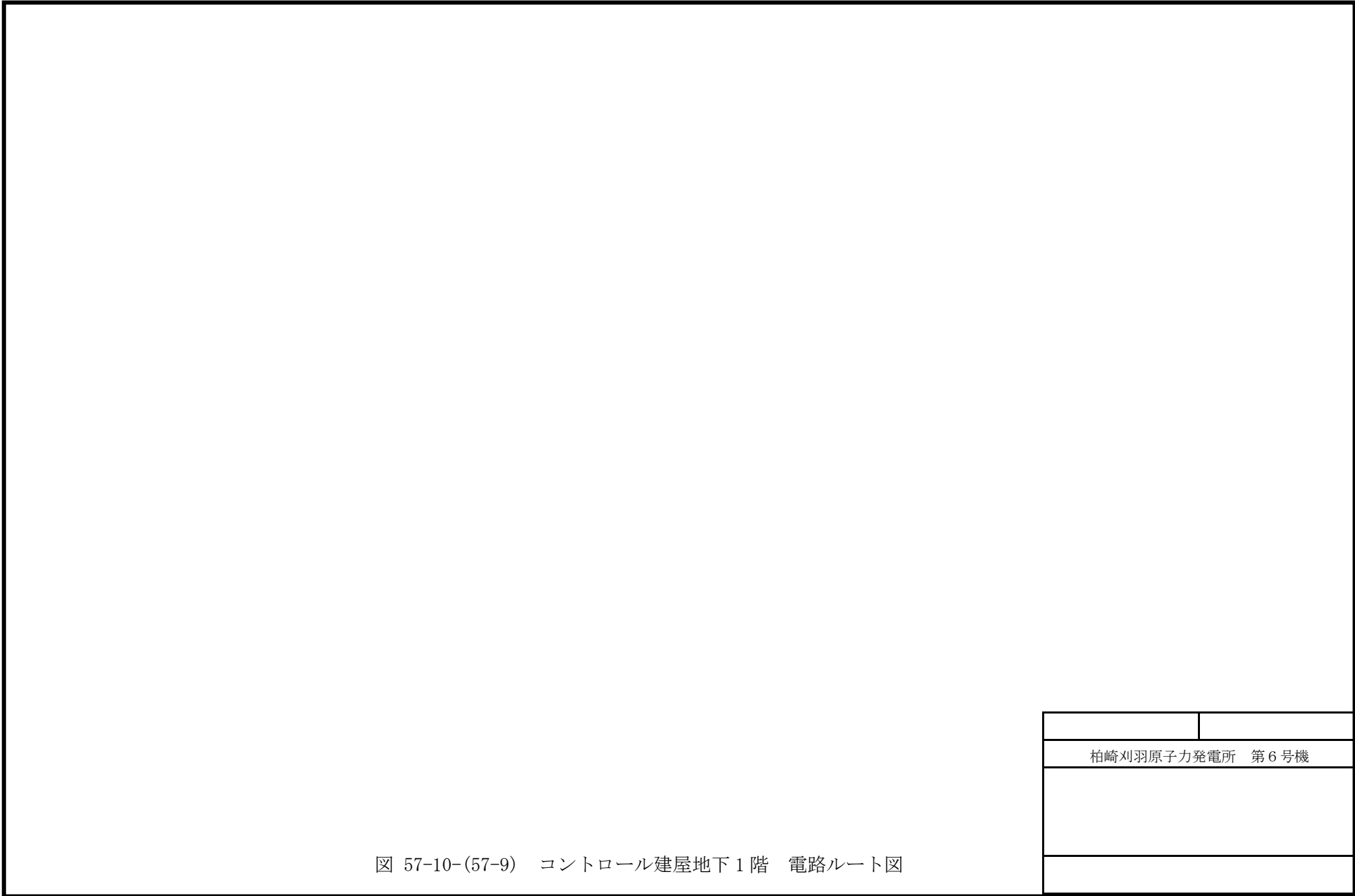
図 57-10-(57-7) 原子炉建屋地上4階 電路ルート図





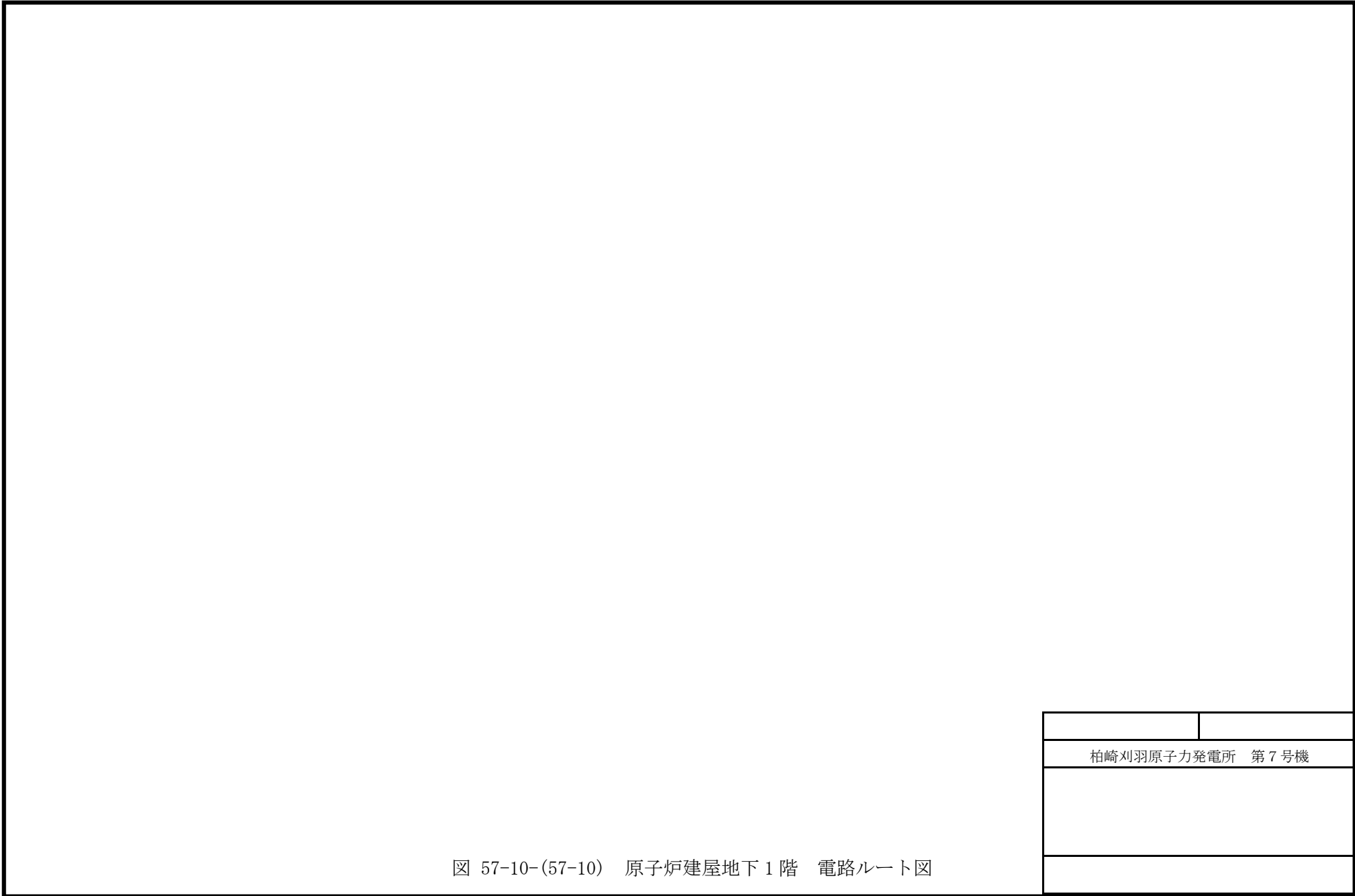
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

図 57-10-(57-8) コントロール建屋地下中2階 電路ルート図



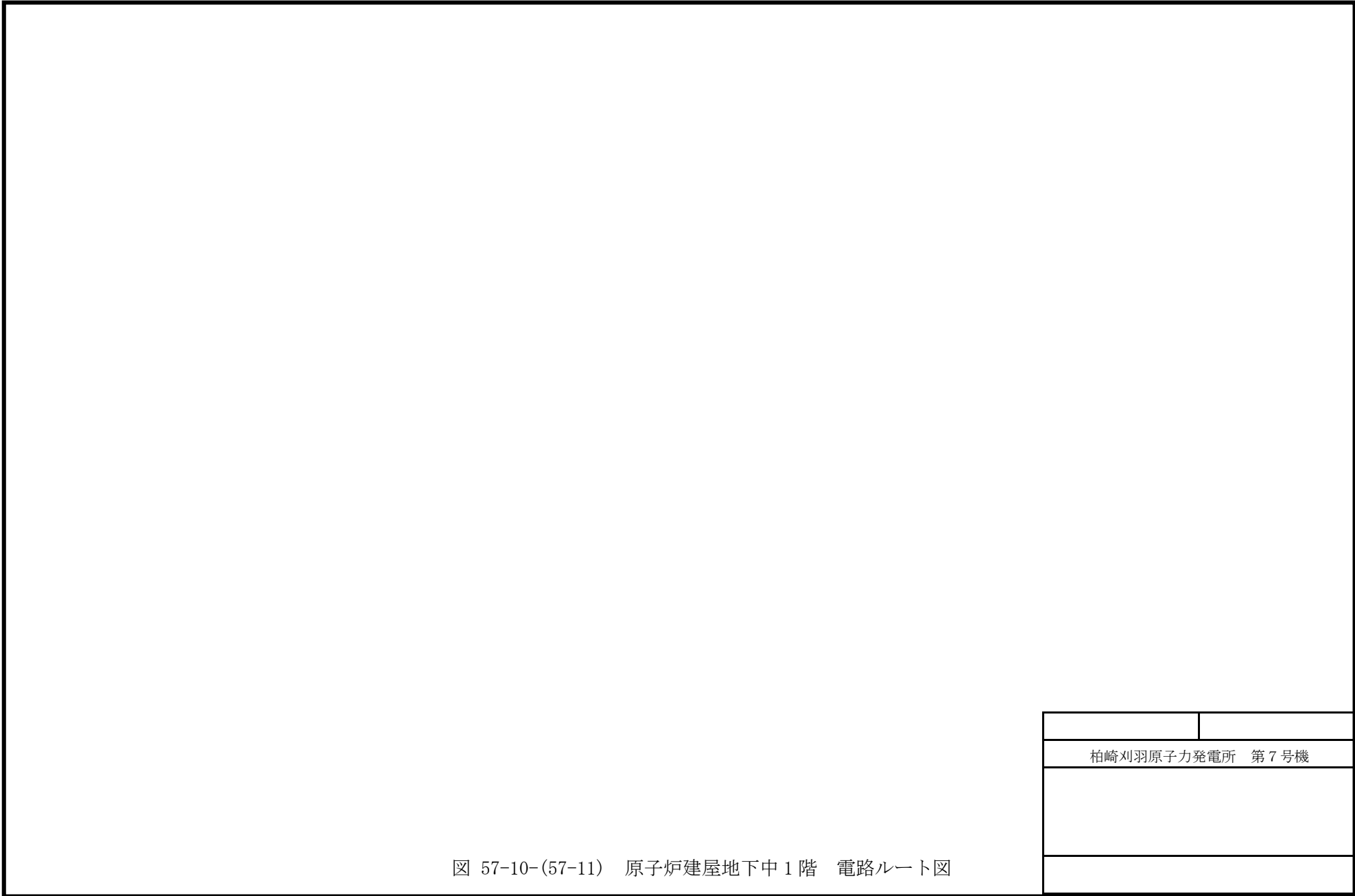
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	

図 57-10-(57-9) コントロール建屋地下1階 電路ルート図



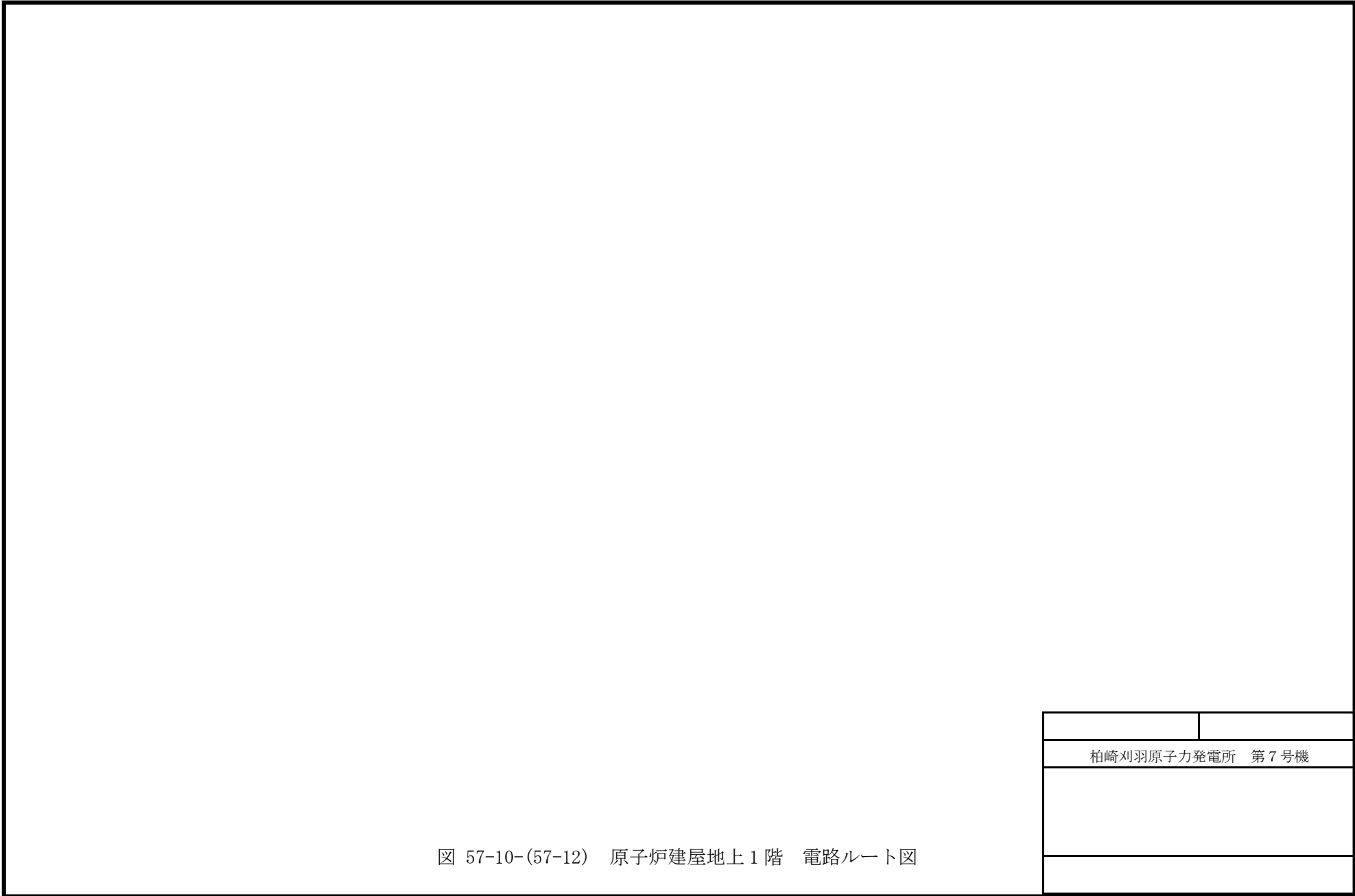
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

図 57-10-(57-10) 原子炉建屋地下1階 電路ルート図



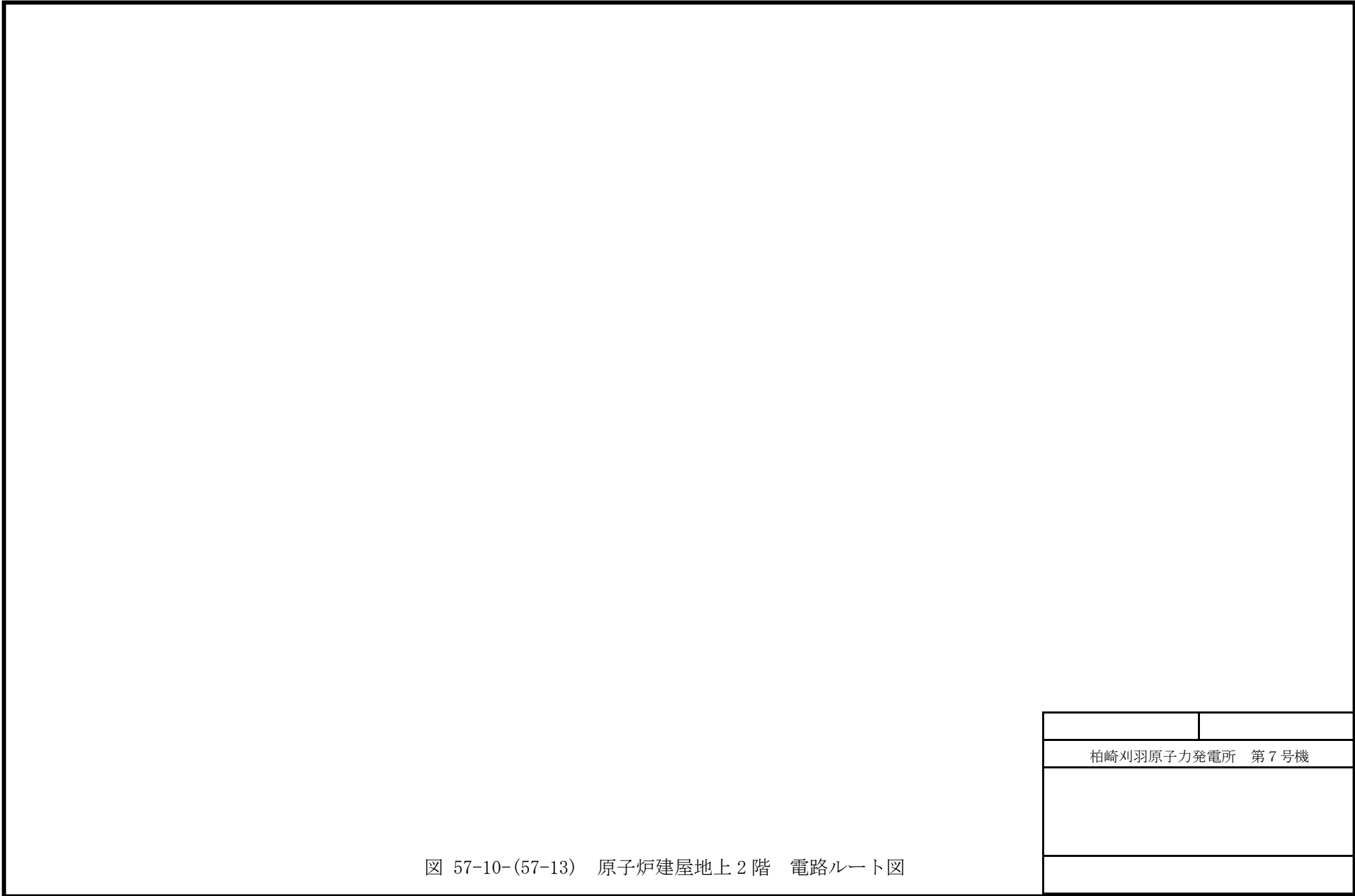
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

図 57-10-(57-11) 原子炉建屋地下中1階 電路ルート図



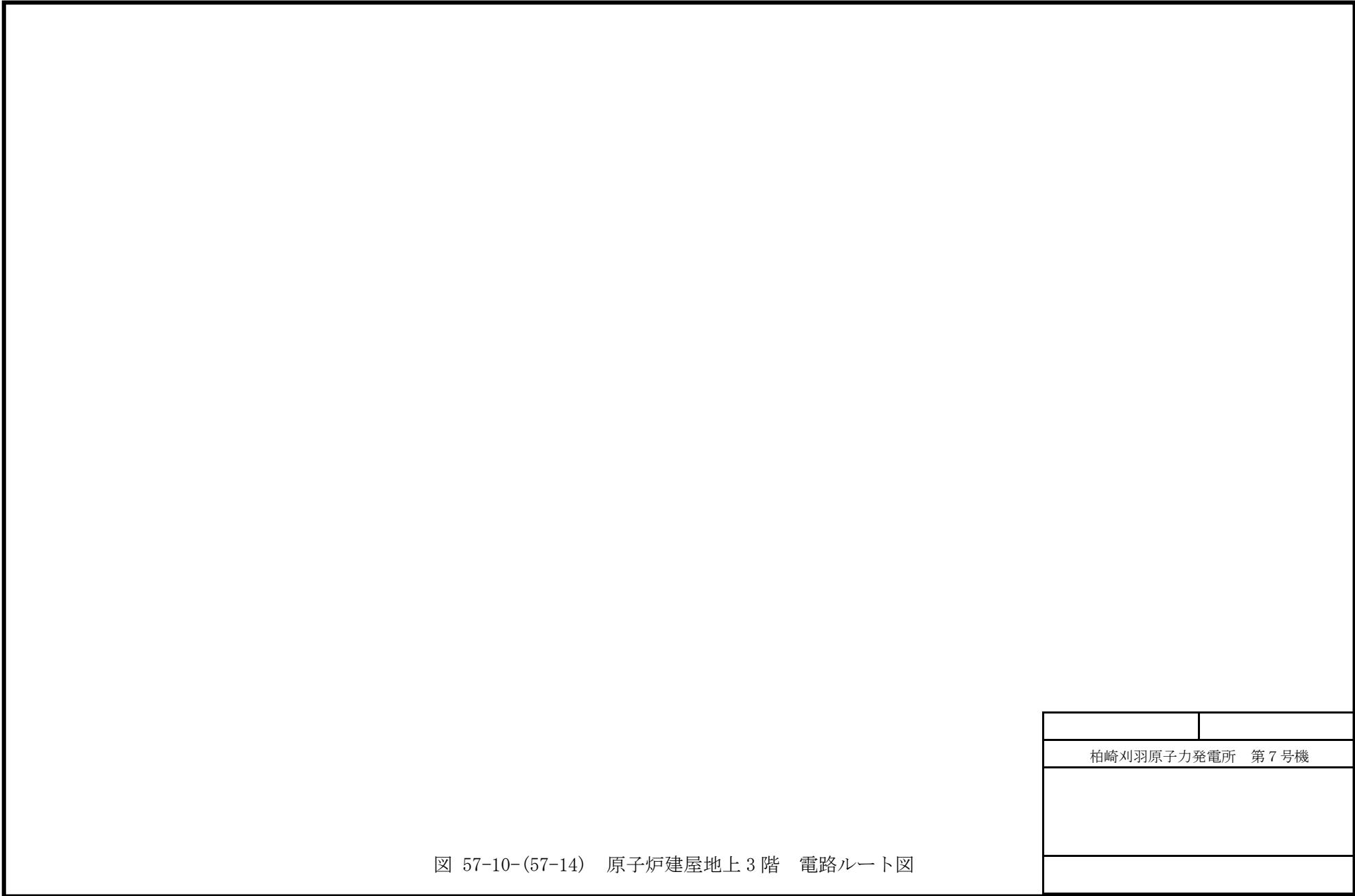
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

図 57-10-(57-12) 原子炉建屋地上1階 電路ルート図



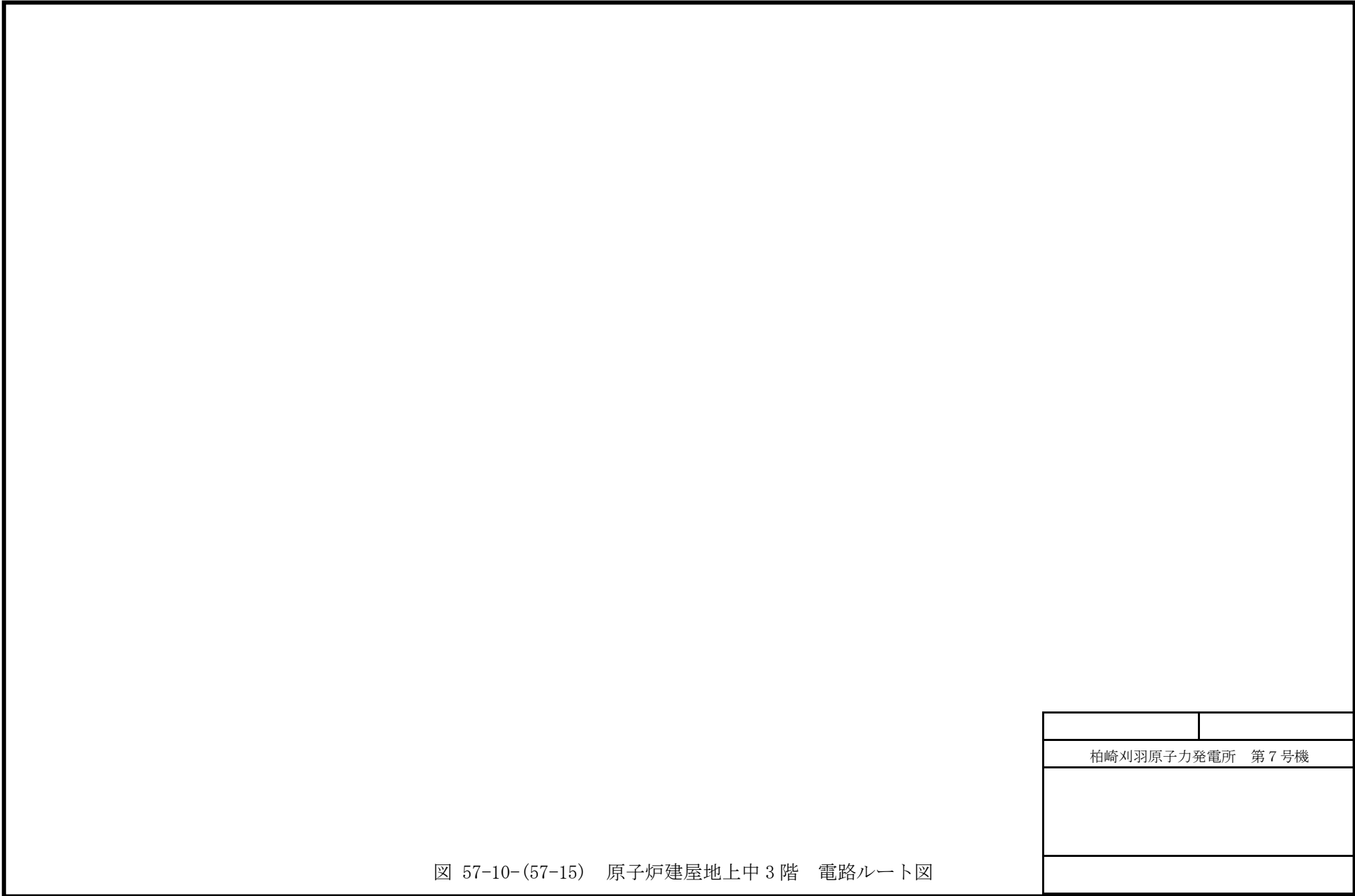
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

図 57-10-(57-13) 原子炉建屋地上2階 電路ルート図



柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

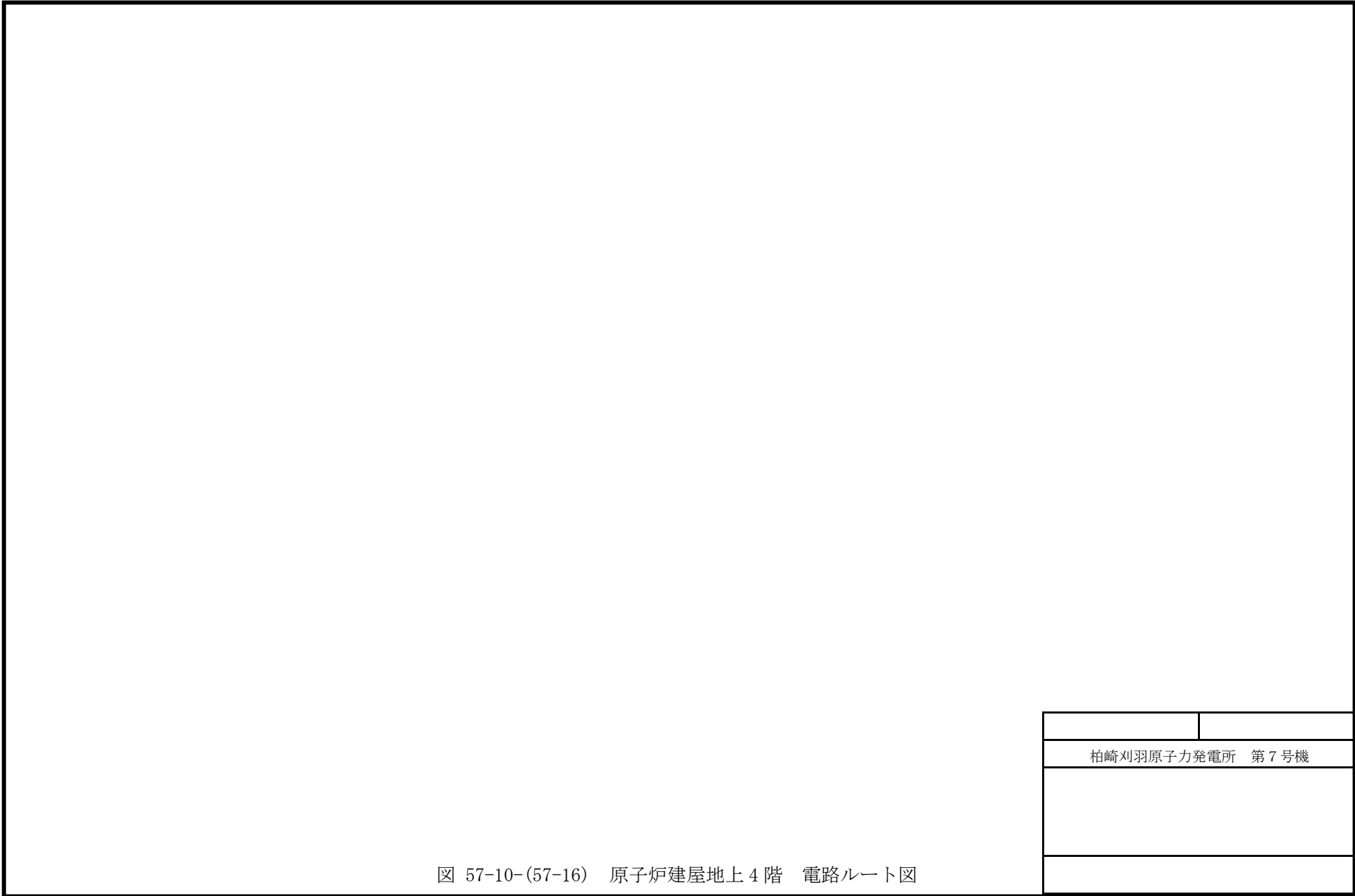
図 57-10-(57-14) 原子炉建屋地上3階 電路ルート図



柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

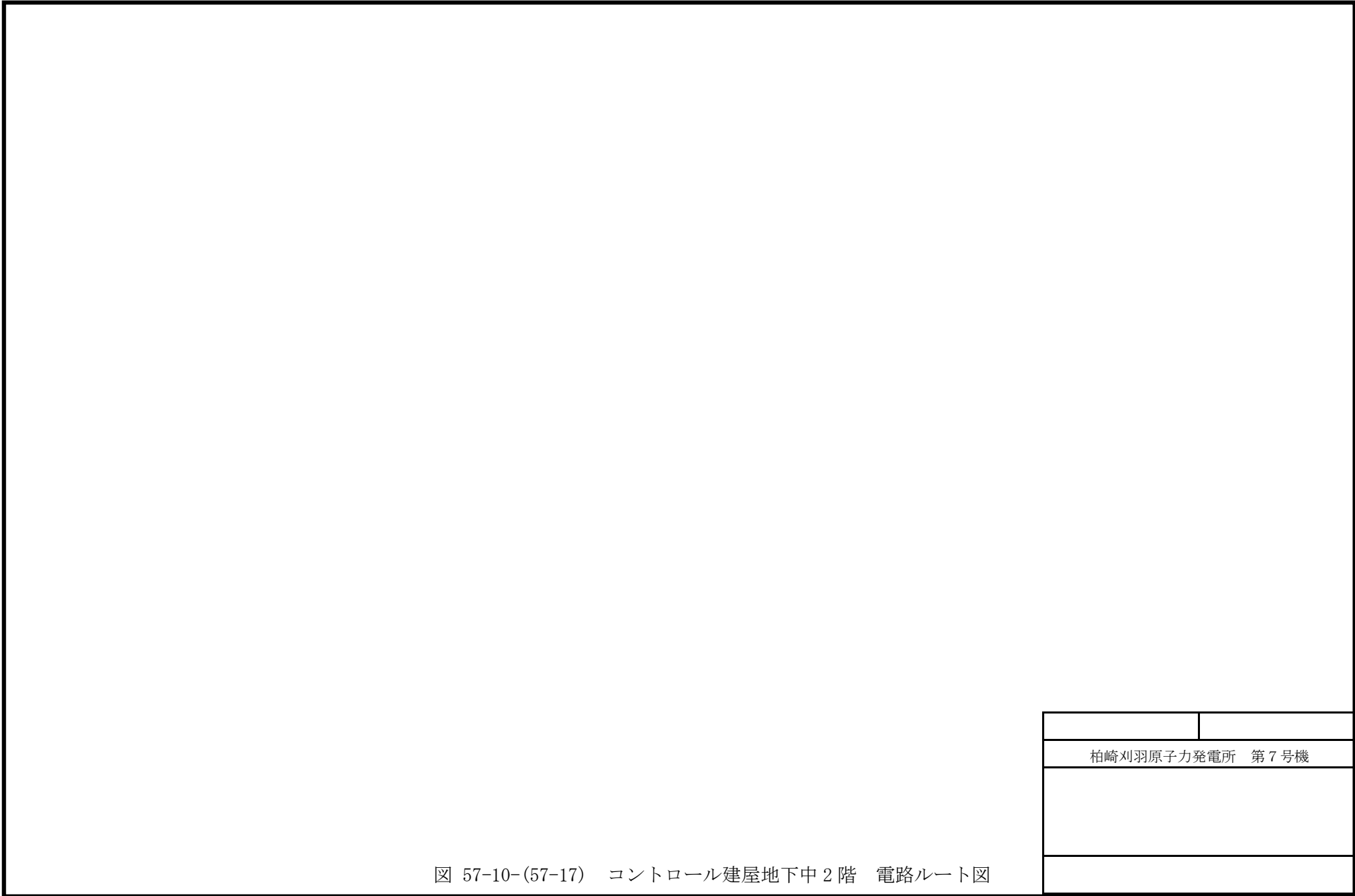
図 57-10-(57-15) 原子炉建屋地上中3階 電路ルート図





柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

図 57-10-(57-16) 原子炉建屋地上4階 電路ルート図



柏崎刈羽原子力発電所 第7号機	

図 57-10-(57-17) コントロール建屋地下中2階 電路ルート図

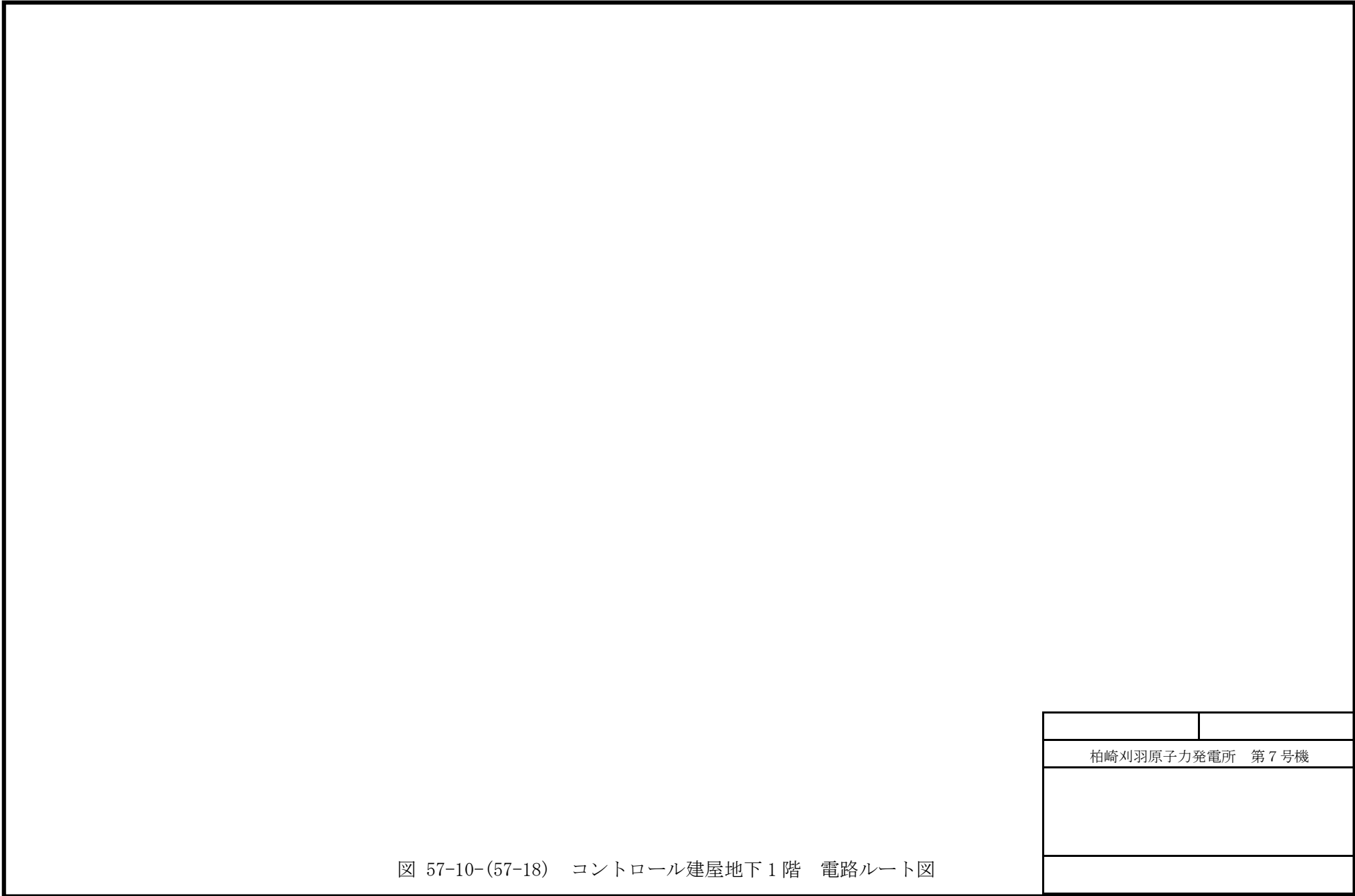


図 57-10-(57-18) コントロール建屋地下1階 電路ルート図

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。なお、代表として6号炉軽油タンクを燃料供給源とすることを想定する。

#### 11.1 タンクローリ (4kL) について

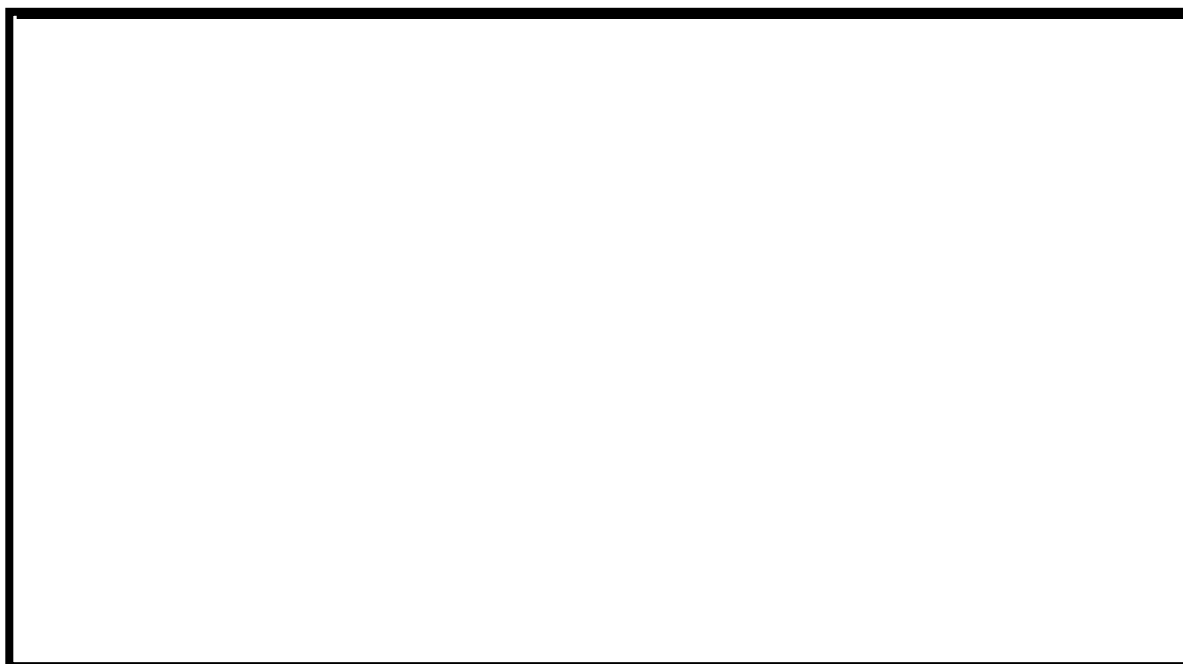


図 57-11-1 タンクローリ保管場所から軽油タンクまでの移動ルート

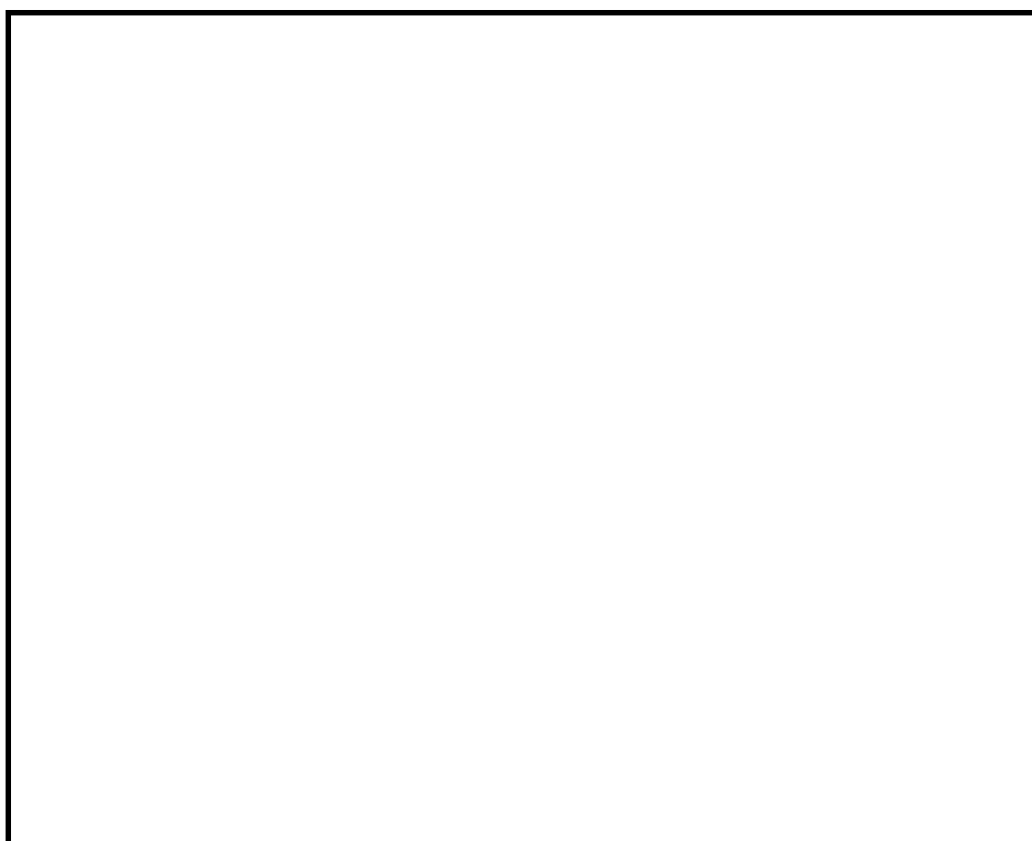


図 57-11-2 タンクローリ A (電源車給油用) 給油ルート

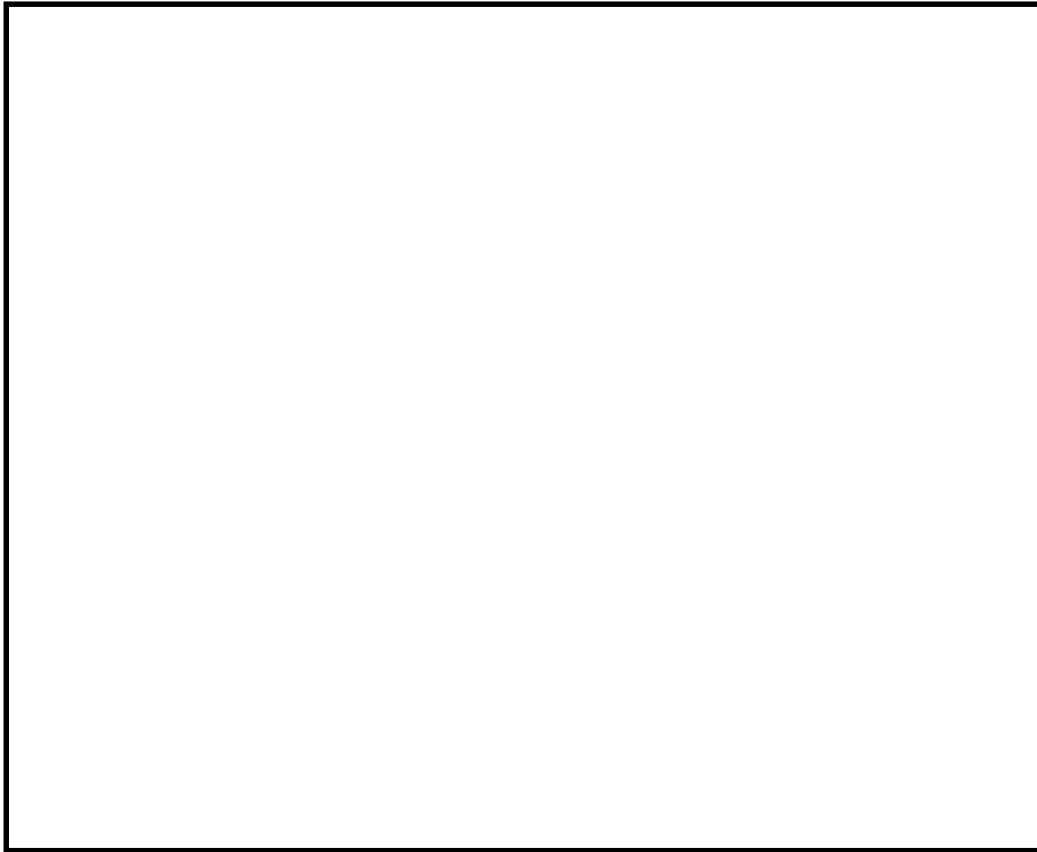


図 57-11-3 タンクローリ B（可搬型代替注水ポンプ給油用）給油ルート



図 57-11-4 タンクローリ C（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車及び  
モニタリング・ポスト用発電機給油用）給油ルート

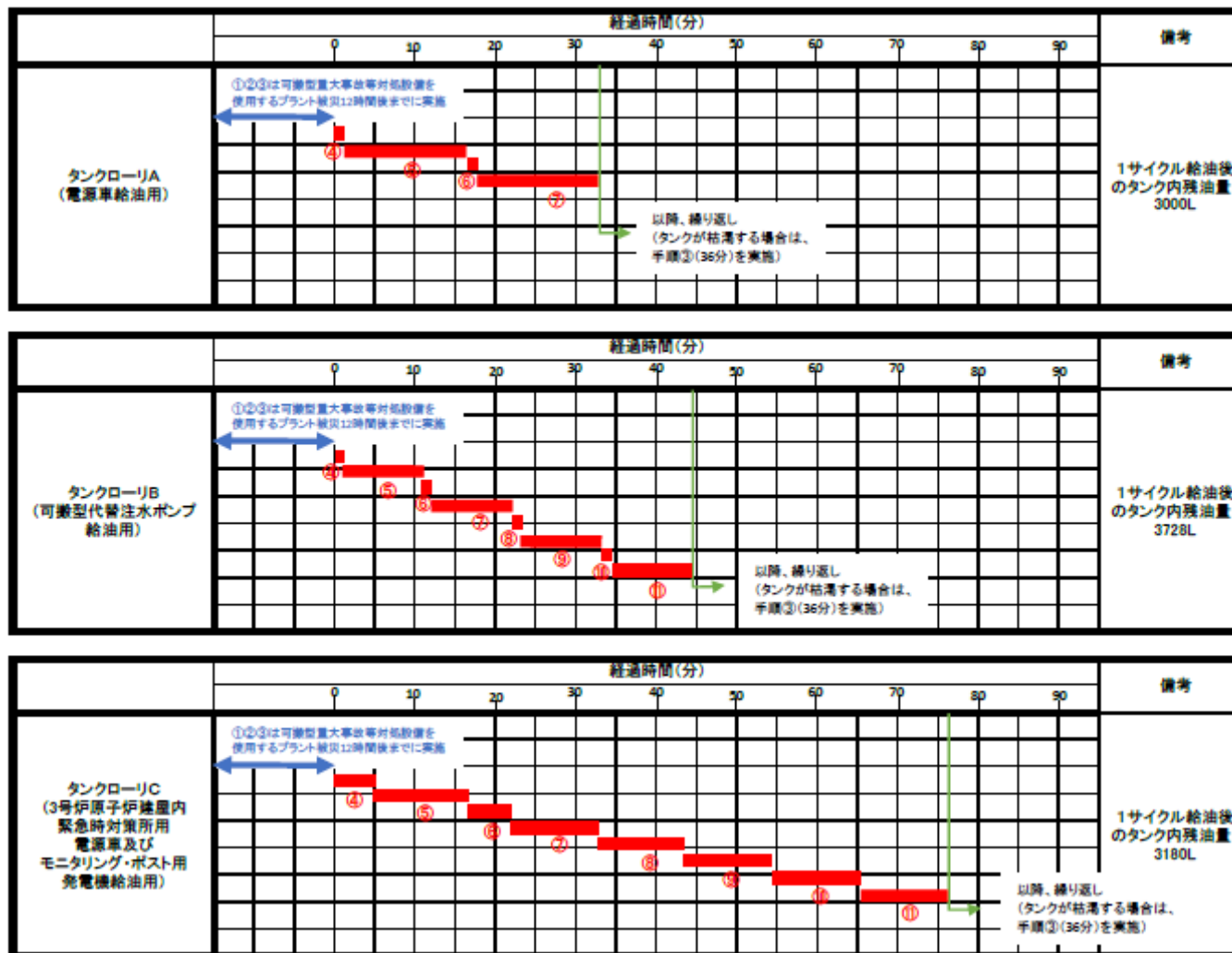


図 57-11-5 タンクローリ (4kL) による給油タイムチャート

## 11.2 タンクローリ（16kL）について



図 57-11-6 第一ガスタービン発電機用燃料タンク給油ルート



図 57-11-7 第二ガスタービン発電機用燃料タンク給油ルート





図 57-11-8 免震重要棟内緊急時対策所用地下貯油タンク給油ルート

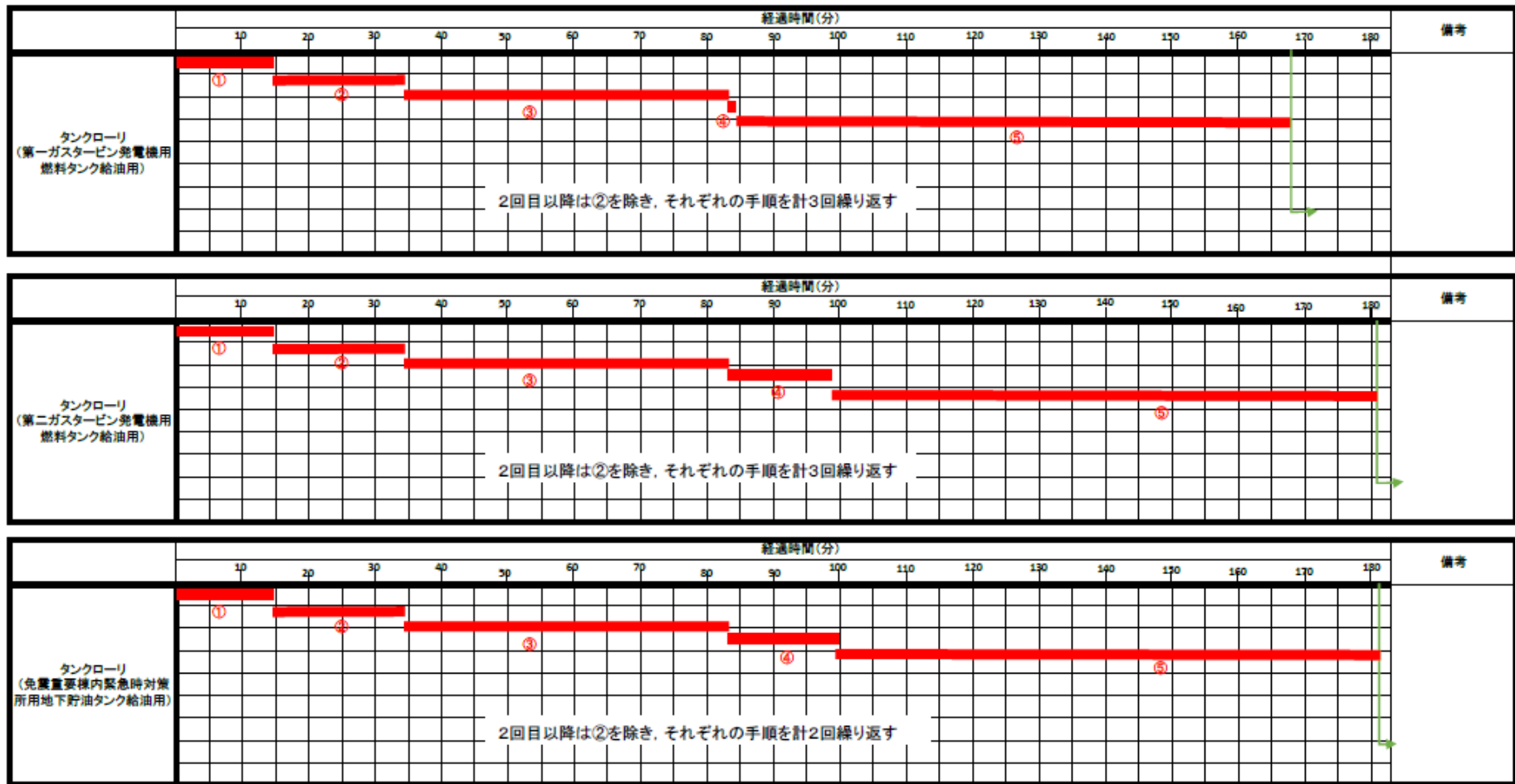


図 57-11-9 タンクローリ (16kL) による給油タイムチャート

### 11.3 格納容器ベントに伴う給油作業への悪影響有無について

格納容器ベント後数時間においては、プラント周辺の雰囲気線量が上昇するため、各可搬型重大事故等対処設備への給油が困難になる可能性がある。ここでは、格納容器ベント後の給油作業成立性について述べる。

#### 11.3.1 検討条件について

運転中の6号炉及び7号炉が同時に被災し、いずれか1プラントが格納容器ベントに至ることを想定する。以下、6号炉：格納容器ベント実施、7号炉：代替循環冷却成功と仮定する\*。交流電源は第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機によりプラントに供給されていると仮定する。同条件下において、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。

6号炉：可搬型代替注水ポンプ2台（復水貯蔵槽注水用）、

電源車2台（代替原子炉補機冷却系用）

7号炉：電源車2台（代替原子炉補機冷却系用）

6、7号炉共用：第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機1台、

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機1台、

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車1台

モニタリング・ポスト用発電機3台

格納容器ベント後のプラント周辺の雰囲気線量評価結果を表57-11-1に示す。6号炉がプラント被災から約38時間以降に格納容器ベントに至ることを考慮し、上記重大事故等対処設備についてはプラント被災から約38時間後までに一度給油を行うこととする。

※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

表 57-11-1 6号炉放出時における燃料補給に伴う単位時間当たり被ばく量\*  
(6号炉と7号炉からの寄与の和) (mSv/h)

	格納容器ベント開始後経過時間[h]				
	1	2	3	4	5
給油作業に伴う単位時間当たりの被ばく量	$1.3 \times 10^3$	$4.3 \times 10^2$	$2.2 \times 10^2$	$1.5 \times 10^2$	$1.2 \times 10^2$

	格納容器ベント開始後経過時間[h]		
	13	28	75
給油作業に伴う単位時間当たりの被ばく量	$6.3 \times 10^1$	$4.6 \times 10^1$	$3.0 \times 10^1$

※評価点は図 57-11-3 の 6 号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置箇所  
評価結果については配置見直し等により、今後見直す可能性がある

### 11.3.2 タンクローリ（4kL）を用いた給油作業時の被ばく線量について

タンクローリ（4kL）を用いて給油を行う対象は、電源車（代替原子炉補機冷却系用）、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車、可搬型代替注水ポンプ（復水貯蔵槽注水用）、モニタリング・ポスト用発電機である。以下、各設備の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、各々の設備への給油は配備しているタンクローリ（4kL）3台で並行して行うことを想定する。

#### 【電源車（代替原子炉補機冷却系用）】

電源車（代替原子炉補機冷却系用）は2台が並列運転しており、1台あたりの連続最大負荷は6号炉：約186kW、7号炉：約151kWと、電源車の定格出力（400kW）の半分以下である。ここでは負荷容量が大きい6号炉を例として連続運転可能時間を評価する。発電機出力と燃費の関係から、連続最大負荷約186kWでの連続運転可能時間は、

$$250\text{L} \div 55\text{L/h} = 4.5\text{h}$$

となる。

#### 【3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車】

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の連続最大負荷は約40kWと、電源車の定格出力の約1/10である。発電機出力と燃費の関係から、連続最大負荷約40kW

での連続運転可能時間は、  
 $250\text{L} \div 18\text{L/h} = 13.8\text{h}$   
となる。

【可搬型代替注水ポンプ（復水貯蔵槽注水用）】  
可搬型代替注水ポンプの連続運転可能時間は、  
 $68\text{L} \div 18\text{L/h} = \text{約 } 3.7\text{h}$   
となる。

【モニタリング・ポスト用発電機】  
モニタリング・ポスト用発電機の連続運転可能時間は、  
 $190\text{L} \div 9\text{L/h} = \text{約 } 21.1\text{h}$   
となる。

上述のとおり，可搬型代替注水ポンプ（復水貯蔵槽注水用）が連続運転可能時間が一番短く，可搬型代替注水ポンプ（復水貯蔵槽注水用）は，プラント被災から約 38 時間後までに一度給油した後，格納容器ベントから約 3 時間後（プラント被災から約 41 時間後）に再度給油を行う必要がある。その場合の可搬型代替注水ポンプ給油作業に伴う被ばく線量は，給油に伴う現場作業を約 15 分と見積もると，以下のとおりとなる。

$$220\text{mSv/h} \times (15 \div 60) \text{ h} = 55\text{mSv}$$

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，これ以降の給油作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

### 11.3.3 タンクローリ（16kL）を用いた給油作業時の被ばく線量について

タンクローリ（16kL）を用いて給油を行う対象は，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機である。以下，各設備の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。

【第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機】  
第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の連続運転可能時間は、  
 $50\text{kL} \div 1.705\text{kL/h} = 29.3\text{h}$   
となる。

【免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機】  
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の連続運転可能時間は、

$$30\text{kL} \div 0.437\text{kL/h} = 68.6\text{h}$$

となる。

上述のとおり、第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機が連続運転可能時間が一番短く、第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機は、プラント被災から約 38 時間後までに一度給油した後、格納容器ベントから約 29 時間後（プラント被災から約 67 時間後）に再度給油を行う必要がある。タンク容量が大きく、タンクローリ（4kL）と比べて給油に時間を要することから、格納容器ベントから約 28 時間後に給油を行うとすると、その場合の第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機給油作業に伴う被ばく線量は、給油に伴う現場作業時間を約 90 分と見積もると、以下のとおりとなる。

$$46\text{mSv/h} \times (90 \div 60) \text{h} = 69\text{mSv}$$

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、これ以降の給油作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

#### 11.3.4 検討結果

上述のとおり、格納容器ベント後のプラント周辺の雰囲気線量を考慮し、給油作業の成立性を確認した結果、格納容器ベント後の給油作業時の被ばく線量は最大で 69mSv であることから給油作業は実施可能であると判断する。

以 上

57-12  
洞道内電路について

外部電源喪失時に重大事故等の対処に必要な設備に電源供給する設備は下記の設計基準事故対処設備である①と重大事故防止設備である②があるが、これらは独立性を有する設計とすることにより同時にその機能を損なわれることがない設計としている。(57-2-46)

①非常用ディーゼル発電機～非常用所内電気設備

(設計基準事故対処設備)

電路は原子炉建屋内に布設

②常設代替交流電源設備～代替所内電気設備

(重大事故防止設備)

②-1 (第一ガスタービン発電機から) 緊急用断路器～6号及び7号炉緊急用電源切替箱断路器(代替所内電気設備) 電路は屋外及び原子炉建屋, コントロール建屋内ともに単独電路にて布設。

②-2 (第二ガスタービン発電機から) 緊急用高圧母線～6号及び7号炉緊急用電源切替箱断路器(代替所内電気設備) 電路は洞道とコントロール建屋内にて布設(詳細設計中のため, コントロール建屋内の電路のルートについては未記載)。緊急用高圧母線～6号及び7号炉緊急用電源切替箱断路器電路を含め, 洞道内には表57-12-1に示す電路が布設されている。

屋内の電路のルートについては, 57-9-(57-1)～(57-21)参照。



表 57-12-1 洞道内に布設されている電路一覧

重大事故防止設備 (代替所内電気設備)			安全施設 (外部電源系)		
(1)	緊急用 高压母線	5号炉 非常用高压母線	(4)	北側 66kV 起動用開閉所	No. 2 工所用変圧器
(2)	緊急用 高压母線	6号炉 非常用高压母線	(5)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 5SA
(3)	緊急用 高压母線	7号炉 非常用高压母線	(6)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 5SB
			(7)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 6SA
			(8)	北側 66kV 起動用開閉所	起動変圧器 6SB
			(9)	北側 66kV 起動用開閉所	南側 66kV 起動用開閉所
			(10)	北側 66kV 起動用開閉所	南側 66kV 起動用開閉所
			(11)	北側 66kV 起動用開閉所	No. 3 起動用開閉所変圧器

(上記以外にも開閉所関係のケーブルが布設されている。)

また、以下の自主的な取り組みを実施している。

(1) 重大事故防止設備の独立性の確保について

上記②の電路は具体的には、重大事故防止設備である下記の②-1 と②-2 があるが、これらも上記のとおり独立性を有する設計とすることにより同時にその機能を損なわれない設計とする。(57-2-46)

