50 条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

目次

50-1　SA 設備基準適合性　一覧表
50-2　単線結線図
50-3　計測制御系統図
50-4　配置図
50-5　系統図
50-6　試験及び検査
50-7　容量設定根拠
50-8　接続図
50-9　保管場所図
50-10 アクセスルート図
50-11 その他設備
50-12 機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

50-1
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（常設）

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

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性一覧（常設）

第 50 条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備					よう素フィルタ	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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	50-4 配置図，50-5 系統図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，操作スイッチ操作，弁操作	Ａ，Ｂ ｄ，Ｂｆ
			関連資料		50-4 配置図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類），その他	Ｃ，Ｍ
			関連資料		50-6　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用-切替必要	Ｂａ
			関連資料		50-5　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	50-4 配置図，50-5 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作， 現場（遠隔）で操作可能	Ａｂ，Ｂ
			関連資料		50-4　配置図，50-5　系統図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		50-7　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 （同一目的のＳＡ設備あり）	Ｂ
				サポート系故障	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	50-2 単線結線図，50-4 配置図，50-5 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性一覧（常設）

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

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性一覧（常設）

第 50 条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備					復水移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	50-4 配置図，50-5 系統図，50-8 接続図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，操作スイッチ操作，弁操作	A，B d，B f
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		50-6　試験及び検査	
		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		50-5　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	50-4 配置図，50-5 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作，現場（設置場所）で操作可能，現場（遠隔）で操作可能	A a， A b，B
			関連資料		50-4　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		50-7　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的のＳＡ設備あり）	B
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	50-2 単線結線図，50-4 配置図，50-5 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性一覧（常設）

第 50 条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備					残留熱除去系　熱交換器	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	50-4 配置図，50-5 系統図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		熱交換器	D
			関連資料		50-6　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用-切替不要	Ｂｂ
			関連資料		50-5　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	50-4　配置図，50-5　系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		50-7　容量設置根拠	
		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（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
			関連資料		50-2 単線結線図，50-4　配置図，50-5　系統図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性一覧（可搬型）

第 50 条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備					大容量送水車（熱交換器ユニット用）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	50-4　配置図，50-8　接続図，50-9　保管場所図	
		第2号	操作性		工具，設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，接続作業	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｇ
			関連資料		50-4　配置図，50-5　系統図，50-8　接続図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		50-6　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		50-5　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	50-4　配置図，50-5　系統図，50-6　試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		50-4　配置図，50-8　接続図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料		50-7　容量設置根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料		50-8　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ａｂ
			関連資料		50-8　接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		50-8　接続図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		50-4　配置図，50-9　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		50-10　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備，防止・緩和以外-対象（同一目的のＳＡ設備，代替対象ＤＢ設備有り）	B
				サポート系要因	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	50-4　配置図，50-5　系統図，50-8　接続図，50-9　保管場所図	

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号炉　SA 設備基準適合性一覧（可搬型）

第 50 条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備					熱交換器ユニット	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備 屋外設備	C D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	50-8　接続図 50-9　保管場所図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，工具，設備の運搬，設置， 操作スイッチ操作，接続作業	A，Bb， Bc，Bd， Bg
			関連資料		50-4　配置図，50-5　系統図，50-8　接続図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁，熱交換器	A，B，D
			関連資料		50-6　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		50-5　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他(飛散物)	高速回転機器	Bb
				関連資料	50-4　配置図，50-5　系統図，50-6　試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所），中央制御室操作	Aa，B
			関連資料		50-4　配置図，50-8　接続図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料		50-7　容量設置根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		フランジ接続	B
			関連資料		50-8　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		50-8　接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		50-8　接続図	
		第5号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	Ba
			関連資料		50-4　配置図，50-9　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		50-10　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備，防止・緩和以外-対象 （同一目的のＳＡ設備，代替対象ＤＢ設備有り）	B
				サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
			関連資料		50-2 単線結線図，50-4　配置図，50-5　系統図，50-8　接続図，50-9　保管場所図	

50-2
単線結線図

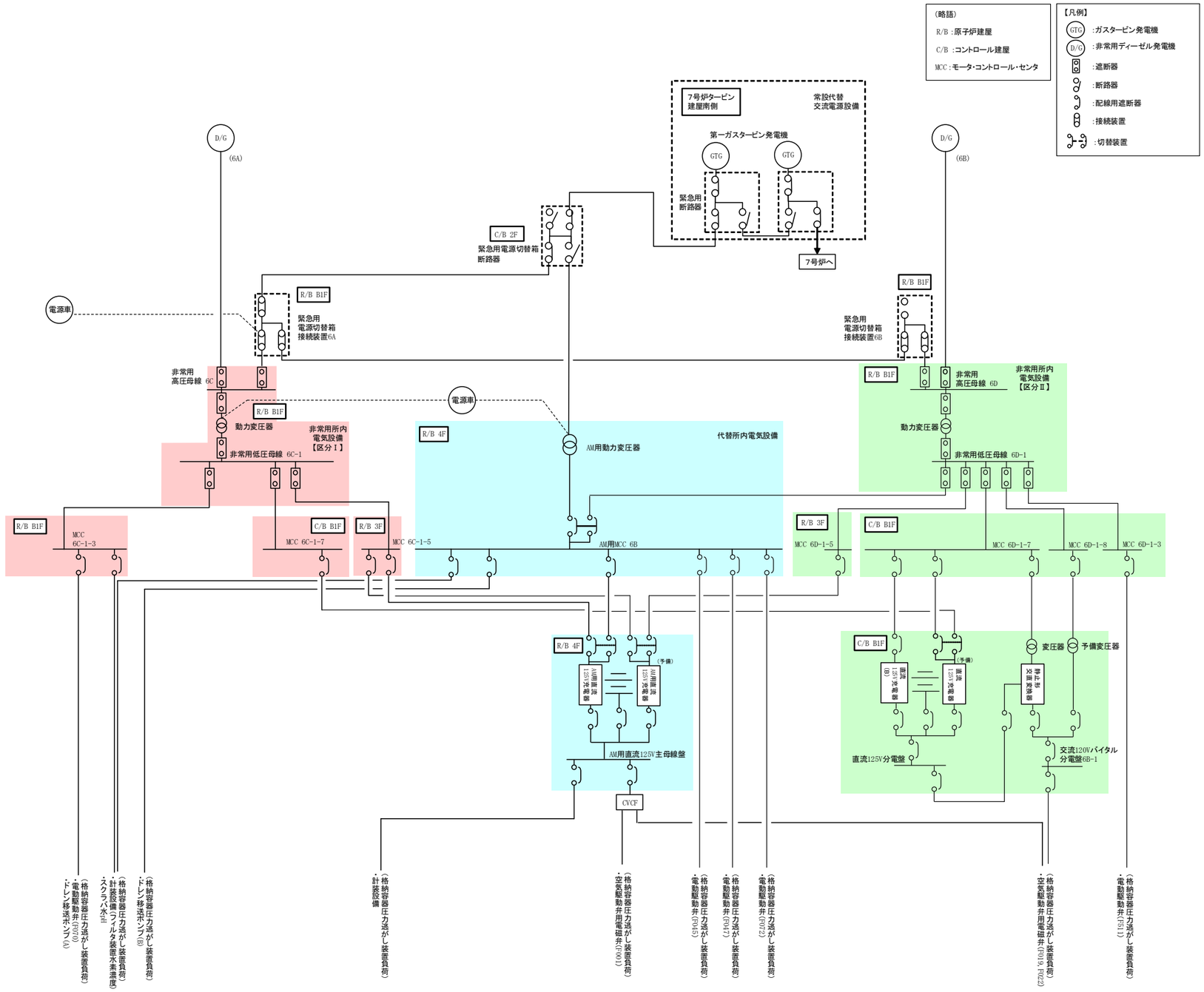


図 50-2-1　格納容器圧力逃がし装置　単線結線図（６号炉）

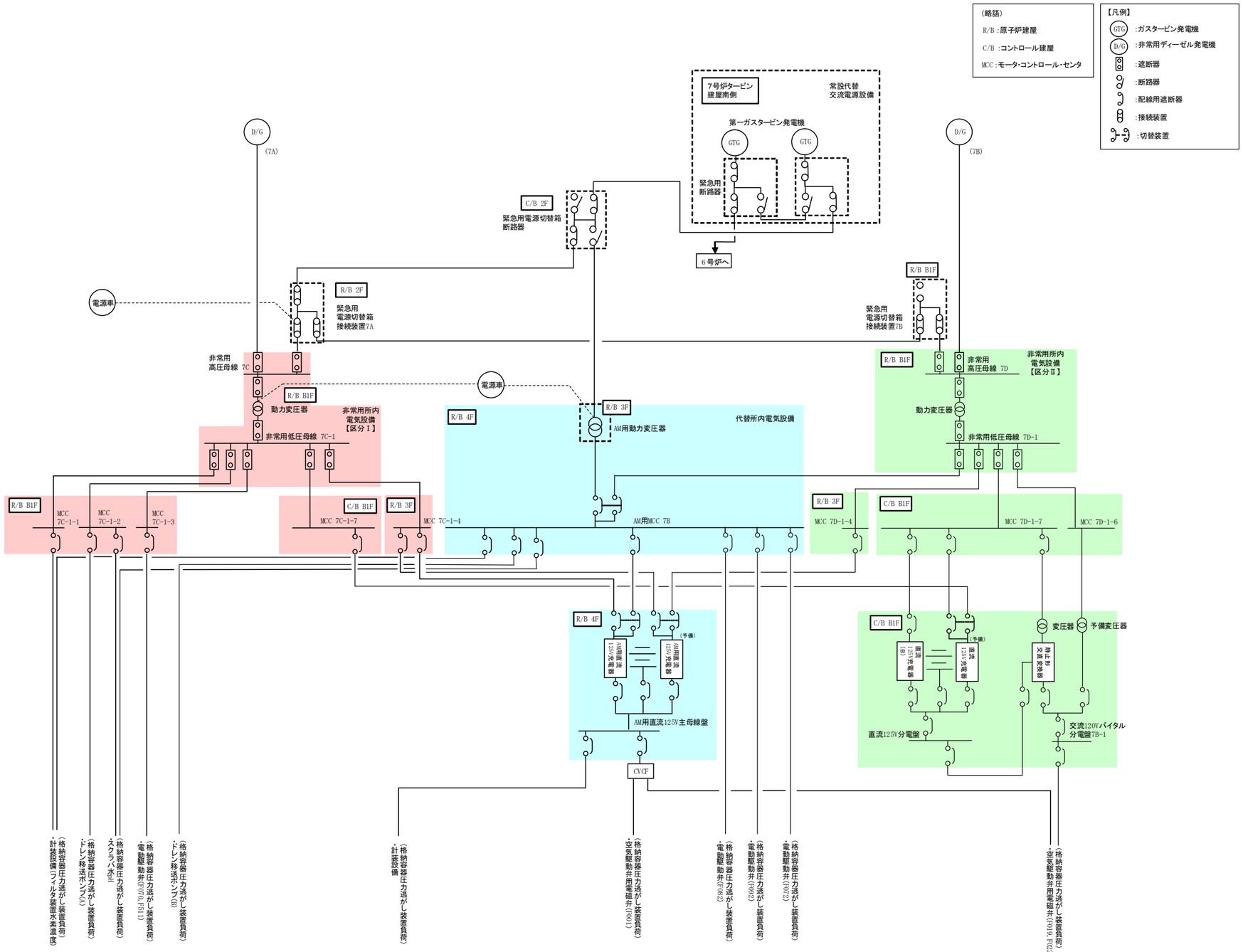


図 50-2-2　格納容器圧力逃がし装置　単線結線図（７号炉）

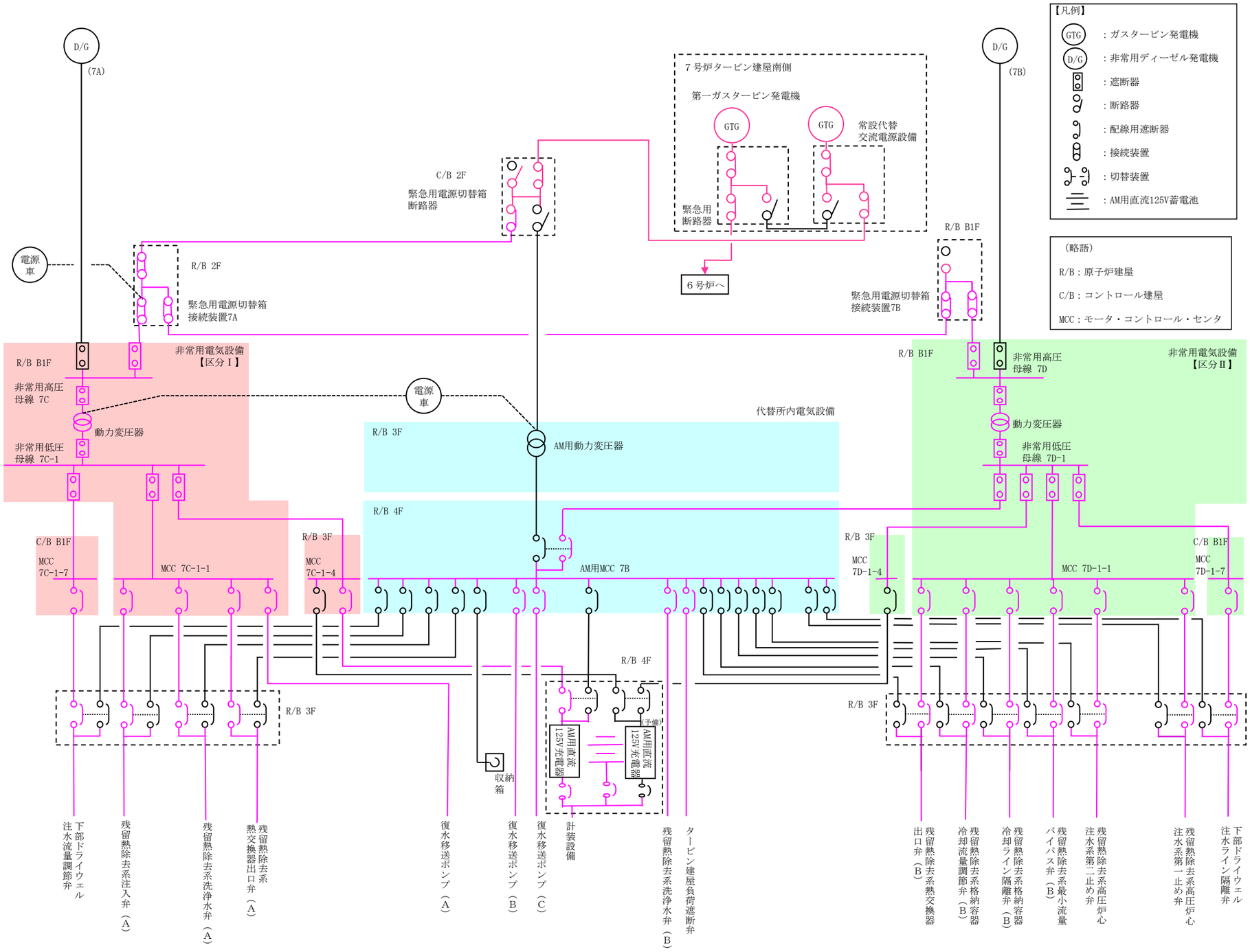


図 50-2-3　代替循環冷却系の単線結線図（非常用電気設備経由で電源供給時）

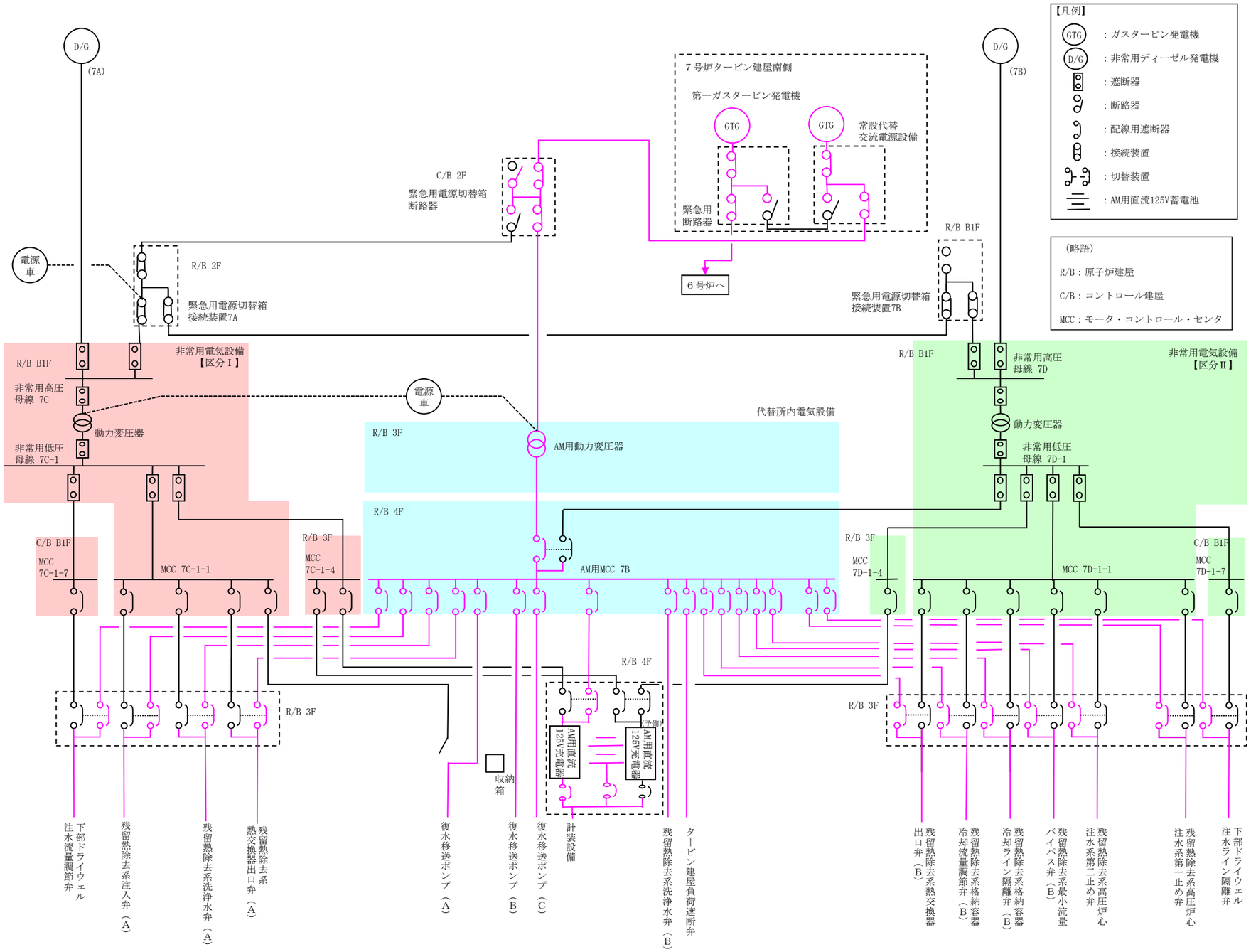


図 50-2-4　代替循環冷却系の単線結線図（代替所内電気設備経由で電源供給時）

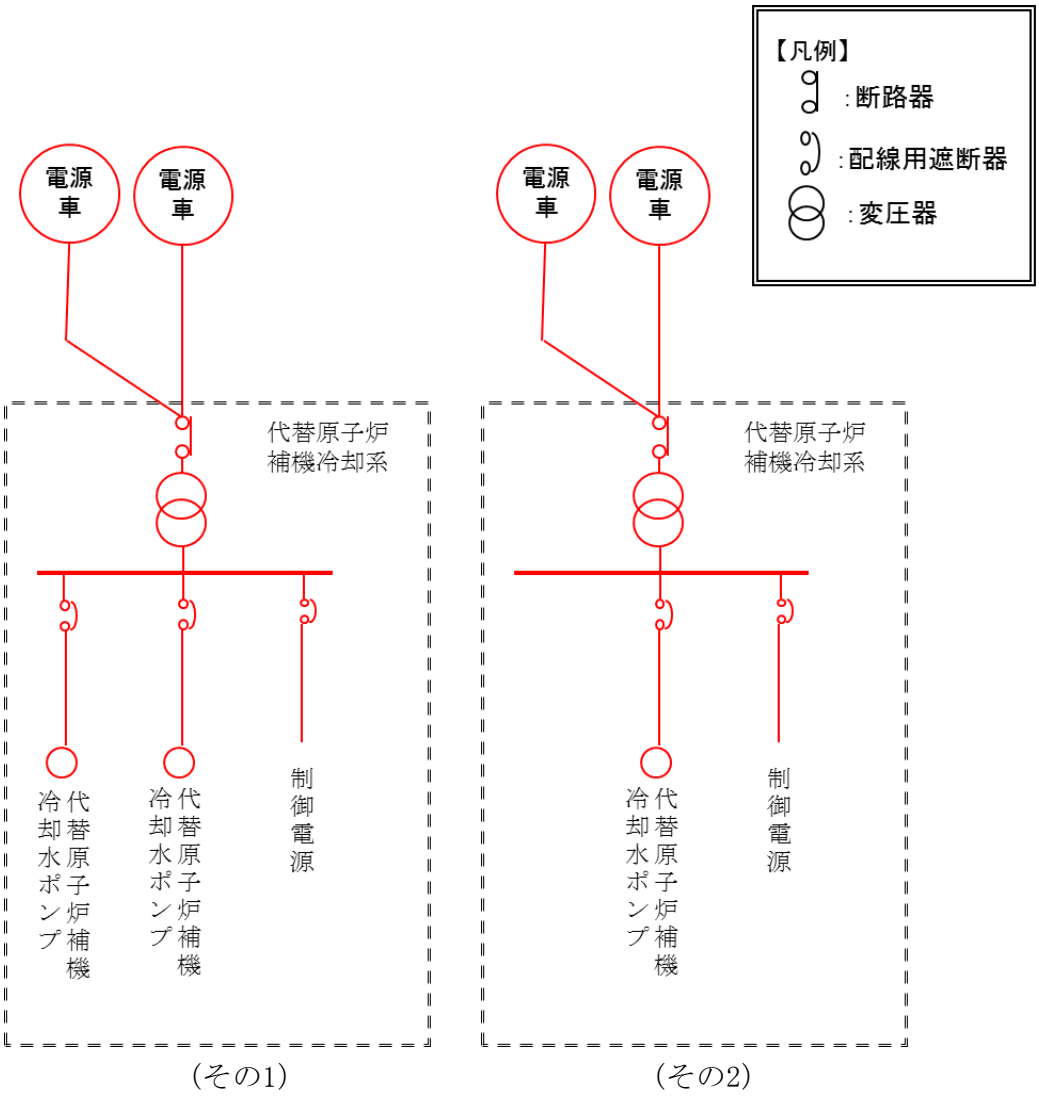


図 50-2-5　代替原子炉補機冷却系　単線結線図（6 号炉（7 号炉も同じ））

50-3
計測制御系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 50-3-1　格納容器逃がし装置 主要設備と計装設備の関係

設備区分	設備	計装設備	監視目的
主要設備	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク	フィルタ装置水位	フィルタ装置水位にて，水位が約 500mm～約 2200mm の間であることを確認することで，フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること
		フィルタ装置入口圧力	フィルタ装置使用時において，フィルタ装置入口圧力の挙動により，フィルタ装置及びラプチャーディスク（主要設備）が閉塞していないことを把握すること
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	フィルタ装置使用時において，フィルタ装置金属フィルタ差圧の挙動により，フィルタ装置金属フィルタが閉塞していないことを把握すること
		フィルタ装置出口放射線モニタ	フィルタ装置使用時において，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置（主要設備）が閉塞していないことを把握すること 最終放出ラインとして放射線量率を把握すること
		フィルタ装置水素濃度	格納容器ベント停止後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握すること
		フィルタ装置スクラバ水 pH	水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには，スクラバ水の pH を [redacted] とする必要があり，フィルタ装置スクラバ水 pH にて，フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること
附属設備	ドレン移送ポンプ	フィルタ装置ドレン流量	ドレン移送ポンプ（付属設備）の運転状態の監視目的
	ドレンタンク	ドレンタンク水位	ドレンタンク（付属設備）の水位監視目的
	可搬型窒素供給装置	フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置出口配管圧力	可搬型窒素供給装置（付属設備）による窒素供給の把握 点検後の可搬型窒素供給装置（付属設備）による窒素置換操作を実施した際に，フィルタ装置出口のラプチャーディスクの設定圧力（約 100kPa[gage]）を超えないことの監視目的
	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽	－	－

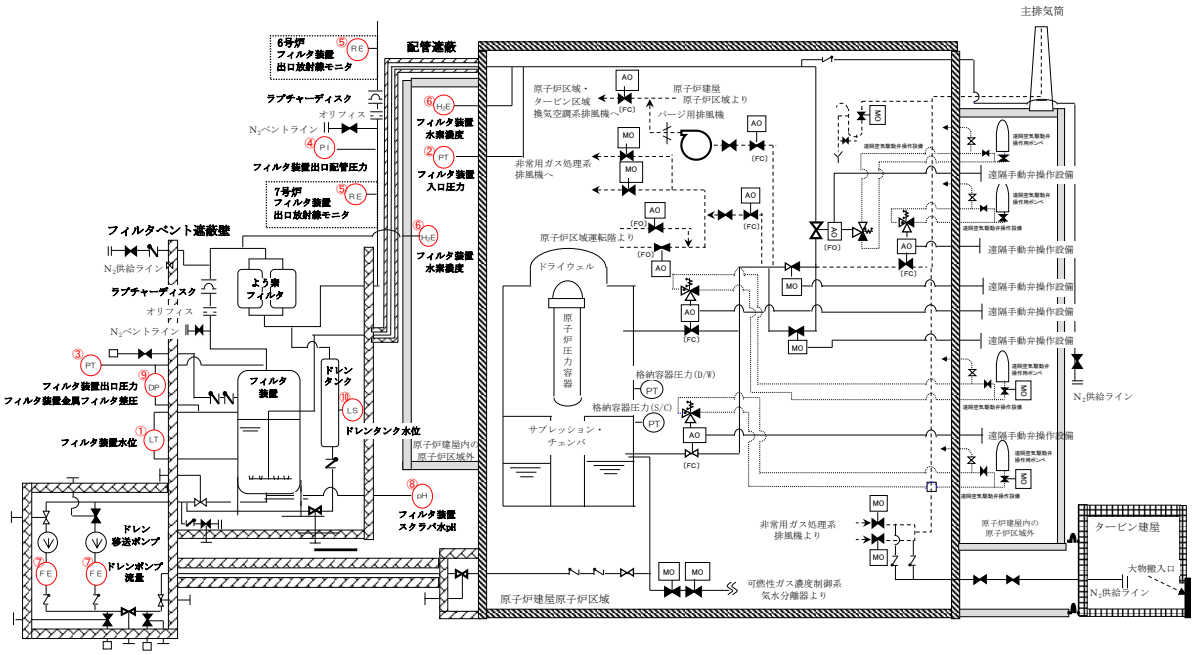


図 50-3-1　格納容器圧力逃がし装置　計測制御系統図

表 50-3-2　格納容器逃がし装置の計測設備主要仕様

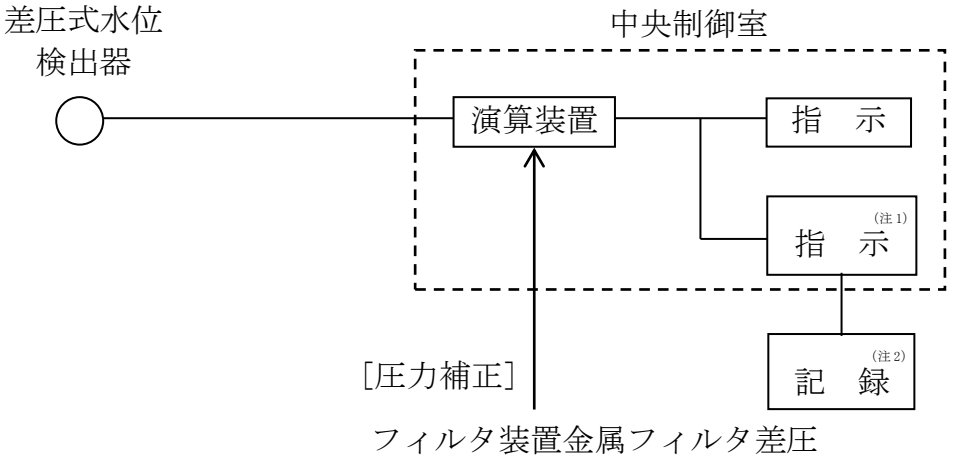
監視パラメータ	計測範囲	個数
① フィルタ装置水位	0～6000mm	2
② フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa[gage]	2*2
③ フィルタ装置出口圧力	0～0.5MPa[gage]	1
④ フィルタ装置出口配管圧力	-0.1～0.2MPa[gage]	1
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	2
⑥ フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	2*3
⑦ フィルタ装置ドレン流量	0～30m^3/h	2*4
⑧ フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	1
⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	2
⑩ドレンタンク水位	タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	4

※1　監視パラメータの数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。
※2　中央制御室及び現場にそれぞれ１個
※3　フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ１個
※4　ドレン移送ポンプ２台に対してそれぞれ１個

格納容器圧力逃がし装置　計測設備の概略構成図

(1)　フィルタ装置水位

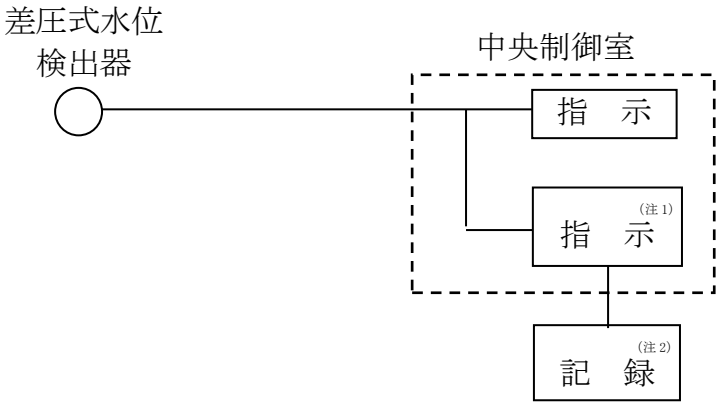
フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を経由し，指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。(図 50-3-2　「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-2　フィルタ装置水位の概略構成図

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，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。(図 50-3-3　「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)

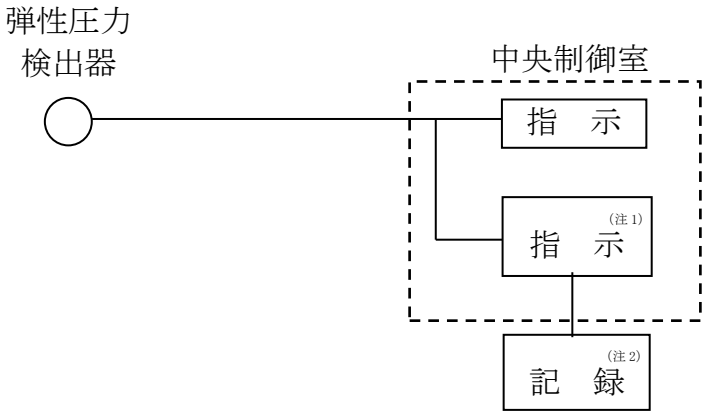


(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-3　フィルタ装置水位の概略構成図

(2)　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，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，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 50-3-4　「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。）

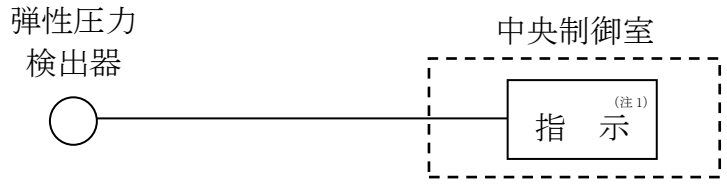


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-4　フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3)　フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 50-3-5　「フィルタ装置出口圧力の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計

図 50-3-5　フィルタ装置出口圧力の概略構成図

(4)　フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力は，機械式圧力検出器にて圧力を検出し，フィルタ装置出口配管圧力を現場(原子炉建屋4階屋上)に指示する。(図 50-3-6 「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

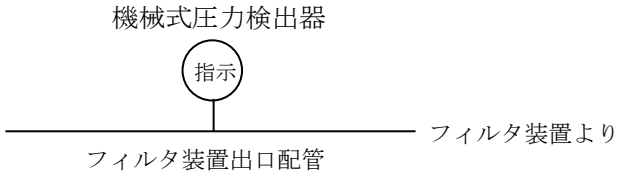
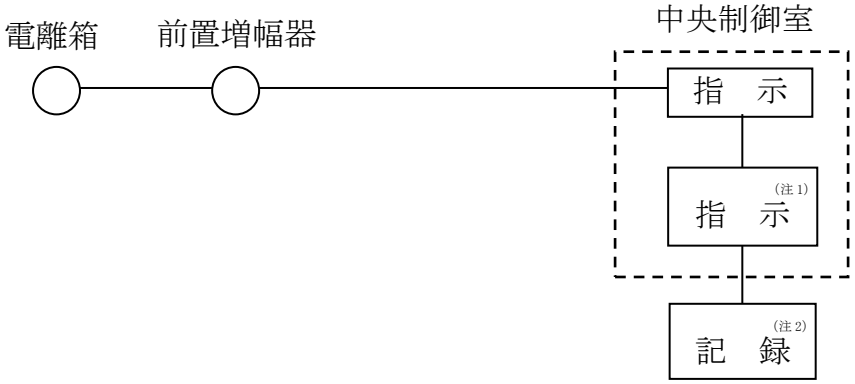


図 50-3-6　フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5)　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，電離箱からの電流信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。(図 50-3-7 「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 50-3-7　フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(6)　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からの電流信号を前置増幅器にて増幅し，中央制御室の指示部にて水素濃度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50-3-8　「フィルタ装置水素濃度　システム概要図」及び，図50-3-9　「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。)

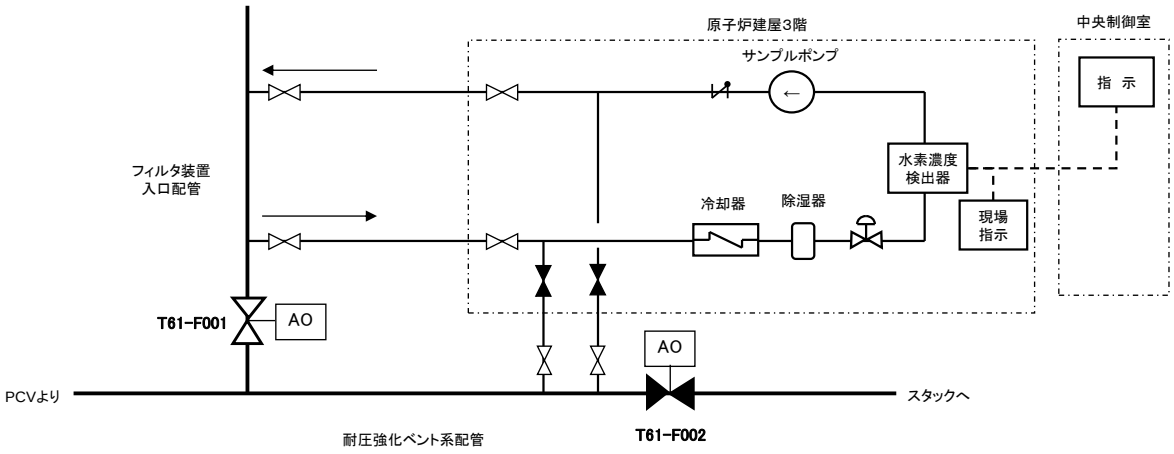
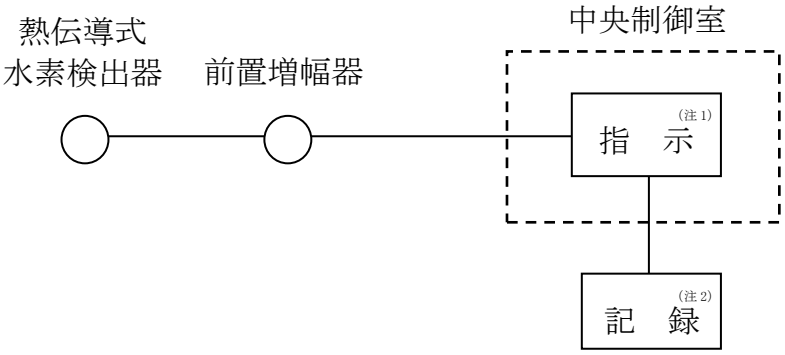


図 50-3-8　フィルタ装置水素濃度 システム概要図（出口配管側も同様）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-9　フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(7)　フィルタ装置ドレン流量

フィルタ装置ドレン流量の検出信号は，電磁流量検出器からの電気信号を，フィルタベント現場制御盤の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置ドレン流量をフィルタベント現場制御盤（フィルタベント遮蔽壁附室内）に指示する。（図 50-3-10　「フィルタ装置ドレン流量の概略構成図」参照。）

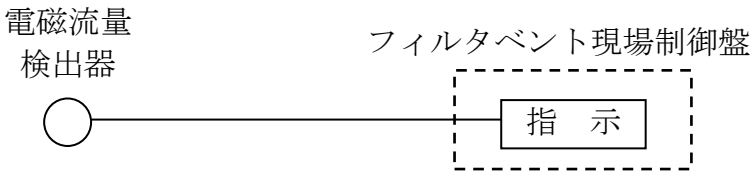


図 50-3-10　フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8)　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，重大事故等対処設備の機能を有しており，pH 検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて pH 信号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 50-3-11　「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」及び，図 50-3-12　「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）

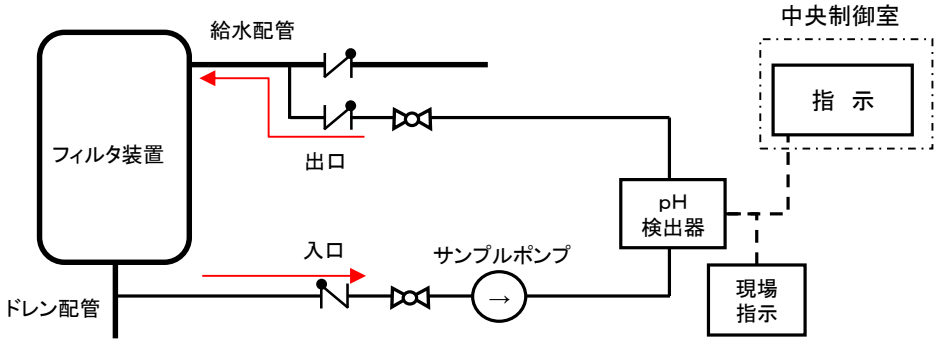
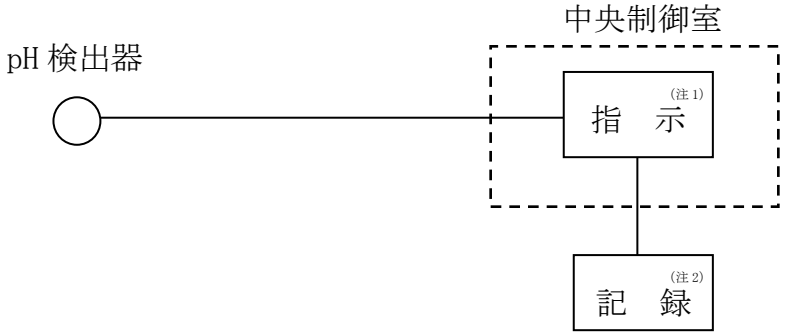


図 50-3-11　フィルタ装置スクラバ水 pH システム概要図

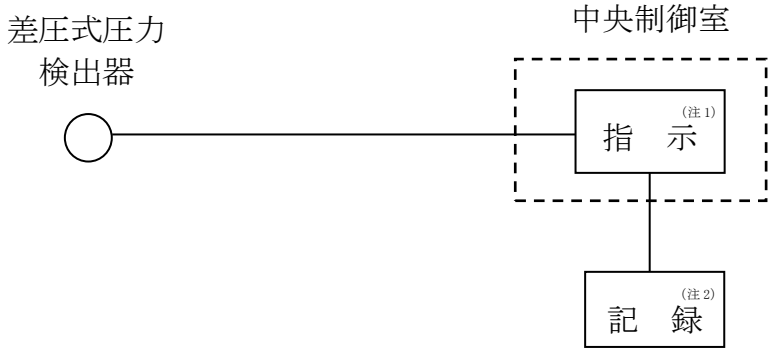


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-12　フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(9)　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，差圧式圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて差圧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 50-3-13　「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 50-3-13　フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(10)　ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は，フロート式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を，中央制御室に指示し，記録する。(図 50-3-14　「ドレンタンク水位の概略構成図」参照。)

(注 1) 記録計

図 50-3-14　ドレンタンク水位の概略構成図

50-4
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

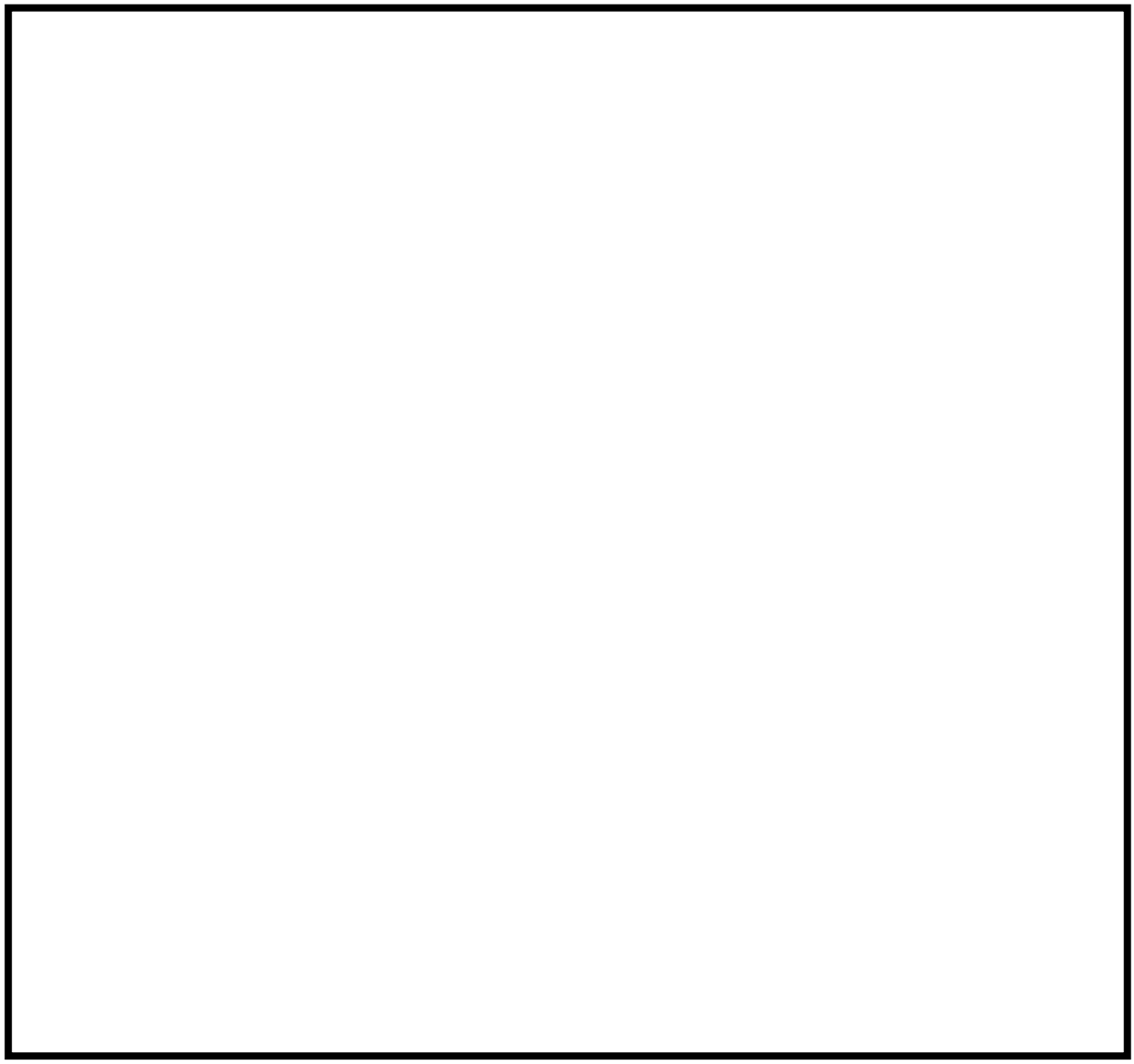


図 50-4-1　格納容器圧力逃がし装置　主配管ルート図
（6 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-4-2　格納容器圧力逃がし装置　主配管ルート図
（6 号炉　原子炉建屋地上 4 階）

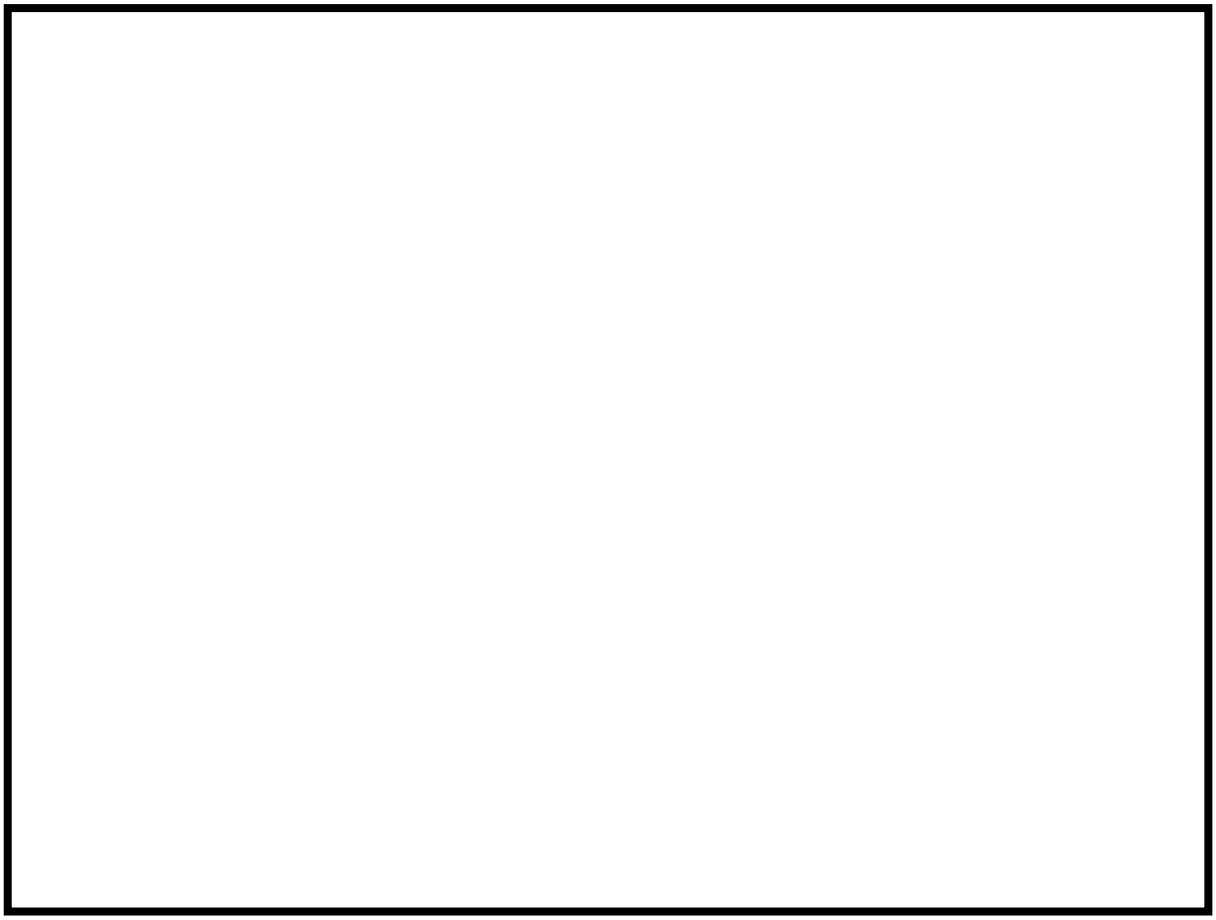


図 50-4-3　主配管ルート図（6 号炉　屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-4-4　主配管ルート図（7 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

図 50-4-5　主配管ルート図（7 号炉　原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

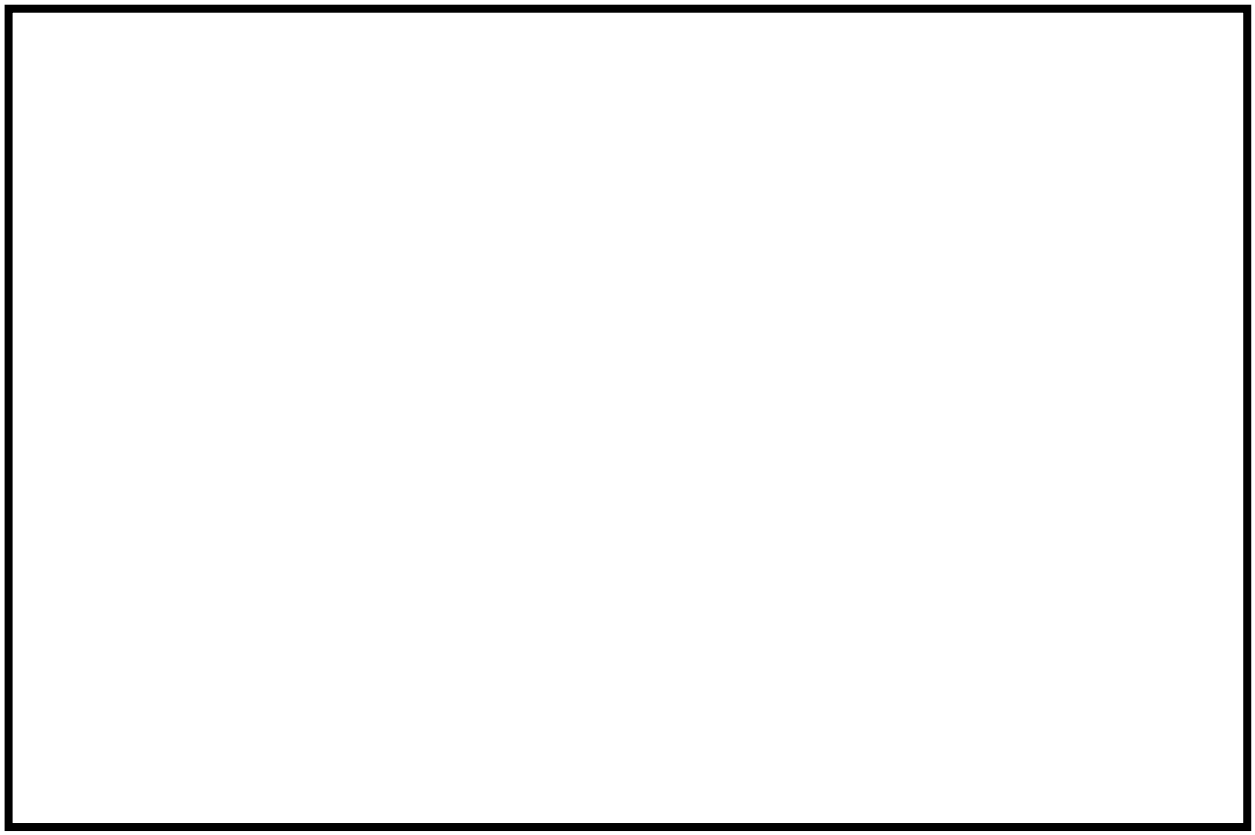


図 50-4-6　主配管ルート図（7 号炉　屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

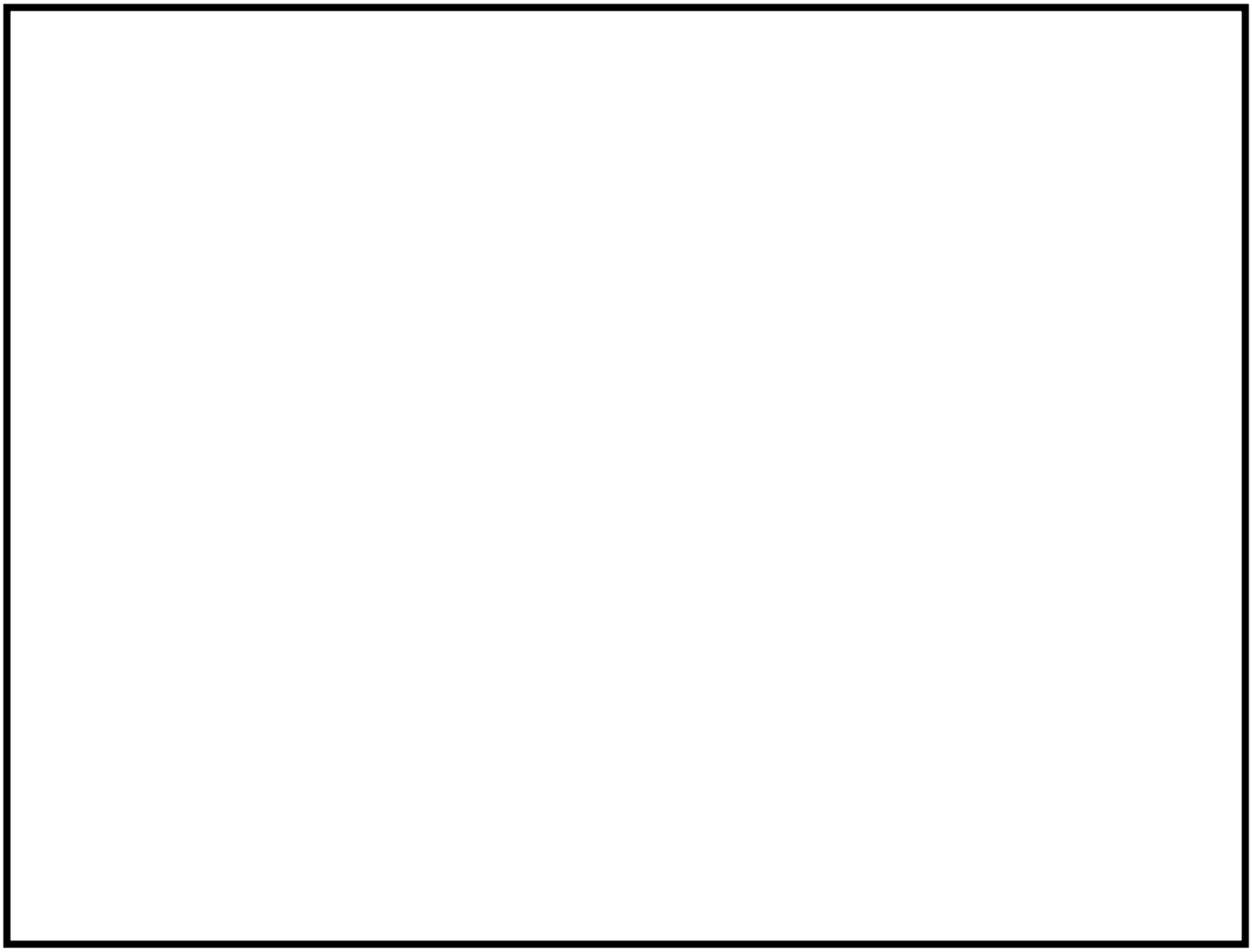


図 50-4-7　主配管鳥瞰図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

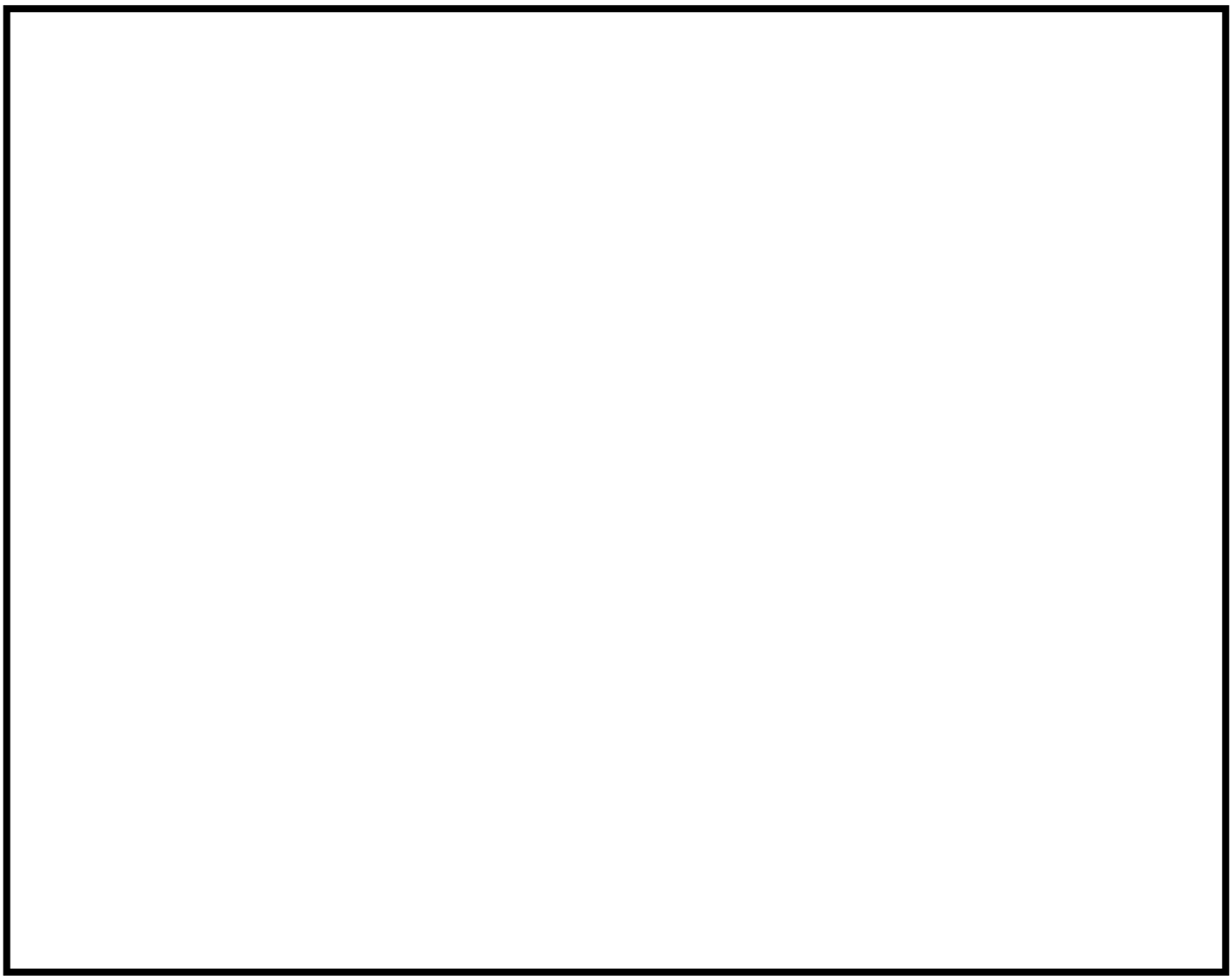


図 50-4-8　主配管鳥瞰図（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

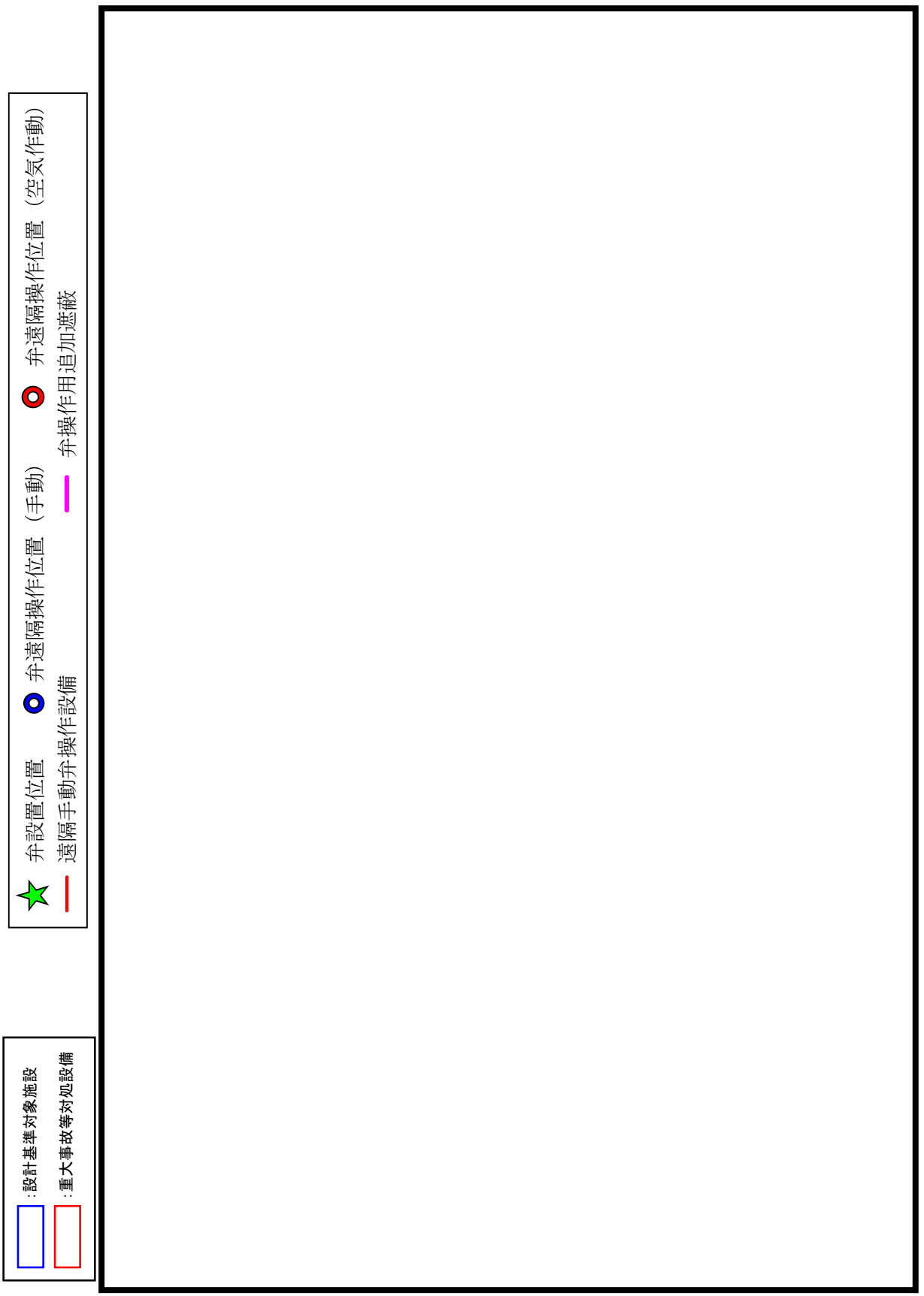


図 50-4-9　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（6 号炉）1/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

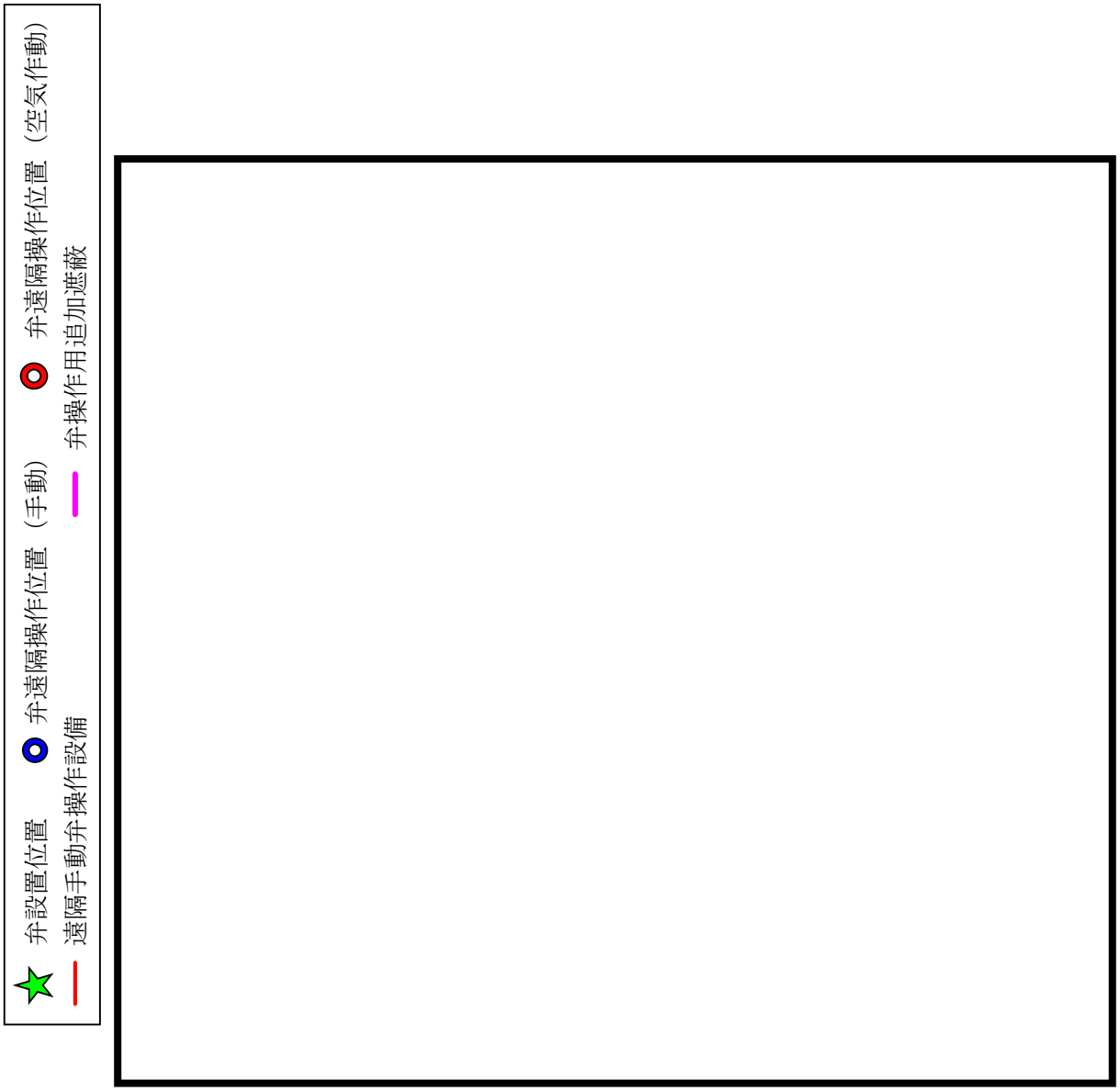


図 50-4-10　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（6 号炉）2/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-4-11　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（6 号炉）3/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

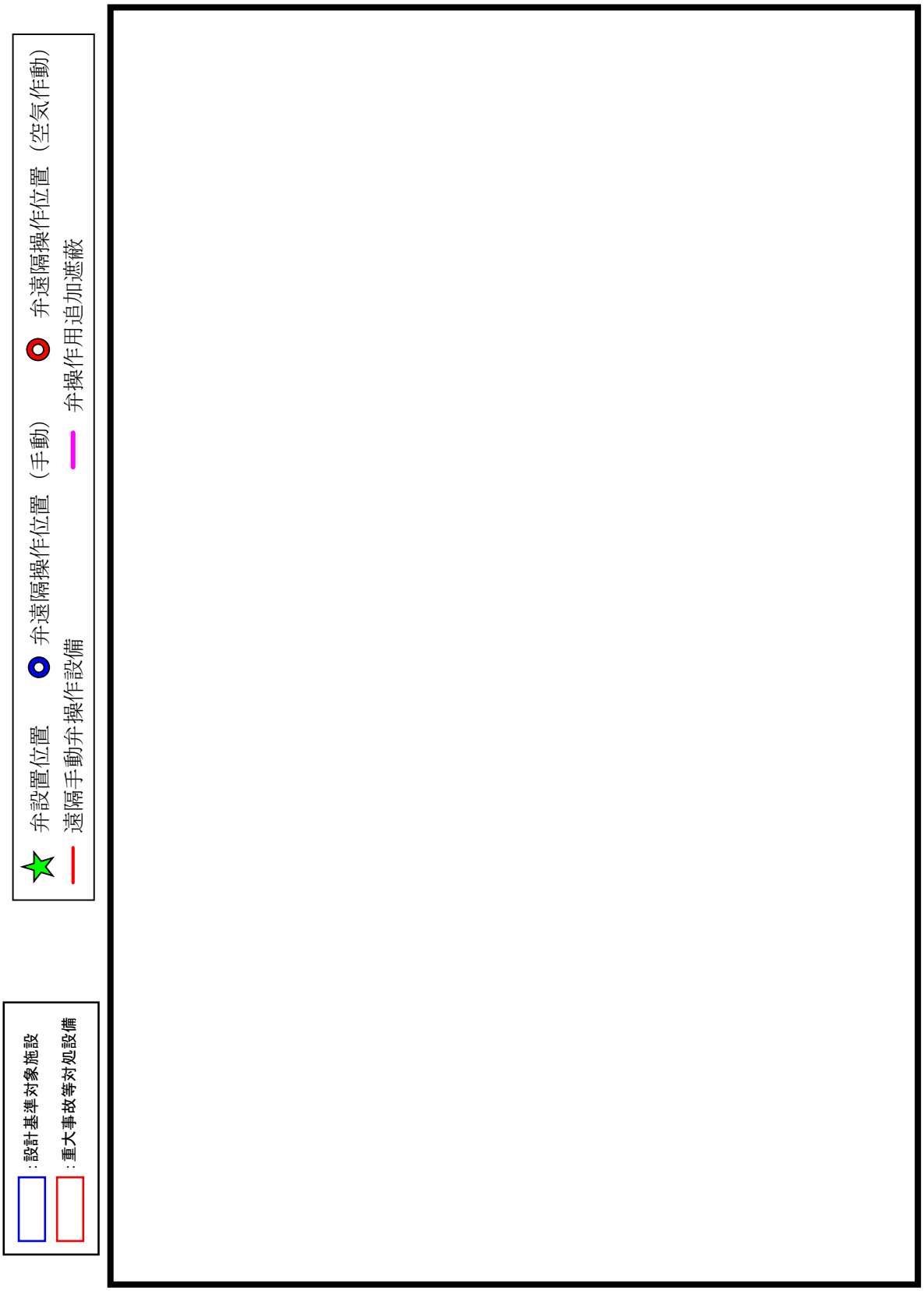


図 50-4-12　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（6 号炉）4/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

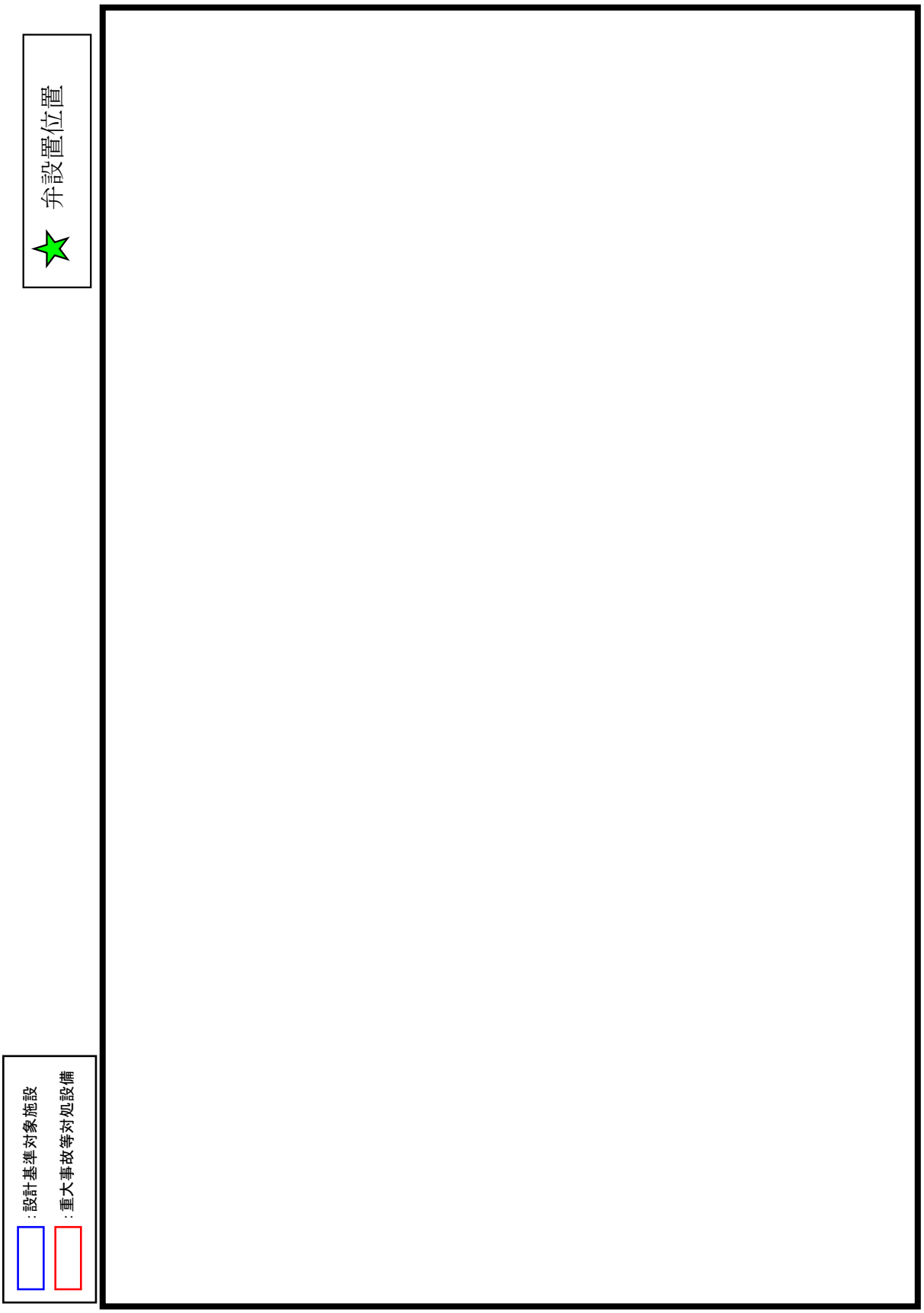


図 50-4-13　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（７号炉）1/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

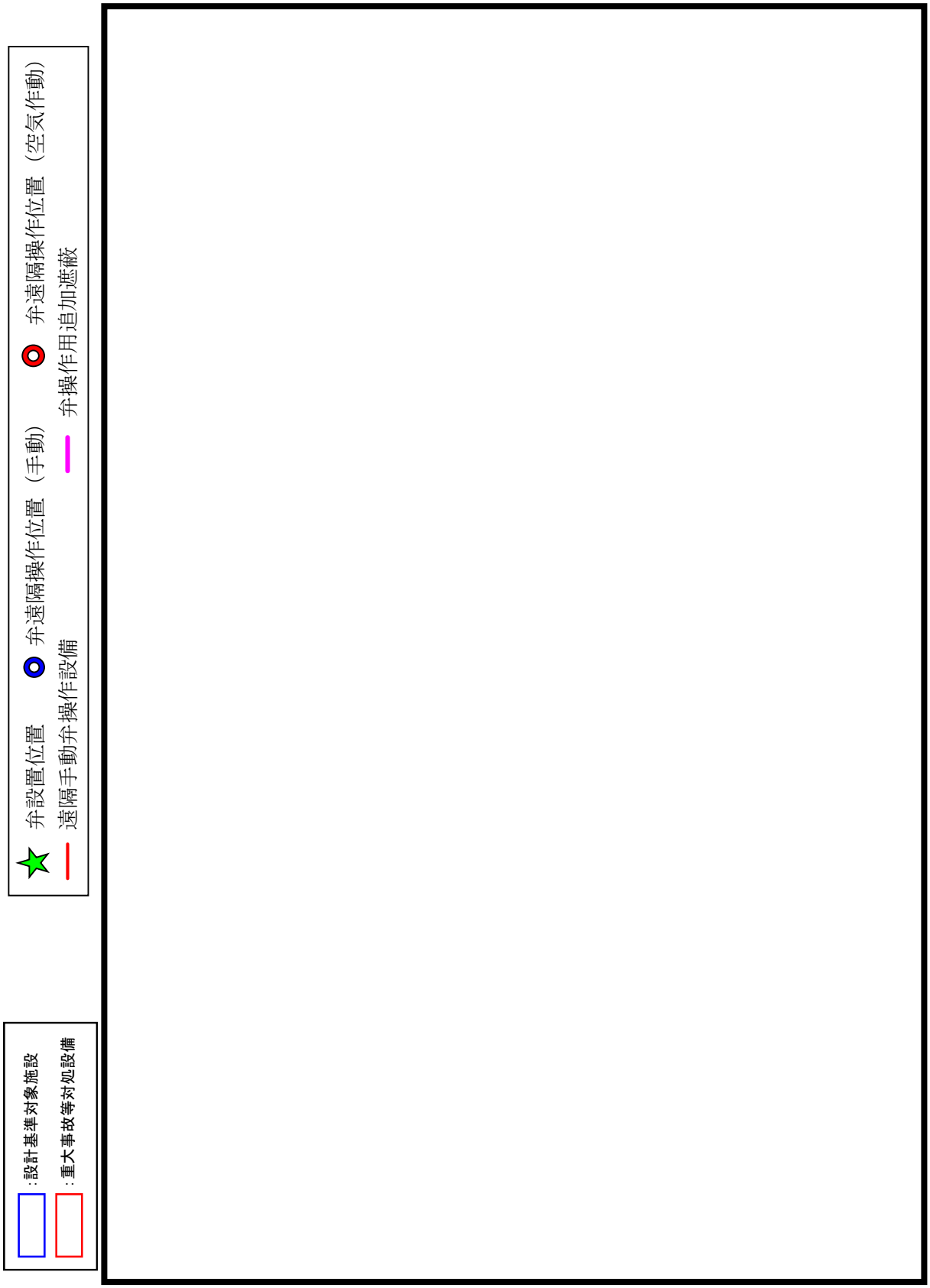


図 50-4-14　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（7 号炉）　2/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

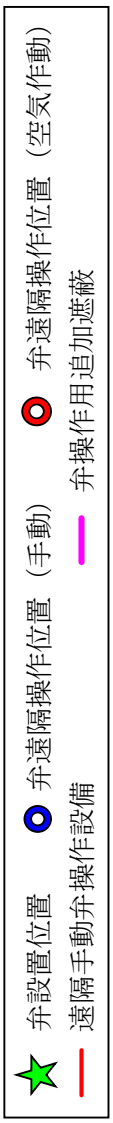


図 50-4-15　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（7 号炉）　3/4

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

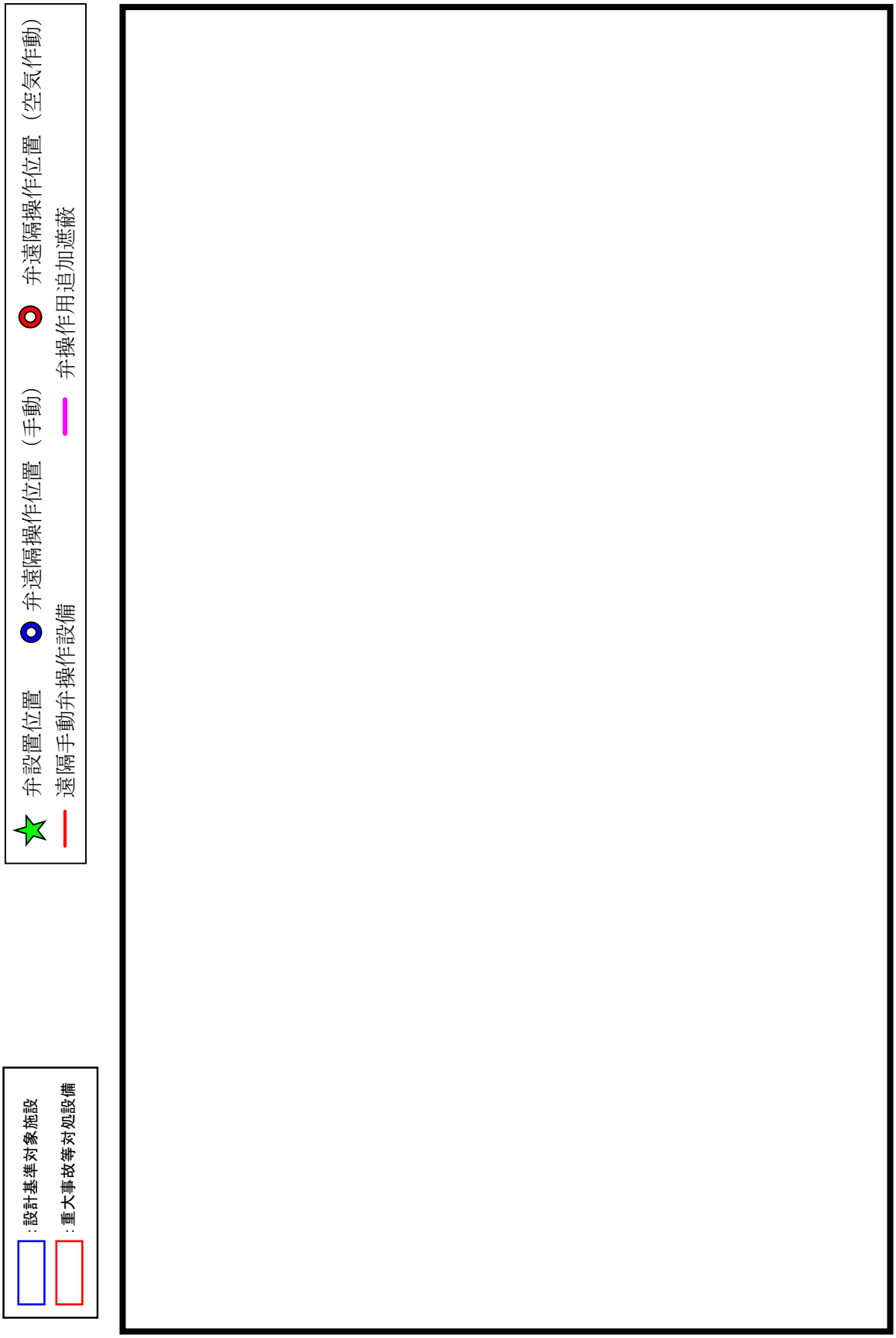


図 50-4-16　格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図（7 号炉）　4/4

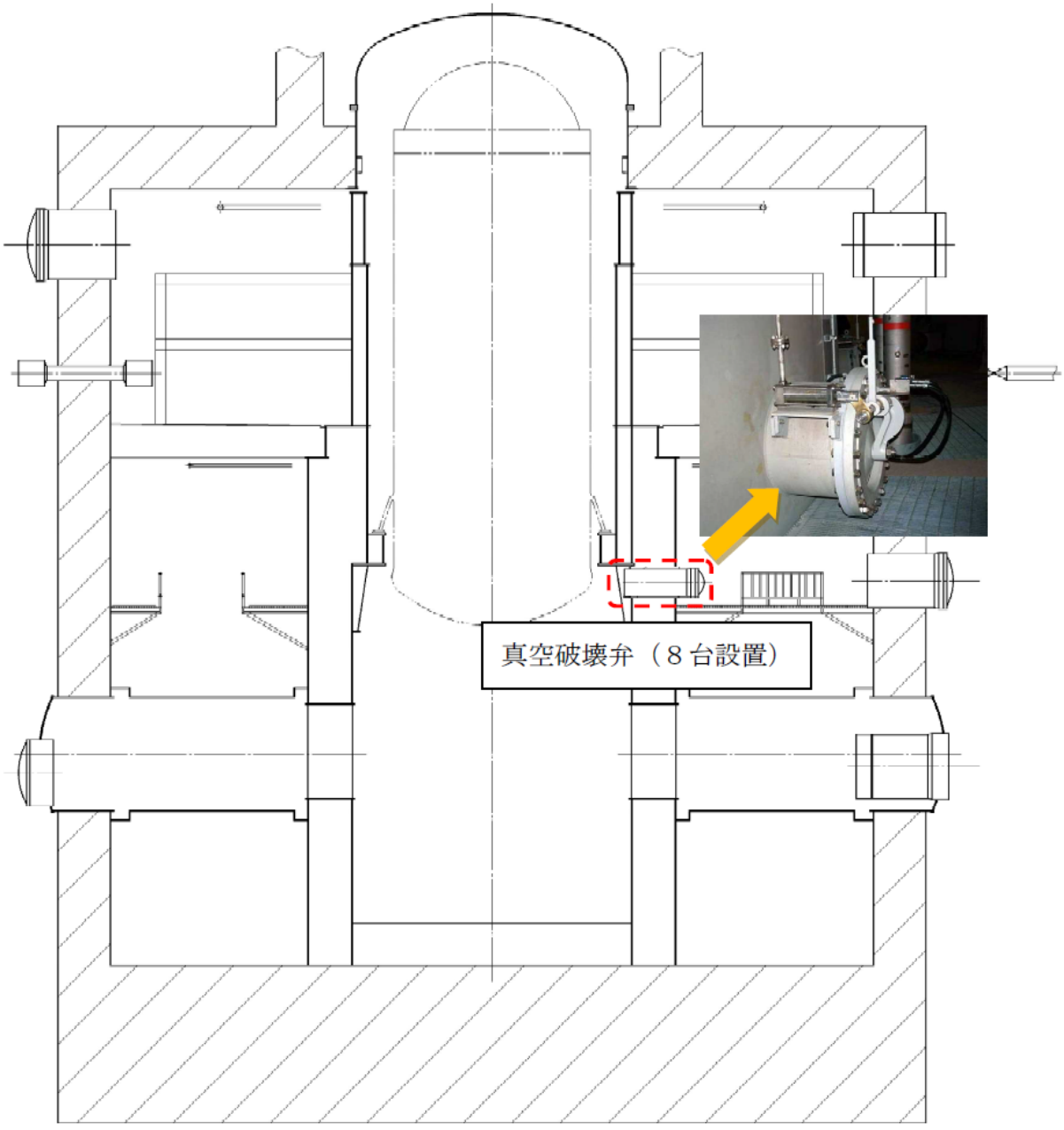


図 50-4-17　6/7 号炉　真空破壊弁　設置位置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

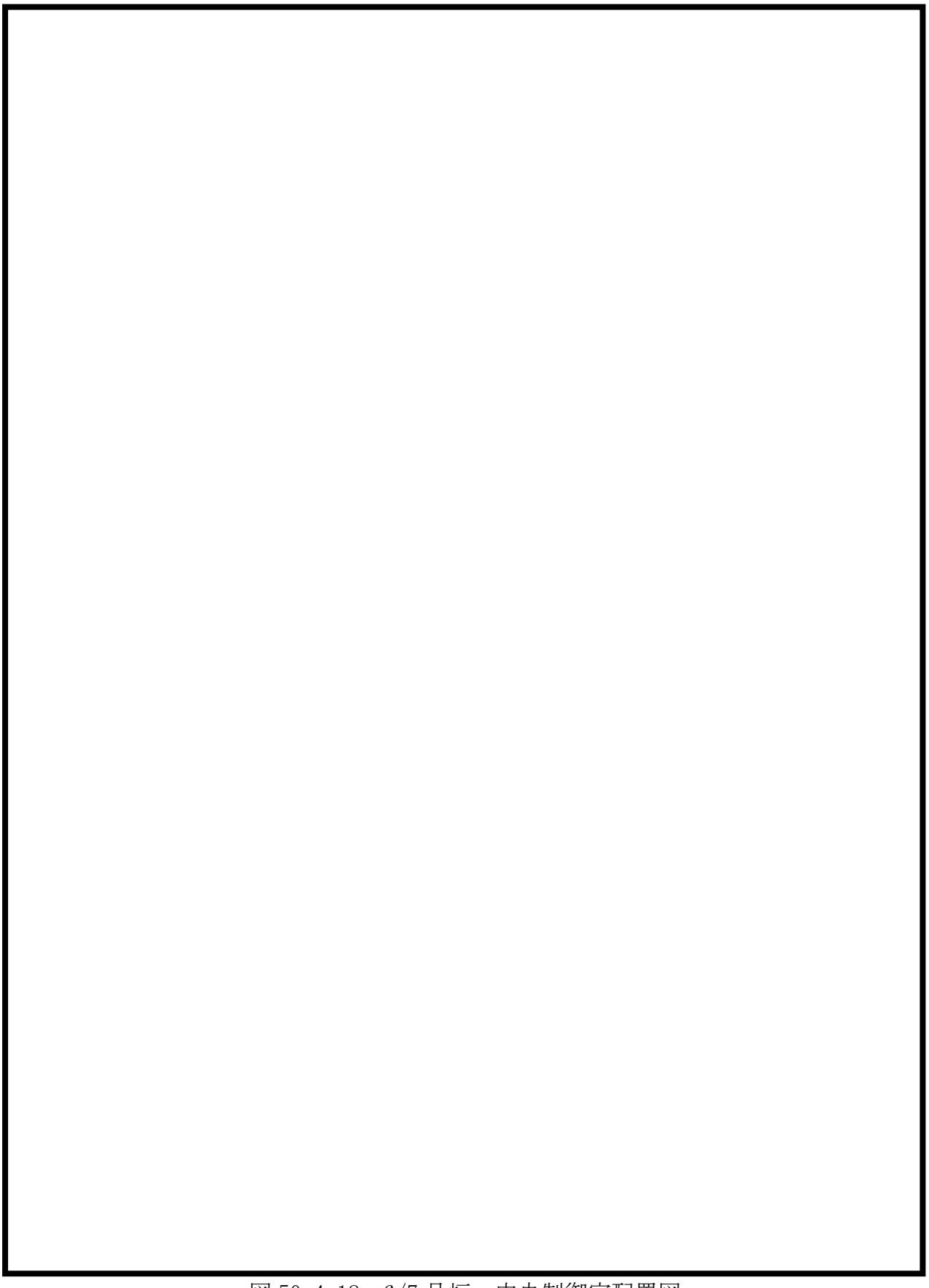


図 50-4-18　6/7 号炉　中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

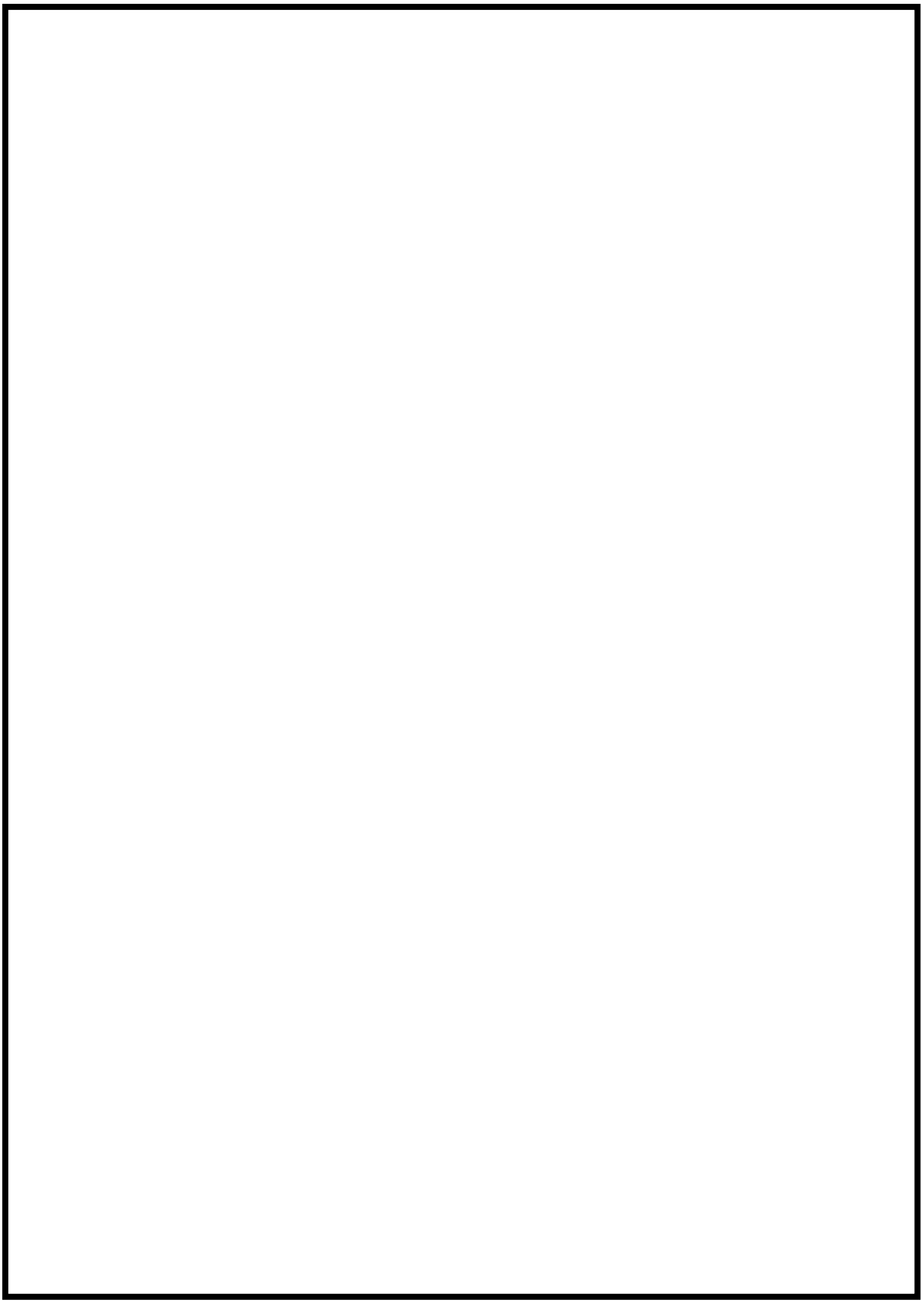


図 50-4-19　6/7 号炉　中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

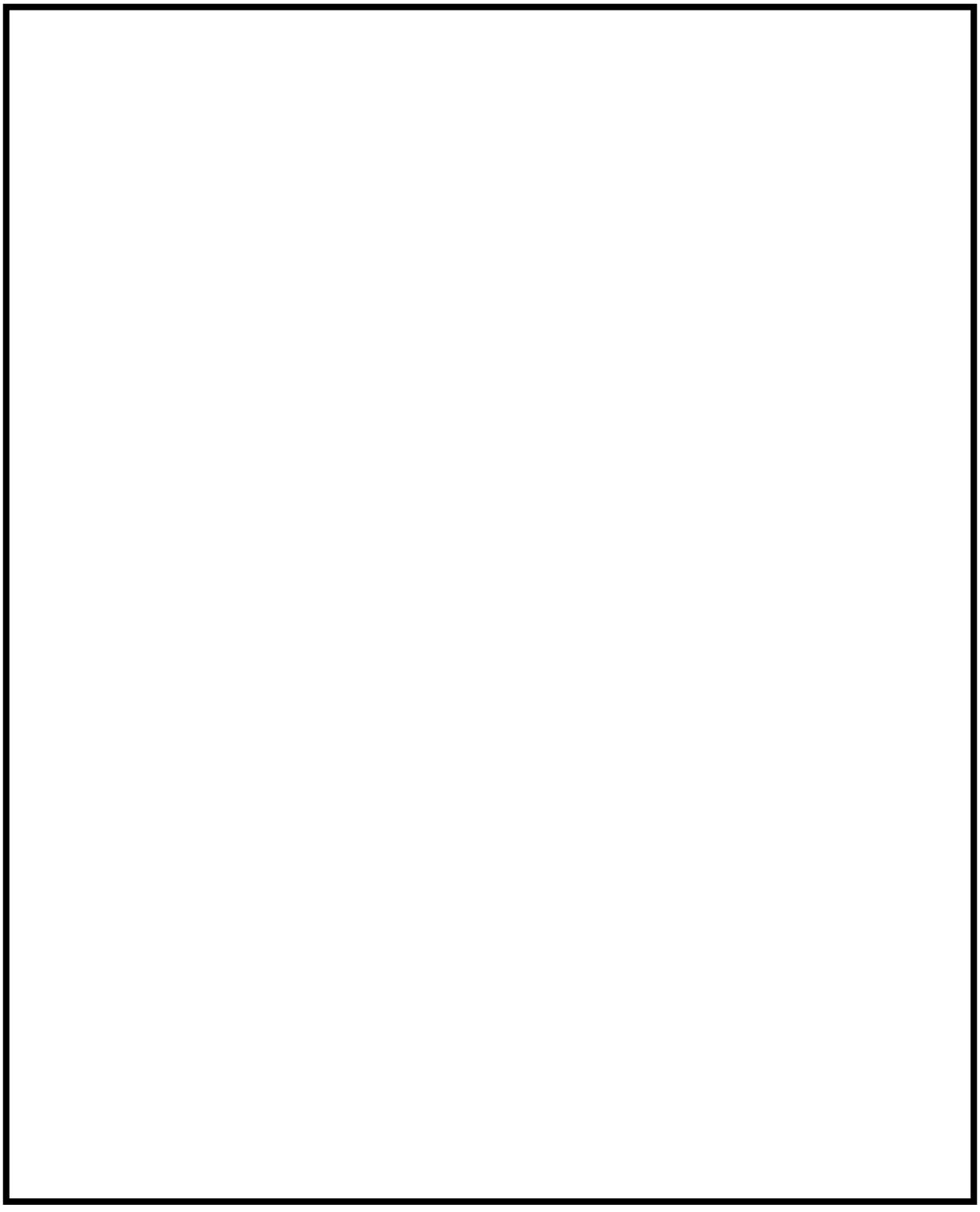


図 50-4-20　機器配置図(6 号炉原子炉建屋地下 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

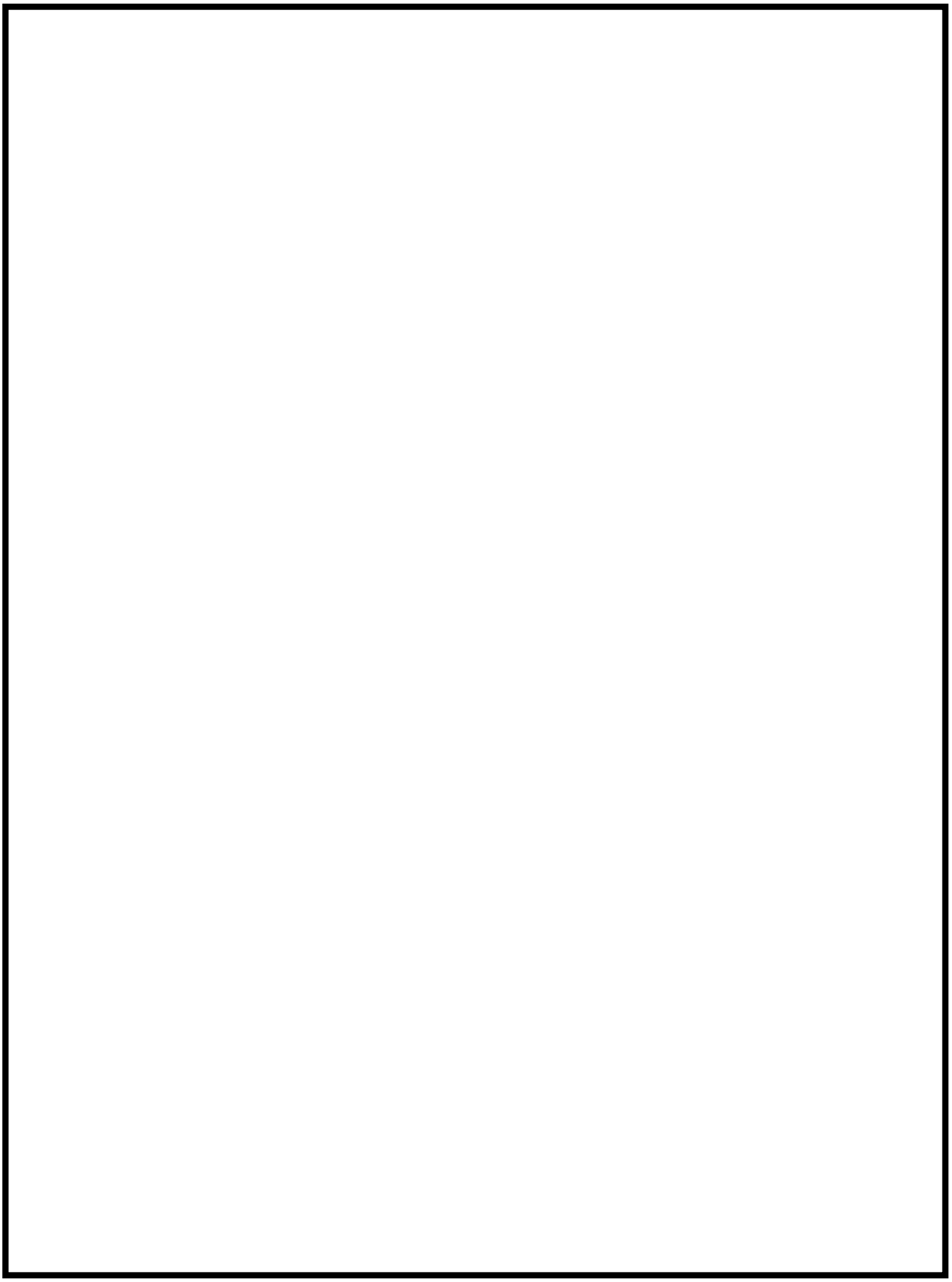


図 50-4-21　機器配置図(7 号炉原子炉建屋地下 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

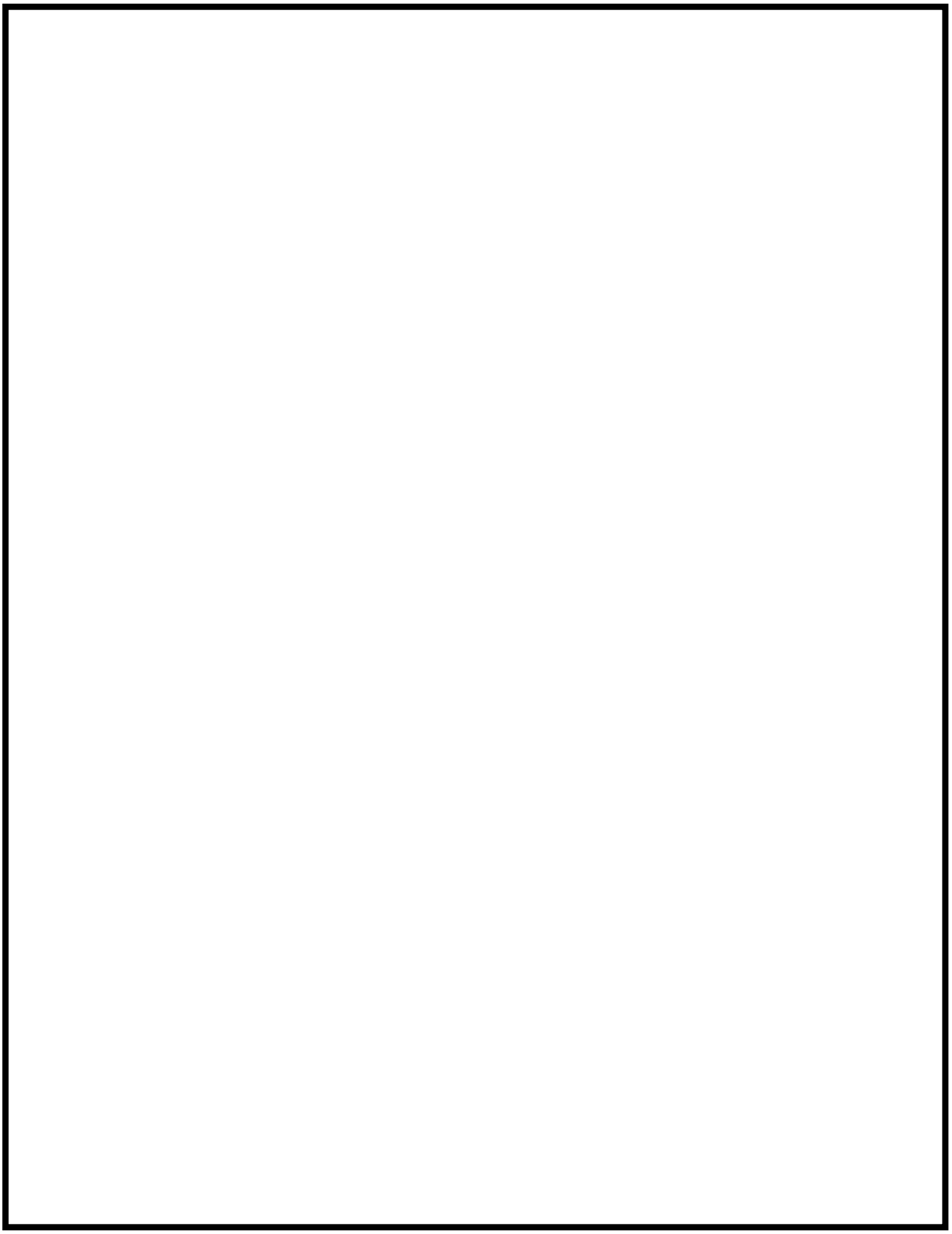


図 50-4-22　機器配置図(6 号炉原子炉建屋地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

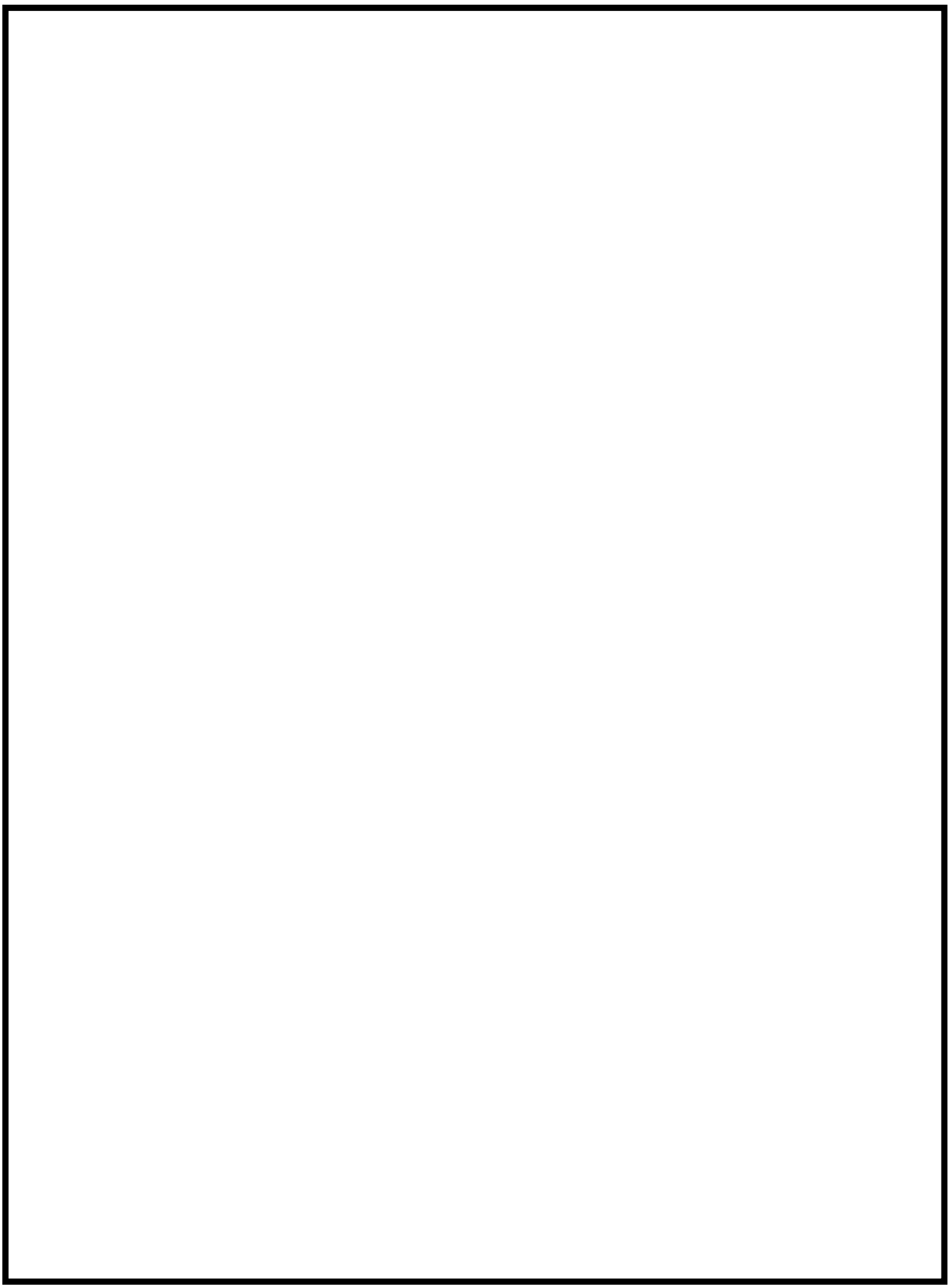


図 50-4-23　機器配置図(7 号炉原子炉建屋地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

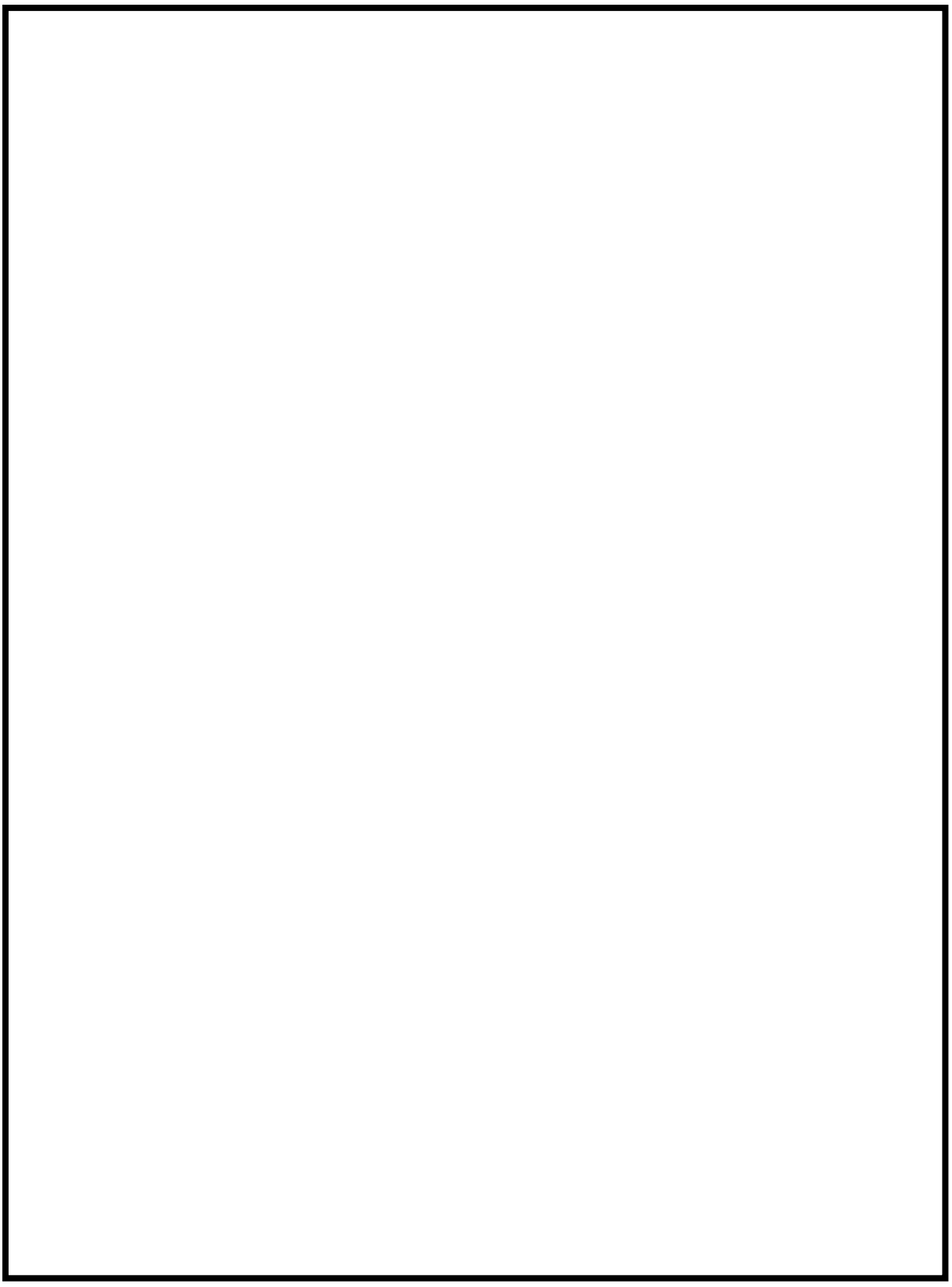


図 50-4-24　機器配置図(6 号炉原子炉建屋地下 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-4-25　機器配置図(6 号炉原子炉建屋地上 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

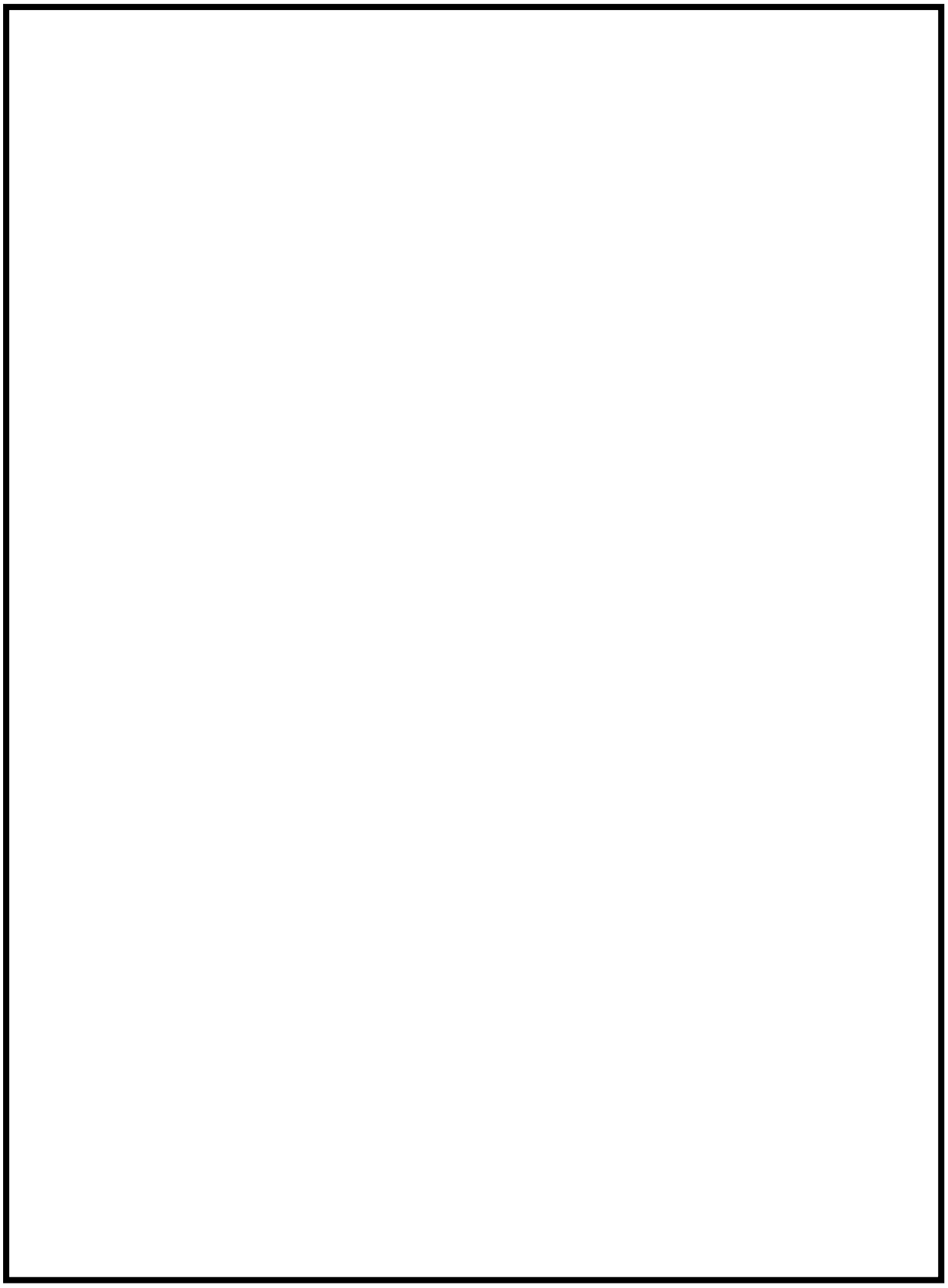


図 50-4-26　機器配置図(7 号炉原子炉建屋地上 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

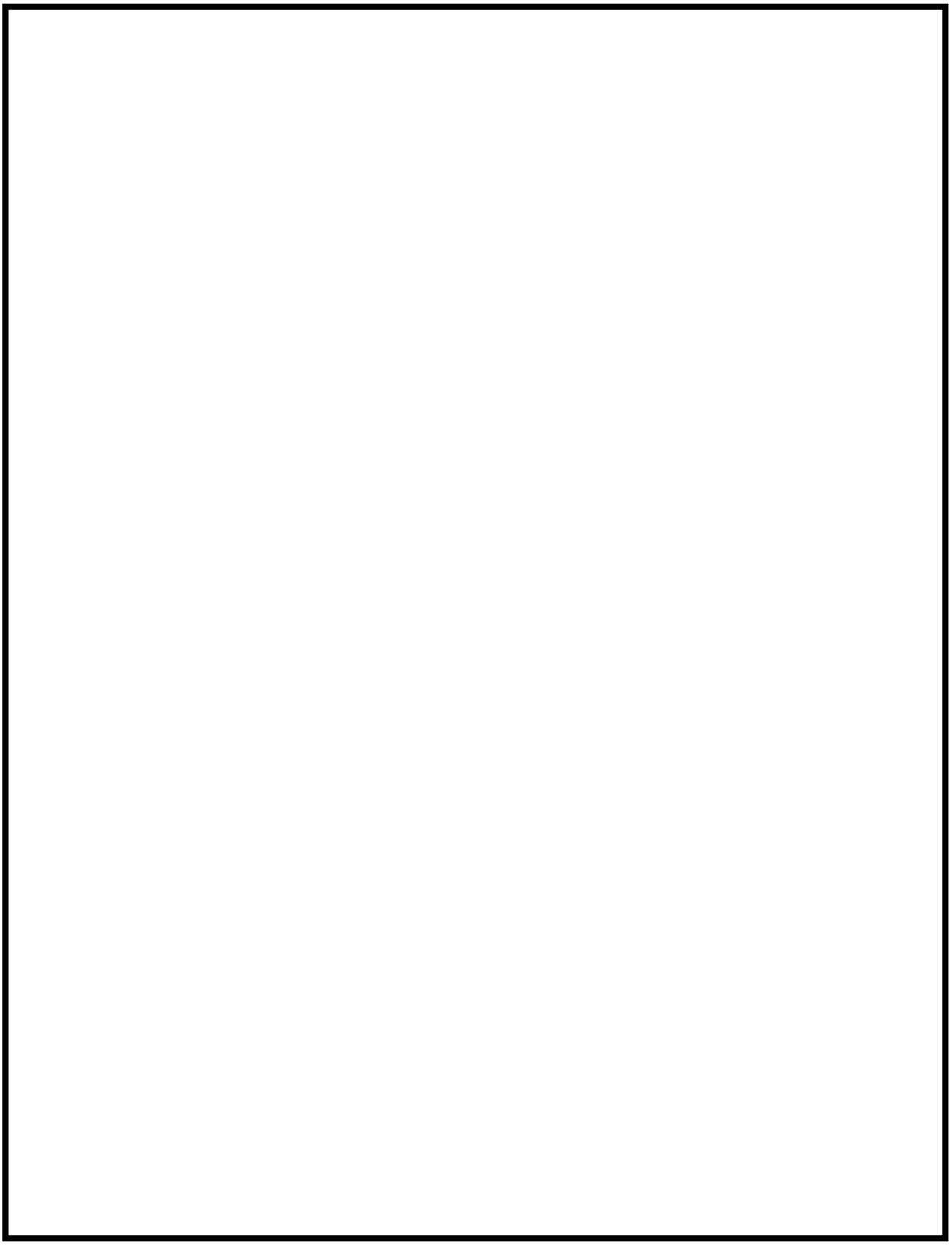


図 50-4-27　機器配置図(6 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

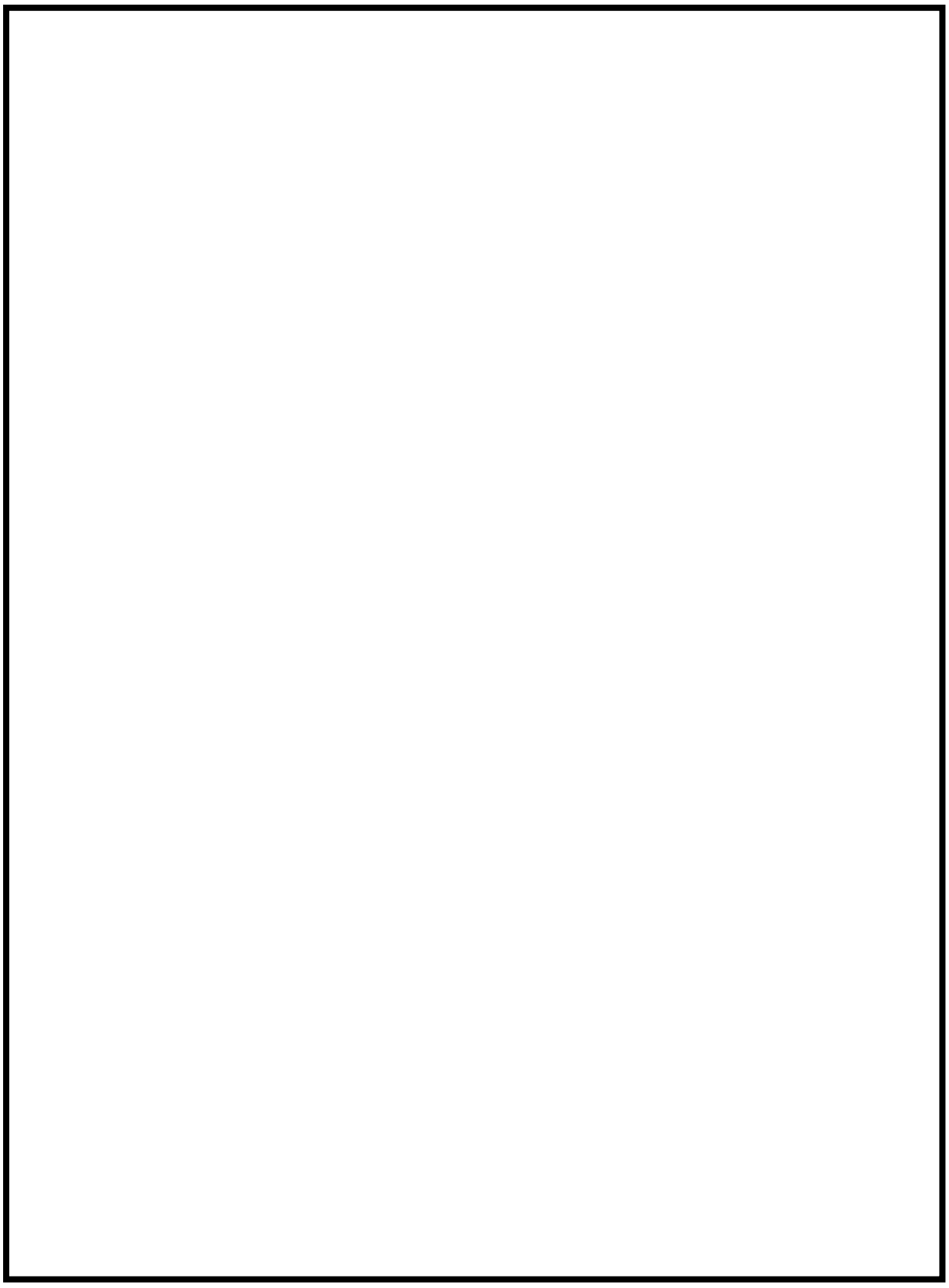


図 50-4-28　機器配置図(7 号炉原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

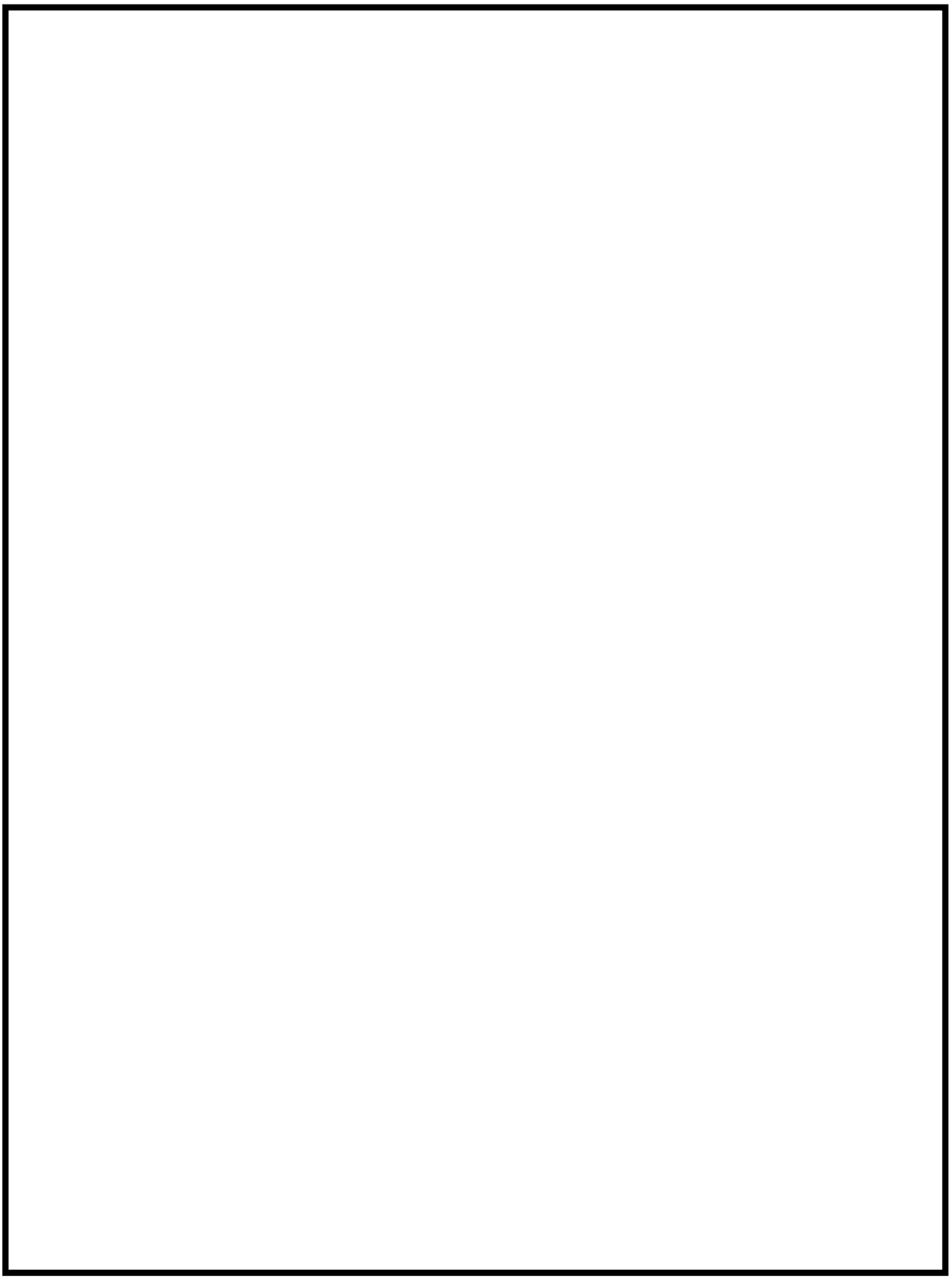


図 50-4-29　機器配置図（6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

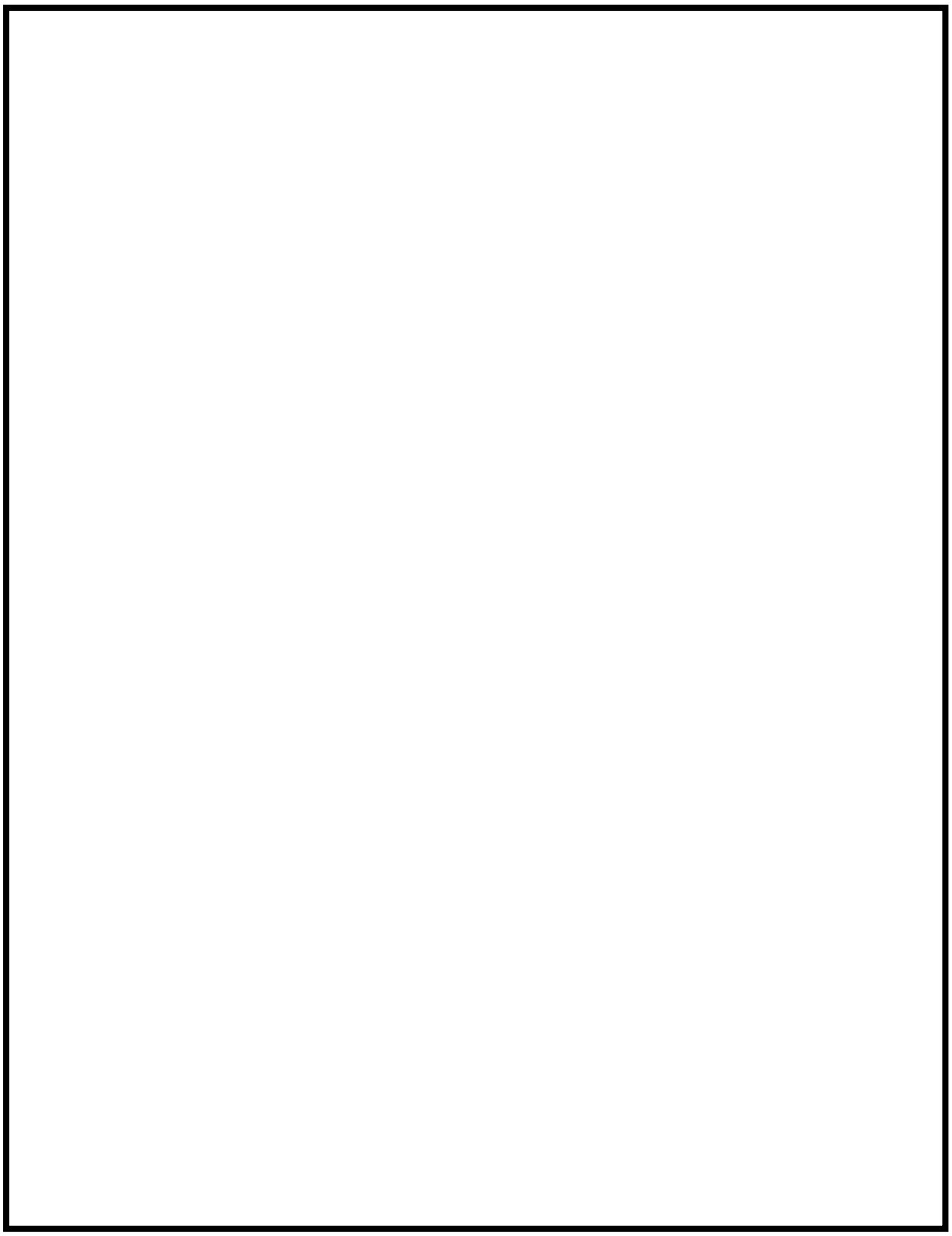


図 50-4-30　機器配置図(6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

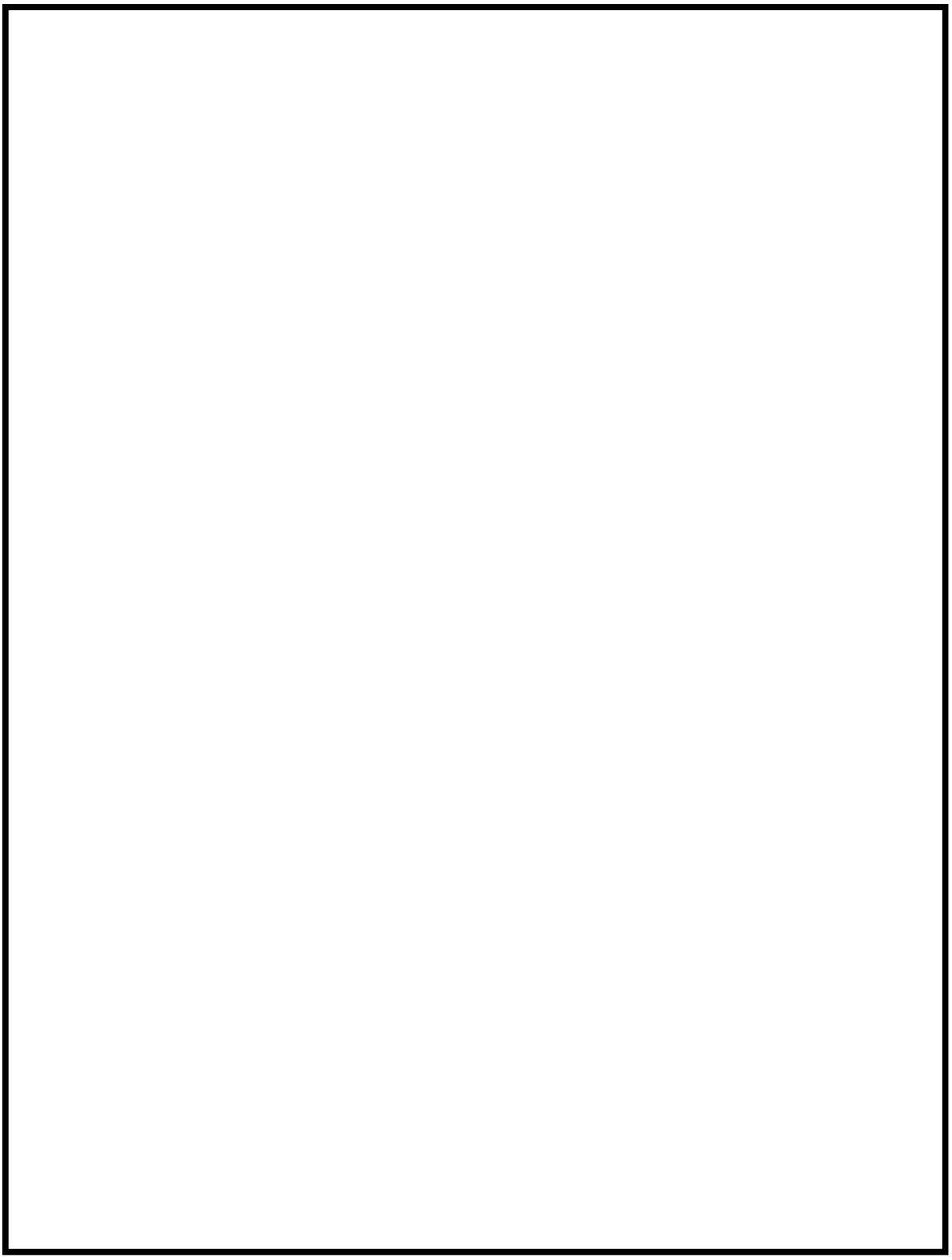


図 50-4-31　機器配置図（6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

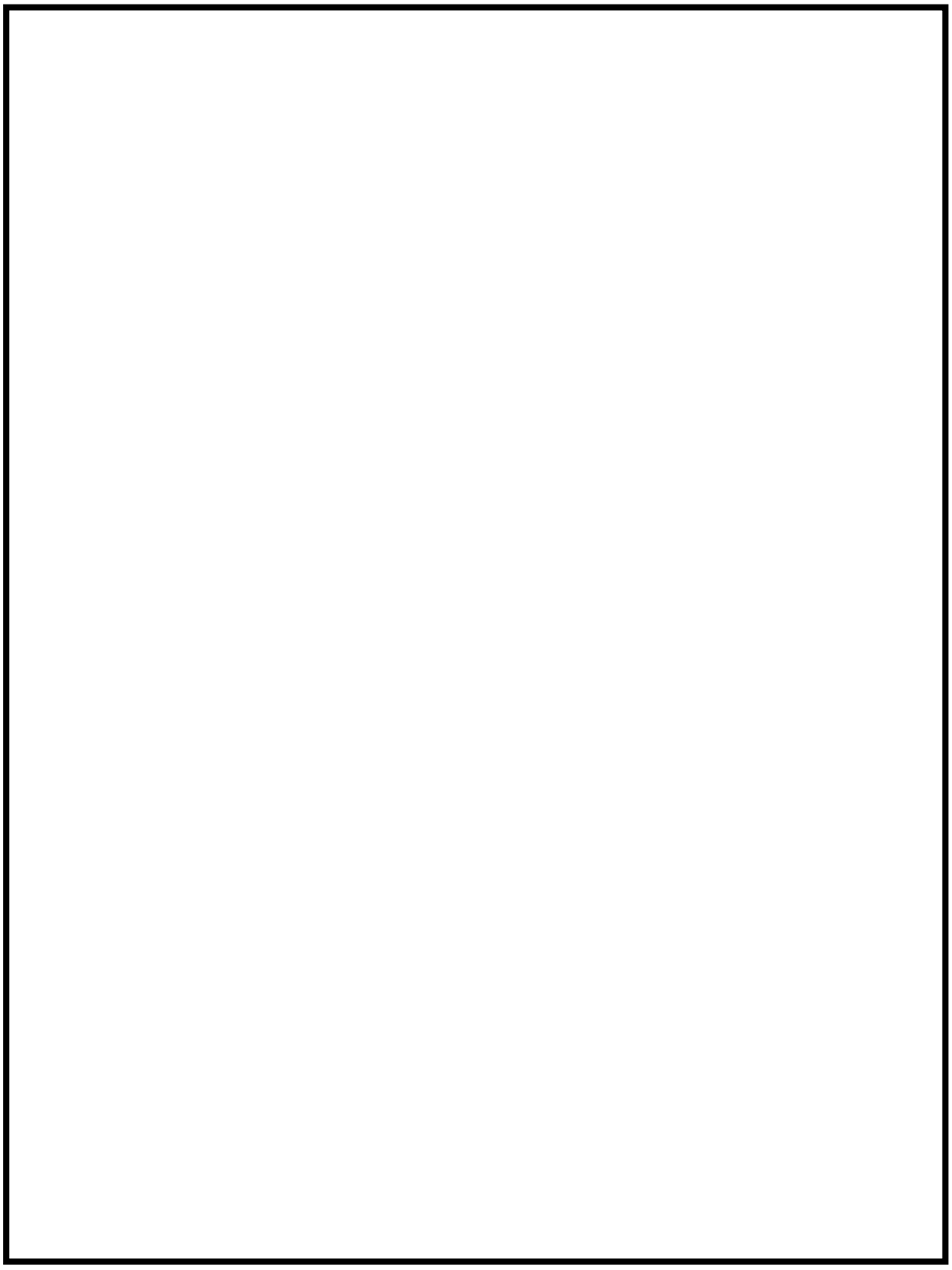


図 50-4-32　機器配置図（6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

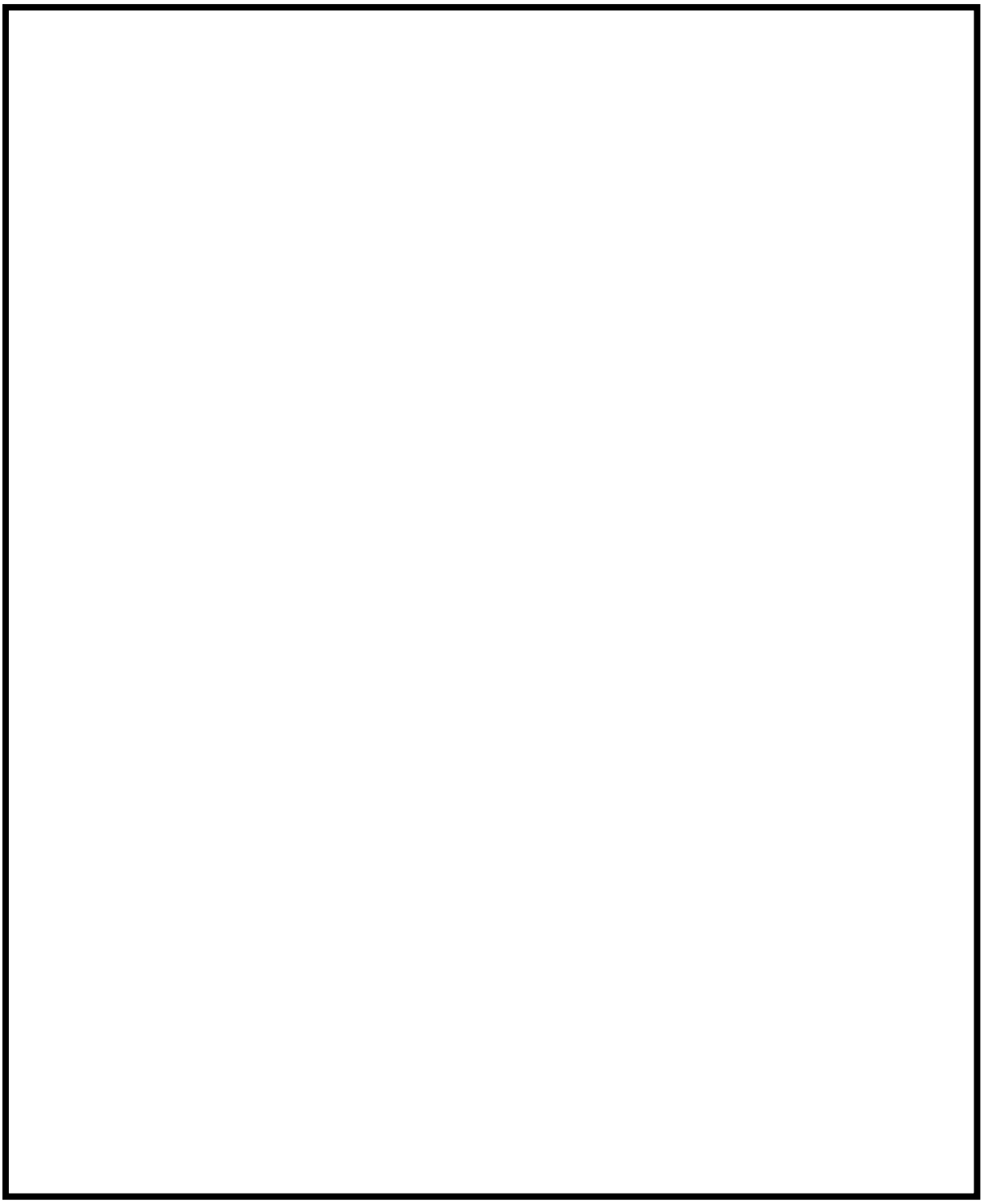


図 50-4-33　機器配置図（6 号炉タービン建屋地下中 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

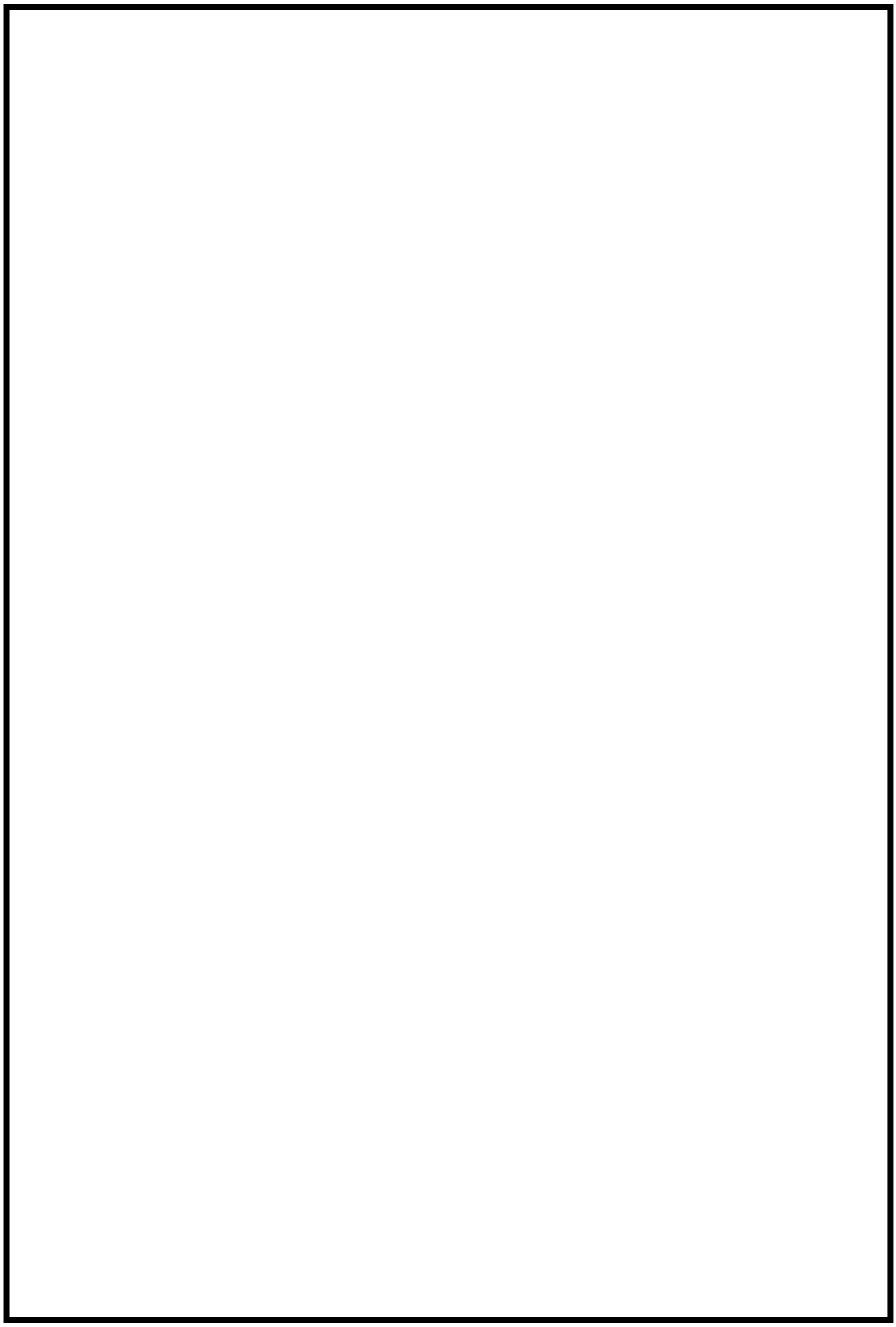


図 50-4-34　代替原子炉補機冷却系　接続口配置図（6/7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-4-35　機器配置図(6 号炉原子炉建屋地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

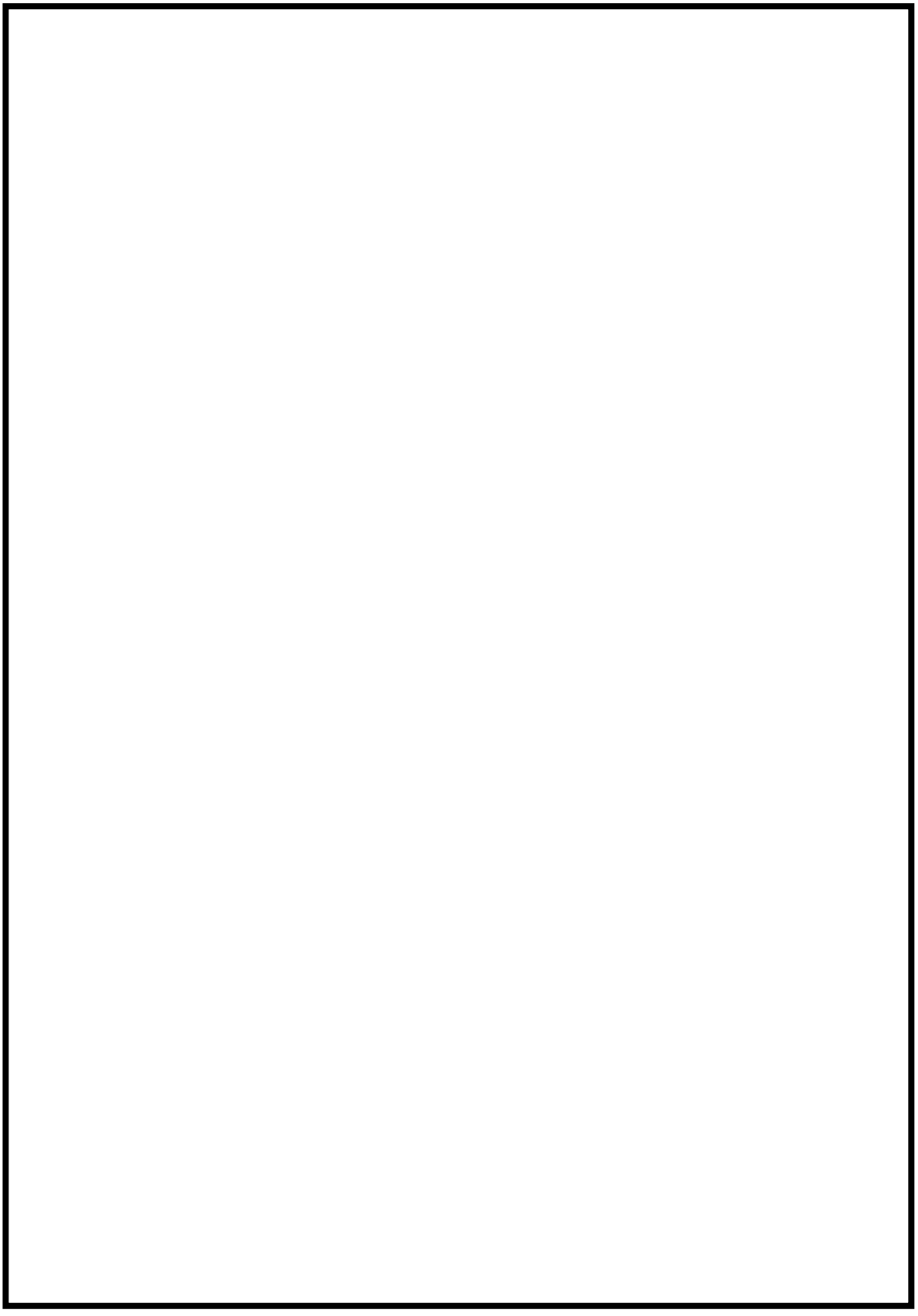


図 50-4-36　機器配置図（6 号炉タービン建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

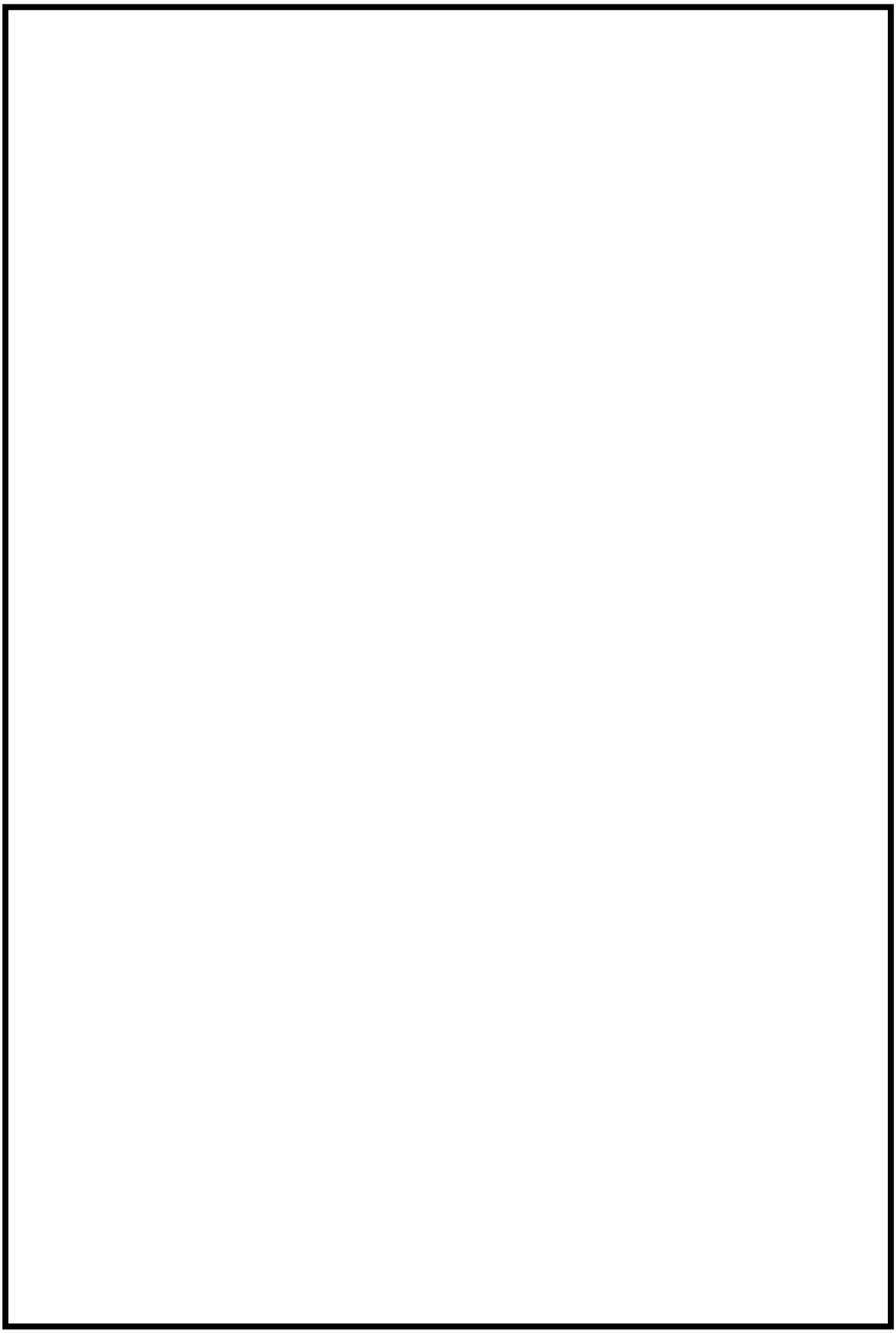


図 50-4-37　機器配置図（6 号炉タービン建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

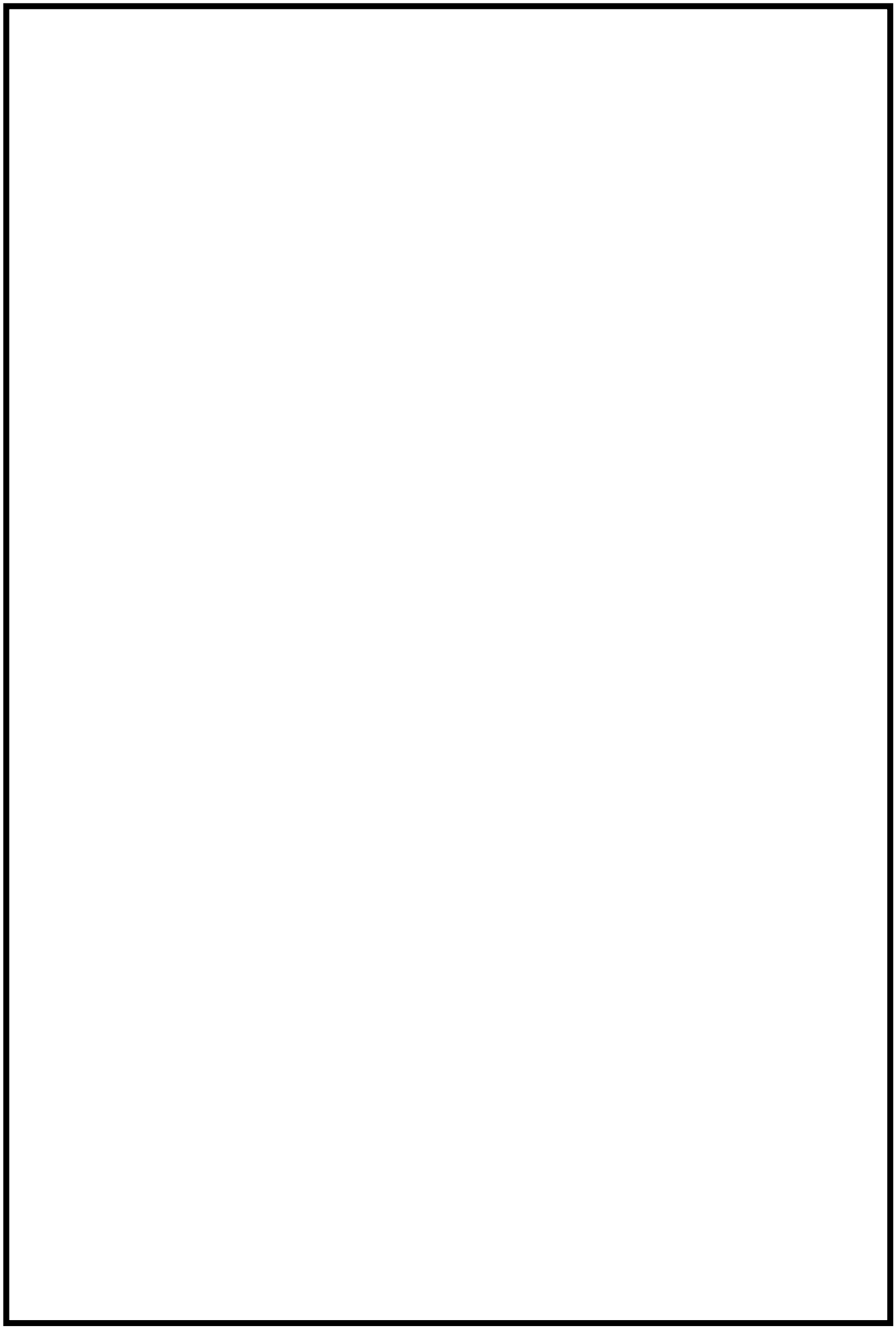


図 50-4-38　機器配置図(7 号炉原子炉建屋地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

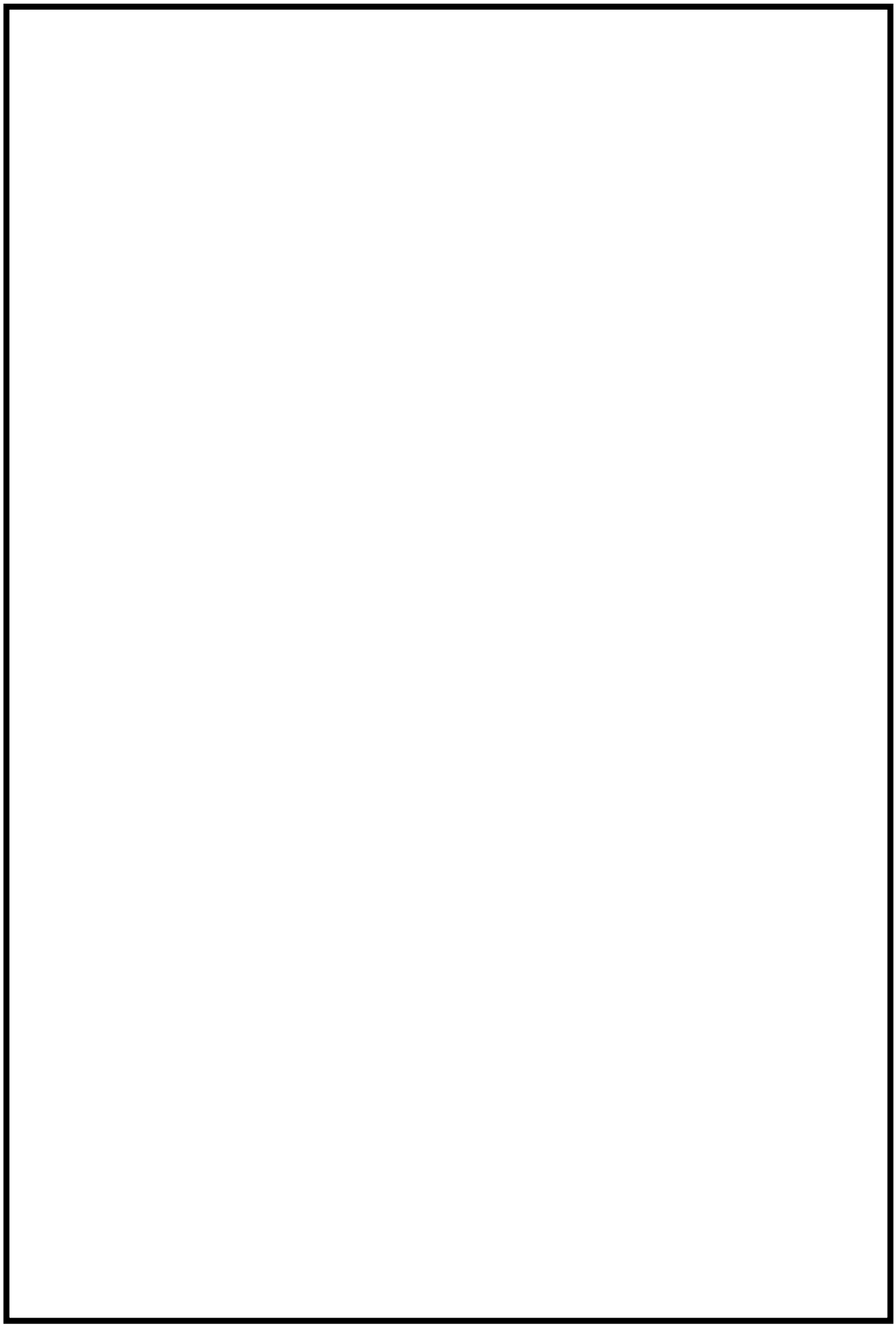


図 50-4-39　機器配置図（7 号炉タービン建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

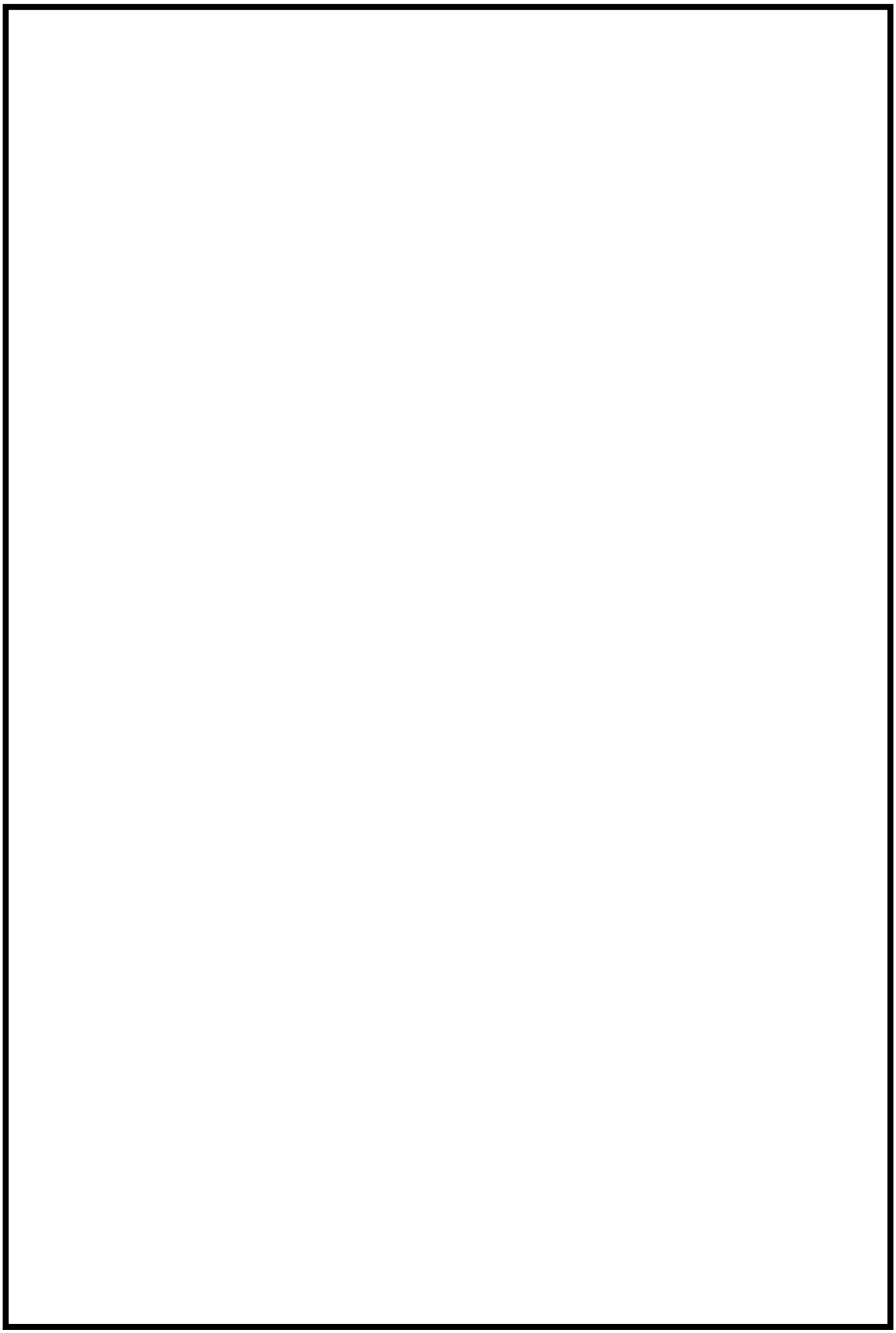


図 50-4-40　機器配置図（7 号炉タービン建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

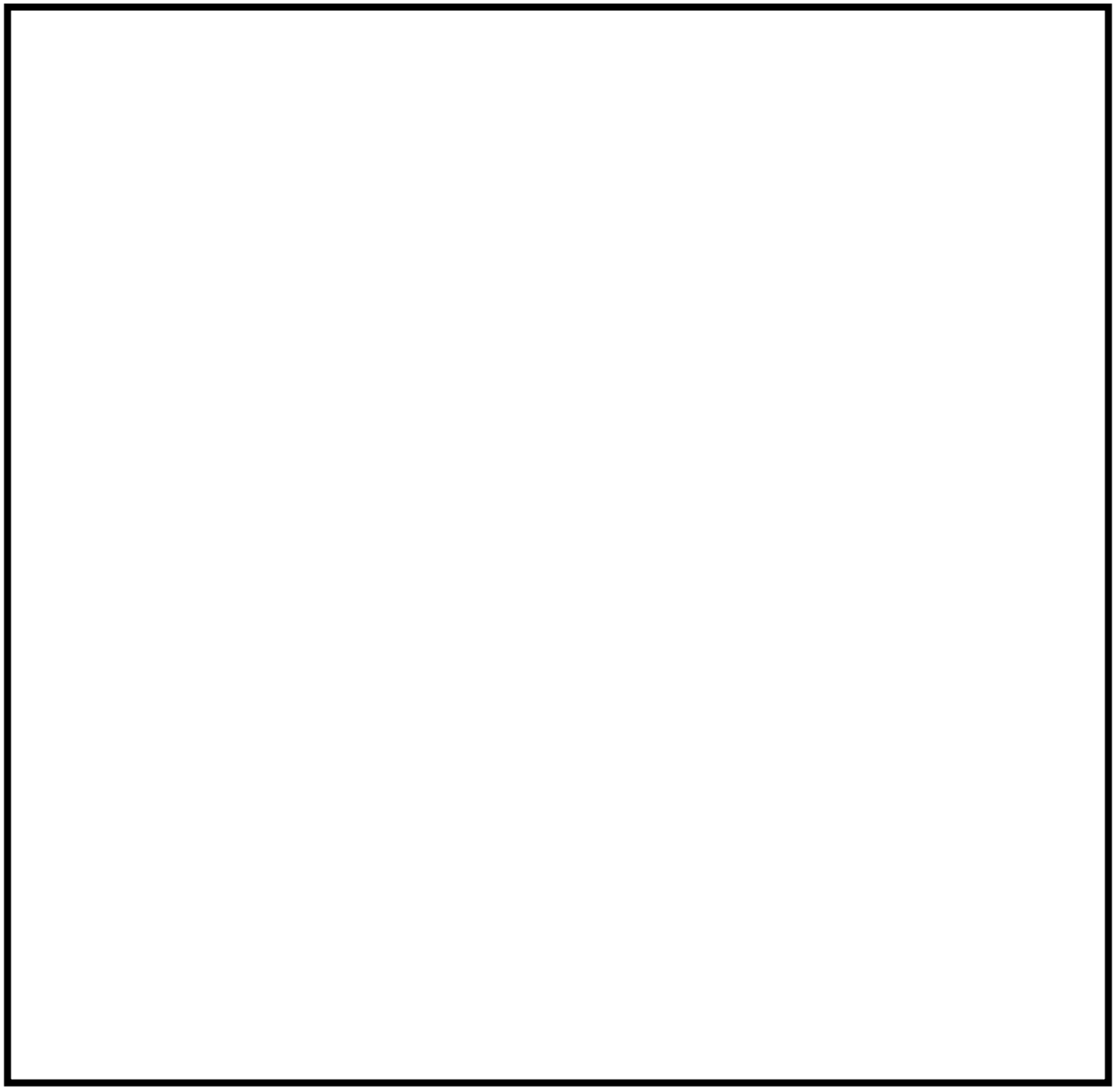


図 50-4-41　機器配置図（6/7 号炉コントロール建屋地下 2 階）

50-5
系統図

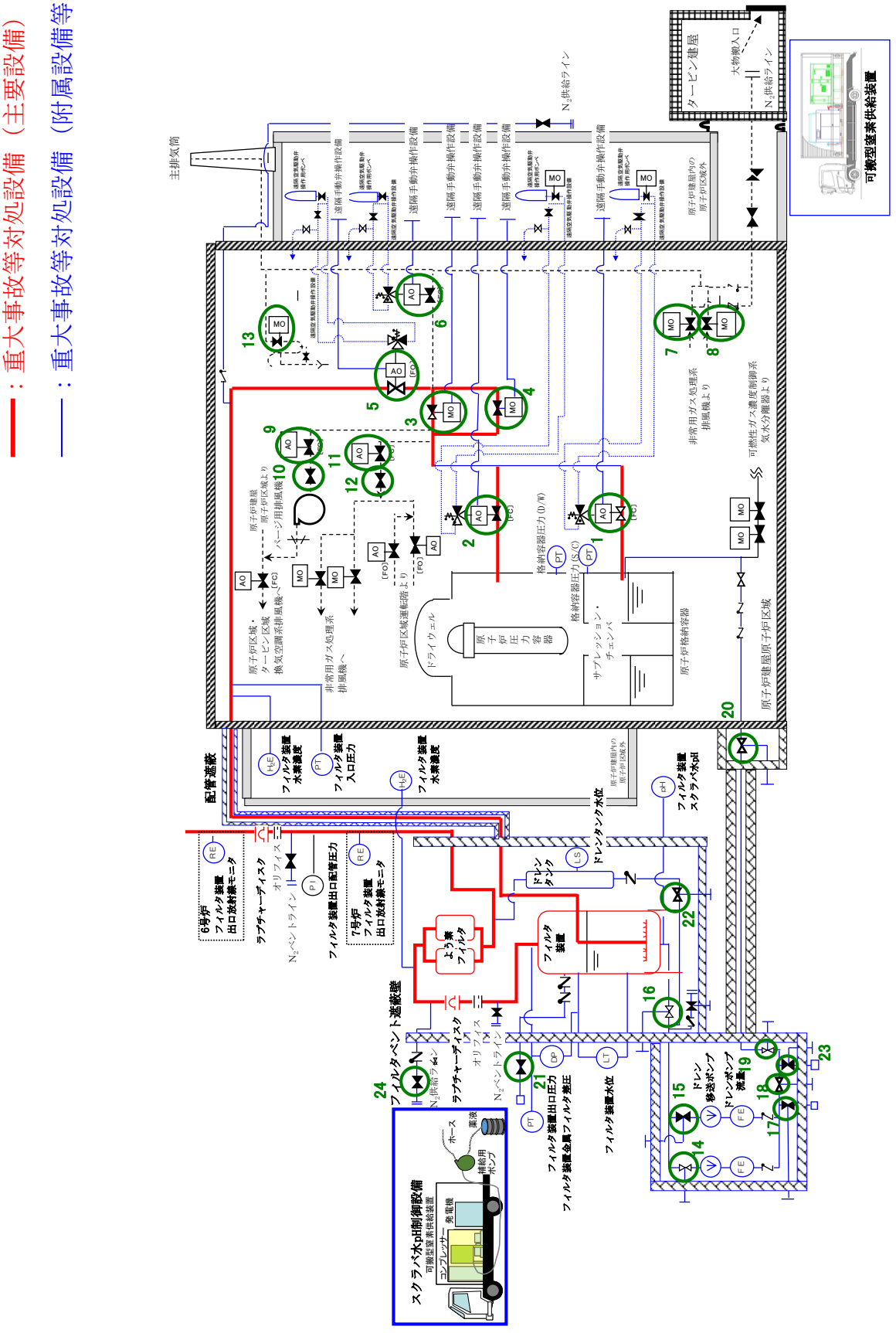


図 50-5-1　格納容器圧力逃がし装置　概略構成図

表 50-5-1　弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
2	一次隔離弁（ドライウェル側）
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A
15	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B
16	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁
17	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁
18	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
19	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
20	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
21	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁
22	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁
23	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン N_2 パージ用元弁
24	FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N_2 パージ用元弁