(2) 洞道内の電路について

(2-1) 火災防護対策について

洞道内の電路である②-2 は、安全施設である外部電源系の電路を布設している既設洞道に設置する設計としており、重大事故防止設備である第二ガスタービン発電機からのケーブルが、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないような設計としている。

具体的には、重大事故防止設備である第二ガスタービン発電機からのケーブルが、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、難燃ケーブルの使用と過電流による過熱防止対策による火災の発生防止、かつ、下記の(a)の通り異なる2種の火災感知を設置し、下記の(b)の通り消火活動が可能な設計としている。

(a) 洞道内火災の感知について

荒浜側及び大湊側の開削洞道は随所に設置されている換気塔からの雨水の浸入によって高湿度環境になりやすく、一般的なアナログ式の煙感知器（光電スポット型）による火災感知に適さない。このため、異なる 2 種の感知器として、湿気の影響を受けにくいアナログ機能を有する光ファイバケーブル式の熱感知器、及び防湿対策を施した煙吸引式のアナログ機能を有する煙感知器を設置する設計とする。荒浜～大湊間のシールド洞道は、雨水が浸入するような換気塔が設置されておらず、湿気による誤作動のおそれがないことから、異なる 2 種の感知器としてアナログ機能を有する光ファイバケーブル式の熱感知器と一般的なアナログ機能を有する煙感知器（光電スポット型）を設置する設計とする。（図 57-12-1 参照）



図 57-12-1 第二ガスタービン発電機の屋外ケーブル布設エリアの概要図

(b) 洞道内火災の消火について

洞道内には換気設備（給気ファン，排気ファン並びに換気塔）を設置することから，万が一火災が発生した場合においても洞道内に煙が充満するおそれがなく消火活動が困難とならない場所として選定する。洞道内については，随所に設置した換気塔から火災源にアクセスし，粉末消火器または二酸化炭素消火器を用いた消火活動を行う設計とする。（図 57-12-2 参照）

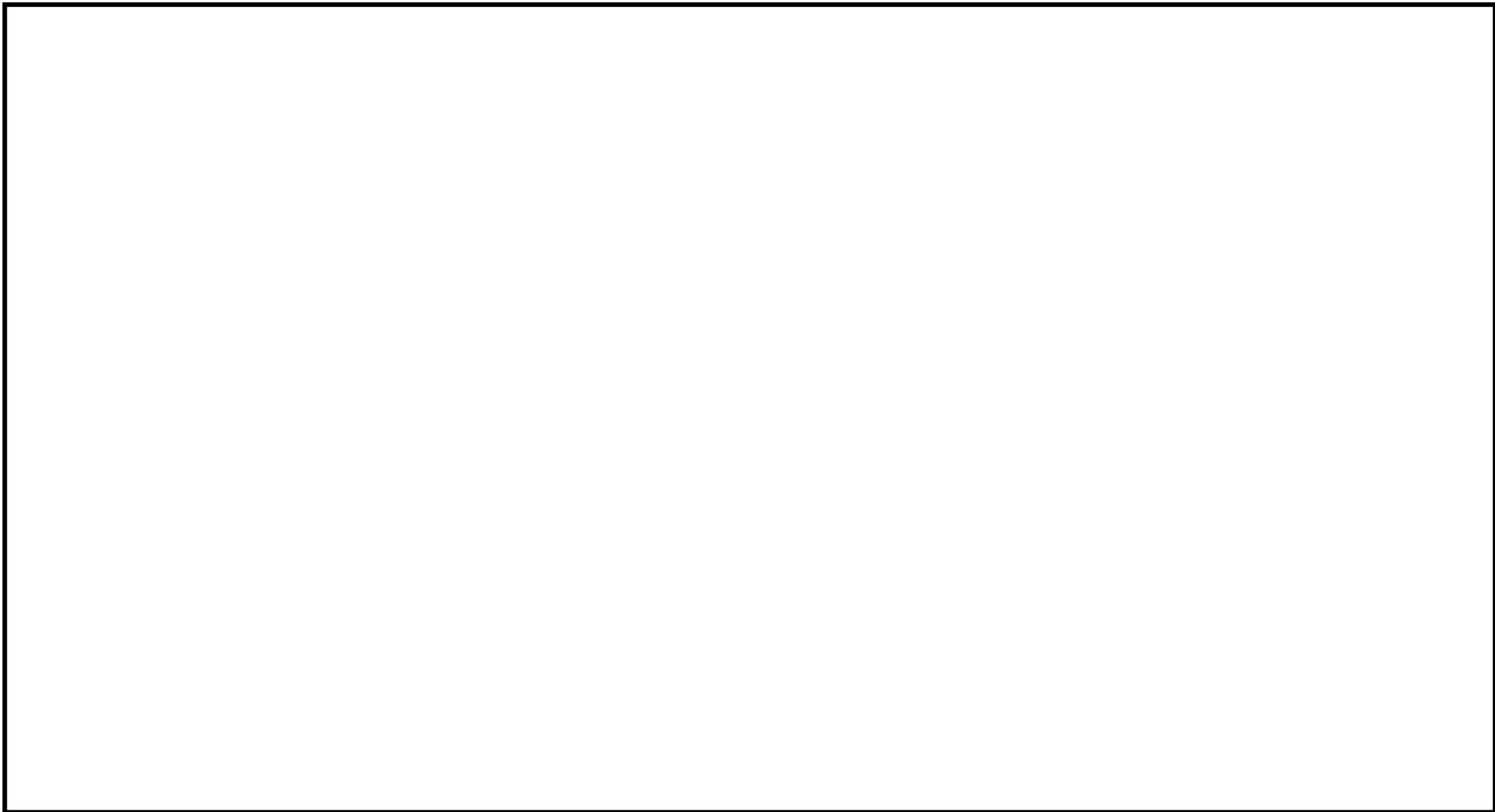


図 57-12-2 第二ガスタービン発電機の屋外ケーブル布設エリアの概要図

(2-2) その他の対策

(2-2-1) 洞道内では，第二ガスタービン発電機から代替所内電気設備への電路（②-2）は外部電源系の電路とは独立したサポートに固縛することで，プラント内への電源供給に関する信頼性を向上する観点から，外部電源系の電路と可能な限り独立な設計とする（図 57-12-3～6 参照）。

(2-2-2) 洞道内で外部電源系の電路と第二ガスタービン発電機から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備への電路（②-2）が同時にその機能を喪失した場合でも，第二ガスタービン発電機から大湊側緊急用高圧母線を経由し非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源供給する電路（ケーブルトラフ及び多孔管を用いる地上電路）を設け，第二ガスタービン発電機からの電源供給，及び外部電源からの電源供給を可能とする（図 57-12-7 参照）。



※電路構成は図 57-12-4～5 参照  
電路布設状況詳細は図 57-12-6 参照

図 57-12-3 洞道ルート図

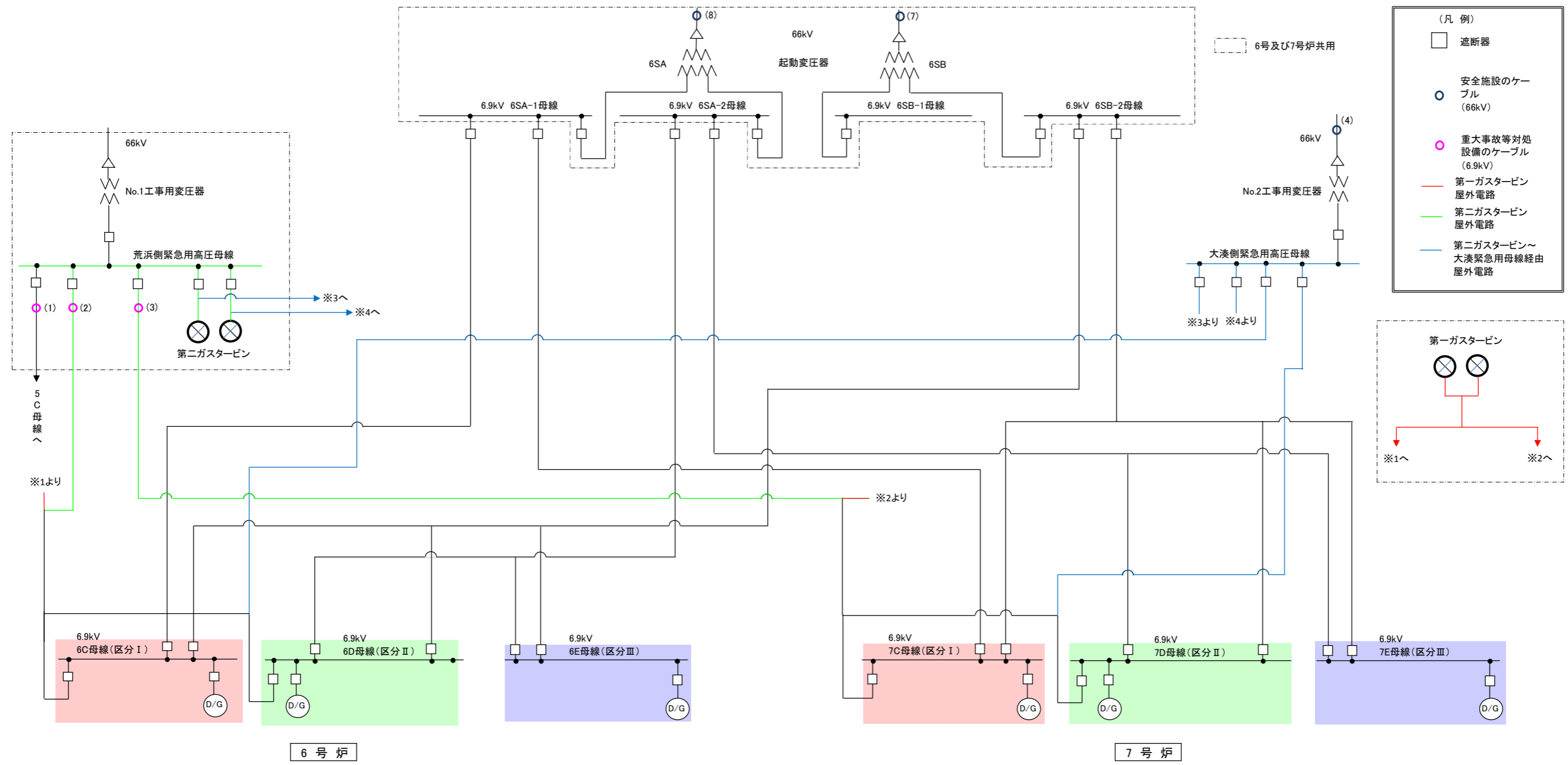


図 57-12-4 所内単線結線図 (洞道内のケーブル)

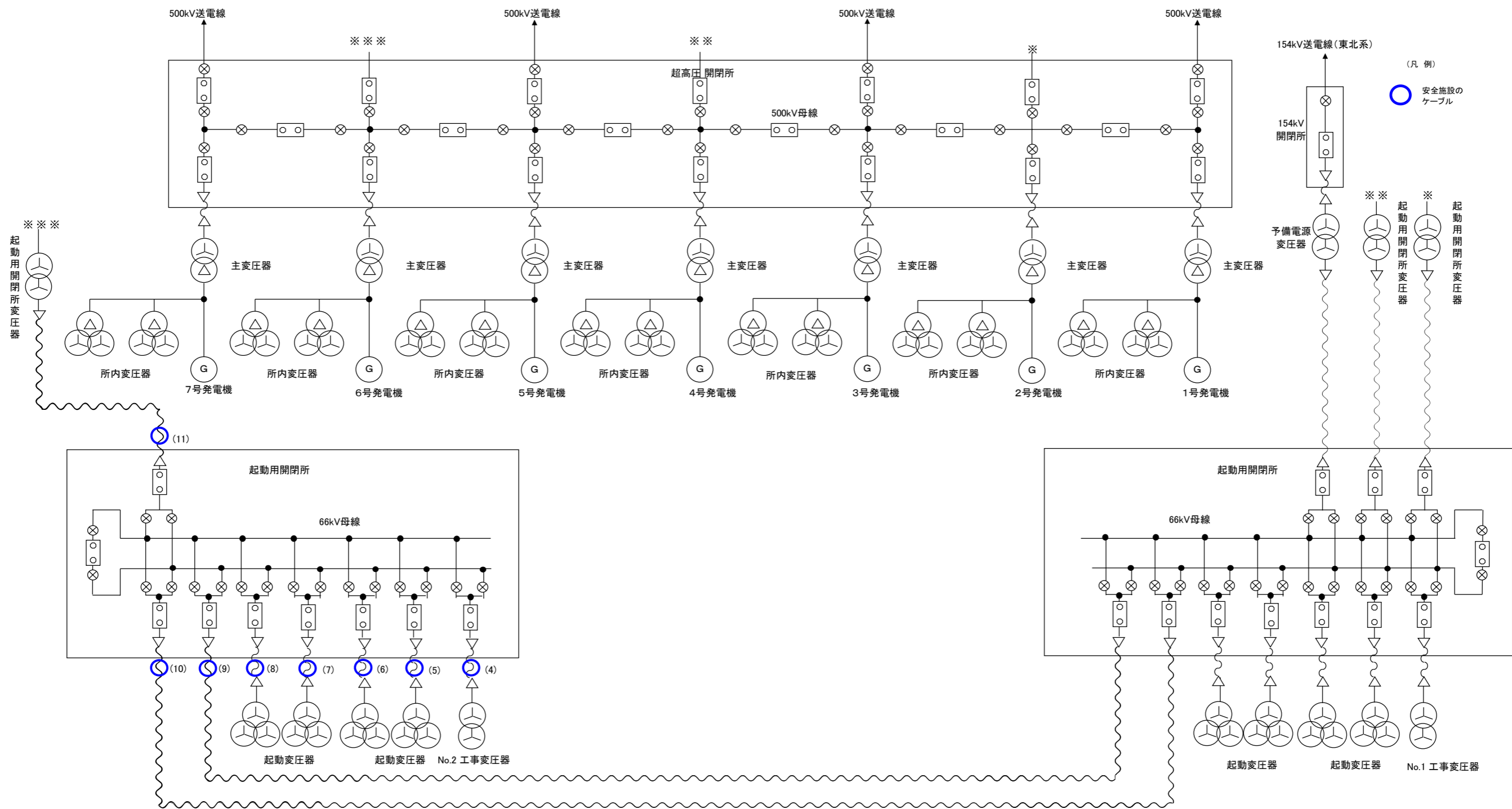
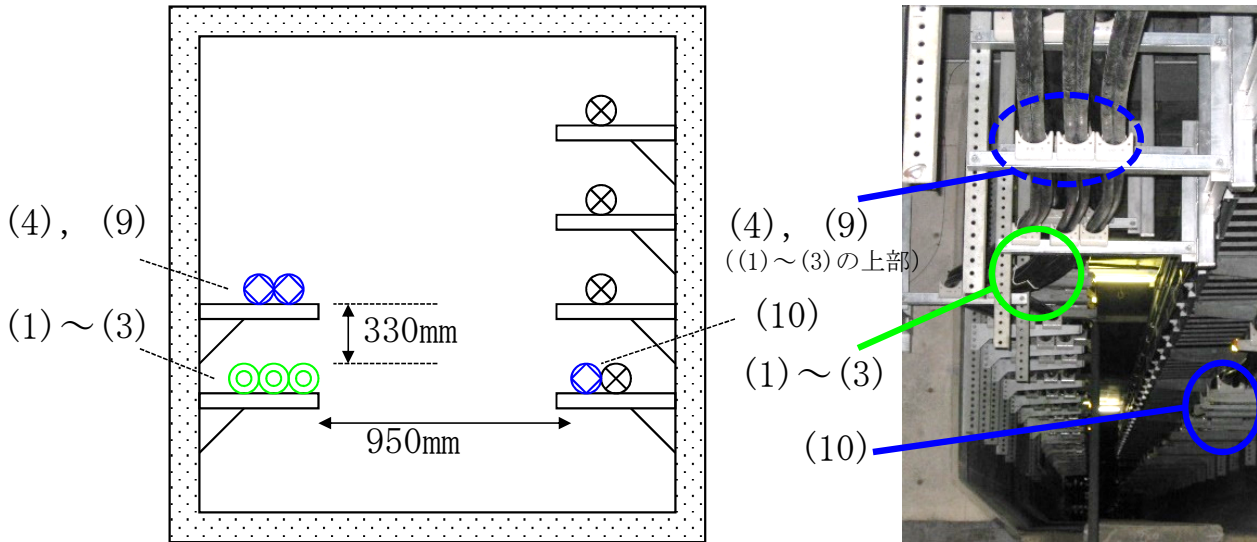


図 57-12-5 開閉所単線結線図 (洞道内のケーブル)



※電路全体図は図57-12-2～3参照



凡例	
	6.9kVガスタービン発電機からの電路 (重大事故等対処設備)
	66kVケーブル (安全施設)
	その他開閉所関係のケーブル

図57-12-6(1) A-A矢視

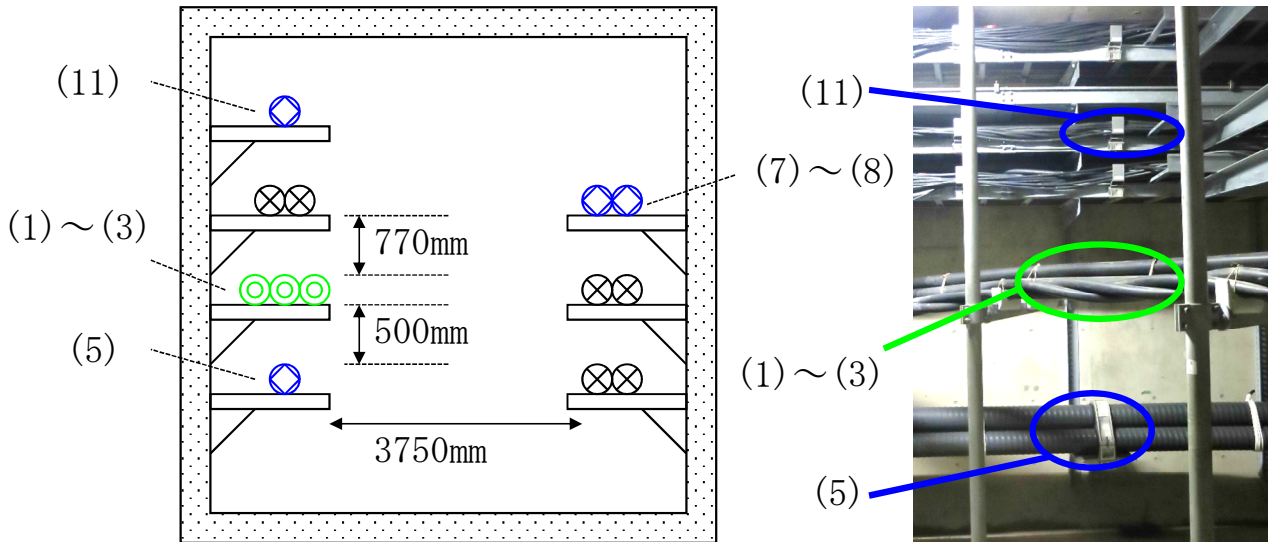


図57-12-6(2) B-B矢視

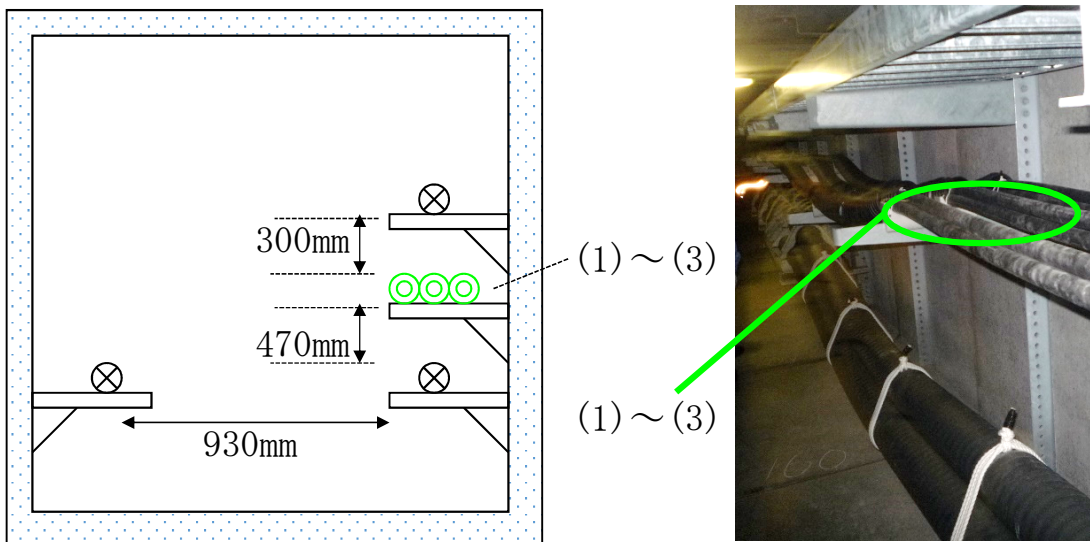
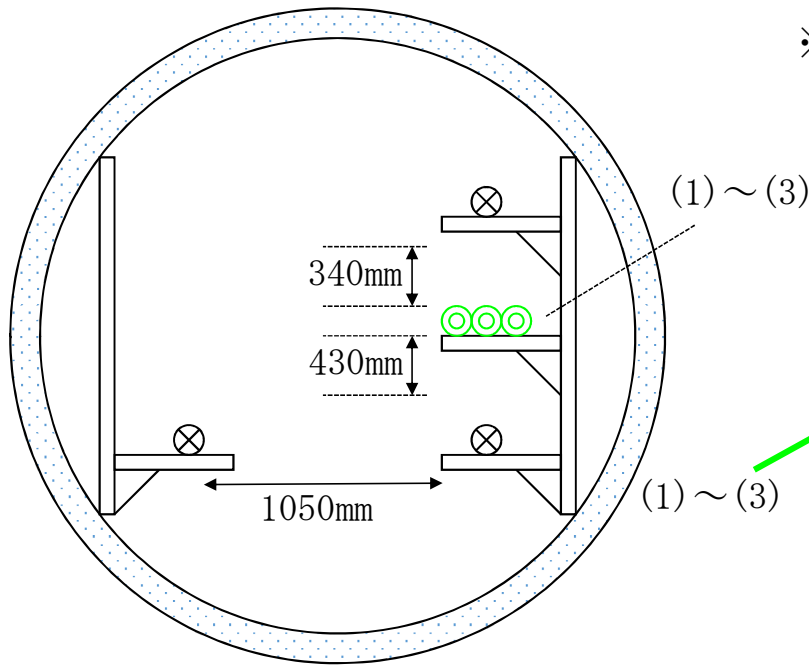


図57-12-6(3) C-C矢視

※電路全体図は図57-12-2～3参照



凡例	
	6.9kVガスタービン発電機からの電路 (重大事故等対処設備)
	66kVケーブル (安全施設)
	その他開閉所関係のケーブル

図57-12-6(4) D-D矢視

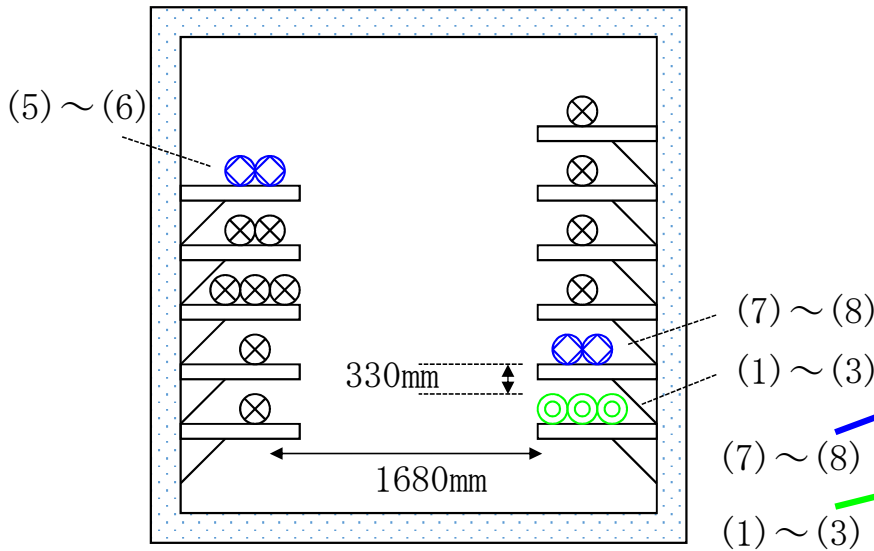


図57-12-6(5) E-E矢視

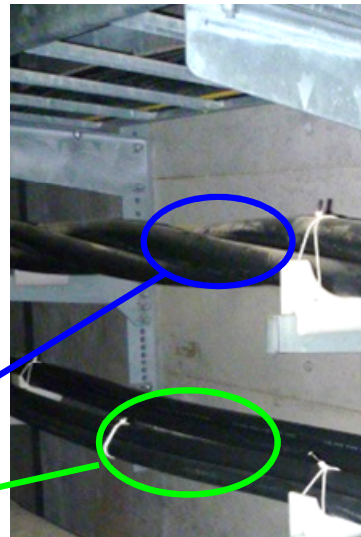
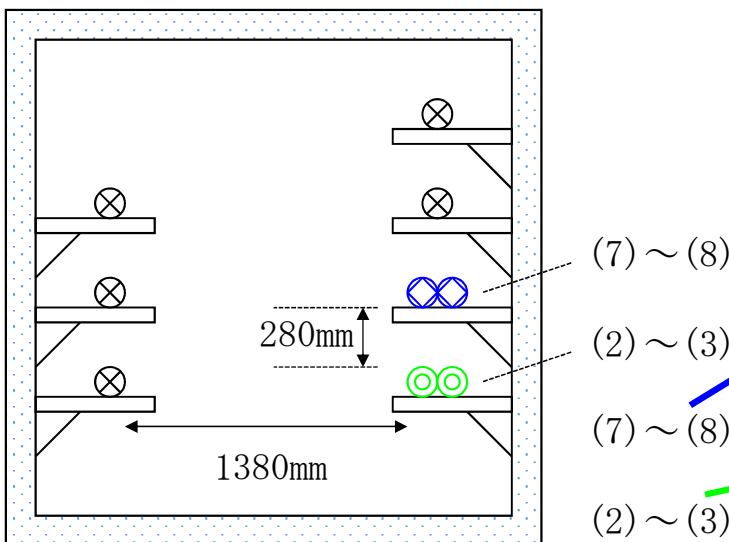


図57-12-6(6) F-F矢視

# 外部電源系より

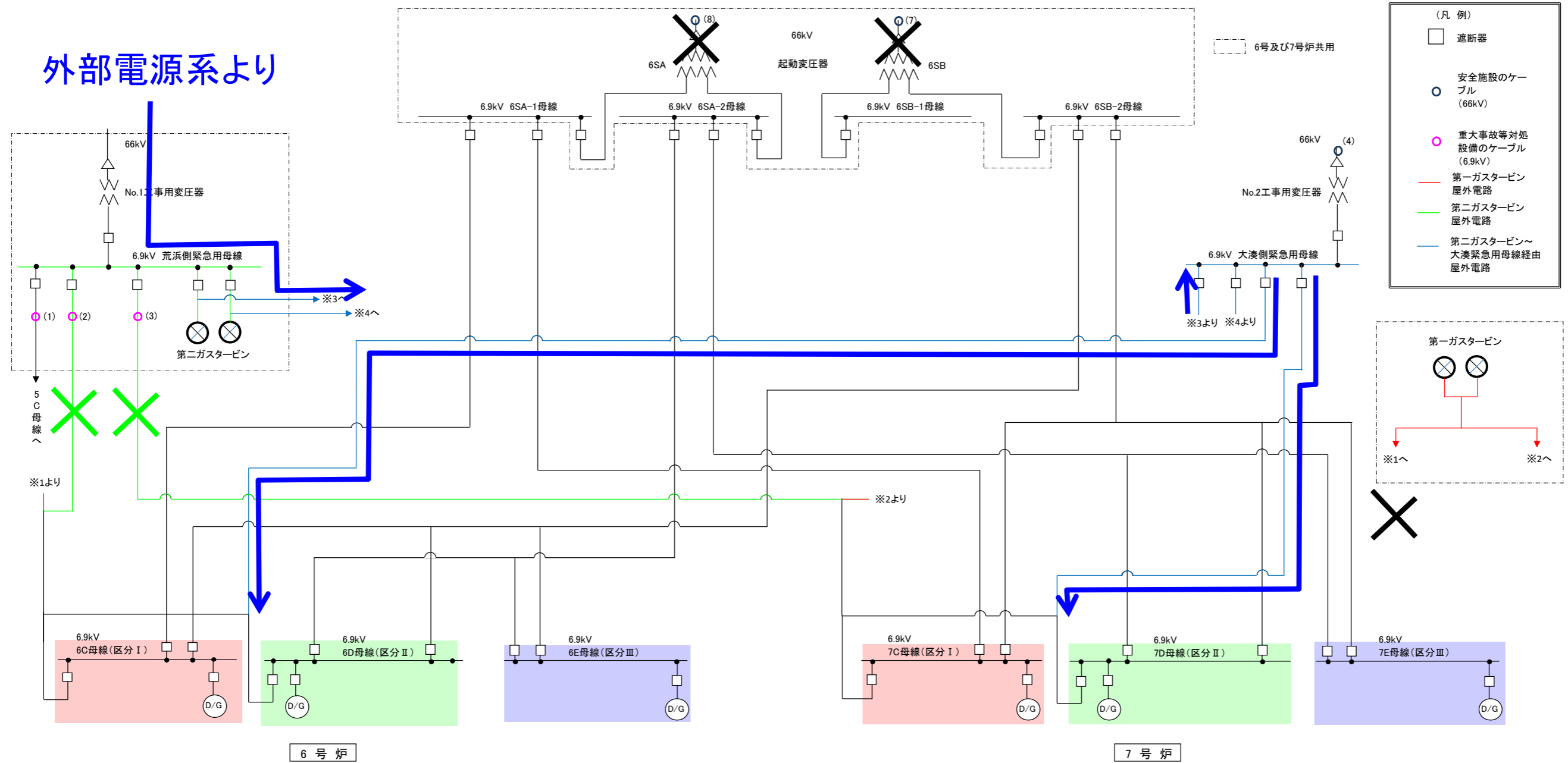


図 57-12-7 洞道機能喪失時の外部電源系からのルート

58-1  
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉压力容器温度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				残留熱除去系熱交換器入口温度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉圧力 (SA)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉水位	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉水位 (SA)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压代替注水系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (原子炉压力容器)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压炉心注水系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				残留熱除去系系統流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (原子炉格納容器)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			ドライウエル雰囲気温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ氣體温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンパ・プール水温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (D/W)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (S/C)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ・プール水位		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器下部水位		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			起動領域モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			平均出力領域モニタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系温度 (代替循環冷却)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置水位		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置入口圧力		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置出口放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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)-屋外	A b	
			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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				フィルタ装置水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作, 弁操作)	B d, B f	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料			—		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置金属フィルタ差圧		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置スクラバ水 pH		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作, 弁操作)	B d, B f	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			耐圧強化ベント系放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系熱交換器出口温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉補機冷却水系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水貯蔵槽水位 (SA)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水移送ポンプ吐出圧力		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系ポンプ吐出圧力		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉建屋水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内酸素濃度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 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			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		



柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条:計装設備			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を發揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料			—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を發揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B d, Bf	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備としゃ断器、ヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS表示装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	(海水を通水しない)	対象外	
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				関連資料	・58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要 (SPDS表示装置を除く), 現場操作 (緊急時対策所, SPDS表示装置, 操作スイッチ操作)		対象外, B d	
			関連資料	・58-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備		L	
			関連資料	・58-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要		B b	
			関連資料	—			
	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 (SPDS表示装置を除く), 現場操作 (緊急時対策所) (SPDS表示装置)		対象外, A a		
		関連資料	・58-3 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)		B	
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用する設備		A	
			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	(同一機能の設備なし)		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	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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

第 58 条 : 計装設備		可搬型計測器		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・ 58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	現場操作	B b, B g	
			関連資料	・ 58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・ 58-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	—	対象外
				関連資料	・ 58-3 配置図	
	第 6 号	設置場所	現場操作	A a		
		関連資料	・ 58-3 配置図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量(注水量)計測用として 6 号炉、7 号炉それぞれ 1 セット 23 個(故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 23 個(6 号及び 7 号炉共用)の合計 69 個)	C	
			関連資料	・ 58-9 可搬型計測器について		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	・ 58-9 可搬型計測器について		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	・ 58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
		第 5 号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	・ 58-3 配置図		
第 6 号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	・ 58-9 可搬型計測器について			
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・緩和以外 (代替する DB 設備なし)	対象外	
			サポート系要因	サポート系なし	対象外	
			関連資料	—		

58-2  
単線結線図

58-2-1

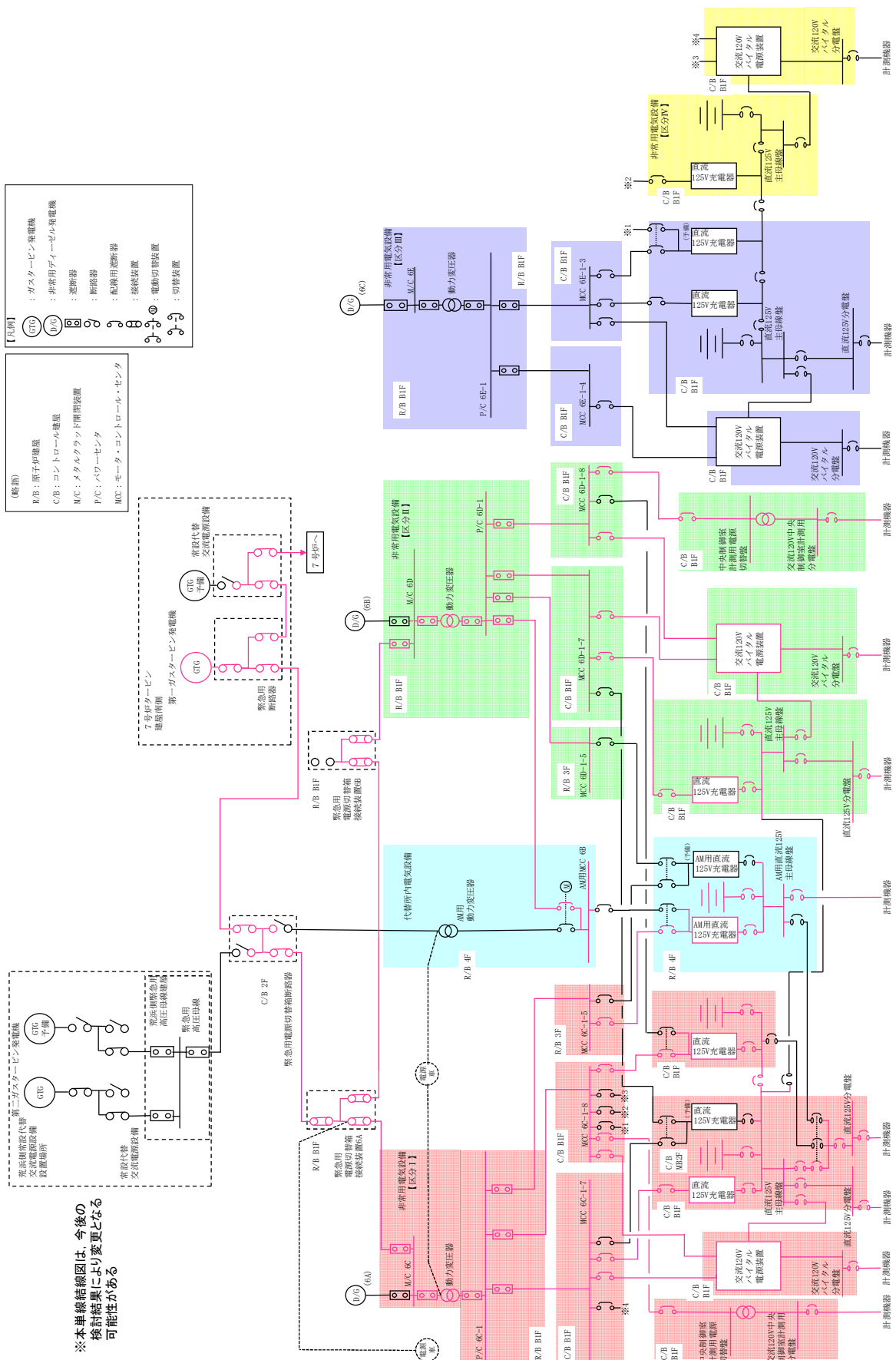
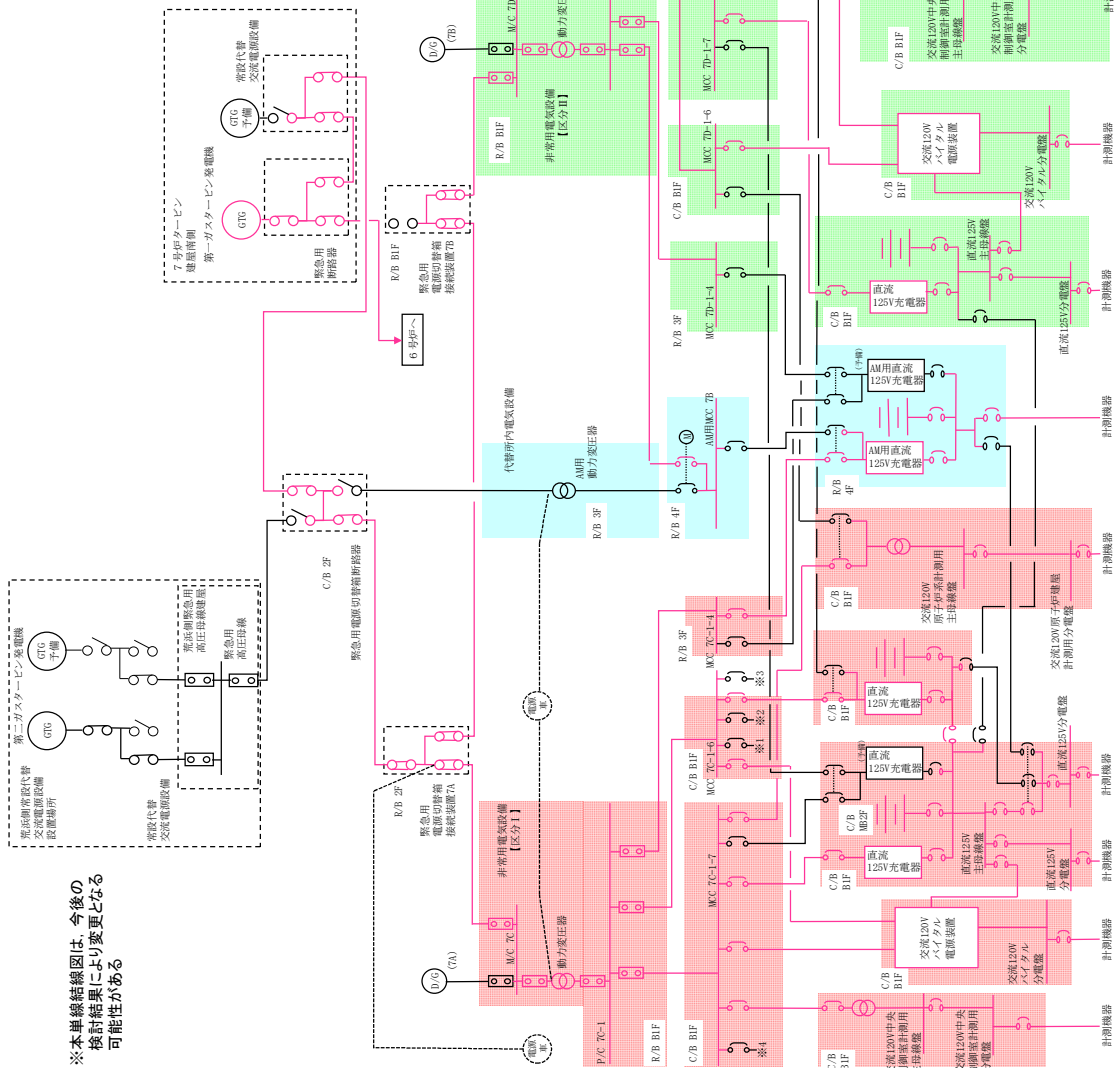
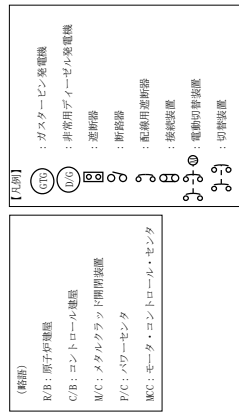


図 58-2-1 単線結線図 (6号炉)



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

図 58-2-2 単線結線図 (7号炉)



58-3  
配置図

58-3-1

表 58-3-1 配置図一覧表 (6号炉)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉圧力 (S/A)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
原子炉水位 (S/A)	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-2, 3
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-2, 7
サブプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-8
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
格納容器内水素濃度 (S/A)	原子炉格納容器内	図 58-3-4, 6
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)	図 58-3-13
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階, タービン建屋地下 2 階	図 58-3-1, 10
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 2, 3 階	図 58-3-1, 2
復水貯蔵槽水位 (S/A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階 原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階, 地上 2 階	図 58-3-9 図 58-3-2, 3, 6
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S/A 広域)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S/A)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図 58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	3号炉原子炉建屋地上2階, 免震重要棟地上1階	図 58-3-28, 29
SPDS表示装置	3号炉原子炉建屋地上2階, 免震重要棟地上1, 2階	図 58-3-28, 29, 30
可搬型計測器 (6号炉)	コントロール建屋地上2階	図 58-3-31
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)	3号炉原子炉建屋地上2階	図 58-3-28

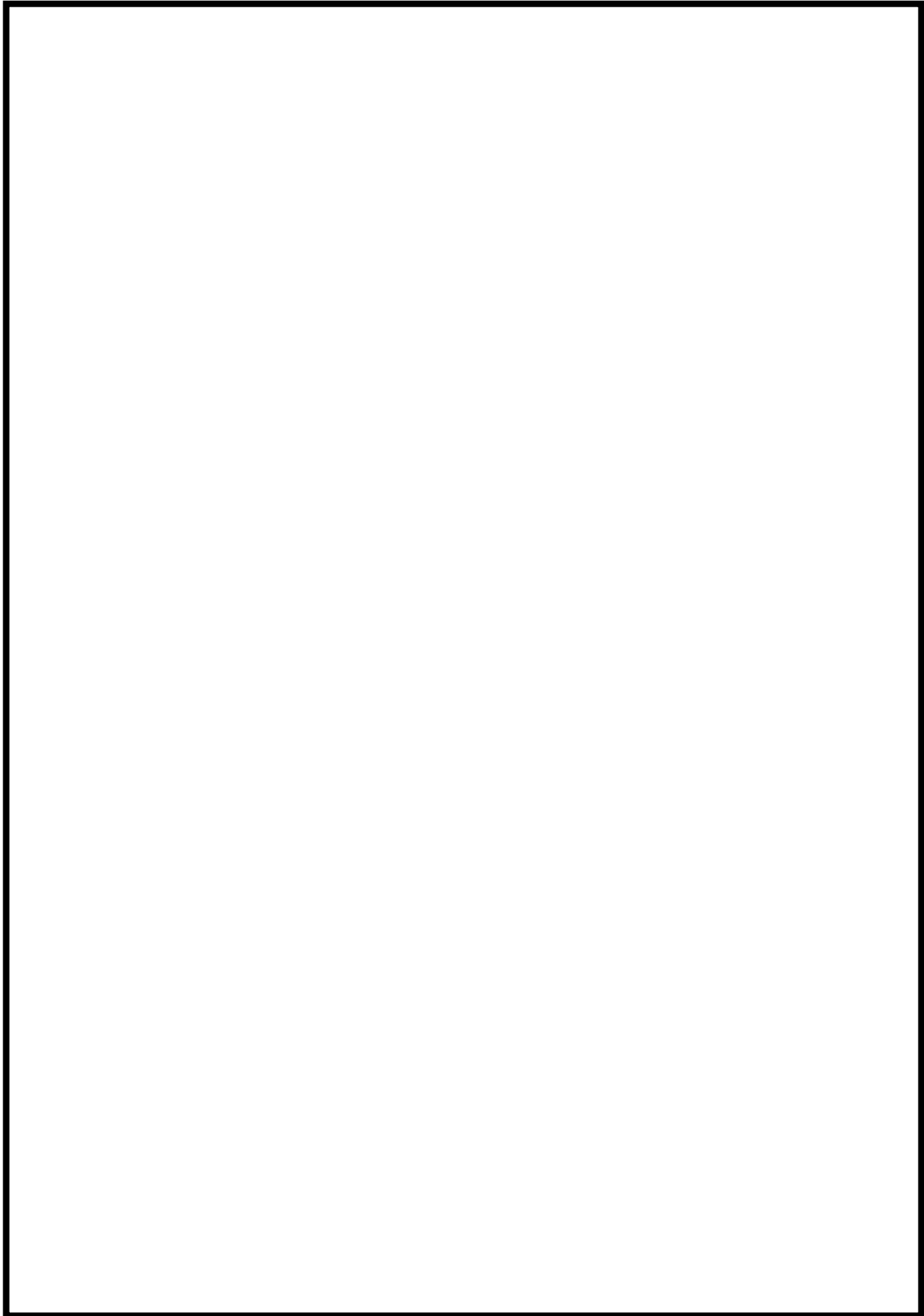


図 58-3-1 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

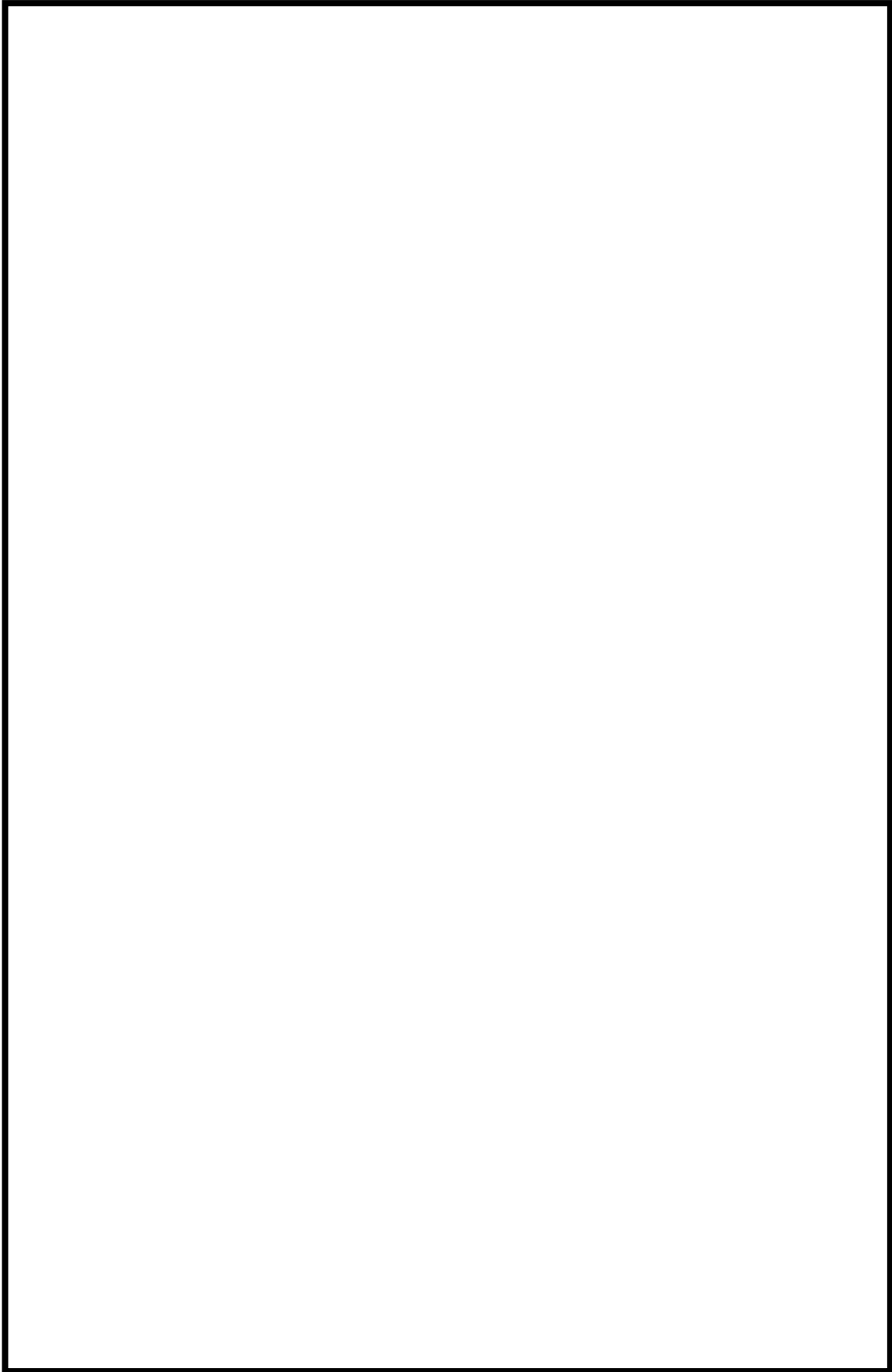


図 58-3-2 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下2階及び地下中2階)

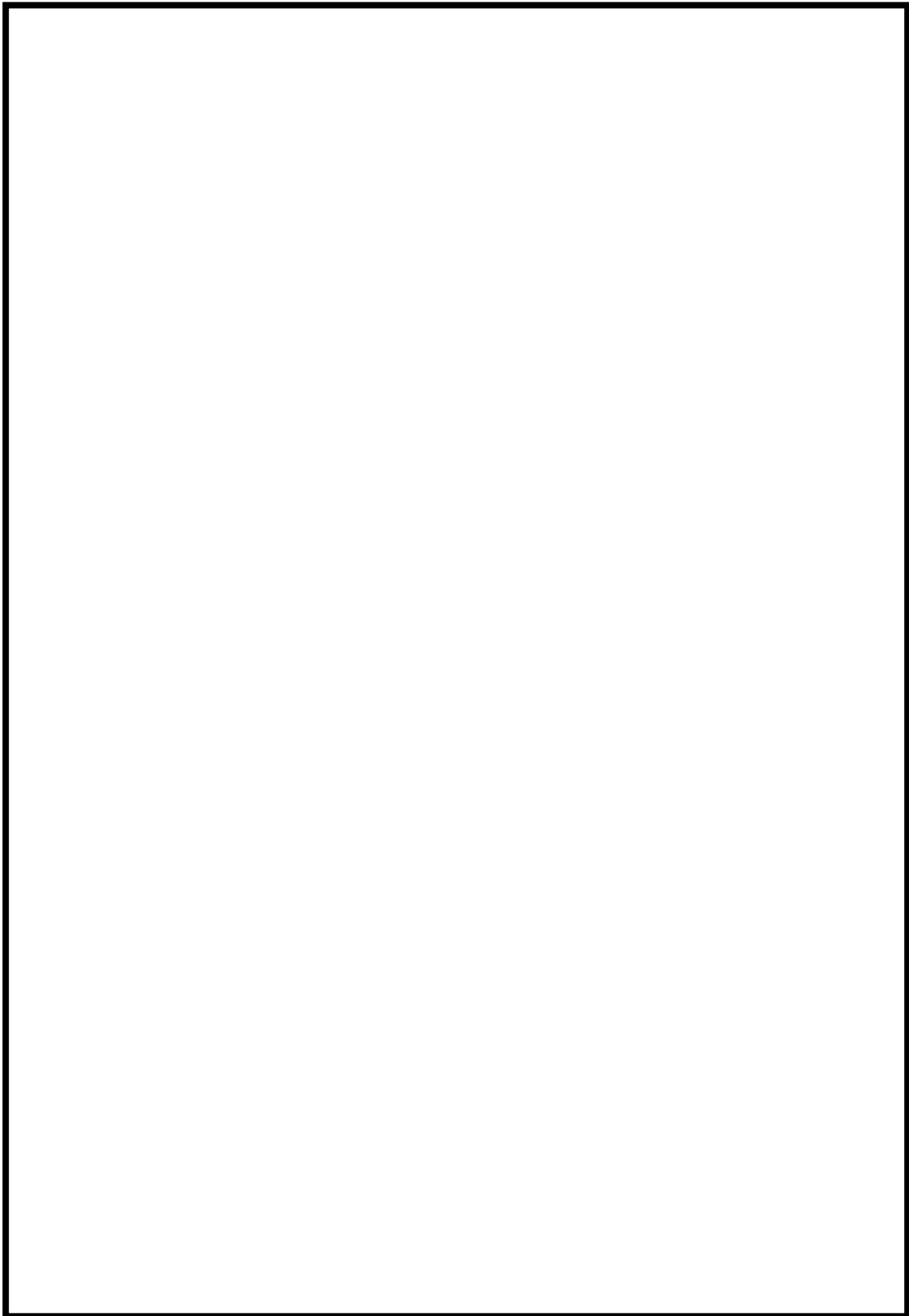


図 58-3-3 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

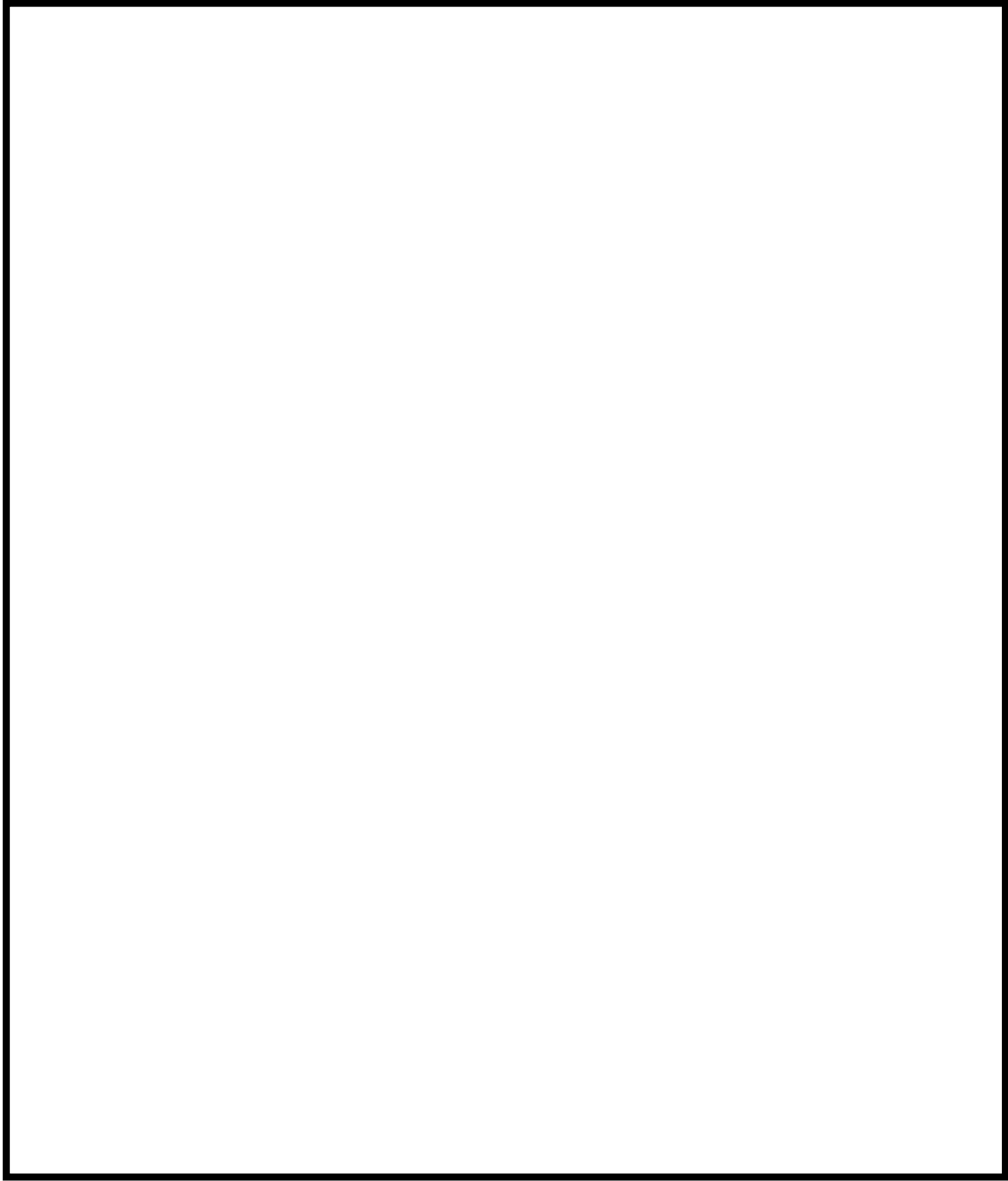


図 58-3-4 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下中 1 階)

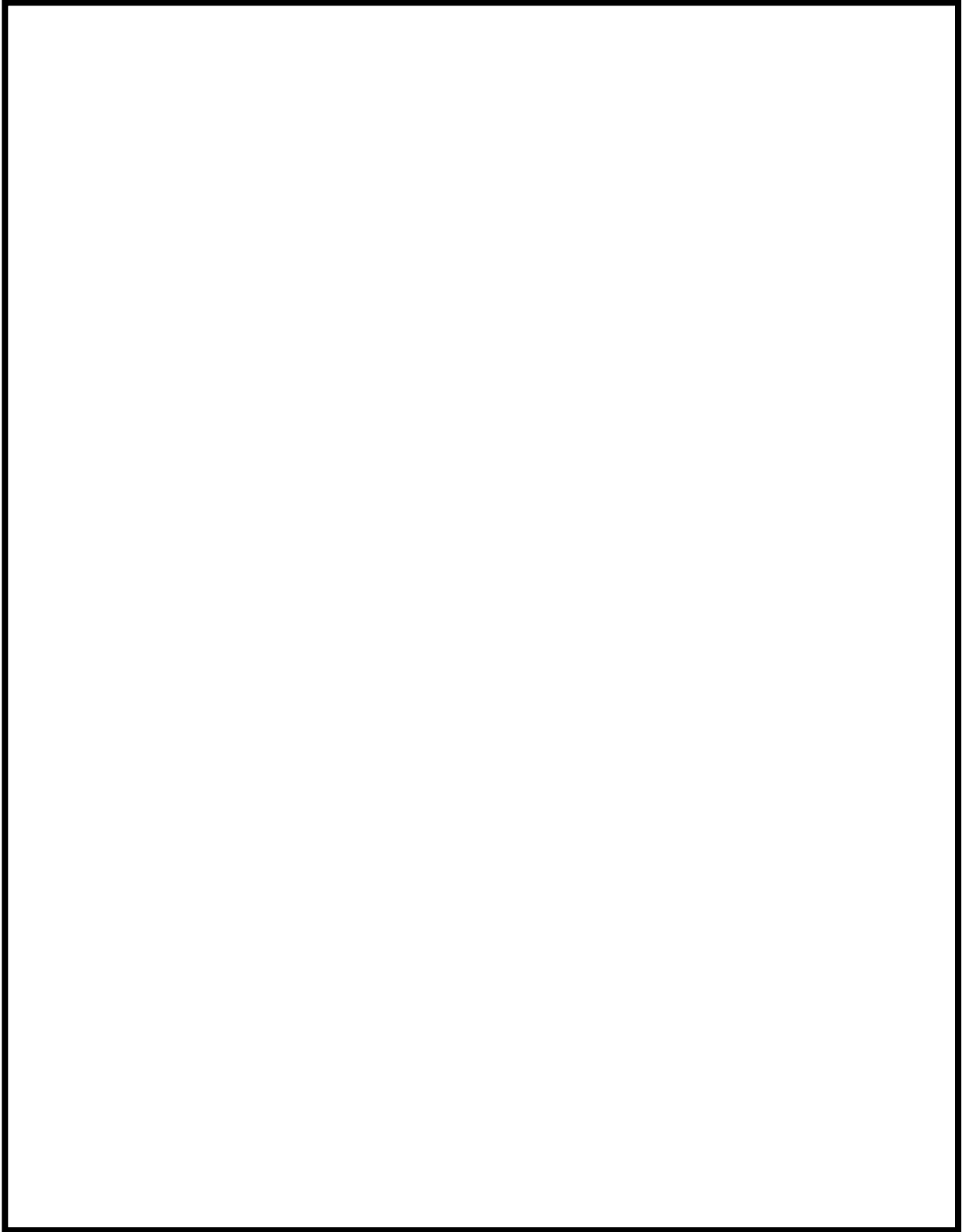


図 58-3-5 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上1階)



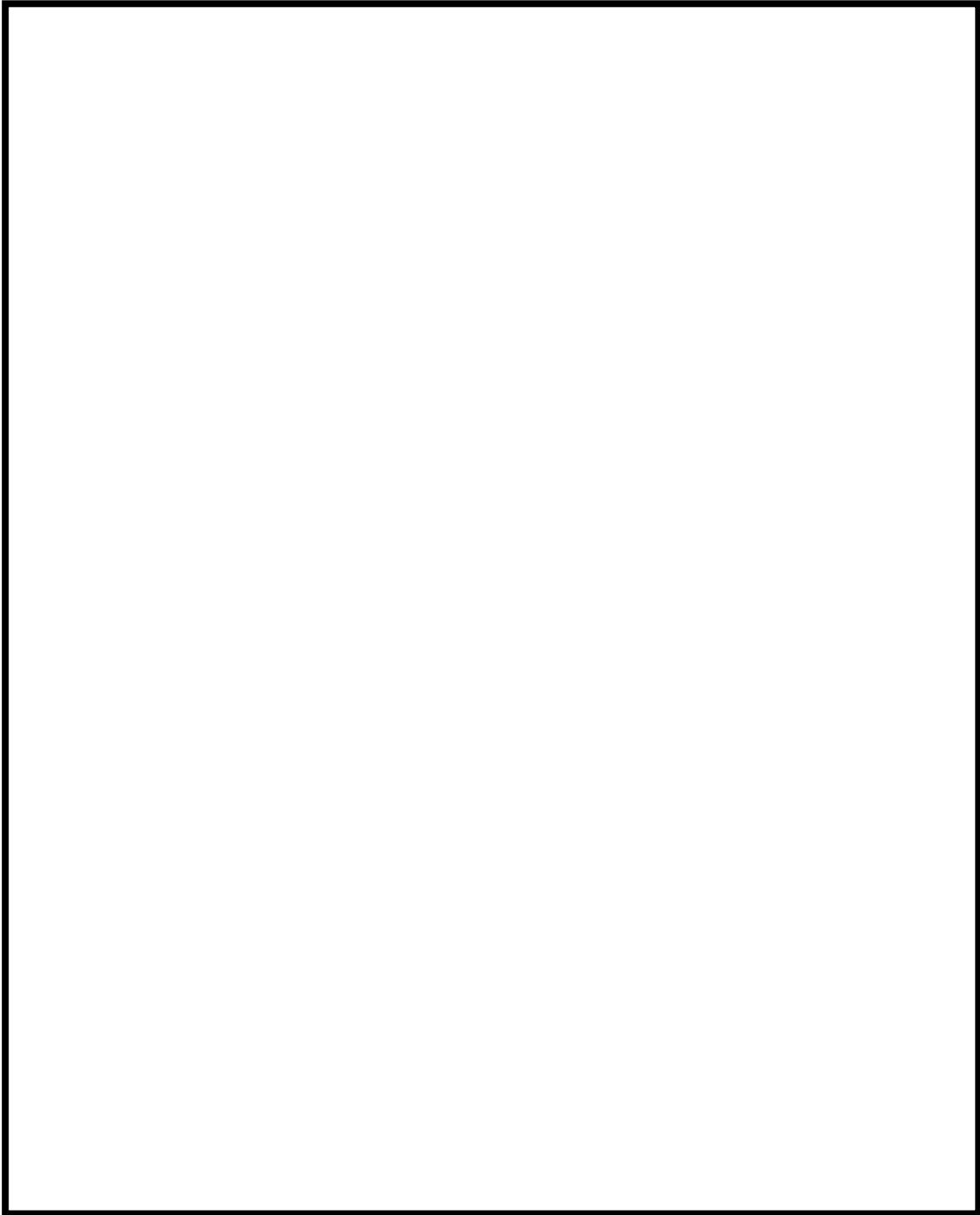


図 58-3-6 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上2階)

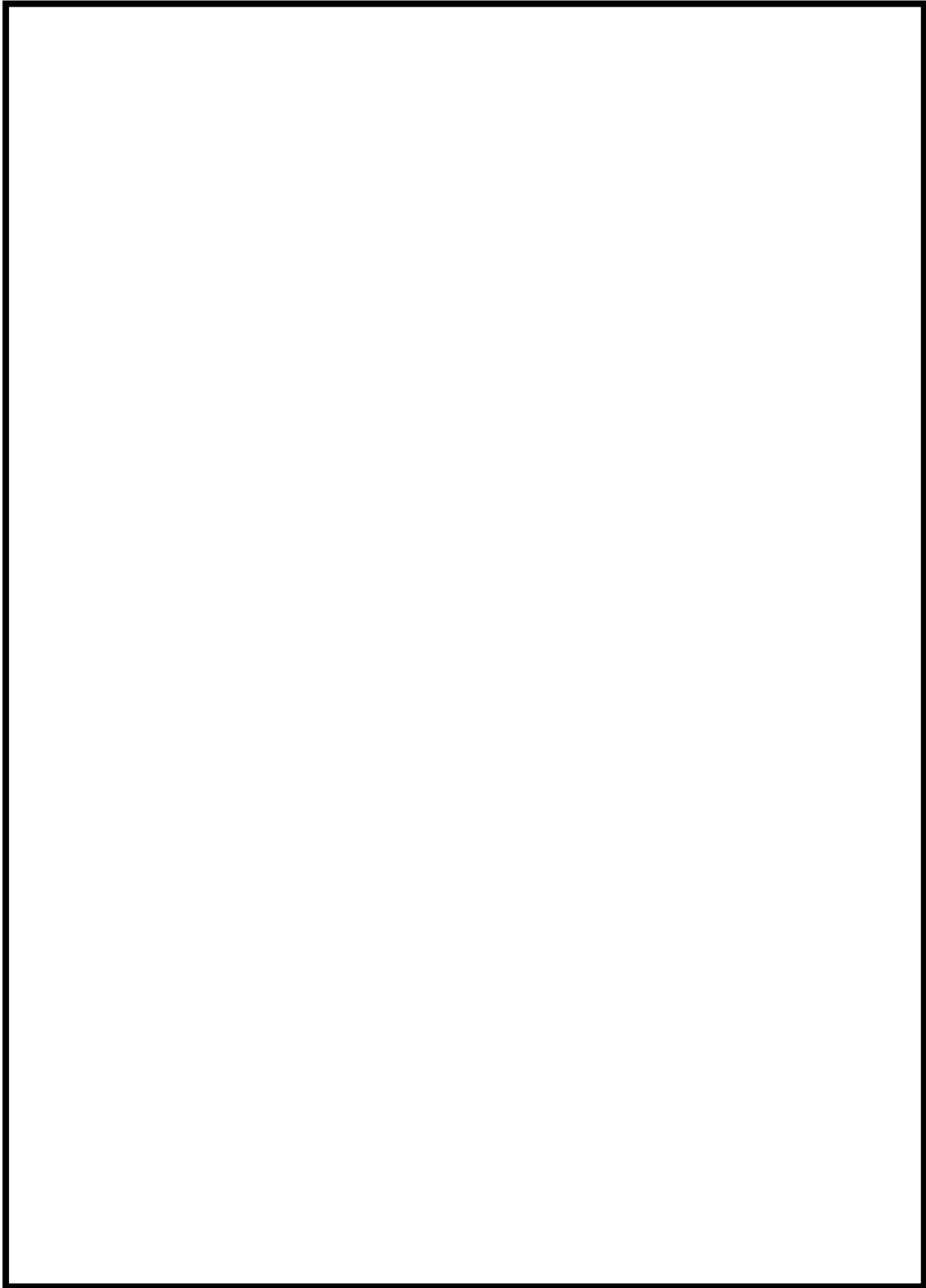


図 58-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上3階)

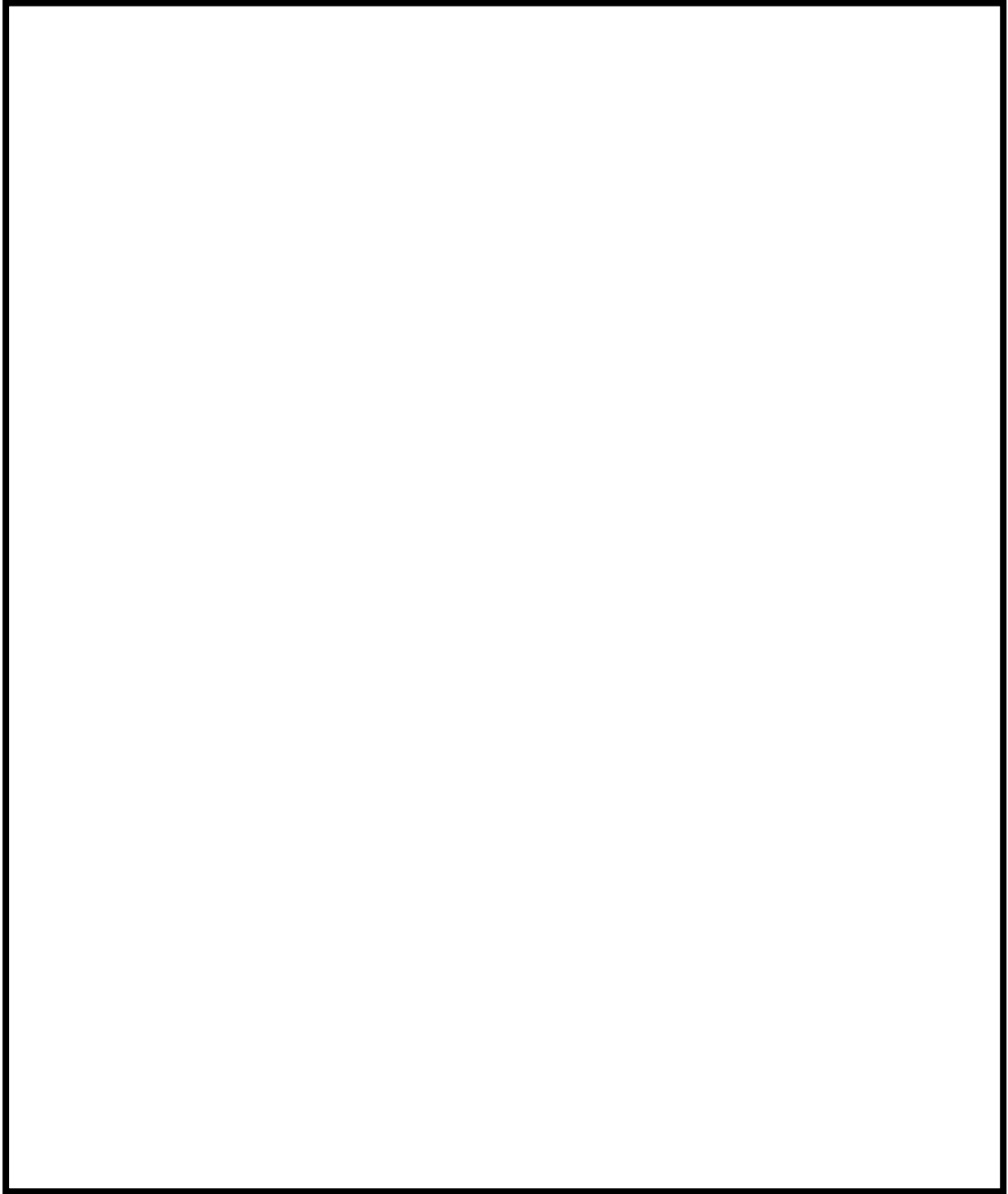


図 58-3-8 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

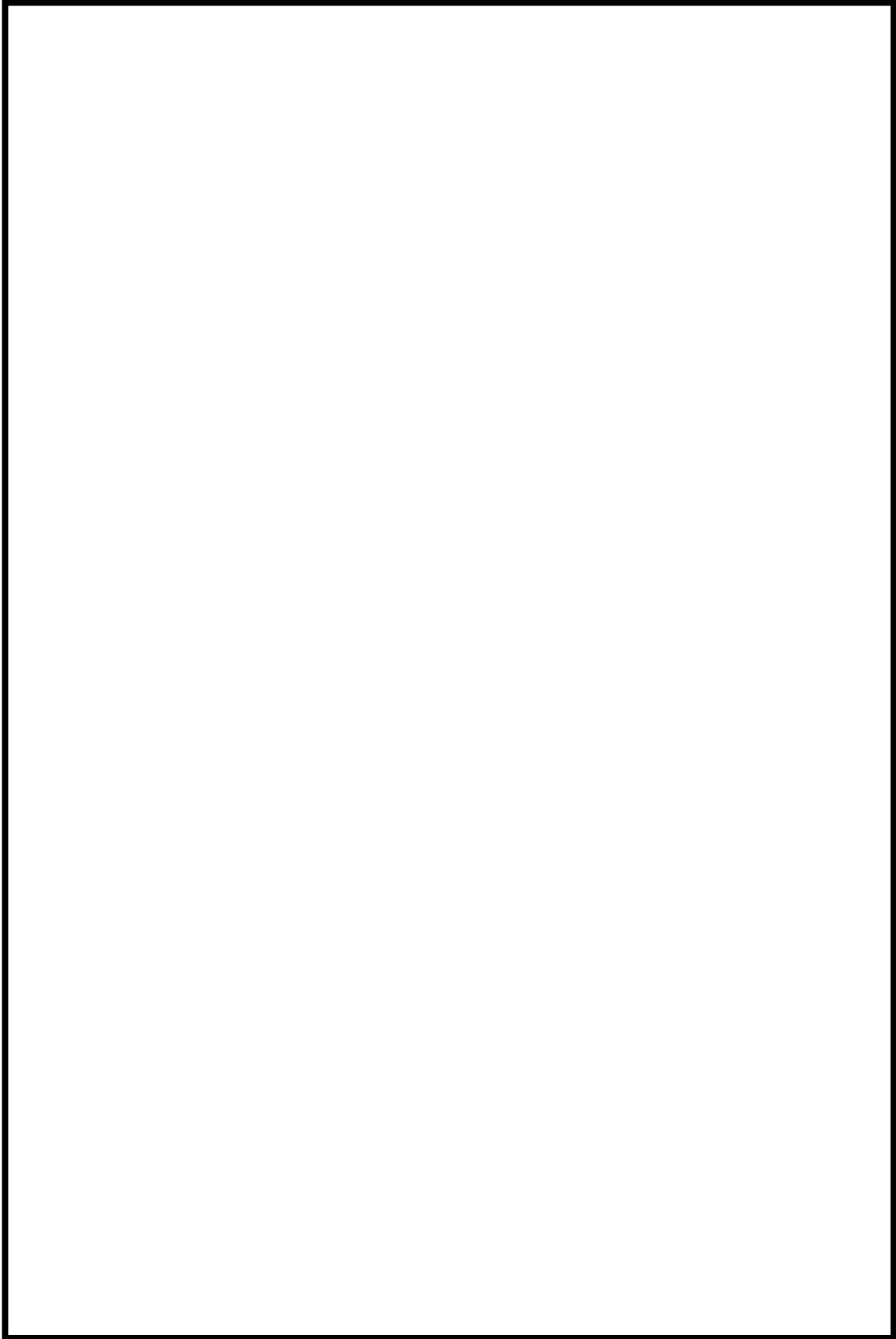


図 58-3-9 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上4階)

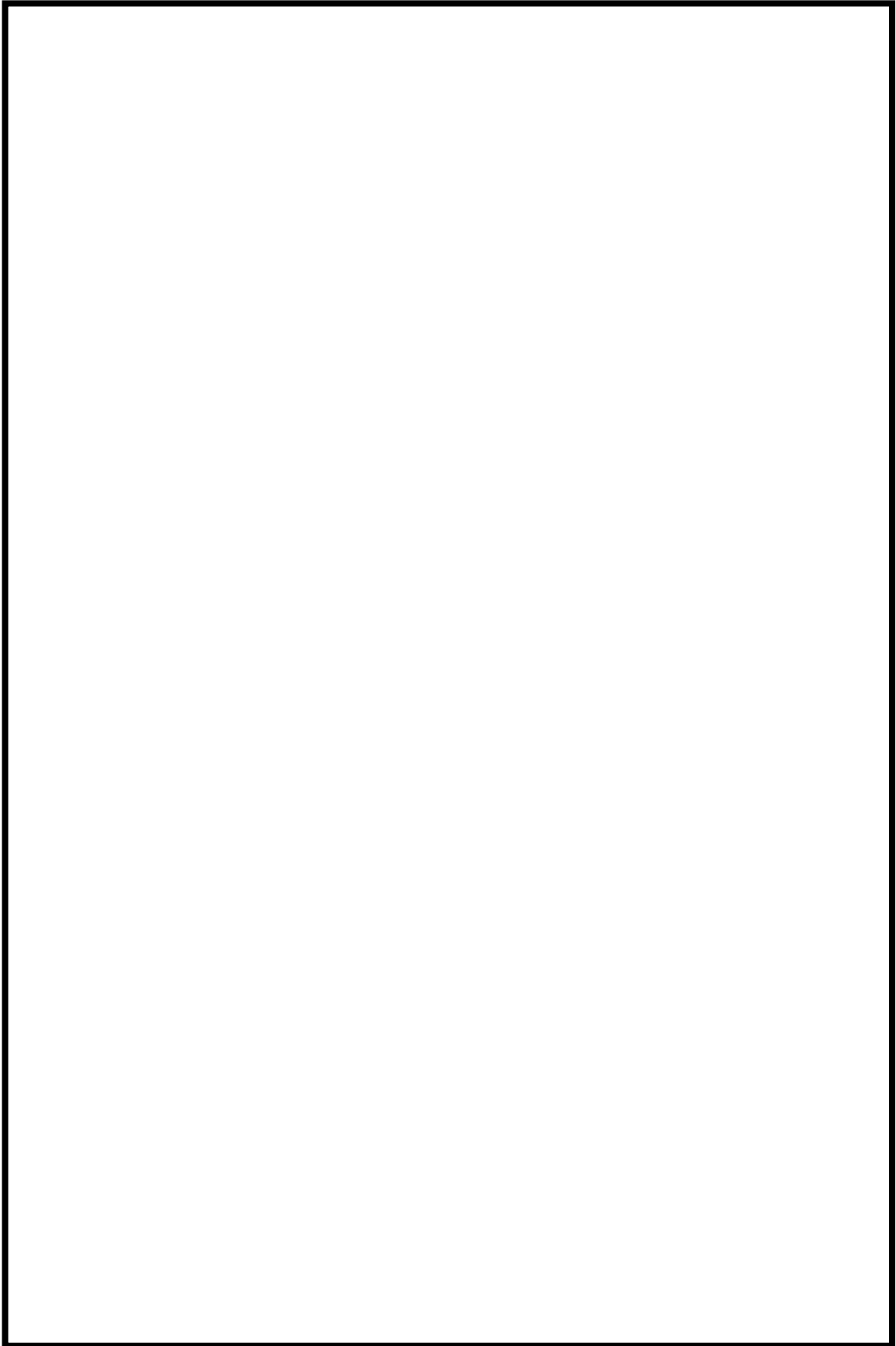


図 58-3-10 機器配置図 (6号炉 タービン建屋地下2階)

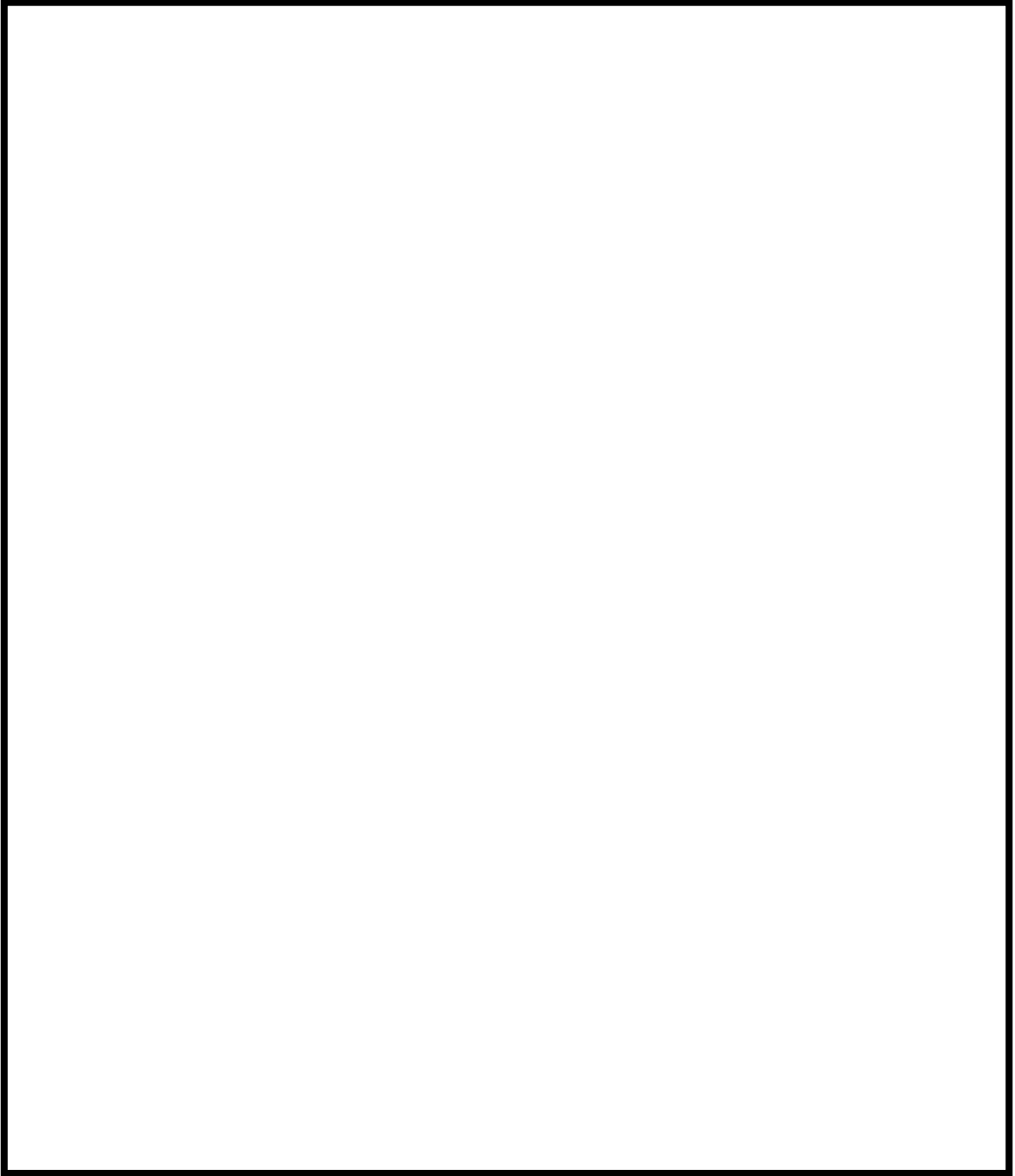
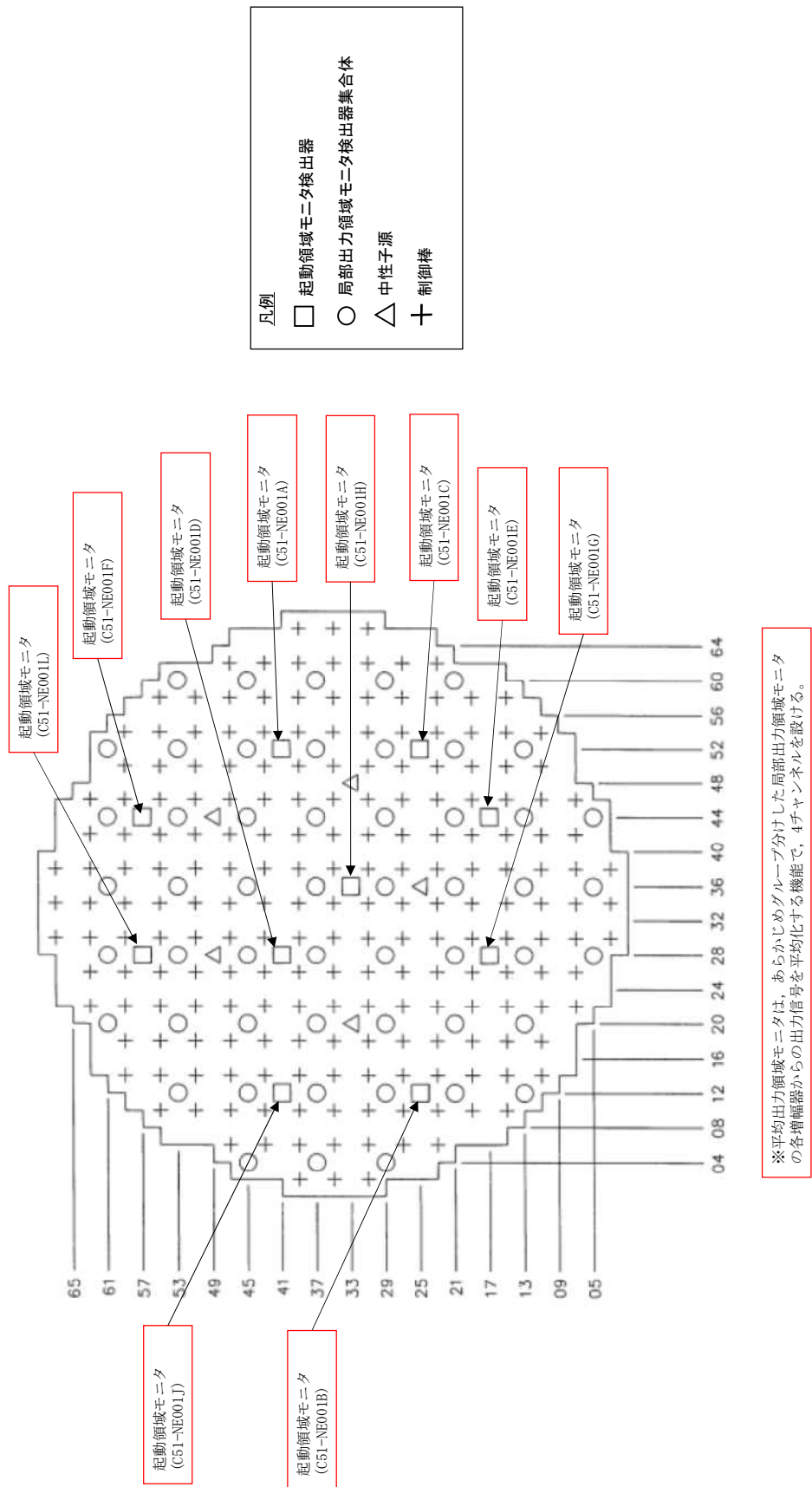


図 58-3-11 機器配置図（廃棄物処理建屋地下 3 階）



6号炉 核計装配置図

図 58-3-12 機器配置図 (6号炉 核計装配置図)

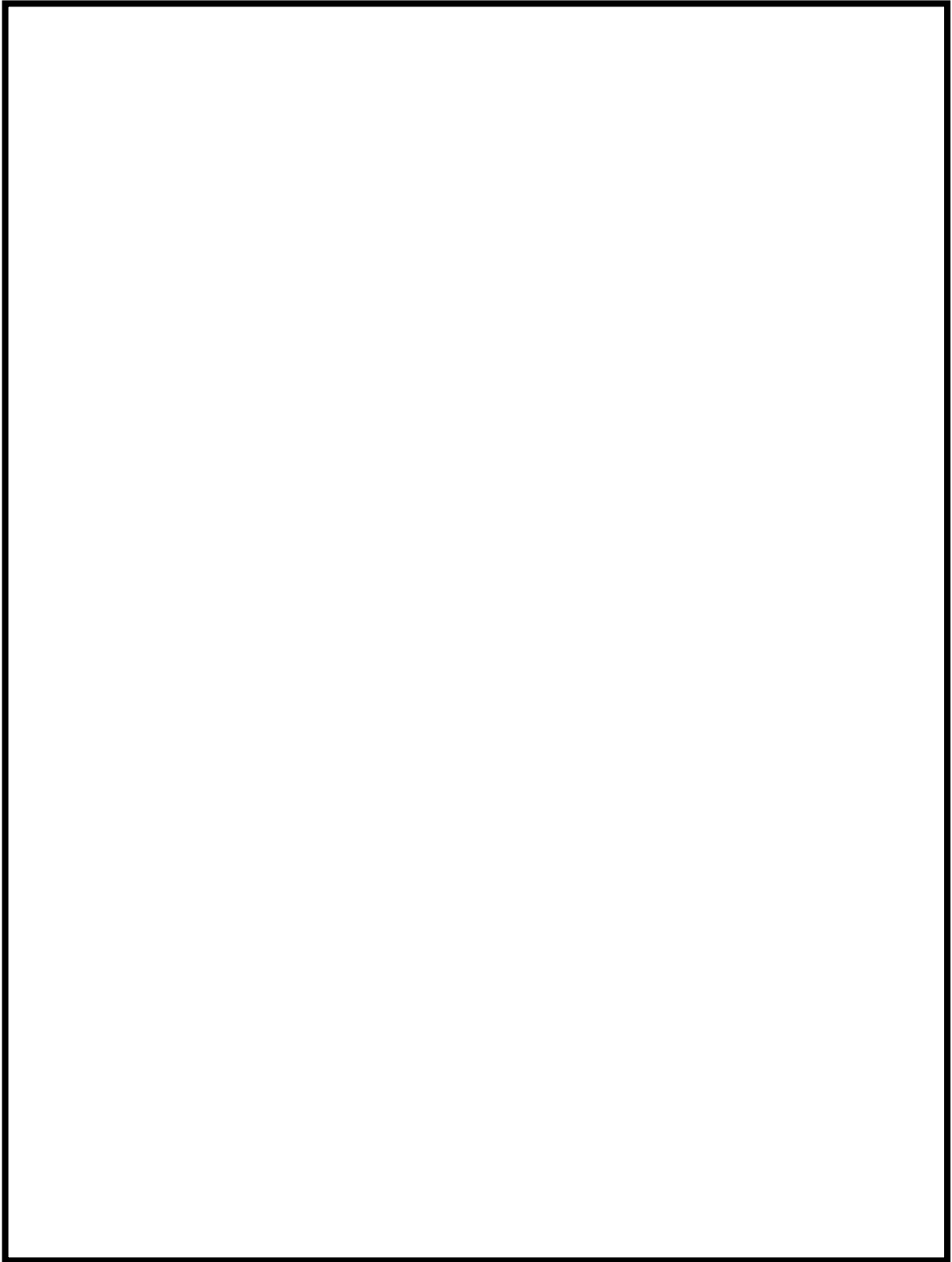


図 58-3-13 機器配置図 (6号炉 屋外)



表 58-3-2 配置図一覧表 (7号炉)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉圧力 (S A)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-14, 16
原子炉水位 (S A)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-15, 16
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	原子炉建屋地下 1 階, 地上 1 階	図 58-3-16, 17
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	原子炉建屋地下 2 階, 地上 1 階	図 58-3-15, 17
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14, 19
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
格納容器内水素濃度 (S A)	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 17
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)	図 58-3-26
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉補機冷却水系系統流量	タービン建屋地下 1, 2 階	図 58-3-22, 23
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水貯蔵槽水位 (S A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階 原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階, 地上 2 階	図 58-3-21 図 58-3-15, 16, 18
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図 58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	3号炉原子炉建屋地上2階, 免震重要棟地上1階	図 58-3-28, 29
SPDS表示装置	3号炉原子炉建屋地上2階, 免震重要棟地上1, 2階	図 58-3-28, 29, 30
可搬型計測器 (7号炉)	コントロール建屋地上2階	図 58-3-31
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)	3号炉原子炉建屋地上2階	図 58-3-28

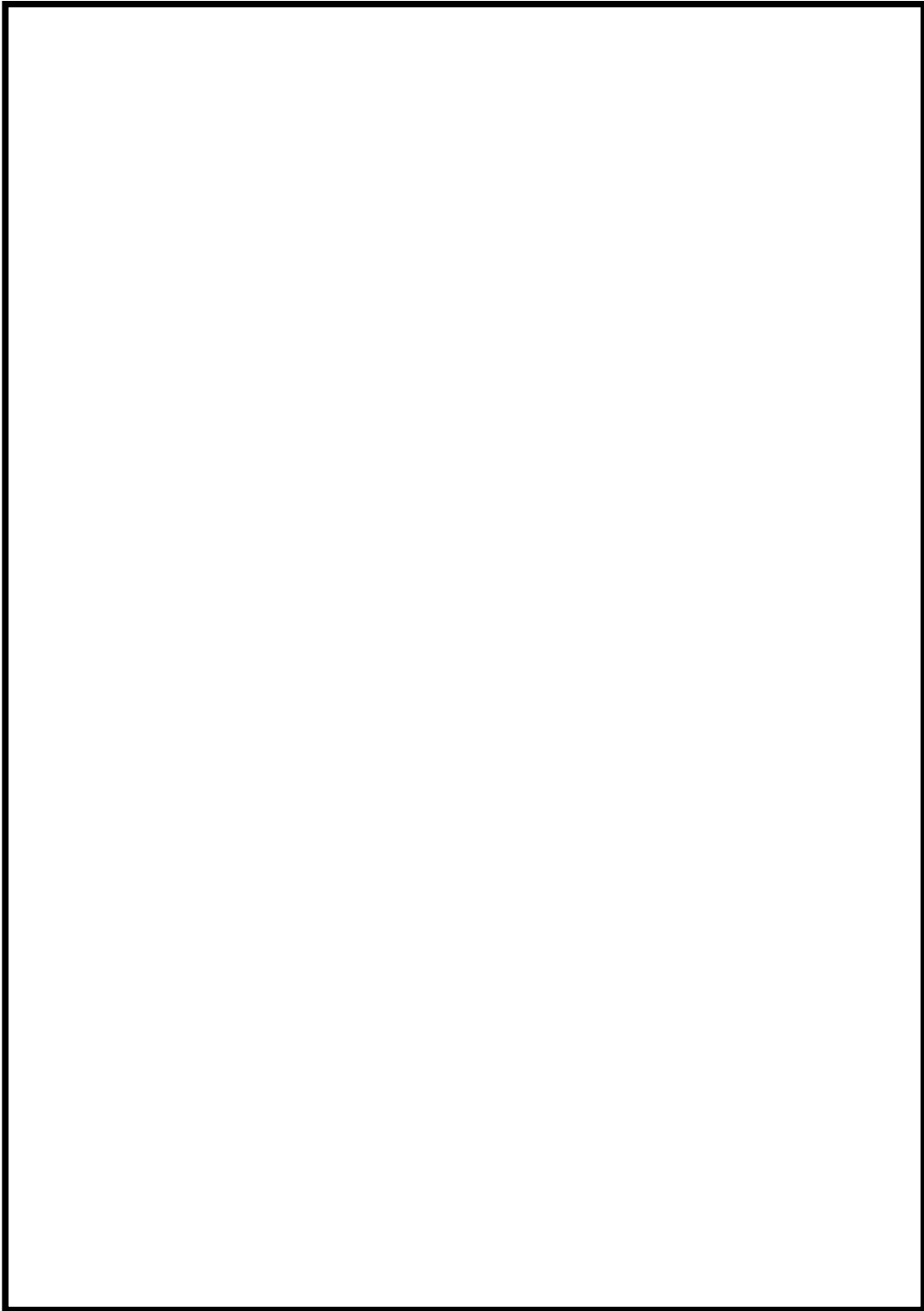


図 58-3-14 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

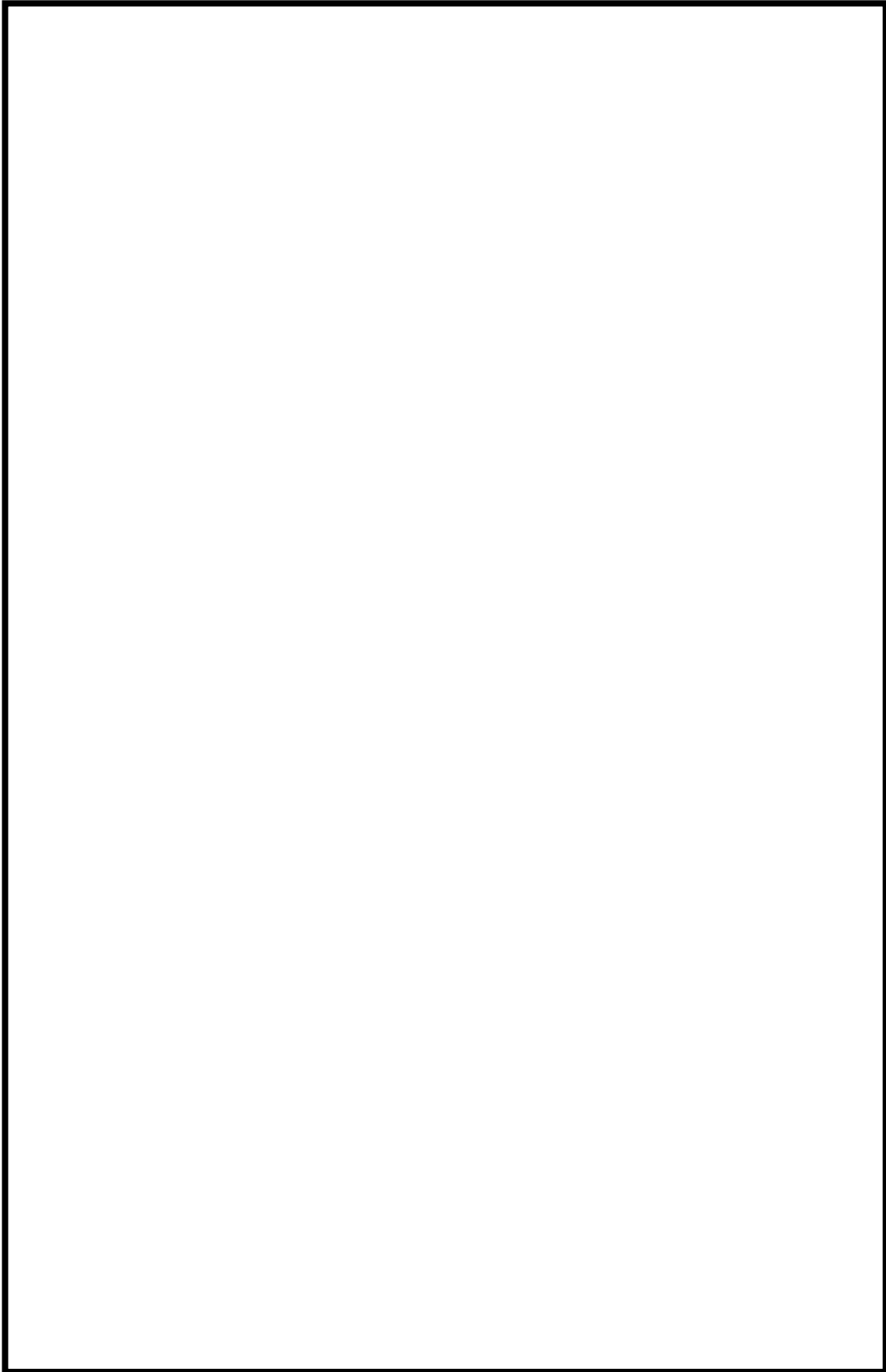


図 58-3-15 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 2 階及び地下中 2 階)

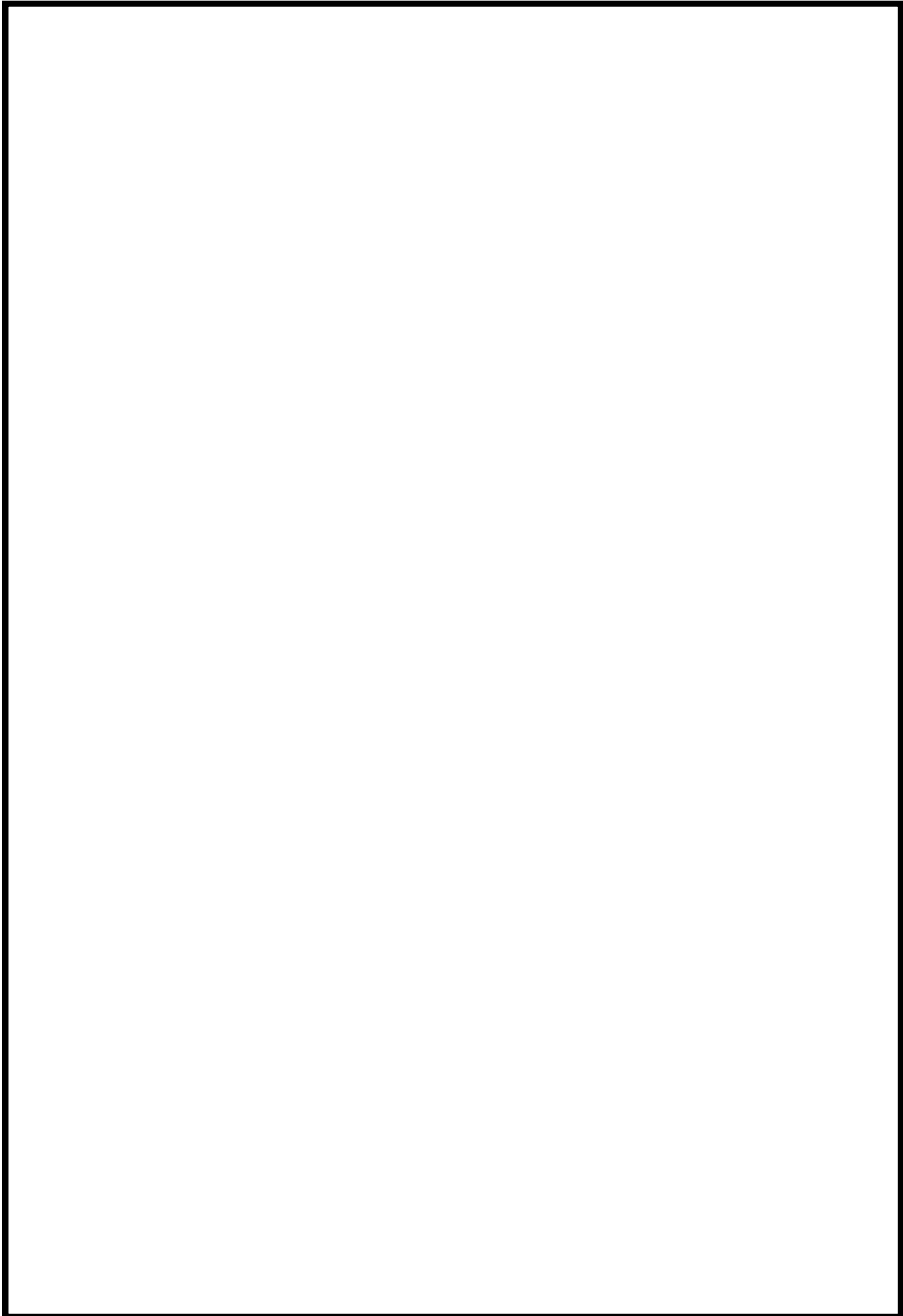


図 58-3-16 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

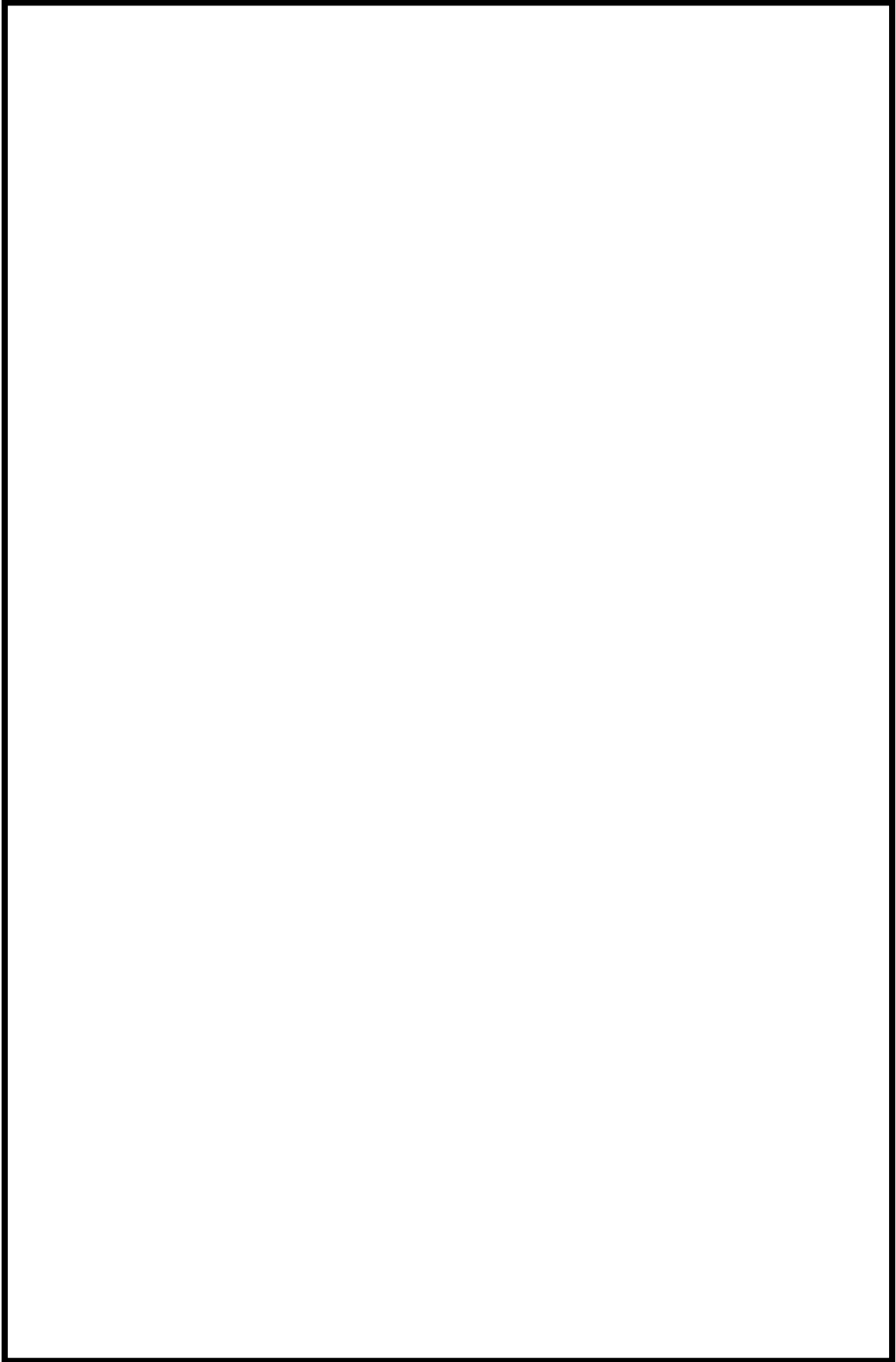


図 58-3-17 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

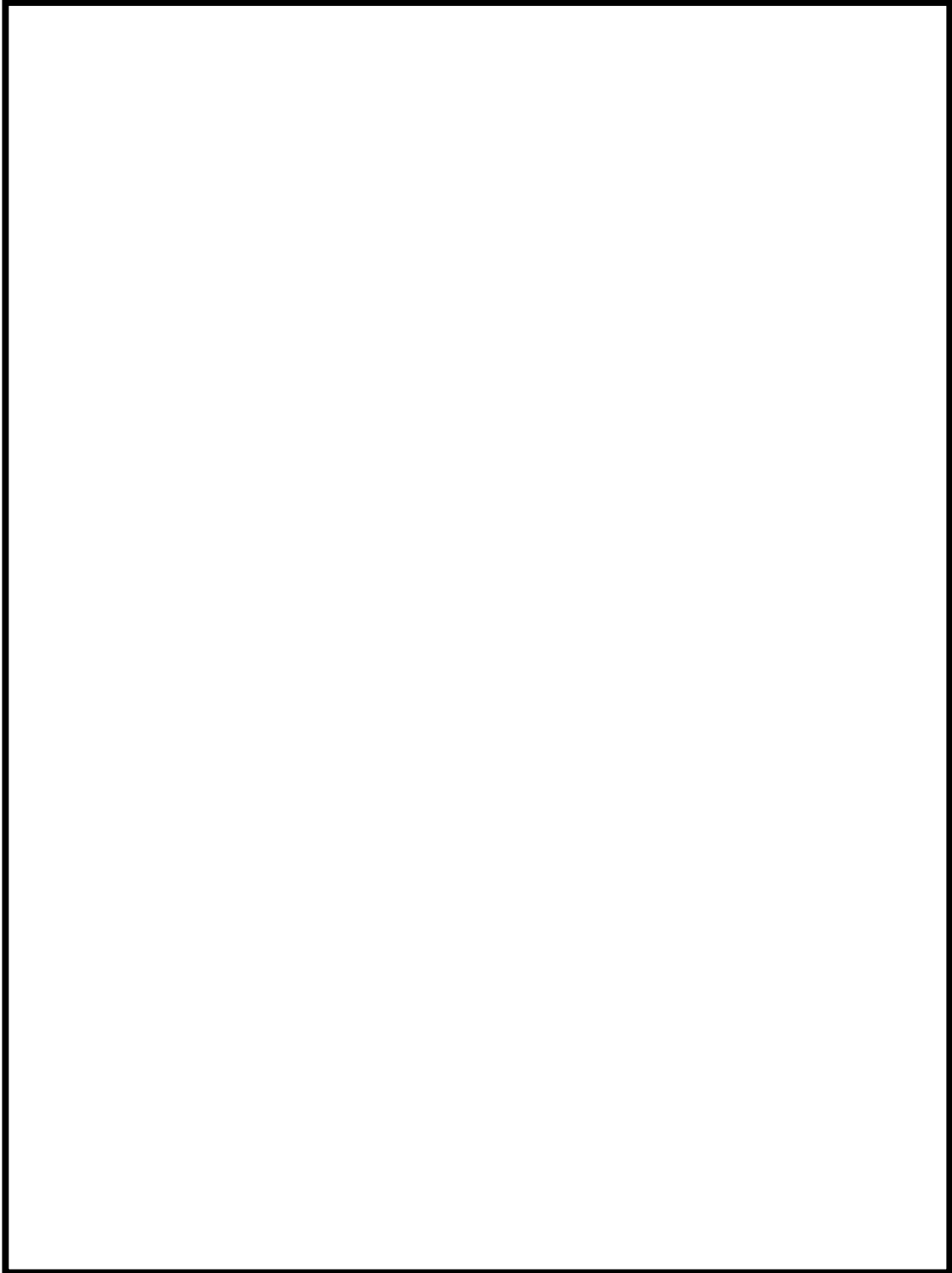


図 58-3-18 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上2階)

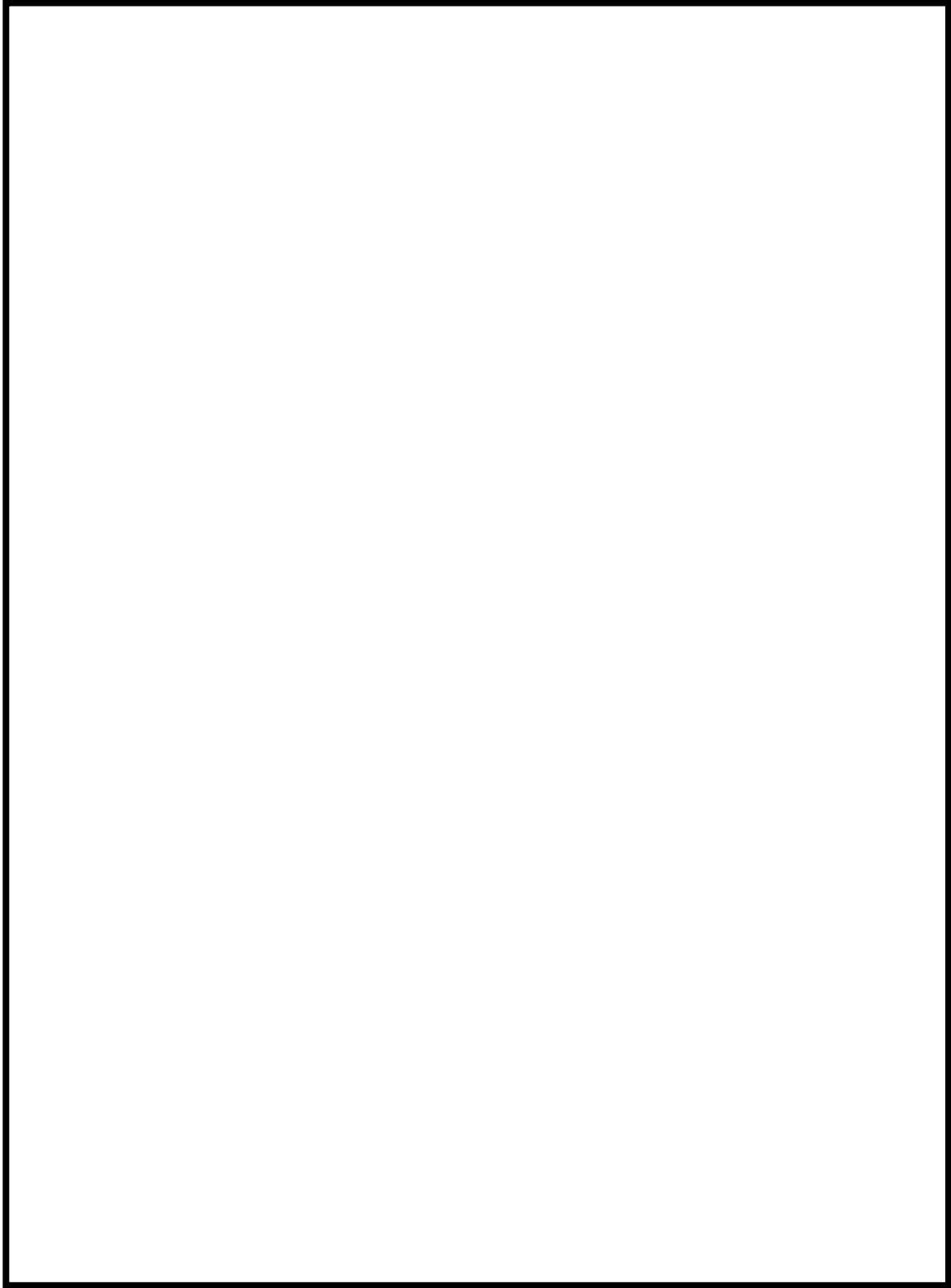


図 58-3-19 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)



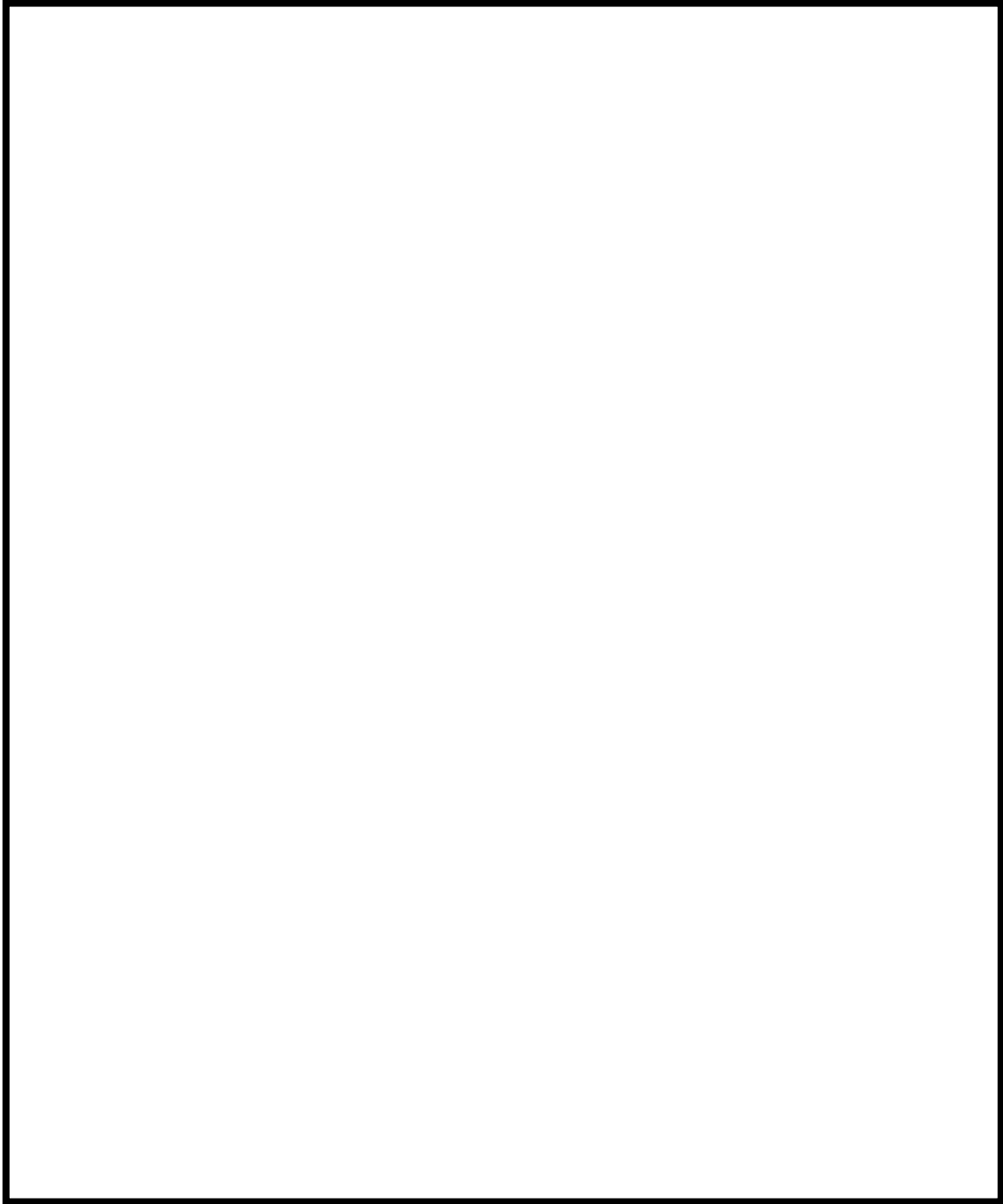


図 58-3-20 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上中 3 階)

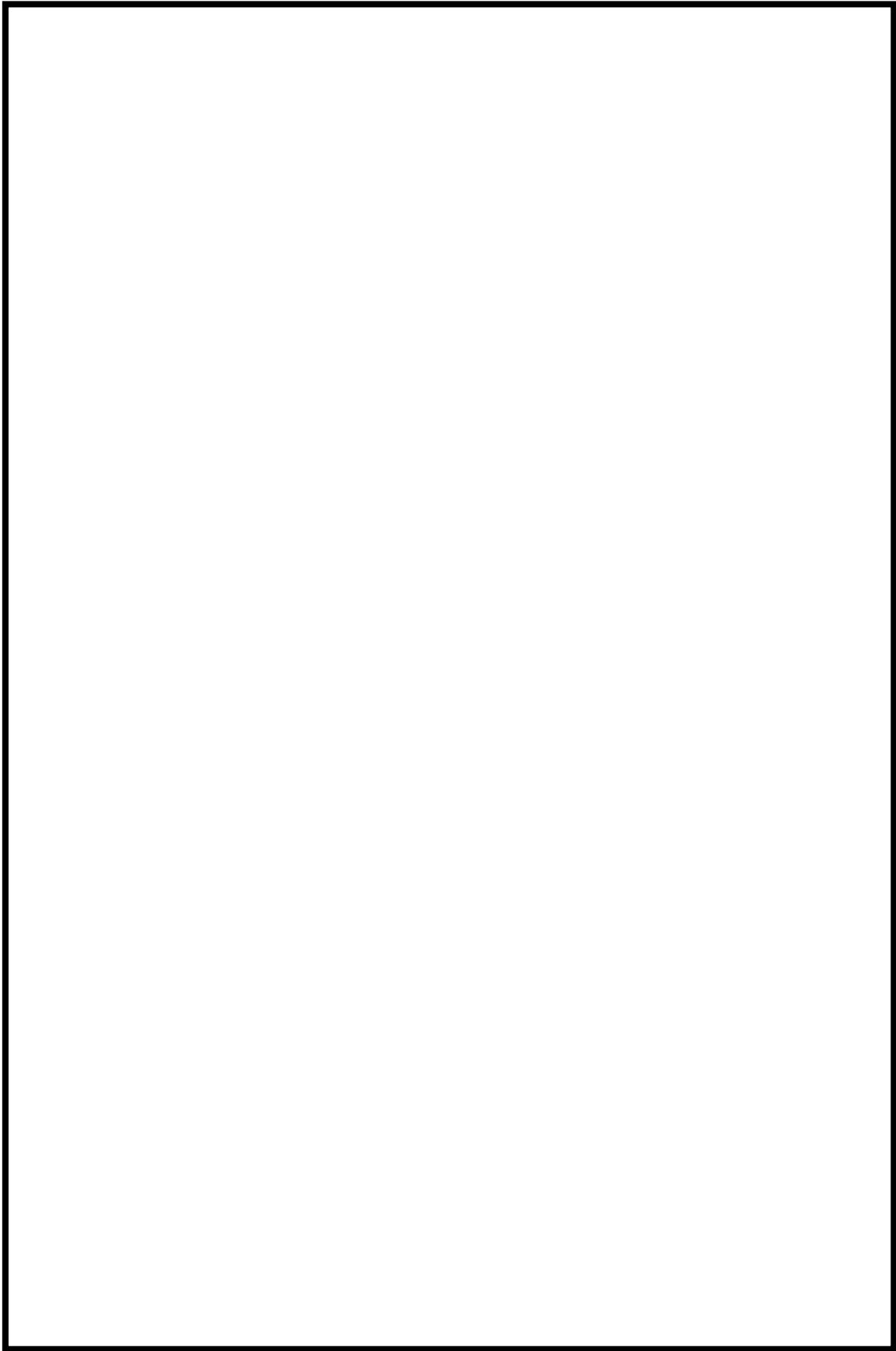


図 58-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

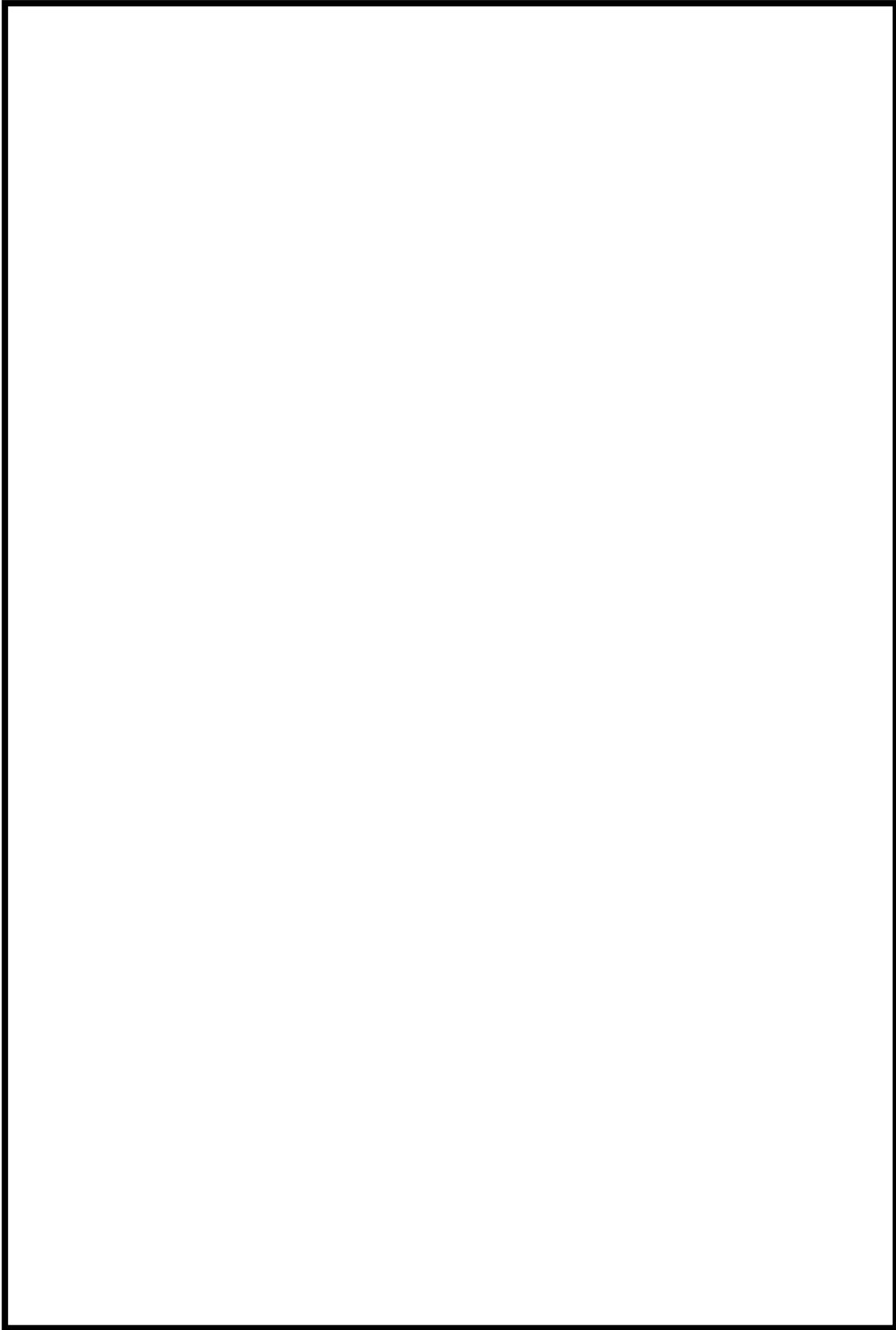


図 58-3-22 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下2階)