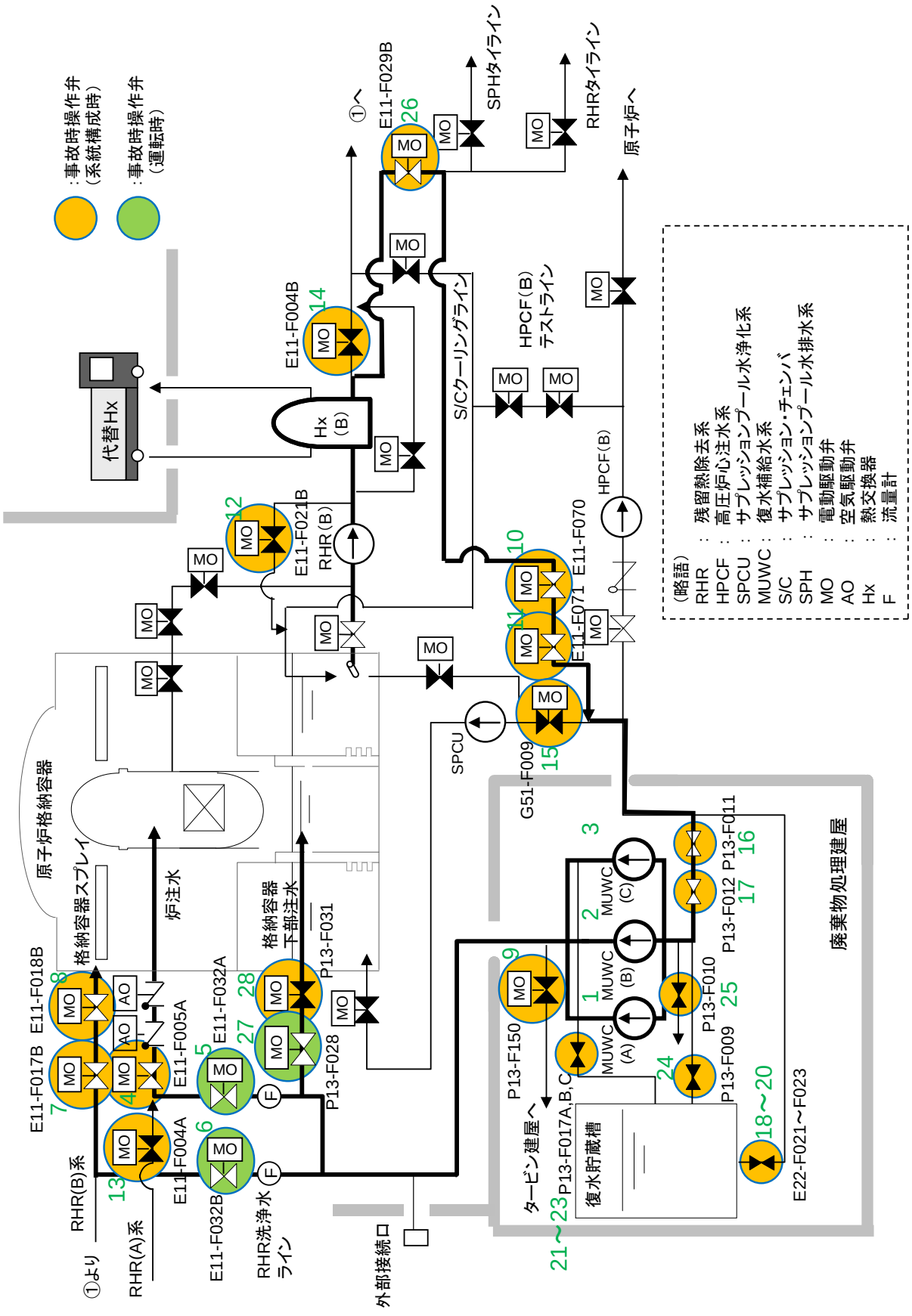


図 50-5-2　代替循環冷却系　系統概要図（6 号炉）

表 50-5-2　代替循環冷却系　機器リスト（6 号炉）

No	機器名称
1	復水移送ポンプ(A)
2	復水移送ポンプ(B)
3	復水移送ポンプ(C)
4	残留熱除去系注入弁(A)
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)
7	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
8	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
9	タービン建屋負荷遮断弁
10	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
11	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
12	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
13	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
14	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
15	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
16	復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁
17	復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁
18	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
19	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
20	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁
21	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁
22	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁
23	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁
24	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
25	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
26	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)
27	ペデスタル注水用復水流量調節弁
28	ペデスタル注水用復水隔離弁

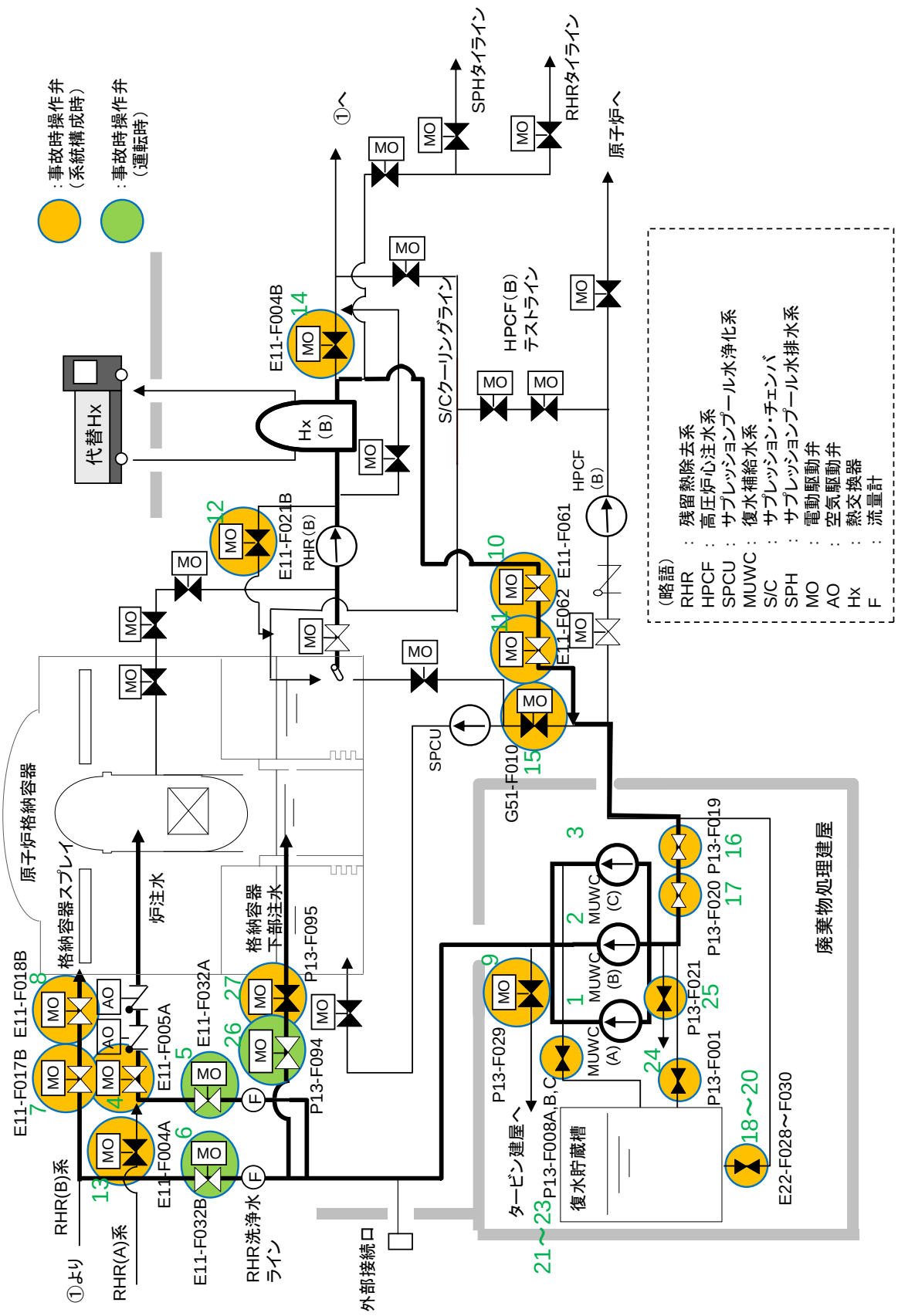


図 50-5-3　代替循環冷却系　系統概要図（7 号炉）

表 50-5-3　代替循環冷却系　機器リスト（7 号炉）

No	機器名称
1	復水移送ポンプ(A)
2	復水移送ポンプ(B)
3	復水移送ポンプ(C)
4	残留熱除去系注入弁(A)
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)
7	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
8	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
9	タービン建屋負荷遮断弁
10	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
11	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
12	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
13	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
14	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
15	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
16	復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁
17	復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁
18	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
19	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
20	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁
21	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁
22	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁
23	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁
24	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
25	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
26	下部ドライウェル注水流量調節弁
27	下部ドライウェル注水ライン隔離弁

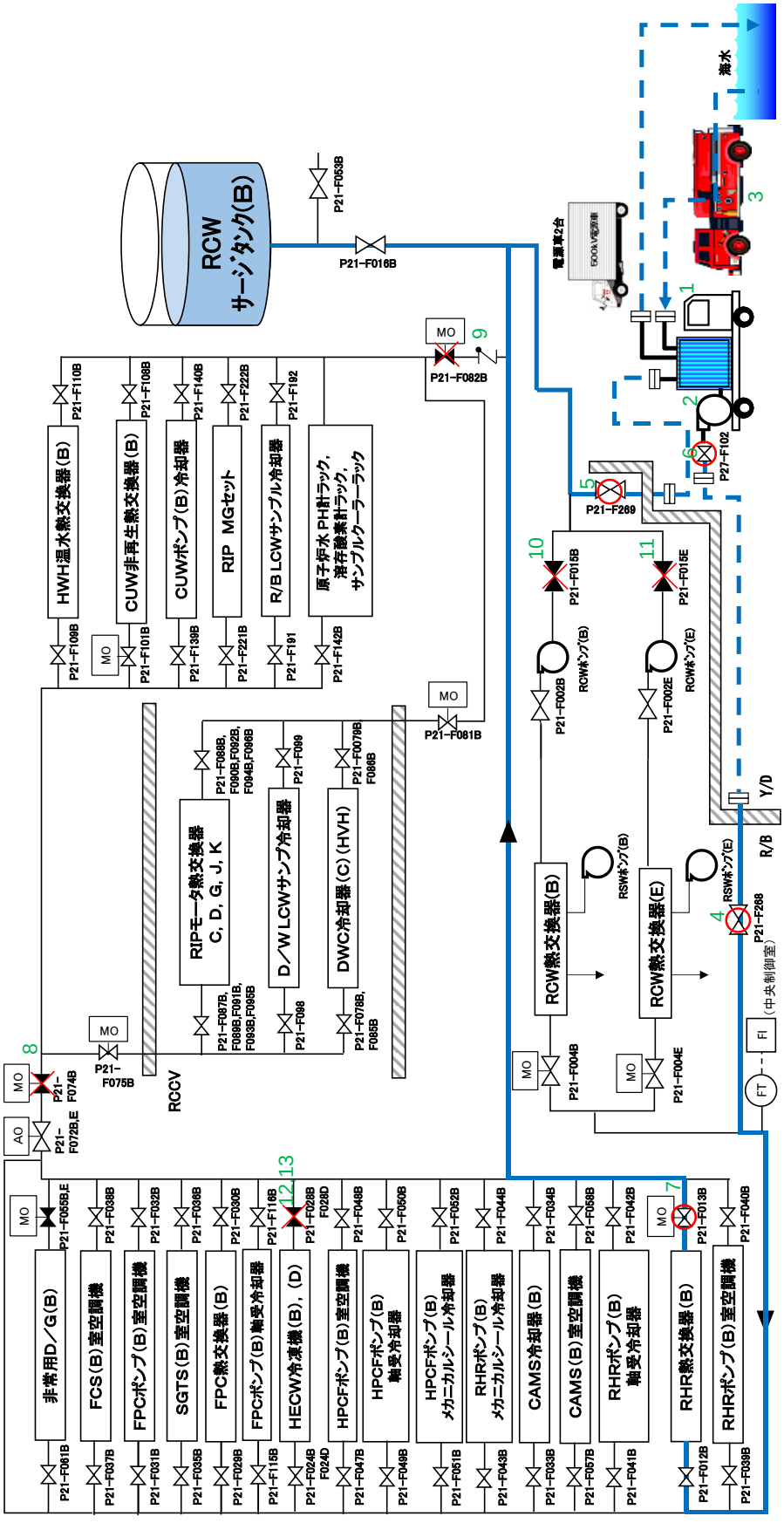


図 50-5-4　代替原子炉補機冷却系　系統概要図（6 号炉）

表 50-5-4　代替原子炉補機冷却系　機器リスト（6 号炉）

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車（熱交換器ユニット用）
4	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁
13	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁

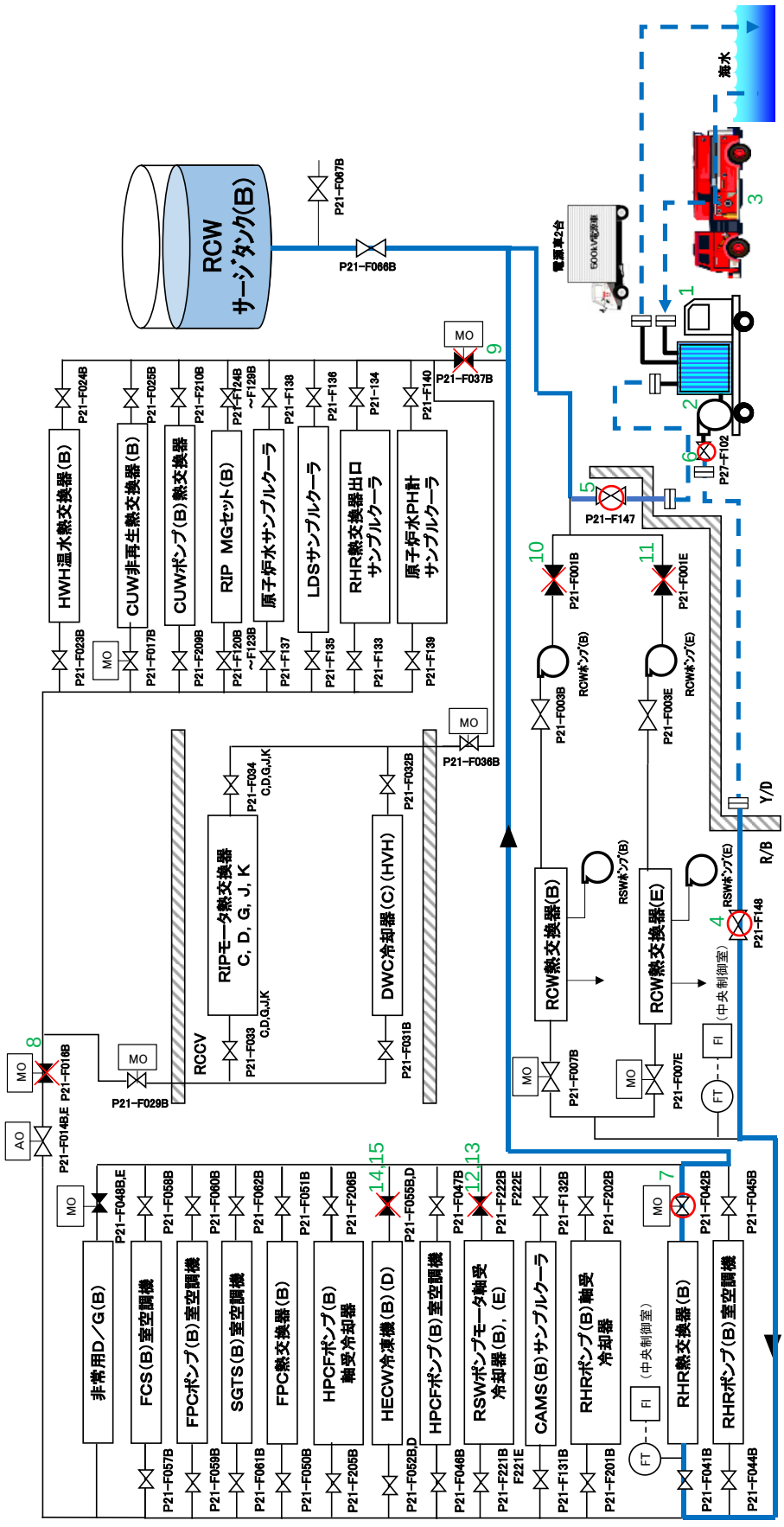


図 50-5-5　代替原子炉補機冷却系　系統概要図（7 号炉）

表 50-5-5　代替原子炉補機冷却系　機器リスト（7 号炉）

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車（熱交換器ユニット用）
4	代替冷却水供給第二止め弁(B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁
13	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁

50-6
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

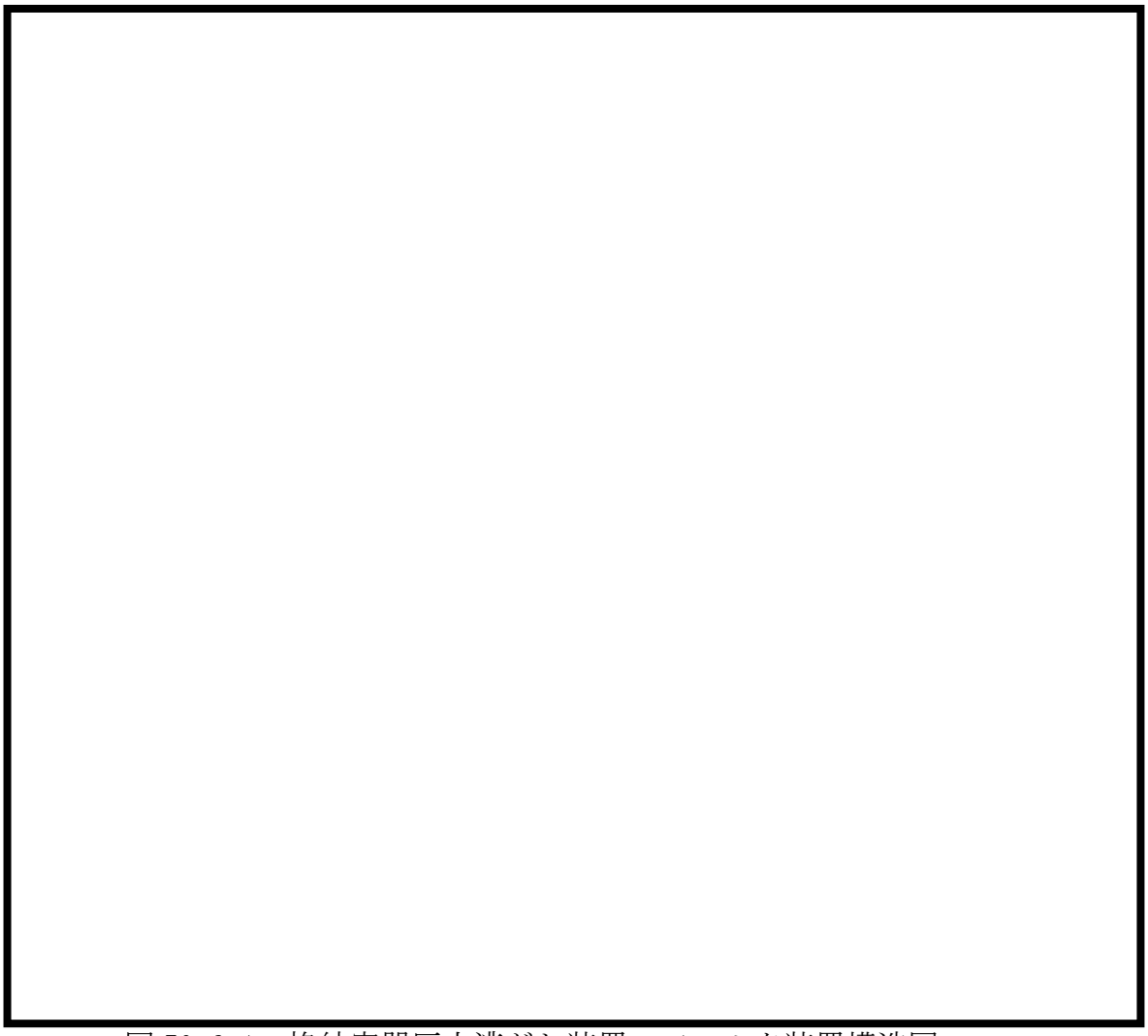


図 50-6-1　格納容器圧力逃がし装置　フィルタ装置構造図

図 50-6-2　よう素フィルタ構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-6-3　ドレンタンク構造図

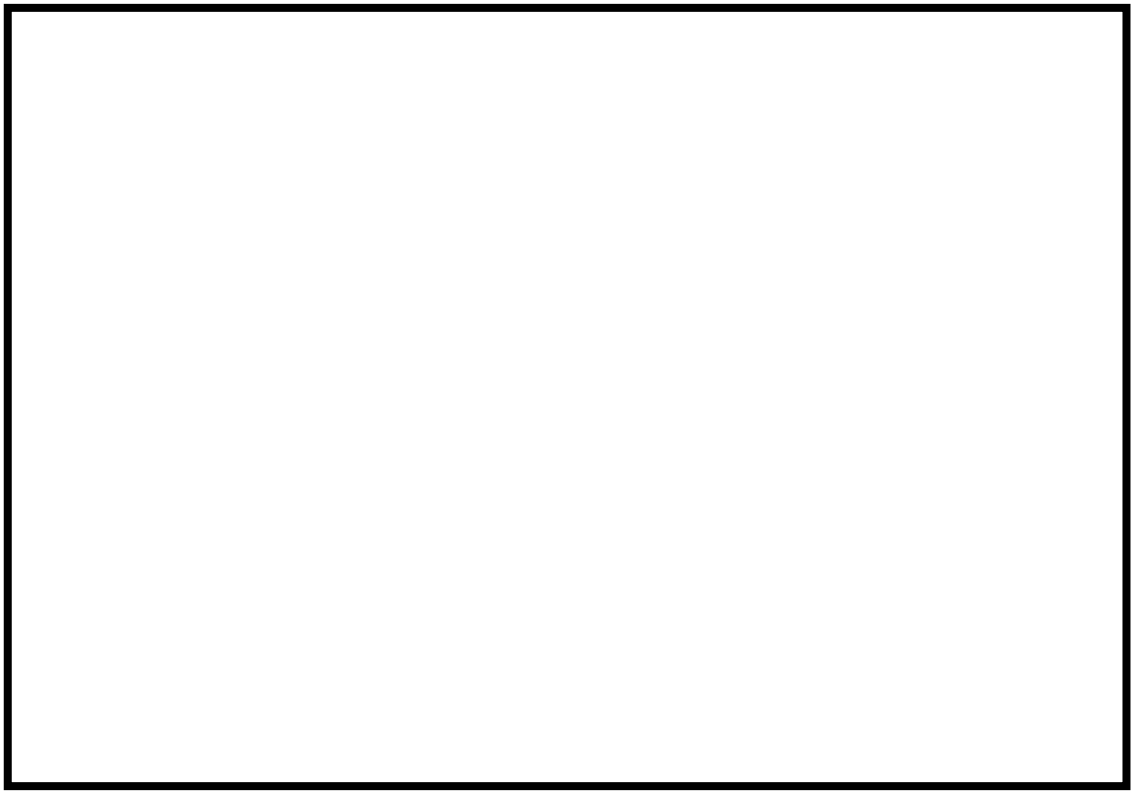


図 50-6-4　ドレン移送ポンプ　構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

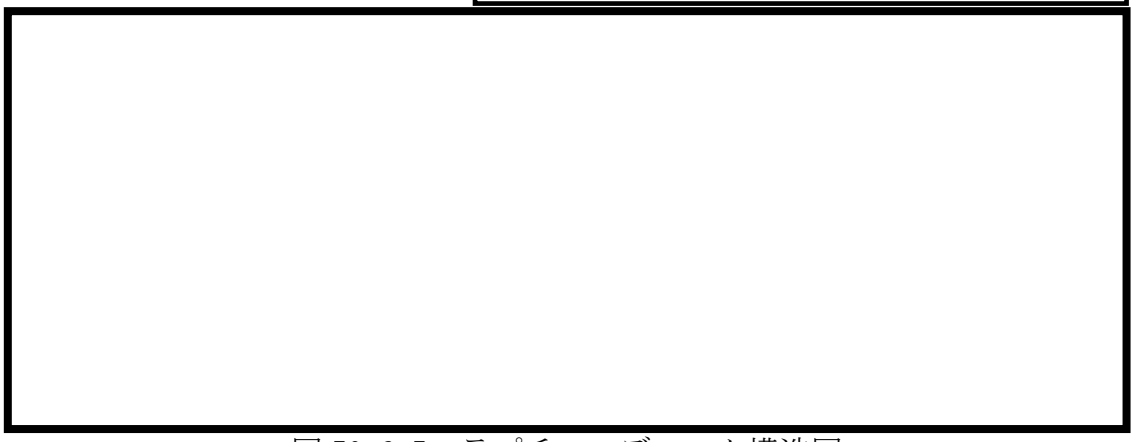


図 50-6-5　ラプチャーディスク構造図

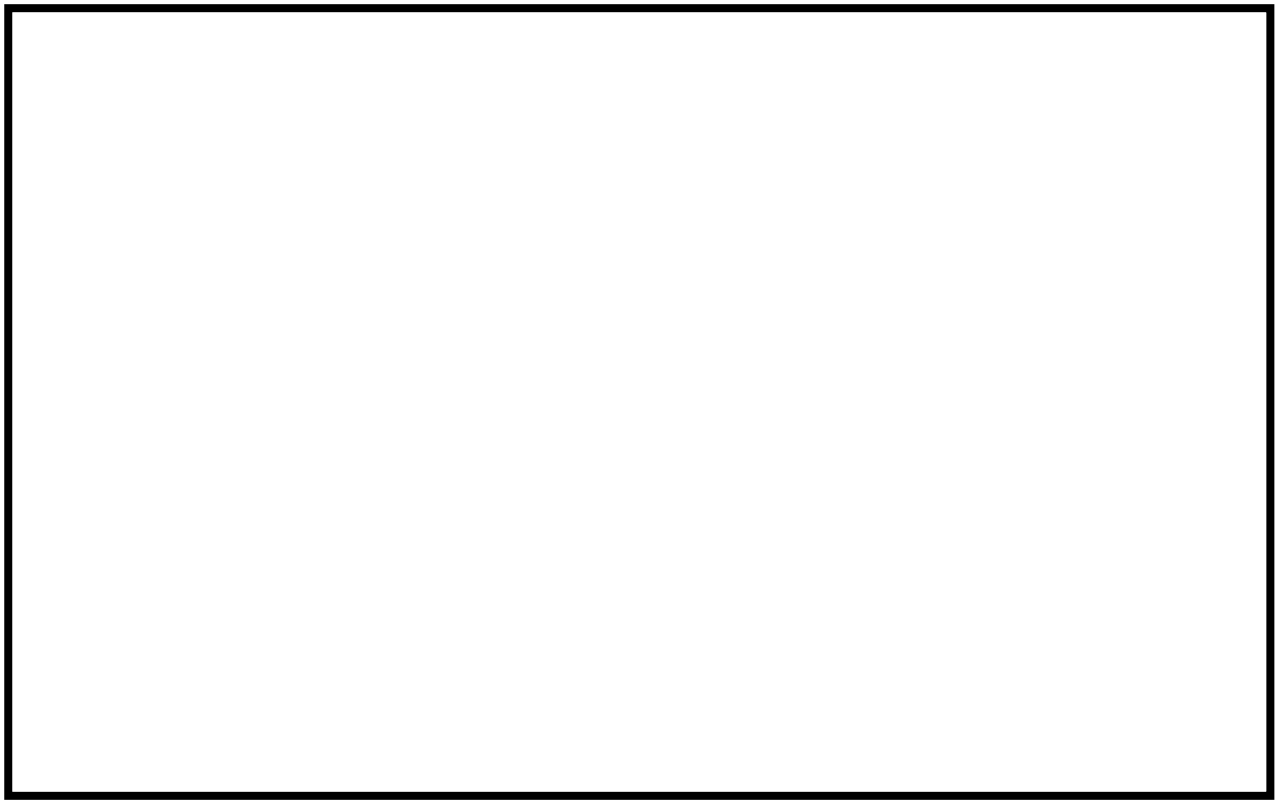


図 50-6-6　伸縮継手構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

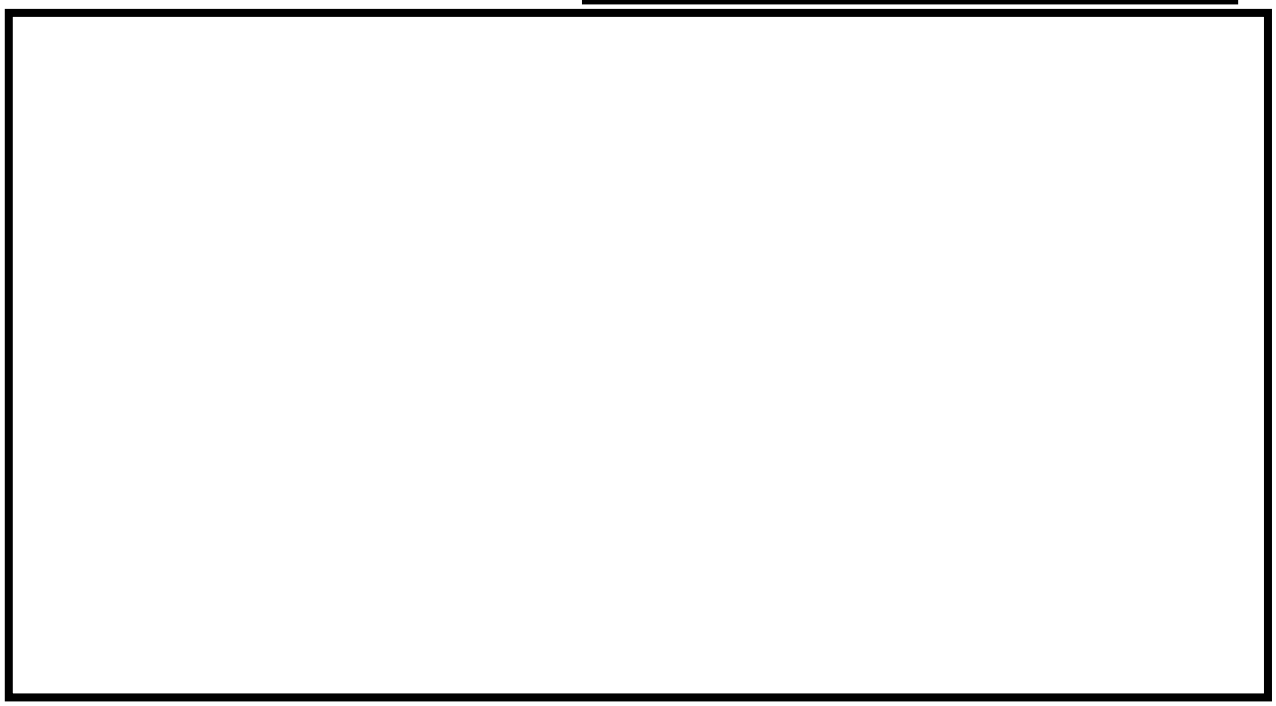


図 50-6-7　電動駆動弁構造図

図 50-6-8　空気駆動弁構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

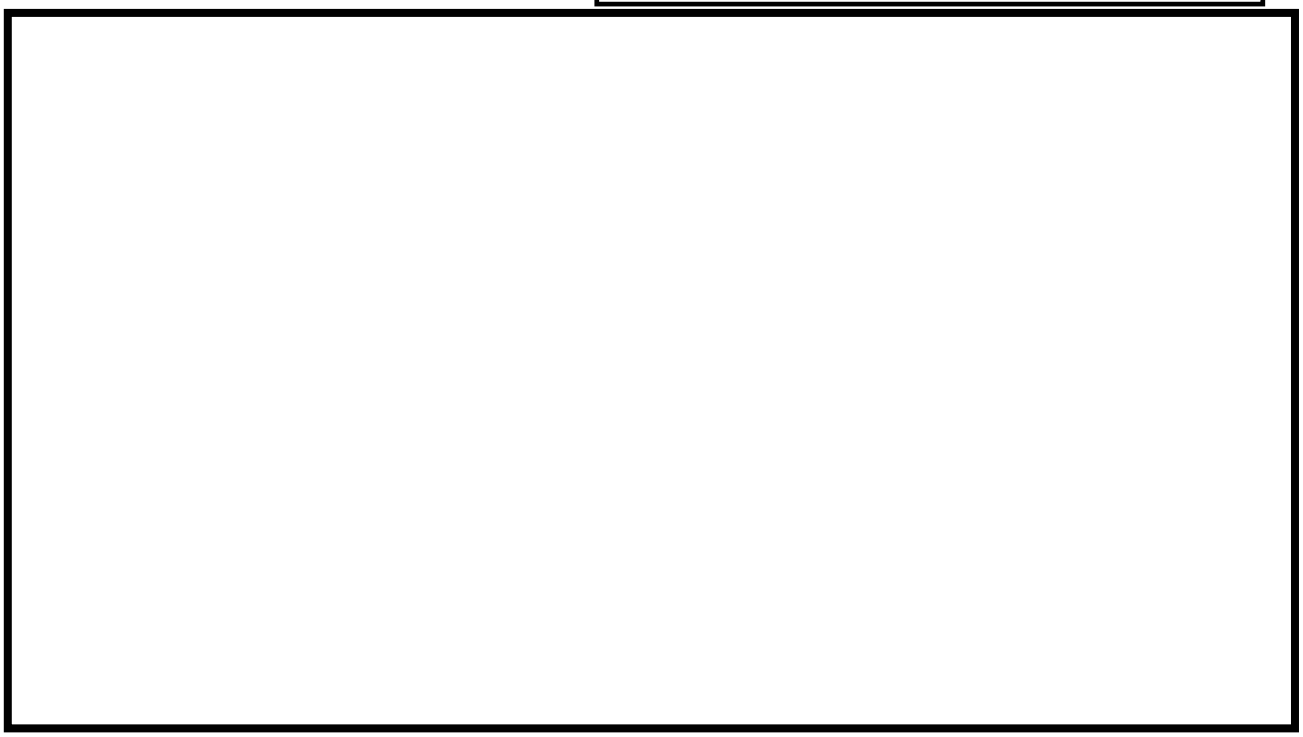


図 50-6-9　遠隔手動弁操作設備構造図（例：7 号炉　二次隔離弁）

図 50-6-10　可搬型窒素供給装置構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

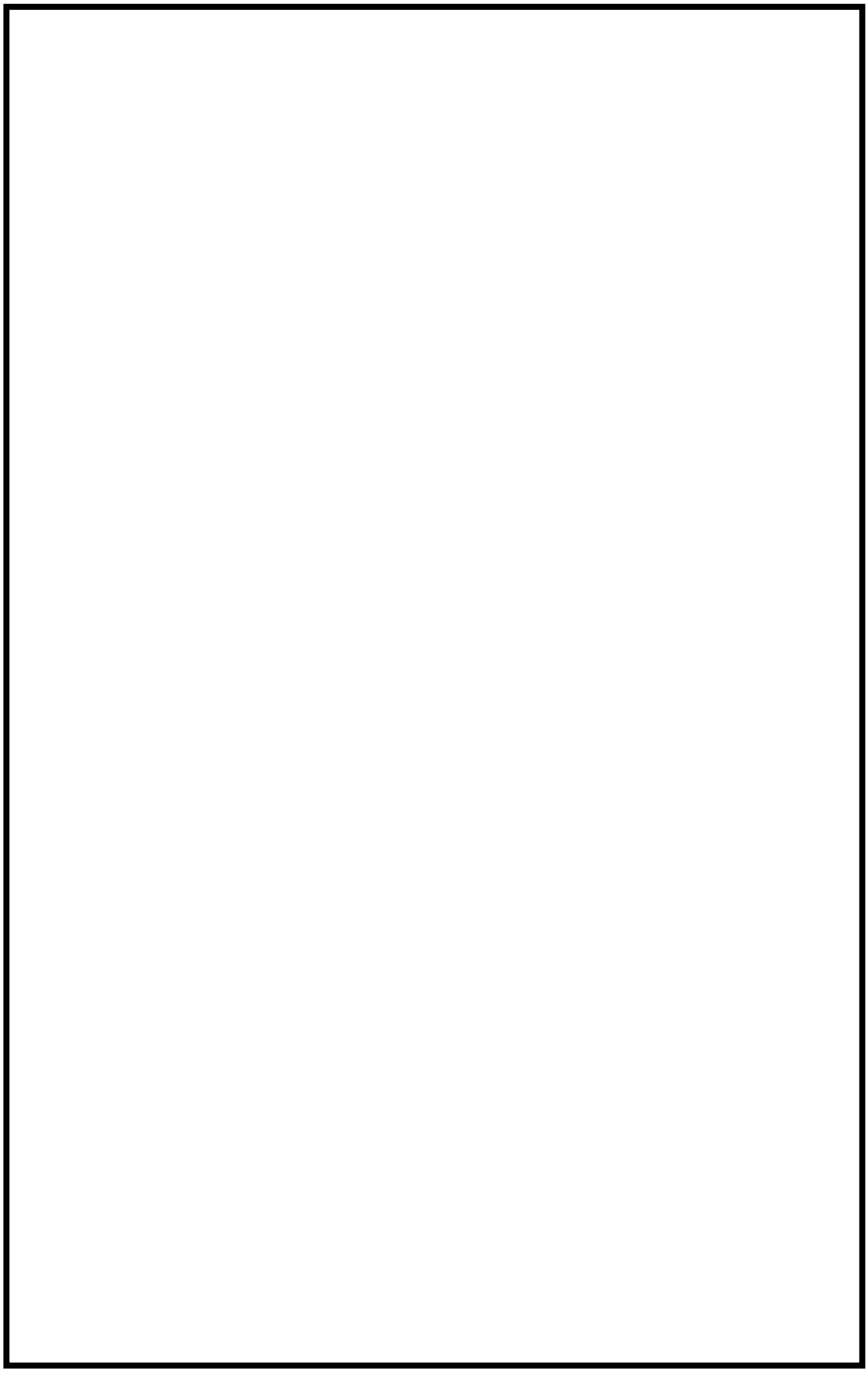


図 50-6-11　復水移送ポンプ図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

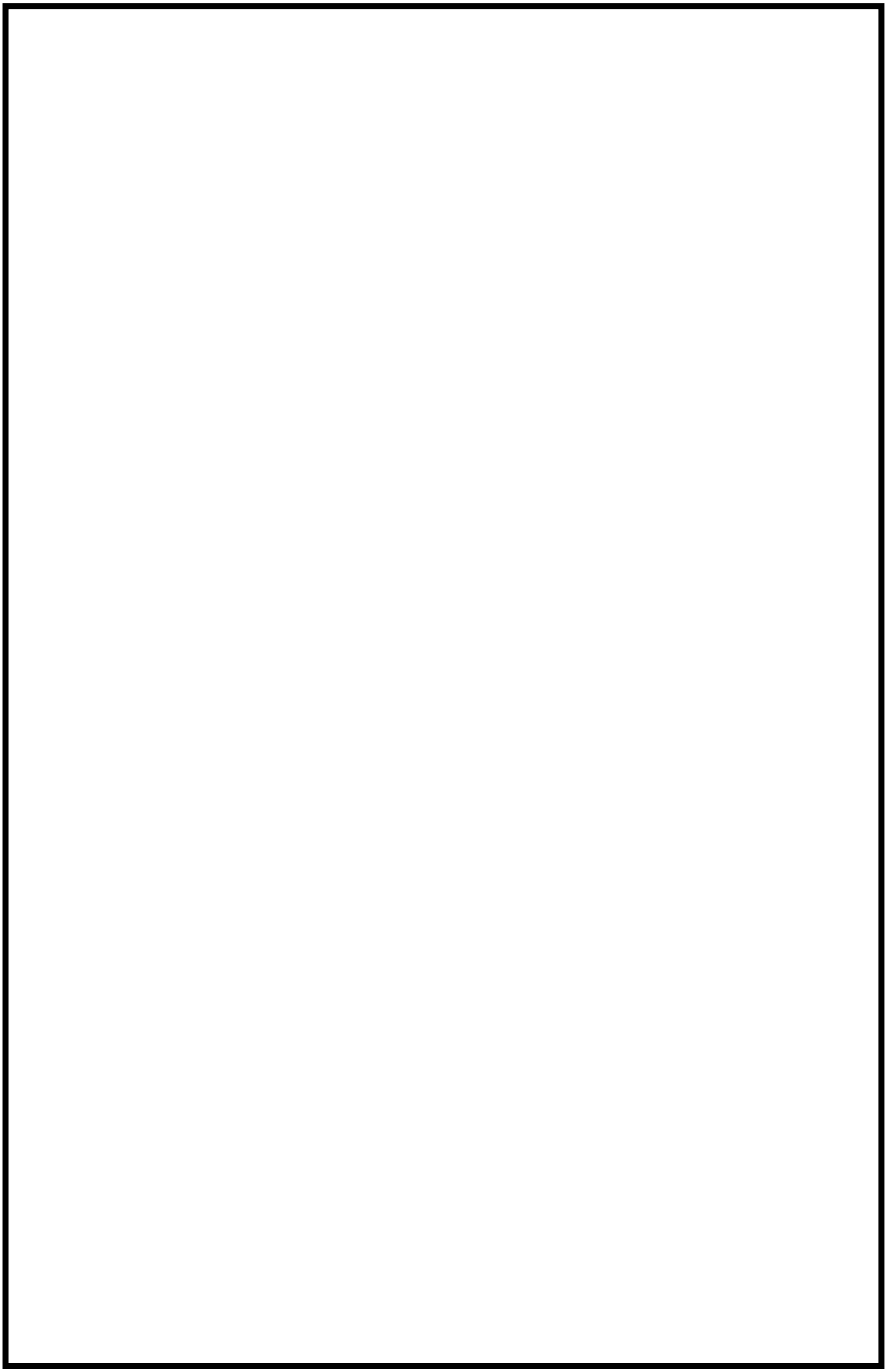


図 50-6-12　残留熱除去系熱交換器図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

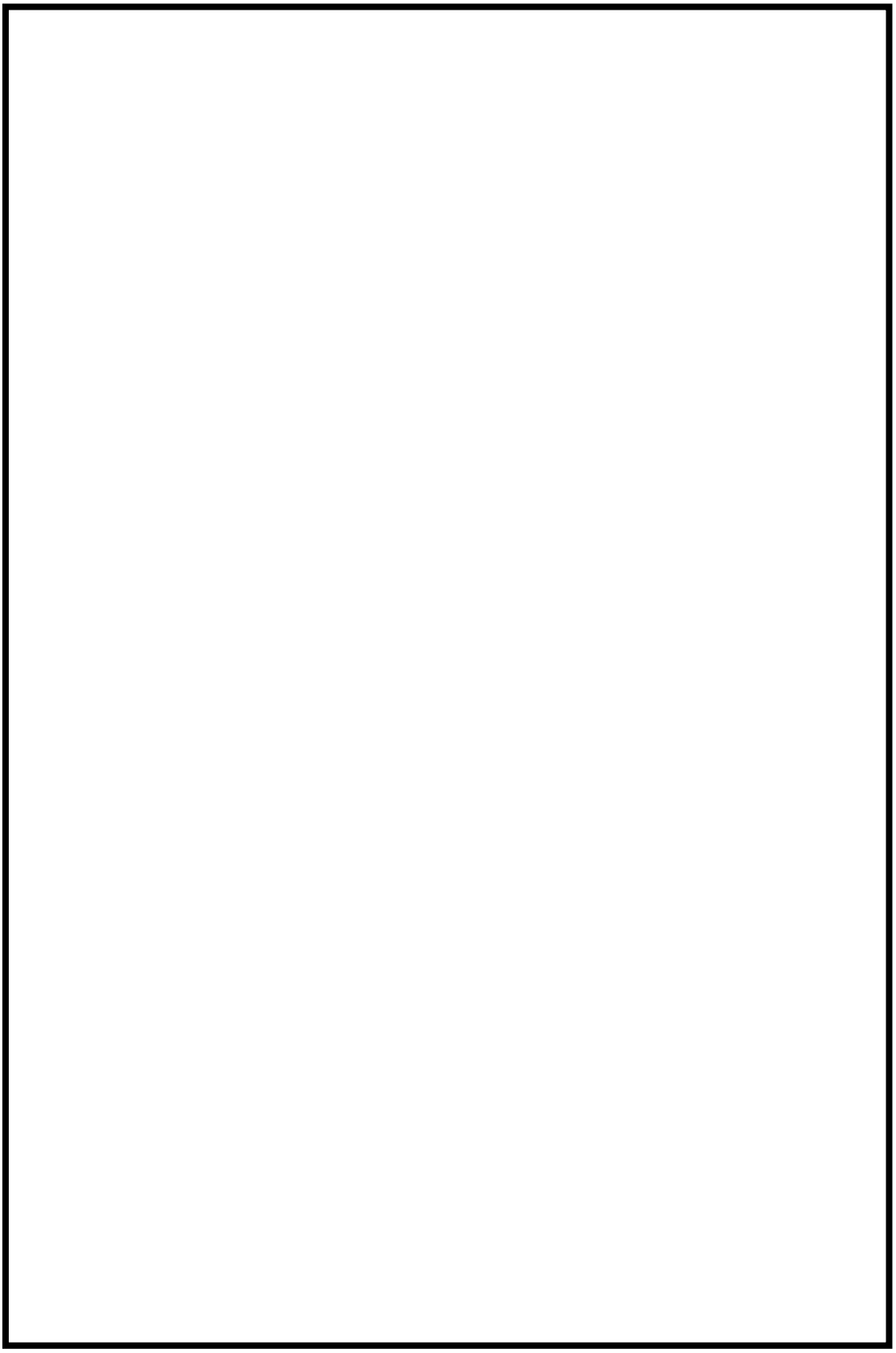


図 50-6-13　代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット(その 1))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

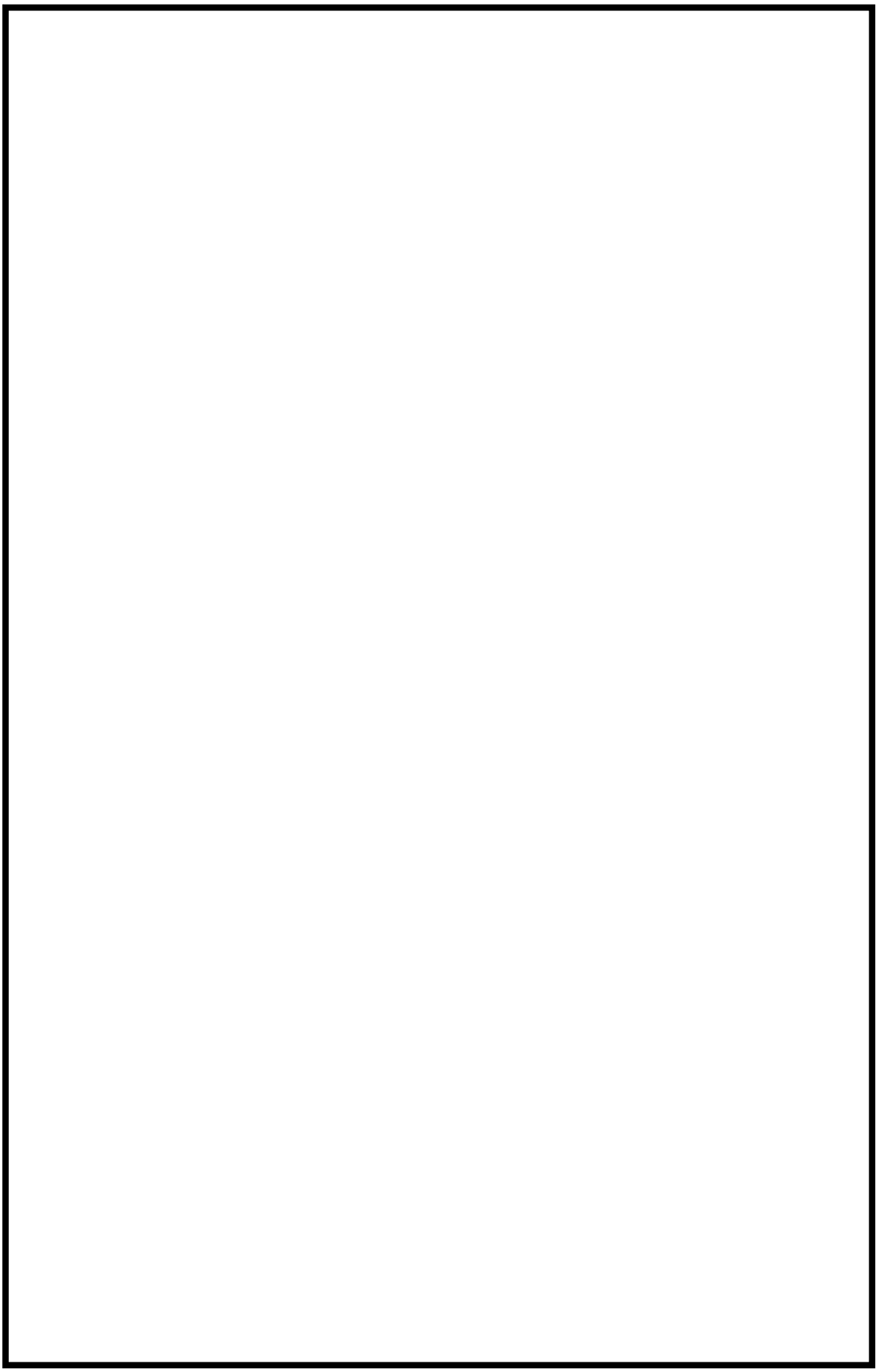


図 50-6-14　代替原子炉補機冷却水ポンプ図（その 1）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

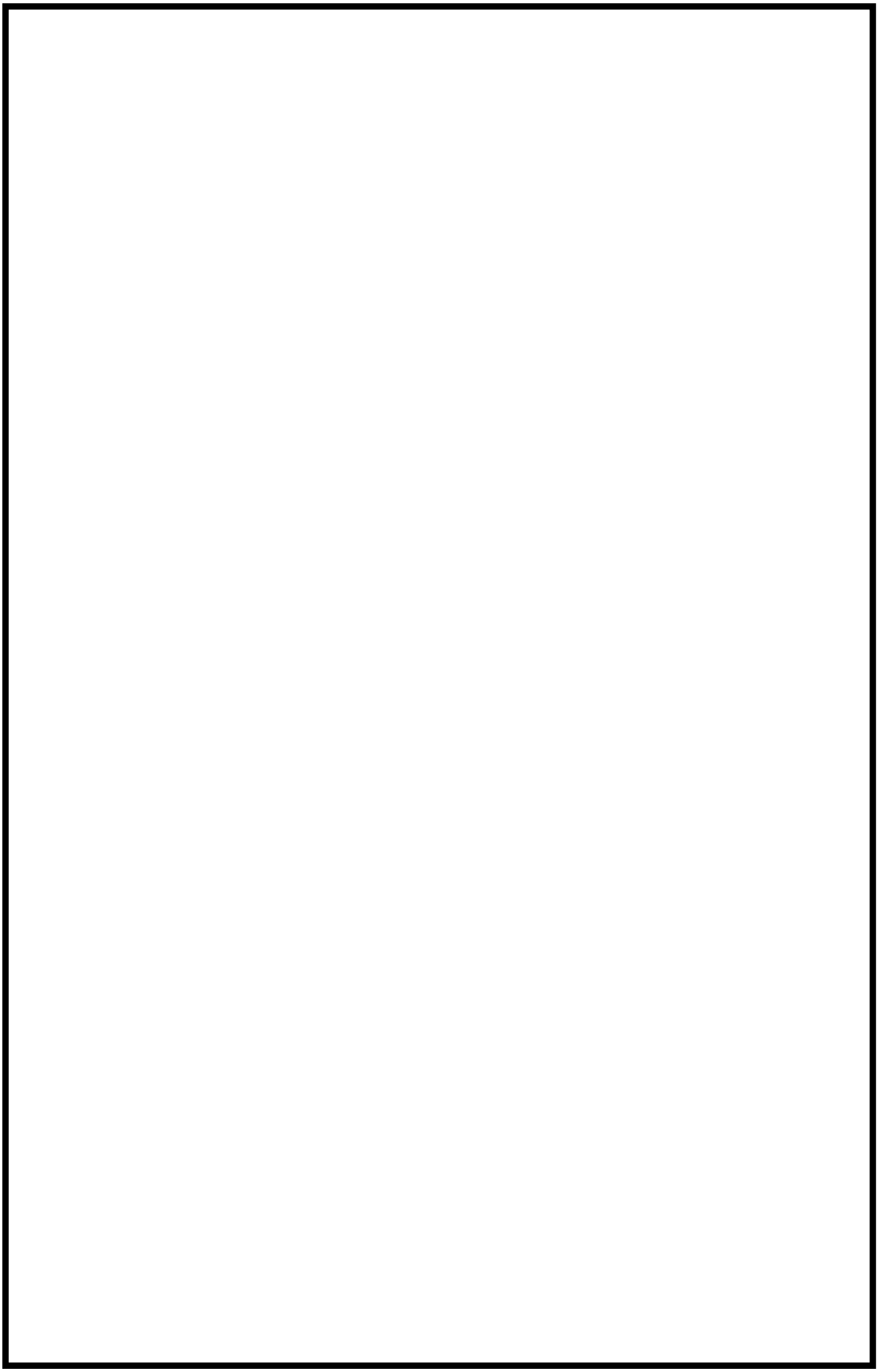


図 50-6-15　残留熱除去系熱交換器図（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-6-16　代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット(その 2))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

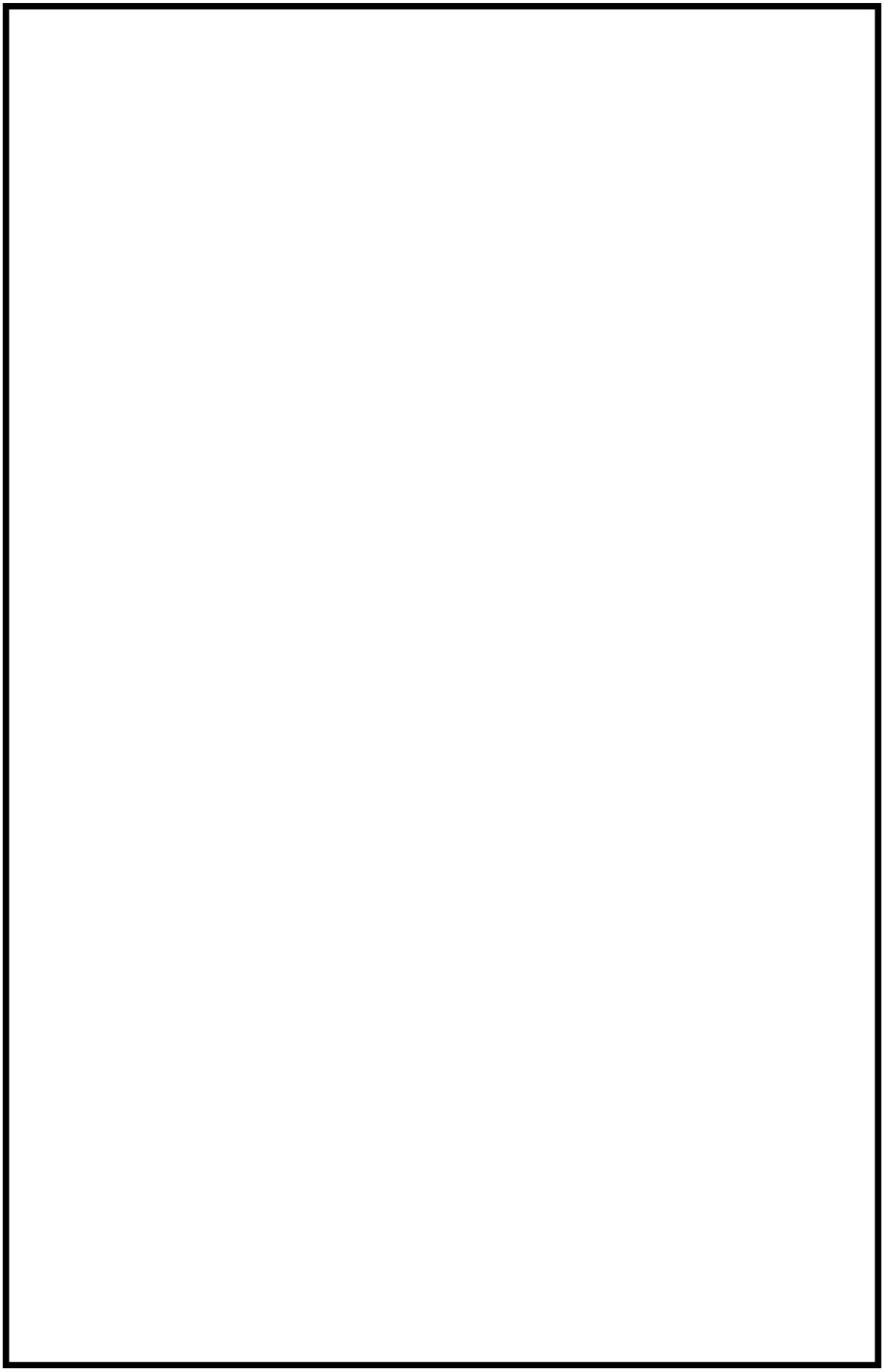


図 50-6-17　代替原子炉補機冷却水ポンプ図（その 2）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

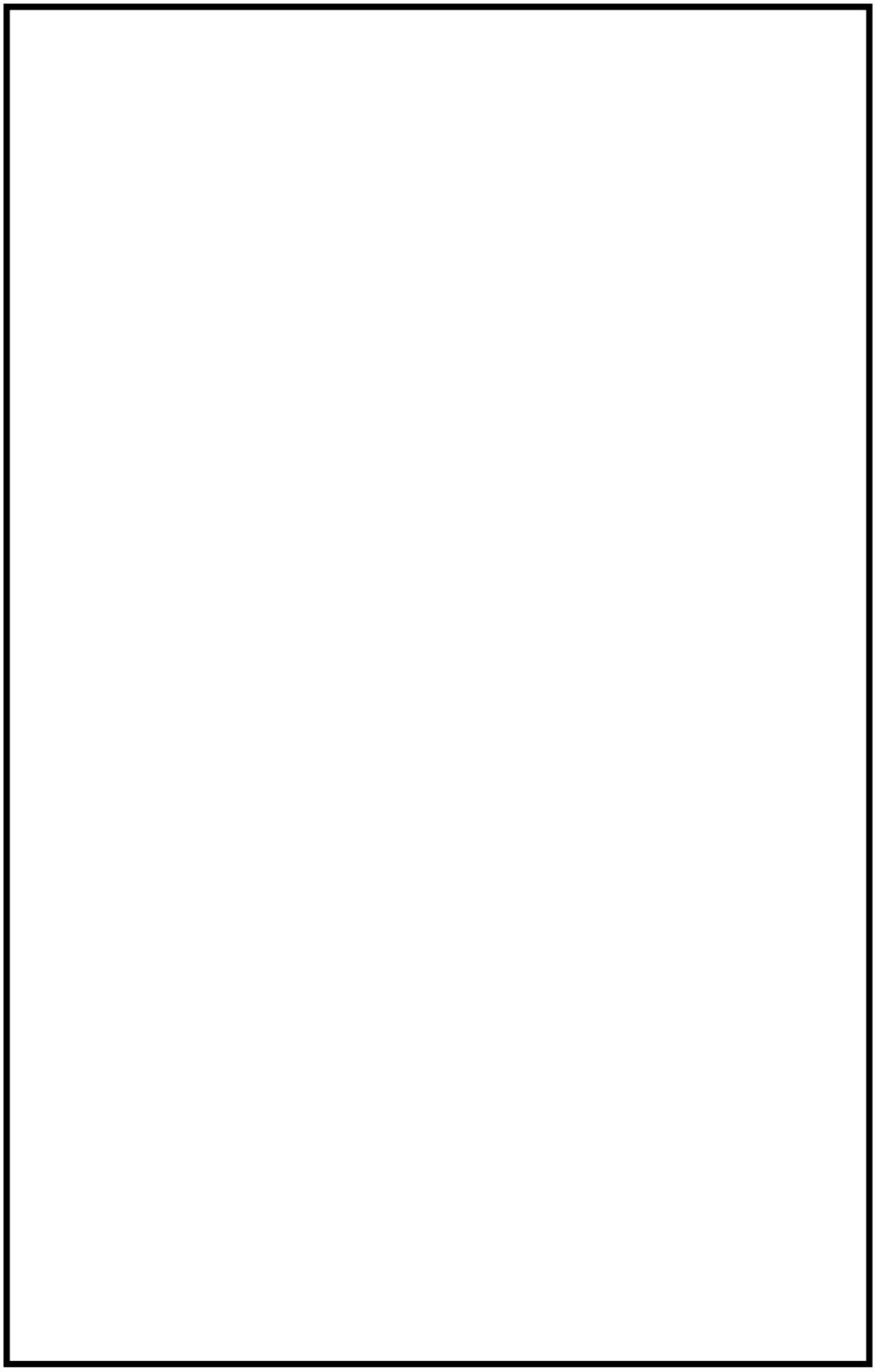


図 50-6-18　大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

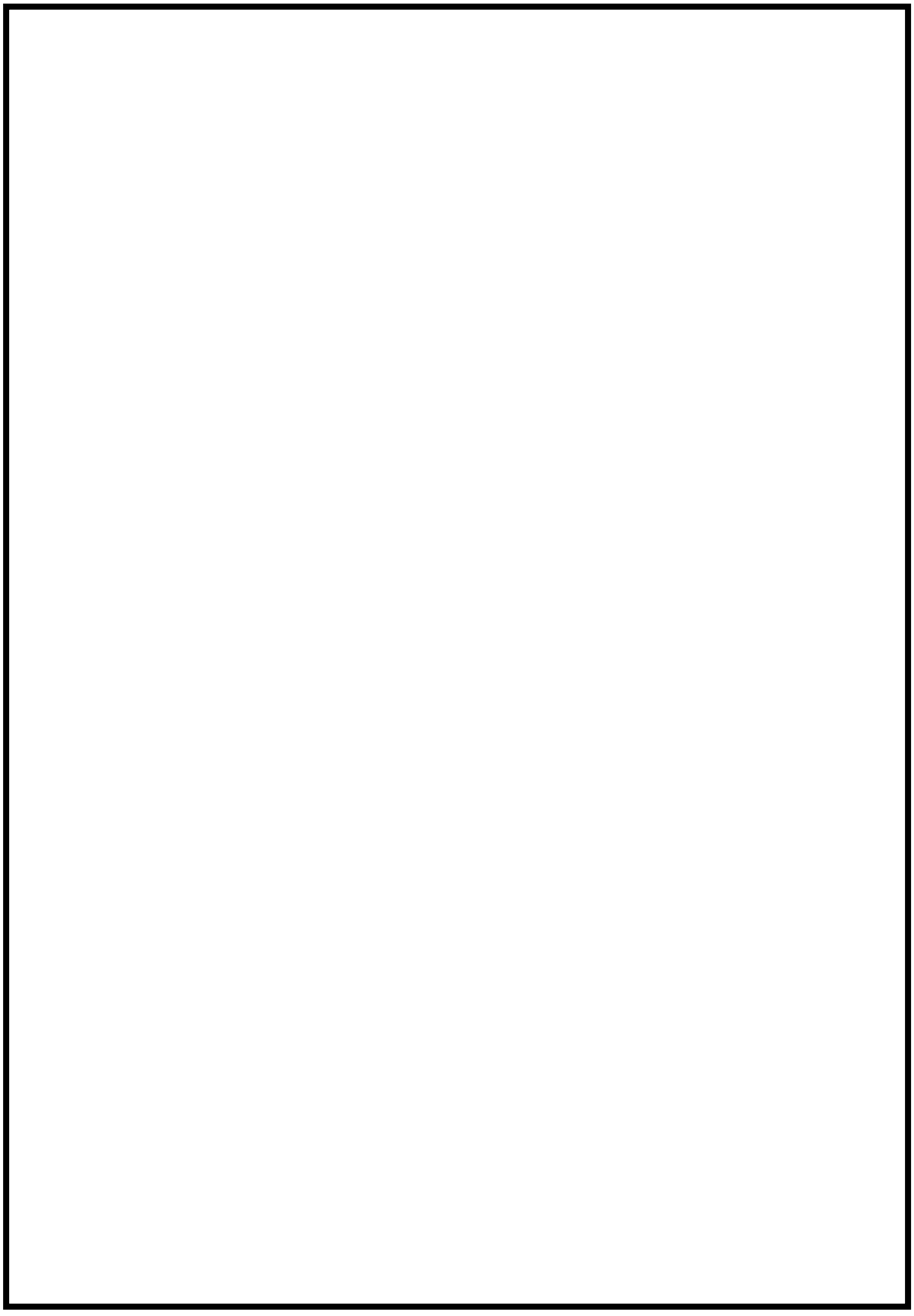


図 50-6-19　代替循環冷却系　弁動作試験

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

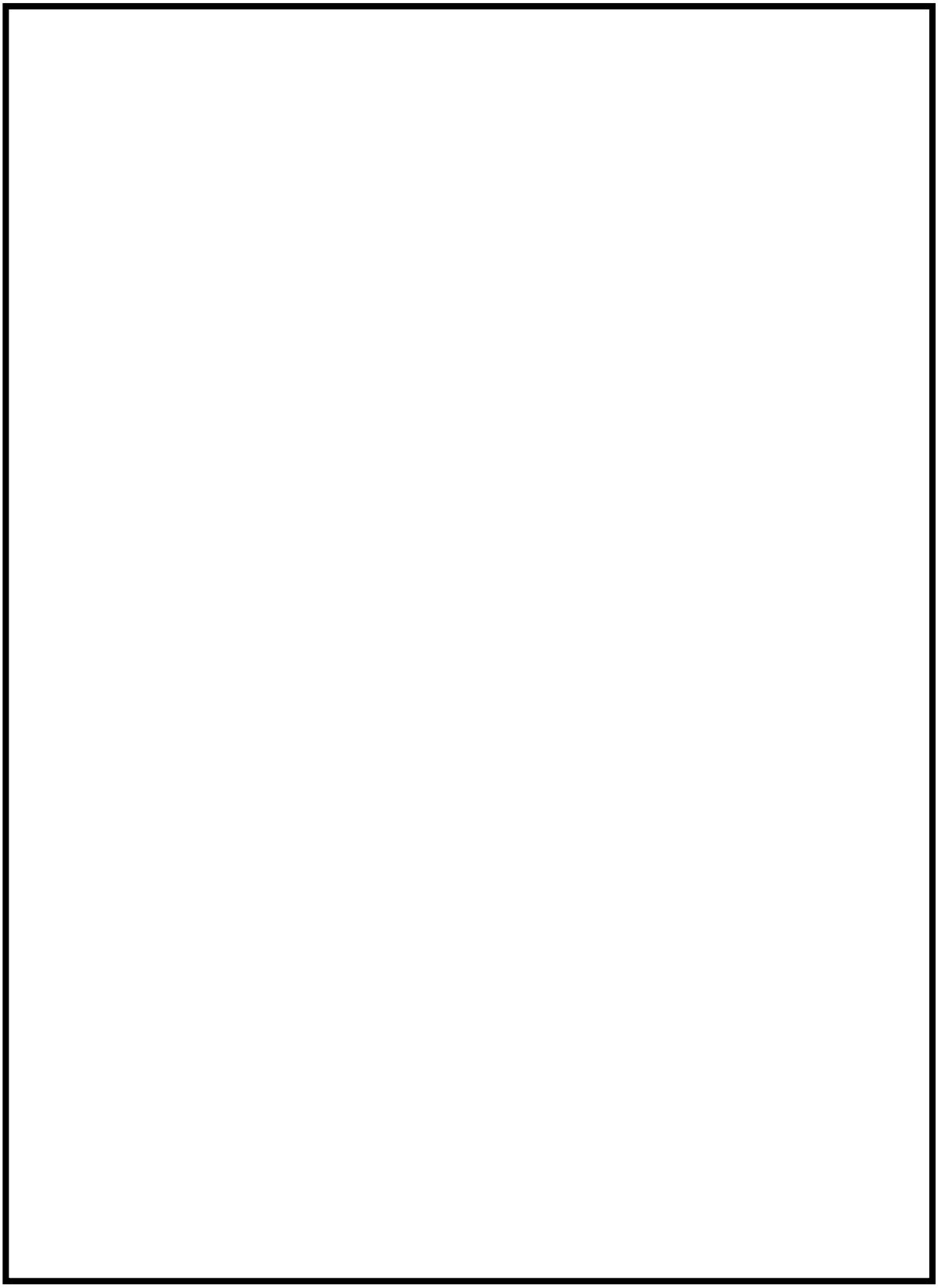


図 50-6-20　代替循環冷却系　系統性能検査（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

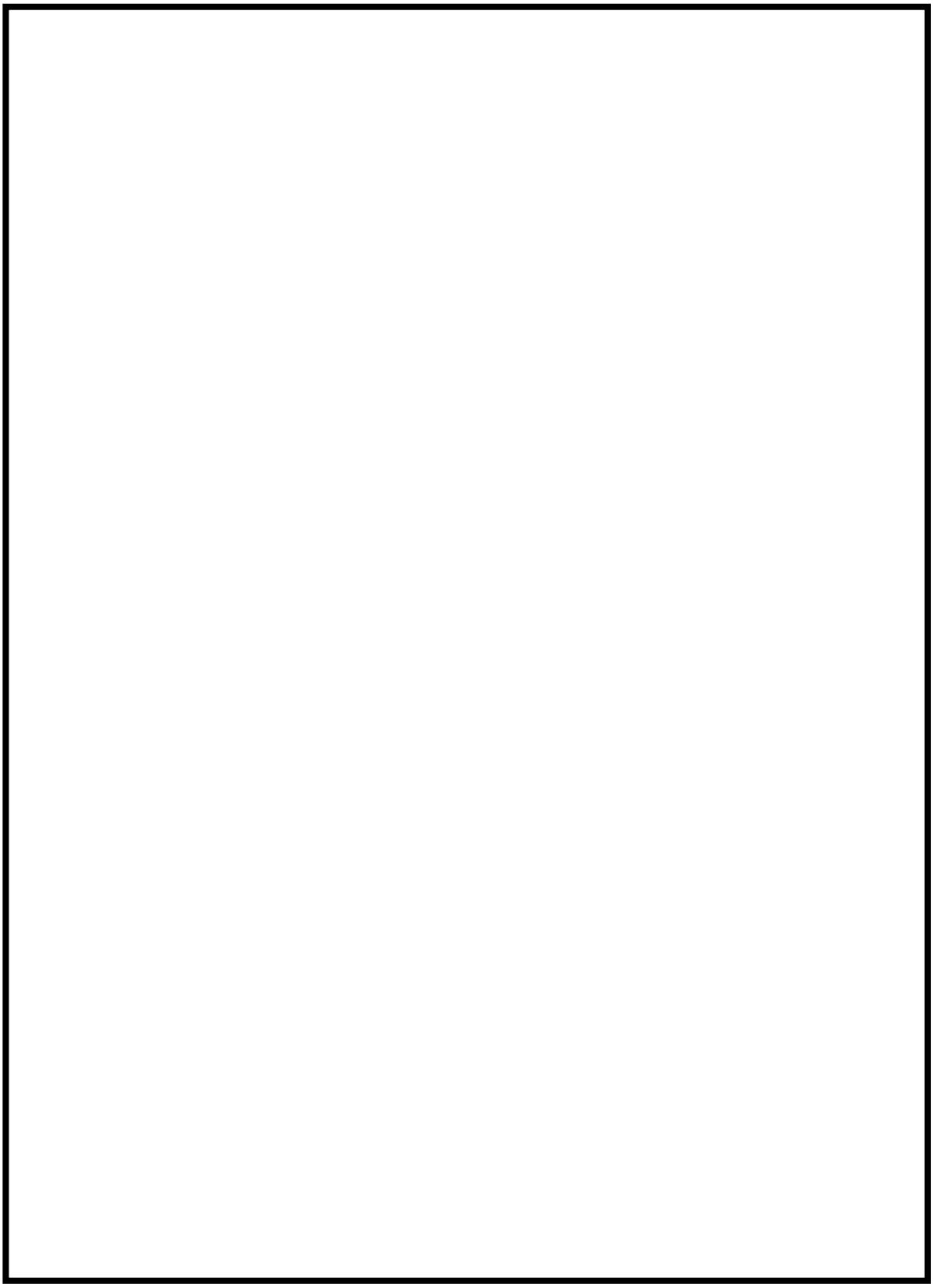


図 50-6-21　代替循環冷却系　系統性能検査（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

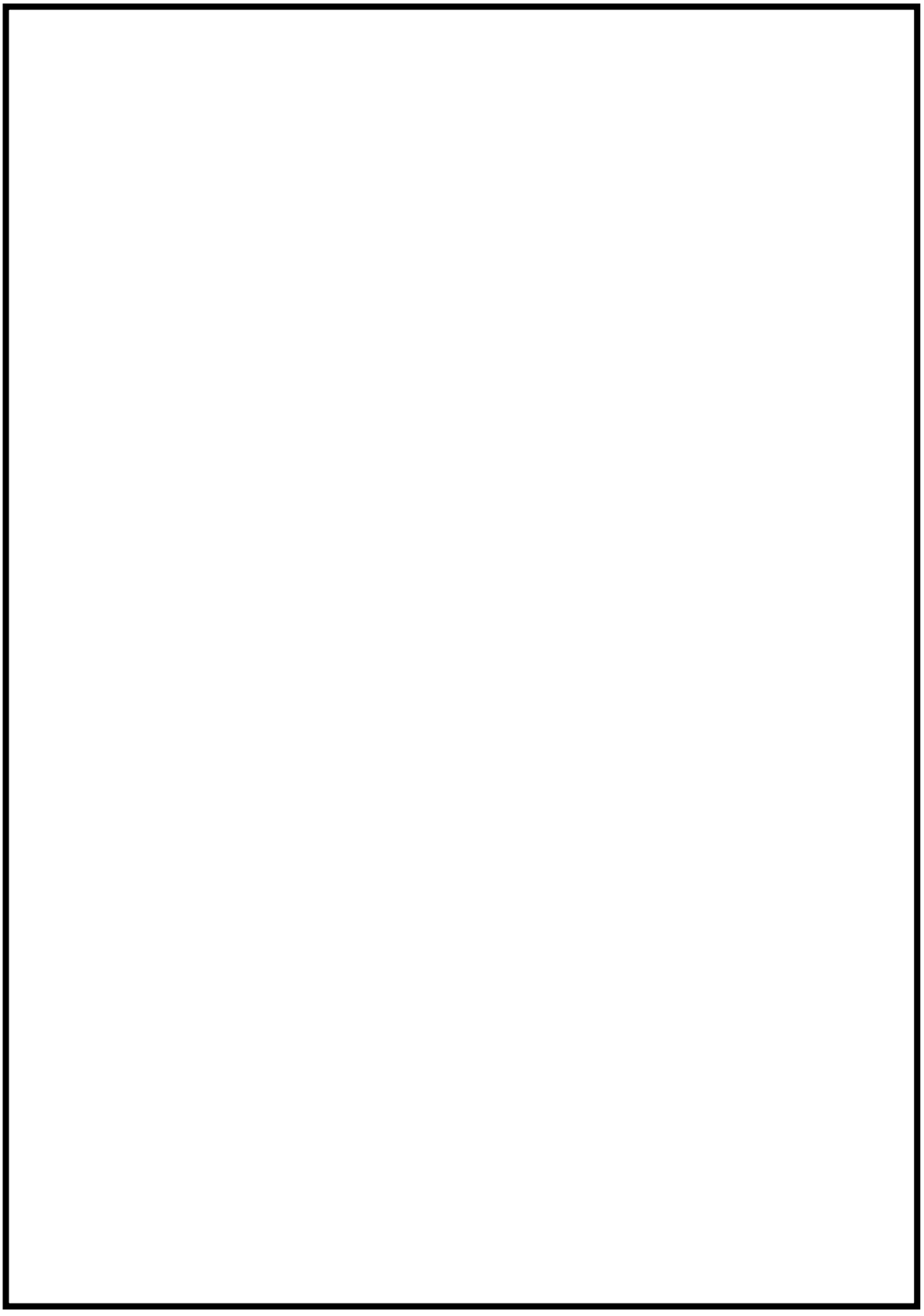


図 50-6-22　代替原子炉補機冷却系　系統性能検査（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

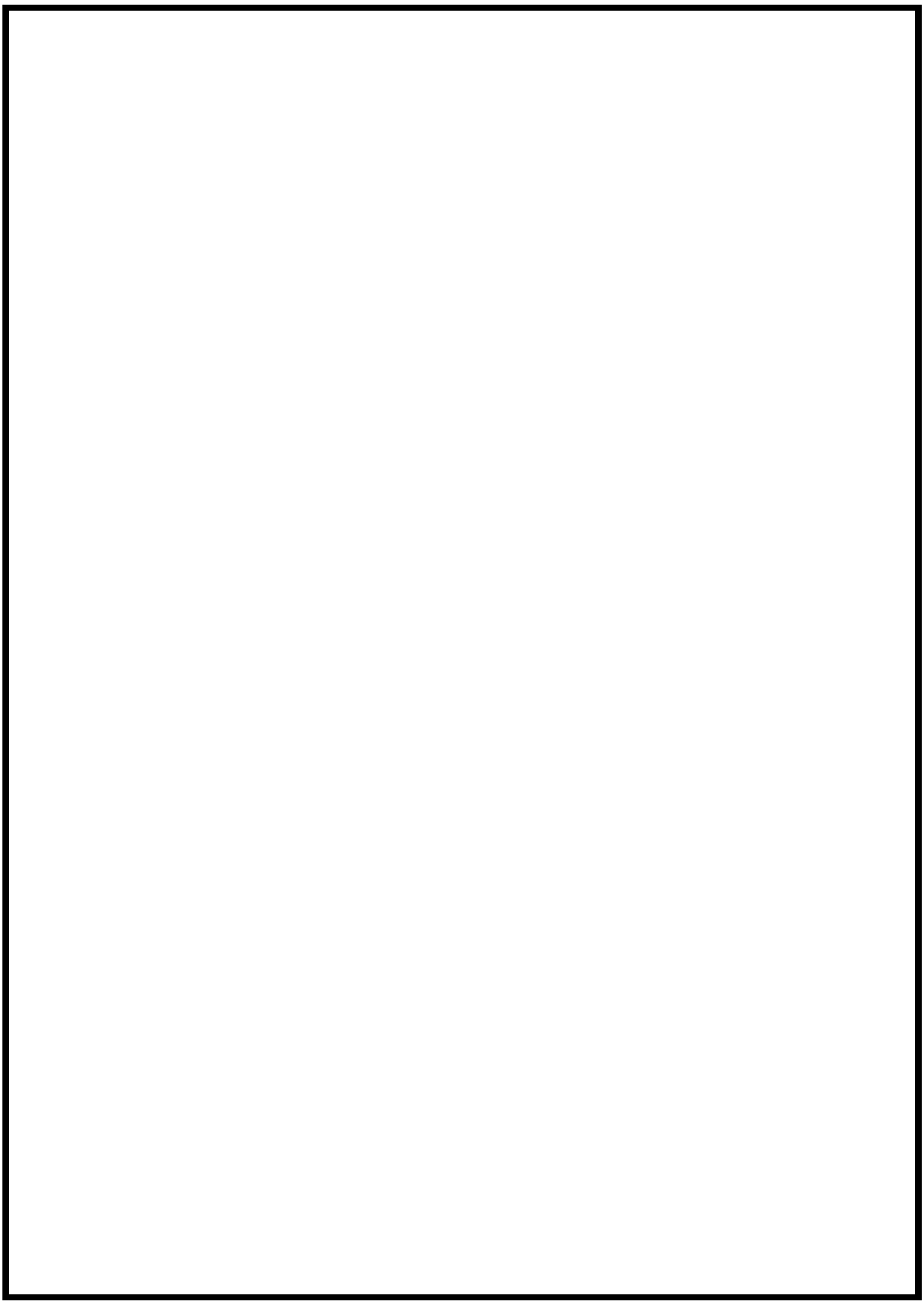


図 50-6-23　代替原子炉補機冷却系　系統性能検査（7 号炉）

50-7

容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		格納容器圧力逃がし装置 （系統容量）
最高使用圧力	kPa[gage]	620（原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで）
		250（よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口まで）
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	31.6

(1)　最高使用圧力

【原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスク】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力（原子炉格納容器の最高使用圧力 310kPa[gage]の 2 倍）にて格納容器ベントを行うことができるよう，620kPa[gage]とする。

【よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口】

格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，250kPa[gage]とする。

なお，系統圧力損失は，原子炉格納容器が最高使用圧力の 2 倍の圧力にて，ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している（図 50-7-1,2 参照）。

図 50-7-1　6 号炉 系統圧力損失評価結果
（原子炉格納容器圧力 620kPa(gage)，全弁全開）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

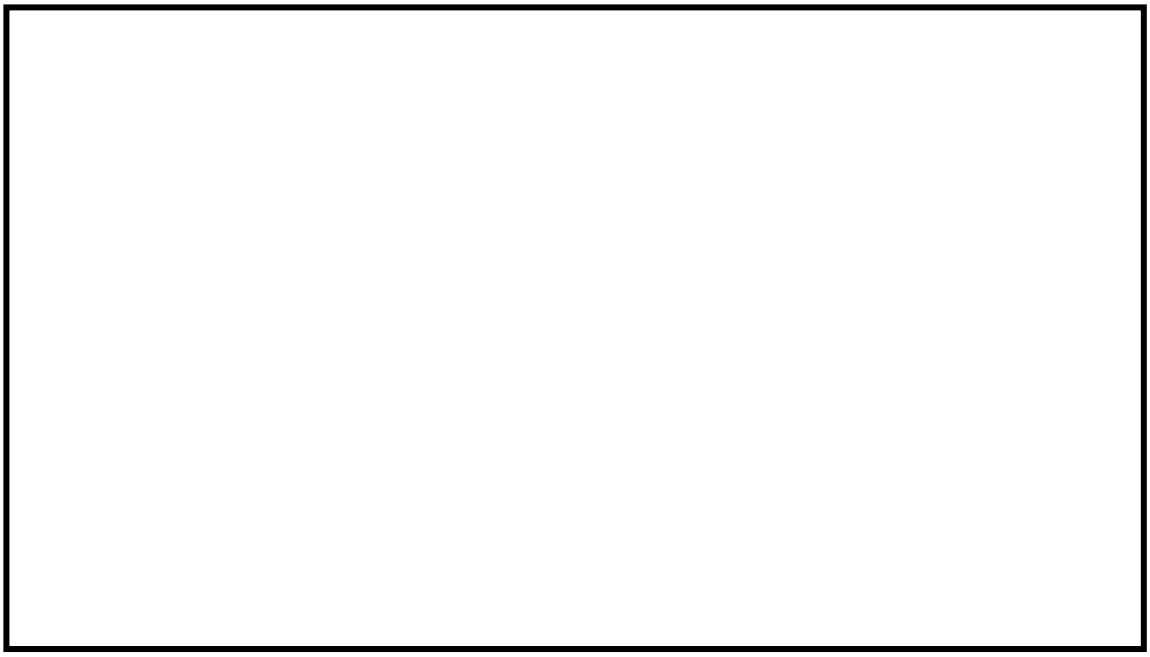


図 50-7-2　7 号炉 系統圧力損失評価結果
（原子炉格納容器圧力 620kPa(gage)，全弁全開）

(2)　最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200℃とする。

なお，有効性評価シナリオである大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失において，格納容器ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は 200℃以下となることを確認している（図 50-7-3 参照）。そのため，原子炉格納容器に接続される格納容器圧力逃がし装置の温度も 200℃以下となる。

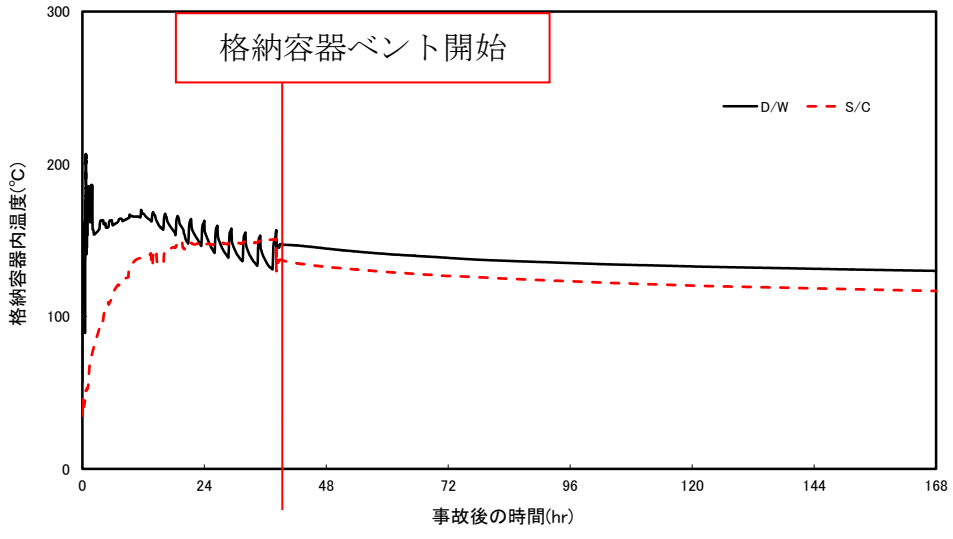


図 50-7-3　原子炉格納容器温度推移（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失）

(3)　設計流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器が最高使用圧力の 2 倍の圧力にて格納容器ベントを実施した際に，原子炉の定格熱出力の 2%に相当する発生蒸気量 31.6kg/s を排出可能な設計とする。

（図 50-7-1,2 の圧力勾配にてベントガスを通気した場合，ベントガスの質量流量は 31.6kg/s となる）

なお，炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%となるのは，原子炉停止から 2～3 時間後であり，その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方，有効性評価シナリオである大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失におけるベント開始時間は，原子炉停止から約 38 時間後となっている。そのため，ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は，格納容器圧力逃がし装置の設計流量よりも小さな値となる（図 50-7-4 参照）。よって，格納容器圧力逃がし装置を用いて，原子炉格納容器を減圧することは可能である（図 50-7-5 参照）。

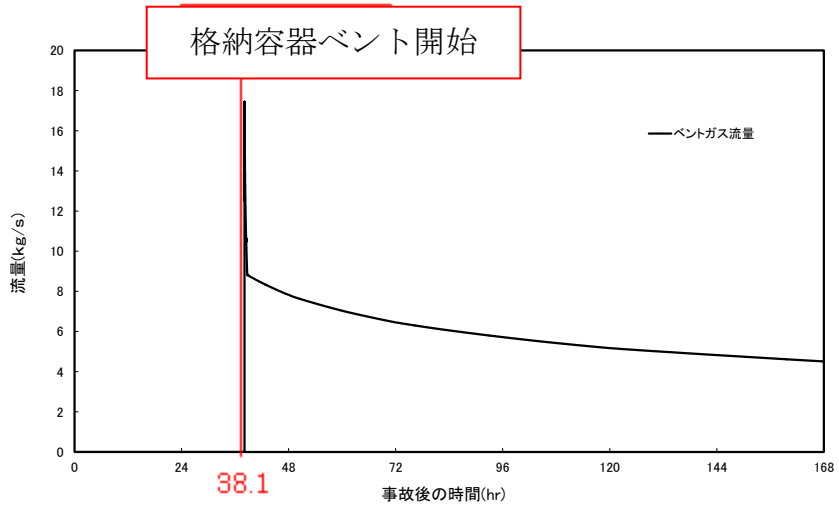


図 50-7-4　ベントガス流量推移（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失）

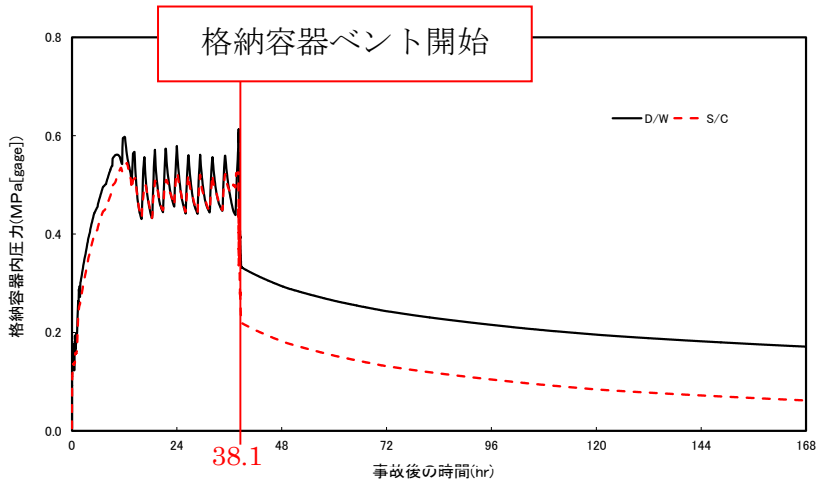


図 50-7-5　原子炉格納容器圧力推移（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		格納容器圧力逃がし装置 （フィルタ装置容量）
スクラバ水 待機時薬液添加濃度	wt%	[redacted]
フィルタ装置 金属フィルタ 許容エアロゾル量	cm^3	約 1900　（最小流量相当時）
		約 770　（0.62MPa[gage]相当流量時）

(1)　スクラバ水　待機時薬液添加濃度

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには，スクラバ水の pH を[redacted]以上とする必要がある。そのため，スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

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

（スクラバ水 pH を低下させる要因）

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

そのため，フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は，これらの要因を考慮しても pH が[redacted]以上を維持するだけの容量を有している必要がある。

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH[redacted]wt%としている。

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

【水酸化物イオン消費・希釈量評価】

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

原子炉格納容器内に敷設されるケーブルの被覆材が，熱並びに放射線により分解し酸性物質が生じる。この酸性物質がフィルタ装置に流入し，スクラバ水の pH を低下させる。原子炉格納容器からフィルタ装置に流入する酸性物質は HCl で 330[mol]と評価している。そのため，この酸を中和するため，水酸化物イオンも 330[mol]消費される。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には，下記の化学反応式に記載のとおり，1[mol]の無機よう素を捕捉するためには，2[mol]の水酸化物イオンが消費される。

$$3I_2+6OH^- \rightarrow 5I^-+IO_3^-+3H_2O$$

今，フィルタ装置に流入する無機よう素量は，0.53[mol][※2]と評価している。そのため，この無機よう素を捕捉するため，水酸化物イオン 1.06[mol]が消費される。

③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

待機時のフィルタ装置には，スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており，水量は 23766[l]である。ベントガスの凝縮により，スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから，水量は 38846[l]へ増加する。そのため，スクラバの薬液濃度は 23766/38846=0.61 倍に希釈される。

ここで，フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度は [redacted] [wt%]であり，スクラバ水の初期量は 23766 [l]であるため，添加する NaOH の量は 23766× [redacted] = [redacted] [kg]= [redacted] [mol]となる。

上記の①及び②による水酸化物イオンの消費量は 330+1.06=331.06[mol]であるため，これらの反応後，水酸化物イオンの残存量は [redacted] −331.06= [redacted] [mol]となる。一方，③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38846 [l]である。そのため，水酸化物イオン濃度は [redacted] /38846 = [redacted] [mol/l]となり，pH は [redacted] となる。

よって，スクラバ水の pH は [redacted] 以上を維持できることから，フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH [redacted] wt%にて十分である。

(2)　フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量

フィルタ装置金属フィルタにエアロゾルが捕捉されると，捕捉されたエアロゾルの量に応じてフィルタ装置金属フィルタの差圧は上昇し，規定量のエアロゾルを捕捉すると，フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値に到達する。この時のフィルタ装置金属フィルタのエアロゾル捕捉量を，フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量という。

フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量は，フィルタ装置内を通気されるガスの体積流量により変わり，原子炉格納容器圧力が 0.62MPa[gage]におけるガス流量（以下，「0.62MPa[gage]相当流量」）に対する許容エアロゾル量は約 770cm^3，事故後約 1 週間後のガス流量（以下「最小流量相当」という。）に対する許容エアロゾル量は約 1900cm^3 である。

フィルタ装置使用中は，フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値以下に維持される必要がある。そのため，フィルタ装置使用中に，前段にある水スクラバでは捕捉できずにフィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は，フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量よりも小さい必要がある。

そこで，有効性評価シナリオである大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失と，MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失の D/W ベントシナリオに対し，フィルタ装置金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し，フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量の十分性を評価する。

評価の手順は，以下のとおりである。

【フィルタ装置金属フィルタへのエアロゾル流入量評価】

① 各シナリオにおける，フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量（cm^3）

まず，大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失と高圧・低圧注水機能喪失の D/W ベントシナリオにおいて，フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量を評価した結果，図 50-7-6,7 並びに表 50-7-1 のとおりとなった。

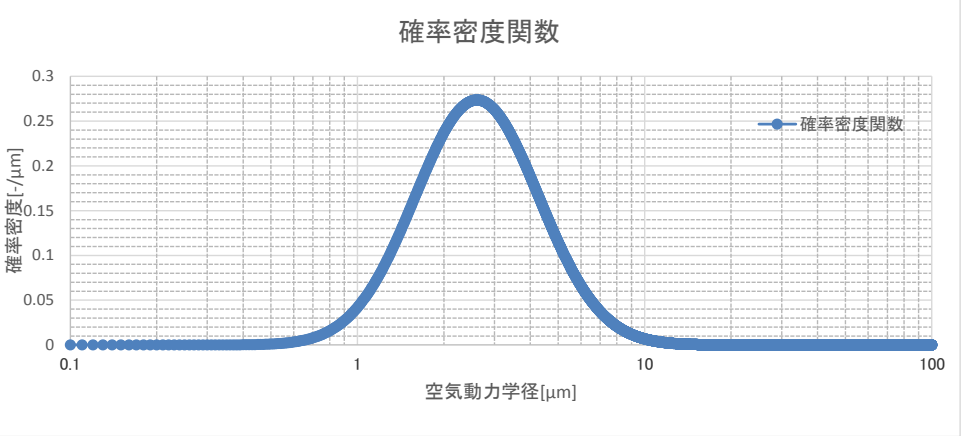


図 50-7-6　エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失）

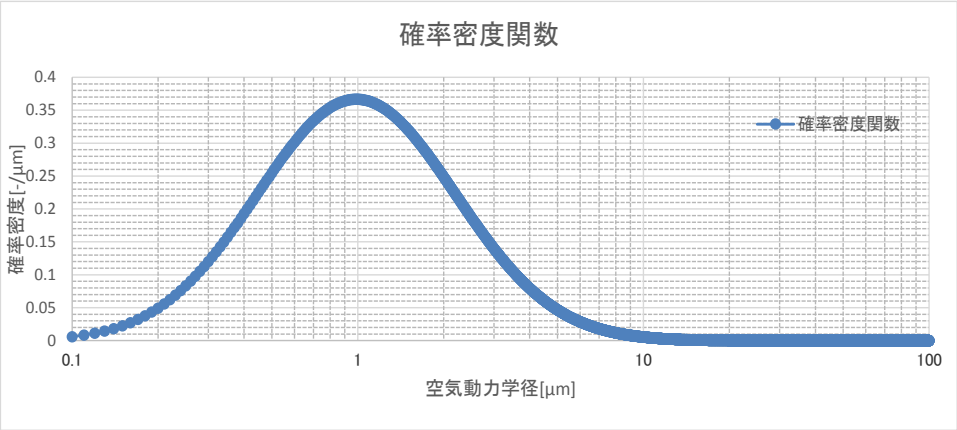


図 50-7-7　エアロゾル粒径分布（高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント）

表 50-7-1　エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	723.64 cm^3
高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント	10203.51 cm^3

② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して，水スクラバ単体のオーバーオール DF の算出

次に，フィルタ装置に流入するエアロゾルのうち，フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量を評価するため，フィルタ装置金属フィルタの前段に設置される水スクラバの除去性能（オーバーオール DF）を評価する。

水スクラバの粒径に対する除染係数は，性能確認試験により図 50-7-8,9 の結果が得られている。

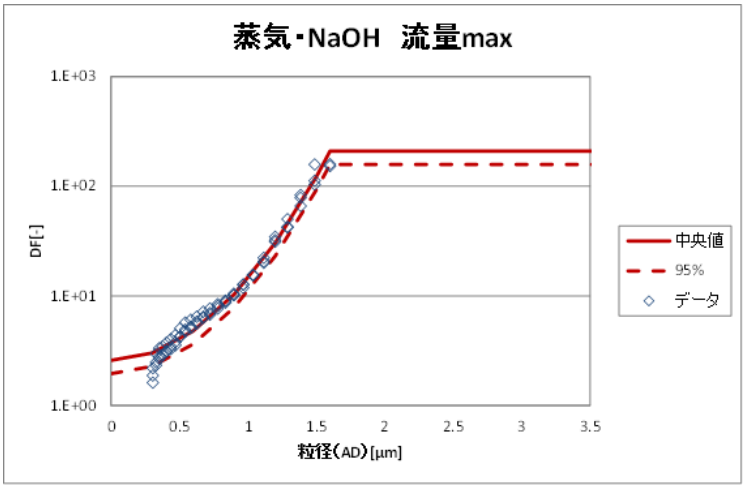


図 50-7-8　水スクラバ性能試験結果（0.62MPa[gage]相当流量）

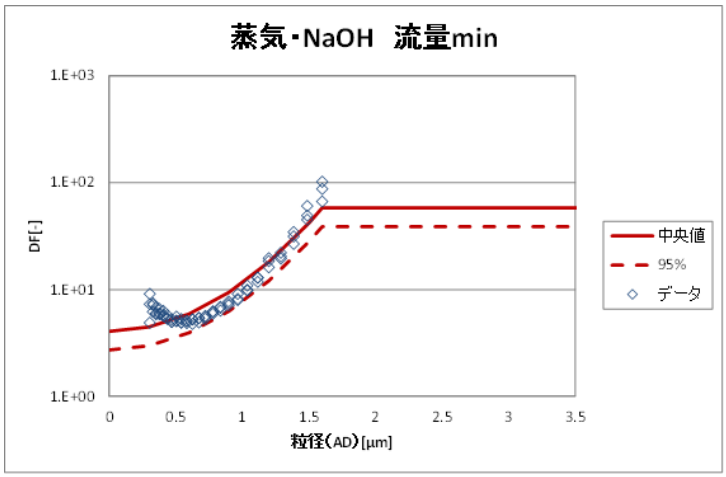


図 50-7-9　水スクラバ性能試験結果（最小流量相当）

図 50-7-6,7 に示す粒径分布に対して，図 50-7-8,9 の水スクラバの粒径に対する除去性能から，以下の評価式にて水スクラバのオーバーオール DF を評価すると，表 50-7-2 のとおりとなる。

［オーバーオール DF 評価式］　$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p)dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)}dD_p}$$

DF(Dp)は，粒径 Dp における水スクラバの DF
M(Dp)は，フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

表 50-7-2　水スクラバオーバーオール DF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオール DF
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失， D/W ベント	0.62MPa[gage] 相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失， D/W ベント	0.62MPa[gage] 相当流量	15
	最小流量相当	12

③ フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾルの量の算出

フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と，水スクラバのオーバーオール DF②より，フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は表 50-7-3 のとおり評価することができる。

表 50-7-3　フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量
大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	0.62MPa[gage]相当流量	6.29 cm^3
	最小流量相当	21.28 cm^3
高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント	0.62MPa[gage]相当流量	680.23 cm^3
	最小流量相当	850.29 cm^3

評価結果より，いずれのシナリオにおいても，フィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は，許容エアロゾル量である約 770cm^3（0.62MPa[gage]相当流量），約 1900cm^3（最小流量相当）よりも小さい。そのため，これらのシナリオでフィルタ装置を使用した場合，フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値まで到達はしない。

よって，エアロゾル流入量に対するフィルタ装置金属フィルタの容量は十分である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		格納容器圧力逃がし装置 （よう素フィルタ容量）
吸着層有効表面積	m^2	[redacted]
吸着層厚さ	mm	[redacted]

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し，吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより，有機よう素に対する除去効率が 98%以上となる設計とする。

表 50-7-4 に銀ゼオライトの性能試験条件を示す。ベントガス露点温度差とベントガスと吸着材の接触時間をパラメータとしたときの，銀ゼオライトの有機よう素除去性能は，図 50-7-10 のとおりとなる。

表 50-7-4　銀ゼオライト性能試験条件

項目		条件
試験ガス露点温度差		・5［K］　（試験ガス温度は 104[℃]） ・10［K］　（試験ガス温度は 109[℃]）
接触時間	露点温度差 5［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.33　[s]，0.41　[s]，0.49　[s]
	露点温度差 10［K］	・0.08　[s]，0.16　[s]，0.24　[s] 0.32　[s]，0.40　[s]，0.49　[s]
試験ガス組成		・水蒸気 95[%]，空気 5[%]
捕捉対象ガス		・ヨウ化メチル （微量の放射性よう素 I-131 を含む）

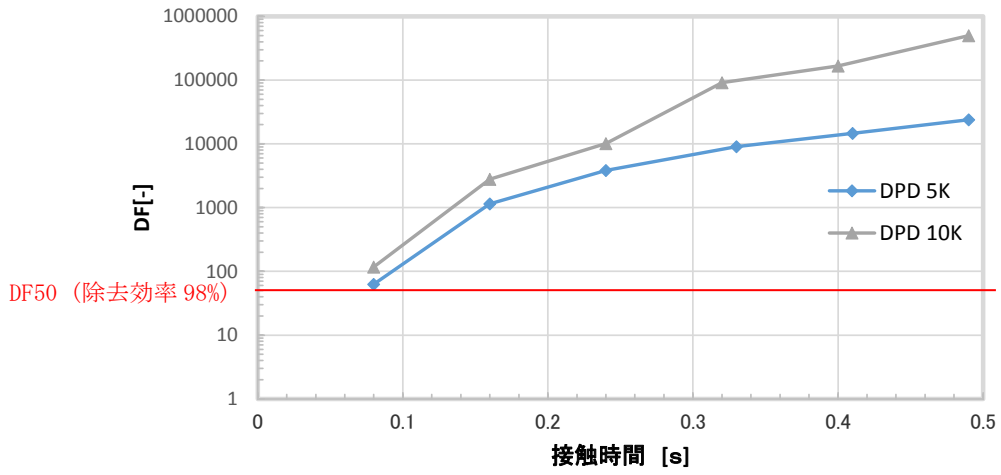


図 50-7-10　銀ゼオライトの有機よう素除去性能

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-7-10 より，よう素フィルタの有機よう素除去性能を 98%以上とするためには，露点温度差 5K 以上にて，ベントガスと吸着材の接触時間を約 0.08s 以上確保する必要がある。

なお，6 号及び 7 号炉の，よう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量，並びに露点温度差は表 50-7-5 のとおりとなる※1。

一方，よう素フィルタには，内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを 19 本設置する。よう素フィルタは 2 基設置することから，キャンドルユニットはトータルで 38 本設置することとなる。

ここで，キャンドルユニットの吸着層の［　　］を用い，吸着層の有効高さ［　　］キャンドルユニットの設置本数 38 本を用いて，式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると，［　　］となる。

(吸着層総有効面積)＝［　　］　（１）

また，吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量，さらに吸着層厚さ［　　］を用いて，式（２）にてベントガスと吸着材の接触時間は算出する。

(接触時間)＝(吸着層厚さ)÷｛(ベントガス体積流量)÷(吸着層総有効面積)｝　（２）

式（２）にて算出したベントガスと吸着材の接触時間についても，表 50-7-5 に記載する。

表 50-7-5　実機運転範囲

		原子炉格納容器圧力:620kPa(gage)※1 二次隔離弁：調整開 ベントガス組成： 水蒸気（7%），水素（34%）， 窒素(59%)※2	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s]※3 二次隔離弁：調整開 ベントガス組成： 水蒸気（100%）	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s]※4 二次隔離弁：調整開 ベントガス組成： 水蒸気（100%）
6 号	ベントガス 体積流量 [m^3/s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			
7 号	ベントガス 体積流量 [m^3/s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			

※1　有効性評価シナリオ（大 LOCA+SBO＋全 ECCS 機能喪失）における原子炉格納容器ベント開始時の D/W の圧力値。その時の原子炉格納容器ベントの取り出し口である S/C の圧力は 523kPa(gage)となる。

※2　MAAP 解析における有効性評価シナリオ（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失）のベント開始時原子炉格納容器の S/C 内ガス組成

※3　事故発生１週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

※4　事故発生１か月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

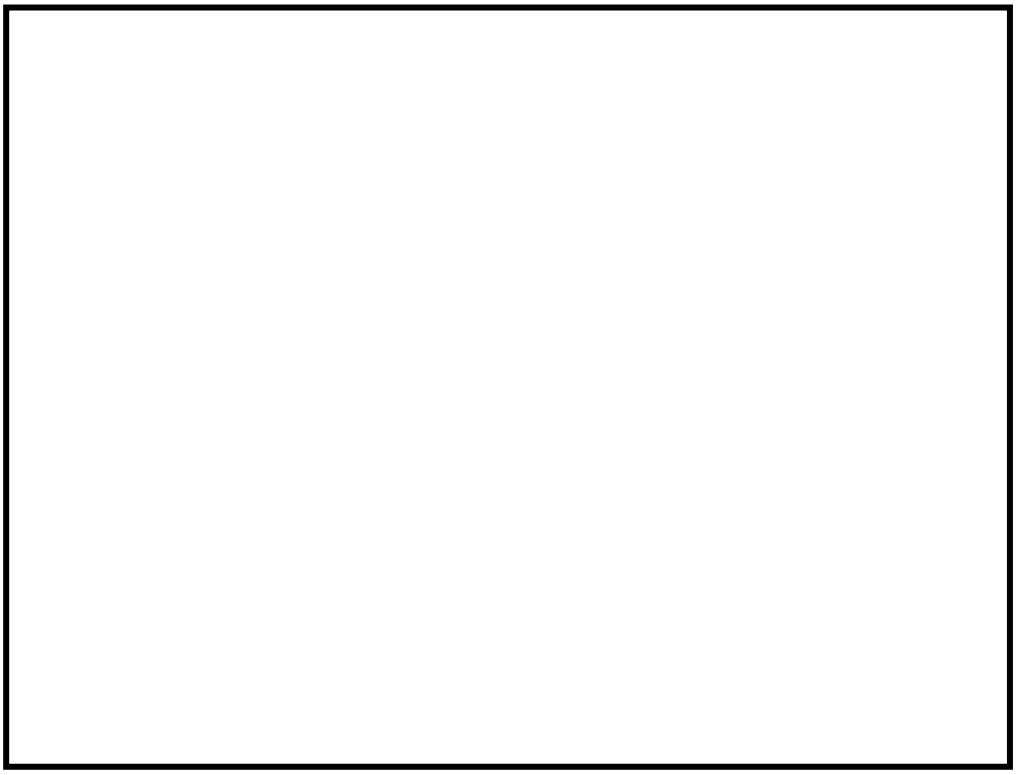


図 50-7-11　キャンドルユニット詳細図

表 50-7-5 より，実機のよう素フィルタの運転範囲としては，以下のとおりとなる。

【よう素フィルタ運転範囲】

そのため，実機におけるベントガスと吸着材との接触時間は，吸着層の有効面積を[redacted] 吸着層の厚さを[redacted]に設定することで，有機よう素除去性能を 98%以上とするために必要な接触時間 0.08s よりも十分大きくすることができる。

よって，吸着層の有効面積と厚さは，所望の有機よう素除去性能を達成するために十分である。

名　　称		格納容器圧力逃がし装置 （ラプチャーディスク容量）
破裂圧力	kPa[gage]	約 100

格納容器圧力逃がし装置に設置するラプチャーディスクの破裂圧力については，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げとならないよう，格納容器圧力逃がし装置使用開始時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するよう設定してある。

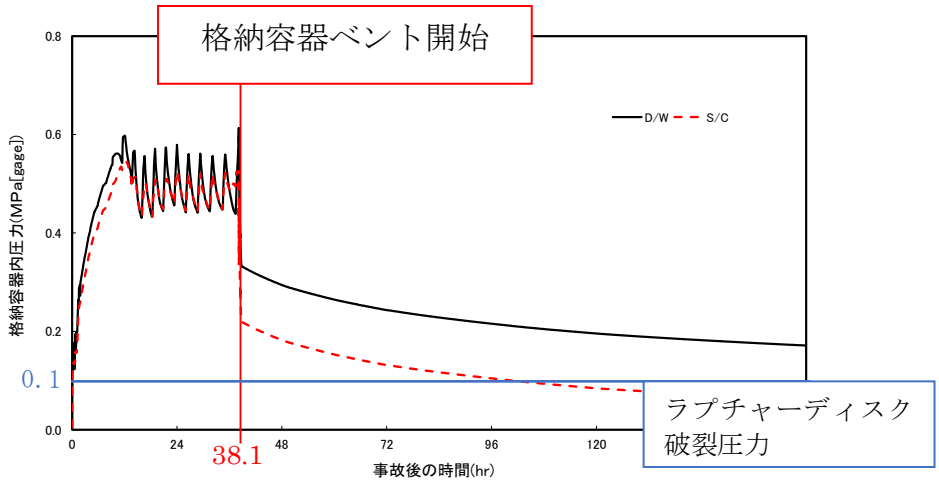


図 50-7-12　原子炉格納容器圧力推移（大 LOCA＋SBO＋全 ECCS 機能喪失）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		復水移送ポンプ (代替循環冷却系使用時)
容量	m^3/h/台	95 以上（注 1），125（注 2）
全揚程	m	6 号炉 : [redacted] 以上，7 号炉 : [redacted] 以上 85（注 2）
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37(1.7)
最高使用温度	℃	66(85)
原動機出力	kW	6 号炉 : [redacted] 以上，7 号炉 : [redacted] 以上（注 1） 55（注 2）
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

（　）内は代替循環冷却系使用時の条件を示す。

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは,設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに,格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱をするために使用する。

系統構成は，サプレッション・チェンバを水源とした復水移送ポンプより，残留熱除去系配管を経由して,原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ又は,原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに,原子炉格納容器の限界温度・圧力（200℃・0.62MPa[gage]）を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。

なお，代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは，設計基準対象施設として設置している 3 台のうち,2 台を重大事故防止設備とし,1 台を予備として使用する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1.容 量

1.1 代替循環冷却系を使用する場合の容量 125m^3/h

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの容量は,炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち,「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が約190 m^3/h（原子炉への注入流量が約 90 m^3/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が約 100 m^3/h）（復水移送ポンプ 2 台）又は,「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が 190 m^3/h（原子炉格納容器下部への注入流量が 50 m^3/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 140 m^3/h）（復水移送ポンプ 2 台)であることから，1 台あたり約 95 m^3/h 必要とする。

したがって，設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値 125m^3/h の内数であることから代替循環冷却系を使用する場合の公称値も同様に 125m^3/h とする。

2. 揚 程

2.1 代替循環冷却系を使用する場合の揚程 85m

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの揚程は,水源と移送先の圧力差（サプレッション・チェンバと原子炉の圧力差)，静水頭，機器圧損，配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【7 号炉】

以上より，設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は 85m であり，代替循環冷却系を使用する場合の揚程はこの内数であることから 85m とする。

3.最高使用圧力 1.7MPa[gage]

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は，[redacted]を上回る圧力として 1.37MPa[gage] としているが，代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用圧力[redacted]を上回る圧力として 1.7MPa[gage]とする。

4.最高使用温度 85℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は，水源の復水貯蔵槽の最高使用温度 66℃に合わせ 66℃としているが，代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用温度は，サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系運転時に約[redacted]℃となるため，これを上回る温度として 85℃とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5.原動機出力 55kW
（6 号炉）
　復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合（容量 95m³/h）の必要軸動力は，以下のとおり約□kW となる。

P=10^(-3)×ρ×g×((Q／3,600)×H)／(η／100))
=10^(-3)×1,000×9.80665×((95/3,600)×93)／(□/100))
=□kW
≒□kW

P ： 必要軸動力（kW）
ρ ： 流体の密度（kg/m³） ＝1,000
g ： 重力加速度（m/s²） ＝9.80665
Q ： ポンプ容量（m³/h） ＝95
H ： ポンプ揚程（m） ＝93（図 50-7-13 参照）
η ： ポンプ効率（%） ＝約□（図 50-7-13 参照）
（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

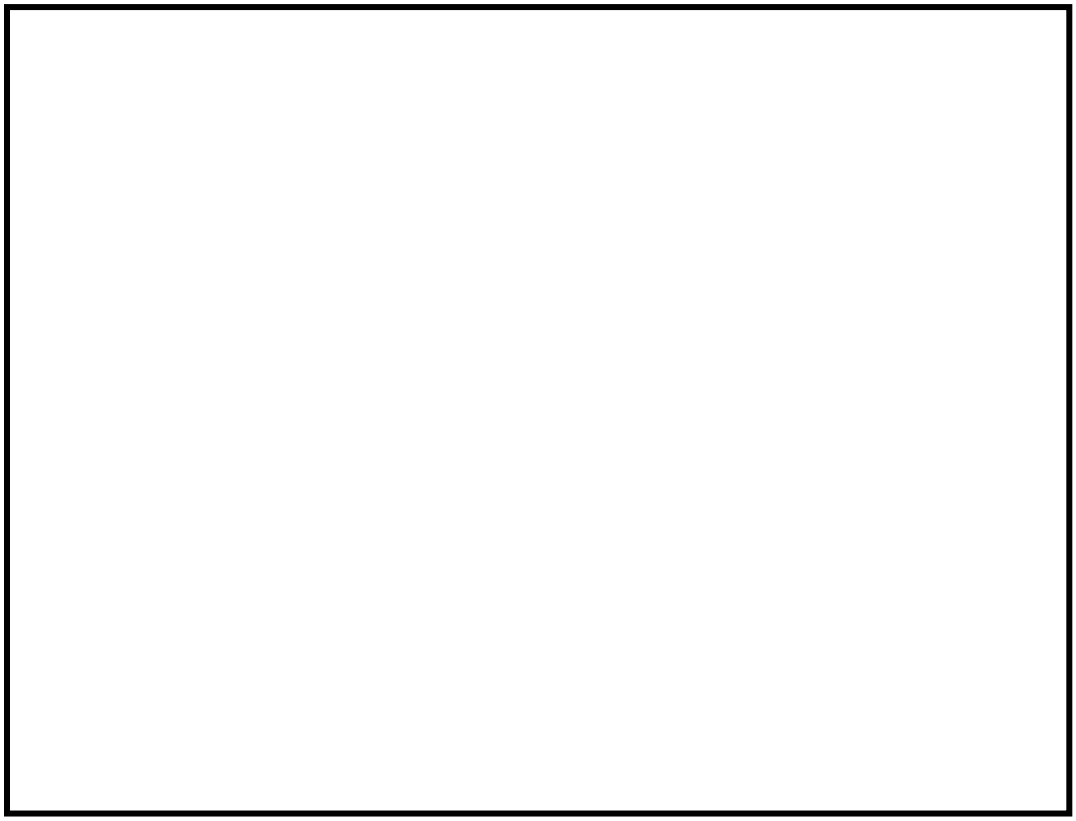


図 50-7-13　復水移送ポンプ性能曲線（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（7 号炉）

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合（容量 95m³/h）の必要軸動力は，以下のとおり約□kW となる。

$$P=10^{\wedge}(-3)\times\rho\times g\times((Q/3,600)\times H)/(\eta/100))$$
$$=10^{\wedge}(-3)\times1,000\times9.80665\times((95/3,600)\times92)/(□/100))$$
$$\fallingdotseq□\ kW$$
$$\fallingdotseq□\ kW$$

P ： 必要軸動力（kW）
ρ ： 流体の密度（kg/m³） ＝1,000
g ： 重力加速度（m/s²） ＝9.80665
Q ： ポンプ容量（m³/h） ＝95
H ： ポンプ揚程（m） ＝92（図 50-7-14 参照）
η ： ポンプ効率（%） ＝約□（図 50-7-14 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

□

図 50-7-14　復水移送ポンプ性能曲線（7 号炉）

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		残留熱除去系　熱交換器
個数	基	1
容量（設計熱交換量）	MW	約 8.1（注 1，2）
伝熱面積	m^2	6 号炉：約[　] 以上(注 1) 7 号炉：約[　] 以上(注 1) （約[　](注 2)）
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

代替循環冷却系として使用する残留熱除去系熱交換器は，設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

この場合，復水移送ポンプはポンプ 2 台で運転し，熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1.容量，伝熱面積の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は，海水温度が 30℃，サプレッション・チェンバ・プール水温が 52℃の場合において約 8.1MW であるが，重大事故等対処設備として想定する熱交換量は，サプレッション・チェンバ・プール水温が約 160℃，残留熱除去系熱交換器への通水流量が，サプレッション・チェンバ・プール側の流量約 190m^3/h，原子炉補機冷却系側の流量約 470m^3/h の場合において約 17MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約[　] m^2，7 号炉約[　] m^2 に対し，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約[　] m^2，7 号炉約[　] m^2 となるため，残留熱除去系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 8.1MW とし，要求伝熱面積としては設計基準対象施設として使用する場合と同様，6 号炉は約[　] m^2，7 号炉は約[　] m^2 とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

【設定根拠】

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

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

1. 個数，容量の設定根拠

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

なお，熱交換器ユニット（その 1）の容量を上記のように設定することで，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）代替循環冷却系を使用する場合」で，事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

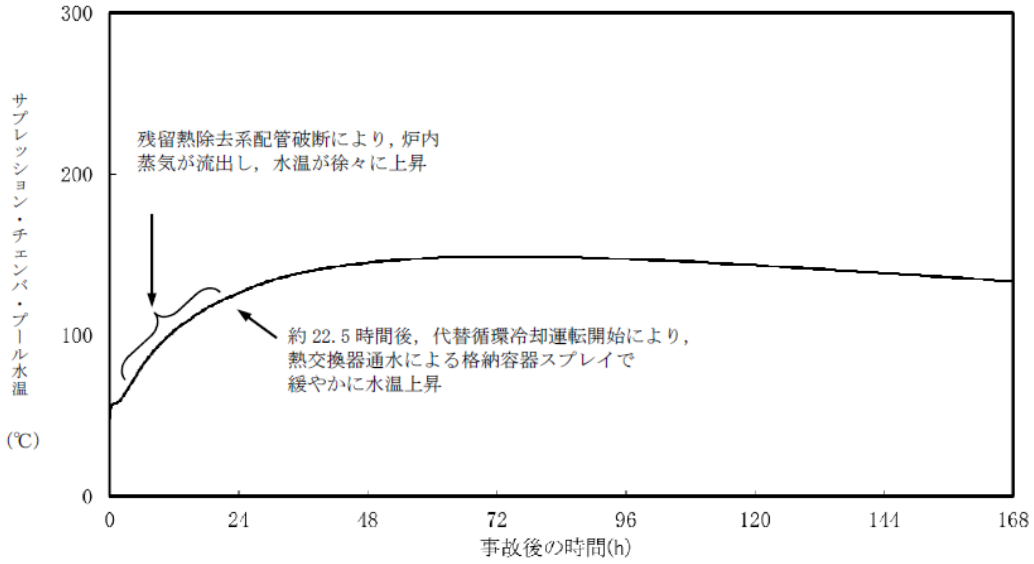


図 50-7-15　サプレッション・チェンバ・プール水温の推移
（原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ）

また，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

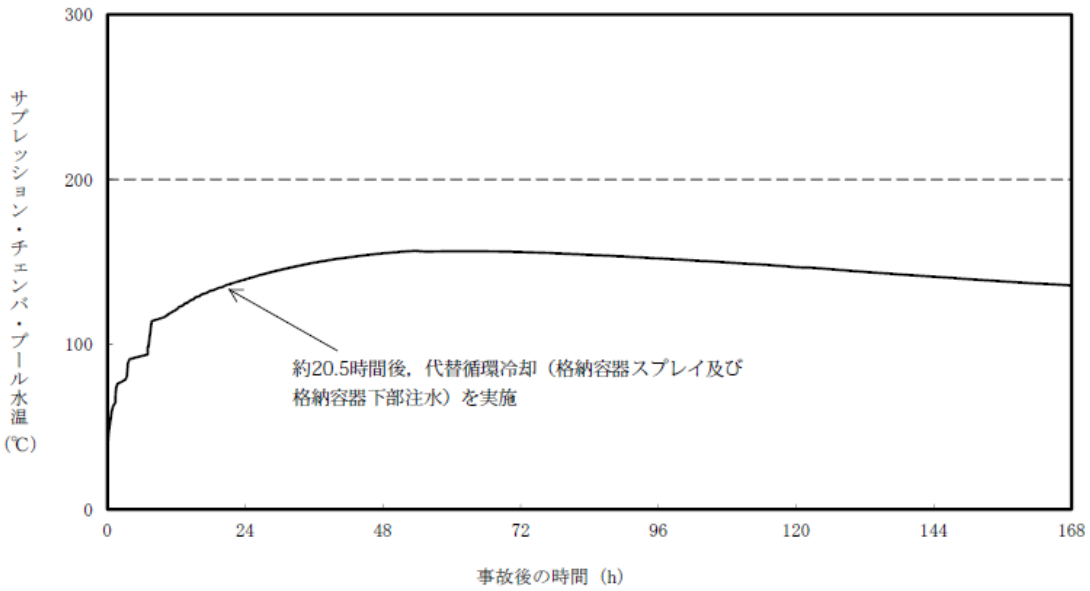


図 50-7-16　サプレッション・チェンバ・プール水温の推移
（格納容器下部注水及び格納容器スプレイ）

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その 1）の淡水側の最高使用圧力は，原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ，1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

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

3.最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

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

4.1 交換熱量

$Q = C_1 \cdot Wa \cdot \rho_1 \cdot (Ta1-Ta2)$

$\therefore Ta1 = 65.3$

$Q = C_2 \cdot Wb \cdot \rho_2 \cdot (Tb1-Tb2)$

$\therefore Tb1 = 54.0$

Q	：熱交換器ユニット除熱能力	＝23.0MW（82,800,000 kJ/h）
Wa	：淡水側流量	＝600m^3/h
Wb	：海水側流量	＝840m^3/h
Ta1	：熱交換器ユニット淡水側入口温度	
Ta2	：熱交換器ユニット淡水側出口温度	＝32.0℃
Tb2	：熱交換器ユニット海水側入口温度	＝30.0℃
Tb1	：熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ_1	：密度（淡水）	＝990.1kg/m^3
ρ_2	：密度（海水）	＝1017kg/m^3
C_1	：比熱（淡水）	＝4.18kJ/kg・K
C_2	：比熱（海水）	＝4.03kJ/kg・K

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4.2 対数平均温度差

⊿t＝{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)}／ln{(Ta1-Tb2)／(Ta2-Tb1)}

＝5.38K

⊿t ：対数平均温度差

4.3 伝熱係数

Uc ＝ [redacted] kW/(m^2・K)

4.4 必要伝熱面積

A_r ＝Q／⊿t／Uc

＝23000／5.38／[redacted]／2 ＝ [redacted] m^2 ≒ [redacted] m^2

A_r ：熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, [redacted] ×2 ＝ [redacted] m^2

以上より，熱交換器ユニット（その 1）の伝熱面積は，約 [redacted] m^2/式とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		熱交換器ユニット（その 2）
個数	式	1
容量（設計熱交換量）	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側　1.37 ／　海水側　1.4
最高使用温度	℃	淡水側　70 又は 90　／　海水側　80 又は 40
伝熱面積	m^2/式	□ 以上(注 1)（約□(注 2)）
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット（その 2）は，重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

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

1. 個数，容量の設定根拠

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

なお，熱交換器ユニット（その 2）の容量を上記のように設定することで，代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で，事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その 2）の淡水側の最高使用圧力は，原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ，1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

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

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

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\square \times 8.60}$$

$$= \square \ m^2 \text{／基}$$

Q　：設計熱交換量（W）　＝11.602×10^6（＝11.61MW）

K_o：伝熱板熱通過率（W/(m^2･K)）　＝□

ΔT：対数平均温度差（K）　＝8.60

（引用文献：「伝熱工学資料　改訂第 4 版」（1986 年　日本機械学会））

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は，□×2　＝□ m^2

以上より，熱交換器ユニット（その 2）の伝熱面積は，約□ m^2/式とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

・管側（サプレッション・プール水）流量　　：954m^3/h（残留熱除去系定格流量）
・胴側（原子炉補機冷却水）流量　　：1200m^3/h
・管側（サプレッション・プール水）入口温度：52℃
・海水温度　　：30℃
・(参考)原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積：[　　] m^2

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

・管側（サプレッション・プール水）流量　　：954m^3/h（残留熱除去系定格流量）
・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量　　：約 600m^3/h
・管側（サプレッション・プール水）入口温度：52℃
・海水温度　　：30℃
・(参考）熱交換器ユニット伝熱面積　　：約[　　] m^2

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）
個数	台	2
容量	m^3/h/台	300 以上（注 1）（300（注 2））
全揚程	m	□以上（注 1）（75（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□以上（注 1）（110（注 2））
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）は，重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）は 2 台設置する。

1.個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その 1）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m^3/h とし，容量 300 m^3/h のポンプを 2 台設置する。

なお，代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その 1）の容量を上記のように設定することで，代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で，事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.揚程の設定根拠

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

【6 号炉のケース】

配管・機器圧力損失　：　約□m

上記から，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の揚程は 75m とする。

3.最高使用圧力の設定根拠

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

4.最高使用温度の設定根拠

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

5.原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）（容量 300m^3/h）の必要軸動力は，以下のとおり約□kW となる。

$$P=10^{\wedge}(-3)\times\rho\times g\times((Q/3{,}600)\times H)/(\eta/100)$$
$$=10^{\wedge}(-3)\times1{,}000\times9.80665\times((300/3{,}600)\times75)/(\square/100)$$
$$=\square\ \mathrm{kW}$$
$$\fallingdotseq\square\ \mathrm{kW}$$

P　：　必要軸動力（kW）

ρ　：　流体の密度（kg/m^3）　＝1,000

g　：　重力加速度（m/s^2）　＝9.80665

Q　：　ポンプ容量（m^3/h）　＝300

H　：　ポンプ揚程（m）　＝75（図 50-7-17 参照）

η　：　ポンプ効率（%）＝□（図 50-7-17 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

以上より，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の原動機出力は 110kW とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

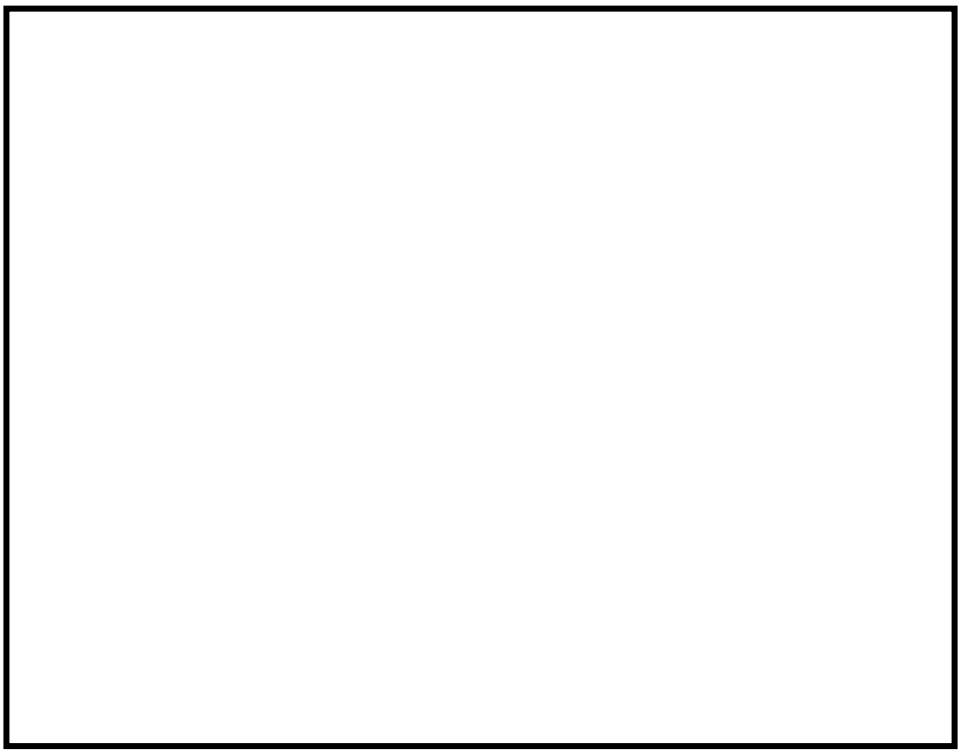


図 50-7-17　代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

【設定根拠】

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

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）は 1 台設置する。

1.個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その 2）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m^3/h とし，容量 600 m^3/h のポンプを 1 台設置する。

なお，代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その 2）の容量の容量を上記のように設定することで，代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で，事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.揚程の設定根拠

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

【6 号炉のケース】

配管・機器圧力損失　：　約□m

上記から，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）の揚程は 75m とする。

3.最高使用圧力の設定根拠

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

4.最高使用温度の設定根拠

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

5.原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）（容量 600m^3/h）の必要軸動力は，以下のとおり約□kW となる。

$$P=10^{(-3)}\times\rho\times g\times((Q/3{,}600)\times H)/(\eta/100)$$
$$=10^{(-3)}\times1{,}000\times9.80665\times((600/3{,}600)\times75)/(□/100)$$
$$=□\ \mathrm{kW}$$
$$\fallingdotseq□\ \mathrm{kW}$$

P　：　必要軸動力（kW）
ρ　：　流体の密度（kg/m^3）　＝1,000
g　：　重力加速度（m/s^2）　＝9.80665
Q　：　ポンプ容量（m^3/h）　＝600
H　：　ポンプ揚程（m）　＝75（図 50-7-18 参照）
η　：　ポンプ効率（%）＝約□(図 50-7-18 参照)

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

以上より，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）の原動機出力は 200kW/台とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

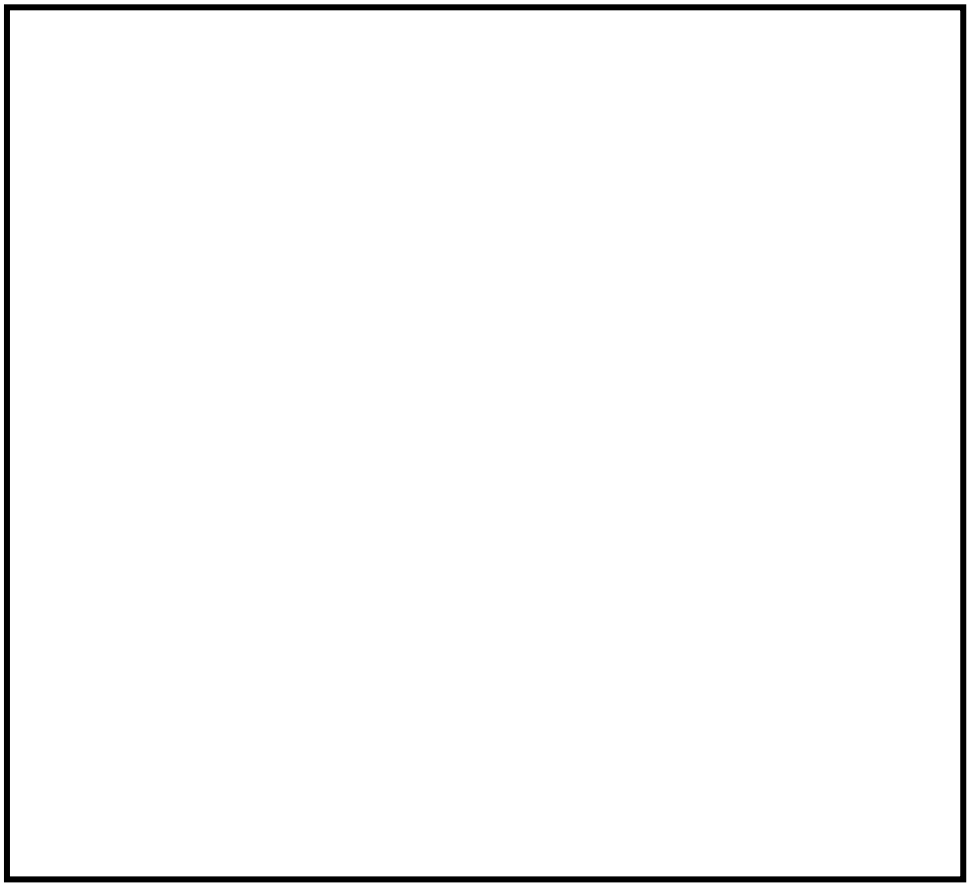


図 50-7-18　代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m^3/h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.46 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	[redacted]
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

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

1.容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱(約 23MW)を除去するために必要な流量を 840m^3/h とし，900m^3/h とする。

なお，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで，代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」で，事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また，有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で，事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には，図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように，代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に，温度上昇が抑制されていることが確認できている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は，下記を考慮する。

(6 号炉)

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

(7 号炉)

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

上記から，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.46MPa[gage]以上とし，1.25MPa[gage]とする。

[redacted]

図 50-7-19　大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

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

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，取水路に投入した取水ポンプにより，取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 50-7-20 に示す。この場合における海面は，通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位，津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 17.2m 下位となる。また，取水ポンプは，キャビテーションの発生を防止するために，海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

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

上記の設置状況に基づき，必要流量 840 m^3/h を確保した場合における揚程である 31m に対し，必要揚程が約 19m であること，また，取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し，最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから，吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより，設置高さを調整することなく，必要な揚程を確保することが可能である。

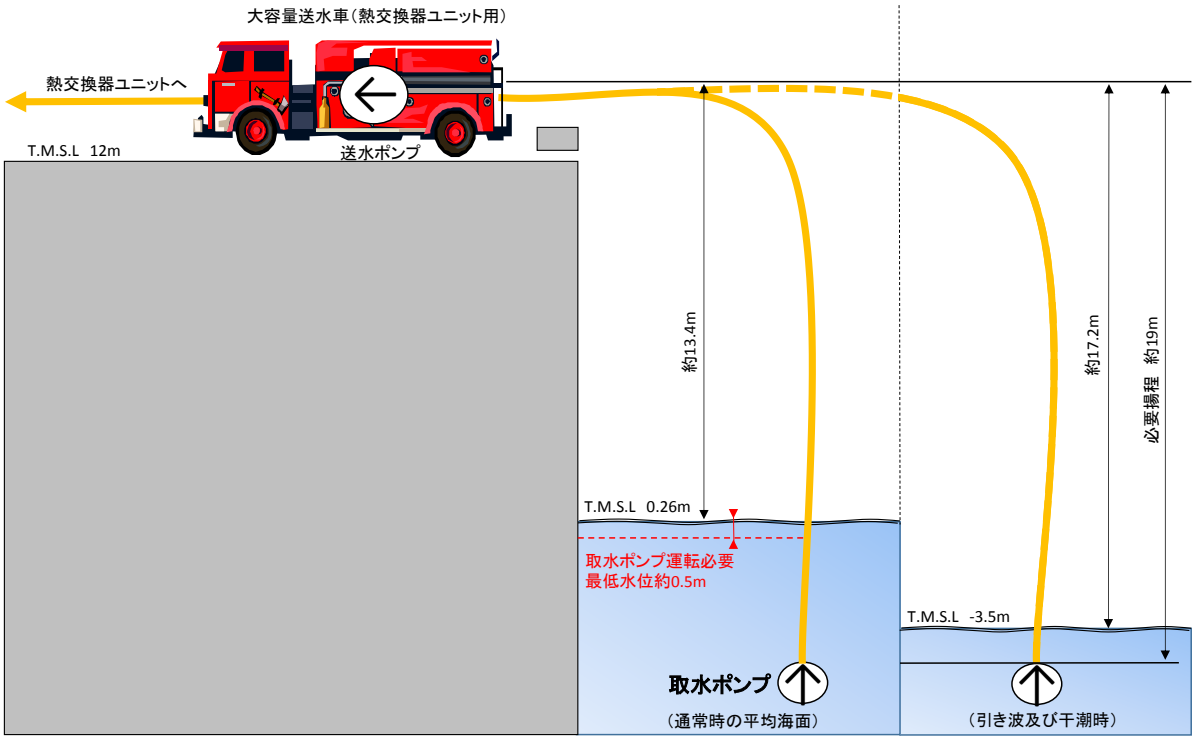


図 50-7-20　大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.最高使用圧力の設定根拠

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

4.最高使用温度の設定根拠

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

5.原動機出力の設定根拠

原動機出力は，定格流量点（ ）での軸動力を考慮し， kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

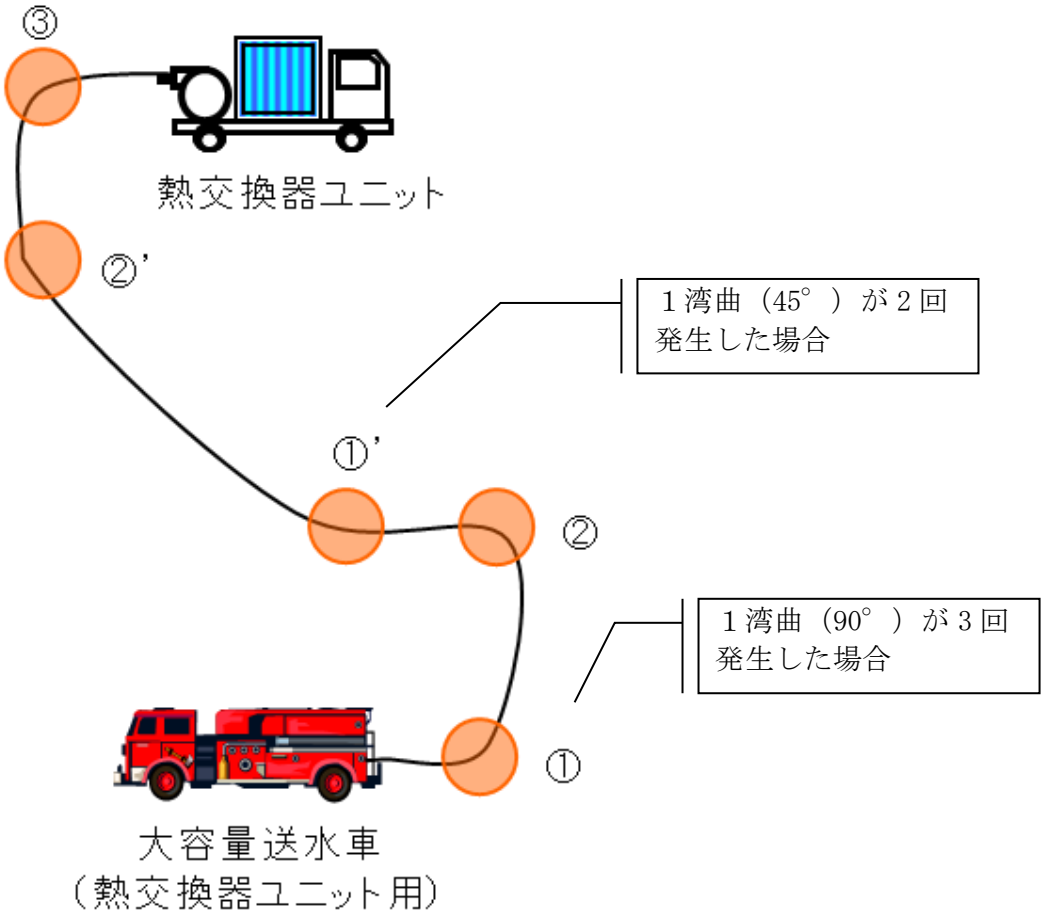


図 50-7-21　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ）

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

○損失ヘッド fc

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

fc=0.068･･･［MPa］（ｉ）

を引用する。

○流速 v

v=Q/A

・Q=流量について

大容量送水車流量は，840m^3/h である。

・A=管路の断面積について

A＝πr^2 であることから，r=管内径/2 となり，管内径 0.295m より，

r=0.1475。よって，A=0.06834[m^2]

・流速 v=Q/A より

v=204.8581[m/min]

＝ 3.415[m/s] ･･･(ⅱ)

○上記(ⅰ)(ⅱ)より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

hc＝fc×v^2/(2g)より，重力加速度 9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(3.145^2/(2×9.8))

＝0.04046[m]

50-8
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

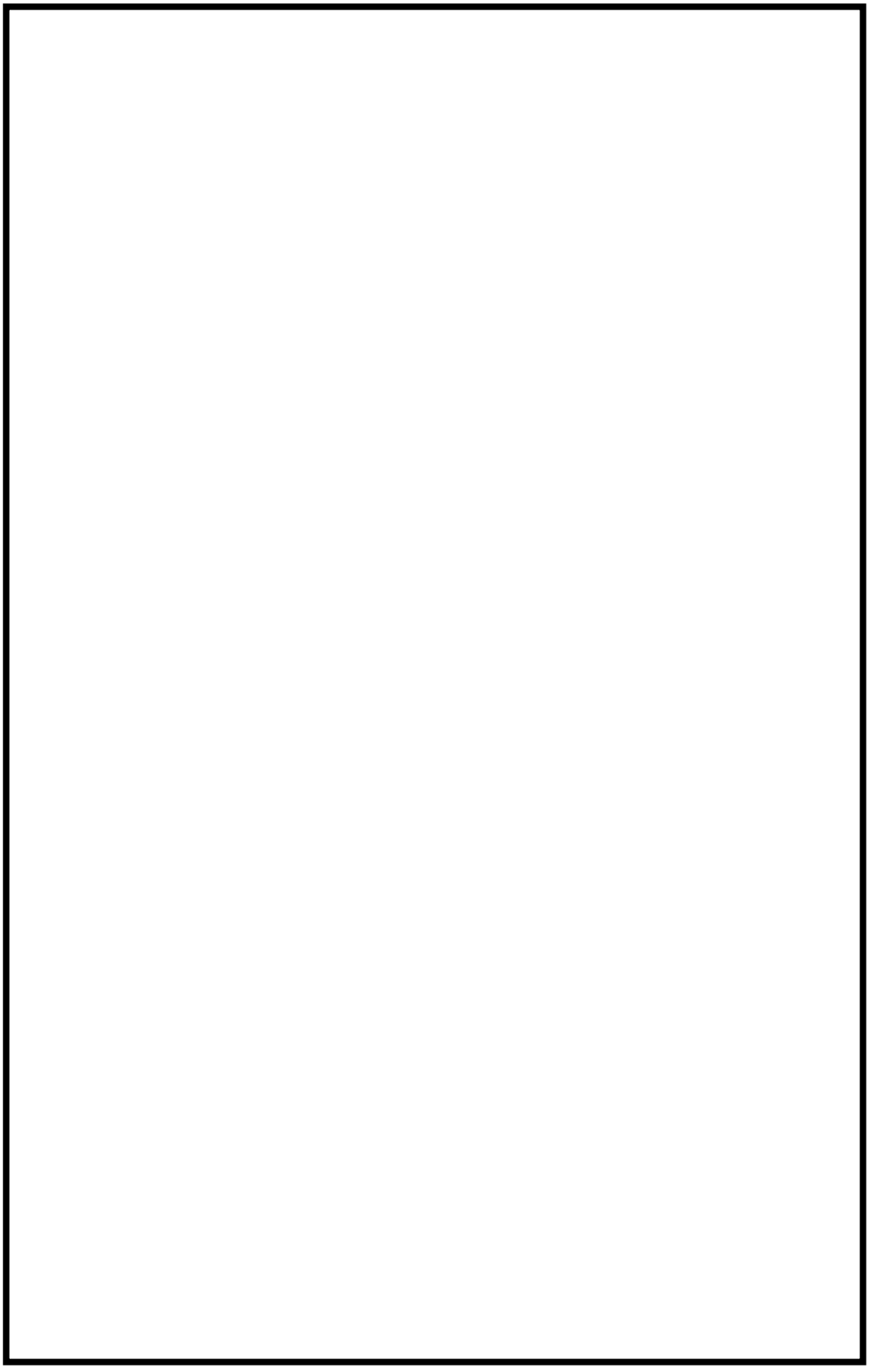


図 50-8-1　格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

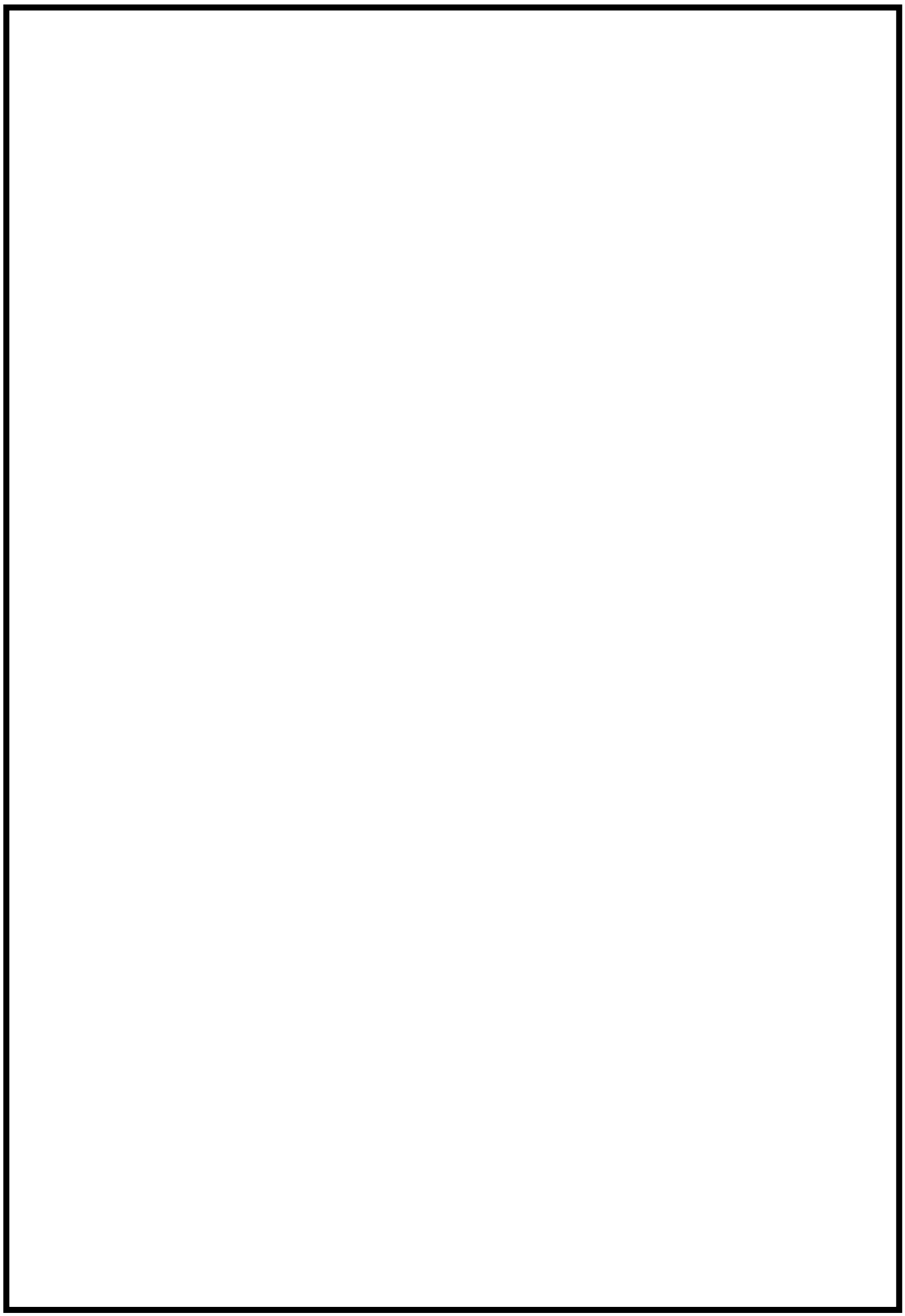


図 50-8-2　代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

50-9
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

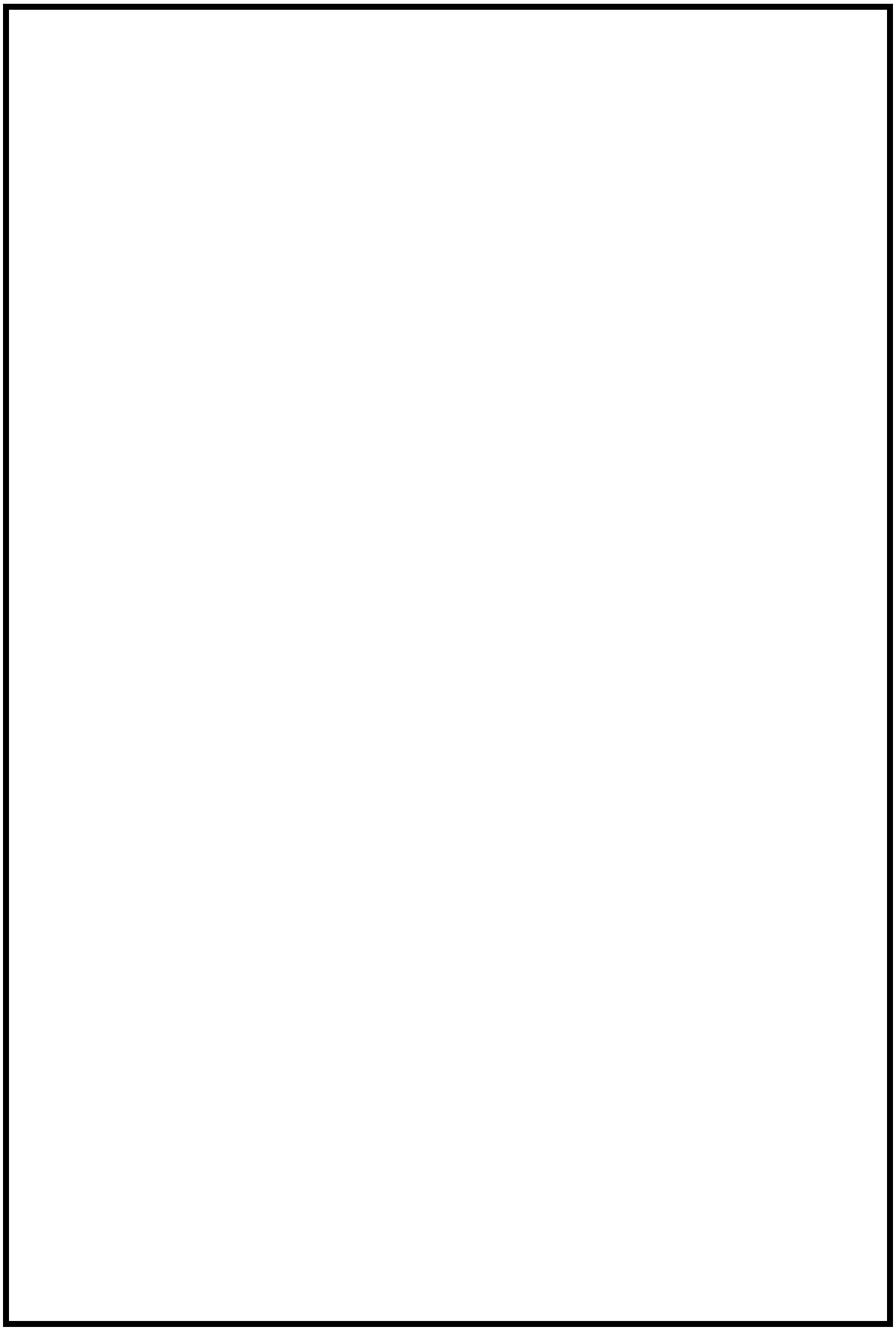


図 50-9-1　屋外保管場所配置図（代替循環冷却系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

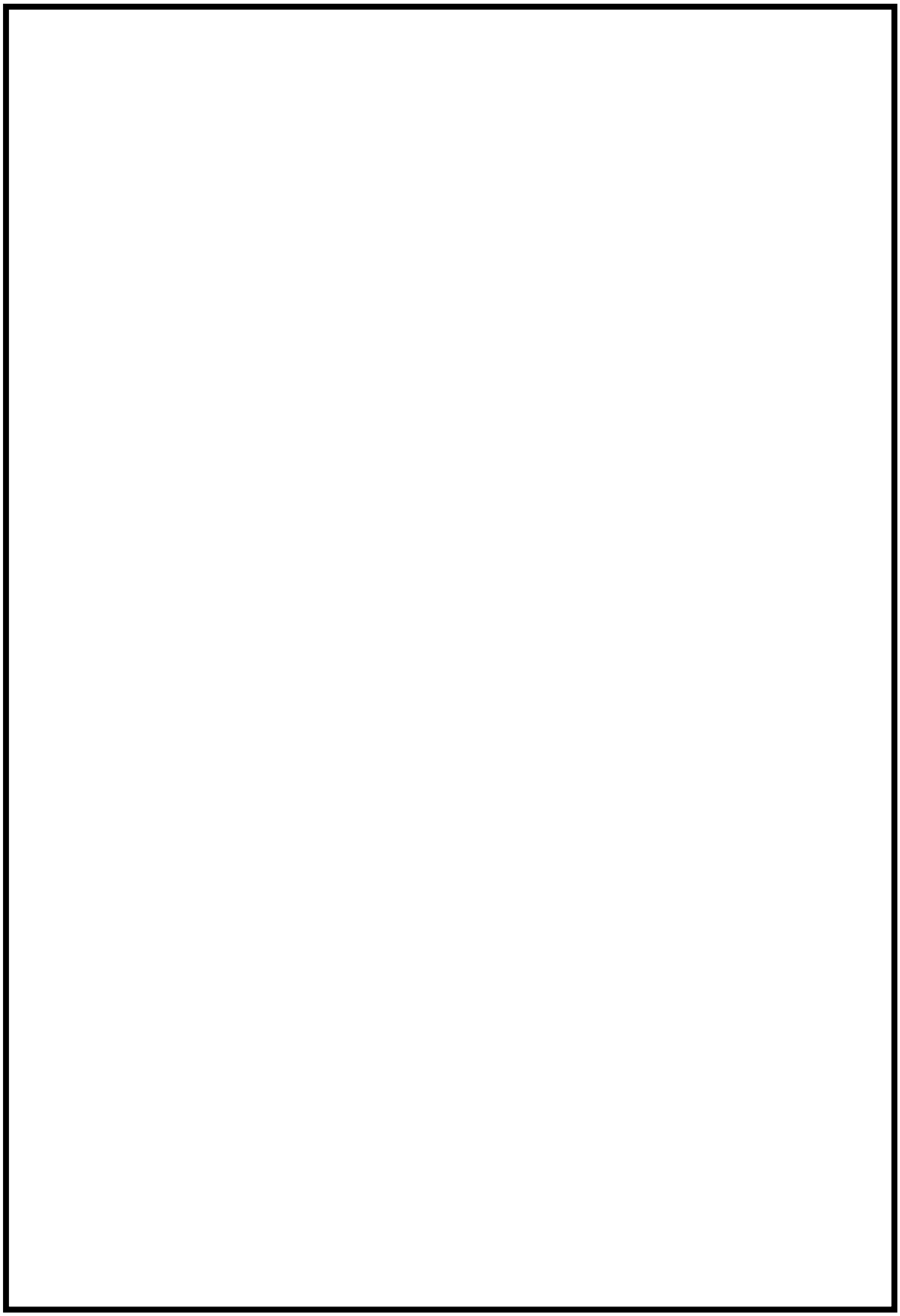


図 50-9-2　屋外保管場所配置図（格納容器圧力逃がし装置）

50-10
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

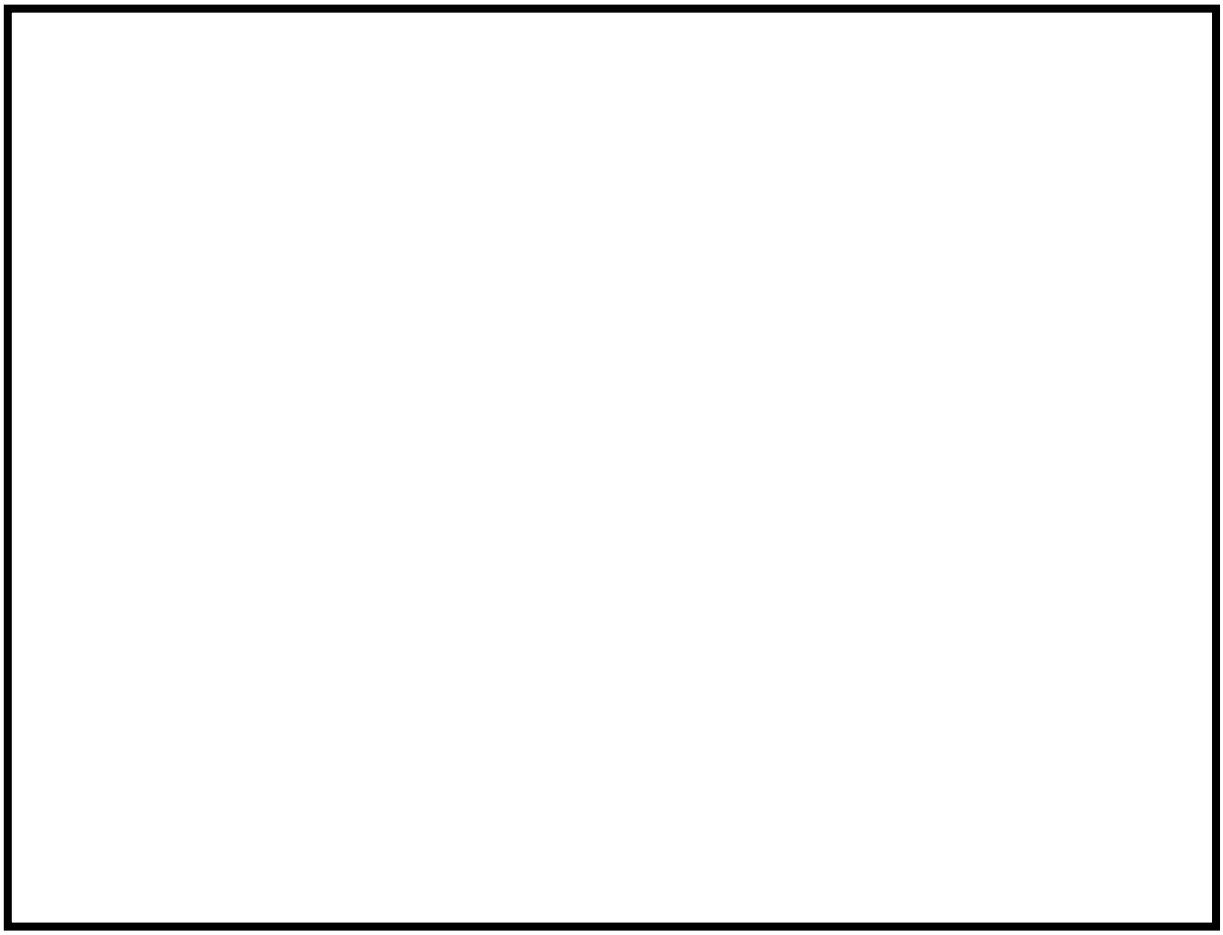


図 50-10-1　保管場所及びアクセルルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-10-2　地震・津波発生時のアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 50-10-3　森林火災発生時のアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

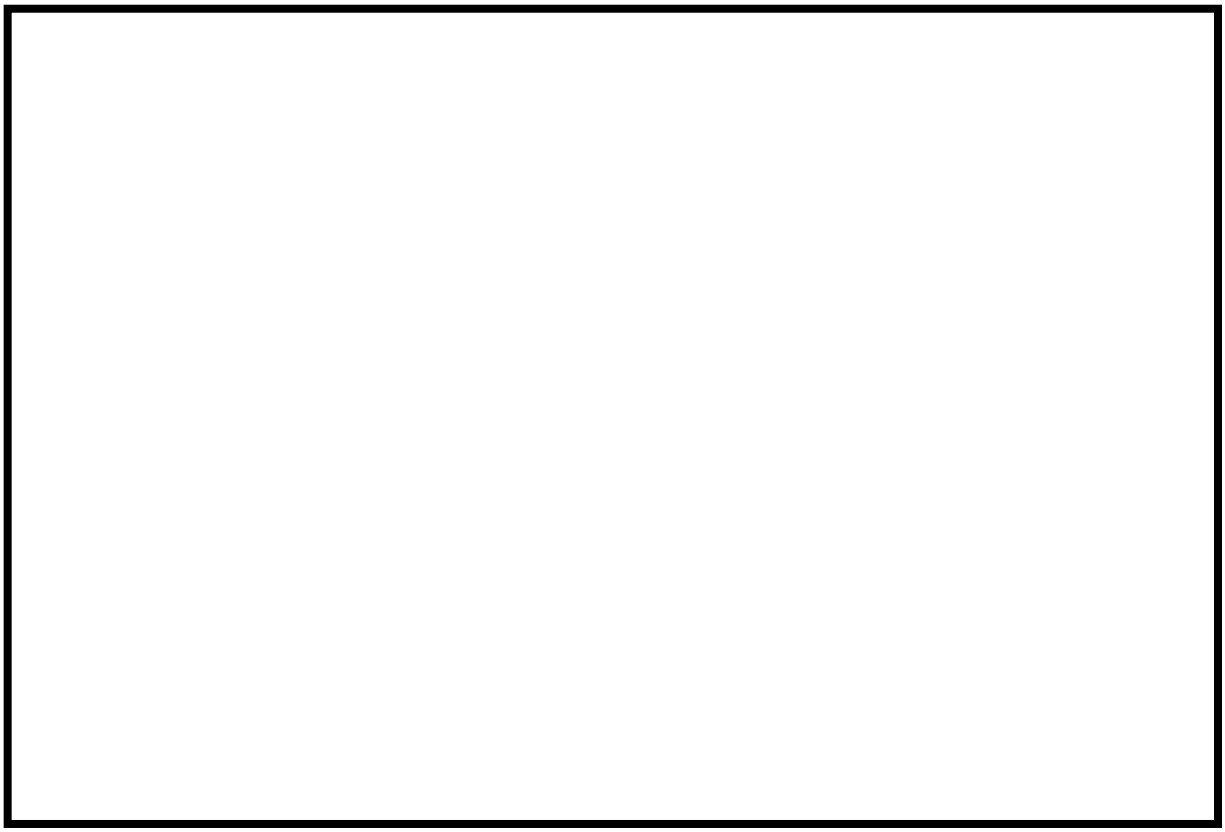


図 50-10-4　中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

50-11
その他設備

【格納容器 pH 制御設備】

1.　設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際，原子炉格納容器内が酸性化することを防止し，サプレッション・チェンバのプール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために，格納容器 pH 制御設備を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本系統は，図 50-11-1 に示すように，復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ，上部ドライウェルスプレイ配管，サプレッション・チェンバスプレイ配管，下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

格納容器 pH 制御設備は，他号炉とは共用しない設計とする。また，格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し，格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

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

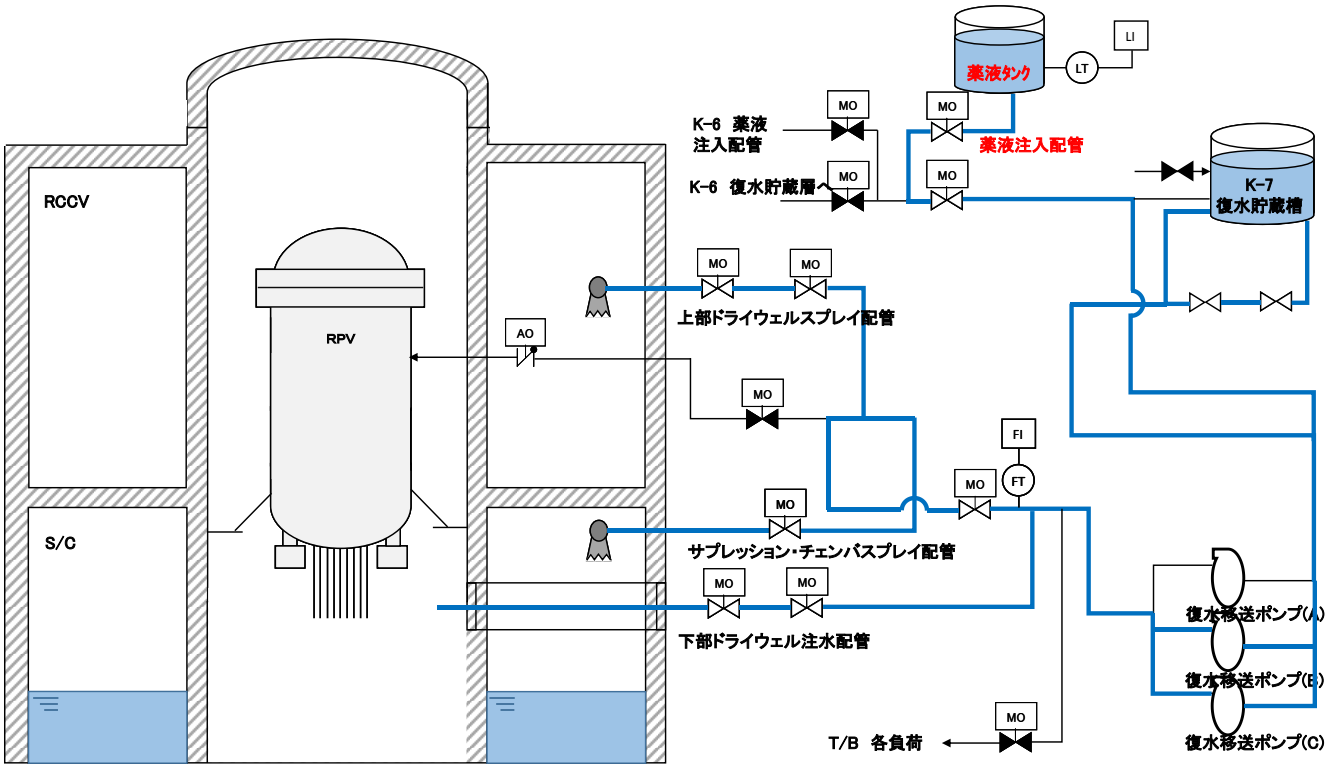


図 50-11-1　　格納容器 pH 制御設備　系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

2.1 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウェル，下部ドライウェル，サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが，それらは連通孔やベント管等で接続されており，最終的にはサプレッション・チェンバのプール水に流入する。その場合，サプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 [redacted] [wt%]，pH は約 [redacted] となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後には，薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため，薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼，及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図 50-11-2, 図 50-11-3 に示すが，pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。

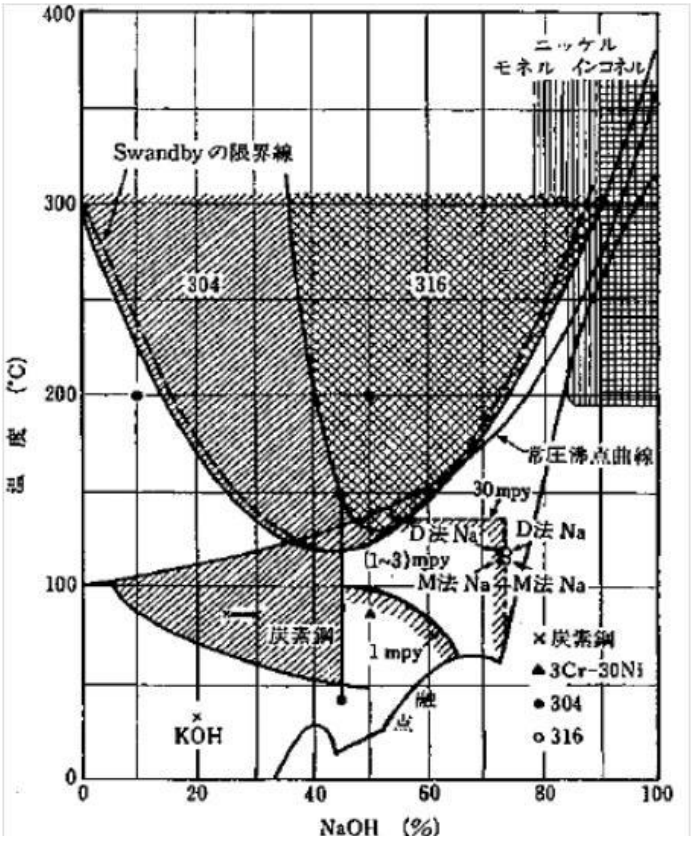


図 50-11-2　アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

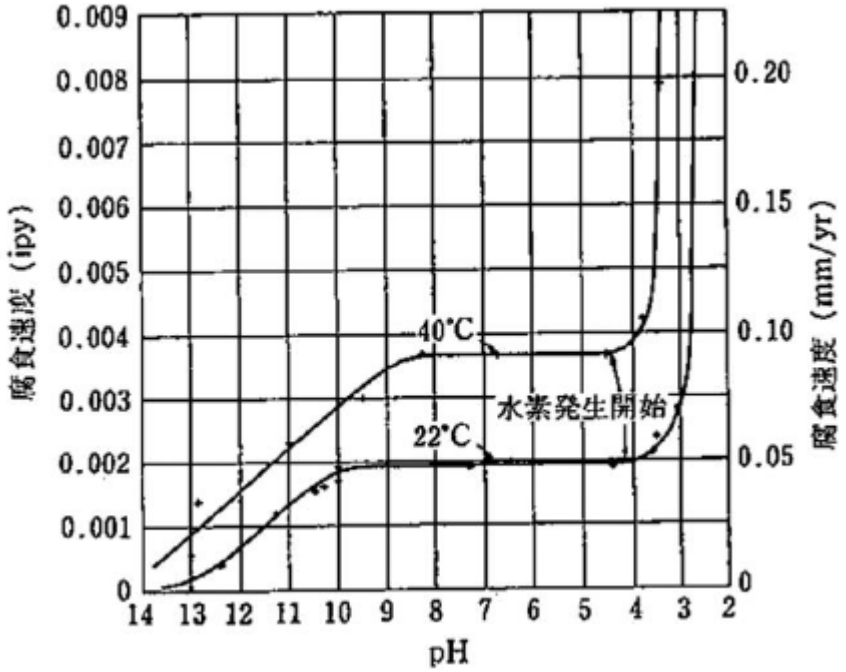


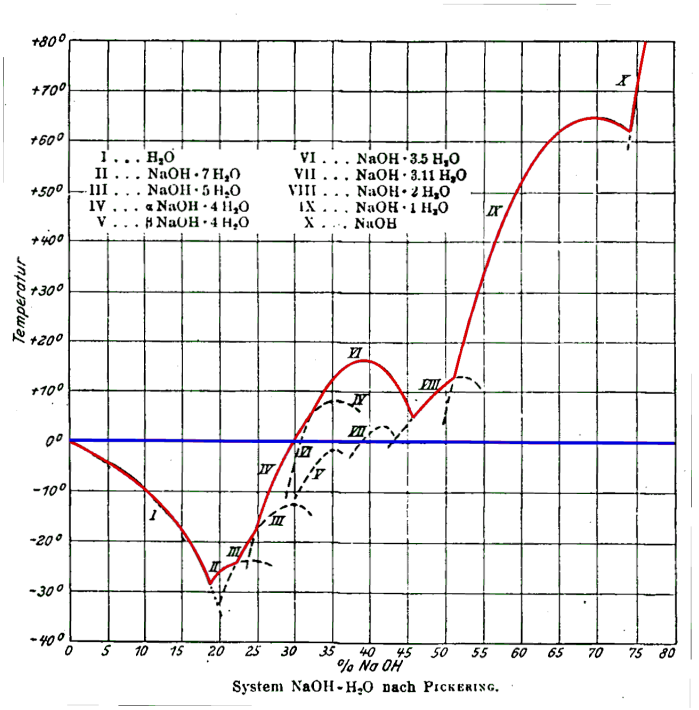
図 50-11-3　炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，表 50-11-1 の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

表 50-11-1　改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

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

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図 50-11-4 に示すが，本系統使用後の濃度である□[wt%]では，水温が 0℃以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。



System $NaOH-H_2O$ nach Pickering.