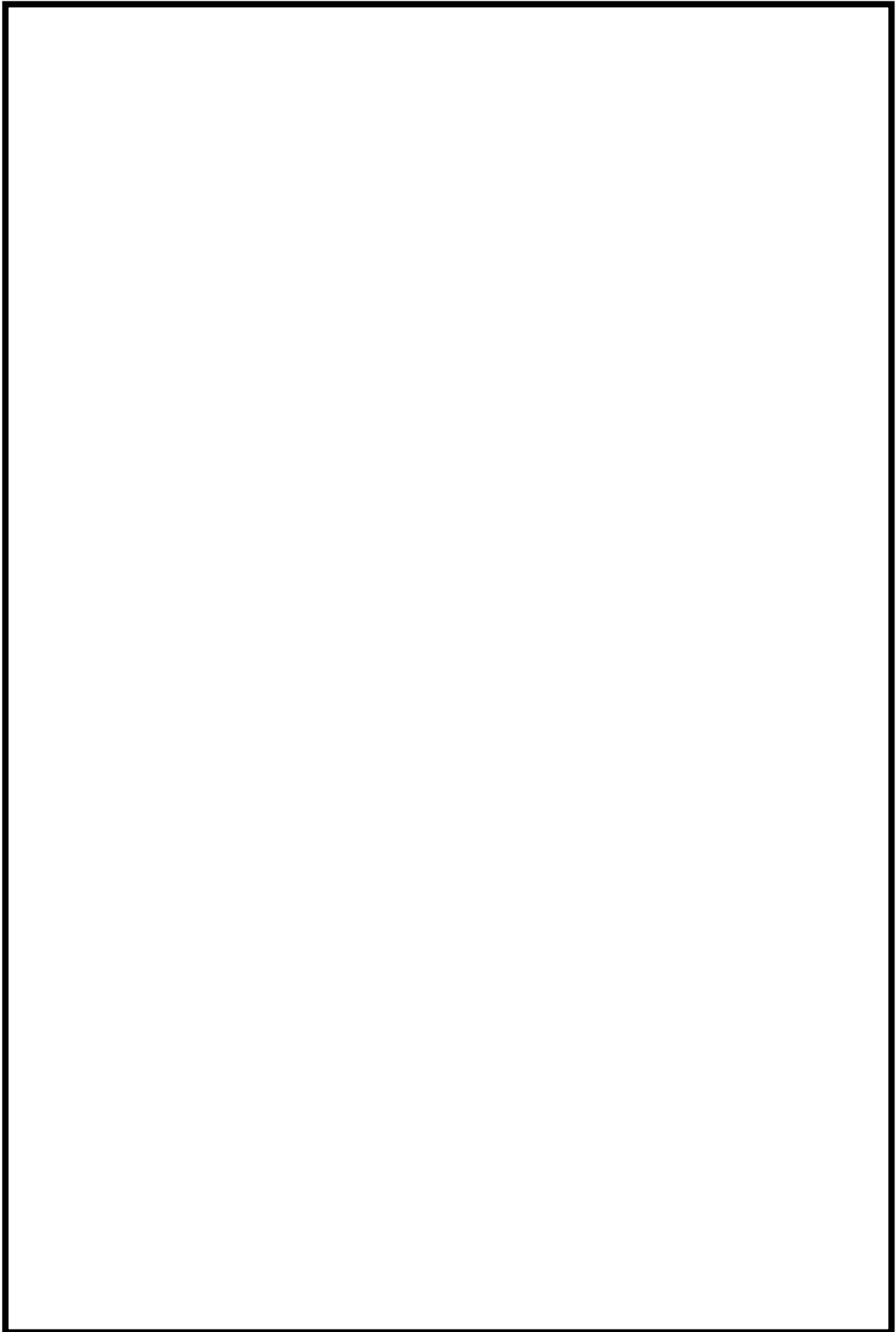


図 58-3-23 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下1階)

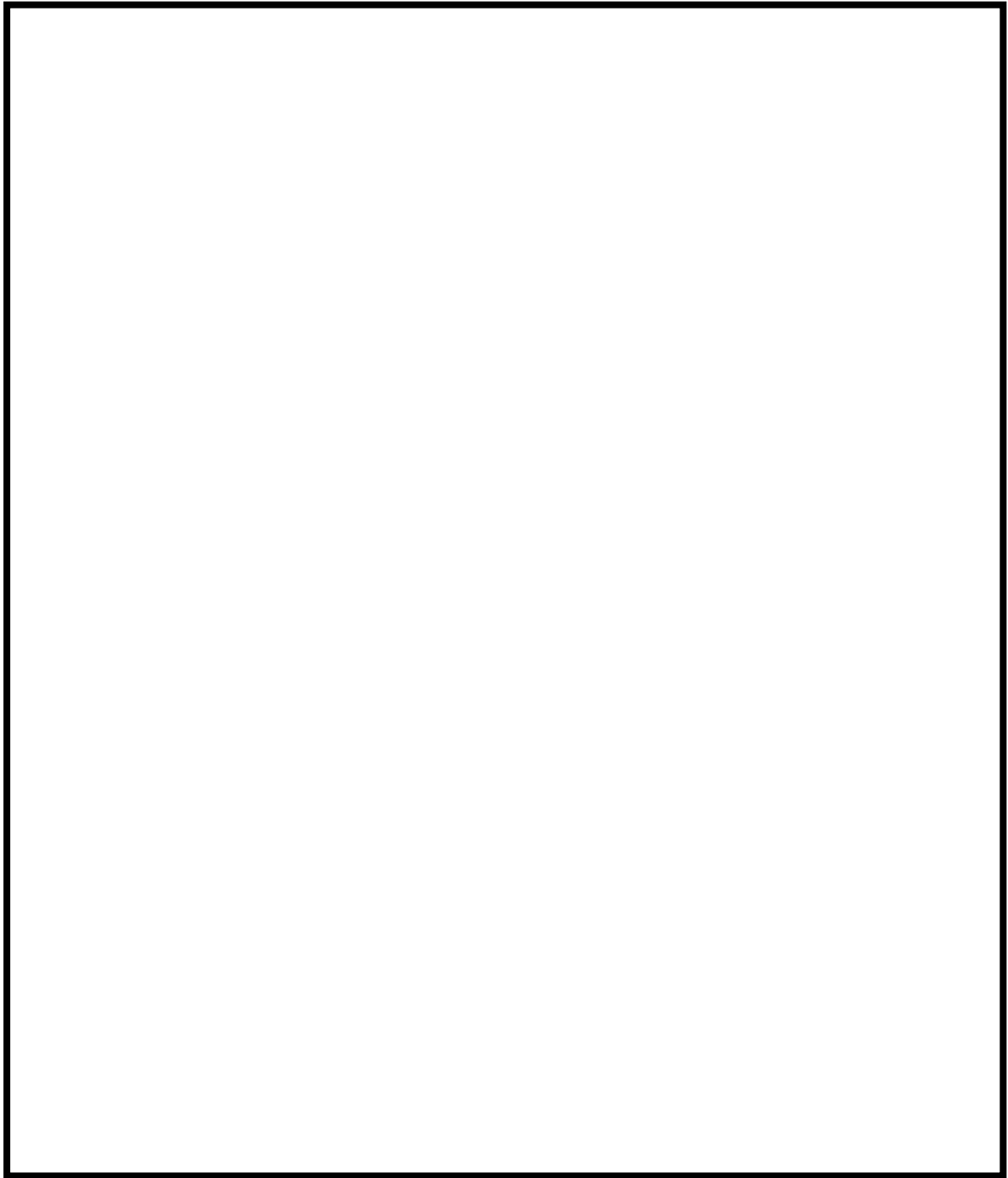
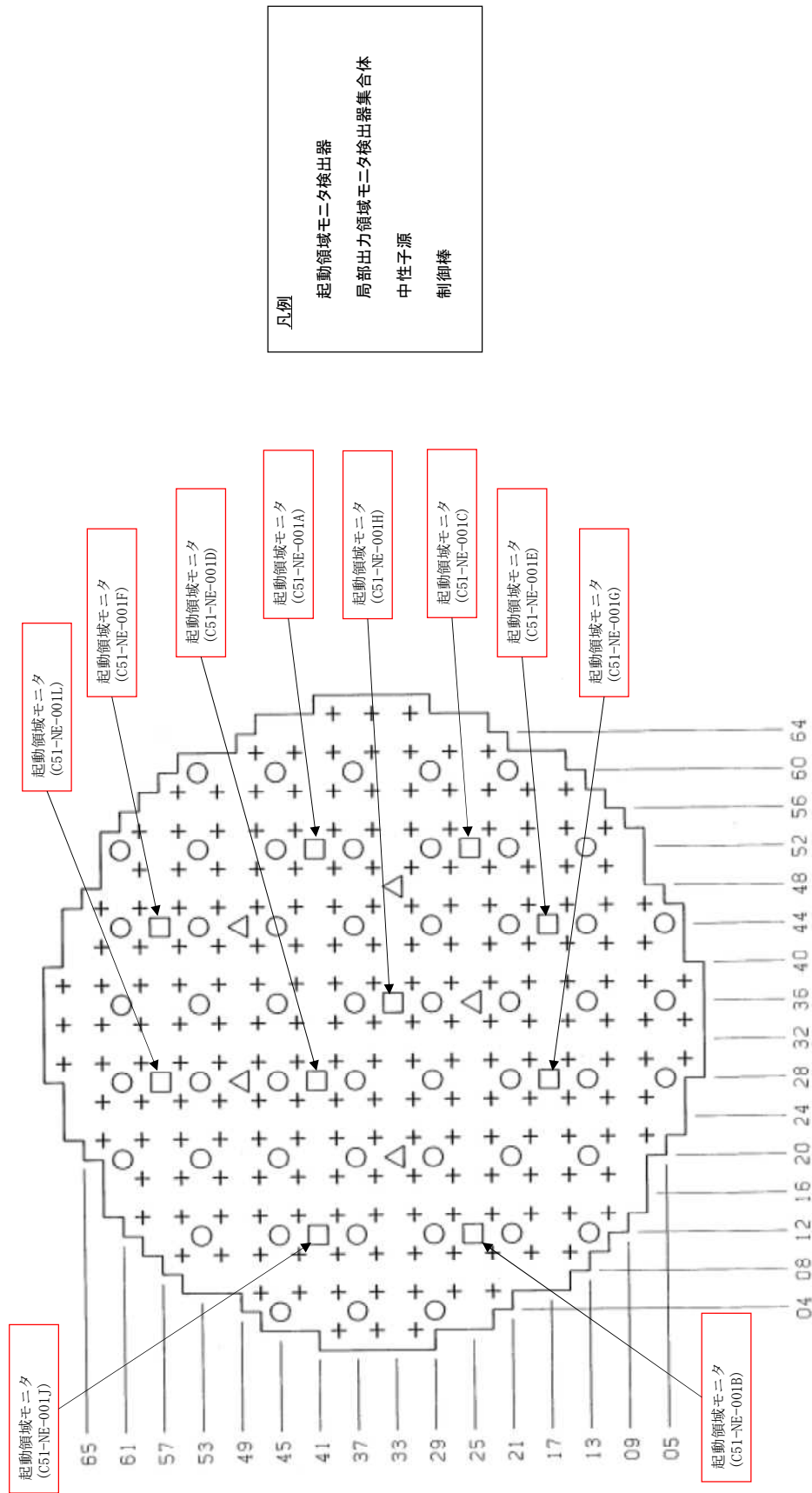


図 58-3-24 機器配置図 (廃棄物処理建屋地下 3 階)



※平均出力領域モニタは、あらかじめグループ分けした局部出力領域モニタの各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、4チャンネルを設ける。

7号炉 核計装配置図

図 58-3-25 機器配置図 (7号炉 核計装配置図)

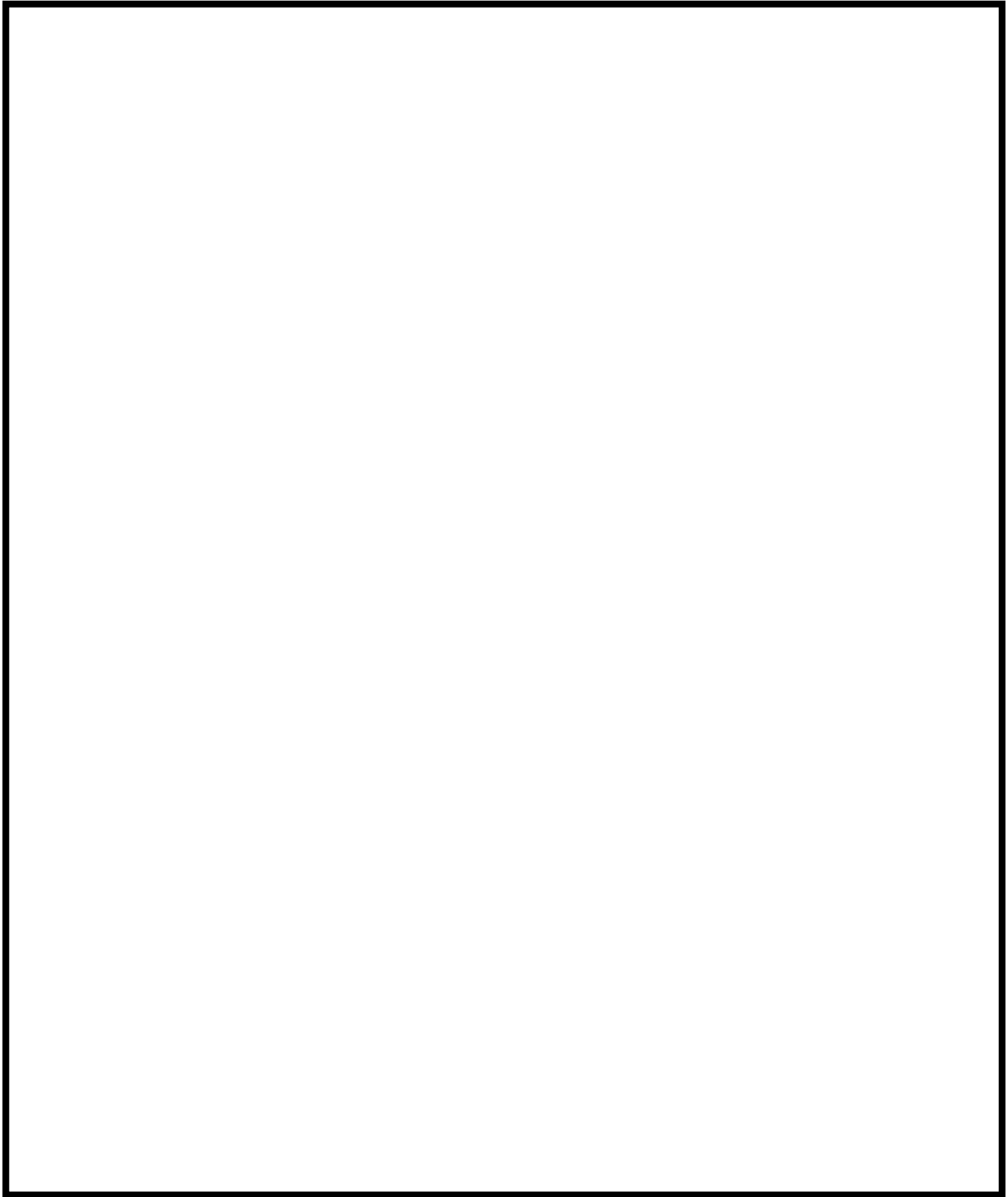
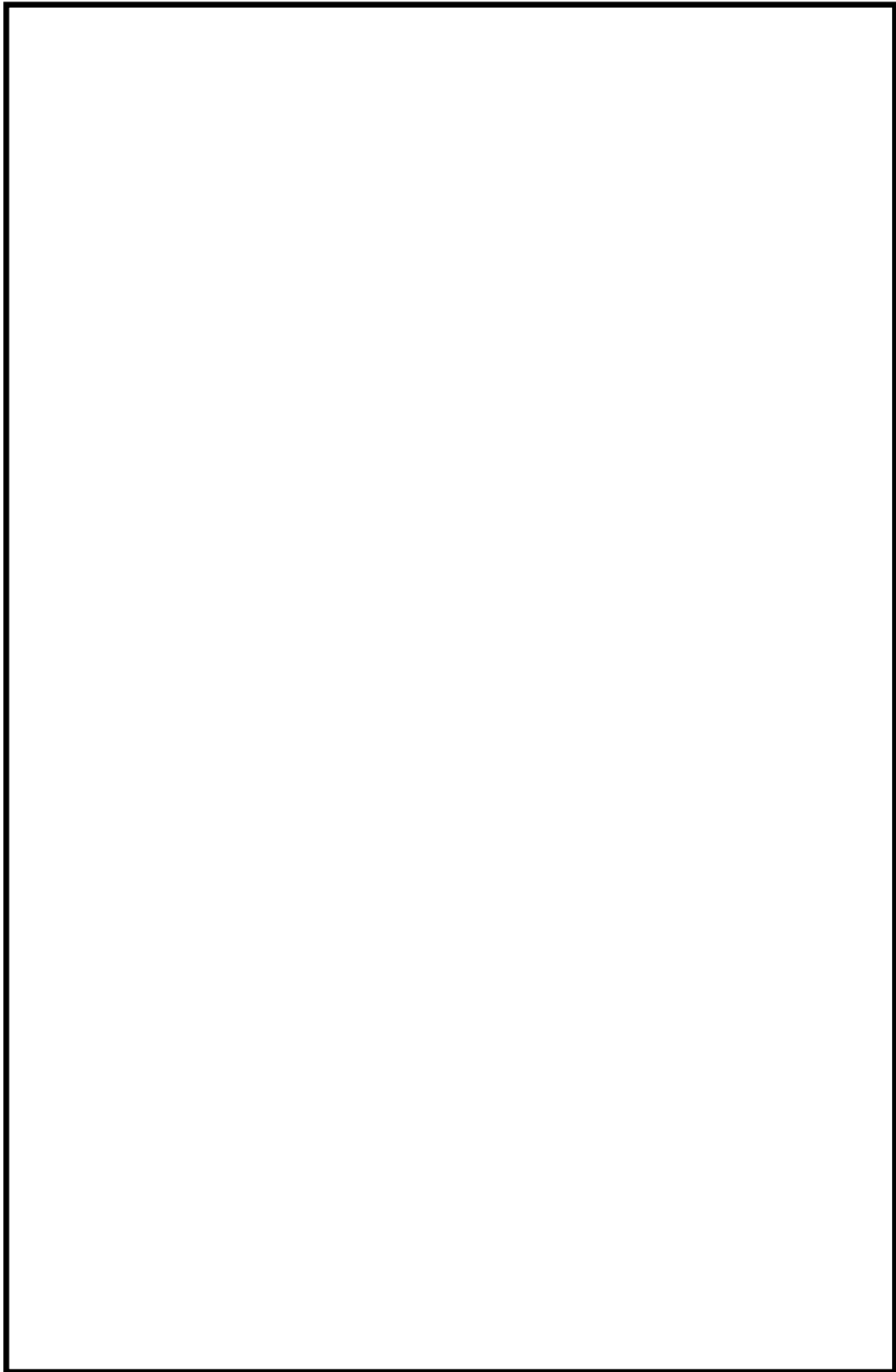


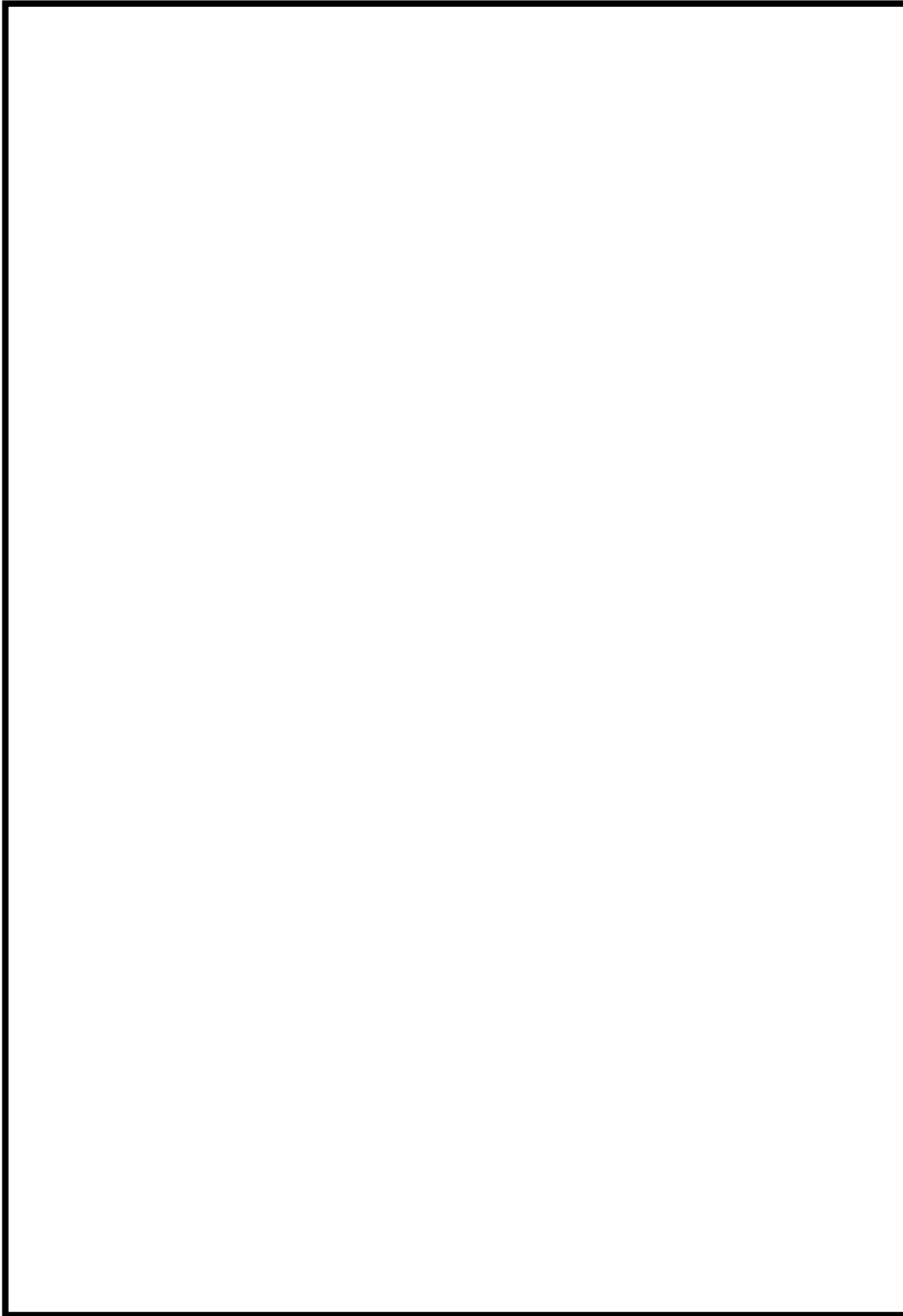
図 58-3-26 機器配置図 (7号炉 屋外)



・写真については、イメージ、例を含む。  
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

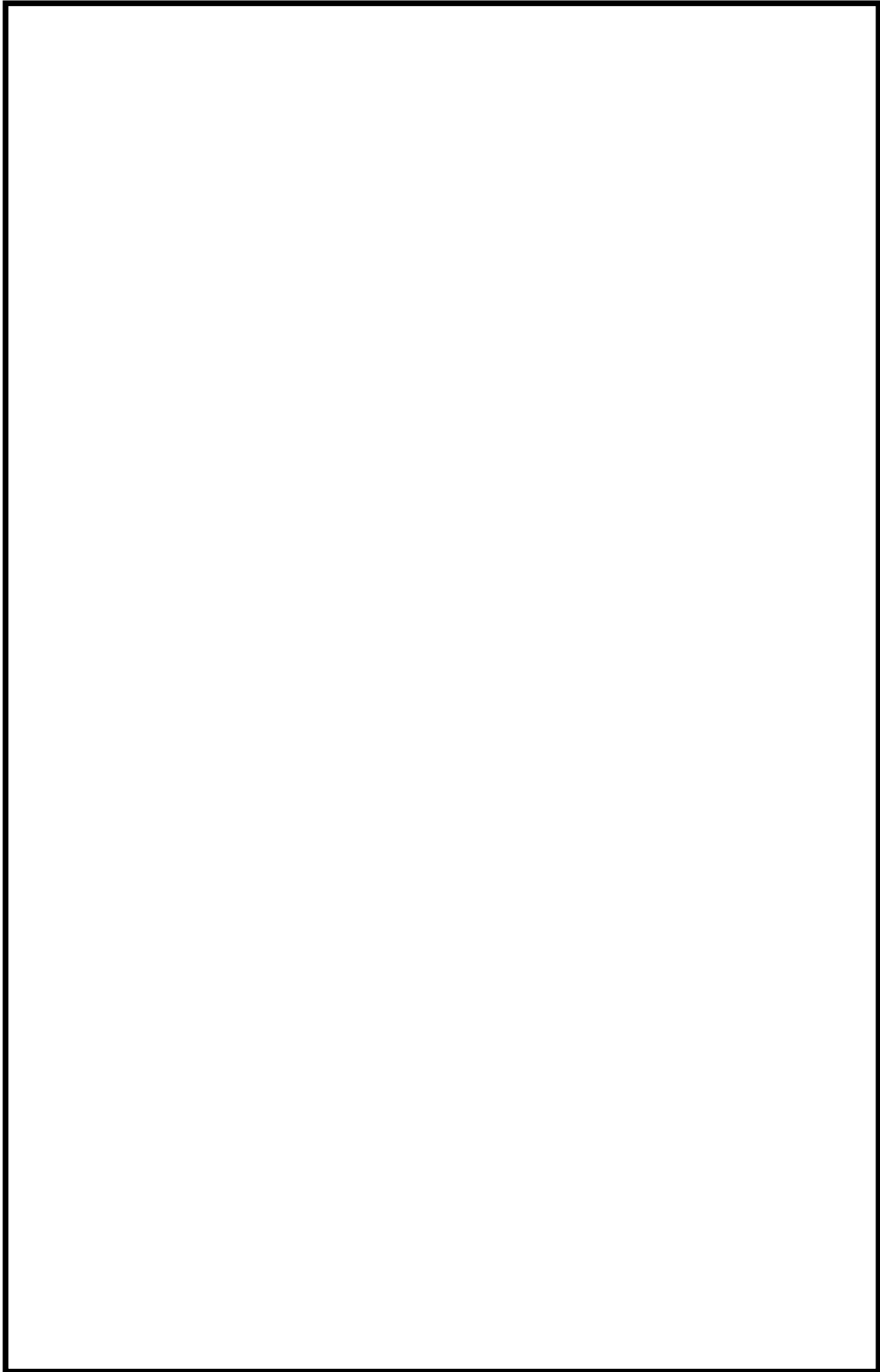
図 58-3-27 コントロール建屋（6/7号炉地上1階） 中央制御室





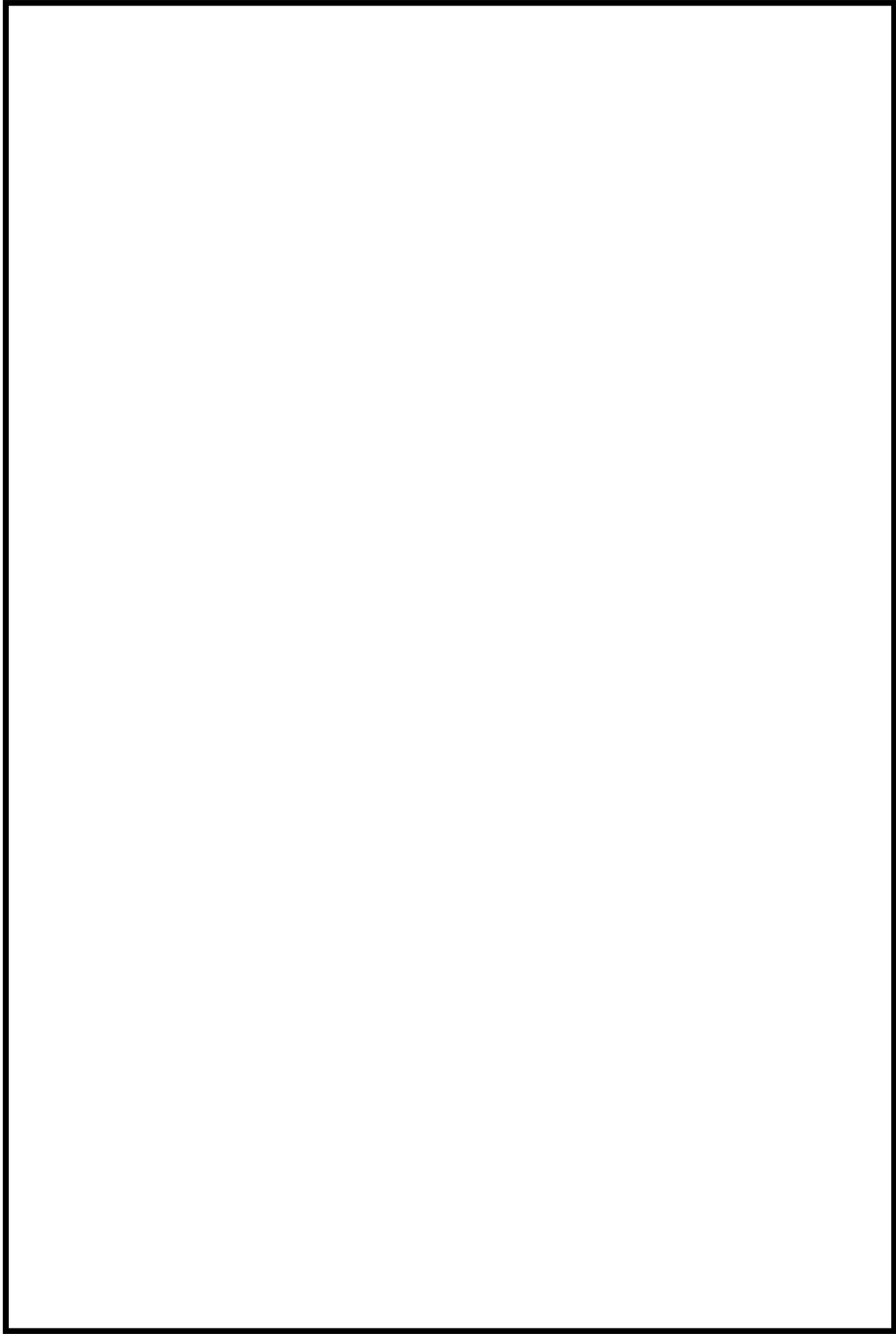
- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

図 58-3-28 3号炉原子炉建屋地上2階 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所



・写真については、イメージ，例を含む。  
・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

図 58-3-29 免震重要棟地上 1 階 免震重要棟内緊急時対策所



- ・写真については、イメージ、例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

図 58-3-30 免震重要棟地上 2 階 免震重要棟内緊急時対策所

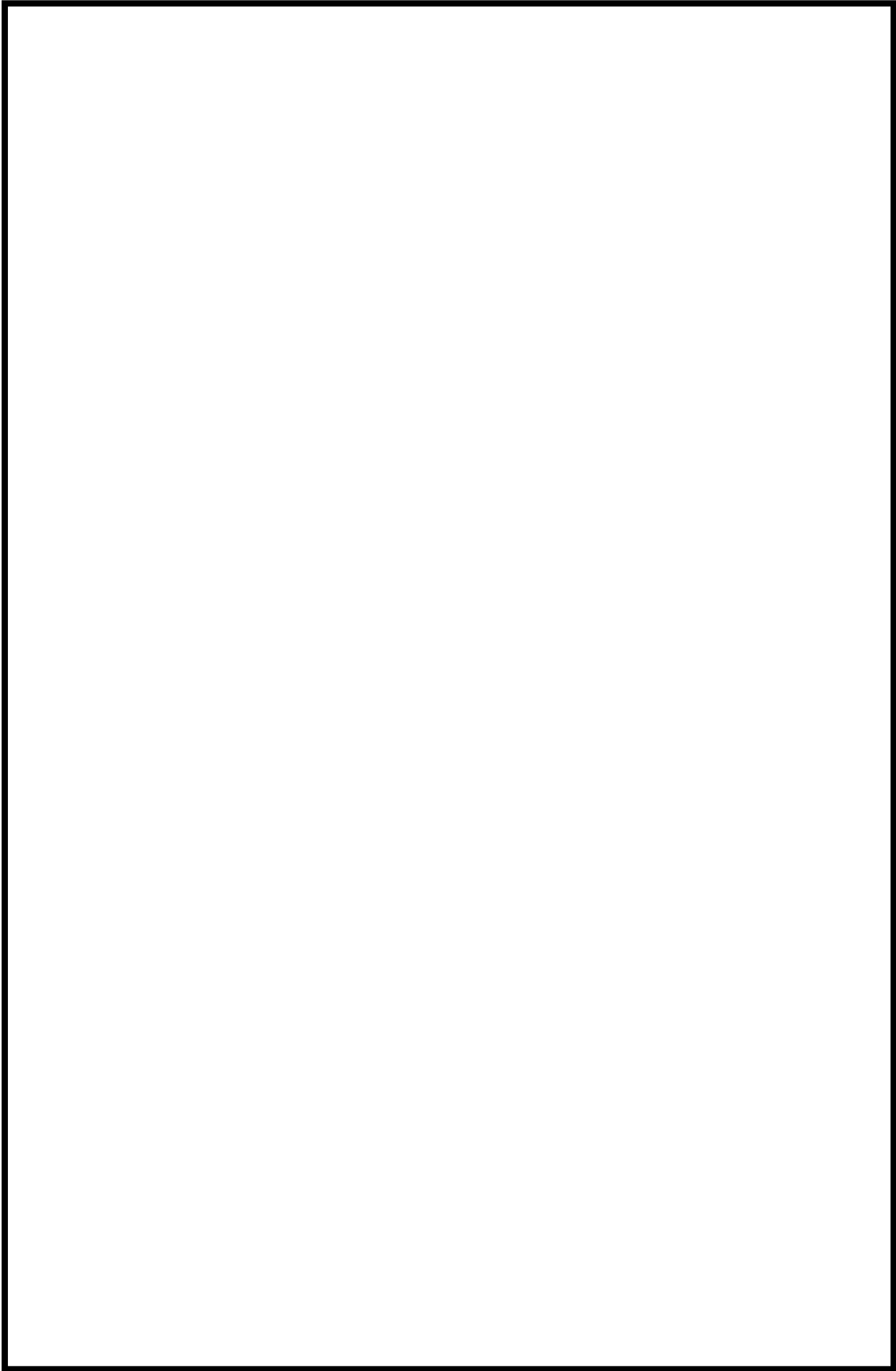


図 58-3-31 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階) 中央制御室

58-4  
系統図

58-4-1

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (S A)
- ⑧ 高压炉心注水系系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却水系系統流量
- ⑩ 高压代替注水系系統流量
- ⑪ 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 代替循環冷却系
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

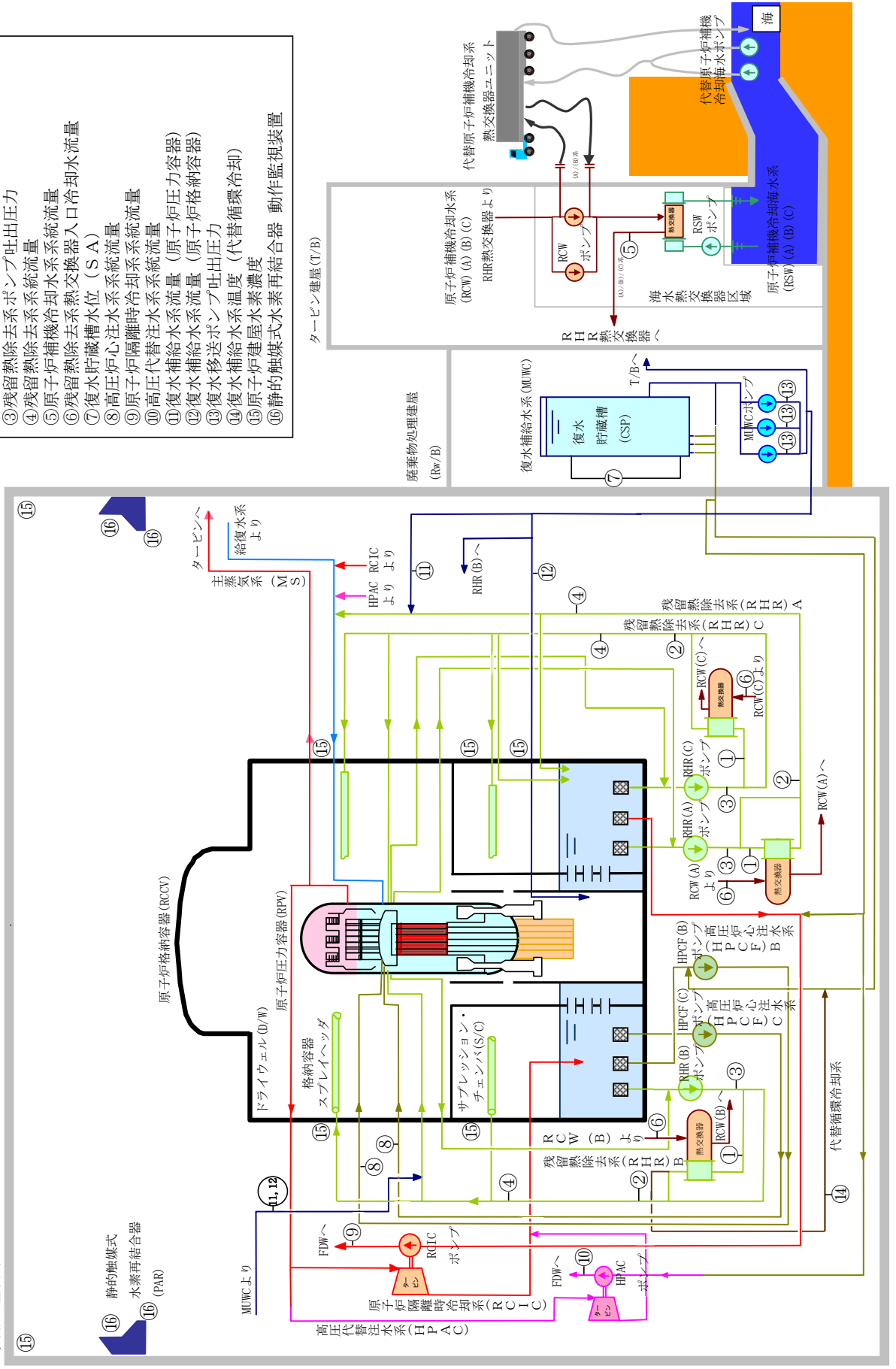


図 58-4-1 主要設備 概略系統図 (1/6)

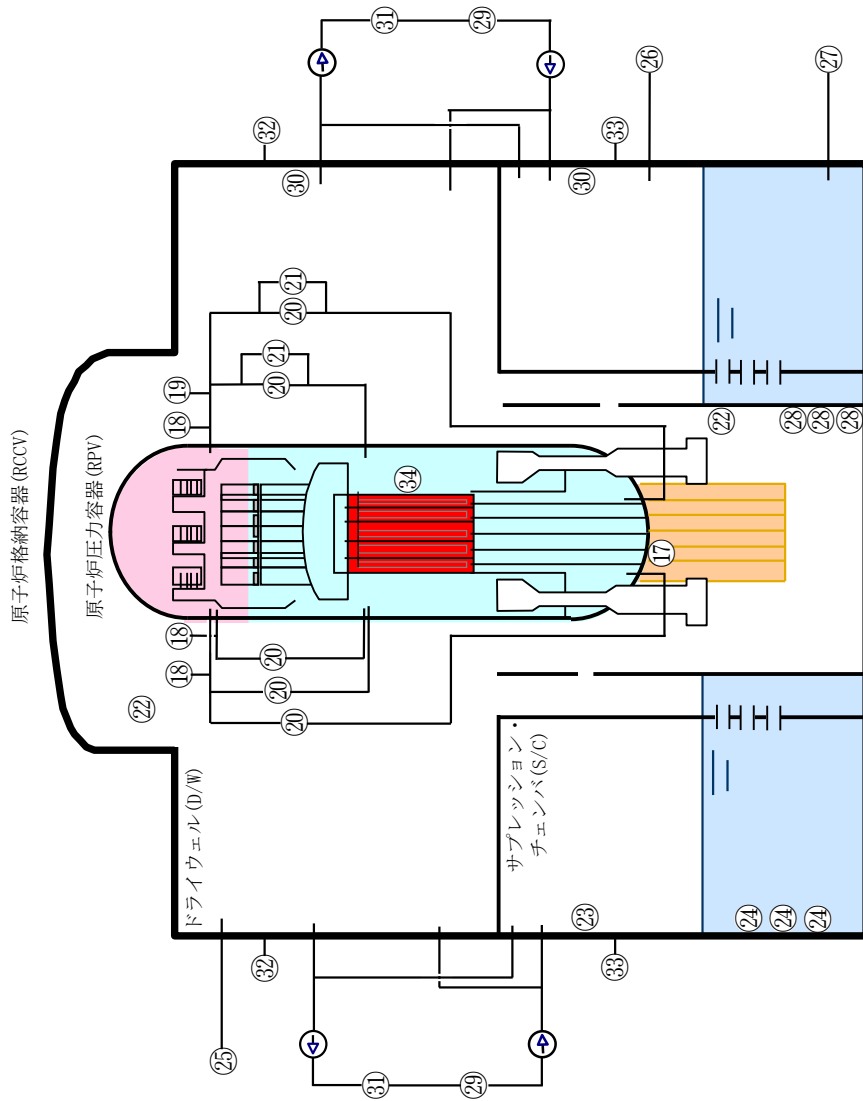
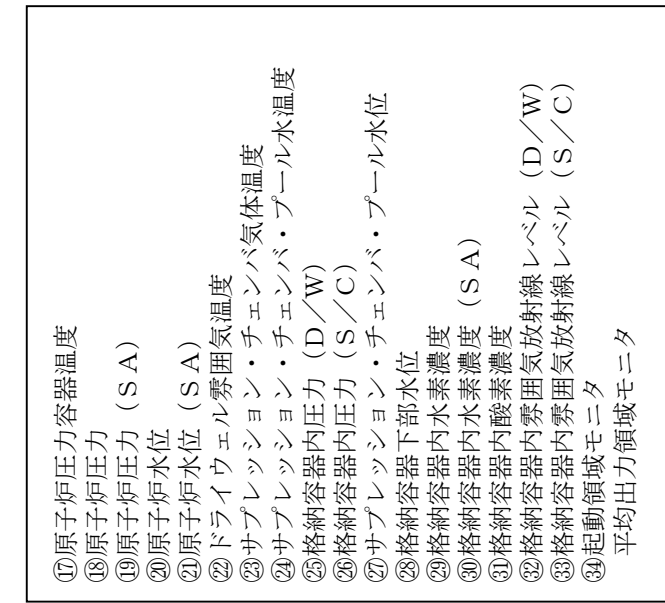


図 58-4-2 主要設備 概略系統図 (2/6)





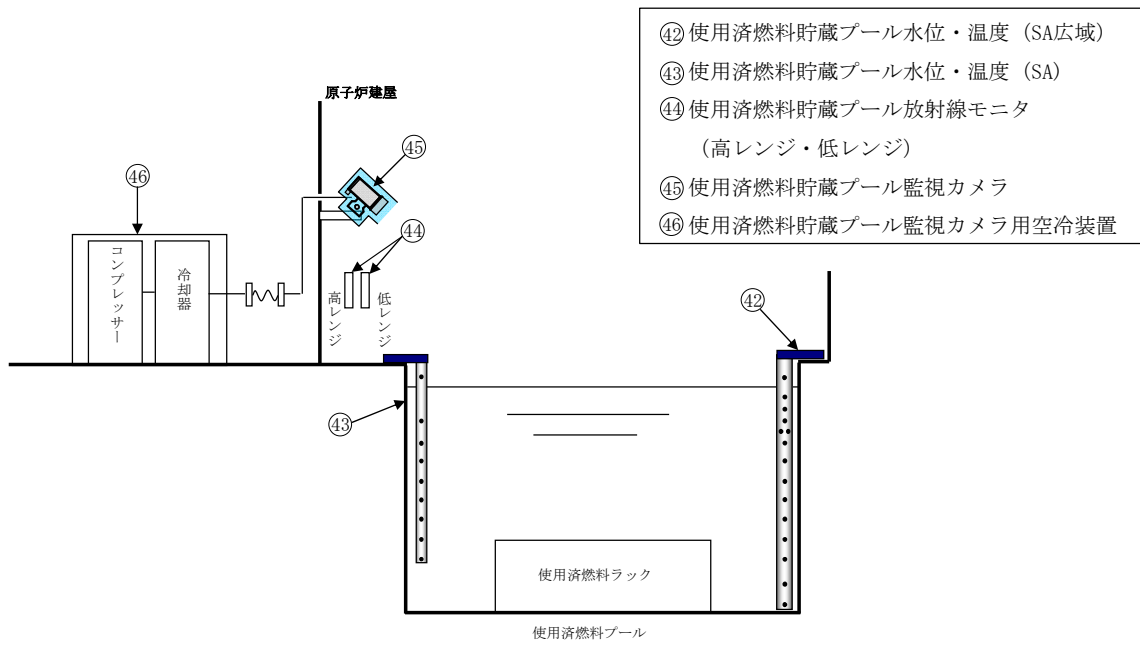


図 58-4-4 主要設備 概略系統図 (4/6)  
 (6号炉 使用済燃料プール)

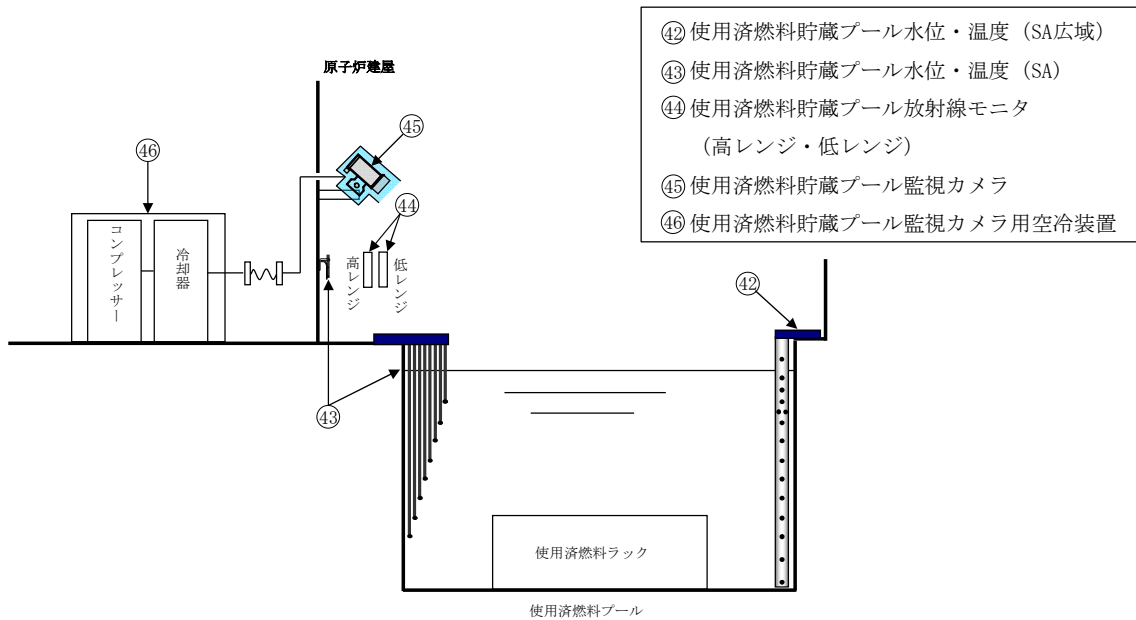


図 58-4-5 主要設備 概略系統図 (5/6)  
 (7号炉 使用済燃料プール)

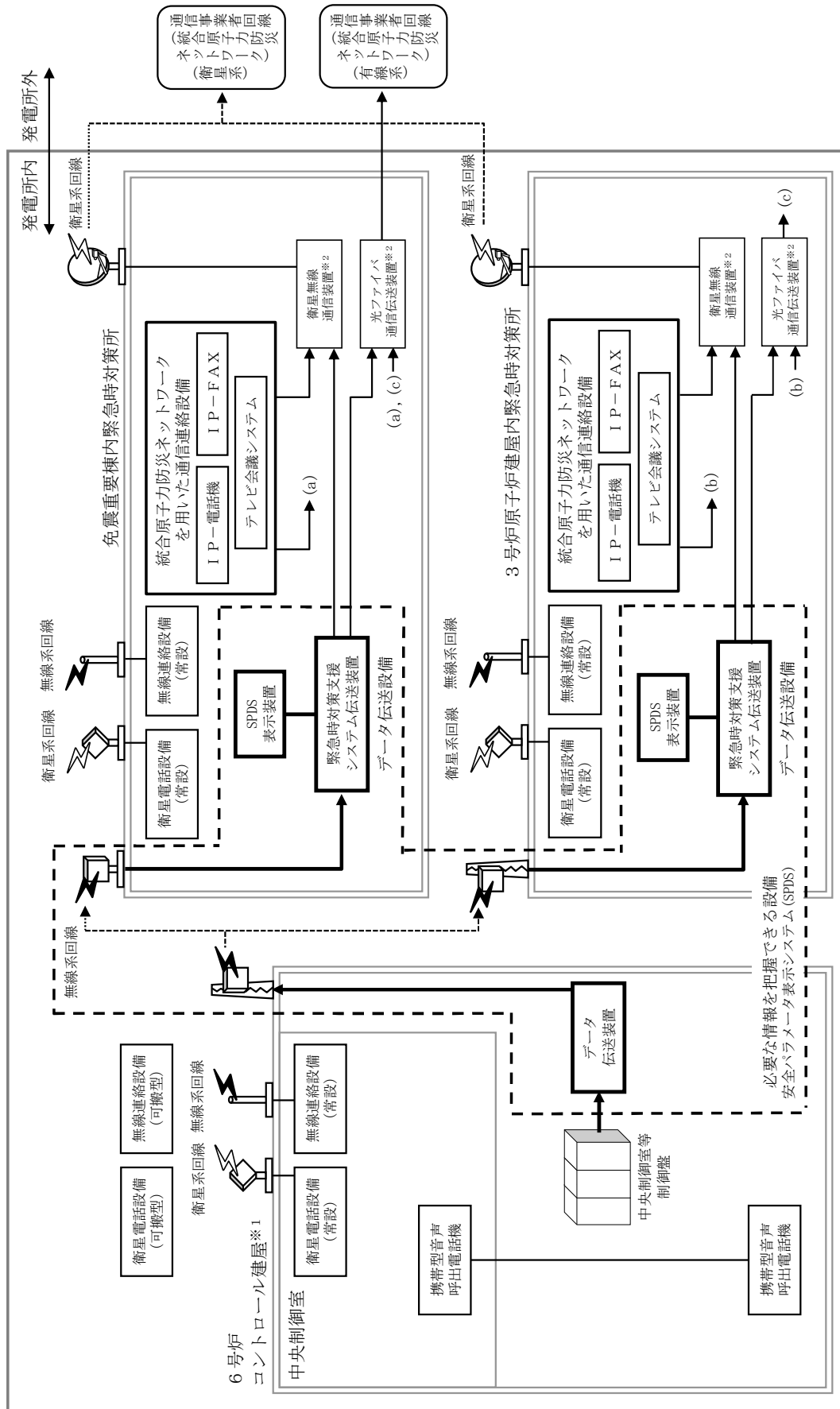


図 58-4-6 主要設備 概略系統図(6/6)

※1: 7号炉も同様  
 ※2: 通信事業者所蔵の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から緊急時対策支援システム (ERSS) となる。

58-5  
試験及び検査

○計装設備の試験・検査について

計装設備は、プラント停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており、点検及び検査内容は図 58-5-1～13 のとおりである。

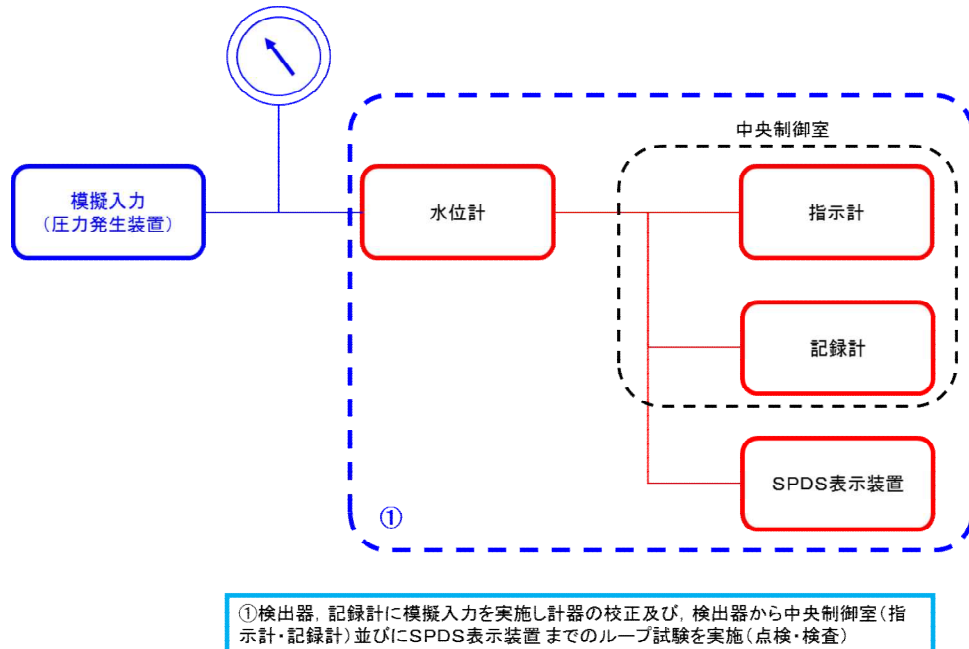


図 58-5-1 水位計の試験及び検査

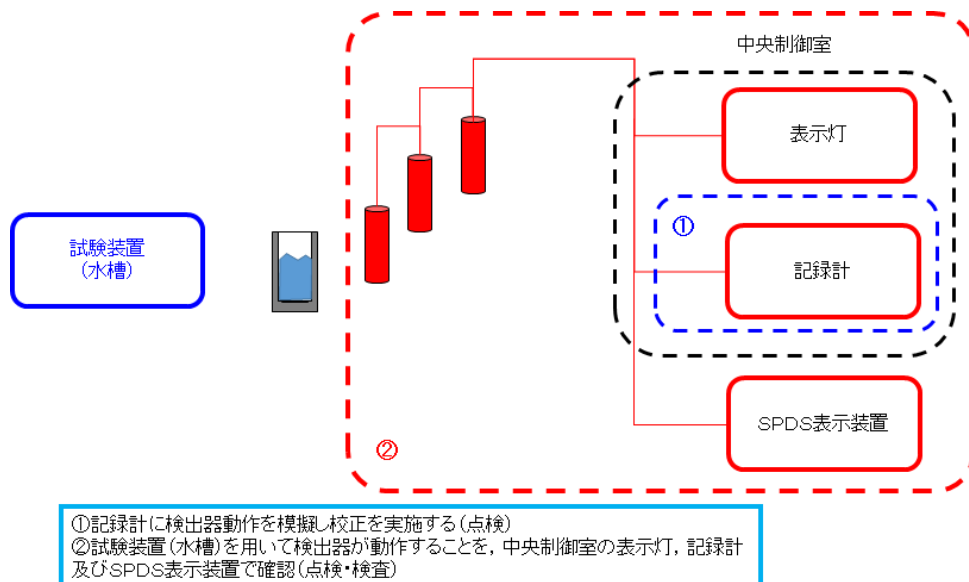
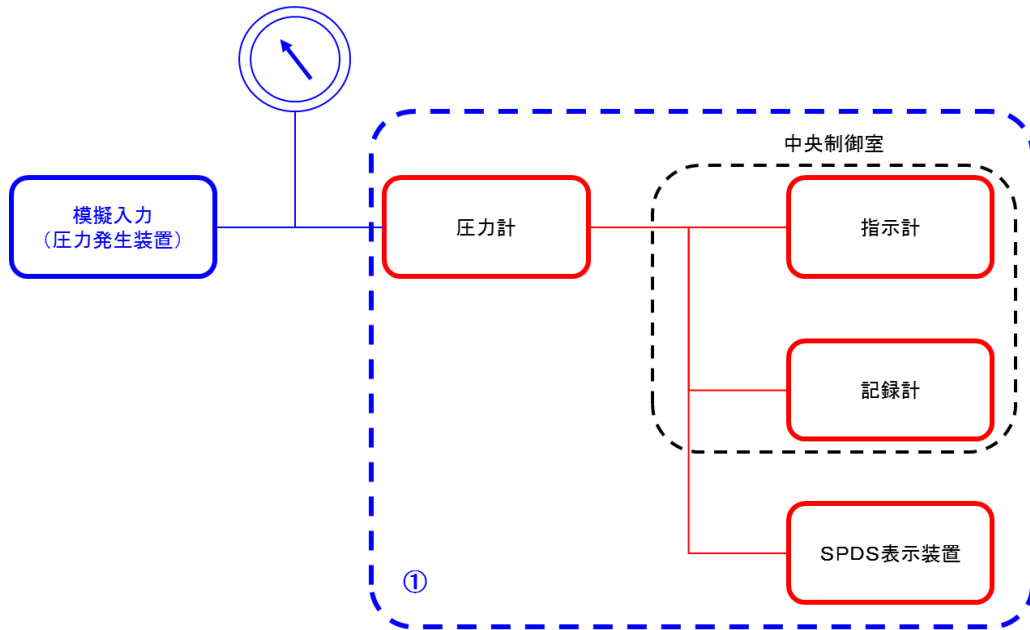
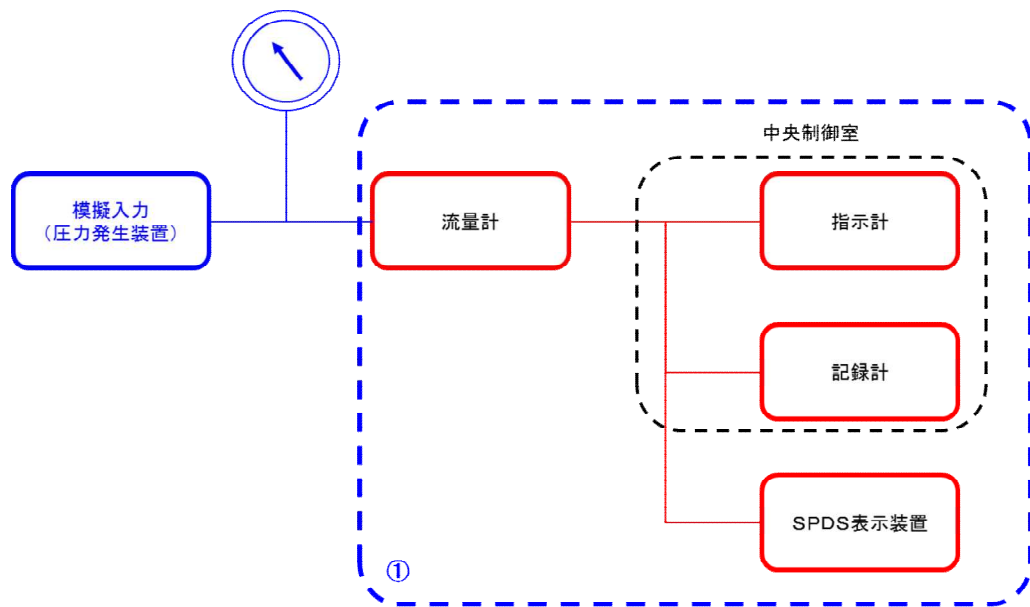


図 58-5-2 水位計の試験及び検査  
(格納容器下部水位)