図 50-11-4　水酸化ナトリウムの水系相平衡図
出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie,Natrium,8 Auflage,Verlag Chemie,Berlin 1928』

2.2 水素ガスの発生について

原子炉格納容器内では，配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり，スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素ガスが発生する。また，原子炉格納容器内のグレーチングには，亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり，式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。

これらを踏まえ，事故時に想定される原子炉格納容器内の水素ガスの発生量を評価する。なお，実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが，保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素ガスが発生するとして評価を行う。

$$Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2\uparrow \qquad 式(a)$$

$$Zn + NaOH + H_2O \rightarrow NaHZnO_2 + H_2\uparrow \qquad 式(b)$$

2.2.1　アルミニウムによる水素ガス発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【算出条件】

【計算結果】
上記条件より，アルミニウム量は[kg]となる。そして，式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると，水素ガスの発生量は約[kg]となる。

2.2.2　亜鉛による水素ガス発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し，アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】
上記条件より，亜鉛量はドライウェルで[kg]，サプレッション・チェンバで[kg]となり，合計で[kg]となる。そして，式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると，水素ガスの発生量は約[kg]となる。

2.2.3　水素ガス発生による影響について

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素ガス量は，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)」シナリオで 592[kg]であり，薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても，事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また，原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素ガスの発生がないことから，水素ガスの燃焼は発生しない。

これらのことから，pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素ガスが発生することを考慮しても，影響はないものと考える。

2.3 代替循環冷却系運転時の影響について

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

代替循環冷却系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが，2.1 で示すとおり pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。

また代替循環冷却系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については，その主要部材が SUS316L で構成されており，図 50-11-2 に示すとおり原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。

【代替循環冷却系　残留熱除去系吸込ストレーナ】

1.　残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

6 号及び 7 号炉では，残留熱除去系吸込ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として，多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに，原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから，繊維質保温材の薄膜効果※1による異物の捕捉が生じることはない。

また，事故時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等），塗装片，スラッジが想定されるが，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時のブローダウン過程等のサプレッション・チェンバのプール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても，繊維質の保温材がなく，薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから，これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

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

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

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても，ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ※4，加えて，長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に，次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※１：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

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

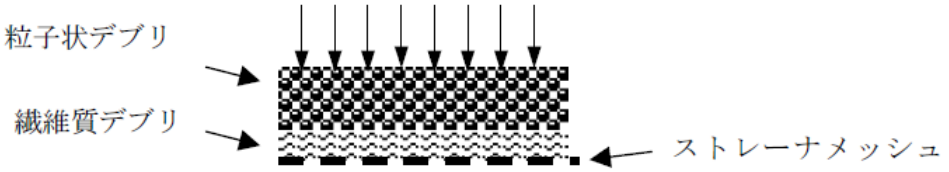


図 50-11-5　薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については，NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として，「1/8 inch 以下のファイバ

層であれば,ファイバ層そのものが不均一であり,圧力損失は小さいと考えられる」,と記載されている。また，R.G. 1.82 においても「1/8 inch.（約 3.1mm）を十分下回るファイバ層厚さであれば，安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており，薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても，この効果の裏付けとなる知見が得られており，理論厚さ 0.11 inch（2.79mm）において，均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に，繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ，粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり，繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

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

表 50-11-2　NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4　BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge

Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2　：代替循環冷却系の使用開始は事故後約 22.5 時間後であり，LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており，大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考える。また，粒子径が 100μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は，理想的な球形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機（H21.3）,PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討），仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても，ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s（7 号炉の例，250m^3/h の時）程度であり，底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3　：ABWR は原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の落下先は下部ペデスタルであり，代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水は下部ペデスタルへ落下し，下部ペデスタル床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる（図 50-11-6 参照）。粒子化した溶融炉心

等が下部ペデスタル内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒径を有する異物が流動によって下部ペデスタルから巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

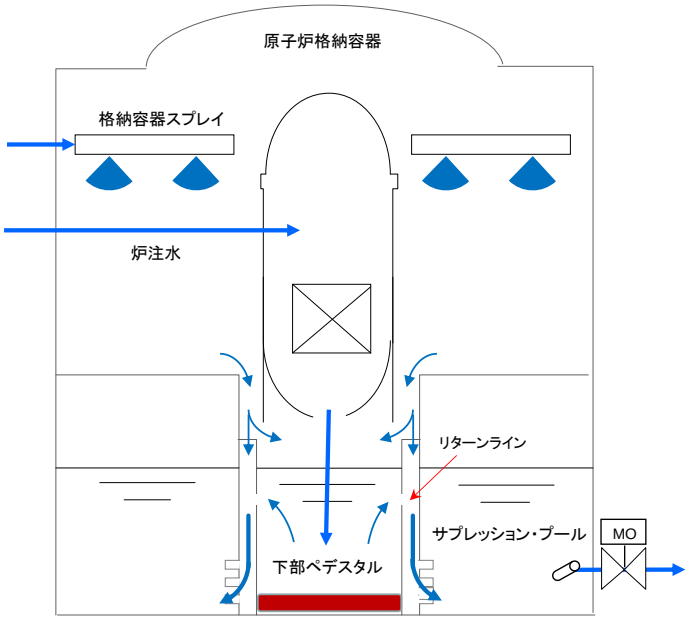


図 50-11-6　RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

※4　：GSI-191 における検討において，サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（図 50-11-7 参照）。当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが，BWR のストレーナ形状は円筒形であり（図 50-11-8 参照），ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ，注水流量の低下を検知した後，ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し，速やかに冷却を再開することが可能である。

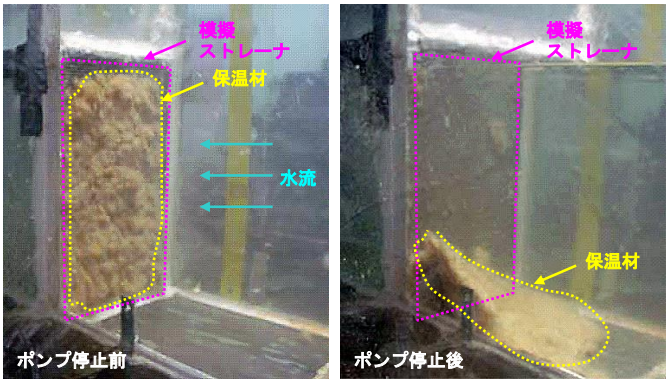


図 50-11-7　ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

6 号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図　7 号炉 残留熱除去系吸込ストレーナ図

図 50-11-8　ABWR において設置されているストレーナ

図 50-11-9　6 号炉 残留熱除去系(B)吸込ストレーナ（据付状態）

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述 1. の閉塞防止対策に加えて，代替循環冷却運転中に，仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し，残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図 50-11-10 に示しているが，復水補給水系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い，可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。従って，代替循環冷却運転継続中に流量監視し，流量傾向が異常に低下した場合は MUWC ポンプを停止し，逆洗操作を実施する。

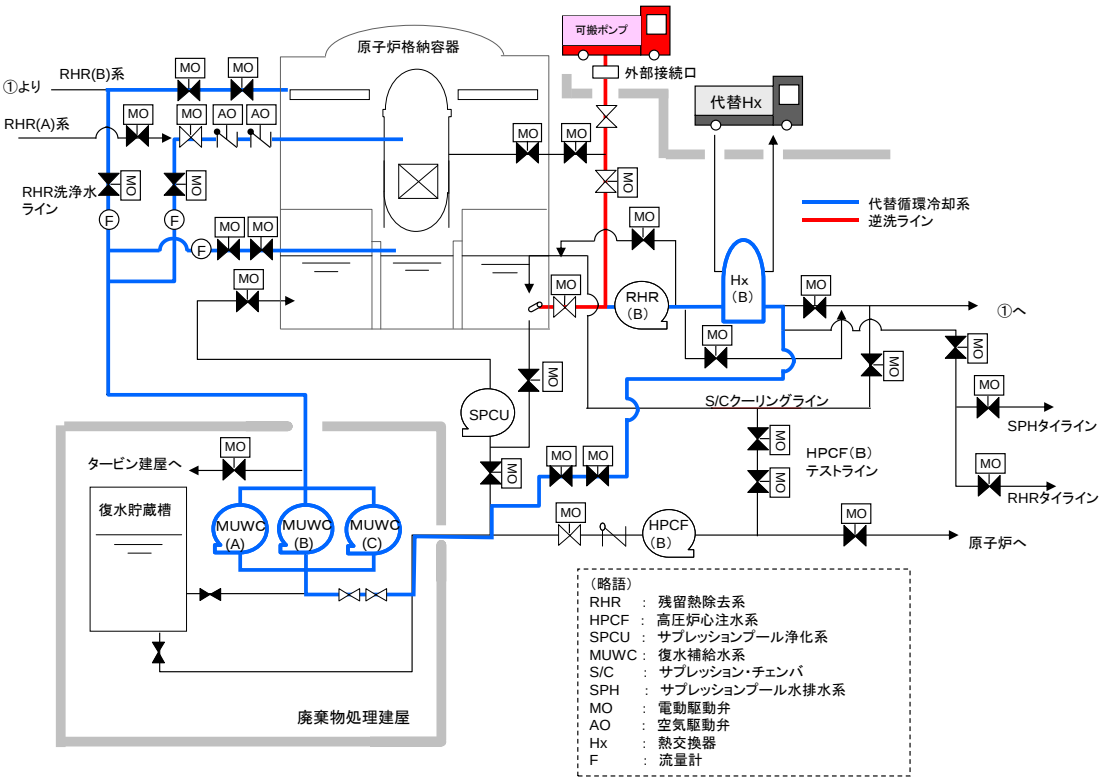


図 50-11-10　残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

【可搬型格納容器窒素供給設備】

1. 設備概要

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合，発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため，事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが，中長期的には，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制する必要がある。また，崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性があることから，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し，原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本系統は，図 50-11-11 に示すとおり，可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し，可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで，発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

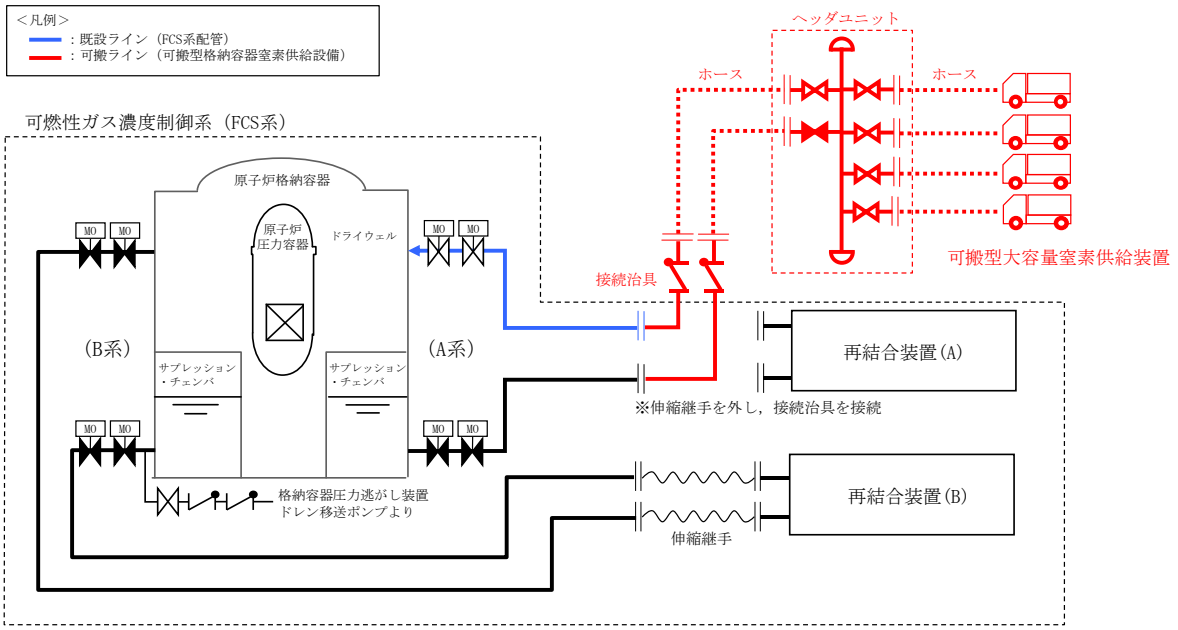


図 50-11-11　可搬型格納容器窒素供給設備　系統概要図

50-12

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については，説明資料の構成上，略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について，下表のとおり整理する。

表 50-12-1　機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について
（格納容器圧力逃がし装置）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-AO-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-AO-F022
	一次隔離弁（ドライウェル側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-AO-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-AO-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-MO-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-MO-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-MO-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-MO-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-AO-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-AO-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-AO-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-AO-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-MO-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-MO-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-MO-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-MO-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系　Uシール隔離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-MO-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-MO-F511

（次頁に続く）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B
	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501
	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F512	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F512
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209
	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	T61-F102	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁	T61-F102
	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521
	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN_2パージ用元弁	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN_2パージ用元弁	T61-F213	FCVS フィルタベント装置 ドレンラインN_2パージ用元弁	T61-F213
	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N_2パージ用元弁	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N_2パージ用元弁	T61-F205	FCVS PCVベントラインフィルタベント側 N_2パージ用元弁	T61-F205

表 50-12-2　機器名称覧に記べ載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について
（代替循環冷却系）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	残留熱除去系注入弁(A)	残留熱除去系注入弁(A)	E11-MO-F005A	残留熱除去系注入弁(A)	E11-MO-F005A
	残留熱除去系洗浄水弁(A)	残留熱除去系低圧注水注入ライン洗浄弁(A)	E11-MO-F032A	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(A)	E11-MO-F032A
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁(B)	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-MO-F032B
	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-MO-F017B
	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-MO-F018B
	タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F029
	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-MO-F070	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-MO-F061
	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-MO-F071	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-MO-F062
	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-MO-F021B	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-MO-F021B
	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-MO-F004B	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-MO-F004B
	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)	E11-MO-F029B	－	－
	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-MO-F009	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-MO-F010
	復水補給水系常／非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常／非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
	復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常／非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F028
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F029
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F030
	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008A

（次頁に続く）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008B
	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008C
	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	P13-F009	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	P13-F001
	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	制御棒駆動系復水入口弁	P13-F010	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	P13-F021
	下部ドライウェル注水流量調節弁	ペデスタル注水用復水流量調節弁	P13-MO-F028	下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-MO-F094
	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	ペデスタル注水用復水隔離弁	P13-MO-F031	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-MO-F095
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-MO-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-MO-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-MO-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-MO-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-MO-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-MO-F037B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	－	－	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B
	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	－	－	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-MO-F004A	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	E11-MO-F004A

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

目次

51-1　SA 設備基準適合性　一覧表
51-2　単線結線図
51-3　配置図
51-4　系統図
51-5　試験及び検査
51-6　容量設定根拠
51-7　接続図
51-8　保管場所図
51-9　アクセスルート図
51-10　コリウムシールド設備概要
51-11　その他設備
51-12　各号炉の弁名称及び弁番号

51-1
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 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					復水移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	51-3 配置図，51-4　系統図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，弁操作	A，Bf
			関連資料		51-3 配置図，51-4　系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		51-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		51-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ab
				その他（飛散物）	対象外	－
				関連資料	51-3 配置図，51-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作，現場操作	Aa，B
			関連資料		51-3 配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		51-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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（サポート系有り）－異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	51-2 単線結線図，51-3 配置図，51-4 系統図	

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

第 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					可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	51-3 配置図，51-4　系統図，51-7 接続図，51-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬・設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		51-3 配置図 51-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	Ａ，Ｂ
			関連資料		51-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		51-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	51-4 系統図，51-5 試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場操作	Ａａ
			関連資料		51-7 接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	Ａ
			関連資料		51-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	Ｃ
			関連資料		51-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	Ａａ
			関連資料		51-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		51-7 接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		51-8 保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	Ｂ
			関連資料		51-9 アクセスルート図	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	緩和設備，防止・緩和以外－対象（同一目的の SA 設備，代替対象 DB 設備有り）	Ｂ
				サポート系要因	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	51-2 単線結線図，51-4 系統図，51-7 接続図，51-8 保管場所図	

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

第 51 条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備					コリウムシールド	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	51-3 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）		その他	M
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		51-10　コリウムシールド設備概要	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	－
				関連資料	51-3 配置図，51-10　コリウムシールド設備概要	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		51-10　コリウムシールド設備概要	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	－	

51-2
単線結線図

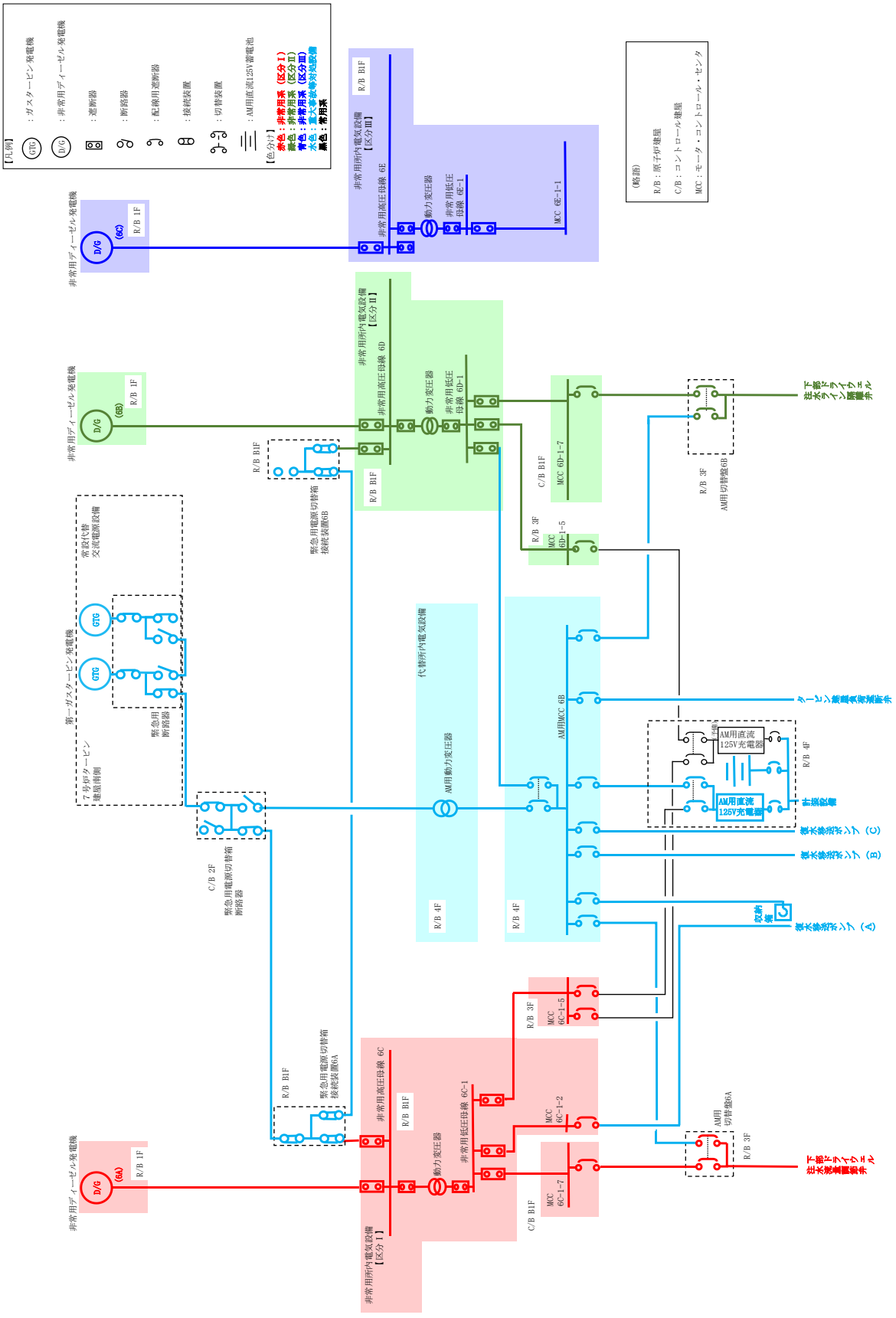

【凡例】
GTG：ガスタービン発電機
D/G：非常用ディーゼル発電機
：遮断器
：断路器
：配線用遮断器
：接続装置
：切替装置
：AM用直流125V蓄電池
【色分け】
赤色：非常用系（区分Ⅰ）
緑色：非常用系（区分Ⅱ）
青色：非常用系（区分Ⅲ）
水色：重大事故等対処設備
黒色：常用系
（略語）
R/B：原子炉建屋
C/B：コントロール建屋
MCC：モータ・コントロール・センタ
非常用ディーゼル発電機
非常用所内電気設備【区分Ⅲ】
非常用高圧母線 6E
非常用低圧母線 6E-1
動力変圧器
MCC 6E-1-1
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
非常用高圧母線 6D
非常用低圧母線 6D-1
MCC 6D-1-7
MCC 6D-1-5
R/B 3F
AM用切替盤6B
下部ドライウェル注水ライン隔離弁
緊急用電源切替箱接続装置6B
常設代替交流電源設備
第一ガスタービン発電機
7号炉タービン建屋南側
緊急用断路器
C/B 2F
緊急用電源切替箱断路器
代替所内電気設備
AM用動力変圧器
AM用MCC 6B
タービン建屋負荷遮断弁
AM用直流125V充電器
計装設備
復水移送ポンプ（C）
復水移送ポンプ（B）
収納箱
復水移送ポンプ（A）
R/B 4F
非常用高圧母線 6C
非常用低圧母線 6C-1
MCC 6C-1-5
MCC 6C-1-2
MCC 6C-1-7
AM用切替盤6A
下部ドライウェル注水流量調節弁
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】

図 1　単線結線図（6 号炉）

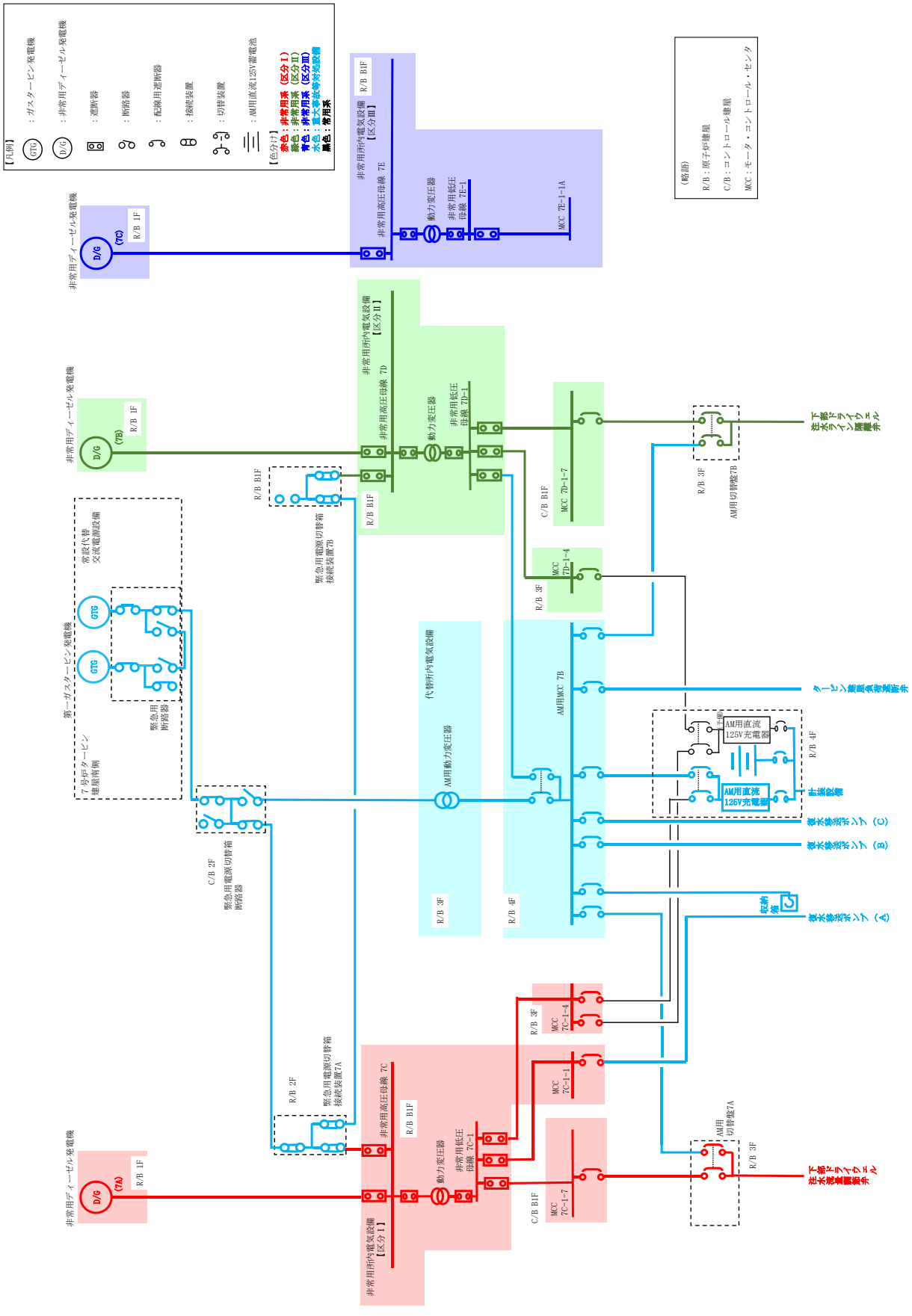

【凡例】
GTG：ガスタービン発電機
D/G：非常用ディーゼル発電機
：遮断器
：断路器
：配線用遮断器
：接続装置
：切替装置
：AM用直流125V蓄電池
【色分け】
赤色：非常用系（区分Ⅰ）
緑色：非常用系（区分Ⅱ）
青色：非常用系（区分Ⅲ）
水色：重大事故等対処設備
黒色：常用系
（略語）
R/B：原子炉建屋
C/B：コントロール建屋
MCC：モータ・コントロール・センタ
非常用ディーゼル発電機
D/G
(7C)
R/B 1F
非常用所内電気設備【区分Ⅲ】
R/B B1F
非常用高圧母線 7E
動力変圧器
非常用低圧母線 7E-1
MCC 7E-1-1A
非常用ディーゼル発電機
D/G
(7B)
R/B 1F
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
非常用高圧母線 7D
動力変圧器
非常用低圧母線 7D-1
R/B B1F
緊急用電源切替箱接続装置7B
C/B B1F
MCC 7D-1-7
R/B 3F
AM用切替盤7B
下部ドライウェル注水ライン隔離弁
MCC 7D-1-4
R/B 3F
第一ガスタービン発電機
7号炉タービン建屋南側
GTG
GTG
常設代替交流電源設備
緊急用断路器
代替所内電気設備
AM用動力変圧器
R/B 3F
R/B 4F
AM用MCC 7B
タービン建屋負荷遮断弁
AM用直流125V充電器
AM用直流125V充電器
R/B 4F
計装設備
復水移送ポンプ（C）
復水移送ポンプ（B）
収納箱
復水移送ポンプ（A）
C/B 2F
緊急用電源切替箱断路器
R/B 2F
緊急用電源切替箱接続装置7A
非常用高圧母線 7C
R/B B1F
動力変圧器
非常用低圧母線 7C-1
R/B 3F
MCC 7C-1-4
MCC 7C-1-1
C/B B1F
MCC 7C-1-7
AM用切替盤7A
R/B 3F
下部ドライウェル注水流量調節弁
非常用ディーゼル発電機
D/G
(7A)
R/B 1F
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】

図２　単線結線図（７号炉）

51-3
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

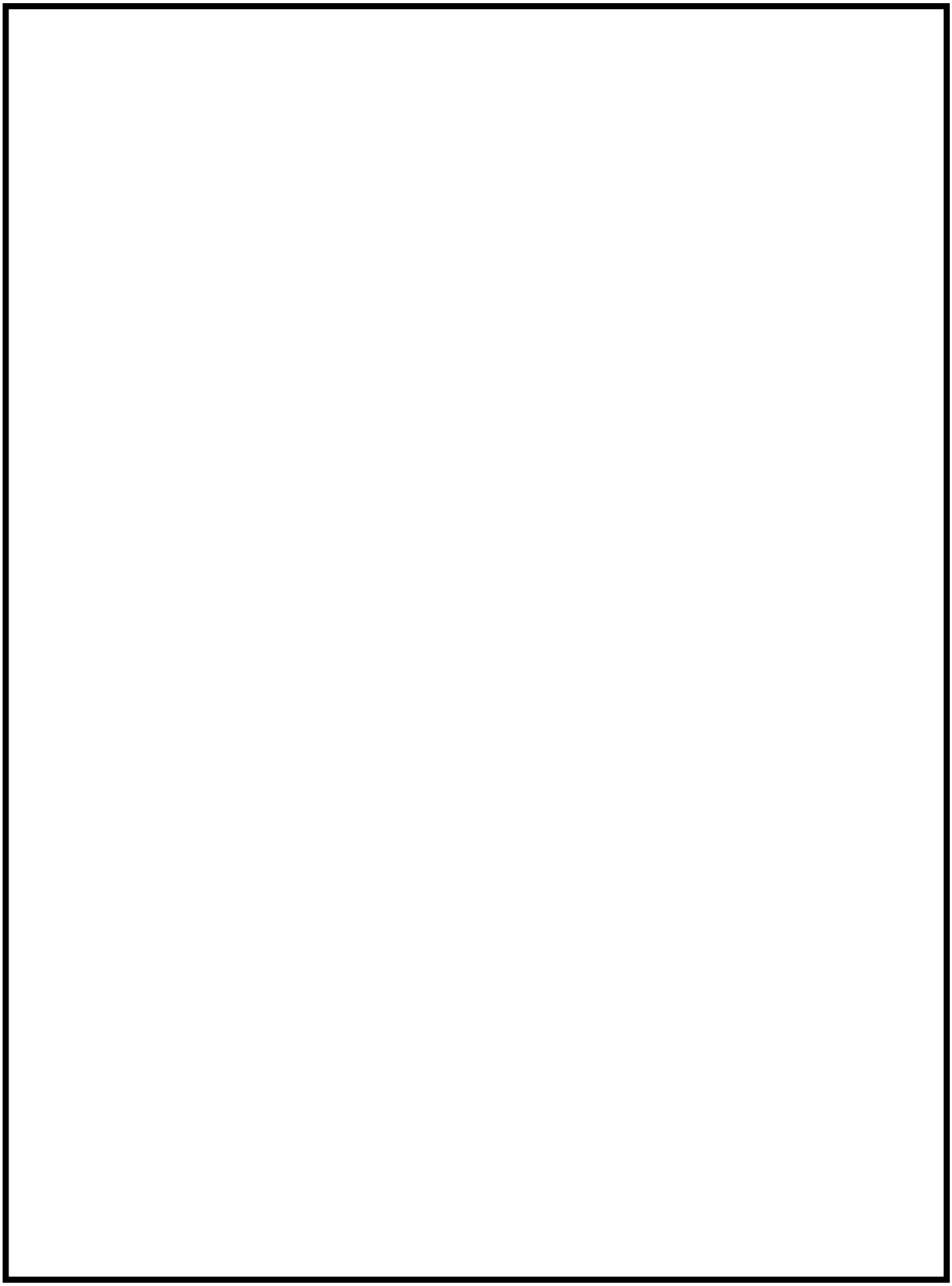


図１　配置図（6/7 号炉　中央制御室(コントロール建屋地上２階)）

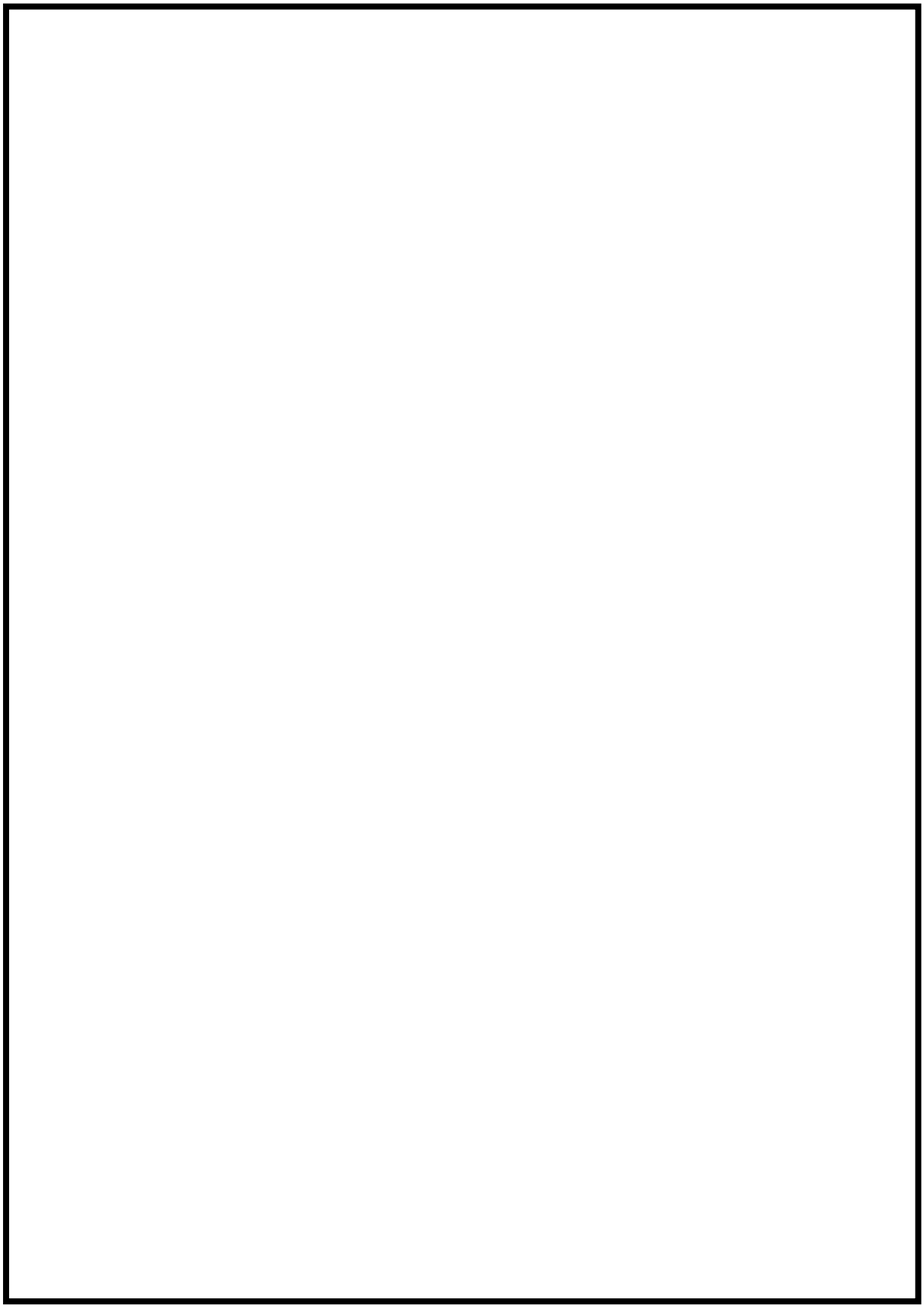


図 2　配置図（6/7 号炉　廃棄物処理建屋地下 3 階）

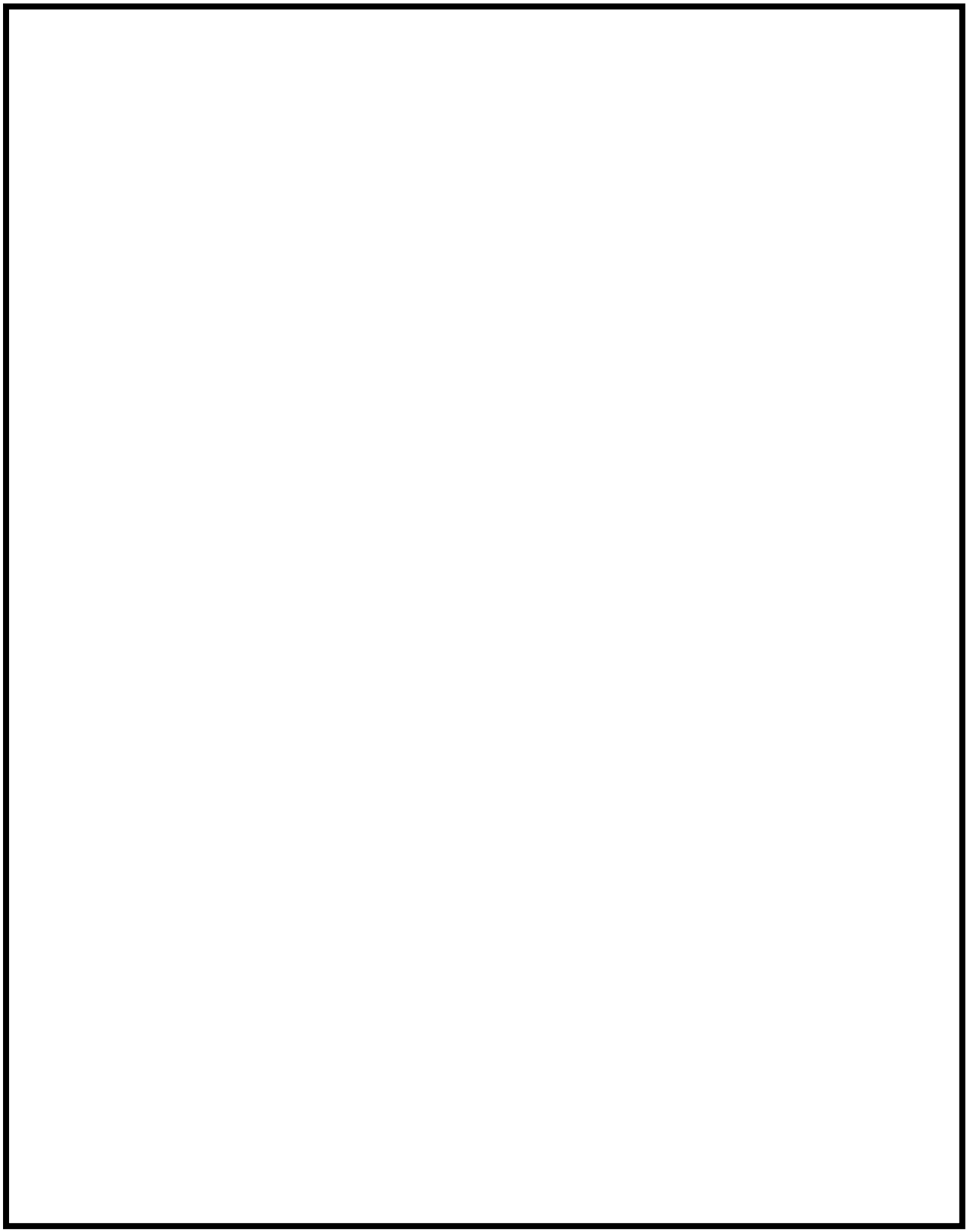


図 3　配置図（6 号炉　タービン建屋地下中 2 階）

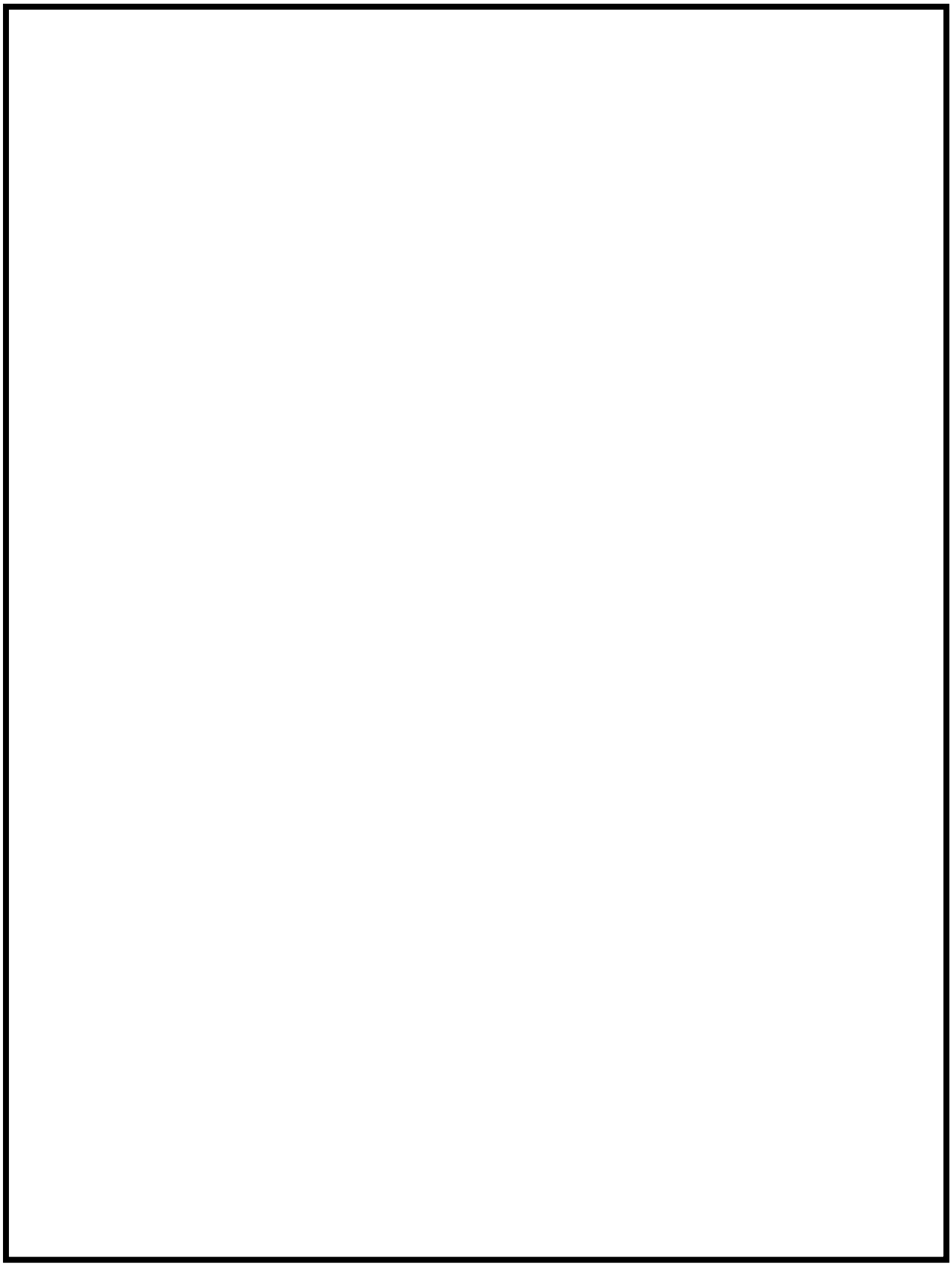


図 4　配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 2 階）

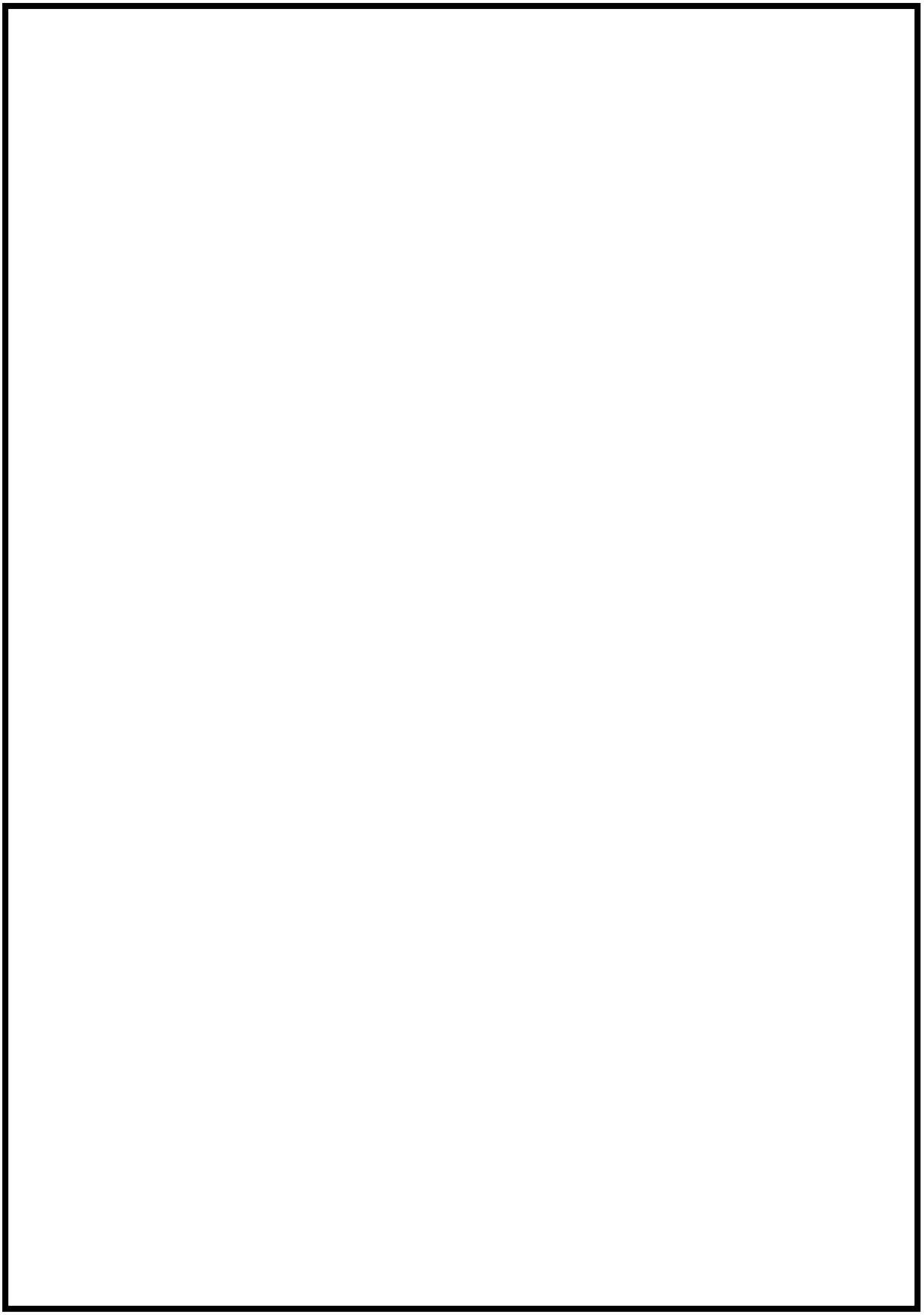


図 5　配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

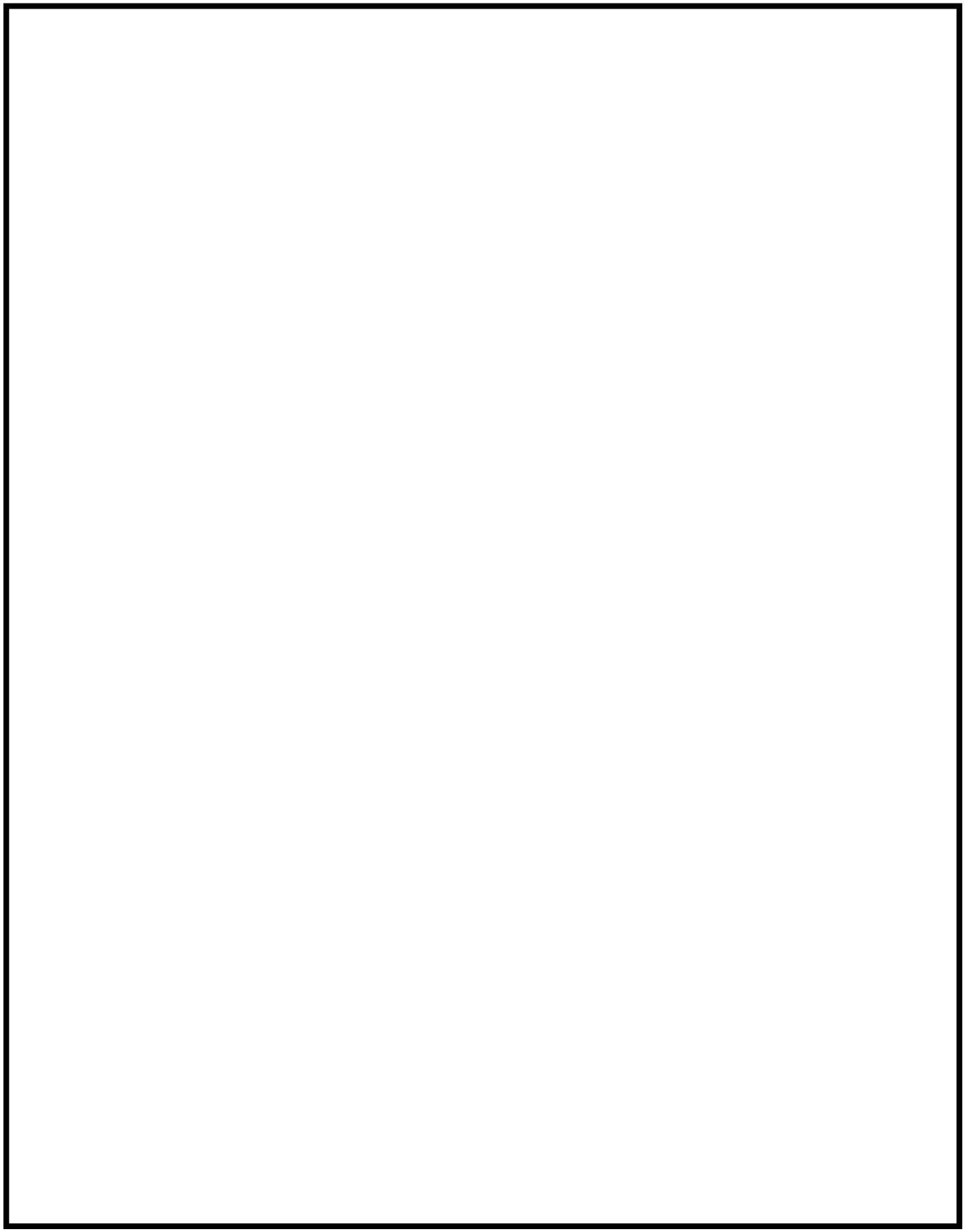


図 6　配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

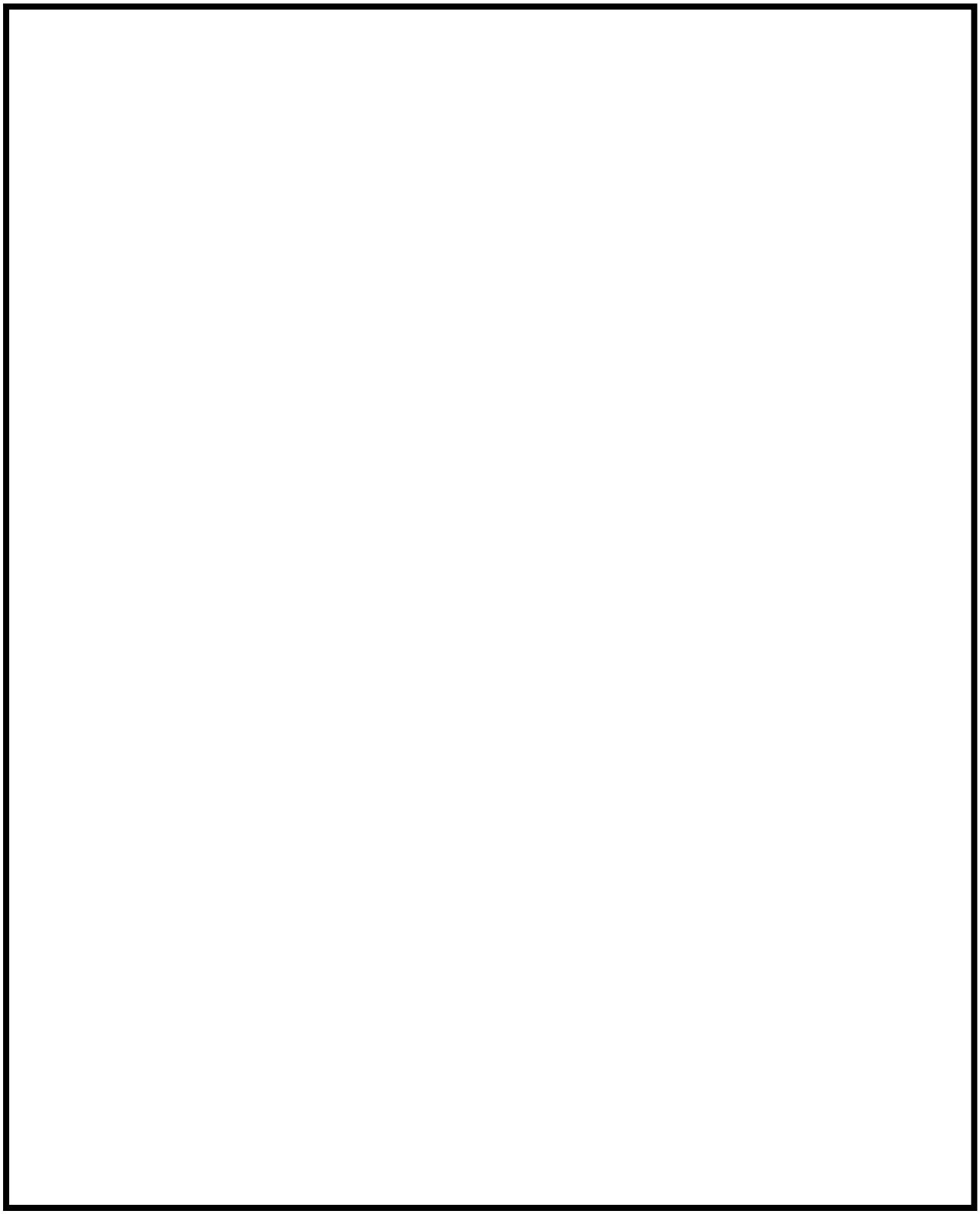


図 7　配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

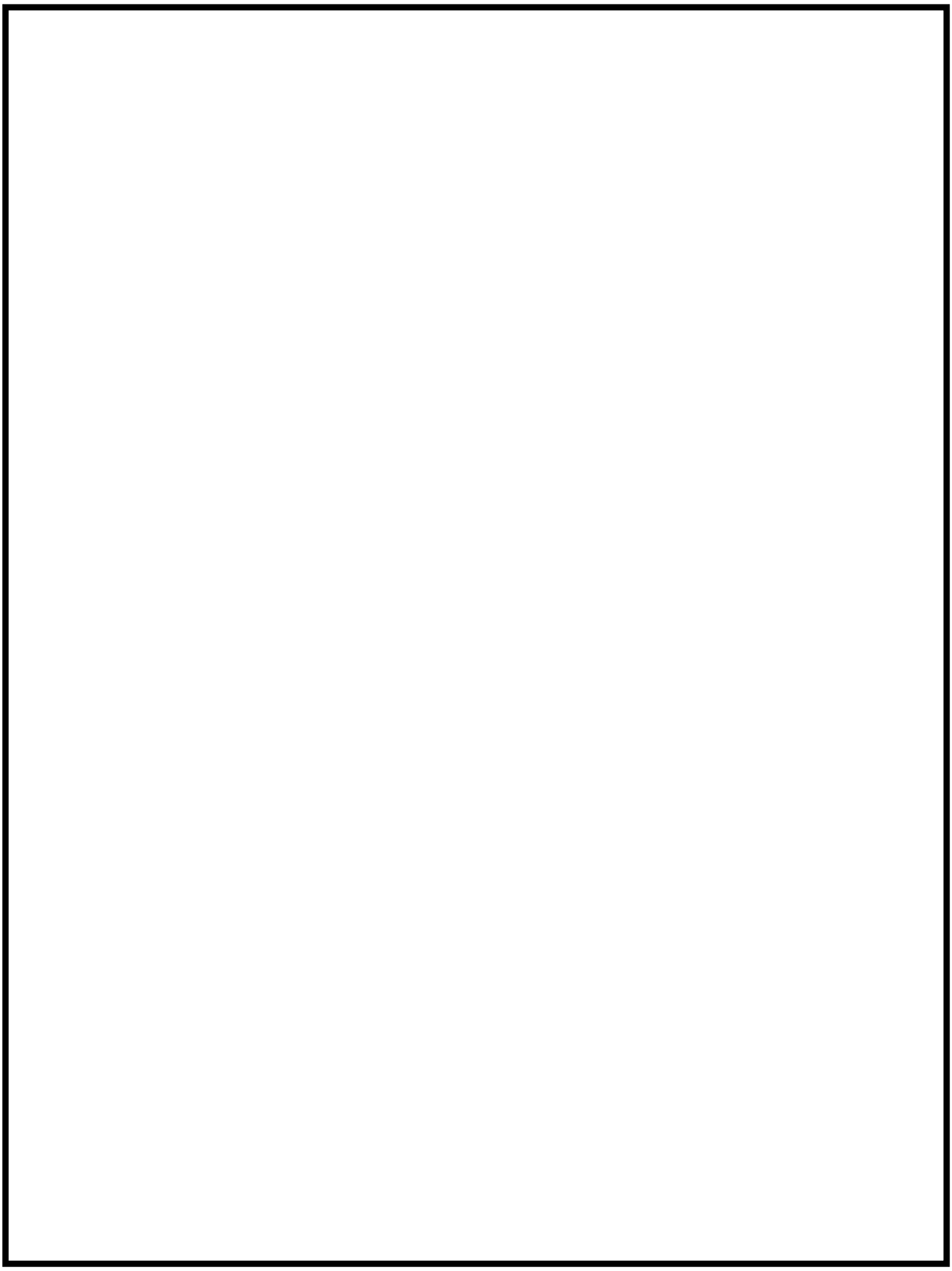


図 8　配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

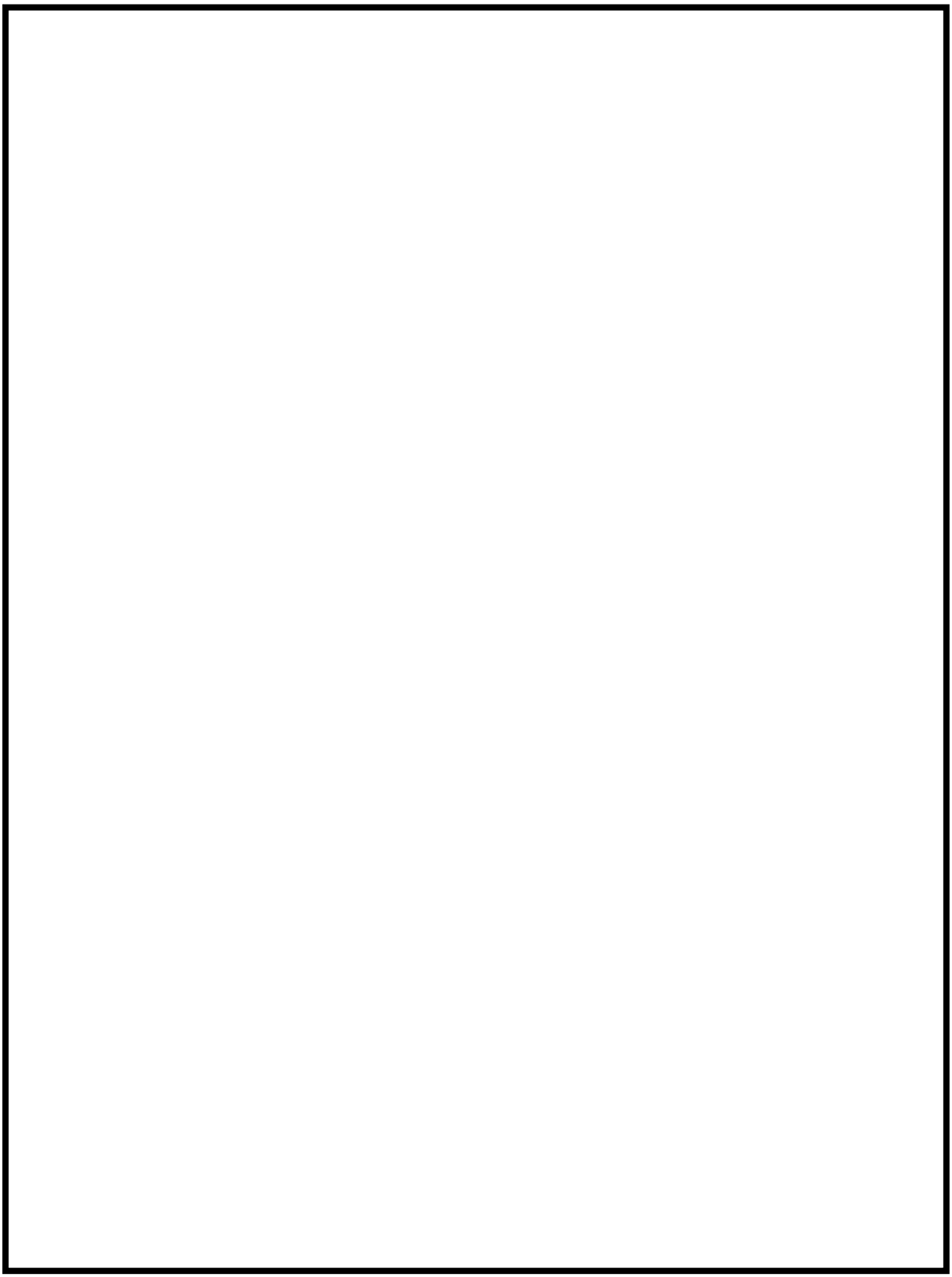


図 9　配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

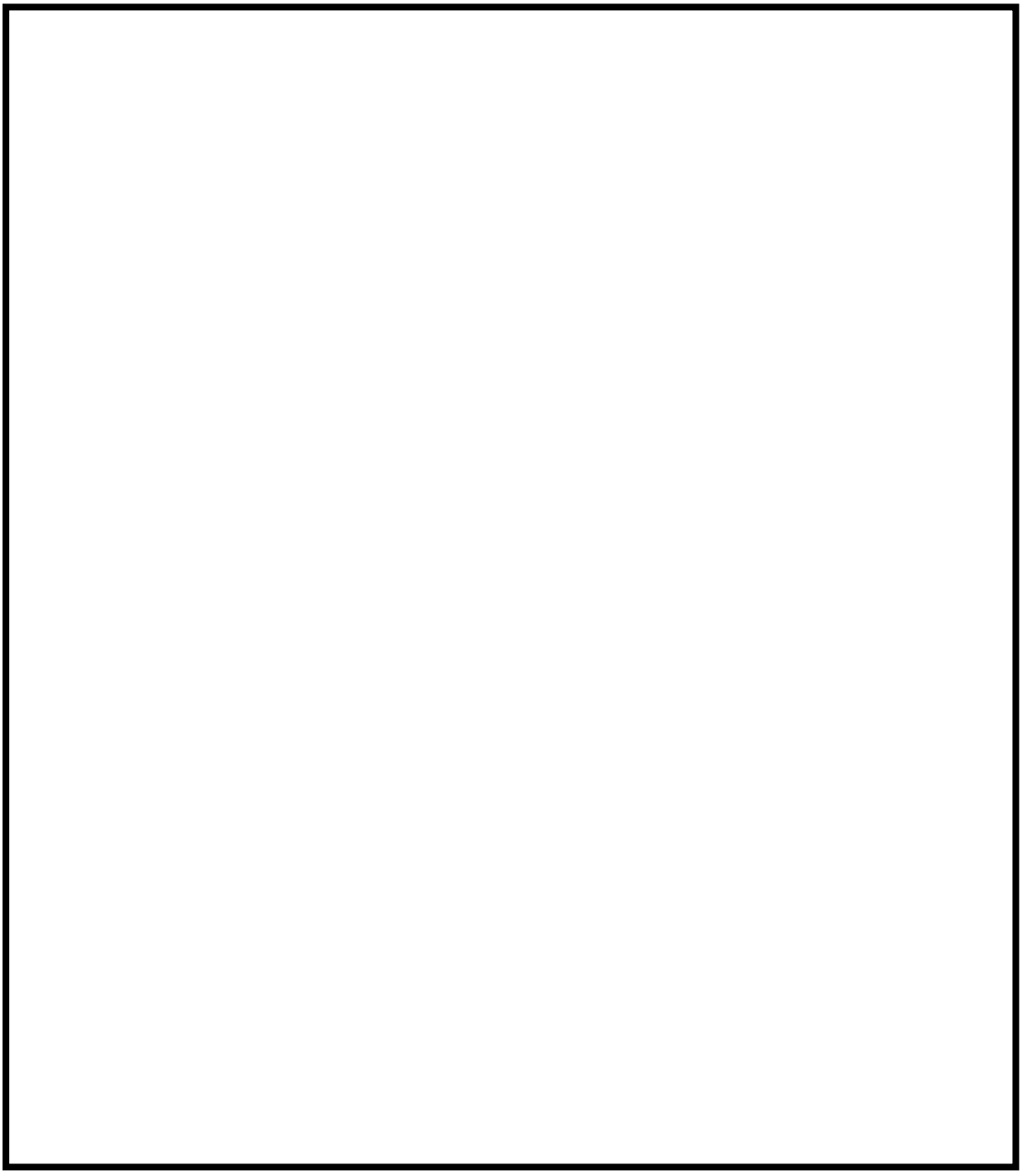
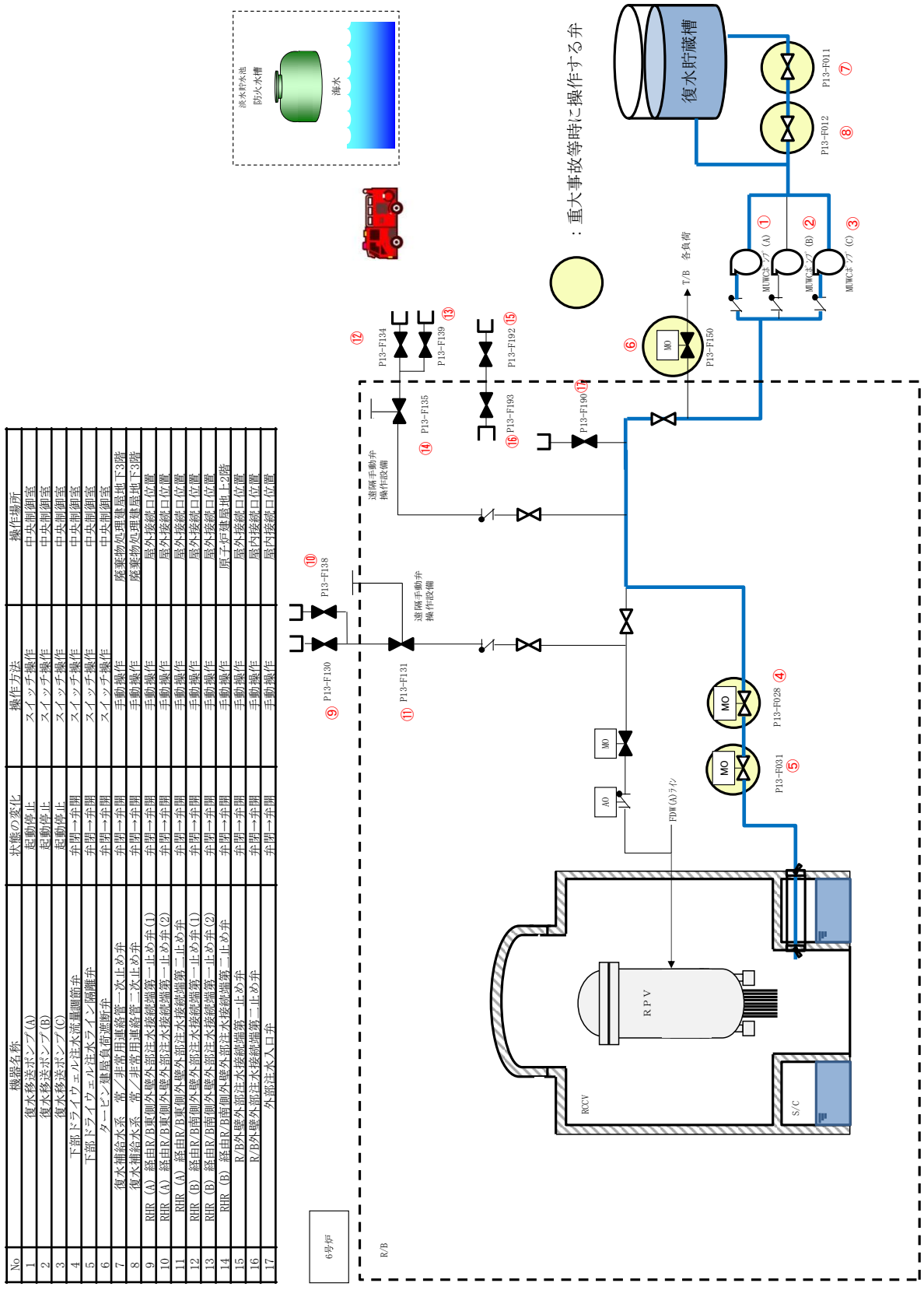


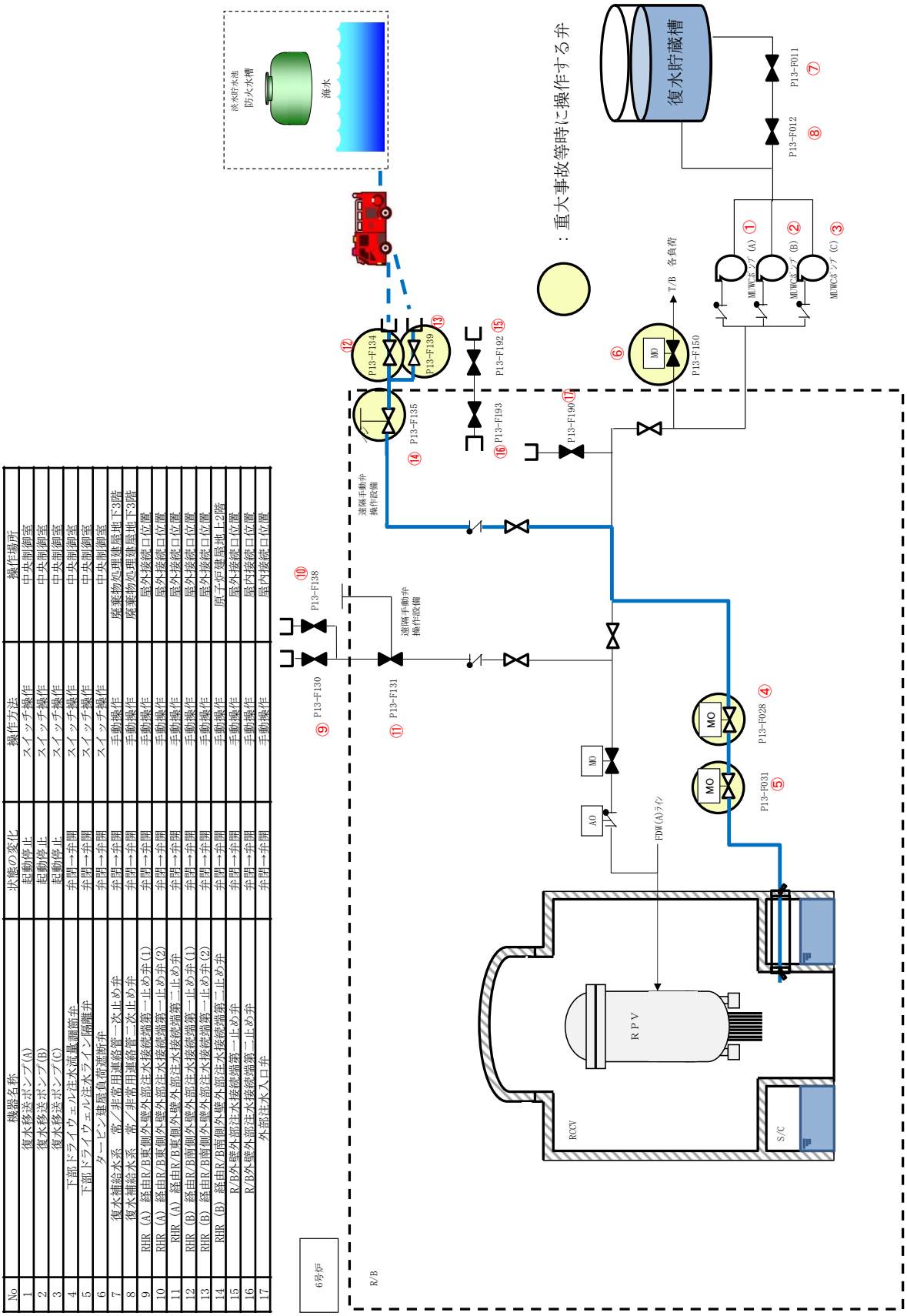
図 10　配置図（6/7 号炉　原子炉格納容器）

51-4
系統図



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	RHR (A) 経由R/B東側外壁外部注水接続端第二止め弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	RHR (B) 経由R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	R/B外壁外部注水接続端第一止め弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	R/B外壁外部注水接続端第二止め弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	外部注水入口弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

図１　格納容器下部注水系（常設）の系統概要図
（6 号炉）



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
4	下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系　常／非常用連絡管一次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系　常／非常用連絡管二次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	RHR（A）経由R/B裏側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	RHR（A）経由R/B裏側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	RHR（A）経由R/B裏側外壁外部注水接続端第二止め弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	RHR（B）経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	RHR（B）経由R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	RHR（B）経由R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	R/B外壁外部注水接続端第一止め弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	R/B外壁外部注水接続端第二止め弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	外部注水入口弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

図 2　格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図
（6 号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動/停止	スイッチ操作	中央制御室
4	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系　常／非常用連絡管一次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系　常／非常用連絡管二次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	MUWC建屋内南側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	MUWC建屋外東側貫通接続口元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC建屋内東側貫通接続口元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	MUWC建屋内北側外部送水ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

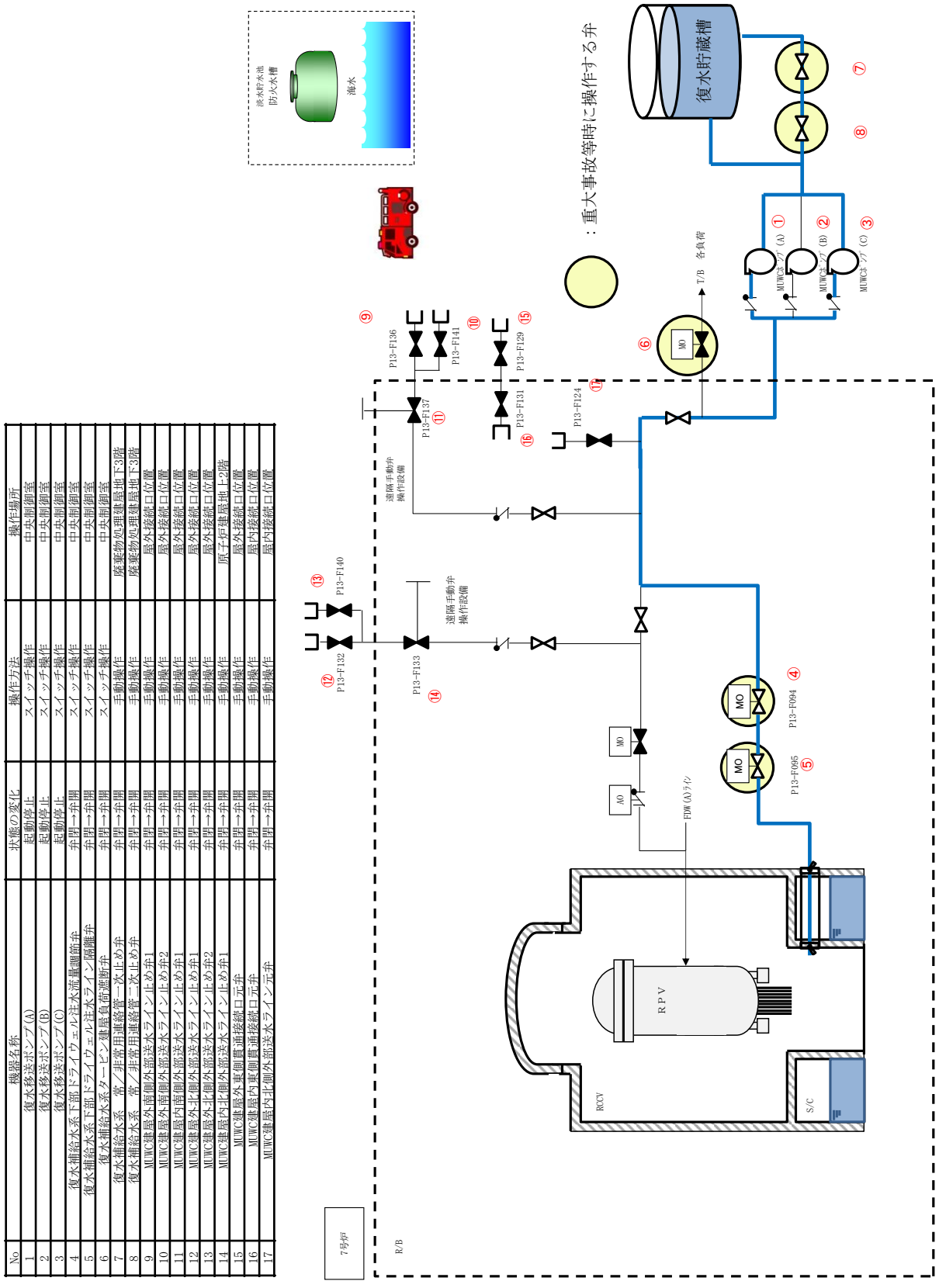
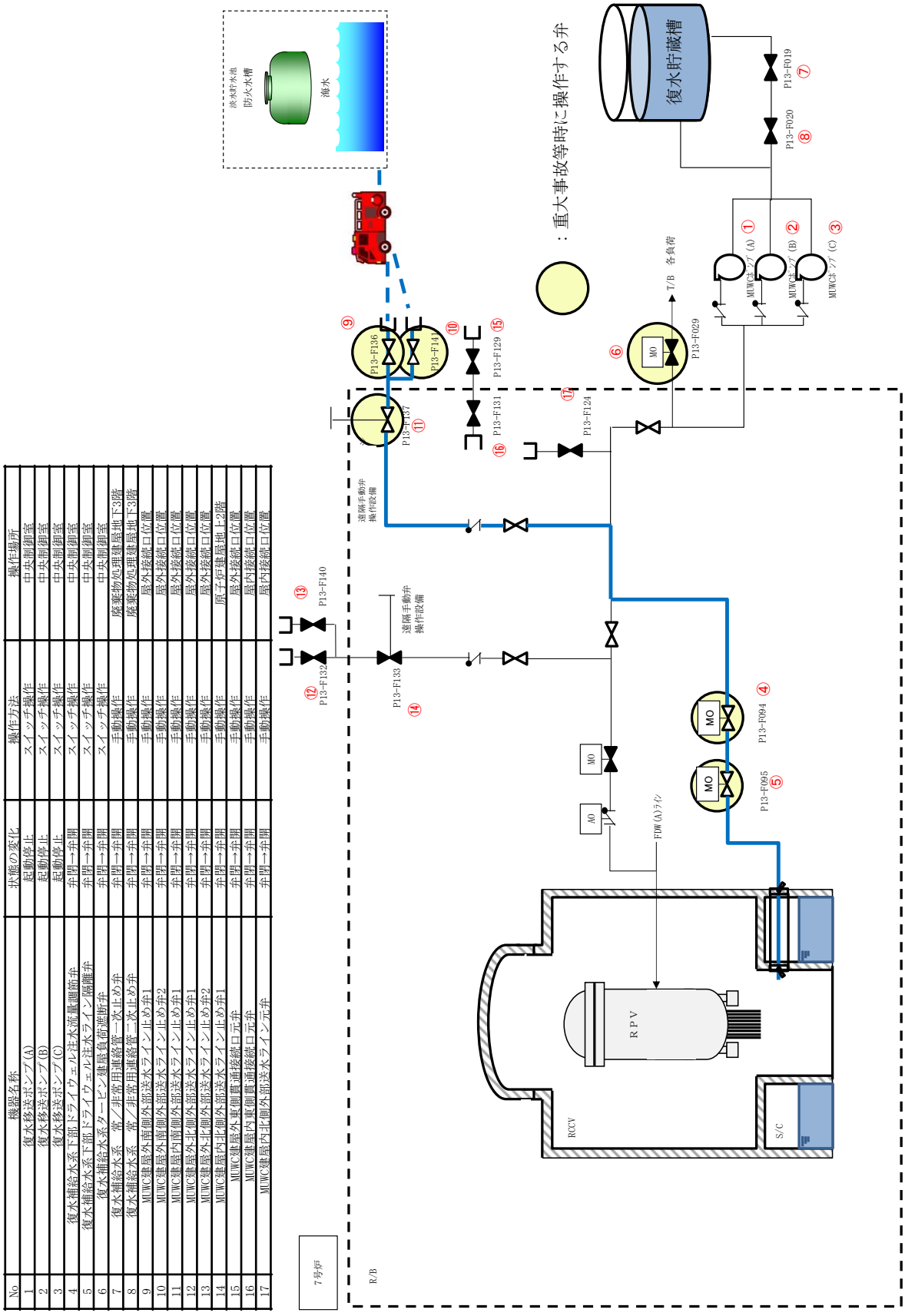


図 3　　格納容器下部注水系（常設）の系統概要図
（7 号炉）



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	復水補給水系　常／非常用連絡管一次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
8	復水補給水系　常／非常用連絡管二次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
9	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
10	MUWC建屋外南側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
11	MUWC建屋内南側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC建屋外北側外部送水ライン止め弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC建屋内北側外部送水ライン止め弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
15	MUWC建屋外東側置通接続口元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC建屋内東側置通接続口元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
17	MUWC建屋内北側外部送水ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

図 4　格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図
（7 号炉）

51-5
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ（A）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水貯蔵槽	1	開放点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による	－	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装　１式	C, 1,3	特性試験	１Ｃ 又は１３Ｍ	－	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁　１式	C	機能・性能試験	１Ｃ	－	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構　２０５本	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース　２０５個（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機　２０５台（全数）	2	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部　２０５本（全数）	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系設備検査（その３）	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ（A）	3	分解点検	３９Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ） （潤滑油診断　６Ｍ）
	制御棒駆動水ポンプ（B）	3	分解点検	３９Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ） （潤滑油診断　６Ｍ）

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第６号機
第９保全サイクル定期事業者検査要領書

検　査　名：原子炉冷却系統設備検査（その１）
要領書番号：Ｋ６－９－１１２－Ｃ－Ｒ

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	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器（C）	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ（A）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（A）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水貯蔵槽	1	開放点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検 （ボロンカーバイト型）	照射量による	－	定検停止中
			外観点検 （ハフニウムフラットチューブ型）	１Ｃ	－	定検停止中
			取替	照射量による	－	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装　１式	B,C,1	特性試験	１Ｃ 又は１３Ｍ	－	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	－	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構　２０５本	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ （２５％）	制御棒駆動機構分解検査(ABWR)	定検停止中
			分解点検	１３０Ｍ （２５％）	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース　２０５個（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ	制御棒駆動機構分解検査(ABWR)	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第７号機
第９保全サイクル定期事業者検査要領書

検　査　名：原子炉冷却系統設備検査（その１）
要領書番号：Ｋ７－９－１１２－Ｃ－Ｒ

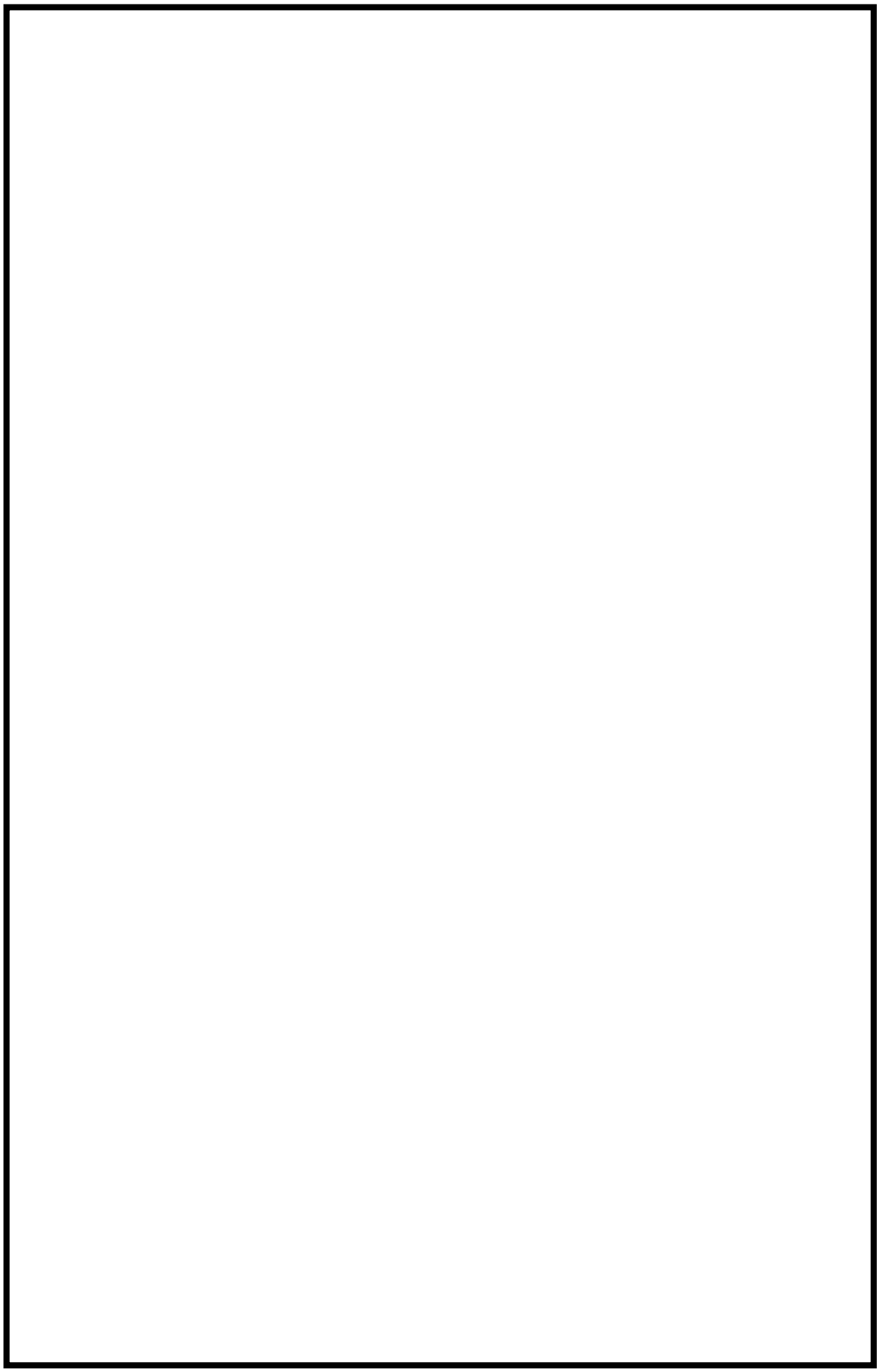


図１　構造図（復水移送ポンプ）

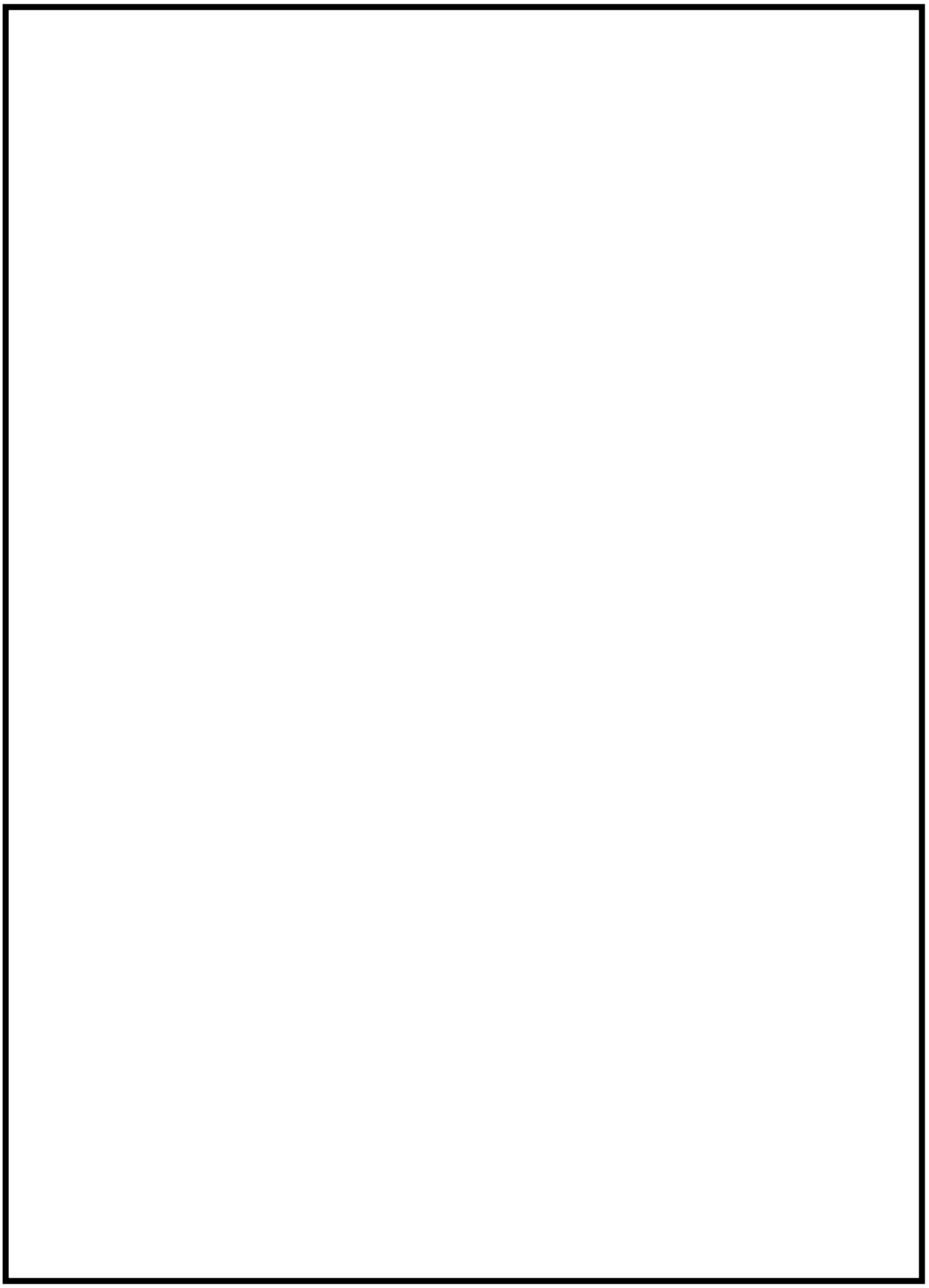


図２　運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）(6 号炉)）

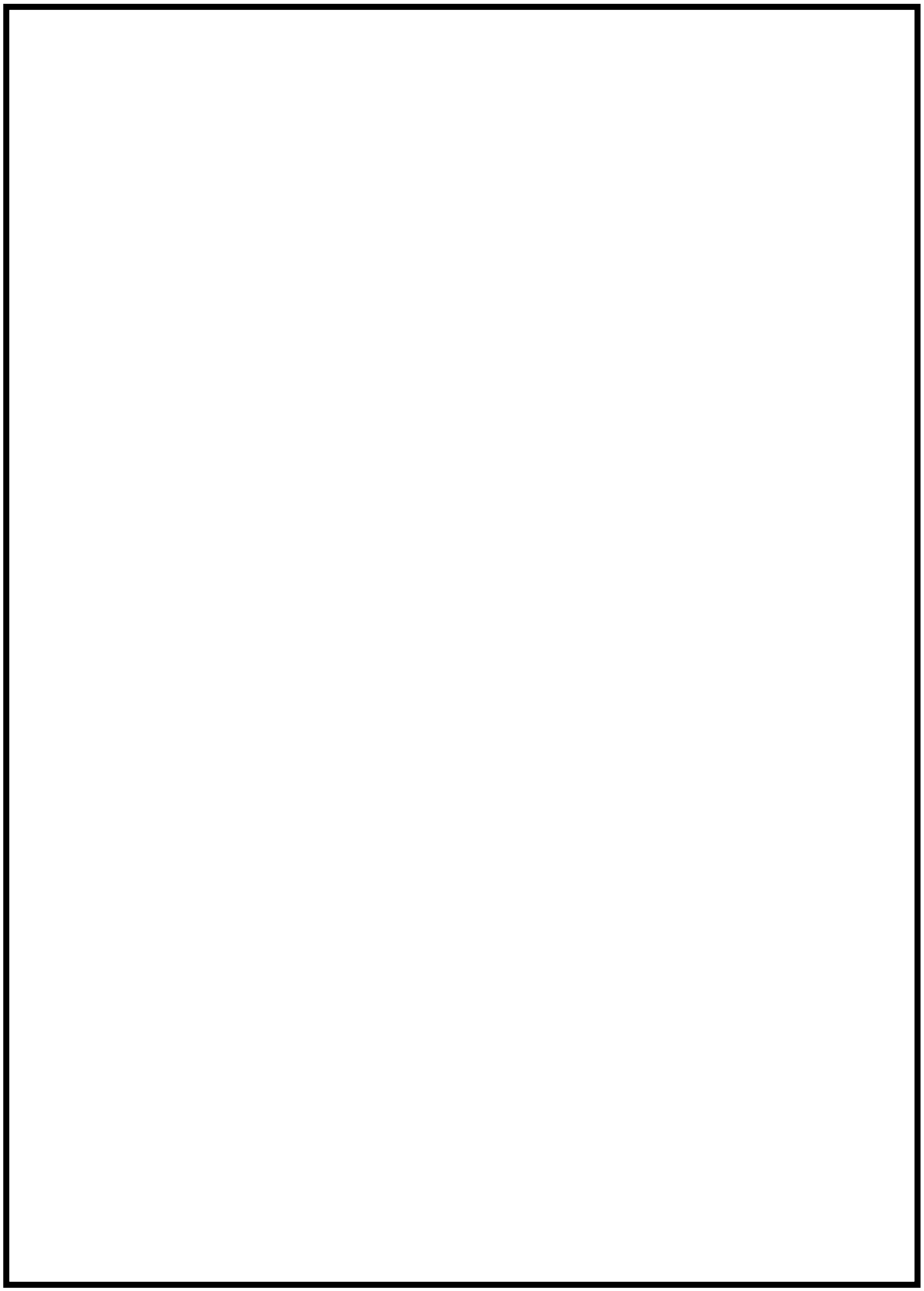


図 3　運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設）（7 号炉））

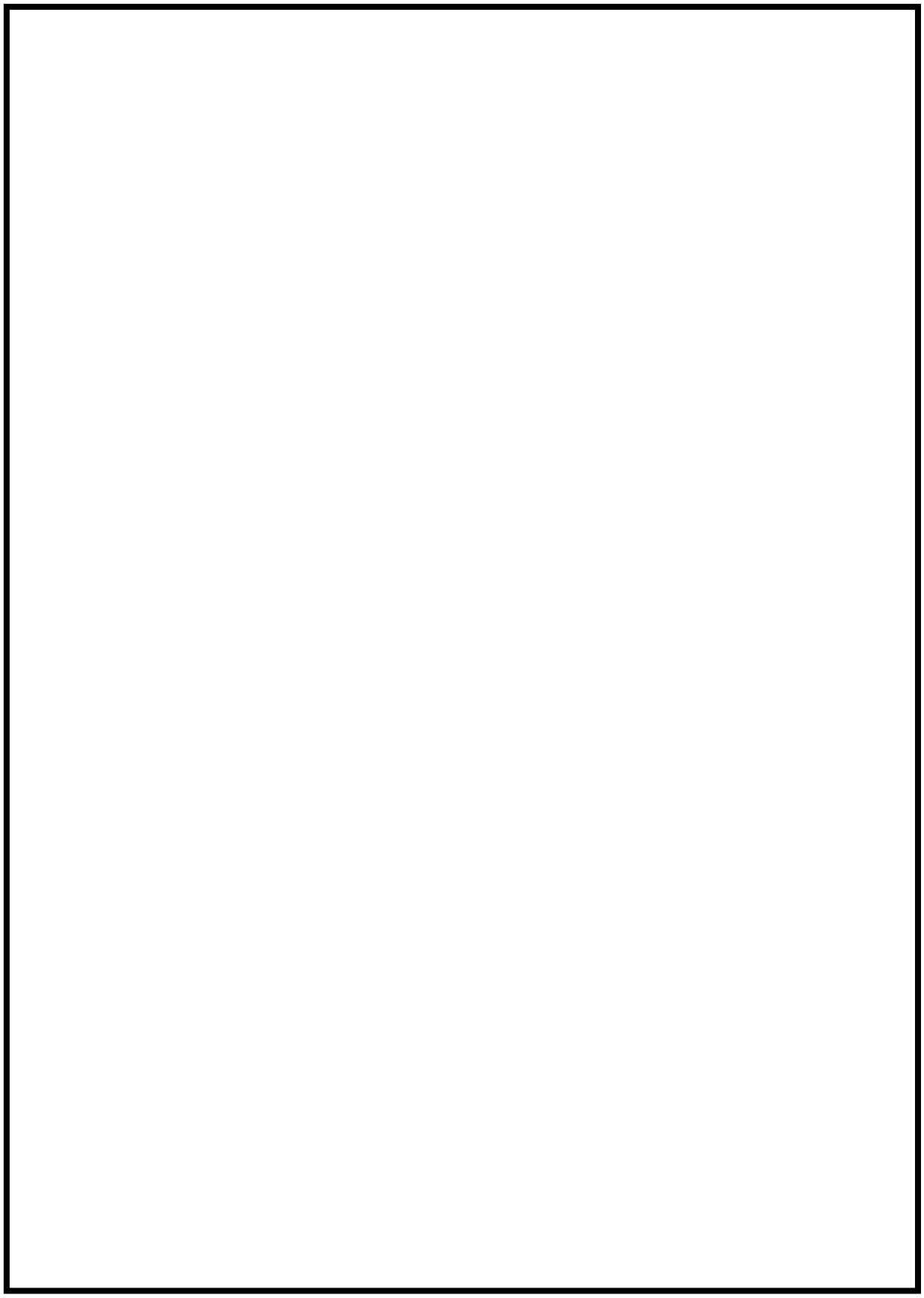


図 4　運転性能検査系統図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉））

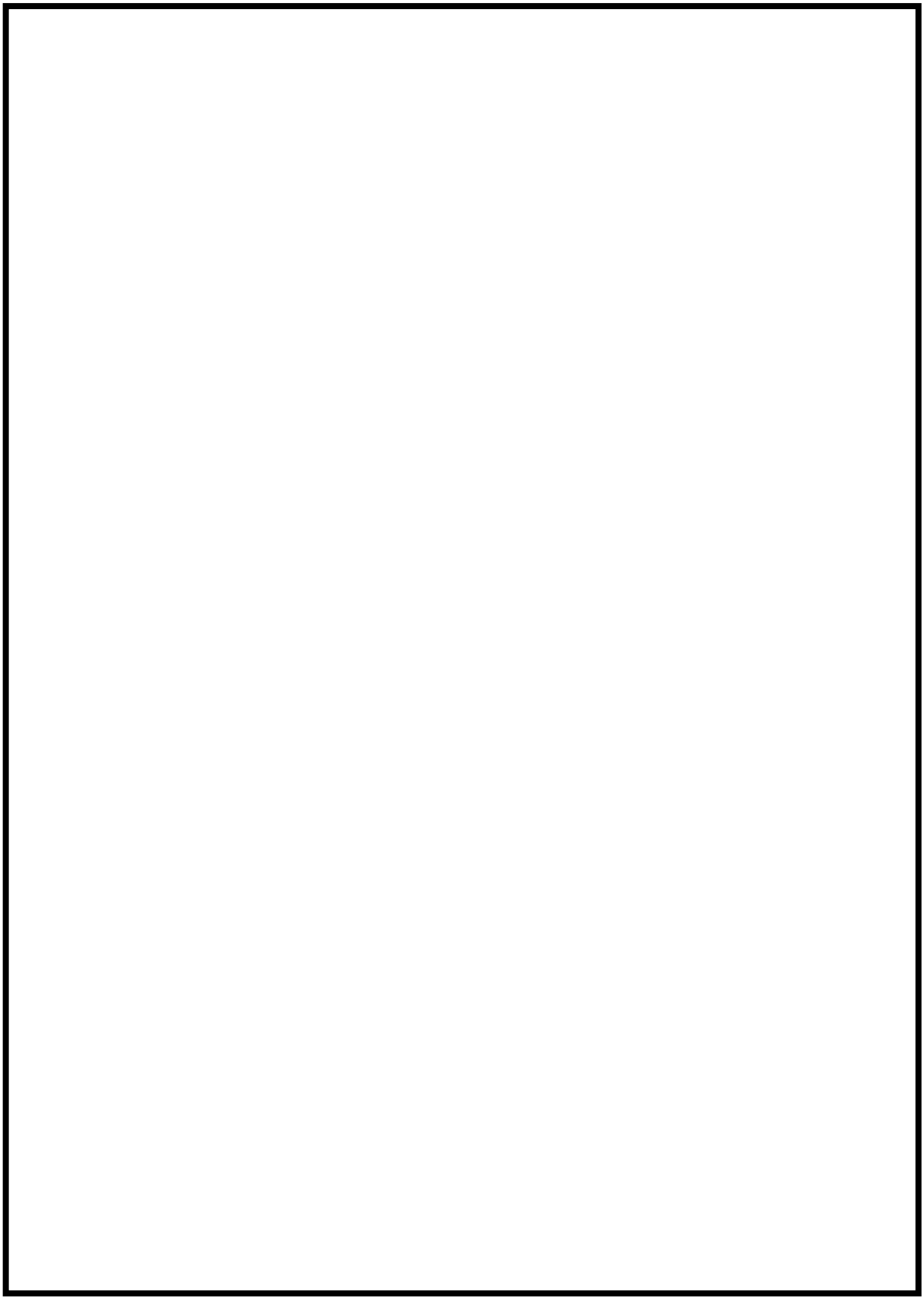


図 5　構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））

51-6
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		復水移送ポンプ （格納容器下部注水系（常設））
容量	m^3/h/台	90（注 1）（125（注 2））
全揚程	m	6 号炉：82，7 号炉：74（注 1） （85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉：□以上，7 号炉：□以上（注 1） （55（注 2））
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設 定 根 拠】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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

なお，格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは，1 プラントあたり 3 台設置しており，このうち必要台数は 1 台であり，2 台を予備として確保する。

1.容 量　90 m^3/h（注 1）（125 m^3/h（注 2））

格納容器下部注水する場合の復水移送ポンプの容量は，格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入流量が約 2 時間で 180m^3 であることから，1 時間あたり 90m^3/h 必要とする。

したがって，設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値 125m^3/h の内数であることから，原子炉格納容器下部へ注水する場合の公称値も同様に 125m^3/h とする。

なお，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析において，原子炉格納容器の破損前の 0.62MPa(2Pd)を超える前に，原子炉格納容器下部には 2m の水位を確保することとしている。

2. 揚 程　6 号炉：82m，7 号炉：74m（注 1）（85（注 2））

原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は，水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力差），静水頭，機器圧損，配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】

＜格納容器圧力が約 2Pd（約 0.62MPa）の場合＞

水源と移送先の圧力差	約	[redacted] m
静水頭	約	[redacted] m
機器及び配管・弁類圧損	約	[redacted] m
合 計	約	82 m

【7 号炉】
＜格納容器圧力が約 2Pd（約 0.62MPa）の場合＞

水源と移送先の圧力差 約	[redacted] m
静水頭 約	[redacted] m
機器及び配管・弁類圧損 約	[redacted] m
合 計 約	74 m

以上より，原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は 6 号炉で 82m，7 号炉で 74m である。

3.最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約[redacted]m（約[redacted]MPa）に静水頭約[redacted]m（約[redacted]MPa）を加えた約[redacted]MPa を上回る圧力として 1.37 MPa としており，重大事故等時に格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4.最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は，水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており，重大事故等時に格納容器下部注水系として原子炉格納容器に注入する場合の温度もこれと同様である。

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

5.原動機出力 6 号炉：□kW 以上，7 号炉：□ kW 以上（注 1）（55ｋW（注 2））

【6 号炉】

格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 90m³/h，揚程 94m のときの必要軸動力は，以下のとおり約□ kW となる。

$$P = 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3{,}600) \times H) / (\eta/100)$$

$$= 10^{(-3)} \times 1{,}000 \times 9.80665 \times ((90/3{,}600) \times 94) / (\square/100)$$

$$= \square\ \text{kW} \fallingdotseq \square\ \text{kW}$$

P ： 必要軸動力（kW）

ρ ： 流体の密度（kg/m³） ＝1,000

g ： 重力加速度（m/s²） ＝9.80665

Q ： ポンプ容量（m³/h） ＝90

H ： ポンプ揚程（m） ＝94

η ： ポンプ効率（%）（設計計画値） ＝約□（図 1 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

□

図 1　復水移送ポンプ性能曲線（6 号炉）

【7 号炉】

格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 90m³/h，揚程 93m のときの必要軸動力は，以下のとおり約 □ kW となる。

$$P = 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3{,}600) \times H) / (\eta/100)$$
$$= 10^{(-3)} \times 1{,}000 \times 9.80665 \times ((90/3{,}600) \times 93) / (\square/100)$$
$$= \square \text{ kW} \fallingdotseq \square \text{ kW}$$

P ： 必要軸動力（kW）
ρ ： 流体の密度（kg/m³） ＝1,000
g ： 重力加速度（m/s²） ＝9.80665
Q ： ポンプ容量（m³/h） ＝90
H ： ポンプ揚程（m） ＝93
η ： ポンプ効率（%）（設計計画値） ＝約 □ （図 2 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

図 2　復水移送ポンプ性能曲線（7 号炉）

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

名　　称		可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
容量	m^3/h	90（注 1），（120（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.67（注 1），（0.85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW	100
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：規格値を示す

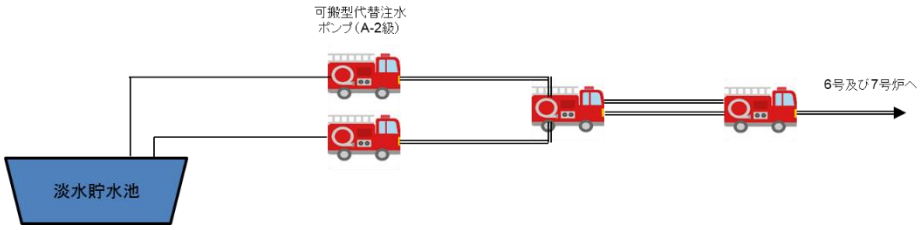
【設　定　根　拠】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，複数の代替淡水源（淡水貯水池又は防火水槽）を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し，復水補給水系配管及び格納容器下部注水系配管を経由して原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時において，原子炉格納容器下部への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 4 台使用する。



系統構成概要図

1. 容量　90m³/h（注 1）／（120m³/h（注 2））

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量の要求値は，運転中の発電用原子炉における重要事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への必要な注入流量である 90m³/h 以上とする。

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

2. 吐出圧力　6 号炉：1.67MPa（注 1）／（0.85MPa（注 2））

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は，淡水又は海水を原子炉格納容器に注水する場合の，水源と注水先の圧力差（大気開放である淡水貯水池等と注水先の圧力），静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

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

【6 号炉（東側)】

＜格納容器圧力が約 2Pd（約 0.62MPa）＞

・MUWC 可搬式接続口（東）（屋内ホース引き回し）の場合

最終吐出端必要圧力	約	MPa
静水頭	約	MPa
ホース圧損	約	MPa※1
ホース湾曲による影響	約	MPa※1
機器類圧損	約	MPa
合計	約	1.67 MPa

※1　ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 51-6-12,13 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力の要求値は約 1.67MPa 以上とする。

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

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

図 3　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

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

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

＜接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，格納容器下部注水系（可搬）を用いる場合の必要流量（90m^3/h）及び吐出圧力（1.67MPa）を満足する 3200rpm とする。

図 4　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）ＮＰＳＨ

3200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[redacted]m とする。

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

有効 NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s　・・・①

ここで，H_a：大気圧 [redacted]

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

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

とする。

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

H_n：[redacted]

H_s：[redacted]

H_l：[redacted]

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

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

＜中継用　可搬型代替代替注水ポンプ（A-2 級）＞

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

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

H_n : [redacted]
H_s : [redacted]
H_l : [redacted]

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

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

＜淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

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

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

H_n : [redacted]
H_s : [redacted]
H_l : [redacted]

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

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

3. 最高使用圧力　2.0MPa

原子炉格納容器下部への注水に必要となる吐出圧力は 1.67MPa 以上であり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧が最大となることから，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

4. 最高使用温度　60℃

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

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

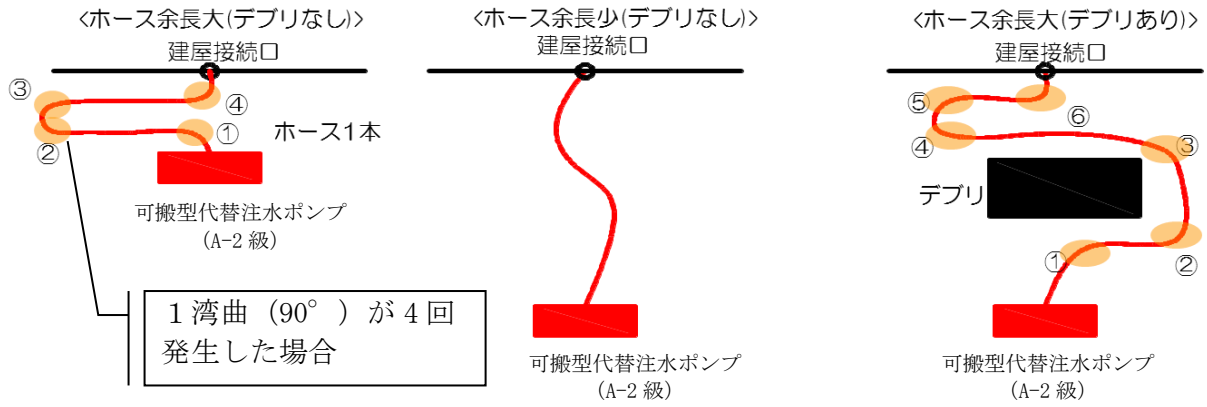


図１　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ）

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

○損失ヘッド fc

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

fc=0.068･･･［MPa］（ｉ）

を引用する。

○流速 v

v=Q/A

・Q=流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは，例示として，90［m^3/h］の場合の計算を示す。

ホース 2 ラインで送水した場合，1 ラインあたり 45[m^3/h]＝0.75[m^3/min]となる。

・A＝管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから，75A のホースを使用する場合

r=0.038［m］となる。よって，A=0.00454[m^2]

・流速 v=Q/A より

v=165.1982[m/min]

= 2.7533[m/s] ･･･(ⅱ)

○上記(ⅰ)(ⅱ)より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

hc＝fc×v^2/(2g)より，重力加速度 9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(2.7533^2/(2×9.8))×3

＝0.079[m]

格納容器下部注水と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について

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

また，原子炉圧力容器の破損後は，格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大 50m³/h）の注水を行い，原子炉格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m³/h 以上にすることにより，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

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

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

表 1　格納容器下部注水，代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

系統	格納容器下部注水	代替格納容器スプレイ
原子炉圧力容器の破損前	90m³/h	70m³/h
原子炉圧力容器の破損後	崩壊熱相当 （最大 50m³/h）	130m³/h

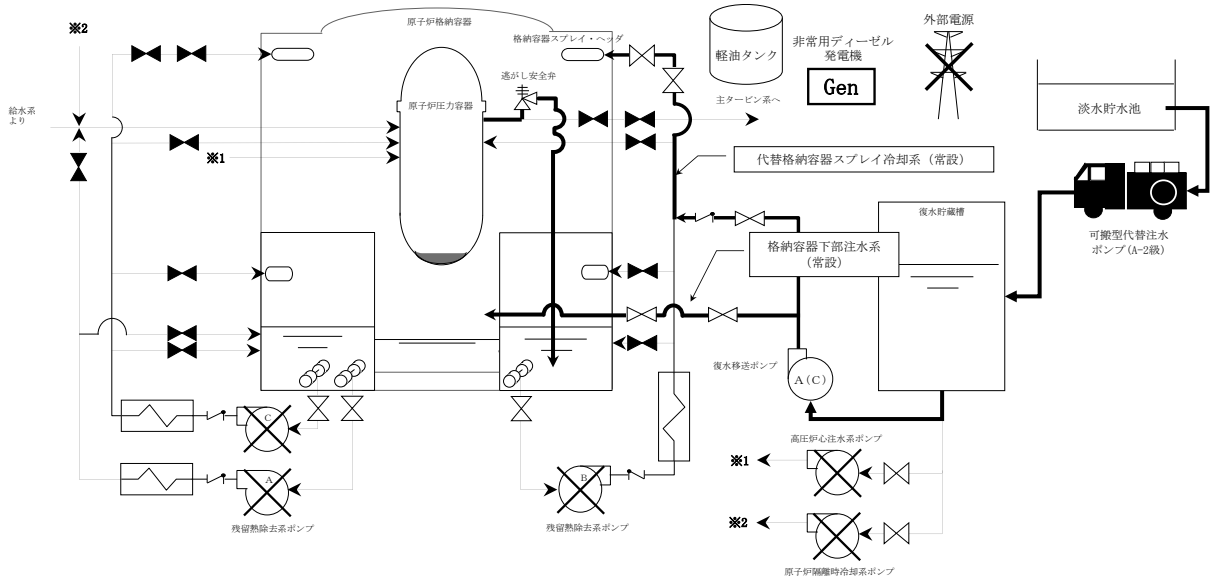


図１　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
（原子炉圧力容器の破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び
格納容器下部注水）

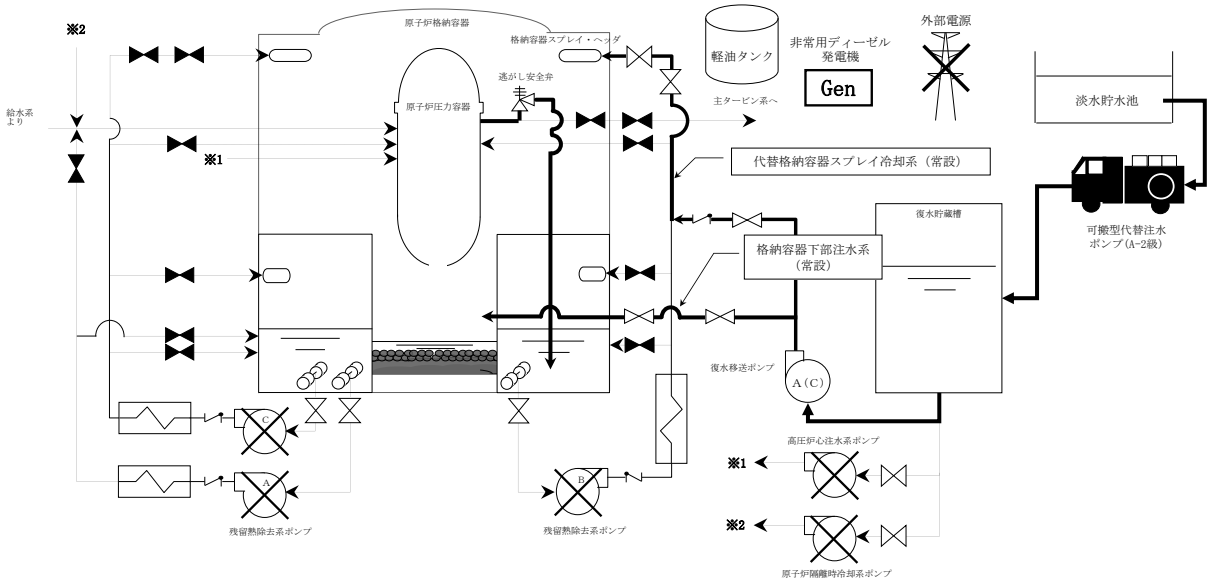


図２　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
（原子炉圧力容器の破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び
格納容器下部注水）

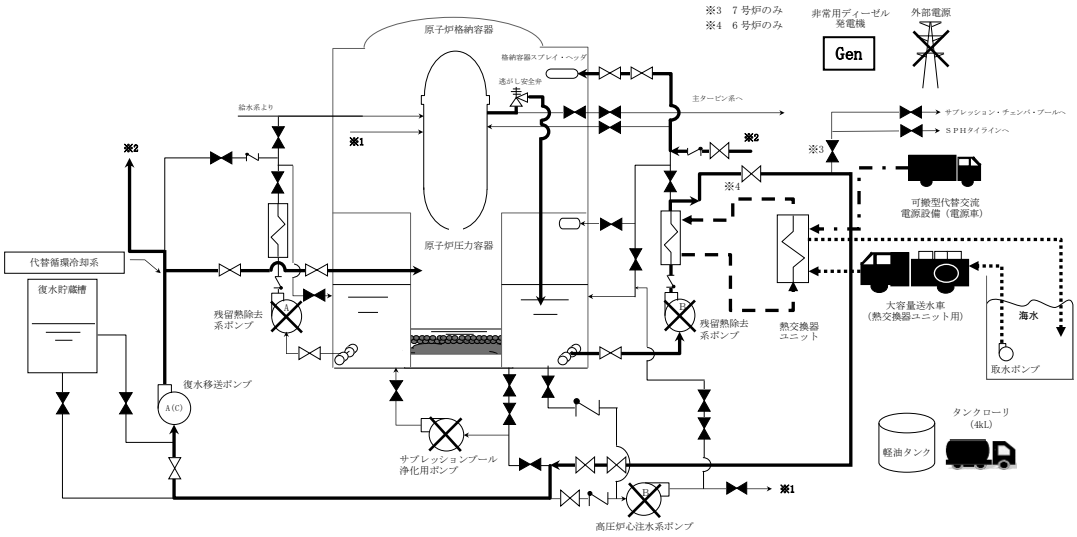


図３　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
（代替循環冷却による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱）

※復水移送ポンプ２台運転の注水特性

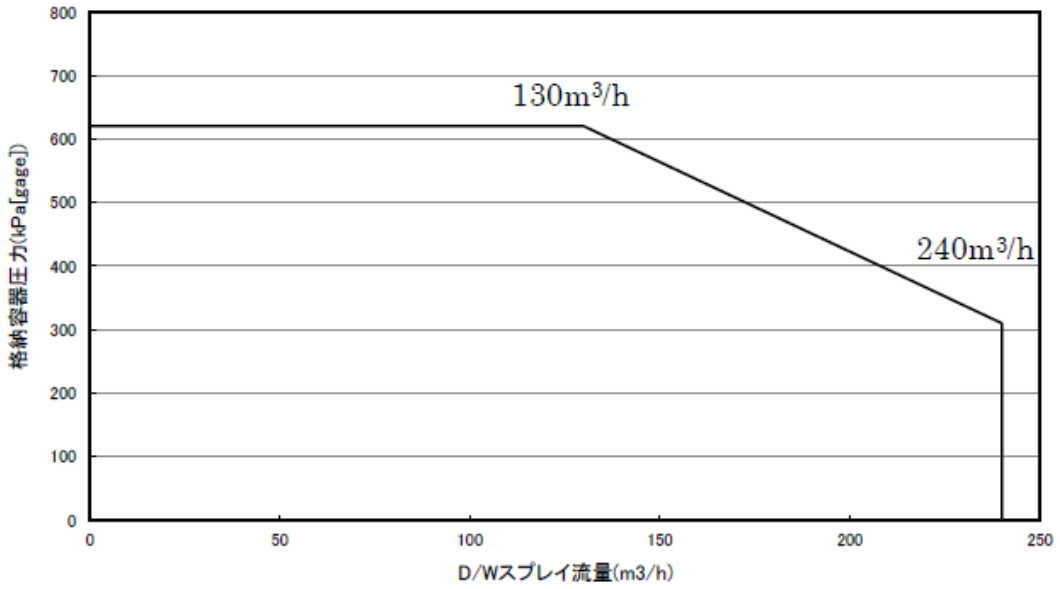


図４　ドライウェルスプレイ注水特性（ペデスタル 50m³/h 同時注水時）

51-7
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

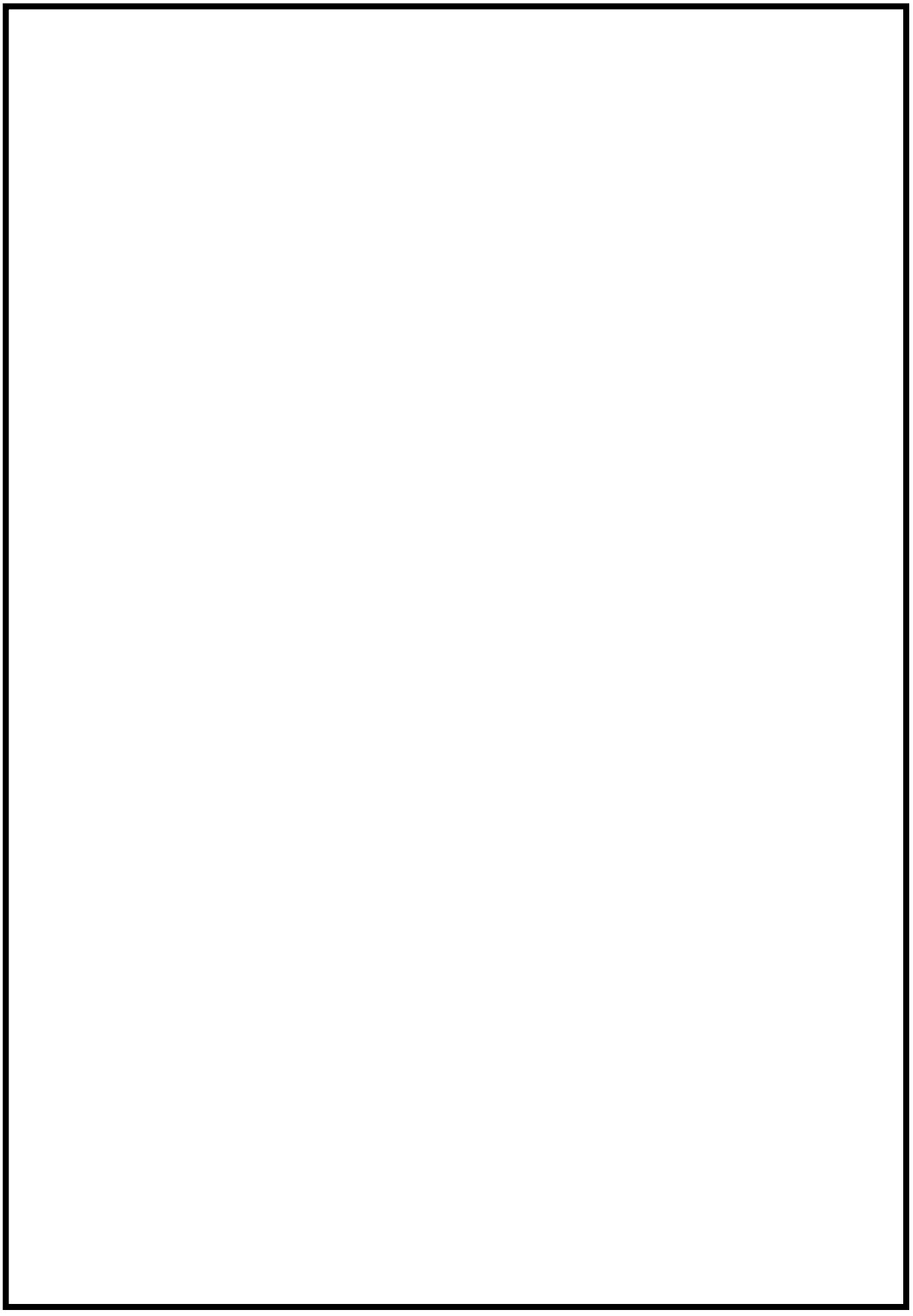


図１　接続図（淡水貯水池から接続口）

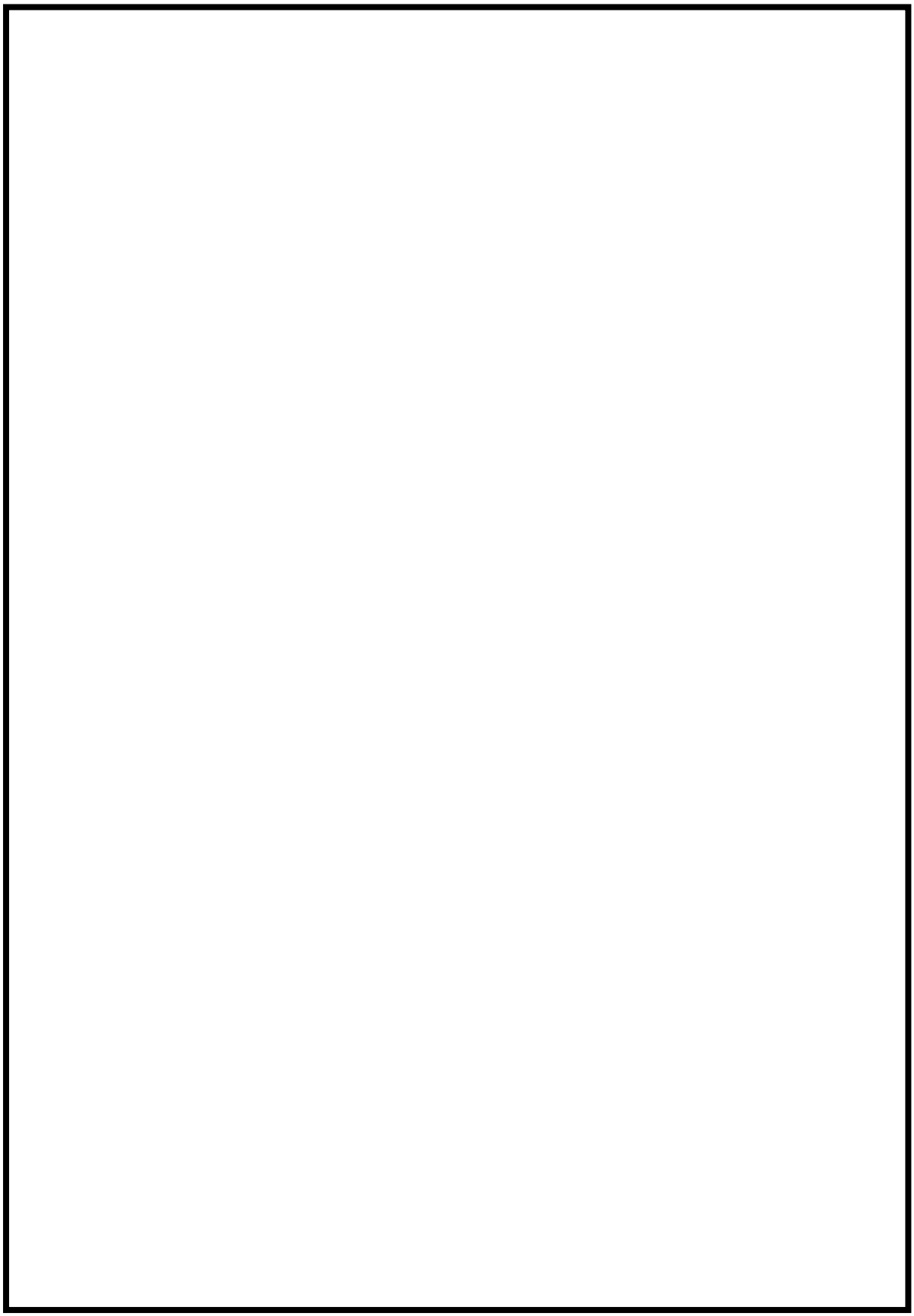


図２　接続図（防火水槽から接続口）

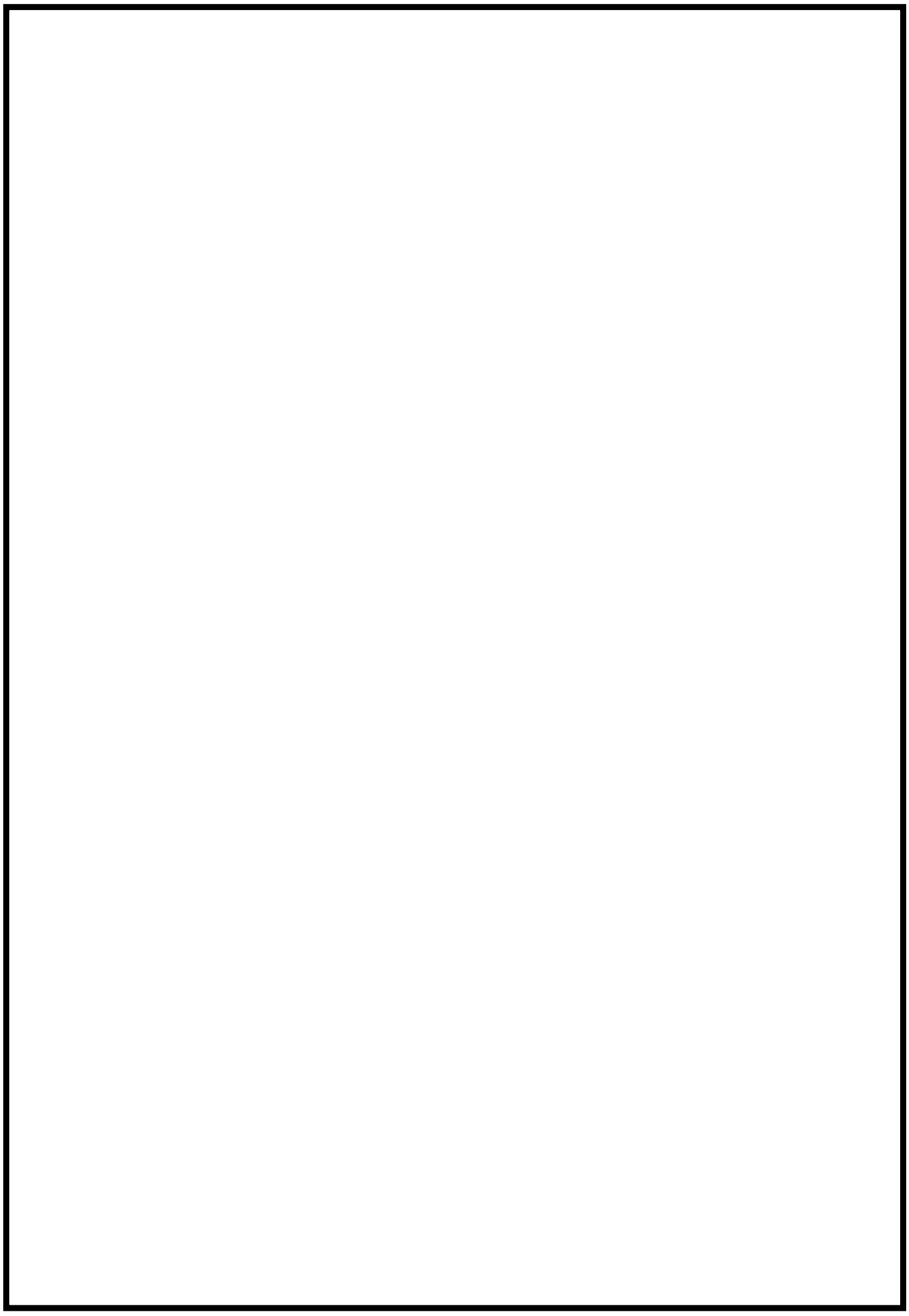


図 3　接続図（建屋内接続図　6 号炉原子炉建屋地上 1 階）

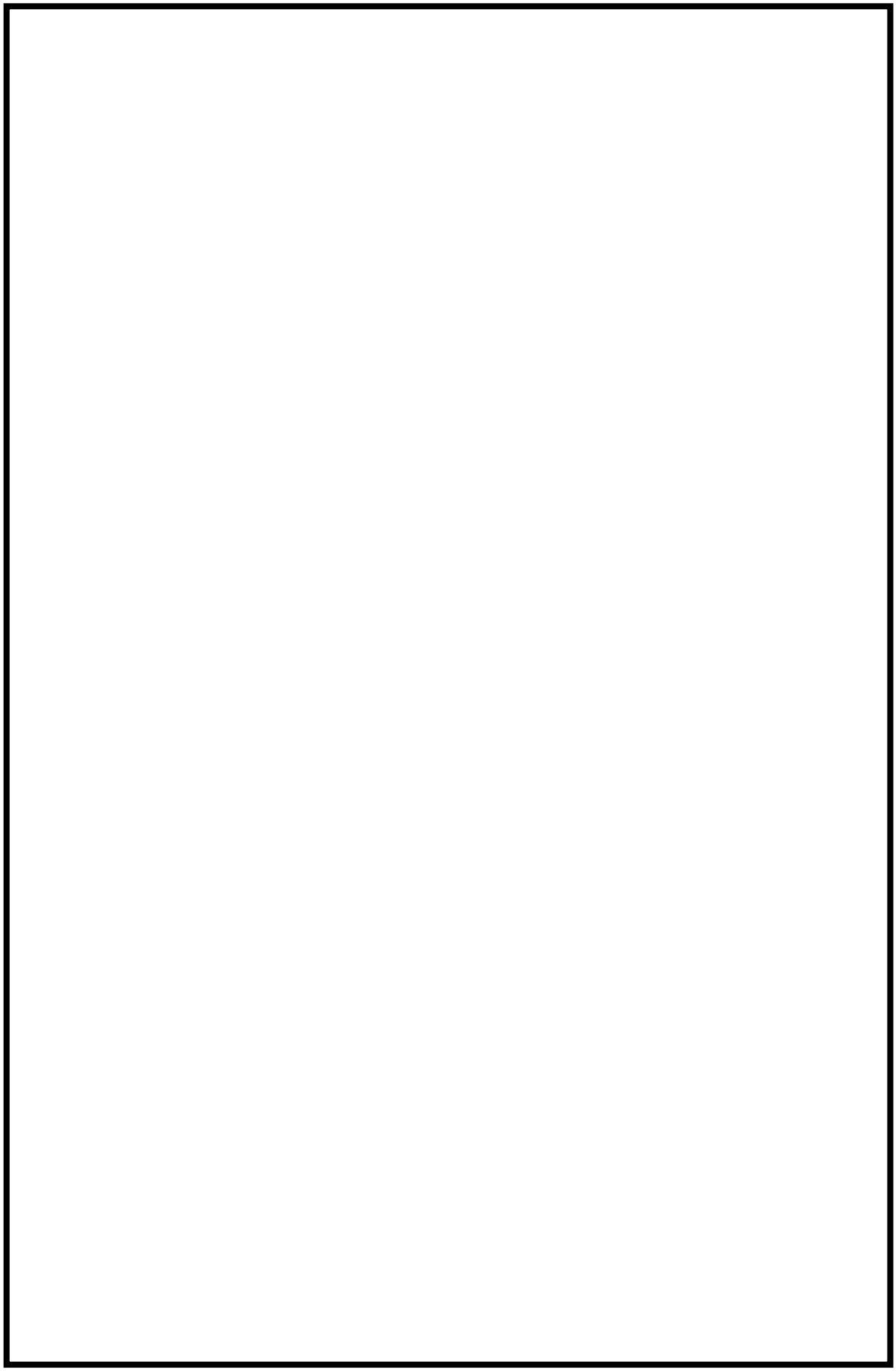


図４　接続図（建屋内接続図　６号炉原子炉建屋地上２階）

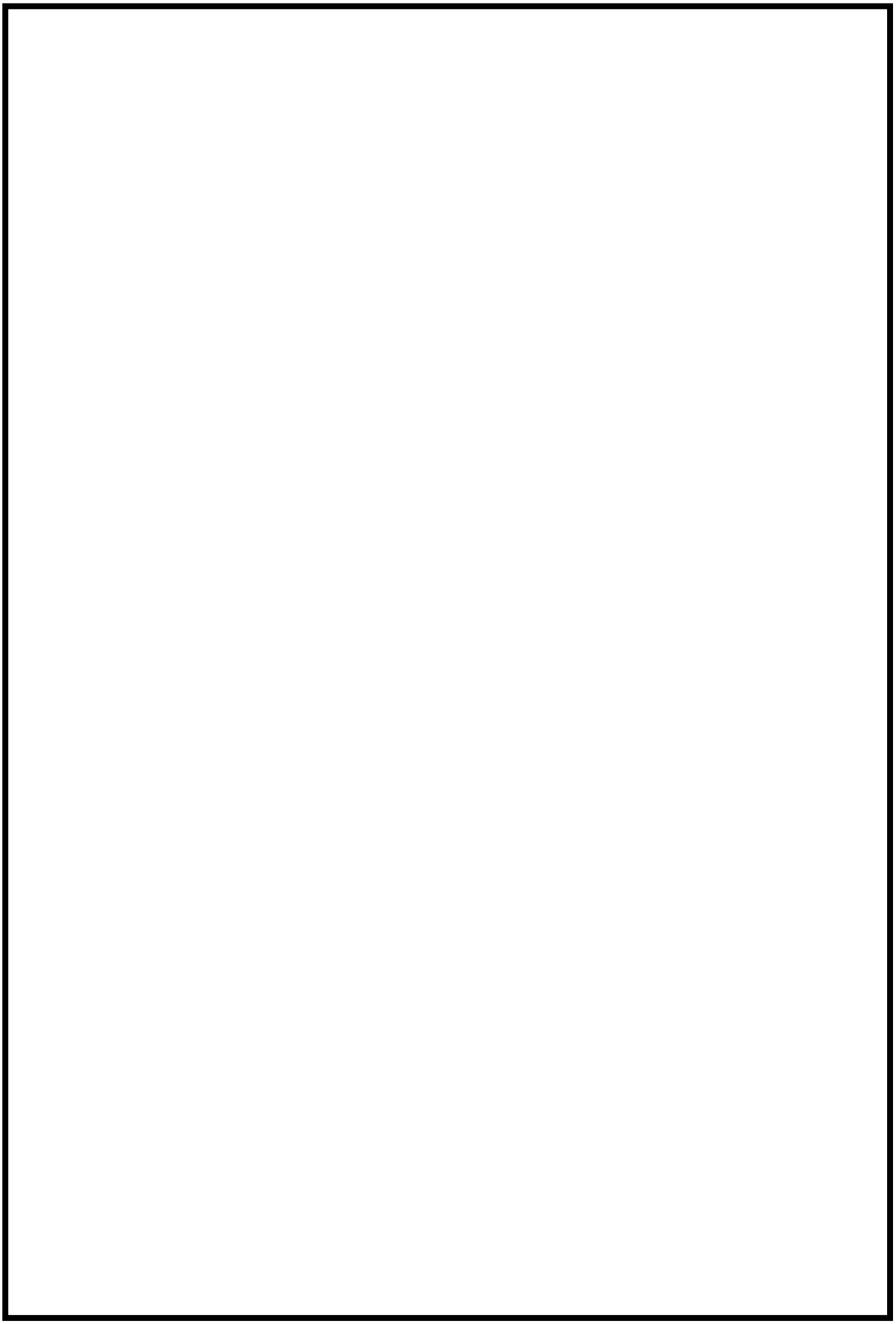


図 5　接続図（建屋内接続図　7 号炉原子炉建屋地上 1 階）

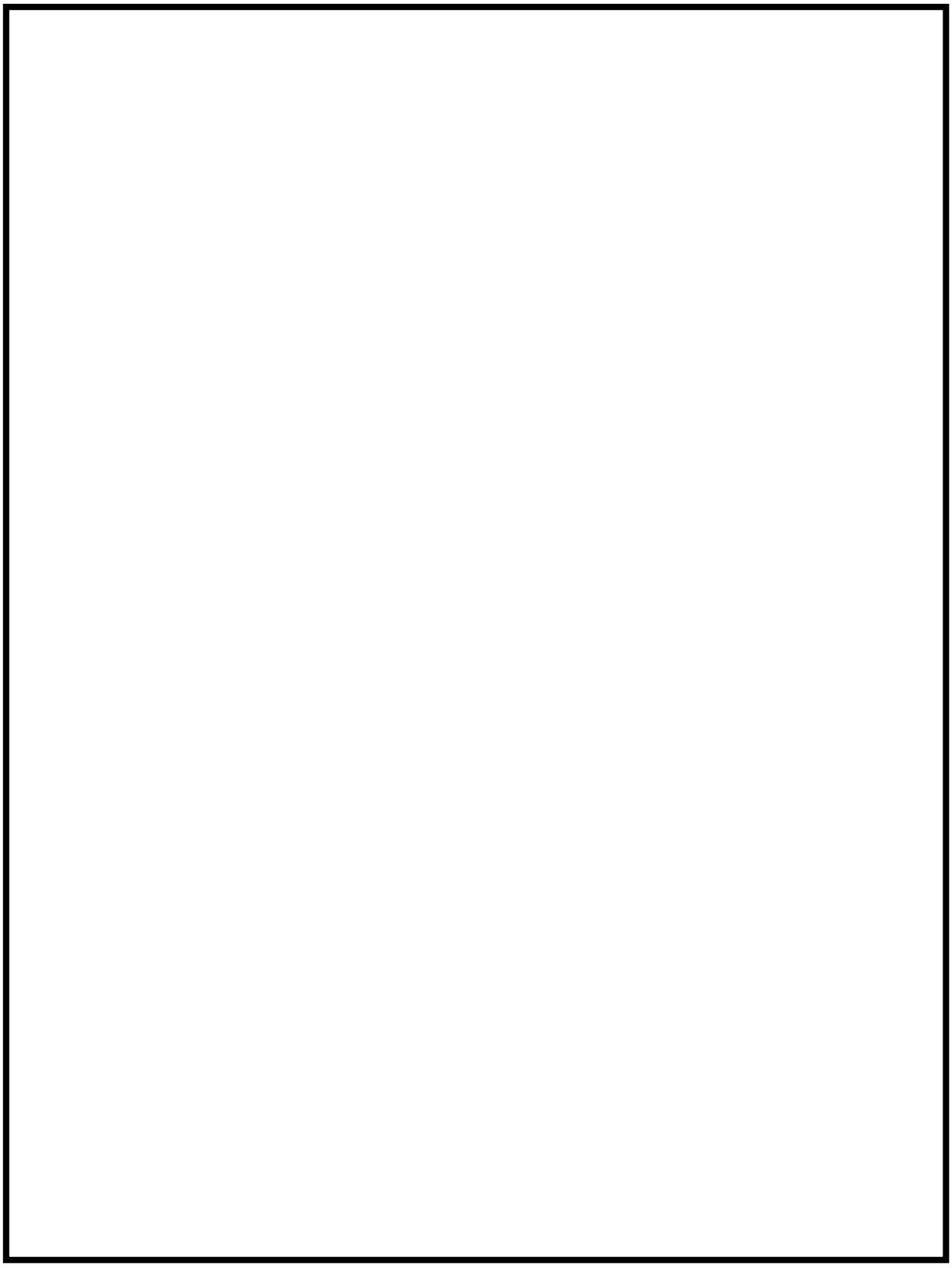


図 6　接続図（建屋内接続図　7 号炉原子炉建屋地上 2 階）

51-8
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

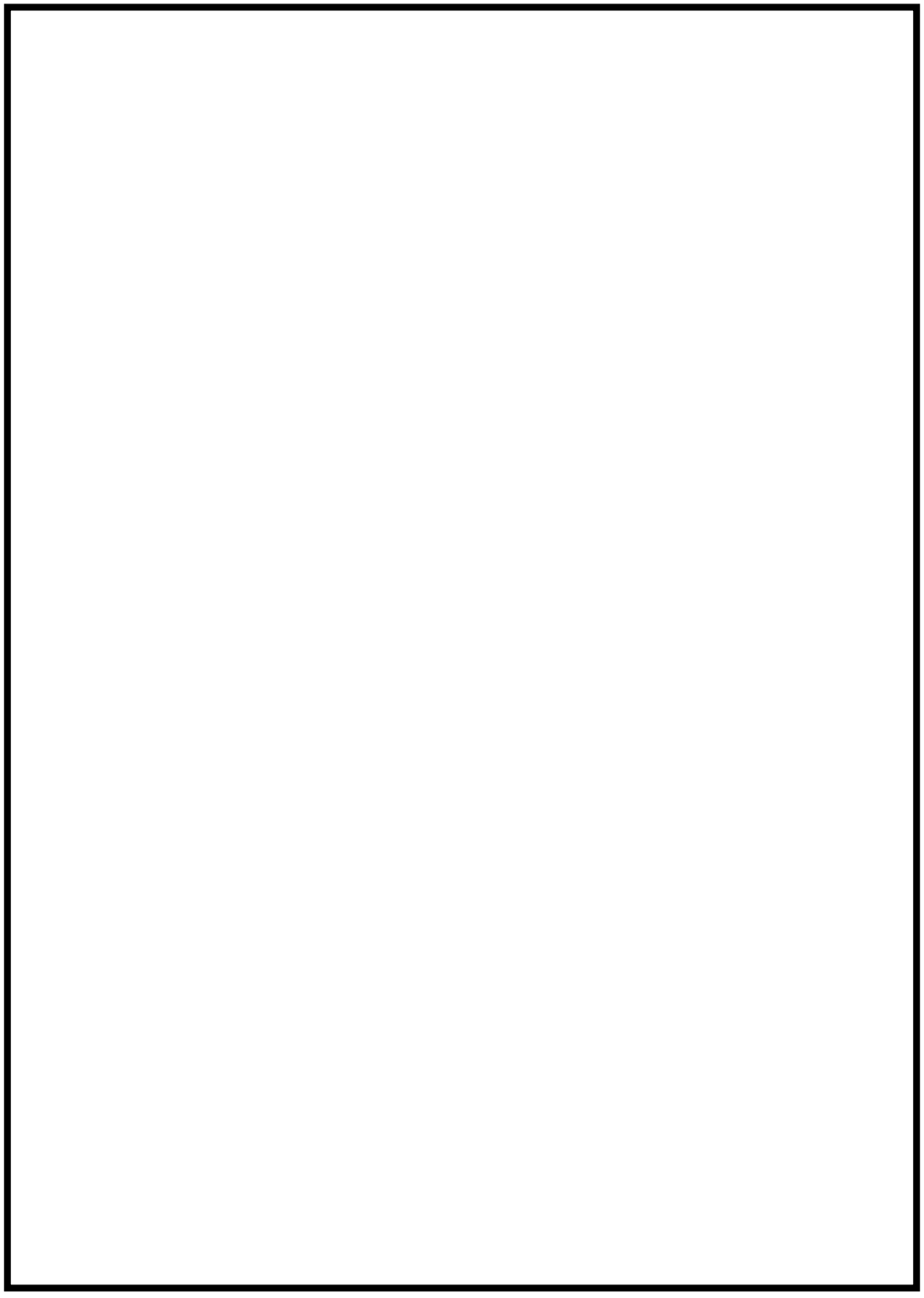


図 1　保管場所図(位置的分散)