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-3 圧力計の試験及び検査



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-4 流量計の試験及び検査

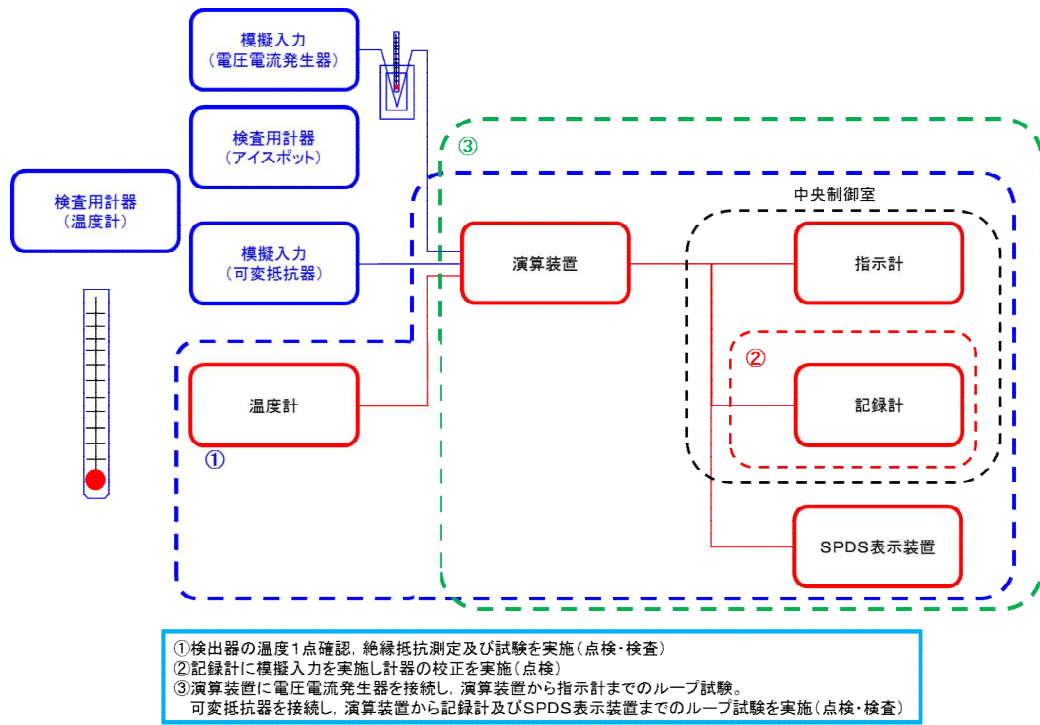


図 58-5-5 温度計の試験及び検査

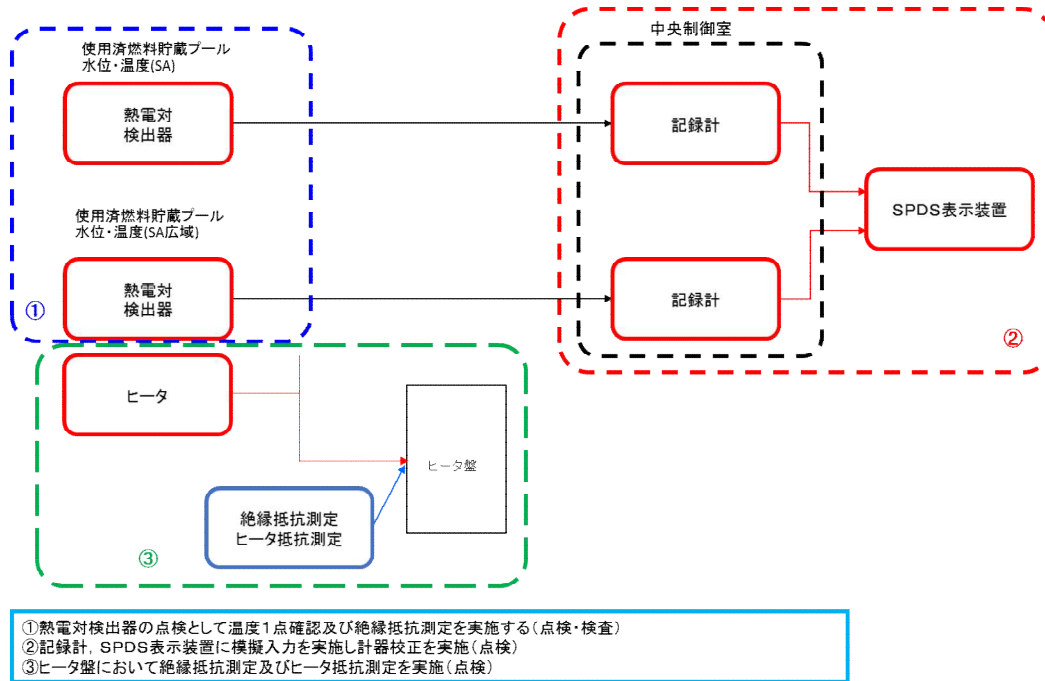
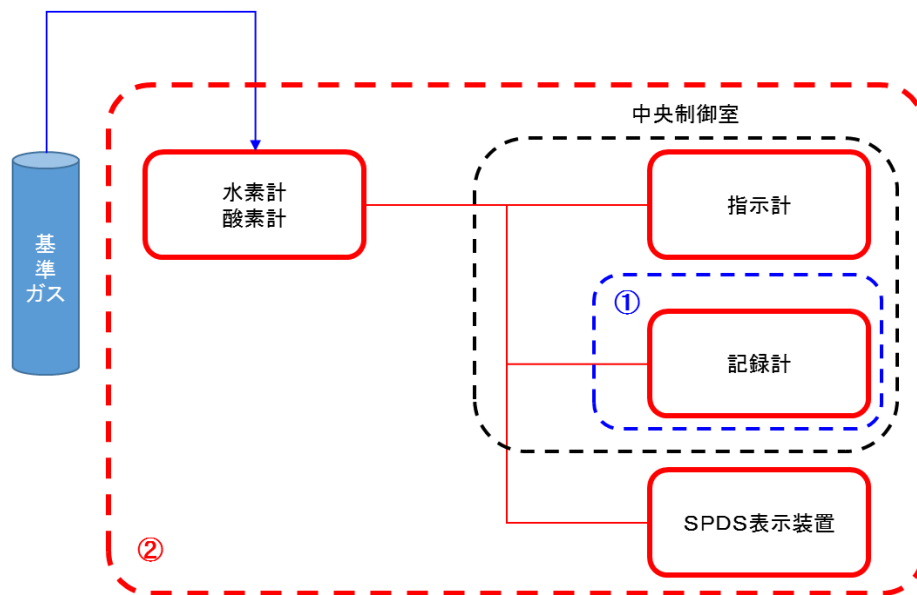
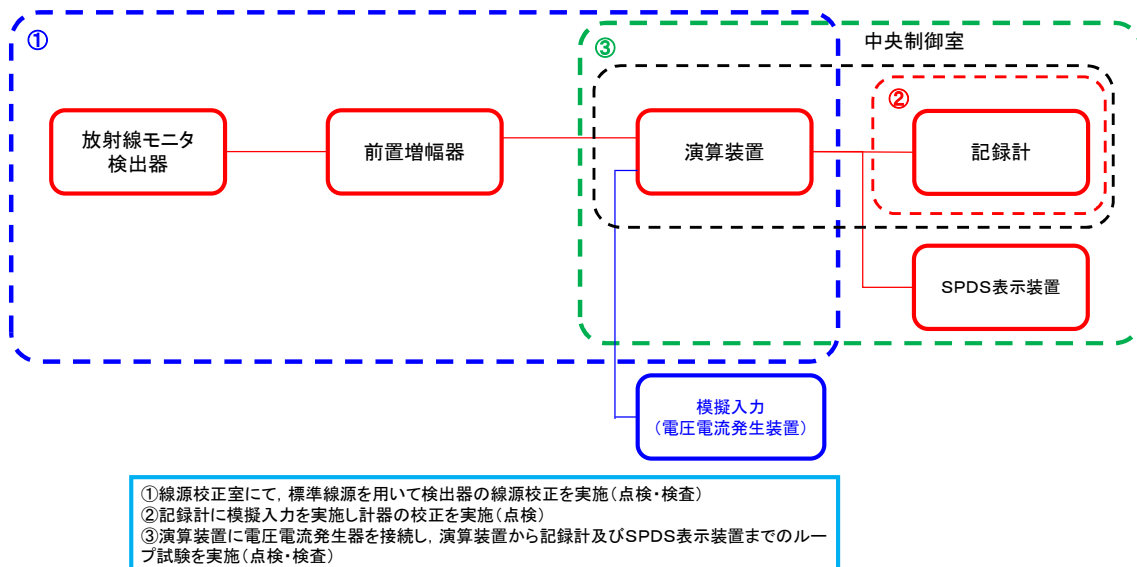


図 58-5-6 温度計の試験及び検査  
 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び (SA))



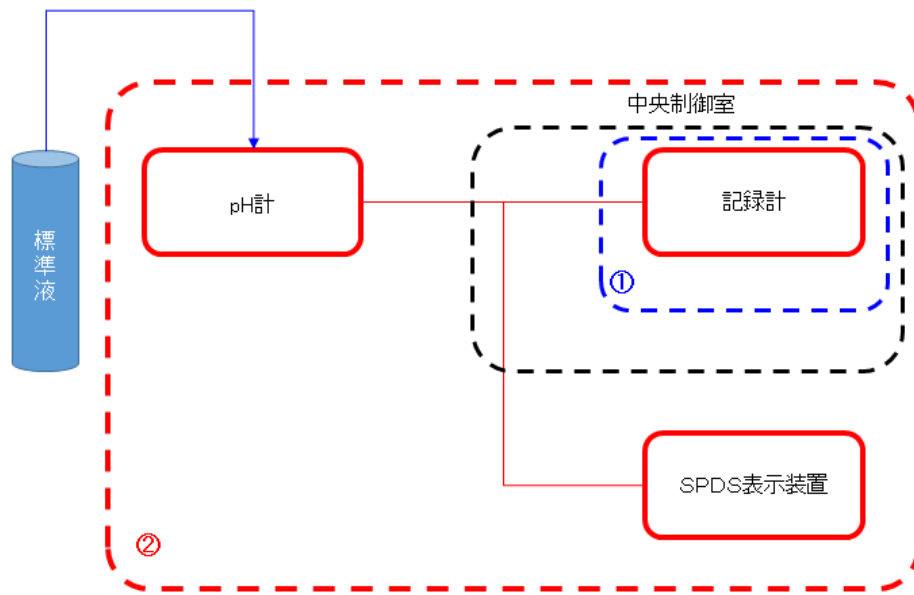
- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室(指示計・記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-7 水素・酸素濃度計の試験及び検査



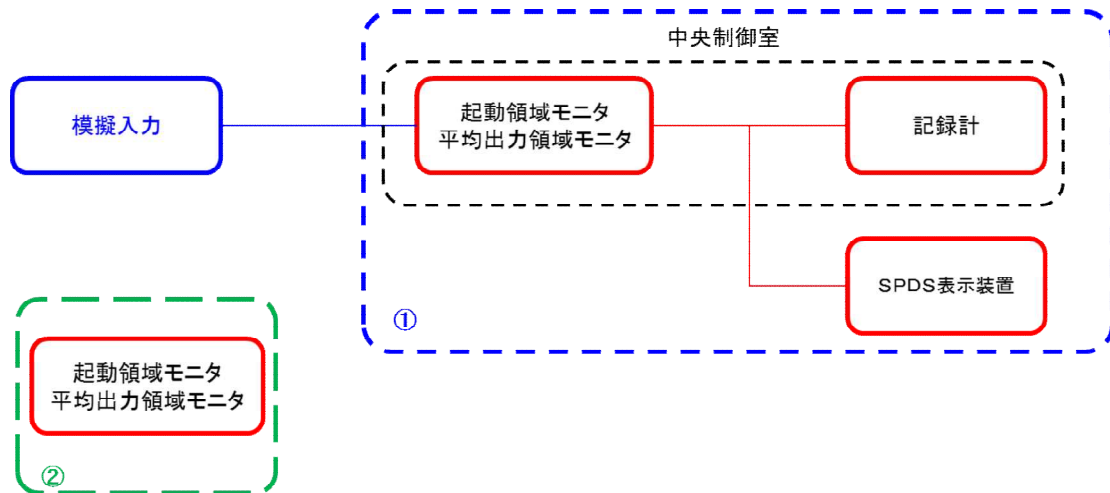
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施(点検・検査)
- ②記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ③演算装置に電圧電流発生器を接続し、演算装置から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-8 放射線量率計の試験及び検査



- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②標準液による検出器の校正及び、中央制御室(記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-9 pH 計の試験及び検査

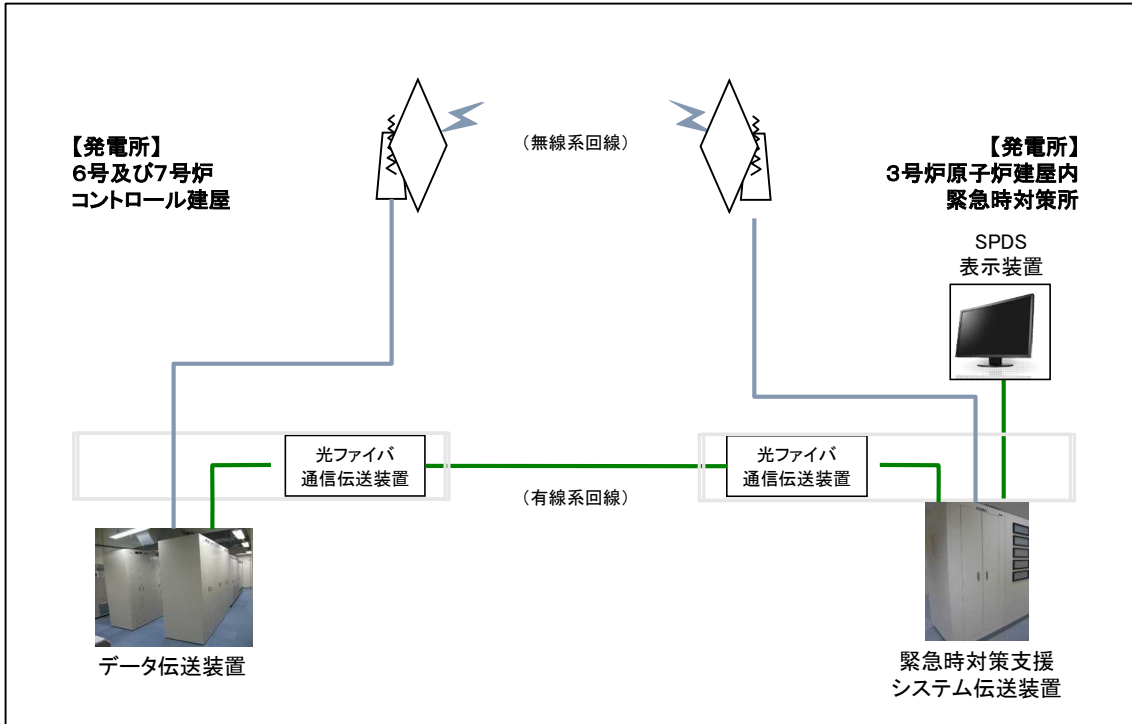


- ①計測機器、記録計に模擬入力を実施し計器校正の実施、及び計測機器から記録計のループ試験を実施(点検・検査)
- ②検出器点検として、プラト特性測定、絶縁抵抗測定を実施(点検)

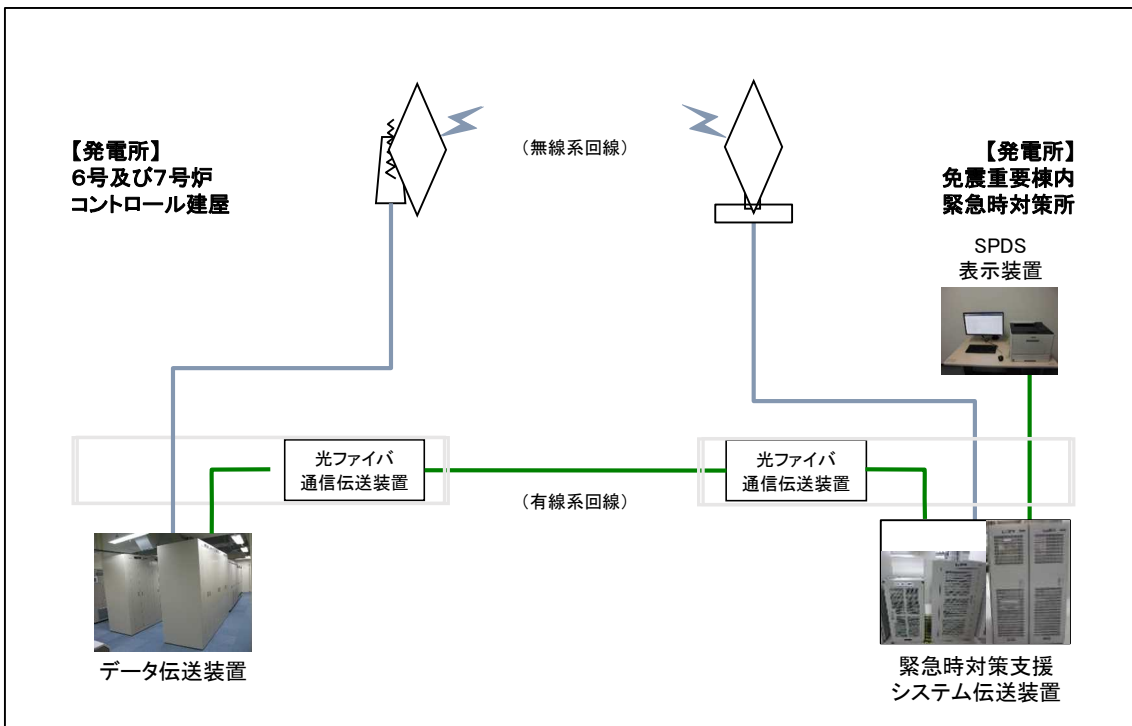
図 58-5-10 原子炉出力の試験及び検査





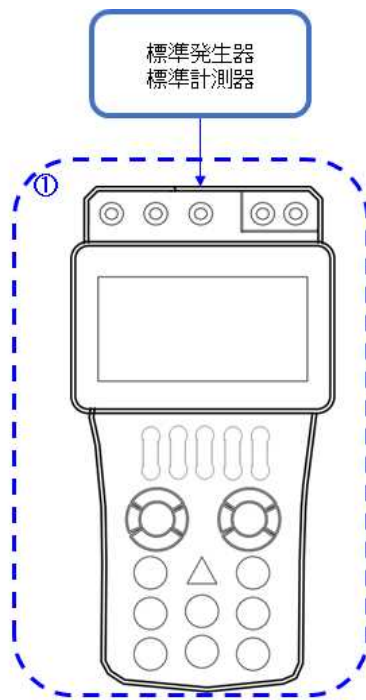


※試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所



※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 58-5-12 データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，  
SPDS 表示装置の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検・検査)

図 58-5-13 可搬型計測器の試験及び検査

58-6  
容量設定根拠

## 1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

- (1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (8) 放射線管理用計測装置
- (9) その他重大事故等対処設備の計測装置

## 2. 基本方針

重大事故時において、原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。

### 2.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は、炉心中性子束レベル（起動領域、出力領域）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

### 2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度又は流量(代替注水の流量を含む。)を計測する装置

本計測装置は、原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度（原子炉压力容器温度、復水補給水系温度（代替循環冷却）、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度）及び流量（高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉压力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

### 2.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉压力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（S A））及び水位（原子炉水位、原子炉水位（S A））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

#### 2.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体内の圧力（格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）），温度（ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ氣體温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度），酸素濃度（格納容器内酸素濃度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

#### 2.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体への冷却材流量（復水補給水系流量（原子炉格納容器））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

#### 2.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位（サプレッション・チェンバ・プール水位）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位（格納容器下部水位）を計測する装置は，熔融炉心の冷却に必要な水量があることを計測して，その計測結果を中操制御室に指示し，記録する目的で設置する。

#### 2.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は，原子炉建屋内の水素濃度を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

#### 2.8 放射線管理用計測装置

本計測装置は，格納容器内の線量当量率（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W），格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）），フィルタ装置出口の線量当量率（フィルタ装置出口放射線モニタ），耐圧強化ベント系の線量当量率（耐圧強化ベント系放射線モニタ）及び使用済燃料貯蔵プールの線量当量率（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

#### 2.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は，その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ（原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量，復水貯蔵槽水位（SA），復水移送ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置，フィルタ装置水位，フィ

ルタ装置入口圧力，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水 pH，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）/（S A），使用済燃料貯蔵プール監視カメラを計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

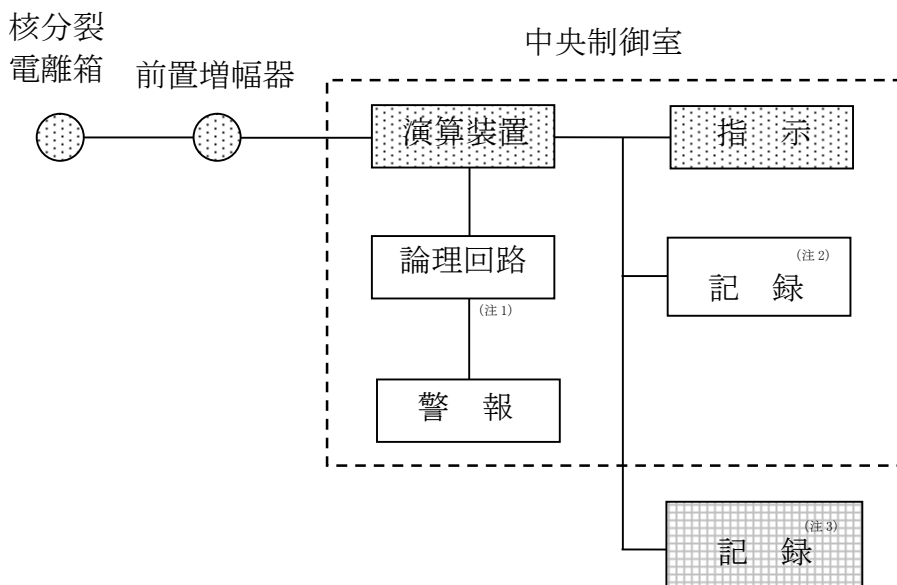
### 3. 計測装置の構成

#### 3.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

##### 3.1.1 起動領域計測装置

###### (1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-1「起動領域モニタの概略構成図」参照。）



(注1) 原子炉周期（ペリオド）短短  
原子炉スクラム

(注2) 記録計

(注3) 緊急時対策支援システム伝送装置

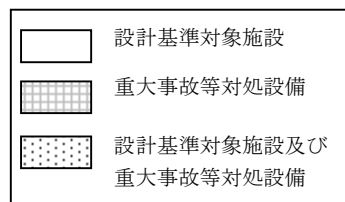


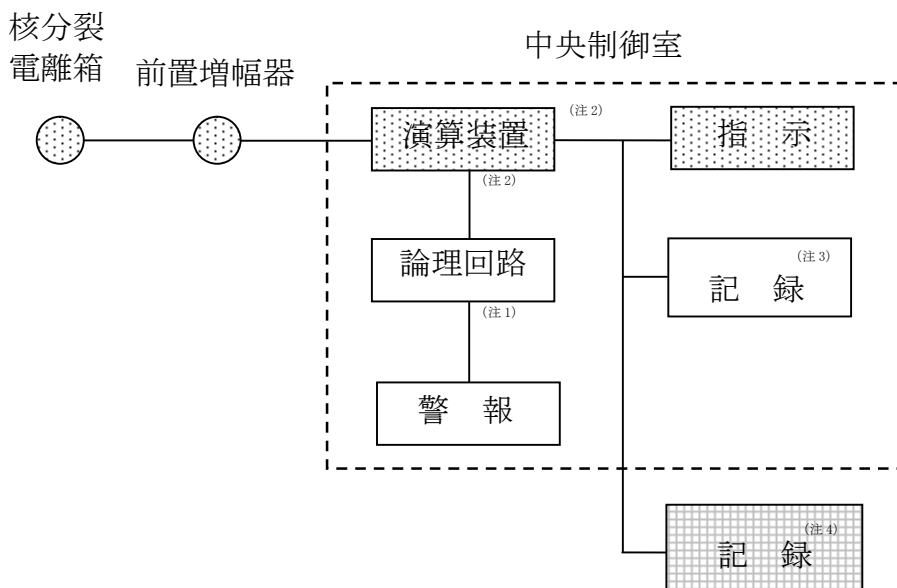
図 58-6-1 起動領域モニタの概略構成図



### 3.1.2 出力領域計測装置

#### (1) 平均出力領域モニタ

平均出力領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行い、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-2「平均出力領域モニタの概略構成図」参照。）



(注 1) 中性子束レベル高高（モードスイッチ運転位置以外）原子炉スクラム，中性子束レベル高高（モードスイッチ運転位置）原子炉スクラム，中性子束高高（自動可変設定）原子炉スクラム

(注 2) 平均中性子束

(注 3) 記録計

(注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

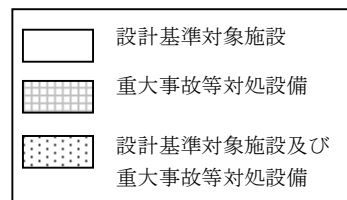


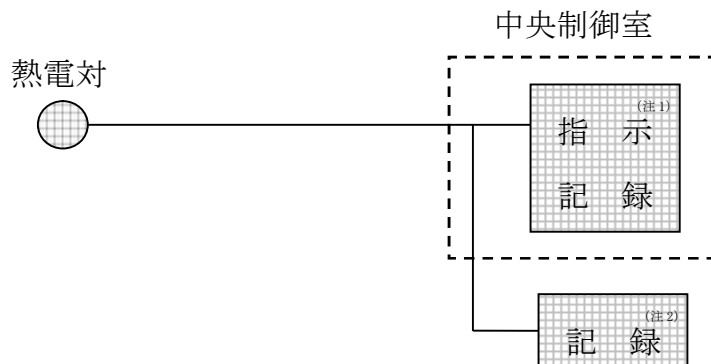
図 58-6-2 平均出力領域モニタの概略構成図

3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉压力容器温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，原子炉压力容器温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-3「原子炉压力容器温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

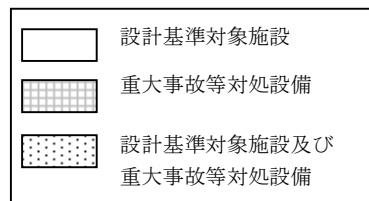
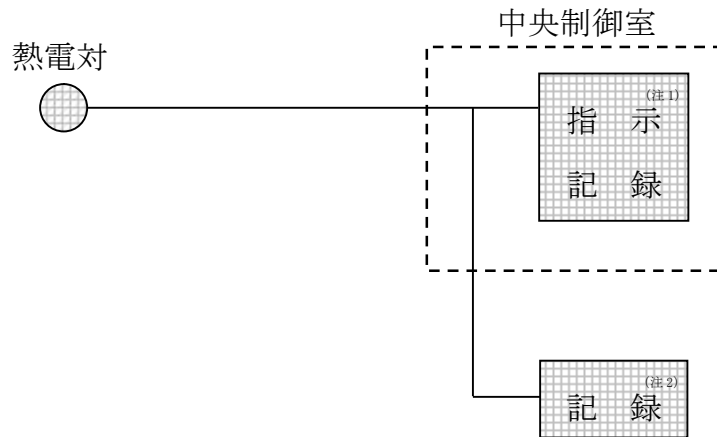


図 58-6-3 原子炉压力容器温度の概略構成図

(2) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-4「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

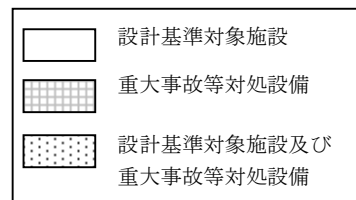
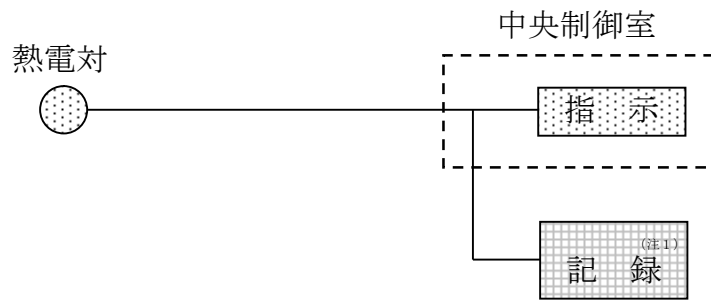


図 58-6-4 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-5「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

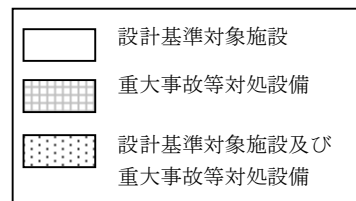
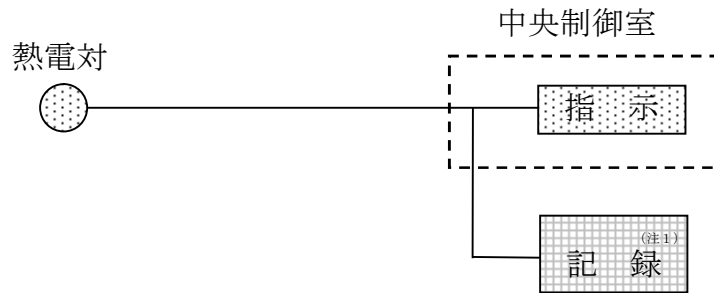


図 58-6-5 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(4) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-6「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

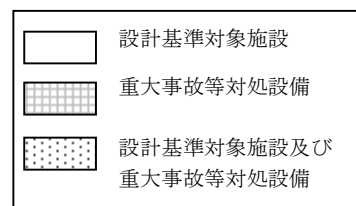
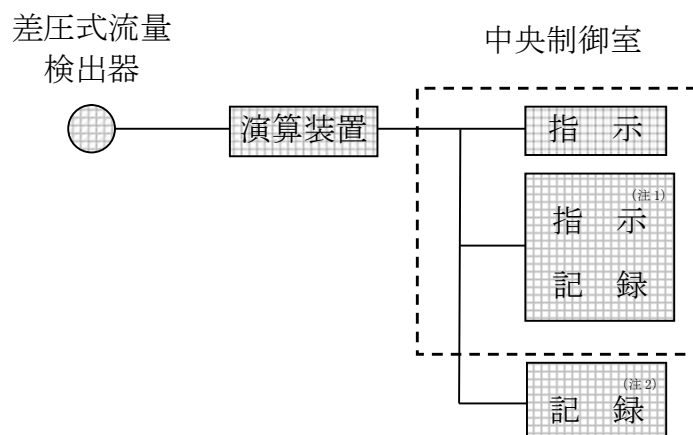


図 58-6-6 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

### 3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

#### (1) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-7「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

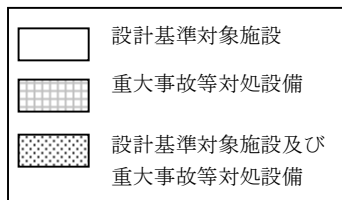
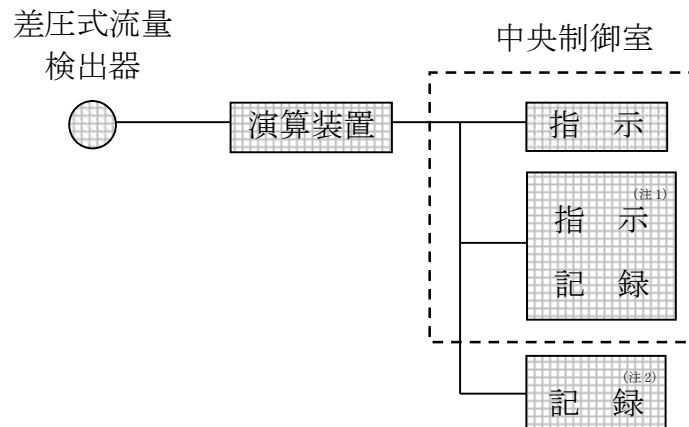


図 58-6-7 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(2) 復水補給水系流量（原子炉压力容器）

復水補給水系流量（原子炉压力容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉压力容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉压力容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-8「復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

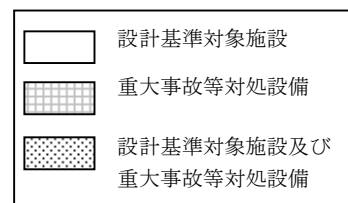
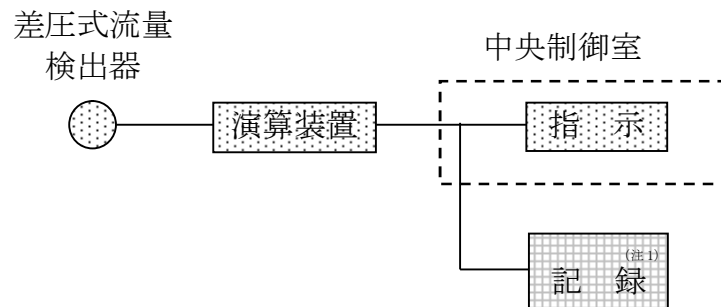


図 58-6-8 復水補給水系流量（原子炉压力容器）の概略構成図

(3) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-9「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

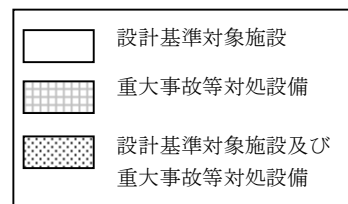
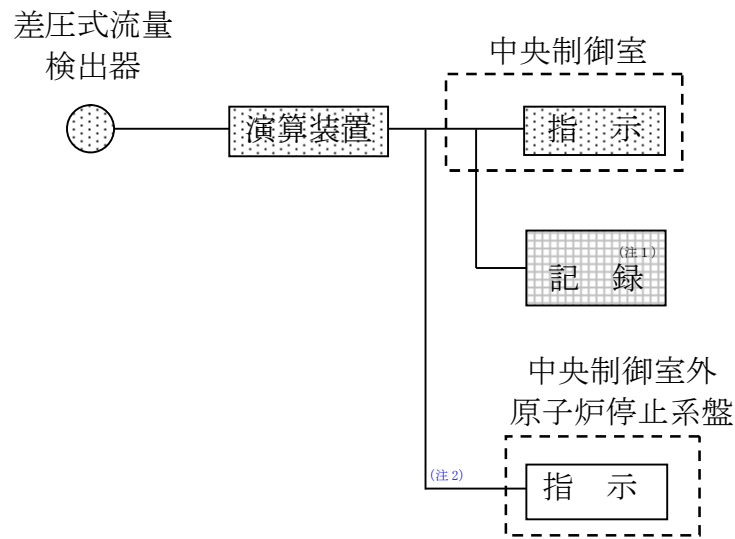


図 58-6-9 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図



(4) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-10「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 2) 区分Ⅱのみ

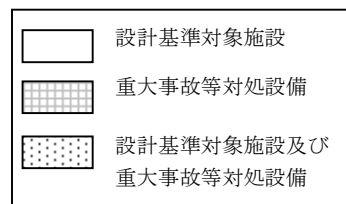
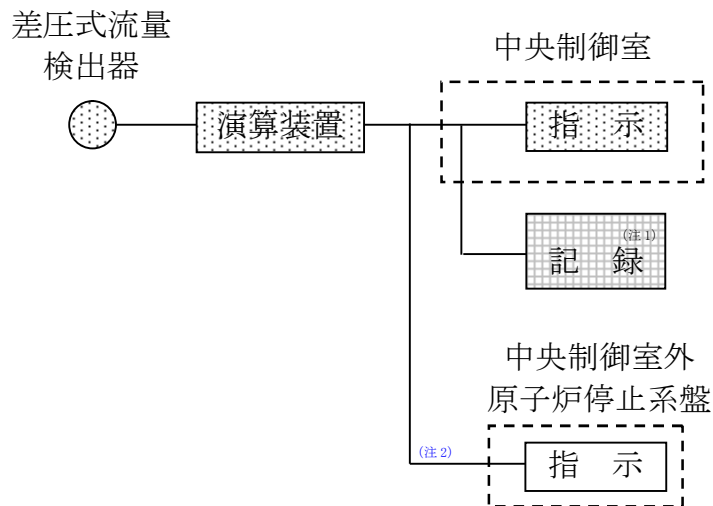


図 58-6-10 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

(5) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-11「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 2) 区分 I，IIのみ

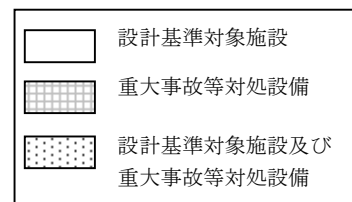


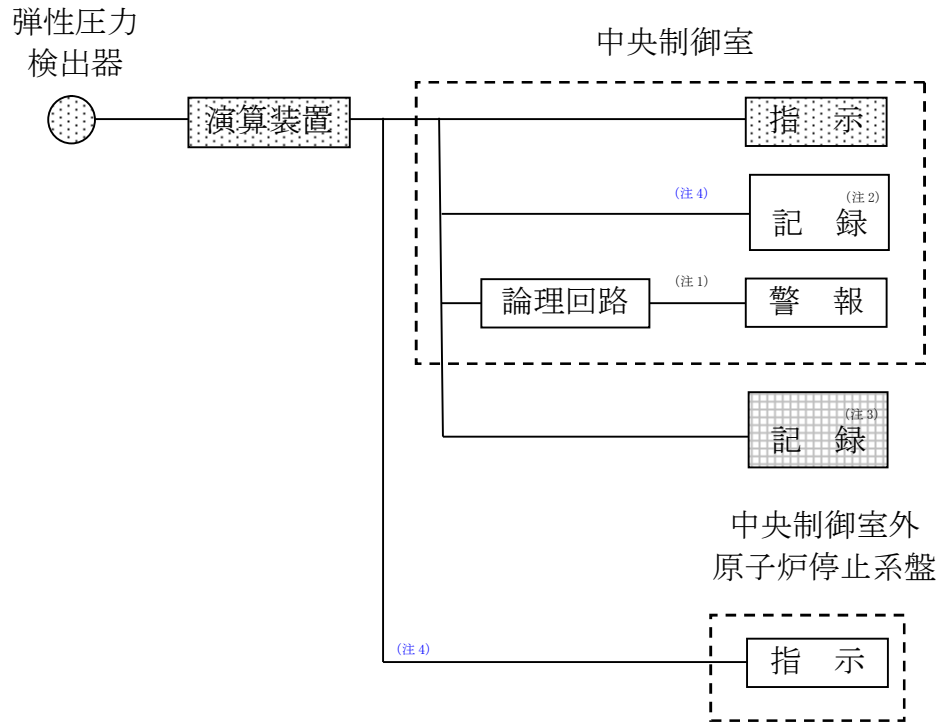
図 58-6-11 残留熱除去系系統流量の概略構成図

### 3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

#### 3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

##### (1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-12「原子炉圧力の概略構成図」参照。）



- (注 1) 圧力高原子炉スクラム
- (注 2) 記録計
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置
- (注 4) 区分 I, II のみ

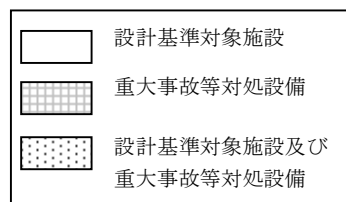
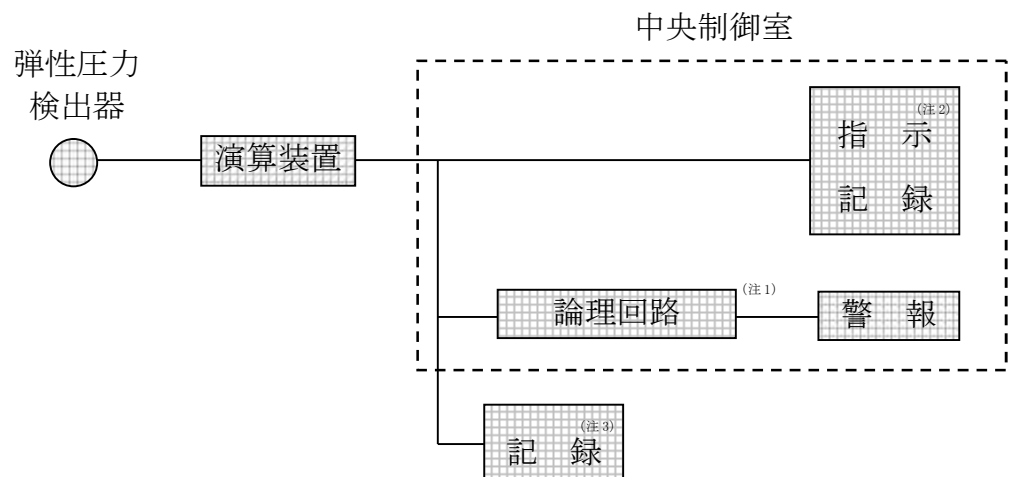


図 58-6-12 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (S A)

原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (S A) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に警報し、記録する。(図 58-6-13「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」参照。)



- (注 1) 代替制御棒挿入  
代替冷却材再循環ポンプトリップ
- (注 2) 記録計
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

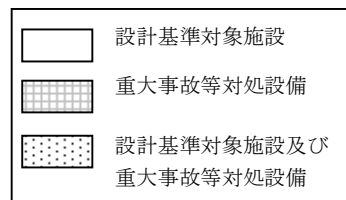
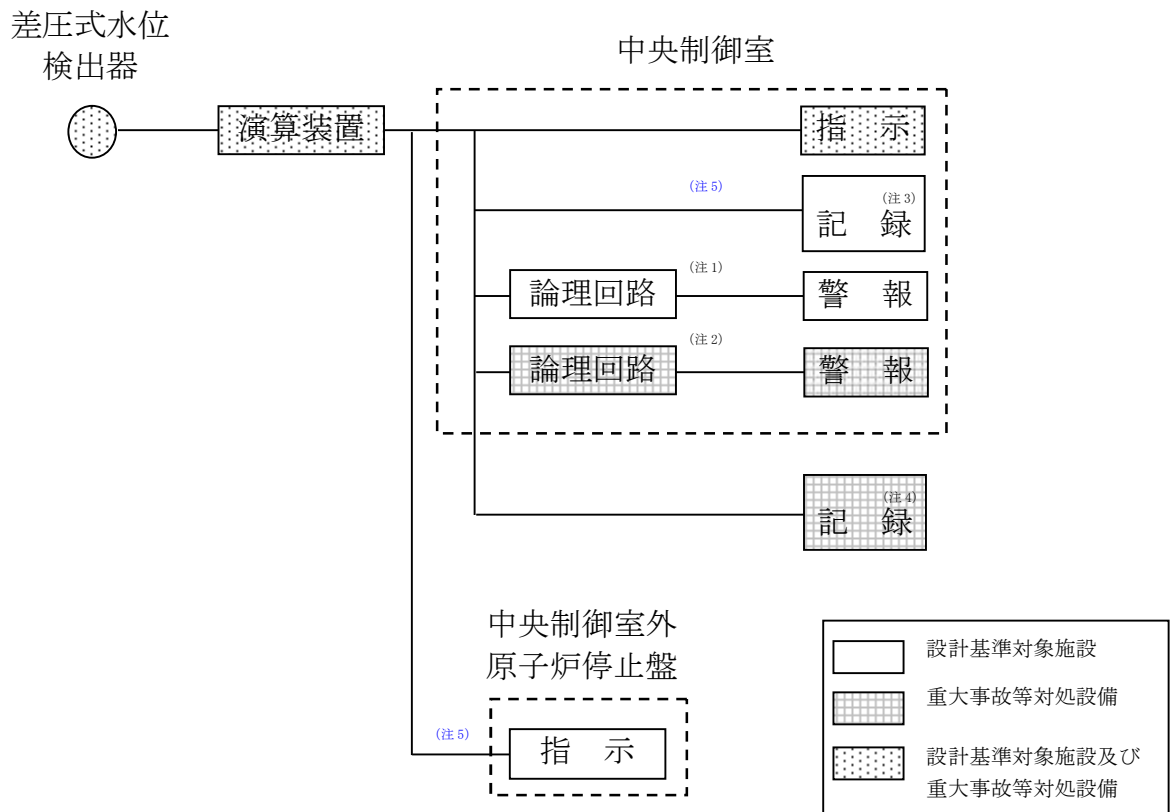


図 58-6-13 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

### 3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

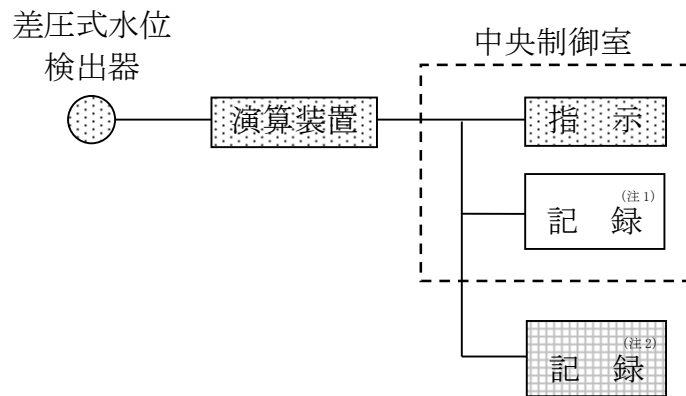
#### (1) 原子炉水位

原子炉水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-14, 15「原子炉水位の概略構成図」参照。）



- (注 1) 原子炉格納容器隔離弁閉  
原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）  
高圧炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）  
残留熱除去系（低圧注水系）起動  
自動減圧系起動（水位低と格納容器圧力高の一致）
- (注 2) 代替制御棒挿入（区分Ⅰ，Ⅲのみ）  
代替冷却材再循環ポンプトリップ（区分Ⅰ，Ⅲのみ）  
代替自動減圧系作動（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅱのみ）
- (注 3) 記録計
- (注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置
- (注 5) 区分Ⅰのみ

図 58-6-14 原子炉水位の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

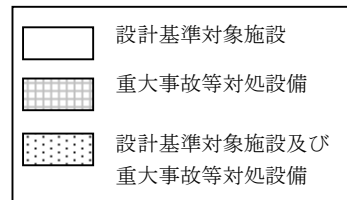
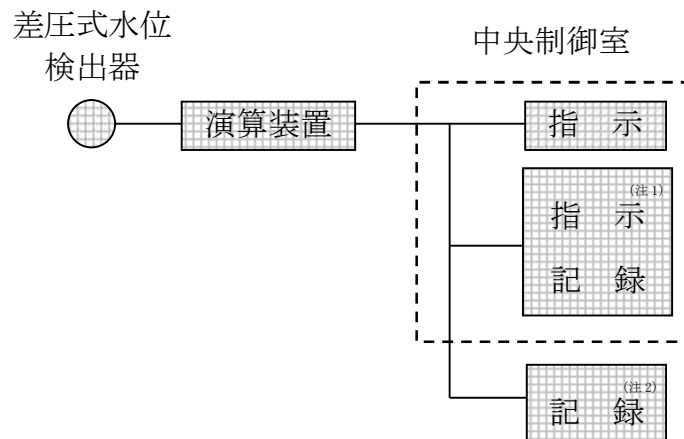


図 58-6-15 原子炉水位の概略構成図

(2) 原子炉水位 (S A)

原子炉水位 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (S A) の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-16「原子炉水位 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

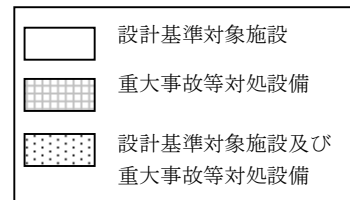


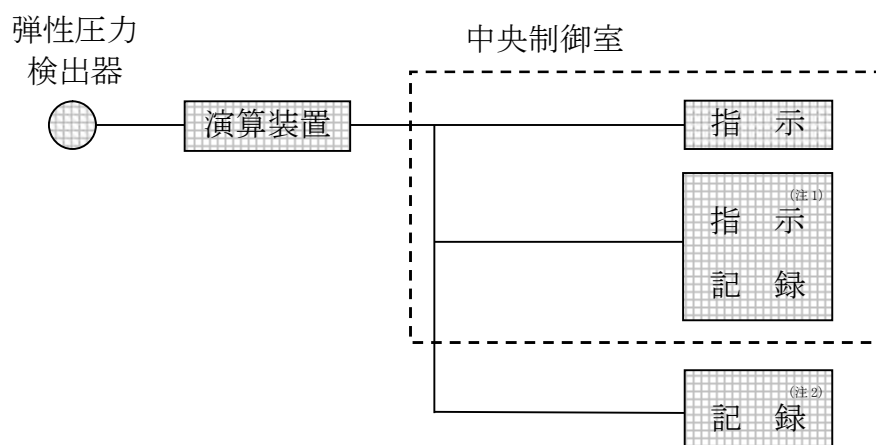
図 58-6-16 原子炉水位 (S A) の概略構成図

3.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (D/W) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (D/W) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-17「格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

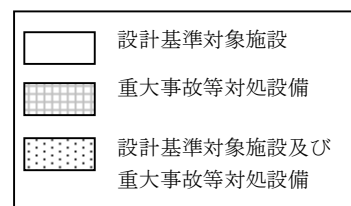
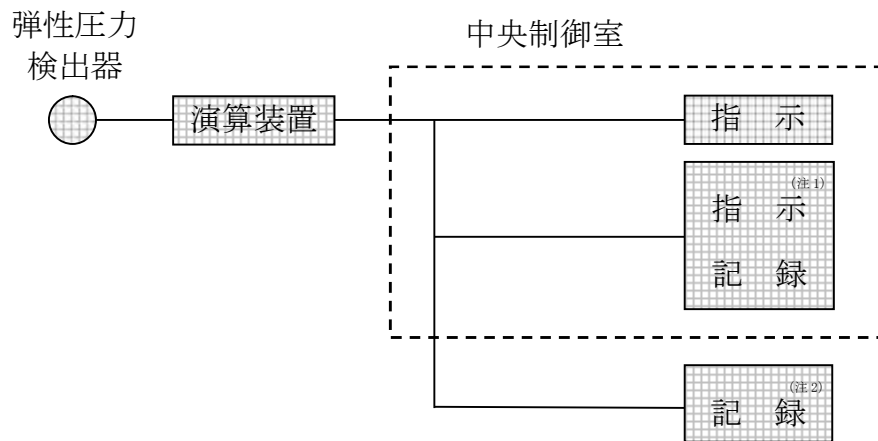


図 58-6-17 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図



(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (S/C) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-18「格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

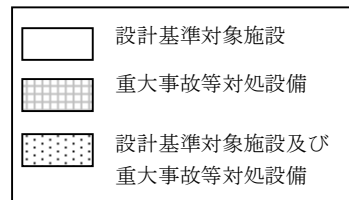
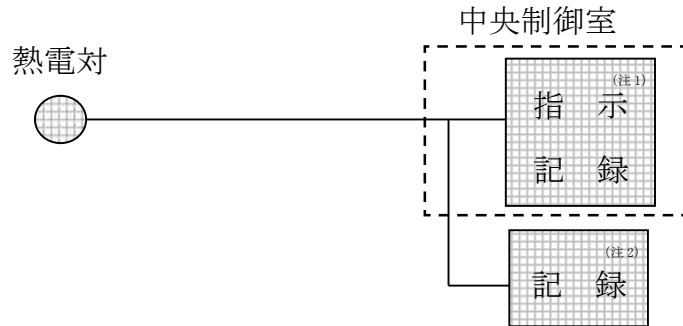


図 58-6-18 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

### 3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

#### (1) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-19「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

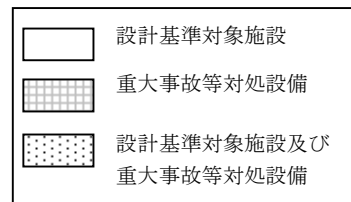
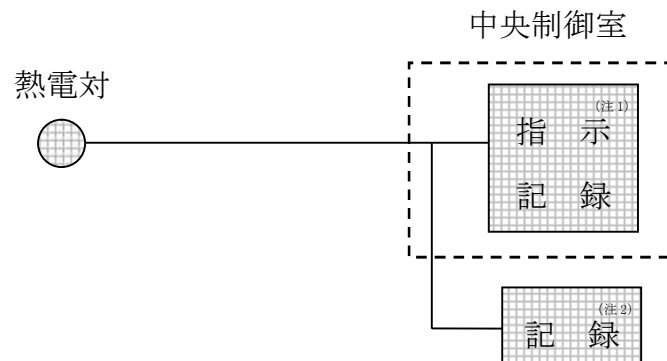


図 58-6-19 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ気体温度

サプレッション・チェンバ気体温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ気体温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ気体温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-20「サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

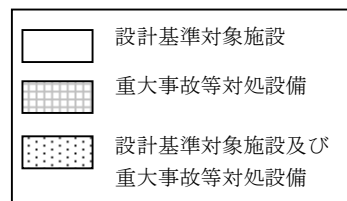
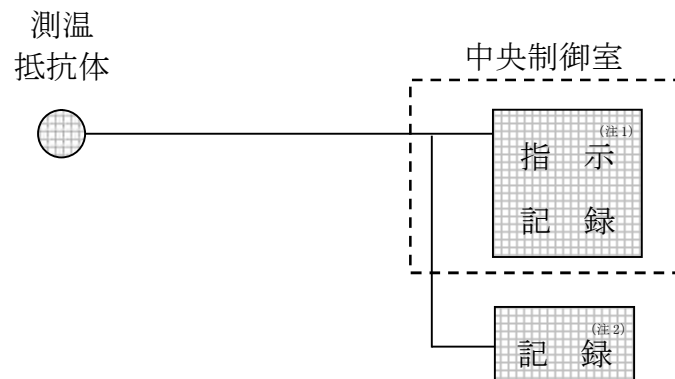


図 58-6-20 サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図

(3) サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-21「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

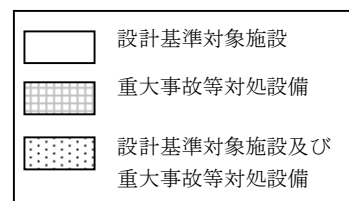
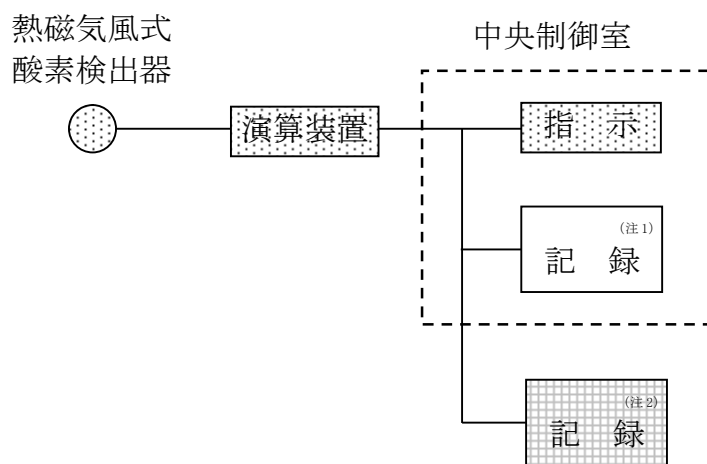


図 58-6-21 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

### 3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

#### (1) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-22 「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

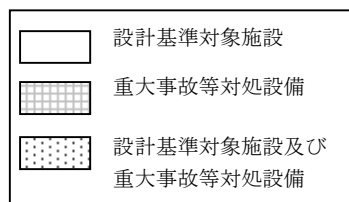
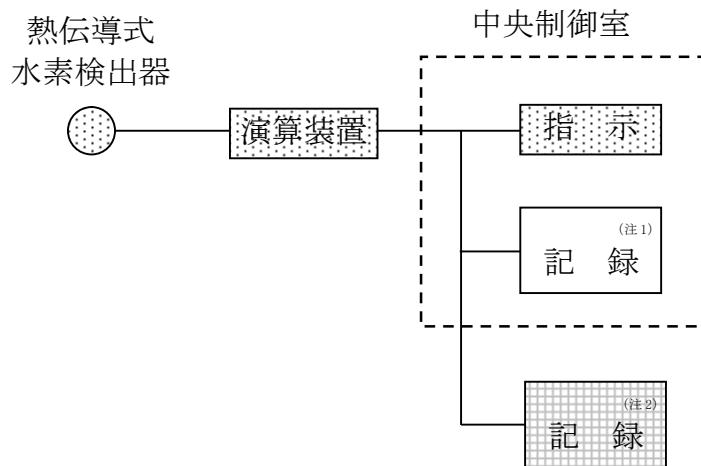


図 58-6-22 格納容器内酸素濃度の概略構成図

### 3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

#### (1) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-23「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

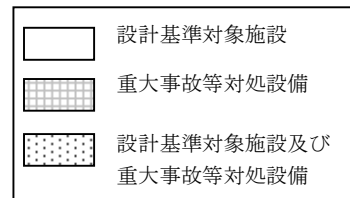
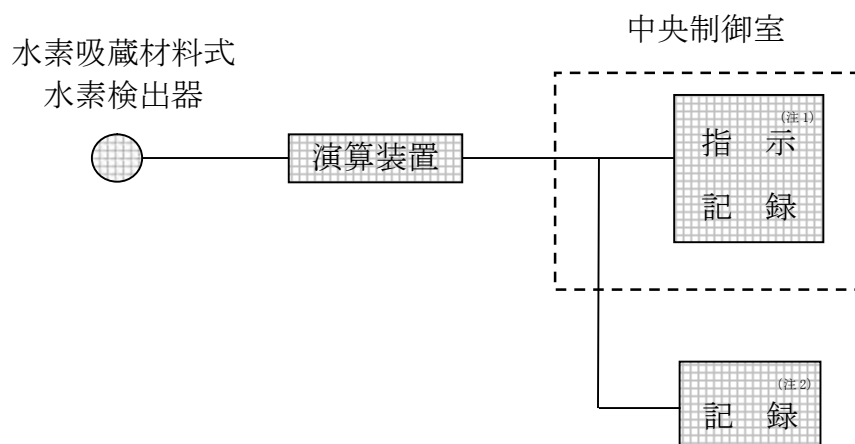


図 58-6-23 格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度 (S A)

格納容器内水素濃度 (S A) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 格納容器内水素濃度 (S A) の検出信号は, 水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し, 演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後, 格納容器内水素濃度 (S A) を中央制御室に指示し, 記録する。(図 58-6-24 「格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

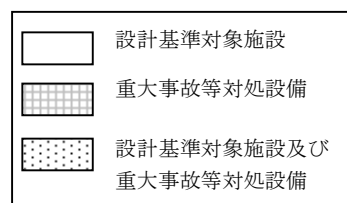
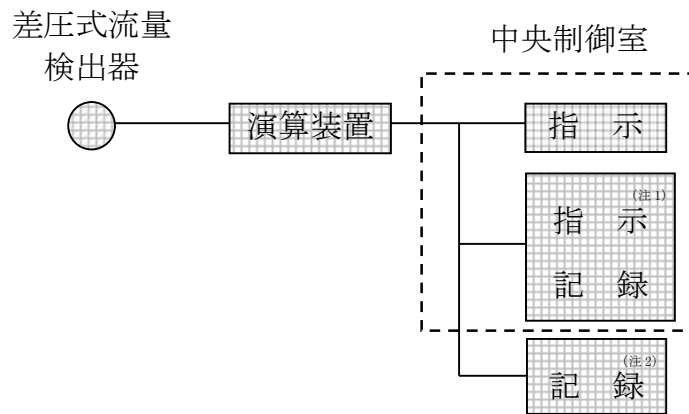


図 58-6-24 格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図

### 3.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

#### (1) 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-25「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

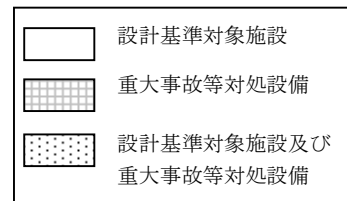


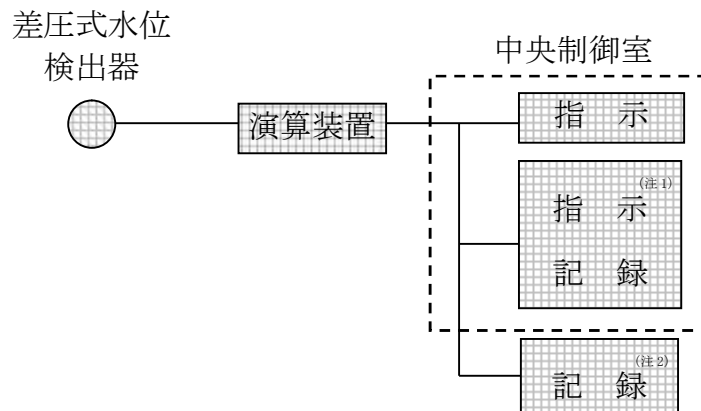
図 58-6-25 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図



### 3.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

#### (1) サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ・プール水位を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-26 「サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

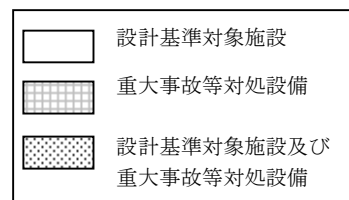
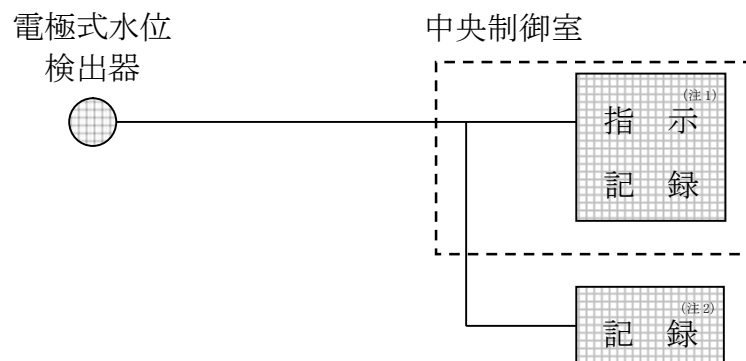


図 58-6-26 サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-27「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

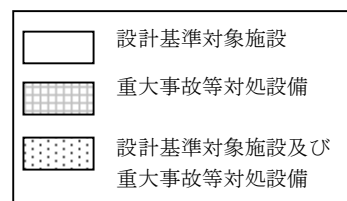


図 58-6-27 格納容器下部水位の概略構成図

### 3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-28, 29「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

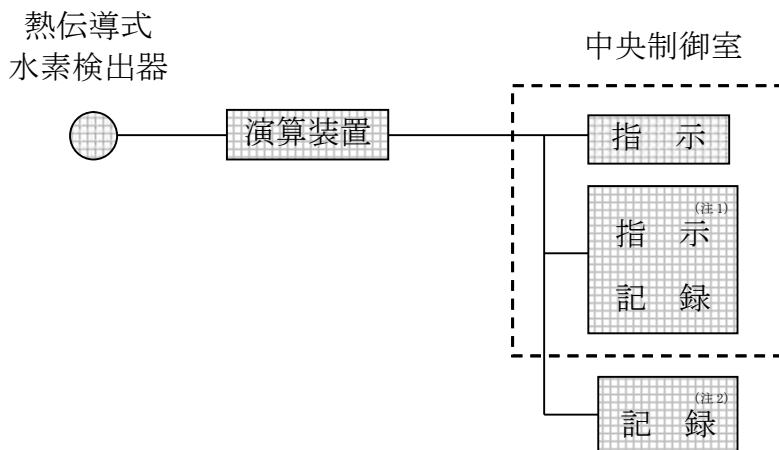
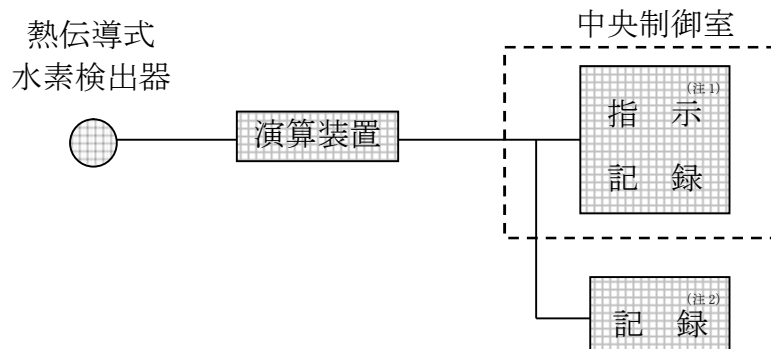


図 58-6-28 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

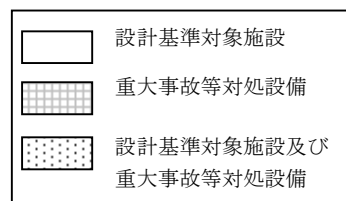
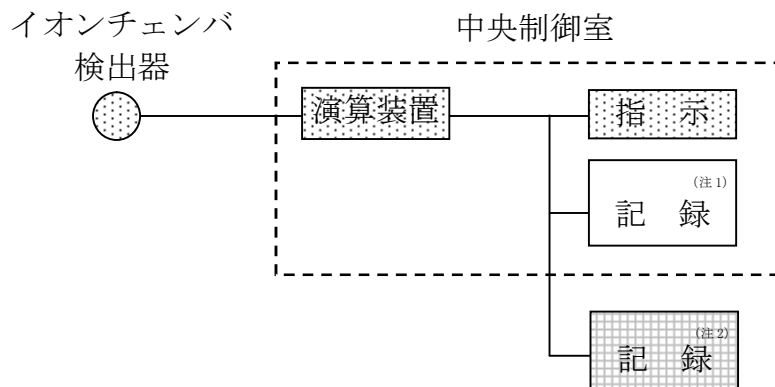


図 58-6-29 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

### 3.8 放射線管理用計測装置

#### (1) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)

格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-30「格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

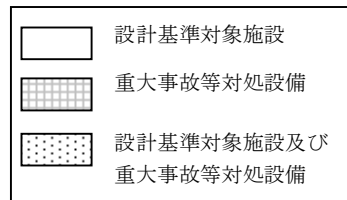
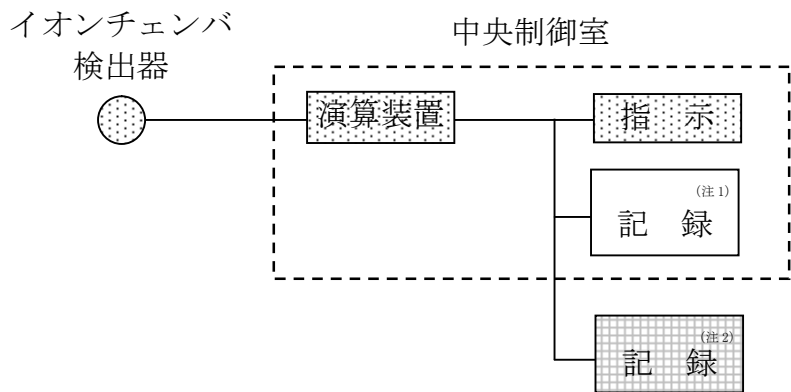