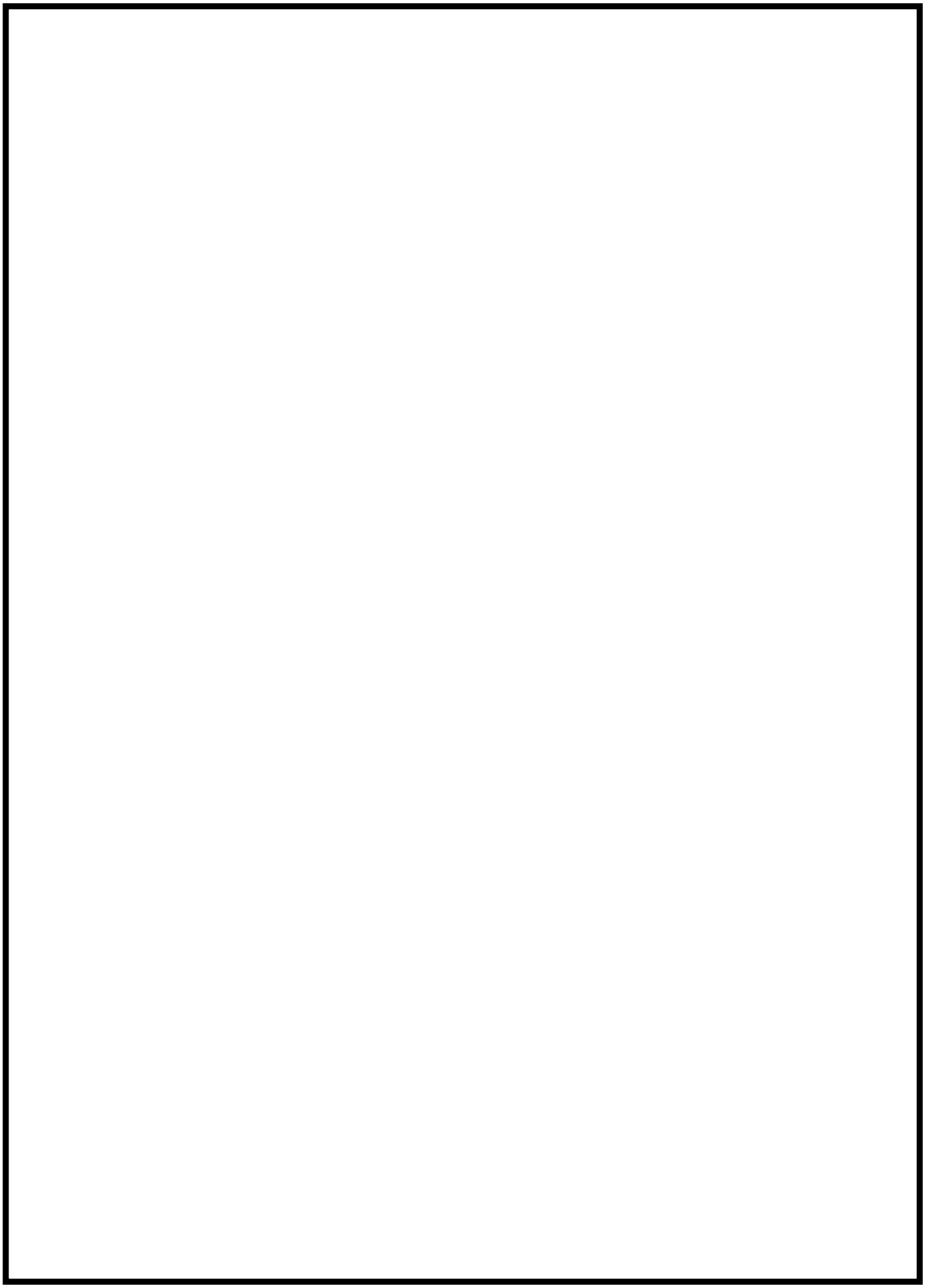


図 2　保管場所図（機器配置）

51-9
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

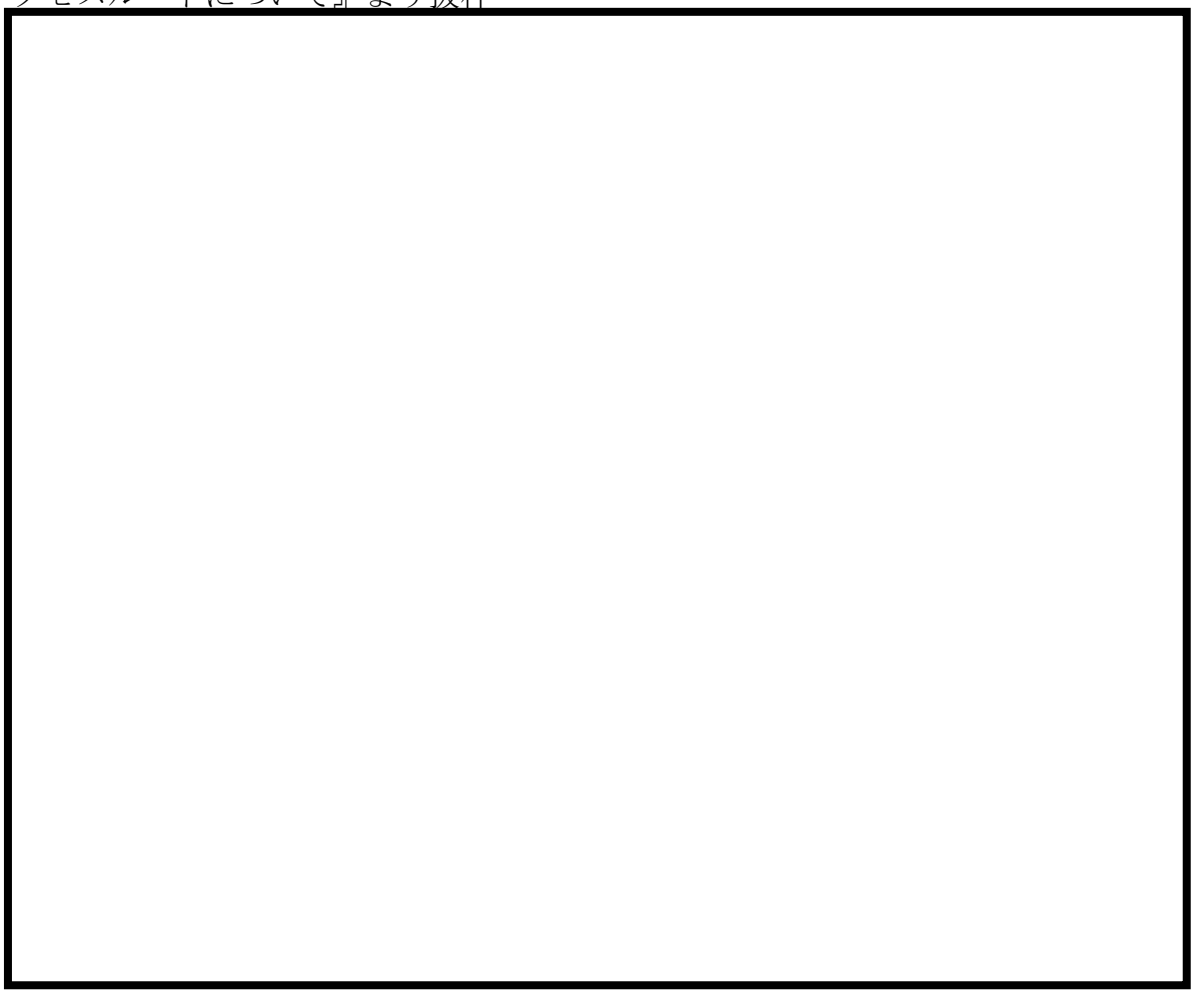


図 1　保管場所及びアクセスルート図

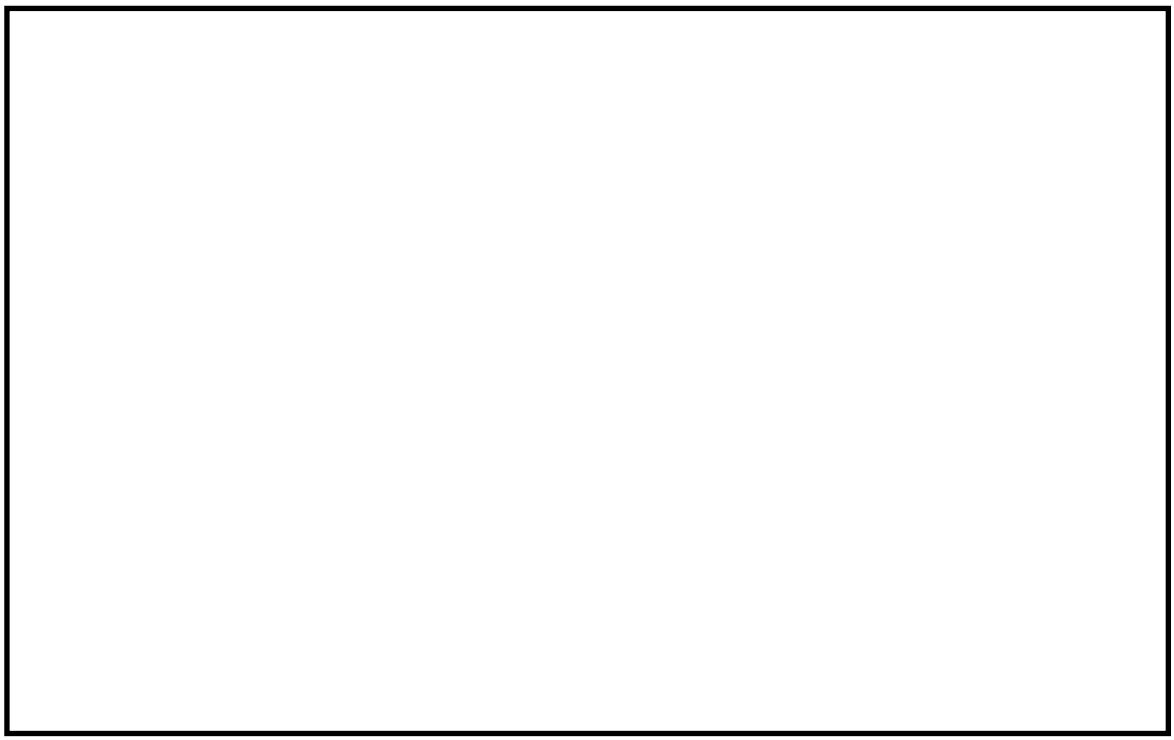


図２　地震・津波発生時のアクセスルート図

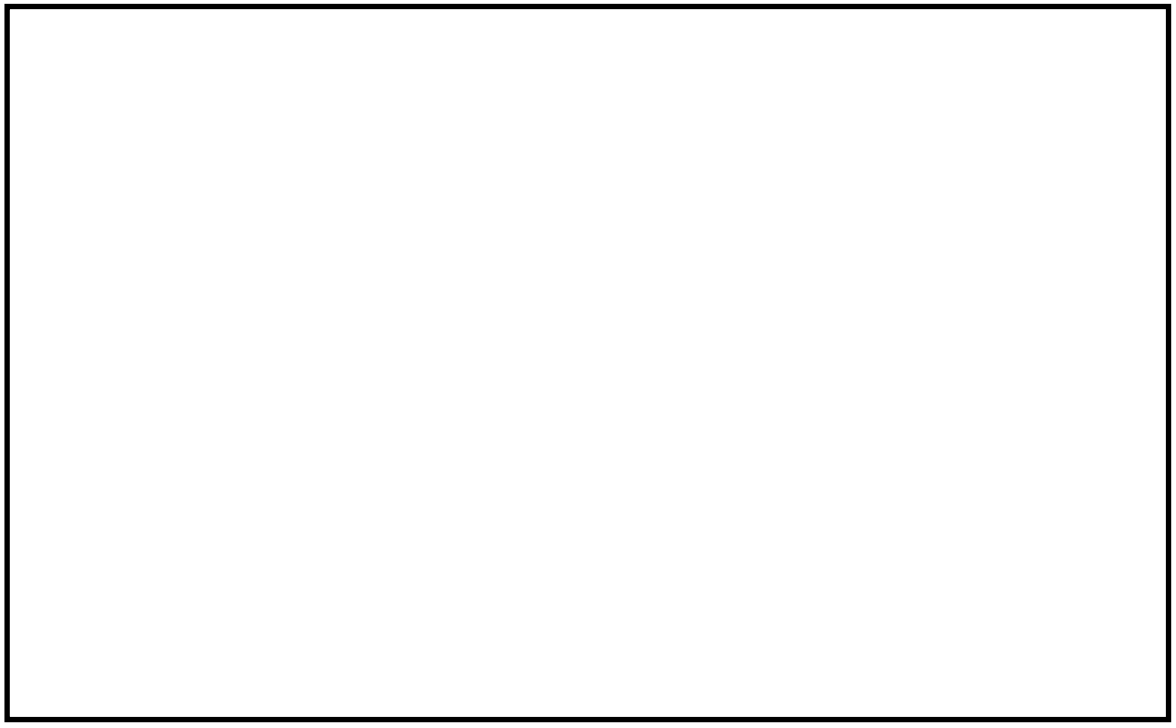


図 3　森林火災発生時のアクセスルート図

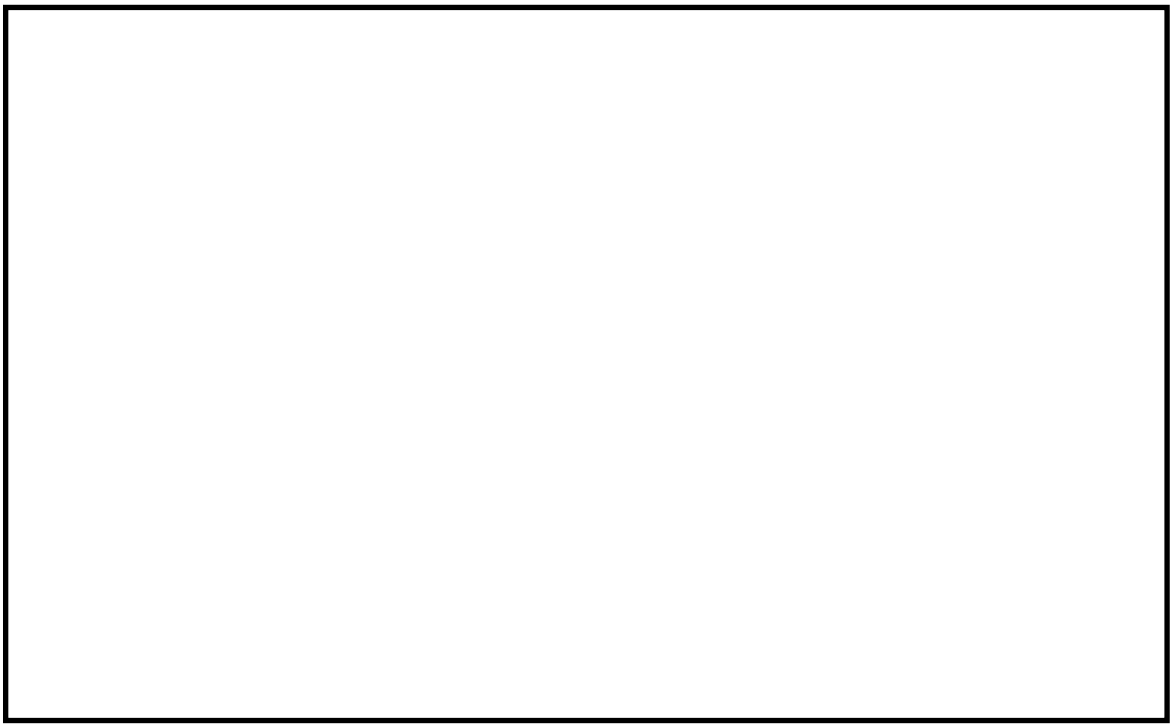


図４　中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

51-10
コリウムシールド設備概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1.　設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，原子炉格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心の落下に至り，落下してきた溶融炉心がドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ(以下「ドライウェルサンプ」という。)内に流入する場合，ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから，サンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼製ライナに接触し，原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ，かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて，サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図1にコリウムシールド概要図を，表1にコリウムシールド仕様を示す。

コリウムシールドの耐熱材には，高い融点(約2700℃)を有するジルコニアを用い，またコリウムシールドの形状については，全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても，コリウムシールドが破損することなく，かつコリウムシールドを乗り越えて溶融炉心がサンプへ流入することがない設計としている。

さらに，次項以降に示すとおり，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって，原子炉格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。

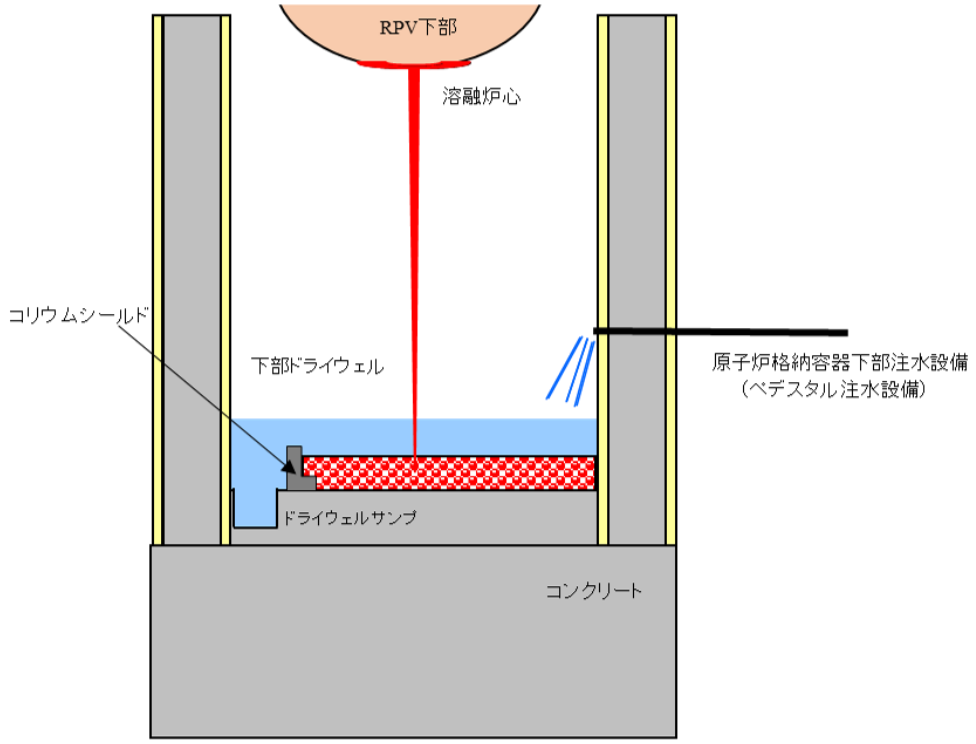


図１　コリウムシールド概要図（7 号炉を例示）

表１　コリウムシールド仕様

	6 号炉	7 号炉
耐熱材主成分	ジルコニア（ZrO_2）	ジルコニア（ZrO_2）
高さ	850mm	650mm
厚さ	130mm	130mm

2.　コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

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

2．1　設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2．1．1　原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

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

表２　原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

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

2．1．2　原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

コリウムシールドは，原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウェル高電導度廃液サンプを囲うように設置され，原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表 3 に示す。

表 3　原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは，コリウムシールド下部に，漏えいした原子炉冷却材をドライウェル高電導度廃液サンプへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

ドライウェル高電導度廃液サンプへの漏えい水の流入量が 1gpm（0.23 m^3/h）以上となった場合に，原子炉冷却材の漏えいが検出される※設計となっていることから，コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が，スリット一箇所あたりで 1gpm 以上となるよう，スリットの幅，高さを設定した。スリットは床面高さに［　］箇所（幅×高さ：［　　］）設置し，かつ，何らかの原因により床面高さのスリットが全て閉塞する場合を鑑み，床面から［　　］上に更に［　］箇所（幅×高さ：［　　］）を設置する。なお，床面高さのスリットが閉塞し，床面から［　　］上に設置するスリットにて漏えい検出を行う場合の検出遅れ時間は，下部ドライウェルへの漏えい水の流入量が漏えい検出限界の 1gpm の場合でも約 3 時間程度であり，プラントの安全性に影響はない。

※LBB(Leak Before Brake)の概念より

加えて，スリットが溶融炉心のドライウェル高電導度廃液サンプへの有意な流入経路となることがないよう，スリットに溶融炉心が侵入したとしても，スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェル高電導度廃液サンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお，溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては，実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから，純金属の凝固評価を行う［　　］モデル及び［　　］モデル，また合金の凝固評価を行う［　　］モデルを用いて凝固距離評価を行い，各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。（6 号炉：［　　］，7 号炉：［　　］）

2．3　重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2．3．1　原子炉格納容器下部注水設備への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水設備の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，原子炉格納容器下部注水設備の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，原子炉格納容器下部注水設備への悪影響がないことを確認した。確認結果を表 4 に示す。

表 4　原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉格納容器下部注水設備機能	悪影響なし	コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口の設置位置は水平方向で約□，鉛直方向で約□離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，原子炉格納容器下部注水設備機能への悪影響なし。

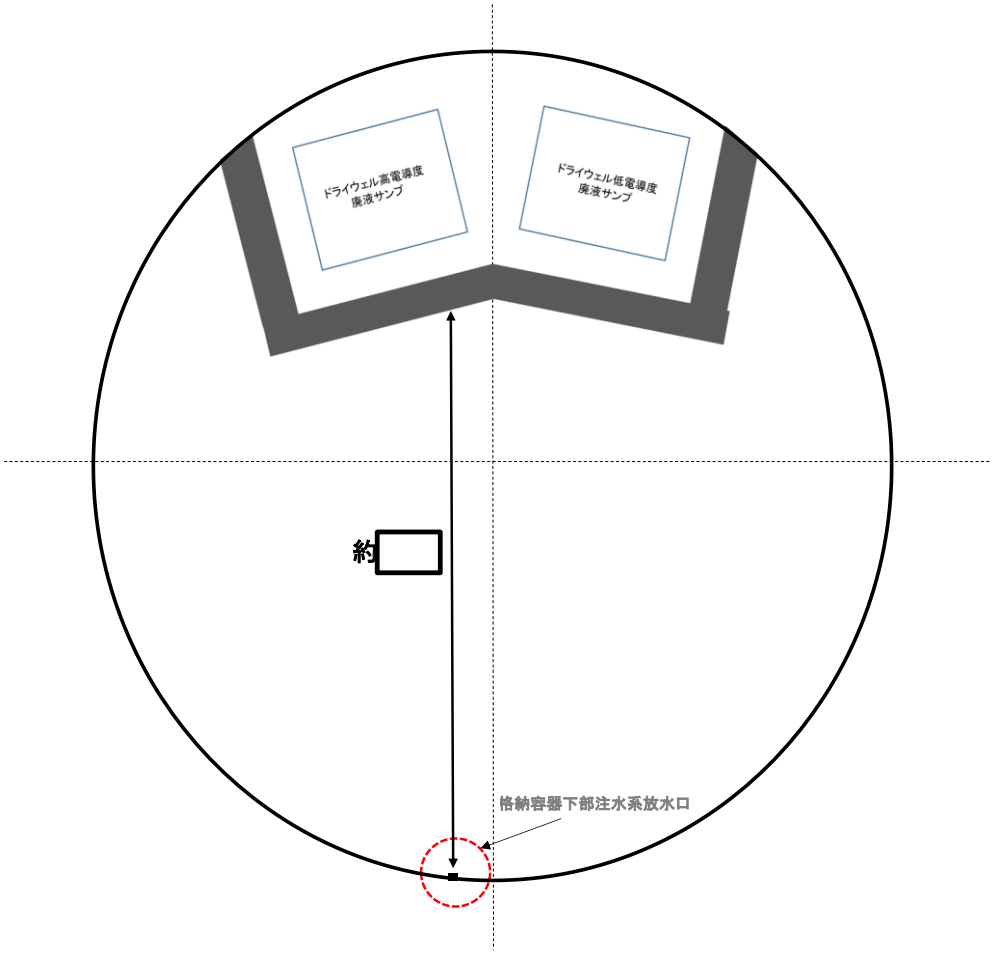


図 2　コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水設備放水口との
設置位置概要図

51-11
その他設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(1) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系により原子炉格納容器下部へ注水する設備概要を図1に示す。

消火系による原子炉格納容器下部への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンクを水源として，消火系及び復水補給水系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。

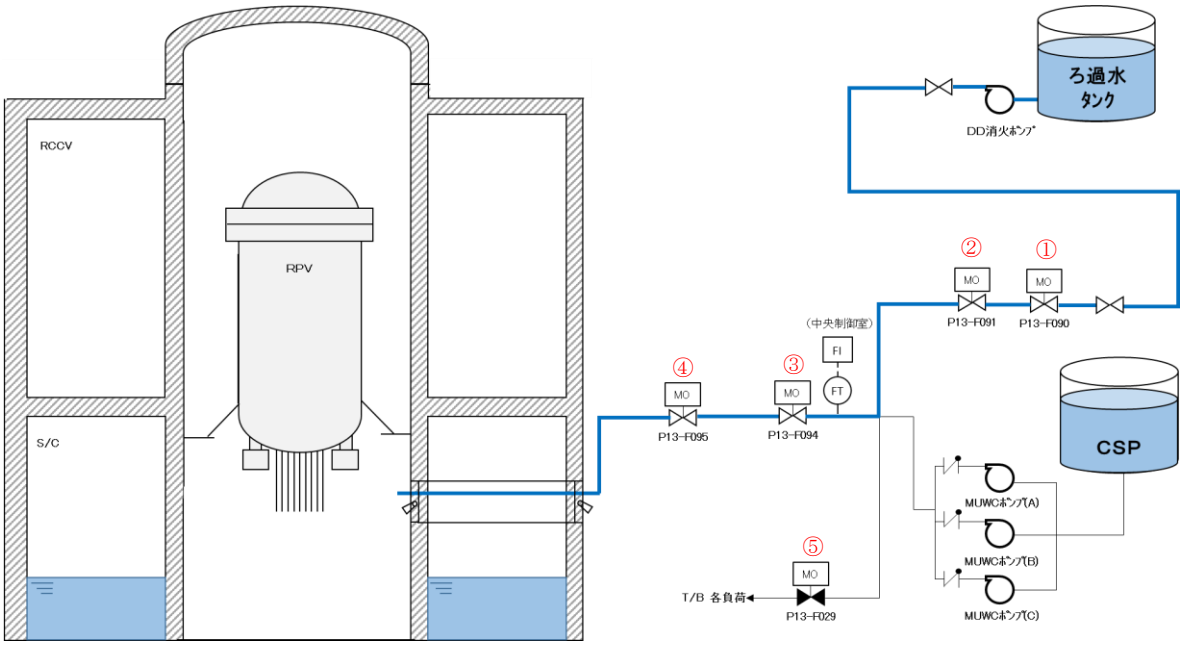


図 1　消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要図（7 号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	復水補給水系消火系第 1 連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	復水補給水系消火系第 2 連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	タービン建屋負荷遮断弁	全開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室

51-12

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については，説明資料の構成上，略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について，下表のとおり整理する。

表１　機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6 号炉		7 号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
下部ドライウェル注水流量調節弁	下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-MO-F028	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁	P13-MO-F094
下部ドライウェル注水ライン隔離弁	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-MO-F031	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁	P13-MO-F095
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F029
復水補給水系　常／非常用連絡管一次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常／非常用連絡管 1 次止め弁	P13-F019
復水補給水系　常／非常用連絡管二次止め弁	復水貯蔵槽常用，非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常／非常用連絡管 2 次止め弁	P13-F020
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	RHR（A）経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内北側外部送水ライン止め弁 1	P13-F133
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	RHR（A）経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F130	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁 1	P13-F132
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	RHR（A）経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F138	MUWC 建屋外北側外部送水ライン止め弁 2	P13-F140
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	RHR（B）経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内南側外部送水ライン止め弁 1	P13-F137
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	RHR（B）経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F134	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁 1	P13-F136
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	RHR（B）経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F139	MUWC 建屋外南側外部送水ライン止め弁 2	P13-F141
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部送水ライン元弁	P13-F124
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129

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

目次

52-1　SA設備基準適合性　一覧表
52-2　単線結線図
52-3　配置図
52-4　系統図
52-5　試験及び検査
52-6　容量設定根拠
52-7　計装設備の測定原理
52-8　水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について
52-9　接続図
52-10 保管場所図
52-11 アクセスルート図
52-12 その他設備
52-13 機器名称欄に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

52-1

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（可搬型）

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					可搬型窒素供給装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水通水しない）	－
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3 配置図，52-9 接続図，52-10 保管場所図	
		第2号	操作性		工具，設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		52-4　系統図，52-9 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	Ａ，Ｂ
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	52-4 系統図，52-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作	Ａａ
			関連資料		52-9 接続図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する可搬型設備	Ｂ
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	Ｃ
			関連資料		52-9 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		52-9 接続図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		52-10 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	Ｂ
			関連資料		52-11 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	－	対象外
				サポート系要因	－	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 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					耐圧強化ベント系	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，弁操作	Ａ，Ｂｆ
			関連資料		52-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		弁	B
			関連資料		52-5 試験及び検査説明	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Aa
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	52-3 配置図，52-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（遠隔），中央制御室操作	Ａｂ，Ｂ
			関連資料		52-3 配置図，52-4 系統図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系故障	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	52-2 単線結線図，52-3 配置図，52-4 系統図	

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

第 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					サプレッション・チェンバ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）（目視点検が可能）	C
			関連資料		52-5 試験及び検査説明	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		52-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備あり）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	52-3 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 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内水素濃度（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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3 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		52-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系故障	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	52-2　単線結線図，52-3 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52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内水素濃度	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
		第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量が十分	B
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
	第2項	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(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	52-2　単線結線図，52-3 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 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内酸素濃度	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52-3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		52-3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量が十分	B
			関連資料		52-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的の SA 設備あり）	B
				サポート系故障	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	52-2　単線結線図，52-3 配置図	

52-2
単線結線図

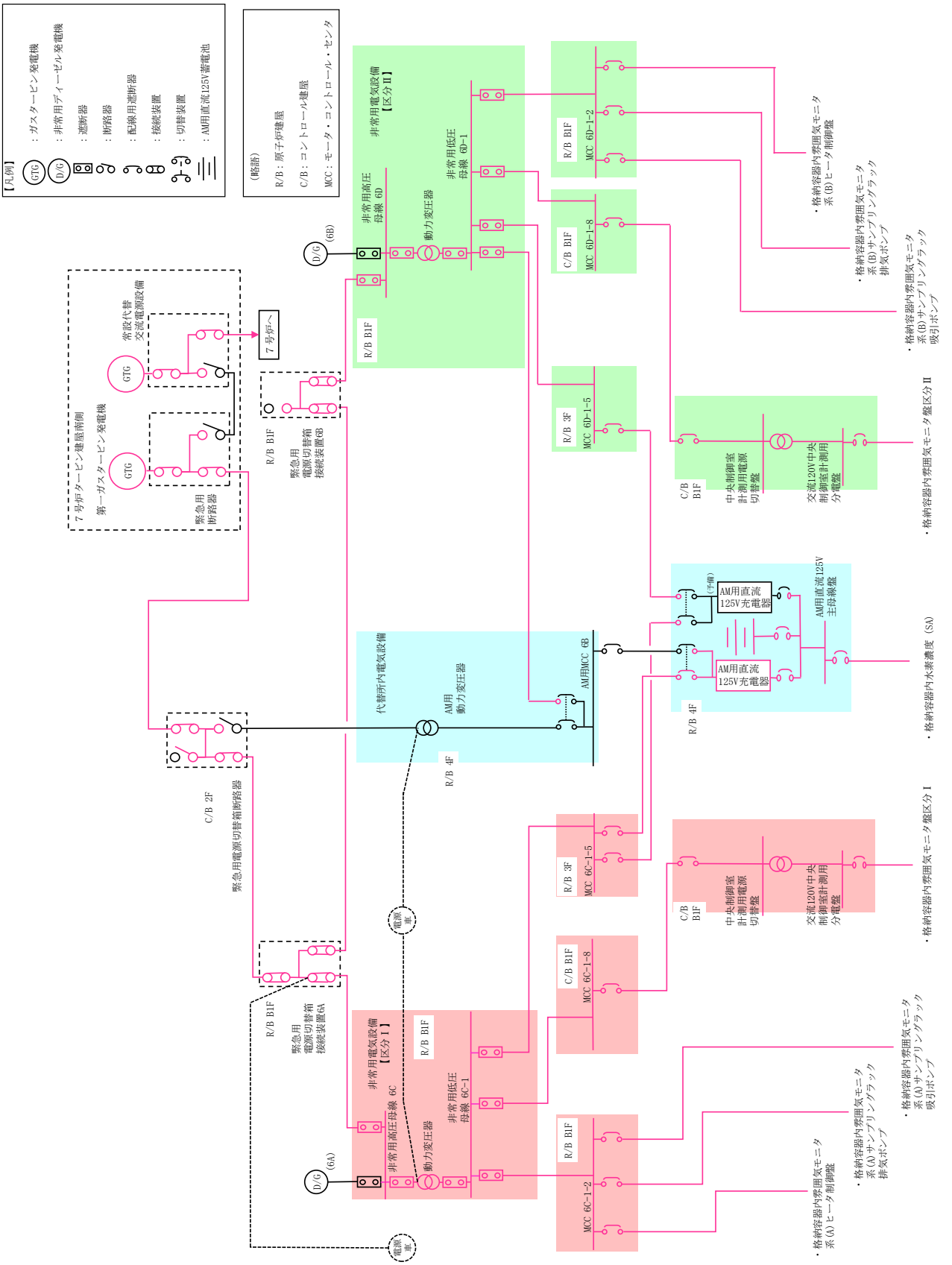


図 52-2-1　計装設備　単線結線図（6 号炉）

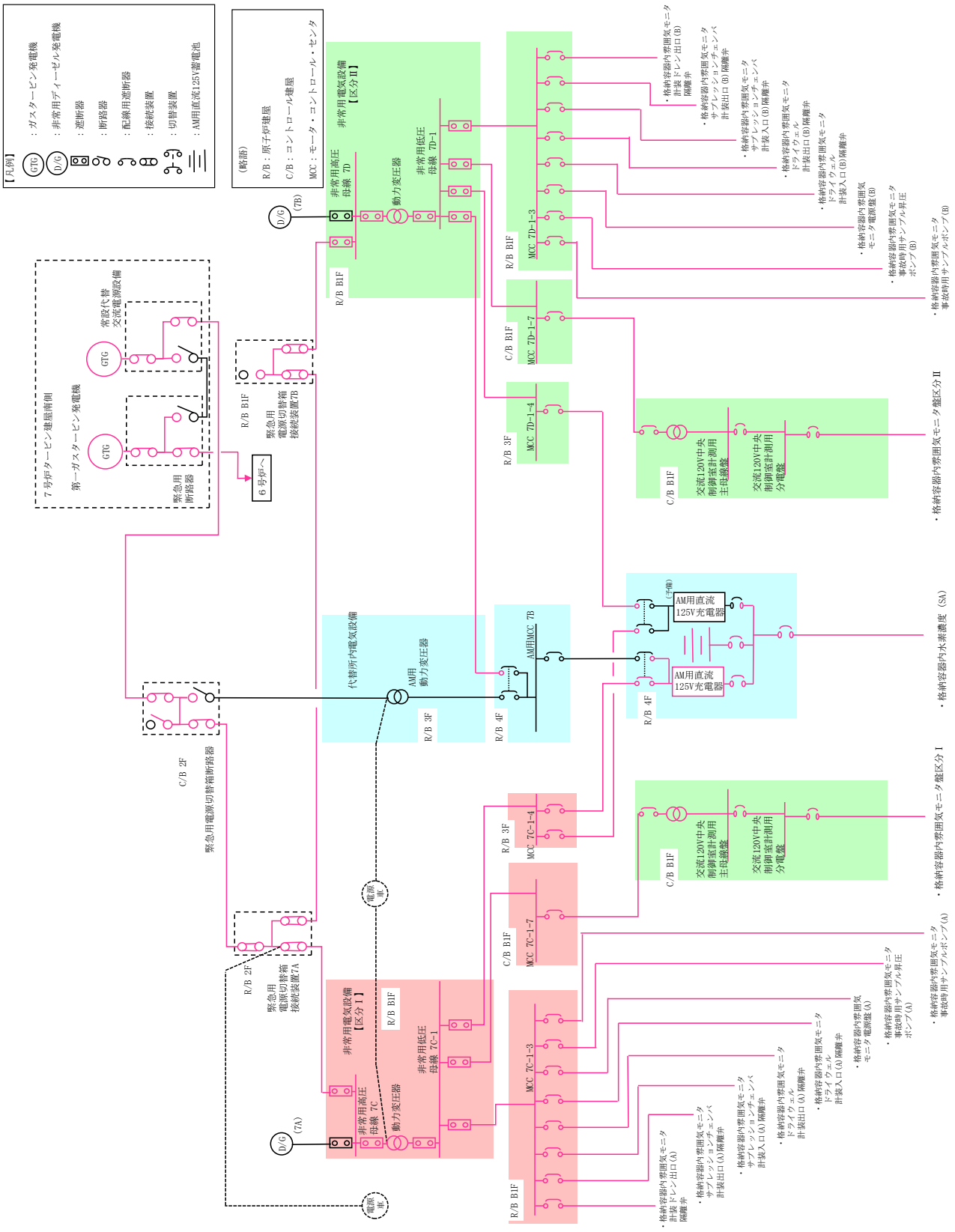


図 52-2-2　計装設備　単線結線図（7 号炉）

52-3
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-3-1　サプレッション・チェンバ配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

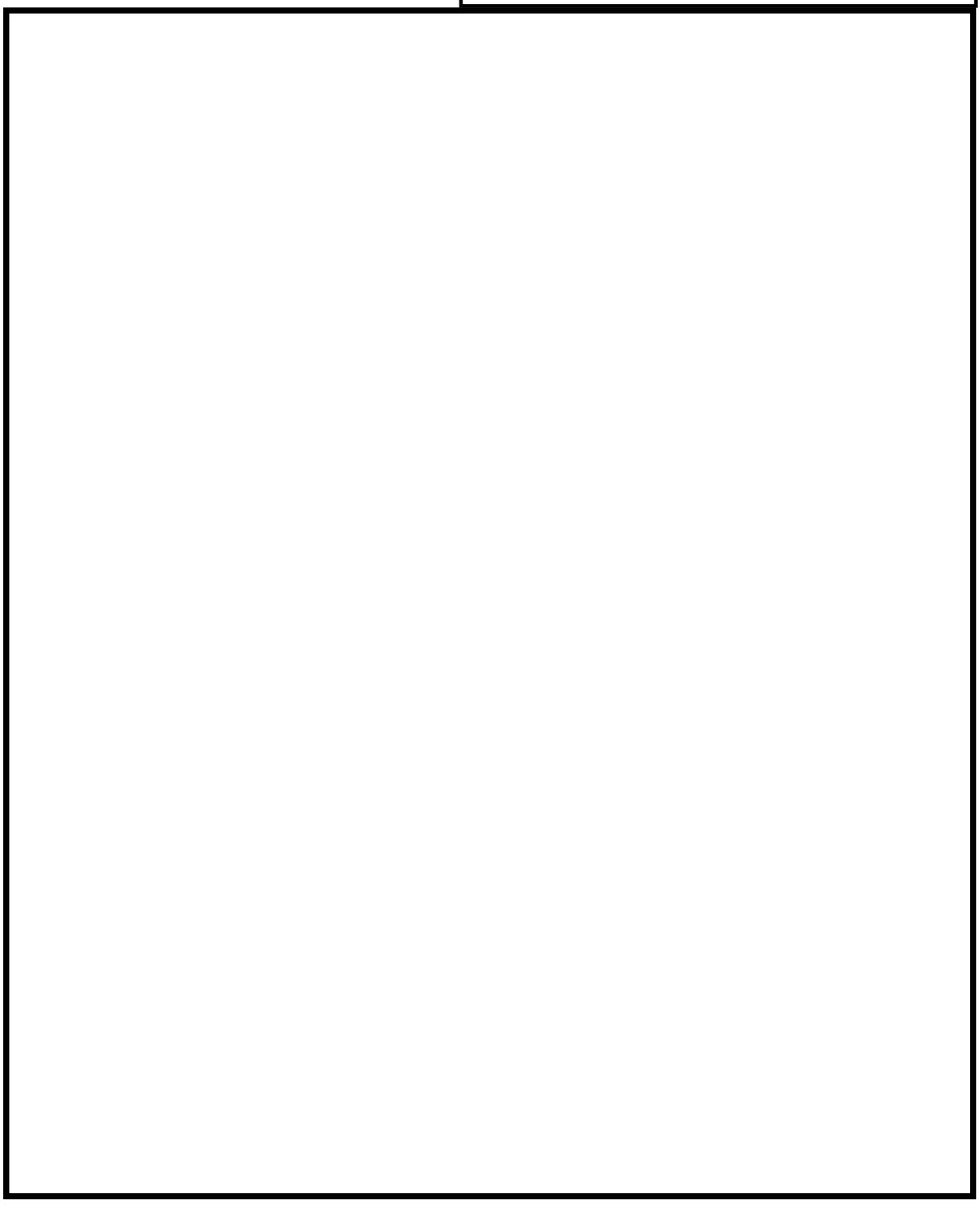


図 52-3-2　サプレッション・チェンバ配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

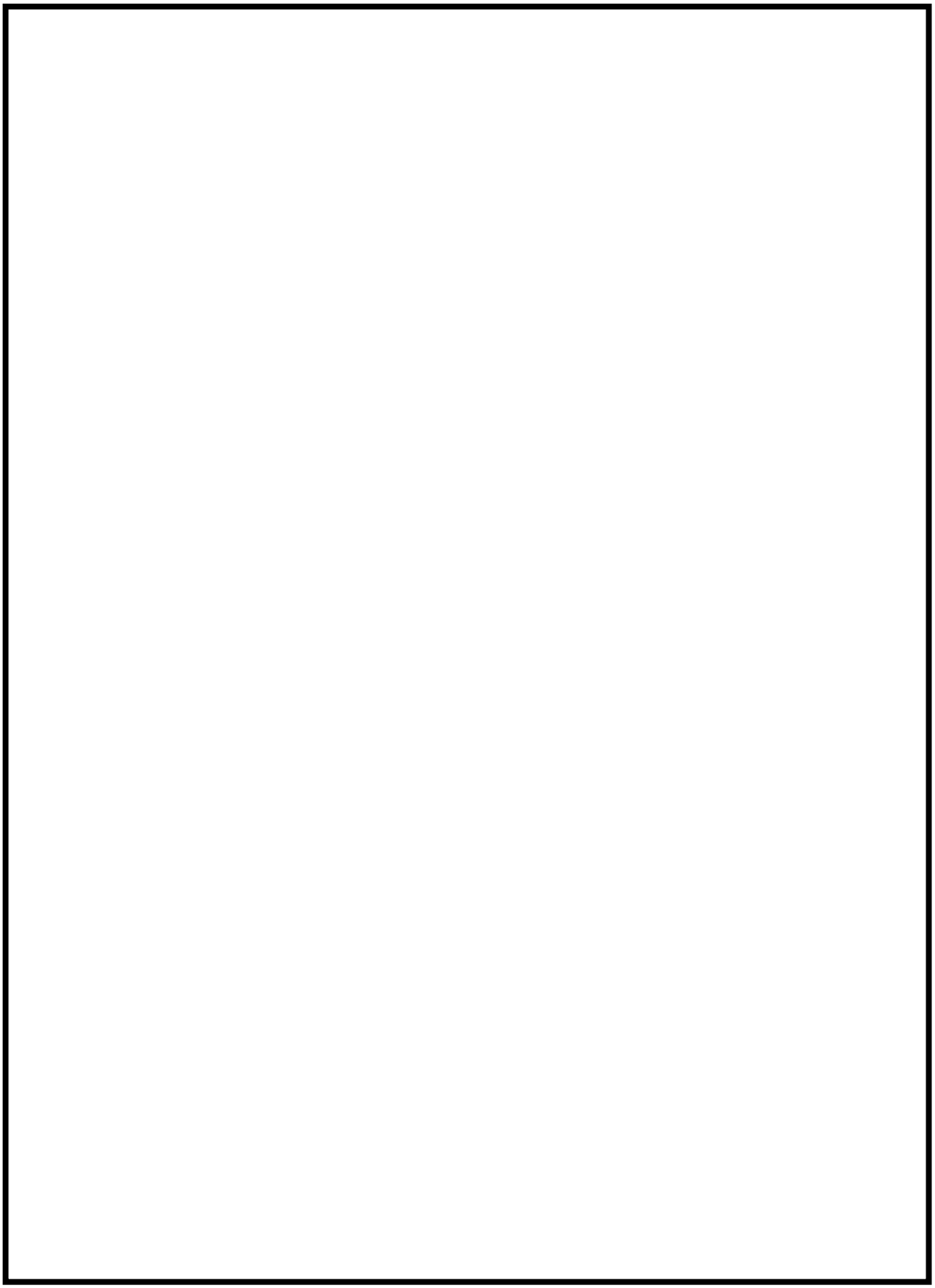


図 52-3-3　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋　地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

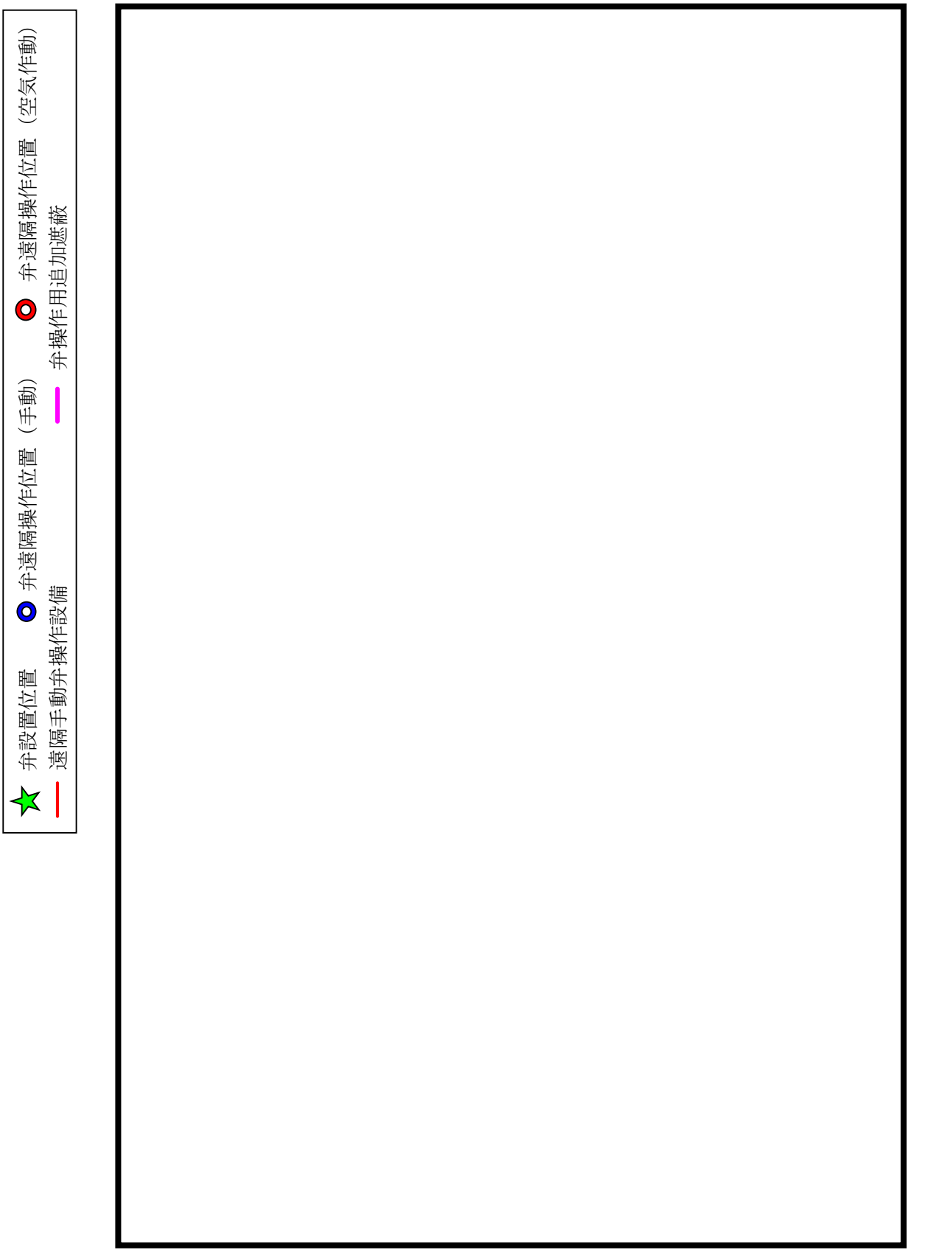


図 52-3-4　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋　地上 3 階/地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

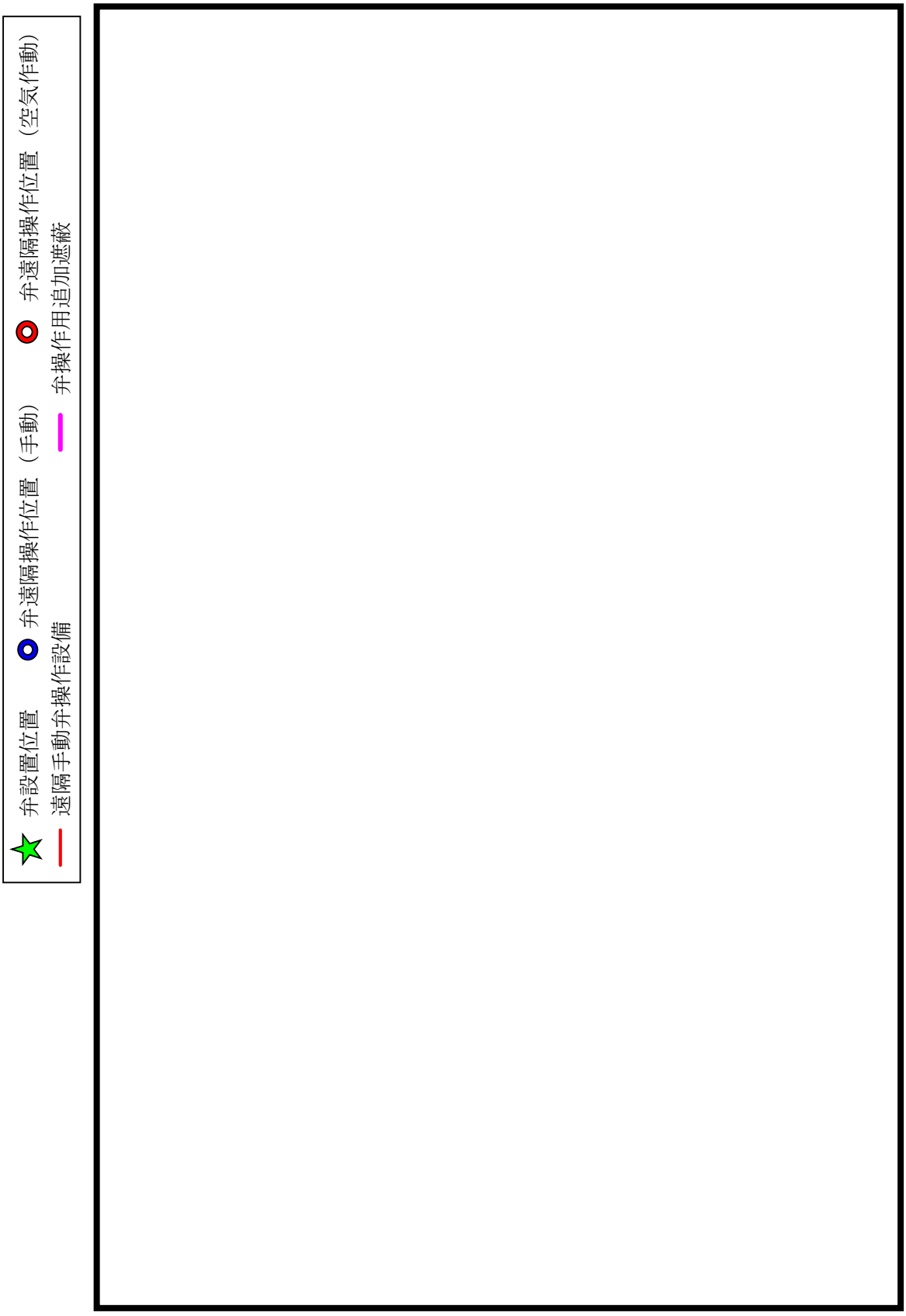


図 52-3-5　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋　地下中 1 階/地下 1 階）

弁設置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

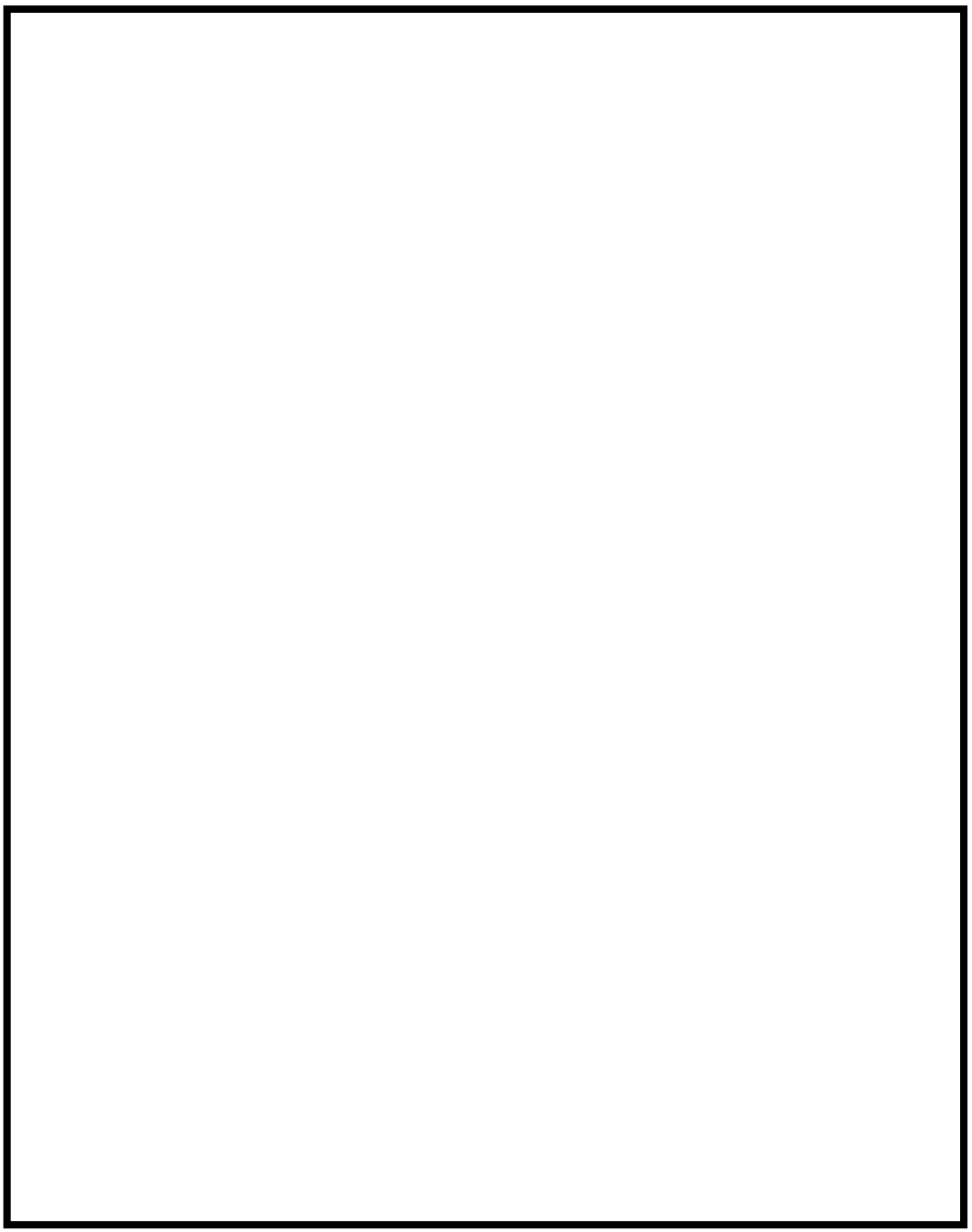


図 52-3-6　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋　地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-3-7　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋　地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

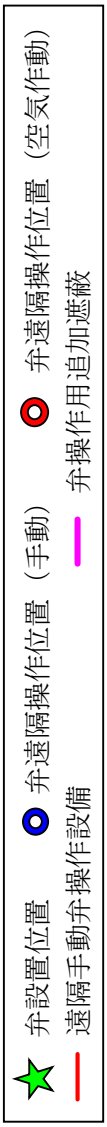


図 52-3-8　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋　地上 3 階/地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

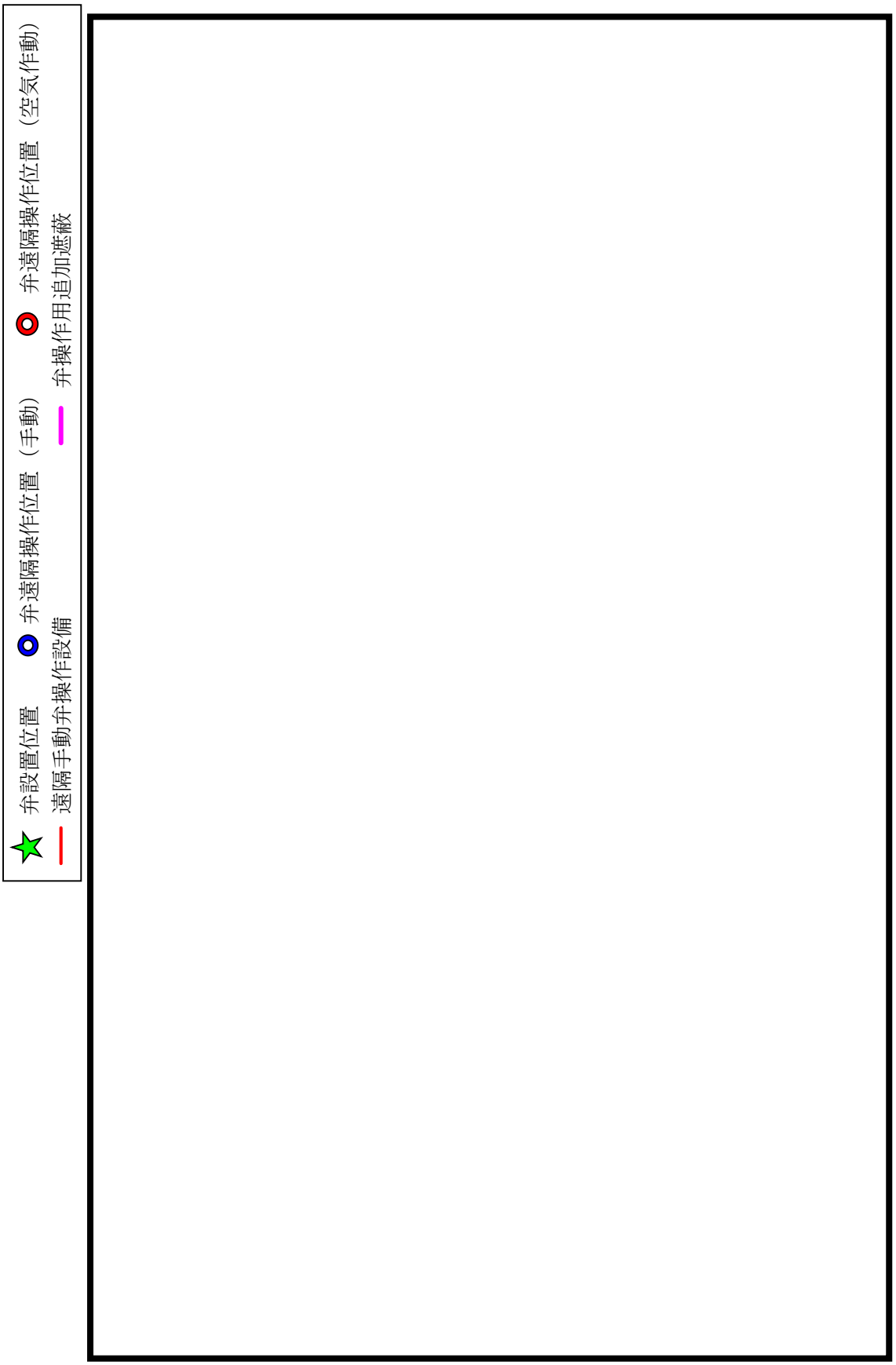


図 52-3-9　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋　地下 1 階/地下中 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

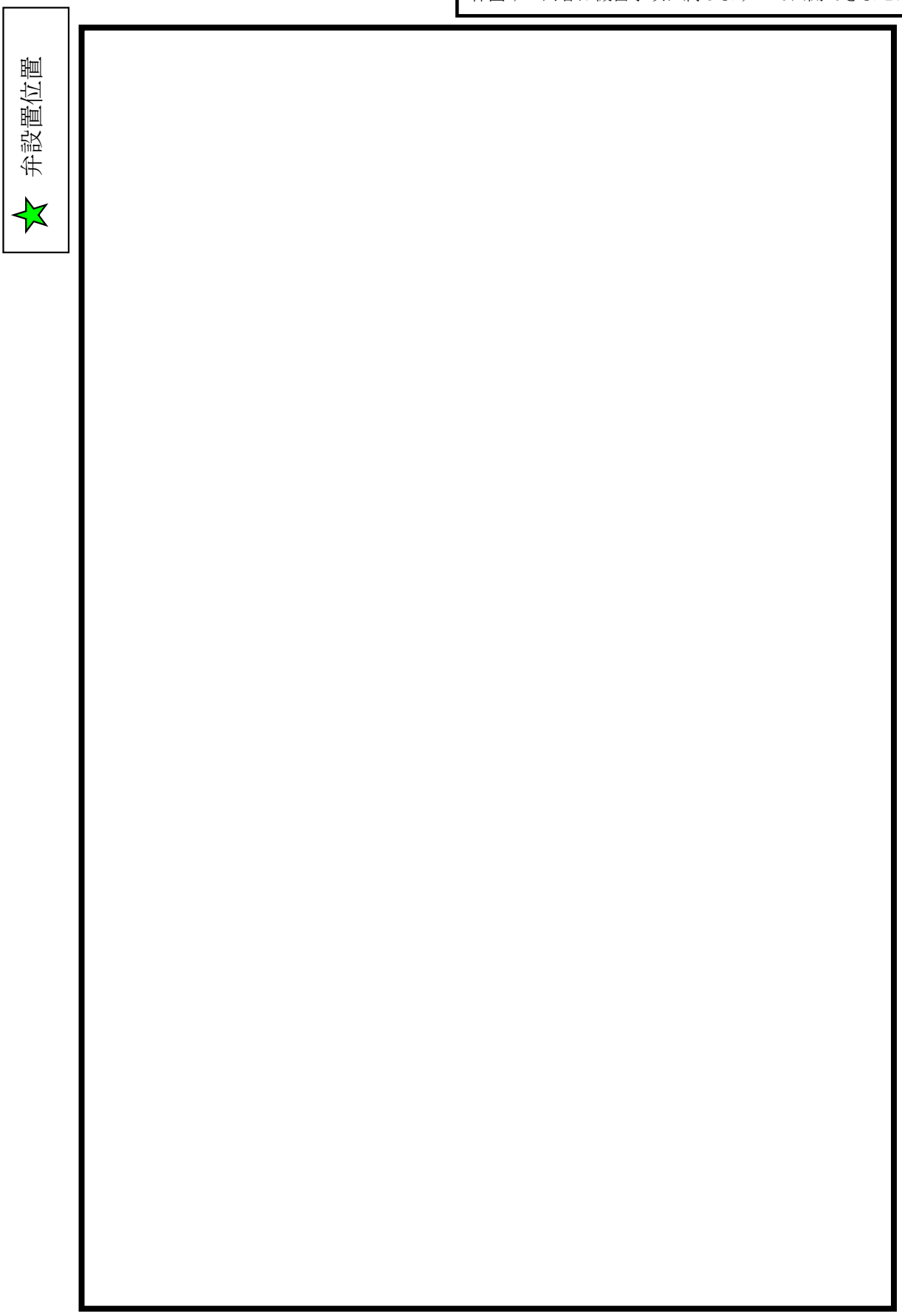


図 52-3-10　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋　地上 3 階/地上 4 階）

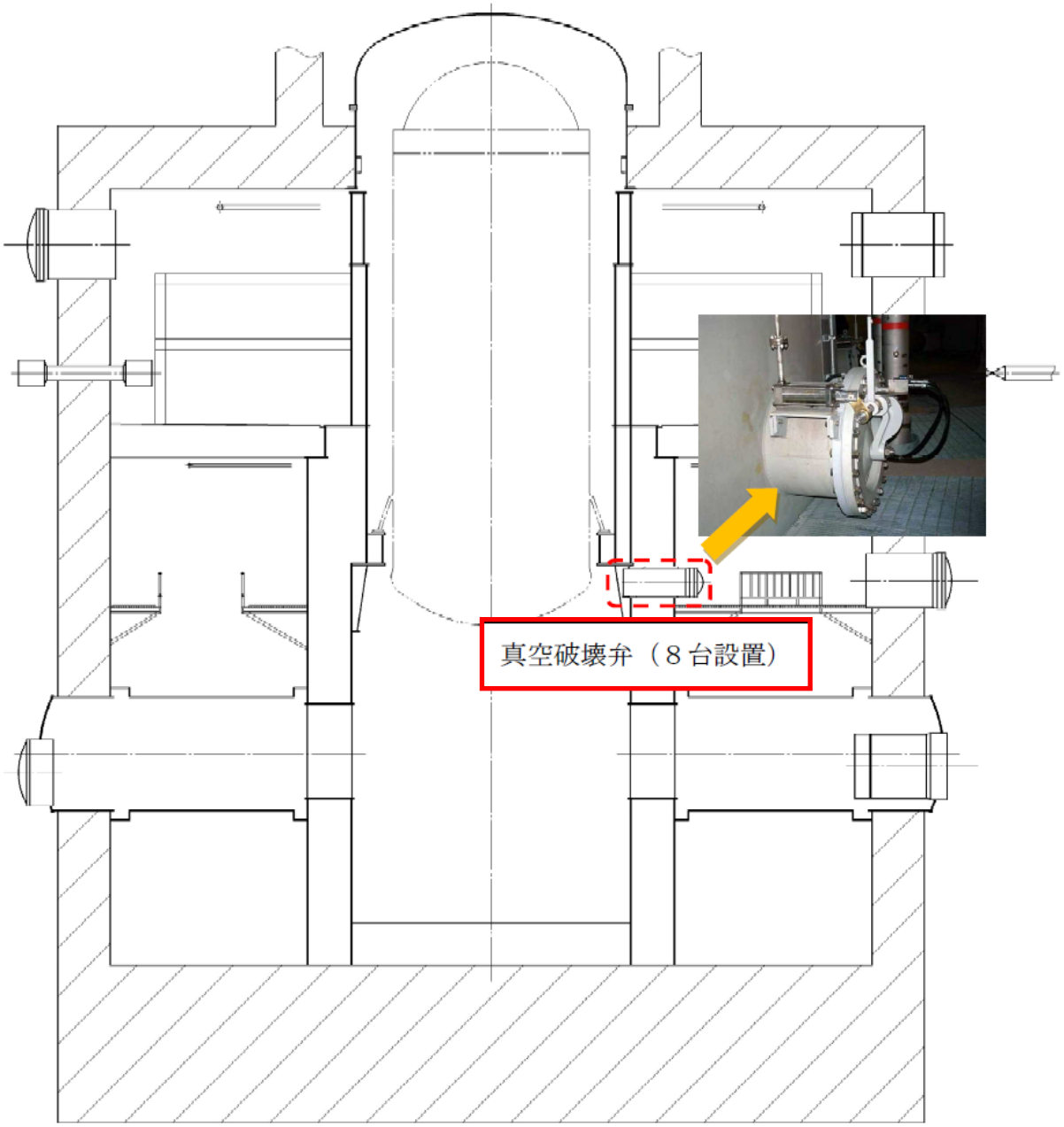


図 52-3-11　6/7 号炉　真空破壊弁　設置位置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

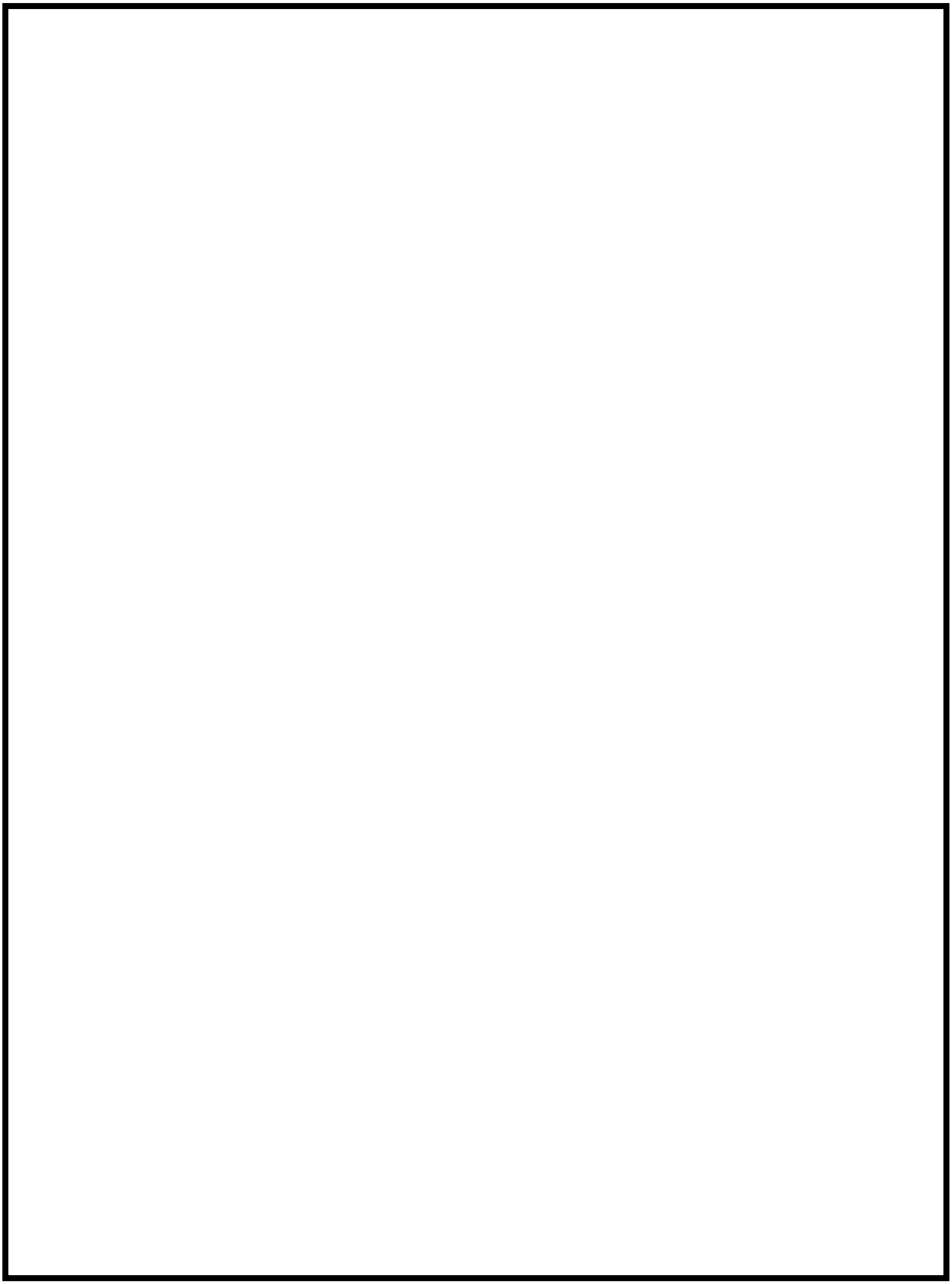


図 52-3-12　6/7 号炉　中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-3-13　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下中 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

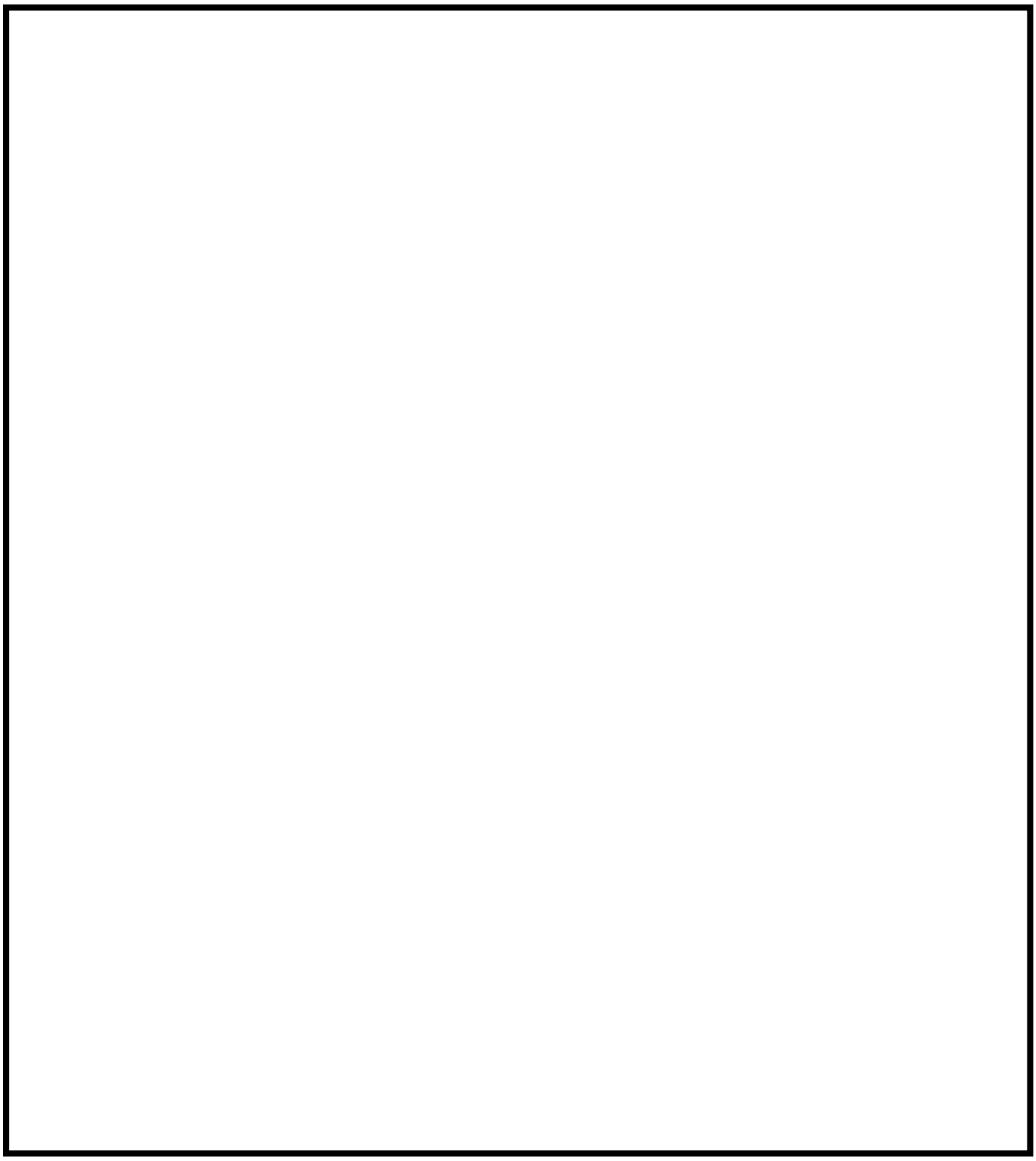


図 52-3-14　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

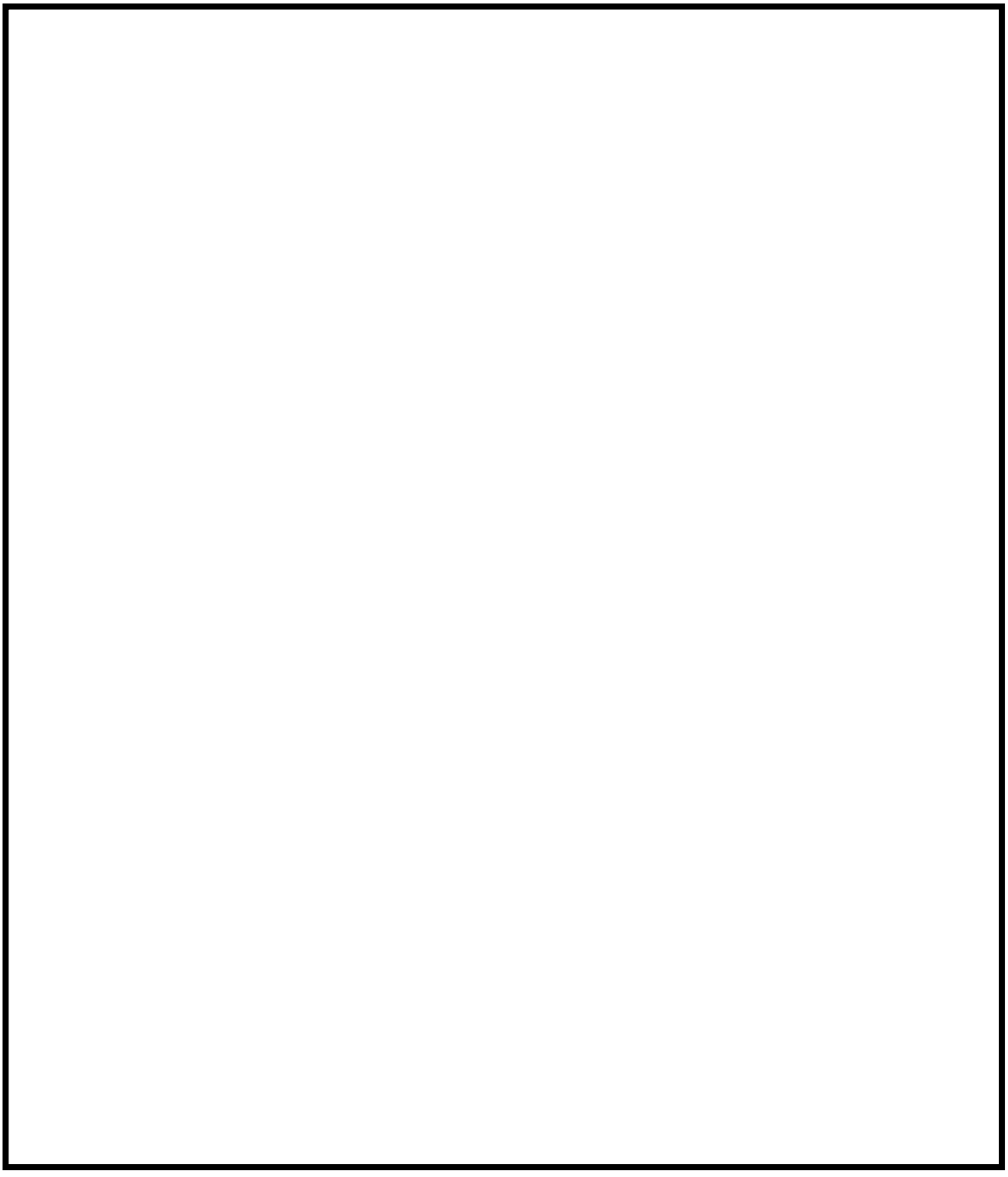


図 52-3-15　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

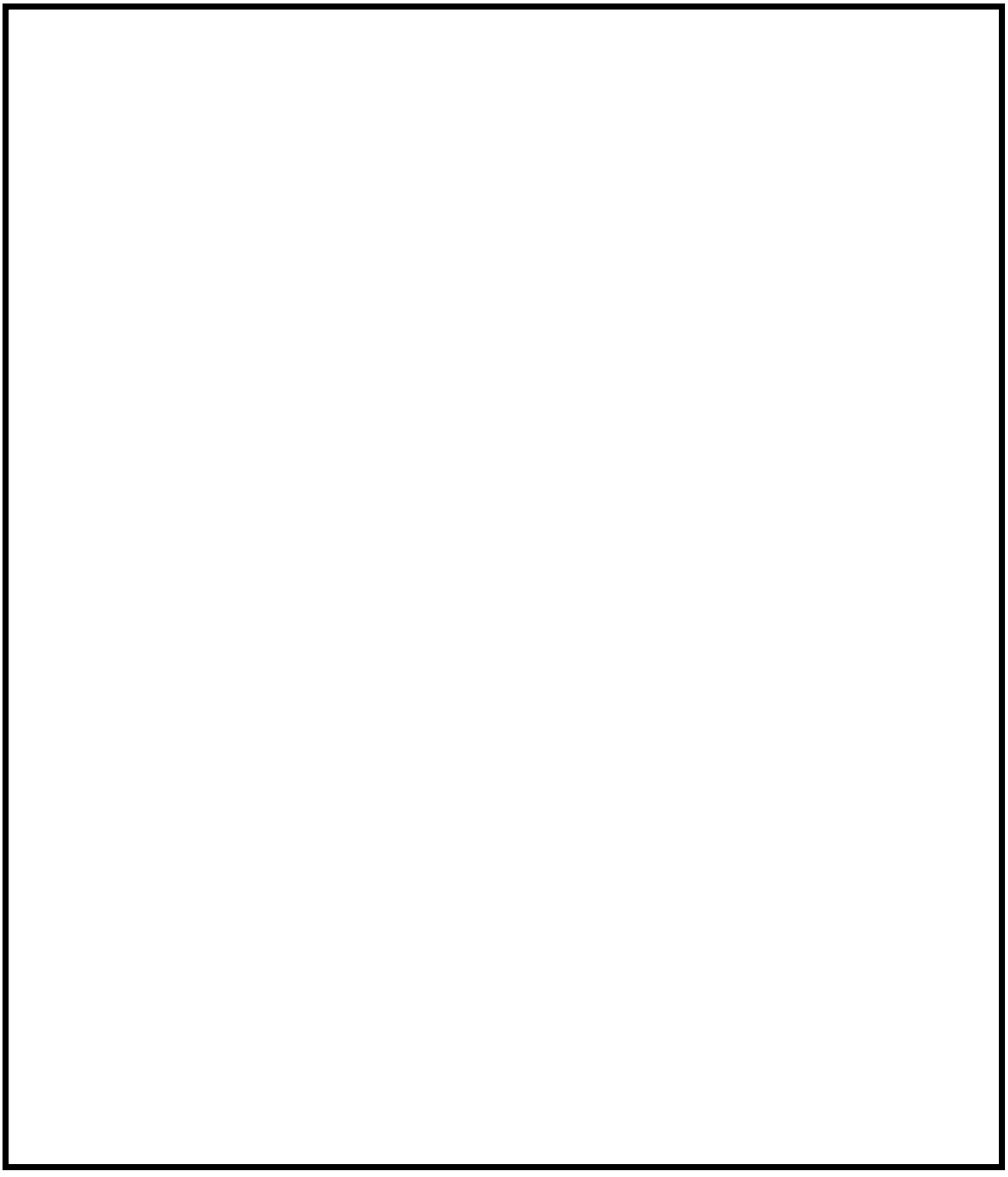


図 52-3-16　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-3-17　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

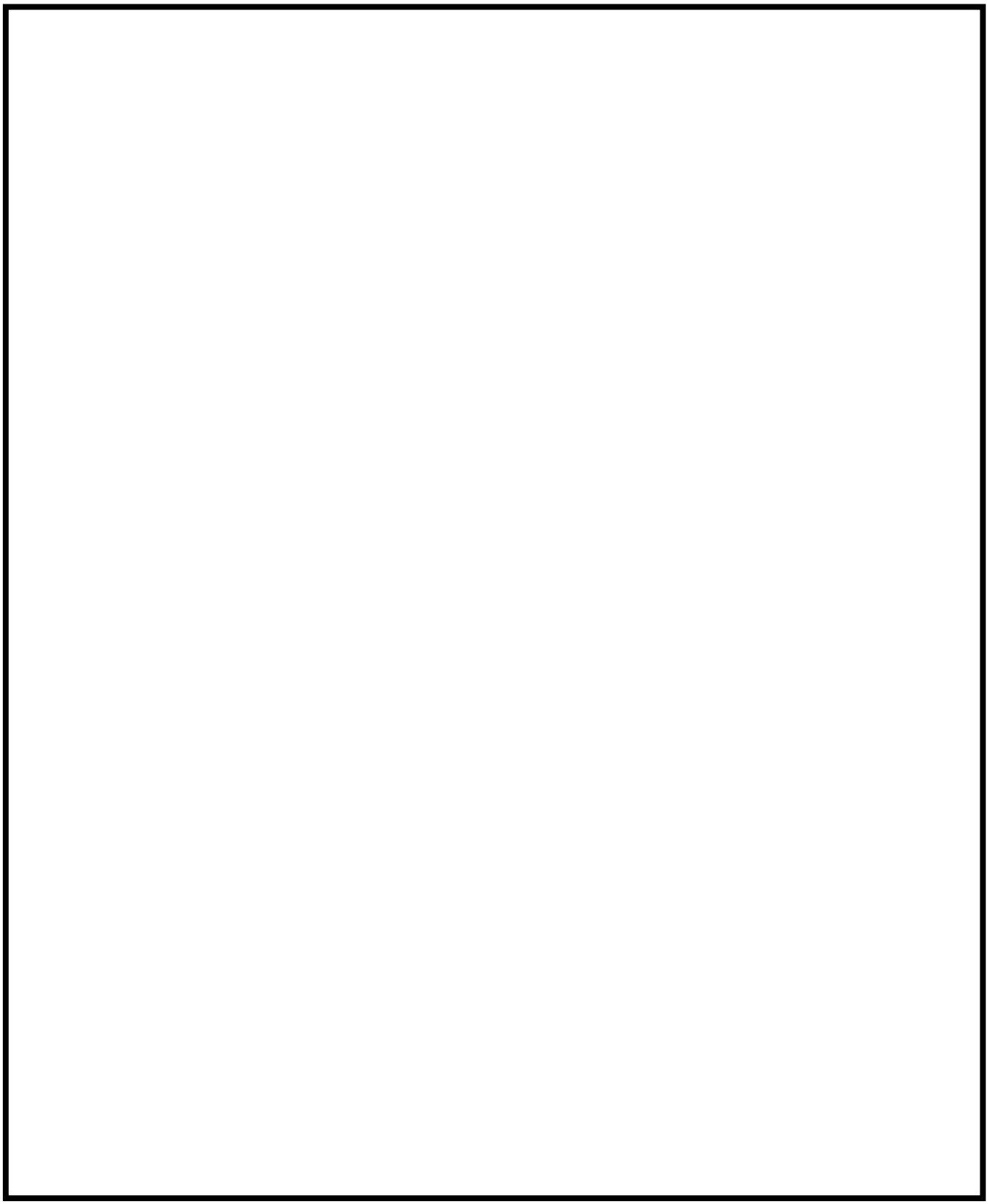


図 52-3-18　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-3-19　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-3-20　コントロール建屋（6/7 号炉　地上 2 階　中央制御室）

52-4
系統図

1. 耐圧強化ベント系の系統概要図

耐圧強化ベント系の系統概要図を図 52-4-1 に示す。また，耐圧強化ベント系の弁リストを表 52-4-1 に示す。

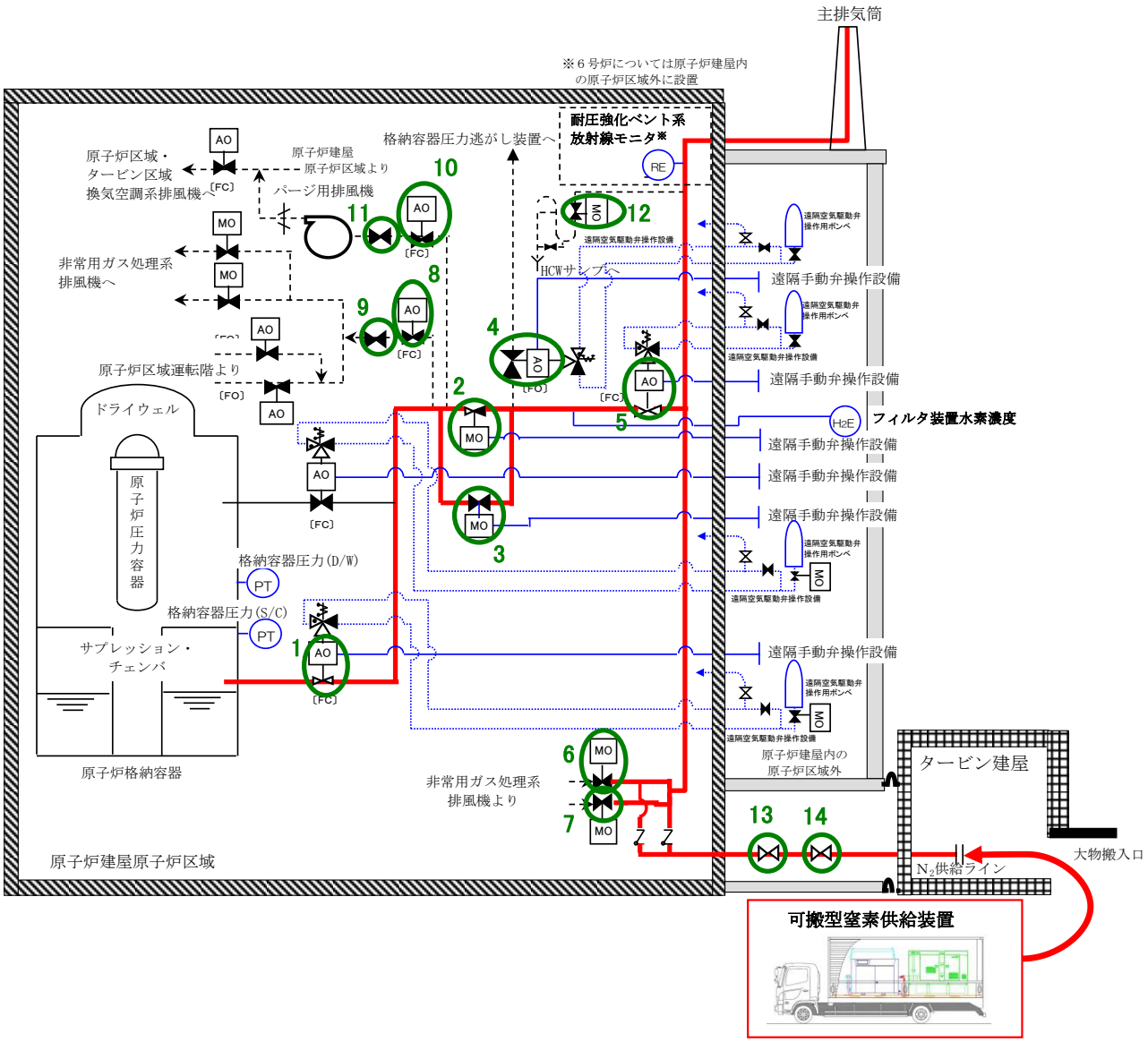


図 52-4-1　耐圧強化ベント系　系統概略図

表 52-4-1　耐圧強化ベント系　弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
2	二次隔離弁
3	二次隔離弁バイパス弁
4	フィルタ装置入口弁
5	耐圧強化ベント弁
6	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B
8	非常用ガス処理系 第一隔離弁
9	非常用ガス処理系 第二隔離弁
10	換気空調系 第一隔離弁
11	換気空調系 第二隔離弁
12	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
13	耐圧強化ベント系 N_2パージ用元弁(二次格納施設側)
14	耐圧強化ベント系 N_2パージ用元弁(タービン建屋側)

2. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の系統概要図を図 52-4-2 に示す。

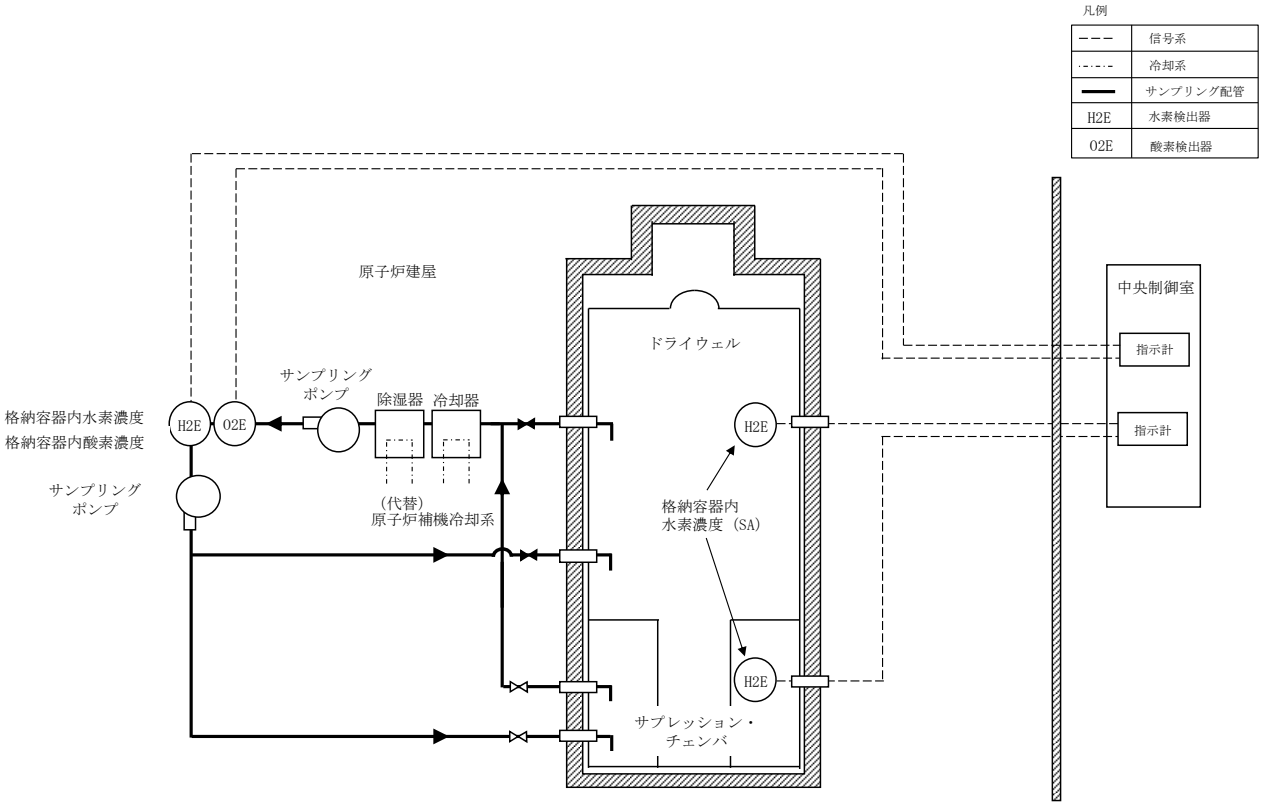


図 52-4-2　水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

52-5
試験及び検査

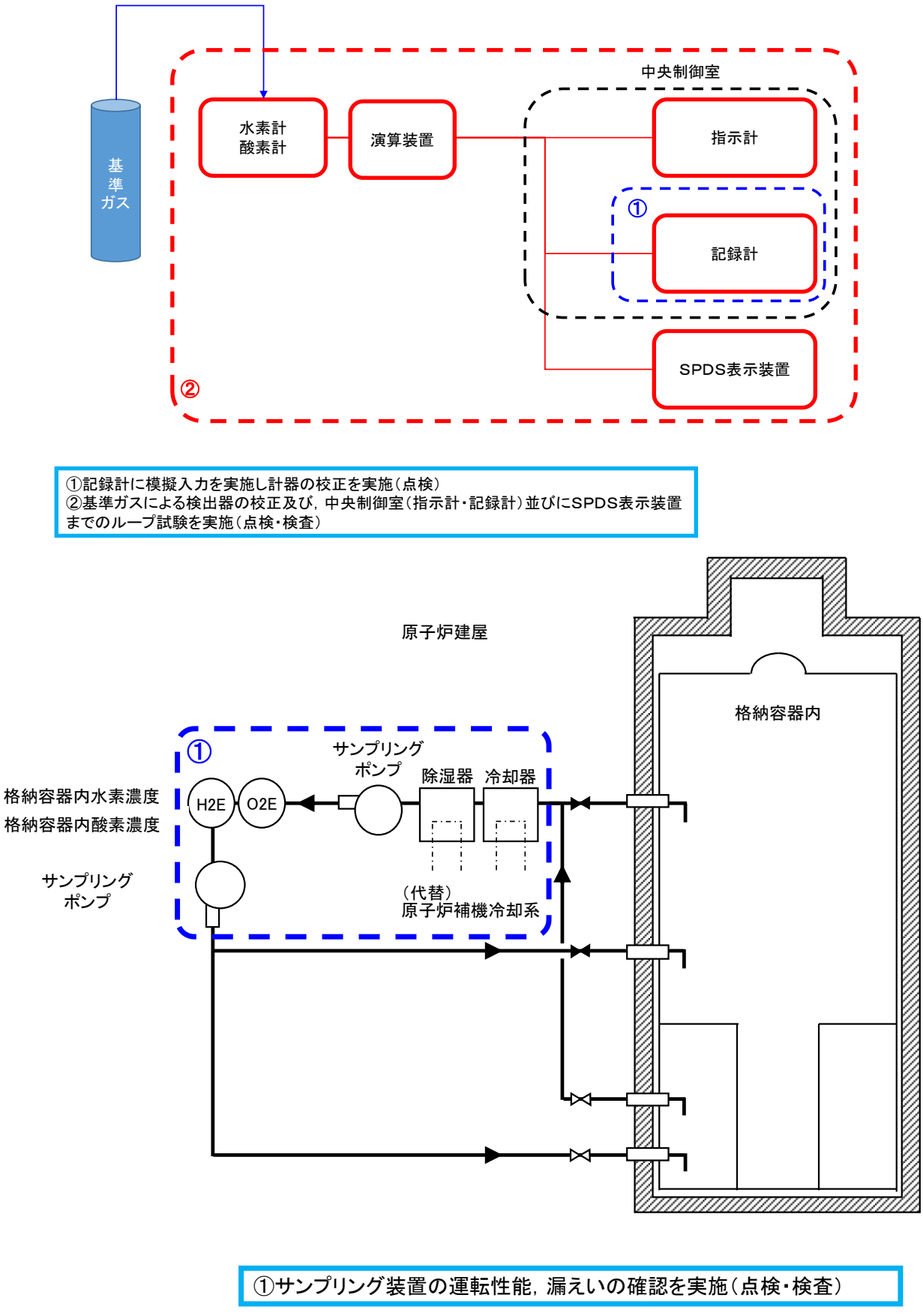


図 52-5-1　計装設備の試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-5-2　可搬型窒素供給装置構造図

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
	濃縮廃液ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	休止設備 ※暦月管理
			簡易点検 （潤滑油交換） （センタリング）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（Ａ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	休止設備 ※暦月管理
	濃縮廃液タンク（Ａ）	3	開放点検	３１１Ｍ※	－	※廃液抜き取り後本格点検実施 ※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	濃縮廃液タンク（Ｂ）	3	開放点検	３１１Ｍ※	－	休止設備 ※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（Ａ種試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	開放点検	１３Ｍ	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系　２９台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　２４台	Ａ	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	弁グランド部漏えい処理系　１台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	Ａ	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００２	1	分解点検	６５Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００３	1	分解点検	６５Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１０	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１１	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中

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	検査名	備　考 （）内は適用する設備診断技術
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＦ逆洗水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ａ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（Ａ種試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	外観点検	１３Ｍ	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系　２９台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　１６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	漏えい検出系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	弁グランド部漏えい処理系	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	2	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

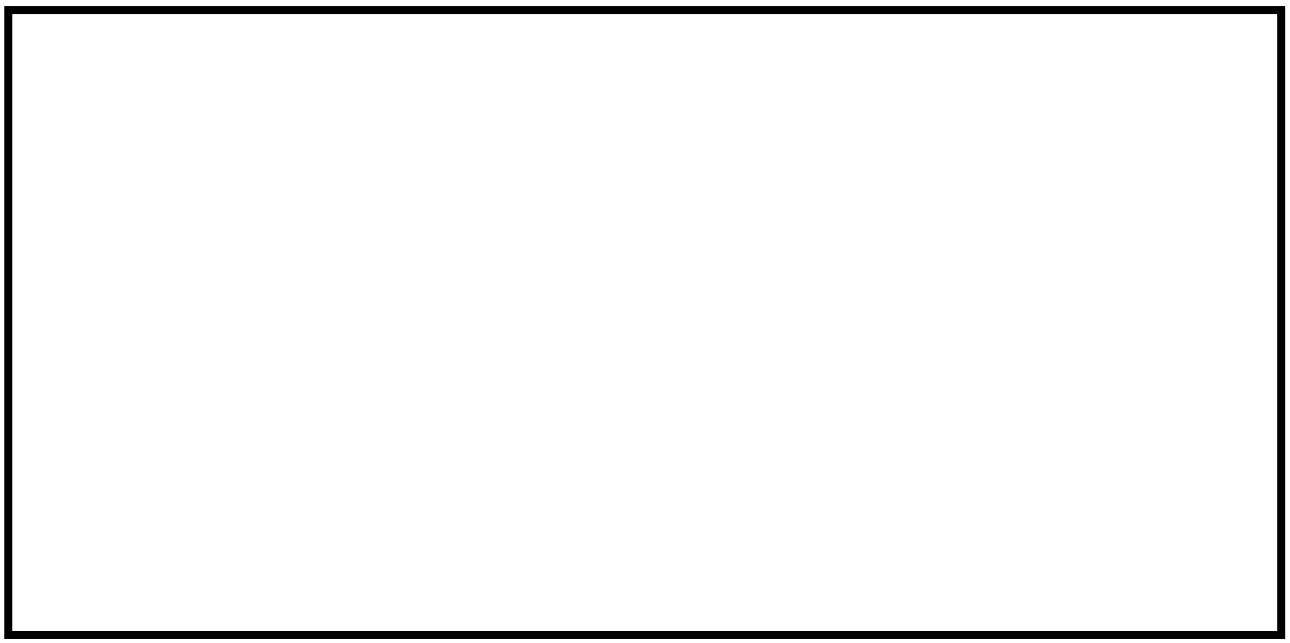


図 52-5-3　電動駆動弁構造図

図 52-5-4　空気駆動弁構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

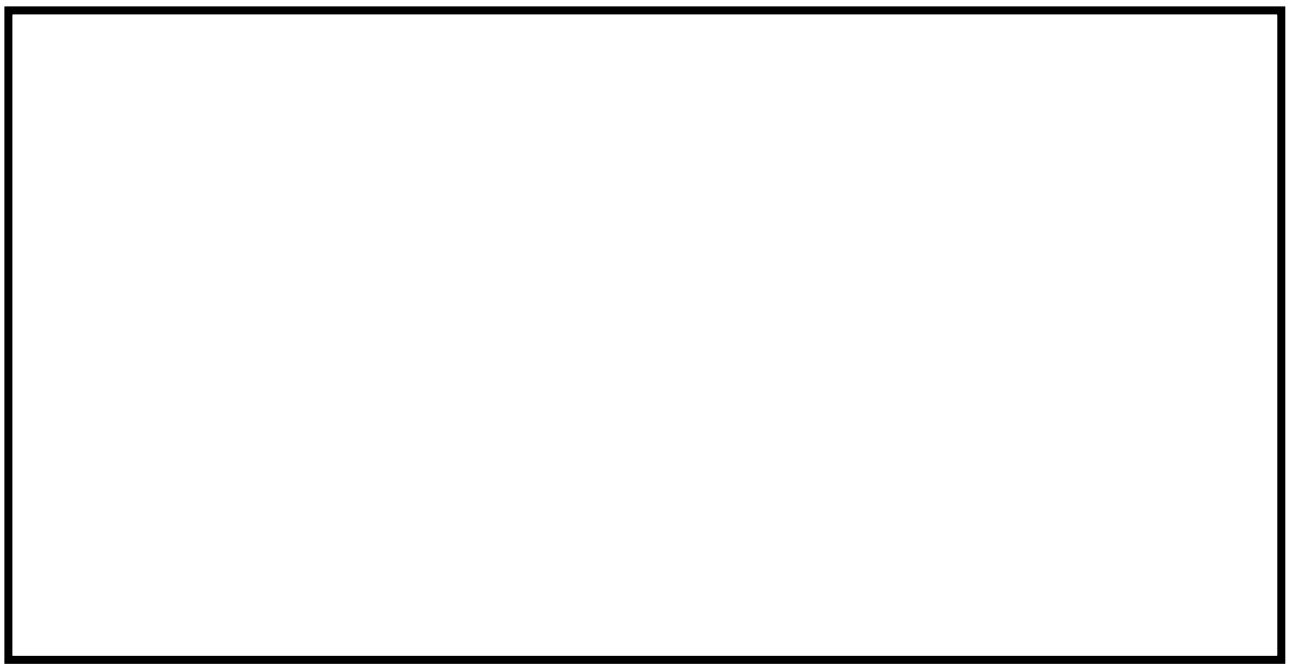


図 52-5-5　遠隔手動弁操作設備構造図（例：7 号炉　二次隔離弁）

52-6
容量設定根拠

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

【設定根拠】

炉心の著しい損傷が発生した場合であって，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することにより，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として使用する。

(1)　最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍である 620kPa[gage]とする。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は，代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり，耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の圧力は 620kPa[gage]以下となることを確認している。そのため，原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の圧力も 620kPa[gage]以下となる。

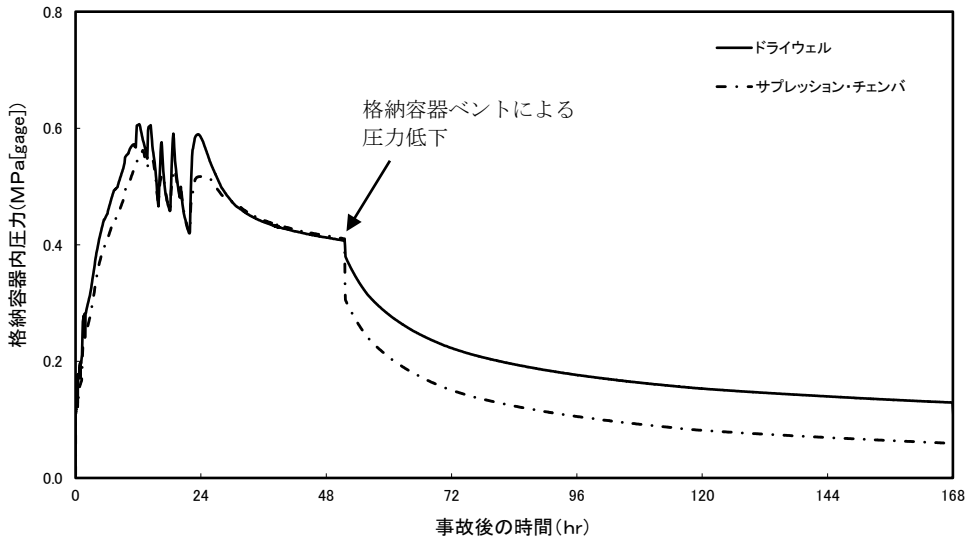


図 52-6-1　原子炉格納容器圧力推移
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

(2)　最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である 171℃とする。

炉心損傷後の耐圧強化ベント系は，代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであり，耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の温度は 171℃以下となることを確認している。そのため，原子炉格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も 171℃以下となる。

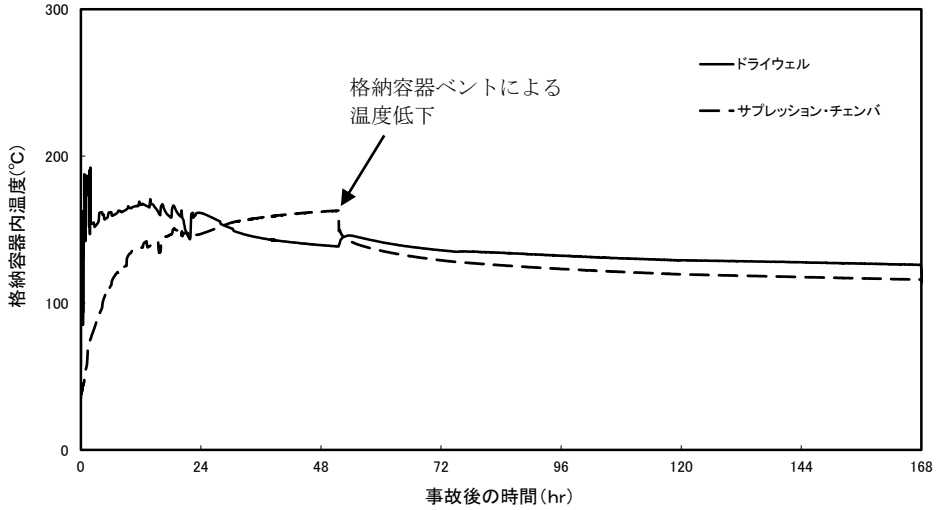


図 52-6-2　原子炉格納容器温度推移
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

(3)　設計流量（ベントガス流量）

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

炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した際に，耐圧強化ベント系を使用することにより，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出可能であることを確認している。そのため，原子炉格納容器の水素爆発を防止するために十分な容量である。

なお，以下の図 52-6-3 及び図 52-6-4 は，放射線分解に伴う水素及び酸素の発生量を保守的に大きく想定した場合の原子炉格納容器内の濃度変化を示している。

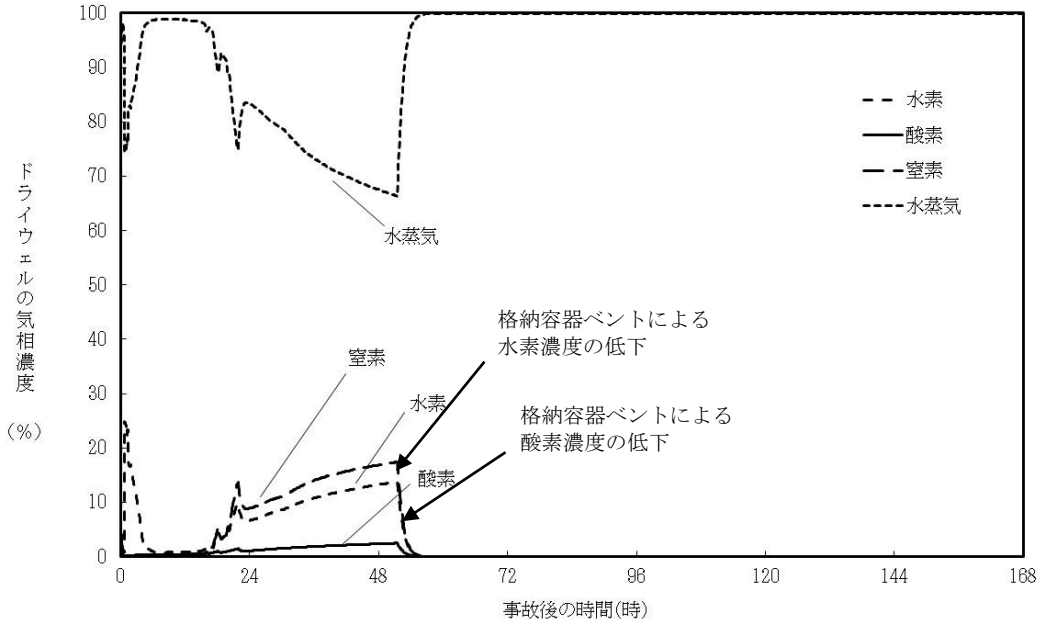


図 52-6-3　原子炉格納容器（ドライウェル）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

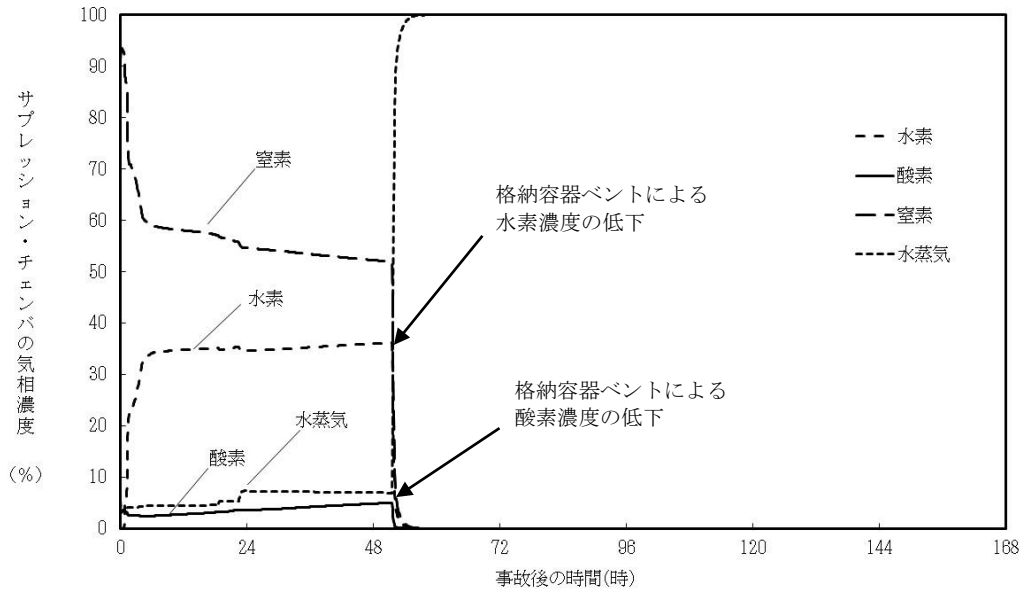


図 52-6-4　原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）気相濃度
（大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失，代替循環冷却系使用）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		サプレッション・チェンバ
容量	m^3	約 3600
限界圧力	kPa[gage]	620
限界温度	℃	200

【設定根拠】

サプレッション・チェンバのプール水は，炉心の著しい損傷が発生後の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを，サプレッション・チェンバ側の耐圧強化ベント系により排出する際において，排出ガス中の放射性物質をスクラビング効果により低減するために使用する。

(1)　容量

サプレッション・チェンバ側の耐圧強化ベント系でベント操作をする際にスクラビング効果による放射性物質の低減を行うためには，ドライウェルからサプレッション・チェンバに繋がる原子炉格納容器内のベント管の水平吐出管が，上段，中段，下段ともにサプレッション・チェンバのプール水に水没していることが必要になる。

サプレッション・チェンバのプール水量については，ベント管の幾何学的条件を満足するために，プール水深は［　　］m 以上（水量で言うと［　　］m^3 以上）必要となる。このベント管水深を，事故時のドローダウン水量（［　　］m^3）を考慮しても確保するために，サプレッション・チェンバのプール水量は約 3600m^3（最小水量［　　］m^3+ドローダウン水量［　　］m^3=3580m^3）で設計している。

よって，サプレッション・チェンバのプール水量（約 3600m^3）は，事故時のドローダウン水量を考慮しても，ベント管水深［　　］m 以上が確保される設計であることから，想定される重大事故等時において，ベント管の水平吐出管は下図のとおりサプレッション・チェンバのプール水に水没した状態になることから，耐圧強化ベント系でベント操作する際に，スクラビング効果による放射性物質の低減を行うために十分な容量を有している。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約 3600m^3 とする。

※ドローダウン水量

LOCA 時には非常用炉心冷却（ECCS）などによってプール水が圧力容器内に注入されるが，破断口から溢れた ECCS 水は下部ドライウェルなどに溜まってしまい，その分プール水が減少する水量

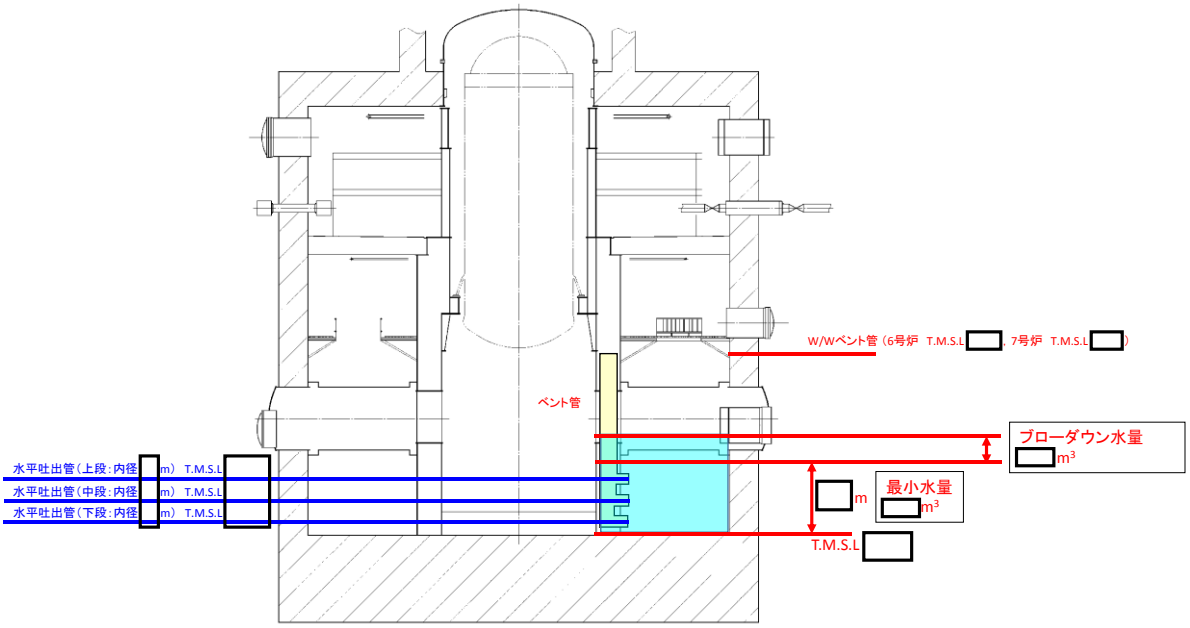


図 52-6-5　サプレッション・チェンバ・プール水量について

(2)　限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 620kPa[gage]とする。

(3)　限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。

名　　称		可搬型窒素供給装置
容量	Nm^3/h/台	約 70

【設 定 根 拠】

可搬型窒素供給装置は重大事故等時に以下の機能を有する。

耐圧強化ベント系として使用する可搬型窒素供給装置は,耐圧強化ベント系の排出ラインにおいて,排気中に含まれる水素ガスによる水素爆発を防止するため，排出ラインを不活性ガスである窒素ガスでパージするために使用する。

可搬型窒素供給装置を用いた,耐圧強化ベント系排出ラインの窒素ガスパージは，耐圧強化ベント系を使用する前に完了する必要がある。窒素ガスパージに長時間を要してしまうと,適切なタイミングで耐圧強化ベント系を使用することができず，操作の成立性が確保できなくなるおそれがある。そのため，可搬型窒素供給装置は，窒素ガスパージを短時間で完了させるため，窒素ガスパージを実施する排出ラインの容積に対して，十分な容量（流量）を有する設計とする。

ここで,窒素ガスパージを実施する耐圧強化ベント系の排出ラインの容積は以下のとおりとなる。(可搬型窒素供給装置から，接続先である非常用ガス処理系の接続部までの容積を含む)

【6 号炉】

耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 $10m^3$

【7 号炉】

耐圧強化ベント系 排出ライン容積：約 $10m^3$

そのため，これらの排出ラインの窒素ガスパージを短時間で完了させるため，可搬型窒素供給装置の容量を 1 台あたり約 $70Nm^3/h$ とする。

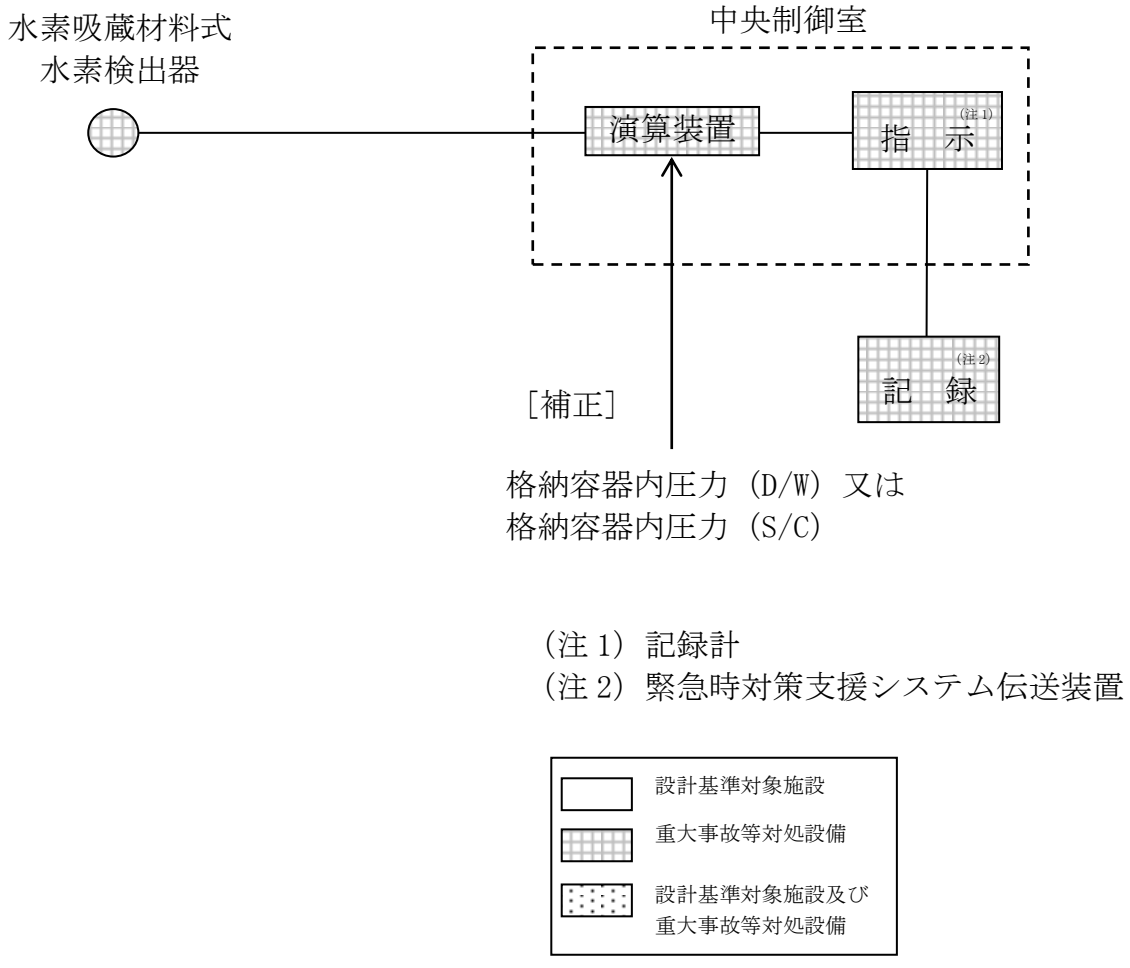
1. 格納容器内水素濃度（SA）

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度（SA）は，重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉格納容器内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内水素濃度（SA）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（SA）の検出信号は，水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度（SA）を中央制御室に指示し，記録する。（図 52-6-6「格納容器内水素濃度（SA）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 52-6-6　格納容器内水素濃度（SA）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（SA）の仕様を表 52-6-1 に，計測範囲を表 52-6-2 に示す。

表 52-6-1　格納容器内水素濃度（SA）の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内

表 52-6-2　格納容器内水素濃度（SA）の計測範囲

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	
格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能である。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

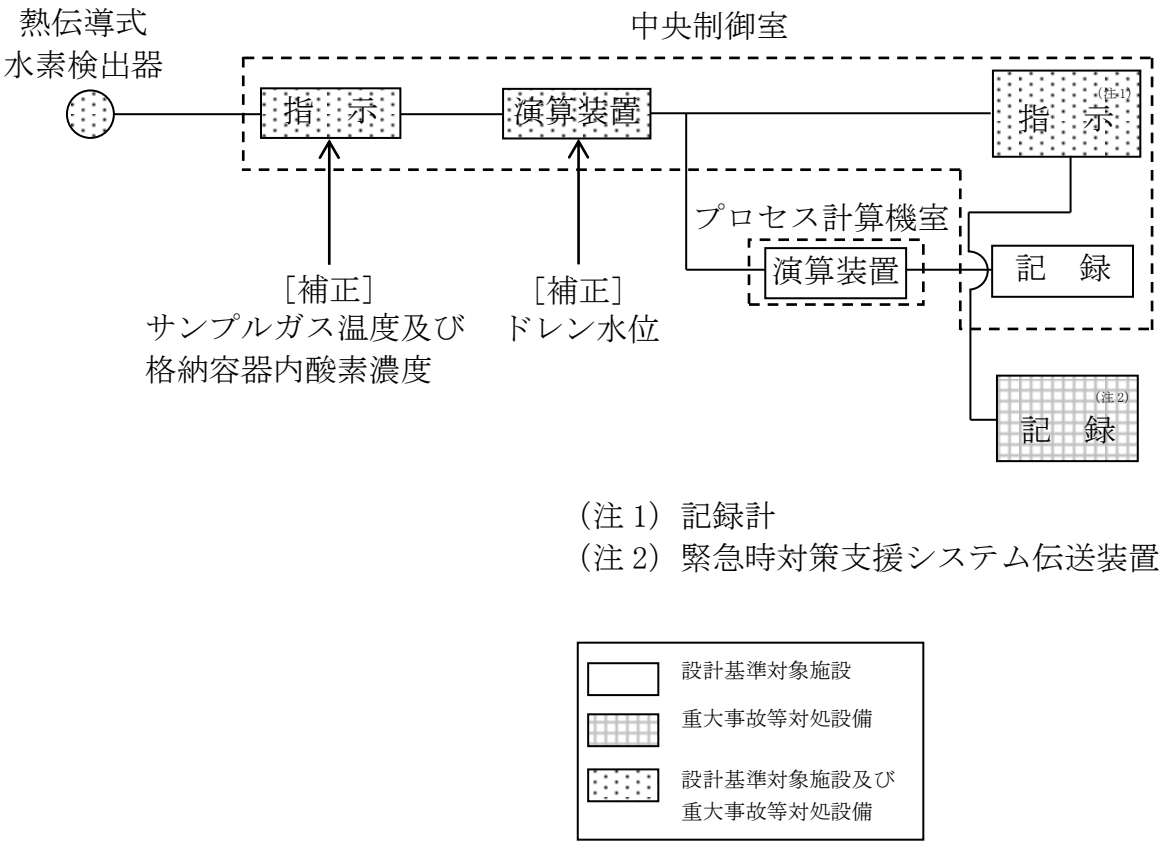
2. 格納容器内水素濃度

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

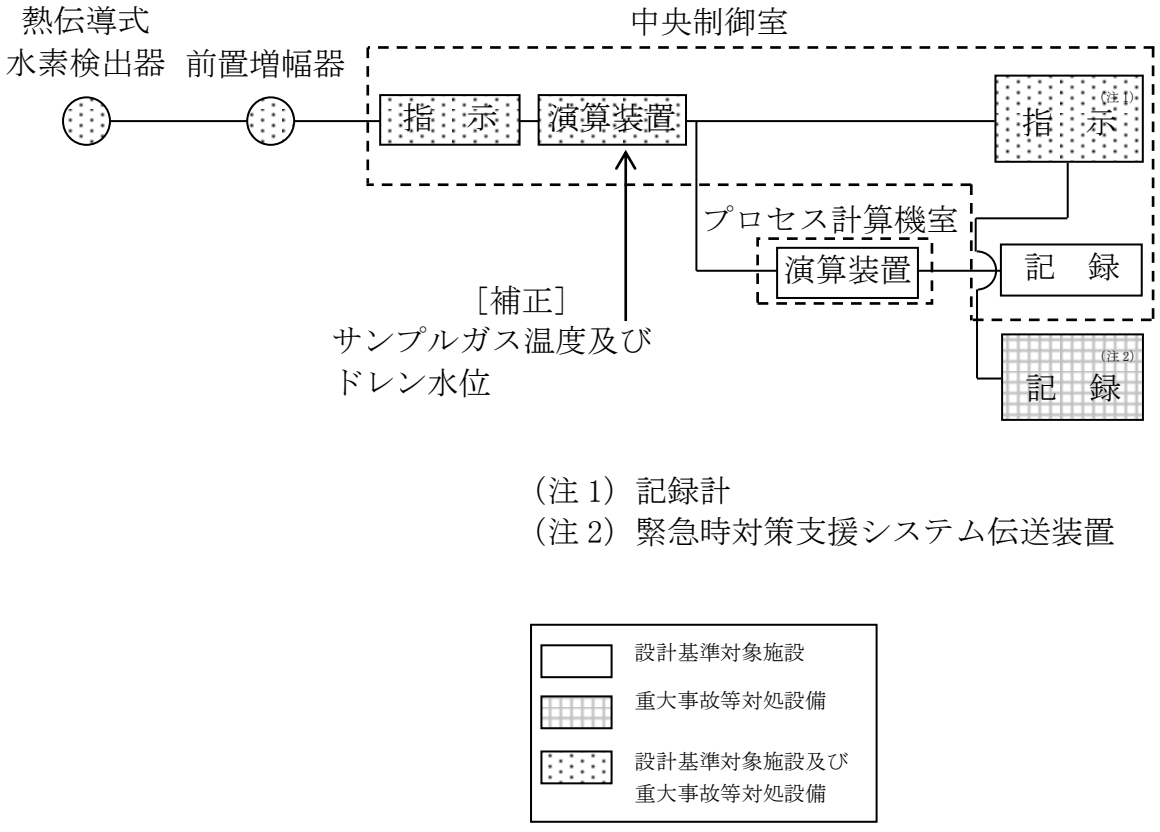
6 号炉格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 52-6-7「6 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 52-6-7　6 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

7 号炉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からの電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて水素濃度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 52-6-8「7 号炉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 52-6-8　7 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度の仕様を表 52-6-3 に，計測範囲を表 52-6-4 に示す。

表 52-6-3　格納容器内水素濃度の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～20vol%/0～100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

表 52-6-4　格納容器内水素濃度の計測範囲

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	
格納容器内水素濃度	0～30vol% (6 号炉) 0～20vol% /0～100vol% (7 号炉)	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～ 38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能である。なお，6 号炉については，格納容器内水素濃度が 30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

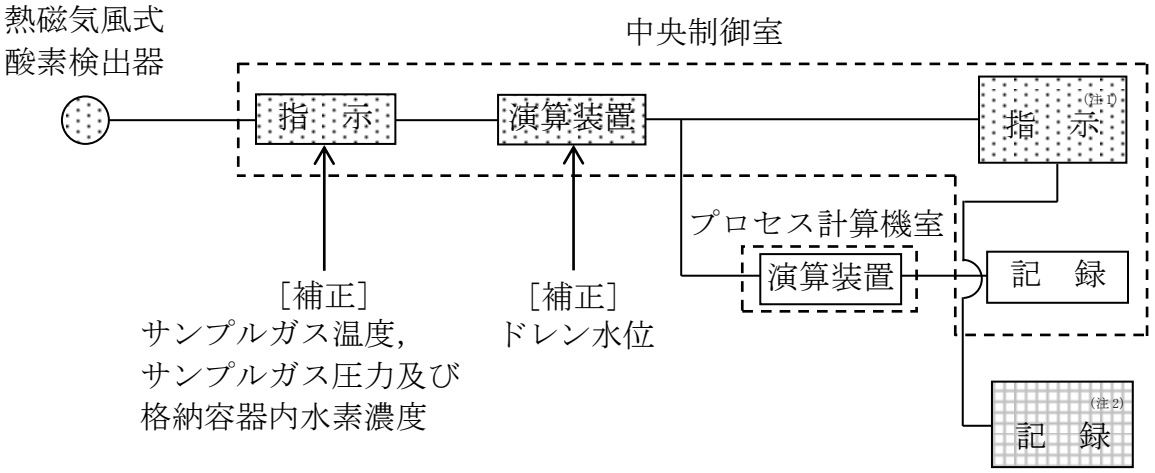
3. 格納容器内酸素濃度

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

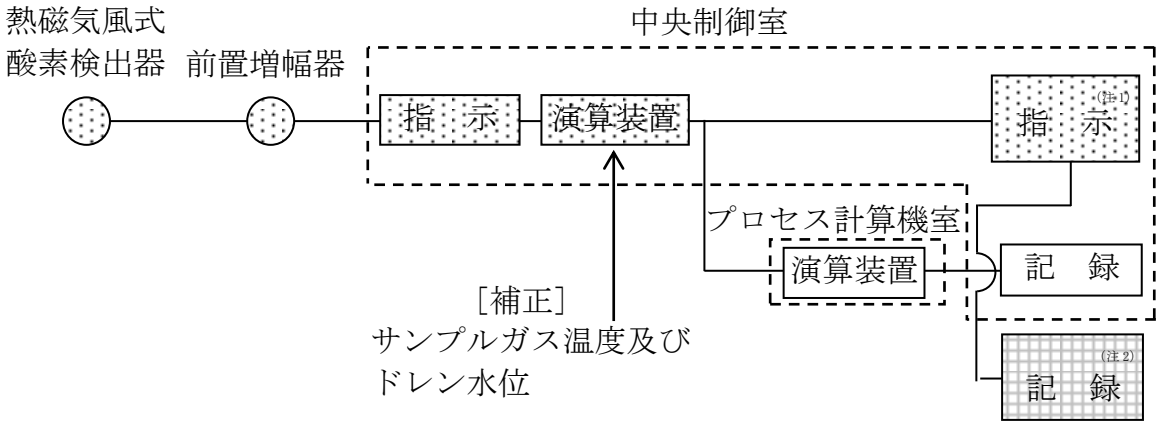
6 号炉格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 52-6-9「6 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 52-6-9　6 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

7 号炉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からの電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて酸素濃度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 52-6-10「7 号炉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

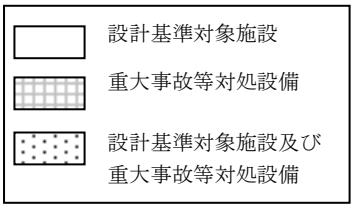


図 52-6-10　7 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度の仕様を表 52-6-5 に，計測範囲を表 52-6-6 に示す。

表 52-6-5　格納容器内酸素濃度の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

表 52-6-6　格納容器内酸素濃度の計測範囲

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*2		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度	0～30vol% (6 号炉) 0～10vol% /0～30vol% (7 号炉)	3.5vol% 以下	4.9vol%以下	3.5vol% 以下	3.9vol% 以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能である。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

＊2:「3.4 水素燃焼　及び 3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照。

52-7
計装設備の測定原理

１．計装設備の測定原理

(1)格納容器内水素濃度（SA）

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度（SA）は，水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は，水素吸蔵材料（Pd：パラジウム）が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の測定原理は，図 52-7-1 のとおりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し，パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により，パラジウムの中で自由電子が散乱することにより，パラジウムの電気抵抗が増加する。

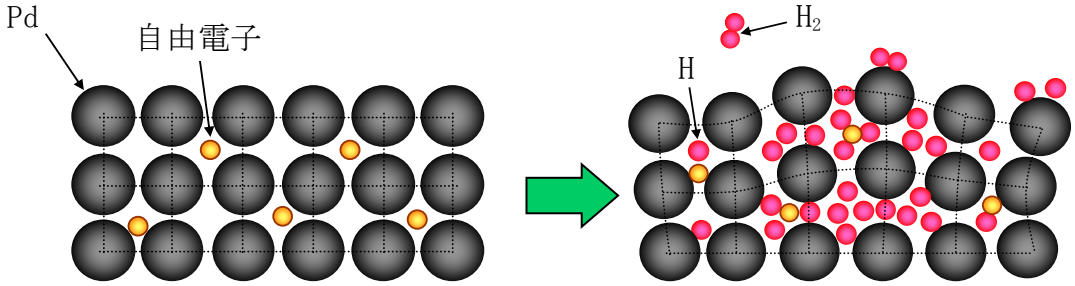


図 52-7-1　格納容器内水素濃度（SA）の測定原理

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む原子炉格納容器内ガスが接触すると，水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより，水素濃度を測定する。

なお，格納容器内水素濃度（SA）の計測範囲 0～100vol%において，計器仕様は最大±2.1vol%の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。

(2) 格納容器内水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度は，熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は，図 52-7-2 に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ），及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約 150℃に加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ，図 52-7-2 の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。

なお，格納容器内水素濃度の計測範囲 0～30vol%（6 号炉），0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）において，計器仕様は最大±0.6vol%（6 号炉），±0.4vol%/±2.0vol%（7 号炉）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。

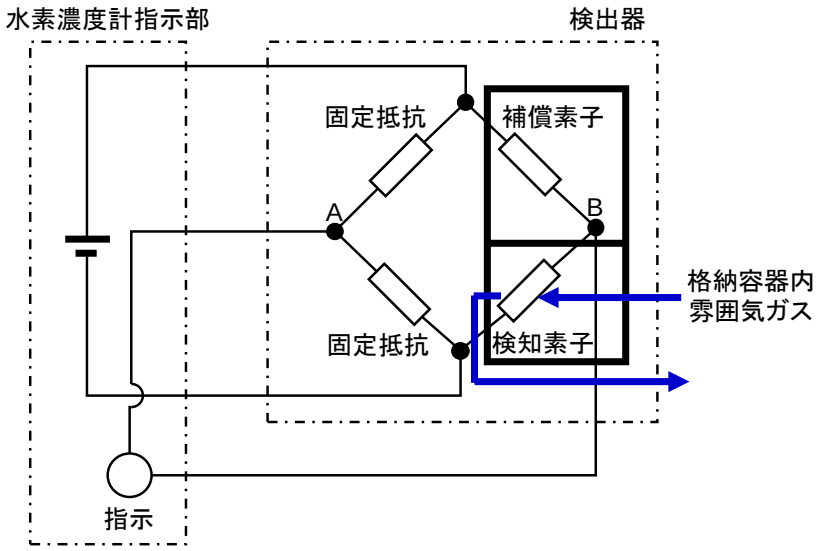


図 52-7-2　水素濃度計検出回路の概要図

(3) 格納容器内酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度は，熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は，図 52-7-3 に示すとおり，サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており，検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

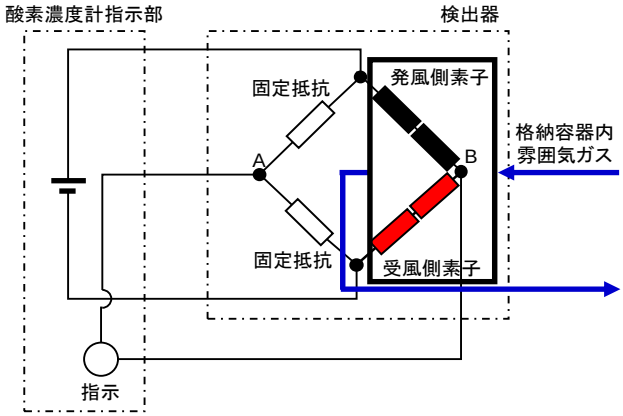


図 52-7-3　酸素濃度計検出回路の概要図

酸素含有ガスの流れを図 52-7-4 に示す。酸素濃度計は 2 層構造のチャンバーで構成されており，サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが，少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから，上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ，加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり，磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り，暖められることとなる。

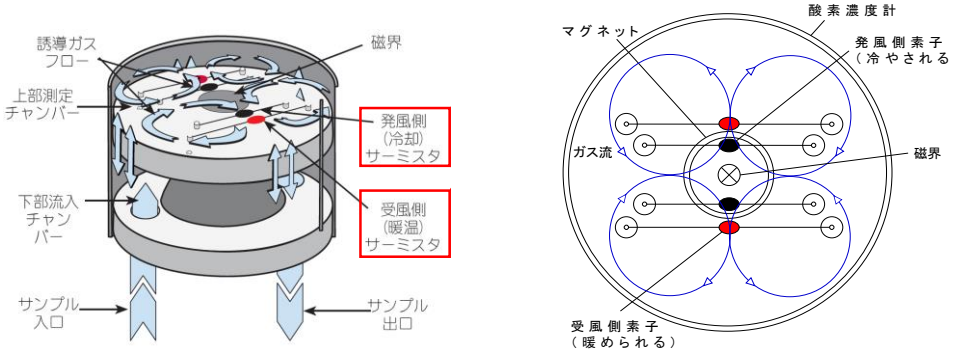


図 52-7-4　酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと，磁気風により発風側素子の温度が下がることで，発風側素子の抵抗は小さくなる。一方，受風側素子の温度が上がることで，受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで，ブリッジ回路の平衡が変化し，図 52-7-3 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて，酸素濃度を測定する。

なお，格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～30vol%（6 号炉），0～10vol%/0～30vol%（7 号炉）において，計器仕様は最大±0.6vol%（6 号炉），±0.2vol%/±0.6vol%（7 号炉）の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，原子炉格納容器内の酸素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。

1．サンプリング装置について

(1) 測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響評価

a) 温度

サンプリングされた原子炉格納容器内のガスは，十分な除熱性能を有している冷却器をとおり，原子炉補機冷却水系と熱交換されることで約40℃以下まで冷却することができ*，その後の検出器までの配管での放熱もあることから十分に検出器の適用温度範囲内（10℃～40℃）まで冷却され，ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また，標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから，使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。なお，試料ガス（水素濃度30vol%又は酸素濃度30vol%）において，周囲温度を0℃～50℃の範囲で変化させて試験を行い，有意な変化が認められないことを確認している。

b) 流量

検出器へ流れるサンプリングガスの流量は，1L/minの小流量としており，流量の変動がないよう流量制御する。なお，検出器へ流れるサンプリングガス流量を 0.5～1.6L/minの範囲で変動させた試験を行っており，水素濃度及び酸素濃度指示に有意な変化は認められなかったことを確認している。

c) 湿度

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

＊重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 166℃とし，原子炉補機冷却水の温度を夏場の35℃とした場合でも，冷却器により約40℃に冷却できる。

2. サンプリング装置内における水素ガスの滞留について

(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

6 号及び 7 号炉のサンプリング装置では，以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

・通常運転時，原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され，酸素濃度は 3.5vol%以下に維持されており，常時サンプリングしていることから，サンプリング装置の配管内においても同様である。

・設計基準事故時（運転時の異常な過度変化時を含む）においては，原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で 6.2vol%以下，酸素濃度はドライ換算で 4.9vol%以下であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。

・重大事故時においては，有効性評価で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で 13vol%を上回るが，酸素濃度はドライ換算で 3.9vol%以下[*1] であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。

・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については，図 52-7-5 の様に水素，空気，水蒸気の 3 元図が知られている。図 52-7-5 は，水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素，空気，水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは，ドライ条件下で最大の酸素濃度となる，事象発生から 7 日後（168 時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約 3.9vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約 21vol%であることから，酸素濃度が約 3.9vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約 19vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

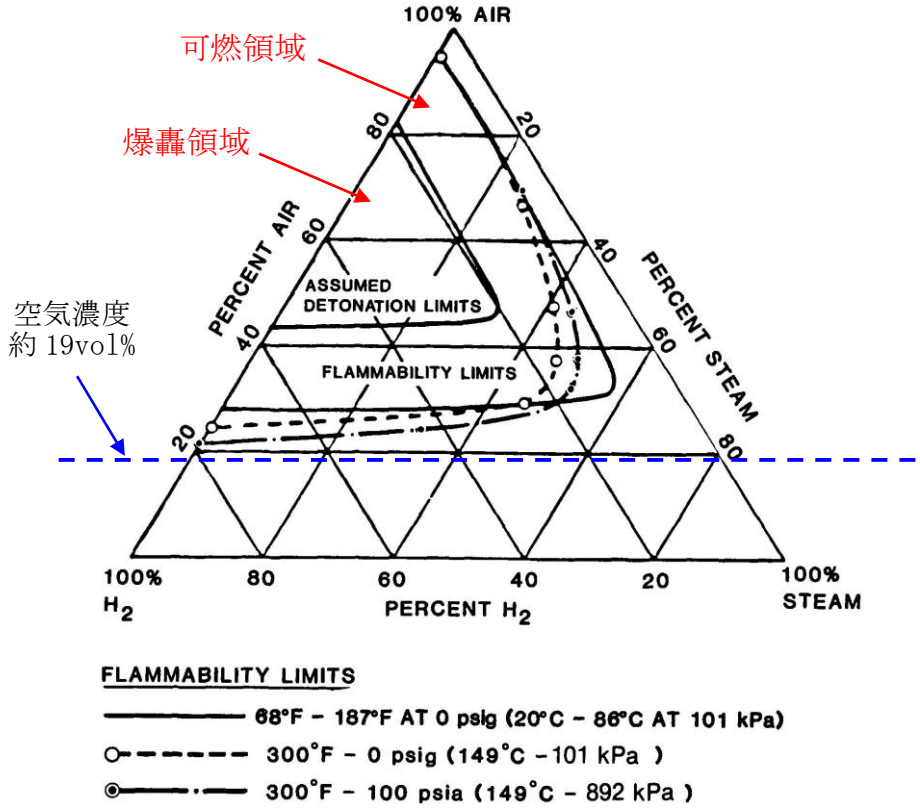


図 52-7-5　水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

*1：「3.4 水素燃焼　添付資料 3.4.1G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照

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

６号及び７号炉の重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサービスする事故後 20 時間後）は，最大で約 162℃まで上昇する。一方，重大事故時の原子炉格納容器内水素濃度及び原子炉格納容器内酸素濃度計測では，除湿器を使用するが，その吸込み温度条件は，40℃以下の制限を受ける。したがって，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには，サンプルガスを冷却する必要があり，その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。

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

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

(1)評価条件

・サンプル側入口温度：170℃
・サンプル側出口温度：40℃
・サンプル側流量：1.49kg/h
・冷却水入口温度：35℃
・冷却水出口温度：制約なし
・冷却水流量：400kg/h

(2)評価条件の根拠

・サンプル側入口温度：170℃
（根拠）原子炉格納容器設計限界圧力（0.62MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
・サンプル側出口温度：40℃
（根拠）除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。
・サンプル側流量：1.49kg/h
（根拠）図 52-8-1 より，原子炉格納容器内の水蒸気割合の最大値 85vol%，サンプルガス割合：15vol%であり，サンプルガスの採取流量は 1L/min なので，水蒸気の採取流量は 5.67L/min となることから，全サンプル流量は 6.67L/min である。サンプルの比体積：0.2681m^3/kg（0.62MPa，170℃における）を用いて，質量流量に換算すると，1.49kg/h となる。
・冷却水入口温度：35℃
（根拠）重大事故時の代替原子炉補機冷却水温度の最大値 35℃を設定している。
・冷却水出口温度：制約なし
（根拠）代替原子炉補機冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。
・冷却水流量：400kg/h
（根拠）代替原子炉補機冷却系による通水流量（0.4m^3/h）を 1L≒1kg で換算。

(3)冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を 40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果，必要伝熱面積約 0.20m^2 を上回る冷却器伝熱面積 0.53m^2 を有することを確認した。

4. サンプリング装置からの水素漏えい防止対策

サンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は，計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており，外部に対して閉じた系となっており，系外への漏えいが発生しないよう表 52-7-1 に示すとおりの漏えい防止対策が取られている。

よって，サンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 52-7-1　サンプリング装置の漏えい防止対策について

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

5. サンプリング装置の計測時間遅れについて

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

・サンプリング配管長（サンプリング点～検出器）：6 号炉：約 75m
7 号炉：約 86m
・サンプリング配管の断面積：6 号炉：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)
7 号炉：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)
・サンプルポンプの定格流量：約 1L/min（約 1×10^{-3}m^3/min)
・サンプルガス流量（流量÷配管断面積）：6 号炉：約 7.8m/min
7 号炉：約 7.8m/min

表 52-7-2　格納容器内水素濃度及び酸素濃度の計測時間遅れ

号炉	6 号炉	7 号炉
時間遅れ	約 10 分	約 11 分

52-8

水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて，重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず，有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては，現状，「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」のみを選定している。さらに有効性評価では，この「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスに対して，より厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から，全交流動力電源喪失を重畳させ，「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応を確認している。

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

b) 重大事等故時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の有効性評価において示すとおりである。これに加え，必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移を図 52-8-1 及び図 52-8-2 に示す。

c) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①計測目的について

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

②測定が必要となる時間

図 52-8-1 及び図 52-8-2 のとおり，解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら，徐々にではあるが，酸素濃度は上昇し続けることから，除熱系（代替原子炉補機冷却系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。

除熱系（代替原子炉補機冷却系）が復旧されない場合，炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され，それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し，原子炉格納容器の限界圧力（0.62MPa[gage]）に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約 38 時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約 38 時間までは，図 52-8-1 及び図 52-8-2 のとおり，水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

なお，「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において，G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ とした場合についても，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するのは，事象発生から約 51 時間後である（図 52-8-3 及び図 52-8-4 参照）。これより，除熱系の復旧がされない約 22.5 時間以前においては原子炉格納容

器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

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

③耐環境条件

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

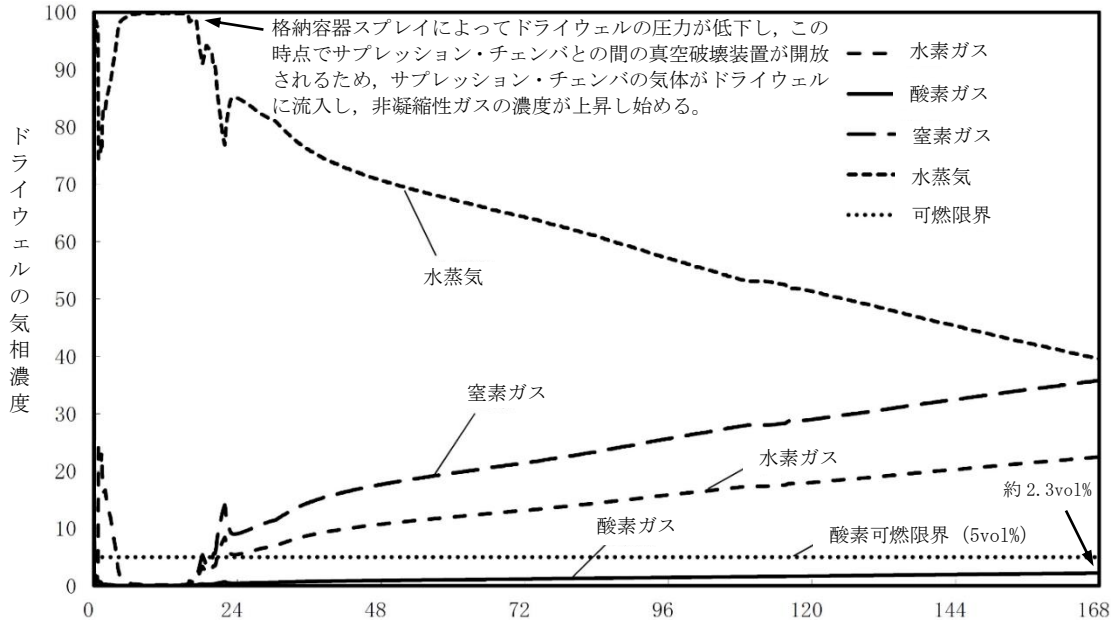


図 52-8-1　ドライウェルの
気相濃度の推移(ウェット条件)
格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）

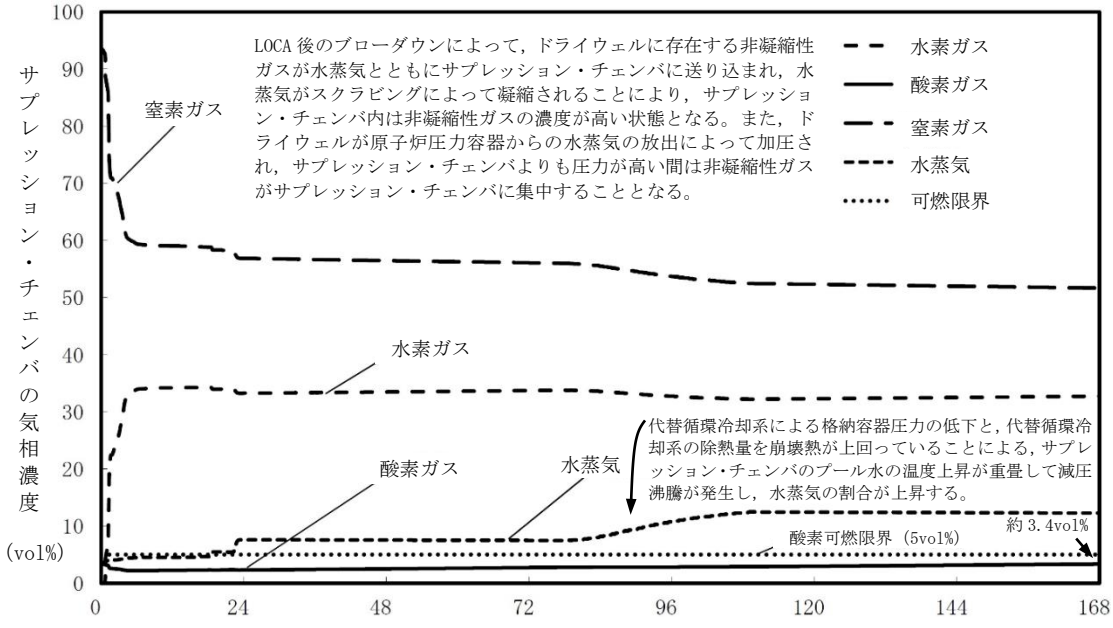


図 52-8-2　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)
格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）

「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた $G(H_2)=0.4, G(O_2)=0.2$ を採用した場合についても，酸素濃度が可燃限界（5vol%）に至るのは約 51 時間後となる。

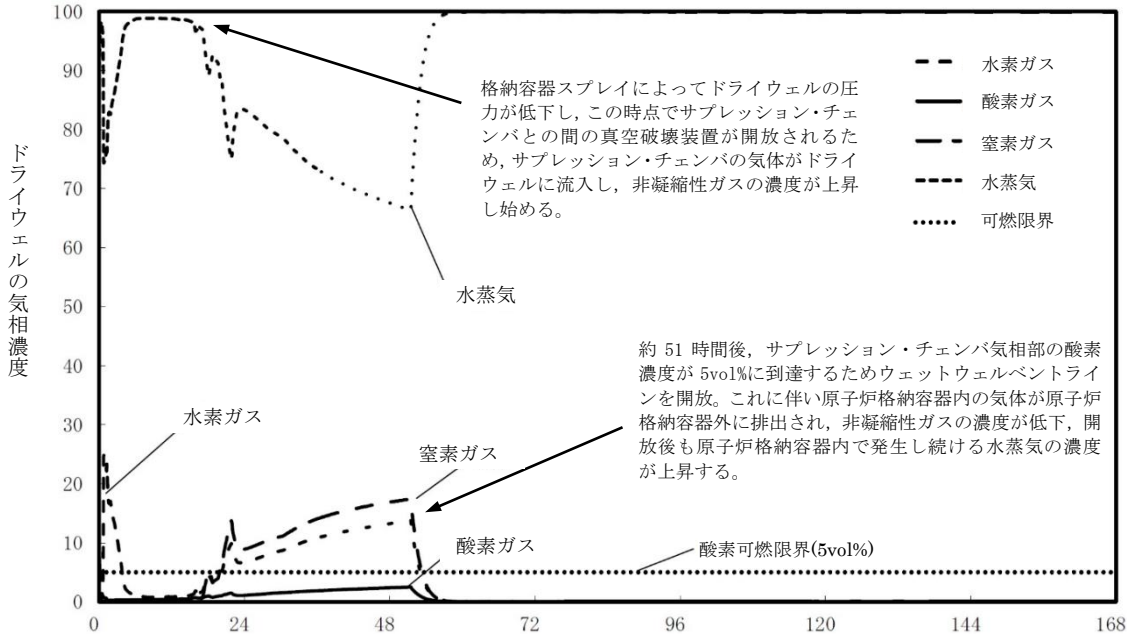


図 52-8-3　G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

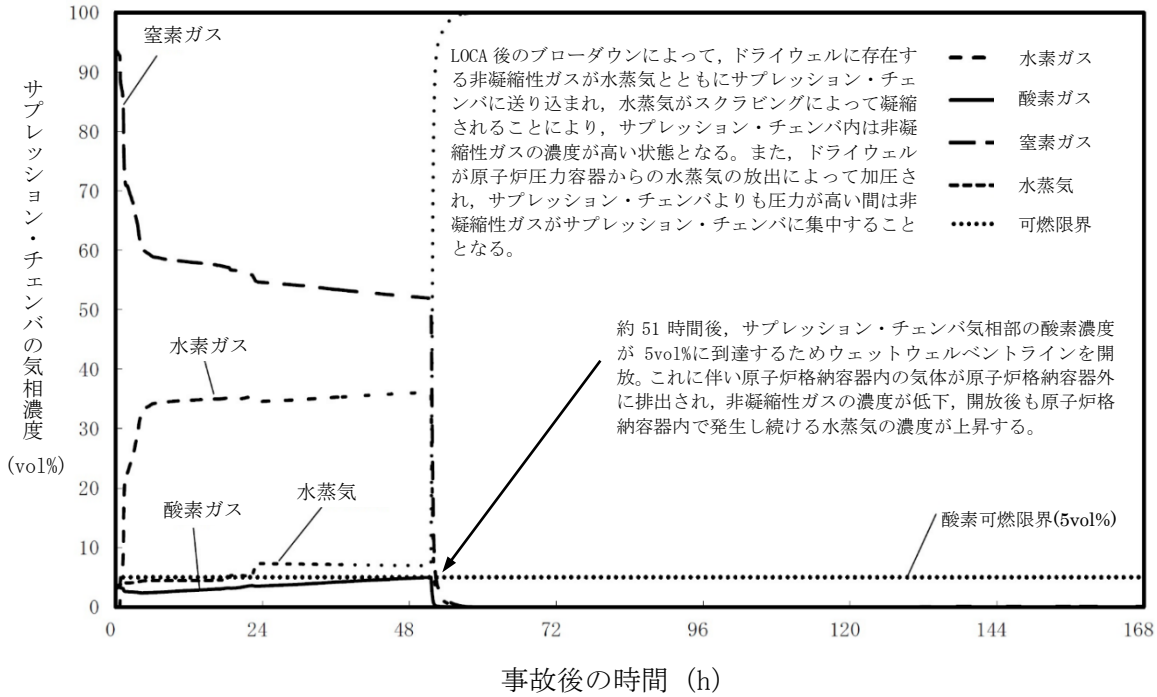


図 52-8-4　G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は 4vol%,酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要であることから，代替循環冷却時「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は，以下の設備により実施する。

表 52-8-1　計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度(SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～20vol%/0～100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

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

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

a) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

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

代替原子炉補機冷却系等による除熱系が復旧し，格納容器圧力制御が可能になった場合であっても，仮に酸素濃度が 5vol%に到達するおそれがある場合，格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって，格納容器内圧力が低い状態での排出となるが，炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため,その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され,原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは無視し得る程度となり，可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価について，3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」　参照)。

b) 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

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

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

(4) 代替原子炉補機冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定

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

有効性評価においては，約 22.5 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に至らないことを確認しているが，約 22.5 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として，推定手段を整備している。

格納容器内酸素濃度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（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($G(H_2)=0.4$，$G(O_2)=0.2$)を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。

推定可能範囲：0～約 5vol%

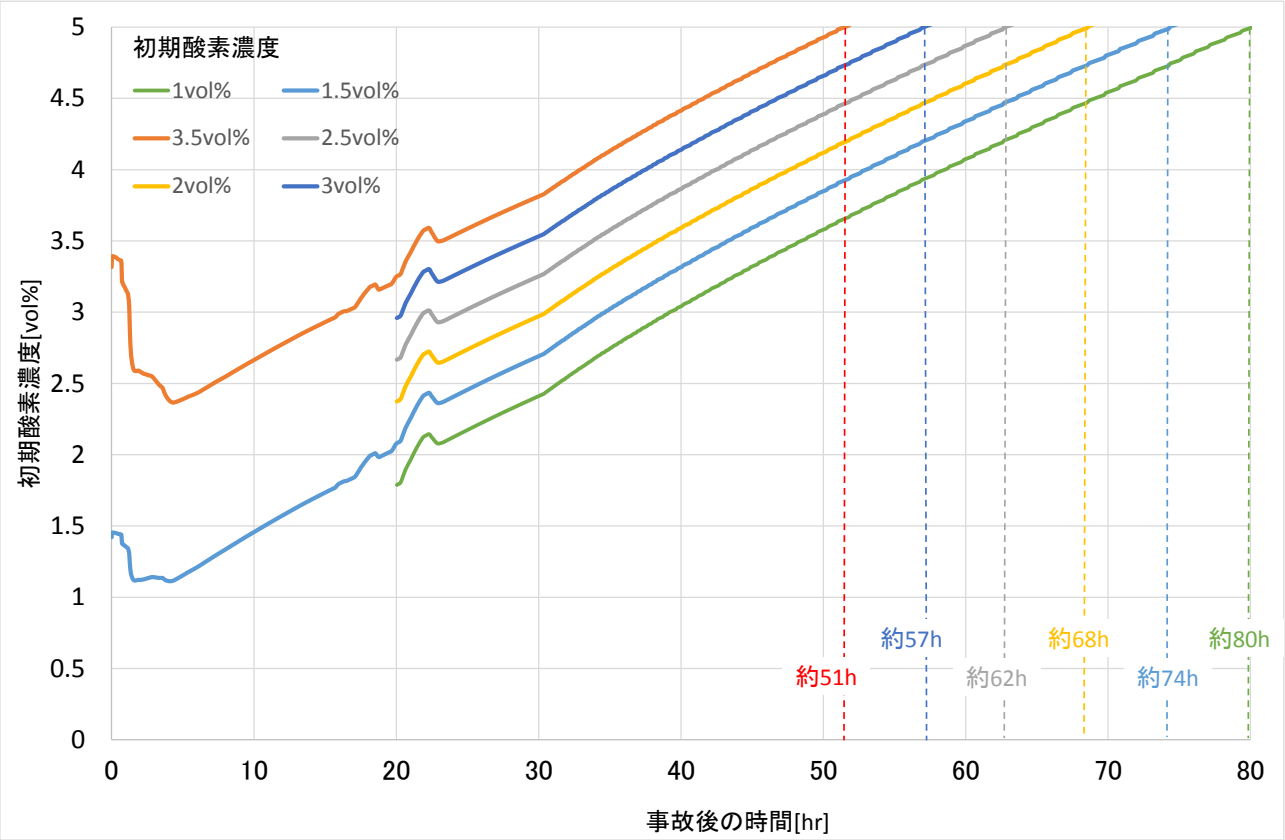


図 52-8-5　格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内酸素濃度変化

また，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（S/C）が [redacted] 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（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の変化を図 52-8-6 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。

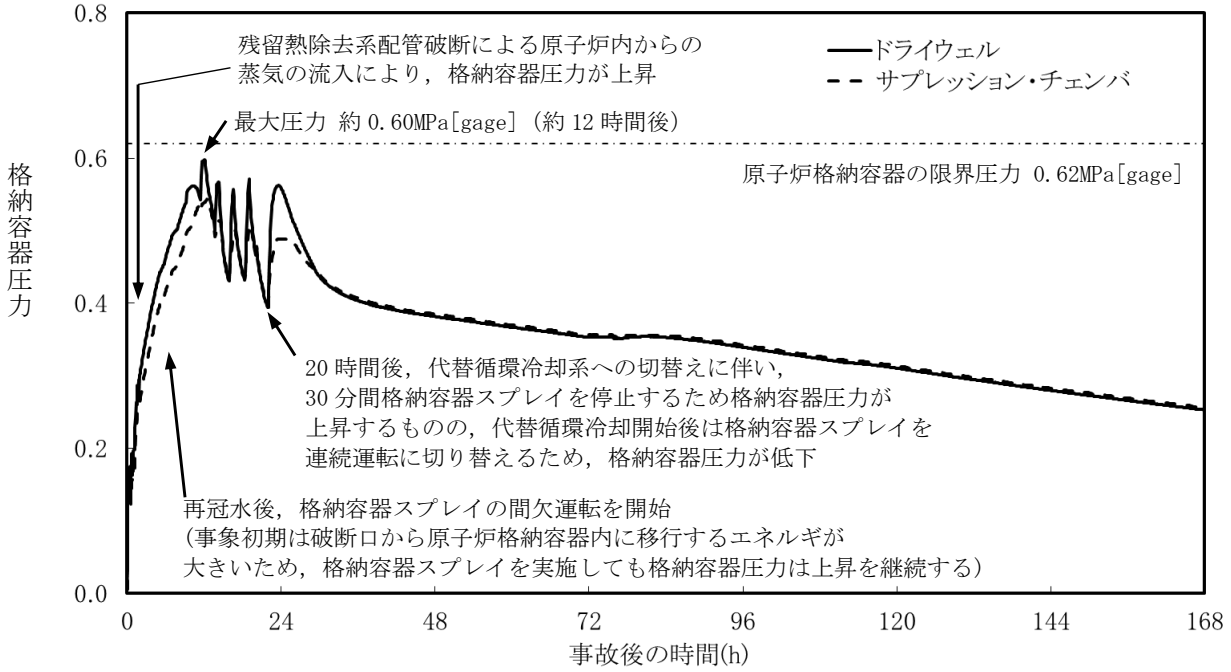


図 52-8-6　格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）
の格納容器内圧力の推移

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目的のためには，妥当な推定手段である。

また，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。

なお，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ガス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濃度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（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}Sv/h，N:-2～5，格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}Sv/h，N:-2～5，格納容器内圧力（D/W）の誤差：±15kPa，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±15.6kPa）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。

52-9
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

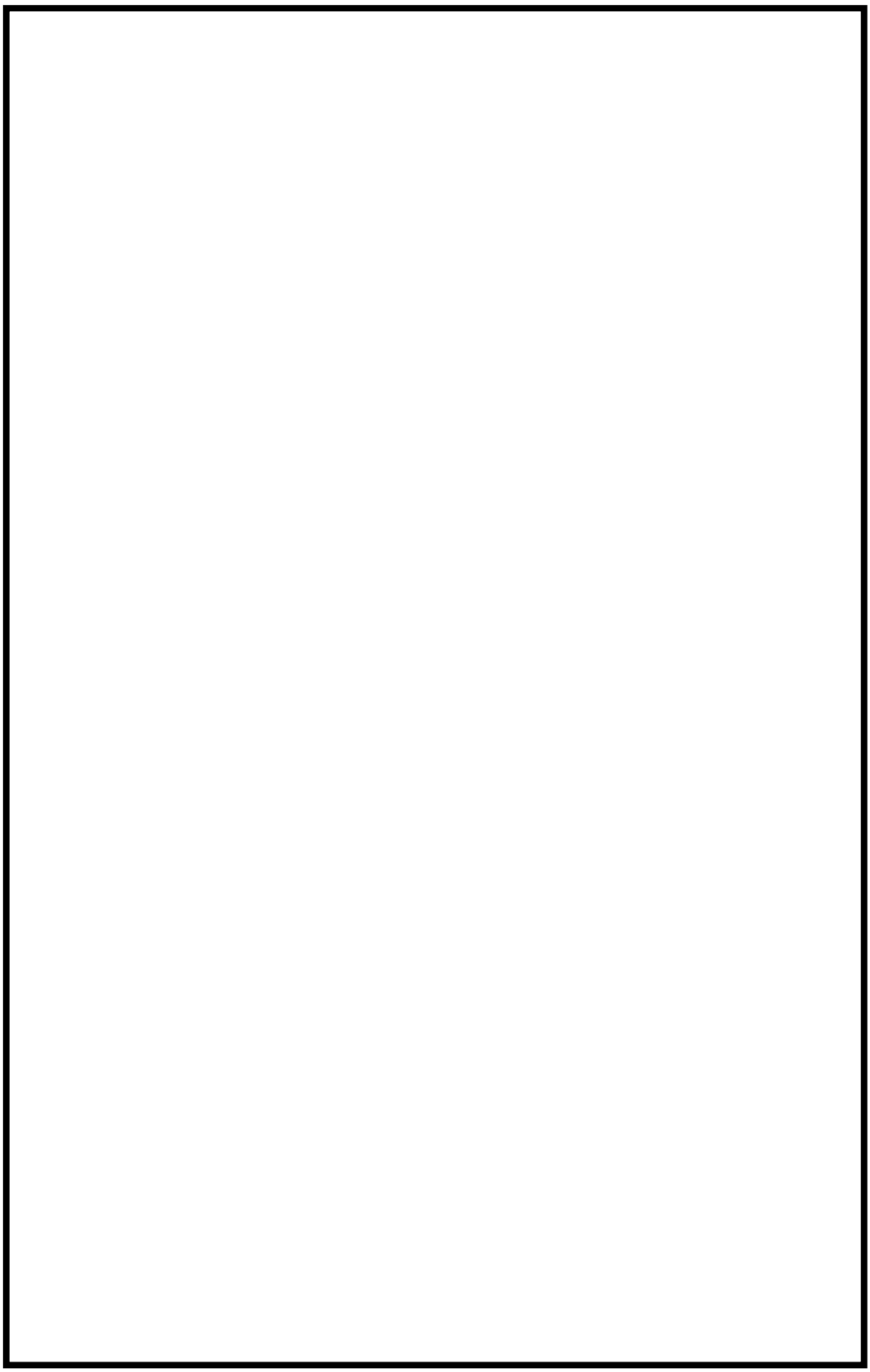


図 52-9-1　接続図(建屋内接続　6/7 号炉原子炉建屋１階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

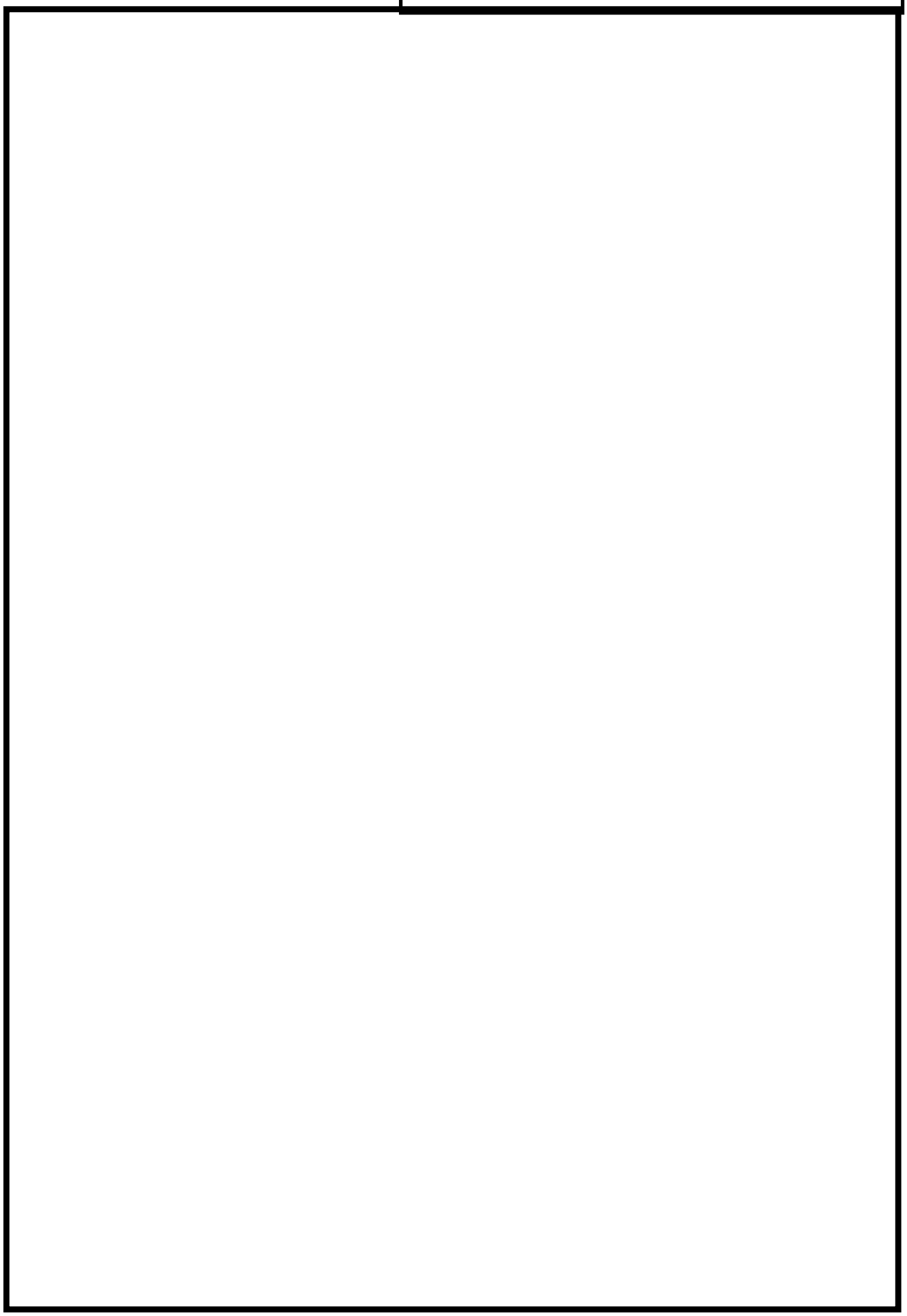


図 52-9-2　接続図(建屋内接続　6/7 号炉原子炉建屋 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

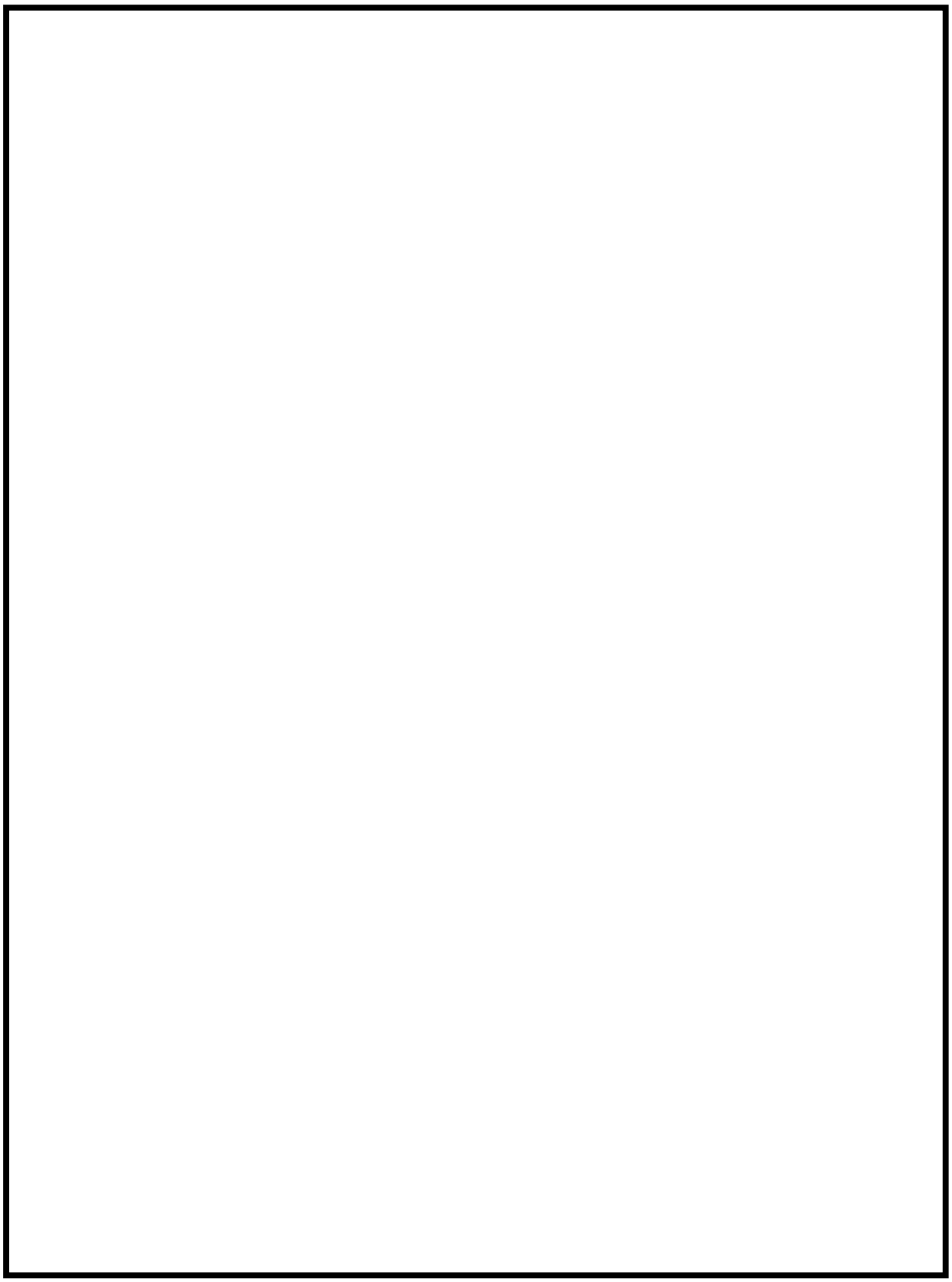


図 52-9-3　接続図(建屋内接続　6/7 号炉原子炉建屋 3 階)

52-10
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

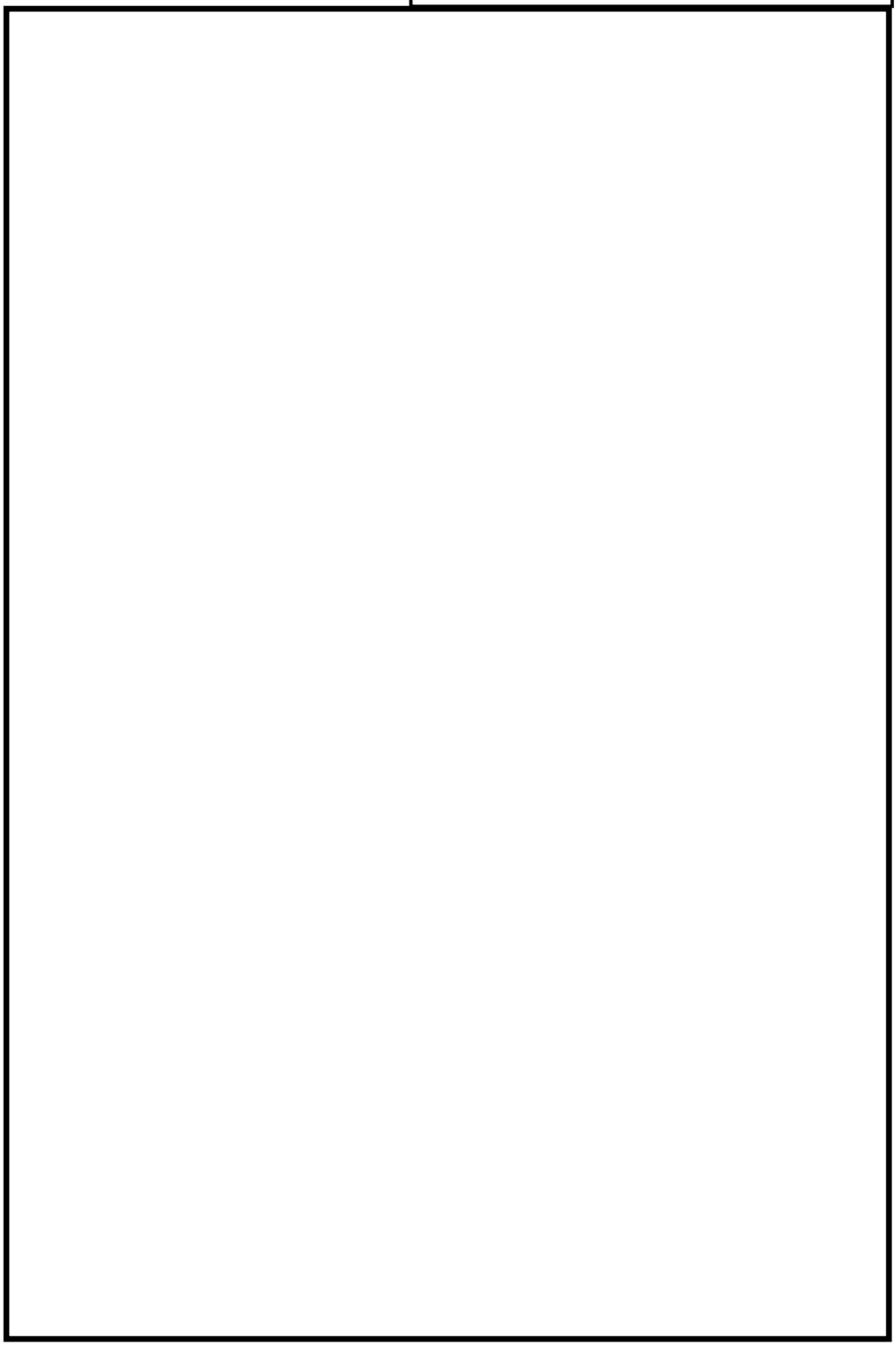


図 52-10-1　屋外保管場所配置図（可搬型窒素供給装置）

52-11
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

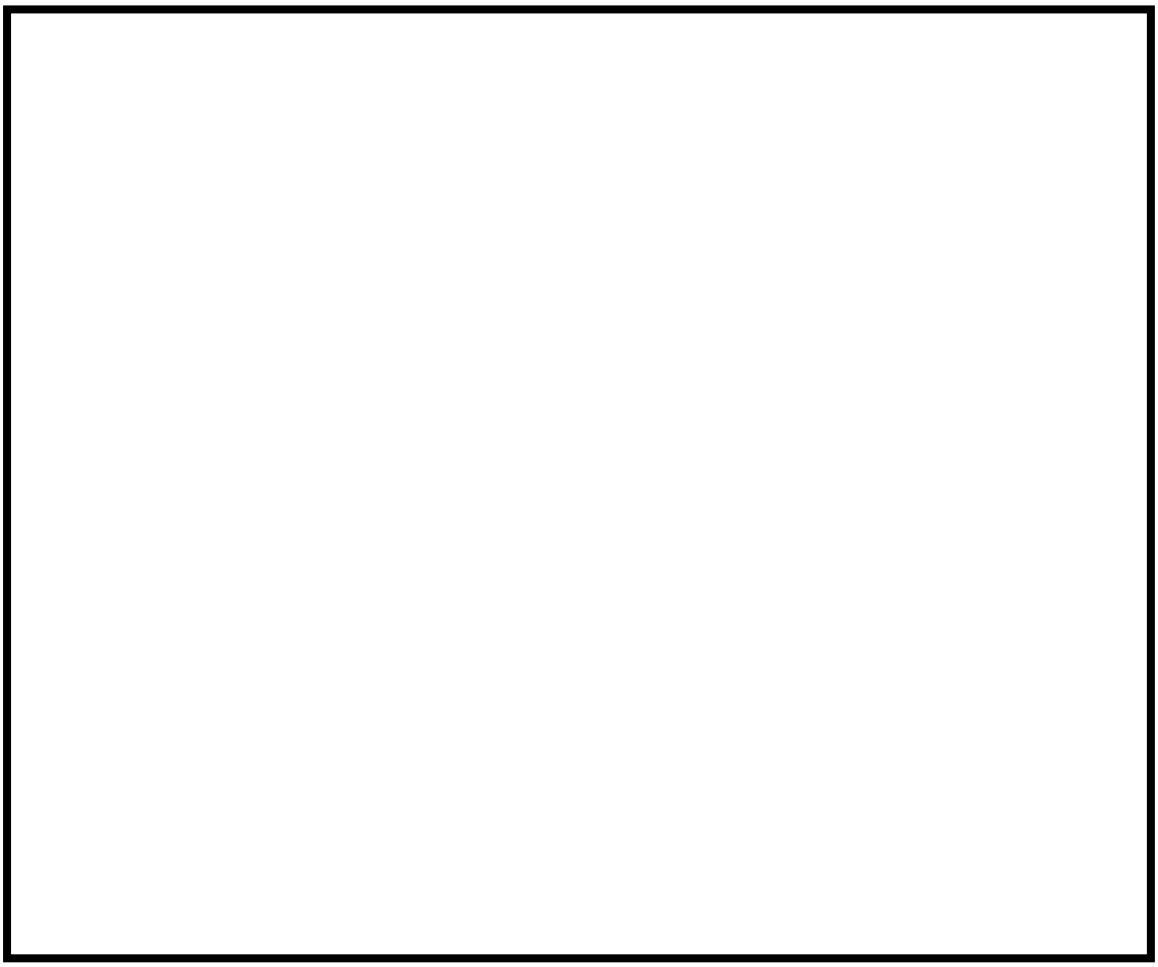


図 52-11-1　保管場所及びアクセルルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-11-2　地震・津波発生時のアクセスルート

図 52-11-3　森林火災発生時のアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 52-11-4　中央交差点が通行不能時のアクセスルート

52-12
その他設備

【可燃性ガス濃度制御系】

1. 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度の抑制を行い，水素爆発による破損を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから，炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

【可搬型格納容器窒素供給設備】

1. 設備概要

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合，発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため，事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが，中長期的には，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制する必要がある。また，崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性があることから，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し，原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本系統は，図 52-12-1 に示すとおり，可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し，可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで，発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

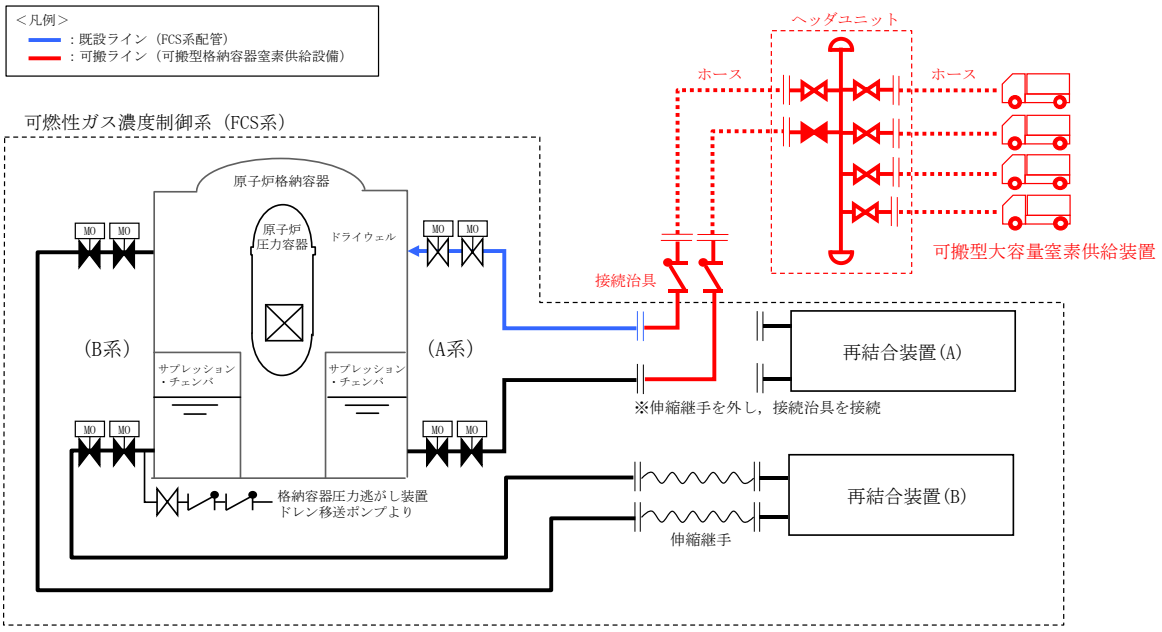


図 52-12-1　可搬型格納容器窒素供給設備　系統概要図

52-13

機器名称欄に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については，説明資料の構成上，略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について，下表のとおり整理する。

表 52-13-1　機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について
（耐圧強化ベント系）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
52条	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-AO-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-AO-F022
	一次隔離弁（ドライウェル側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-AO-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-AO-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-MO-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T31-MO-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-MO-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁バイパス弁	T31-MO-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-AO-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラインフィルタベント容器側隔離弁	T61-AO-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-AO-F002	耐圧強化ベント系PCVベントライン排気筒側隔離弁	T61-AO-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-MO-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-MO-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-MO-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-MO-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-AO-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系　Uシール隔離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-MO-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-MO-F511
	耐圧強化ベント系　N_2パージ用元弁（タービン建屋側）	N_2パージ用元弁（タービン建屋側）	T22-F200	N_2パージ用元弁（タービン建屋側）	T22-F200
	耐圧強化ベント系　N_2パージ用元弁（二次格納施設側）	N_2パージ用元弁（二次格納施設側）	T22-F201	N_2パージ用元弁（二次格納施設側）	T22-F201

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

目次

53-1　SA 設備基準適合性　一覧表
53-2　単線結線図
53-3　配置図
53-4　系統図
53-5　試験及び検査
53-6　容量設定根拠
53-7　その他設備

53-1　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					静的触媒式水素再結合器	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	53-3　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）		その他	M
			関連資料		53-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	53-3　配置図	
		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		53-3　配置図 53-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のSA設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（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 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					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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	53-3　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		53-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		53-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		53-3　配置図 53-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	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	53-2　単線結線図 53-3 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 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					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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	53-3　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		53-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		53-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		53-3　配置図 53-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のＳＡ設備あり)	B
				サポート系故障	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	53-2　単線結線図 53-3 配置図	

53-2　単線結線図

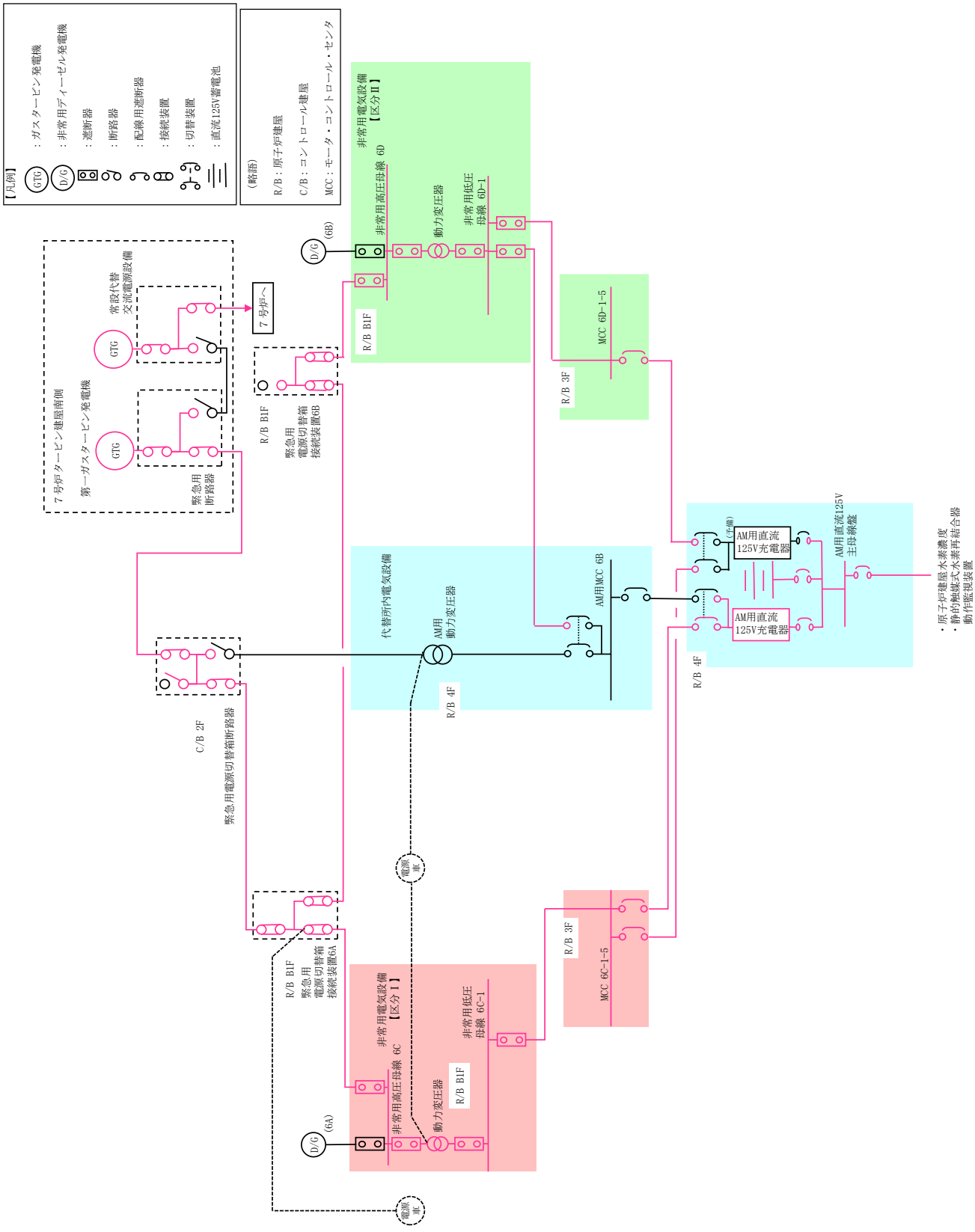

【凡例】
GTG：ガスタービン発電機
D/G：非常用ディーゼル発電機
：遮断器
：断路器
：配線用遮断器
：接続装置
：切替装置
：直流125V蓄電池
（略語）
R/B：原子炉建屋
C/B：コントロール建屋
MCC：モーター・コントロール・センタ
7号炉タービン建屋南側
第一ガスタービン発電機
GTG
GTG
常設代替交流電源設備
緊急用断路器
7号炉へ
R/B B1F
緊急用電源切替箱接続装置6B
D/G (6B)
非常用電気設備【区分Ⅱ】
非常用高圧母線 6D
動力変圧器
非常用低圧母線 6D-1
R/B B1F
R/B 3F
MCC 6D-1-5
代替所内電気設備
AM用動力変圧器
AM用MCC 6B
R/B 4F
AM用直流125V充電器（予備）
AM用直流125V充電器
AM用直流125V主母線盤
・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
C/B 2F
緊急用電源切替箱断路器
電源車
R/B B1F
緊急用電源切替箱接続装置6A
非常用電気設備【区分Ⅰ】
非常用高圧母線 6C
動力変圧器
R/B B1F
非常用低圧母線 6C-1
D/G (6A)
R/B 3F
MCC 6C-1-5
電源車

図１　単線結線図（6 号炉）

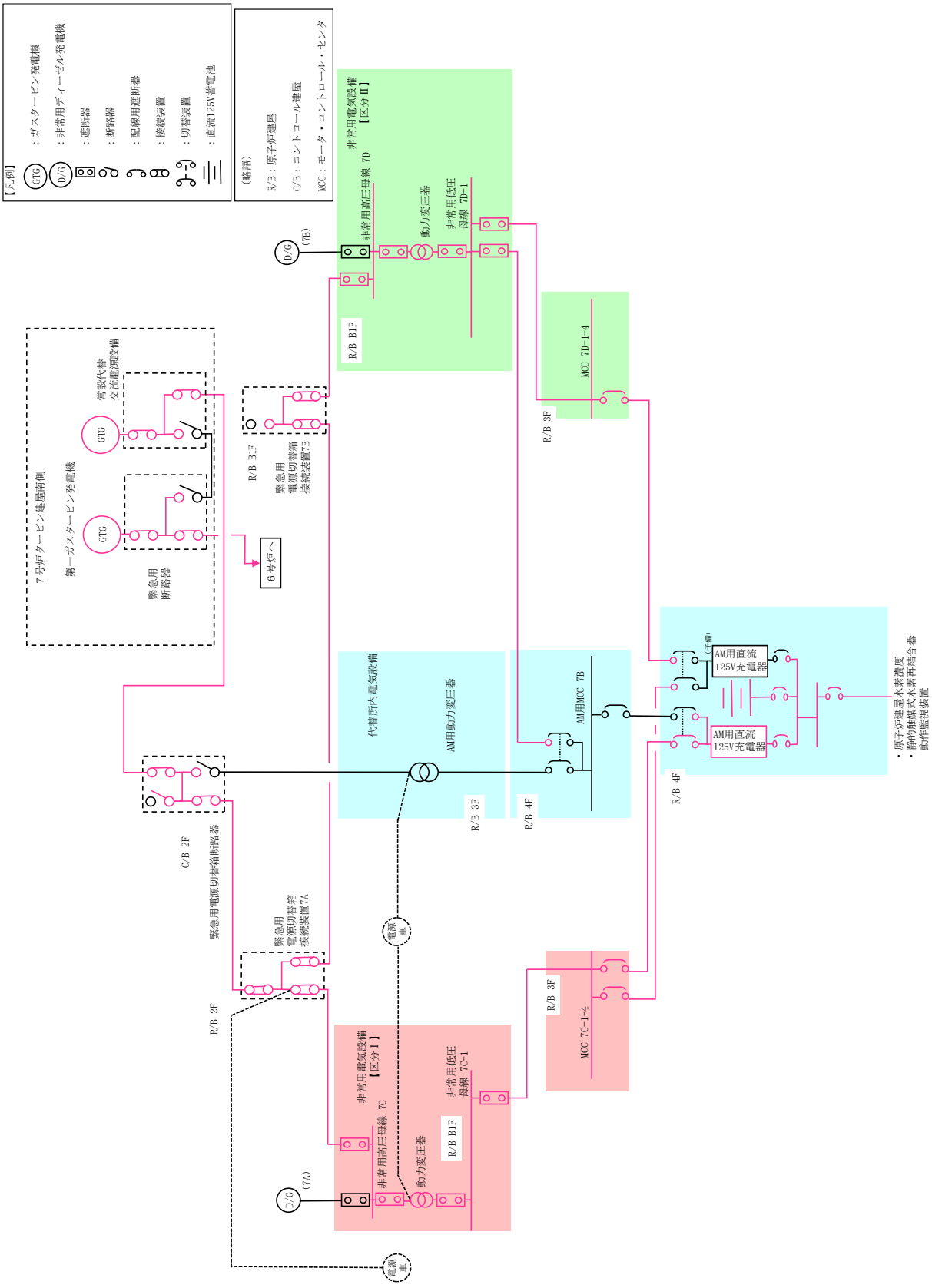

【凡例】
GTG ：ガスタービン発電機
D/G ：非常用ディーゼル発電機
：遮断器
：断路器
：配線用遮断器
：接続装置
：切替装置
：直流125V蓄電池
（略語）
R/B：原子炉建屋
C/B：コントロール建屋
MCC：モータ・コントロール・センタ
7号炉タービン建屋前側
第一ガスタービン発電機
GTG
常設代替
交流電源設備
GTG
緊急用
断路器
6号炉へ
R/B B1F
緊急用
電源切替箱
接続装置7B
D/G
(7B)
非常用電気設備
【区分Ⅱ】
非常用高圧母線 7D
動力変圧器
非常用低圧
母線 7D-1
R/B B1F
R/B 3F
MCC 7D-1-4
C/B 2F
緊急用電源切替箱断路器
代替所内電気設備
AM用動力変圧器
R/B 3F
R/B 4F
AM用MCC 7B
AM用直流
125V充電器
(予備)
AM用直流
125V充電器
R/B 4F
・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
緊急用
電源切替箱
接続装置7A
R/B 2F
電源車
非常用電気設備
【区分Ⅰ】
非常用高圧母線 7C
動力変圧器
非常用低圧
母線 7C-1
R/B B1F
R/B 3F
MCC 7C-1-4
D/G
(7A)
電源車

図２　単線結線図（7 号炉）

53-3　配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

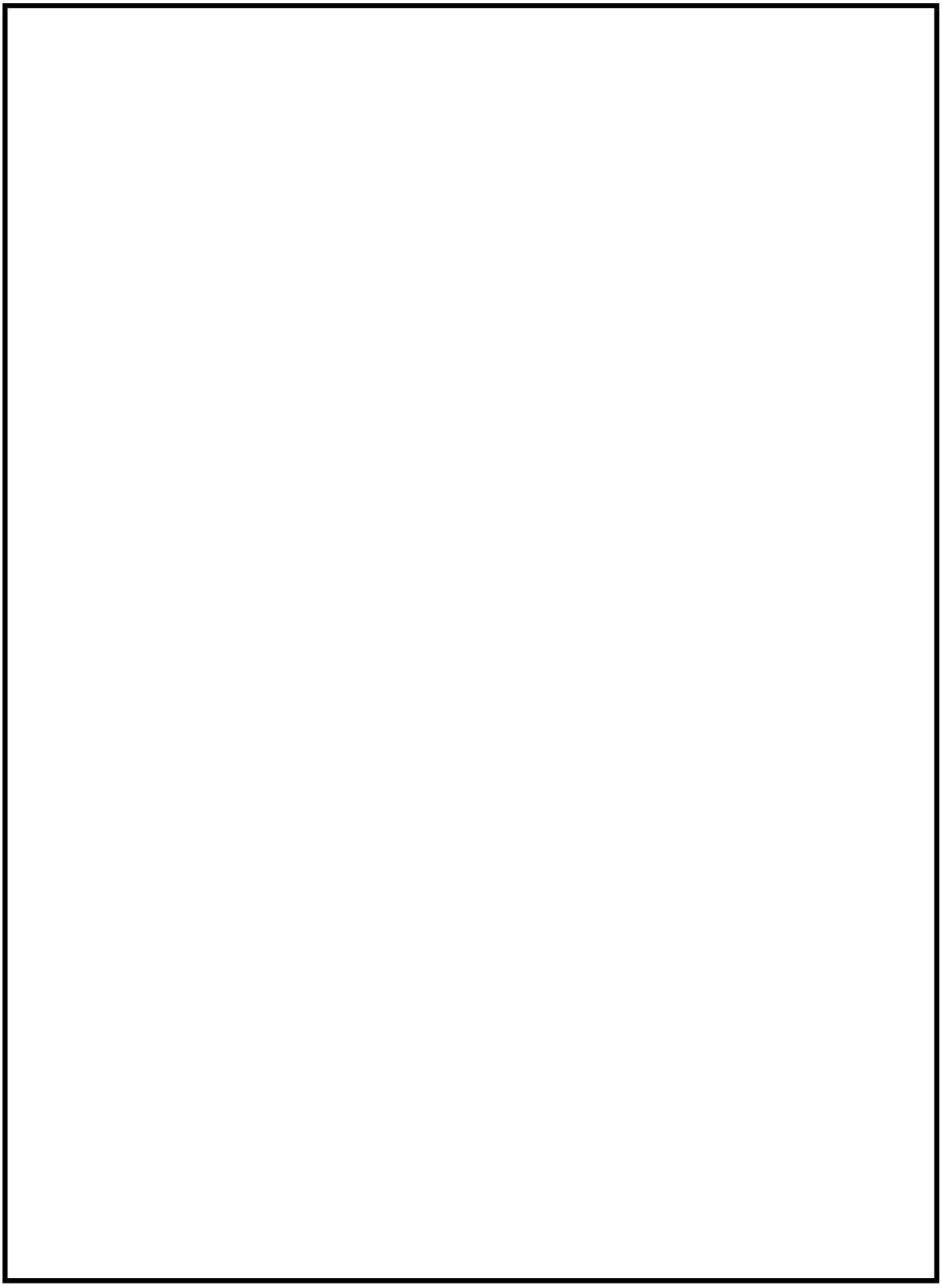


図 1　機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

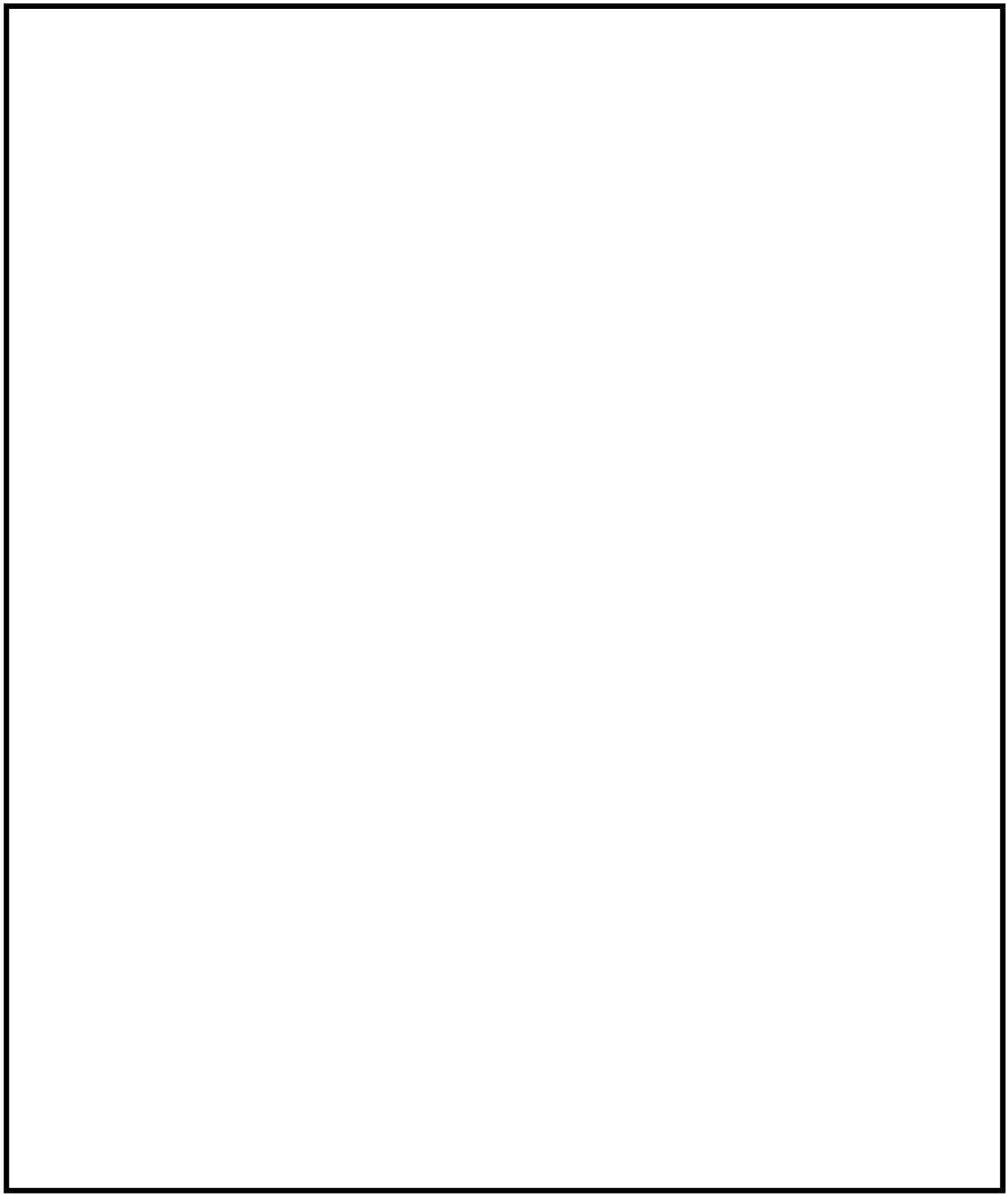


図 2　機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

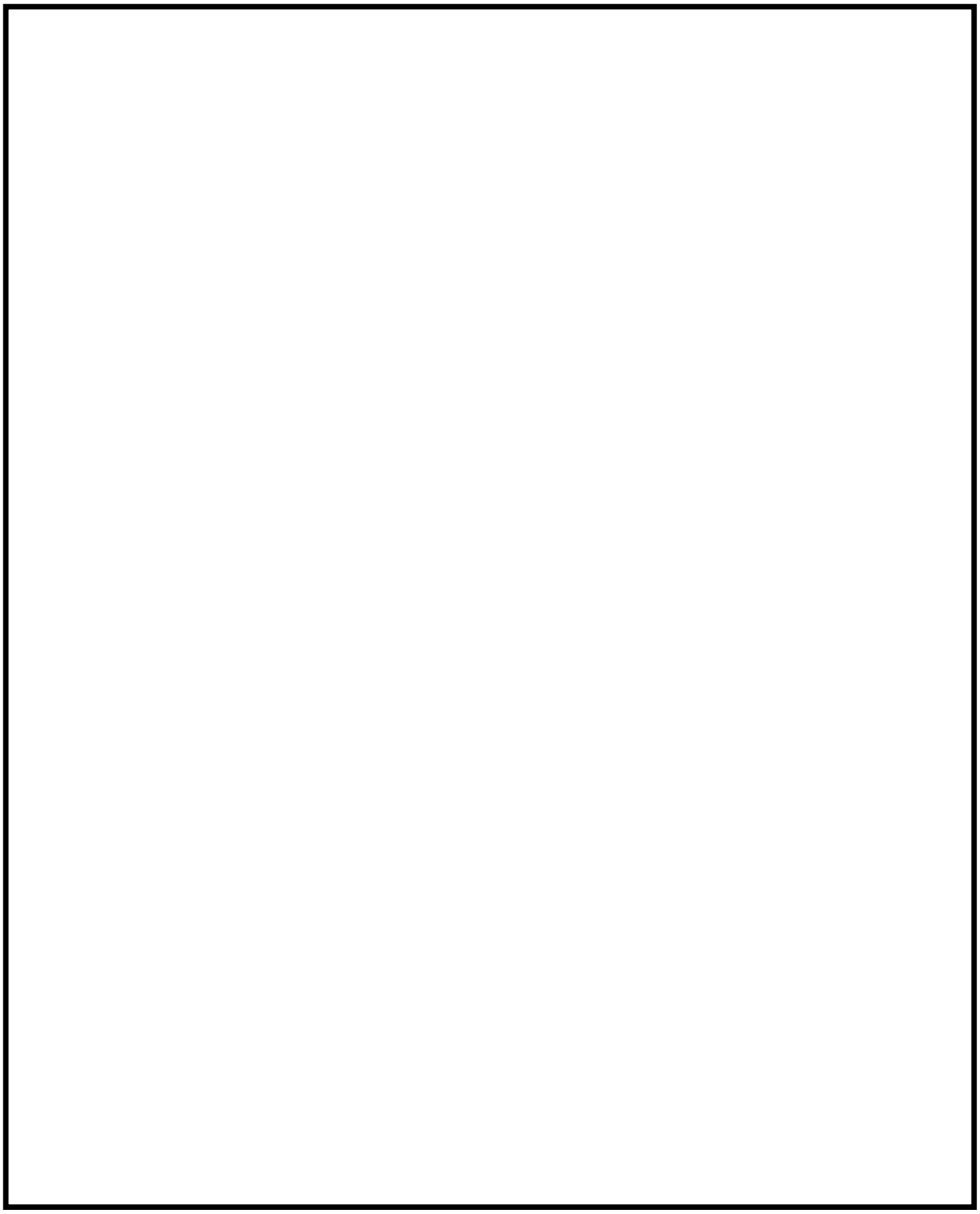


図 3　機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

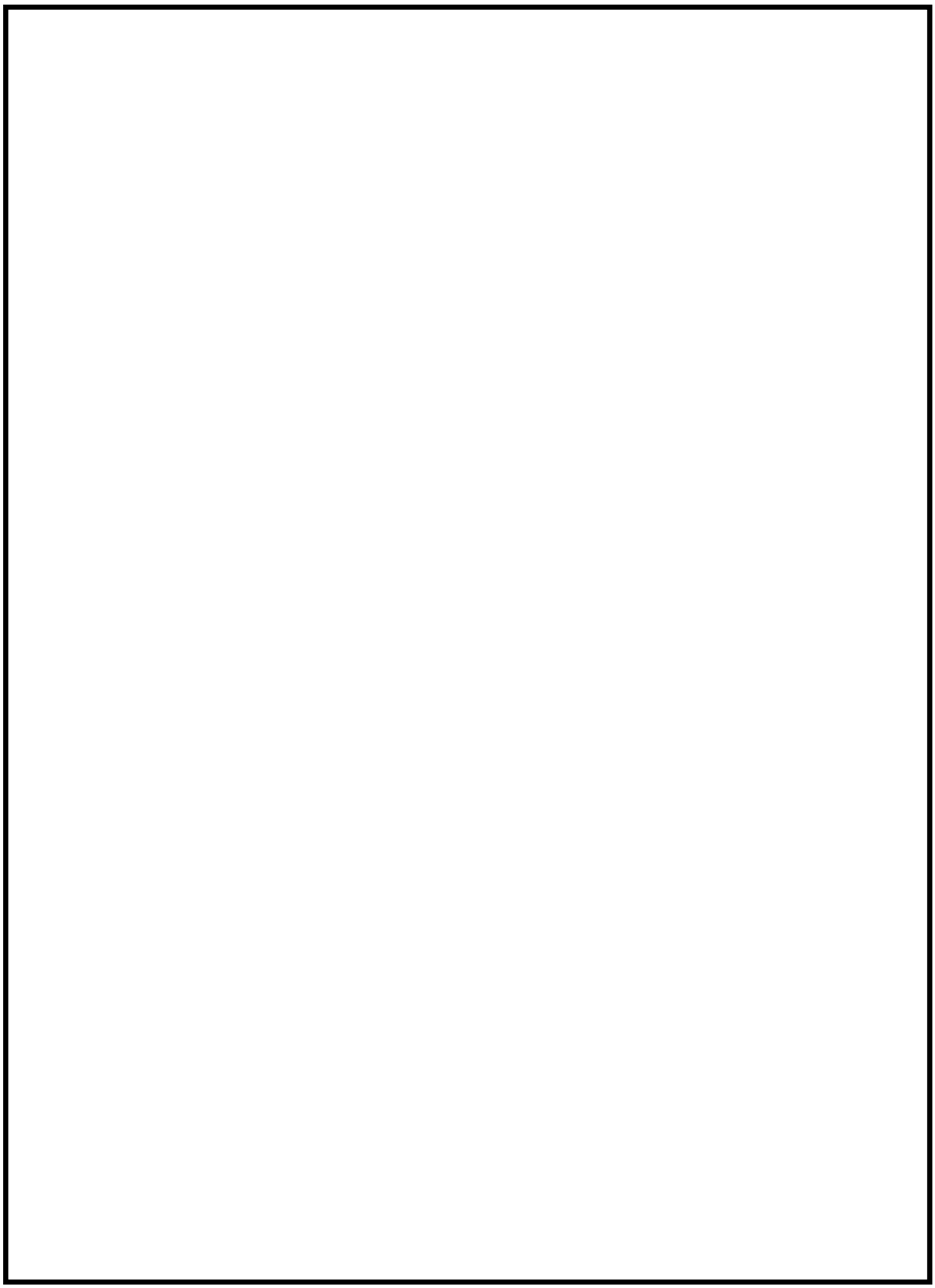


図 4　機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

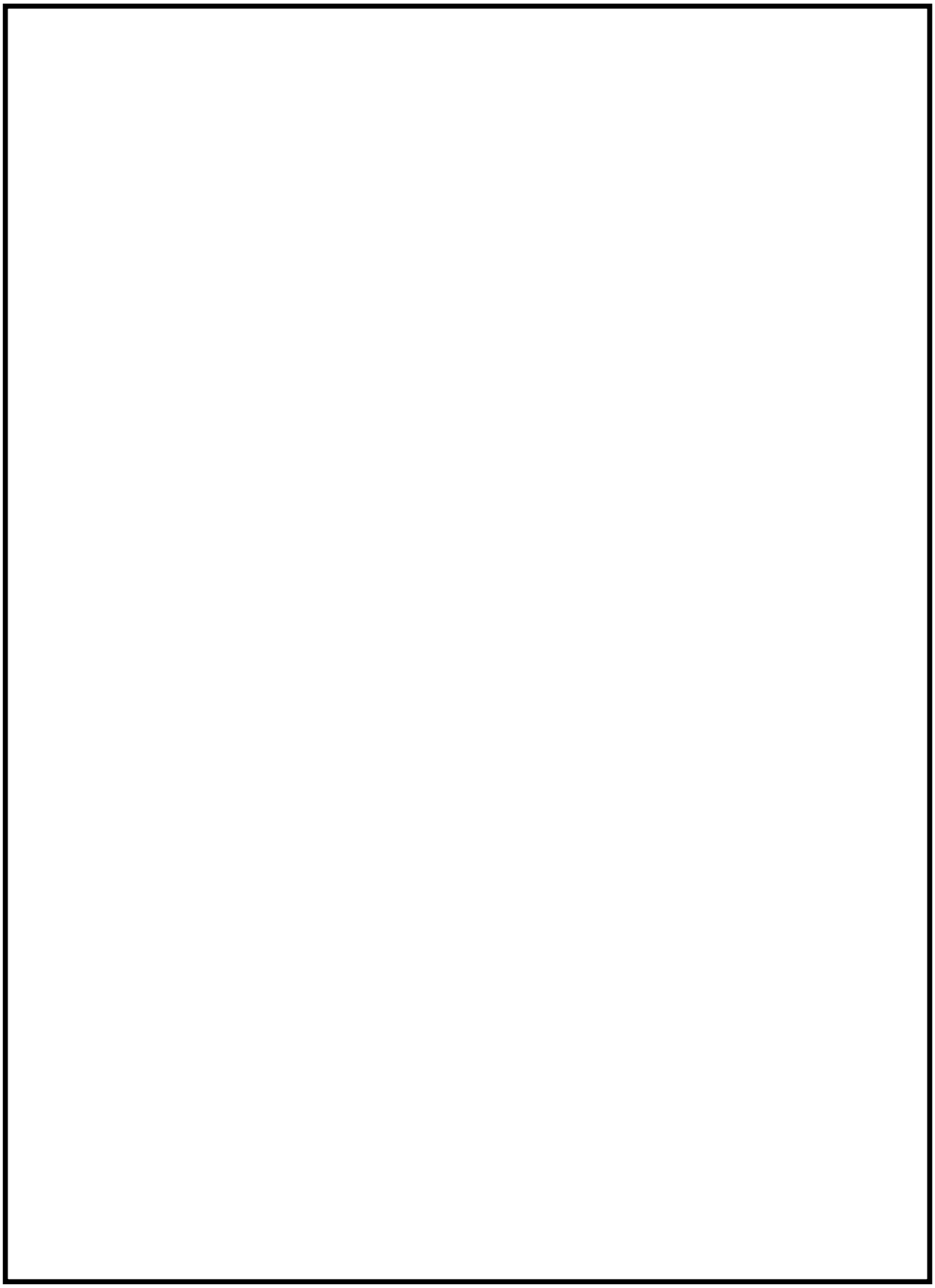


図 5　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

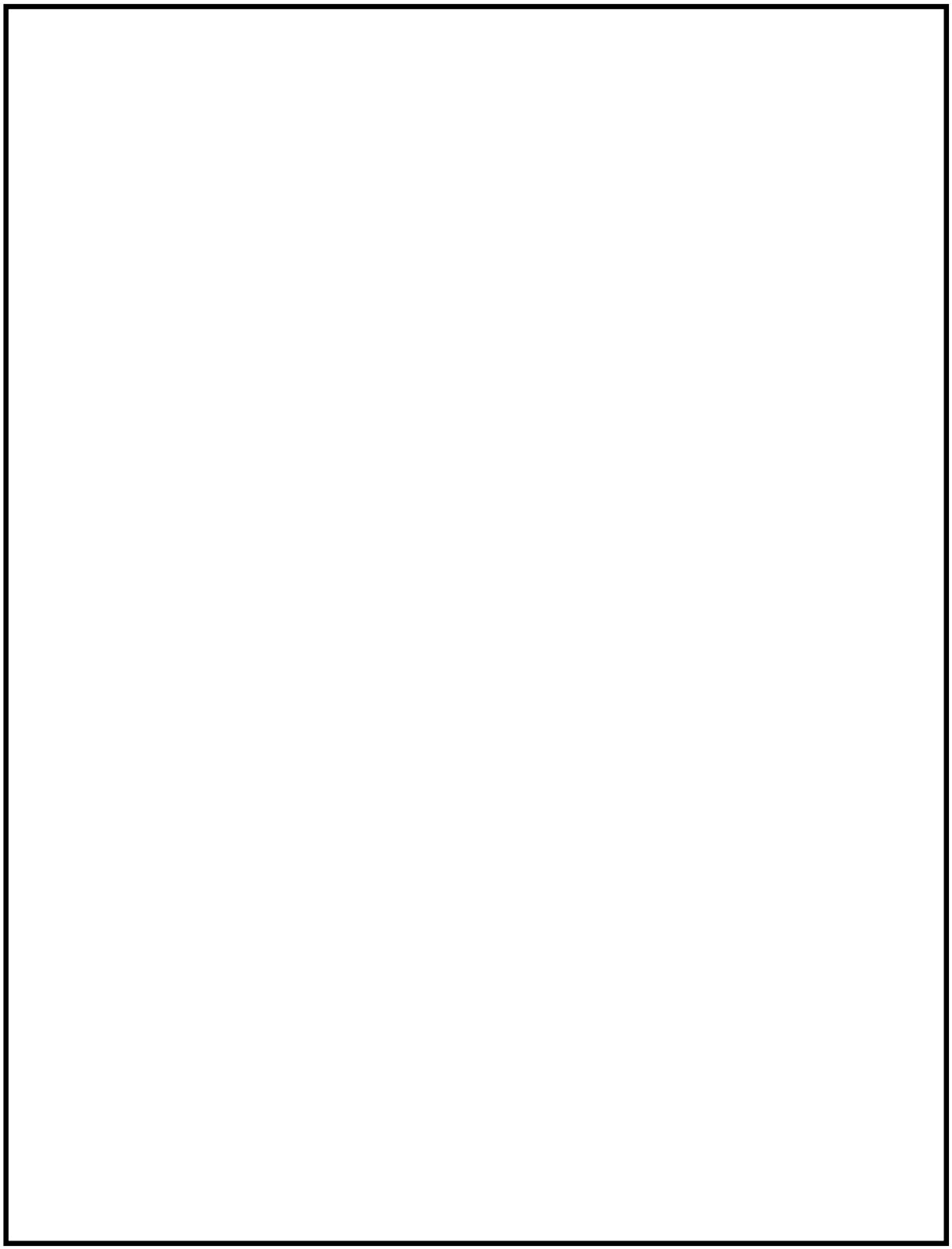


図 6　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

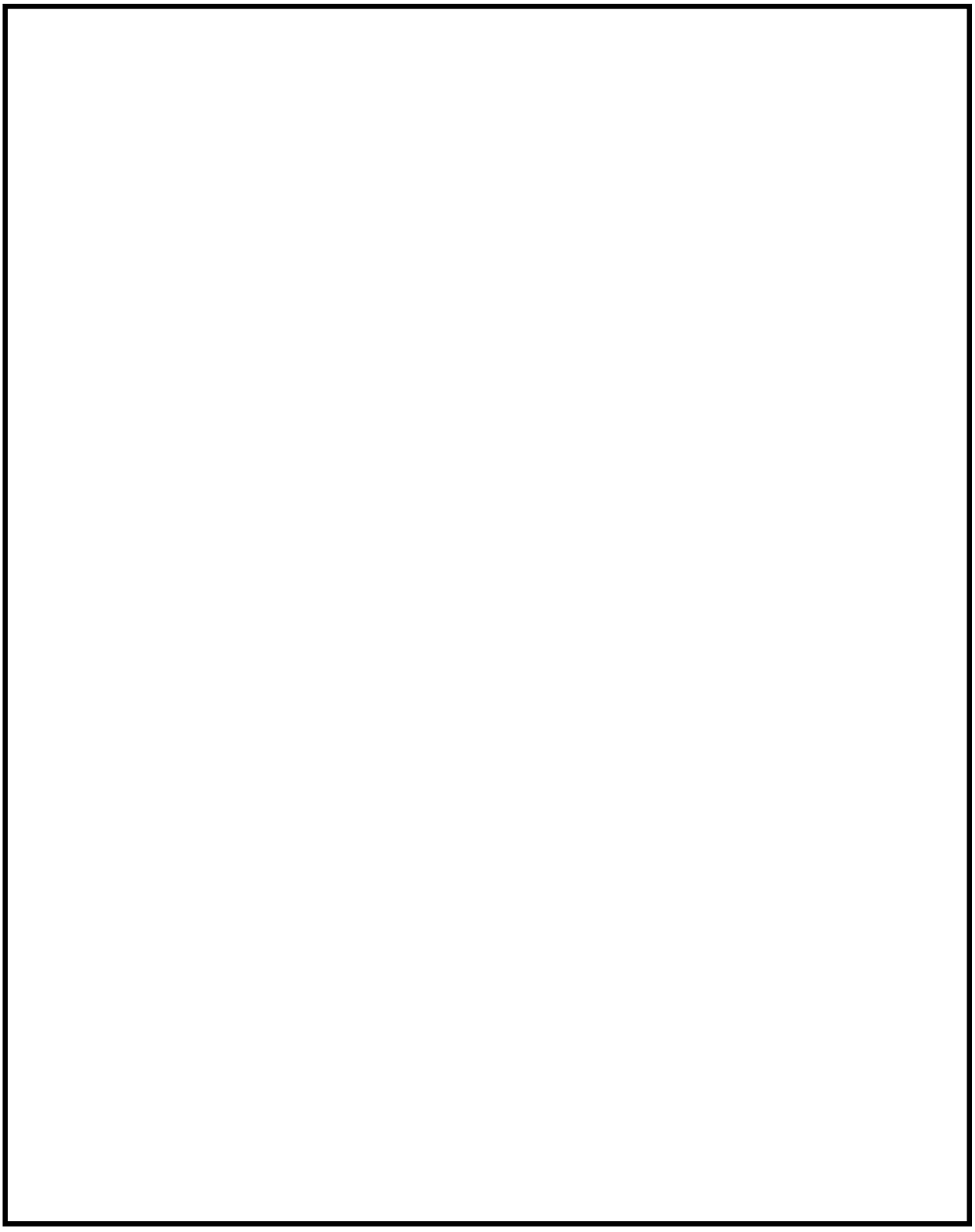


図 7　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

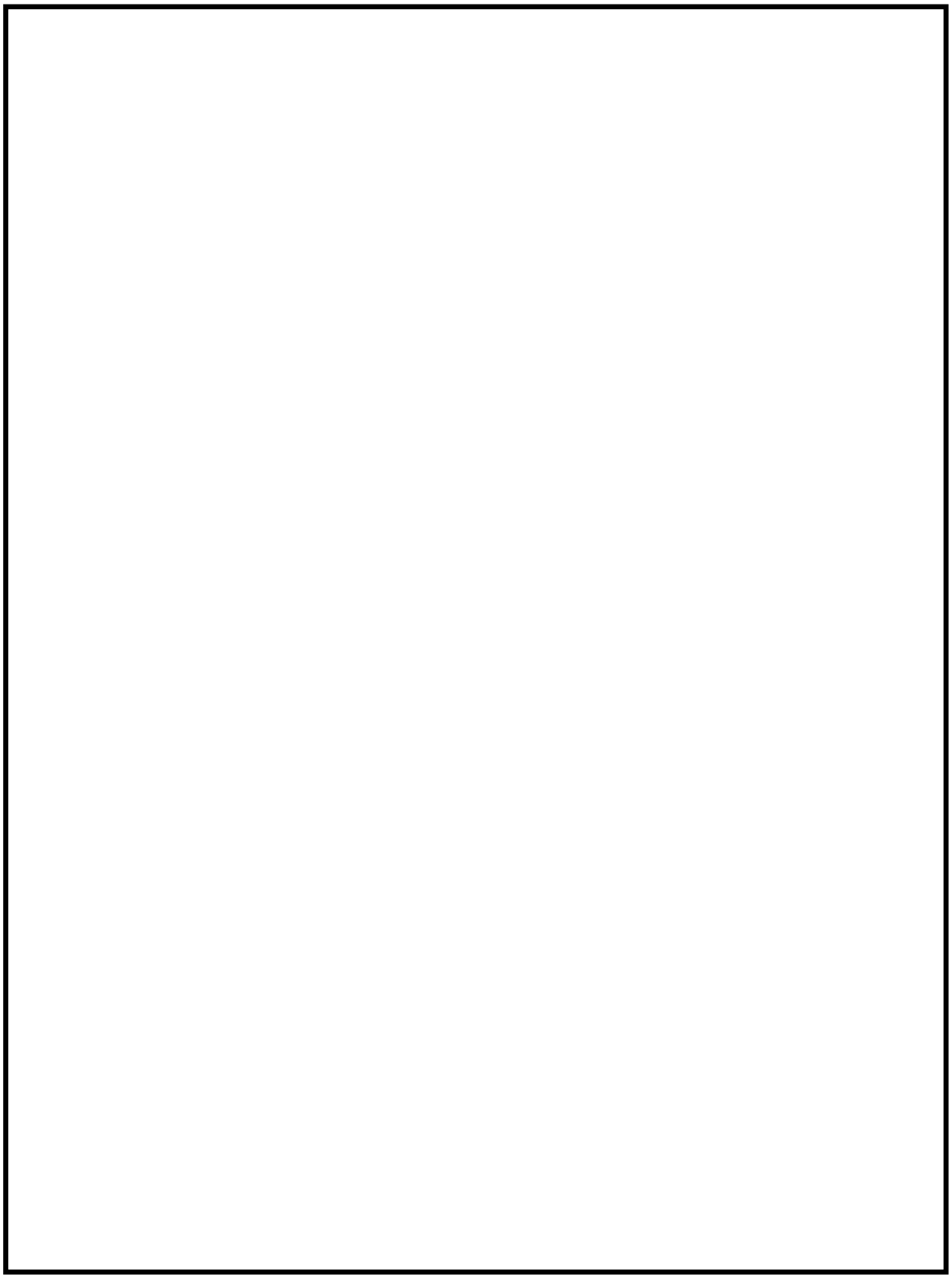


図 8　機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下 2 階）

53-4　系統図

1．計装設備の系統概要図

静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を図１及び２に示す。

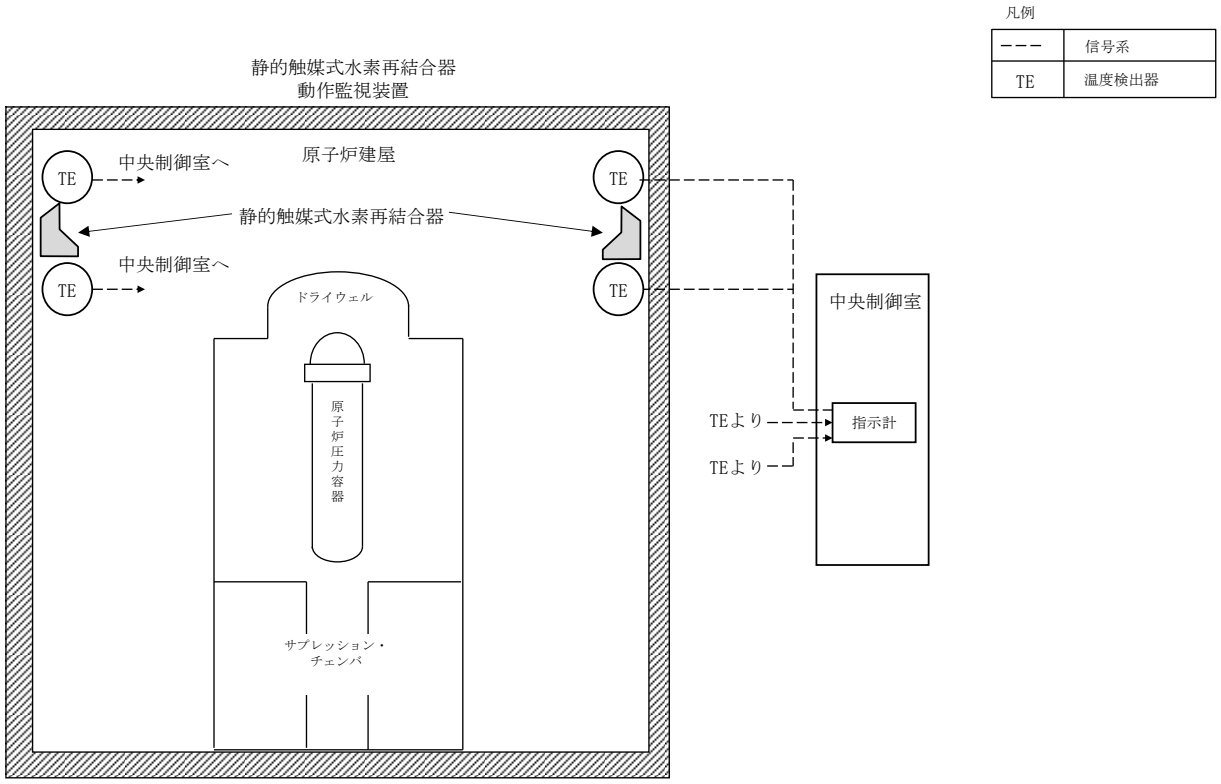


図１　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図

凡例

―――	信号系
H2E	水素検出器

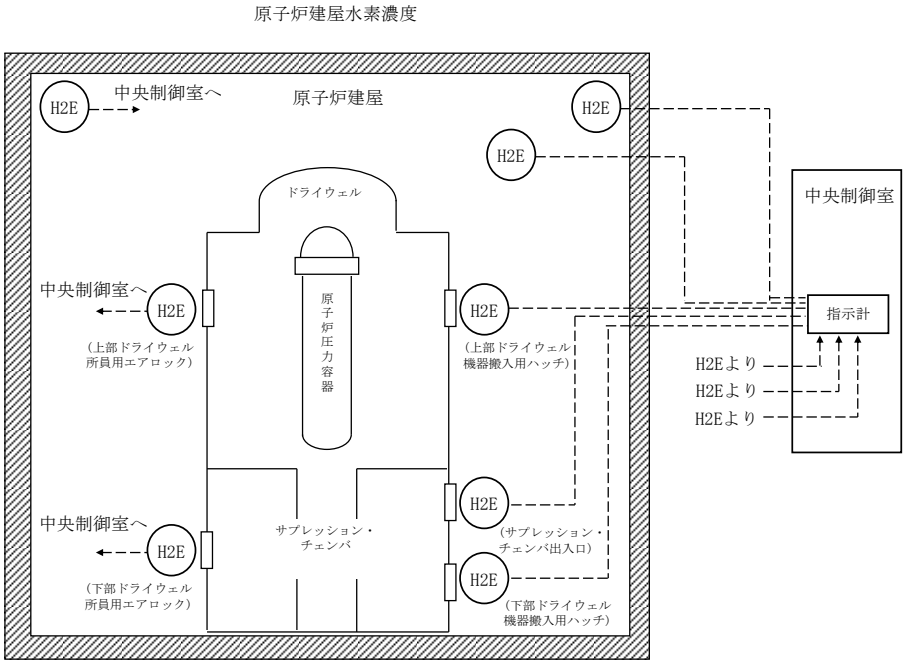


図２　原子炉建屋水素濃度の系統概要図

53-5　試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

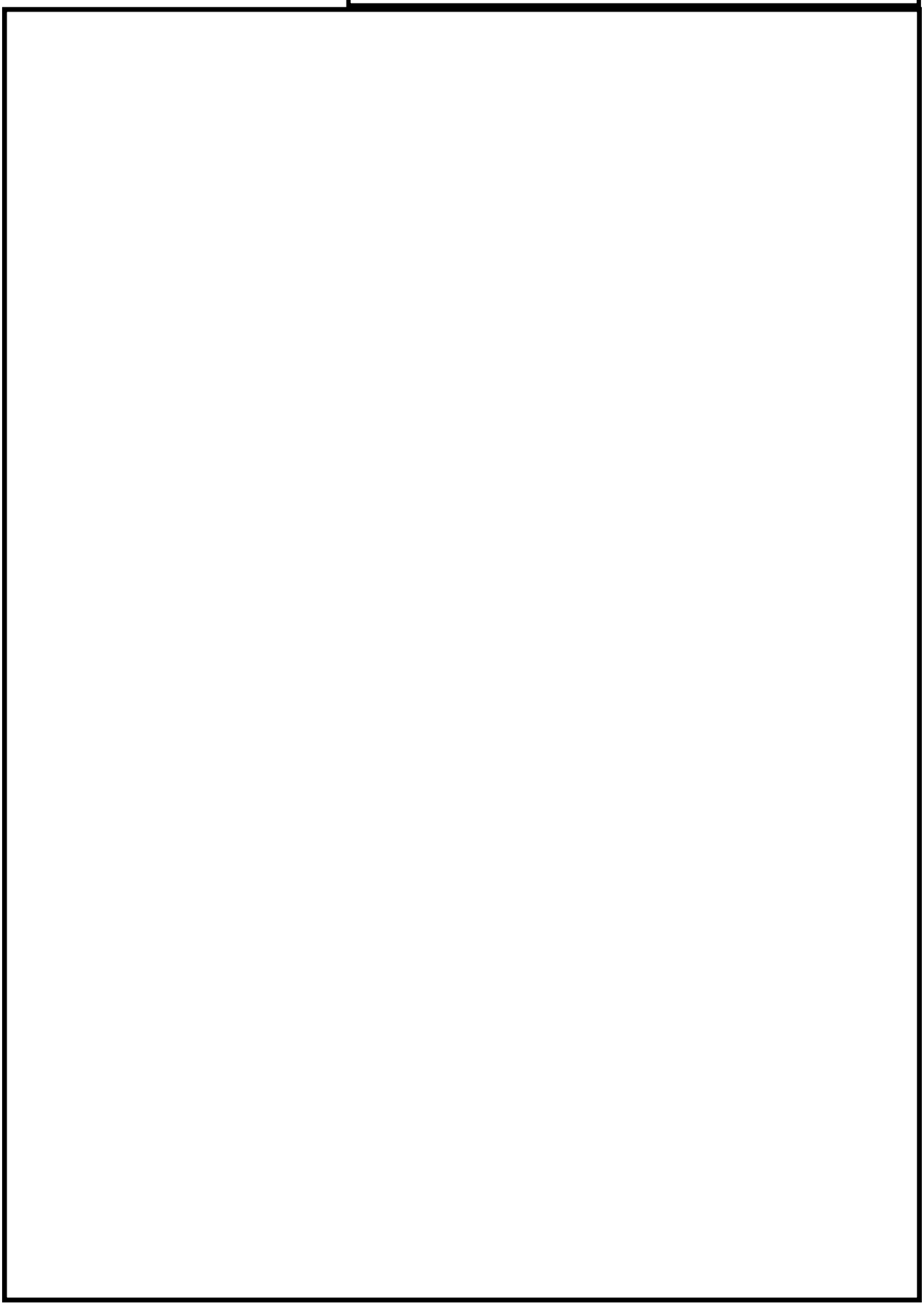


図 1　静的触媒式水素再結合器の試験及び検査（6 号炉の例）

○計装設備の試験・検査について

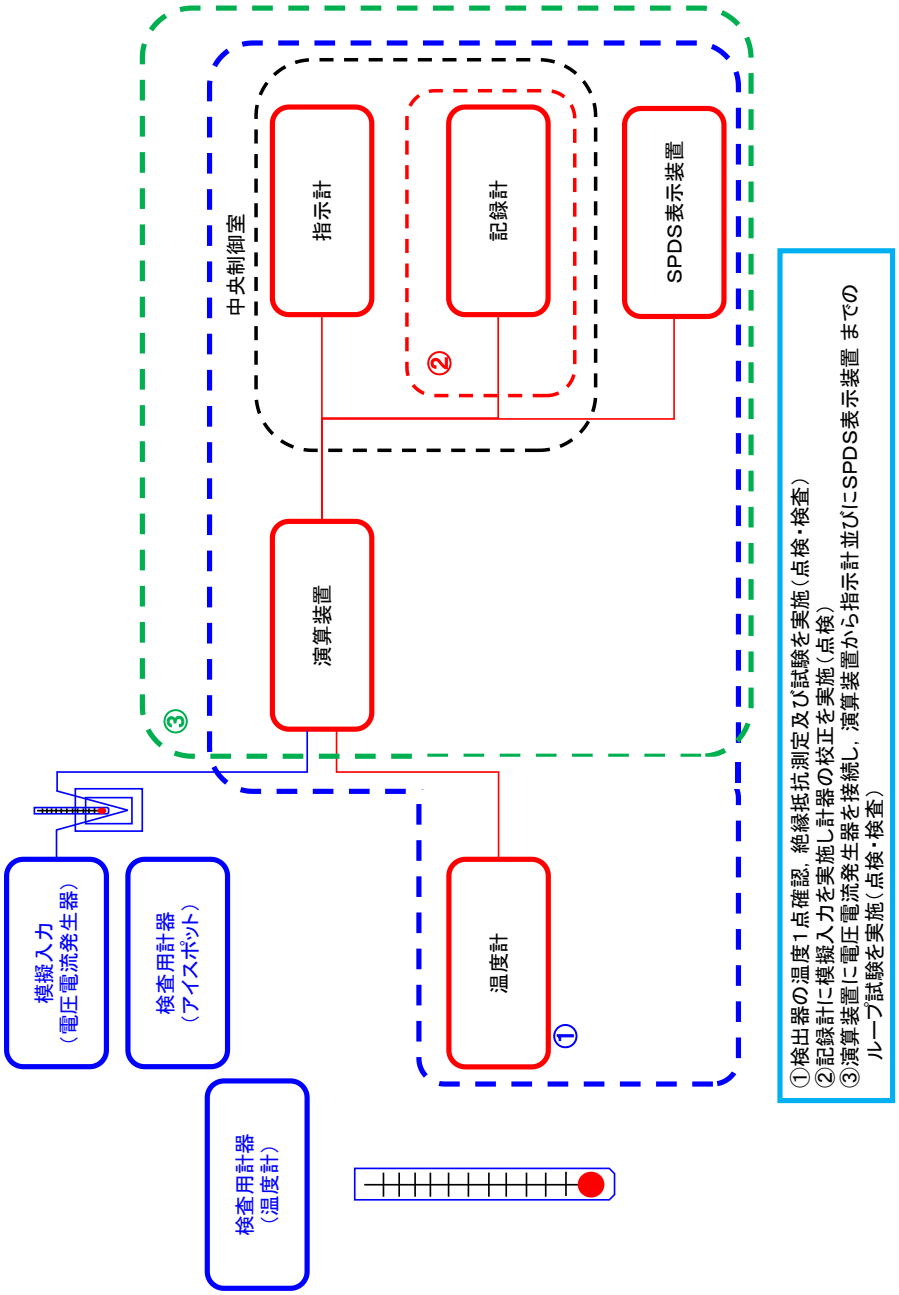


図２　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査

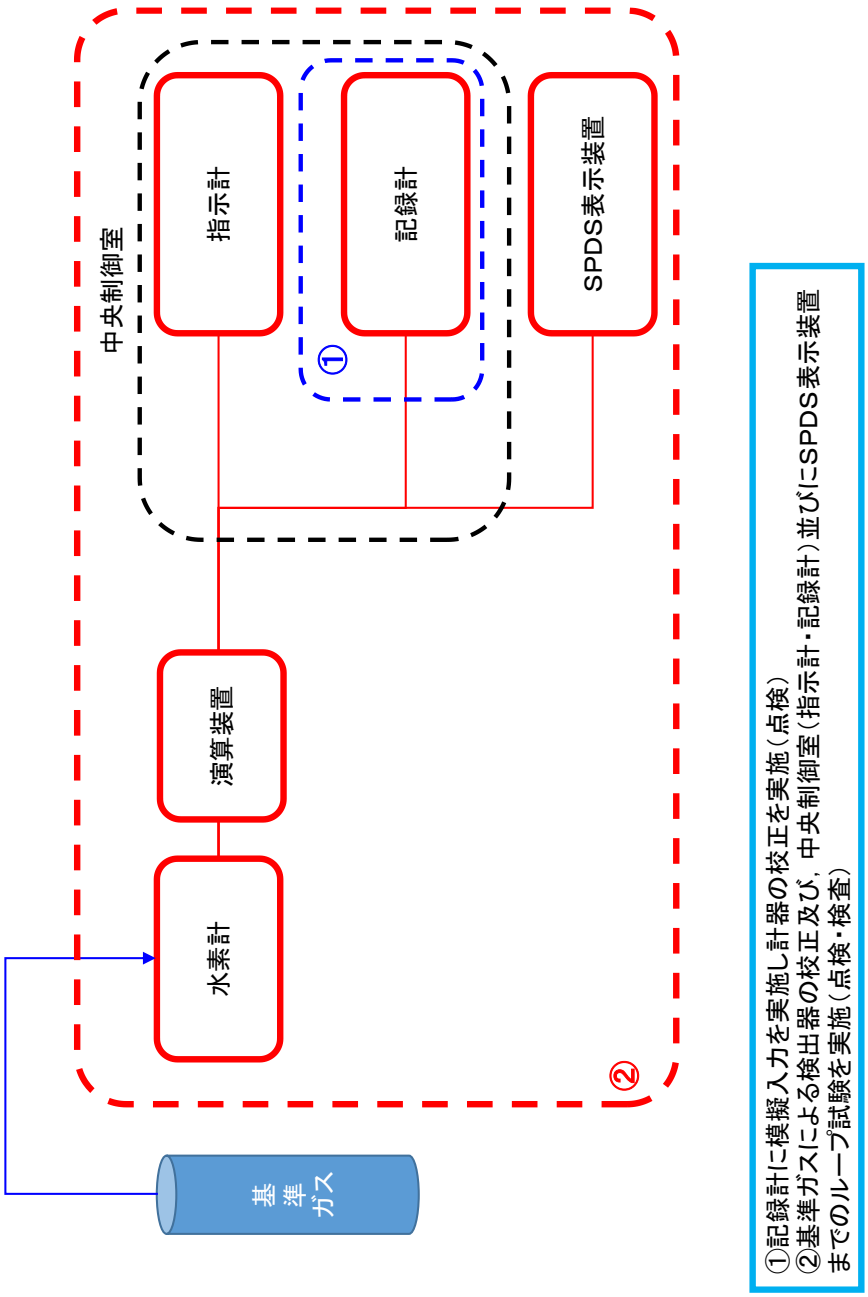


図３　原子炉建屋水素濃度の試験及び検査

53-6　容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

・静的触媒式水素再結合器

名　　称		静的触媒式水素再結合器
水素処理容量	kg/h/個	約0.25 （水素濃度4.0vol%，100℃，大気圧において）
最高使用温度	℃	300
個数	個	56

【設 定 根 拠】

静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という）は，常設重大事故等対処設備として設置する。

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

1.　水素処理容量

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジがPAR 1台につき11枚設置されるPAR-11タイプを採用する。メーカによる開発試験を通じて，NIS社製PARの1個あたりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力，雰囲気温度に対して，以下の式で表される関係にあることが示されている。

PARの基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式1）}$$

DR	：水素処理容量（kg/h/個）
A	：定数 [redacted]
C_{H2}	：PAR入口水素濃度(vol%)
P	：圧力(10^{-5}Pa)
T	：温度(K)
SF	：スケールファクター

スケールファクターSFについて，6号及び7号炉はPAR-11タイプを採用し，PARには各々11枚の触媒カートリッジが装荷されるため，SF=「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については別添資料－3の「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。

これらに以下の条件を想定し，PAR の水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H2}
水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため，4vol%とする。

・圧力 P
重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01325 bar）とする。

・温度 T
保守的に 100℃（373.15 K）とする。

以上により，PAR 1 個あたりの水素処理容量は，0.25 kg/h/個（水素濃度 4vol%，大気圧=1.01325 bar，温度 100℃=373.15K）となる。

2. 最高使用温度

PAR のハウジング，取付ボルトの強度評価を行うため，最高使用温度として 300℃を設定する。

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

水素濃度 4vol%時における PAR の温度については，Sandia National Laboratory (SNL)における試験を参照する。

詳細は別添資料－3 の「添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について」で示す。

3.　個数

実機設計（PAR の個数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクターを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは，重大事故時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による PAR の性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots 式(2)$$

DR　：水素処理容量（kg/h/個）
A　：定数 [redacted]
C_{H2}　：PAR 入口水素濃度(vol%)
P　：圧力(10^{-5}Pa)
T　：温度(K)
SF　：スケールファクター
$F_{inhibit}$　：反応阻害物質ファクター(-)
F_{lowO2}　：低酸素ファクター(-)

1）必要個数の計算

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

・水素ガスの発生量：約 1600 kg

・原子炉格納容器の漏えい率：10%／日

・反応阻害物質ファクター　$F_{inhibit}$＝0.5

・水素処理量　＝ 0.25 kg/h/個 × 0.5
＝ 0.125 kg/h/個

・必要個数　＝（約 1600 kg ×10%/日）／（24 h/日）／0.125 kg/h/個
＝ 53.3 個

これより，PAR の必要台数は 54 台以上を設置台数とする。なお,実際の PAR 設置台数は，余裕を見込み 6 号炉に 56 台，7 号炉に 56 台設置する。

2）水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを,解析評価により確認している。詳細は別添資料－3 の「2.2.1.2 設計仕様」で示す。

・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として，原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し，重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する設計とする。そのため，静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的に静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素再結合器 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，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し，記録する。（図１　「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。）

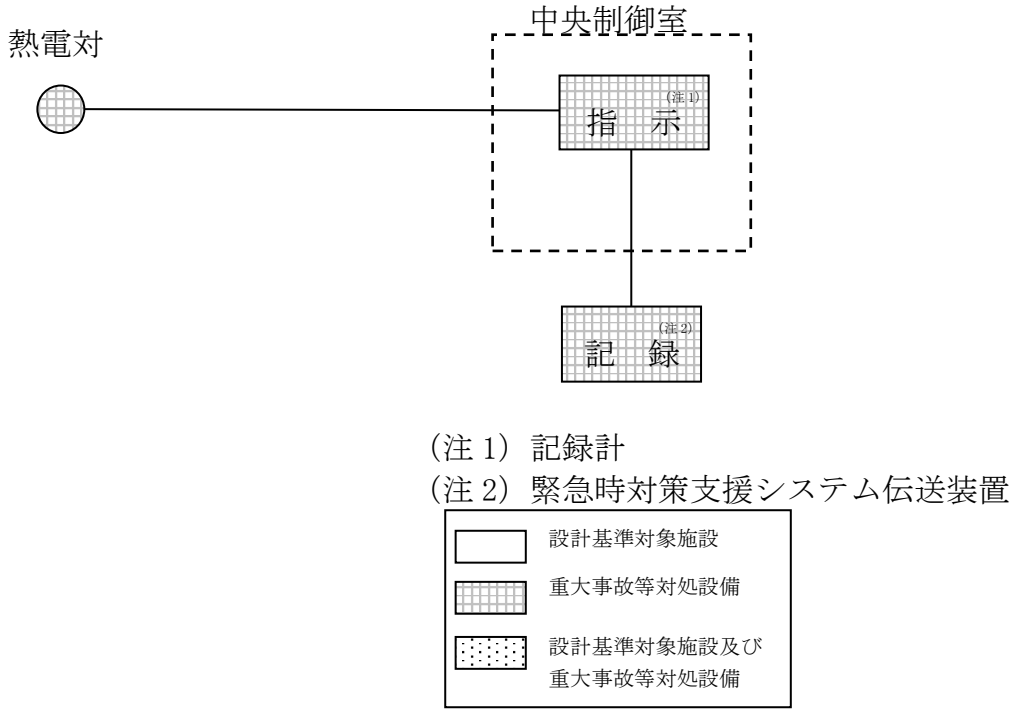


図１　静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を表１に,計測範囲を表２に示す。

表1　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※ 2基の静的触媒式水素再結合器に対して，出入口に1個設置

表２　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

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*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	－	－	最大値：100℃以下	最大値：300℃以下	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・　通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・　運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・　設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・　重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

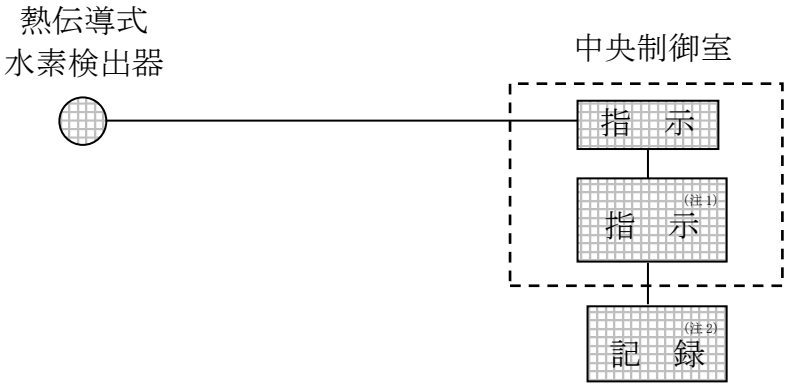
・原子炉建屋水素濃度

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

原子炉建屋水素濃度は，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からの電気信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度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 2,3「原子炉建屋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

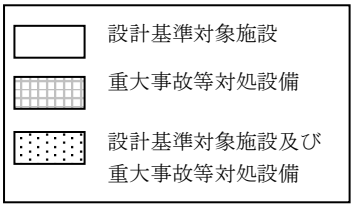


図 2　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

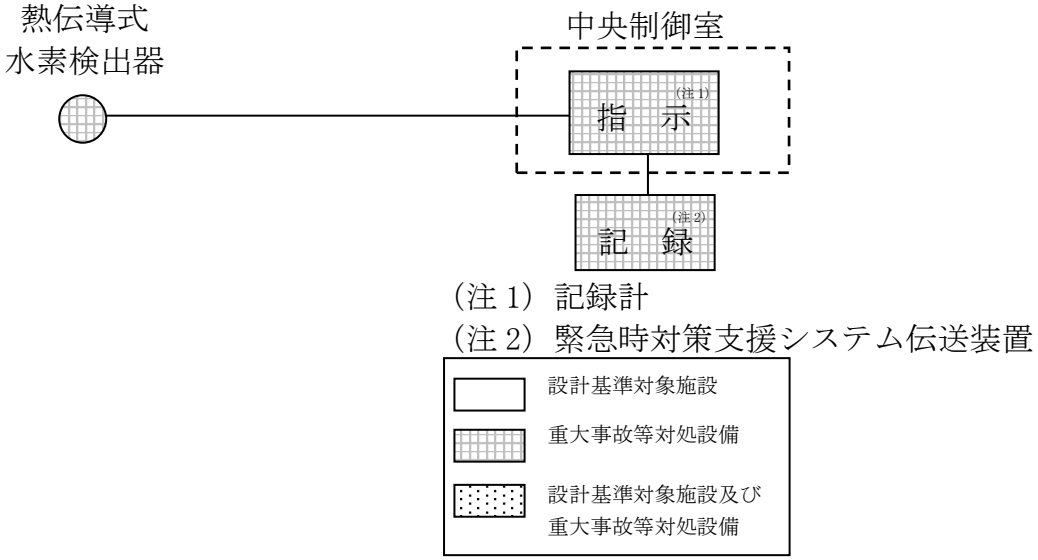


図 3　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を表 3 に，計測範囲を表 4 に示す。

表 3　原子炉建屋水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～20vol%	8	原子炉建屋地上4階:3個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下2階:2個

表 4　原子炉建屋水素濃度の計測範囲

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*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋水素濃度	0～20 vol%	－	－	0vol%	2vol%以下	重大事故等時において，水素ガスと酸素ガスの可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

53-7　その他設備

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

(1) 格納容器頂部注水系の設置

格納容器頂部注水系は，重大事故等時において，原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部は図 1 に示すように，原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは重大事故等時の過温，過圧状態に伴うフランジ開口で，シール材が追従できない程の劣化があると，原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は，以前はシリコンゴムを採用していたが，原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性，耐蒸気性，耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが，シール材の温度が低くなると，熱劣化要因が低下し，原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり，原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できる。

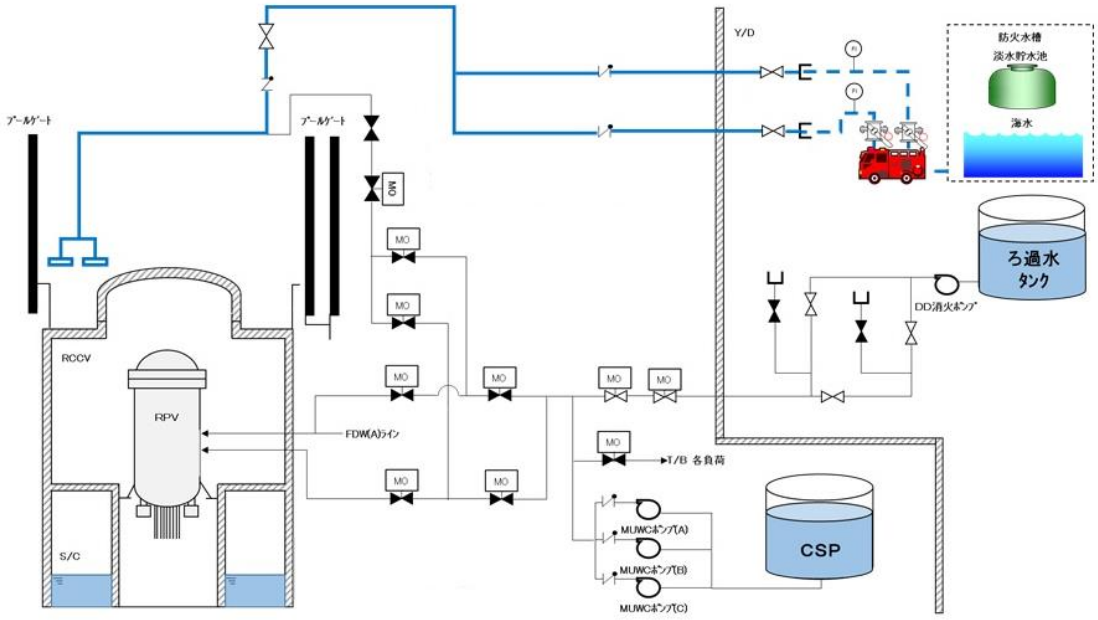


図 1　格納容器頂部注水系　概要図

格納容器頂部注水系は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），外部接続口等から構成され，重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水，若しくは海水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

なお，ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示値を中央制御室にて監視することで，継続的に原子炉格納容器頂部が冷却できていることを確認可能である。

(2) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

サプレッションプール浄化系の本来の主要機能は，ろ過脱塩装置によりサプレッションプール水の浄化を行い，DS ピット及び原子炉ウェルへの水張り水としての水質基準を満足させることである。耐震重要度 S クラスの設備ではないが，重大事故等時において設備が健全であれば，復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで格納容器頂部注水系と同等の効果を期待できる。

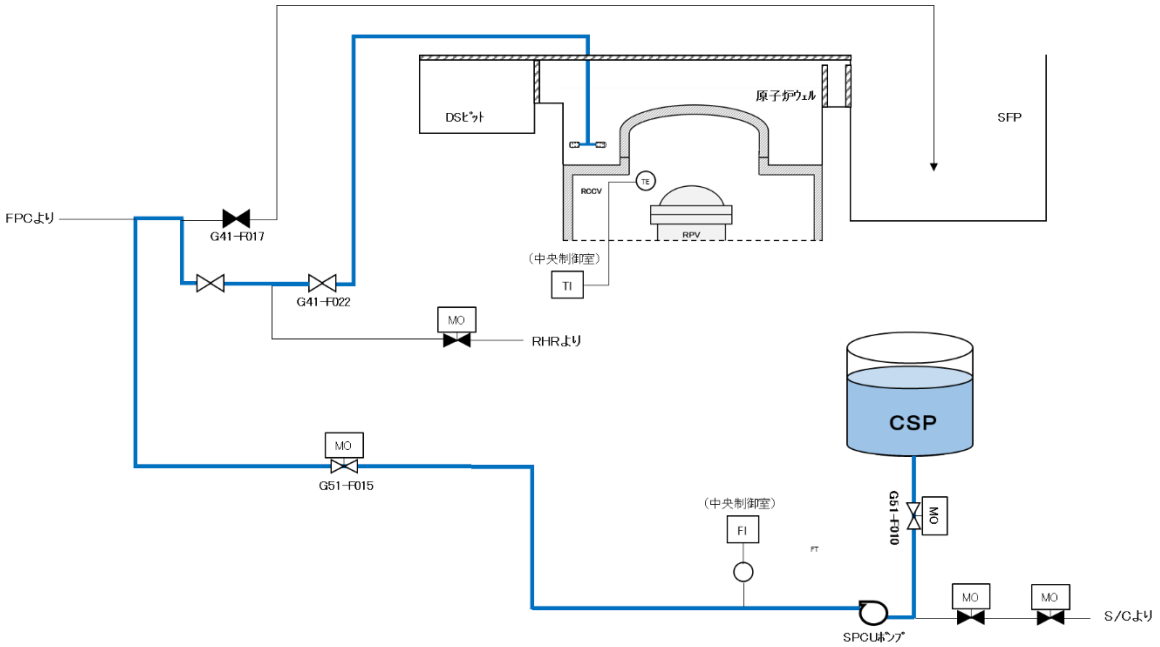


図 2　サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水　概要図

(3) 原子炉建屋トップベント設備の設置

原子炉建屋トップベント設備を設置し，仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても，オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで，水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。

原子炉建屋トップベント設備はワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし，トップベントを開放する場合は，原子炉建屋外への放射性物質の拡散を抑制するため，放水砲による原子炉建屋屋上への放水を並行して実施することとする。

なお，放水砲については「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」で示す。

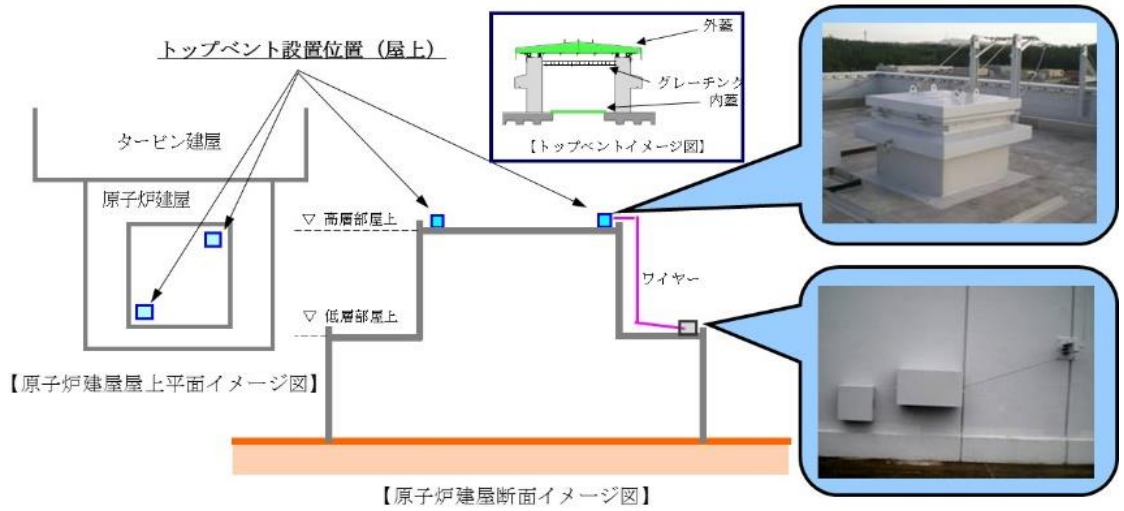


図 3　原子炉建屋トップベント設備　概要図

54 条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

目次

54-1　SA 設備基準適合性一覧表
54-2　単線結線図
54-3　配置図
54-4　系統図
54-5　試験及び検査
54-6　容量設定根拠
54-7　接続図
54-8　保管場所図
54-9　アクセスルート図
54-10　その他の燃料プール代替注水設備について
54-11　使用済燃料プール監視設備
54-12　使用済燃料プールサイフォンブレーク孔の健全性について
54-13　使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
54-14　燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
54-15　各号炉の弁名称及び弁番号

54-1
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（可搬型）

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他(飛散物)	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7　接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ba
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象(代替対象ＤＢ設備あり)-屋外	Ab
				サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第 2 号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第 3 号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他(飛散物)	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7　接続図	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第 5 号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ba
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート	
		第 7 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象(代替対象ＤＢ設備あり)-屋外	Ab
				サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型スプレイヘッダ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第2号	操作性		設備の運搬，設置，接続作業	Ｂｃ，Ｂｇ
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備	C
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		その他の処置	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第5号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備あり）	Ａａ
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		54-9　アクセスルート	
		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	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設スプレイヘッダ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		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）		流路	F
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設SAの容量		流路，その他設備	対象外
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	Ａａ
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	

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54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却浄化系ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	Ad
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		54-3　配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		54-6　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	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	54-2 単線結線図，54-3　配置図，54-4　系統図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却浄化系熱交換器	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		熱交換器	D
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	Ad
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		54-3　配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		ＤＢ施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		54-6　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	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	54-2 単線結線図，54-3　配置図，54-4　系統図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					熱交換器ユニット	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-7　接続図，54-4　系統図，54-8　保管場所図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	A，Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，熱交換器	A，D
			関連資料		54-5　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替が必要	Ba
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第6号	設置場所		中央制御室で操作可能，現場（設置場所）で操作可能	Aa，B
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	B
			関連資料		54-7　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7　接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ba
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋外	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	54-2 単線結線図，54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					大容量送水車（熱交換器ユニット用）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	海水を通水又は海で使用	I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-7　接続図，54-8　保管場所図	
		第2号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf
			関連資料		54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		54-5　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替が不要	Bb
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-3　配置図，54-4　系統図，54-5　試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Ab
			関連資料		54-3　配置図，54-7　接続図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料		54-7　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	Ab
			関連資料		54-7　接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7　接続図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ba
			関連資料		54-8　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		54-9　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象(代替対象ＤＢ設備あり)-屋外	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	54-3　配置図，54-4　系統図，54-7　接続図，54-8　保管場所図	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　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		54-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		54-6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象(代替対象ＤＢ設備あり)-屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　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		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　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		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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		54-6　容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備あり）-屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

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

第 54 条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　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		54-5　試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		－	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図，54-11　使用済燃料プール監視設備	

柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54-3　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ，弁操作	Ｂｄ，Ｂｆ
			関連資料		54-3　配置図 54-9 アクセスルート図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4　系統図 54-9　アクセスルート図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）	Ａａ
			関連資料		54-3　配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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	Ｃａ
				関連資料	54-2　単線結線図，54-3　配置図， 54-11　使用済燃料プール監視設備	

54-2
単線結線図

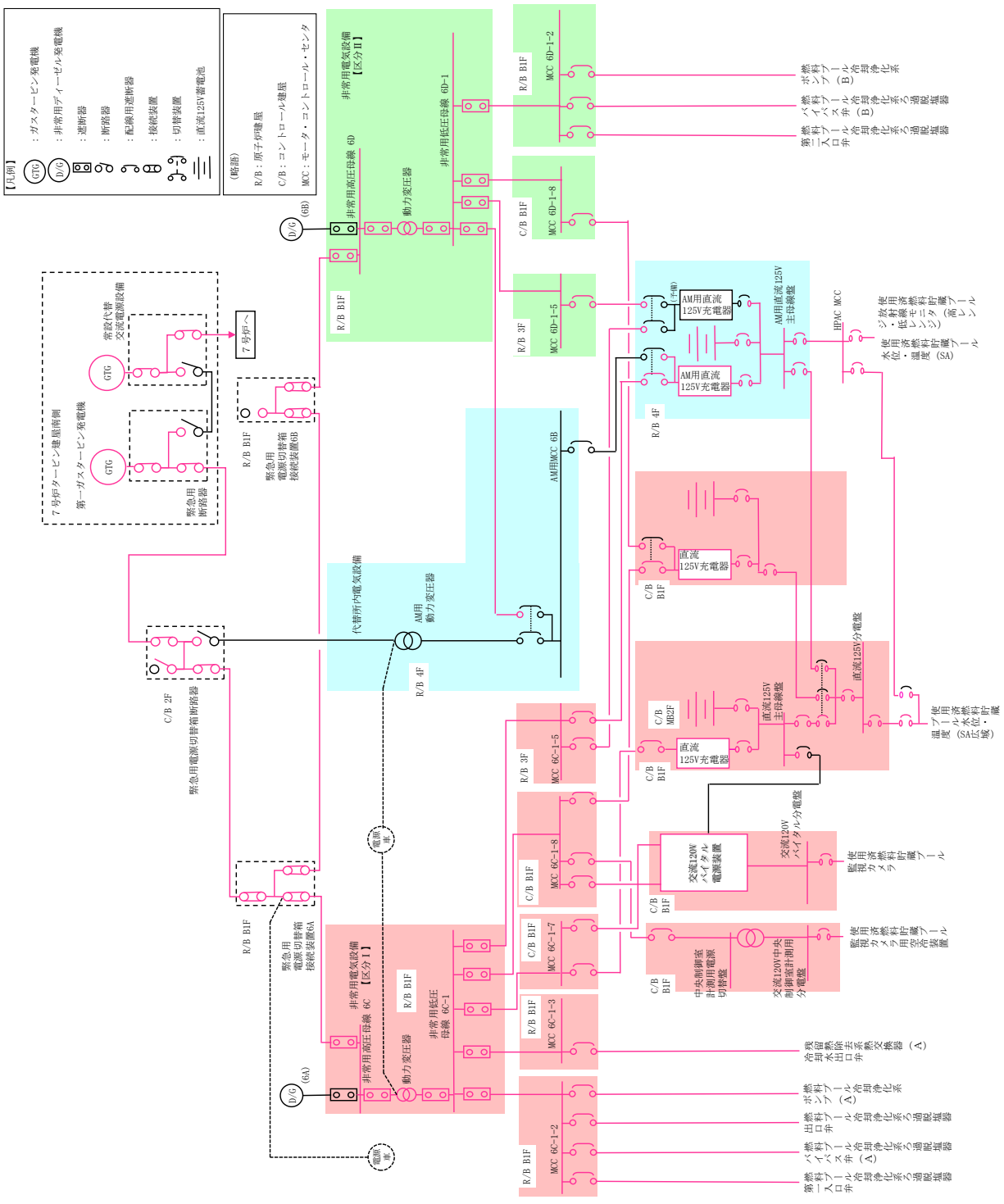


図１　使用済燃料プール監視設備　単線結線図（6 号炉）

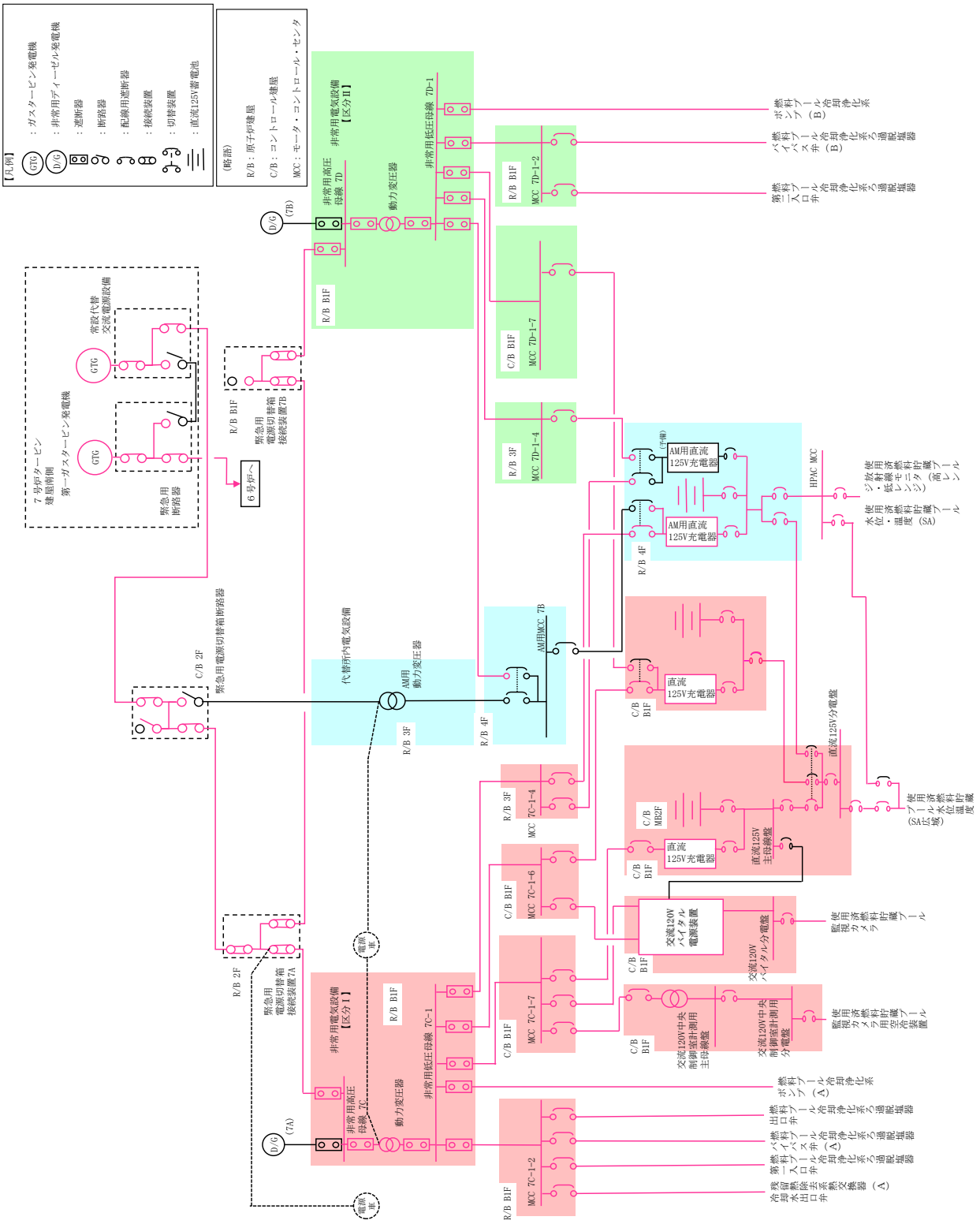


図２　使用済燃料プール監視設備　単線結線図（7 号炉）

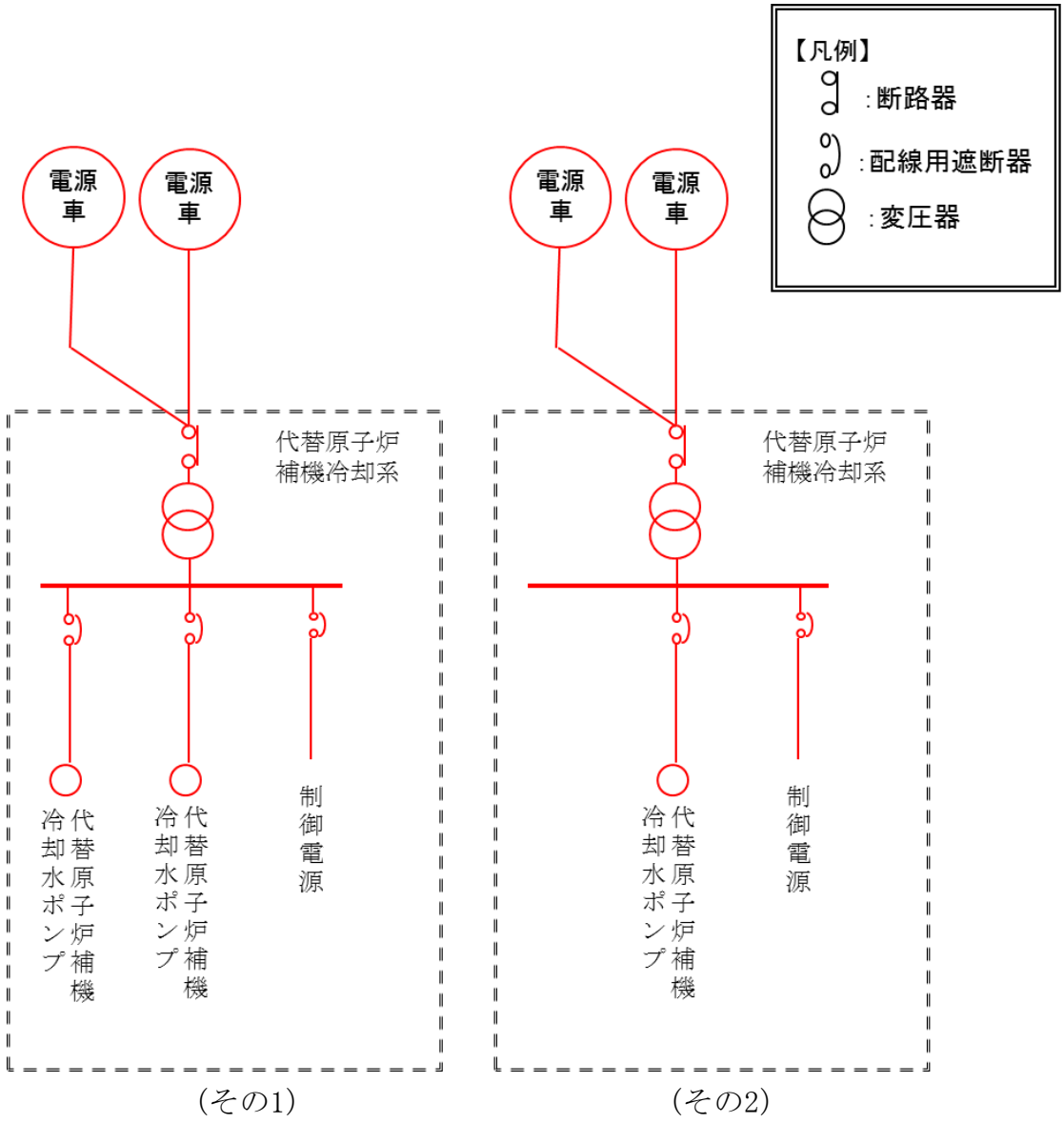


図 3　代替原子炉補機冷却系　単線結線図（6 号炉（7 号炉も同じ））

54-3
配置図

設置箇所：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
：設計基準対象施設
：重大事故等対処設備を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

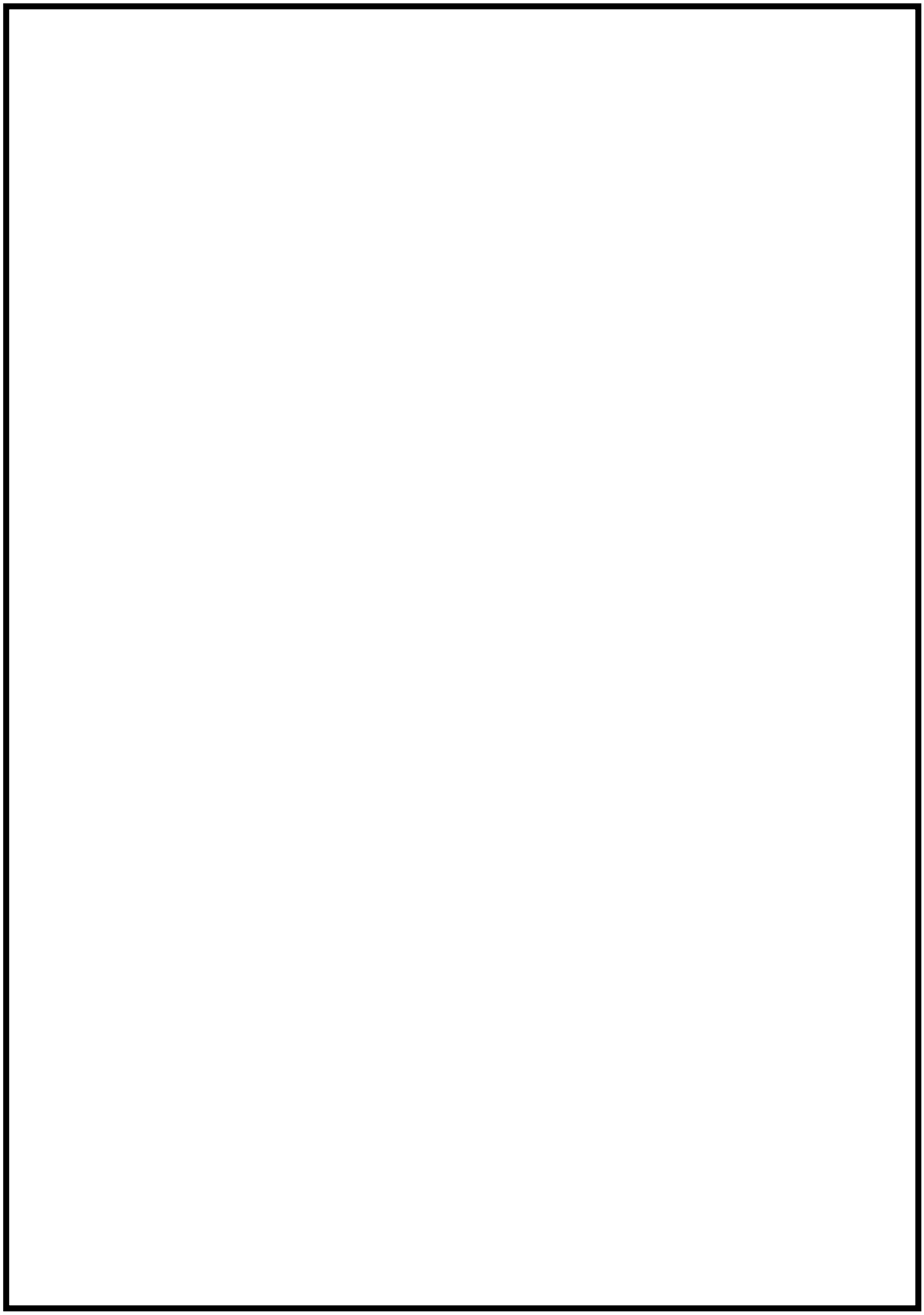


図１　燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
6 号炉　屋内配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

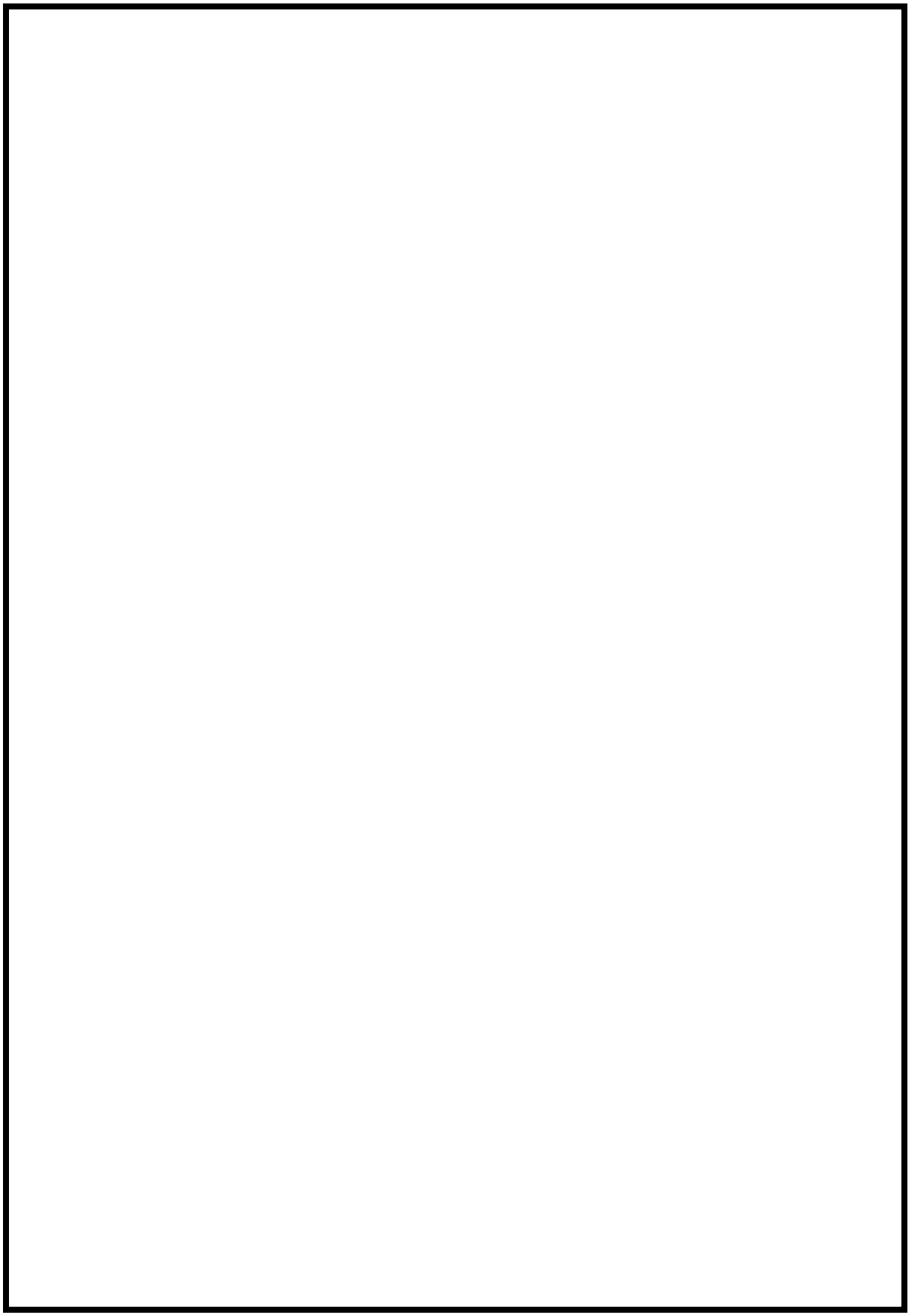


図２　燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
7 号炉　屋内配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

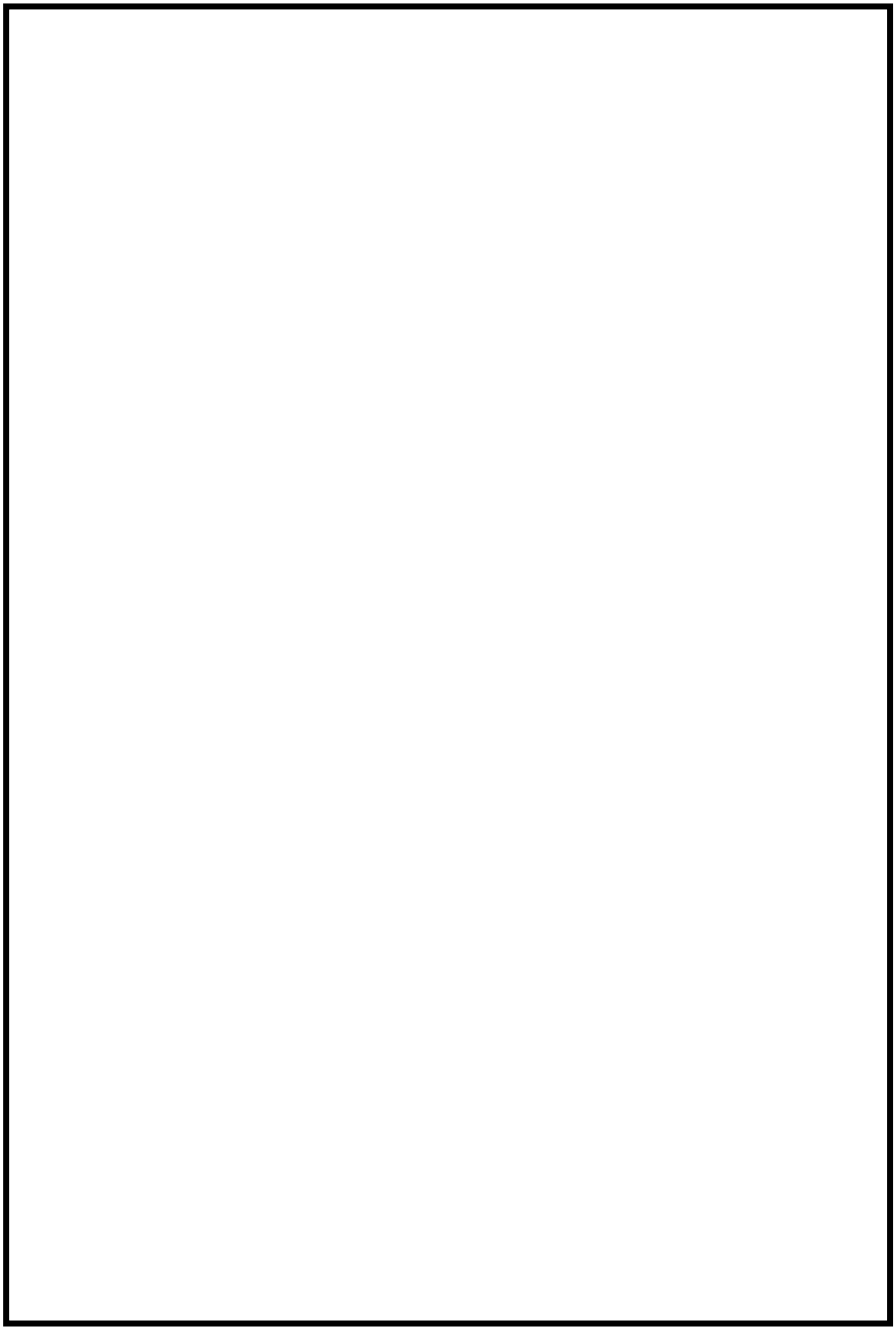


図 3　燃料プール冷却浄化系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

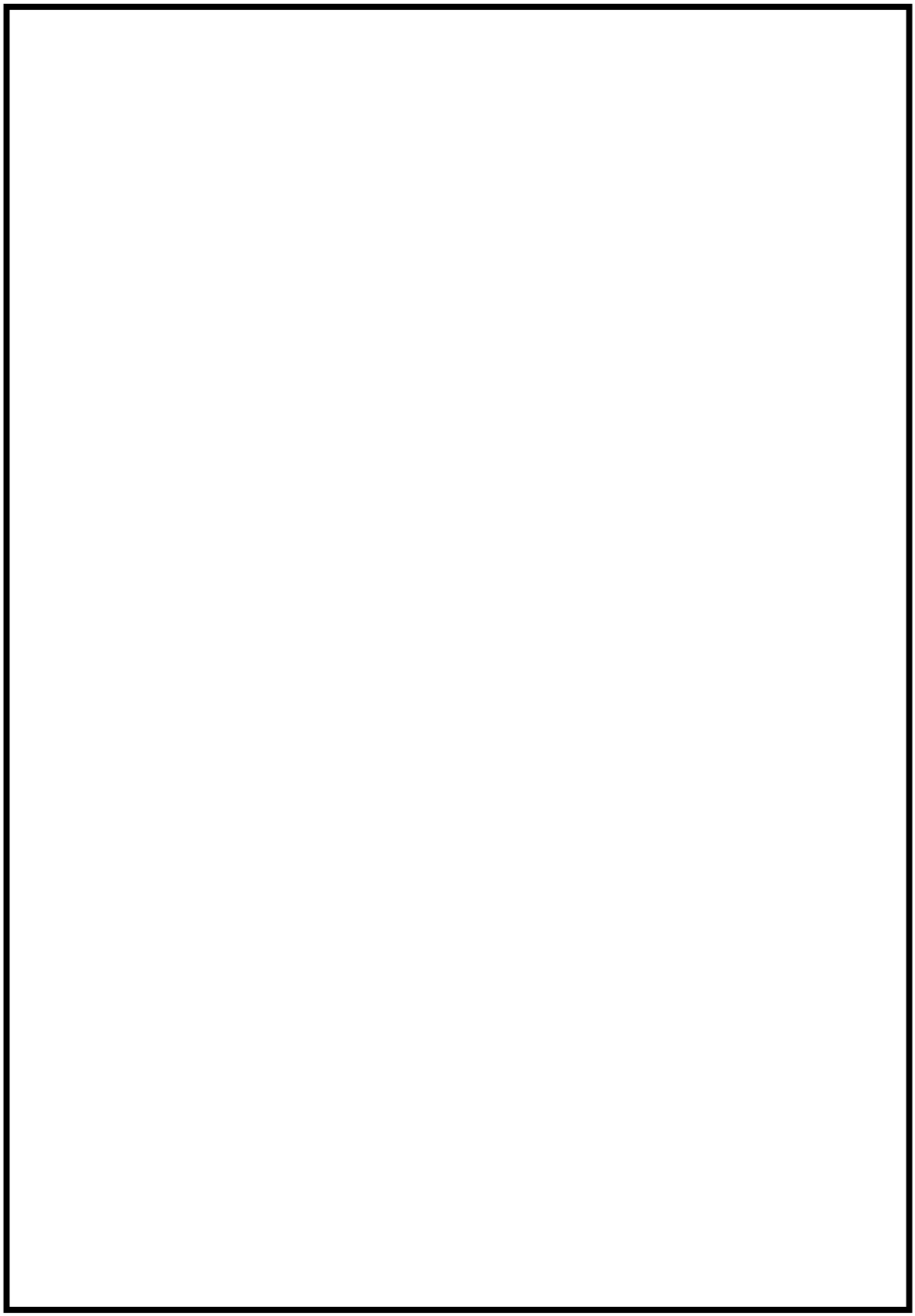


図 4　燃料プール冷却浄化系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

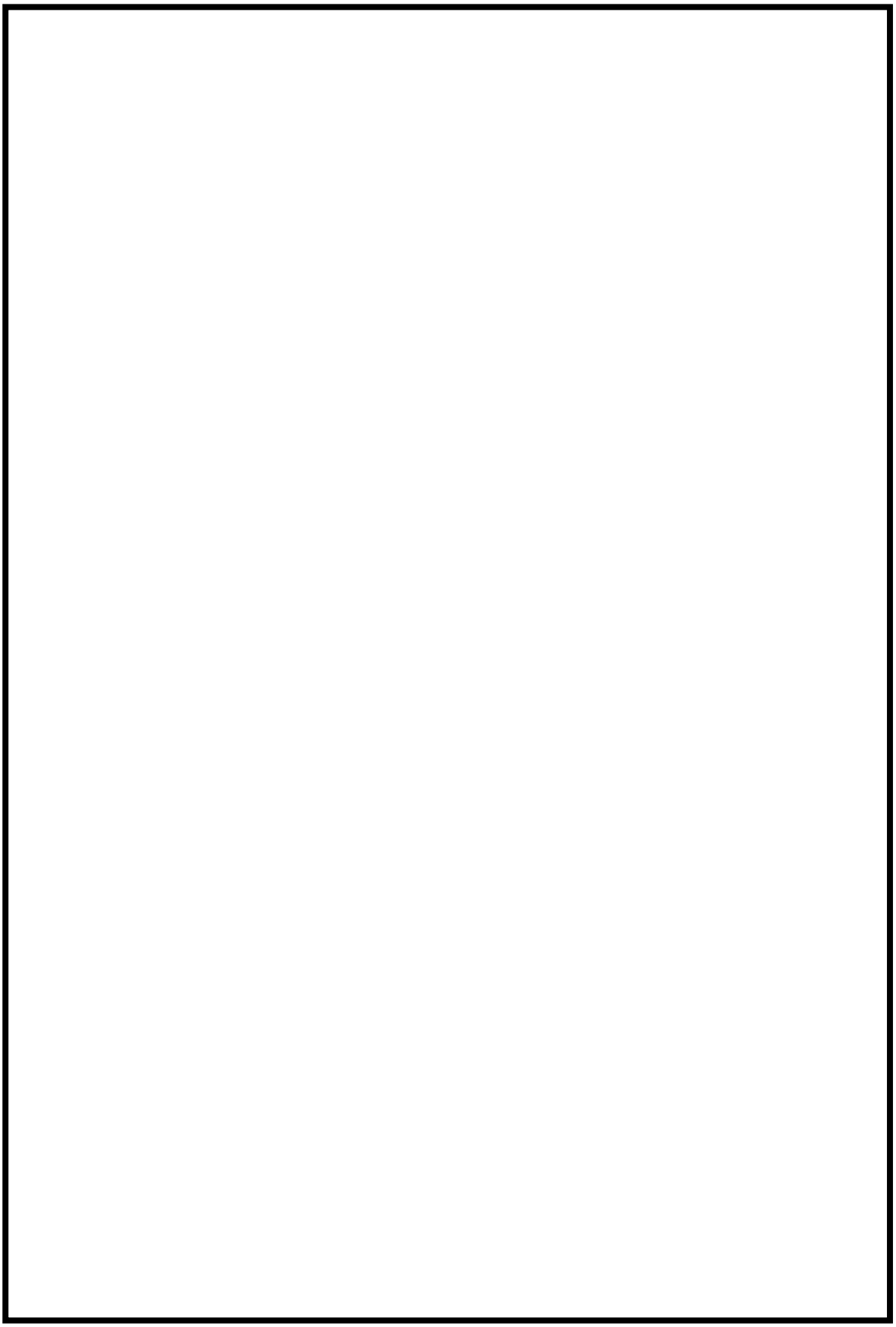


図 5　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

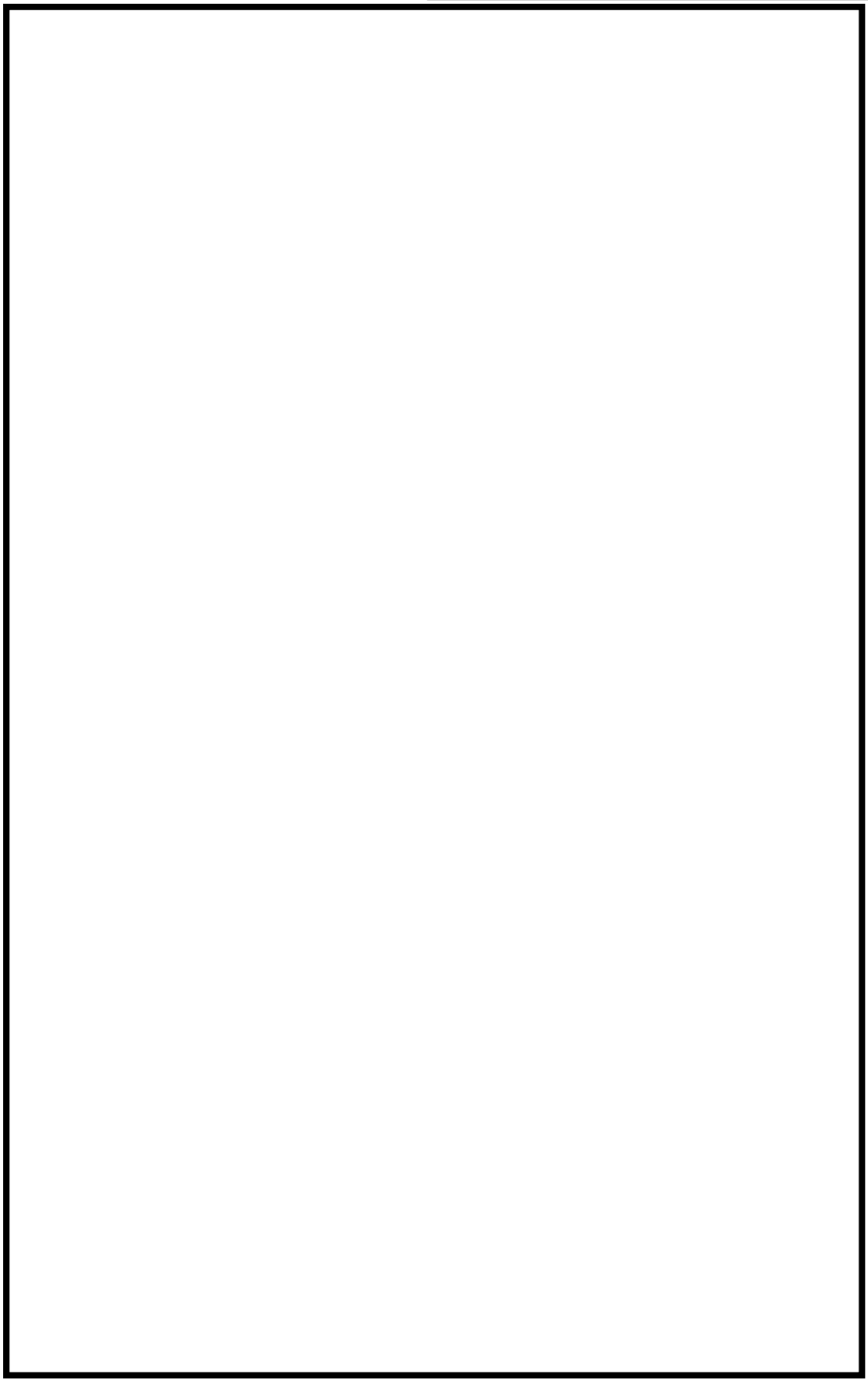


図 6　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

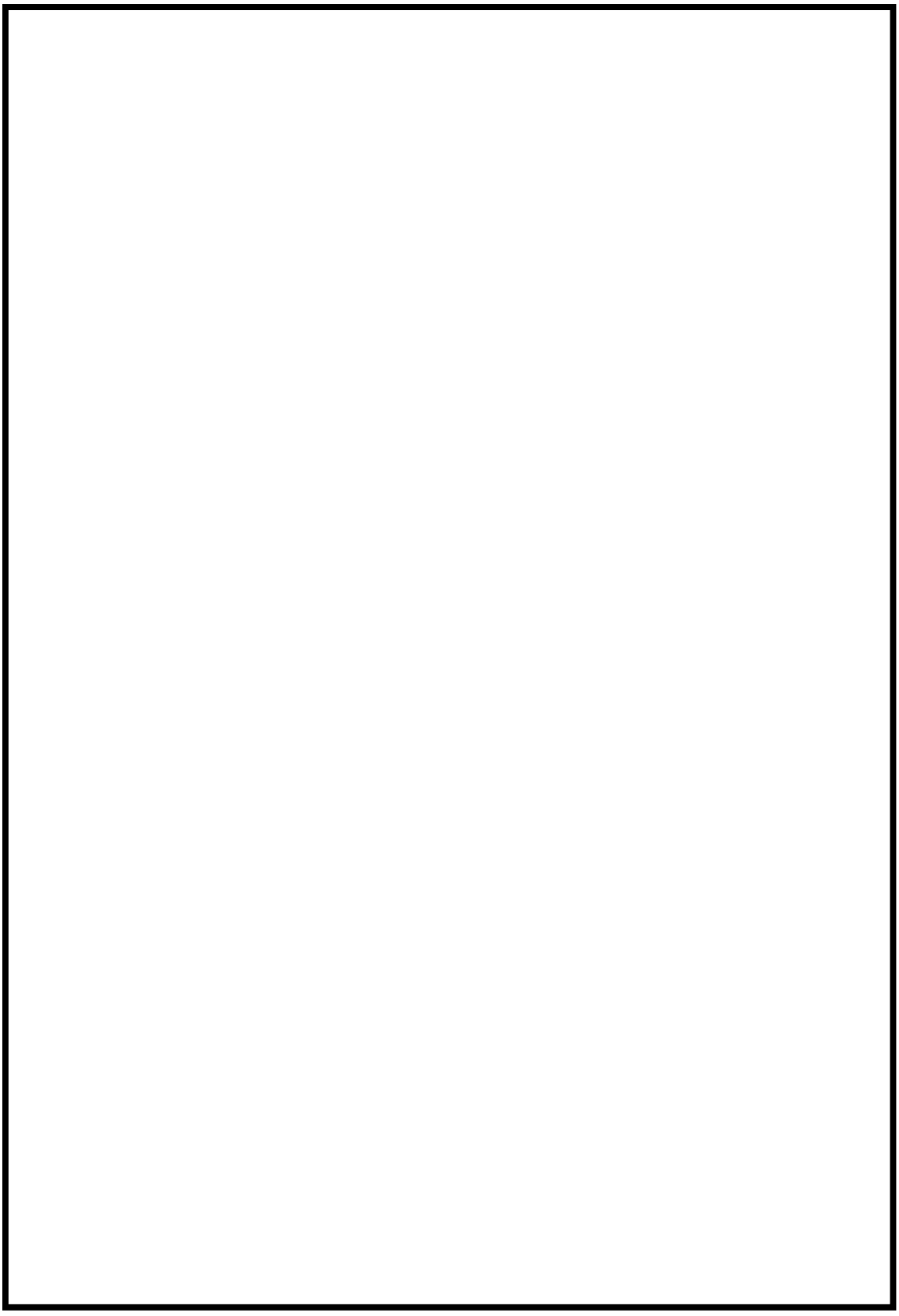


図 7　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

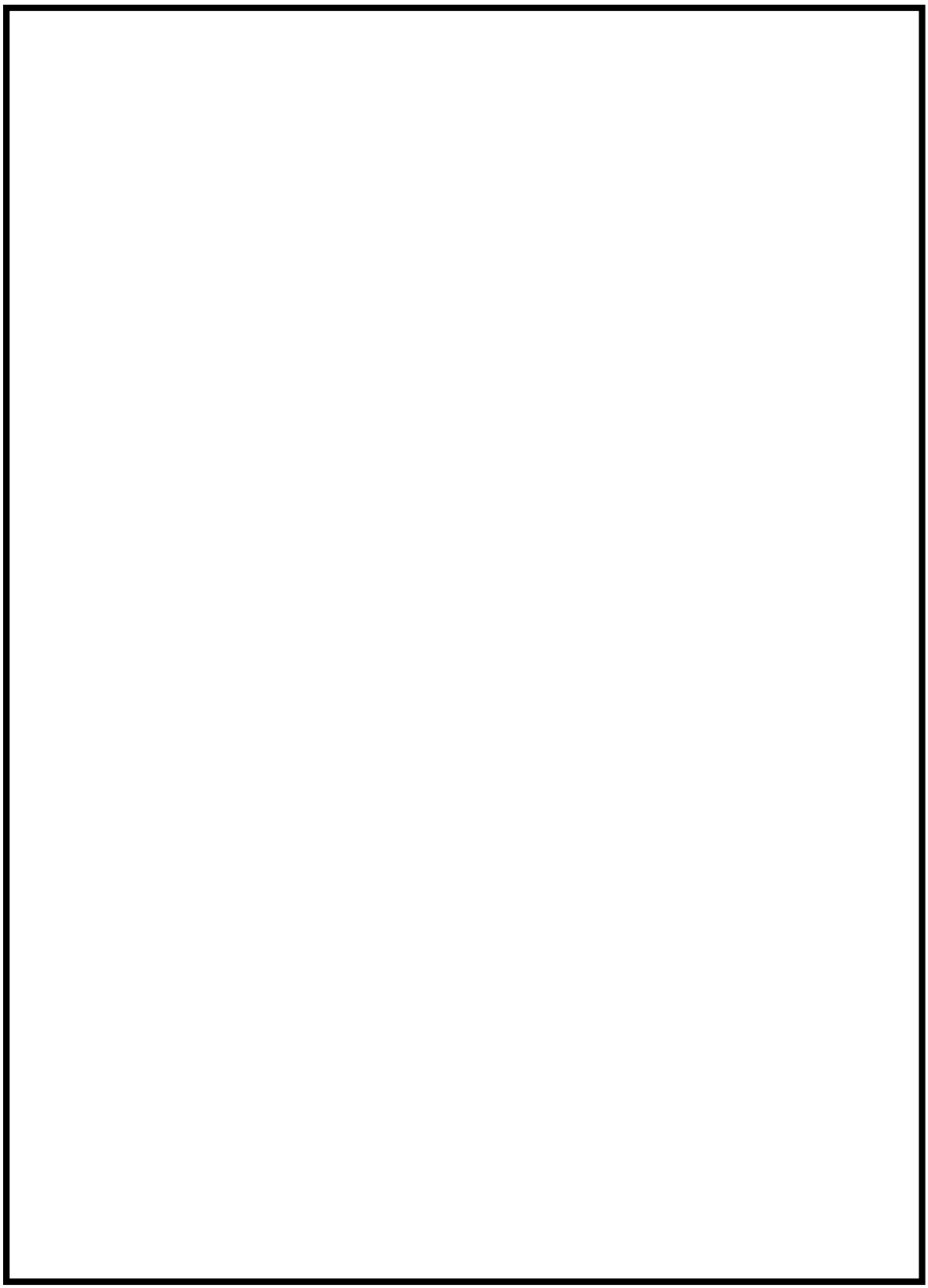


図８　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

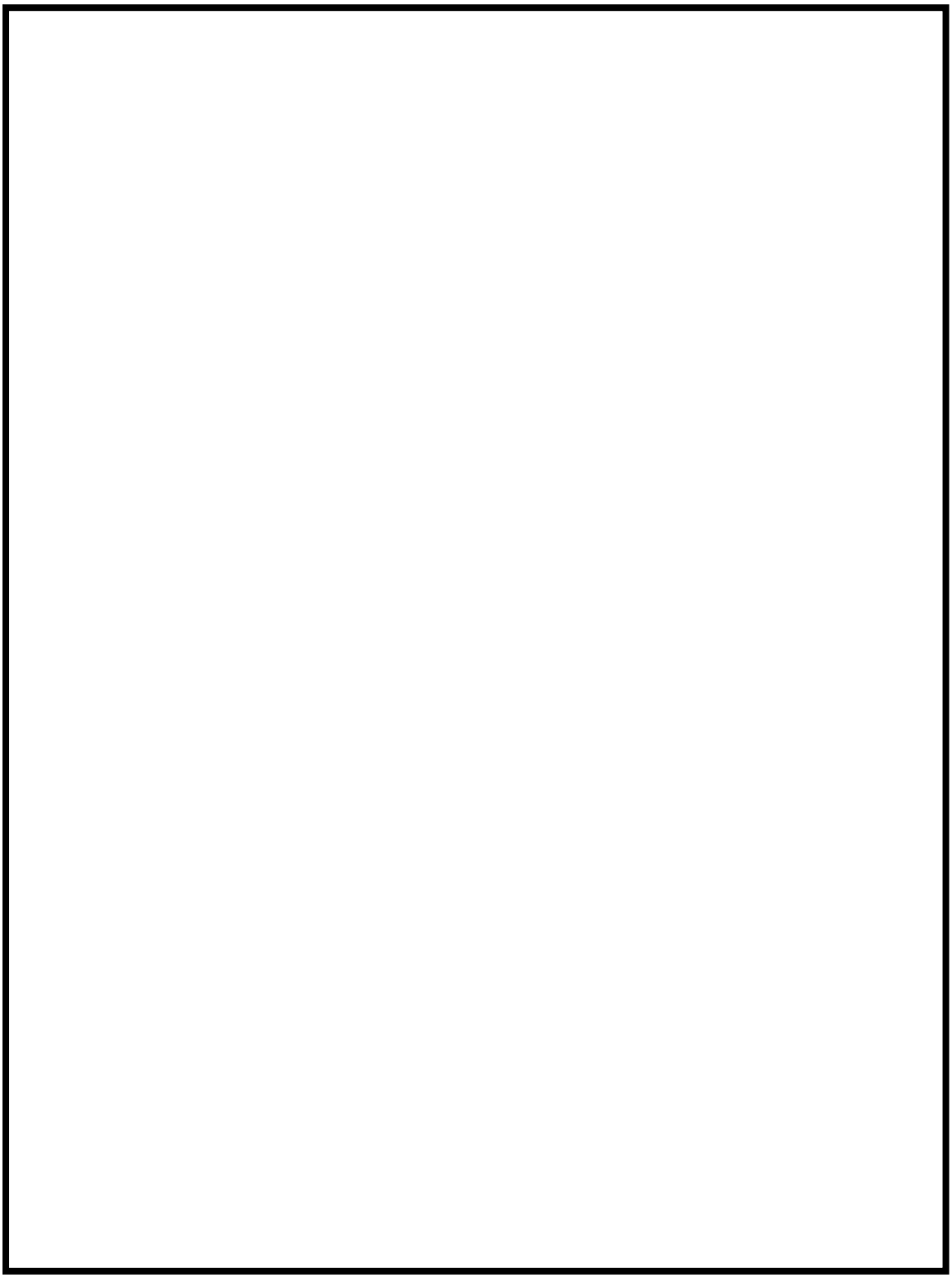


図 9　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

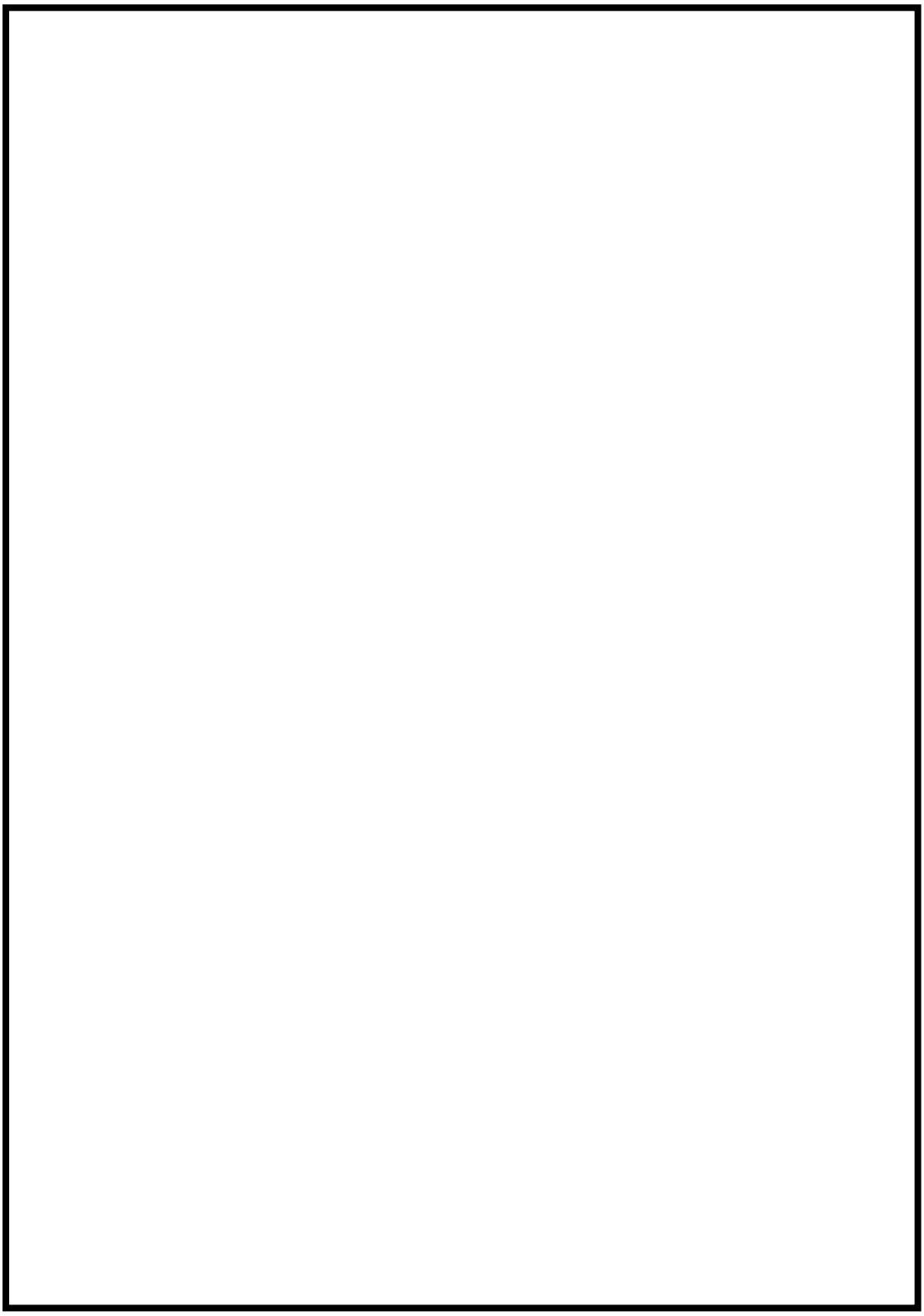


図 10　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

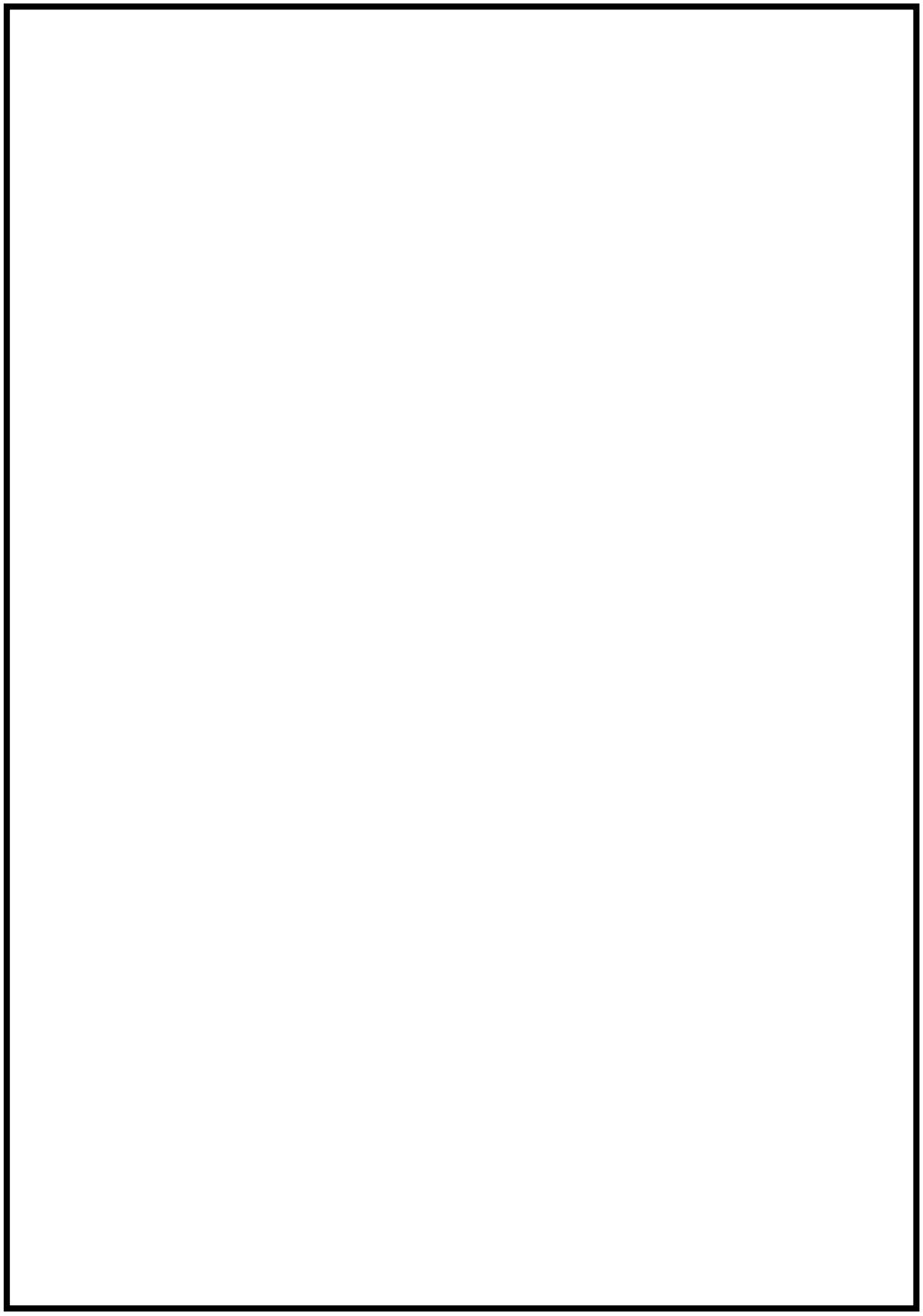


図 11　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

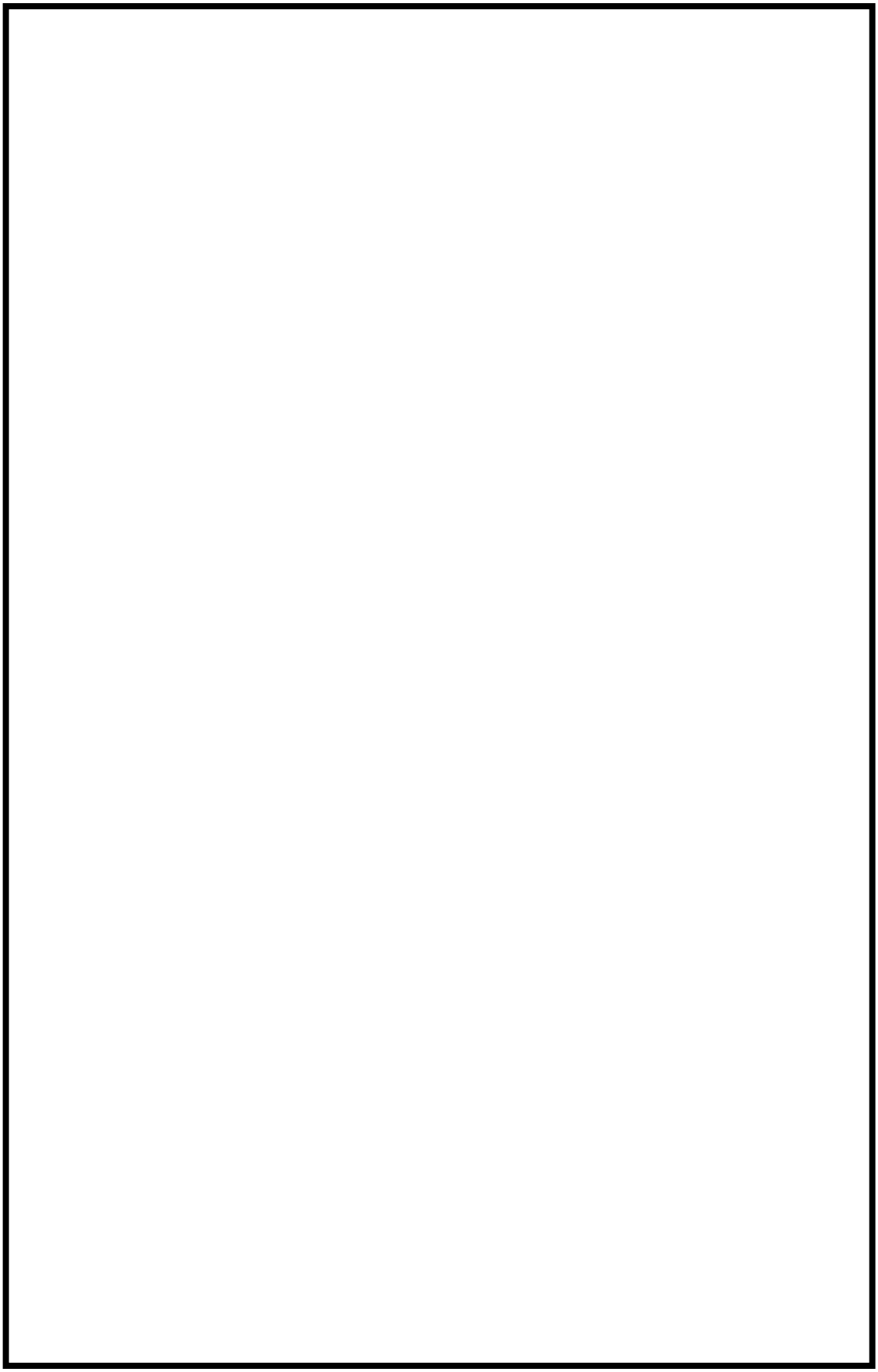


図 12　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉タービン建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

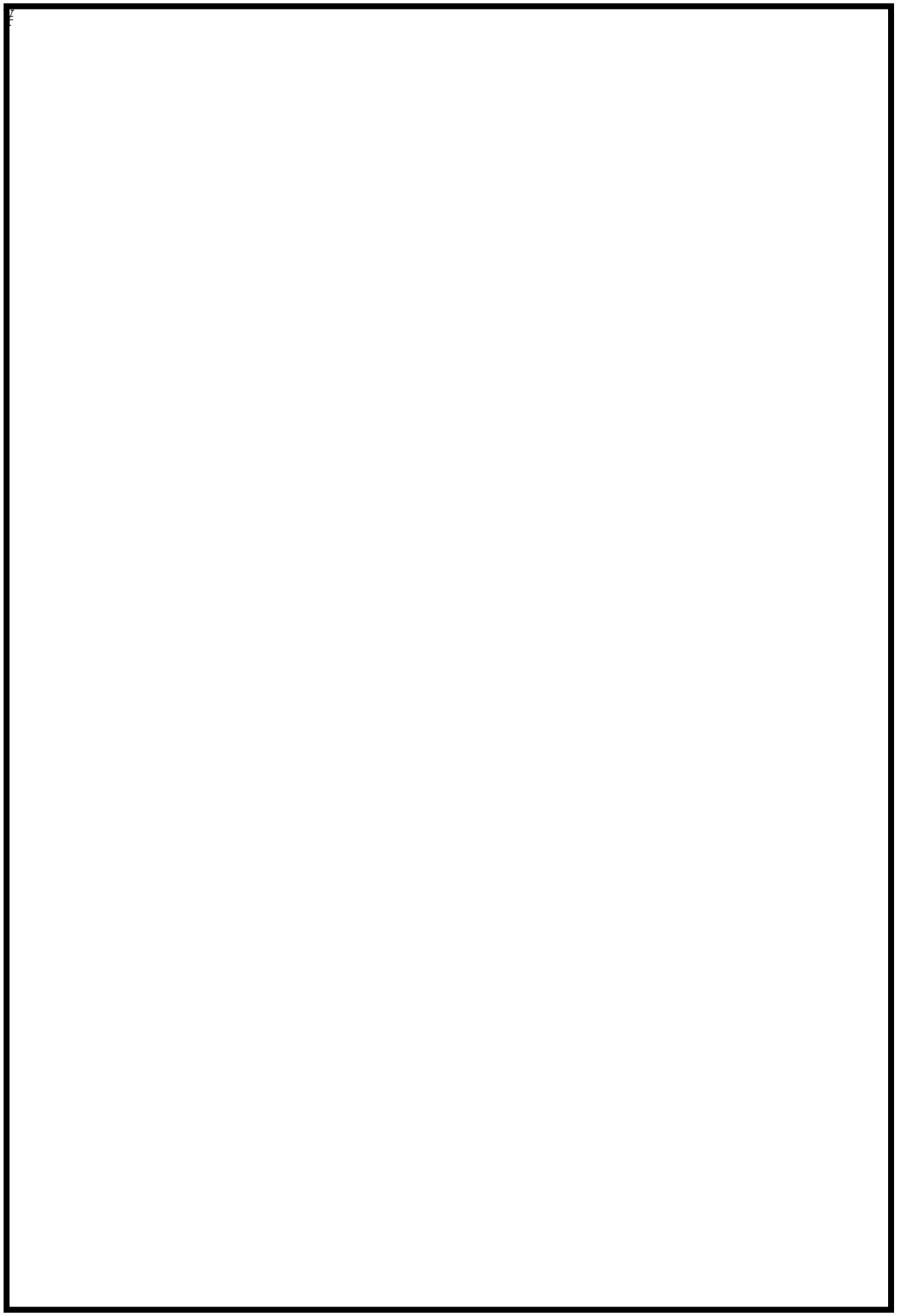


図 13　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6 号炉タービン建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