図 58-6-30 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-31「格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

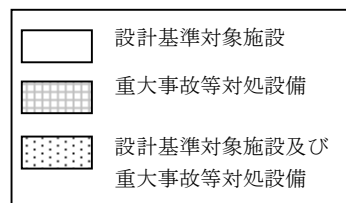
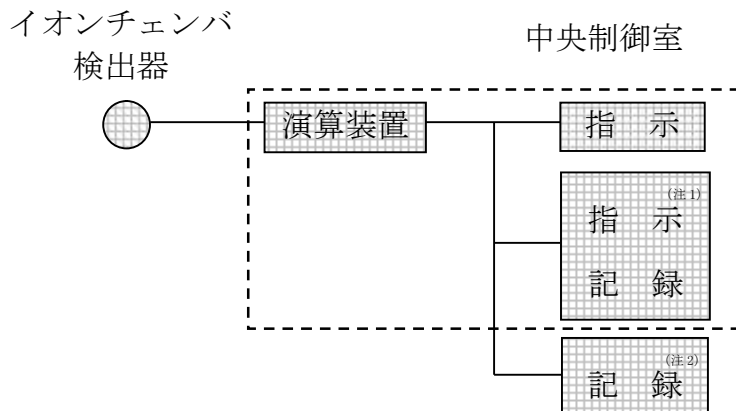


図 58-6-31 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-32 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

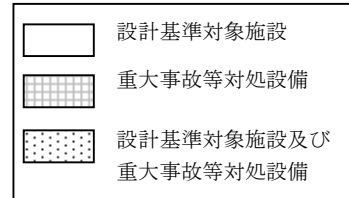
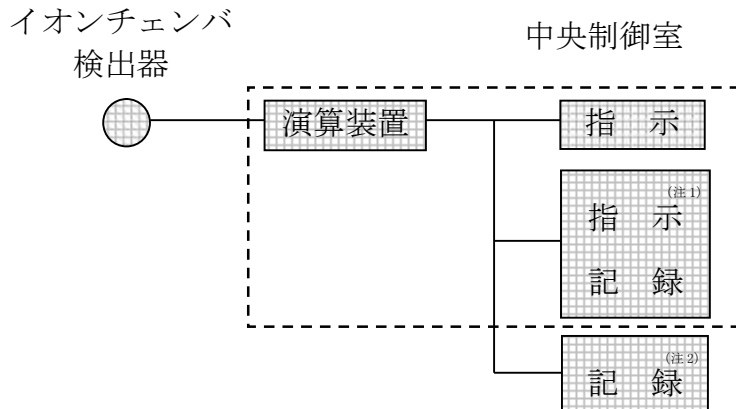


図 58-6-32 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-33 「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

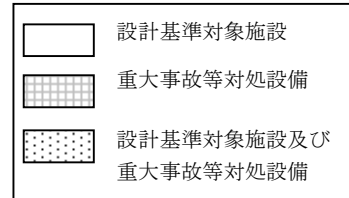
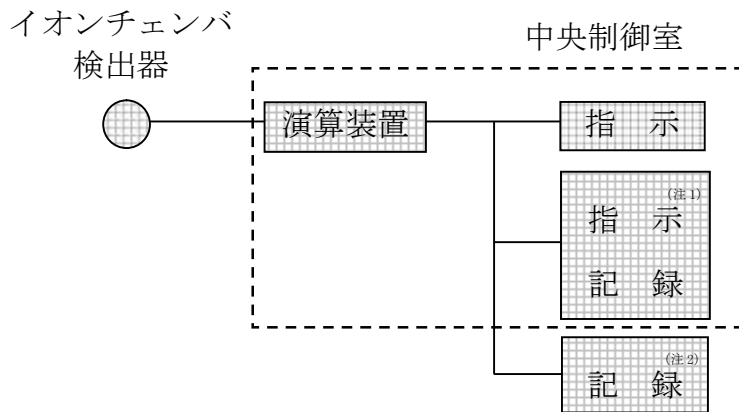


図 58-6-33 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-34 「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

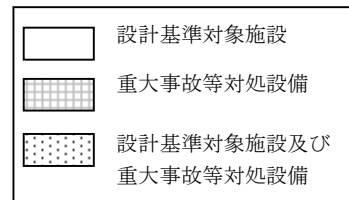


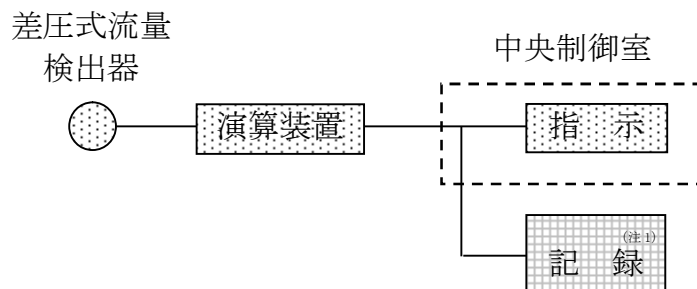
図 58-6-34 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図



### 3.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

#### (1) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-35 「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

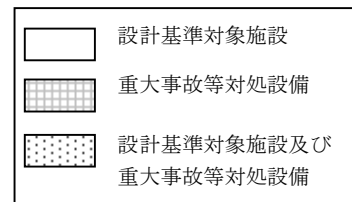
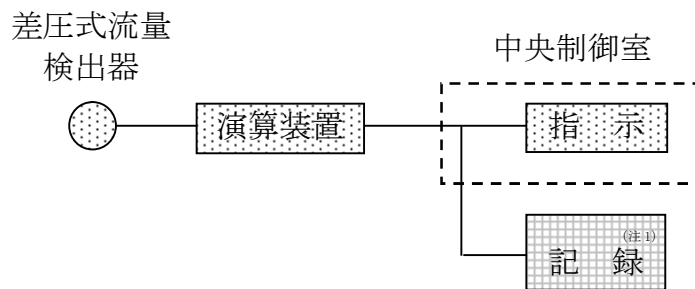


図 58-6-35 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-36「残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

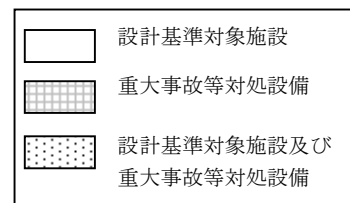
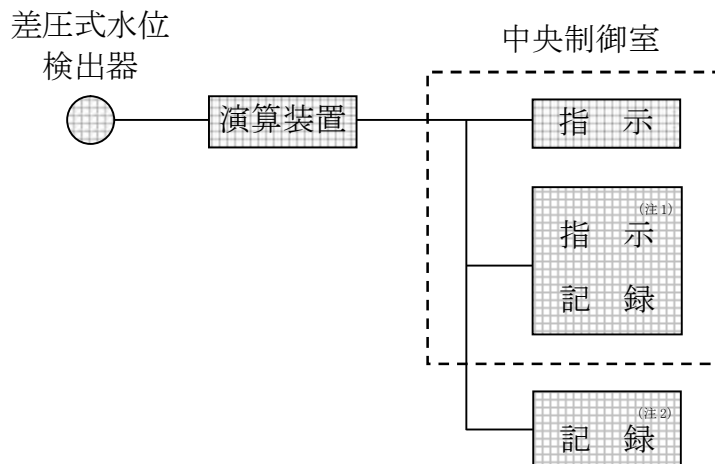


図 58-6-36 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

(3) 復水貯蔵槽水位（S A）

復水貯蔵槽水位（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水貯蔵槽水位（S A）の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水貯蔵槽水位（S A）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-37「復水貯蔵槽水位（S A）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

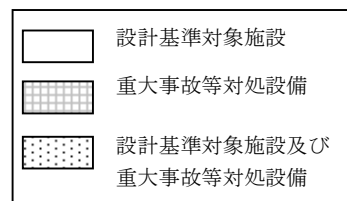
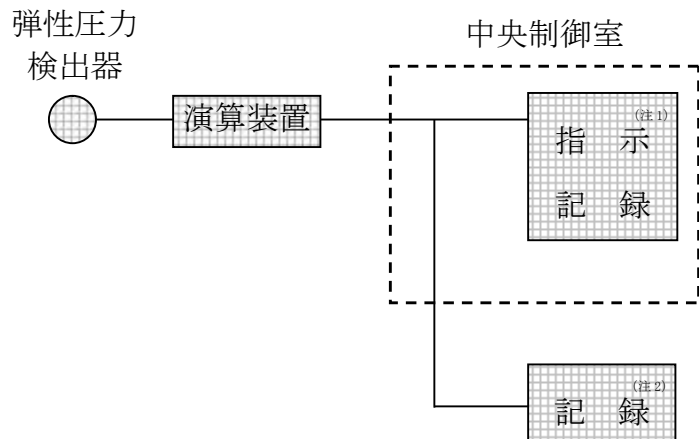


図 58-6-37 復水貯蔵槽水位（S A）の概略構成図

(4) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-38 「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

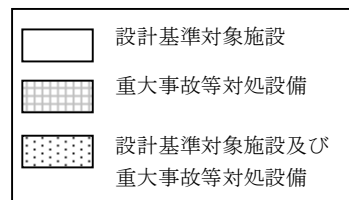
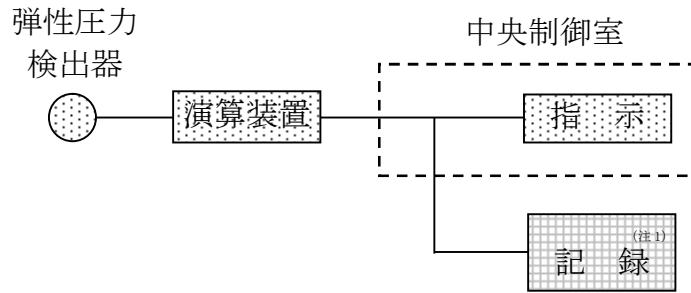


図 58-6-38 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

(5) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-39「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

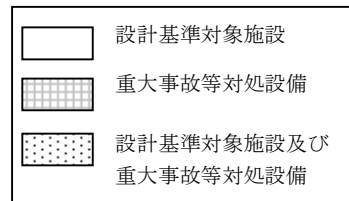
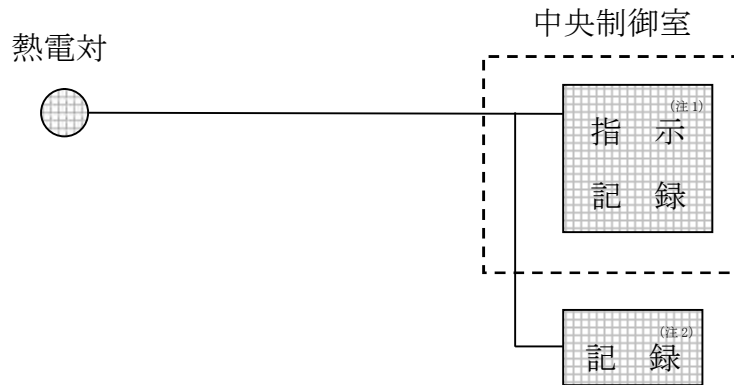


図 58-6-39 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(6) 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-40 「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

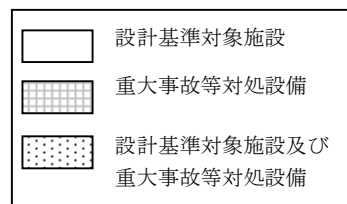
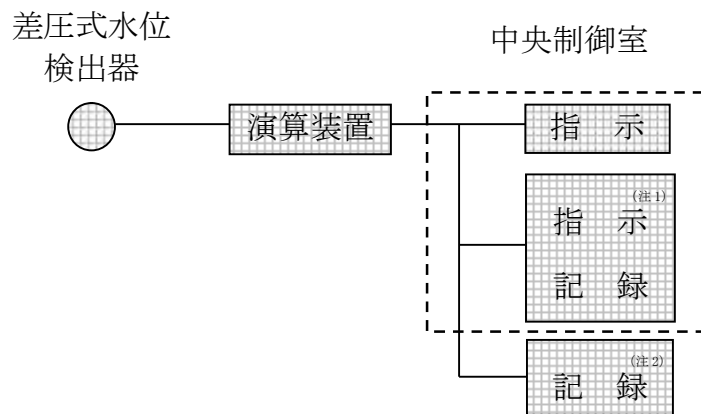


図 58-6-40 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(7) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-41 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

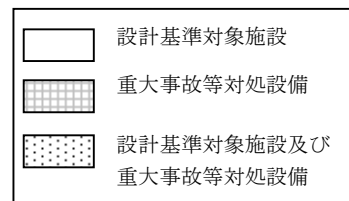
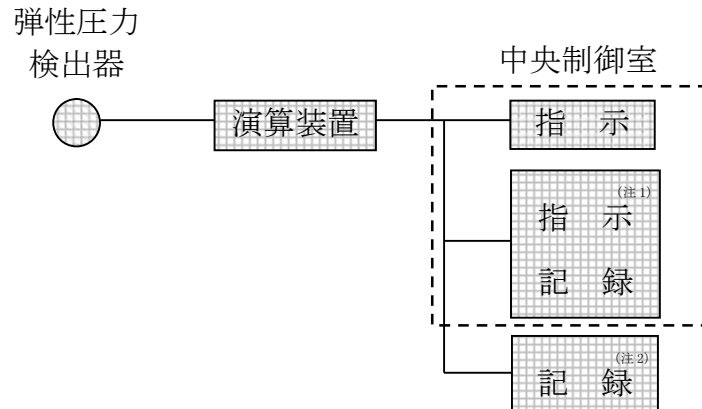


図 58-6-41 フィルタ装置水位の概略構成図

(8) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-42 「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

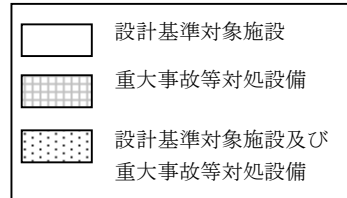
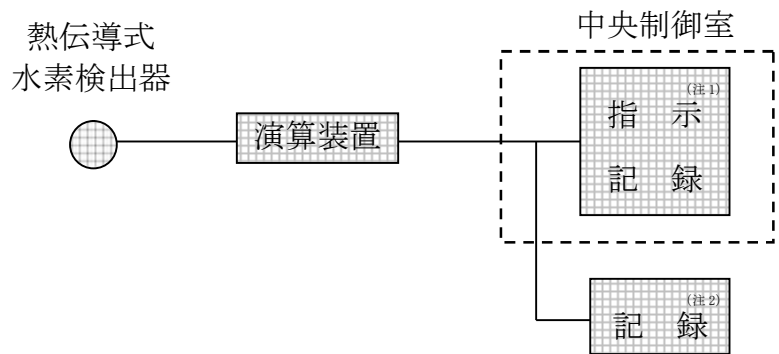


図 58-6-42 フィルタ装置入口圧力の概略構成図



(9) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-43 「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

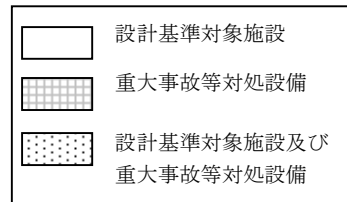
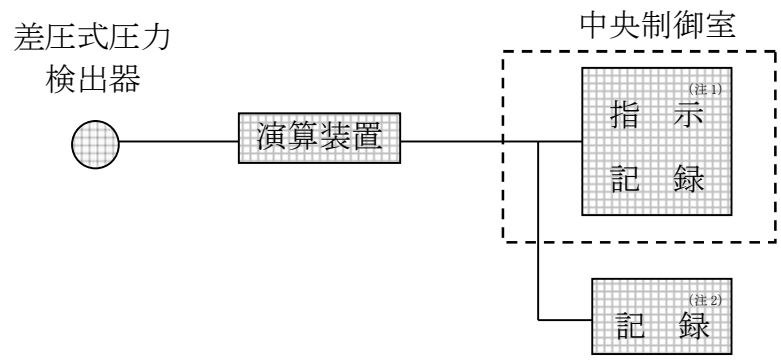


図 58-6-43 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(10) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-44 「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

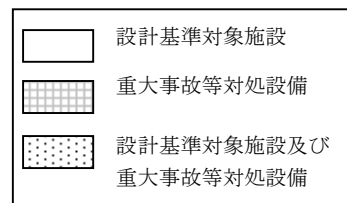
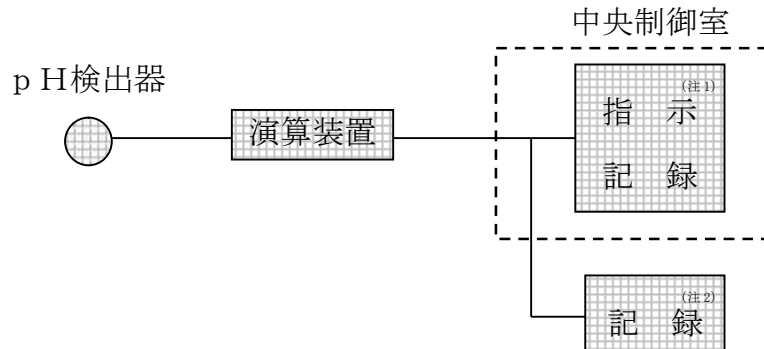


図 58-6-44 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(11) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-45 「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

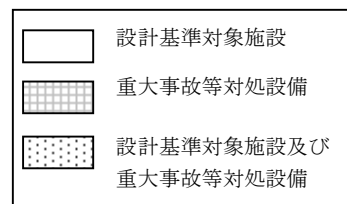
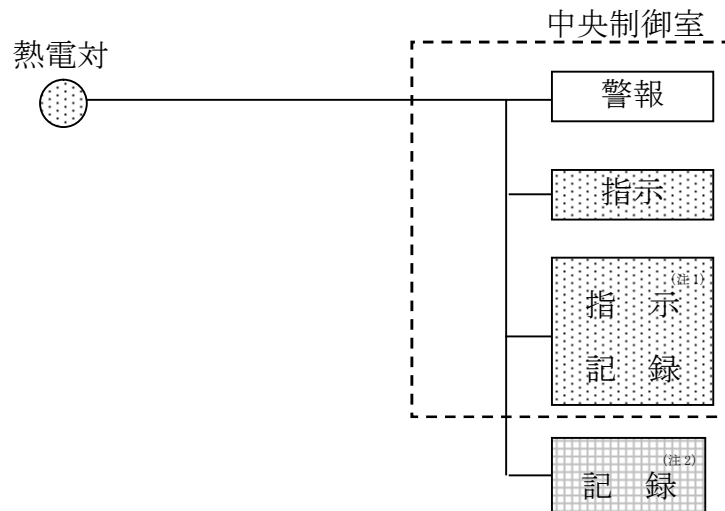


図 58-6-45 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(12) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）

使用済燃料貯蔵プール温度（S A広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度（S A広域）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度（S A広域）を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位（S A広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 58-6-46 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

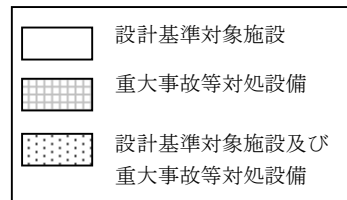
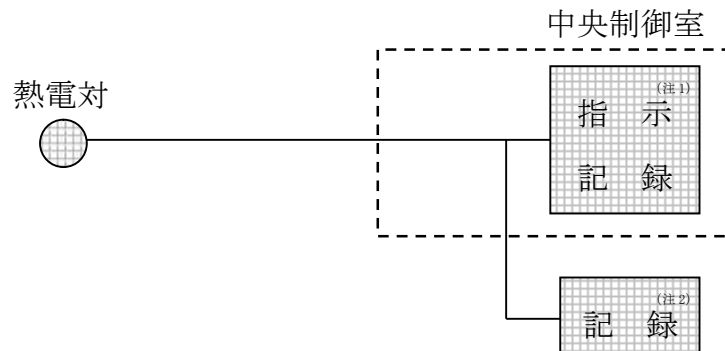


図 58-6-46 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）の概略構成図

(13) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A)

使用済燃料貯蔵プール温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (S A) の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 23420mm (6 号炉) , T. M. S. L. 23373mm (7 号炉) から 9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。(図 58-6-47 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

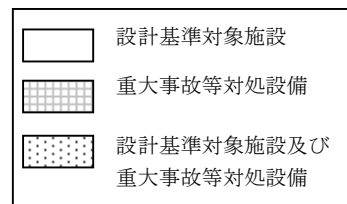


図 58-6-47 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) の概略構成図

(14) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、冷却器及びホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(図 58-6-48 「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照。)

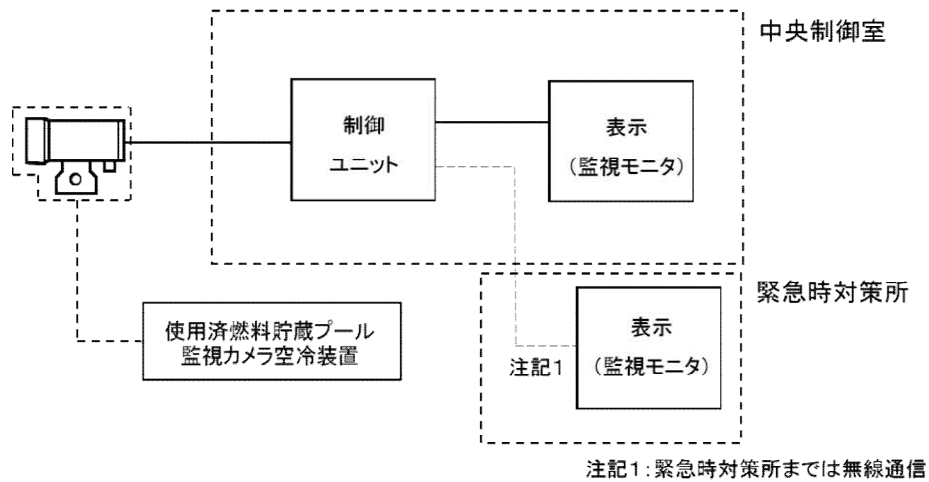


図 58-6-48 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

#### 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について，表 58-6-1, 2 に示す。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (1/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力 容器温度	0～300℃	287℃	300℃以下	300℃以上	300℃以上*1	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉圧力容器温度 (0～300℃) を設定する。
残留熱除去系 熱交換器入口 温度	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度 (182℃) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下	7.07MPa[gage]以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa[gage]) を包絡する範囲として設定する。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
原子炉圧力 (SA)	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下	7.07MPa[gage]以下	
原子炉水位	-3200～3500mm*2	1179 mm*2	-2880～1650mm*2	-6830～1650mm*2 -3640～4840mm*3	—	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3～8) 及び有効燃料棒上端付近まで監視可能である。
	-4000～1300mm*3	1300 mm*3	465～1300 mm*3			
原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*2	1179 mm*2	-2880～1650mm*2			
	-8000～3500mm*2					

\*1：300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

\*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)

\*3：基準点は有効燃料棒上端 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)



表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (2/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態 <sup>*1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高压代替注水系 系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	—	—	182m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高压代替注水系系統流量 (182m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	0～200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0～150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—	—	150m <sup>3</sup> /h	150m <sup>3</sup> /h	代替低压注水系による原子炉注水への必要流量 (150m <sup>3</sup> /h) が計測可能な範囲とする。
	0～350m <sup>3</sup> /h	—	—	300m <sup>3</sup> /h	300m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、復水補給水系流量 (300m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時 冷却系 系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系系統流量 (182m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高压炉心注水系 系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高压炉心注水系系統流量 (727m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系系統流量 (954m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (3/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含 む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0~350m <sup>3</sup> /h	—	—	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、格納容器スプレイ時における復水補給水系 流量 (140m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—	—	—	90m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、格納容器下部注水時における復水補給水系 流量 (90m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル 雰囲気温度	0~300℃	57℃	138℃以下	140℃以下	207℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、格納容器内温度 (207℃) に余裕を見込 んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ気体温度	0~200℃	35℃	138℃以下	146℃以下	164℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブプレッション・チェンバ気体温度 (約 164℃) に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	0~200℃	35℃	97℃以下	139℃以下	149℃以下	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変 動を包絡するように、サブプレッション・チェン バ・プール水温度 (約 149℃) に余裕を見込ん だ設定とする。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (4/9)

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	5.0kPa[gage]	246kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kP[gage]以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内圧力(620kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	5.0kPa[gage]	197kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kP[gage]以下	
サブプレッション・ チェンバ・プール 水位	-6~11m (T.M.S.L.-7150~ +9850mm)	0m (T.M.S.L.-1150mm)	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~ -1150mm)	0~10.05m (T.M.S.L.-1150~ +8950mm)	0~10.05m (T.M.S.L.-1150 ~+8950mm)	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ・プール水位(0~10.05m)に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器 下部水位	+1m,+2m,+3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm,-3600mm)	—	—	0m (T.M.S.L. -6600mm)	約13.4m (T.M.S.L. +6820mm)	格納容器下部における注水状況を確認するため、熔融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。操作上2mまで計測できれば問題ない。
格納容器内 水素濃度	0~30%(6号炉) 0~20%/0~100% (7号炉)	0%	6.2%以下	—	38%以下	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4%)を把握する上で監視可能である。
格納容器内 水素濃度 (S/A)	0~100%	—	6.2%以下	—	38%以下	炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~100%)を計測可能な範囲とする。
格納容器内雰囲気 放射線レベル (D/W)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2×10 <sup>-1</sup> Sv/h	10Sv/h未満*1	10Sv/h未満*1	3×10 <sup>4</sup> Sv/h以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器内雰囲気 放射線レベル (S/C)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	1×10 <sup>-2</sup> Sv/h	10Sv/h未満*1	10Sv/h未満*1	3×10 <sup>4</sup> Sv/h以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。

T.M.S.L.=東京湾平均海面

\*1: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (5/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	停止時： 100cps 前後 臨界時： $10^4 \text{cps}$ 前後	定格出力の約 10 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束（約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後）を測定できる範囲として $0.1 \sim 10^6 \text{cps}$ に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ（中性子源領域）が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ（中間領域）、平均出力領域モニタによって監視可能。
	0～40%又は 0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	奇数レンジ： 25/40%でレンジアップ 偶数レンジ： 80/125%でレンジアップ		—	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力 領域モニタ	0～125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	モードスイッチ起動→運転：通常 7～10% 定格時：約 100%		定格出力の約 3 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0～125% に設定している。 設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (6/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	—	—	—	85℃以下	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。
フィルタ装置水位	0~6000mm	—	—	500~2200mm	500~2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約 2200mm, 下限水位：約 500mm を監視可能。
フィルタ装置 入口圧力	0~1MPa[gage]	—	—	0.62MPa[gage] 以下	0.62MPa[gage] 以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa[gage]) が監視可能。また、待機時に、窒素置換 (約 0.01MPa[gage]以上) が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 出口放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—	—	約 7×10 <sup>4</sup> mSv/h 以下		格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 7×10 <sup>4</sup> mSv/h) を監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0~100%	—	—	—	38%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4%) 以下であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (38% (ドライ条件)) を監視可能。
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	0~50kPa	—	—			金属フィルタの差圧 [ ] が監視可能。
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0~14	—	—			フィルタ装置スクラバ水のpH (pH0~14) が監視可能。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (7/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—	—	約 7×10 <sup>4</sup> mSv/h 以下		耐圧強化ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 7×10 <sup>4</sup> mSv/h) を監視可能。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度 (182℃) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ), 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ), 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (8/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水貯蔵槽水位 (S A)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	—	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	重大事故等時において、復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉:0~15.5m, 7号炉:0~15.7m)を監視可能である。
復水移送ポンプ 吐出圧力	0~2MPa[gage]	—	—	0.92MPa[gage]	0.92MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプ吐出圧力(2.2MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉建屋 水素濃度	0~20%	—	—	—	2%以下	重大事故時において、水素と酸素の可燃限界(水素濃度:4%)を監視可能である。
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故時において、静的触媒式水素再結合器の最高使用温度(300℃)を監視可能である。
格納容器内 酸素濃度	0~30% (6号炉) 0~10%/0~30% (7号炉)	3.5%以下	4.9%以下	3.5%以下	3.9%以下	重大事故時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5%)を把握する上で監視可能である。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (9/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (S A広域)	T. M. S. L. 20180 ～31170mm (6号 炉) T. M. S. L. 20180 ～31123mm (7号 炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉) (N. W. L 付近)	N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉) N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)	重大事故時における使用済燃料貯蔵プールの 変動する範囲について水位及び温度を監視 可能である。	
	0～150℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (S A)	T. M. S. L. 23420 ～30420mm (6号 炉) T. M. S. L. 23373 ～30373mm (7号 炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	—	N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉) N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)	重大事故時における使用済燃料貯蔵プールの 変動する範囲について水位及び温度を監視 可能である。	
	0～150℃	52℃以下	—	0～100℃		
使用済燃料貯蔵 プール放射線 モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	バックグラウンド レベル	—	1.0×10 <sup>-1</sup> mSv/h 以下	重大事故時における使用済燃料貯蔵プールの 変動する範囲について放射線量を監視可 能である。	
	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h (7号炉)					
使用済燃料貯蔵 プール監視 カメラ	—	—	—	—	重大事故等時において赤外線機能により使用 済燃料貯蔵プールの及びその周辺の状況 を監視可能である。	



\*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

表 58-6-2 計測装置の警報動作範囲 (1/3)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計 測 装 置	起動領域モニタ (中間領域)	ペリオド： 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度投入による燃料損傷を防止するため、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるように設定するものとし、また、起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し、 <u>ペリオド 10 秒以上</u> を設定値とする。
	平均出力領域 モニタ	モードスイッチ「運転」 位置で定格出力の 120%以下	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、平均中性子束信号により原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として <u>120%以下</u> とする。
		モードスイッチ「運転」 位置以外で定格出力の 15%以下	原子炉の起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時まで誤トリップを起こさない値として <u>15%以下</u> とする。
		自動可変設定 ( $0.68W+54\%$ 以下* 又は 115%)	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう炉心流量の関数として自動可変設定とし、炉心流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として <u>(<math>0.68W+54\%</math>) 以下又は 115%</u> とする。

※：W は定格炉心流量に対する炉心流量(%)

表 58-6-2 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計 測 装 置	原子炉圧力	7.34MPa[gage] 以下	原子炉圧力が上昇すると、炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため、原子炉をスクラムさせる。 圧力上昇を防止するため、上限値 7.51MPa[gage] (逃がし安全弁第一設定圧力) 及び下限値 6 号炉:7.34MPa[gage] (通常運転時の負荷変動等による圧力変動分加味した値), 7 号炉:7.27MPa[gage] (原子炉圧力高警報に余裕を考慮した値) を超えない値として、 <u>原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下</u> を設定値とする。
		7.48MPa[gage] 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.34MPa[gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため逃がし弁第 1 段設定圧 7.51MPa[gage]以下となるよう、 <u>原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下</u> を設定値とする。

表 58-6-2 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉水位	-590mm 以上※	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、原子炉冷却材浄化系隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L-2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L-1.5 を下回らないよう十分高い水位にするとともに、原子炉水位 L-3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L-3 水位より十分に低い水位である、 <u>原子炉水位-590mm 以上</u> を設定値とする。
		-2040mm 以上※	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉隔離冷却系（事故時炉心冷却機能）を起動するとともに、炉水水質を確保するという観点からサプレッションプール水位高信号が受信されても、水源が復水貯蔵槽からサプレッションプールに切り替わらないようにするため、原子炉隔離時冷却系圧力抑制室側吸込隔離弁開許可のインターロックを動作させる。 原子炉隔離時冷却系が通常補給機能として作動する水位 L-2 (-590mm) 以下の水位において、補給機能のバックアップとして高圧炉心注水系が動作する水位 L-1.5 (-2040mm) にあわせ <u>原子炉水位-2040mm 以上</u> を設定値とする。
		-2880mm 以上※	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L-2 で原子炉隔離時冷却系が作動しなかった場合、原子炉水位 L-1.5 で主蒸気隔離弁が閉となり高圧炉心注水系が起動することにより、L-1 に達しないように十分低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう <u>原子炉水位-2880mm 以上</u> を設定値とする。
		-590mm 以上※	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ6台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L-3 で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として <u>原子炉水位-590mm (L-2) 以上</u> を設定値とする。

※：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）

58-7  
アクセスルート図

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

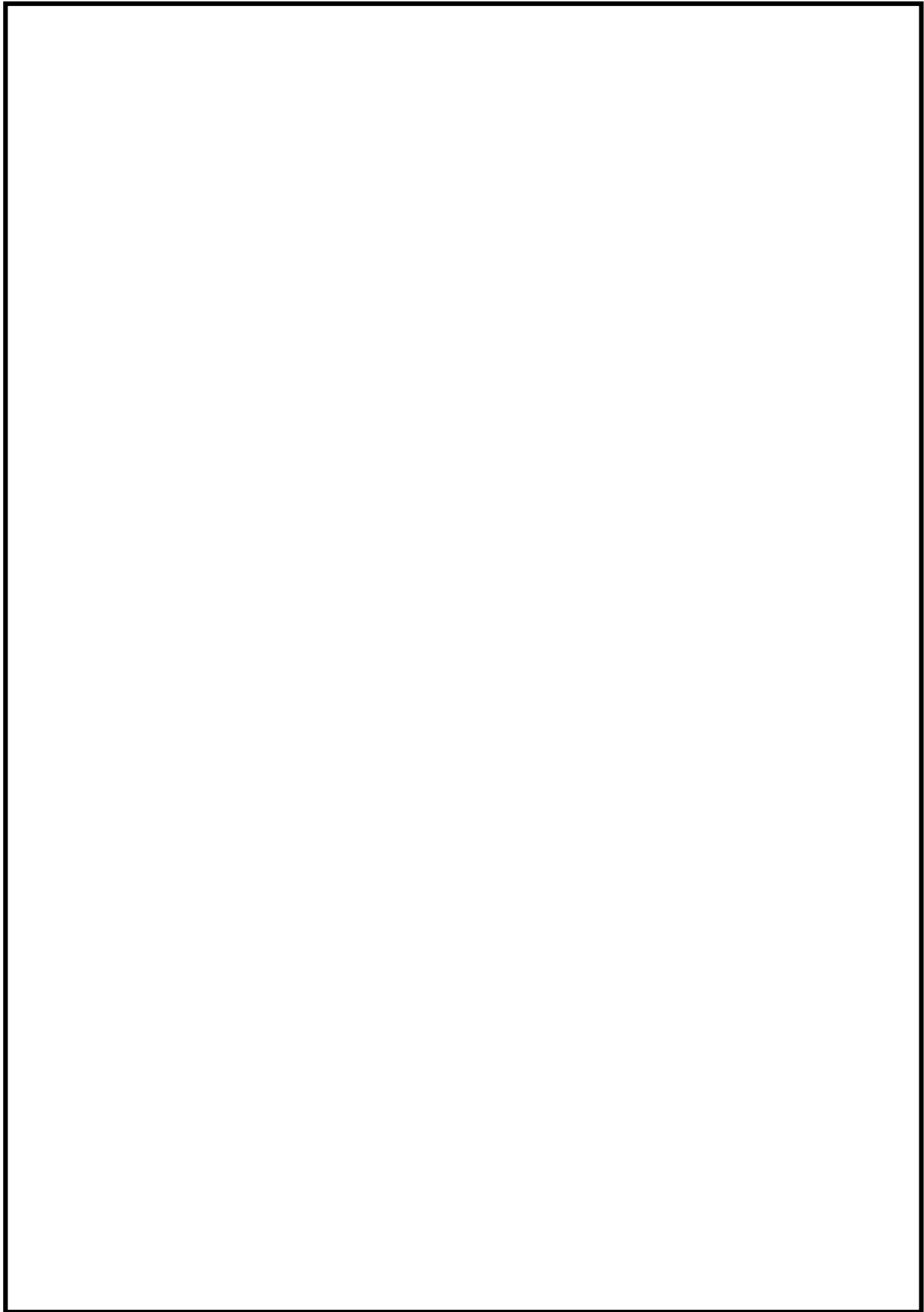


図 58-7-1 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

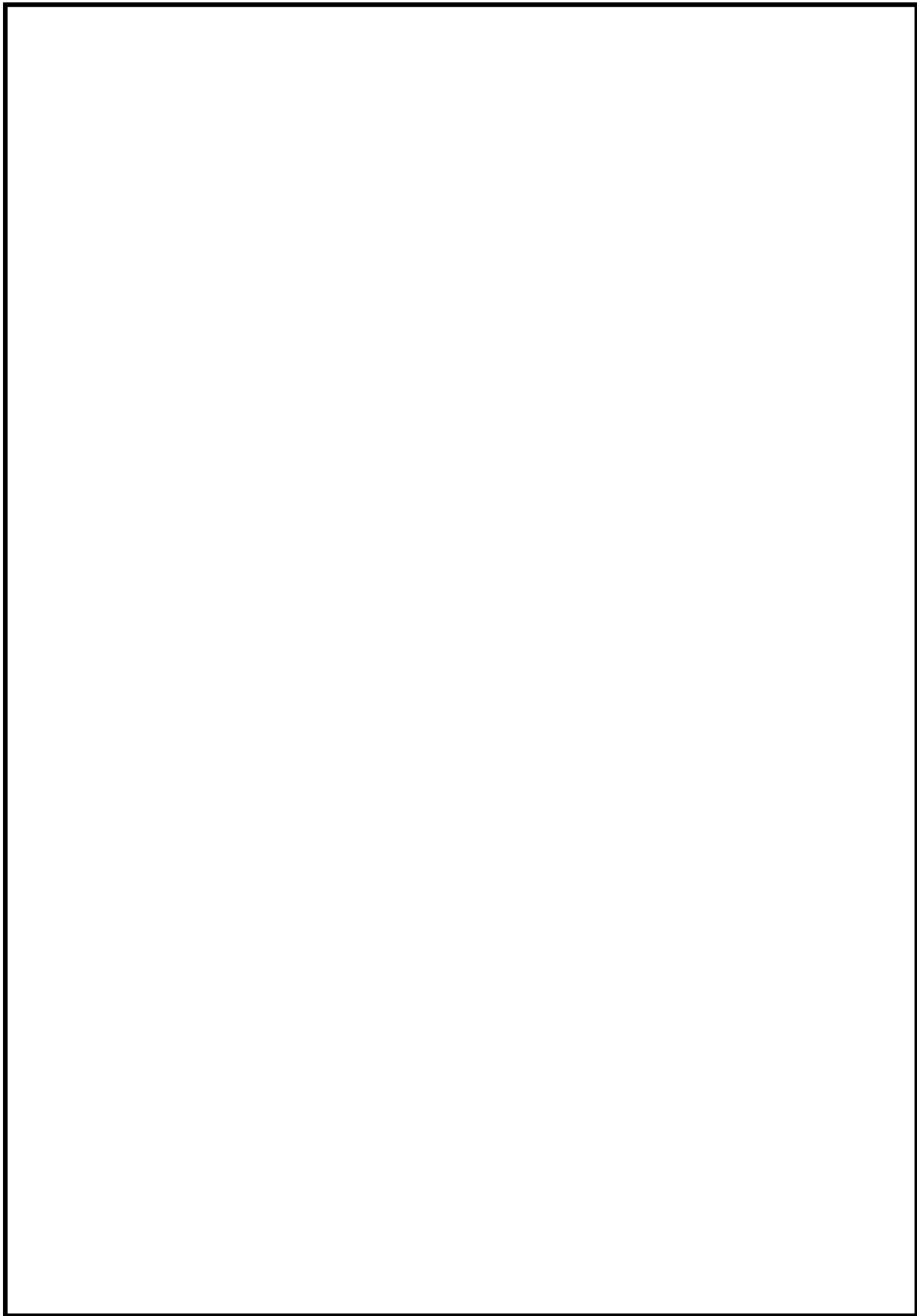


図 58-7-2 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(2/14)

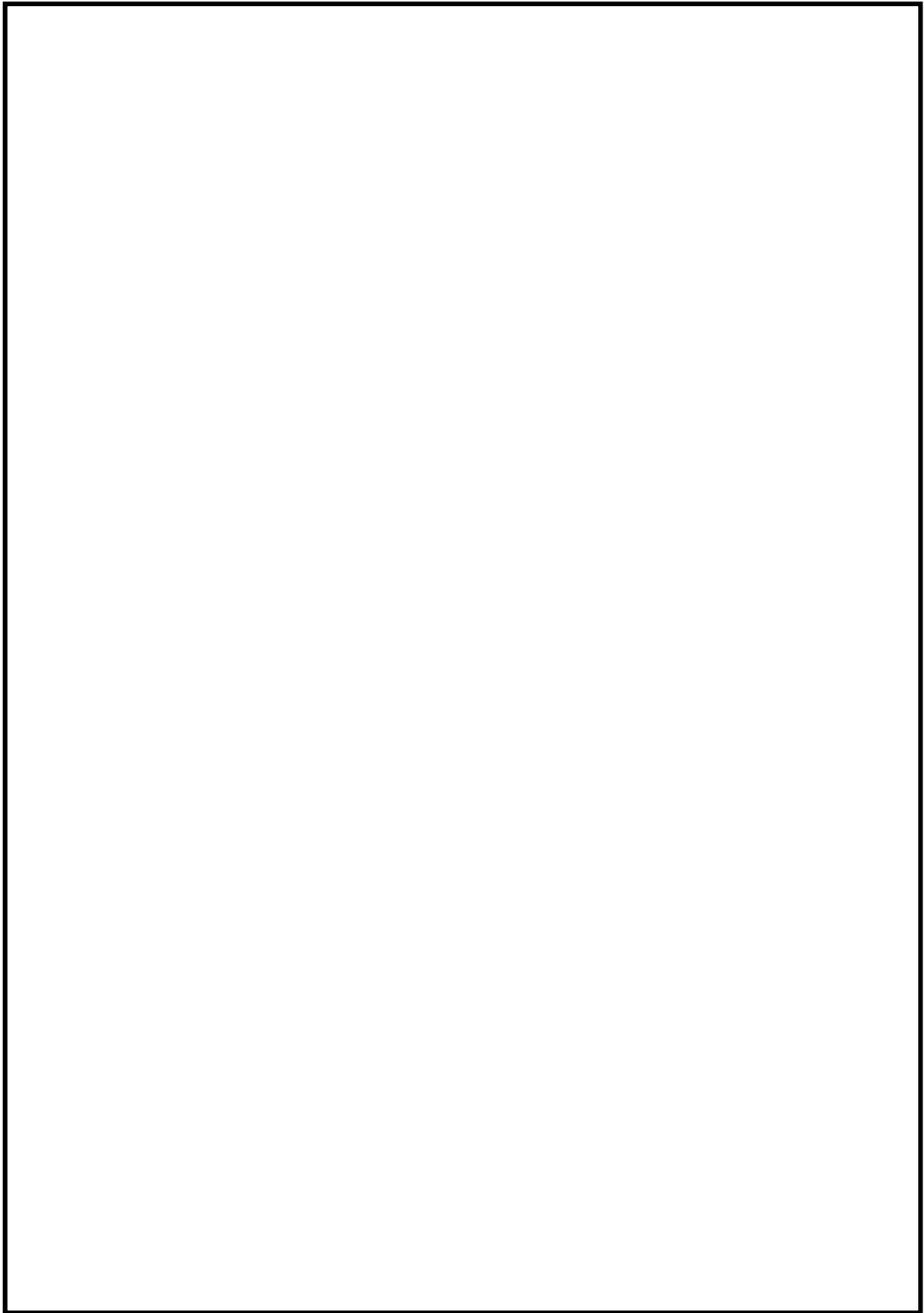


図 58-7-3 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(3/14)



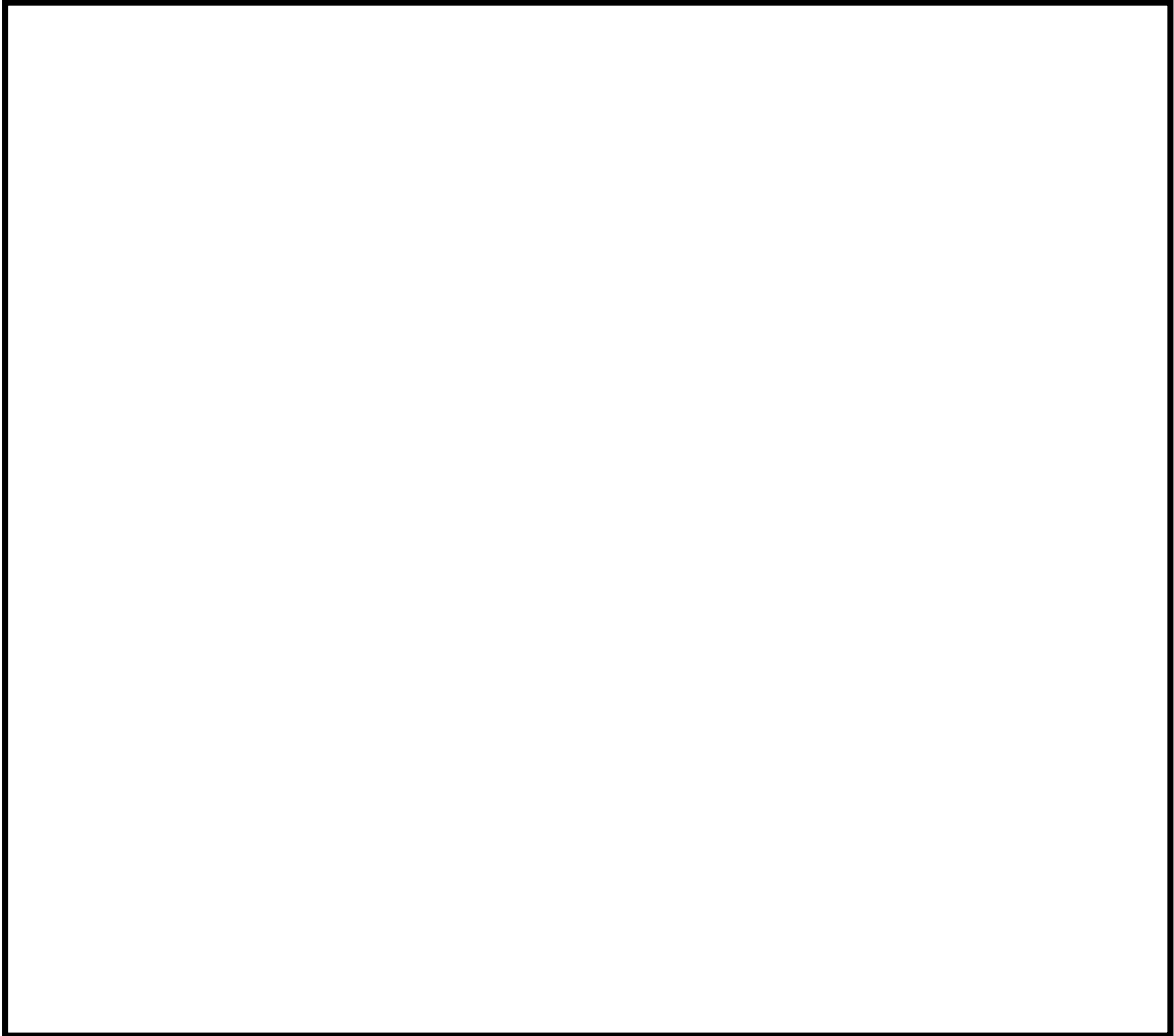


図 58-7-4 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

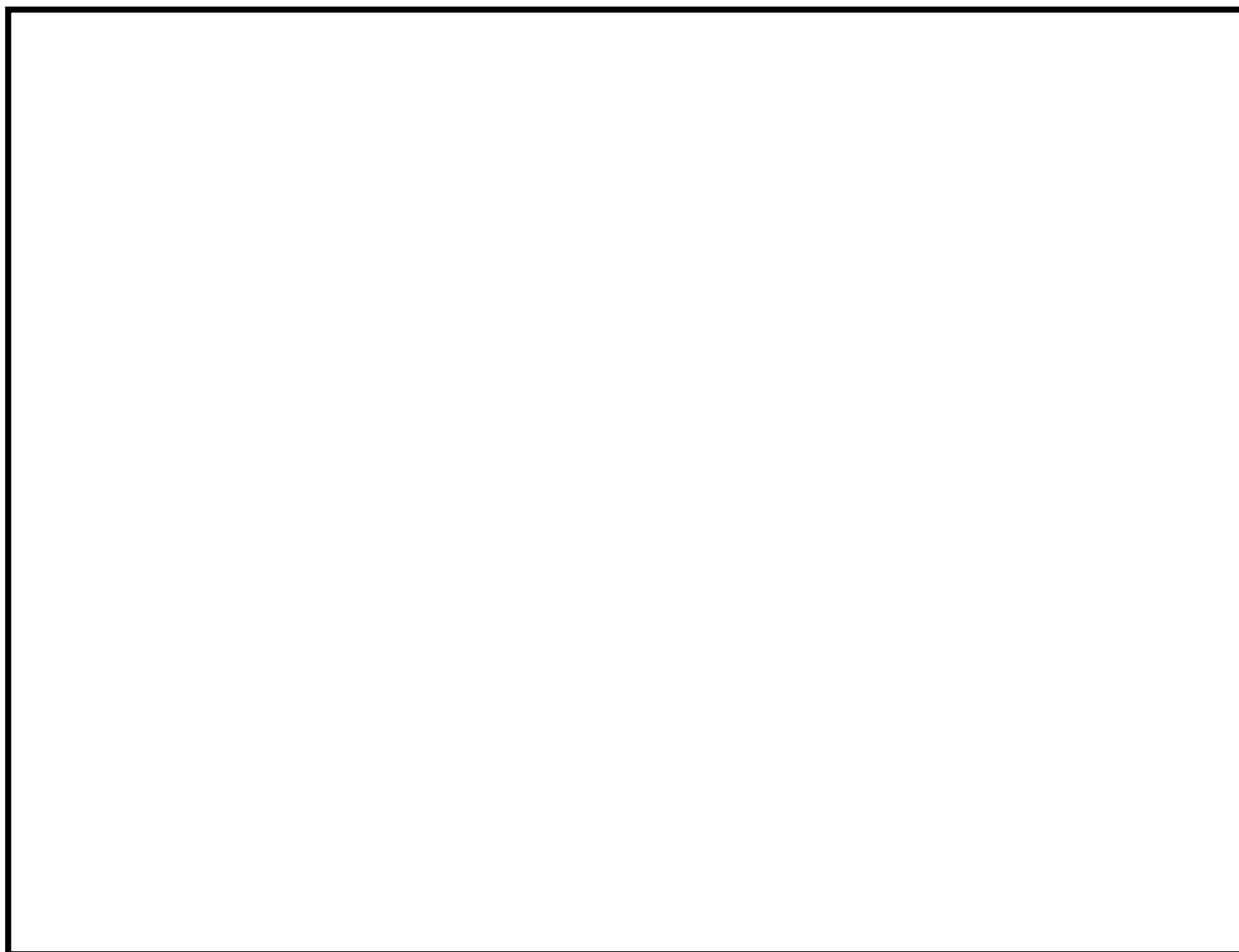


図 58-7-5 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

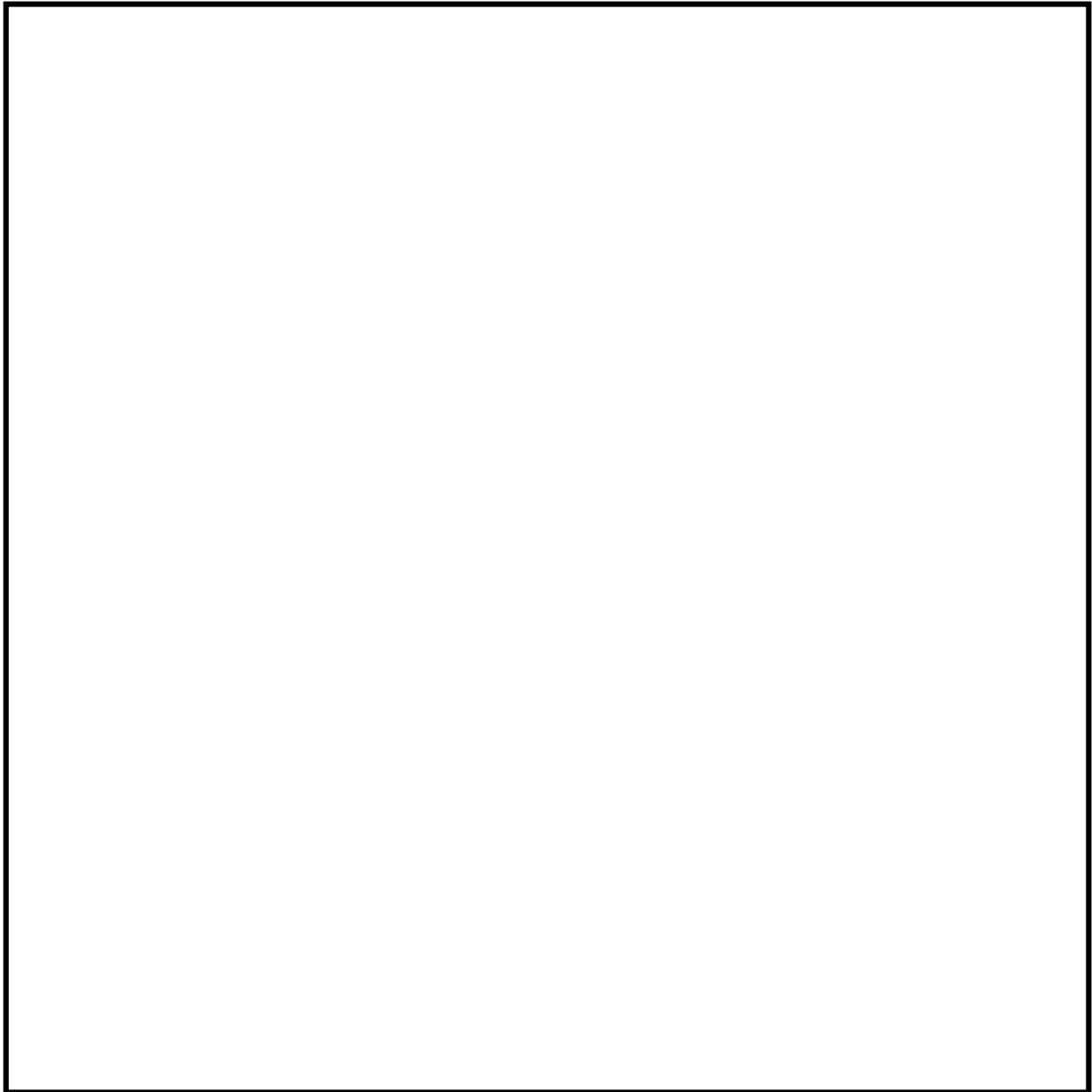


図 58-7-6 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(6/14)

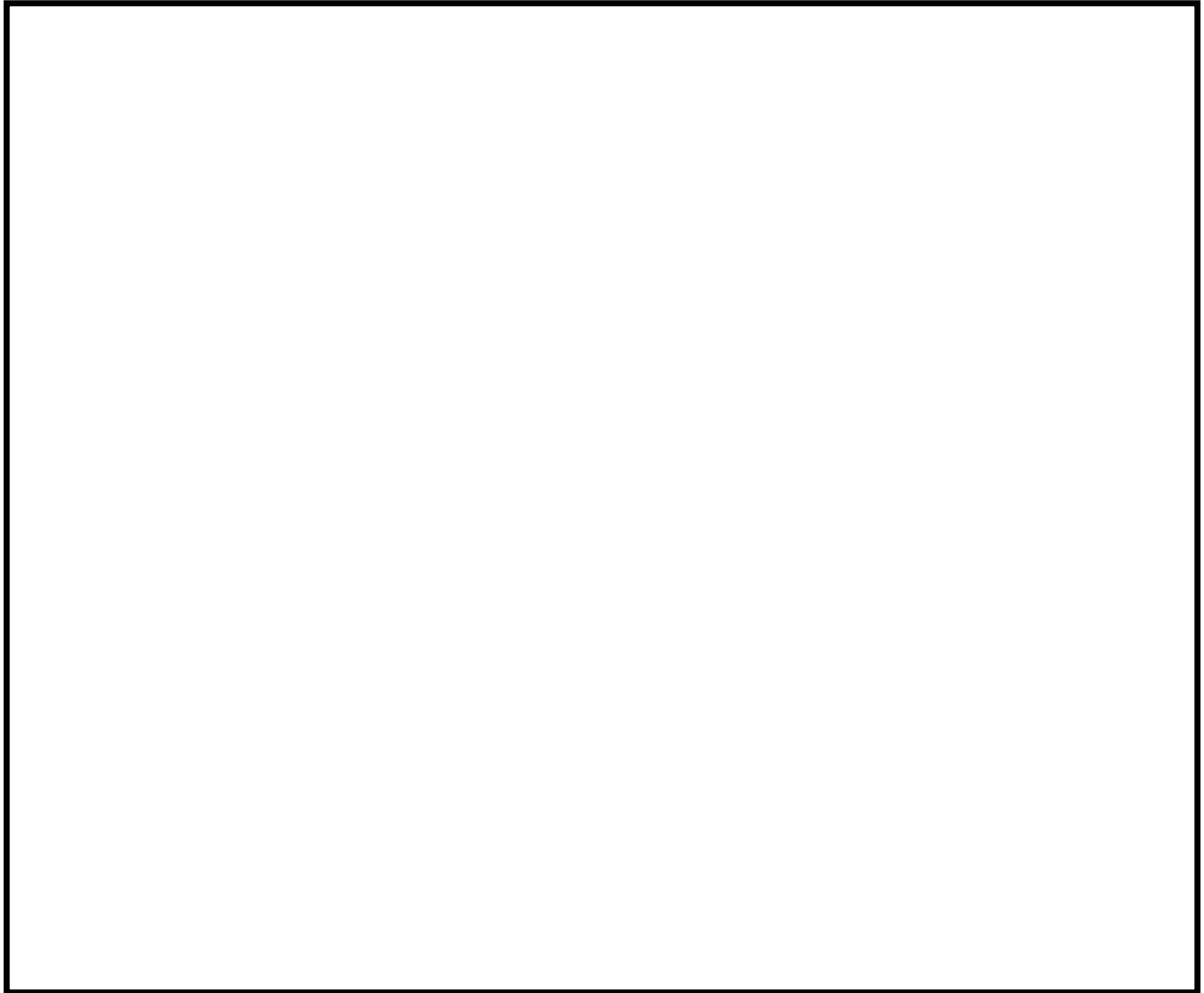


図 58-7-7 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

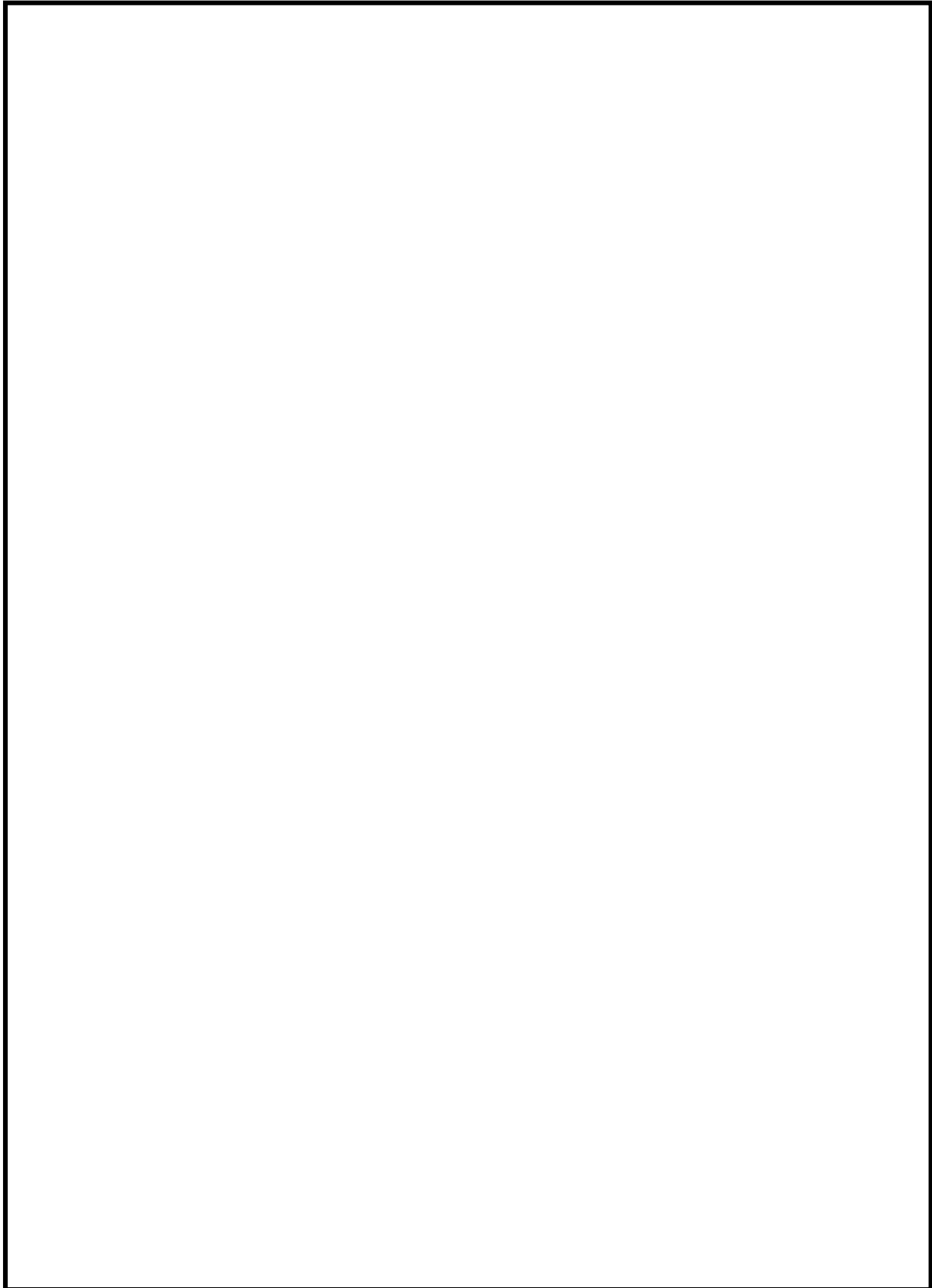


図 58-7-8 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)



図 58-7-9 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(9/14)

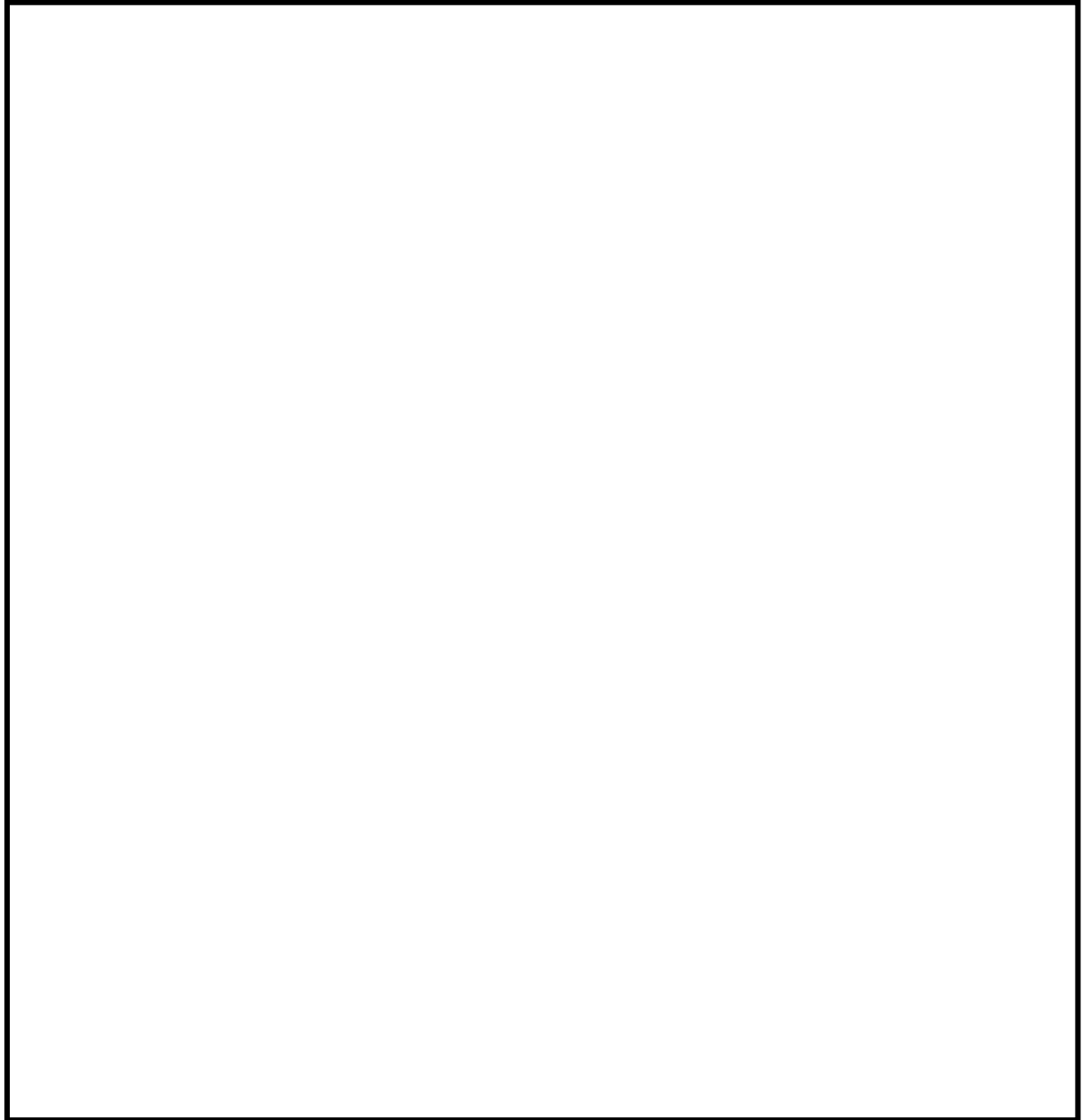


図 58-7-10 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

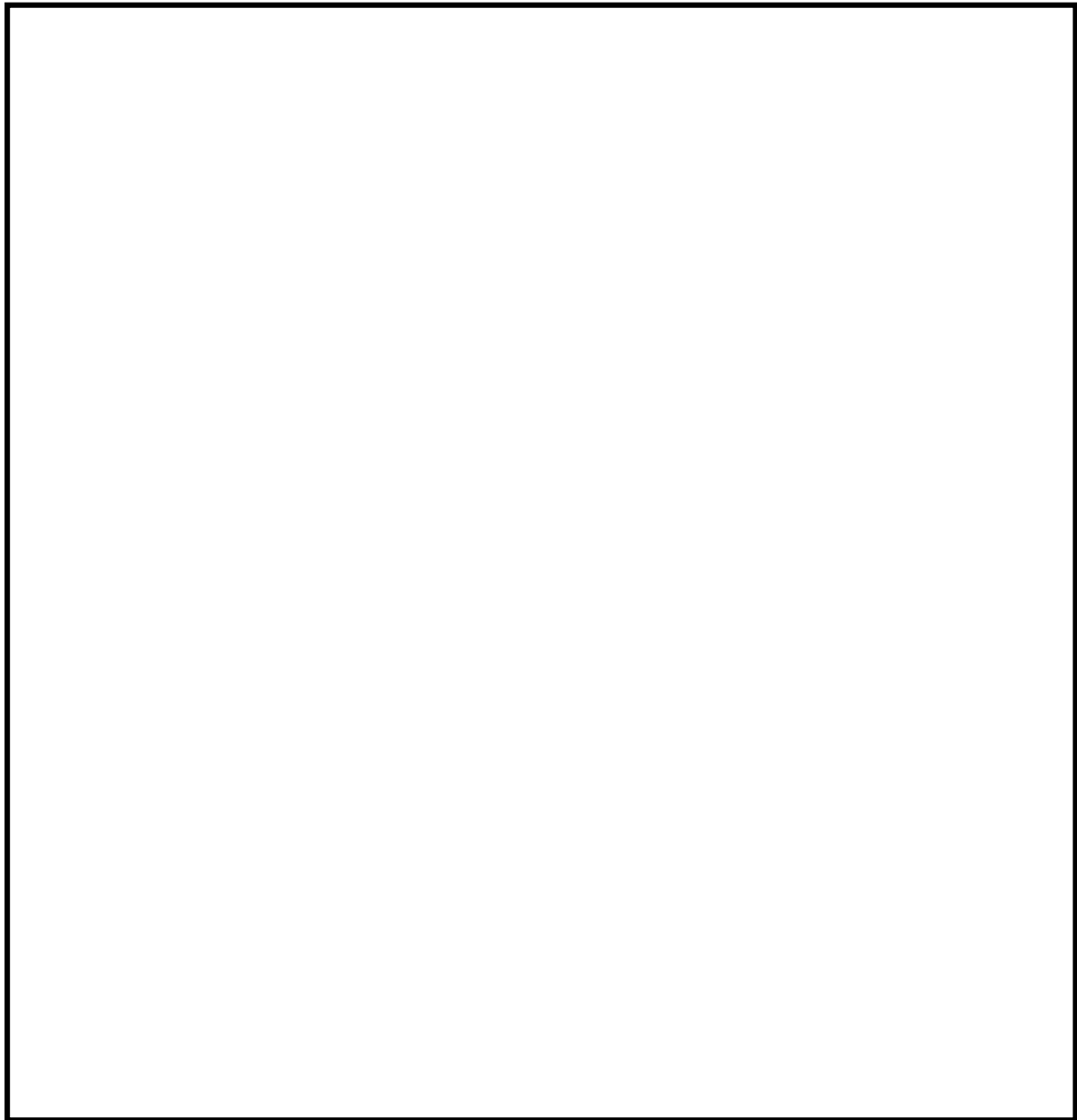


図 58-7-11 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)



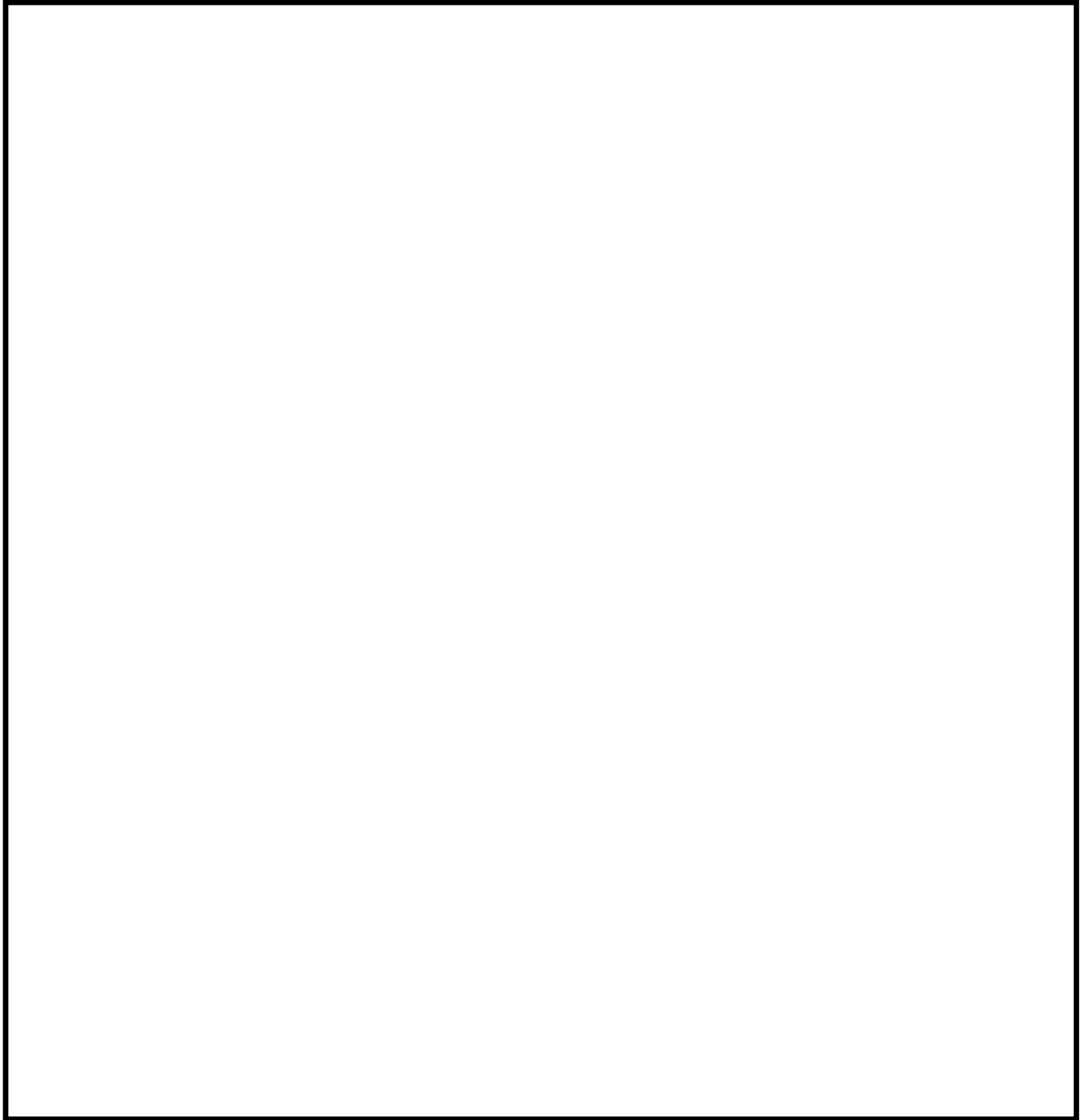


図 58-7-12 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)

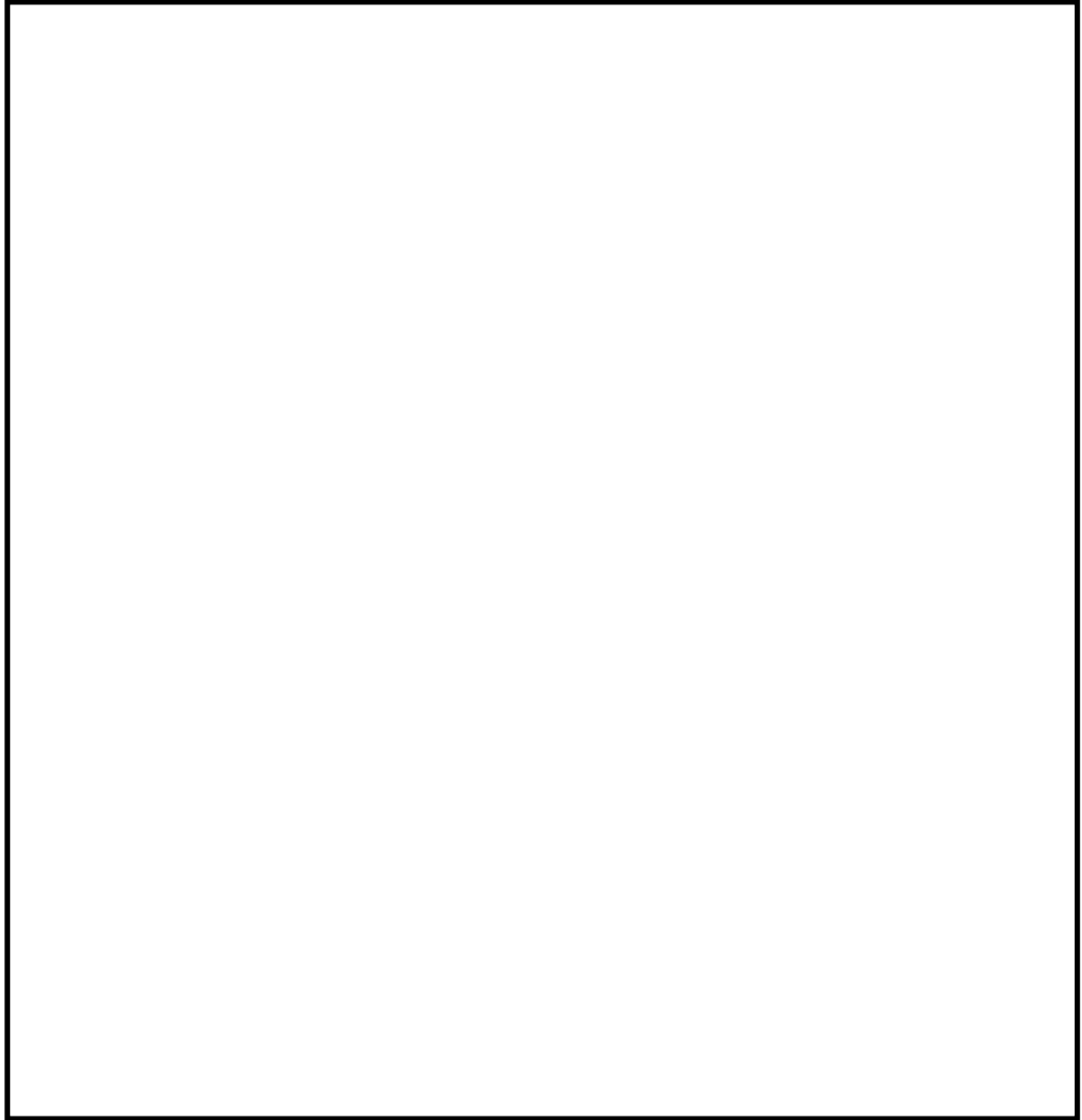


図 58-7-13 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート (13/14)

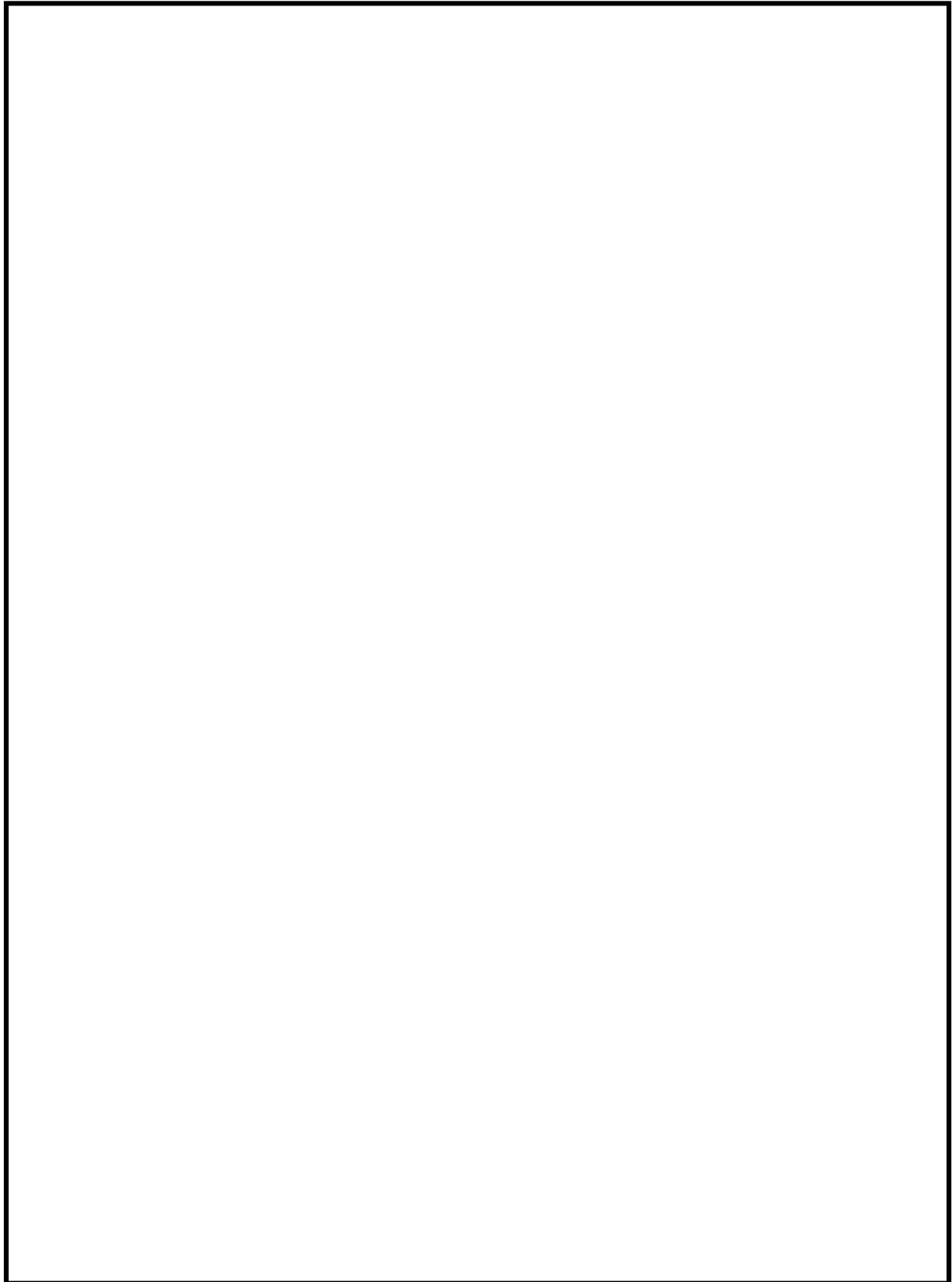


図 58-7-14 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

58-8

主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度	0～300℃	300℃
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
代替パラメータ	①原子炉圧力 (原子炉压力容器温度の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉圧力 (S A) (原子炉压力容器温度の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉水位 (原子炉压力容器温度の代替)	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位 (S A) (原子炉压力容器温度の代替)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	①原子炉压力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～300℃	300℃
	②残留熱除去系熱交換器入口温度 (原子炉压力容器温度の代替)	0～300℃	182℃
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより 905cm）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部（T A F）に到達してからの経過時間より燃料（表面）温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		

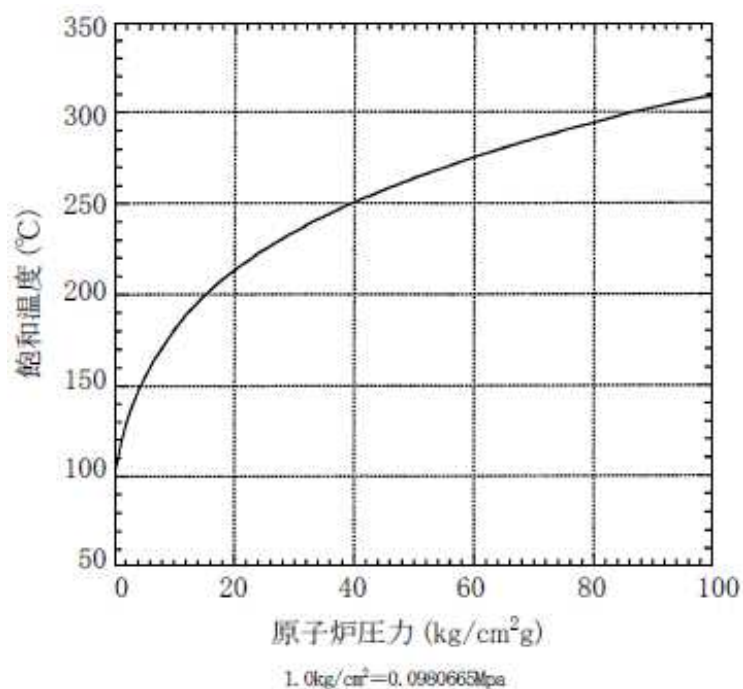


図 58-8-1 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位，原子炉水位（S A）

原子炉水位がT A F 以下の場合には，原子炉水位がT A F 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。

（専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。）

推定可能範囲：全範囲

※推定概要

<推定方法>

図 58-8-2 に示すシートに時間（スクラムからの時間），原子炉水位を入力することにより，T A F 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

原子炉内燃料温度推定計算シート

【入力データ】		【評価結果】		
原子力発電所名称*1	KK-7	崩壊熱	燃料表面温度	蒸気温度
タイムステップ[s]*2	10.0	[MW]	[°C]	[°C]
時間*3 [min]	原子炉水位*4 (燃料棒) [mm]			
60	0	56.35	300	300
62	-100	55.79	329	304
64	-200	55.24	352	313
66	-300	54.71	374	324
68	-400	54.19	396	339
70	-500	53.70	420	355
72	-600	53.23	445	374
74	-700	52.77	473	395
76	-770	52.34	499	416
78	-840	51.92	526	437
80	-910	51.51	552	458
82	-980	51.13	578	480
84	-1050	50.75	605	504
86	-1120	50.39	632	527
88	-1190	50.04	660	552
90	-1260	49.71	688	578
92	-1330	49.38	716	604
94	-1380	49.07	745	630
96	-1430	48.76	774	656
98	-1480	48.47	802	681
100	-1530	48.18	831	707
102	-1580	47.91	860	734
104	-1630	47.64	888	761
106	-1680	47.38	915	786
108	-1730	47.12	937	807
110	-1780	46.88	958	829
112	-1830	46.64	986	855
114	-1860	46.41	1017	884
116	-1890	46.18	1050	913
118	-1920	45.96	1081	942
120	-1950	45.75	1112	970

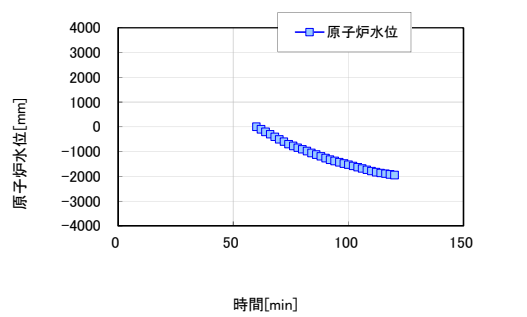
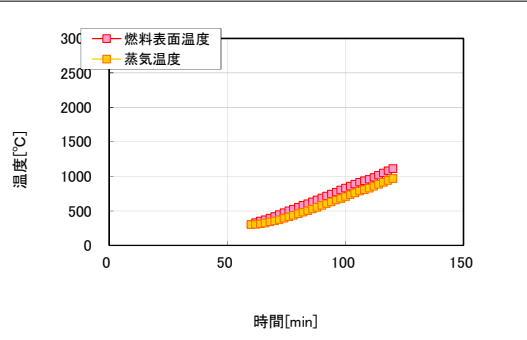


図 58-8-2 原子炉内燃料温度推定計算シート

①原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位，原子炉水位（S A）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位がT A F 以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位がT A F 以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。

<誤差による影響について>

推定の評価

原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉水位）による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約287°C）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.09MPa[gage]から温度に換算した場合は287±1°C程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。）

代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	原子炉圧力 (S A)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
代替 パラメータ	①原子炉圧力 (S A) (原子炉圧力の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (S A) の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	②原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位 (S A)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②原子炉压力容器温度	0～300℃	300℃
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより 905cm）			
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力 (S A)（原子炉圧力 (S A) を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力 (S A) 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>②原子炉压力容器温度 (1) 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。</p>		



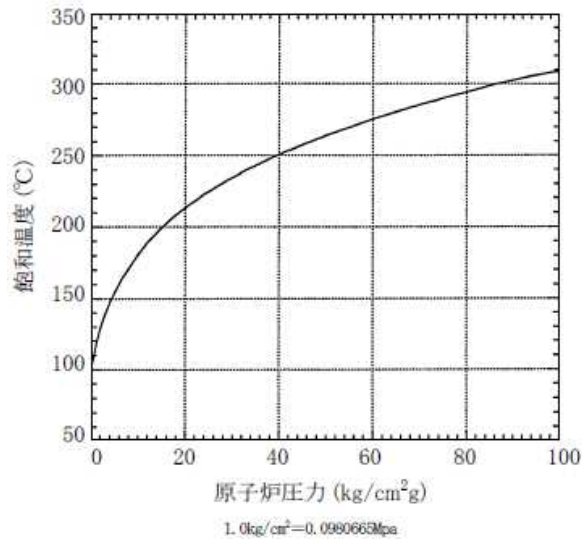


図 58-8-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

(2) 温度計が計測範囲 (300°C) を逸脱している場合には、熱起電力により温度を求め、原子炉圧力を推定する。なお、原子炉圧力容器破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。

推定の評価

①原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)

同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、プラントの状態に依存することなく適用可能である。

②原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度による推定手順は、原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり、代替パラメータ (原子炉圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ (原子炉圧力容器温度) による推定では、圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。(低圧注水選択の判断圧力: 0.34MPa[gage] (飽和温度; 約 147°C), 定格圧力: 約 7MPa[gage] (飽和温度: 約 287°C) に対して、原子炉圧力容器温度の誤差: 約 ±3.2°C から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34 ± 0.05MPa[gage] 程度, 7.0 ± 0.5MPa[gage] 程度。)

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位（S A）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
代替 パラメータ	①原子炉水位 （原子炉水位（S A）の代替）	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位（S A） （原子炉水位の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②高压代替注水系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	-
	②復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉）	-
		0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h
	②高压炉心注水系系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h
	②残留熱除去系系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）			
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（S A）（原子炉水位（S A）を推定する場合は原子炉水位にて推定）、②原子炉压力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉压力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量）により原子炉压力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉水位，原子炉水位（S A） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することができ、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>②原子炉压力容器への注水流量 図 58-8-4 より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉压力容器温度にてあわせて確認する。</p> <p>原子炉水位変化率[mm/min] ＝原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m<sup>3</sup>/h]/60min. <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span></p> <p>原子炉压力容器量レベル換算 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span> 推定可能範囲：全範囲</p>		



図 58-8-4 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

推定の評価

①原子炉水位，原子炉水位（SA）

同じ仕様のもので水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，プラントの状態に依存することなく適用可能である。

②原子炉圧力容器への注水流量

原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，プラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	-
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
		0～350m <sup>3</sup> /h	-
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h
	高压炉心注水系系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h
残留熱除去系系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA） （高压代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉压力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心注水系系統流量の代替）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	①サプレッション・チェンバ・プール水位 （残留熱除去系系統流量の代替）	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	②原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）		
計測目的	重大事故等において，主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		

原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源である復水貯蔵槽、注水先の原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。

推定方法は、以下のとおりである。

①復水貯蔵槽水位（S A）

復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にてあわせて確認する。

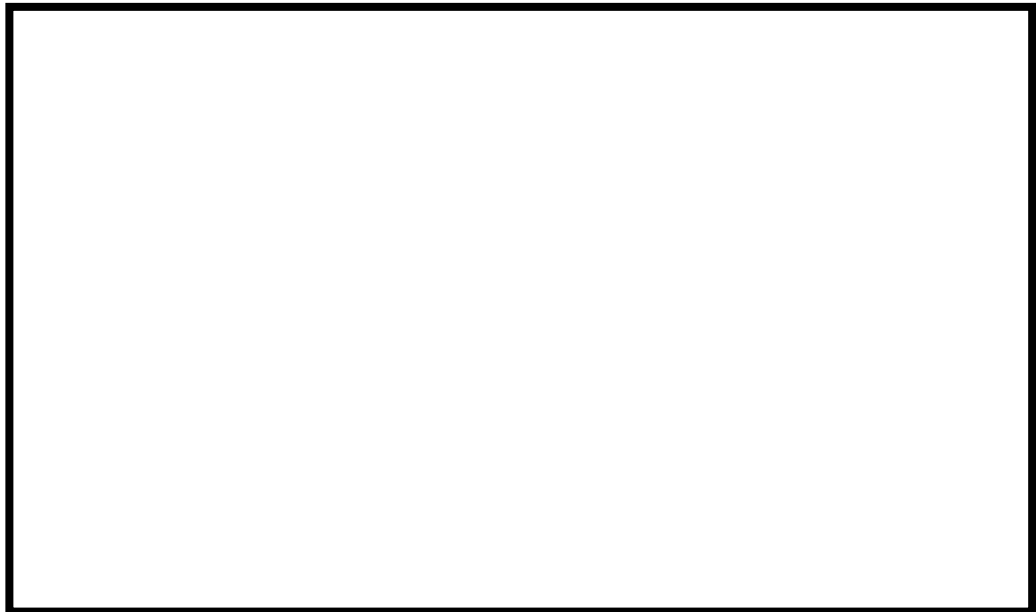


図 58-8-5 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

推定方法

①サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にてあわせて確認する。

格納容器注水量[m<sup>3</sup>/h]

=  × 1時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：



図 58-8-6 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②原子炉水位，原子炉水位（S A）

- (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。
- (2) 図 58-8-7 の崩壊熱除去に必要な注水量と (1) で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

原子炉注水量[m<sup>3</sup>/h]

$$= \boxed{\phantom{0000}} \times \text{原子炉水位変化率}[\text{mm}/\text{min}] \times 60\text{min} + \text{崩壊熱除去に必要な注水量}[\text{m}^3/\text{h}]$$

原子炉圧力容器水量レベル換算：

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-7 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定

推定の評価

①復水貯蔵槽水位（S A）

復水貯蔵槽水位（S A）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  
本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

①サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバ・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・チェンバ・プール水への注水流量が把握できる場合に適用できる。

②原子炉水位，原子炉水位（S A）

原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（S A）、サプレッション・チェンバ・プール水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～100m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（S A）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	②格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	②格納容器下部水位 （格納容器下部注水流量の代替）	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>格納容器への注水量の主要パラメータである復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測が困難になった場合、以下の通り代替パラメータにより格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>復水補給水系流量（原子炉格納容器）の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先の格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵槽水位（S A） 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; margin-top: 10px;"></div>		

図 58-8-8 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線



②格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

復水移送ポンプにて注水を行う場合には, 運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力にて確認し, 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) の注水先圧力より図58-8-9の注水特性を用いて注水流量を推定する。

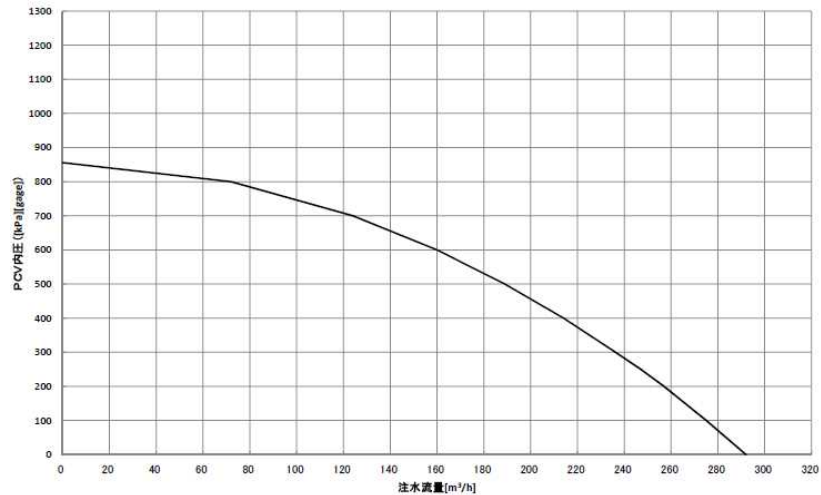


図 58-8-9 復水移送ポンプによる注水特性

②格納容器下部水位 (格納容器下部注水流量の代替)

格納容器下部へ注水した場合は, 格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には, 格納容器下部の平面積: 約 90m<sup>2</sup> と格納容器下部水位の値から注水量を算出し, 注水時間から注水流量を推定する。

推定の評価

①復水貯蔵槽水位 (S A)

復水貯蔵槽水位 (S A) による推定方法は, 復水貯蔵槽を水源として使用し, かつ, 復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

本推定方法は, 水源の水位変化から求めるものであり, プラント状態に影響を受けるものではないため, プラント状態に依存することなく適用できる。

②格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) による推定方法は, 注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) を確認し, プラントの状態を考慮した推定としており, 原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。

②格納容器下部水位

格納容器下部へ注水した場合は, 計測範囲内において適用可能である。なお, 格納容器下部への注水の目的は, 格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため, 初期水張り: 約 2m が計測されれば良いため, 事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。

<誤差による影響について>

格納容器への注水量を監視する目的は, 注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり, 代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (S A)) による推定は, 水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応す

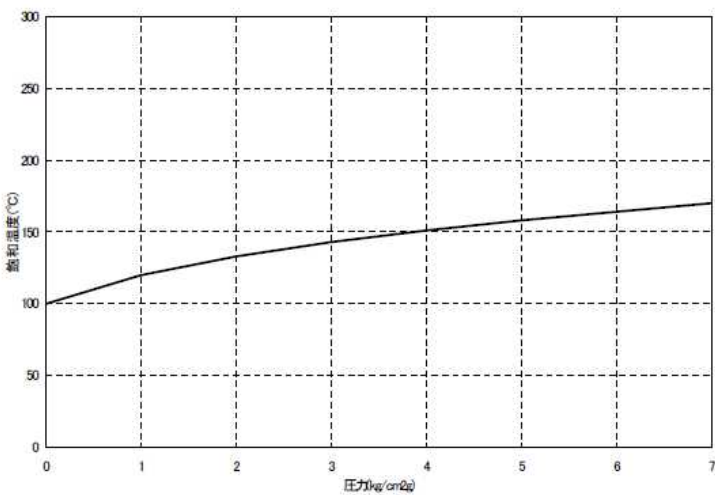
ることにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C））による推定は、流量に換算して原子炉格納容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（「復水移送ポンプによる注水特性」より、格納容器内圧力 0.31MPa[gage]における流量 234m<sup>3</sup>/h に対して、格納容器内圧力の誤差: ±17.2kPa[gage]から流量に換算した場合は 234±4m<sup>3</sup>/h 程度。）

代替パラメータ（格納容器下部水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
代替 パラメータ	①格納容器内圧力（D/W） （ドライウェル雰囲気温度の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①サプレッション・チェンバ・プール水温度（サプレッション・チェンバ気体温度の代替）	0～200℃	97℃
	①サプレッション・チェンバ気体温度（サプレッション・チェンバ・プール水温度の代替）	0～200℃	138℃
	②格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力、格納容器内温度（格納容器内の他の計測箇所）により格納容器内の温度を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力（D/W）が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウェル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～185℃</p>  <p>図 58-8-10 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定</p>		

① サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度  
 サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下の通り代替パラメータにより推定する。

- ・サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
- ・サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ気体温度により推定する。

② 格納容器内圧力 (S/C)

① 格納容器内圧力 (D/W) の推定方法と同様。

参考として図 58-8-11, 12 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績温度及び本推定手段を用いた推定温度を比較したものを示す。

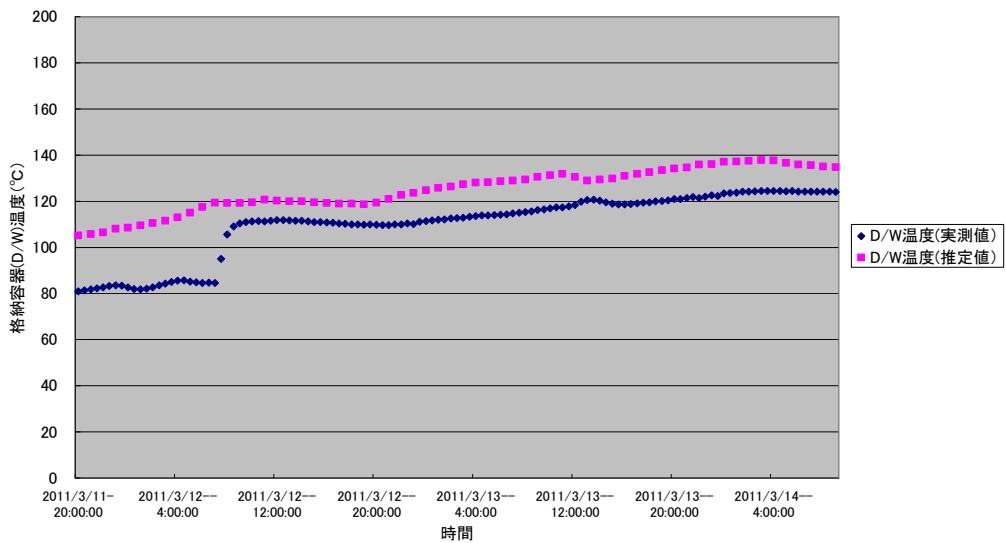


図 58-8-11 福島第二原子力発電所 1 号機におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

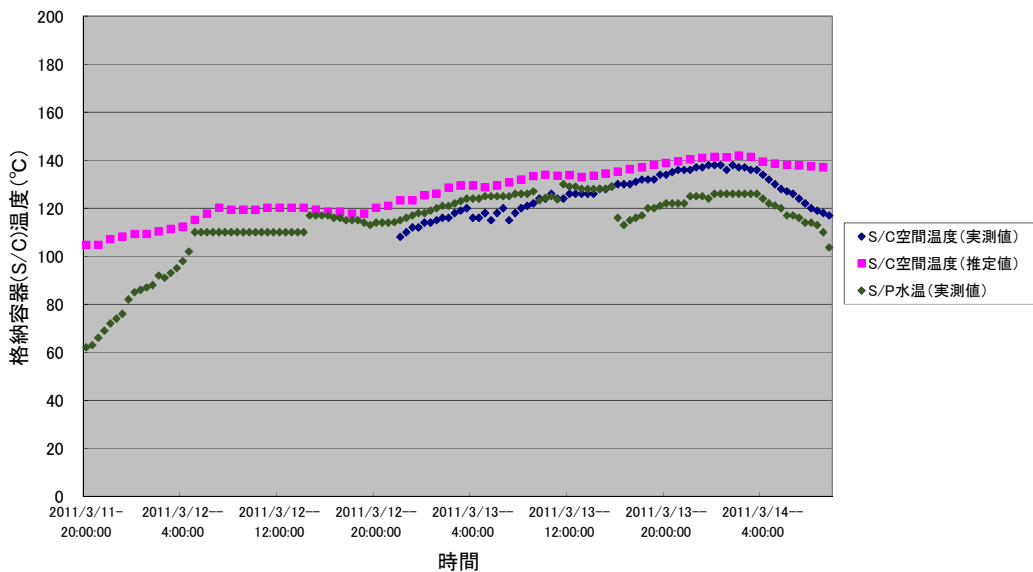


図 58-8-12 福島第二原子力発電所 1 号機におけるサプレッション・チェンバ気体温度と推定温度の関係

<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器内圧力 (D/W)</p> <p>格納容器内圧力 (D/W) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>①サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②格納容器内圧力 (S/C)</p> <p>格納容器内圧力 (D/W) と同様。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお，今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が高め指示）が確認されている。この理由として，格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから，格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの分圧分だけ格納容器内の圧力が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器温度は低くなると推測される。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>原子炉格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり，代替パラメータ（格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C)）による推定は，温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して，格納容器内圧力の誤差：約±17.2kPa[gage]から温度に換算した場合は 145±2℃程度。）</p> <p>代替パラメータ（サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>本推定方法は，このような差が生じることを把握しながら推定することで格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の温度推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
--------------	---

(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

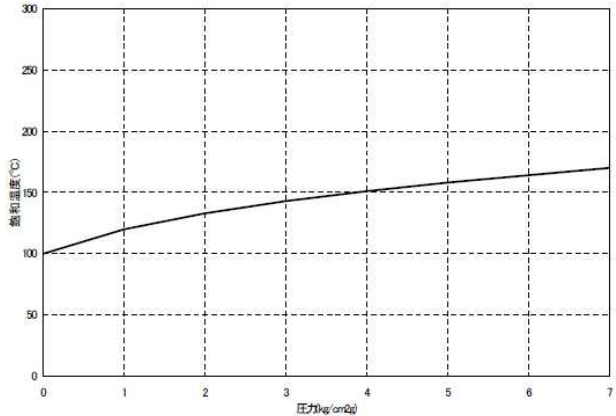
項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
代替パラメータ	①格納容器内圧力 (S/C) (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0~980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (D/W) (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0~1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②ドライウェル雰囲気温度 (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0~300℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ気体温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0~200℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ・プール水温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0~200℃	97℃
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力（格納容器内の他の計測箇所）、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) ドライウェルとサプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する（格納容器内圧力 (S/C) を推定する場合は格納容器内圧力 (D/W) にて推定）。</p> <p>②ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0~1021.7kPa[gage]</p> 		

図 58-8-13 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号機の実績圧力及び本推定手段を用いた推定圧力を比較したものを示す。

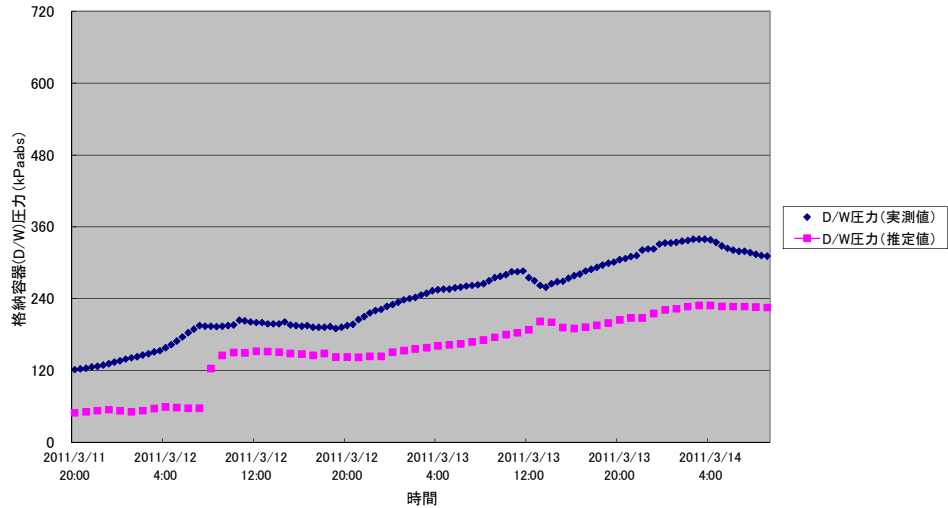


図 58-8-14 福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力 (D/W) と推定圧力の関係

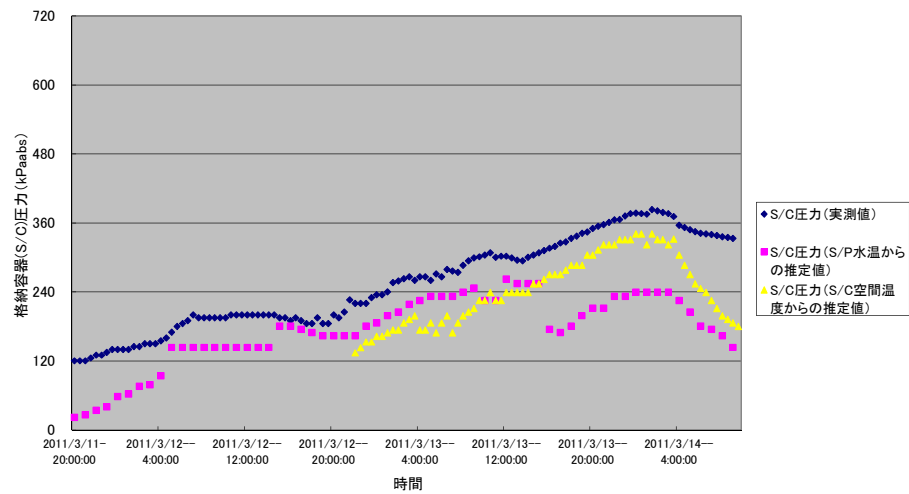


図 58-8-15 福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力 (S/C) と推定圧力の関係

推定の評価

①格納容器内圧力

原子炉格納容器内の D/W 側又は S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより、格納容器の加温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

②ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度

ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)）において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ（格納容器内圧力（D/W）及び格納容器内圧力（S/C））による推定は、同一物理量からの推定であり、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して、格納容器内の温度の誤差：約±3.2℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.05MPa[gage]程度。）

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

なお、今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が低め指示）が確認されている。この理由として、格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの方が水蒸気（水より比熱が小さく、格納容器内の温度が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。

本推定方法は、この様な差が生じることを把握しながら推定することで格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。



(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
代替 パラメータ	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） * 格納容器下部注水流量 （格納容器下部水位の代替）	0～150m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～100m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
	②復水貯蔵槽水位（S A）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	③格納容器内圧力（D/W） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	③格納容器内圧力（S/C） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の確認である。</p>		
推定方法	<p>格納容器内の水位の主要パラメータであるサプレッション・チェンバ・プール水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより格納容器内の水位を推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、サプレッション・チェンバとドライウエルの差圧により格納容器内の水位を推定できる。</li> <li>・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定できる。</li> </ul> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p>		

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）から注水量を算出し、注水先であるサブプレッション・チェンバ・プール水位又は格納容器下部水位を推定する。なお、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。

・サブプレッション・チェンバ・プール水位

格納容器注水量[m<sup>3</sup>/h] =  × 1 時間あたりに換算したサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h]

サブプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：



図 58-8-16 サブプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

・格納容器下部水位

格納容器下部へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、格納容器下部（ペダスタル）の平面積：約 90m<sup>2</sup> と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。

②復水貯蔵槽水位（S A）

復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から、原子炉格納容器内の水位を推定する。なお、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。

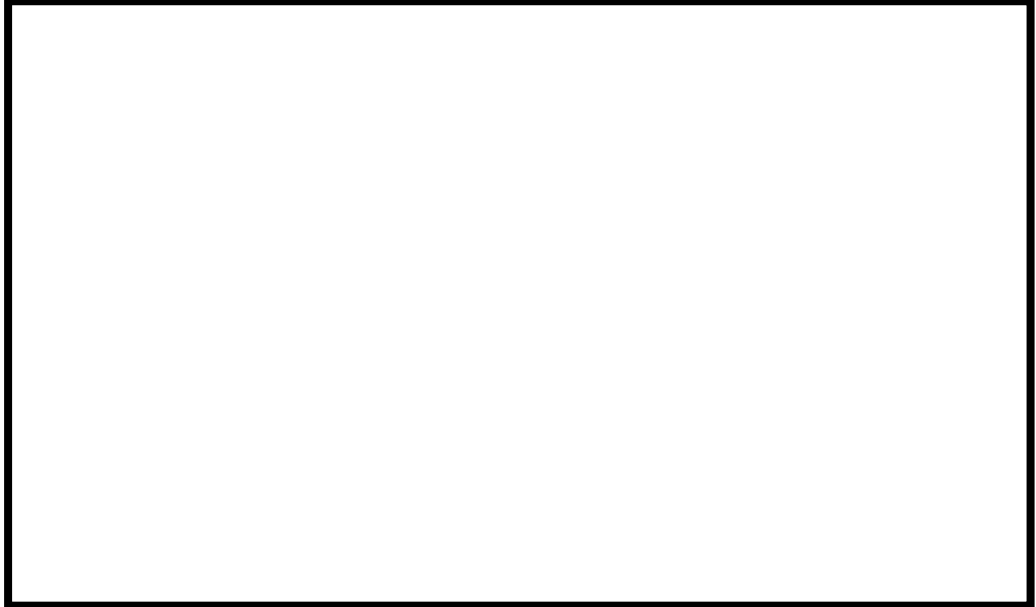


図 58-8-17 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

③格納容器内圧力

格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から求める水頭圧力より格納容器内の水位を推定する。

$$h1 \approx P_s - P_d + 10.25m$$

h1：格納容器内水位，P<sub>s</sub>：格納容器内圧力（S/C），P<sub>d</sub>：格納容器内圧力（D/W）

推定可能範囲：約 10.25～27.2m

推定の評価

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

②復水貯蔵槽水位（S A）

復水貯蔵槽水位（S A）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

上記①②の推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

③格納容器内圧力

計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①②（復水補給水系流量（原子炉格納容器）、復水貯蔵槽水位（S A））で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

<誤差による影響について>

格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の把握することであり、代替パラメータ（復水補給水系流量（原子炉格納容器））による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

（復水補給水系流量（原子炉格納容器）の誤差：約±9.0m<sup>3</sup>/h から、サプレッション・チェンバ・プール水位に換算した場合の誤差は約±1.8cm/h であり、有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約±0.684m。格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.1m/h であり、有効性評価における 90m<sup>3</sup>/h, 2 時間で水張りを想定すると誤差：約±0.2m。）

代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（SA））による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵槽水位（SA）の誤差：約±0.26m から注水量に換算した場合の誤差は約±35.5m<sup>3</sup>であり、サプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約±0.071m, 格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.40m。）

代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では、格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧の関係から推定するため、誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが、他の推定手段と合わせて格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の誤差：約±17.2kPa[gage] から、格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±3.51m。）

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内水素濃度	0～30% (6号炉) 0～20%/0～100% (7号炉)	6.2%
	格納容器内水素濃度 (SA)	0～100%	6.2%
代替 パラメータ	①格納容器内水素濃度 (SA) (格納容器内水素濃度の代替)	0～100%	6.2%
	①格納容器内水素濃度 (格納容器内水素濃度 (SA) の代替)	0～30% (6号炉) 0～20%/0～100% (7号炉)	6.2%
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度 (SA) (格納容器内水素濃度 (SA) を推定する場合は格納容器内水素濃度にて推定) により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p> <p>格納容器内水素濃度 (SA) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器内水素濃度、格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度又は格納容器内水素濃度 (SA) による推定は直接的に格納容器内水素濃度を計測するものであり、それぞれ異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。</p> <p>なお、6号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は0～30%であるが、格納容器の水素燃焼の可能性（水素濃度：4%）を把握する上で監視可能。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度、格納容器内水素濃度 (SA)）による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

※：有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) (格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) (格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	②[エリア放射線モニタ]※	$10^{-4} \sim 1 \text{mSv/h}$	-
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) (格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の場合は格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ) により推定する。</p> <p>エリア放射線モニタの指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線レベル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) により推定する。 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) により推定する。</p> <p>②エリア放射線モニタ 格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>&lt;推定方法&gt; 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器（PCV）内空間に充満することになる。このとき、PCV内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は線量率が上昇することが予想される。</p> <p>これらから、まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される線量率計測値から配管内の放射能濃度を図 58-8-18～21 より推定し、さらに配管内の放射能濃度とPCV内の放射能濃度が同程度と仮定することにより、図 58-8-22 よりPCV内の線量率を推定する。</p>		

<評価条件>

- ・ P C V内への希ガス放出量は燃料内希ガスの 100%、50%、5%とし、線源は希ガスのみを考慮する。
- ・ 燃料から放出された希ガスが P C V内に均一に充満すると仮定し、A O弁手前までの配管内には P C V内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。
- ・ P C V内線量は P C V空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。

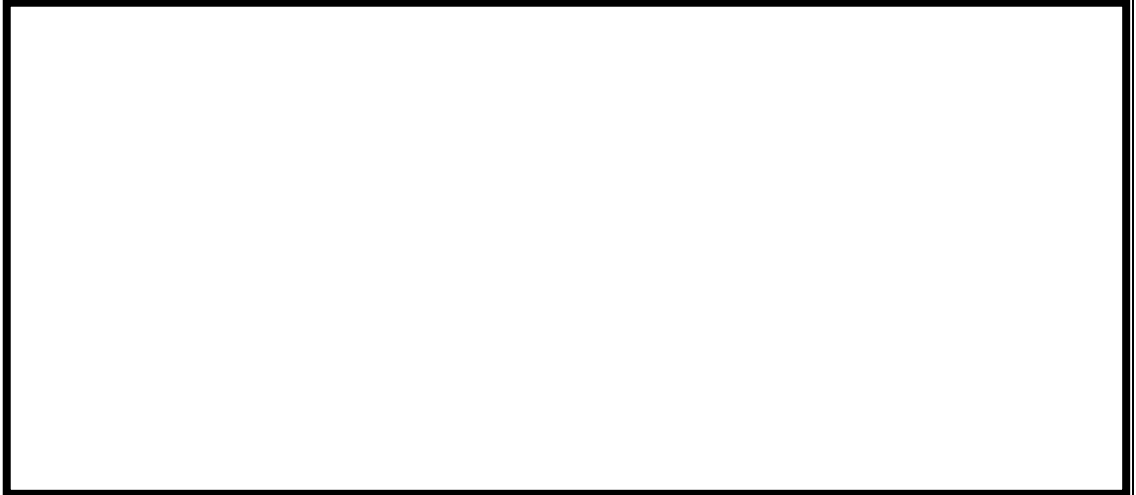


図 58-8-18 6号炉エリア放射線モニタ No. 22 の位置と線量率評価値



図 58-8-19 6号炉エリア放射線モニタ No. 11 の位置と線量率評価値



図 58-8-20 7号炉エリア放射線モニタ No. 10 の位置と線量率評価値



図 58-8-21 7号炉エリア放射線モニタ No. 18 の位置と線量率評価値

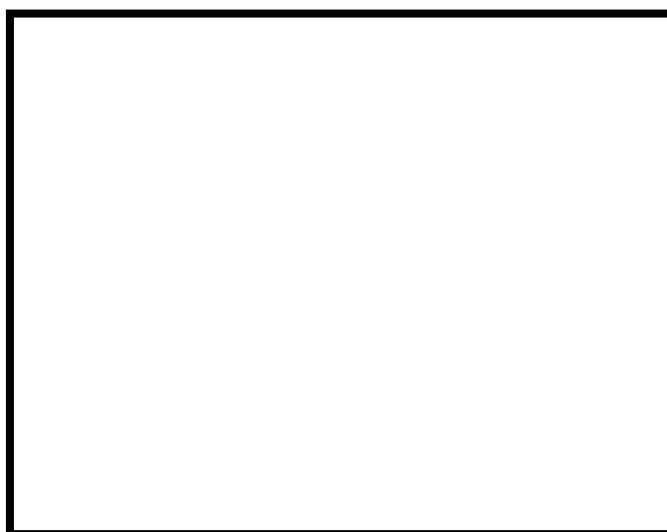


図 58-8-22 6号炉, 7号炉のPCV内線量推定値



<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)  原子炉格納容器内のD/W側又はS/C側の放射線量率を同じ仕様の検出器で計測することにより, 燃料損傷の推定に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②エリア放射線モニタ  推定による評価条件が限定されるものの, 原子炉格納容器内の放射線量率は上記①(格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C))で推定ができるため, 事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  格納容器内の放射線量率を監視する目的は, 燃料損傷を推定することであり, 代替パラメータ(格納容器内雰囲気放射線レベル, エリア放射線モニタ)による推定は, 同一物理量からの推定であり, 格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0～40%又は0～125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍
	平均出力領域モニタ	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍
	[制御棒操作監視系]※	全挿入～全引抜	-
代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ, [制御棒操作監視系]※の代替)	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍
	①起動領域モニタ (平均出力領域モニタ, [制御棒操作監視系]※の代替)	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0～40%又は0～125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍
	②[制御棒操作監視系]※ (起動領域モニタ, 平均出力領域モニタの代替)	全挿入～全引抜	-
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ（平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定）により推定する。</p> <p>制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①起動領域モニタ, 平均出力領域モニタ            起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。            平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。</p> <p>②制御棒操作監視系            全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ  起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②制御棒操作監視系  制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。  代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系による冷却の場合		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	-
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	格納容器圧力逃がし装置による冷却		
	フィルタ装置水位	0～6000mm	-
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa [gage]	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100%	-
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa [gage]	-
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	-
	耐圧強化ベント系による冷却		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100%	-
	残留熱除去系による冷却		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h
	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～1500m <sup>3</sup> /h（7号炉）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）
代替 パラメータ	①ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	①サブプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	①格納容器内圧力（D/W） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～1000kPa [abs]	246kPa [gage]
	①格納容器内圧力（S/C） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～980.7kPa [abs]	197kPa [gage]
	①原子炉圧力容器温度 （残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～300℃	300℃
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 （残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～200℃	97℃

計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。</p> <p>なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>代替循環冷却系による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>&lt;格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合&gt;</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>&lt;耐圧強化ベント系による冷却の場合&gt;</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）</p> <p>耐圧強化ベント系による冷却において、主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>

	<p>&lt;残留熱除去系による冷却の場合&gt;  ①原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度  残留熱除去系による冷却において，主要パラメータの監視が不可能となった場合には，原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>
推定の評価	<p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;  ①ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度  除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合&gt;  ①ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）  格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;耐圧強化ベント系による冷却の場合&gt;  ①ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）  格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;残留熱除去系による冷却の場合&gt;  ①原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度  除熱対象である原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり，代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C），原子炉圧力容器温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

※：有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器パラメータ		
	原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉圧力（SA）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉格納容器パラメータ		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	原子炉建屋パラメータ		
	[エリア放射線モニタ] ※	10 <sup>-4</sup> ～1mSv/h	-
代替 パラメータ	①ドライウエル雰囲気温度 （原子炉水位，原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～300℃	138℃
	①格納容器内圧力（D/W） （原子炉水位，原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	① [エリア放射線モニタ] ※ （原子炉水位，原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），ドライウエル雰囲気温度，格納容器内圧力（D/W）の代替）	10 <sup>-4</sup> ～1mSv/h	-
	①原子炉水位 （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内圧力（D/W），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位（SA） （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内圧力（D/W），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	①原子炉圧力 （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内圧力（D/W），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA） （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内圧力（D/W），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）			

計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;に分けられる。</p> <p>&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;の主要パラメータである原子炉水位、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;により推定する。</p> <p>&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;の主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度、格納容器内圧力（D/W）の計測が困難になった場合、代替パラメータの&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;により推定する。</p> <p>&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;の主要パラメータであるエリア放射線モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;</p> <p>①&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;</p> <p>&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;の計測が困難になった場合、&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向がないこと及び&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;</p> <p>①&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;</p> <p>&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;の計測が困難になった場合、&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向があること及び&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;</p> <p>①&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;</p> <p>&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;の計測が困難になった場合、&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向があること及び&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向がないことにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p>
推定の評価	<p>格納容器バイパス発生は、原子炉压力容器からの漏えい発生を&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;により確認し、原子炉格納容器内での漏えいの傾向がないことを&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;により確認し、原子炉建屋での漏えい傾向があることを&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;により確認することで可能となる。</p> <p>いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより格納容器外での漏えい発生を確認することができ、格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかを把握することであり、代替パラメータ（原子炉压力容器パラメータ）</p>



タ、原子炉格納容器パラメータ、原子炉建屋パラメータ) による推定は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	水源の確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	復水貯蔵槽水位（S A）	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
代替 パラメータ	① 高圧代替注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位（S A）の代替)	0～300m <sup>3</sup> /h	-
	① 復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0～150m <sup>3</sup> /h(7号炉)	-
	① 復水補給水系流量（原子炉压力容器） (復水貯蔵槽水位（S A）の代替)	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	① 復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	① 復水補給水系流量（原子炉格納容器） (復水貯蔵槽水位（S A）の代替)	0～150m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0～100m <sup>3</sup> /h(7号炉)	-
	① 原子炉隔離時冷却系系統流量 (復水貯蔵槽水位（S A）の代替)	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h
	① 高圧炉心注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位（S A）の代替)	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h
	① 残留熱除去系系統流量 (サプレッション・チェンバ・プール水位の代替)	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h
	② 復水移送ポンプ吐出圧力 (サプレッション・チェンバ・プール水位の代替)	0～2MPa[gage]	-
	② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サプレッション・チェンバ・プール水位の代替)	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位（S A）を推定する。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から推定する。</p>		

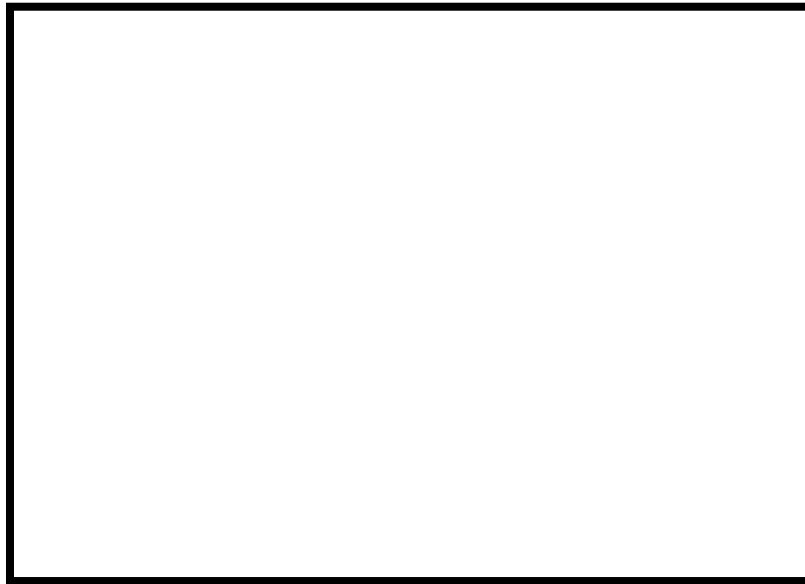


図 58-8-23 復水貯蔵槽の水位容量曲線

① サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量

サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

② サプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

推定の評価

① 復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量

復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。

① サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量

本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。

② サプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。

<誤差による影響について>

水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量、サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度	0～20%	-
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	-
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器に導入された水素濃度とその時の静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度との関係）により推定する。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>図 58-8-24 静的触媒式水素再結合器の入口/出口の差温度と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 40K となる。          水素濃度 4%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 170K となる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無及び入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の温度計の誤差：約±3.4℃から差温度として最大6.8℃程度の誤差。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度	0～30% (6号炉) 0～10%/0～30% (7号炉)	4.9%
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の格納容器内圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</p> <p>格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値 (<math>G(\text{H}_2)=0.4, G(\text{O}_2)=0.2</math>) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。</p>		
	<p>図 58-8-25 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内酸素濃度変化</p>		

①格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。

格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力が [ ] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力の変化を図 58-8-26 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

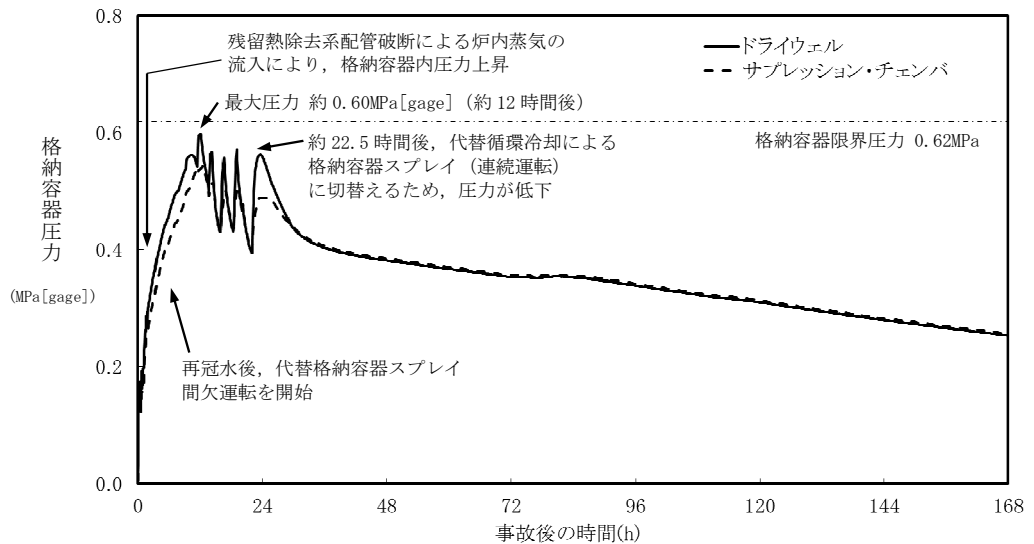


図 58-8-26 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力変化

推定の評価

①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)  
炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止するためには、妥当な推定手段である。