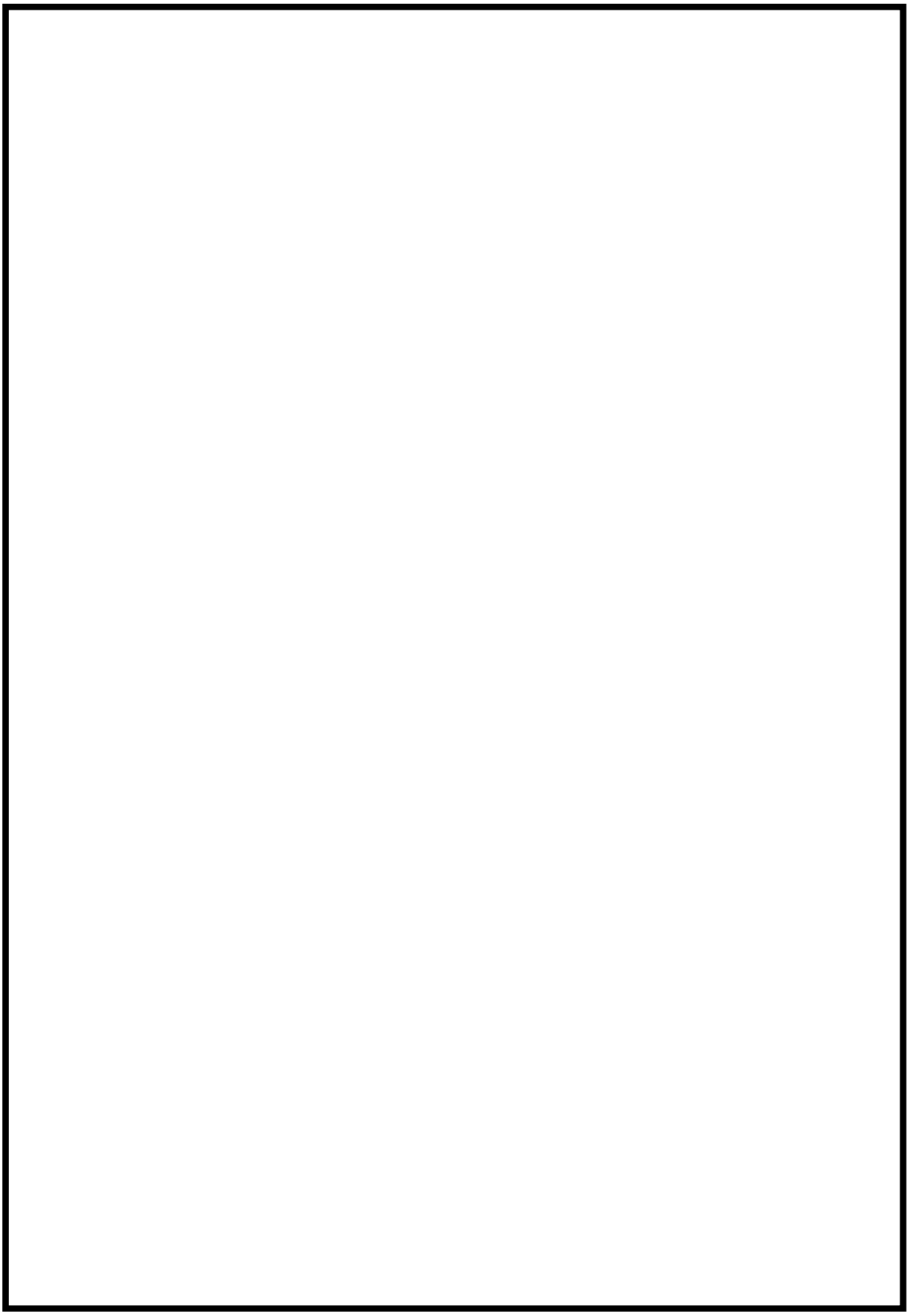


図 14　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

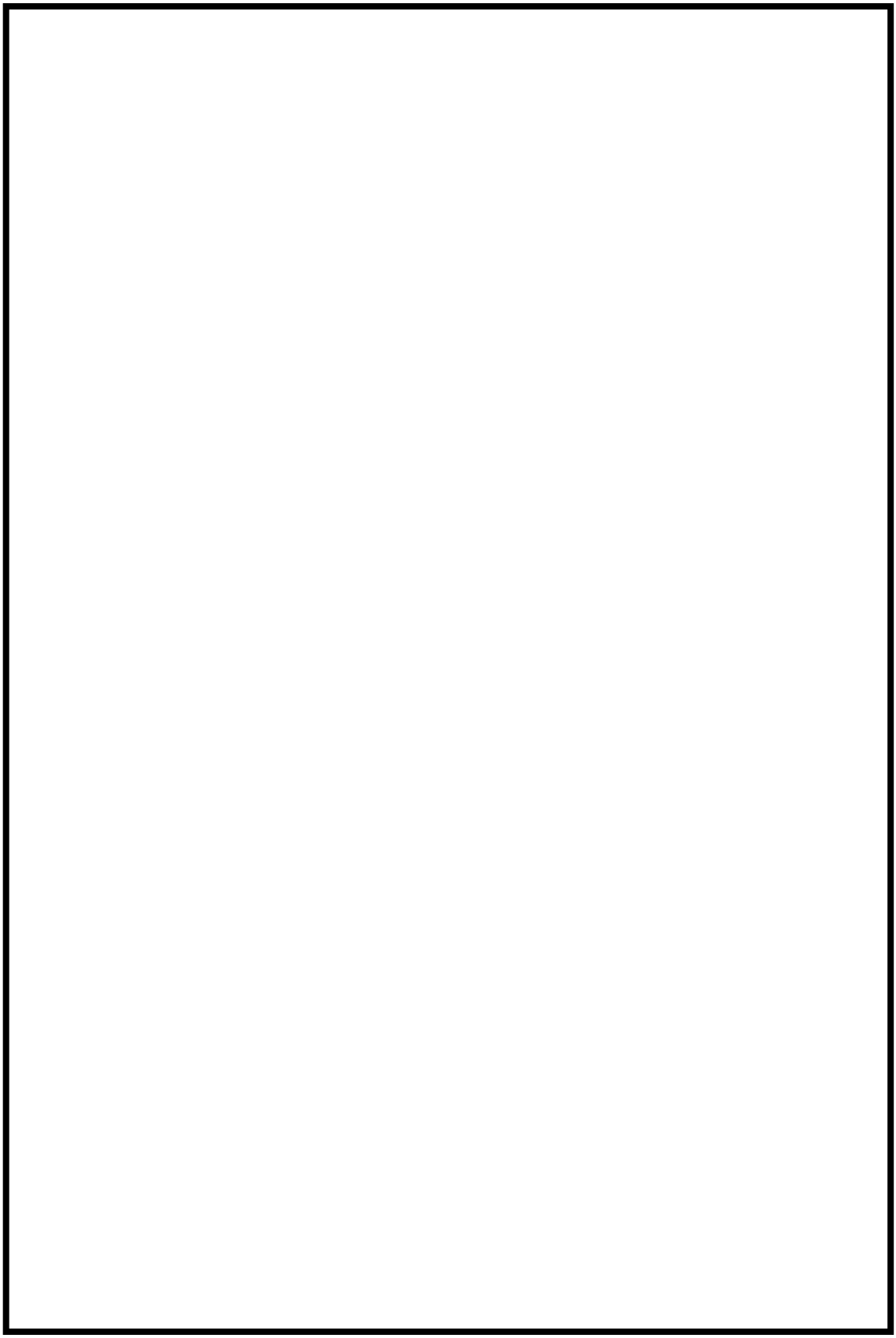


図 15　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

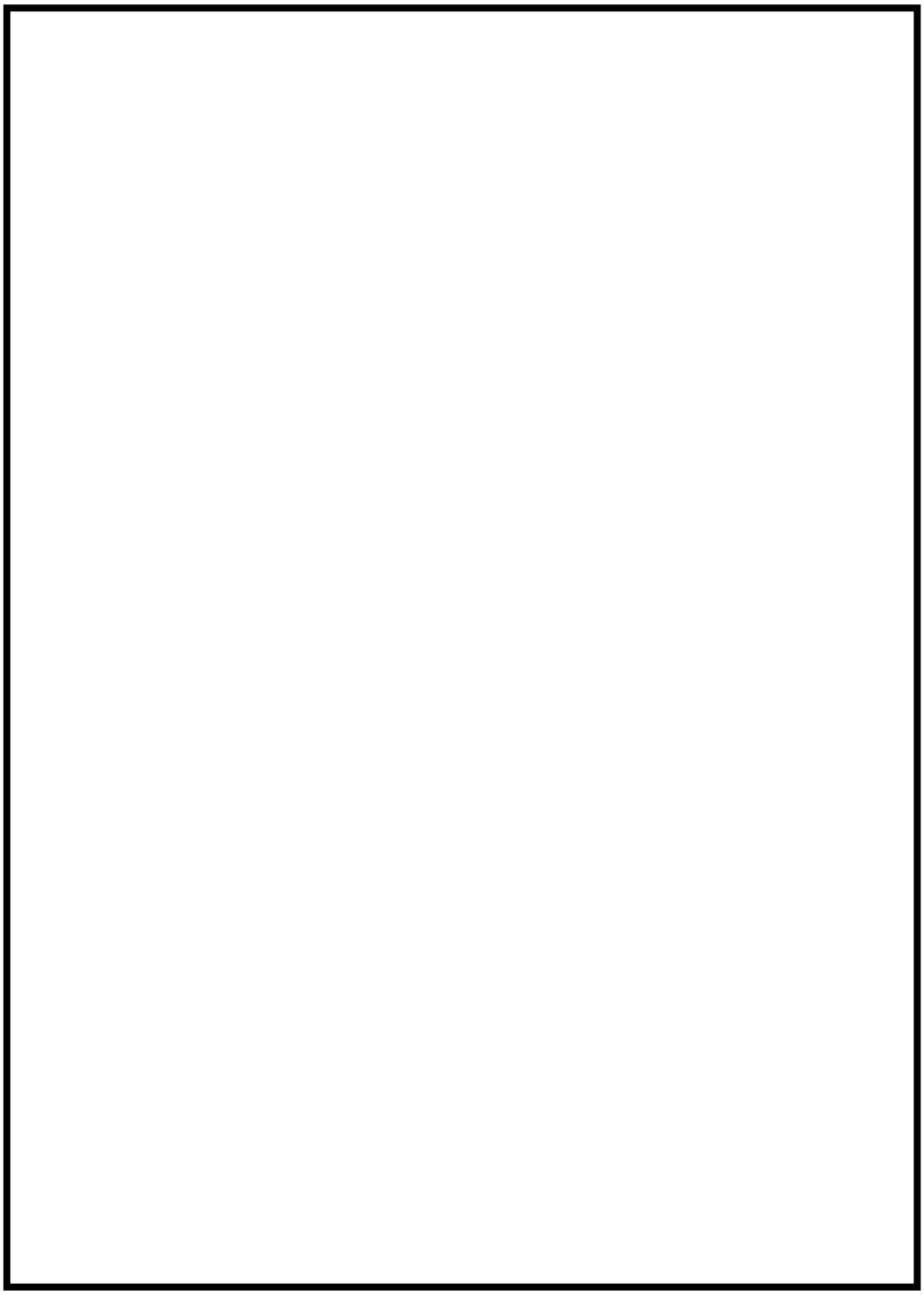


図 16　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

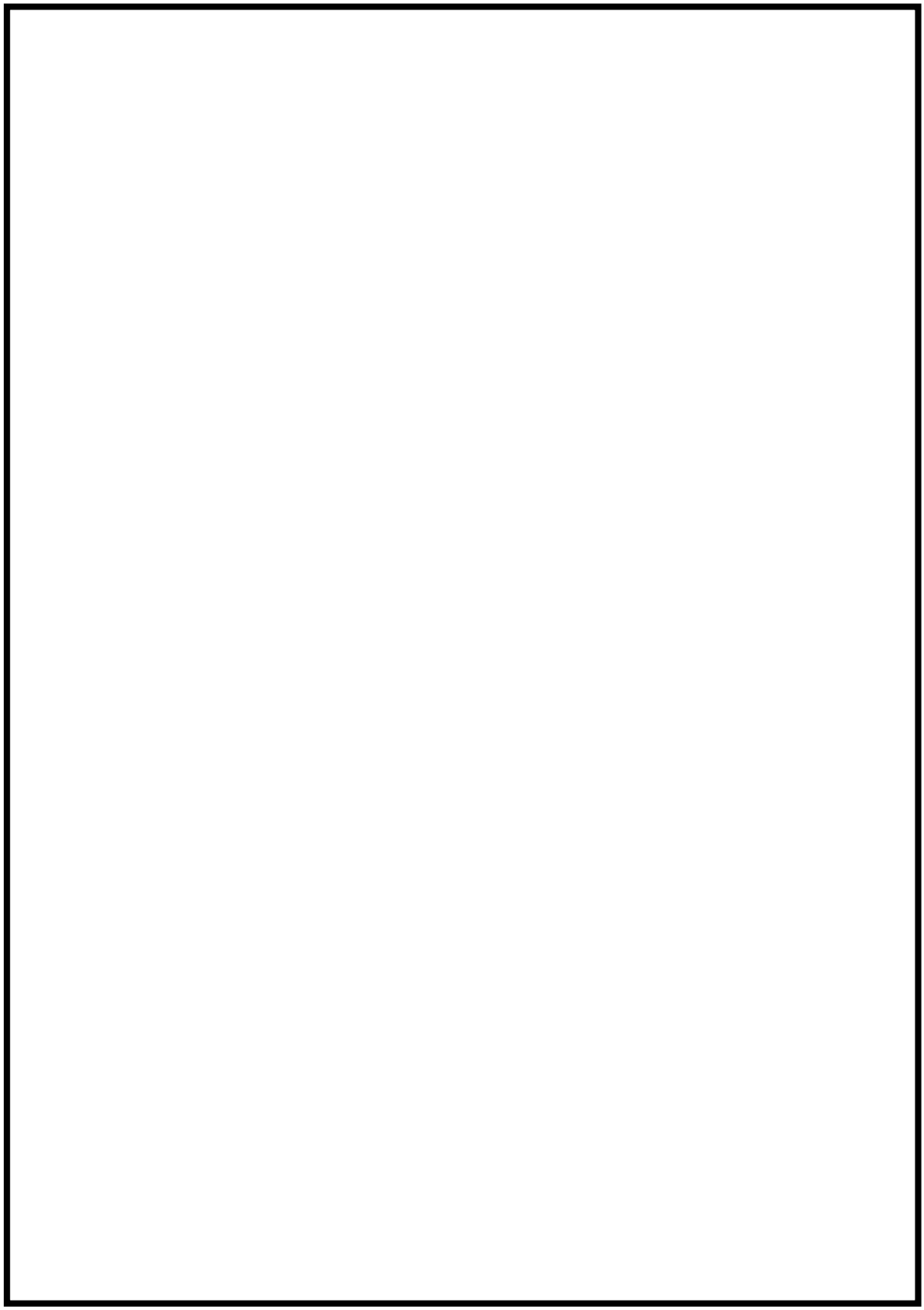


図 17　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

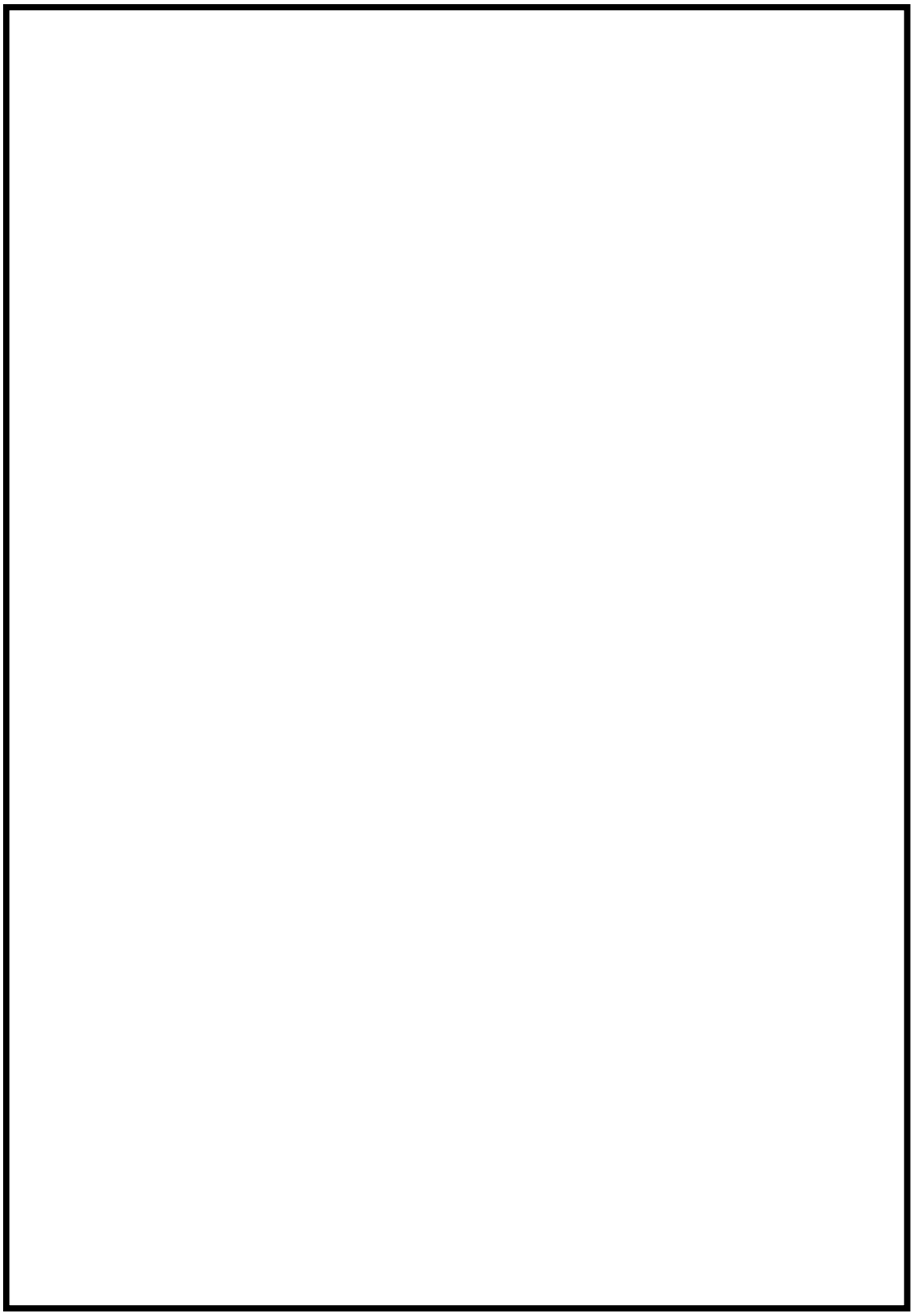


図 18　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

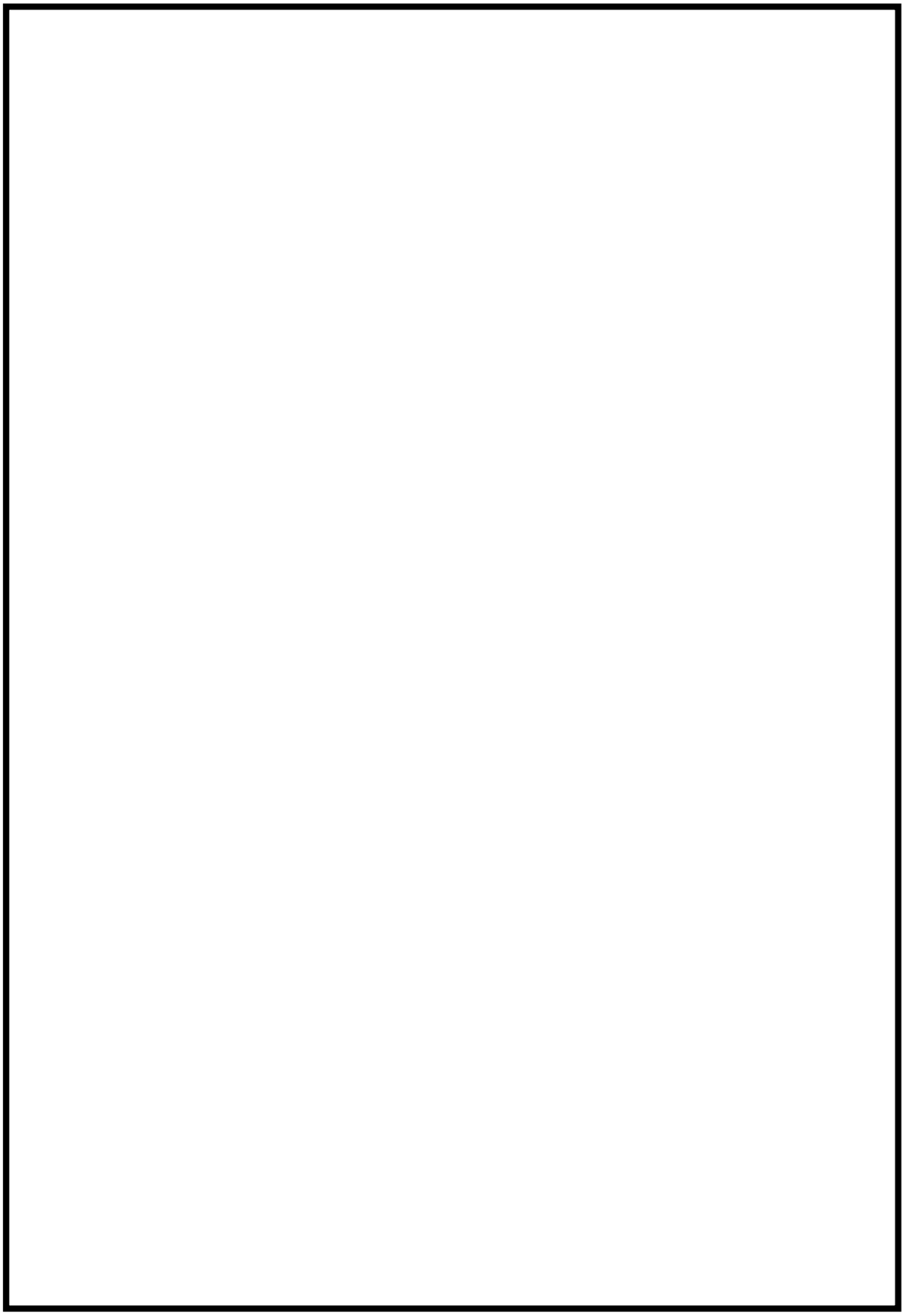


図 19　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

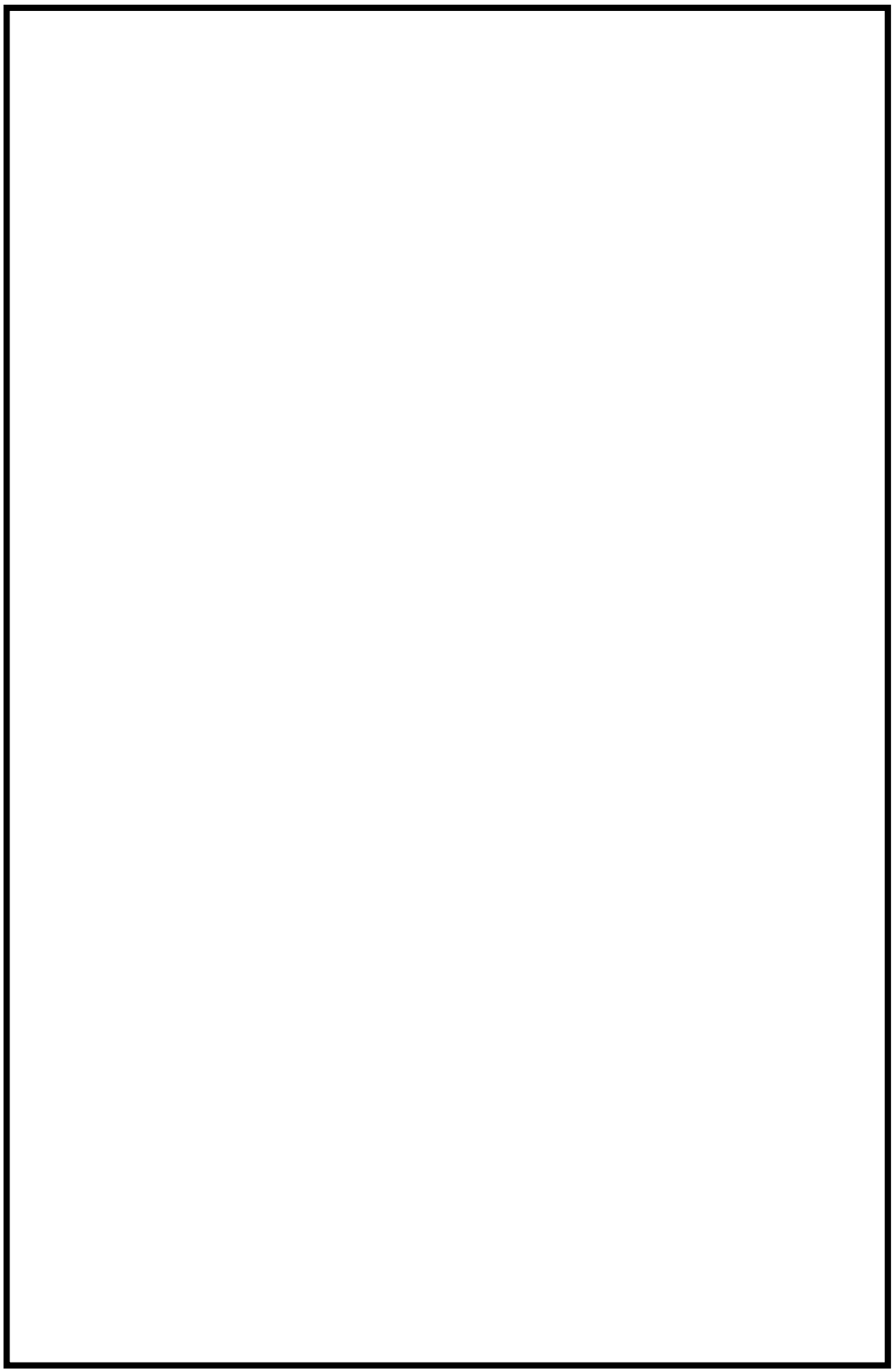


図 20　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

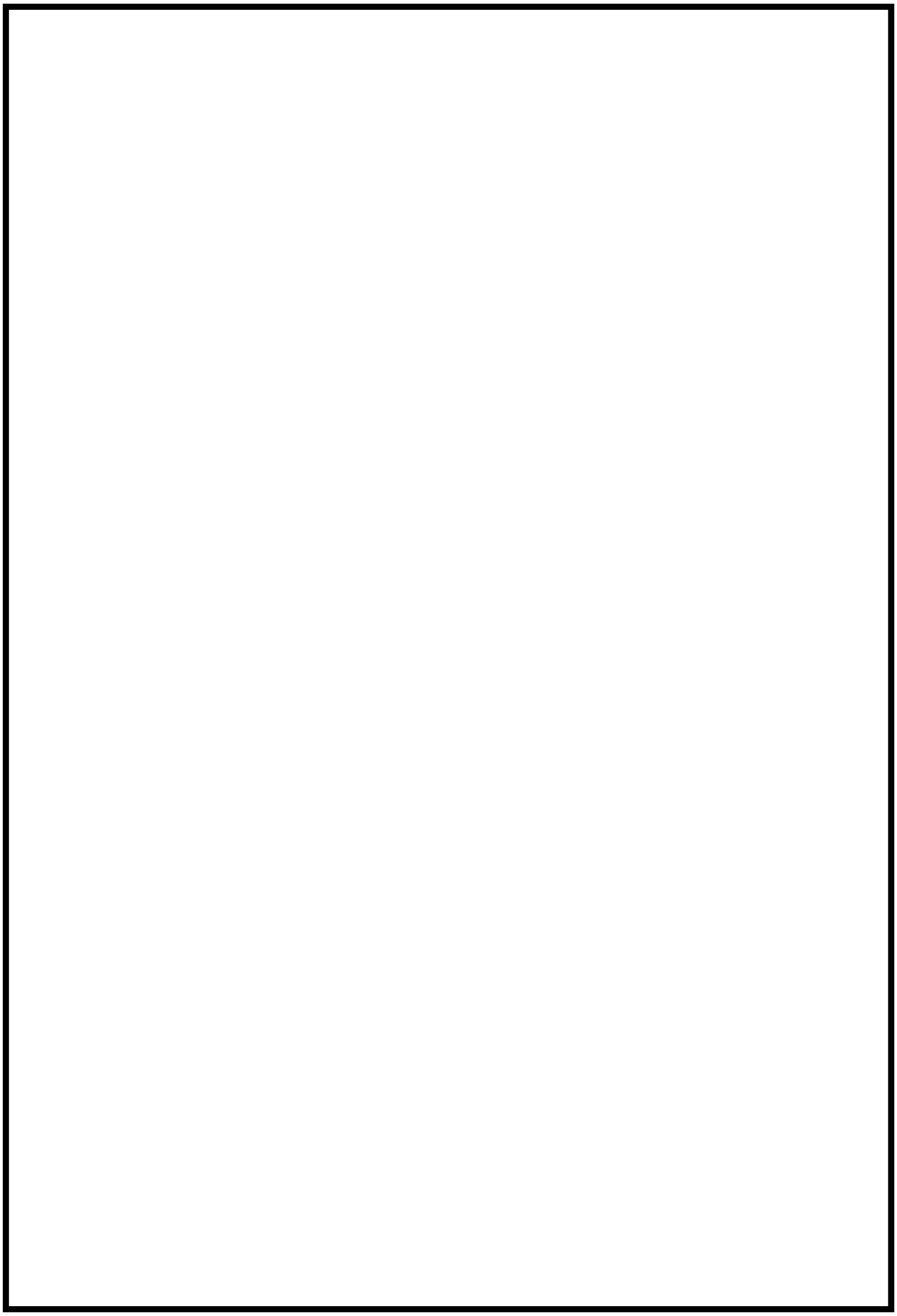


図 21　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉タービン建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

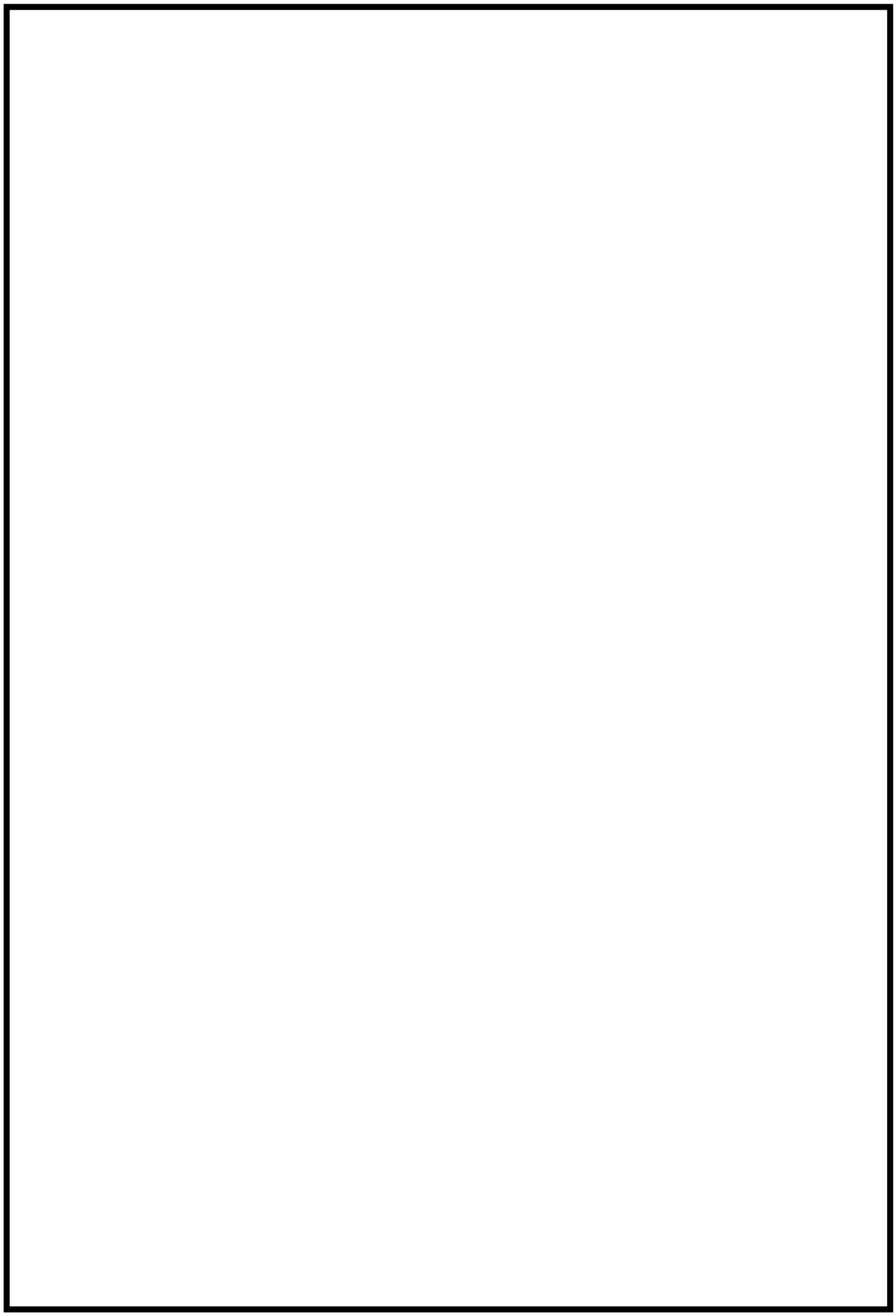


図 22　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（7 号炉タービン建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

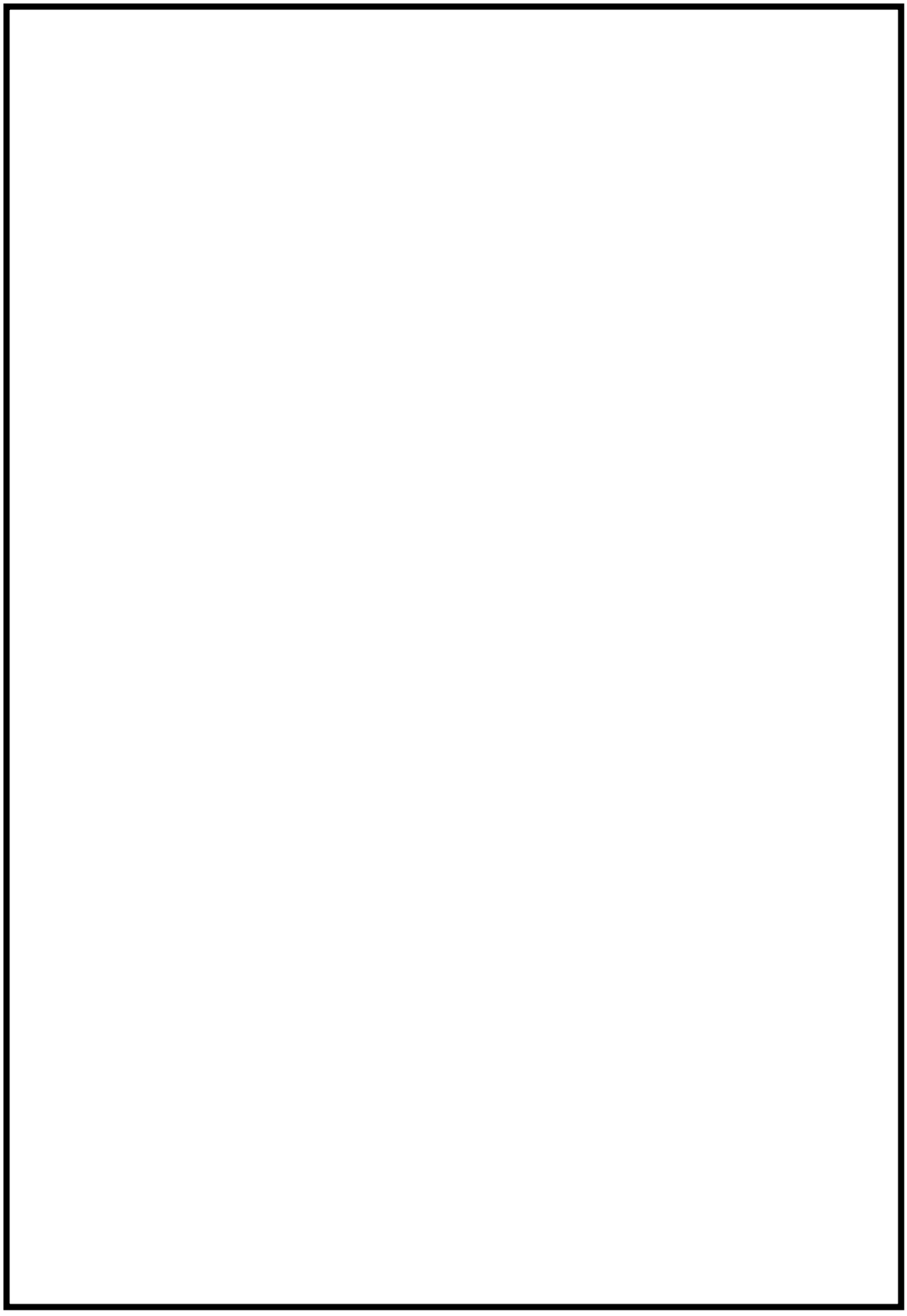


図 23　代替原子炉補機冷却系の機器配置図（6／7 号炉コントロール建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

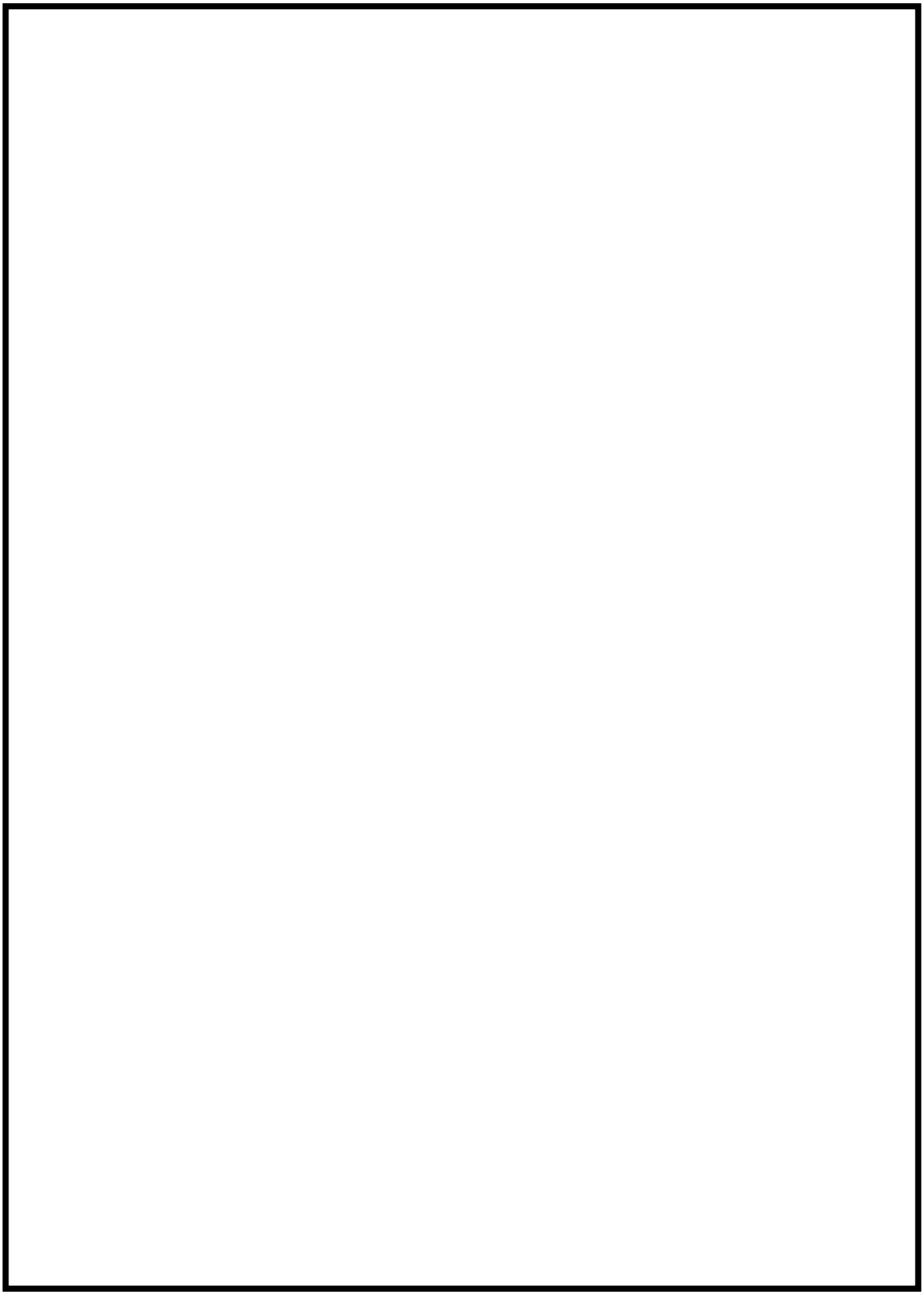


図 24　使用済燃料プール監視設備の機器配置図（6 号炉原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

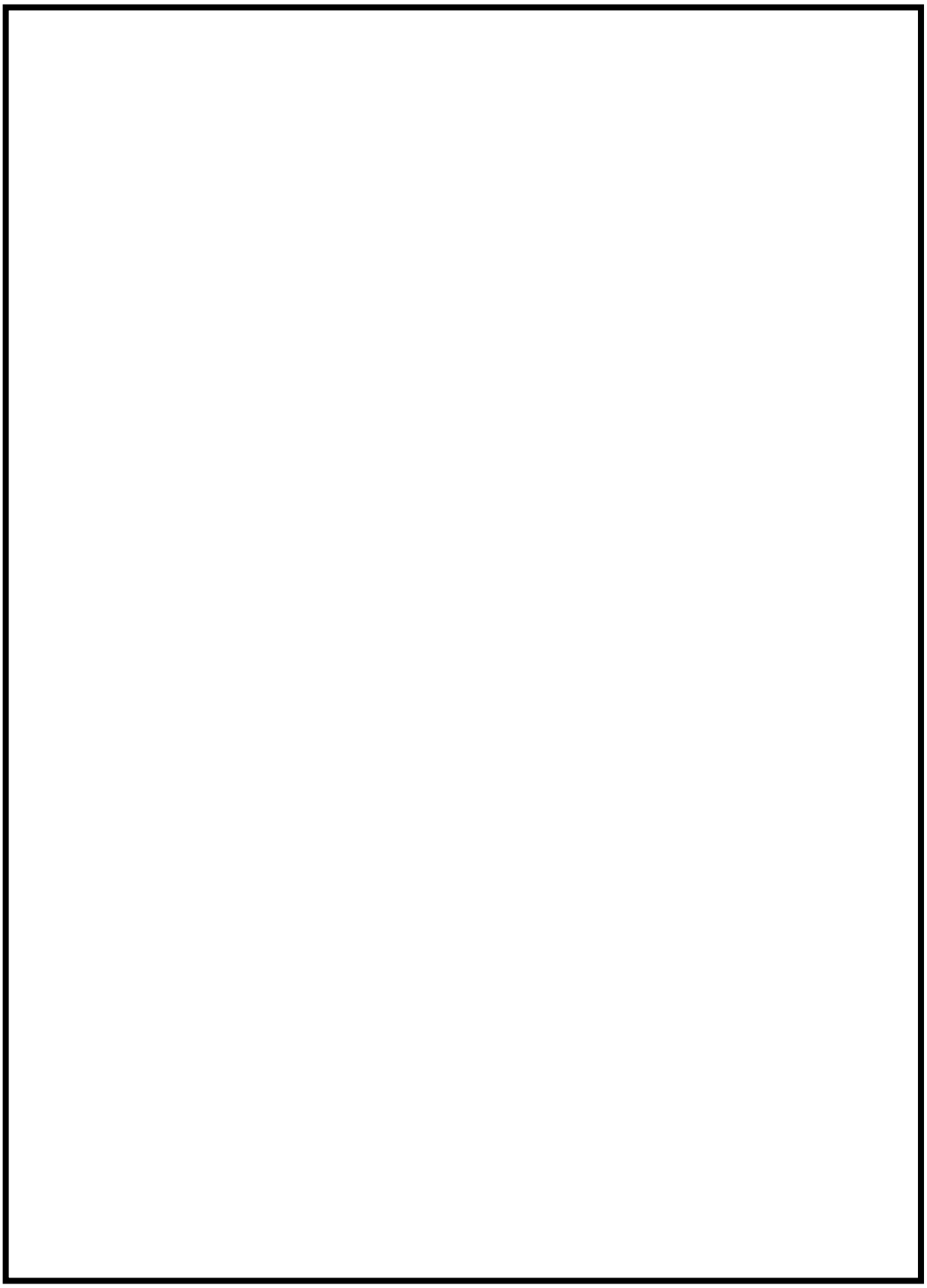


図 25　使用済燃料プール監視設備の機器配置図（7 号炉原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

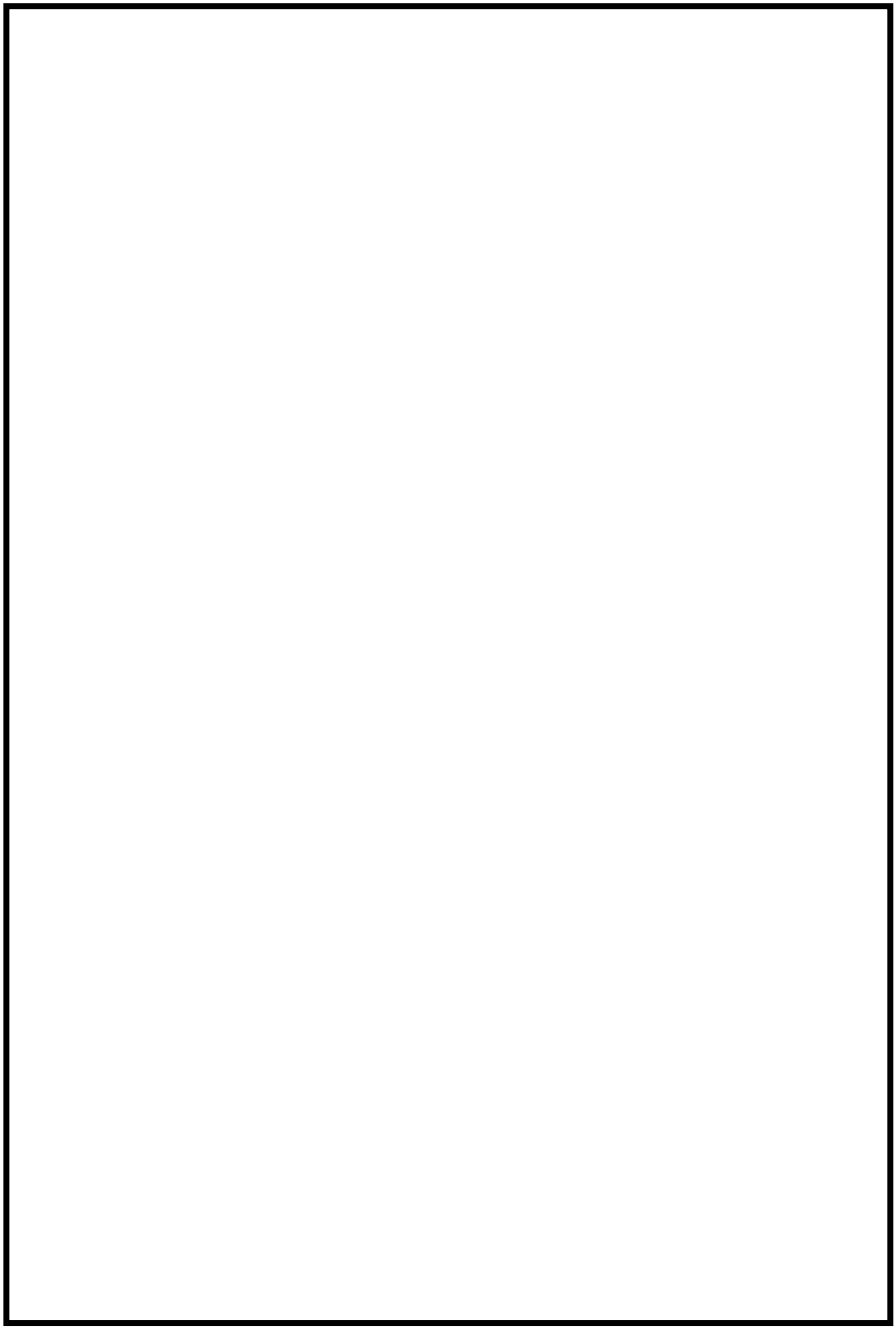


図 26　代替原子炉補機冷却系　接続口配置図（6/7 号炉）

54-4
系統図

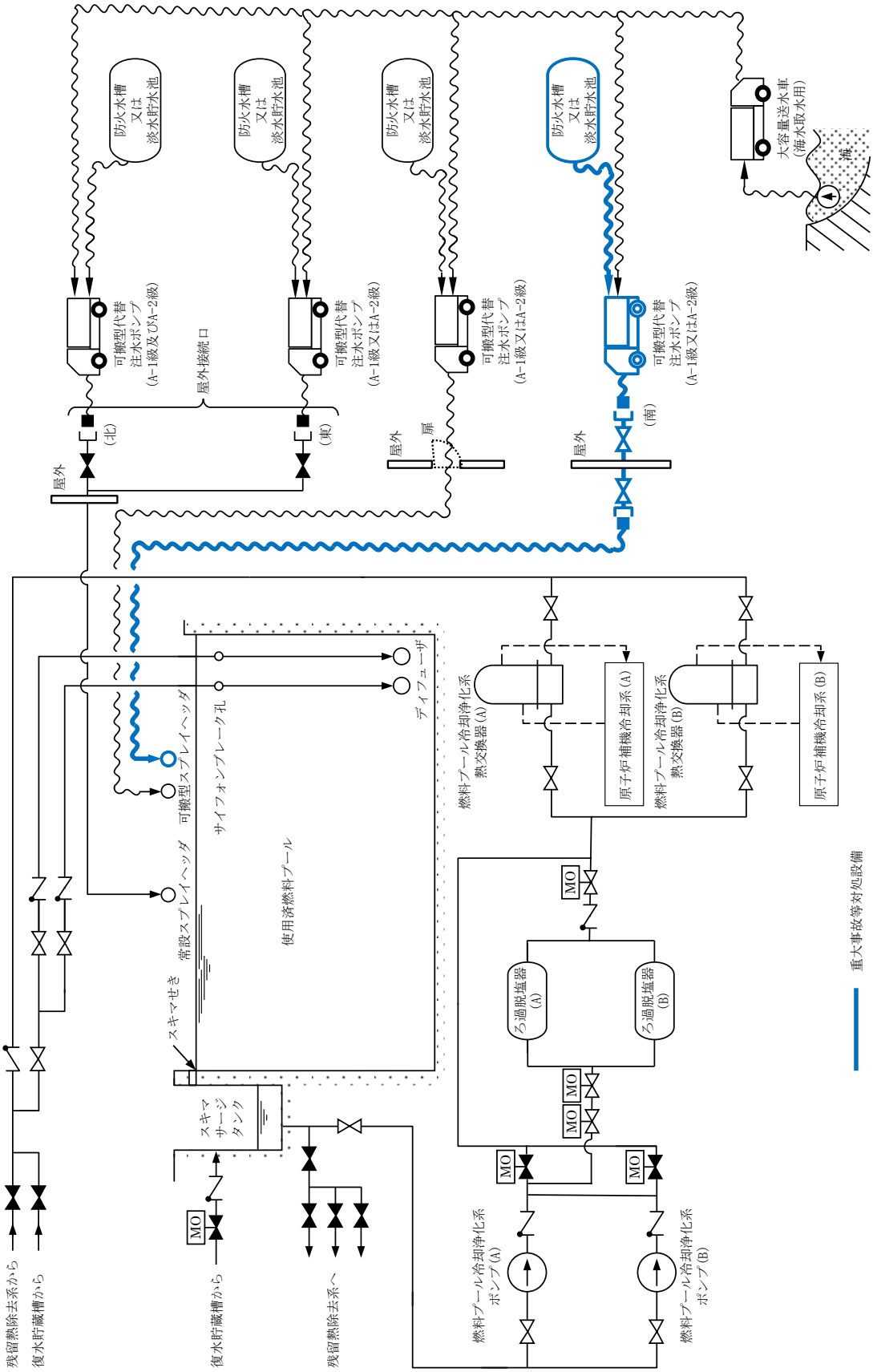


図１　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

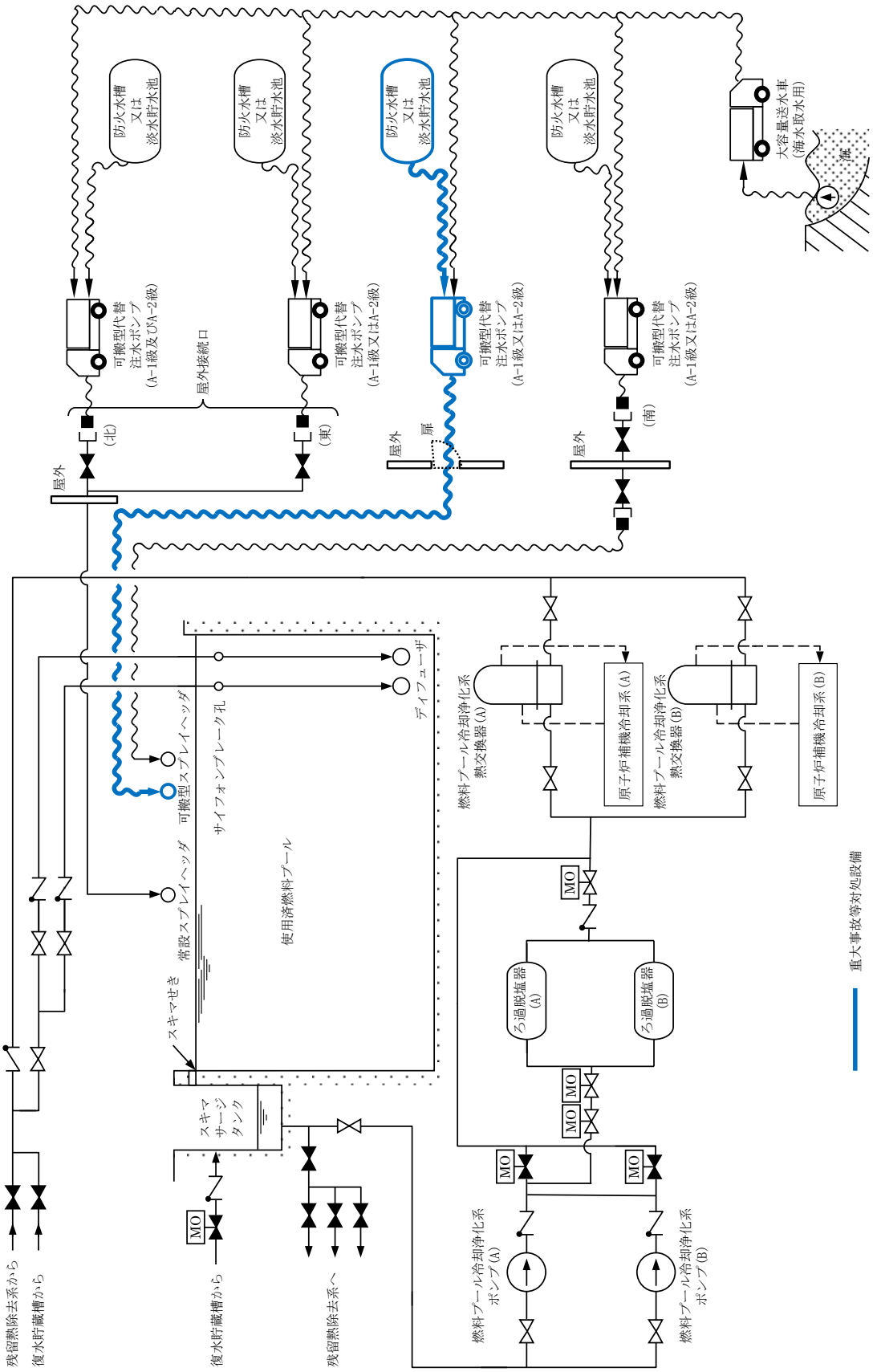


図２　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

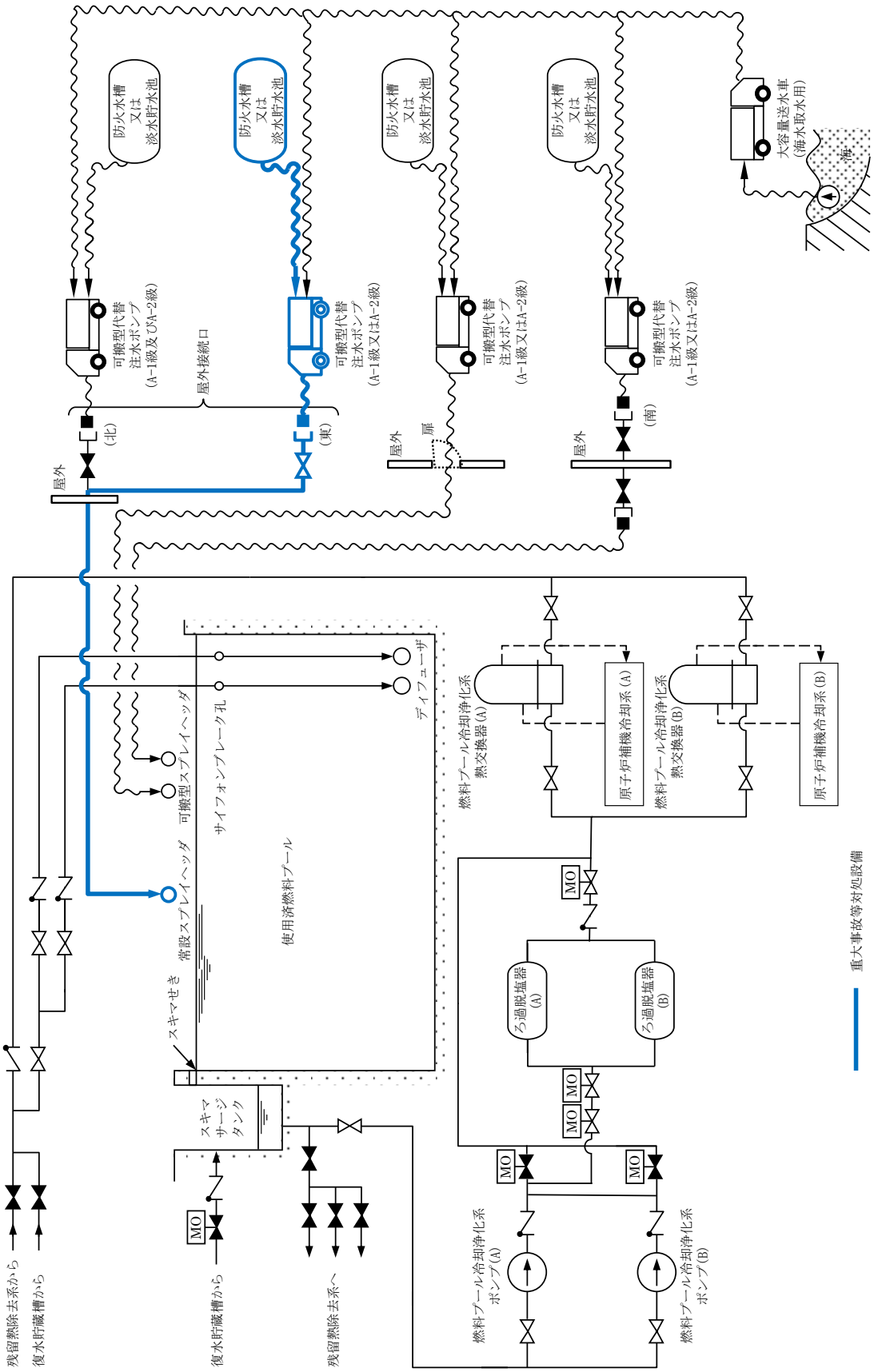


図３　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

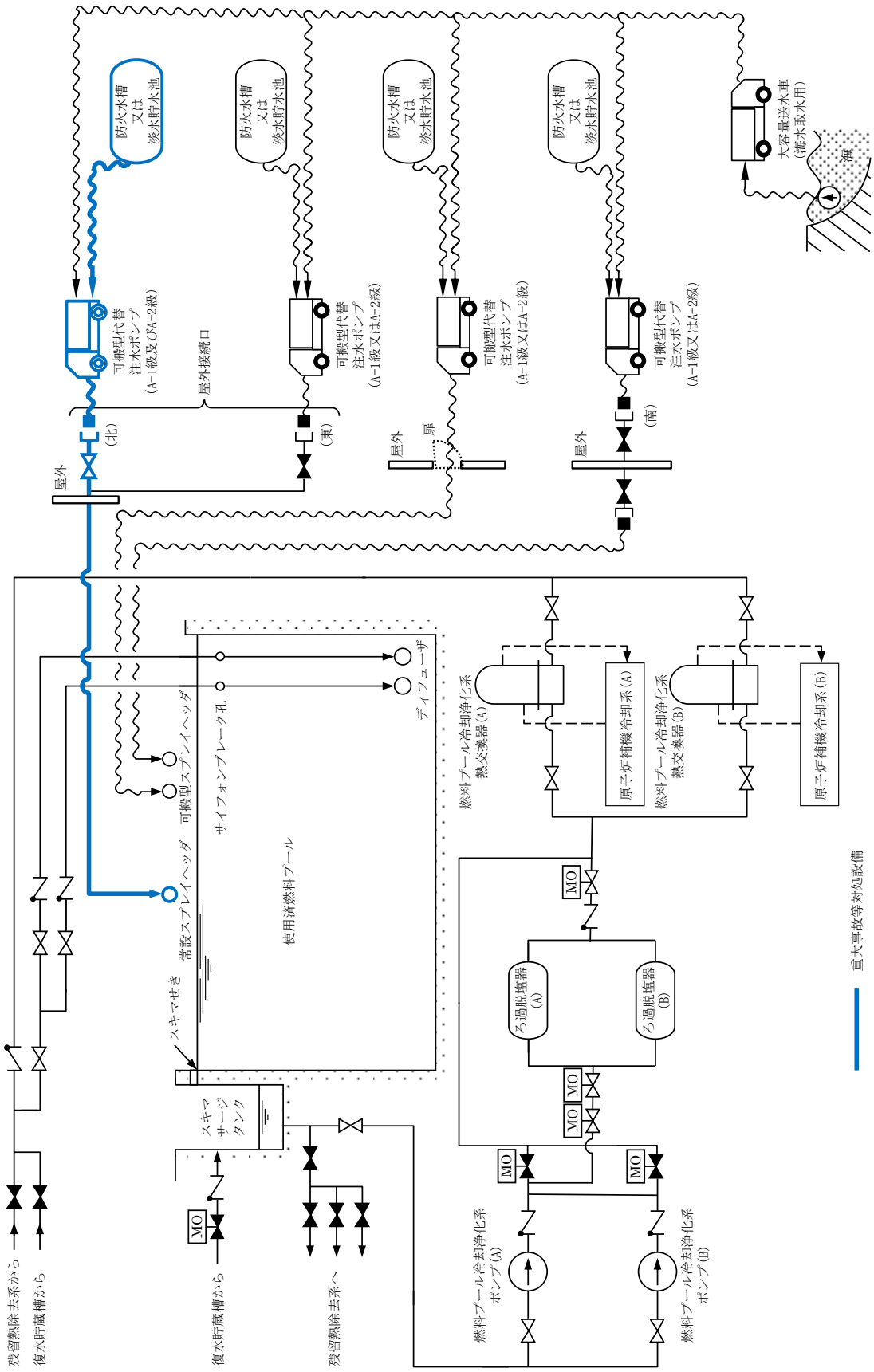


図４　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

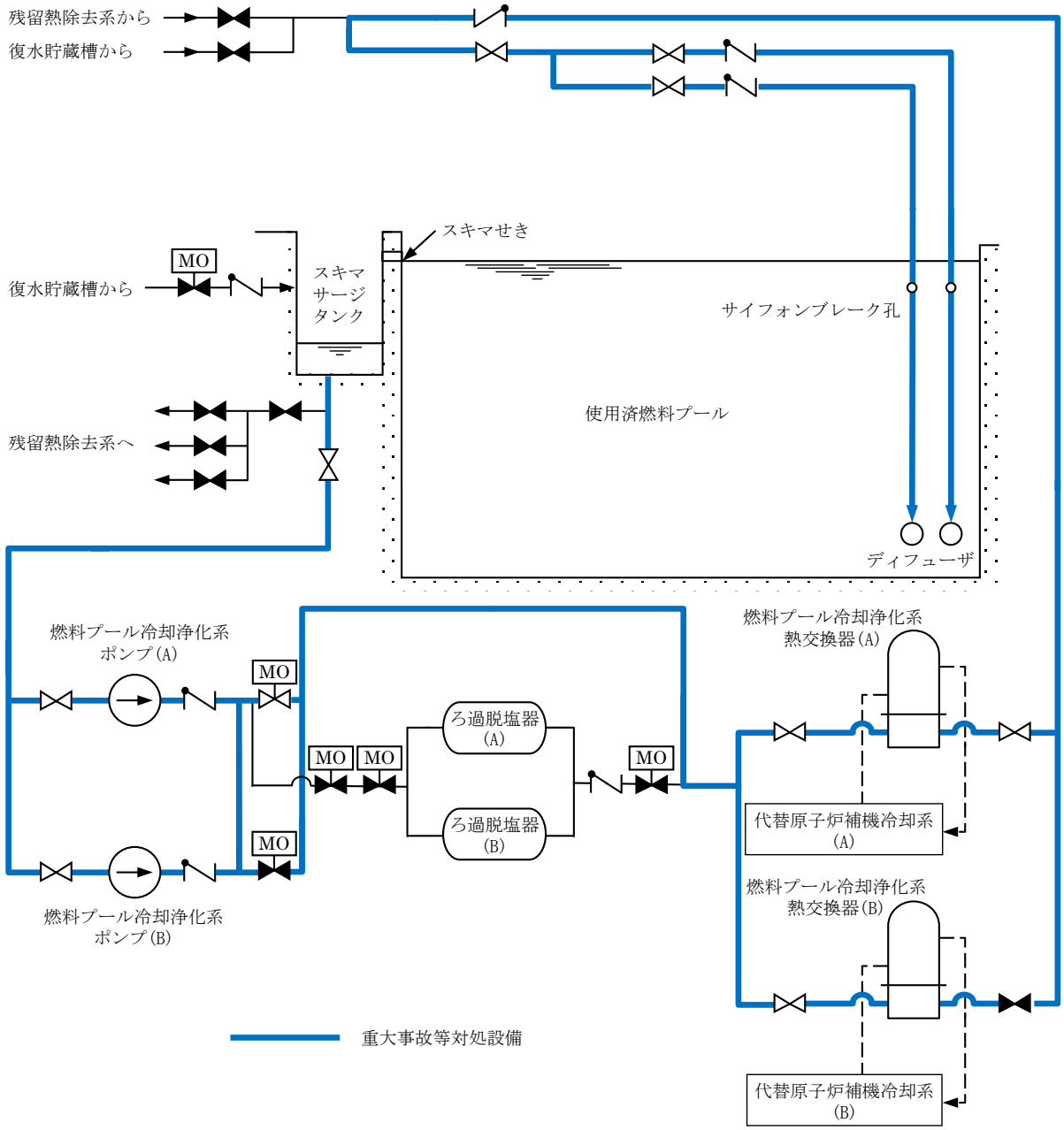


図 5　燃料プール冷却浄化系　系統概要図(A 系を使用した場合)

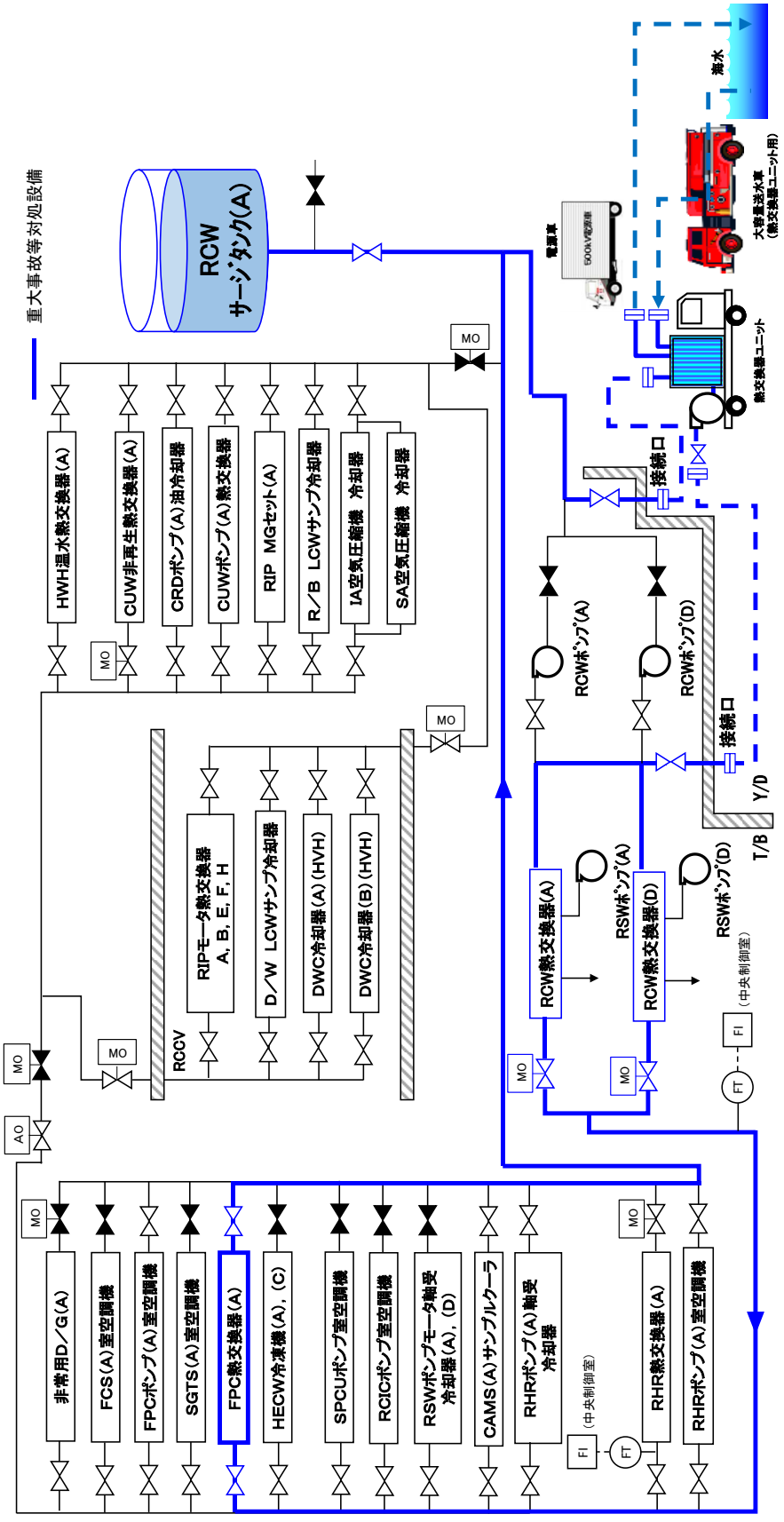


図６　代替原子炉補機冷却系　系統概要図(A 系を使用した場合)

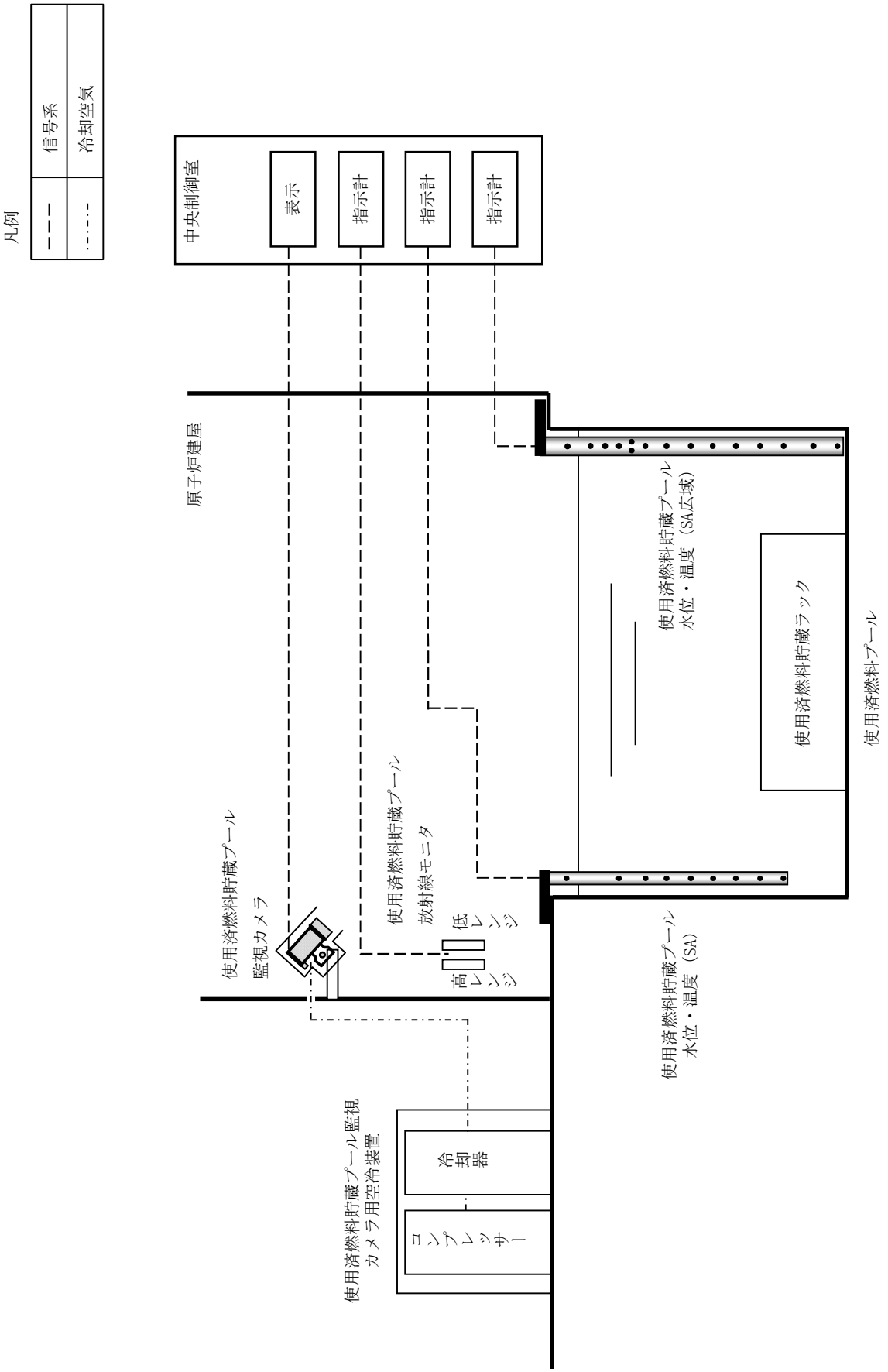


図 7　6 号炉　使用済燃料プール監視設備の系統概要図

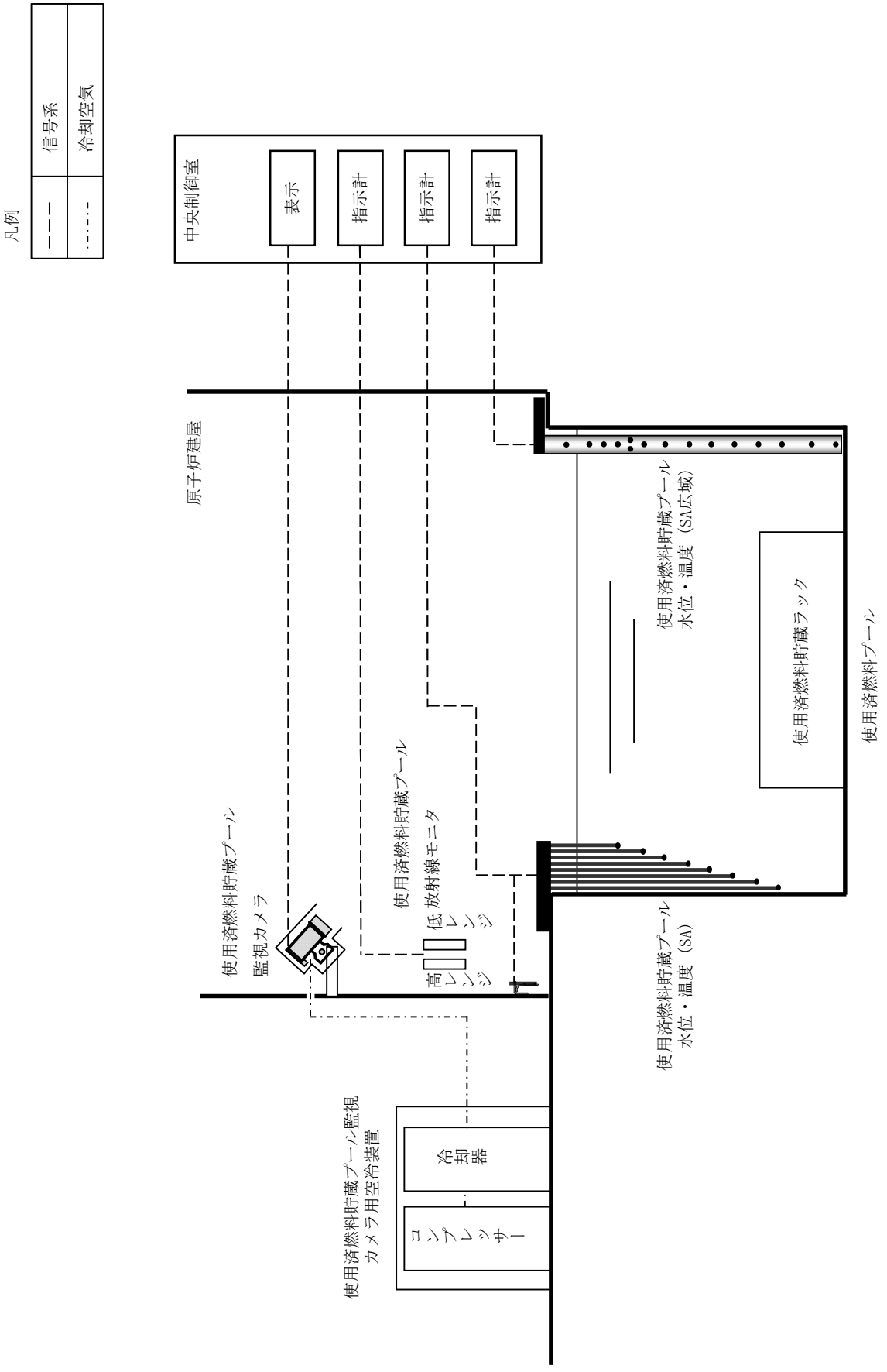


図８　７号炉　使用済燃料プール監視設備の系統概要図

54-5
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

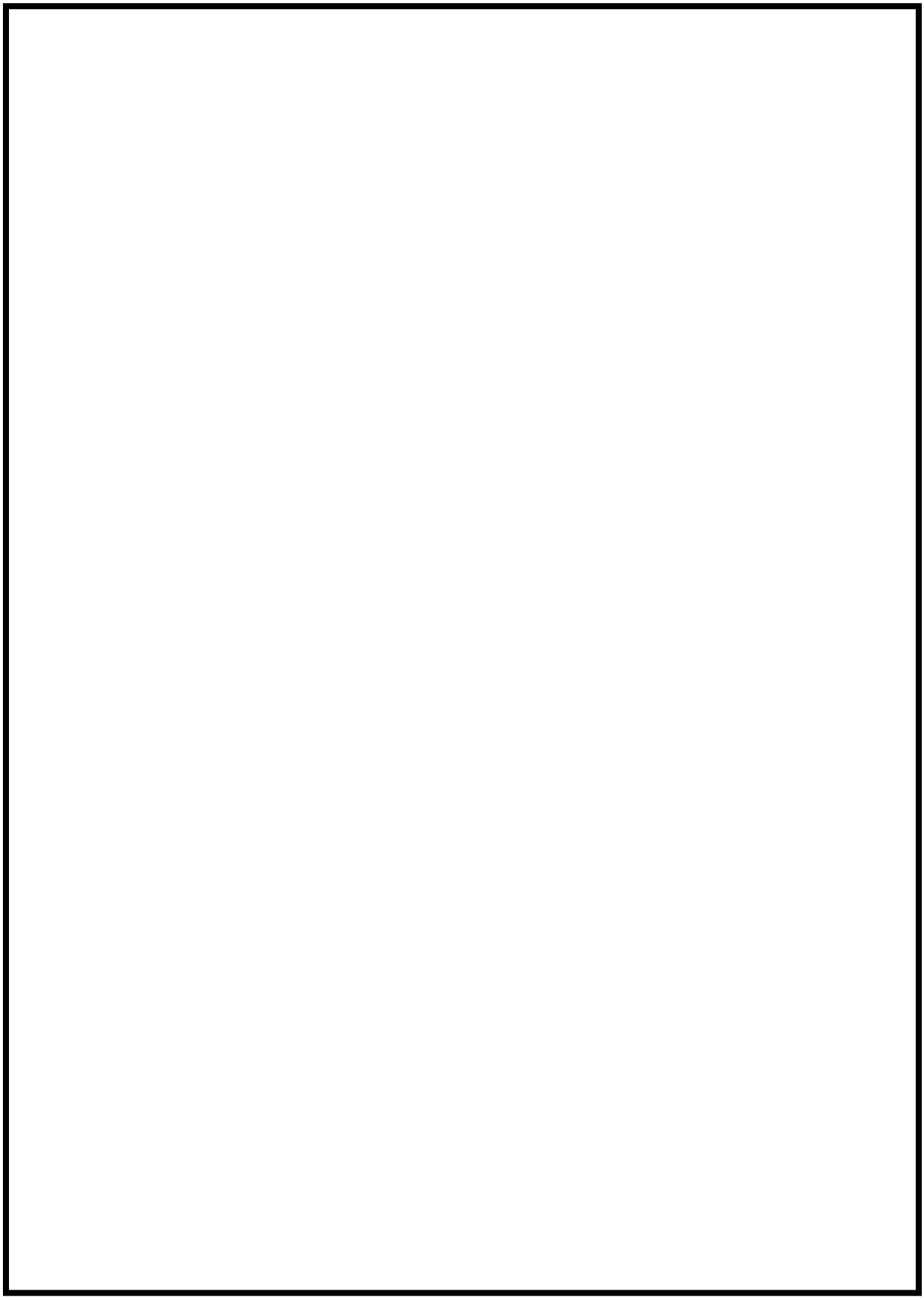


図 1　可搬型代替注水ポンプ(A-1 級及び A-2 級)の試験及び検査概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

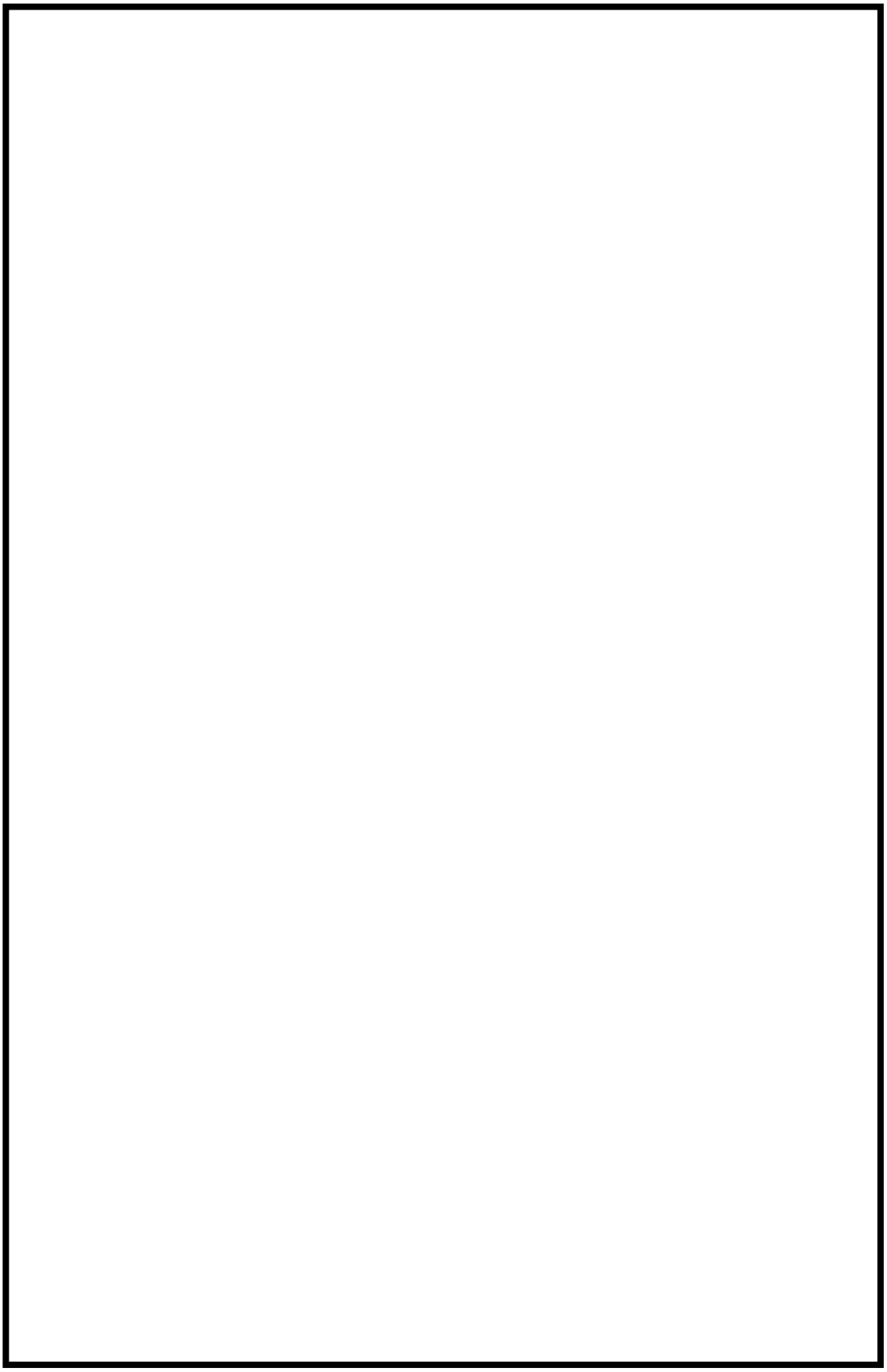


図２　可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

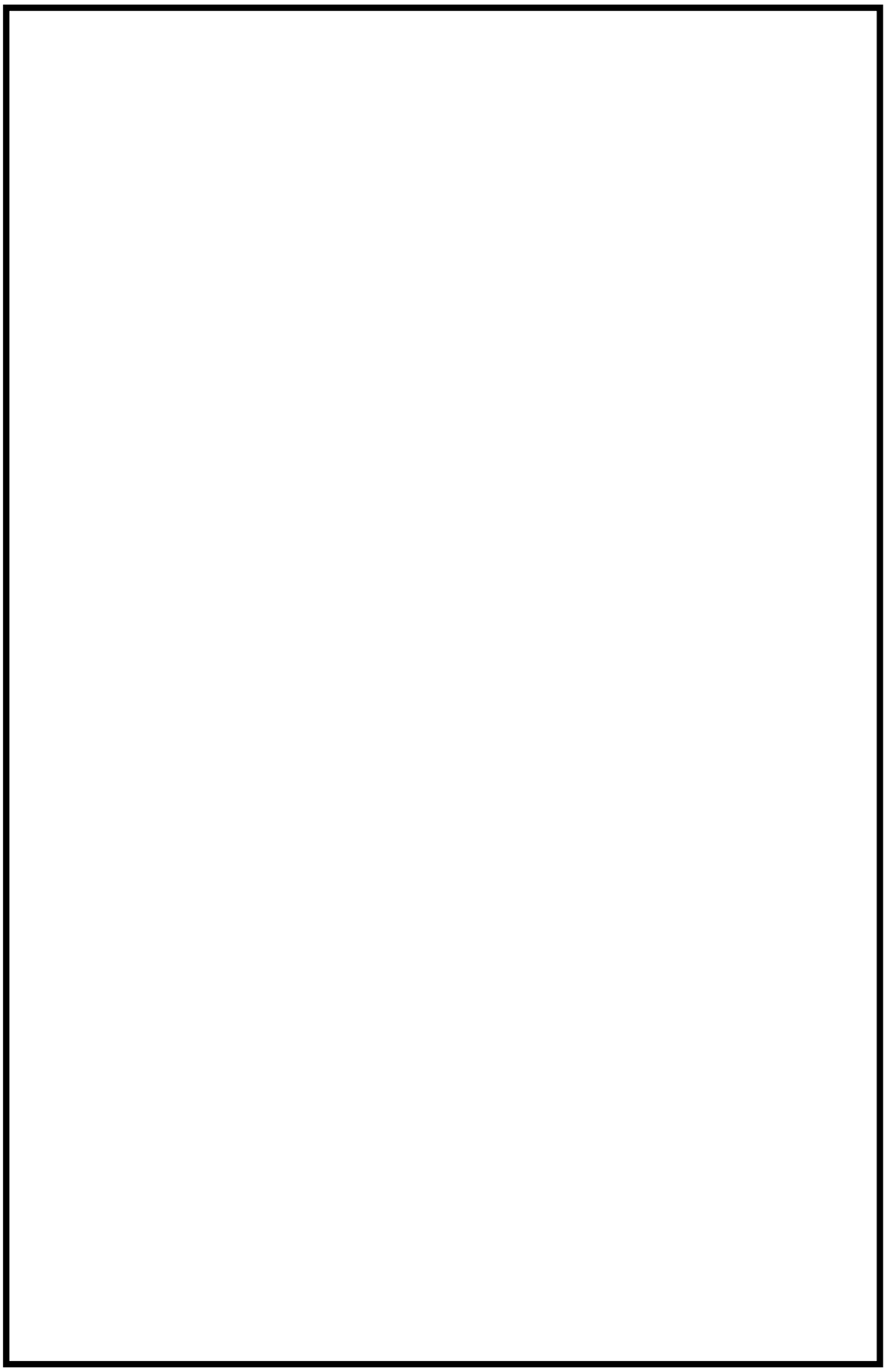


図 3　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

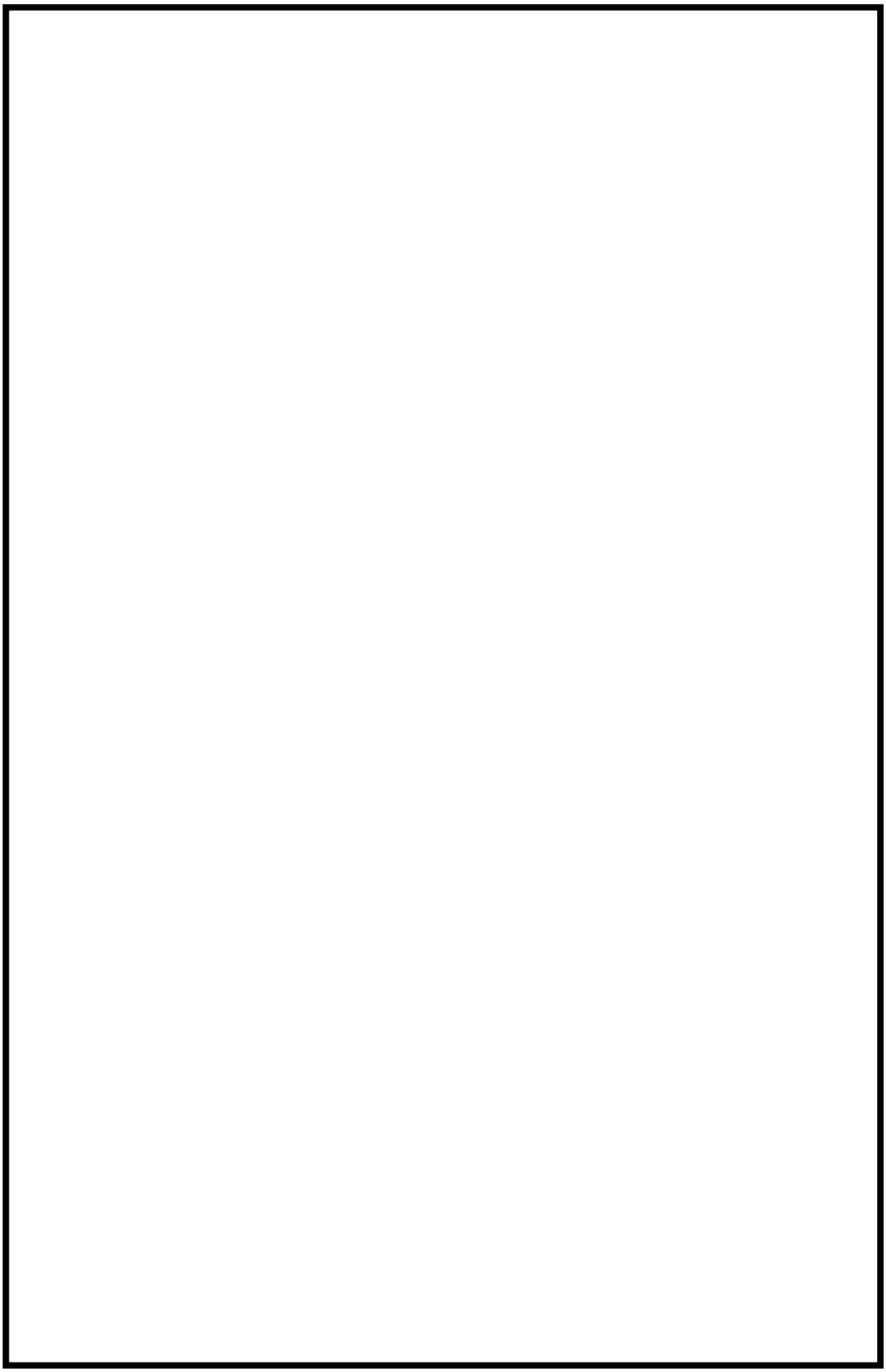


図 4　燃料プール冷却浄化系ポンプ図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

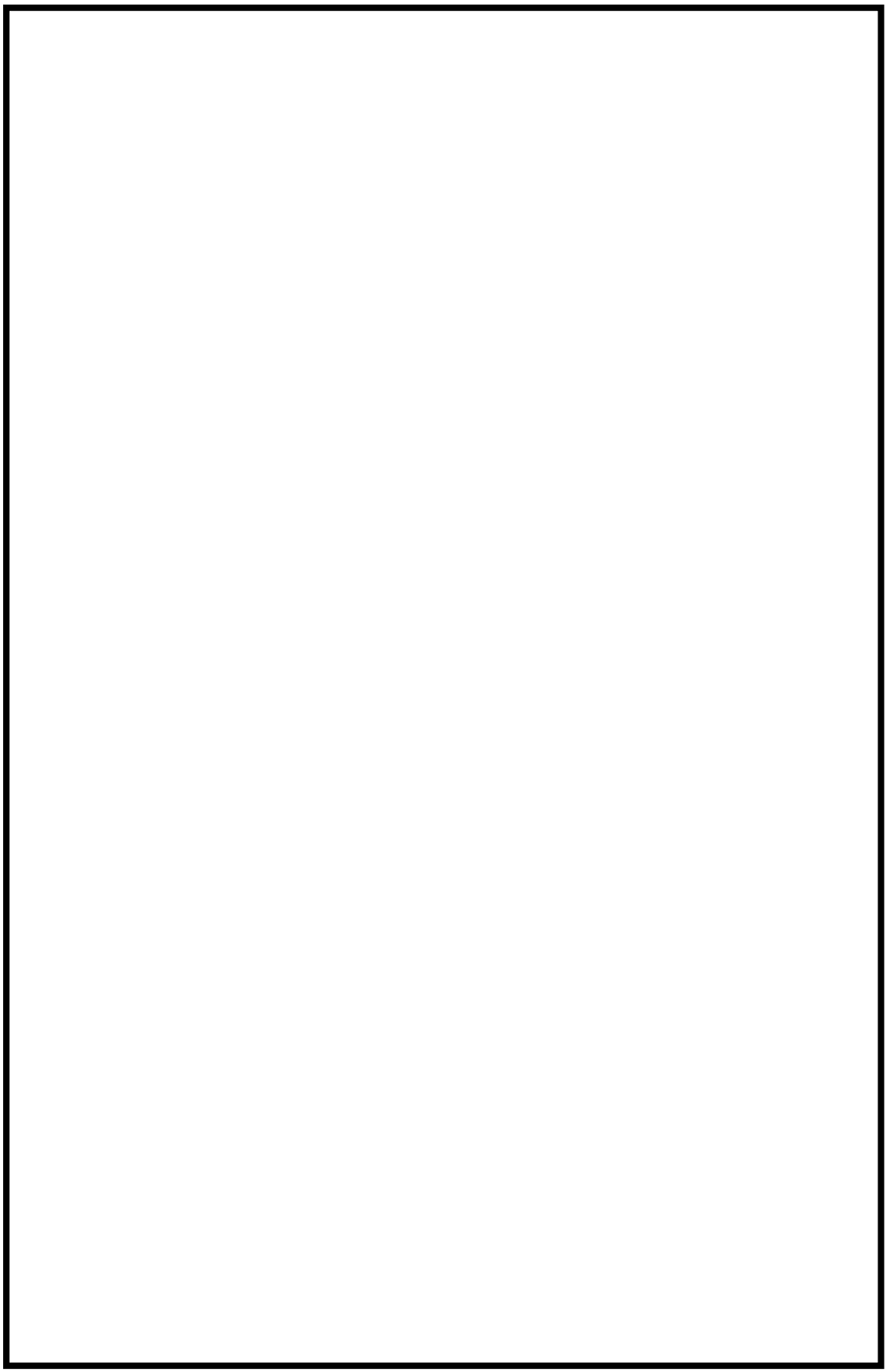


図 5　燃料プール冷却浄化系ポンプ図（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

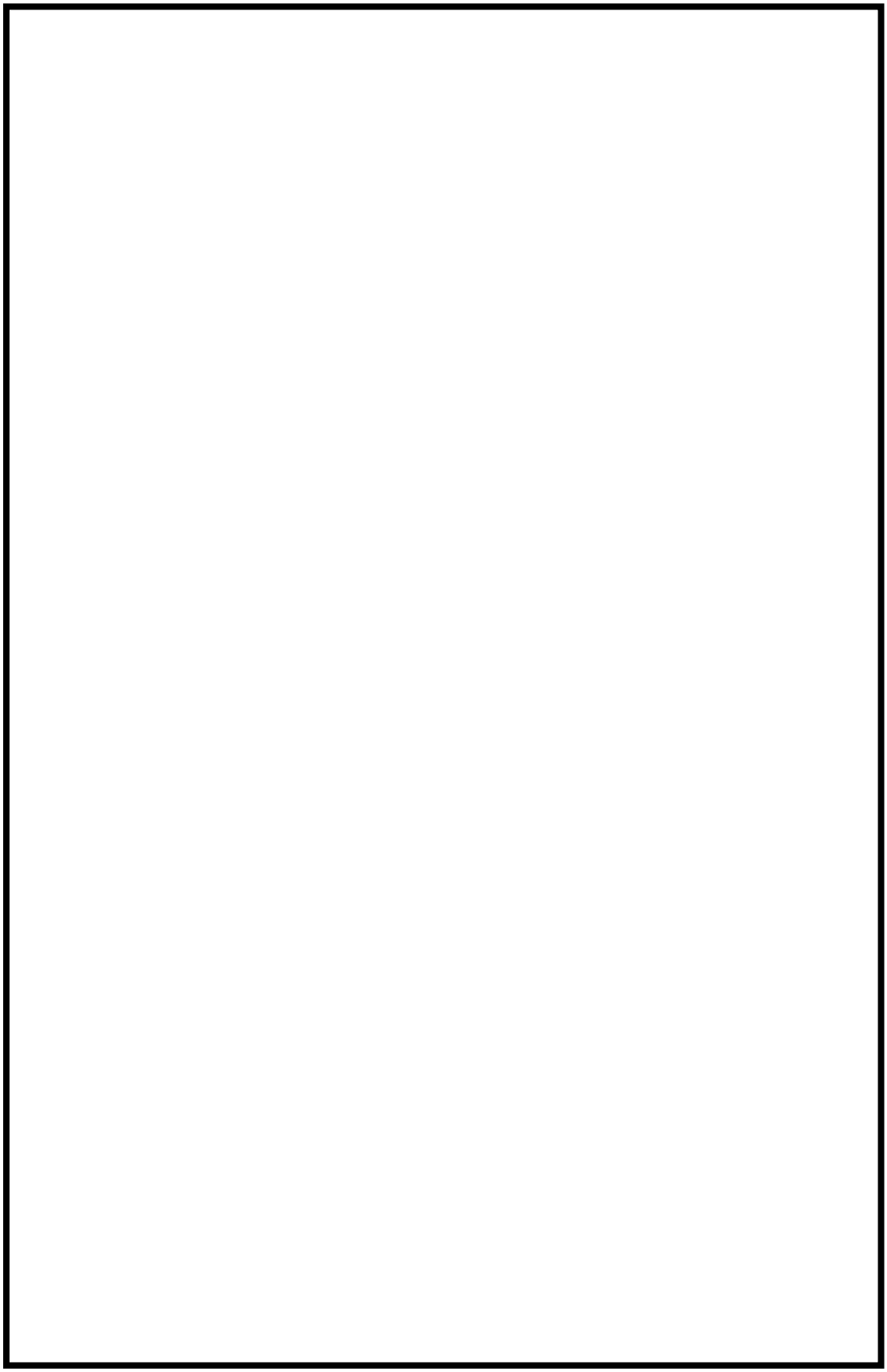


図 6　燃料プール冷却浄化系熱交換器図（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

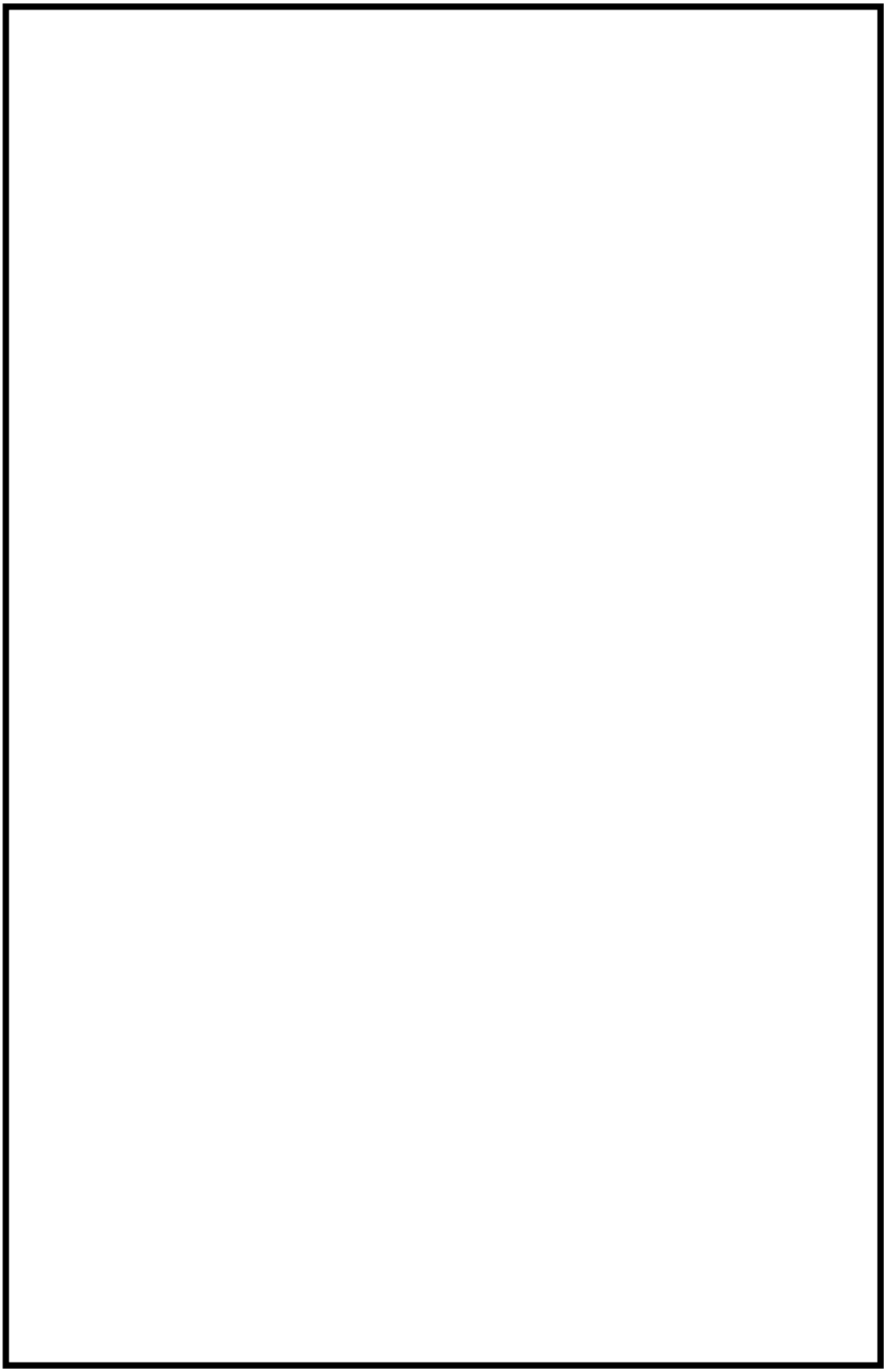


図 7　燃料プール冷却浄化系熱交換器図（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

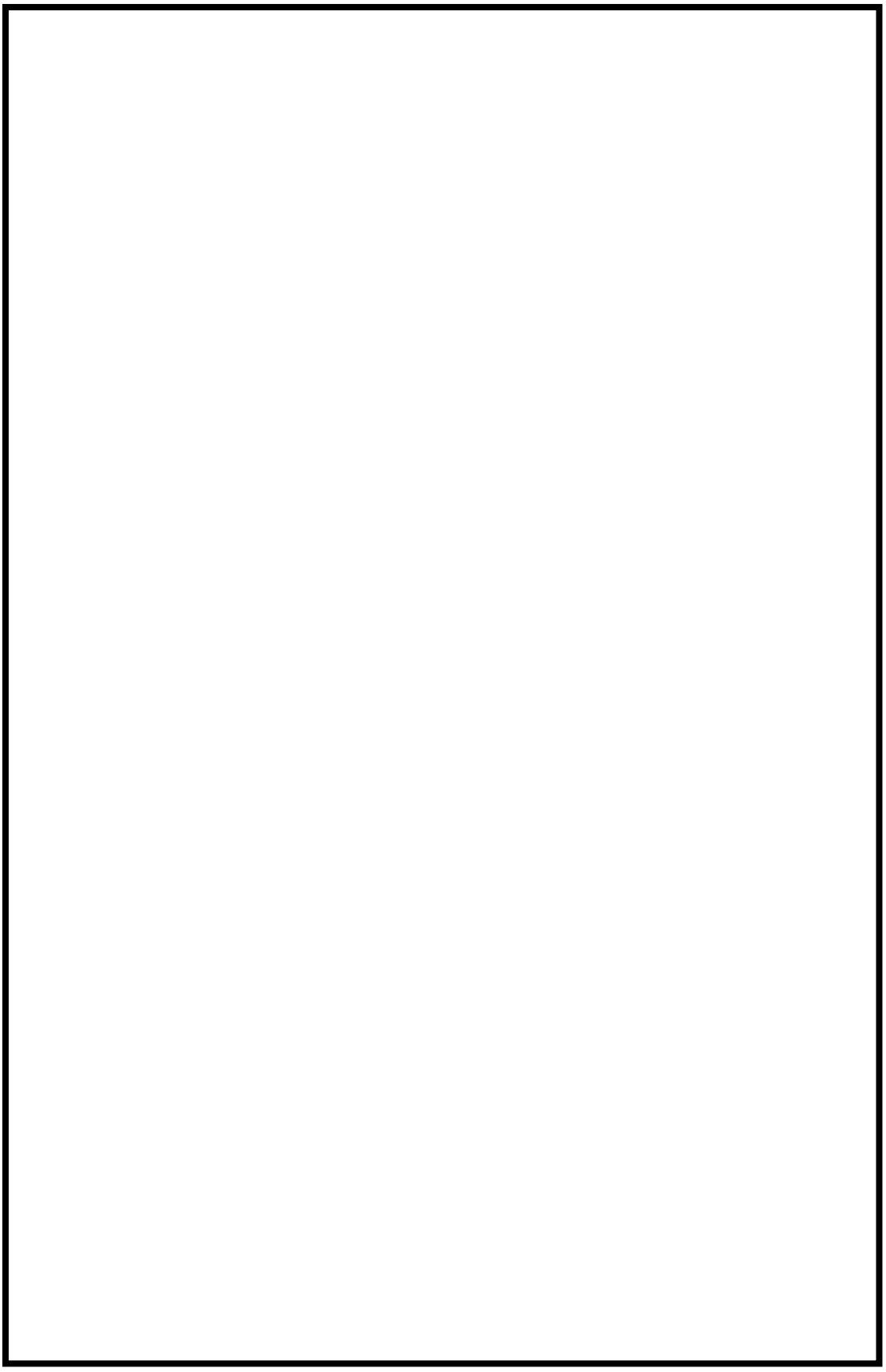


図８　代替原子炉補機冷却系熱交換器図
（熱交換器ユニット（その 1））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

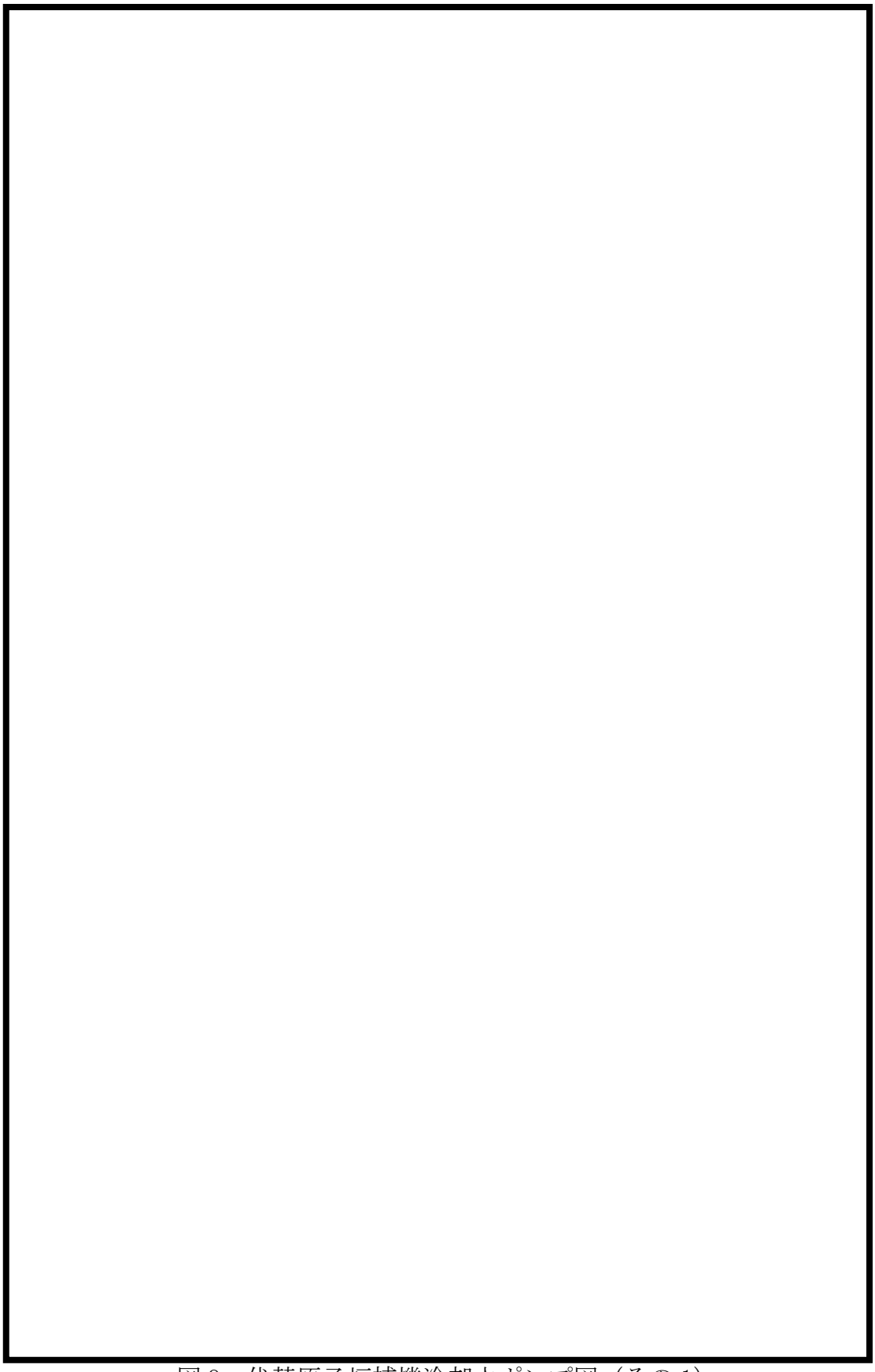


図 9　代替原子炉補機冷却水ポンプ図（その 1）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

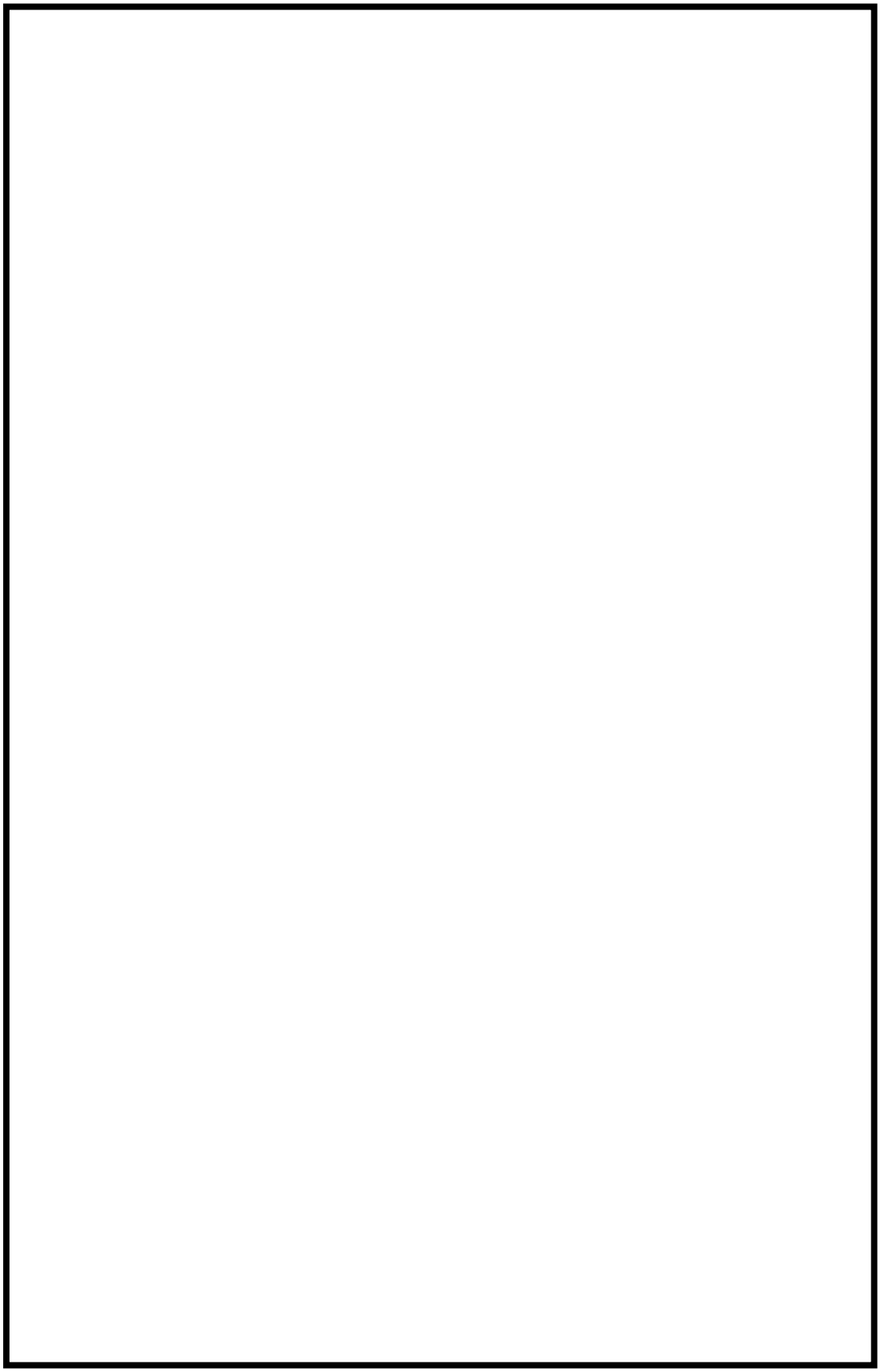


図 10　代替原子炉補機冷却系熱交換器図
(熱交換器ユニット（その 2))
54-5-10

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

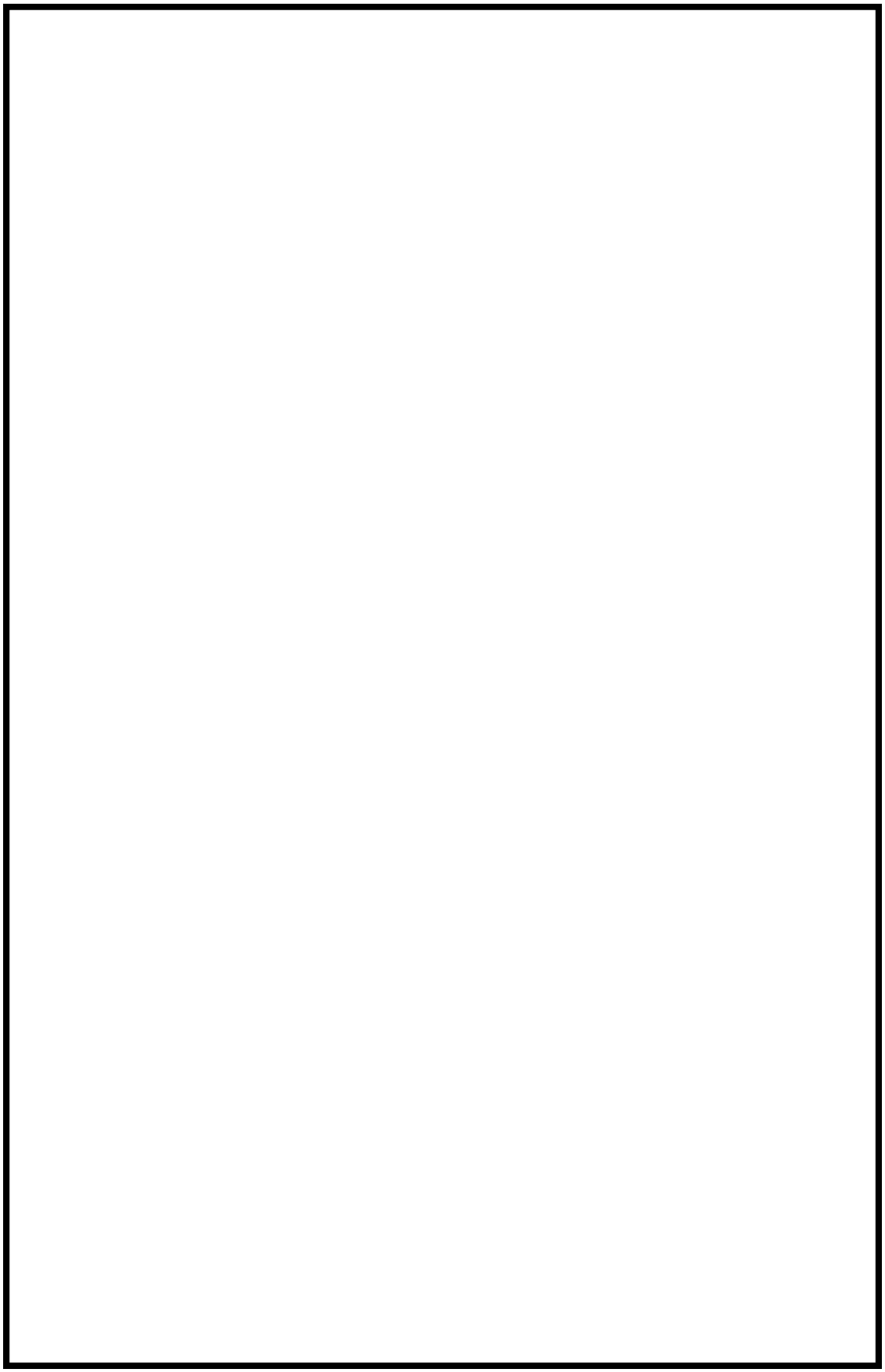


図 11　代替原子炉補機冷却水ポンプ図（その 2）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

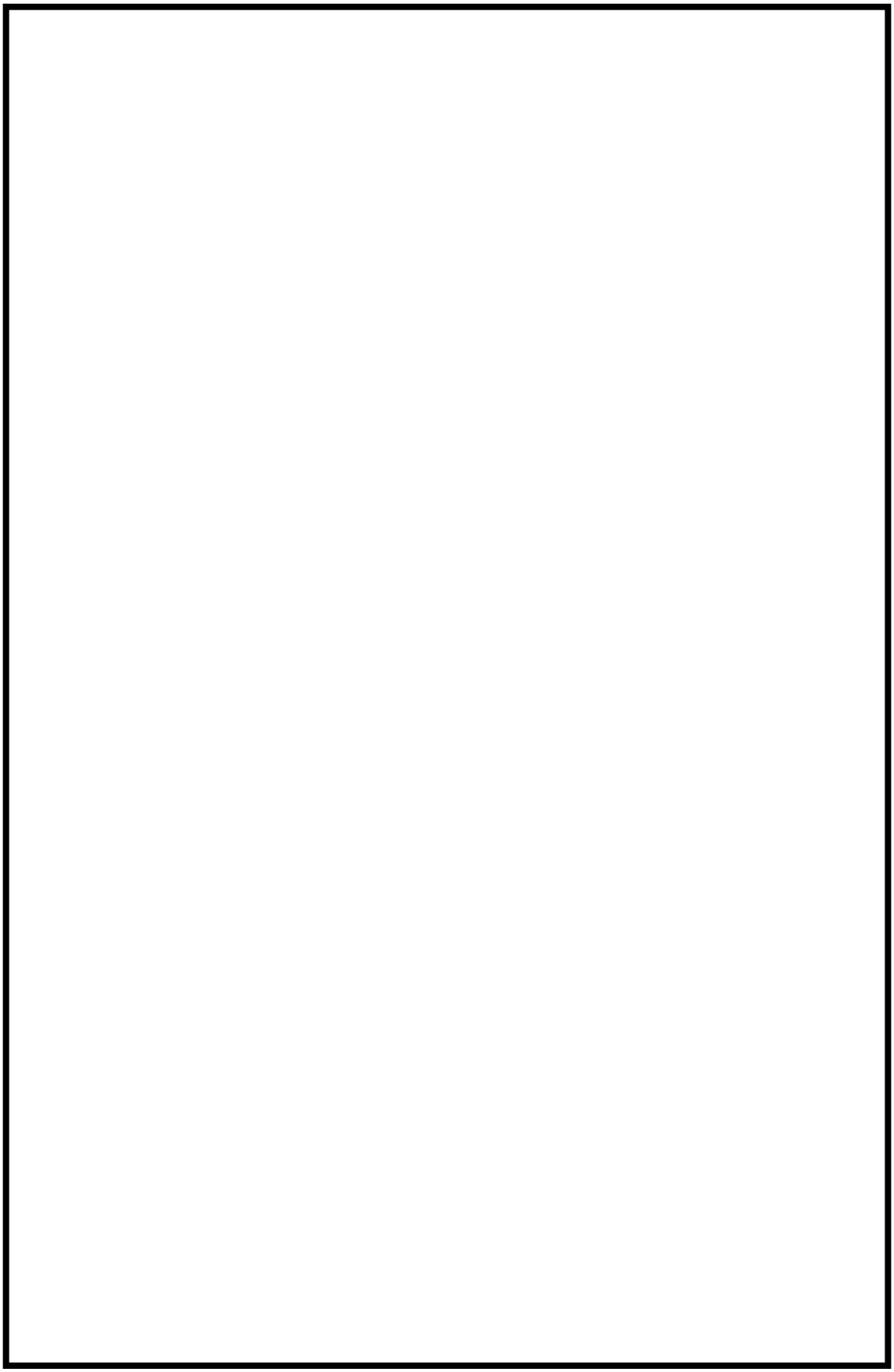


図 12　大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

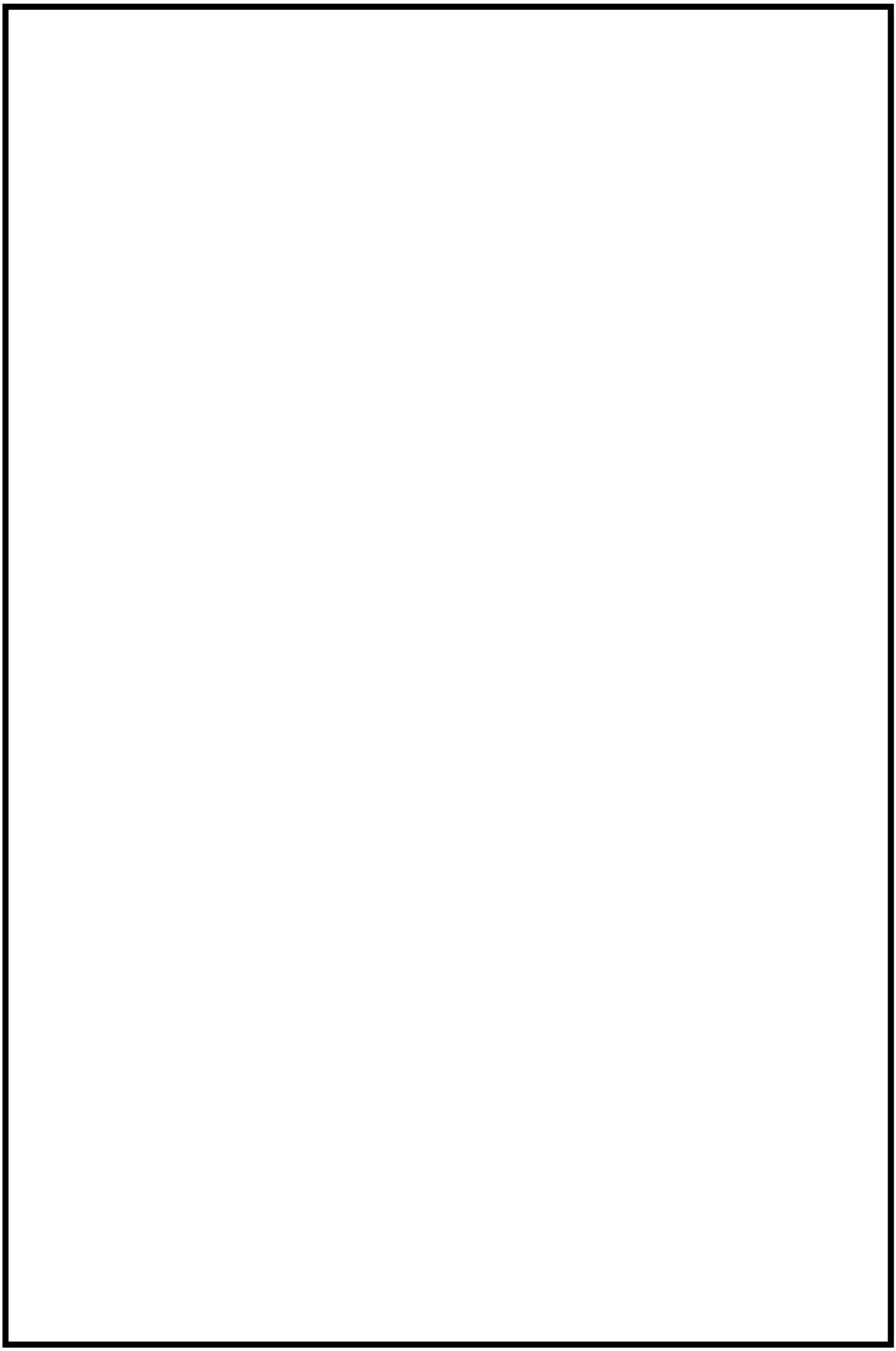


図 13　代替原子炉補機冷却系　系統性能検査（6 号炉 A 系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

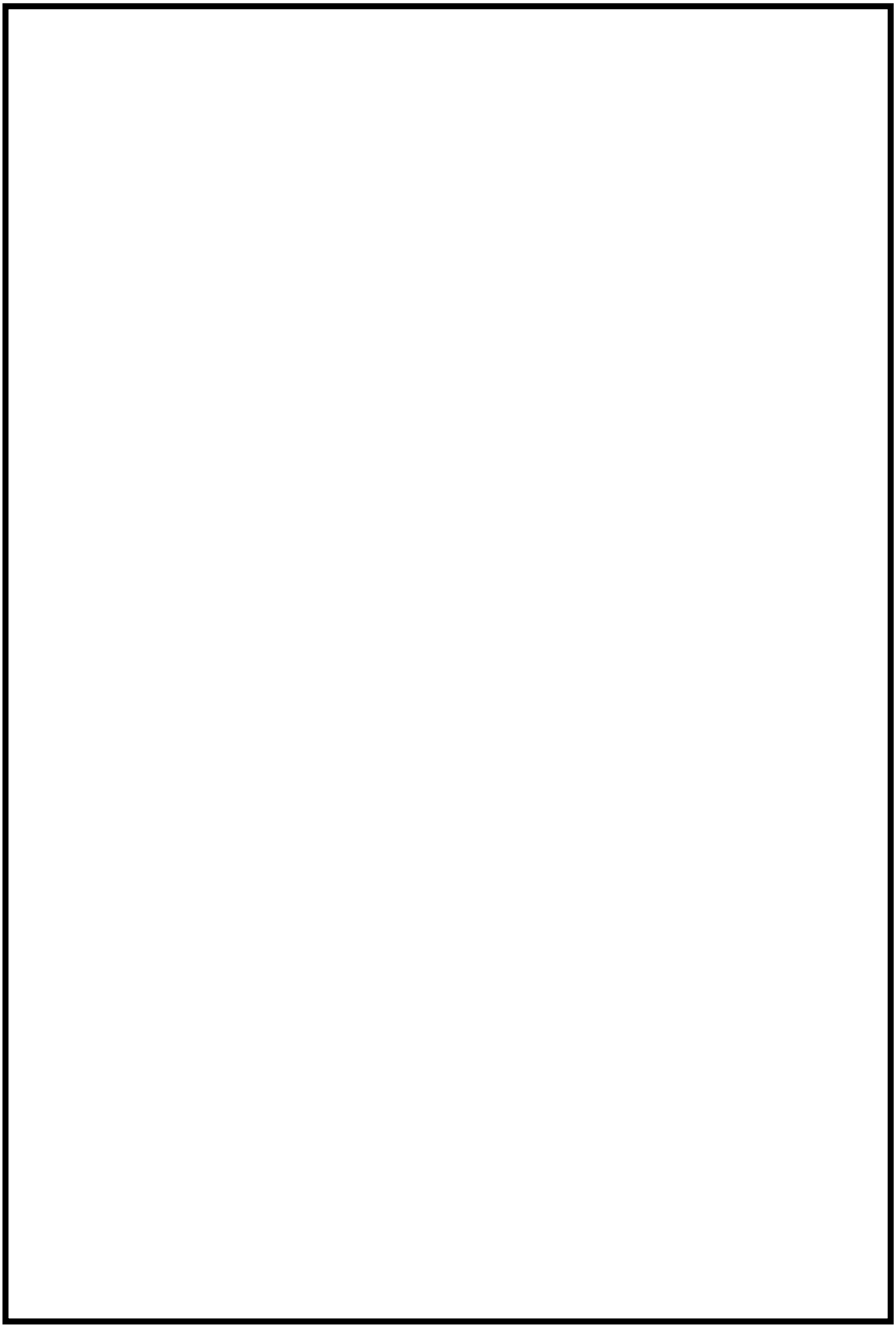


図 14　代替原子炉補機冷却系　系統性能検査（6 号炉 B 系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

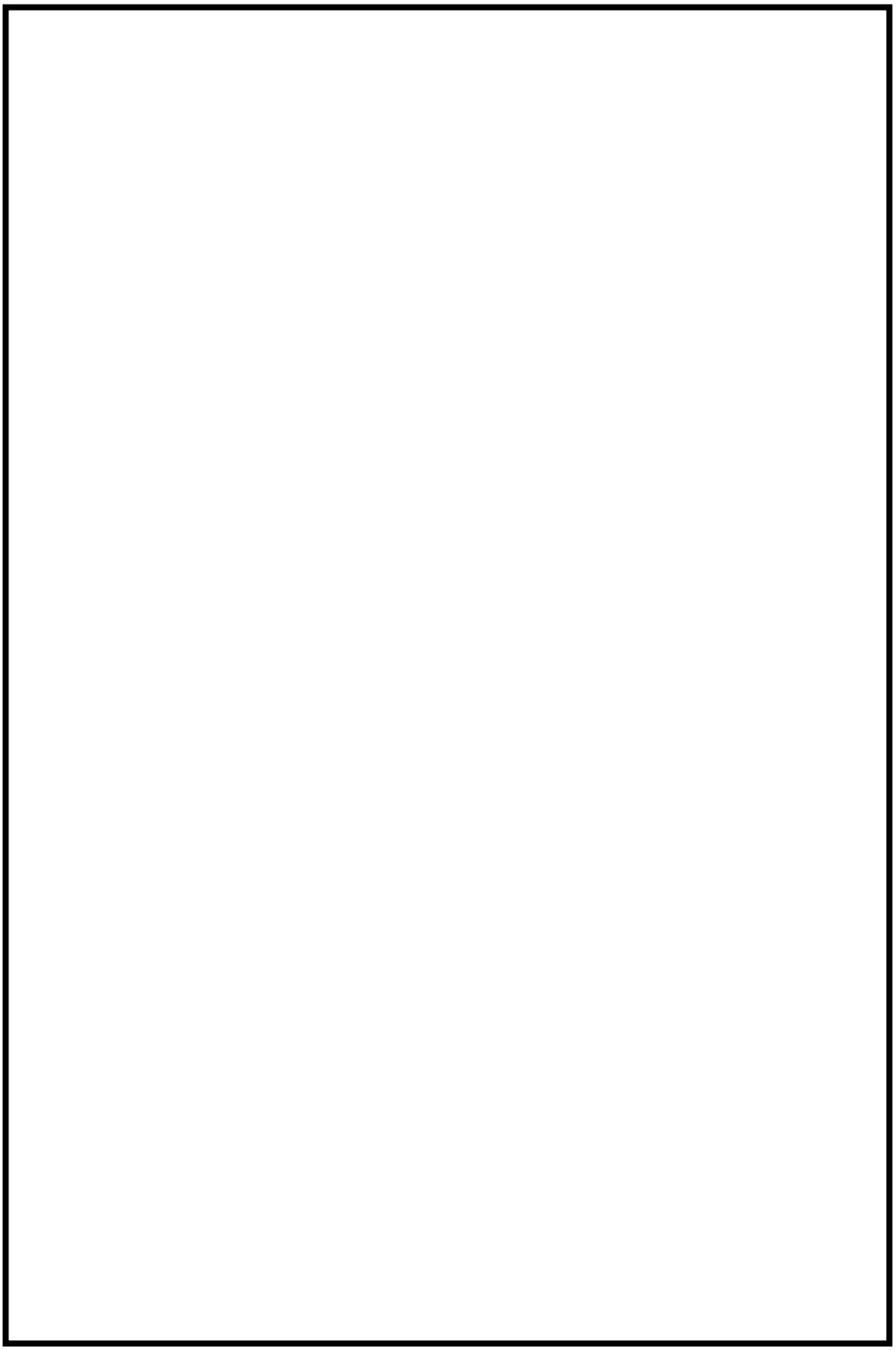


図 15　代替原子炉補機冷却系　系統性能検査（7 号炉 A 系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

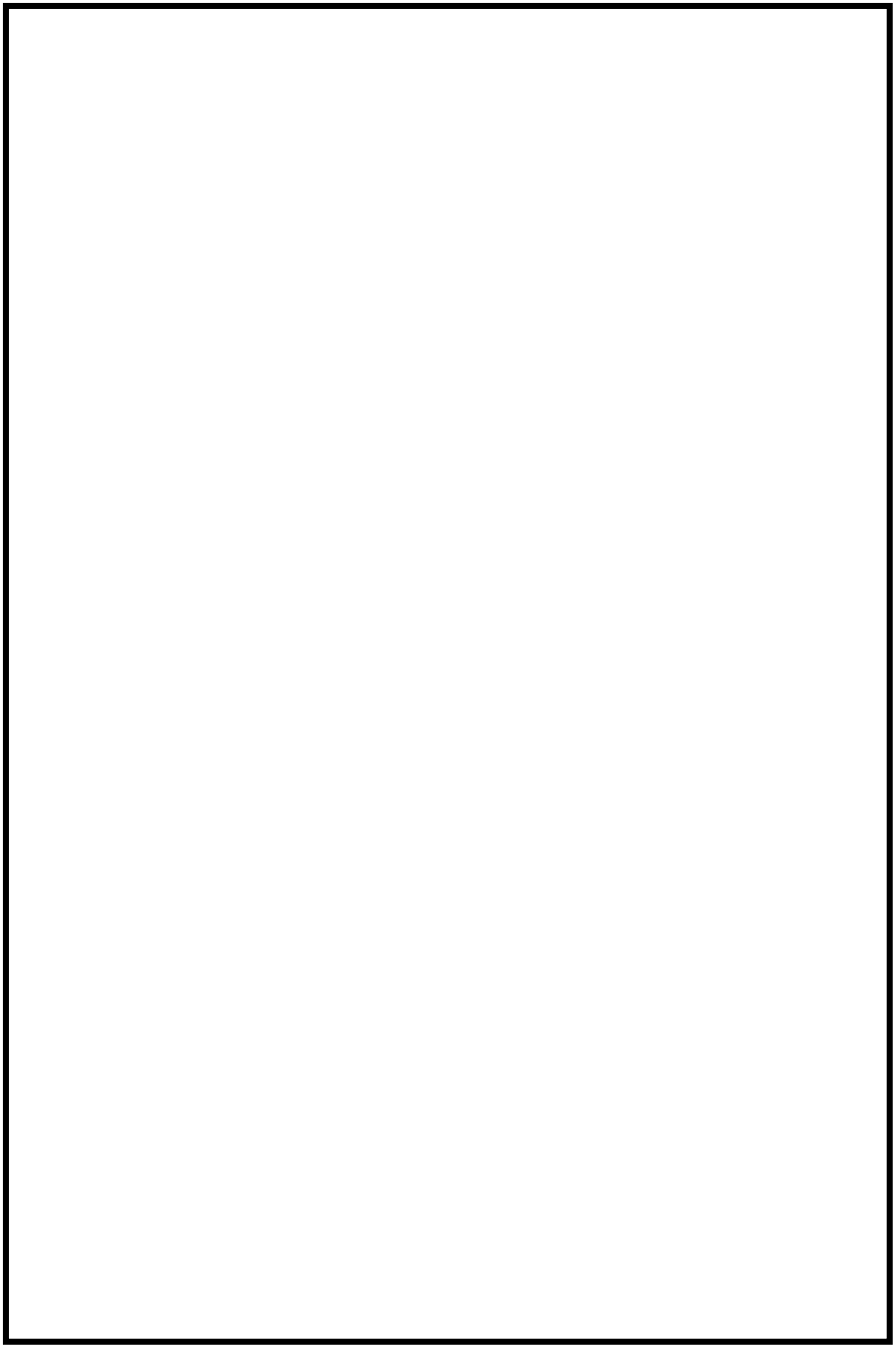


図 16　代替原子炉補機冷却系　系統性能検査（7 号炉 B 系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

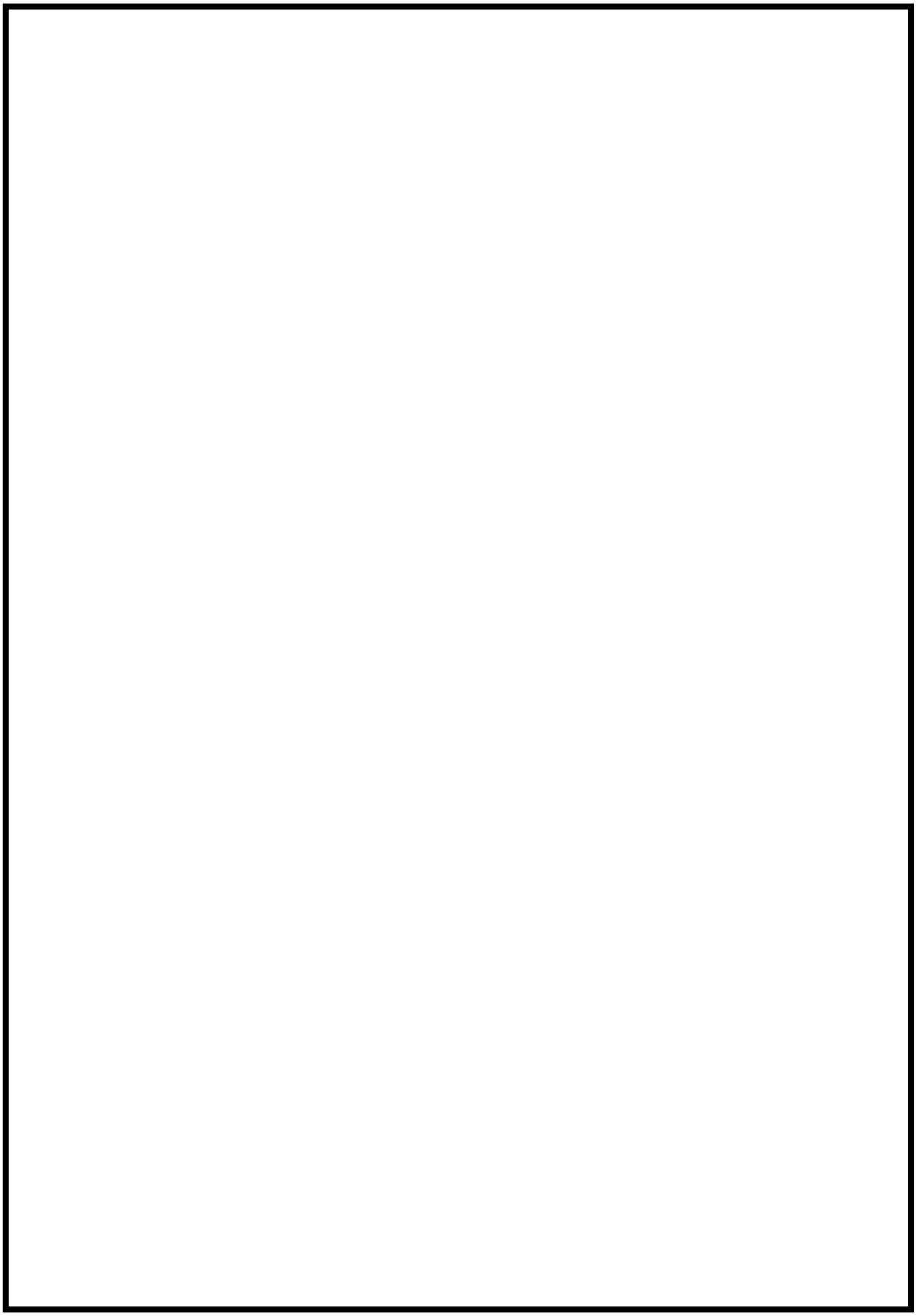


図 17　燃料プール冷却浄化系　系統性能検査（6 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

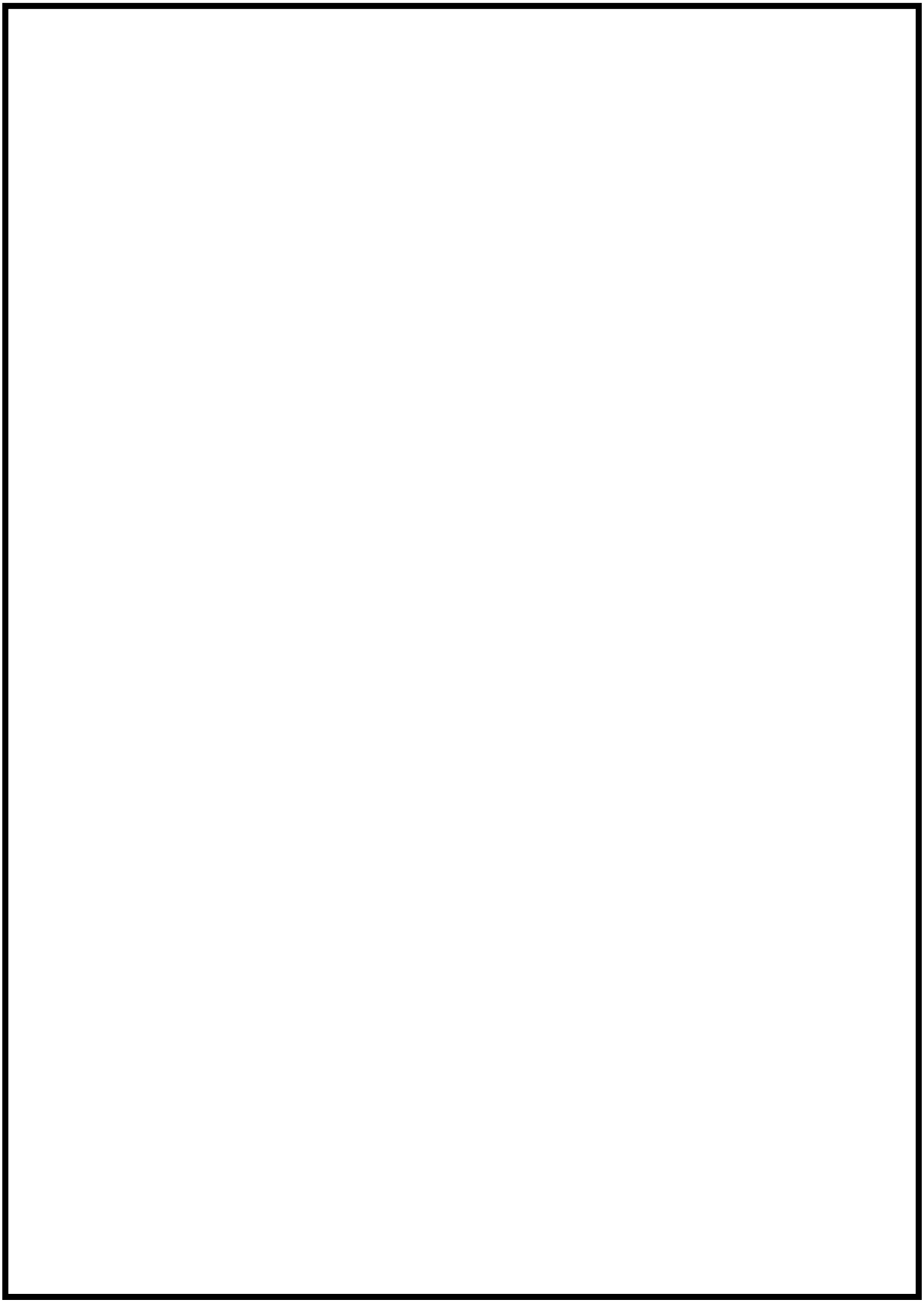


図 18　燃料プール冷却浄化系　系統性能検査（7 号炉）

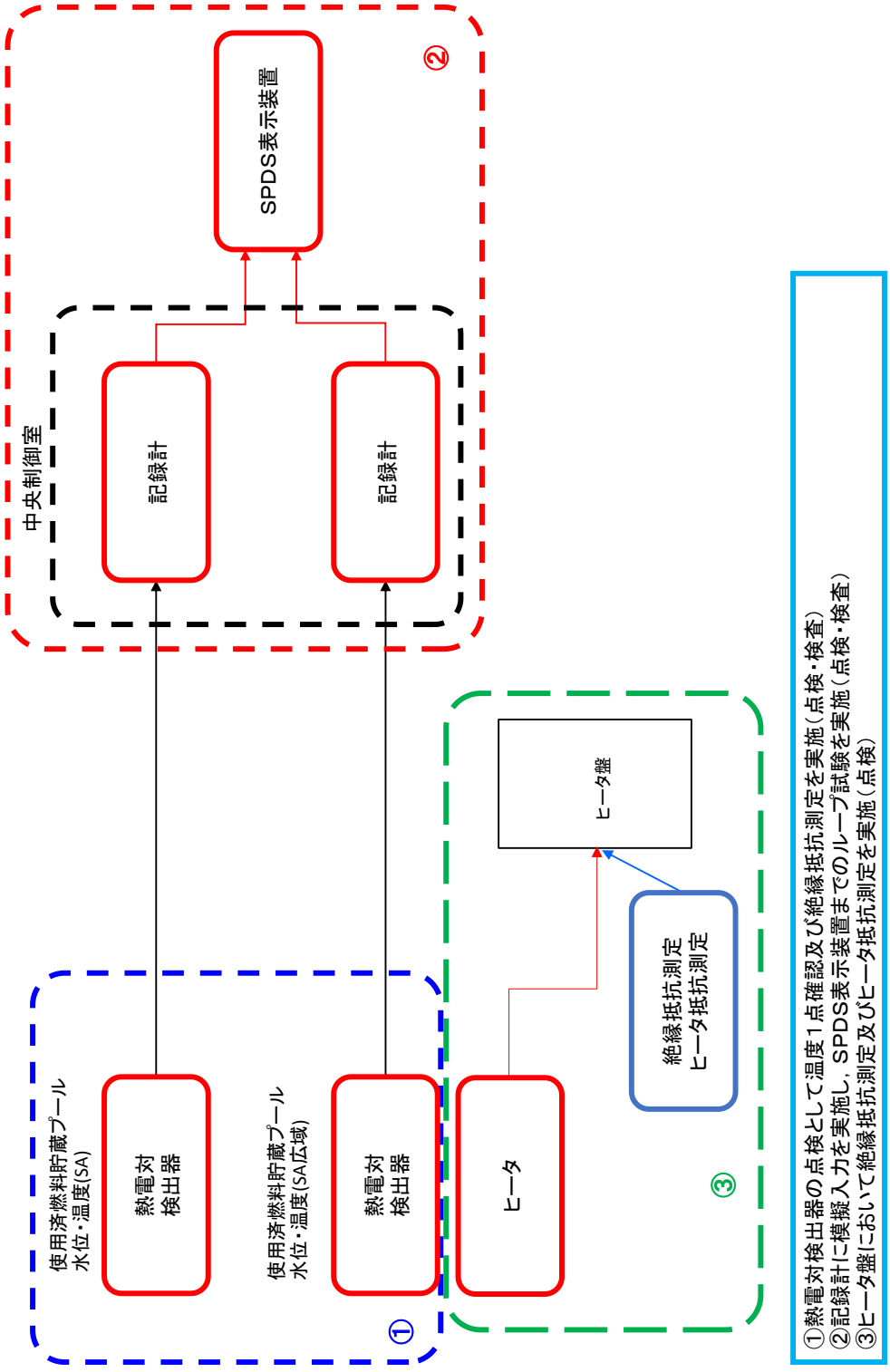


図 19　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域及び SA）の
試験及び検査概要図

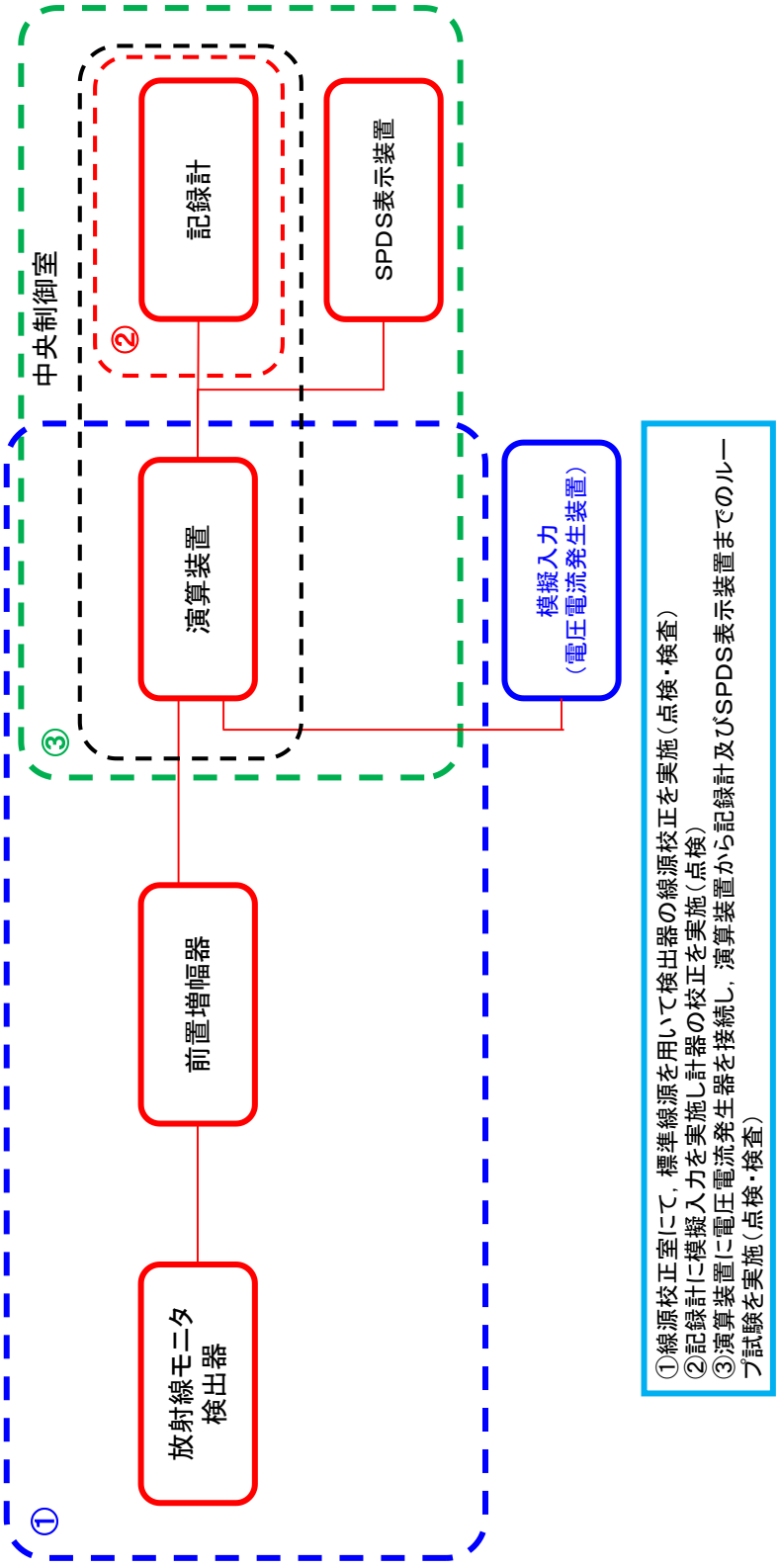


図 20　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の
試験及び検査概要図

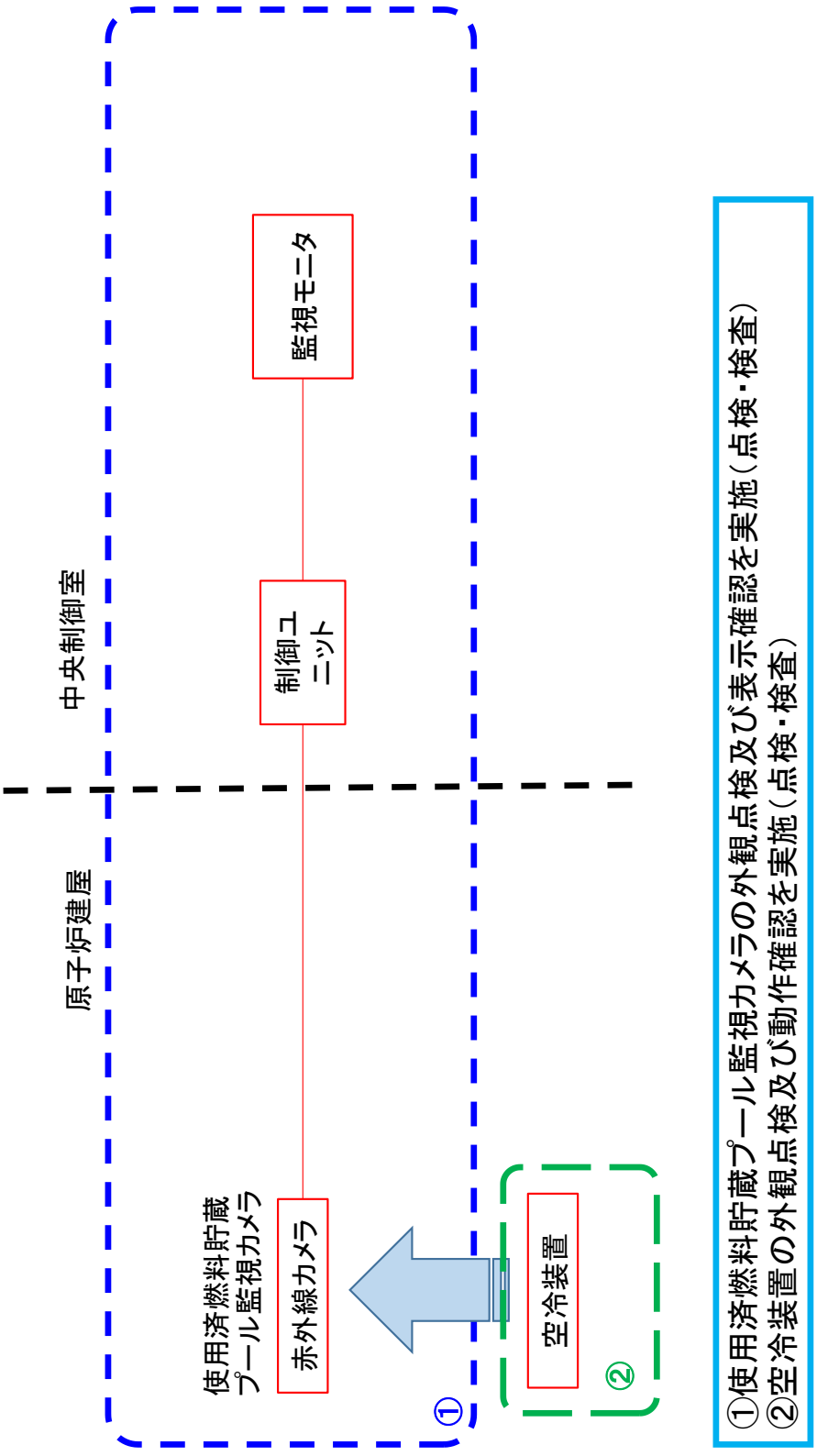


図 21　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験　及び検査概要図

54-6
容量設定根拠

名　　称		可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
容量	m^3/h/台	147（注1），（120（注2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.29（注1），（0.85（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：規格値を示す

【設 定 根 拠 】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定事故 1，想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

なお，可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用する場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用する。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

なお，可搬型スプレイヘッダを使用する場合においては，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図 1 のとおり可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用し，常設スプレイヘッダを使用する場合においては，図 2 のとおり可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台として使用する。

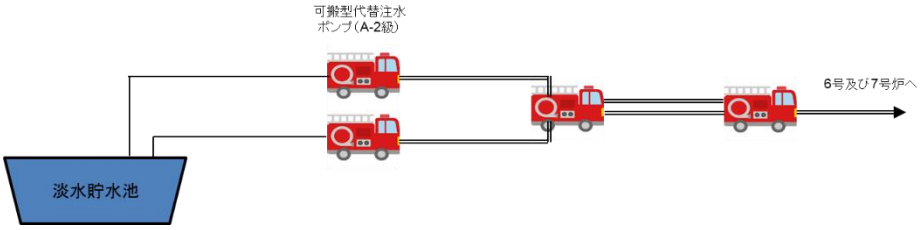


図1　系統構成概要図　（その1）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

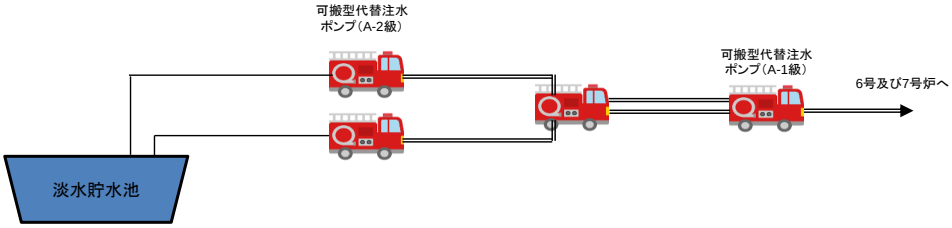


図2　系統構成概要図　（その2）

1. 容量　147m³/h（注 1）／120m³/h（注 2）

第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量の要求値は，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量として，可搬型スプレイヘッダを使用する場合及び常設スプレイヘッダを使用する場合ともに，45m³/h 以上とする。

また，第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」(54-6-18～33)で説明されている容量として，可搬型スプレイヘッダを使用する場合は 46m³/h 以上，常設スプレイヘッダを使用する場合は 147 m³/h とする。

以上より，必要流量が最大となる第 54 条 2 項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の 147 m³/h を要求値とする。

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

2. 吐出圧力　1.29MPa（注 1）／0.85MPa（注 2）

燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は，静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

2.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[redacted]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【7 号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭	約	[redacted] MPa	
ホース圧損	約	[redacted] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[redacted] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[redacted] MPa	

合 計 約 0.74MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

2.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[redacted] を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。（第 54 条第 2 項対応における保守的な流量として 46m^3/h を用いて算出する。）

【7 号炉原子炉建屋大物搬入口の場合】

静水頭	約	[redacted] MPa	
ホース圧損	約	[redacted] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[redacted] MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	[redacted] MPa	

合 計 約 1.26MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

2.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

6 号及び 7 号炉の複数ある接続口のうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[redacted] を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【7 号炉原子炉建屋北側接続口の場合】

静水頭	約	[redacted] MPa	
ホース圧損	約	[redacted] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[redacted] MPa	※1
機器類圧損	約	[redacted] MPa	

合 計 約 0.46MPa

※1 :ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

2.4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合

吐出圧力の評価としては使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行うポンプが支配的となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応において使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行うポンプとして使用しないことから，本評価においては淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び中継用可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）のうち，吐出圧力の高い淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の評価を行う。

【淡水貯水池側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合】

静水頭	約	[redacted] MPa	
ホース圧損	約	[redacted] MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	[redacted] MPa	※1
機器類圧損	約	[redacted] MPa	

合 計 約 1.29MPa

※1 :ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

2.5 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力

以上より，必要吐出圧力が最大となる第 54 条 2 項対応において，常設スプレイヘッダを

使用する場合の約 1.29MPa 以上を要求値とする。

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

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

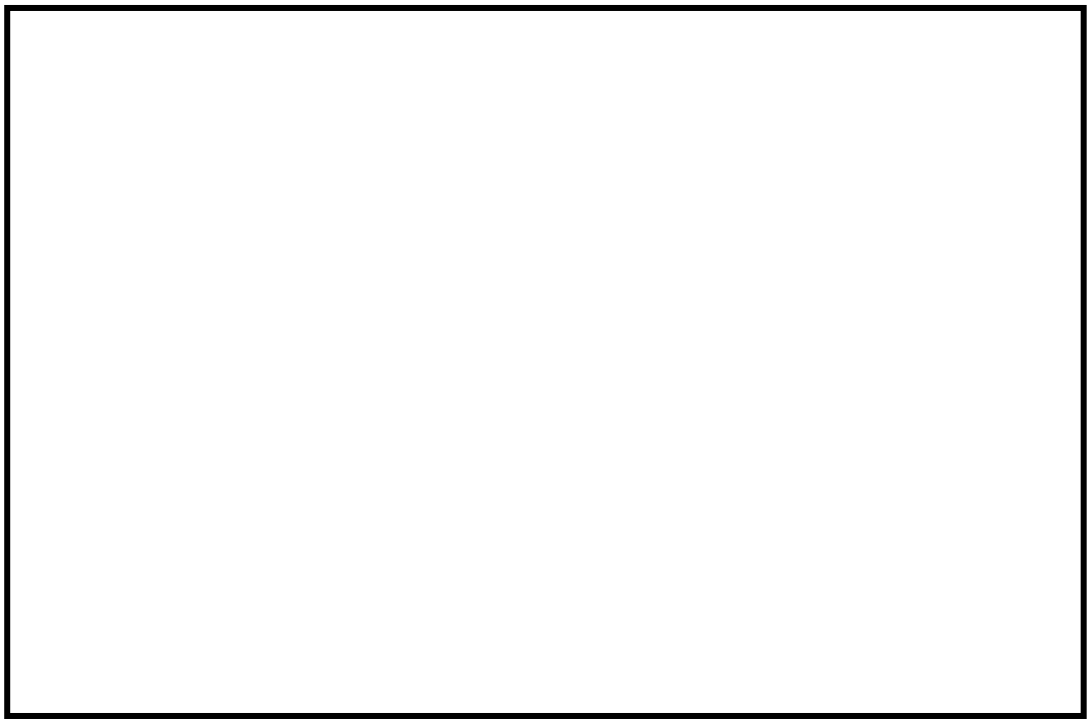


図 3　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

3.NPSH 評価

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

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

3.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

＜接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m^3/h）及び吐出圧力（0.74MPa）を満足する 2400rpm とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

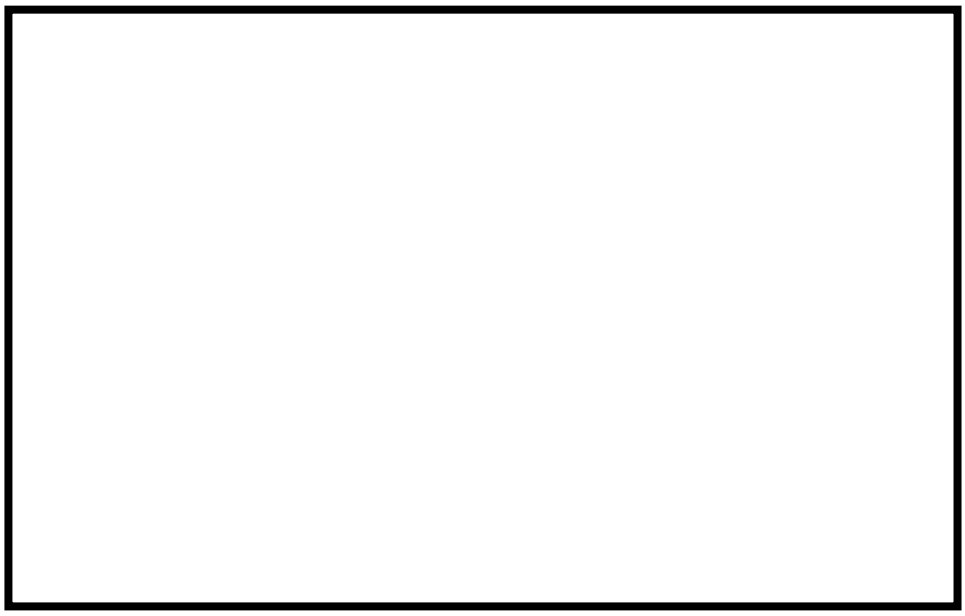


図 4　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）NPSH

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

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

有効 NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s　・・・①

ここで，H_a：大気圧 [redacted]

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

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

とする。

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

H_n＝[redacted]

H_s＝[redacted]

H_l＝[redacted]

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

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

＜中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

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

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

H_n = [ ]
H_s = [ ]
H_l = [ ]

なお，淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより，淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって，評価においては保守的にH_n=[ ]とした。

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

＜淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため，保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し[ ] m とする。

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

H_n = [ ]
H_s = [ ]
H_l = [ ]

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

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合

＜接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合の必要流量（46m³/h）及び吐出圧力（1.26MPa）を満足する 2800rpm とする。

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

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

H_n=[ ]
H_s=[ ]
H_l=[ ]

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

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

＜中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

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

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

H_n=[ ]
H_s=[ ]
H_l=[ ]