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)  
格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (格納容器内雰囲気放射線レベル, 格納容器内圧力) による格納容器内酸素の傾向及びインリー



クの有無の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)
		0～150℃	66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6号炉) T. M. S. L. 23, 373～ 30373mm(7号炉)	—
		0～150℃	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高 レンジ・低レンジ）	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	—
10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h(6号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h(7号炉)			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モ ニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料 貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm(7号炉)	—
		0～150℃	—
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵 プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)
		0～150℃	66℃
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温 度（S A）、使用済燃料貯蔵プール監視カ メラの代替）	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	—
10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h(6号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h(7号炉)			
②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温 度（S A）、使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）	—	—	
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		

<p>推定方法</p>	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて、下記の通り推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。</li> </ul> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p>
-------------	---

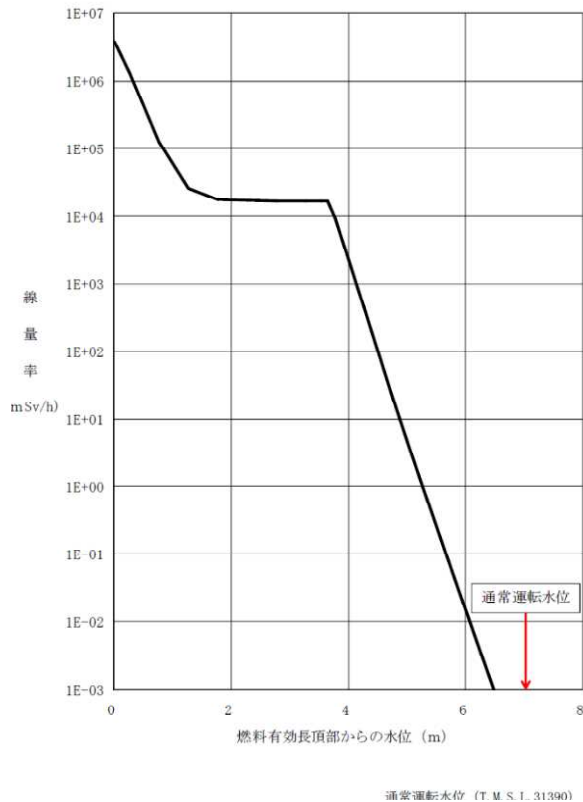


図 58-8-27 水位と放射線線量率の関係

推定の評価

使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認することで可能となる。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり，代替パラメータ（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却，放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

58-9

可搬型計測器について

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~300℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する
	原子炉圧力 (S/A)	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		-4000~1300mm*3	-4000~1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (S/A)	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
		-8000~3500mm*2	-8000~3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高压炉心注水系系統流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~1000m <sup>3</sup> /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
残留熱除去系系統流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋		
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0~350m <sup>3</sup> /h	0~350m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉)*4	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉)*4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
		0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)*4	0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)*4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ気体温度	0~200℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		0~200℃	-200~500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa [abs]	0~980.7kPa [abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm)*5	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm)*5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)*5	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)*5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~30% (6号炉) 0~20%/0~100% (7号炉)	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (S/A)	0~100%	—	2	*6	水素吸蔵材料式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	*6	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	*6	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の監視	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	10	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) *7	—	4*8	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200°C	0~350°C*1	1	1	熱電対	中央制御室	
	フィルタ装置水位	0~6000mm	0~6000mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0~100%	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	*6	pH 検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300°C	0~350°C*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	0~4000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	3		差圧式流量検出器	原子炉建屋		

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
水源の確認	復水貯蔵槽水位 (S A)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室		
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa [gage]	0~2MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa [gage]	0~3.5MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋		
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20%	—	7	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30% (6号炉) 0~10%/0~30% (7号炉)	—	2	*6	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域)	0~150℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A)	0~150℃	0~350℃*1	1		熱電対	中央制御室		
	使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (7号炉)	—	—	1	*6	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h (7号炉)	—	—	1		イオンチェンバ	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	—	1	*6	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに23個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として23個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

\*1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

\*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）

\*3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

\*4：格納容器下部注水流量

\*5：T. M. S. L. = 東京湾平均海面

\*6：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（**第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機**）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

\*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

\*8：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。



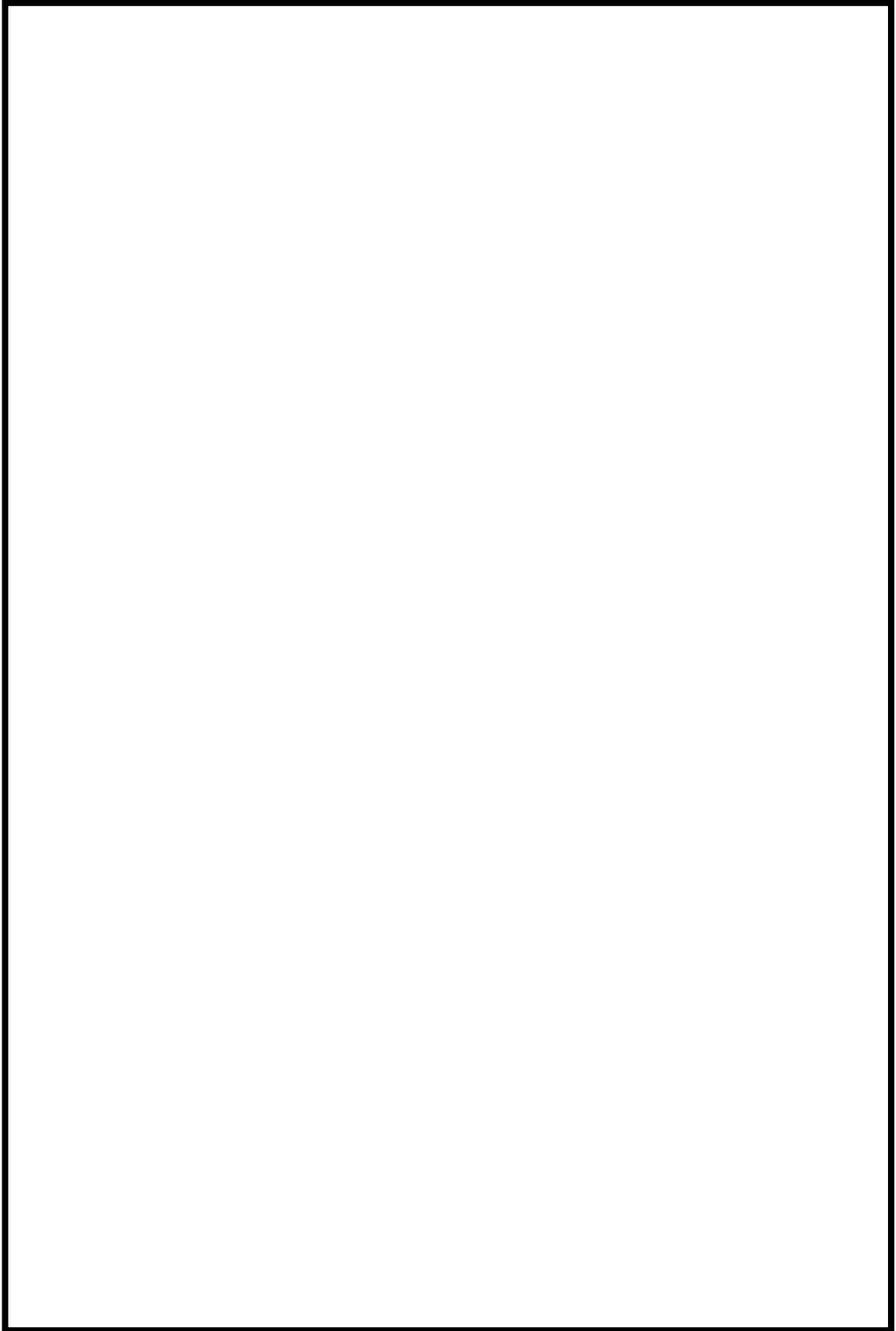


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (1/8)



図 58-9-2 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (2/8)

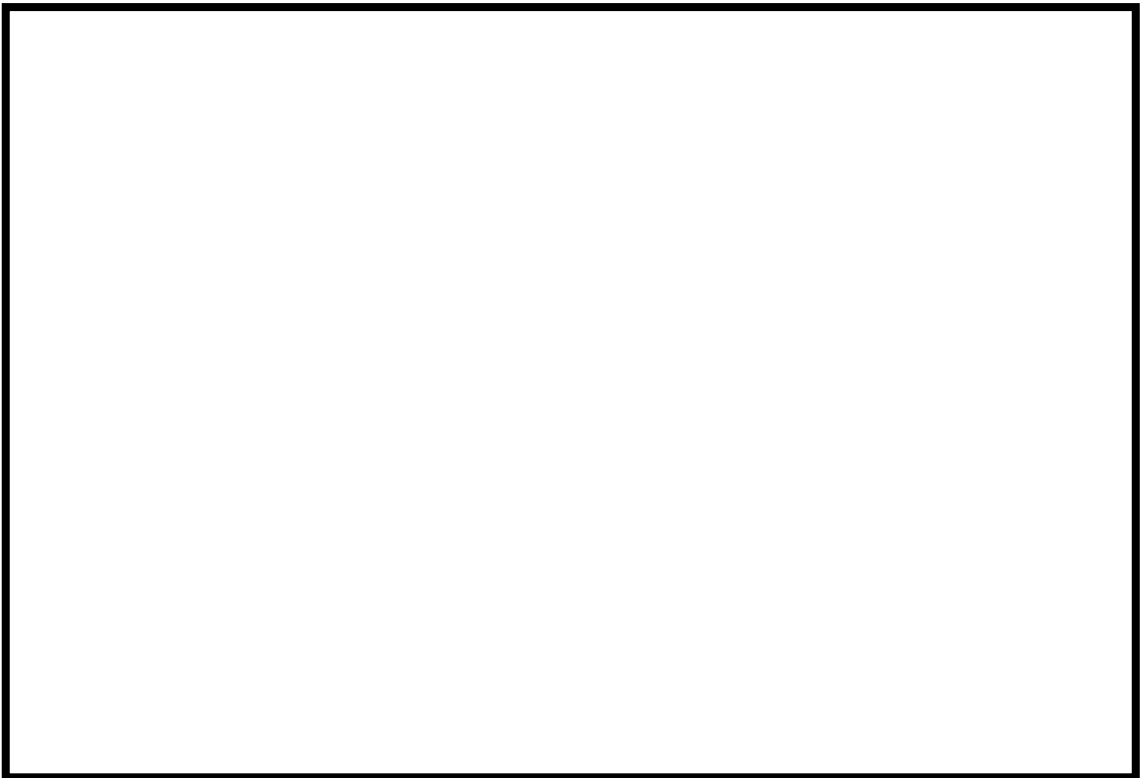


図 58-9-3 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (3/8)

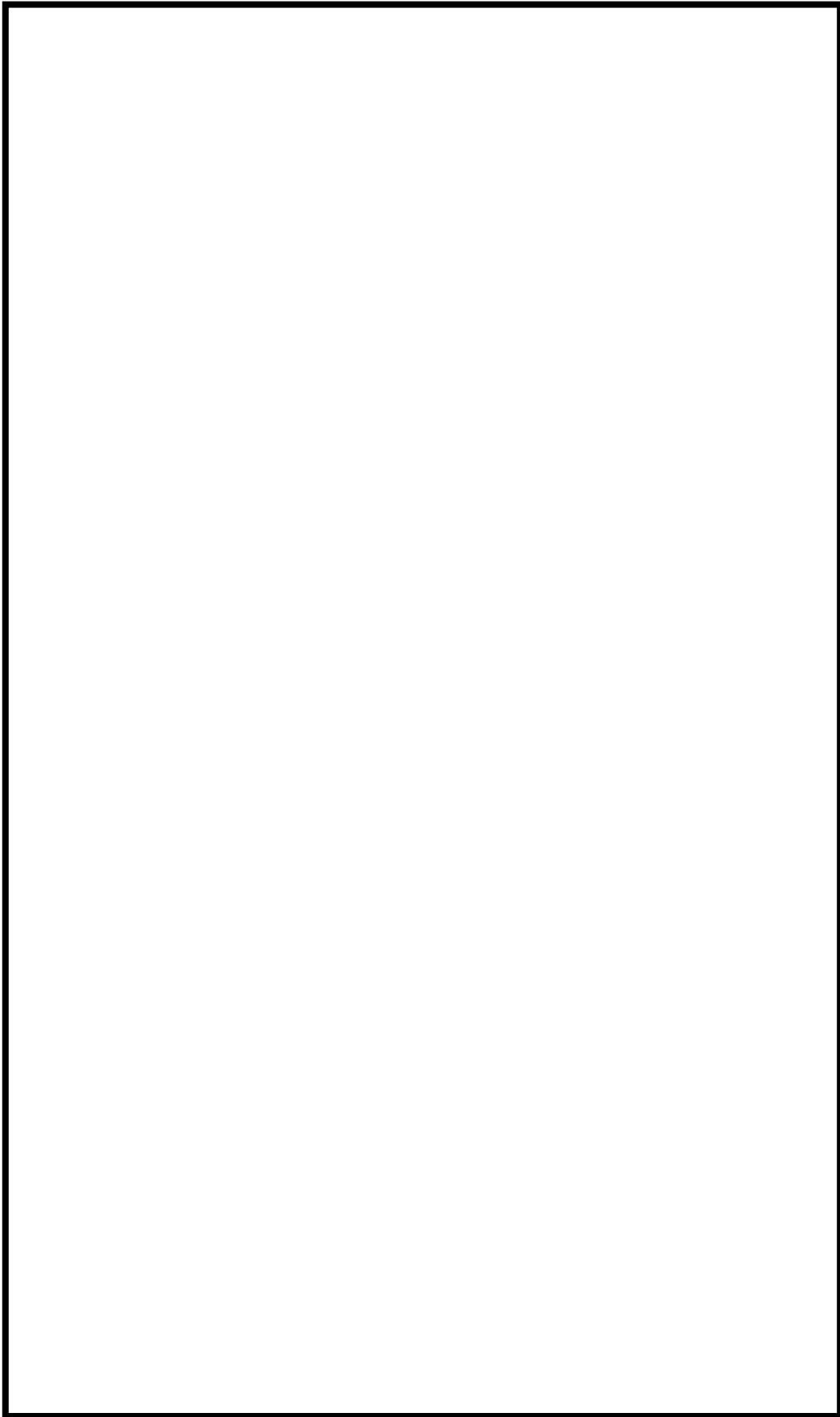


図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

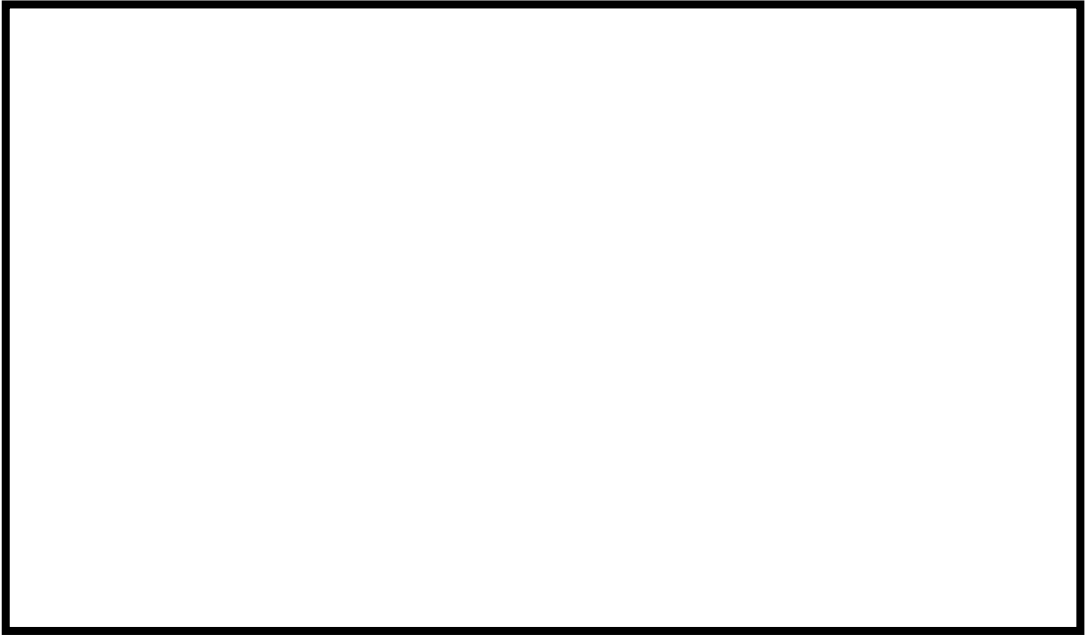


図 58-9-5 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (5/8)

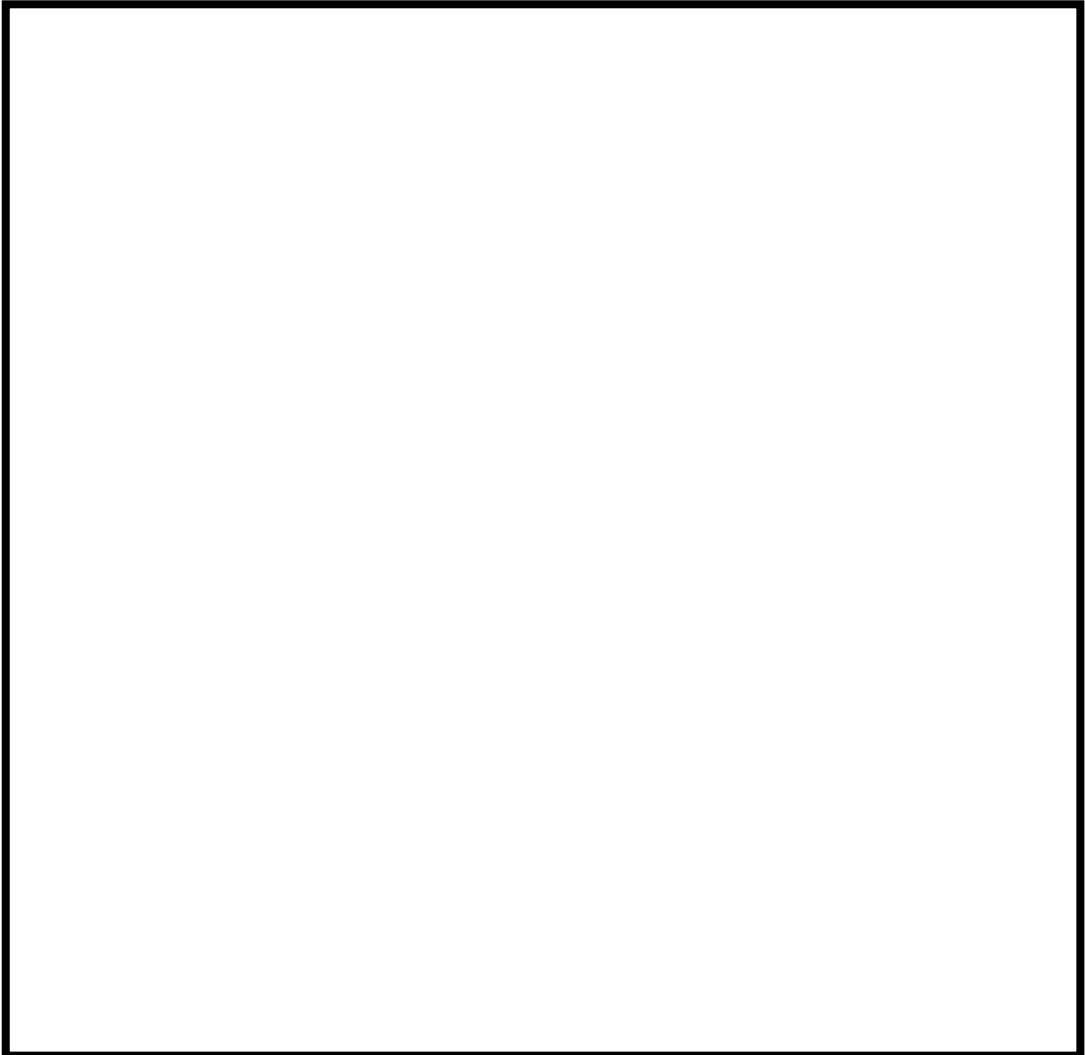


図 58-9-6 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (6/8)

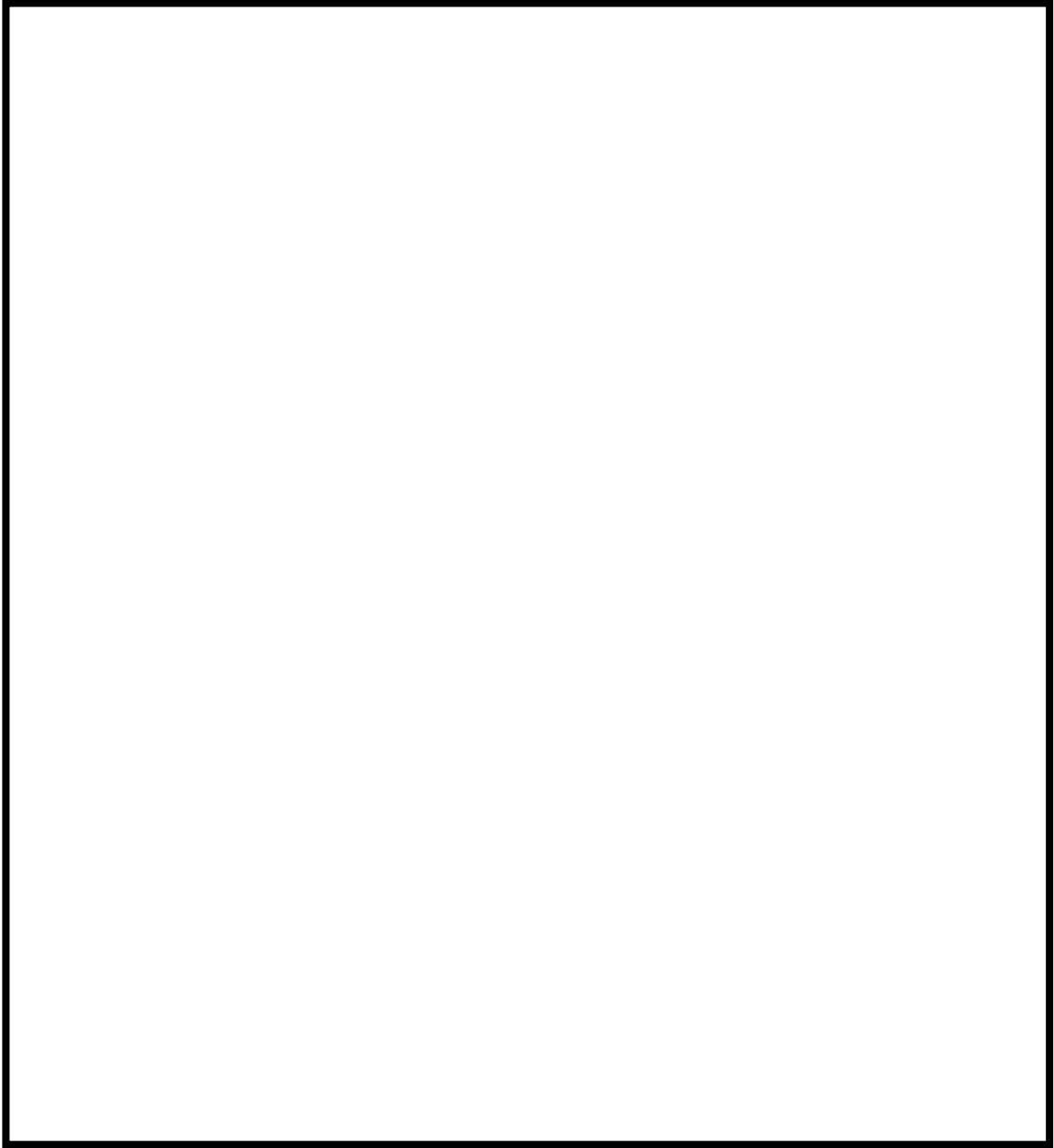


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)

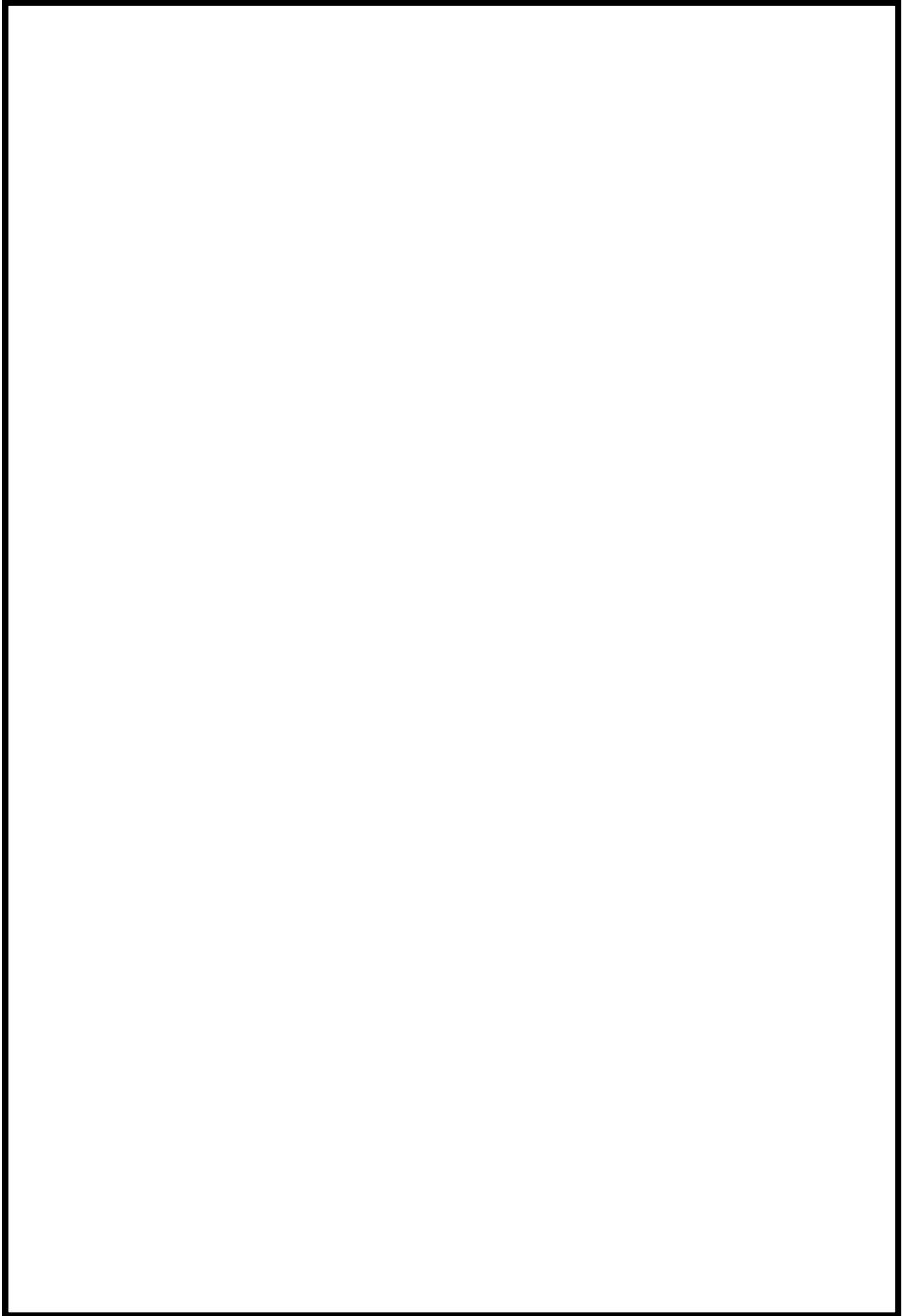


図 58-9-8 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (8/8)

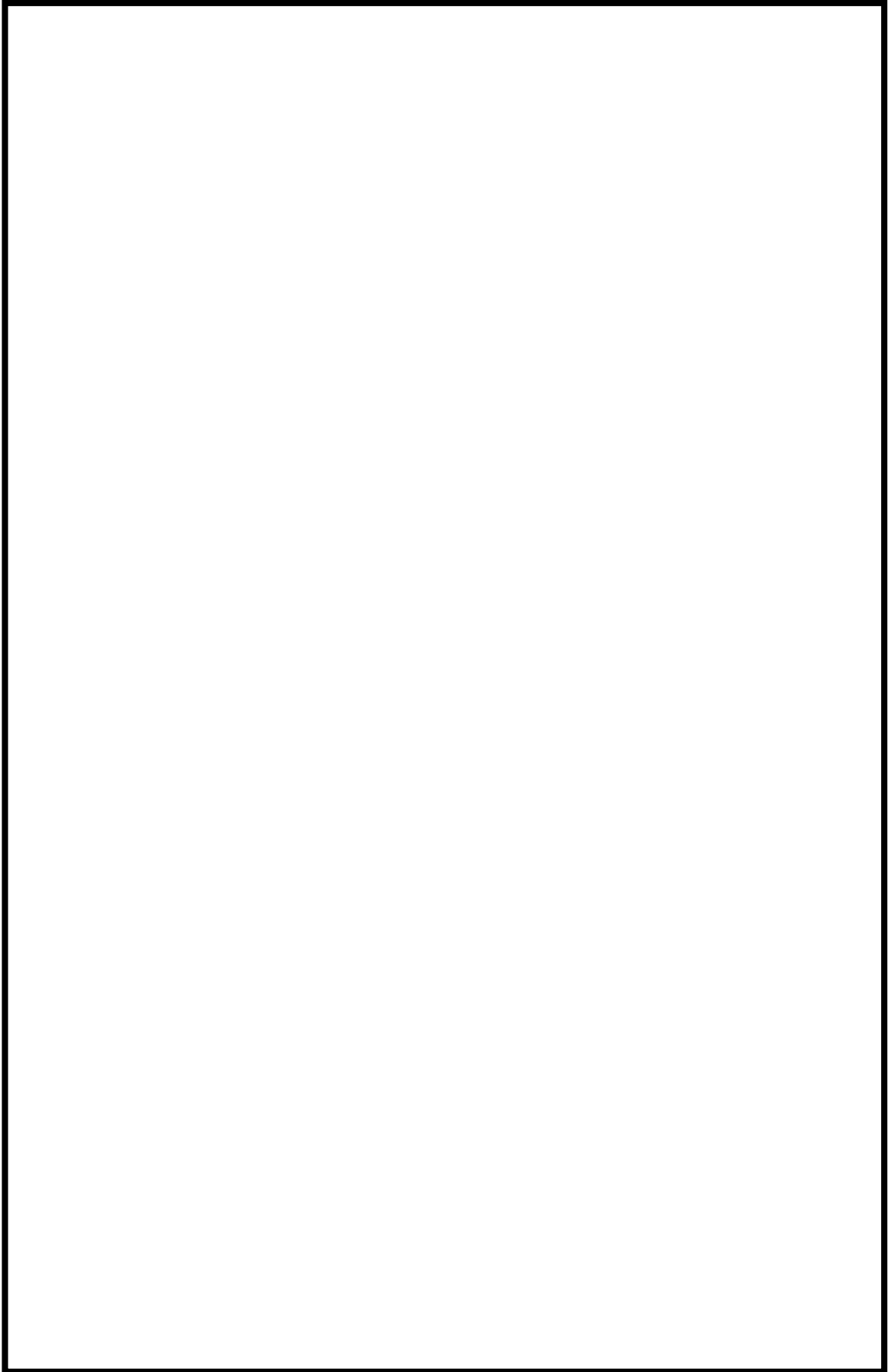


図 58-9-9 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (1/4)



図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)

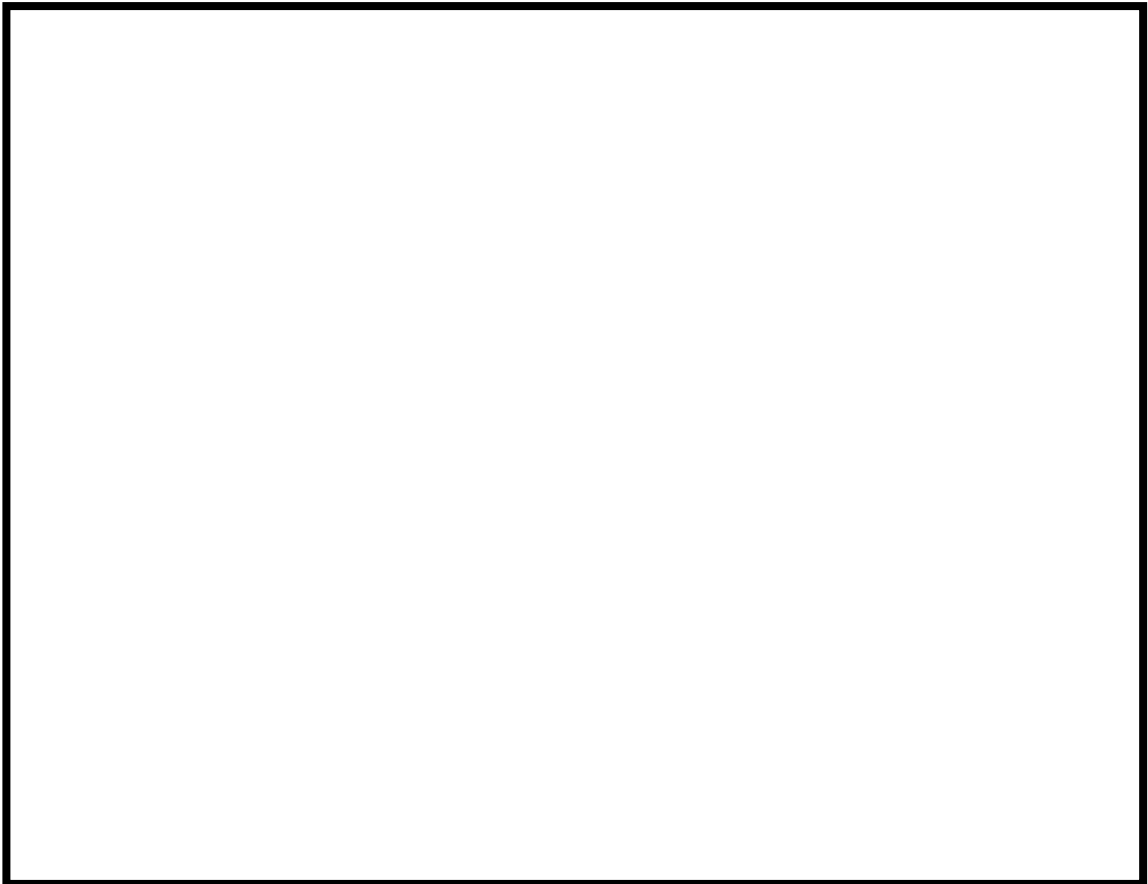


図 58-9-11 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (3/4)



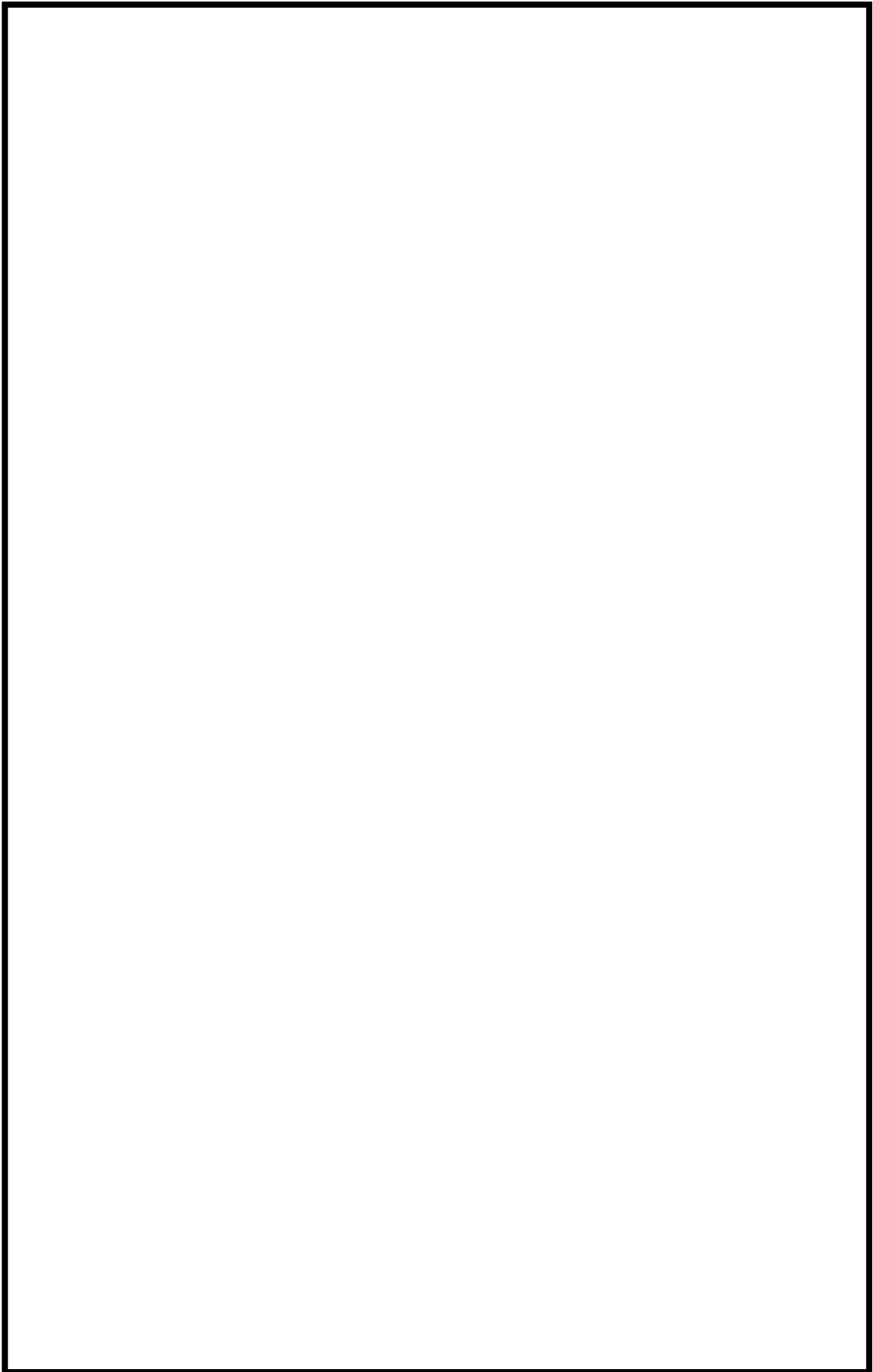


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

58-10

主要パラメータの耐環境性について

## 計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について、耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

### 1. 原子炉格納容器内

格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大圧力、温度、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期に計測機能を求められるものであり、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa (gage)	800kGy

表 58-10-2 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評価
原子炉冷却材温度 (原子炉圧力容器温度)	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気(温度、圧力、放射線)においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度(SA)	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

\* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

### ②二次格納施設内、原子炉建屋の二次格納施設外、その他の建屋内、屋外

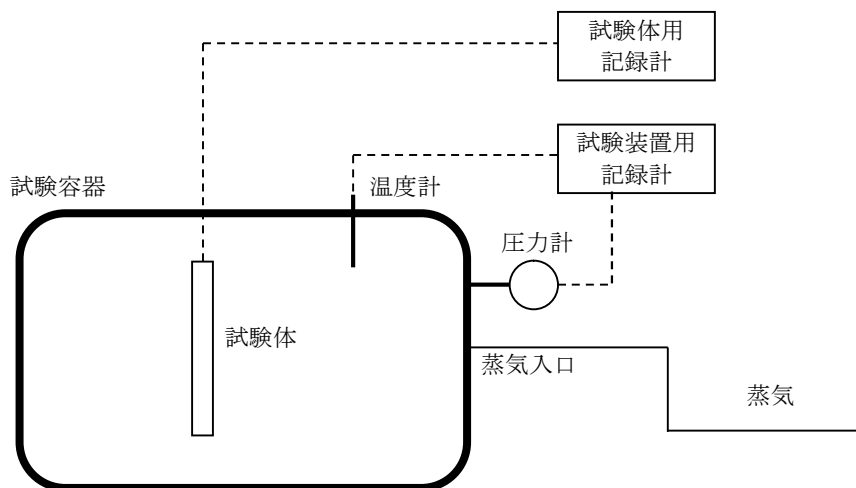
重大事故等時の二次格納施設内、原子炉建屋の二次格納施設外、その他の建屋内、屋外については環境条件を評価中であり、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を今後確認していく。

1. 格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」ある。次項以降において、重大事故等発生時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

格納容器内設置計器のうち重大事故時に監視機能を期待される計器については、事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して事故時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

### 3. 格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

事故時模擬試験の結果、圧力0.62MPa(gage)以上で、温度200℃以上、積算線量800kGy以上（無機物で構成している検出器は除く）の事故時環境の印加に対し、試験中および試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上まわっていることから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境試験の評価結果（格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評 価
原子炉冷却材温度 (原子炉圧力容器温度)	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度（S A）	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

\* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

58-11  
パラメータの抽出について

## 1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（表 58-11-1 参照）。

## 2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（表 58-11-1 参照）。

表 58-11-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則※1														有効性評価※2																						
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4				
原子炉圧力容器温度															○									○													
原子炉圧力			○												○	○	○	○			○	○	○	○							○	○					
原子炉圧力(SA)			○												○	○	○	○			○	○	○	○							○	○					
原子炉水位		○	○												○	○	○	○	○	○	○	○		○							○	○	○				
原子炉水位(SA)		○	○	○											○	○	○	○	○	○	○	○		○							○	○	○				
高压代替注水系系統流量		○													○		○							○													
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)				○			○								○	○		○			○		○										○				
復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器スプレイ							○	○							○	○		○			○		○	○													
復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水								○							○						○		○														
ドライウェル雰囲気温度				○	○	○	○	○							○			○					○														
サブプレッション・チェンバ空気体温度				○	○	○	○	○							○			○					○														
サブプレッション・チェンバ・プール水温度							○								○		○	○	○	○			○	○													
格納容器内圧力(D/W)				○	○	○	○	○							○	○		○	○	○	○		○	○													
格納容器内圧力(S/C)				○	○	○	○	○							○	○		○	○	○	○		○	○													
サブプレッション・チェンバ・プール水位						○								○	○	○		○			○		○											○			
格納容器下部水位								○							○								○														
格納容器内水素濃度									◎						○																						
格納容器内水素濃度(SA)									◎						○																						
格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)															○	○		○	○			○	○														
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)															○	○		○	○			○	○														
起動領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
平均出力領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
復水補給水系温度(代替循環冷却)								○							○																						
フィルタ装置水位					○	○	○	○							○	○		○	○				○														
フィルタ装置入口圧力				○	○	○	○	○							○	○		○	○			○	○														
フィルタ装置出口放射線モニタ				○	○	○	○	○							○	○		○	○			○	○														
フィルタ装置水素濃度				○	○	○	○	○							○																						
フィルタ装置金属フィルタ差圧				○	○	○	○	○							○	○		○	○			○	○														
フィルタ装置スクラバ水pH				○	○	○	○	○							○																						
耐圧強化ベント系放射線モニタ				○			○								○																						
復水貯蔵槽水位(SA)															○	○		○	○			○	○												○		
復水移送ポンプ吐出圧力			○		○	○	○	○							○								○	○				○	○								
原子炉建屋水素濃度										◎					○																						
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置										○					○																						
格納容器内酸素濃度								○							○																						
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)															○													○	○								
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)															◎													○	○								
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)															◎													○	○								
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ															◎													○	○								
原子炉隔離時冷却系系統流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
高压炉心注水系系統流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
残留熱除去系系統流量				○	○	○									○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力															○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
残留熱除去系熱交換器入口温度				○	○	○									○								○												○	○	○
残留熱除去系熱交換器出口温度				○	○	○									○								○												○	○	○
原子炉補機冷却水系系統流量				○	○	○									○																						
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量				○	○	○									○																						

※1:「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備 ※2:有効性評価の3.3~3.5は3.2のシナリオに包絡



表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（1/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失		復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送） タンクローリ（可搬型代替注水ポンプ給油） 軽油タンク 外部電源（電源） 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系スパーージャ（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位（S A） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（S A） フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 46 条（操作対象弁） 48 条 48 条 48 条 47 条（水源）、49 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） DB（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前に使用） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 48 条（ベント元）、49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58 条（原子炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認） 48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（炉心損傷有無判断） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認） 48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

58-11-4

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失	<p>系統概要図</p>	残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード） 逃がし安全弁 サブプレッション・チェンバ（水源） 外部電源（電源） 原子炉スクラム機能 残留熱除去系配管（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 残留熱除去系スパーージャ（低圧注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路） 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバ・プール水温 残留熱除去系熱交換器入口温度	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前に使用） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ペント元、注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（S/P 蓄熱補助）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（ロジック） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）



表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源 + D / G 喪失） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器内圧力（D / W）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
			格納容器内圧力（S / C）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（D / W）	58 条（炉心損傷有無判断）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（S / C）	
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ドライウエル雰囲気温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ・プール水温	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力（SA）	
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）			
復水貯蔵槽水位（SA）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）			
フィルタ装置水位				
フィルタ装置入口圧力				
フィルタ装置出口放射線モニタ	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）			
フィルタ装置金属フィルタ差圧	58 条（格納容器状態確認）			

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +R/CIC失敗)		高圧代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（代替水源） 可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） AM用直流125V蓄電池（電源）（常設代替直流電源） タンクローリ（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路） 高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路） 給水系配管（高圧代替注水流路） 給水系弁（高圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	45 条（ポンプ） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオでSA（水源）と分類 45 条（水源）、47 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA発生前に使用） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 45 条（注入先）、47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）

58-11-8

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（6/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +R C I C失敗) (つづき)		平均出力領域モニタ	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			起動領域モニタ	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			原子炉水位 原子炉水位 (SA)	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			高圧代替注水系系統流量	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧代替注水確認)
			格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			ドライウエル雰囲気温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ・プール水温	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)
			復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)
フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)			

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (7/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失)		逃がし安全弁 高圧代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) (常設代替直流電源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系配管 (高圧代替注水流路) 高圧代替注水系弁 (高圧代替注水流路) 給水系配管 (高圧代替注水流路) 給水系弁 (高圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (格納容器スプレイ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	46 条 (操作対象弁) 45 条 (ポンプ) 48 条 48 条 48 条 48 条 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (ポンプ) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 45 条 (水源), 47 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 56 条 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 45 条 (注入先), 47 条 (注入先) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条 (ベント元) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路)

58-11-10

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (8/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失) (つづき)		原子炉水位 原子炉水位 (SA)	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			高圧代替注水系系統流量	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧代替注水確認)
			格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			ドライウエル雰囲気温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ・プール水温	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)
			復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)
			フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)



表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +SRV再閉失敗)		原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁 (高圧注水流路) 給水系配管 (高圧注水流路) 給水系弁 (高圧注水流路) 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 残留熱除去系弁 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉水位, 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 57 条 46 条 (操作対象弁) 47 条 (ポンプ) 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 47 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注入先) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (代替スプレイ確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/21）

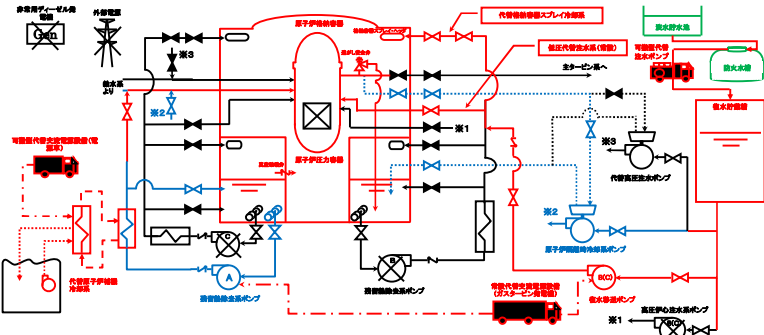
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)		原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（代替水源） 可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池 A（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） タンクローリ（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系配管（#アプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（#アプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位、原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 47 条（水源）、49 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（注入先） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（原子炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（代替注水確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（代替スプレイ確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (11/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障)	<p>系統概要図</p>	<p>期待する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>逃がし安全弁</li> <li>高圧炉心注水系ポンプ</li> <li>復水移送ポンプ</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>代替格納容器圧力逃がし装置</li> <li>復水貯蔵槽 (水源)</li> <li>防火水槽 (代替水源)</li> <li>淡水貯水池 (代替水源)</li> <li>可搬型代替注水ポンプ (代替水源移送)</li> <li>タンクローリ (可搬型代替注水ポンプ給油)</li> <li>軽油タンク</li> <li>外部電源 (電源)</li> <li>原子炉スクラム機能</li> <li>原子炉隔離時冷却系配管 (高圧注水流路)</li> <li>原子炉隔離時冷却系弁 (高圧注水流路)</li> <li>給水系配管 (高圧注水流路)</li> <li>給水系弁 (高圧注水流路)</li> <li>高圧炉心注水系配管 (高圧注水流路)</li> <li>高圧炉心注水系弁 (高圧注水流路)</li> <li>原子炉圧力容器</li> <li>復水補給水系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)</li> <li>復水補給水系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)</li> <li>残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)</li> <li>残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)</li> <li>格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路)</li> <li>原子炉格納容器</li> <li>真空破壊弁 (S/C→D/W)</li> <li>平均出力領域モニタ</li> <li>起動領域モニタ</li> <li>原子炉水位, 原子炉水位 (SA)</li> <li>原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水温</li> <li>原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)</li> <li>高圧炉心注水系系統流量</li> <li>格納容器内圧力 (D/W)</li> <li>格納容器内圧力 (S/C)</li> <li>復水補給水系流量 (原子炉格納容器)</li> <li>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</li> <li>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</li> <li>サブプレッション・チェンバ・プール水位</li> <li>復水貯蔵槽水位 (SA)</li> <li>フィルタ装置水位</li> <li>フィルタ装置入口圧力</li> <li>フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> </ul>	<p>分類案</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>46 条 (操作対象弁)</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>49 条 (ポンプ)</li> <li>48 条</li> <li>48 条</li> <li>48 条</li> <li>49 条 (水源)</li> <li>56 条 (ただし設備ではなく措置)</li> <li>56 条 (ただし設備ではなく措置)</li> <li>56 条 (水源移送)</li> <li>57 条 (燃料輸送)</li> <li>57 条 (燃料源)</li> <li>DB (解析上使用を仮定)</li> <li>DB (SA 発生前に使用)</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類</li> <li>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先)</li> <li>ただし他シナリオで SA (注入先) と分類</li> <li>49 条 (流路)</li> <li>49 条 (流路)</li> <li>49 条 (流路)</li> <li>49 条 (流路)</li> <li>49 条 (流路)</li> <li>49 条 (注入先)</li> <li>48 条 (S/P 蓄熱補助)</li> <li>DB (SA 発生前のスクラム機能確認)</li> <li>ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類</li> <li>DB (SA 発生前のスクラム機能確認)</li> <li>ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類</li> <li>58 条 (原子炉状態確認)</li> <li>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>58 条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)</li> <li>58 条 (格納容器状態確認)</li> <li>58 条 (原子炉状態確認)</li> <li>58 条 (原子炉状態確認)</li> <li>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</li> <li>48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)</li> <li>49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (代替スプレイ確認)</li> <li>58 条 (炉心損傷有無判断)</li> <li>58 条 (格納容器状態確認)</li> <li>58 条 (格納容器状態確認)</li> <li>56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)</li> <li>48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)</li> <li>58 条 (格納容器状態確認)</li> </ul>

58-11-14

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御系(自動運転モード) 逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード) ※ポンプの自動起動のみ(注水はしない) 自動減圧系の起動阻止スイッチ ほう酸水注入系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 電動駆動給水ポンプ サプレッション・チェンバ(水源) 復水貯蔵槽(水源) 外部電源(電源) 原子炉隔離時冷却系配管(高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁(高圧注水流路) 給水系配管(高圧注水流路) 給水系弁(高圧注水流路) 高圧炉心注水系配管(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) 高圧炉心注水系弁(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管 ほう酸水注入系弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管(サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁(サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プール水温 残留熱除去系系統流量 復水貯蔵槽水位(SA)	DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(操作対象弁)と分類 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 47条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 46条(減圧制御) 44条(ポンプ) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条 DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(注入先) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 DB(解析上使用を仮定するDB設備の注入先) ただし他シナリオでSA(ベント元, 注入先)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未臨界確認) 49条(格納容器の冷却) 58条(格納容器状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(RHRポンプ起動確認) 58条(格納容器状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 56条(水の供給設備), 58条(水源確認)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA)		復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (代替水源移送) タンクローリ (可搬型代替注水ポンプ給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 46 条 (操作対象弁) 48 条 48 条 48 条 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注入先) 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

58-11-16

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)		原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） ※ポンプの自動起動のみ（注水はしない） 残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード） 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁 サブプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 高圧炉心注水系配管（高圧注水流路） 高圧炉心注水系弁（高圧注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバ・プール水温 残留熱除去系熱交換器入口温度 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元、注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条（原子炉状態確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（RHR ポンプ起動確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器冷却確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却使用)		常設代替交流電源設備 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) 復水移送ポンプ 代替循環冷却-復水移送ポンプ 代替循環冷却-代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高压炉心注水系配管 (代替循環冷却流路) 高压炉心注水系弁 (代替循環冷却流路) 給水系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 給水系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ, Hx) 50 条 (水源) 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (注入先), 50 条 (注入先) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (注入先), 50 条 (注入先) 50 条 (S/P 蓄熱補助) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他のシナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他のシナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認) 58 条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (代替スプレイ確認) 49 条 (格納容器の冷却), 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の冷却), 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/21）

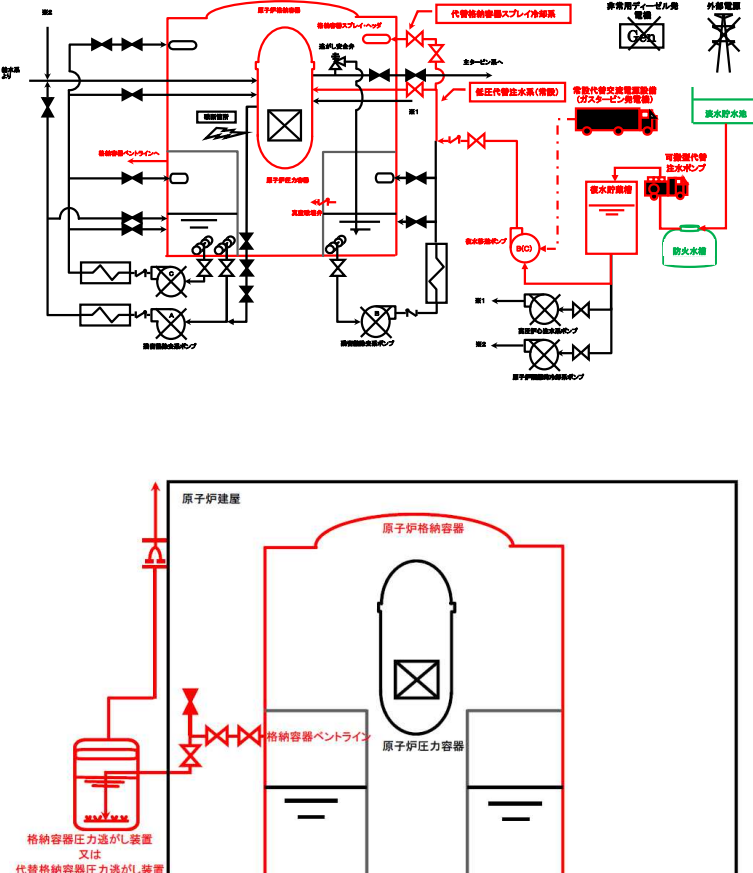
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却不使用)	 <p>系統概要図</p> <p>原子炉建屋</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>格納容器ベントライン</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系</p> <p>格納容器スプレイ・ヘッド</p> <p>格納容器圧力逃がし装置 又は 代替格納容器圧力逃がし装置</p>	<p>期待する設備</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>蓄電池 A（電源）</p> <p>AM 用直流 125V 蓄電池（電源）</p> <p>復水移送ポンプ</p> <p>格納容器圧力逃がし装置</p> <p>代替格納容器圧力逃がし装置</p> <p>復水貯蔵槽（水源）</p> <p>防火水槽（代替水源）</p> <p>淡水貯水池（代替水源）</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（代替水源移送）</p> <p>タンクローリ（給油）</p> <p>ガスタービン発電機用燃料タンク</p> <p>軽油タンク</p> <p>原子炉スクラム機能</p> <p>復水補給水系配管（低圧代替注水流路）</p> <p>復水補給水系弁（低圧代替注水流路）</p> <p>残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）</p> <p>残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）</p> <p>残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）</p> <p>格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>真空破壊弁（S/C→D/W）</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>高圧炉心注水系系統流量</p> <p>残留熱除去系系統流量</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉圧力（SA）</p> <p>復水補給水系流量（原子炉圧力容器）</p> <p>復水補給水系流量（原子炉格納容器）</p> <p>格納容器内圧力（D/W）</p> <p>格納容器内圧力（S/C）</p> <p>ドライウェル雰囲気温度</p> <p>フィルタ装置水位</p> <p>フィルタ装置入口圧力</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタ</p> <p>フィルタ装置金属フィルタ差圧</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>復水貯蔵槽水位（SA）</p>	<p>分類案</p> <p>57 条</p> <p>DB（解析上使用を仮定）</p> <p>ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類</p> <p>57 条（直流電源）</p> <p>47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ）</p> <p>50 条</p> <p>50 条</p> <p>47 条（水源）、49 条（水源）</p> <p>56 条（ただし設備ではなく措置）</p> <p>56 条（ただし設備ではなく措置）</p> <p>56 条（水源移送）</p> <p>57 条（燃料輸送）</p> <p>57 条（燃料源）</p> <p>57 条（燃料源）</p> <p>DB（SA 発生前に使用）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>49 条（流路）</p> <p>49 条（流路）</p> <p>49 条（流路）</p> <p>49 条（注入先）</p> <p>50 条（S/P 蓄熱補助）</p> <p>DB（SA 発生前のスクラム機能確認）</p> <p>ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類</p> <p>DB（SA 発生前のスクラム機能確認）</p> <p>ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類</p> <p>58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）</p> <p>58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）</p> <p>58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）</p> <p>58 条（炉心損傷有無判断）</p> <p>58 条（原子炉状態確認）</p> <p>47 条（低圧時の原子炉冷却）</p> <p>58 条（代替注水確認）</p> <p>49 条（格納容器の冷却）</p> <p>58 条（代替スプレイ確認）</p> <p>49 条（格納容器の冷却）</p> <p>50 条（格納容器の過圧破損防止）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>49 条（格納容器の冷却）</p> <p>50 条（格納容器の過圧破損防止）</p> <p>58 条（水位不明判断，格納容器冷却確認）</p> <p>50 条（格納容器の過圧破損防止）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）</p>
			<p>原子炉建屋</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>格納容器ベントライン</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系</p> <p>格納容器スプレイ・ヘッド</p> <p>格納容器圧力逃がし装置 又は 代替格納容器圧力逃がし装置</p>	
			<p>平均出力領域モニタ</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>高圧炉心注水系系統流量</p> <p>残留熱除去系系統流量</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉圧力（SA）</p> <p>復水補給水系流量（原子炉圧力容器）</p> <p>復水補給水系流量（原子炉格納容器）</p> <p>格納容器内圧力（D/W）</p> <p>格納容器内圧力（S/C）</p> <p>ドライウェル雰囲気温度</p> <p>フィルタ装置水位</p> <p>フィルタ装置入口圧力</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタ</p> <p>フィルタ装置金属フィルタ差圧</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>復水貯蔵槽水位（SA）</p>	



表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (17/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱		逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (代替水源移送) 非常用ディーゼル発電機 (電源) タンクローリー (給油) 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (格納容器下部注水流路) (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 復水補給水系弁 (格納容器下部注水流路) (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 格納容器下部注水系配管 格納容器下部注水系弁 原子炉格納容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレー冷却流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレー冷却流路) (代替循環冷却流路) 格納容器スプレー・ヘッド (代替格納容器スプレー冷却流路) (代替循環冷却流路) 代替循環冷却-復水移送ポンプ 代替循環冷却-代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高圧炉心注水系配管 (代替循環冷却流路) 高圧炉心注水系弁 (代替循環冷却流路) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 原子炉水位、原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 原子炉圧力容器温度 格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プール水温 サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	46 条 (操作対象弁) 51 条 (ポンプ) 51 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 51 条 (流路), 50 条 (流路) 51 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 51 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 51 条 (流路) 51 条 (注入先) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 50 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ, Hx) 50 条 (水源) 57 条 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (RHR ポンプ起動確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 49 条 (格納容器の冷却), 51 条 (格納容器下部の溶融炉心冷却), 58 条 (代替スプレー確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 51 条 (格納容器下部の溶融炉心冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

58-11-20

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.3	原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用		—	—
3.4	水素燃焼		—	—
3.5	熔融炉心・コンクリート相互作用		—	—
4.1	想定事故1 （使用済燃料貯蔵プール）		可搬型代替注水ポンプ 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） タンクローリ（給油） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	54 条（ポンプ） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 54 条（流路） 54 条（流路） 54 条（流路） 54 条（注入先） 58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認） 58 条（SFP 補給機能喪失を確認） 54 条（SFP 状態確認） 54 条（SFP 状態確認） 54 条（SFP 状態確認） 54 条（SFP 上部空間線量確認）
4.2	想定事故2 （使用済燃料貯蔵プール）		可搬型代替注水ポンプ 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） タンクローリ（給油） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 使用済燃料プール冷却浄化系配管手動弁 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	54 条（ポンプ） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 54 条（流路） 54 条（流路） 54 条（流路） 54 条（注入先） DB（解析上使用を仮定） 58 条（SFP 補給機能喪失を確認） 54 条（SFP 状態確認） 54 条（SFP 状態確認） 54 条（SFP 状態確認） 54 条（SFP 上部空間線量確認）

58-11-21

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サブプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位，原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58 条（原子炉状態確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)		常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード) 代替原子炉補機冷却系 復水貯蔵槽 (水源) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 逃がし安全弁 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却流路) 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系系統流量 原子炉水位 原子炉水位 (S A) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 復水貯蔵槽水位 (S A)	57 条 47 条 (ポンプ) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 (ポンプ, Hx) 47 条 (水源) 57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) 46 条 (操作対象弁) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注入先) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (ペント元, 注入先) と分類 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サブプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（S.A）	58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	DB（解析上使用を仮定）
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能（原子炉周期短縮）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ 制御棒引き抜き阻止機能（原子炉周期短縮）	DB（解析上使用を仮定）
起動領域モニタ	DB（原子炉スクラム機能の確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類			