なお，淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより，淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって，評価においては保守的にH_n=[ ]とした。

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

＜淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域である

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

ため，保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し［　］m とする。

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

H_n＝［　］

H_s＝［　］

H_l＝［　］

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

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

3.3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合

＜接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 1 項対応の場合の必要流量（45m^3/h）及び吐出圧力（0.46MPa）を満足する 2200rpm とする。

2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，［　］m となる。

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

H_n＝［　］

H_s＝［　］

H_l＝［　］

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

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

＜中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

H_n＝［　　］
H_s＝［　　］
H_l＝［　　］

なお，淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の設置高さに 30m 程度差があることにより，淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を特別に定めなくても中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の有効 NPSH は十分に大きくなる。よって，評価においては保守的にH_n＝［　　］とした。

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

＜淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2200rpm とする。2200rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の必要 NPSH 曲線では流量が小さく確認できない領域であるため，保守的に 2200rpm の曲線での最低記載値を採用し［　　］m とする。

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

H_n＝［　　］
H_s＝［　　］
H_l＝［　　］

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

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

3.4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合

本評価については，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の容量設定根拠にて行う。

4. 最高使用圧力　2.0MPa

燃料プール代替注水系に必要となる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は 1.29MPa 以上であるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水系（可搬型）にて要求される吐出圧力（1.67MPa）

であり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

5. 最高使用温度　60℃

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

6. 原動機出力　100kW/台

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

名　　称		可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
容量	m^3/h/台	147（注1），（168（注2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.95（注1），（0.85（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	146
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：規格値を示す

【設　定　根　拠】

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

燃料プール代替注水系として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，想定事故 1，想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合の条件が最も保守的であり，図 5 の通り，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台使用する。

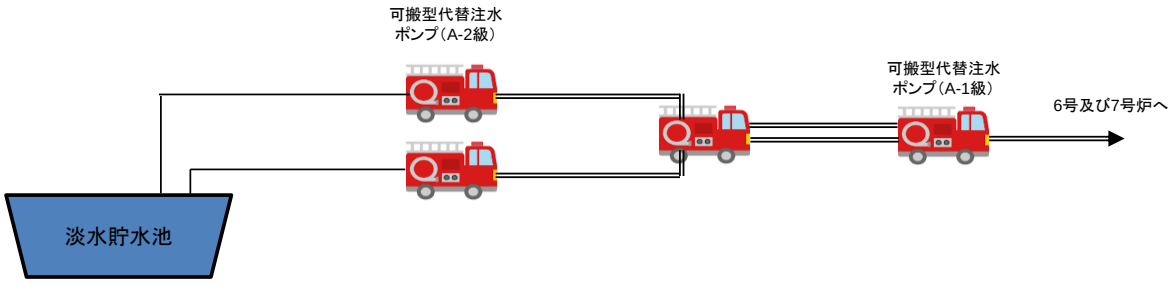


図 5　系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1. 容量　147m^3/h（注 1）／168m^3/h（注 2）

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の容量の要求値は,補足説明資料「使用済燃料プール(SFP)スプレイ設備の冷却能力について」(54-6-18～33)で説明されている，常設スプレイヘッダを使用する場合の 147m^3/h 以上とする。

なお，可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 168m^3/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力　1.95MPa（注 1）／0.85MPa（注 2）

燃料プール代替注水系で使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力は，静水頭，ホース直接敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6 号及び 7 号炉の複数あるホース敷設ルートのうち，使用するホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損等を考慮した結果，最も保守的となる，[redacted]を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【7 号炉 SFP 接続口（北）の場合】

静水頭	約 [redacted]	MPa	
ホース圧損	約 [redacted]	MPa	※1
ホース湾曲による影響	約 [redacted]	MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約 [redacted]	MPa	
合 計	約 1.95	MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 54-6-34,35 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の吐出圧力の要求値は，約 1.95MPa 以上とする。

なお，可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから,その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

図 6 に示すとおり，可搬搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 6　可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）性能曲線

3.NPSH 評価

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

なお，評価においては，接続口側の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の有効 NPSH が必要 NPSH を上回るように，上流側の（淡水貯水池に近い側の）可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転条件を設定した。

＜接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）＞

図 6 より，ポンプの必要回転数は，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第 2 項対応の場合の必要流量（147m^3/h）及び吐出圧力（1.95MPa）を満足する 3600rpm とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 7　可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）NPSH

3600rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 7 の水頭に余裕を見込み, [redacted] mとなる。

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

有効 NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s　・・・①

ここで，H_a: 大気圧[redacted]

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

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

とする。

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

H_n＝[redacted]

H_s＝[redacted]

H_l＝[redacted]

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

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

＜中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm とする。2800rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[ ] m となる。

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

H_n = [ ]
H_s = [ ]
H_l = [ ]

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

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

＜淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 3 より，ポンプの必要回転数は，中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2800rpm となる。2800rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 4 の水頭に余裕を見込み，[ ] mとなる。

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

H_n = [ ]
H_s = [ ]
H_l = [ ]

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

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

4. 最高使用圧力　2.0MPa

燃料プール代替注水系に必要となる可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の吐出圧力は 1.95MPa 以上であり，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の最高使用圧力は 1.95MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

5. 最高使用温度　60℃

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の最高使用温度は，水源である淡水の温度が常温程度であるため，60℃とする。

6. 原動機出力　146kW/台

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の原動機については，必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして 146kW とする。

使用済燃料プール（SFP）スプレイ設備の冷却能力について

1．概要

SFP スプレイ設備の冷却能力は，SFP 水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として，SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。

可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダの冷却能力は下記の設計方針により決定する。

(1) 可搬型スプレイヘッダ

・SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保

・NEI 06-12 の可搬型スプレイヘッダの必要スプレイ流量を満足すること

・スプレイヘッダ１台で，SFP 内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲※1を確保

※1 ：可搬型スプレイヘッダの必要スプレイ量は，事故後の現場状況に対する柔軟なスプレイヘッダ配置を可能とするため，評価基準として，燃料集合体とスプレイヘッダ配置から定まるスプレイ分布でなく，燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。

(2) 常設スプレイヘッダ

・必要スプレイ流量として，SFP 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保

・冷却に寄与するスプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする

・スプレイ分布は，燃料集合体とスプレイヘッダ配置から定まるスプレイ分布として，取出し直後の燃料集合体を 2 炉心分※2保管可能なエリアを確保

※2 ：発電用原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出し，市松状に配置可能なことを考慮し，2 炉心分のエリアを確保

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 可搬型スプレイヘッダの冷却能力

(1) 必要スプレイ量の評価

a. 評価条件

- SFP 内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。
- 使用済燃料の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- スプレイ水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg(1980 年 JSME 蒸気表)
- スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃,大気圧で 2256.9kJ/kg(1980 年 JSME 蒸気表)
- 水の比容積は 40℃で 0.00100781m^3/kg
- 燃料集合体の熱出力（1～5 号炉）:
- 燃料集合体の熱出力（6 号及び 7 号炉）:

b. SFP 内の合計崩壊熱量

SFP 内の総崩壊熱量として,6 号炉の評価結果を表 1 に,7 号炉の評価結果を表 2 に示す。また,SFP 内の合計崩壊熱量は下記のとおりとなる。

・6 号炉：12.039MW

・7 号炉：12.062MW

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1　燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量（6 号炉）

取出号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数［体］	合計崩壊熱［MW］	備考
	サイクル	時間［s］	サイクル	時間［s］			
6	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
7	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
合計					3202	12.039	—

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2　燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量（7 号炉）

取出号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数［体］	合計崩壊熱［MW］	備考
	サイクル	時間［s］	サイクル	時間［s］			
7	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
6	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
合計					3236	12.062	—

c．必要スプレイ流量の評価式

SFP 内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量 V_1（m^3/h）は，SFP 内燃料体の崩壊熱 Q による SFP 水の蒸散量に等しいとして，以下の式を用いて算出した。

$$V_1 = Q \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600$$

Q　：SFP 内燃料集合体の合計崩壊熱[kW]
H_{sh} ：水の顕熱（40℃～100℃）[kJ/kg]
H_{lh} ：飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]
m　：水の比容積[m^3/kg]

d．評価結果

表 3　6 号及び 7 号炉の崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
6 号炉　全炉心燃料取出し後	17.412m^3/h
7 号炉　全炉心燃料取出し後	17.446m^3/h

e．まとめ

SFP の熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に，当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は 6 号炉で 17.412m^3/h，7 号炉で 17.446m^3/h である。

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉において設置する，可搬型スプレイヘッダ 2 台により，上記流量及び NEI106-12 で要求されるスプレイ流量（200gpm≒46m^3/h）を確保することで，上記スプレイ流量を，満足することが可能である。

以上より，必要スプレイ流量は保守側の 46 m^3/h 以上とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について

a. 可搬型スプレイヘッダの放水試験

下記放水条件で放水試験により,図5に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

・放水角度（仰角）：30°
・旋回角度：±40°
・流量：800L/min（48m³/h）
・スプレイヘッダ元圧：0.5MPa
・試験時間：60sec
・φ210㎜の測定容器を並べ，放水量を確認

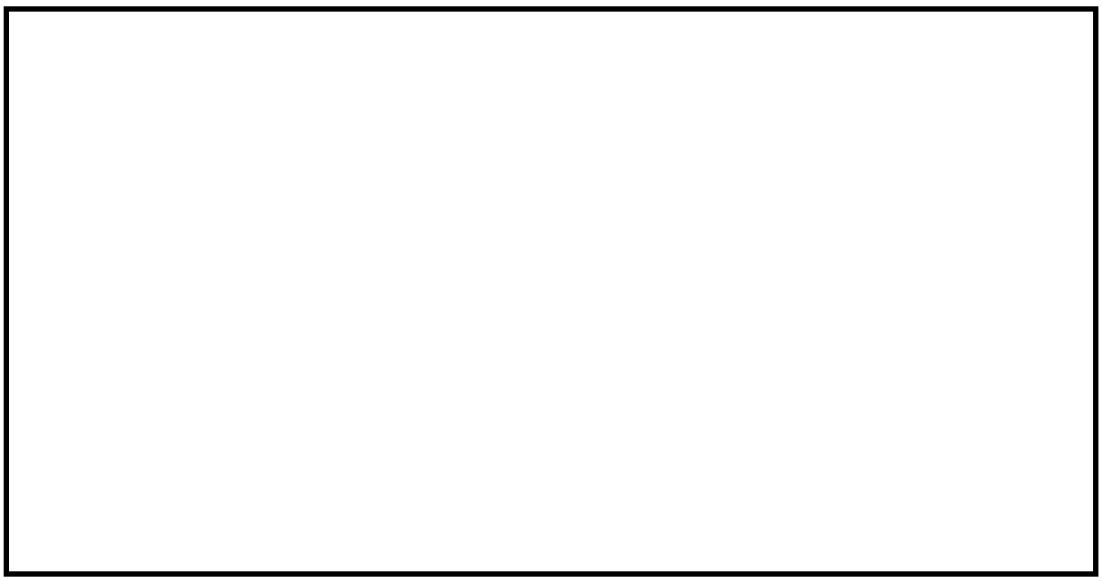


図8　可搬型スプレイヘッダの放水範囲

b. 使用済燃料プールへの放水範囲

放水試験結果から，6号及び7号炉では，通常時，SFP周辺にスロッシング防止用の柵（高さ約1m），燃料交換機が配置されているため，可搬型スプレイヘッダは図9及び図10に示すように2箇所からスプレイすることで可搬型スプレイヘッダ1台によりSFP内の燃料集合体全てに対しスプレイすることが可能となる。

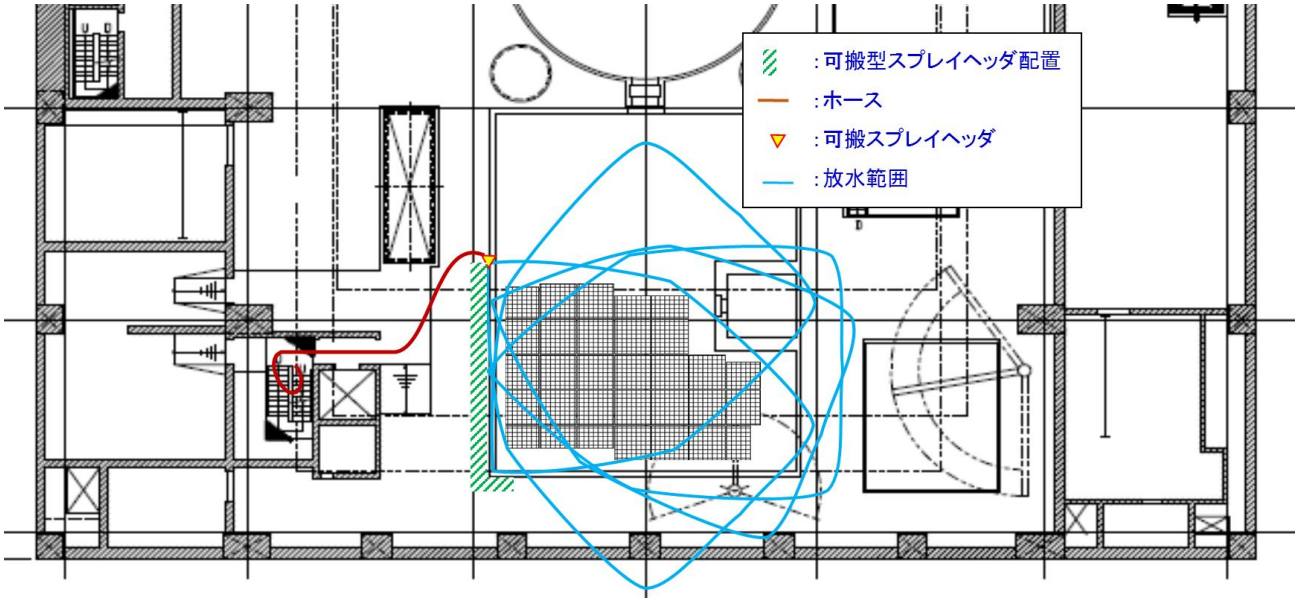


図 9　可搬型スプレイヘッダのスプレイ範囲（南面からスプレイする場合）

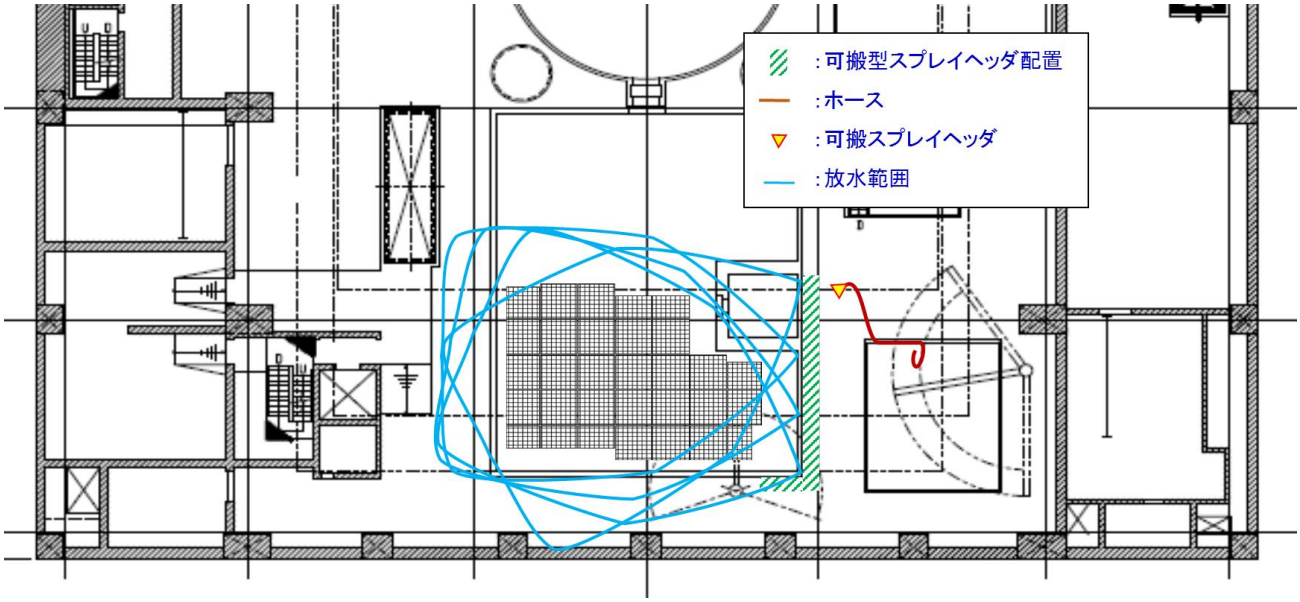


図 10　可搬型スプレイヘッダのスプレイ範囲（北面からスプレイする場合）

(5) SFP からの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について

SFP からの漏えい時において，可搬型スプレイヘッダを配置する場合， SFP 周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位－2.1m）までの水位低下時間とスプレイヘッダを配置する時間の関係を整理した。

通常水位から遮蔽水位までの SFP からの水位低下量は，6 号炉：481m^3，7 号炉：489m^3 である。

ここで，SFP からの漏えい量を 200gpm（46m^3/h）とした場合，遮蔽水位到達までの時間は，6 号炉：10.5 時間，7 号炉：10.6 時間となり，約 10 時間となる。一方で，原子炉建屋 1 階から SFP のある原子炉建屋 4 階まで仮設ホースを配置する時間は，訓練実績として約 30 分であることから，十分な時間的な余裕のある対応が可能である。

3. 常設スプレイヘッダの冷却能力

(1) 前提条件

①燃料プールの状態

SFP は，燃料集合体の総発熱量が最大で保有水量が最小となるプールゲート閉の状態とする。また，SFP 内の崩壊熱量は，停止時最大として，発電用原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出した直後で，号炉間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。

②燃料集合体の配置

SFP 内の燃料集合体を取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」，号炉間輸送分を含めたその他の 1 サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の 2 つのエリアに分け，「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に 2 炉心以上のエリアを確保する。

③燃料集合体の冷却期間

SFP 内の崩壊熱は，1 体当りの発熱量で定義し，高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされ，低温燃料域は 1 サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされているとする。

④必要スプレイ流量

・単位面積当たりの必要スプレイ流量

「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。

・必要スプレイ流量

必要スプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ流量とし，実機スケールの実証試験により，燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する流量を測定する。（SFP 外へ漏れるスプレイ流量や，燃料ラック外表面に付着したスプレイ水による燃料ラックを介した伝熱，SFP 内部を冷却することによる輻射伝熱等は，崩壊熱の除去に寄与しないとする。）

なお，本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから，実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで，必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け，スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても，一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) SFP 内の崩壊熱量

a. 評価条件

・崩壊熱計算：May-Witt を使用
・１炉心取出しまでの期間：10 日間
・定期検査期間：70 日
・運転期間：426 日
・不確定性：May-Witt の不確定性として 10%を考慮
・最大照射期間：5 サイクル（1.84×10^{8}秒）
・燃料集合体の熱出力（1～5 号炉）：
・燃料集合体の熱出力（6 号及び 7 号炉）：

b. 評価結果

SFP 内の崩壊熱量として，6 号炉の評価結果を表 4 に，7 号炉の評価結果を表 5 に示す。6 号及び 7 号炉の高温燃料域及び低温燃料域の燃料集合体 1 体当りの最大の崩壊熱量は，照射時間及び冷却時間に依存し，下記のとおり 6 号及び 7 号炉で同じ値となる。

・高温燃料域：
・低温燃料域：

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4　燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量（6 号炉）

取出号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数［体］	1 体当りの崩壊熱［MW／体］	備考
	サイクル	時間［s］	サイクル	時間［s］			
6	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
7	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5　燃料取出直後の SFP 内燃料集合体の崩壊熱量（7 号炉）

取出号炉	照射期間		冷却時間		燃料体数［体］	1 体当りの崩壊熱［MW／体］	備考
	サイクル	時間［s］	サイクル	時間［s］			
7	5	1.84×10^{8}	3	1.29×10^{8}			—
	4	1.47×10^{8}	3	1.29×10^{8}			
	5	1.84×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	2	8.57×10^{7}			
	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{7}			
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	3	1.10×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	2	7.36×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	1	3.68×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
6	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
5	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
4	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
3	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
2	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
1	5	1.84×10^{8}	1	4.37×10^{5}			号炉間輸送分（1050 日冷却後）
	4	1.47×10^{8}	1	4.37×10^{5}			
	5	1.84×10^{8}	0	8.64×10^{5}			
	4	1.47×10^{8}	0	8.64×10^{5}			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき,崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。

・SFP 内の燃料集合体は全露出している状態を想定
・崩壊熱の除熱効果は，スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを期待
・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b. 評価条件

・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・水の蒸発潜熱は 100℃，大気圧で 2256.9kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・水の比容積は 40℃で 0.00100781m^3/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・6 号及び 7 号炉のチャンネルボックスの面積は
・SFP 面積は 6 号炉 : ，7 号炉 :

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[$m^3/h/m^2$]は，以下の計算式を用いて評価を行う。

高温燃料域　：　$V_{AH}=Q_H \div (H_{sh}+H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$

低温燃料域　：　$V_{AL}=Q_L \div (H_{sh}+H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$

Q_H ：高温燃料の１体当りの最大崩壊熱[kW／体]
Q_L ：低温燃料の１体当りの最大崩壊熱[kW／体]
H_{sh} ：水の顕熱（40℃～100℃）[kJ/kg]
H_{lh} ：飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]
m　：水の比容積[m^3/kg]
A_{ch} ：チャンネルボックス１本当りの面積[m^2／本]

d. 評価結果

表 6　6 号及び 7 号炉の単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量
高温燃料域（取出し直後）	
低温燃料域（1 サイクル冷却後）	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

試験設備は，基準として床面を燃料頂部の高さと仮定し，実機寸法を模擬して図 11 のようにポンプ，流量計，流量調整弁，ヘッダ管，ノズルを設置した。また，足場とブルーシートにより SFP プール壁面を模擬することで，実機 SFP と同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。

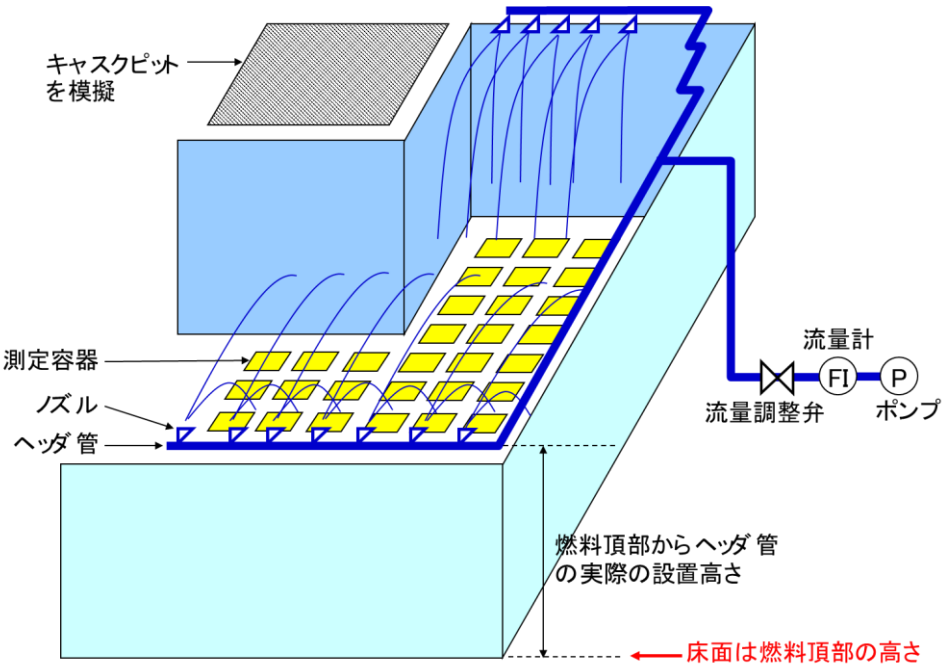


図 11　試験設備概要図

b. 測定条件

・スプレイ時間：2min

・測定容器開口面積：318 ㎜×318 ㎜

c. 判定基準

表 7　スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2 炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

d. 測定結果

①スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について，スプレイ前の状況を図 12，スプレイ状態の状況を図 13 に示す。

図 13 のスプレイ状態から，スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることが確認できる。

図 12　スプレイ前の状況（スプレイ量：0m^3/h）

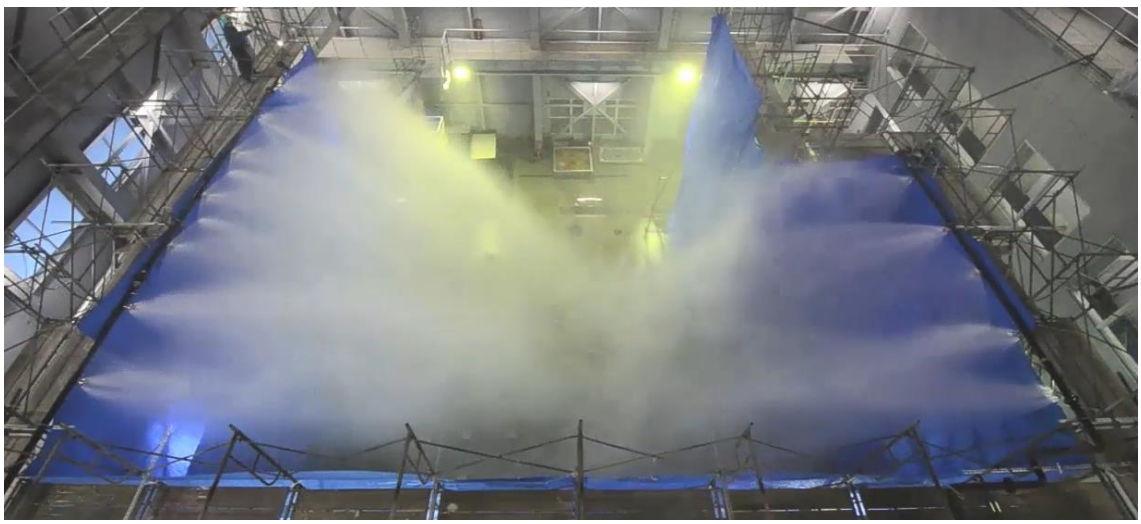


図 13　スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m^3/h）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

②必要スプレイ流量の測定結果

6 号炉の実証試験結果を表 8 に，7 号炉の実証試験結果を表 9 に示す。

6 号及び 7 号炉ともに，単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を 2 炉心以上確保し，全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また，必要スプレイ流量は，下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお，7 号炉のスプレイ分布と燃料配置を示す。

・スプレイ流量：2200～2450L/min（132～147m^3/h）

表 8　スプレイ実証試験結果（6 号炉）

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

表 9　スプレイ実証試験結果（7 号炉）

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

図 14　使用済燃料プールスプレイ時のスプレイ分布

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

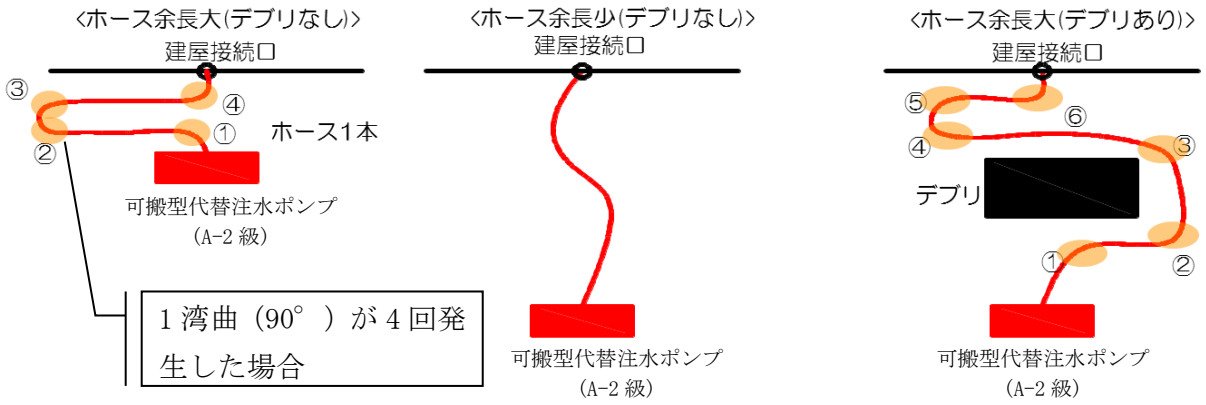


図 15　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ）

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

○損失ヘッド fc

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである
fc=0.068･･･［MPa］（ｉ）
を引用する。

○流速 v

v=Q/A

・Q=流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。
ここでは，例示として，　90［m^3/h］の場合の計算を示す。
ホース 2 線で送水した場合,1 線あたり 45[m^3/h]＝0.75[m^3/min]となる。

・A＝管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから，75A のホースを使用した場合を想定すると，
r=0.038［m］となる。よって，A=0.00454[m^2]

・流速 v=Q/A より

v=165.1982[m/min]

= 2.7533[m/s] ･･･(ⅱ)

○上記(ⅰ)(ⅱ)より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

hc＝fc×v^2/(2g)より，重力加速度 9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(2.7533^2/(2×9.8))×3

＝0.079[m]

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		燃料プール冷却浄化系　熱交換器
個数	基	2
容量（設計熱交換量）	MW/基	約 1.9(注 1，2)
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより，使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合，燃料プール冷却浄化系はポンプ 1 台で運転し，熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1.容量の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は，海水温度が 30℃，使用済燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器 1 基あたり約 1.9MW であるが，重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は，使用済燃料プール水温が約 77℃，燃料プール冷却浄化系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 125m^3/h，代替原子炉補機冷却系側の流量約 110m^3/h の場合において約 2.6MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約□ m^2，7 号炉約□ m^2 に対し，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6 号炉約□ m^2，7 号炉約□ m^2 となるため，燃料プール冷却浄化系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

【設定根拠】

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

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

1.個数，容量の設定根拠

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

なお，熱交換器ユニット（その 1）の容量を上記のように設定することで，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，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）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2.最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その 1）の淡水側の最高使用圧力は，原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ，1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

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

3.最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

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

4.1 交換熱量

$Q = C_1 \cdot Wa \cdot \rho_1 \cdot (Ta1-Ta2)$

$\therefore Ta1 = 65.3$

$Q = C_2 \cdot Wb \cdot \rho_2 \cdot (Tb1-Tb2)$

$\therefore Tb1 = 54.0$

Q	：熱交換器ユニット除熱能力	＝23.0MW（82,800,000 kJ/h）
Wa	：淡水側流量	＝600m^3/h
Wb	：海水側流量	＝840m^3/h
Ta1	：熱交換器ユニット淡水側入口温度	
Ta2	：熱交換器ユニット淡水側出口温度	＝32.0℃
Tb2	：熱交換器ユニット海水側入口温度	＝30.0℃
Tb1	：熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ_1	：密度（淡水）	＝990.1kg/m^3
ρ_2	：密度（海水）	＝1017kg/m^3
C_1	：比熱（淡水）	＝4.18kJ/kg・K
C_2	：比熱（海水）	＝4.03kJ/kg・K

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4.2 対数平均温度差

⊿t＝{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)}／ln{(Ta1-Tb2)／(Ta2-Tb1)}

＝5.38K

⊿t ：対数平均温度差

4.3 伝熱係数

Uc ＝□kW/(m^2・K)

4.4 必要伝熱面積

A_r ＝Q／⊿t／Uc

＝23000／5.38／□／2 ＝□m^2 ≒ □m^2

A_r ：熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は,□×2 ＝□m^2

以上より，熱交換器ユニット（その 1）の伝熱面積は，約□m^2/式とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		熱交換器ユニット（その 2）
個数	式	1
容量(設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側　1.37 ／　海水側　1.4
最高使用温度	℃	淡水側　70 又は 90　／　海水側　80 又は 40
伝熱面積	m^2/式	
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット（その 2）は，重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

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

1.個数，容量の設定根拠

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

なお，熱交換器ユニット（その 2）の容量を上記のように設定することで，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，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）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その 2）の淡水側の最高使用圧力は，原子炉補機冷却系の最高使用圧力に合わせ，1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

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

3.最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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

3.2 海水側

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

4.伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

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

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

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\square \times 8.60}$$

$$= \square \text{／基}$$

Q　：設計熱交換量（W）　＝11.602×10^6（＝11.61MW）

K。：伝熱板熱通過率（W/(m^2･K)）　＝□

ΔT：対数平均温度差（K）　＝8.60

（引用文献：「伝熱工学資料　改訂第 4 版」（1986 年　日本機械学会））

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は，□×2　＝　□m^2

以上より，熱交換器ユニット（その 2）の伝熱面積は，約□m^2/式とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

・管側（サプレッション・プール水）流量　　：954m^3/h（残留熱除去系定格流量）
・胴側（原子炉補機冷却水）流量　　：1200m^3/h
・管側（サプレッション・プール水）入口温度：52℃
・海水温度　　：30℃
・(参考)原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積：□ m^2

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

・管側（サプレッション・プール水）流量　　：954m^3/h（残留熱除去系定格流量）
・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量　　：約 600m^3/h
・管側（サプレッション・プール水）入口温度：52℃
・海水温度　　：30℃
・(参考）熱交換器ユニット伝熱面積　　：約□ m^2

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名　　称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）
個数	台	2
容量	m^3/h/台	300 以上（注 1）（300（注 2））
全揚程	m	□ 以上（注 1）（75（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	□ 以上（注 1）（110（注 2））
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）は，重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）は 2 台設置する。

1.個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱(約 23MW)を除去するために必要な流量を 600m^3/h とし，容量 300 m^3/h のポンプを 2 台設置する。

なお，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の容量を上記のように設定することで，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，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）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2.揚程の設定根拠

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

【6 号炉のケース】

配管・機器圧力損失　：　約□ m

上記から，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の揚程は 75m とする。

3.最高使用圧力の設定根拠

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

4.最高使用温度の設定根拠

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

5.原動機出力の設定根拠

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

$$P=10^{\wedge}(-3)\times\rho\times g\times((Q/3,600)\times H)/(\eta/100)$$
$$=10^{\wedge}(-3)\times1,000\times9.80665\times((300/3,600)\times75)/([redacted]/100)$$
$$=[redacted]\ kW$$
$$\fallingdotseq[redacted]\ kW$$

P ： 必要軸動力（kW）
ρ ： 流体の密度（kg/m³） ＝1,000
g ： 重力加速度（m/s²） ＝9.80665
Q ： ポンプ容量（m³/h） ＝300
H ： ポンプ揚程（m） ＝75（図 15 参照）
η ： ポンプ効率（%） ＝[redacted]（図 15 参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

以上より，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）の原動機出力は 110kW/台とする。

[redacted]

図 16　代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 1）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

【設定根拠】

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

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）は 1 台設置する。

1.個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱(約 23MW)を除去するために必要な流量を 600m^3/h とし，容量 600 m^3/h のポンプを 1 台設置する。

なお，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）の容量を上記のように設定することで，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，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）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2.揚程の設定根拠

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

【6 号炉のケース】

配管・機器圧力損失　：　約□ m

上記から，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）の揚程は 75m とする。

3.最高使用圧力の設定根拠

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

5.原動機出力の設定根拠
代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）（容量 600m^3/h）の必要軸動力は，以下のとおり約 [redacted] kW となる。

$$P=10^{\wedge}(-3)\times\rho\times g\times((Q/3,600)\times H)/(\eta/100)$$
$$=10^{\wedge}(-3)\times1,000\times9.80665\times((600/3,600)\times75)/([redacted]/100)$$
$$=[redacted]\ \mathrm{kW}$$
$$\fallingdotseq[redacted]\ \mathrm{kW}$$

P ： 必要軸動力（kW）
ρ ： 流体の密度（kg/m^3） ＝1,000
g ： 重力加速度（m/s^2） ＝9.80665
Q ： ポンプ容量（m^3/h） ＝600
H ： ポンプ揚程（m） ＝75（図 16 参照）
η ： ポンプ効率（%） ＝約 [redacted]（図 16 参照）
（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））

以上より，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）の原動機出力は 200kW/台とする。

[redacted]

図 17　代替原子炉補機冷却水ポンプ（その 2）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

【設定根拠】

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

1.容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は，保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱(約 23MW)を除去するために必要な流量を 840m^3/h とし，900m^3/h とする。

なお，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，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）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

2.吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は，下記を考慮する。

(6 号炉)

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

(7 号炉)

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

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

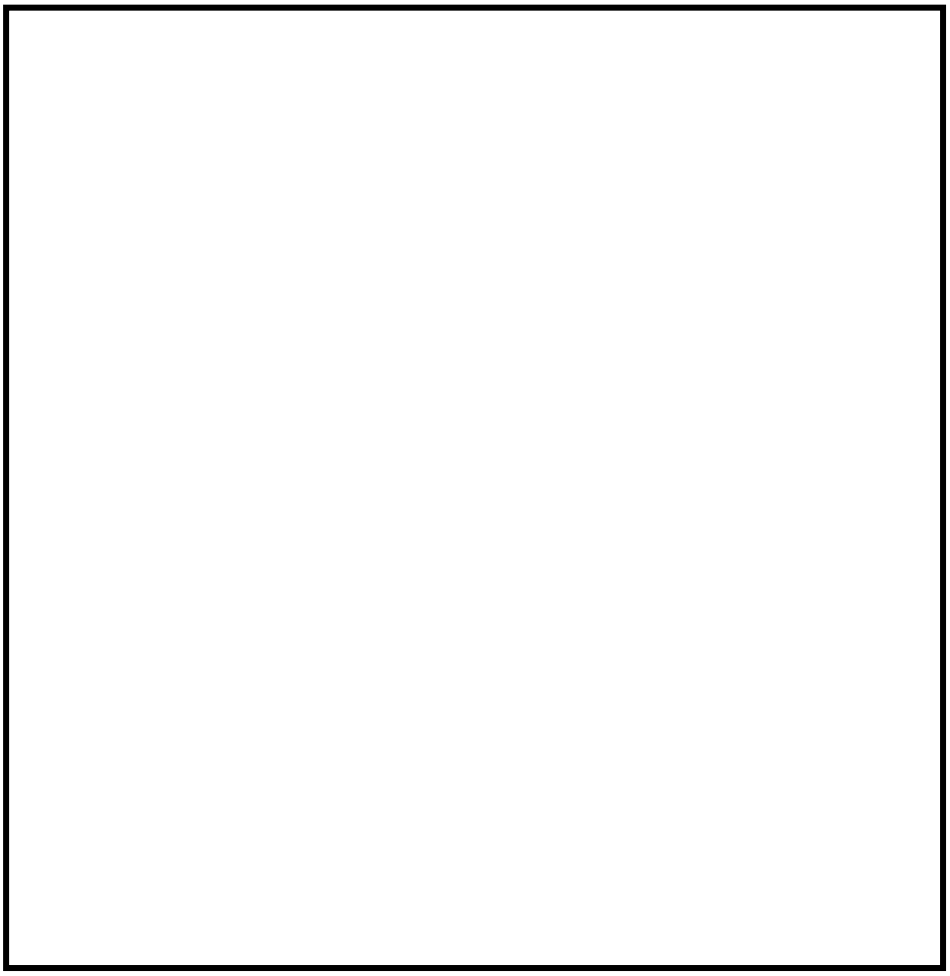


図 18　大容量送水車（熱交換器ユニット用）送水ポンプ性能曲線

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

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は,取水路に投入した取水ポンプにより,取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の

配置イメージを図 19 に示す。この場合における海面は，通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位，津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 17.2m 下位となる。また，取水ポンプは，キャビテーションの発生を防止するために，海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

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

上記の設置状況に基づき，必要流量 840 m^3/h を確保した場合における揚程である 31m に対し，必要揚程が約 19m であること，また，取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し，最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから，吐出部のホースを最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより，設置高さを調整することなく，必要な揚程を確保することが可能である。

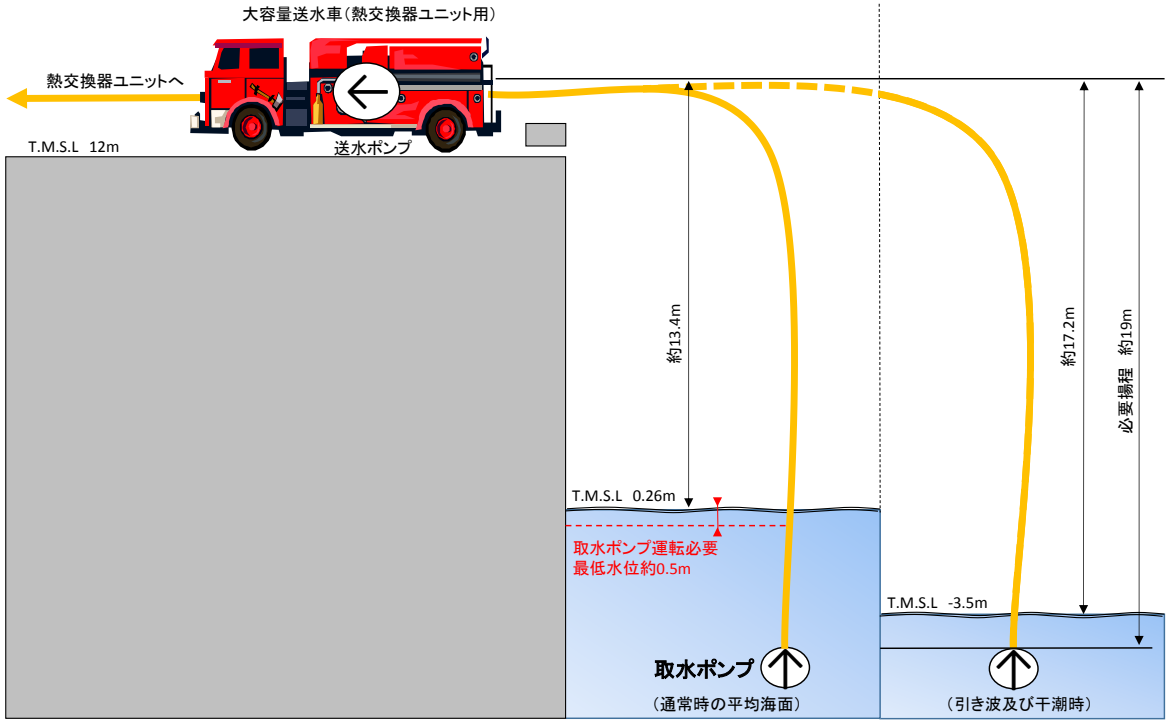


図 19　大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4.最高使用温度の設定根拠

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

5.原動機出力の設定根拠

原動機出力は，定格流量点（　　）での軸動力を考慮し，　　kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

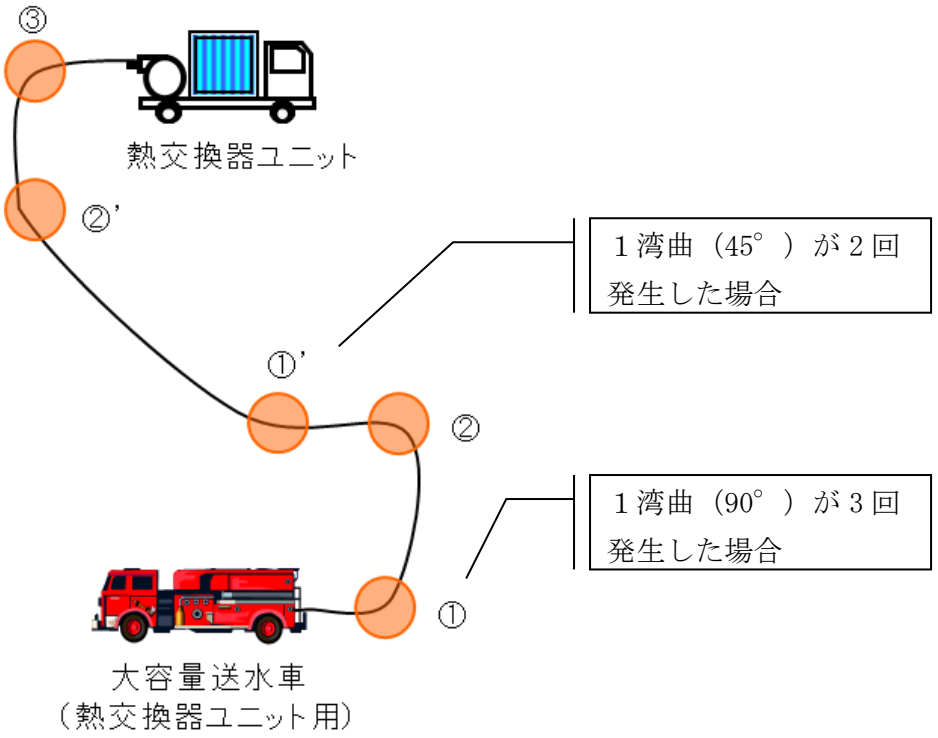


図 20　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ）

＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失 hc＞

$hc = fc \times v^2 / (2g)$

○損失ヘッド fc

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

fc=0.068･･･［MPa］（ｉ）

を引用する。

○流速 v

v=Q/A

・Q=流量について

大容量送水車流量は，840m^3/h である。

・A=管路の断面積について

A＝πr^2 であることから，r=管内径/2 となり，管内径 0.295m より，r=0.1475。よって，A=0.06834[m^2]

・流速 v=Q/A より

v=204.8581[m/min]

＝ 3.415[m/s] ･･･(ⅱ)

○上記(ⅰ)(ⅱ)より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

hc＝fc×v^2/(2g)より，重力加速度 9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(3.415^2/(2×9.8))

＝0.04046[m]

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

(1) 設置目的

使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度（SA 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（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 21　「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照）

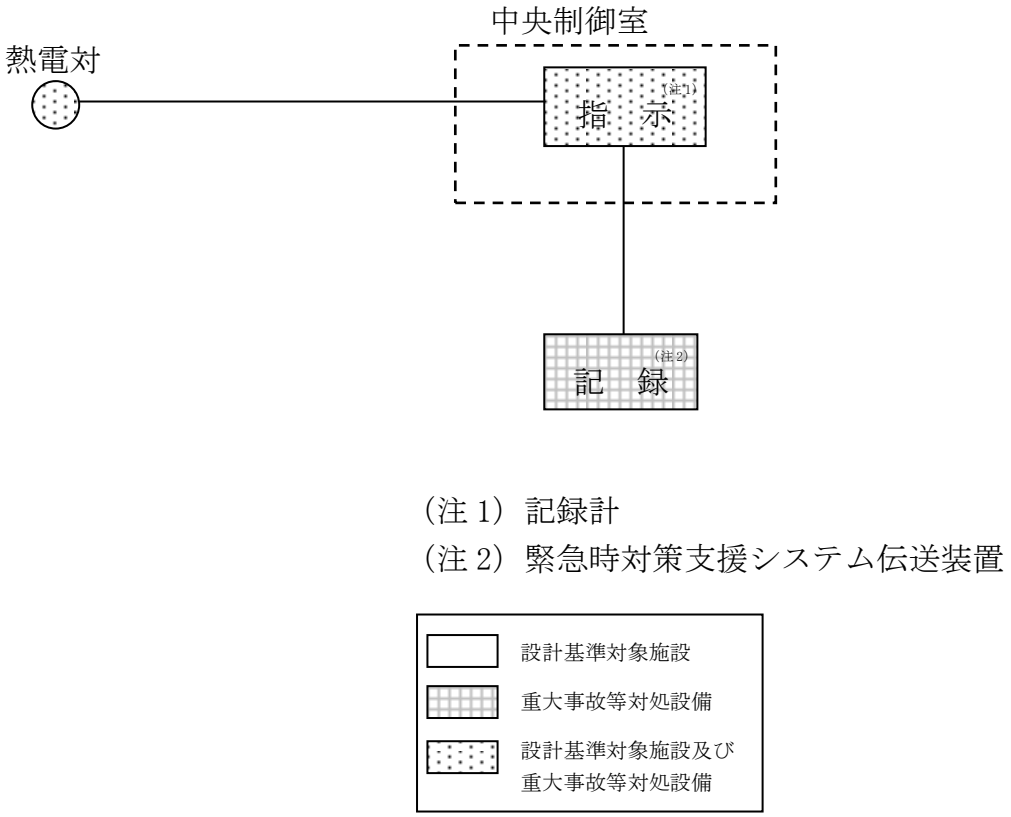
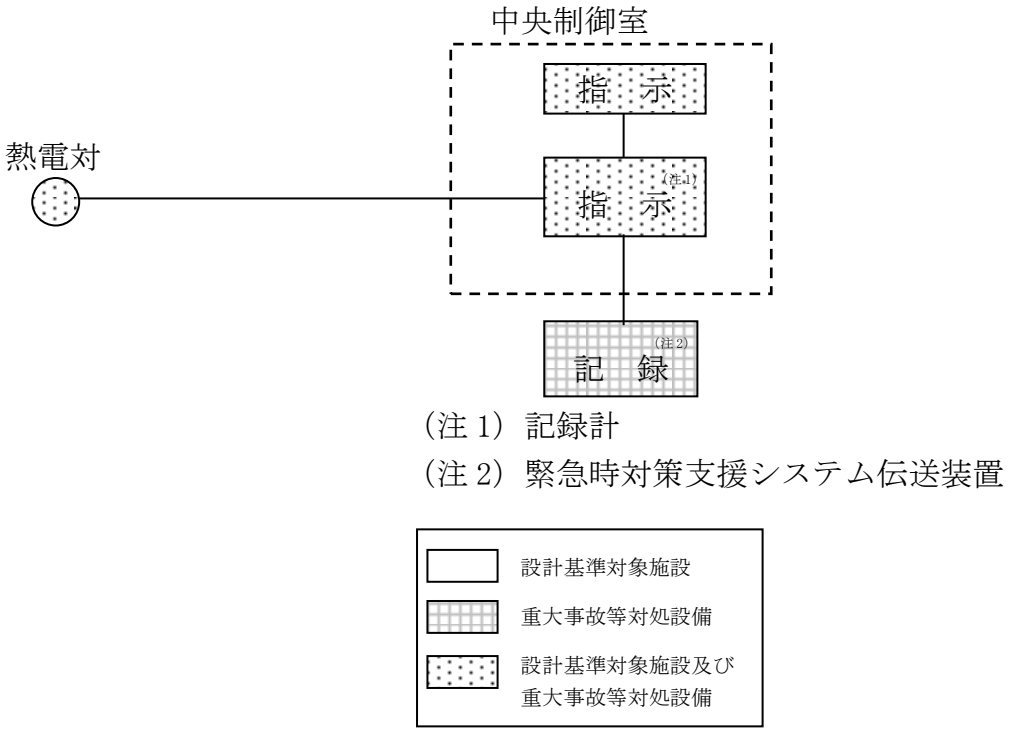


図 21　使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 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からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，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 22　「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 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 22　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の仕様を表 10 に，計測範囲を表 11 に示す。

表10　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の仕様

名　　称	種　　類	計　　測　　範　　囲	個　　数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA 広域）	熱電対	6 号炉：T.M.S.L.20180～ 31170mm 7 号炉： T.M.S.L.20180～ 31123mm	6 号炉：1 （検出点 14 箇所） 7 号炉：1 （検出点 14 箇所）	原子炉建屋 地上 4 階
		6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃		

表 11　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲

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*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 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） （通常水位付近）	通常水位から-1.2m(T.M.S.L.30195mm)（6 号炉） 通常水位から-1.2m(T.M.S.L.30190mm)（7 号炉）		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）

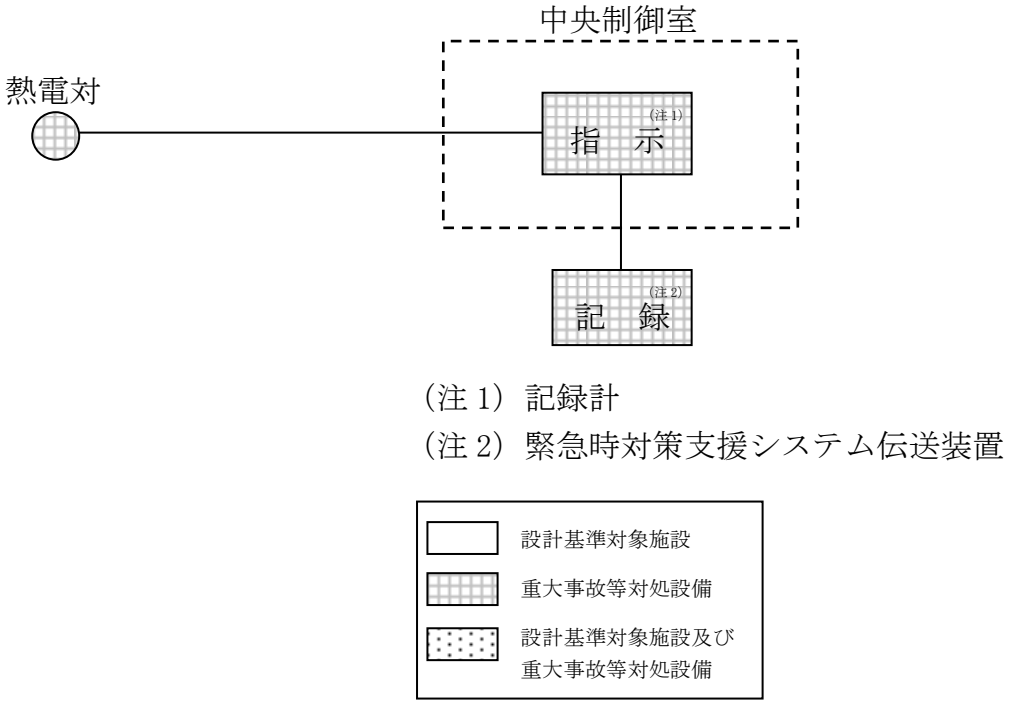
(1) 設置目的

使用済燃料プールの水位について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール温度（SA）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（SA）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）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（SA）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からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，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 23「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）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 23　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の仕様を表 12 に，計測範囲を表 13 に示す。

表12　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の仕様

名　　称	種　　類	計　　測　　範　　囲	個　　数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度（SA）	熱電対	6 号炉： T.M.S.L.23420～ 30420mm 7 号炉： T.M.S.L.23373～ 30373mm	6 号炉：1 （検出点 8 箇所） 7 号炉：1 （検出点 8 箇所）	原子炉建屋 地上 4 階
		6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃		

表 13　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲

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*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	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）	T.M.S.L.31395mm（6 号炉） T.M.S.L.31390mm（7 号炉） （通常水位付近）	通常水位から-1.2m(T.M.S.L.30195mm)（6 号炉） 通常水位から-1.2m(T.M.S.L.30190mm)（7 号炉）		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

  重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

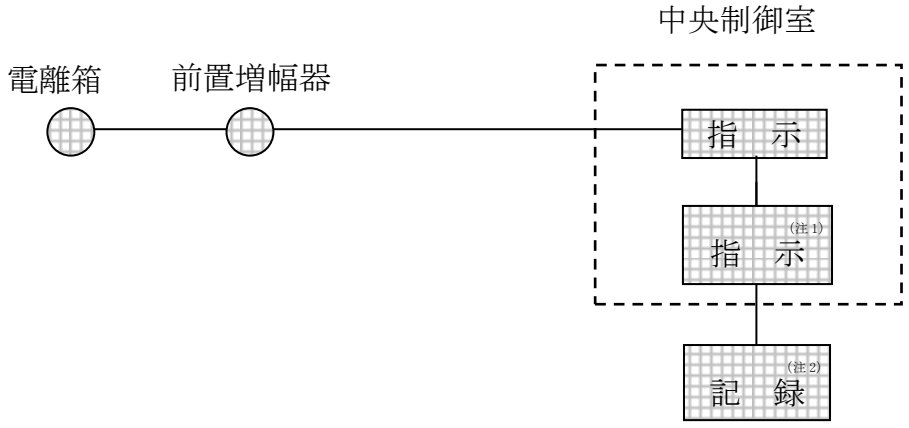
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ

(1) 設置目的

使用済燃料プール上部の空間線量率について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの検出信号は，使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 24　「使用済燃料貯蔵プール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

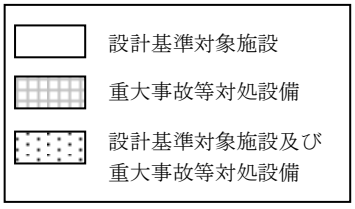


図 24　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様を表 14 に,計測範囲を表 15 に示す。

表14　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの仕様

名　　称	種　　類	計　　測　　範　　囲	個　　数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）	電離箱	6 号炉：10^{1}～10^{8}mSv/h 7 号炉：10^{1}～10^{8}mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）	電離箱	6 号炉：10^{-2}～10^{5}mSv/h 7 号炉：10^{-3}～10^{4}mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階

表 15　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの計測範囲

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*1	設計基準事故時*1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	10^{1}～10^{8}mSv/h（6 号炉） 10^{1}～10^{8}mSv/h（7 号炉）	－	－	1.0×10^{-1}mSv/h 以下		重大事故時における使用済燃料プールの変動する範囲（5×10^{-2}～10^{7}mSv/h）について放射線量率を監視可能である。
	10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）					

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

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

54-7
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

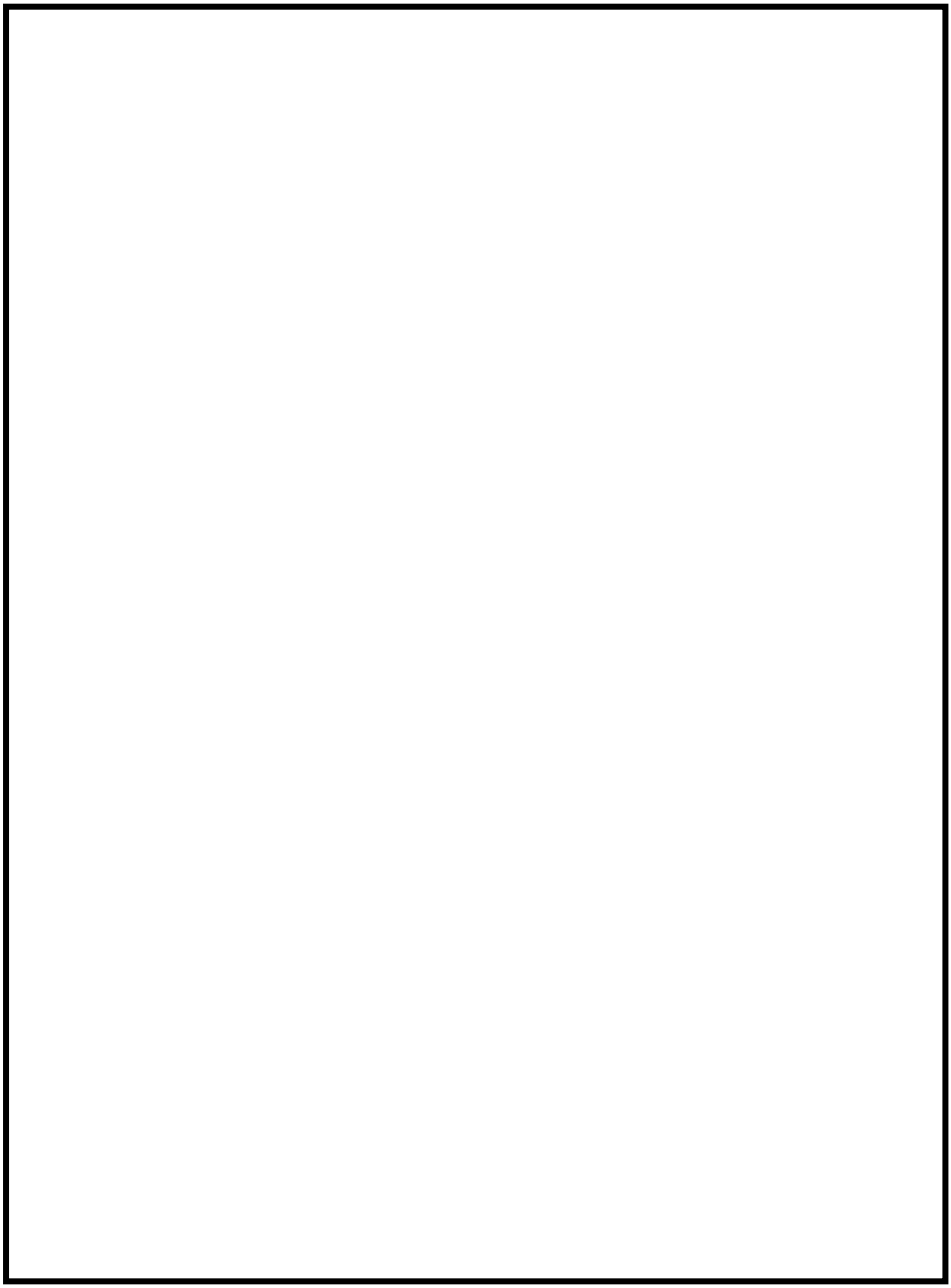


図 1　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
第 54 条第 1 項対応　屋外接続図(淡水貯水池)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

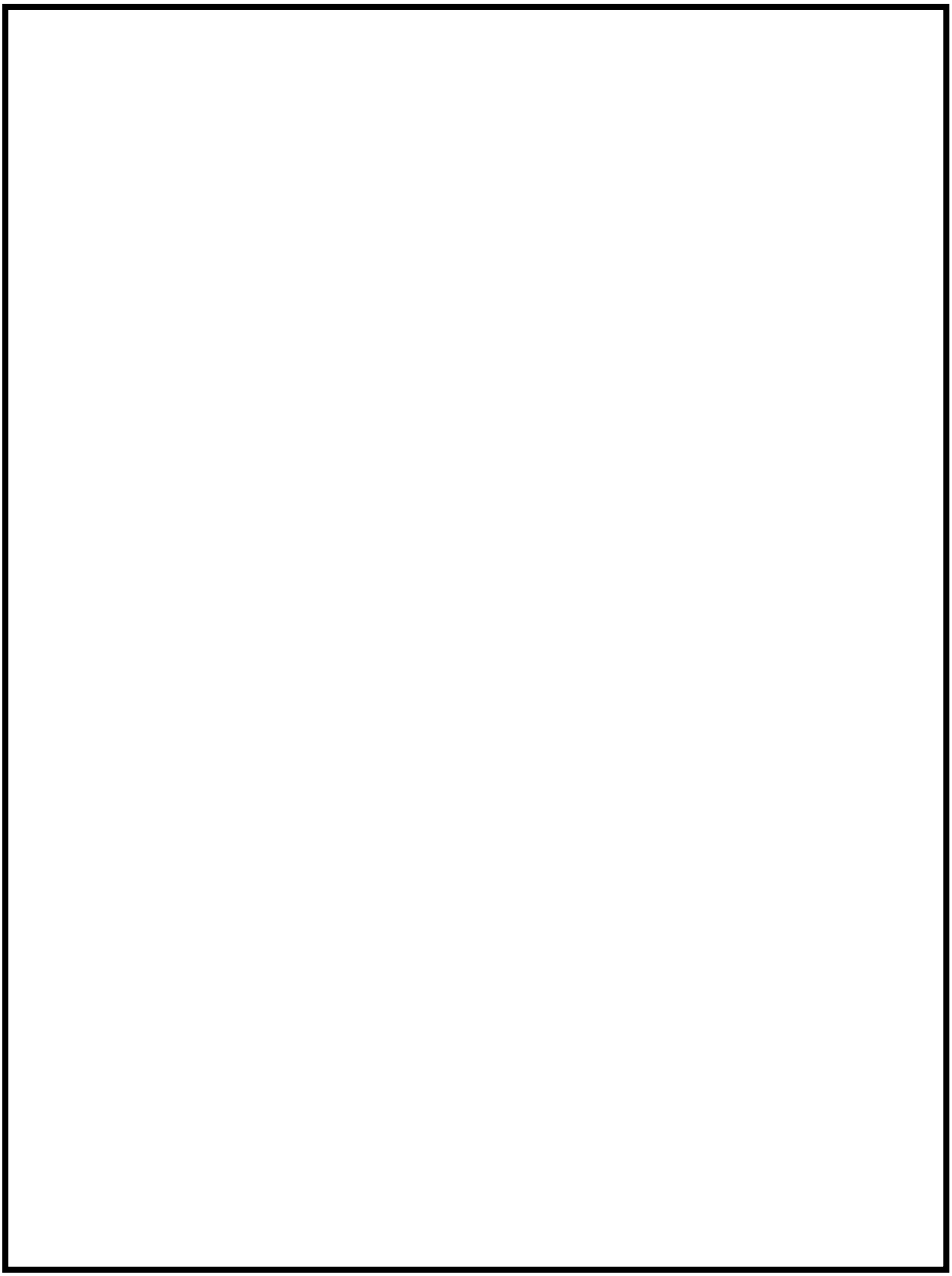


図 2　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
第 54 条第 1 項対応　屋外接続図(防火水槽)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

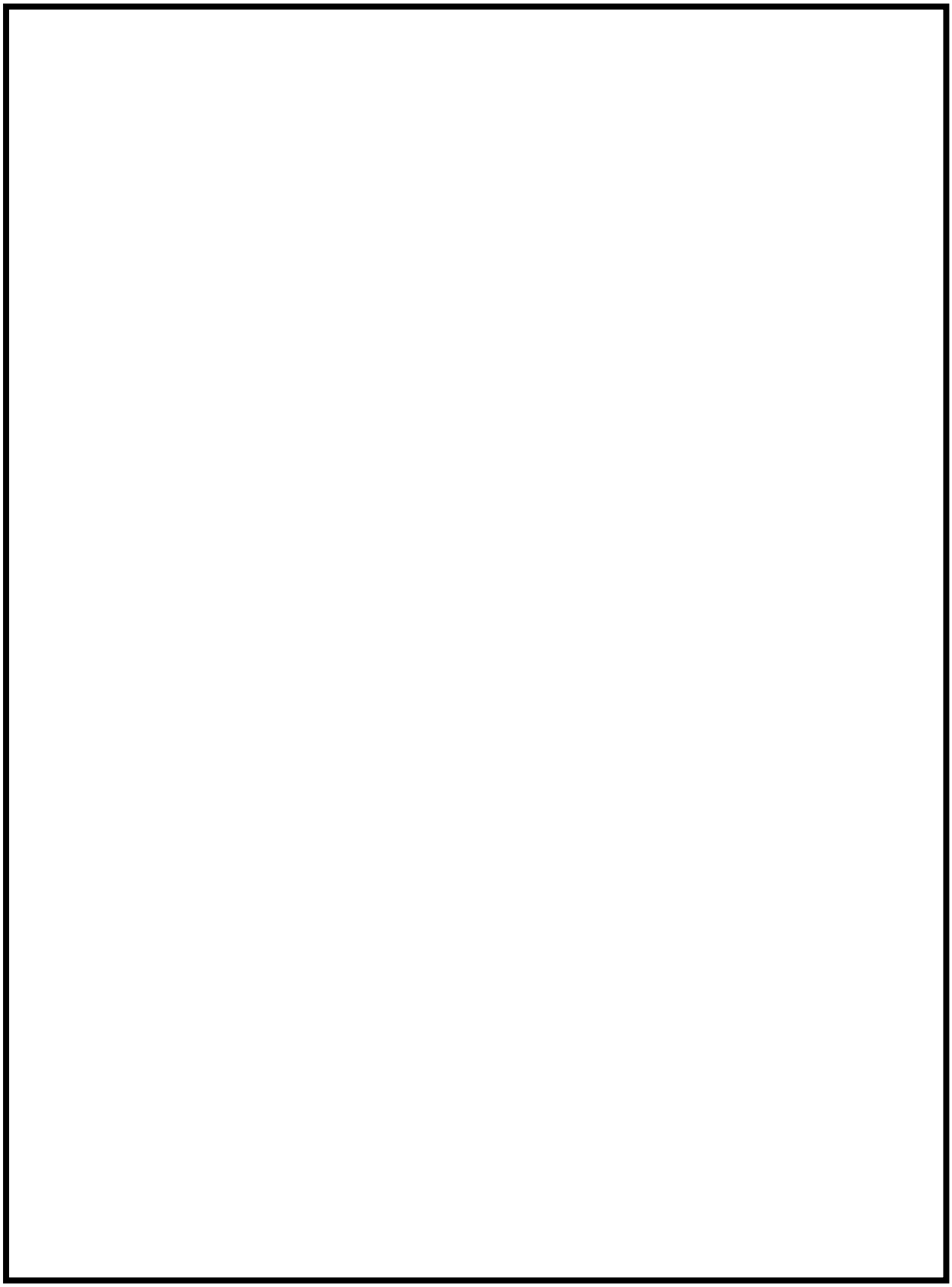


図 3　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
第 54 条第 2 項対応　屋外接続図(淡水貯水池)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

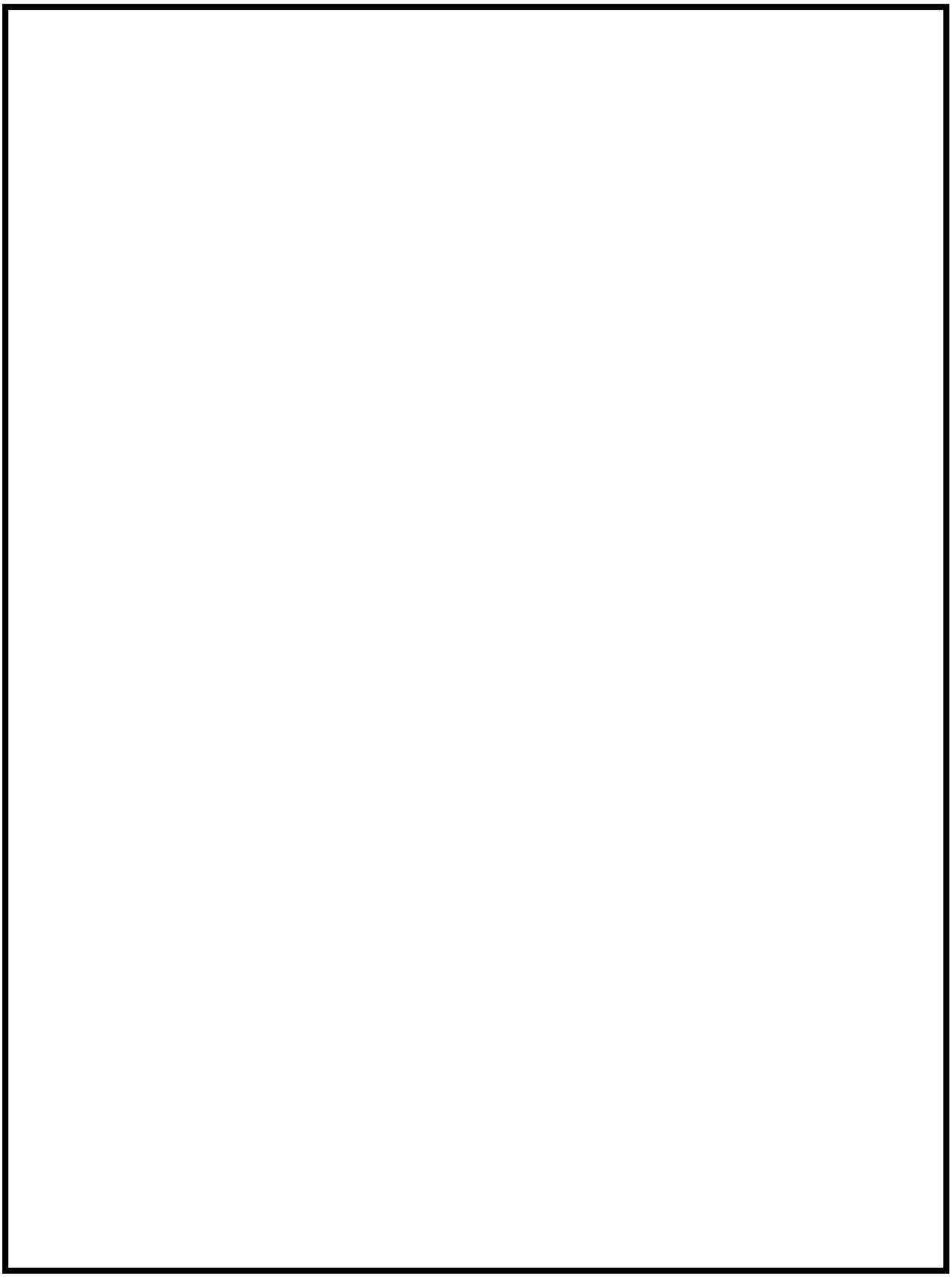


図 4　燃料プール代替注水系(可搬スプレイヘッダ)
第 54 条第 2 項対応　屋外接続図(防火水槽)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

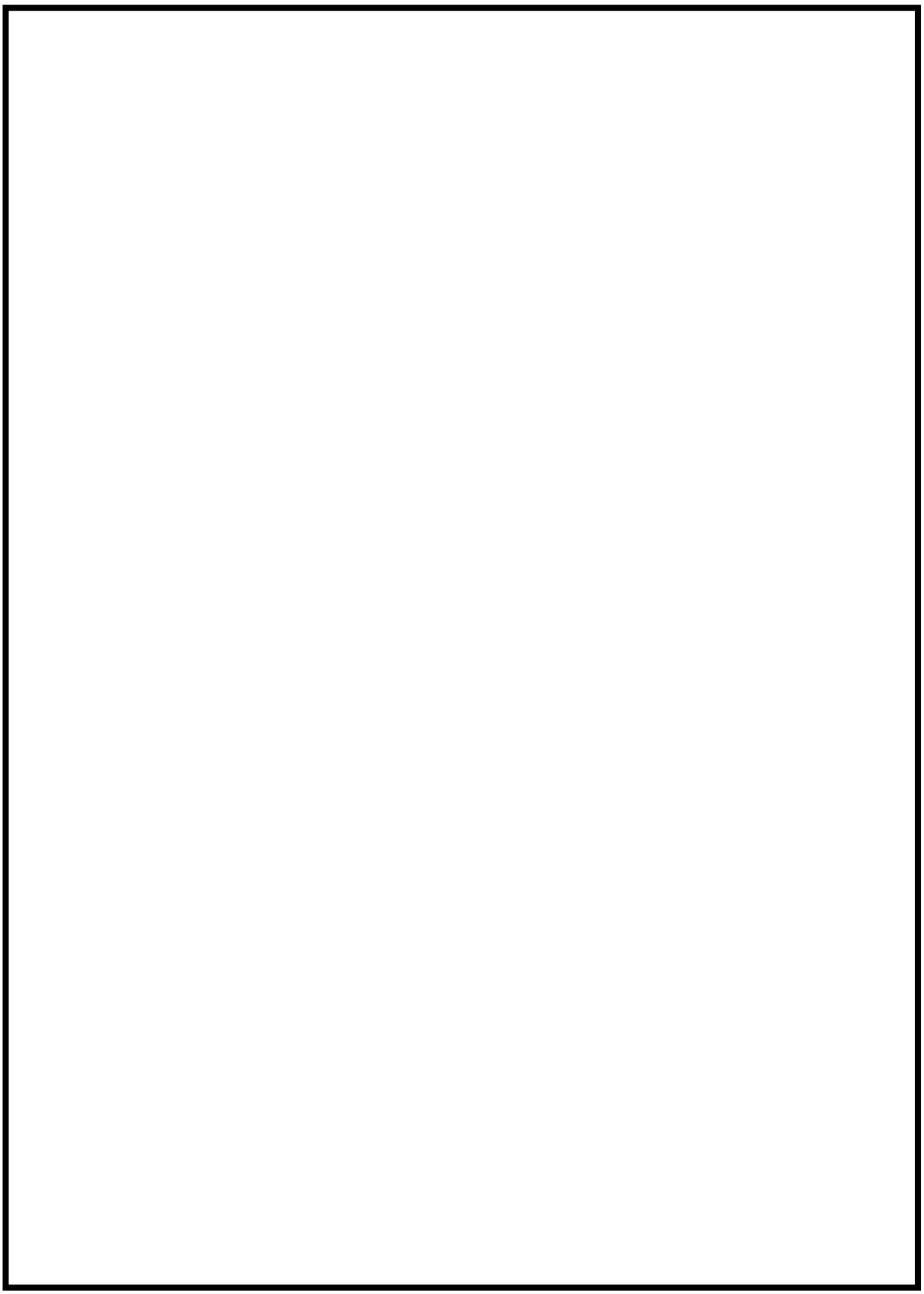


図 5　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
6 号炉　屋内接続図(1/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

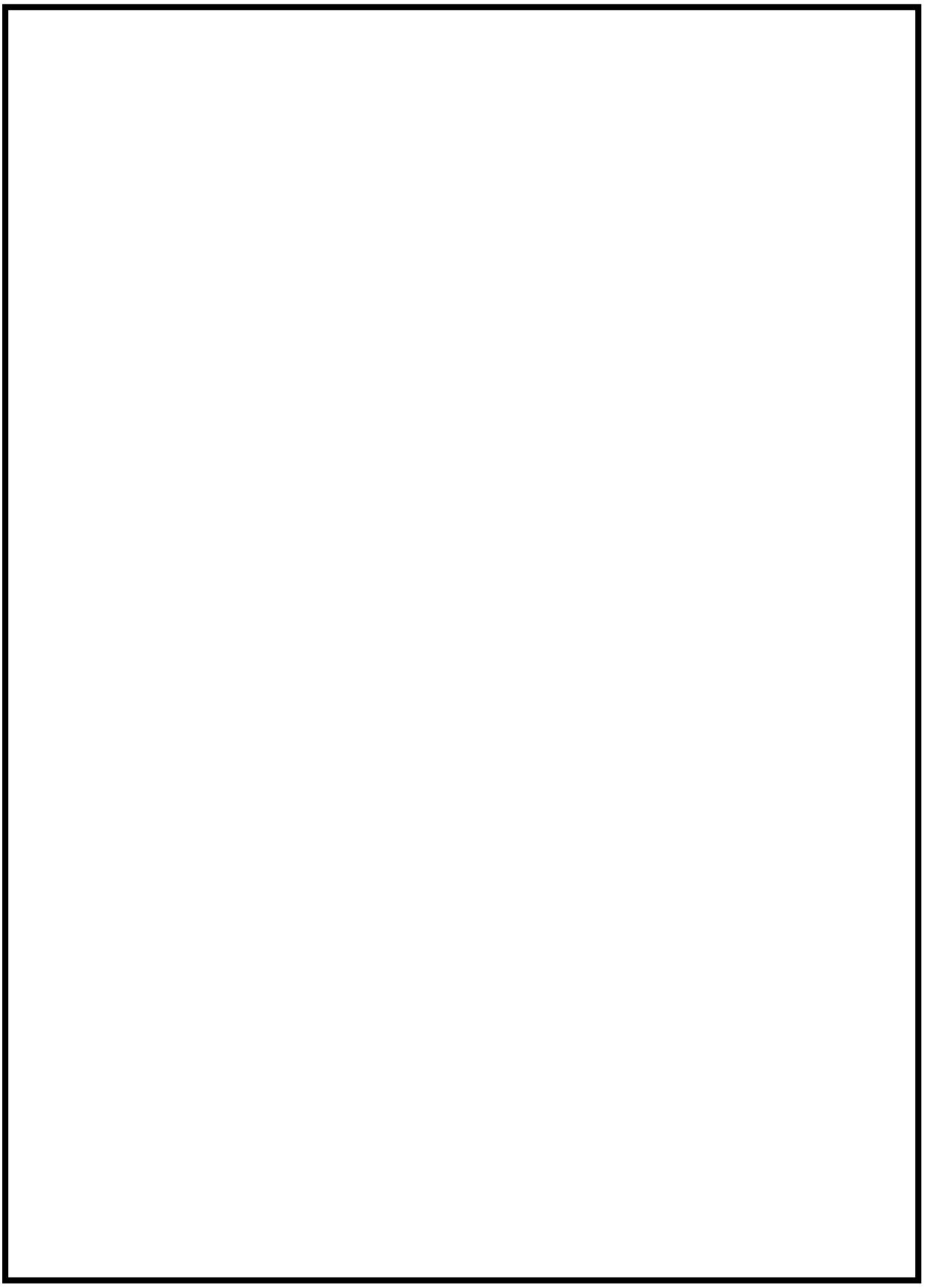


図 6　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
6 号炉　屋内配置図(2/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

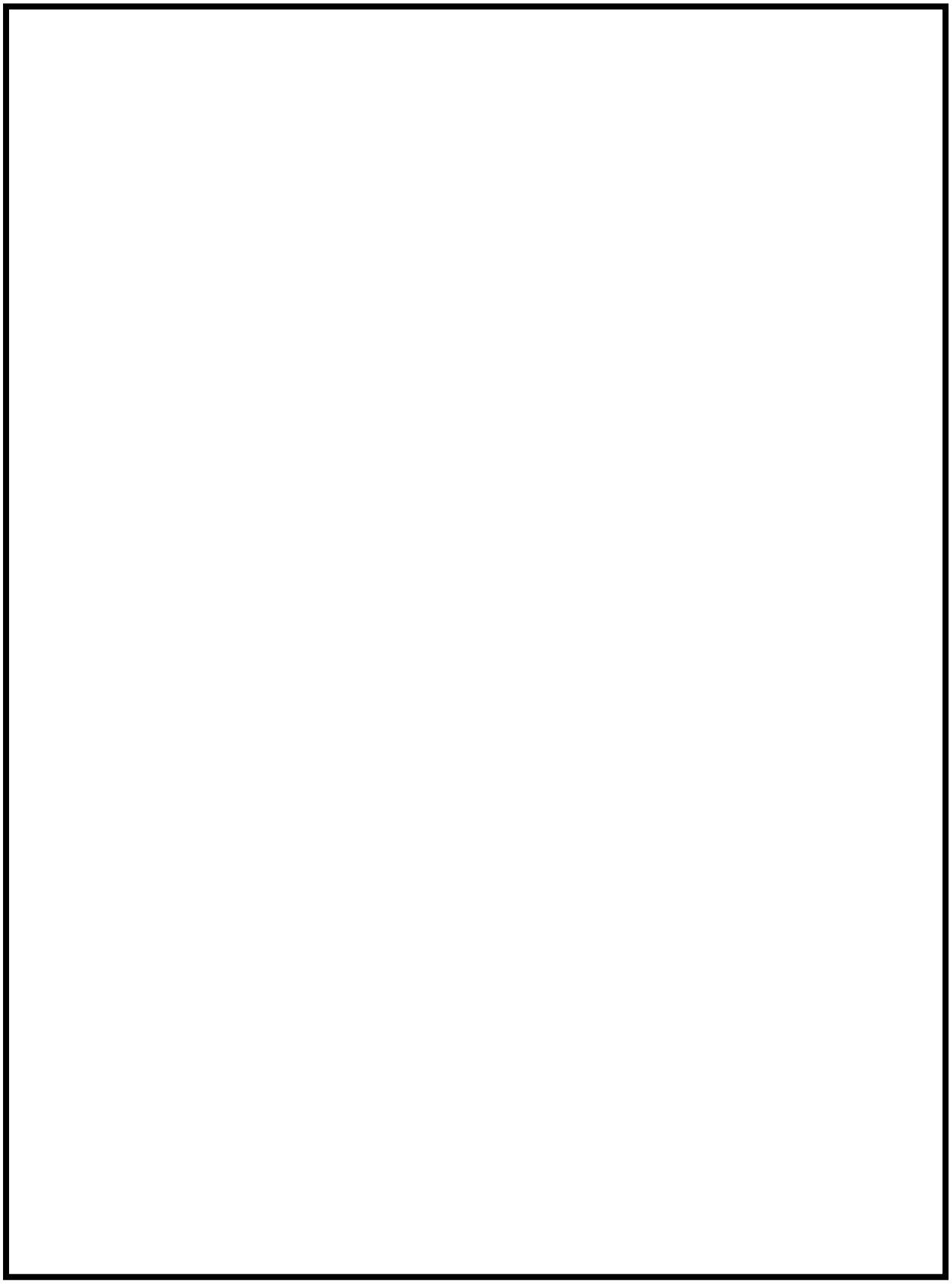


図 7　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
6 号炉　屋内配置図(3/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

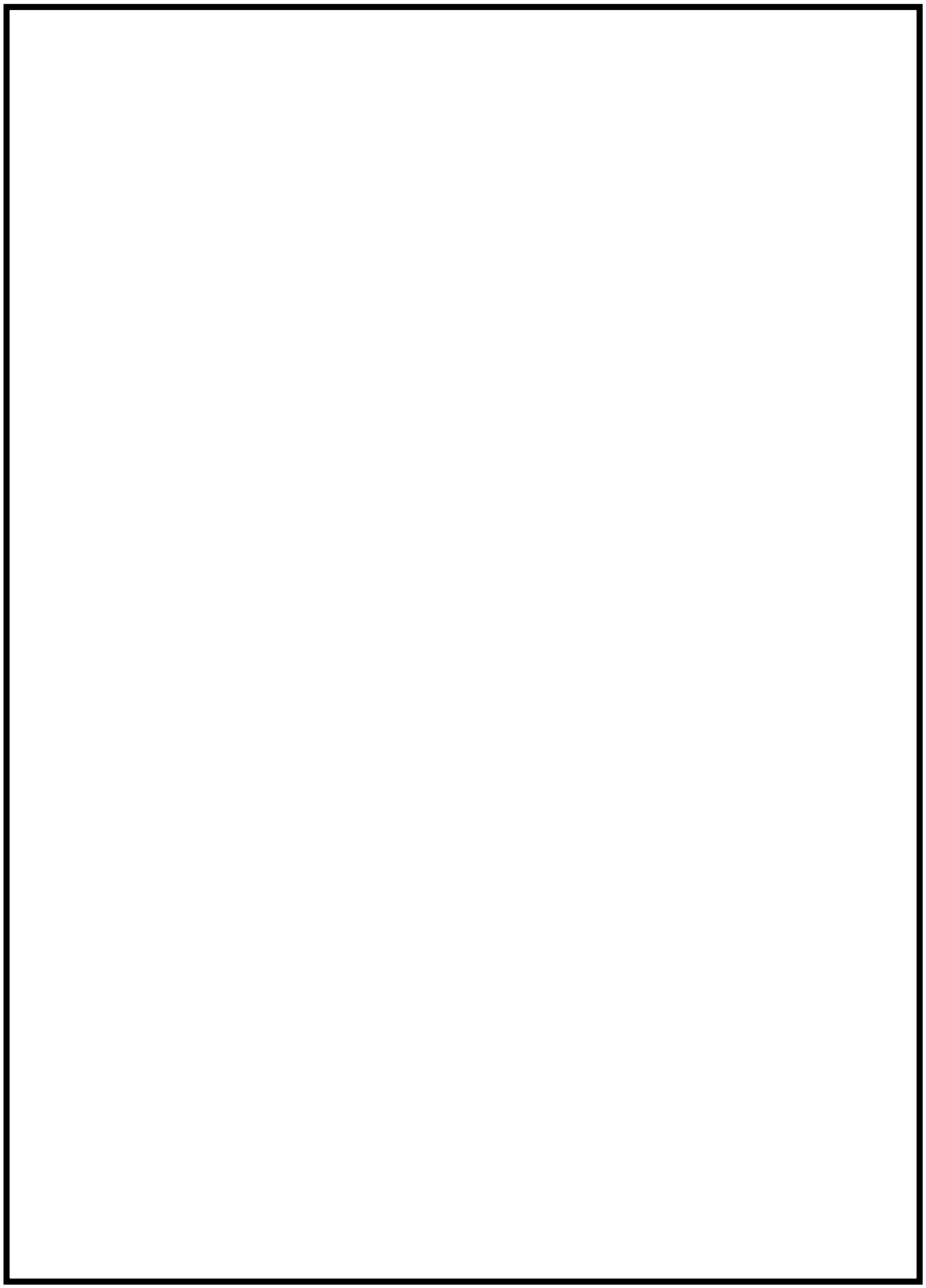


図 8　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
7 号炉　屋内配置図(1/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

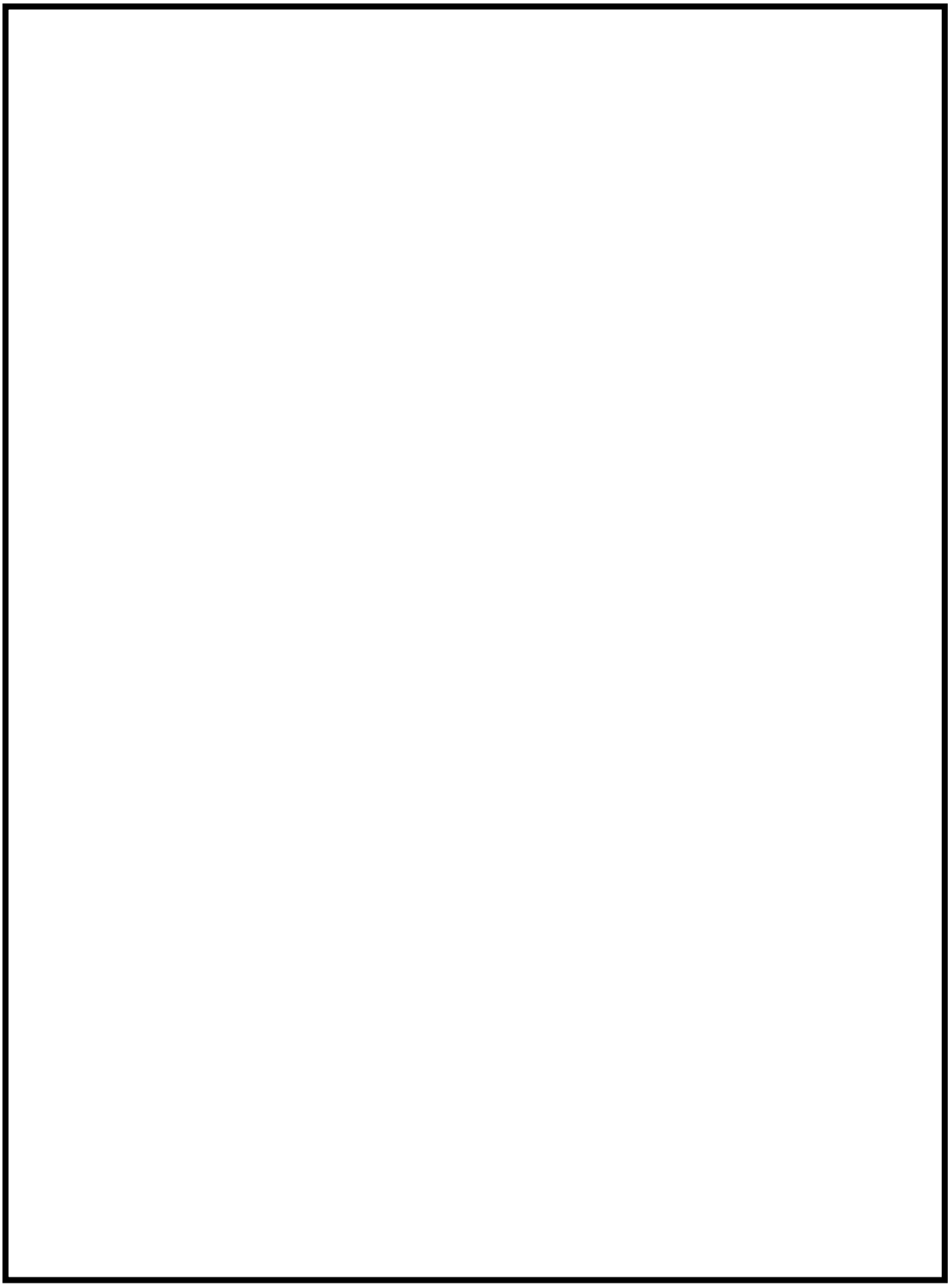


図 9　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
7 号炉　屋内配置図(2/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

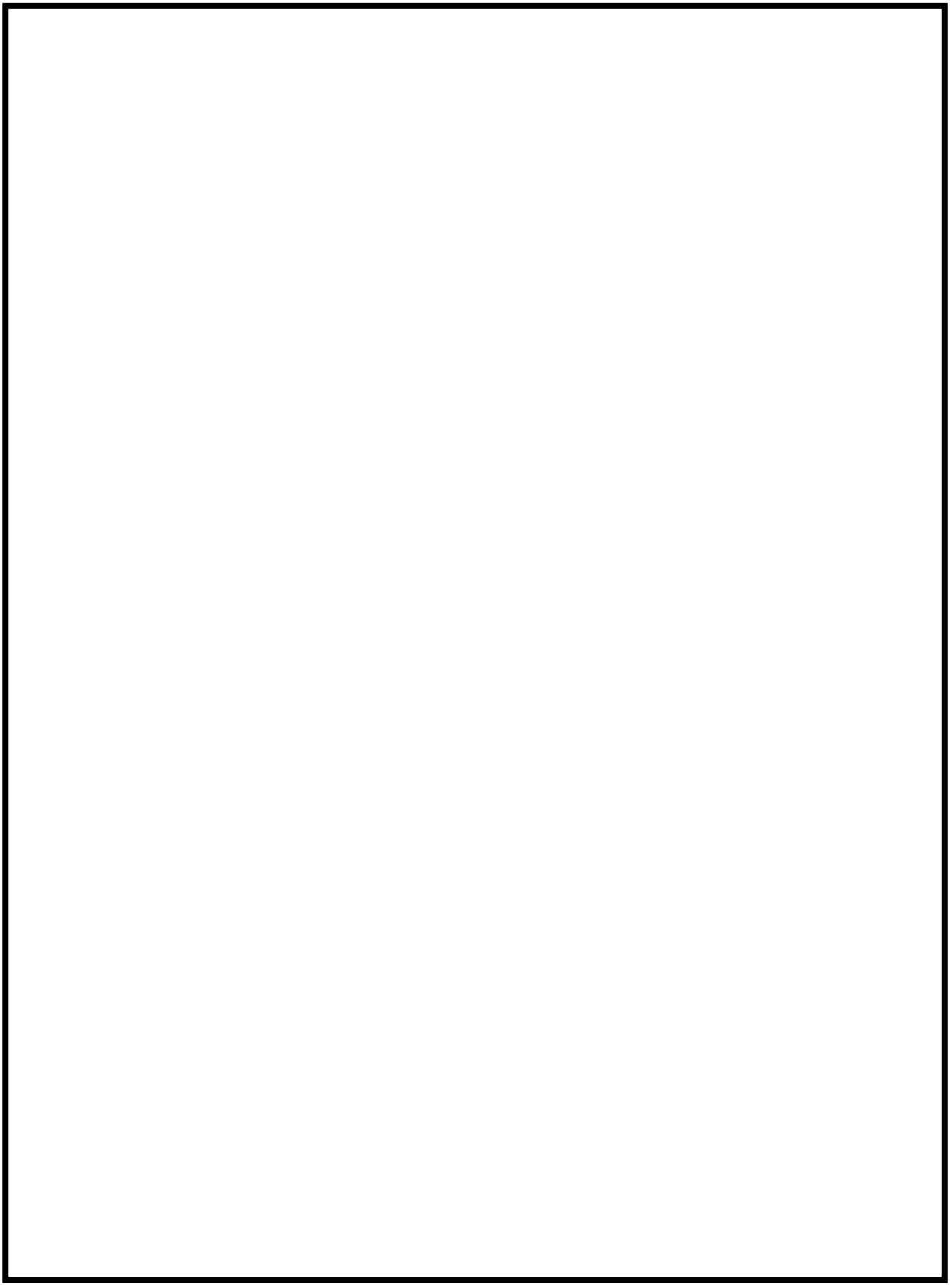


図 10　燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)
7 号炉　屋内配置図(3/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

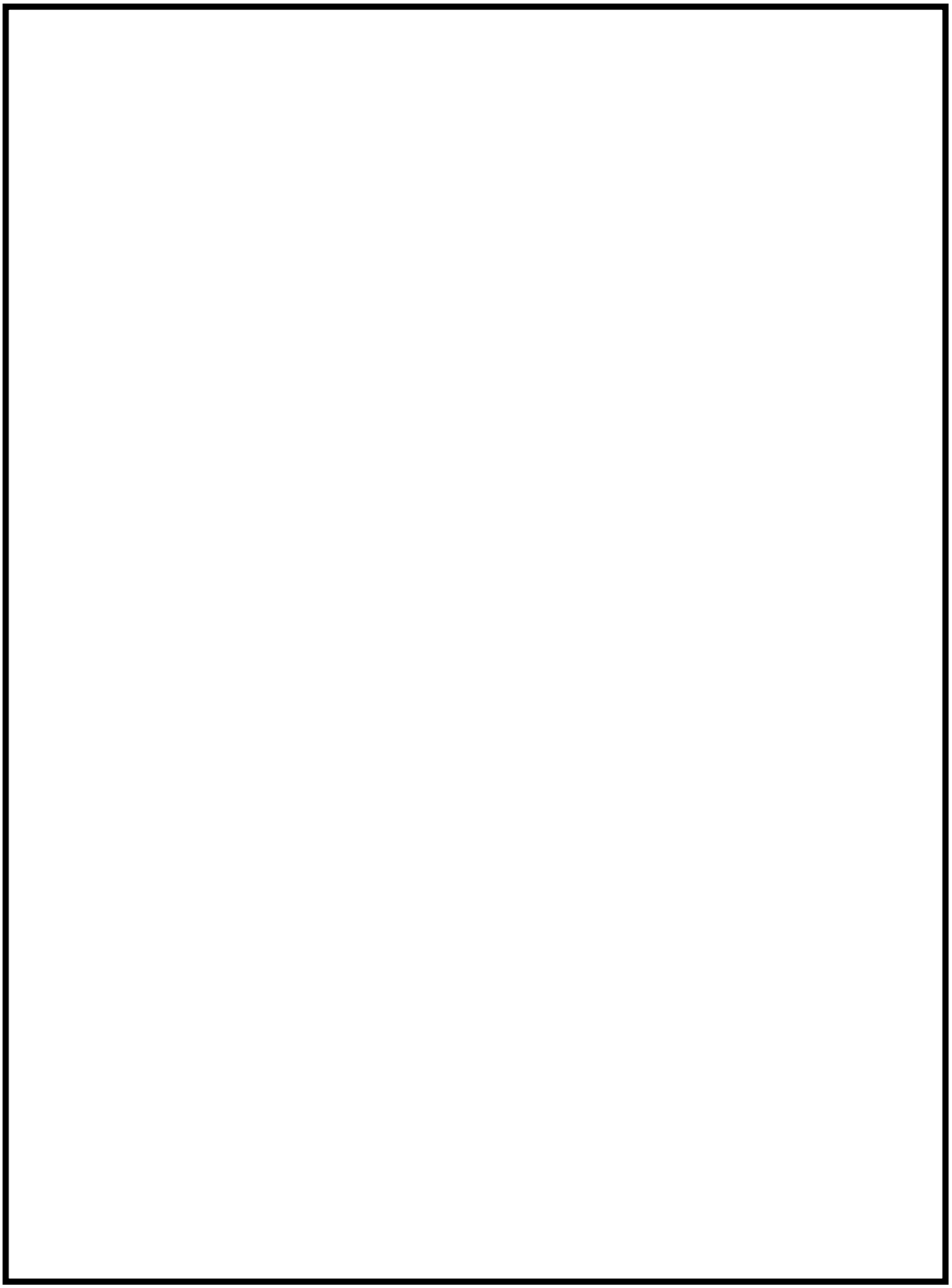


図 11　燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
第 54 条第 1 項対応　屋外接続図(淡水貯水池)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

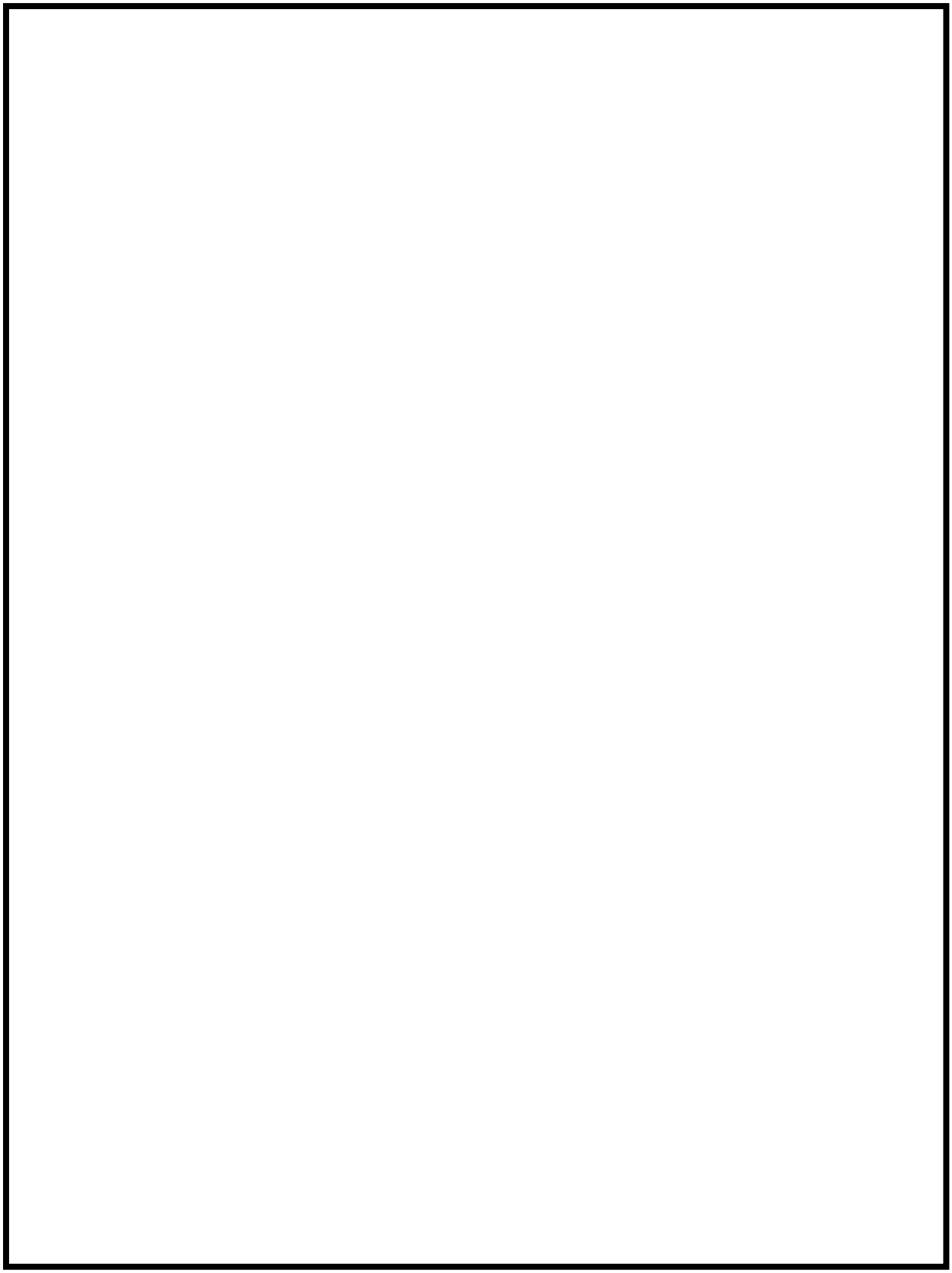


図 12　燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
第 54 条第 1 項対応　屋外接続図(防火水槽)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

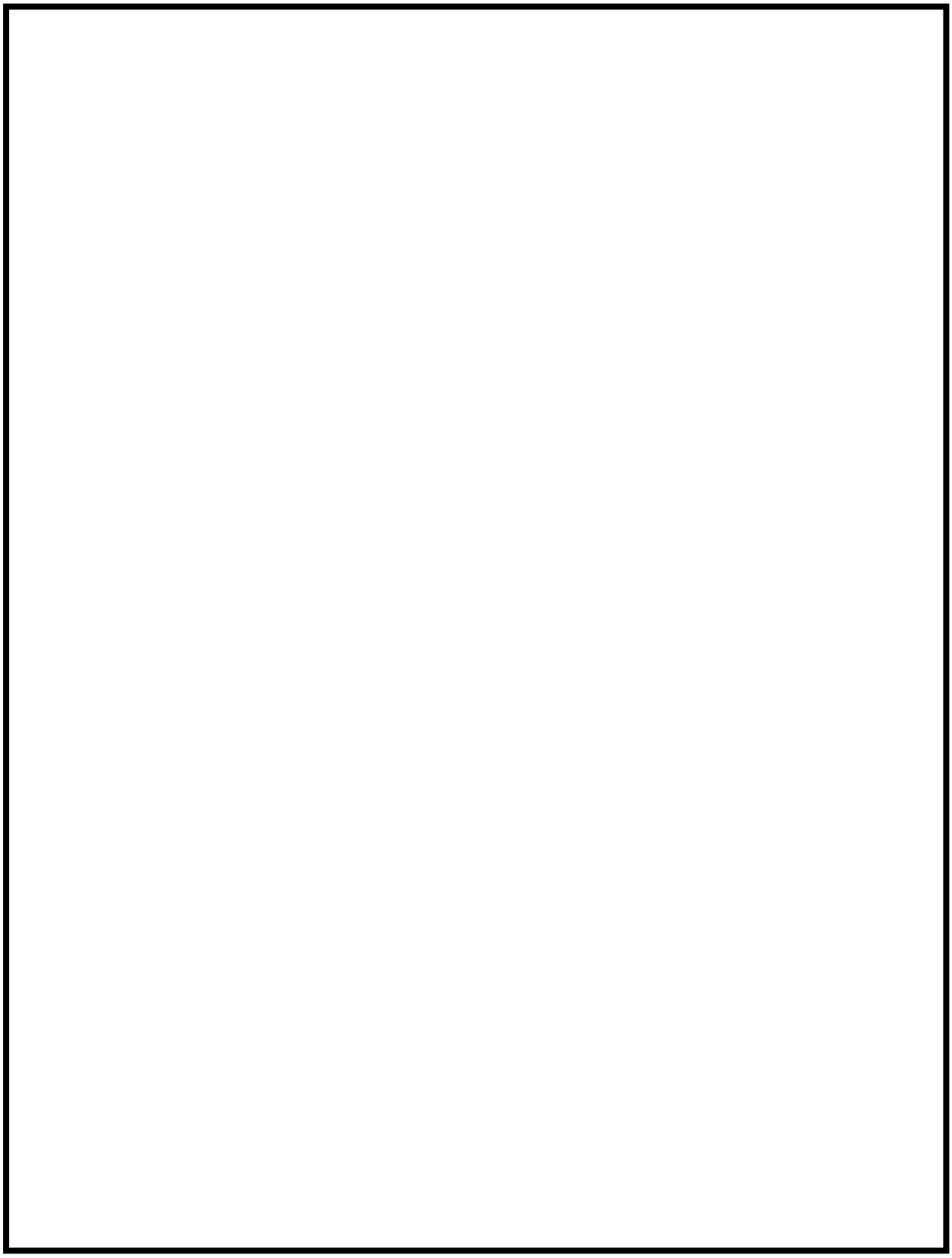


図 13　燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
第 54 条第 2 項対応　屋外接続図(淡水貯水池)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

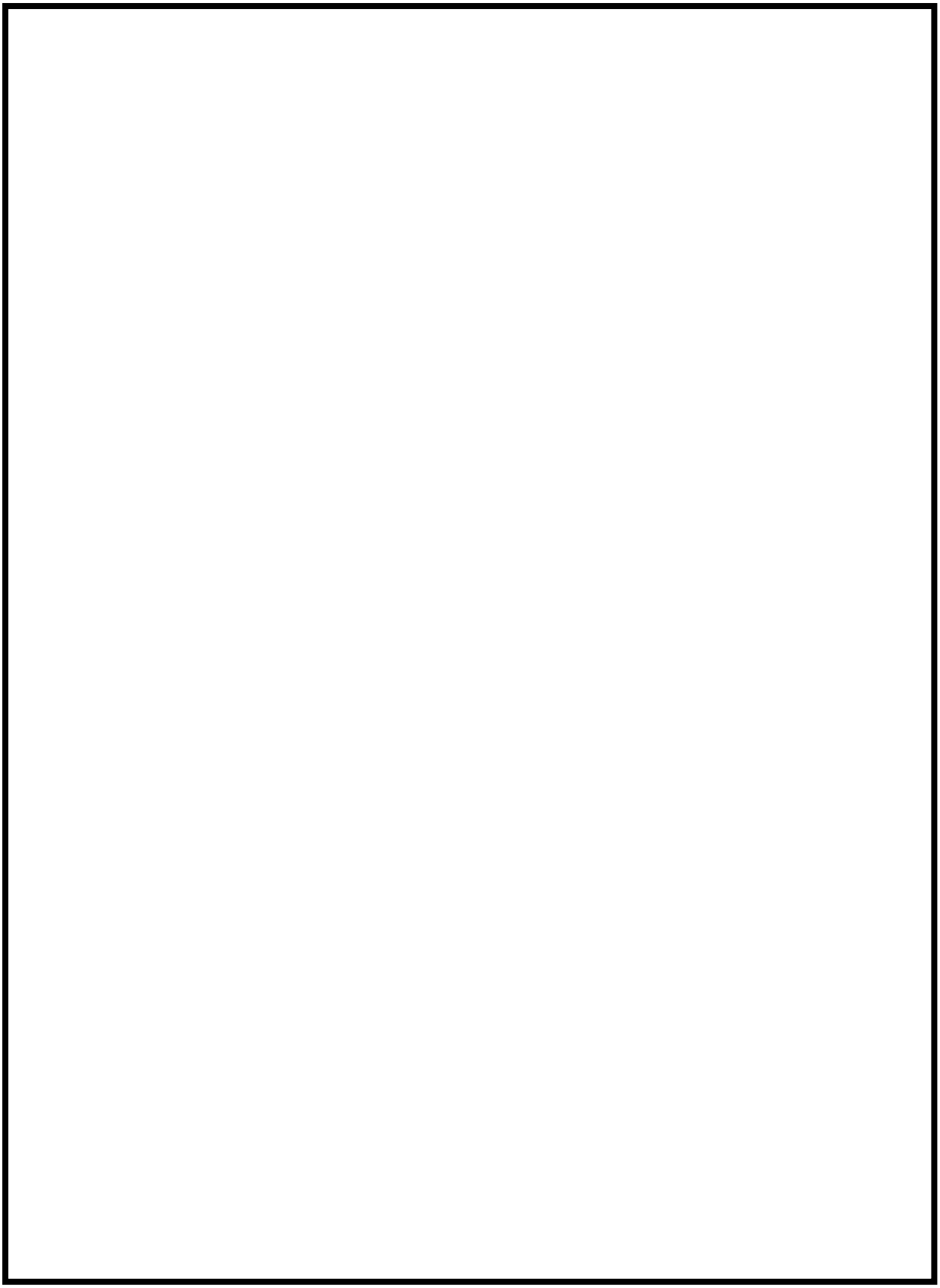


図 14　燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)
第 54 条第 2 項対応　屋外接続図(防火水槽)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

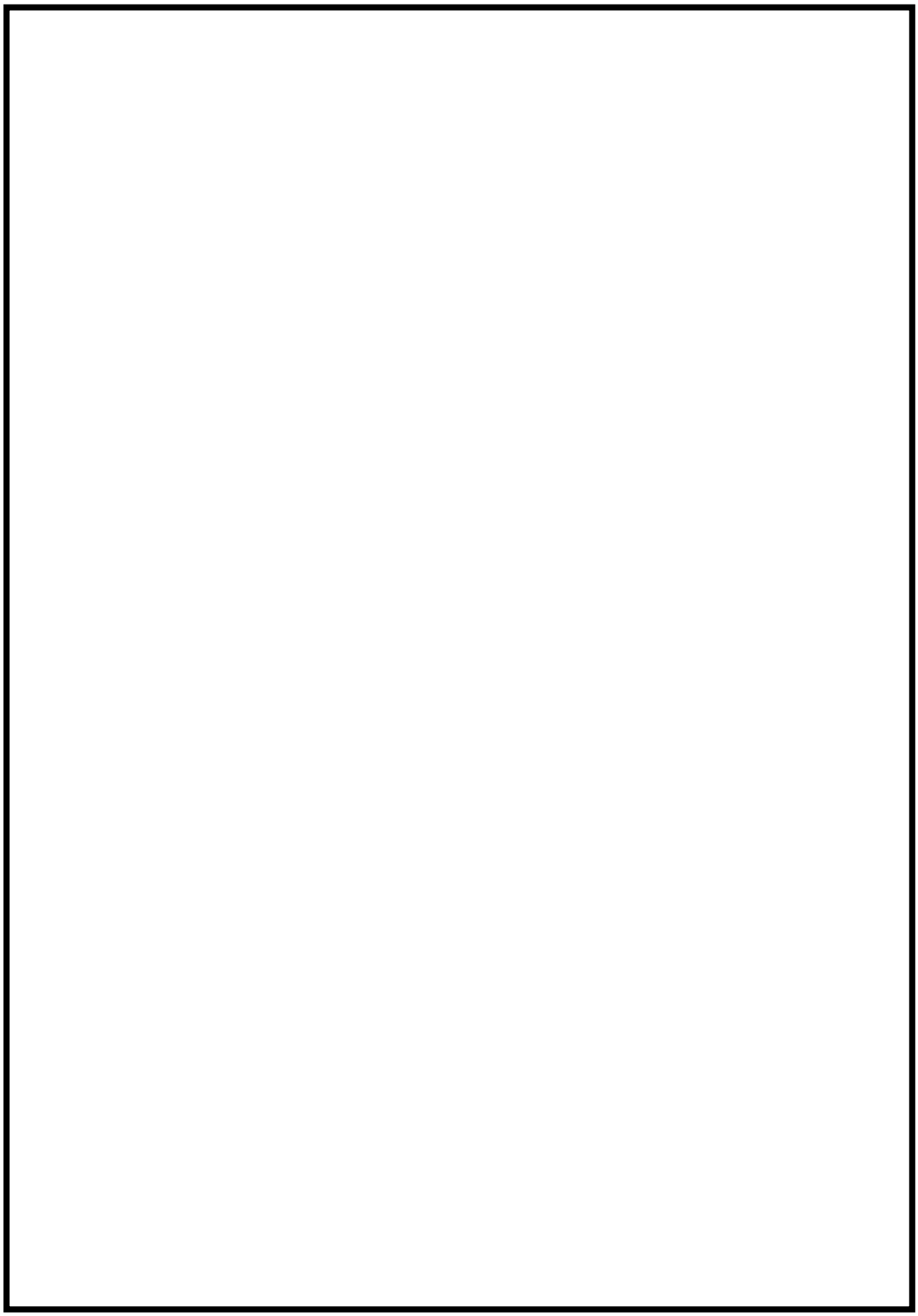


図 16　代替原子炉補機冷却系（可搬設備）接続図

54-8
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

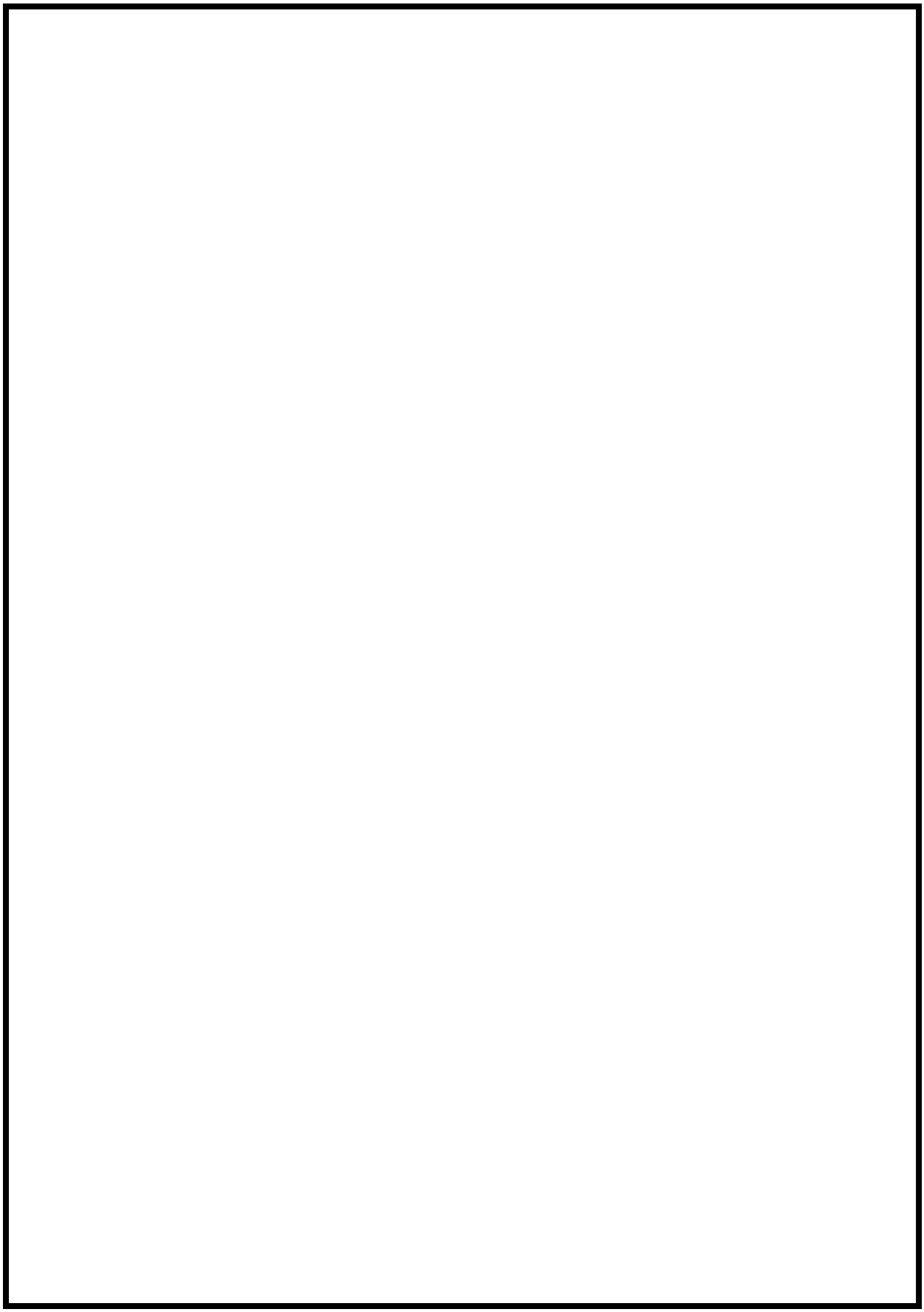


図１　保管場所図(位置的分散)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

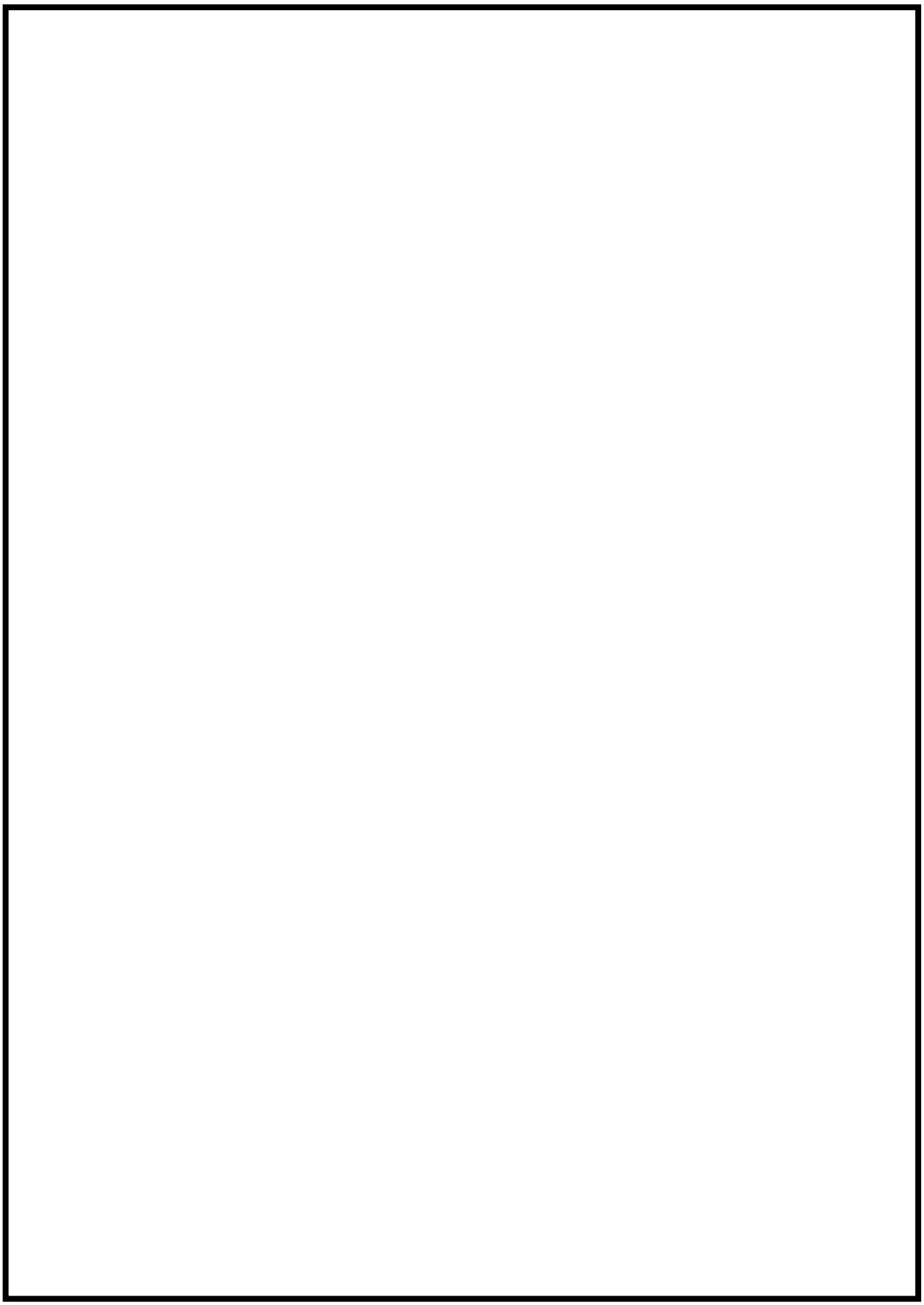


図２　保管場所図(機器配置)(1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

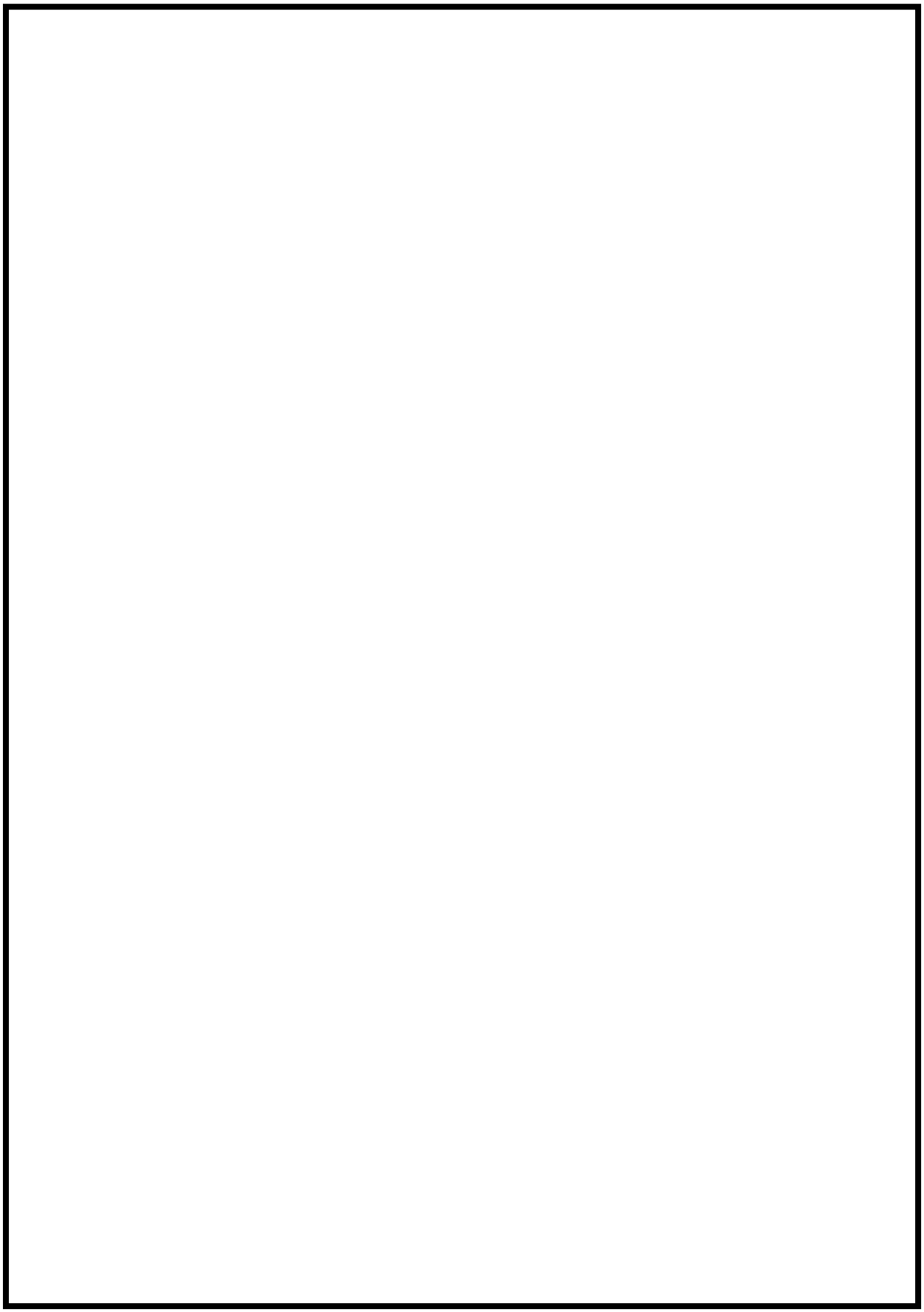


図 3　保管場所図(機器配置)(2/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

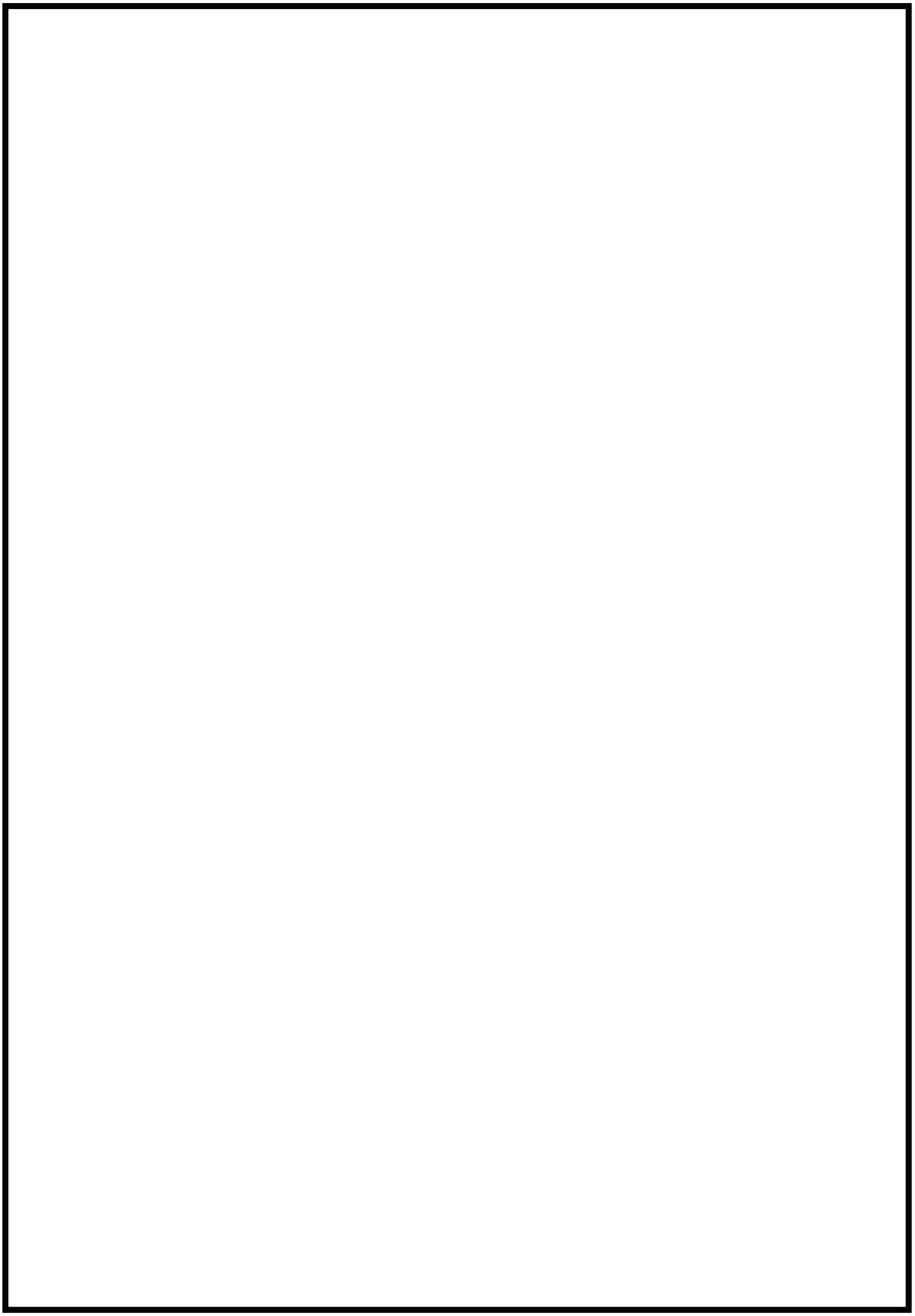


図４　６号炉　可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

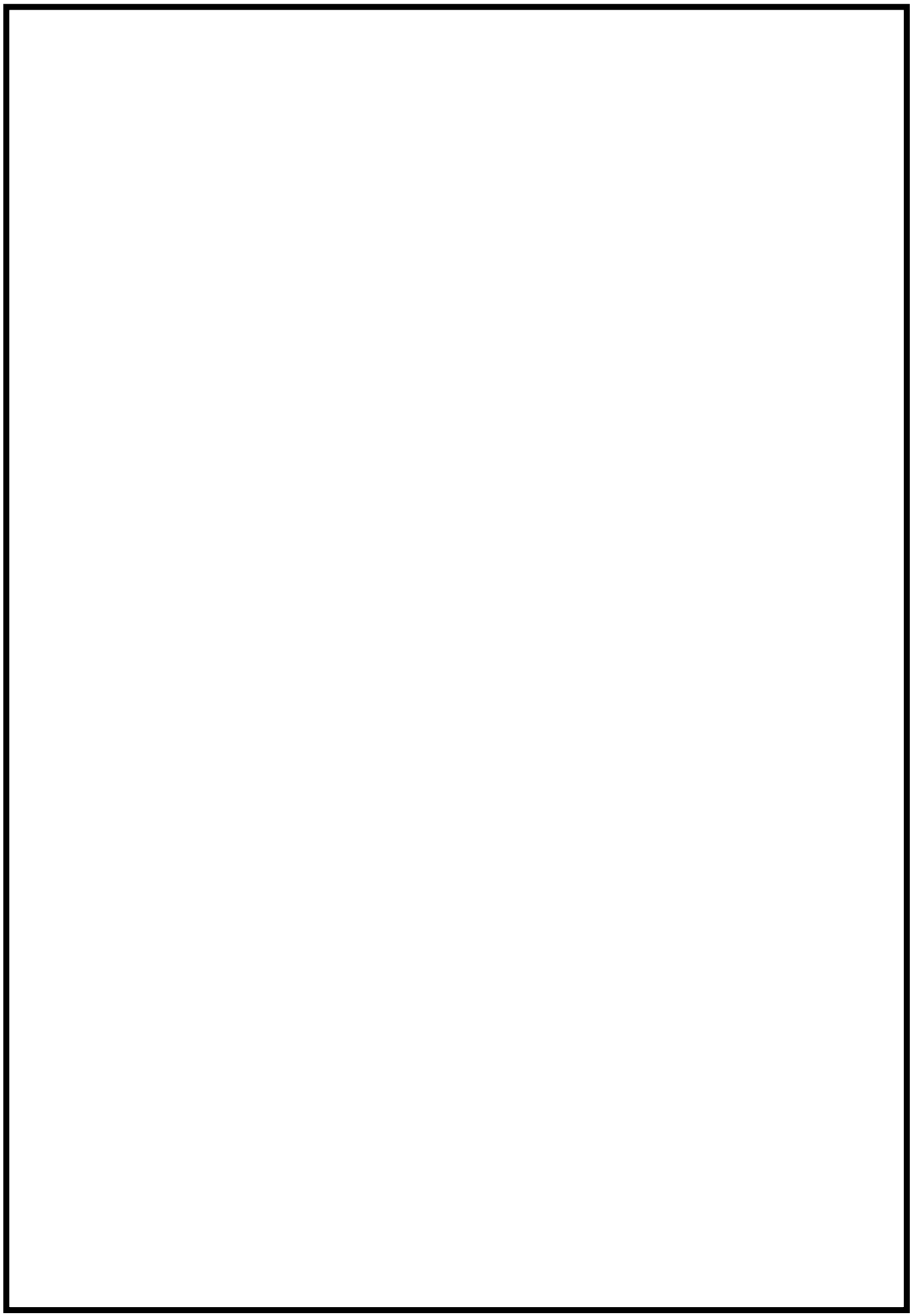


図5　6号炉　可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(2/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

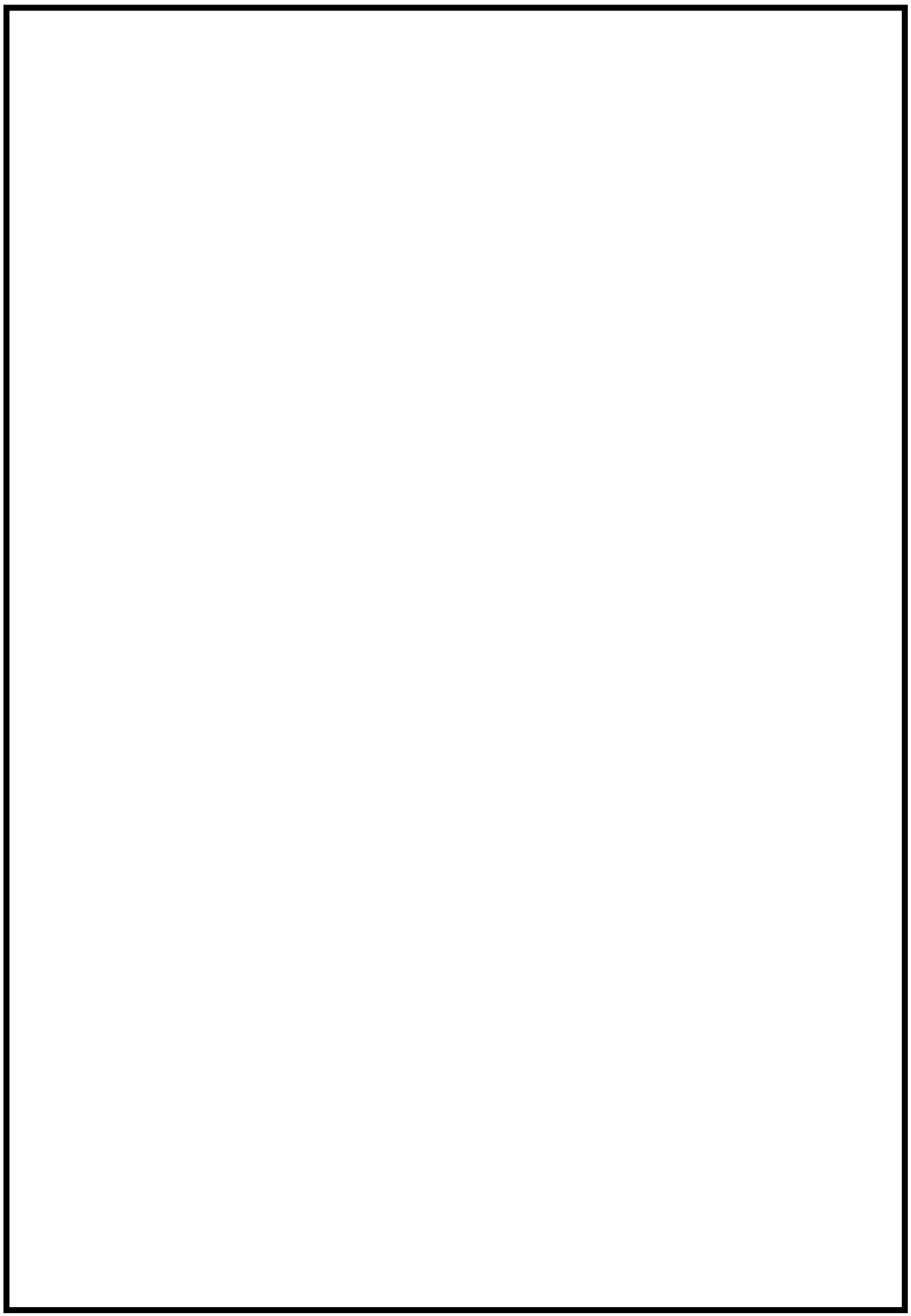


図 6　7 号炉　可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

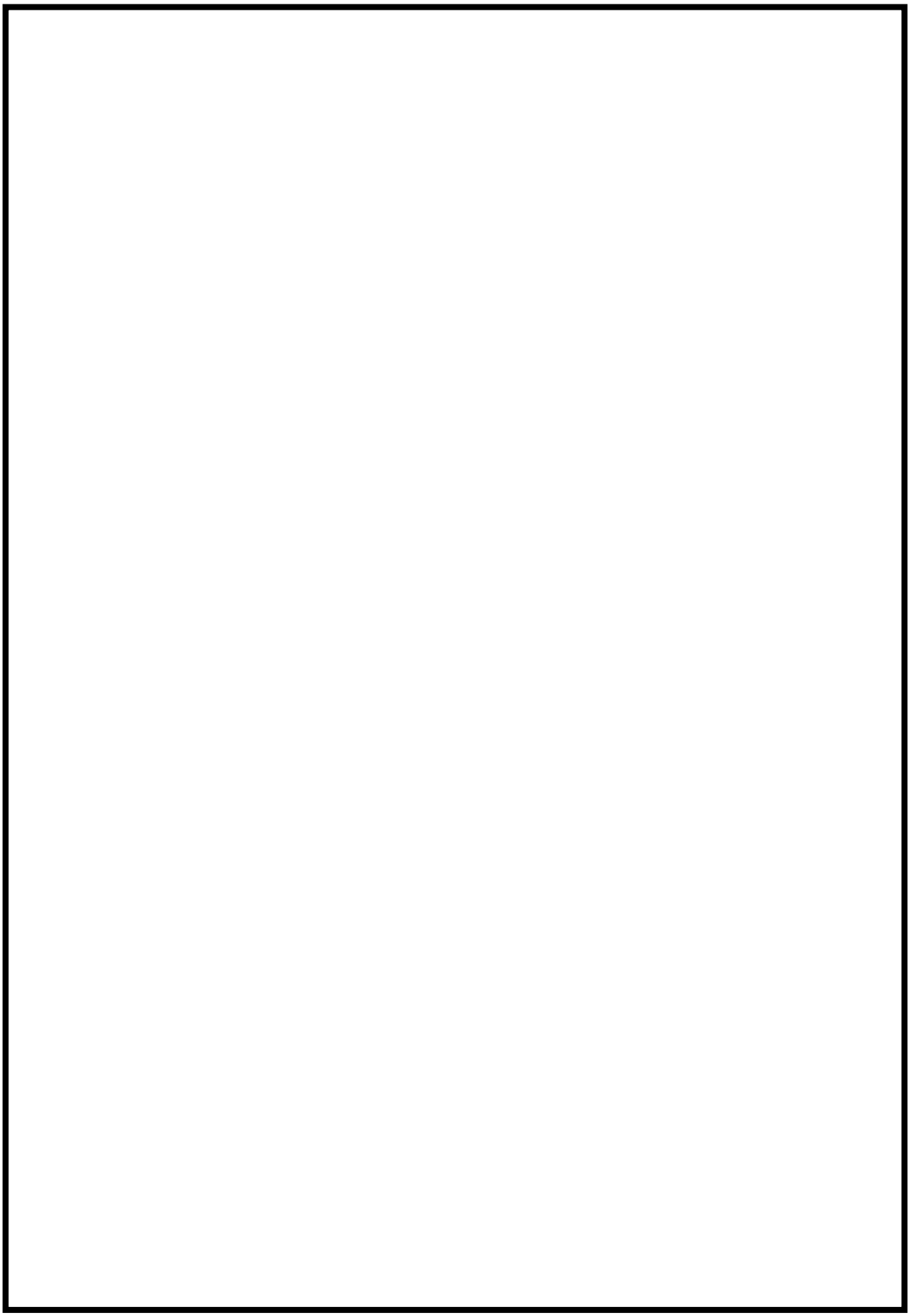


図７　７号炉　可搬型スプレイヘッダ・ホースの保管場所(2/2)

54-9
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

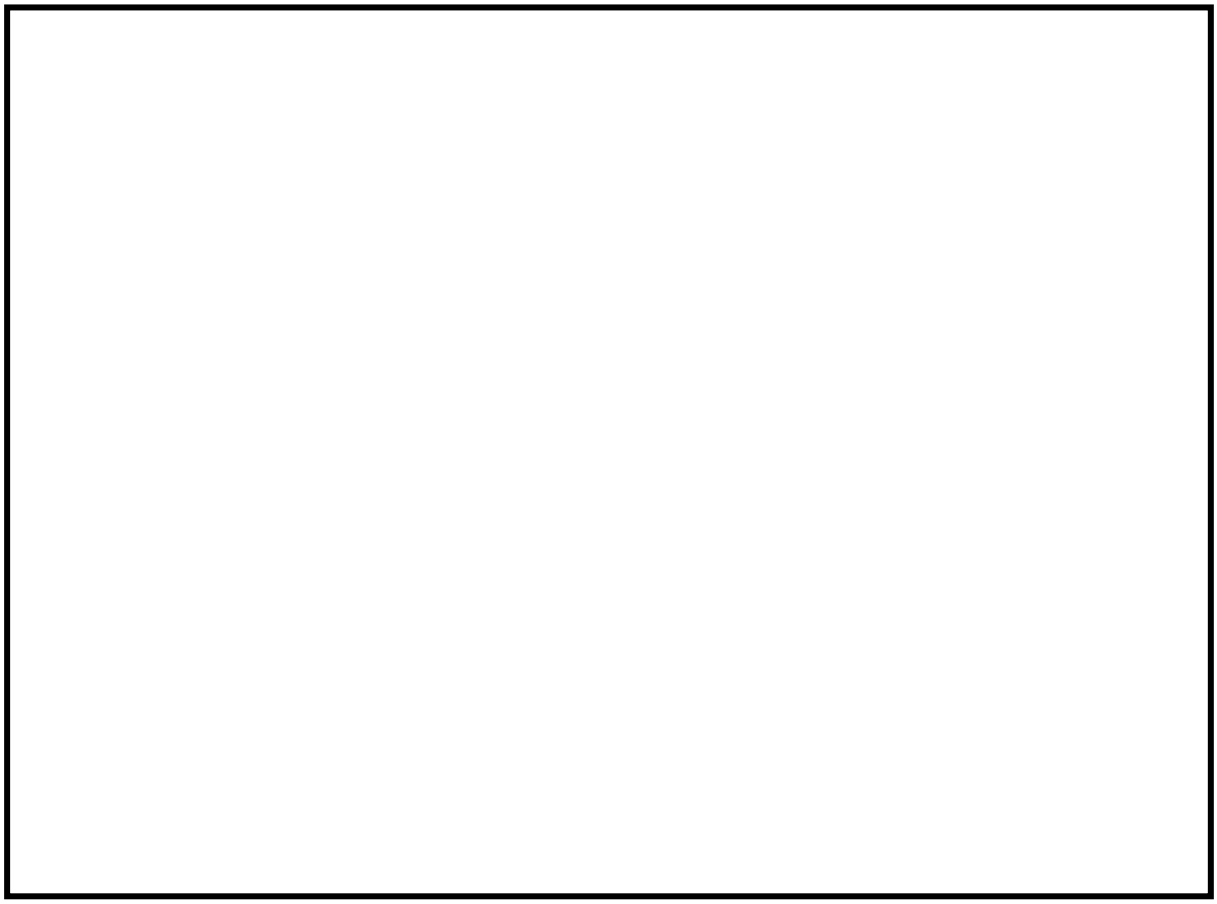


図１　保管場所及びアクセスルート図（屋外）

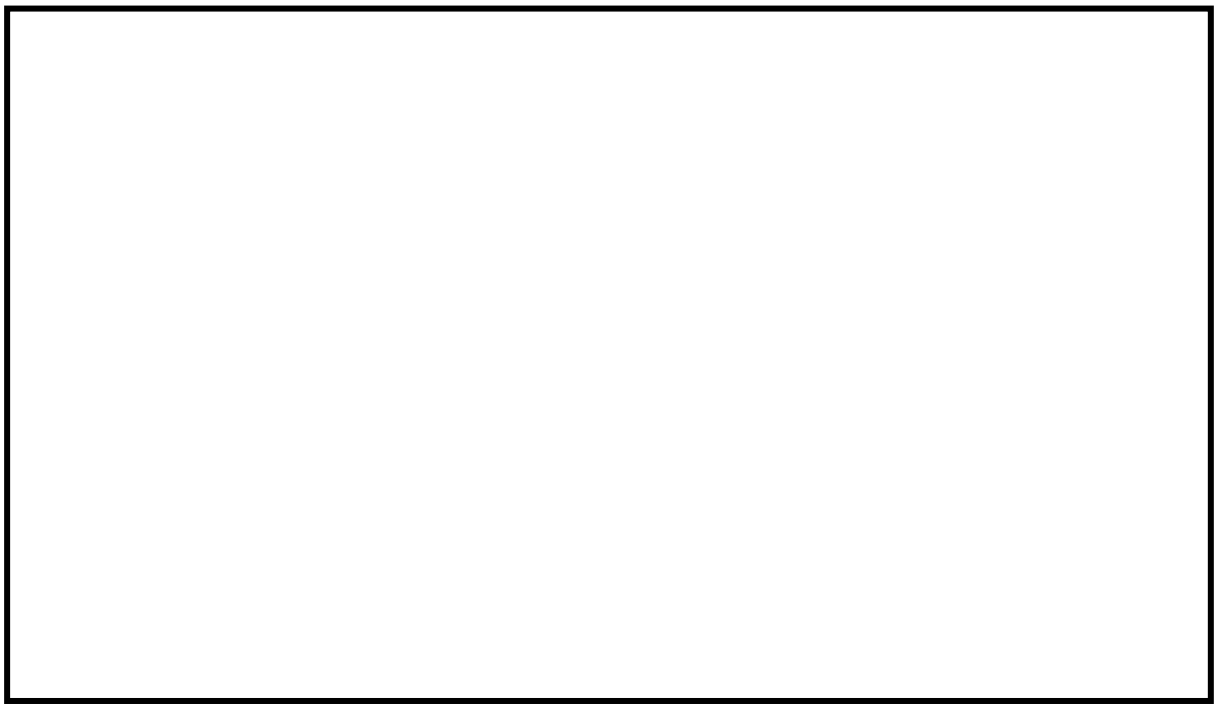


図２　地震・津波発生時のアクセスルート図（屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図３　森林火災発生時のアクセスルート図（屋外）

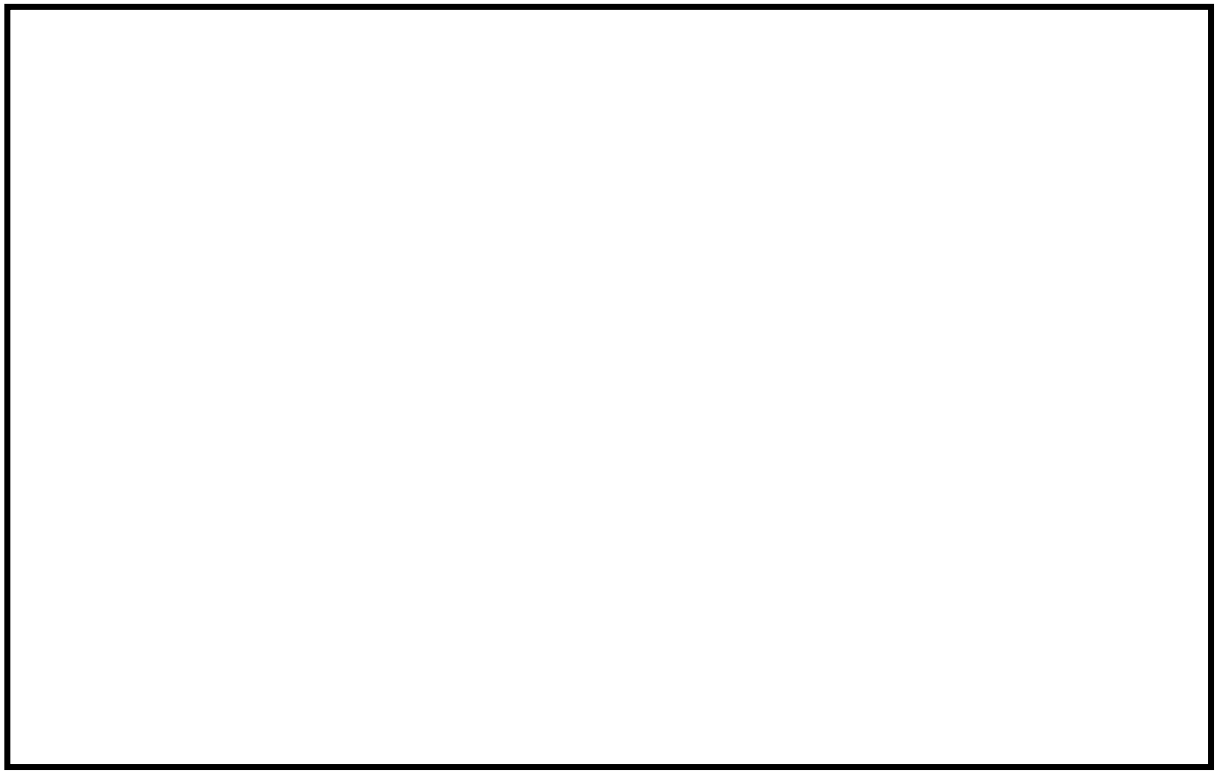


図４　中央交差点が通行不能時のアクセスルート図（屋外）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

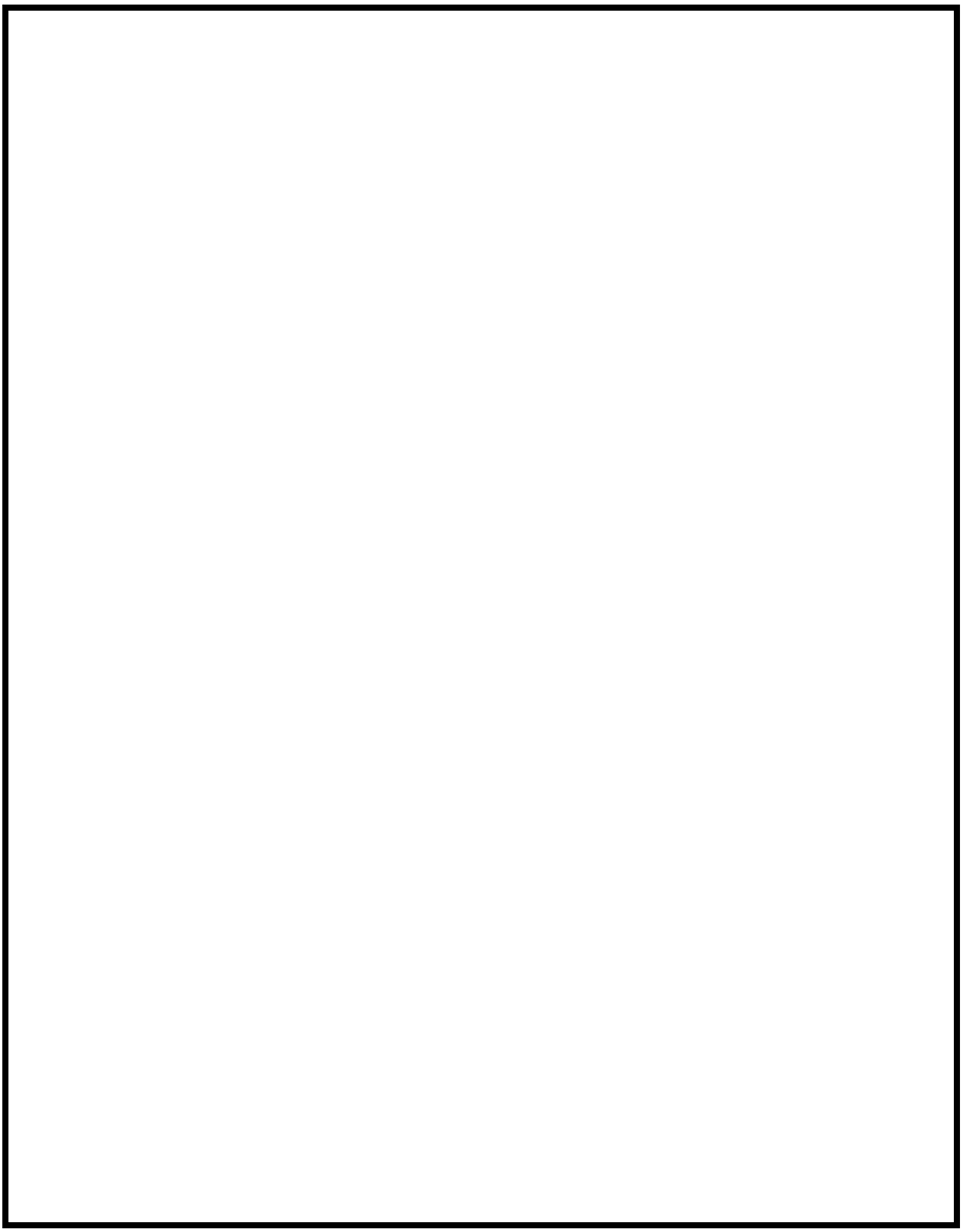


図 5　屋内アクセスルート図（1/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

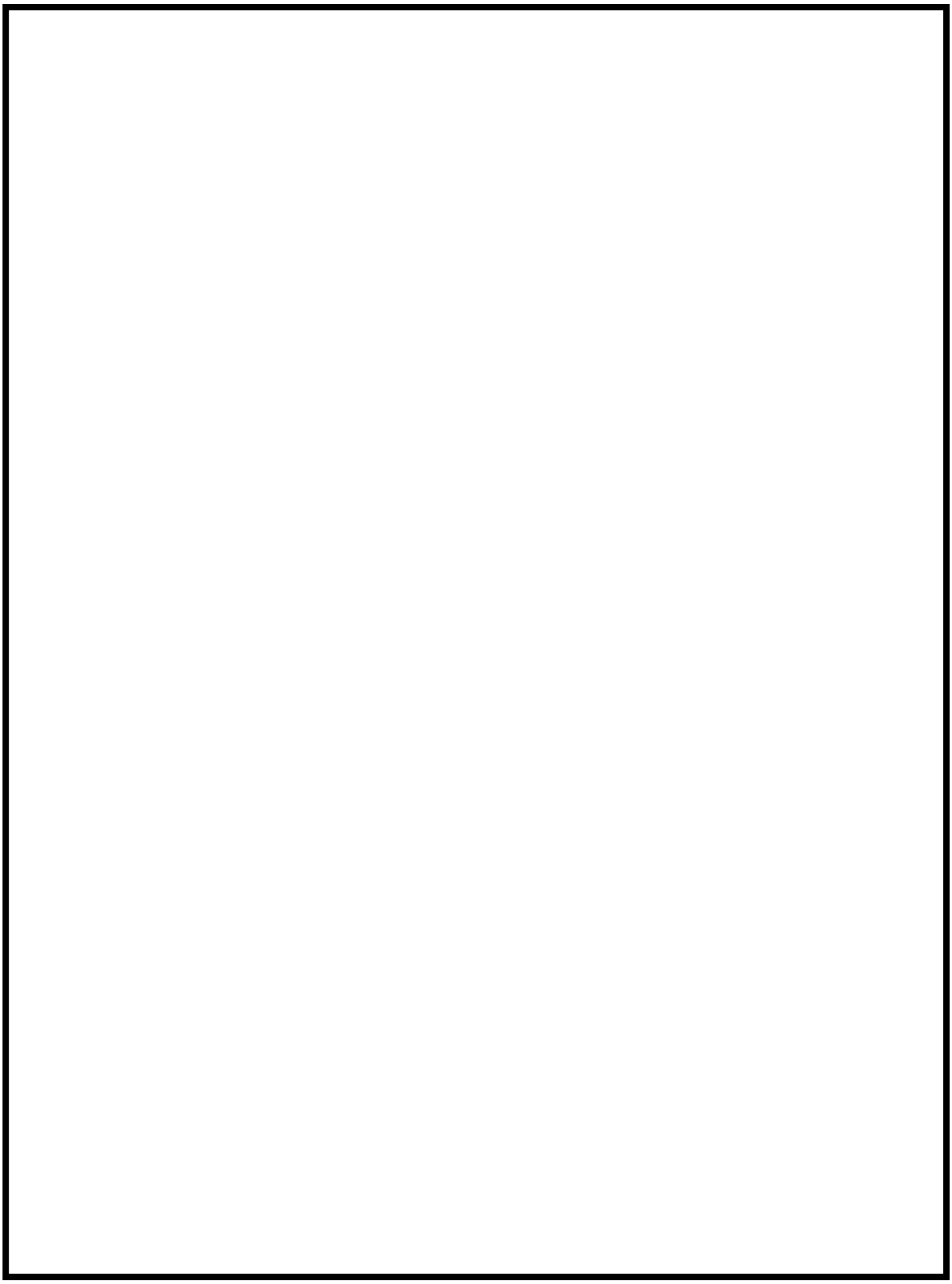


図 6　屋内アクセスルート図（2/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

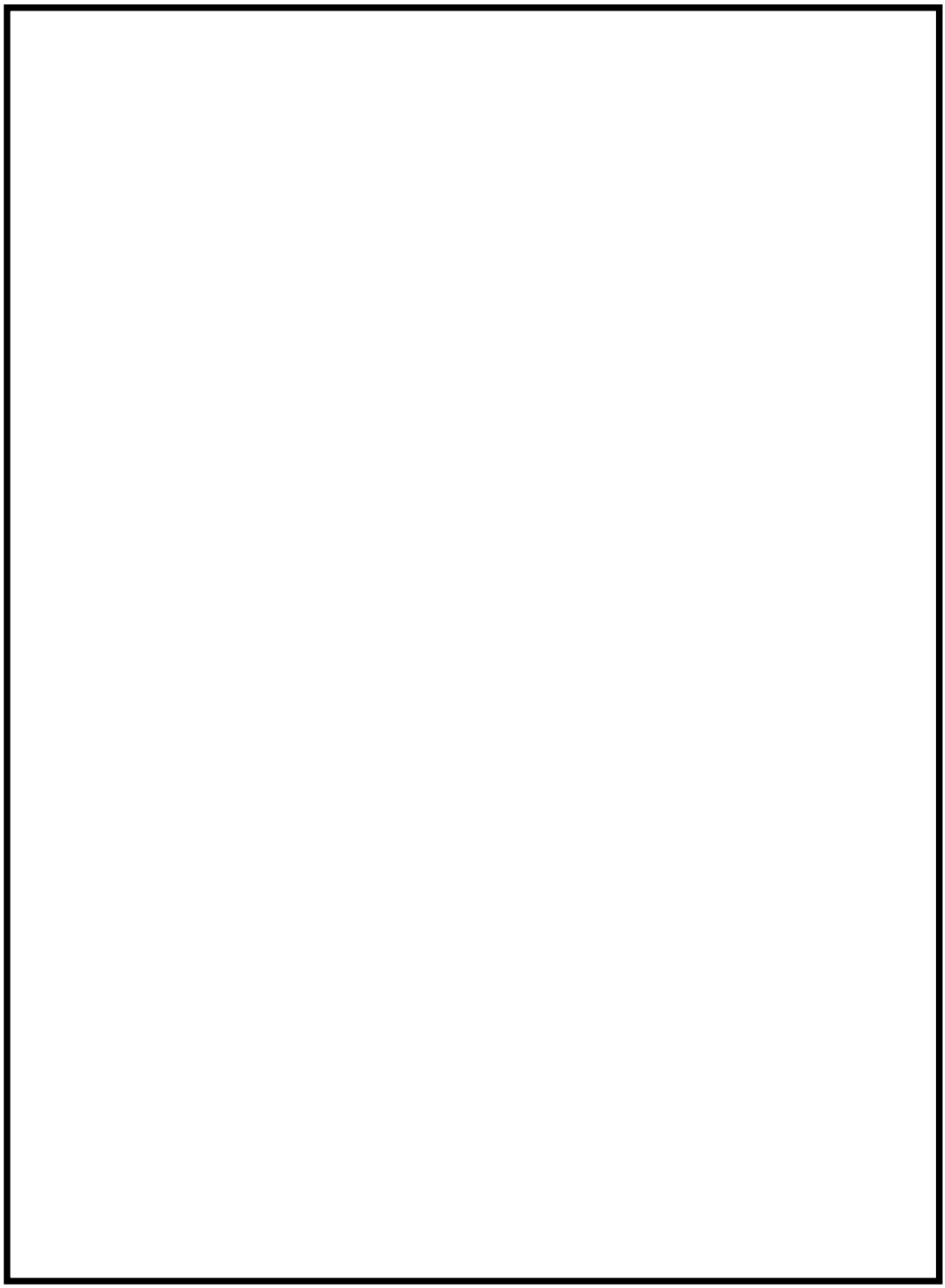


図 7　屋内アクセスルート図（3/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

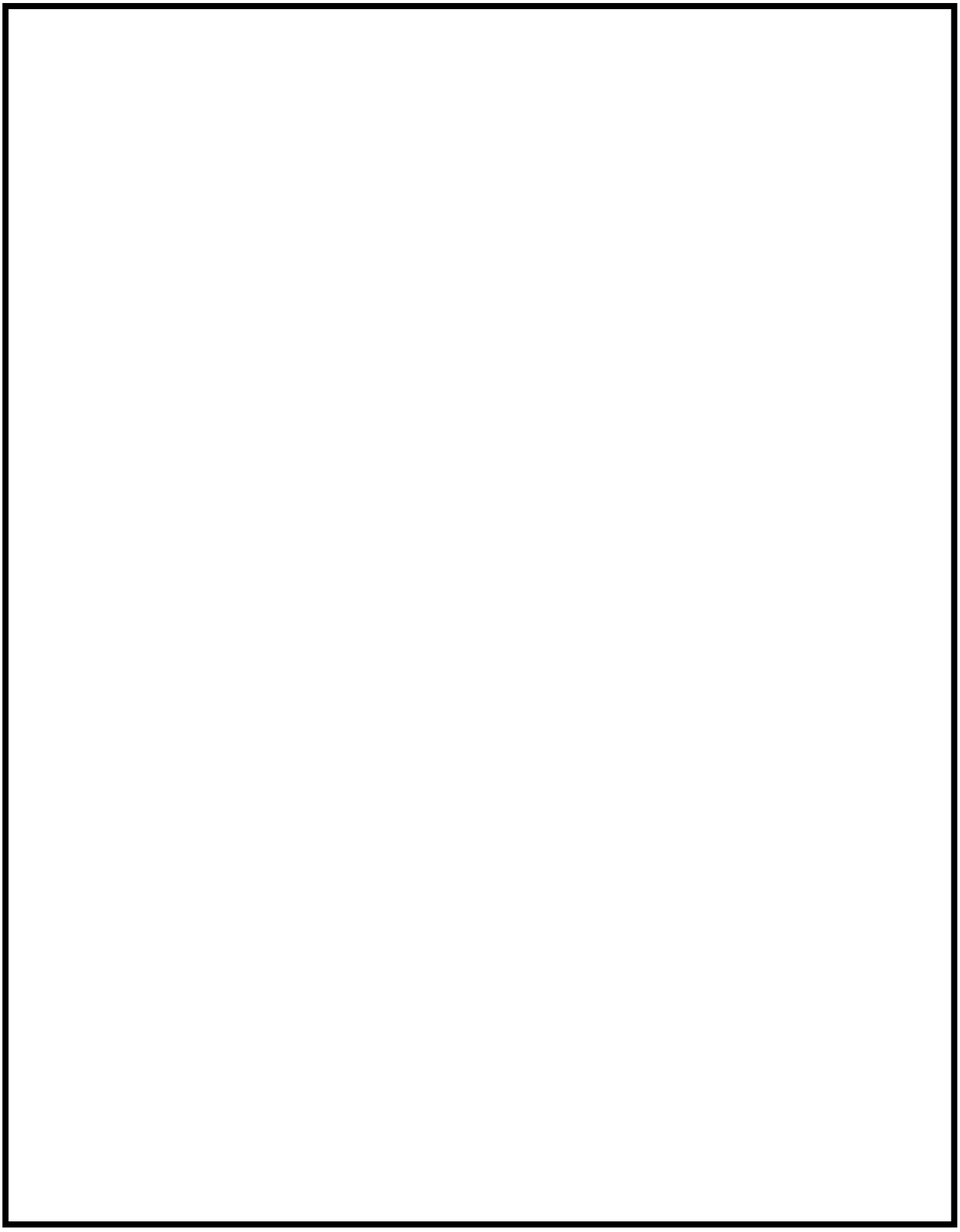


図８　屋内アクセスルート図（4/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

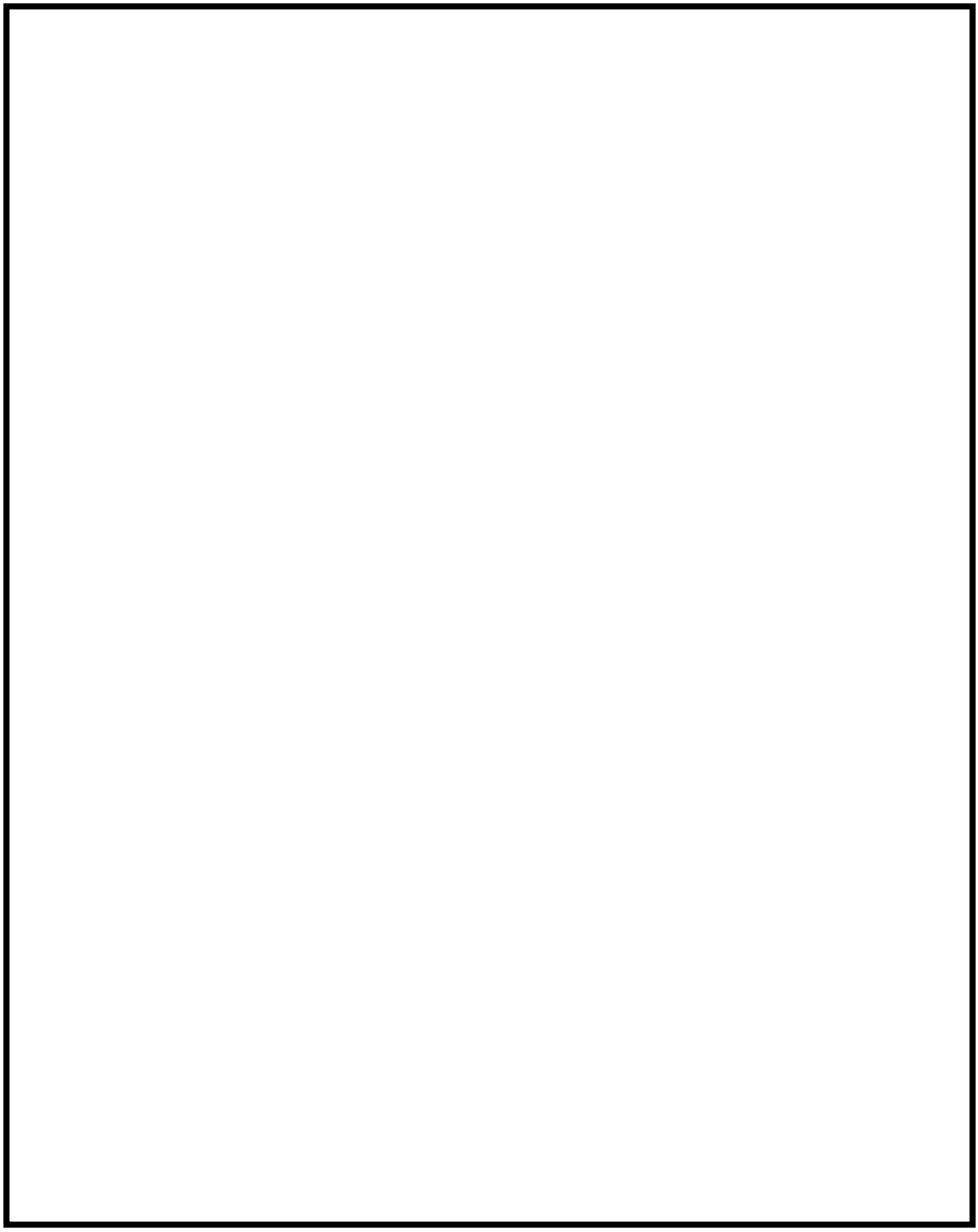


図 9　屋内アクセスルート図（5/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

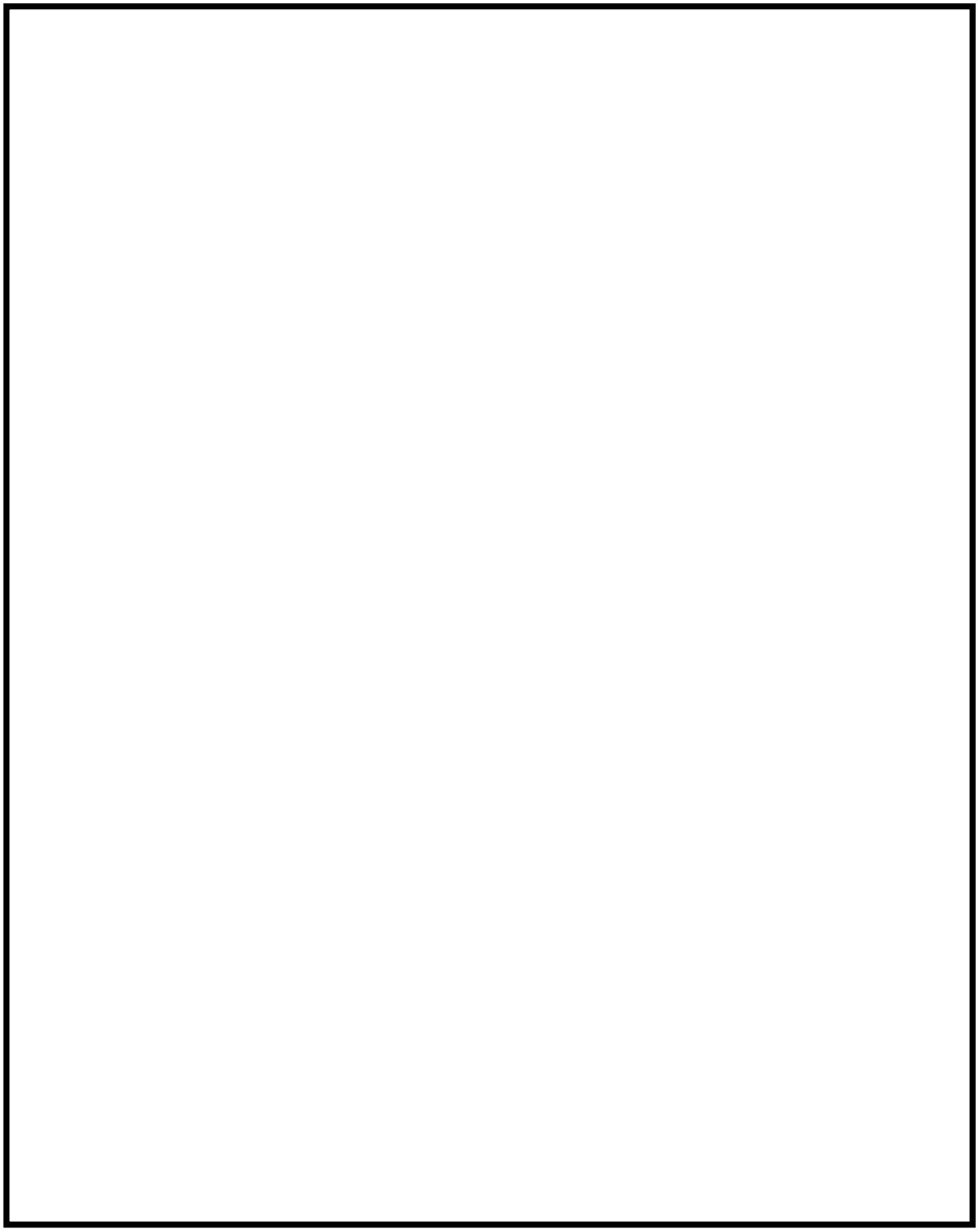


図 10　屋内アクセスルート図（6/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

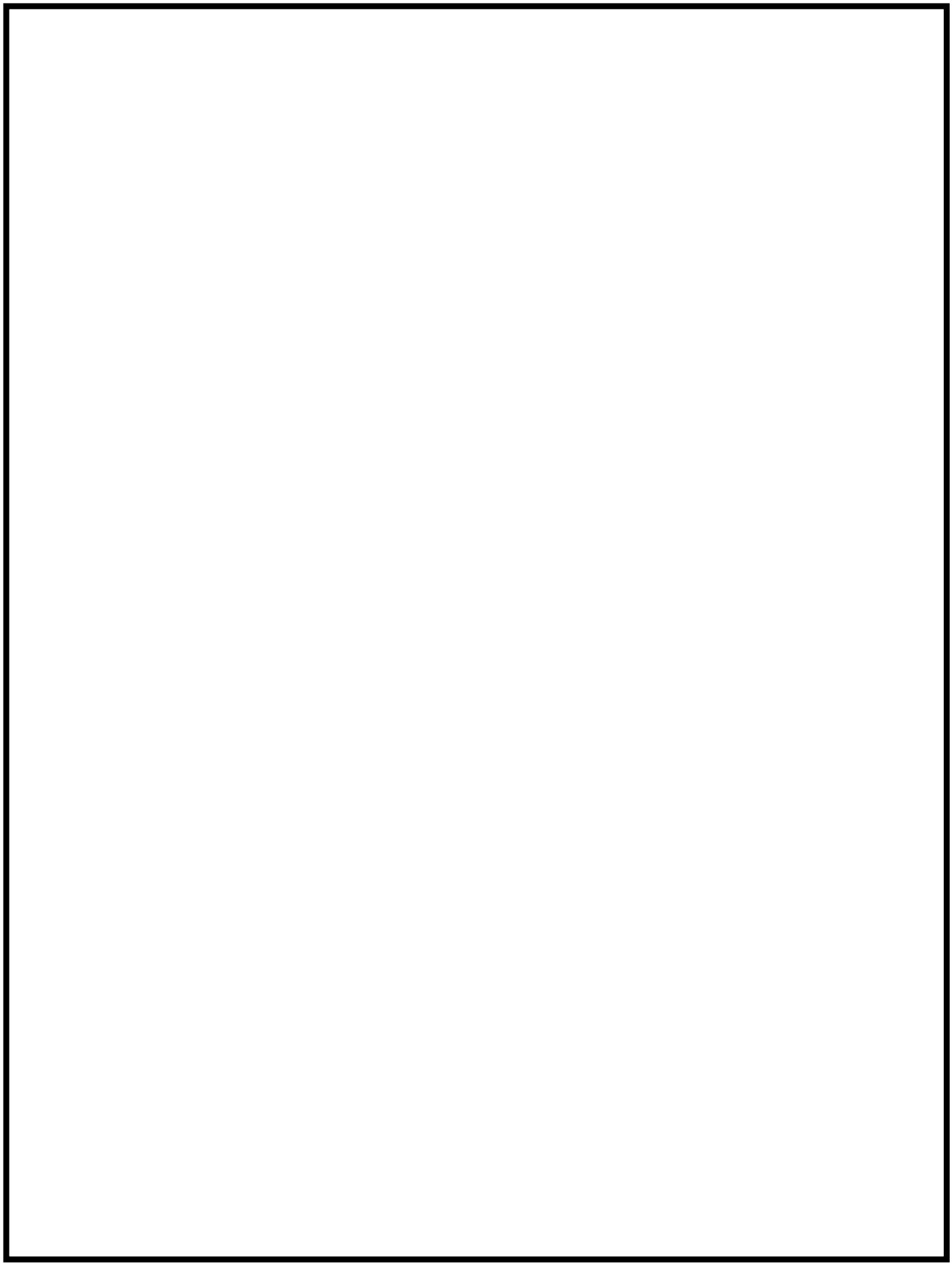


図 11　屋内アクセスルート図（7/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

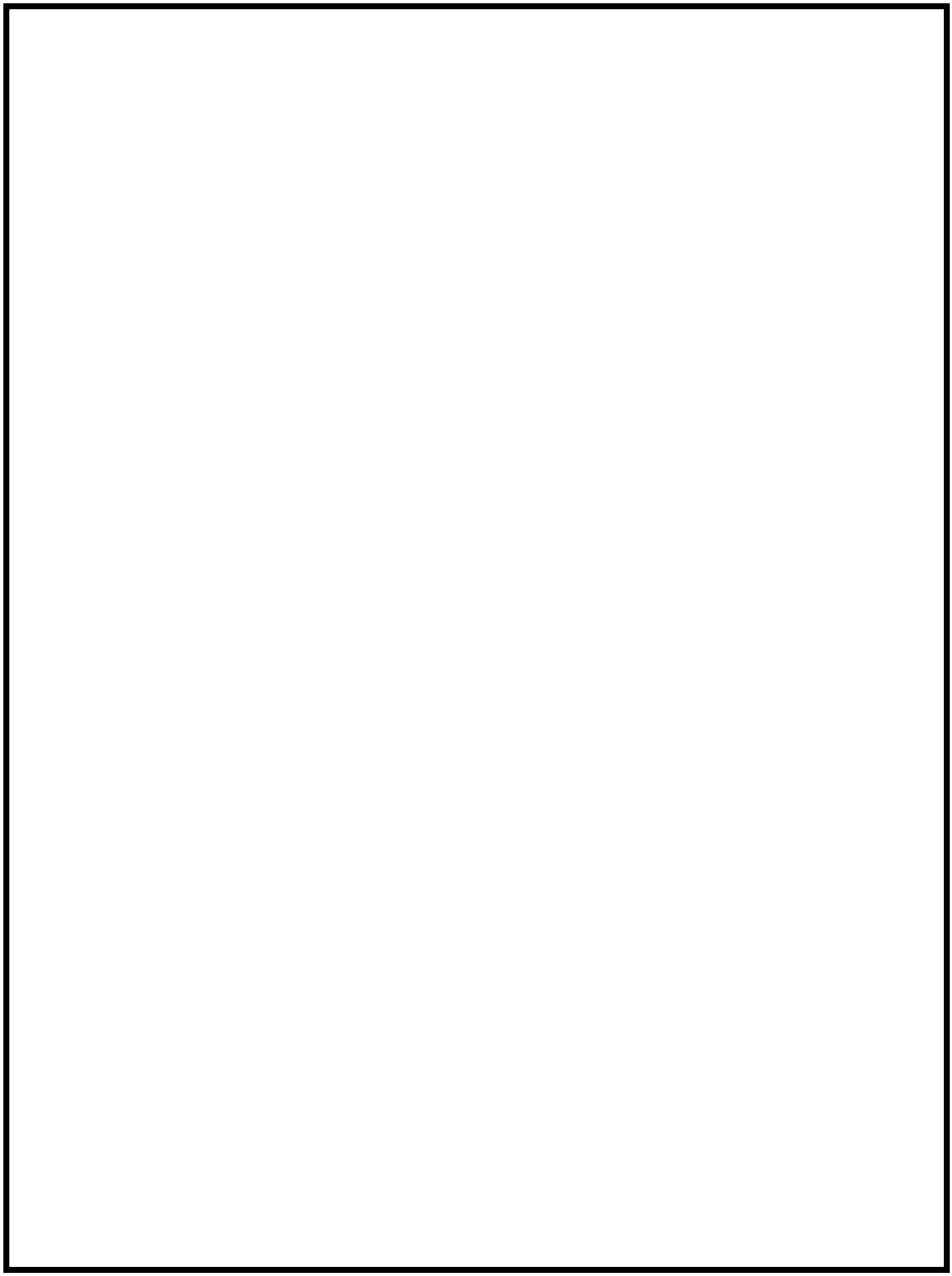


図 12　屋内アクセスルート図（8/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

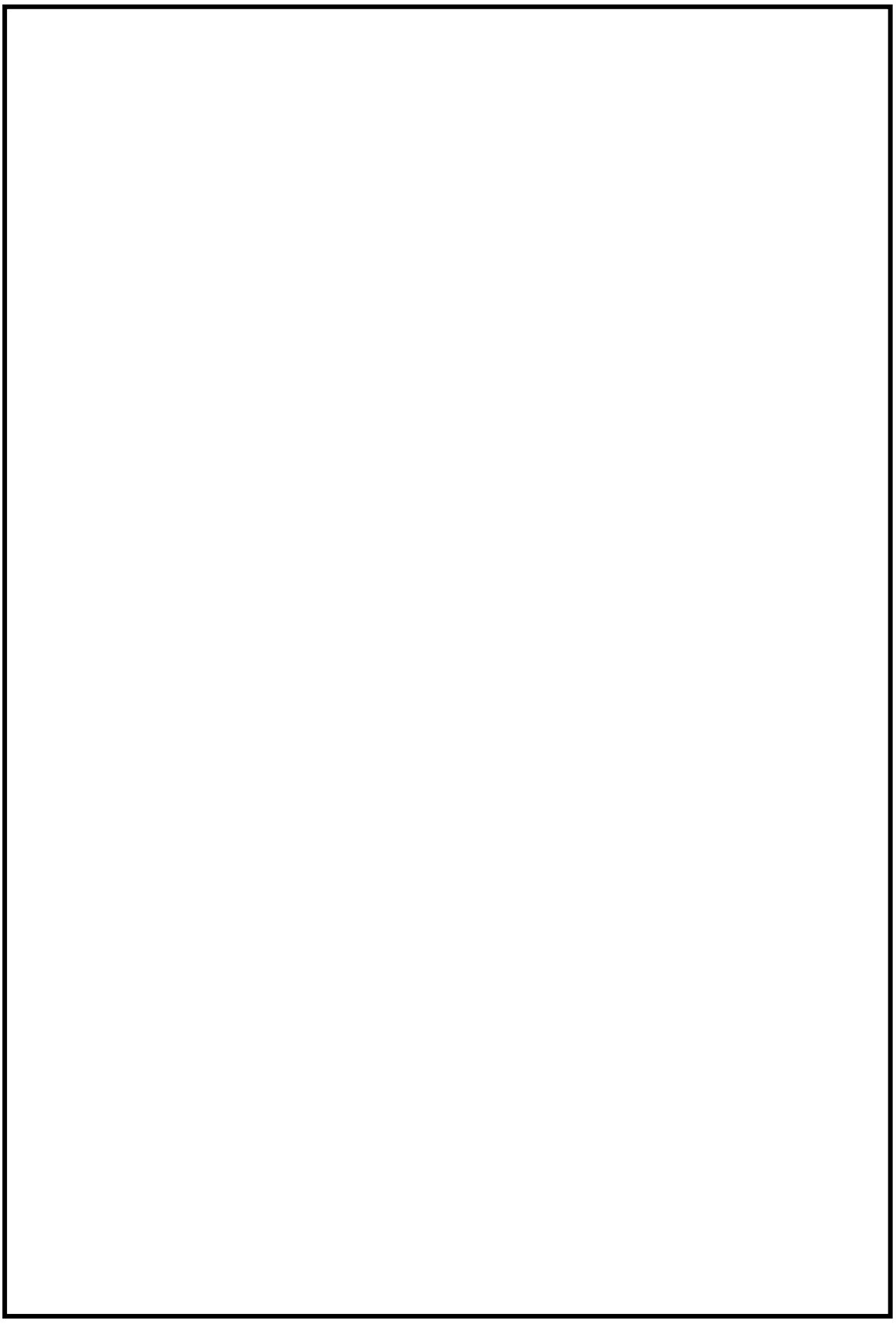


図 13　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（1/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

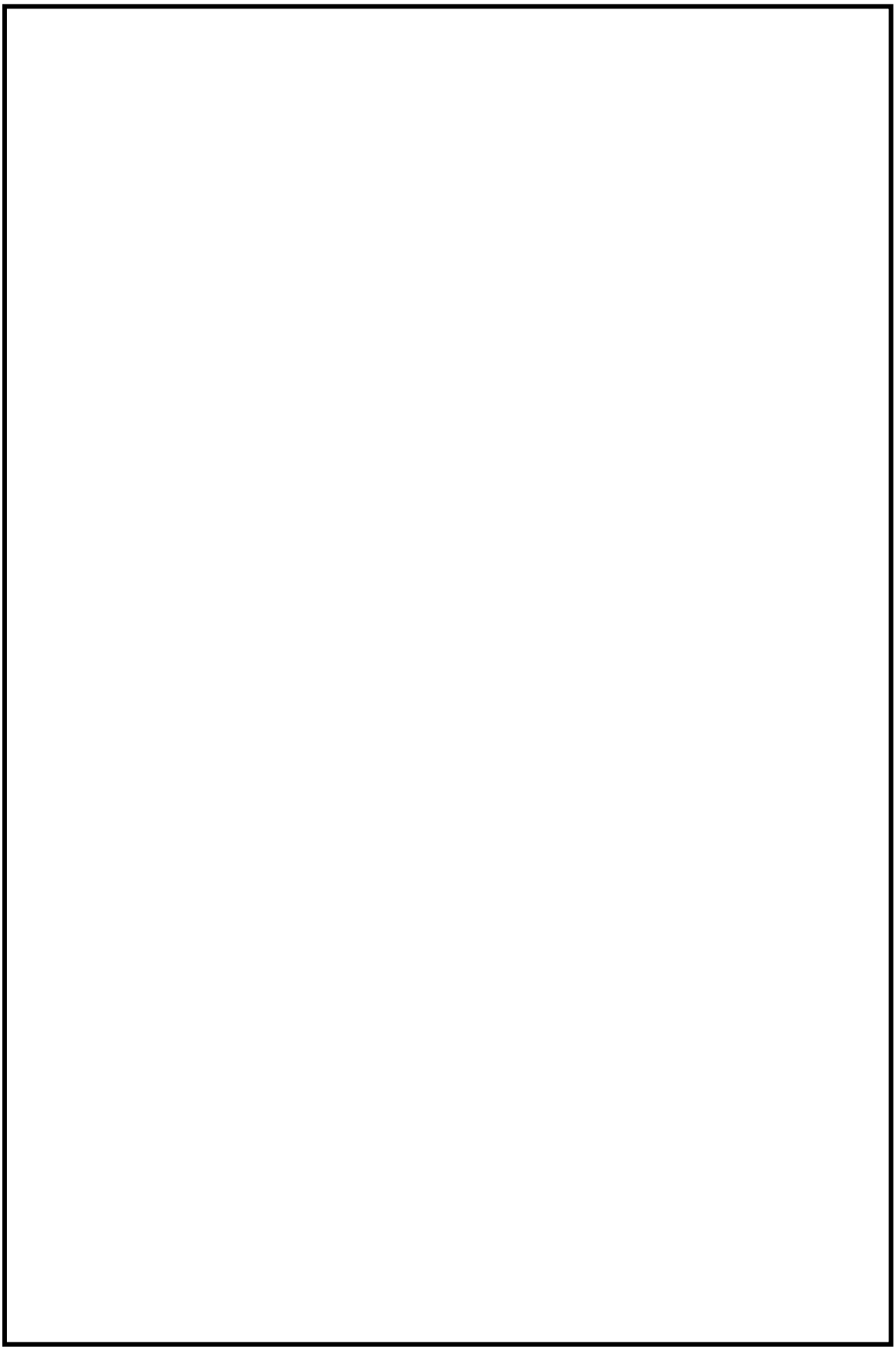


図 14　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（2/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

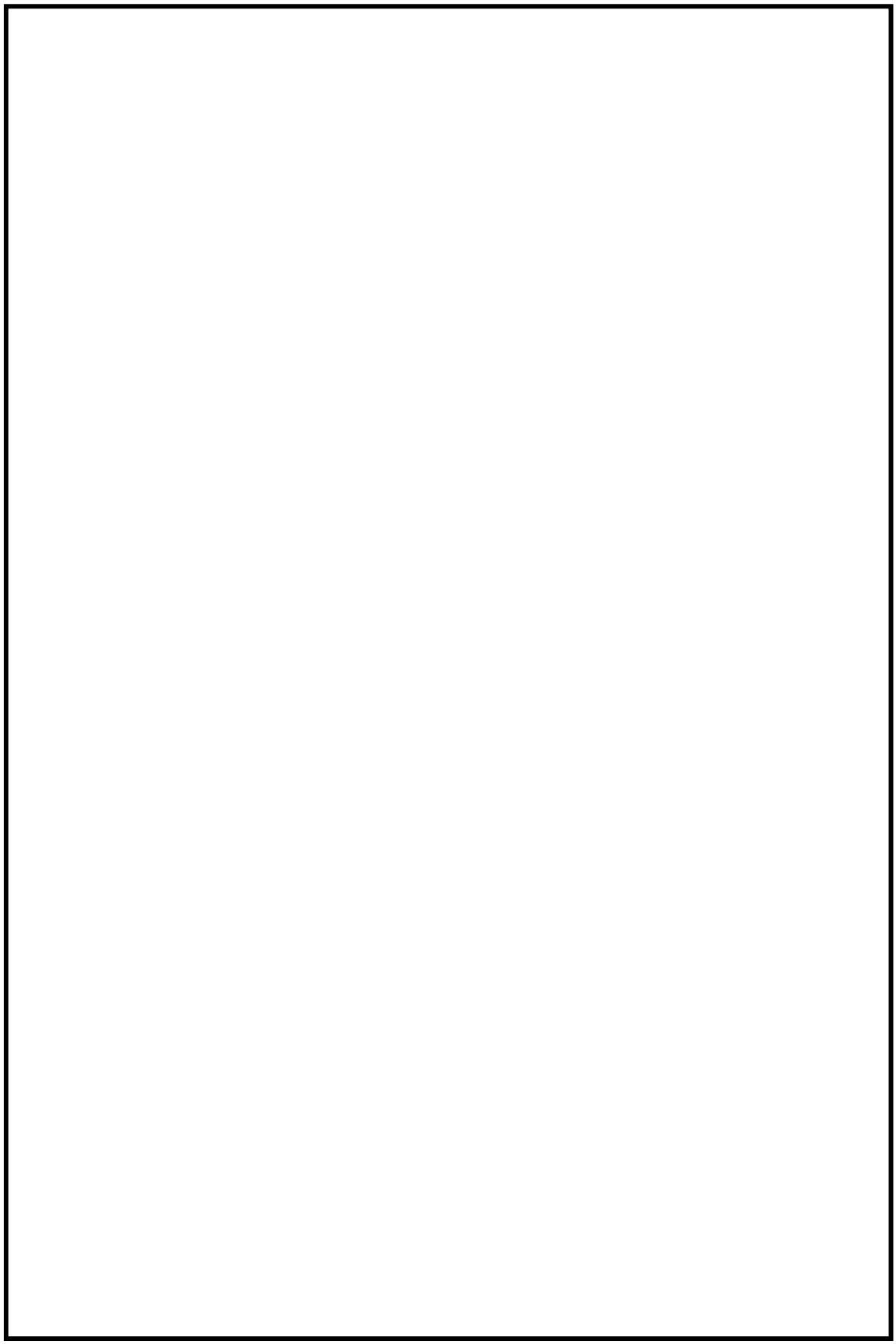


図 15　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（3/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

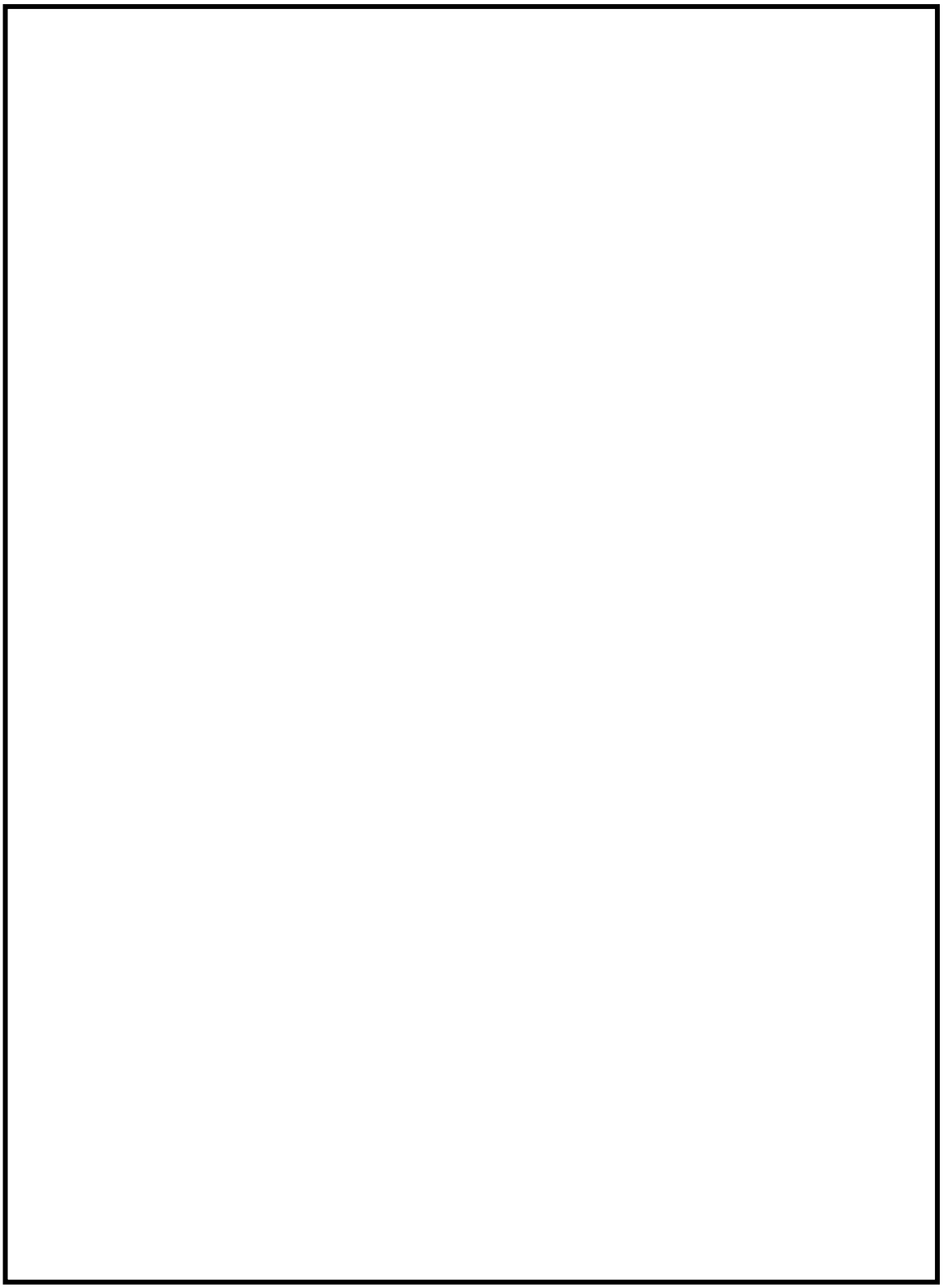


図 16　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（4/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

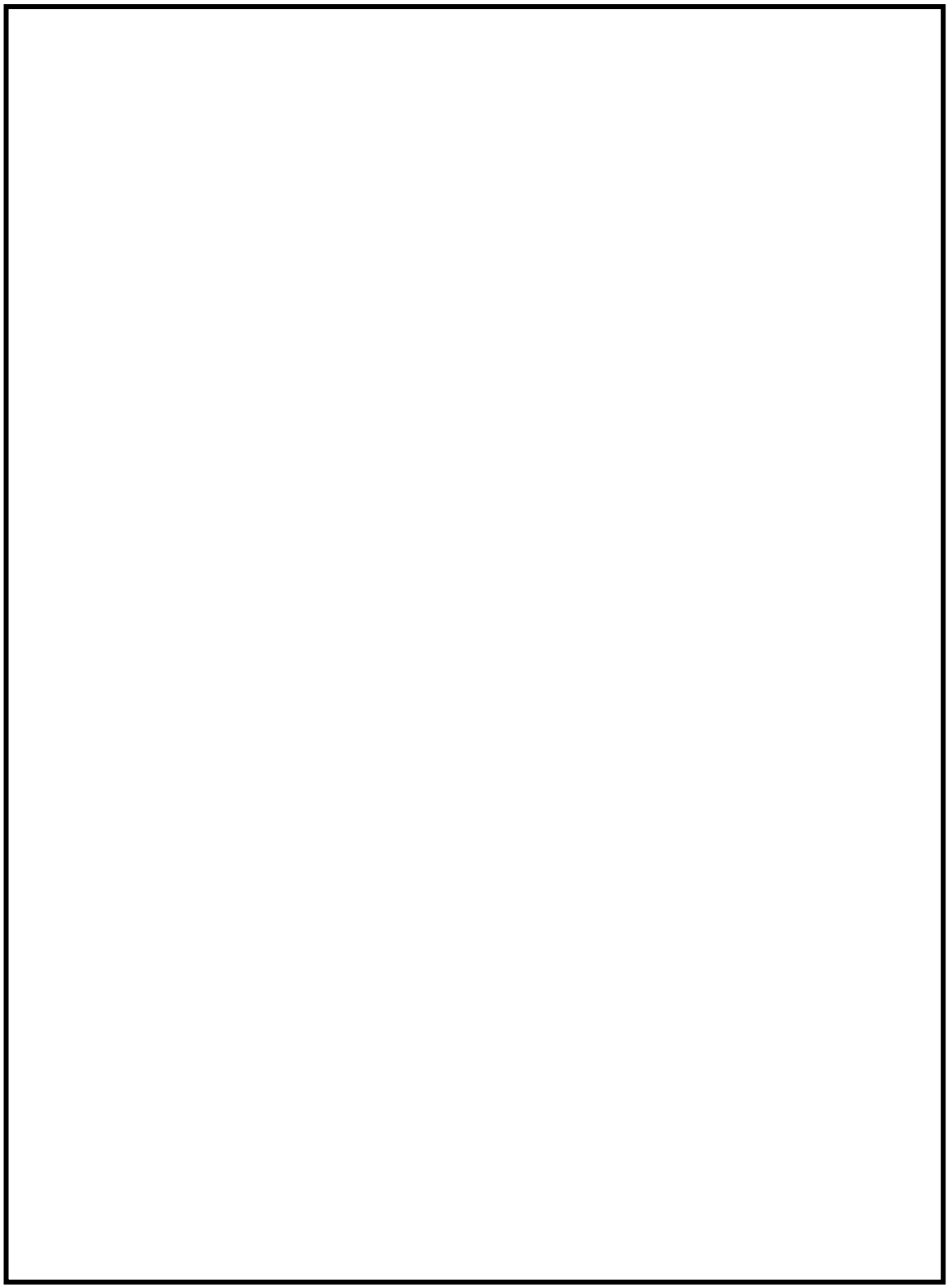


図 17　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（5/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

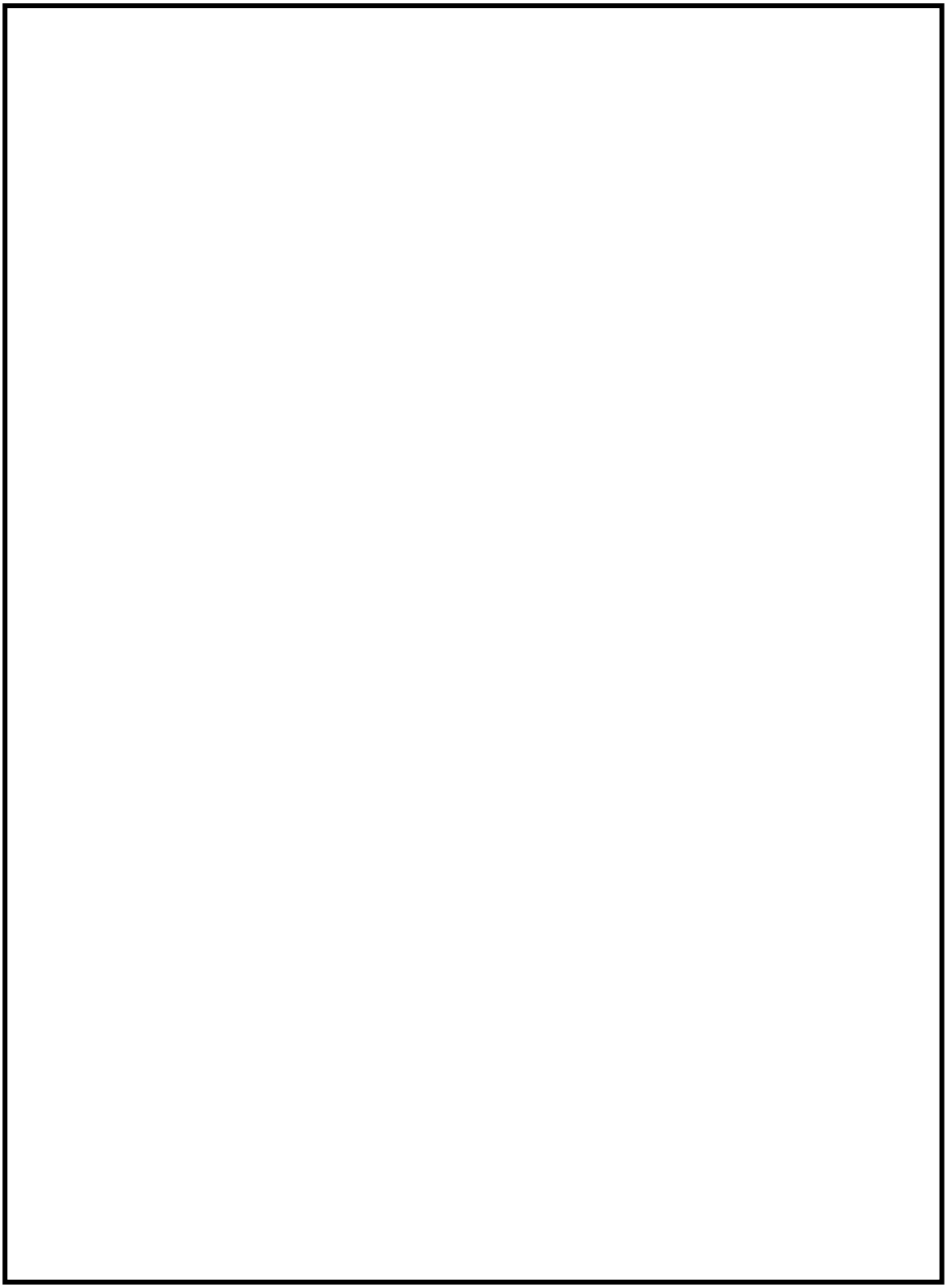


図 18　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（6/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

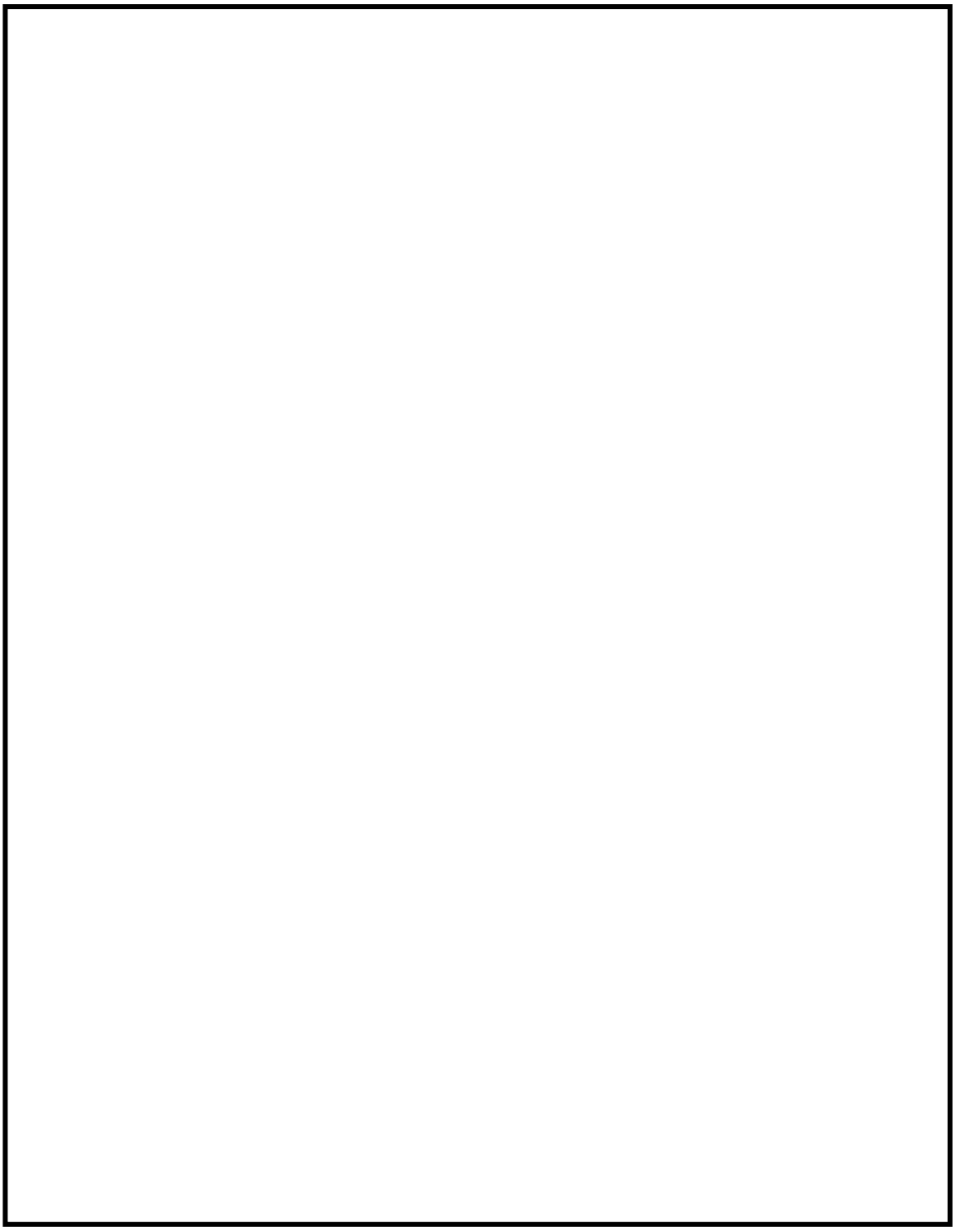


図 19　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（7/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

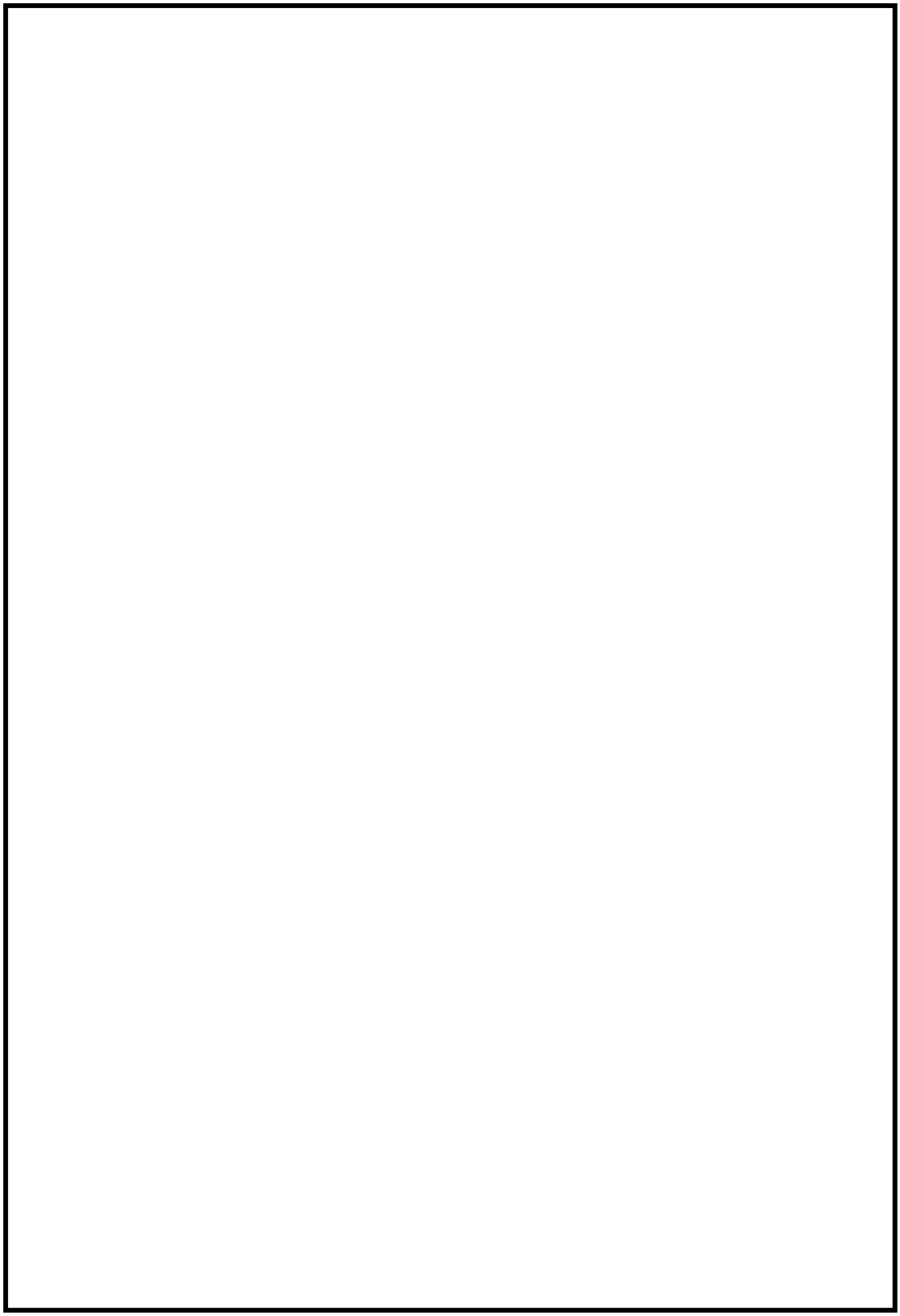


図 20　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（8/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

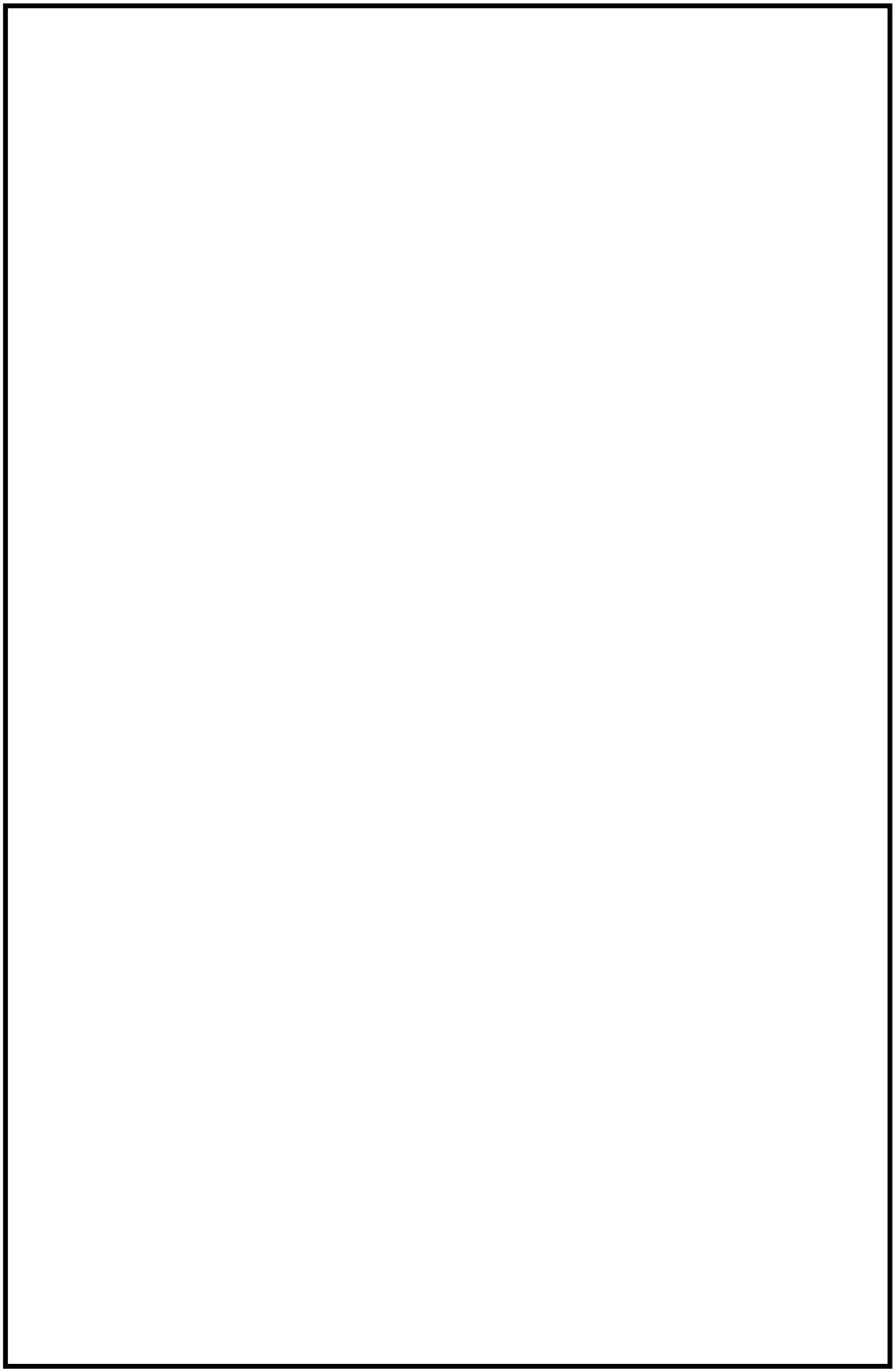


図 21　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（9/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

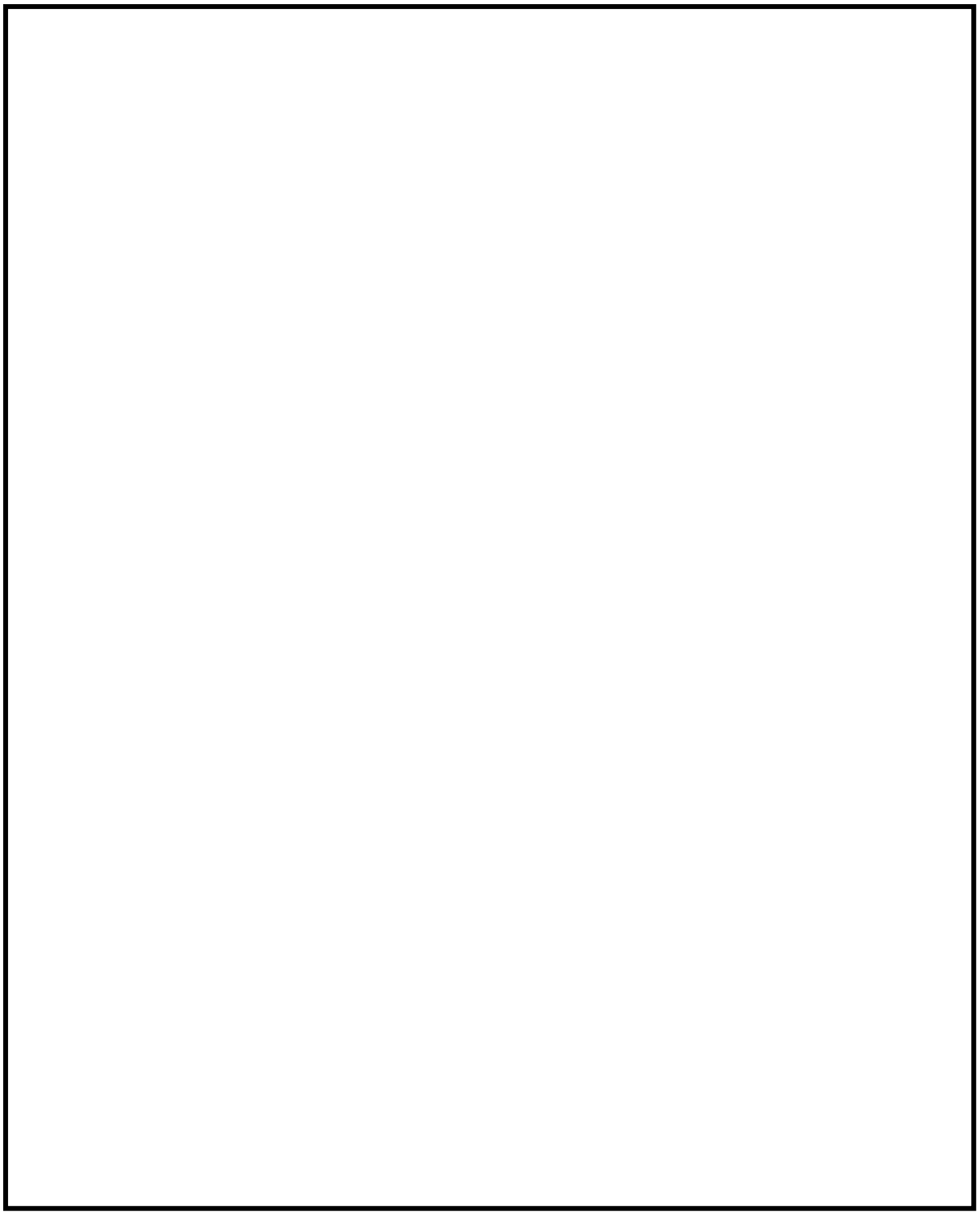


図 22　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（10/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

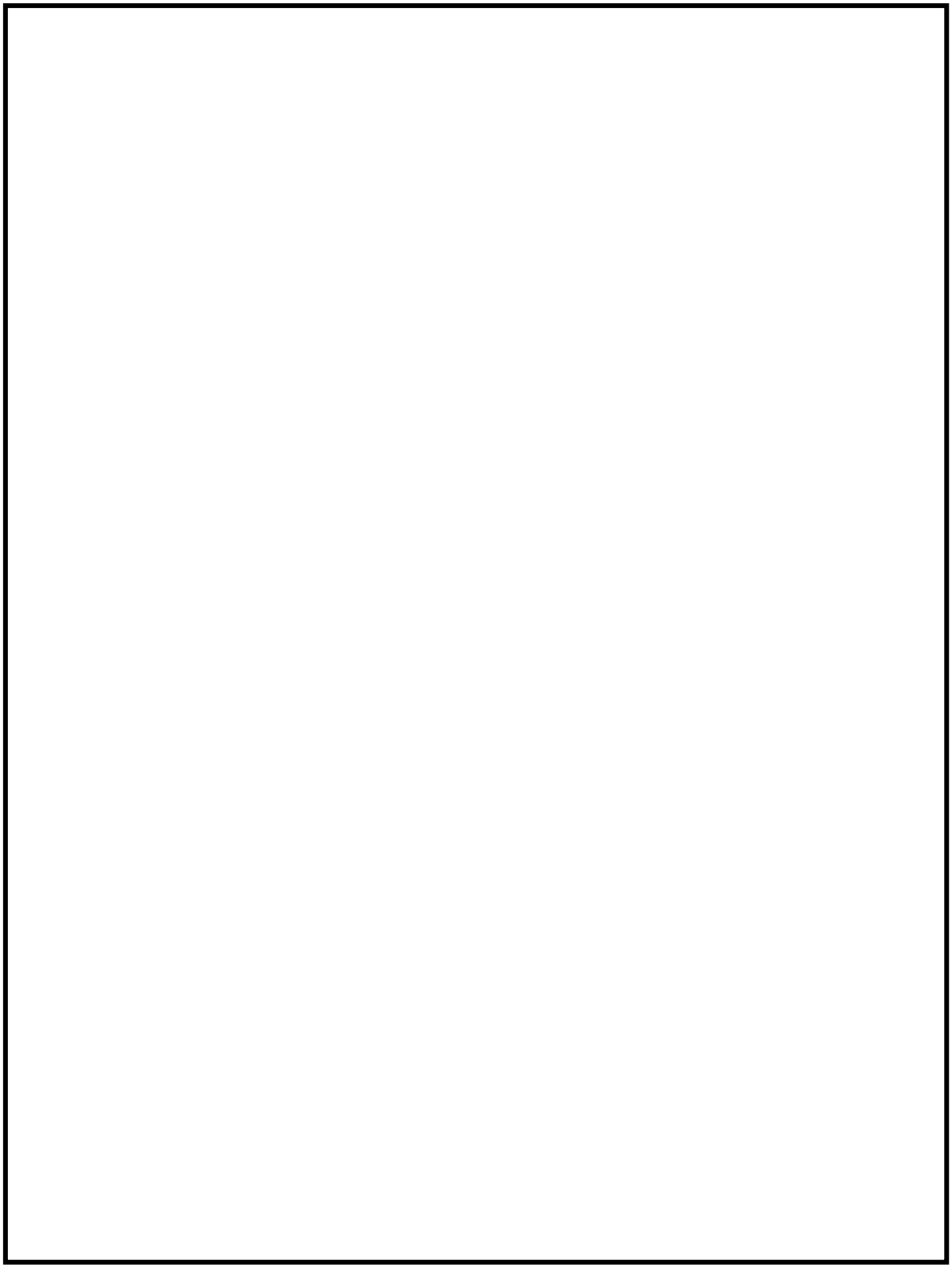


図 23　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（11/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

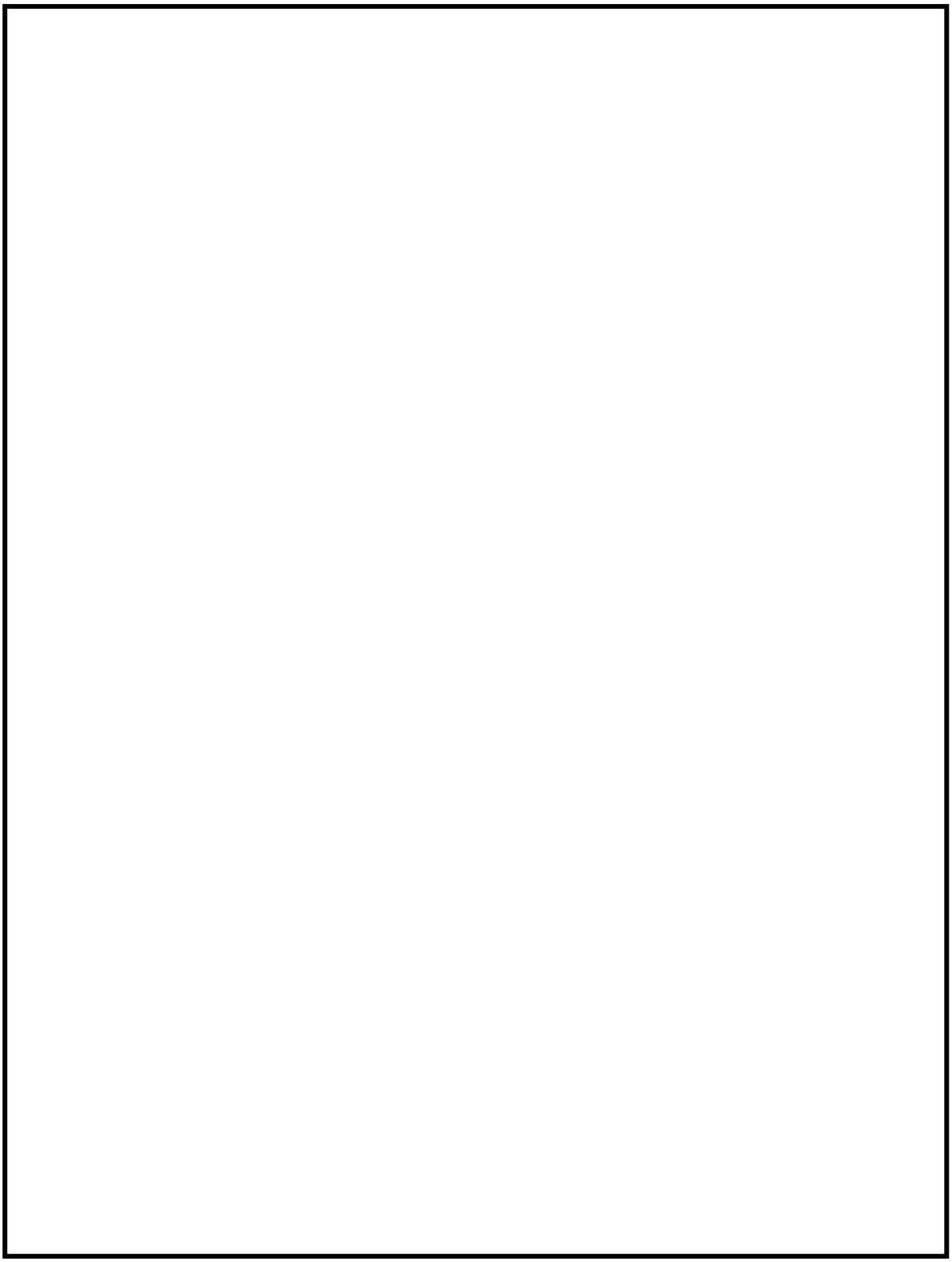


図 24　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（12/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

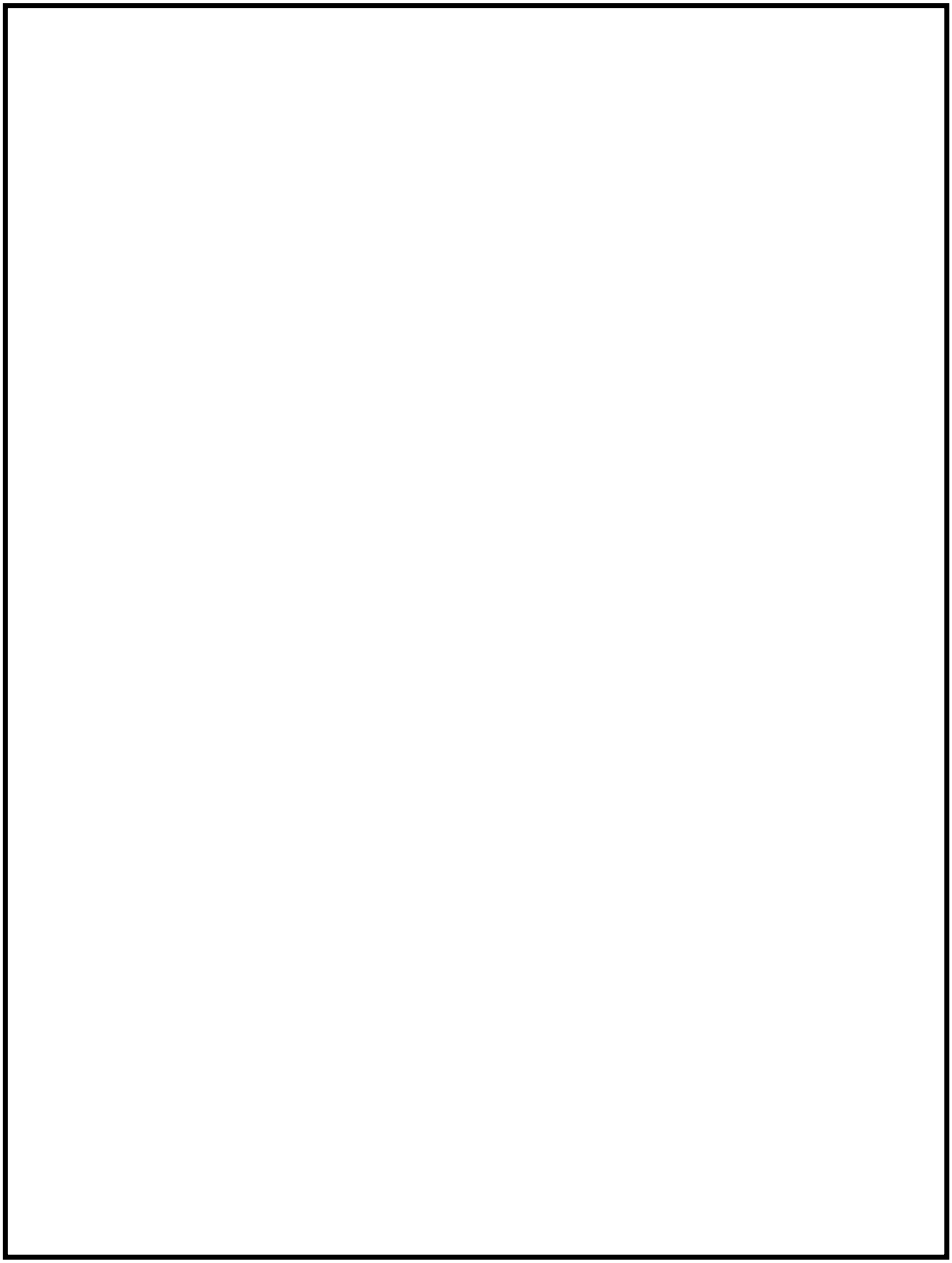


図 25　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（13/14）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

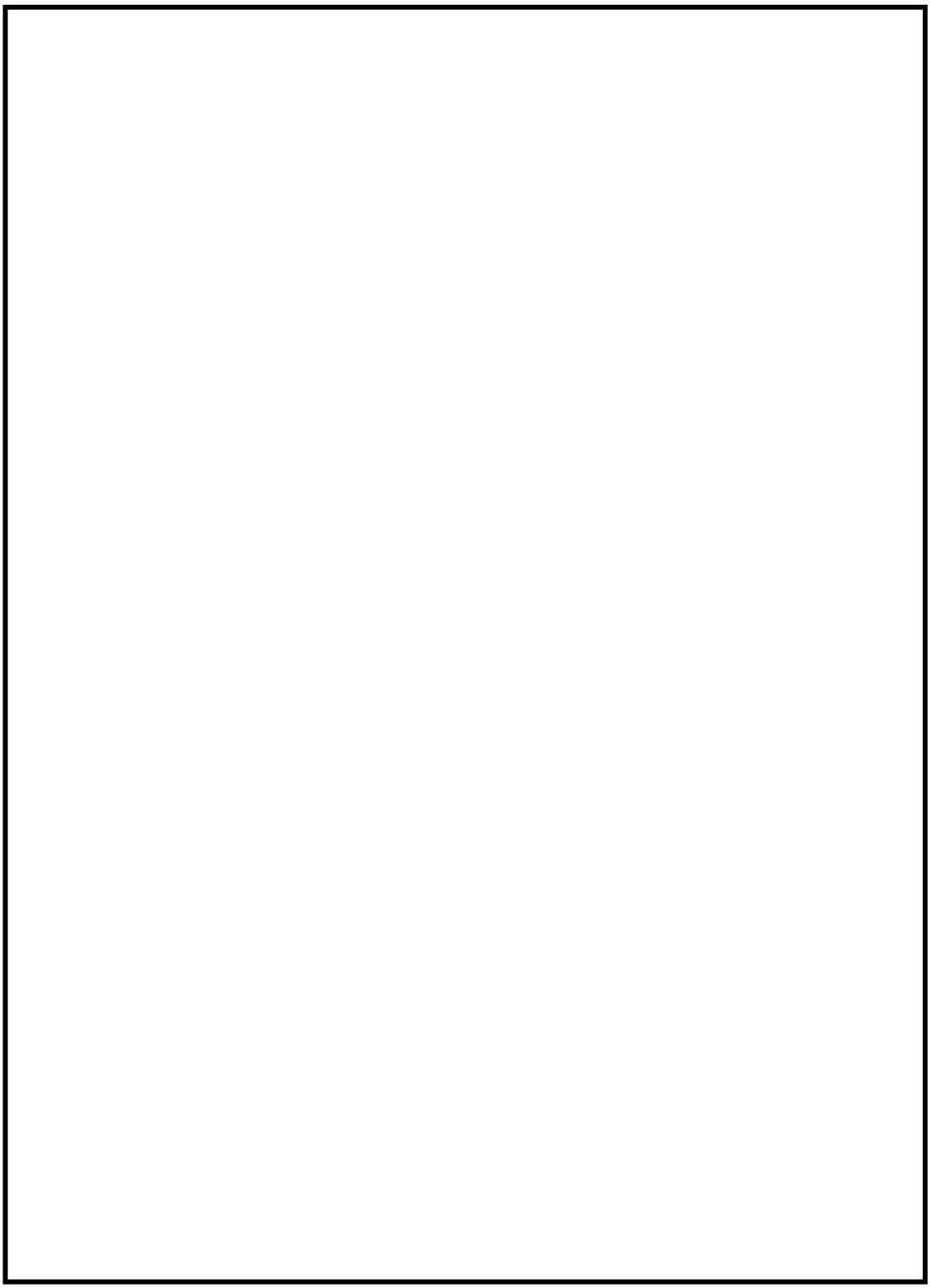


図 26　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート図（14/14）

54-10
その他の燃料プール代替注水設備について

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための設備として，設計基準対処施設，重大事故等対処設備，自主対策設備に分類し，表１にまとめた。以下に，各設備について設備概要を示す。

表１　各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却浄化系	○	—	—
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	—	—
5	燃料プール代替注水系	—	○	—
6	消火系による燃料プール注水	—	—	○

(1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を図１に示す。

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系ポンプ２台，熱交換器２基，ろ過脱塩器２基，スキマサージタンク２基及び配管･弁類･計測制御機器より構成され，以下のプロセスにより使用済燃料プールの冷却機能を担う。

① プール水はスキマせきと波よけ溝からサージタンクへ流れ込み，ポンプにより加圧される。
② プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩器に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
③ プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。
④ 熱交換器を出たプール水は燃料プールの戻りディフューザを通してプールに戻される。

(2) 残留熱除去系（燃料プール冷却モード)【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）の系統概要を図２に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）は，設計上の交換燃料より多くの燃料が発電用原子炉からプールに取り出される場合，燃料プール冷却浄化系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため，残留熱除去系ポンプ，熱交換器を用いて燃料プール冷却浄化系によるプール冷却を補助し，燃料プールを所定の温度以下に保つ。

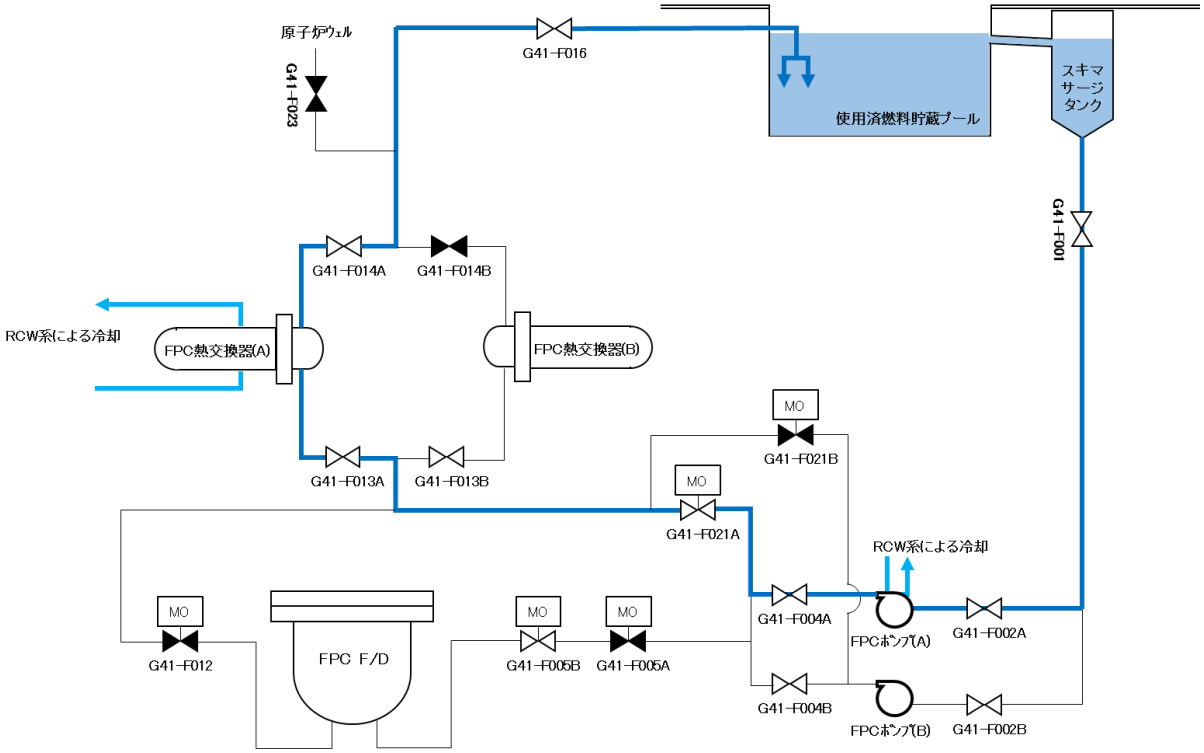


図１　燃料プール冷却浄化系　系統概要（6 号炉の例）

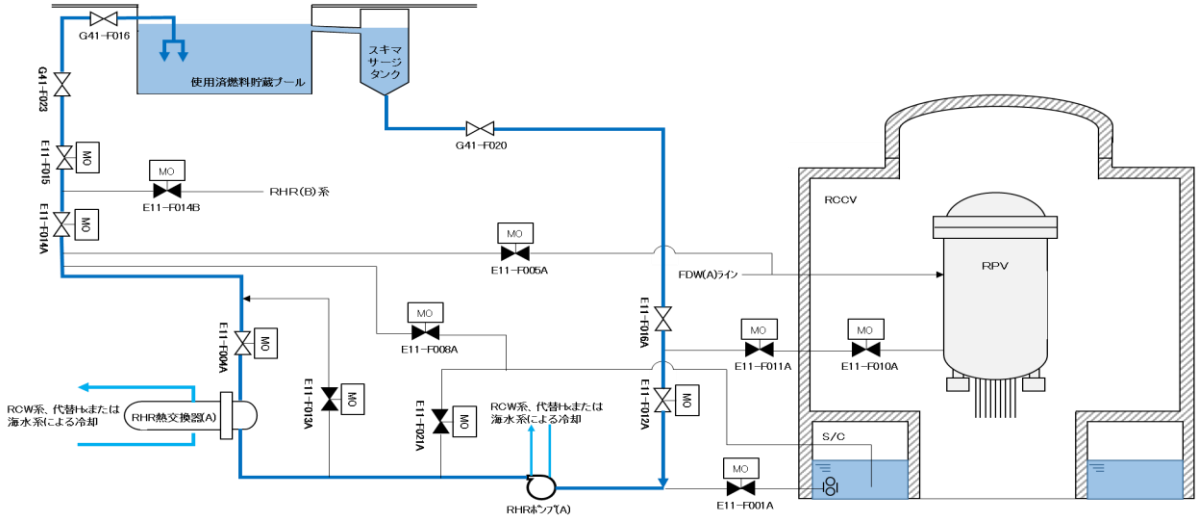


図 2　残留熱除去系（燃料プール冷却モード）　系統概要（6 号炉の例）

(3) 燃料プール代替注水系【重大事故等対処設備】

燃料プール代替注水系の系統概要を補足説明資料 54-4-2 に示す。

① 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級），計測制御装置，及び水源である防火水槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路であるホース，可搬型スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

② 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級），計測制御装置，

及び水源である防火水槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路である燃料プール代替注水系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

(4) 消火系による燃料プール注水【自主対策設備】

消火系による燃料プール注水の設備概要を図 3 に示す。

消火系による使用済燃料プールへの注水は，想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，全交流電源が喪失した場合でも，高台に配備した代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンクを水源として，消火系配管，復水補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して使用済燃料プールへ注水し，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する機能を有する。

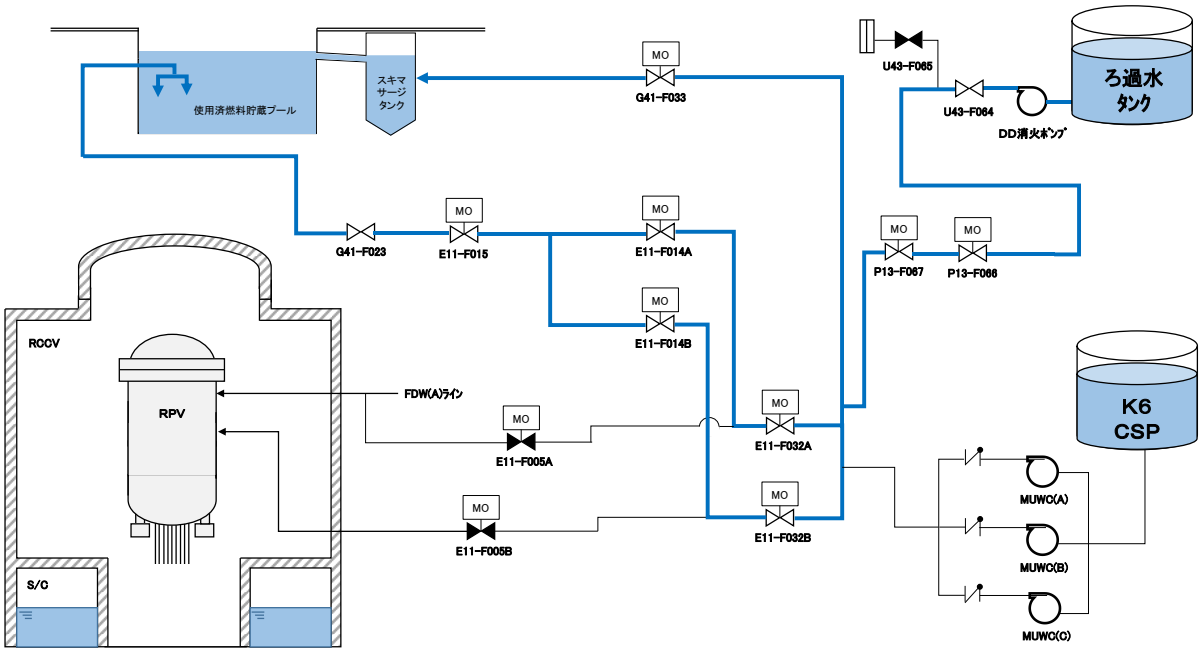


図 3　消火系による燃料プール注水　系統概要（6 号炉の例）

54-11　使用済燃料プール監視設備

1.　使用済燃料プールの監視設備について

使用済燃料プールの温度，水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。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）及び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，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

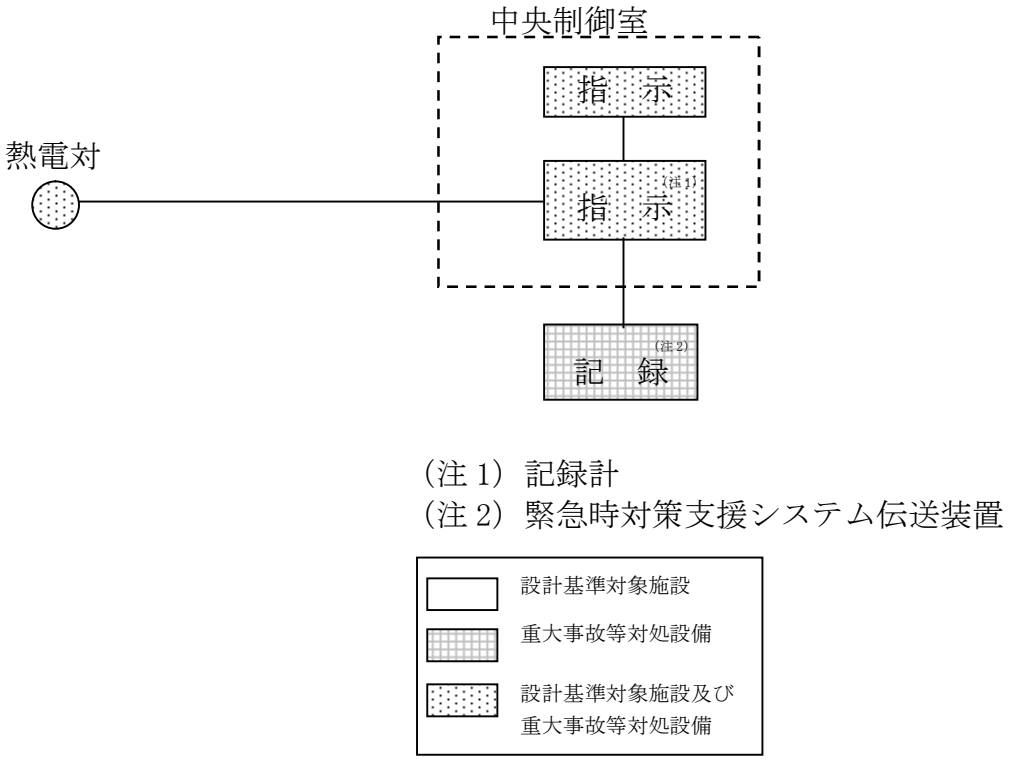
なお，全交流動力電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2.　設備概要について

2.1　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

(1)水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 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からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，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 1　「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 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 1　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲	:	6号炉　T.M.S.L.20180 ～ 31170mm（液相） T.M.S.L.31575mm（気相） 7号炉　T.M.S.L.20180 ～ 31123mm（液相） T.M.S.L.31575mm（気相）
個数	:	6号炉　1個 7号炉　1個
設置場所	:	原子炉建屋原子炉区域内地上4階

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は第五十四条第１項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故２（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第２項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料プール底部近傍（6 号炉:T.M.S.L.20180mm，7 号炉：T.M.S.L.20180mm）から使用済燃料プール上端近傍（6 号炉：T.M.S.L.31170mm，7 号炉：T.M.S.L.31123mm）を計測範囲とする。(図３　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲（6 号炉)」及び図４　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲（7 号炉)」参照)

(2)温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度（SA 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（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。(図２　「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照)

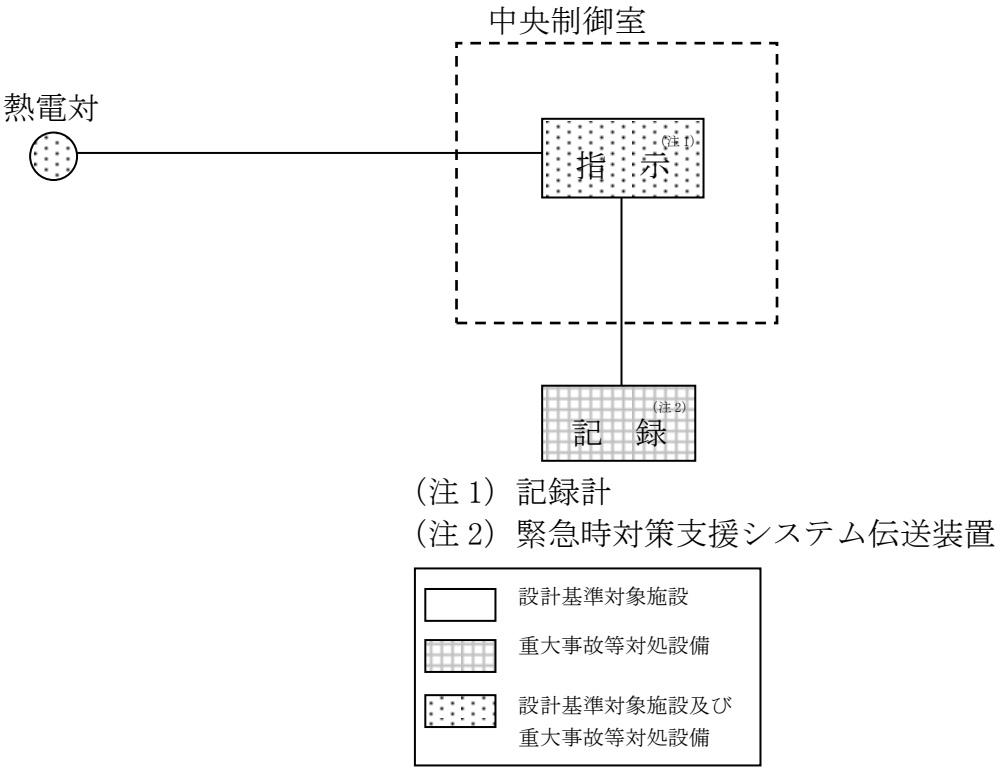


図２　使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図

（設備仕様）

計 測 範 囲　：　6 号炉　0～150℃
　　7 号炉　0～150℃

個　　数　：　6 号炉　1 個（検出点 14 箇所）
　　7 号炉　1 個（検出点 14 箇所）

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階

なお，第五十四条第 1 項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位（6 号炉：T.M.S.L.30195mm，7 号炉：T.M.S.L.30190mm）においても温度計測できる設置位置とする。また，第五十四条第 2 項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。（図 3　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（6 号炉）」及び図 4　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（7 号炉）」参照）

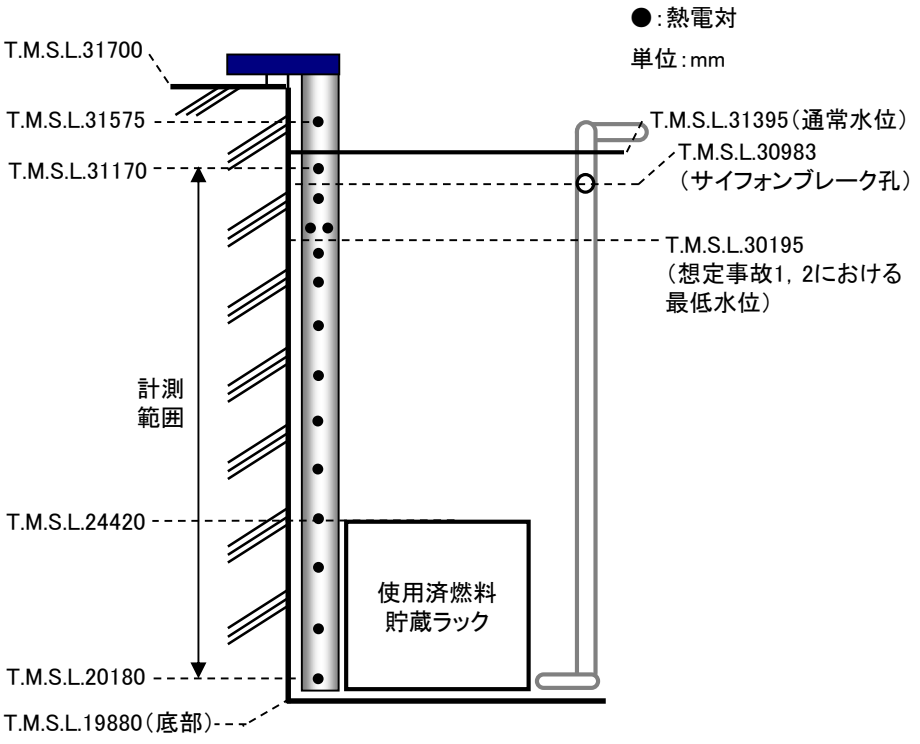


図 3　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（6 号炉）

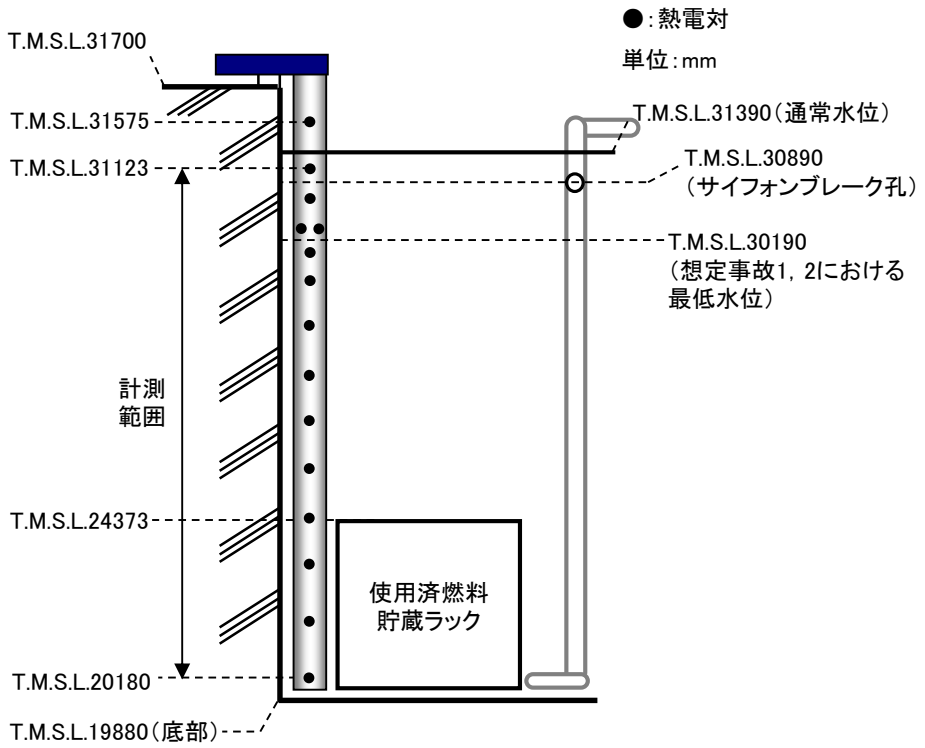
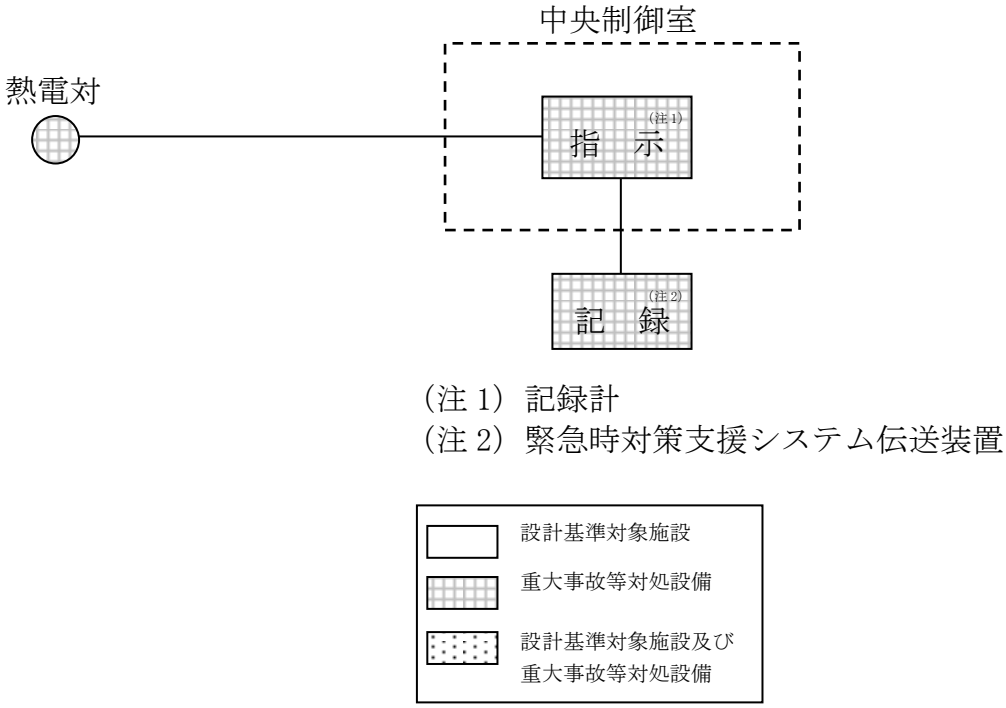


図 4　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図（7 号炉）

2.2　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）

(1)水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位（SA）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からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，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 5　「使用済燃料貯蔵プール水位（SA）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 5　使用済燃料貯蔵プール水位（SA）の概略構成図

(設備仕様)

計 測 範 囲　：　6 号炉　T.M.S.L.23420 ～ 30420mm（液相）
T.M.S.L.31575mm（気相）
7 号炉　T.M.S.L.23373 ～ 30373mm（液相）
T.M.S.L.33700mm（気相）

個　　数　：　6 号炉　1 個
7 号炉　1 個

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階

使用済燃料貯蔵プール水位(SA)は，第五十四条第 1 項で要求される想定事故(第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1(冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故) 及び(b)想定事故 2(サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) 及び第五十四条第 2 項

で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵ラック上端付近（6 号炉：T.M.S.L.23420mm，7 号炉：T.M.S.L.23373mm）から使用済燃料プール上端付近（6 号炉：T.M.S.L.30420mm，7 号炉：T.M.S.L.30373mm）を計測範囲とする。（図 7　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（6 号炉)」及び図 8　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（7 号炉)」参照）

(2)温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度（SA）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（SA）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）を中央制御室に指示し，記録する。(図 6　「使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の概略構成図」参照)

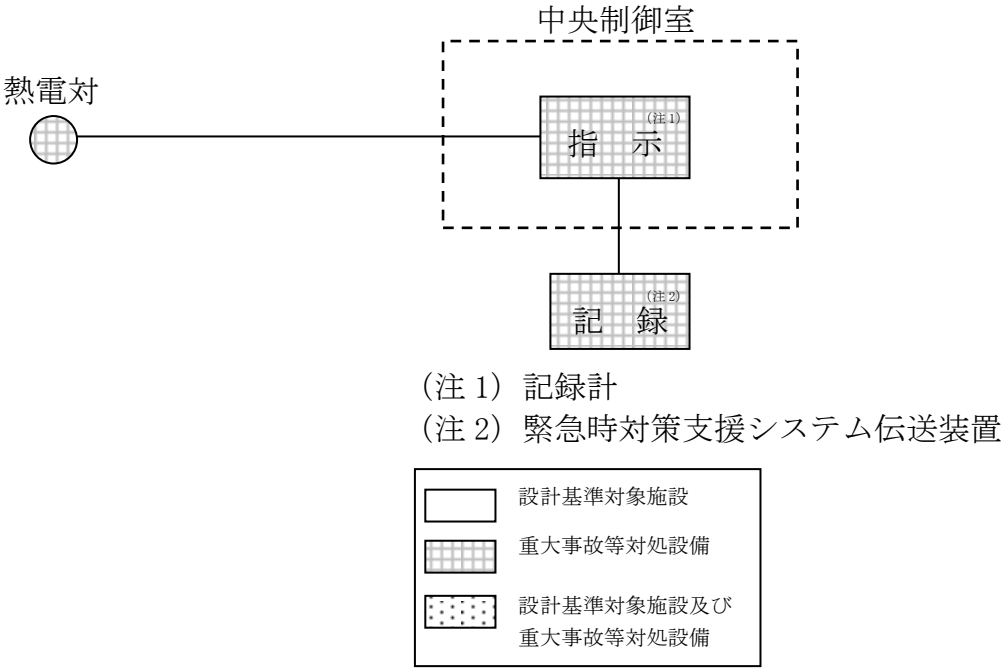


図 6　使用済燃料貯蔵プール温度（SA）の概略構成図

(設備仕様)

計 測 範 囲　：　6 号炉　0～150℃
　　7 号炉　0～150℃

個　　数　：　6 号炉　1 個（検出点 8 箇所）
　　7 号炉　1 個（検出点 8 箇所）

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階

なお，第五十四条第 1 項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料プール水浄化冷却系配管が破断した場合の水位（6 号炉：T.M.S.L.30195mm，7 号炉：T.M.S.L.30190mm）においても温度計測できる設置位置とする。また，第五十四条第２項で要求される使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。(図 7　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図（6 号炉)」及び図 8　「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図（7 号炉)」参照)

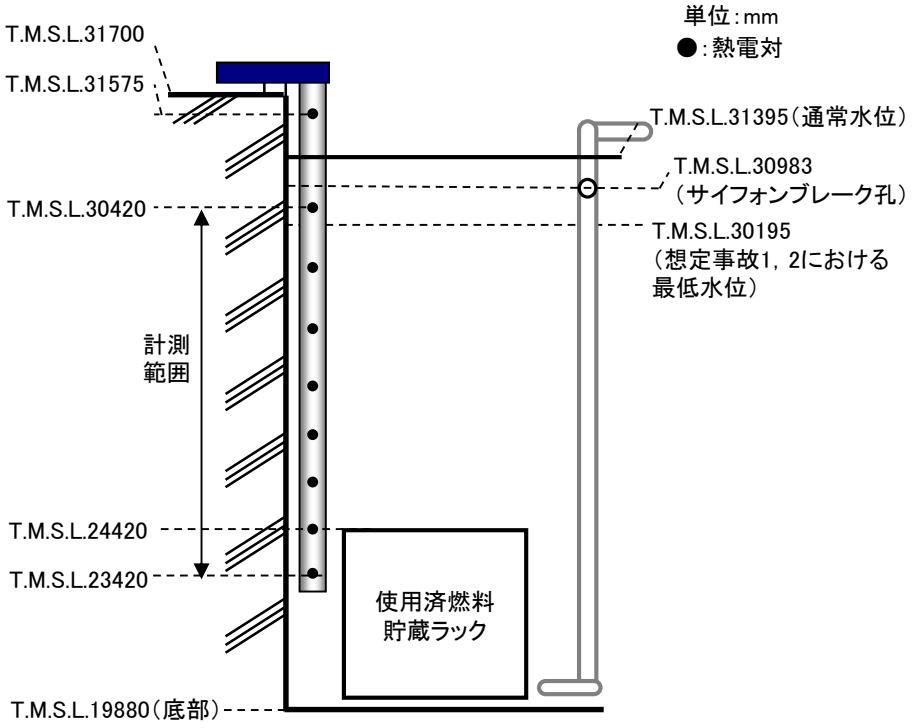


図 7　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（6 号炉）

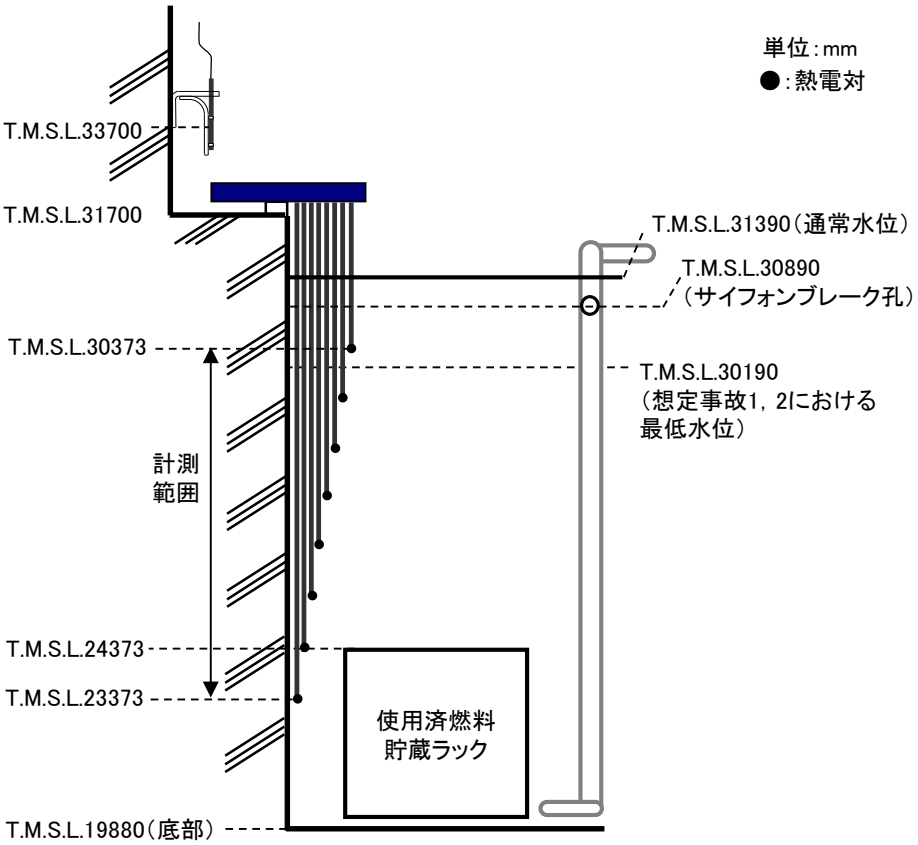


図 8　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の計測範囲（7 号炉）

2.3　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の検出信号は，使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。

なお，事故時においても，より広範囲の計測を可能とするため高レンジと低レンジの放射線モニタを設置する。（図 9　「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図」参照）

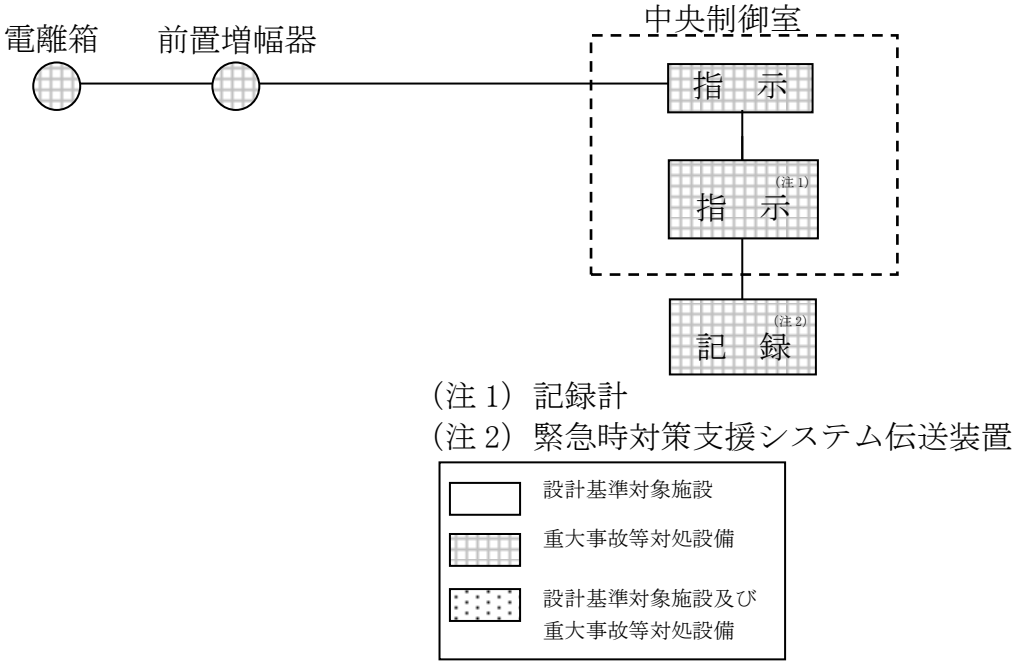


図 9　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの概略構成図

（設備仕様）

（高レンジ）

計測範囲　：　6 号炉　10^{1}～10^{8}mSv/h
　　7 号炉　10^{1}～10^{8}mSv/h

個　　数　：　6 号炉　1 個
　　7 号炉　1 個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階

（低レンジ）

計測範囲　：　6 号炉　10^{-2}～10^{5}mSv/h
　　7 号炉　10^{-3}～10^{4}mSv/h

個　　数　：　6 号炉　1 個
　　7 号炉　1 個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階

放射線管理用計測装置の計測範囲は，作業従事者に対する放射線防護の観点より，原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階における遮蔽設計区分は，使用済燃料プール区域の遮蔽区分 C（C<0.05mSv/h）となりこれらを考慮した計測範囲とする。

計測範囲の下限値は上記設計区分 C の上限線量当量率を計測できる範囲（10^{-2}mSv/h≦計測範囲）とする。計測範囲の上限値は，使用済燃料プール区域の遮蔽区分 C（C<0.05mSv/h）が計測可能な測定範囲であること，かつ，重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し，使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（～10^{8}mSv/h）とする。（図 10　「水位と放射線線量率の関係（6 号炉）」及び図 11　「水位と放射線線量率の関係（7 号炉）」参照）

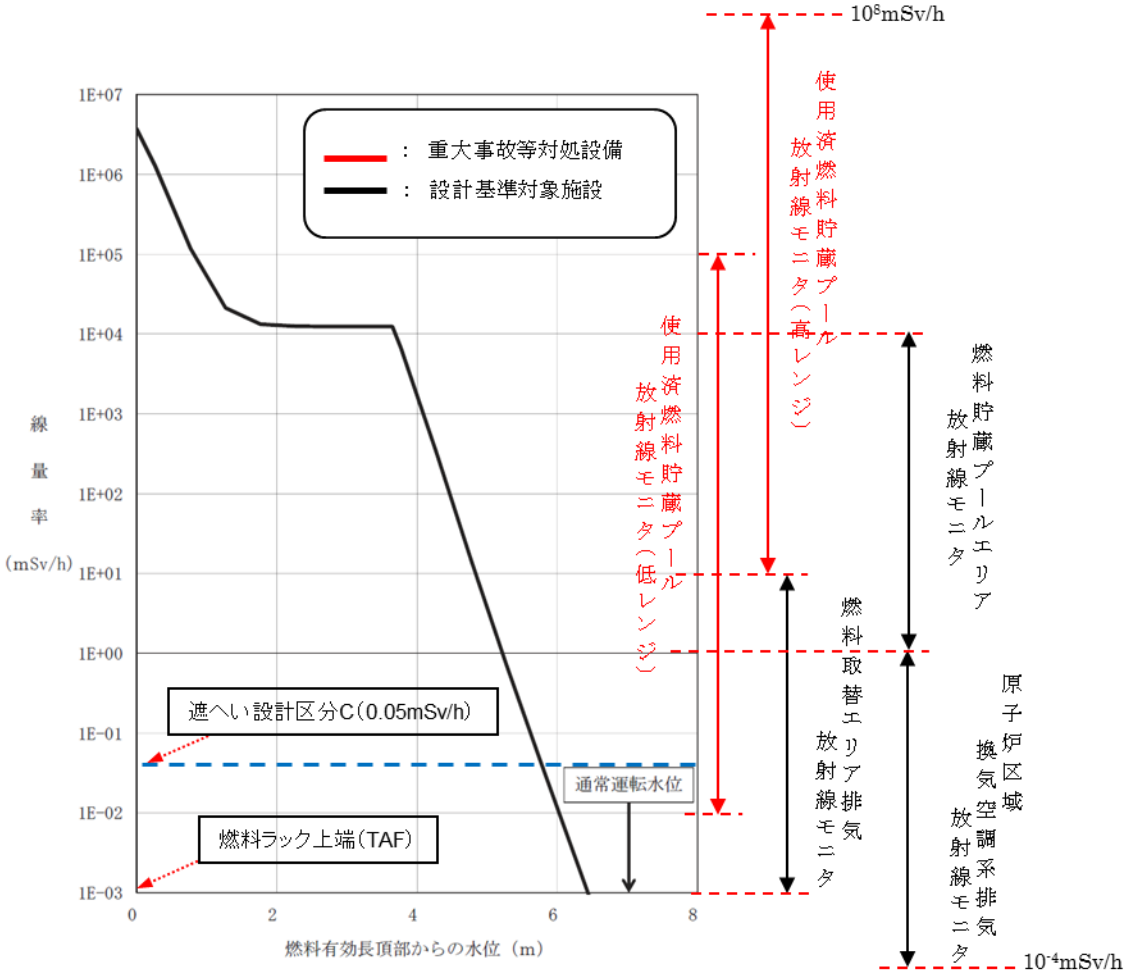


図 10　水位と放射線線量率の関係（6 号炉）

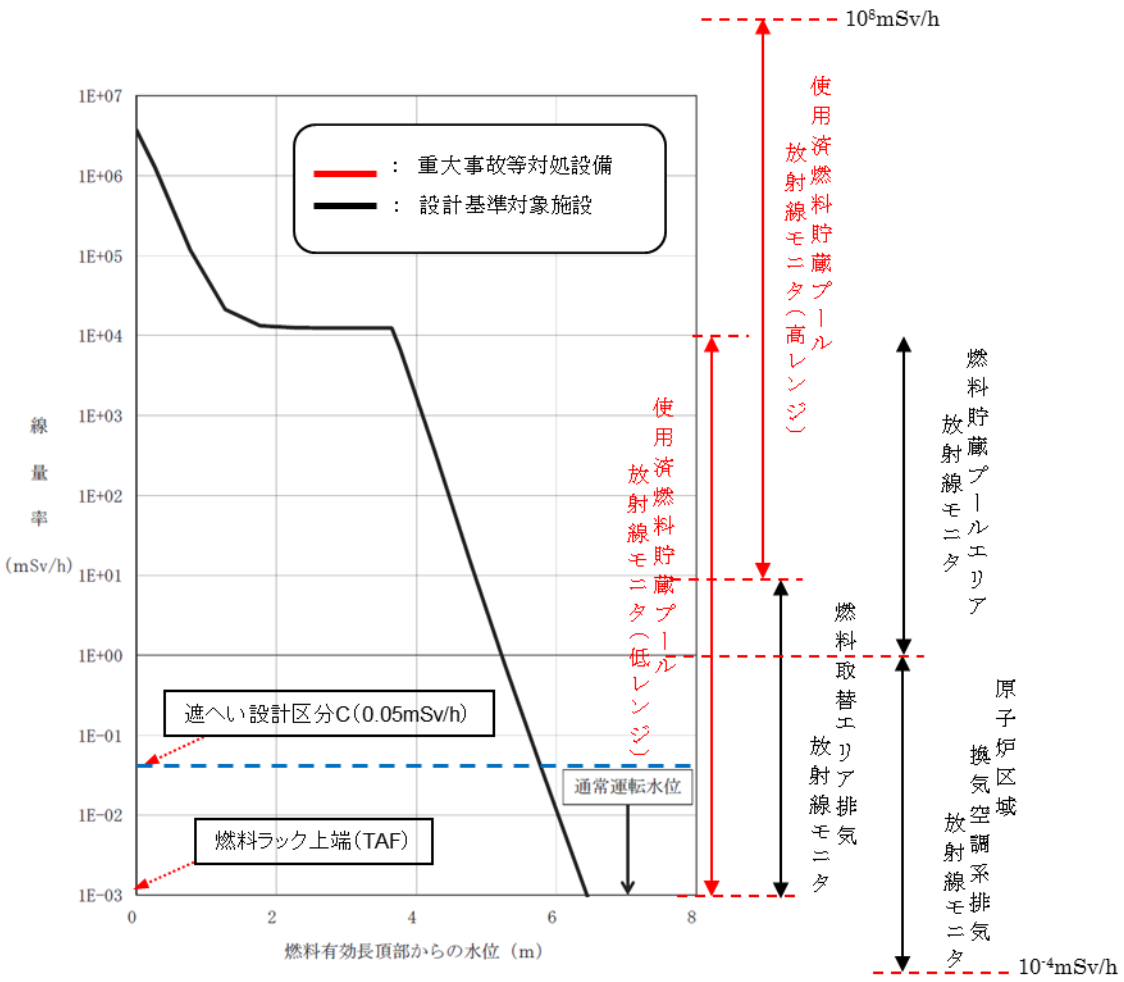
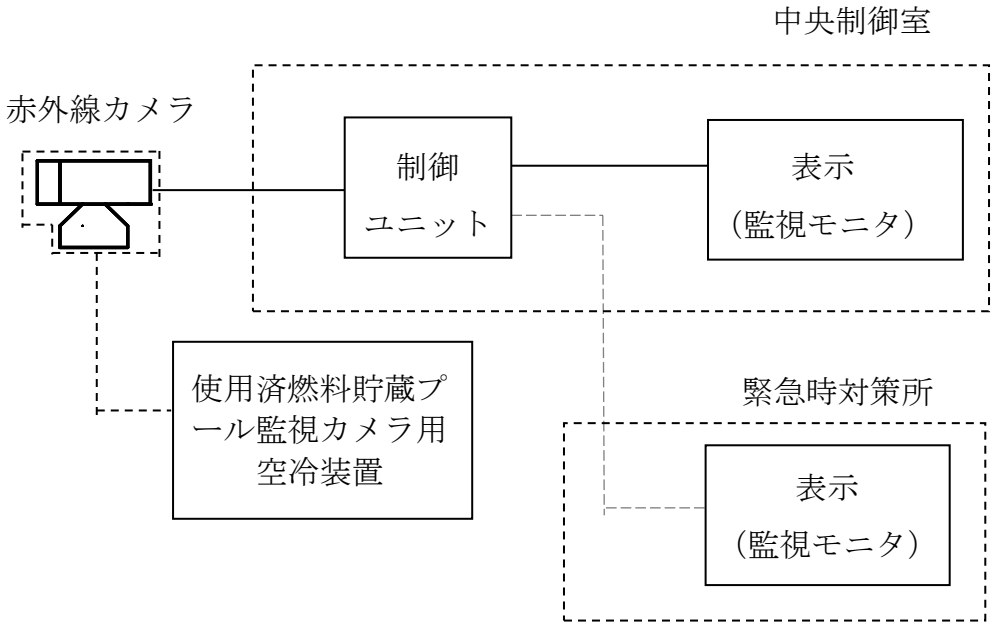


図 11　水位と放射線線量率の関係（7 号炉）

2.4　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

(1)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。(図 12　「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照)



(注 1) 緊急時対策所までは無線通信
(注 2) 本設備は全て重大事故等対処設備

図 12　使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個　　数　：　6 号炉　1 個
　　7 号炉　1 個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ監視範囲 (図 13　「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図」参照)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

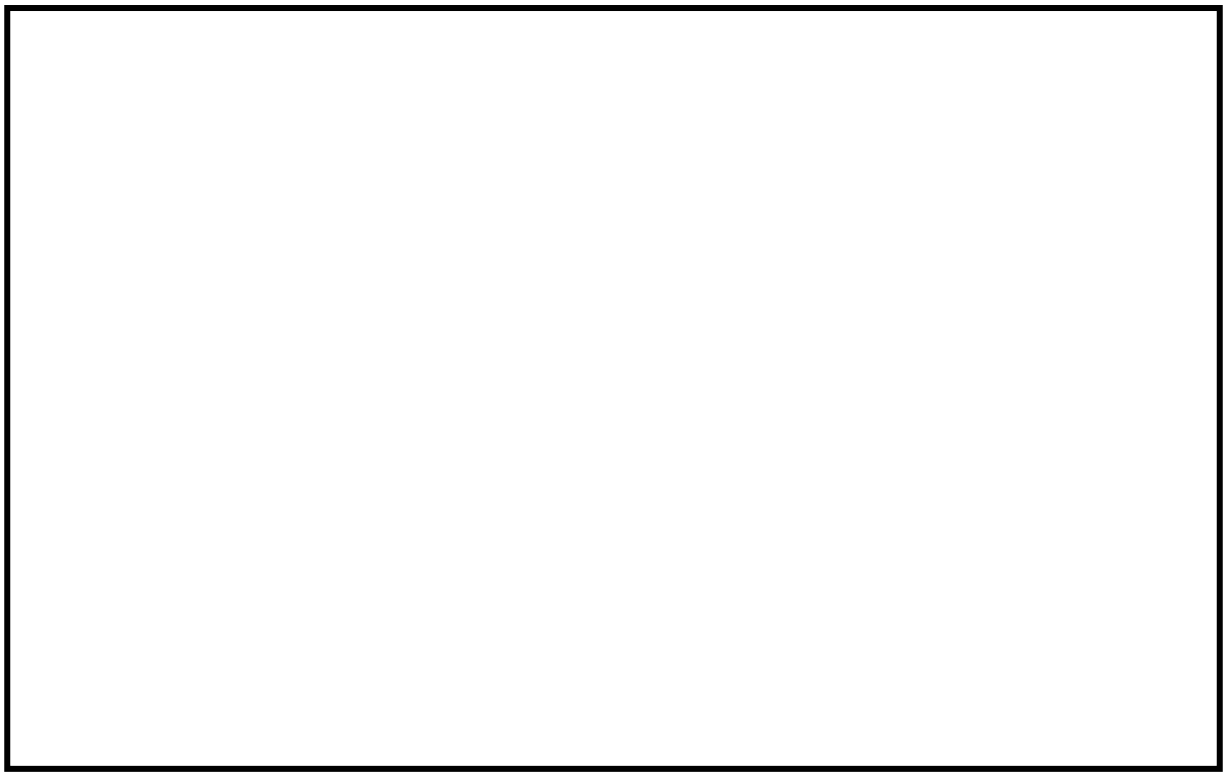


図 13　使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図

(2)　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

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 14　「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図」参照)

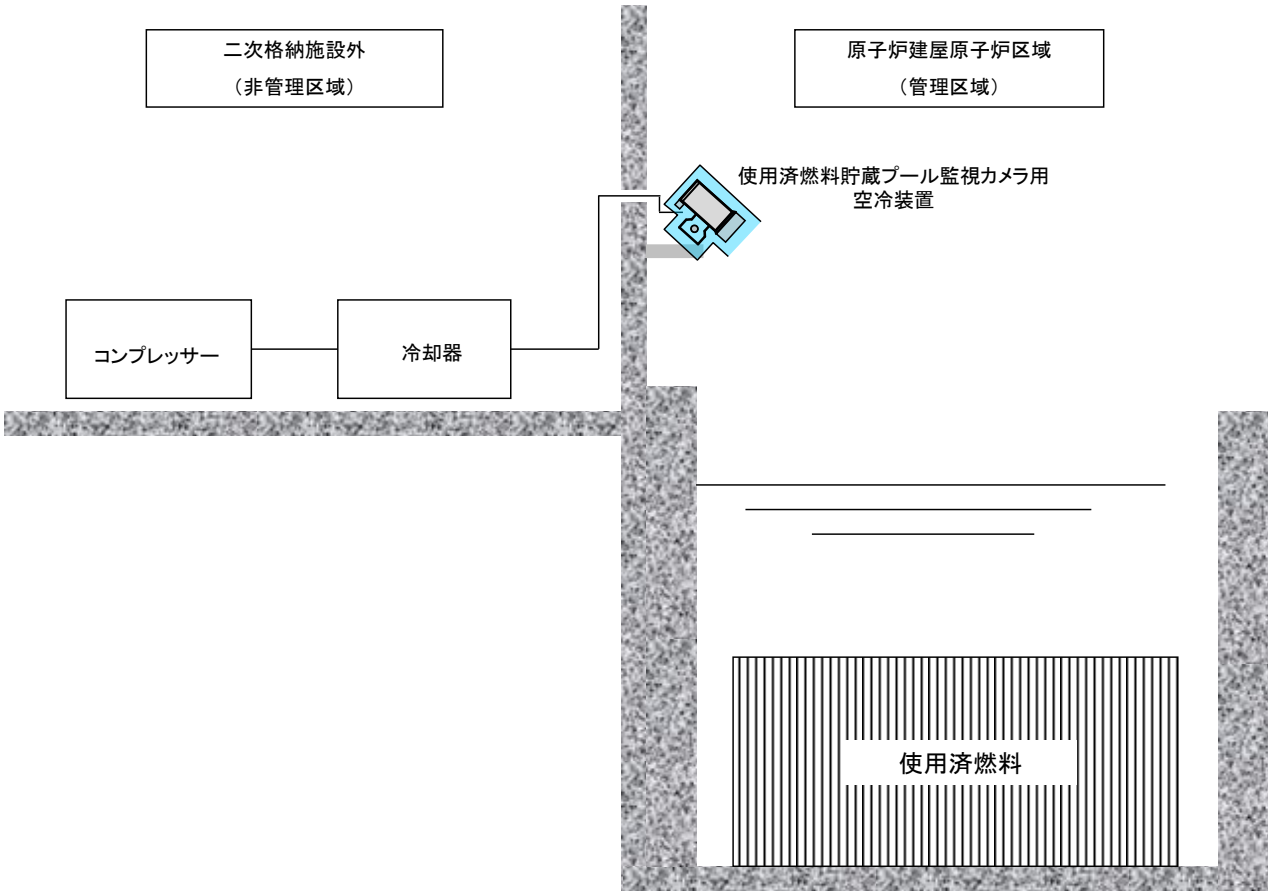


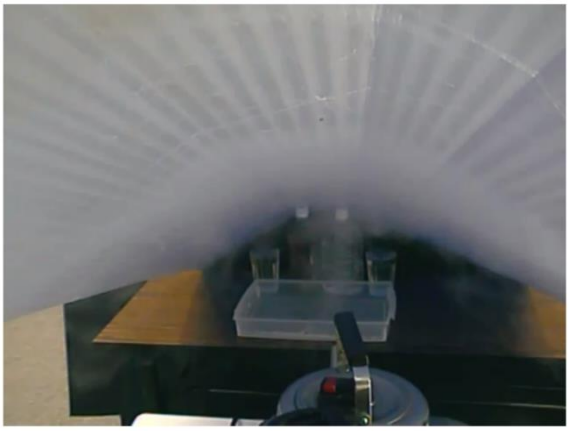
図 14　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3)蒸気雰囲気下での使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視性確認について

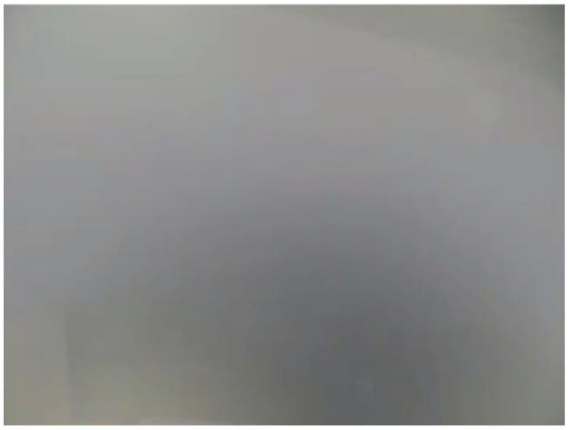
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから，赤外線カメラにおいては，蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが，使用済燃料貯蔵プール監視カメラが設置されている原子炉建屋原子炉区域内地上 4 階の温度は 100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と，レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果，結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから，赤外線カメラにおいては，カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。（図 15　「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）

① 可視カメラ

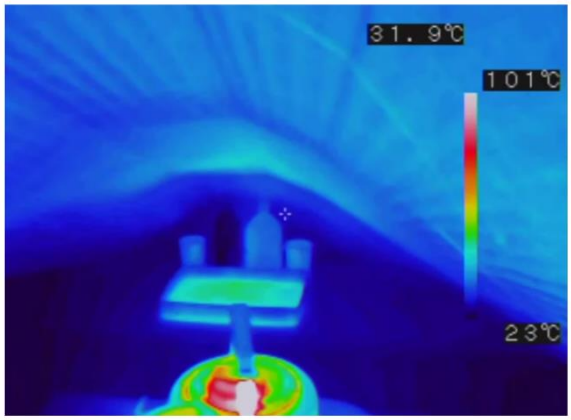


蒸気なし状態の映像

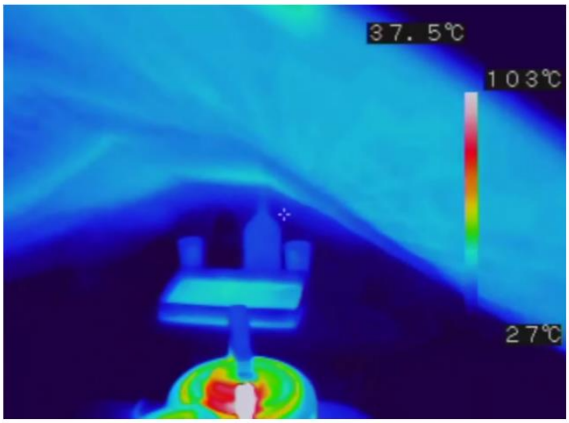


蒸気雰囲気状態での映像

② 赤外線カメラ

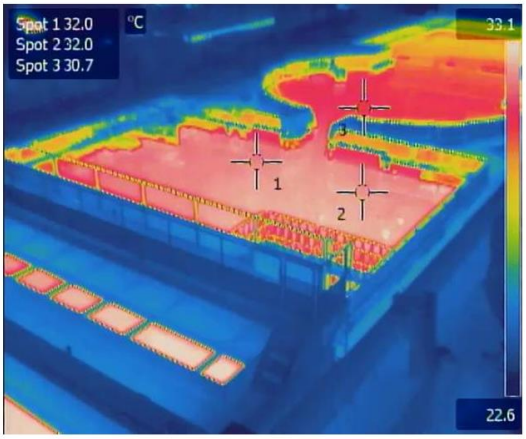


蒸気なし状態での映像

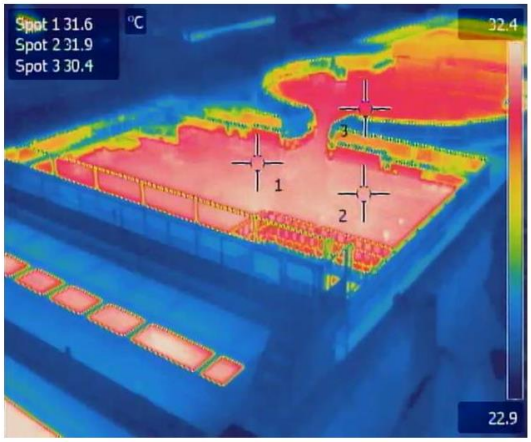


蒸気雰囲気状態での映像

③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬



結露なし状態での映像



結露あり状態での映像

図 15　可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3.　大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては，使用済燃料プールの水位及び温度，空間線量率による監視を継続し，水位監視を主としながら必要に応じて，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。

・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については，使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため，使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）を配備する。
・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については，使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて空間線量率を計測する。

【水位監視】
使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に関わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

【温度監視】
水位監視を主として，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では，使用済燃料プール水の温度変化がないことから，必要に応じて監視する。）

【空間線量率監視】
使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するために線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については（図 16　「使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。

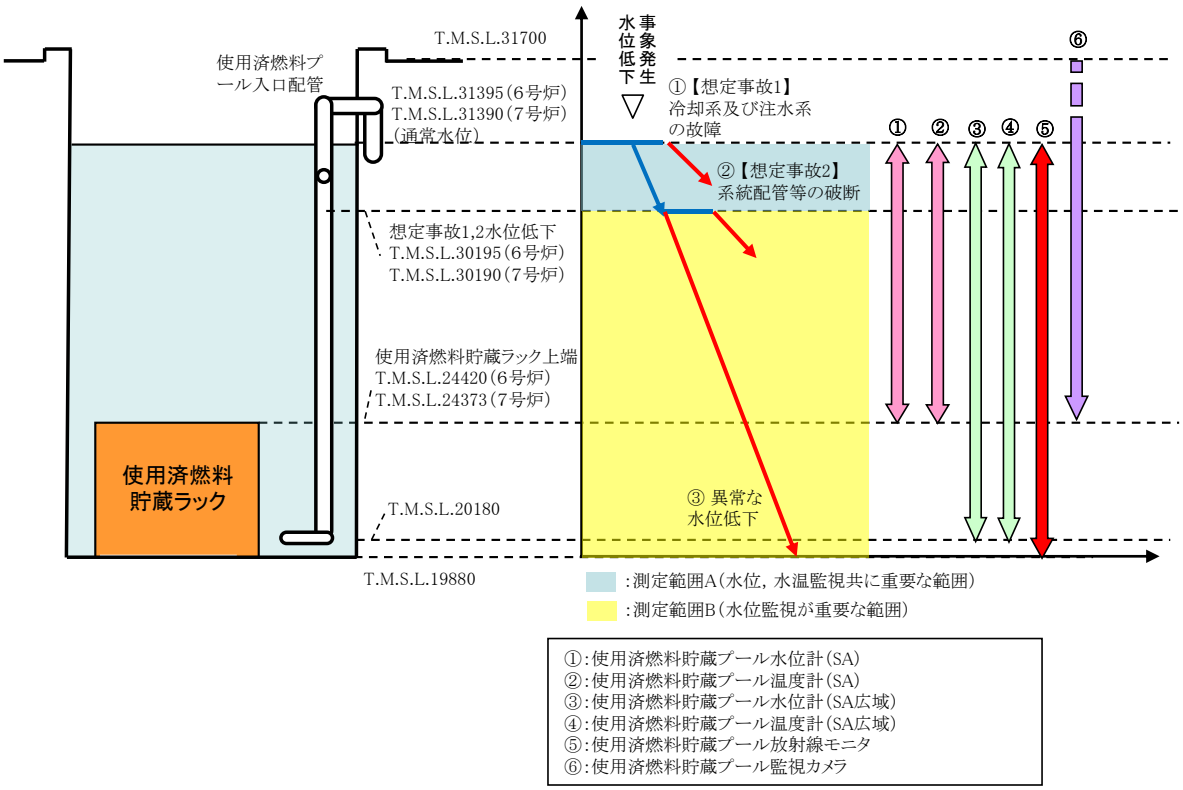


図 16　使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4. 使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

(1) 使用済燃料プール水位

設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域，SA））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。

(2) 使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（使用済燃料貯蔵プール温度，燃料プール水冷却浄化系ポンプ入口温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール温度（SA広域，SA））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計とする。

(3) 使用済燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ）と重大事故等対処設備（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管による独立したケーブルを敷設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

これら重大事故等対処設備は，原子炉建屋原子炉区域内地上4階に設置しており，重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去されており，ケーブルは電線管により敷設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また，当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備（検出器）からの信号は，微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず，かつ，信号ケーブルは電線管によって独立して敷設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計となっている。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給しており，設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

重大事故等対処設備は，共通要因（火災，地震，溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。

（図 17「6 号炉　使用済燃料プール監視設備の配置図」及び図 18「7 号炉　使用済燃料プール監視設備の配置図」参照。）

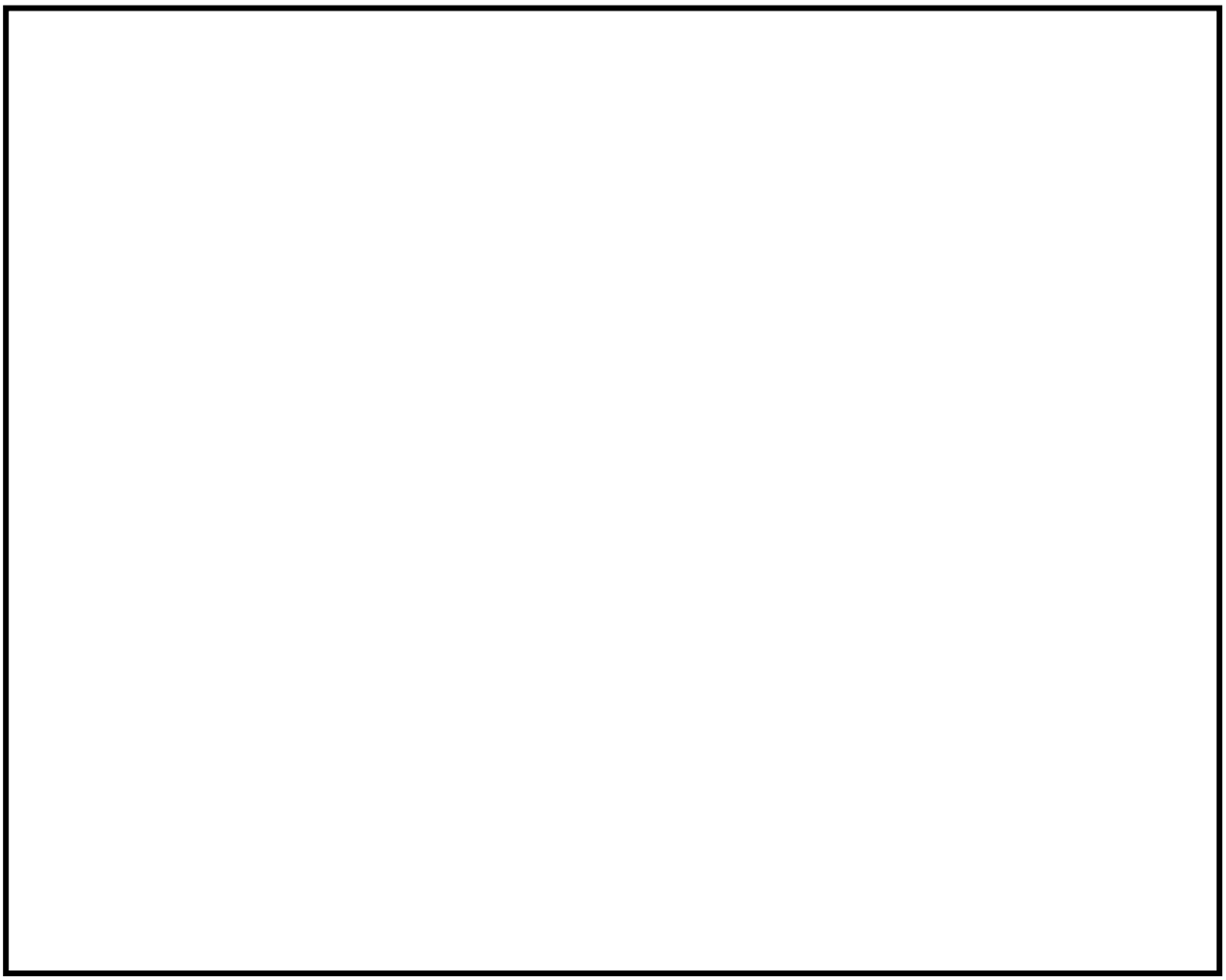


図 17　6 号炉　使用済燃料プール監視設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

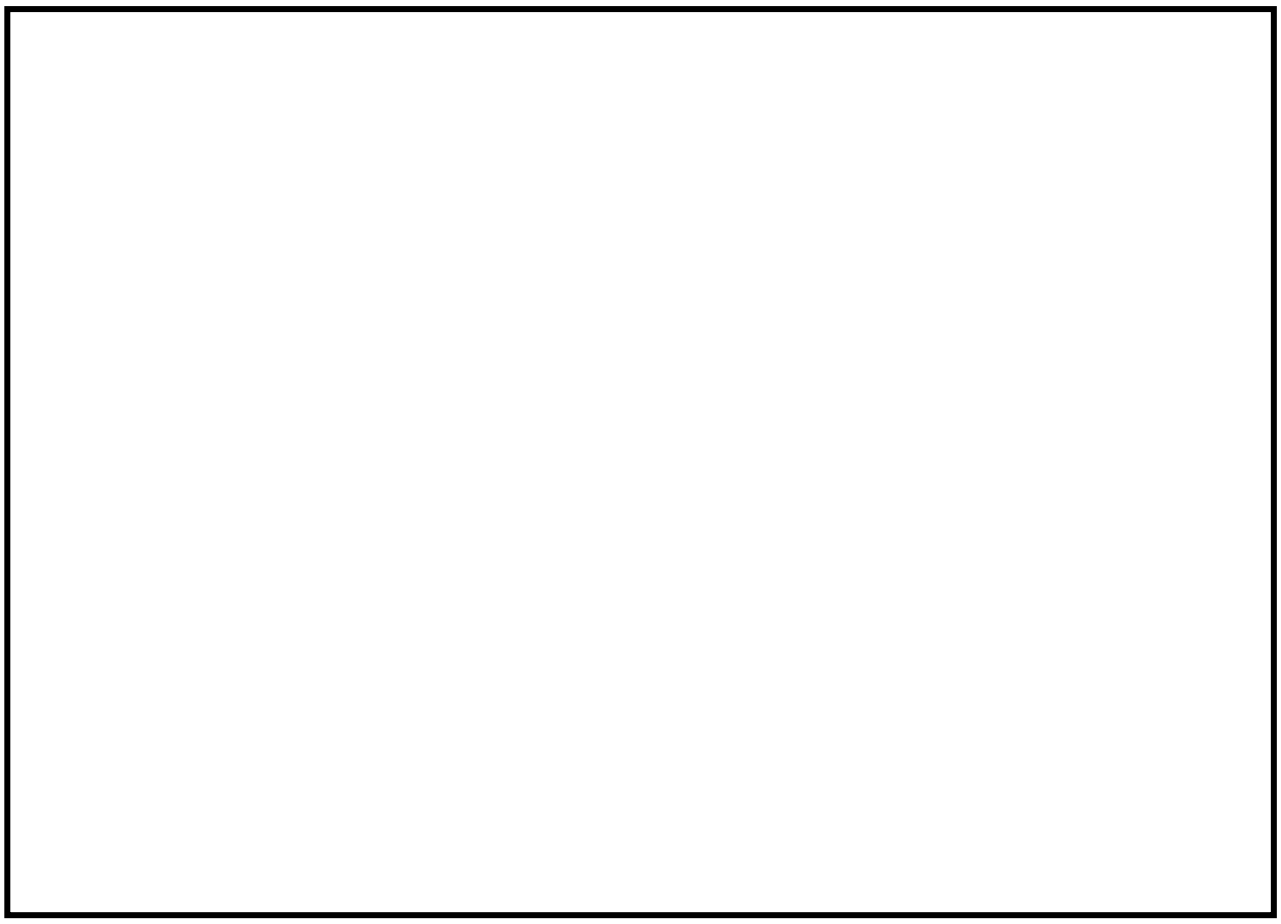


図 18　7 号炉　使用済燃料プール監視設備の配置図

熱電対による水位計測について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は，金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると，熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方，検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると，熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後，数十秒で飽和する(図 1)。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して，ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加熱開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが，確実に水中／気中を判定するため，ヒータ加熱時間は 60 秒とする。

また，ヒータ付熱電対は，ヒータを加熱しない状態では，通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。

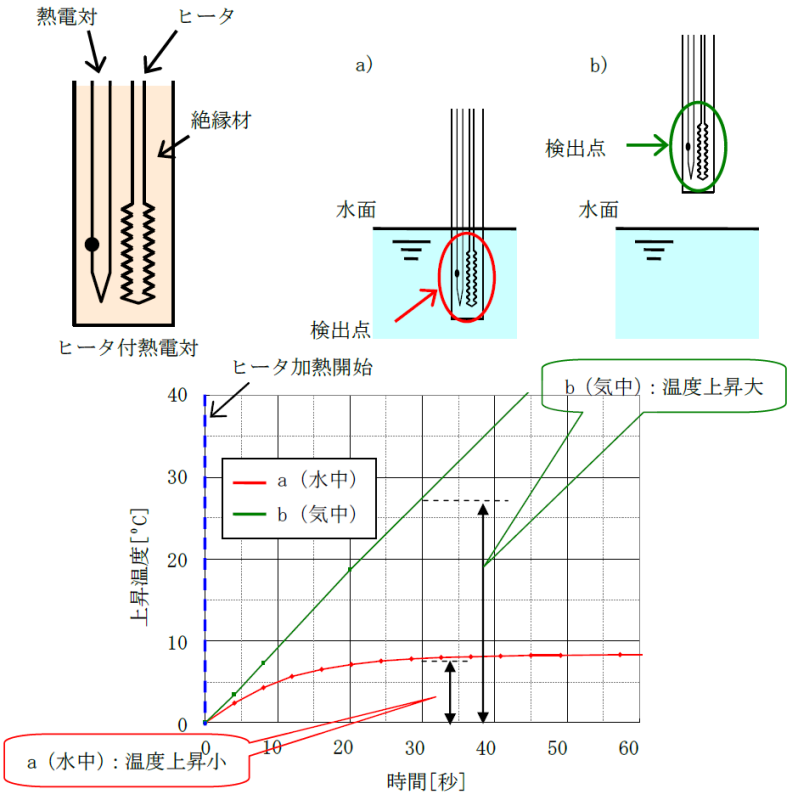


図 1　熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(2)　事故時の計測性能の信頼性について

使用済燃料プールの重大事故等時において，プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は，気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため，そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し，水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。

ヒータ付熱電対の応答性について，図 2 の点線囲みの箇所において，水位を低下させて JP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認する。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが，検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており，検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であるといえる。なお，ヒータ ON による水位判定は約 60 秒であり，その後ヒータ OFF することで，水中にある熱電対の指示値は，ヒータ ON 前の水温に約 60 秒で復帰する。

（図2　「高温状態の試験結果」参照。）

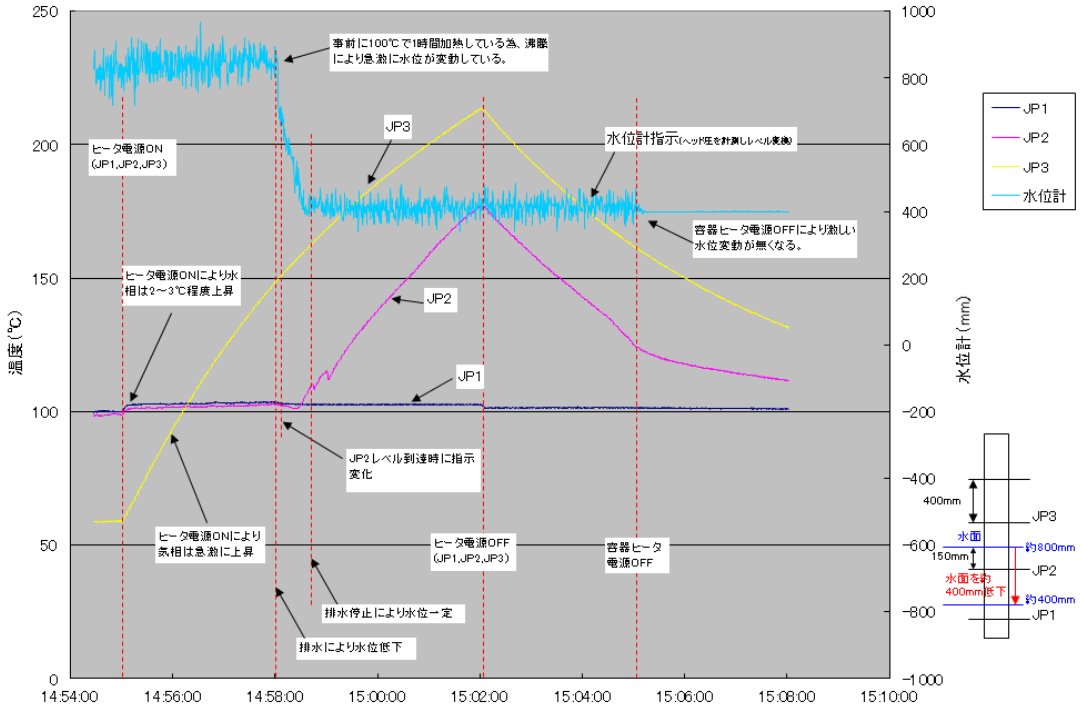


図 2　高温状態の試験結果

(3)　温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は，熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては液相にある 14 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため使用済燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては，気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また，ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気相又は液相にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可能とならないように，各熱電対に対して順番に一定時間ヒータ ON／OFF を繰り返して実施することで，同時に水位及び温度計測が可能な設計とする(14 個の熱電対を上から交互に 2 グループに分けて，1 分間ヒータ ON を繰り返して約 7 分で 1 周させる計画)。

なお，第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)）における水位の低下速度は表 1 のとおりと想定しており，上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないと考える。

表 1　想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	7 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 10mm
想定事故 2	約 0.29m/h	約 34mm
想定事故 2 （配管全周破断を想定）	約 3.5m/h	約 409mm

※水位低下速度及び7分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。

2.　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点について

(1)　目的

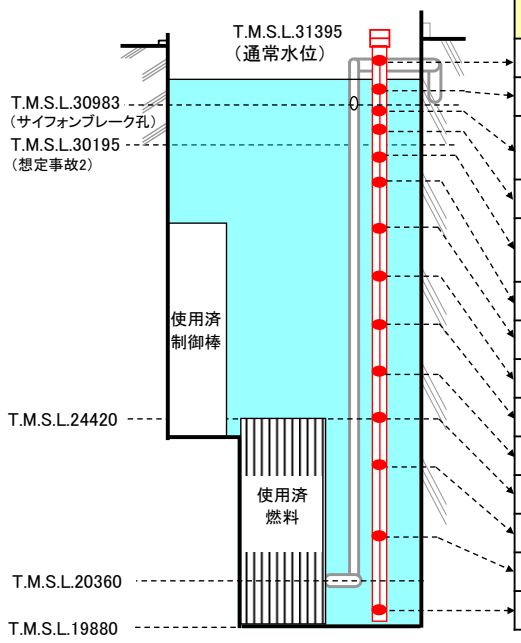
使用済燃料プールの重大事故等が発生した場合に，使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで 14 個の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。

使用済燃料プールの水位検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

・使用済燃料プールの水位低下を早期に検知すること。
・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレーク孔が有効に機能しているか把握すること。
・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること。
・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること。
・使用済燃料プール底部付近の水位検知の有無を把握すること。

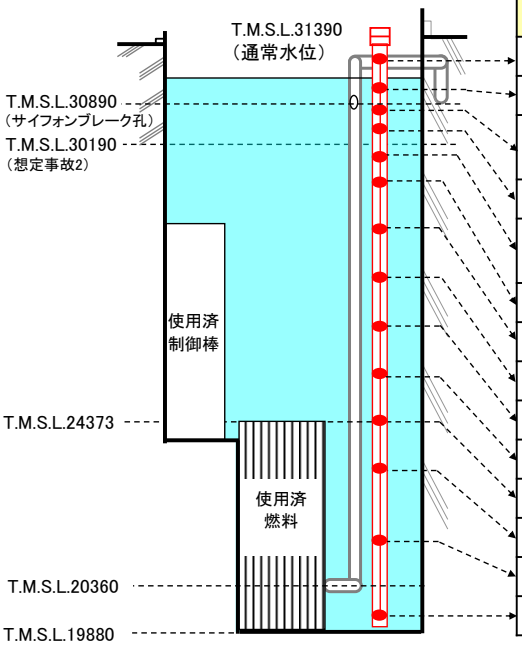
(2)　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の各水位設定点は，検出点の単一故障や水位低下又は上昇傾向を把握可能とするため，下図（図 3「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）」及び図 4「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（7 号炉）」）のとおり設定する。



検出点 TMSL	検知目的
31575	水中にある検出器とのリファレンス用
31170	プール水位低下を早期検知
30920	サイフォンブレーク孔が有効に効いていれば，この水位まで早期低下しないため，計測可能とする
30420	上記検出点のバックアップ
29920	サイフォンブレークが停止し，13時間以内に注水が有効に実施されていればこの水位まで早期低下しないため，計測可能とする。
29420	上記検出点のバックアップ
28420	水位低下・上昇の傾向管理
27420	同上
26420	原子力災害対策指針　全面緊急事態の判断基準のレベル
25420	使用済燃料の露出有無の確認（燃料が損傷する可能性を把握）
24420	同上
23420	同上
21420	同上
20180	プール底部付近の水位有無を把握

図 3　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）



検出点 TMSL	検知目的
31575	水中にある検出器とのリファレンス用
31123	プール水位低下を早期検知
30873	サイフォンブレーク孔が有効に効いていれば，この水位まで早期低下しないため，計測可能とする
30373	上記検出点のバックアップ
29873	サイフォンブレークが停止し，13時間以内に注水が有効に実施されていればこの水位まで早期低下しないため，計測可能とする。
29373	上記検出点のバックアップ
28373	水位低下・上昇の傾向管理
27373	同上
26373	原子力災害対策指針　全面緊急事態の判断基準のレベル
25373	使用済燃料の露出有無の確認（燃料が損傷する可能性を把握）
24373	同上
23373	同上
21373	同上
20180	プール底部付近の水位有無を把握

図 4　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の水位設定点（7 号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

参考資料 2

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済燃料プールで重大事故等が発生した場合に，計器周辺の環境が高温，高湿度となる可能性を考慮し，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の機能健全性を評価する。

表 1　使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

	計器仕様			環境条件＊ ［想定変動範囲］	評価	補　　足	総合評価
水位 水温	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA）	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	使用環境にて試験を実施し機能維持確認済。	○
		放射線	－	～480Gy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため，問題ない。	○
空間線量	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	温度	100℃	～100℃	○	温度 100℃環境下での機能健全性を試験にて確認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて蒸気で機能維持確認済。	○
		放射線	～10^8 mSv/h 1×10^6Gy	～480Gy	○	重大事故当時に想定される空間線量率を把握できる。	○
状態監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	温度	≦50℃	～100℃	△	耐環境性試験にて□℃で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃の環境での使用も想定し，空気による冷却等により，耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水(IP65：噴流水に対する保護)	～100%	○	防水機能であり問題ない。	○
		放射線		～480Gy	△	重大事故当時に想定される空間線量での機能健全性を確認済み。 なお，重大事故等時の環境条件を考慮し，空冷カバー等の遮蔽効果により，耐環境性向上を図る。	○

＊現時点で想定している変動範囲であり，今後見直す予定あり

表 1 より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており，機能の健全性に問題ない。なお，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境試験の温度条件にて，機能健全性が確認維持されなかったことから，使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を設置し，耐環境性の向上を図る。

54-12　使用済燃料プールサイフォンブレーク孔の健全性について

柏崎刈羽 6,7 号炉使用済燃料プールサイフォンブレーク孔の健全性について

(1) 配管強度への影響について

ディフューザ配管は，設計・建設規格，JSME S NC1-2005 におけるクラス３配管に該当する。クラス 3 配管への穴補強の適用の条件は PPD-3422 より，「(1)平板以外の管に設ける穴であって，穴の径が 61mm 以下で，かつ，管の内径の 4 分の１以下の穴を設ける場合」に該当することから，穴の補強が不要と規定されており，設計上サイフォンブレーク孔設置がディフューザ配管強度へ与える影響はない。

また，当該配管は耐震 S クラスで設計されていることから，十分な耐震性を有している。

(2) 人的要因による機能阻害について

サイフォンブレーク孔は，操作や作動機構を有さない開口のみであることから，誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため，使用済燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，サイフォンブレーク孔レベルまで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。

(3) 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により，下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており，不純物によるサイフォンブレーク孔の閉塞を防止することが可能である。

・プール水面上の空気中からの混入物
・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

a．スキマサージタンクによる異物除去について

スキマサージタンクには，約 30mm×100mm の異物混入防止ストレーナが設置されており，使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

b．ろ過脱塩器による異物除去について

ろ過脱塩器は，カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩器のエレメントは目開き約 25μm 程度であり，サイフォンブレーク孔の寸法φ15mm を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

c．使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは，運転員により，1 回／1 日の巡視をすることとなっており，サイフォンブレーク孔を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見及び除去することにより，異物による閉塞を防止することが可能である。

(4) 落下物干渉による変形

サイフォンブレーク孔は図 1 に示すとおり，配管鉛直部に設けられており，落下物が直接干渉することはなく，サイフォンブレーク孔が変形して閉塞することは考えにくい。

4. サイフォンブレーク孔の健全性確認方法について

サイフォンブレーク孔については，定期的なパトロール（1 回／週）を実施し，目視により穴の閉塞がないことを確認する。

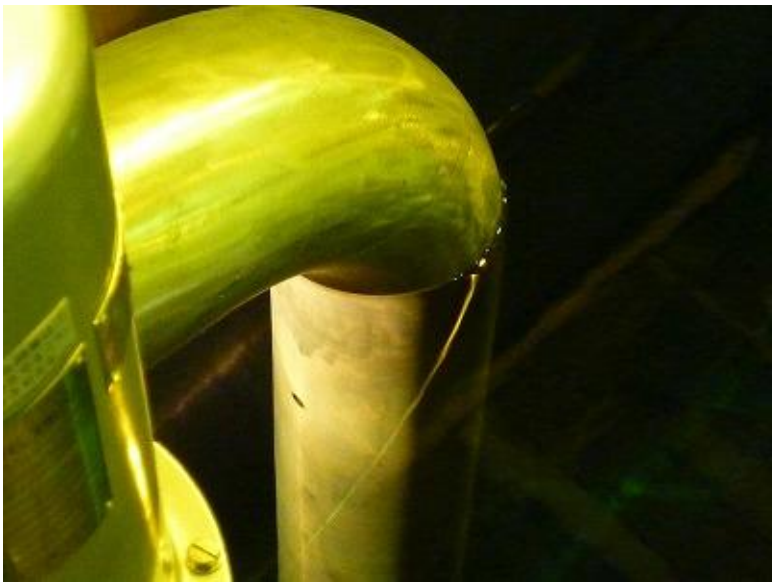


図 1　サイフォンブレーク孔の設置状況

54-13　使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

柏崎刈羽 6,7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

柏崎刈羽 6，7 号炉の使用済燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。使用済燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが，臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また，プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

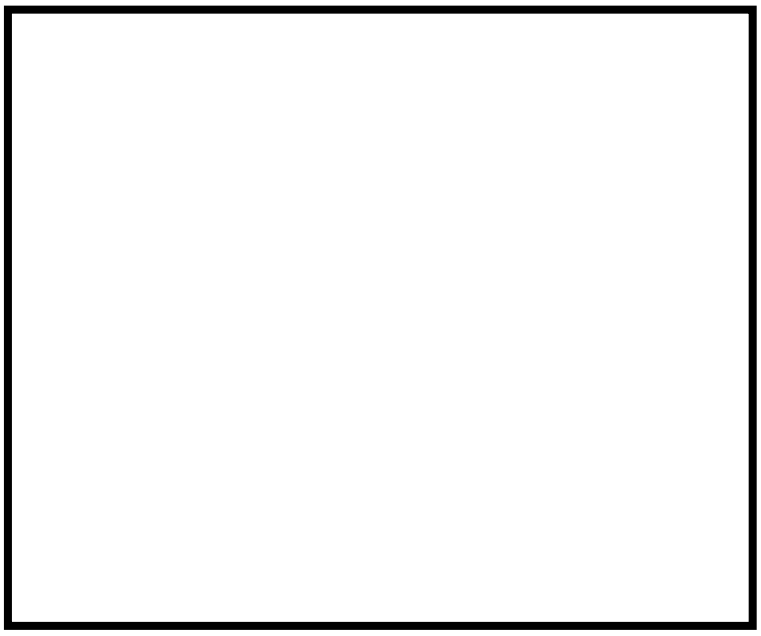
仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した状態，使用済燃料プールスプレイが作動する状態を想定し，プールの水密度が減少した場合を考えると，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果がある。一方，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の２つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質及びピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，柏崎刈羽 6，7 号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を 1.0～0.0g/cm^3 と変化させて実効増倍率を計算したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお，解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



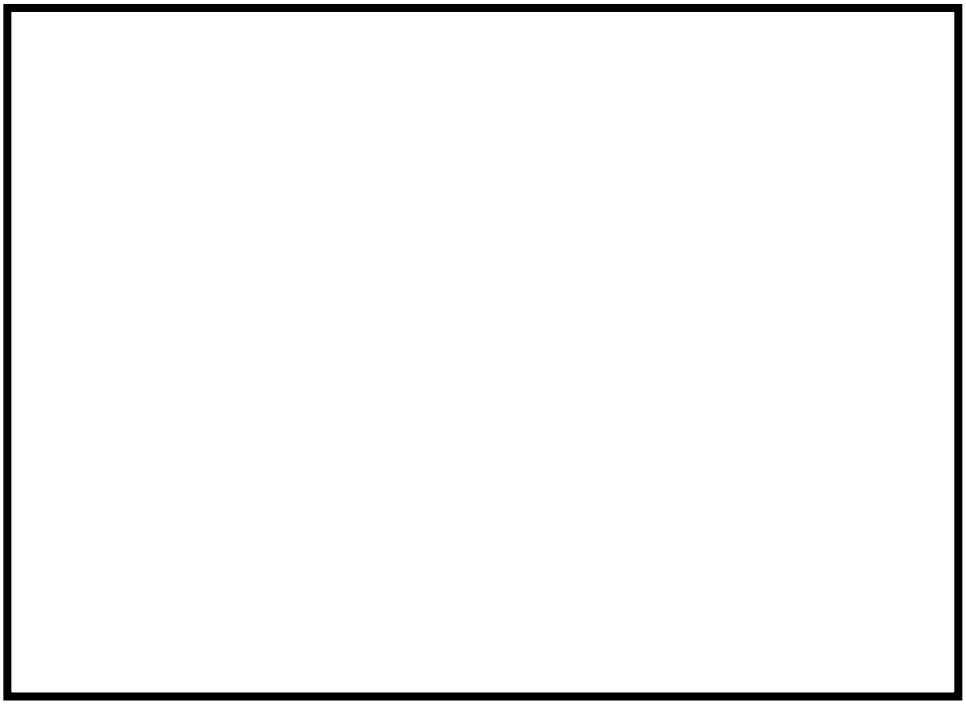
柏崎刈羽 6 号炉　角管型ラックの計算体系

柏崎刈羽 6 号炉　格子型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽７号炉　角管型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



実効増倍率の水密度依存性　（柏崎刈羽 6 号炉）

実効増倍率の水密度依存性　（柏崎刈羽 7 号炉）

54-14　燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

柏崎刈羽 6,7 号炉燃料プール冷却浄化系の位置づけについて

取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合，発電用原子炉側の対応だけでなく使用済燃料プールの冷却も必要となる。

使用済燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり，燃料プール冷却浄化系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。

・注水機能：燃料プール代替注水系
・漏えい停止機能：サイフォンブレーク孔，運転員による隔離操作
・除熱機能：燃料プール冷却浄化系※

※　重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても，代替原子炉補機冷却系を用いて，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

＜参考＞

1. 有効性評価及び 43 条 1-1 での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却浄化系

有効性評価及び 43 条 1-1 で想定する重大事故等では，各重大事故等対処設備及び対応により事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており，表 1 に示すように「想定事故 1 及び想定事故 2」以外の事故シーケンスグループでは使用済燃料プール冷却系等を用いた使用済燃料プールの除熱機能に，「想定事故 1 及び想定事故 2」では燃料プール代替注水系等を用いた使用済燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

使用済燃料プールは図 1 に示すように原子炉建屋原子炉区域内に配置されており，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし，上記のように「想定事故 1 及び想定事故 2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却が維持されるため（代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失除く），原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。

なお，取水機能，交流動力電源喪失時において代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備を使用する際，燃料プール冷却浄化系についても負荷として考慮しており，発電用原子炉側の事故対応と並行して使用済燃料プールの冷却を行うことが可能である。

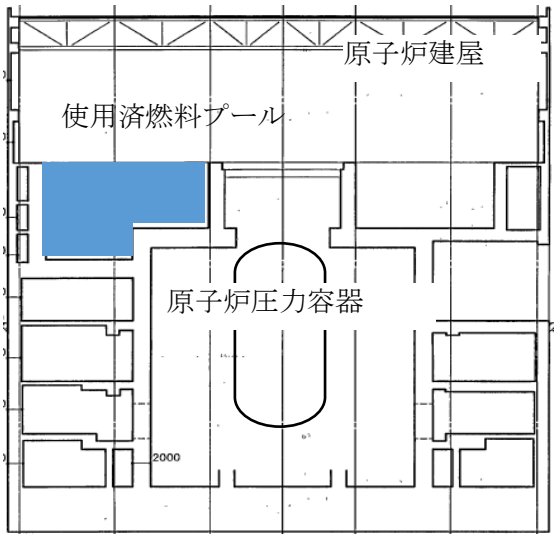


図 1. 原子炉建屋内の使用済燃料プールの位置

表 1. 各事故シーケンスグループと使用済燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンスグループ	使用済燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	使用済燃料プールの除熱機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	※１	有
2	高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	※１	有
3	全交流電源喪失(長期 TB)	※２	有
4	全交流電源喪失(TBU)	※２	有
5	全交流電源喪失(TBD)	※２	有
6	全交流電源喪失(TBP)	※２	有
7	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	※２	有
8	崩壊熱除去機能喪失(RHR 故障)	※１	有
9	原子炉停止機能喪失(TC)	※１	有
10	LOCA 時注水機能喪失(中小 LOCA)	※１	有
11	格納容器バイパス (ISLOCA)	※１	有
12	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却を使用する場合）	※２	有
13	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）（代替循環冷却を使用しない場合）	※２	有
14	水素燃焼	※２	有
15	格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	※３	有
16	溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	※３	有
17	格納容器直接接触	－	－
18	溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	※３	有
19	想定事故１	機能喪失を想定	無※４
20	想定事故２	機能喪失を想定	無※４
21	停止中の原子炉　崩壊熱除去機能喪失	※１	有
22	停止中の原子炉　全交流電源喪失	※２	有
23	停止中の原子炉　冷却材喪失	※１	有
24	停止中の原子炉 反応度の誤投入	※１	有

※１　使用済燃料プール冷却系（原子炉補機冷却系，外部電源又は非常用 D/G)
※２　使用済燃料プール冷却系，代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備
※３　使用済燃料プール冷却系，代替原子炉補機冷却系，非常用 D/G
※４　使用済燃料プールへの注水機能である燃料プール代替注水系を用いる

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

２．使用済燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中及び停止中の重大事故等時における使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。表 2 に示すとおり，事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失，取水機能喪失により一時的に使用済燃料プールの冷却機能が喪失するが，使用済燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」，「 重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は代替原子炉補機冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く，原子炉建屋原子炉区域内の環境が悪化する前に使用済燃料プールの冷却開始が可能である。

なお，取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて使用済燃料プール内の温度が上昇する事象後半※に使用する原子炉建屋原子炉区域内の設備の一例として，残留熱除去系ポンプの環境温度を表 3 に示す。

※ 原子炉運転中の使用済燃料プールの想定で水温が 100℃に到達する時間 56 時間以降

表 2．使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用原子炉の状態	使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱		使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール水温が 65℃※1 に到達する時間	使用済燃料プール水温が 77℃※2 に到達する時間	使用済燃料プール水温が 100℃に到達する時間
	［MWt］	想定				
原子炉運転中	約 2.6	・直前の定期検査で取り出された燃料（停止７０日後） ・１炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 40℃※3	約 23 時間	約 34 時間	約 56 時間
原子炉停止中（炉心燃料取出前）※4	約 1.6	・１炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 45℃※5	約 30 時間	約 49 時間	約 84 時間

※１　保安規定の運転上の制限
※２　重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度
※３　運転中の SFP 水温実績（32℃～38℃）より 40℃を設定(設備故障等による一時的な温度上昇除く)
※４　発電用原子炉の状態が燃料交換の場合は想定事故１，２に包絡される。また，起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる
※５　停止時の SFP 水温実績（27℃～45℃）より 45℃を設定

表 3．残留熱除去系ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

「想定事故１及び想定事故２」においては，使用済燃料プール冷却系の機能喪失に伴い，プール水温が事象発生約７時間後 100℃に到達し原子炉建屋原子炉区域内の環境は悪化する。ただし，現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）の注水機能，使用済燃料貯蔵プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また，可搬型スプレイヘッダを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）においても，現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。

以上より重大事故等の「想定事故１及び想定事故２」について現場環境は悪化するものの，必要な機能は維持され，それ以外の各事故シーケンスグループに対して使用済燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」，「重大事故等時に燃料プール冷却浄化系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり，原子炉建屋原子炉区域内の環境が大きく悪化することはない。

54-15　各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については，説明資料の構成上，略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について，下表のとおり整理する。

【燃料プール代替注水系】

表１　機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称及び弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	SFP接続口建屋内元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F199	建屋内南側貫通接続口元弁	P13-F128
	SFP接続口建屋外元弁	R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F198	建屋外南側貫通接続口元弁	P13-F126
	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	G41-F201
	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	G41-F204
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	G41-MO-F005A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	G41-MO-F005A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	G41-MO-F005B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	G41-MO-F005B
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	G41-MO-F012	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	G41-MO-F013
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(A)	G41-MO-F021A	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	G41-MO-F021A
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁(B)	G41-MO-F021B	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	G41-MO-F021B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁 (A)	G41-F014A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	G41-F015A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器出口弁 (B)	G41-F014B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	G41-F015B

【代替原子炉補機冷却系】

表２　機器名称覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	代替冷却水供給止め弁(A)	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F266	代替冷却水供給止め弁	P21-F143
	代替冷却水戻り止め弁(A)	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F267	代替冷却水排水止め弁	P21-F144
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	－	－
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	－	－
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	－	－
	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	－	－
	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112

（次頁に続く）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-MO-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-MO-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-MO-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-MO-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-MO-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-MO-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	P21-F058B
	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F206B
	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B

（次頁に続く）

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
54条	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F058B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044B	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F202B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F052B	-	-
	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁	P21-F053B	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067B

55 条　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

目次

55-1　SA 設備基準適合性　一覧表
55-2　配置図
55-3　系統図
55-4　試験及び検査
55-5　容量設定根拠
55-6　接続図
55-7　アクセスルート図
55-8　その他設備

55-1
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（可搬型）

55 条：発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備					大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜，小型船舶（汚濁防止膜設置用）		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外		D
				荷重	（有効に機能を発揮する）		－
				海水	海水を通水又は海で使用		I
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）		－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）		－
				関連資料	55-2 配置図，55-6 接続図		
		第2号	操作性		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	現場操作（設備の運搬・設置） 現場操作（操作スイッチ操作）	Bc Bd
					放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車 汚濁防止膜，小型船舶（汚濁防止膜設置用） 放射性物質吸着材	現場操作（設備の運搬・設置） 現場操作（接続作業）	Bc Bg
			関連資料		55-3 系統図，55-6 接続図		
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	ポンプ，ファン，圧縮機	A
					放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車 汚濁防止膜，小型船舶（汚濁防止膜設置用） 放射性物質吸着材	その他	M
			関連資料		55-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		（本来の用途として使用）		対象外
			関連資料		55-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立		Ac
				その他(飛散物)	－		対象外
				関連資料	55-3 系統図		
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）		Aa
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		その他設備		C
			関連資料		55-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性		常設設備と接続しない		対象外
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		常設設備と接続しない		対象外
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）		－
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第5号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備なし)		Bb
			関連資料		55-2 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		55-7 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	同一機能の設備なし		対象外
				サポート系要因	サポート系なし		対象外
				関連資料	本文		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-2
配置図

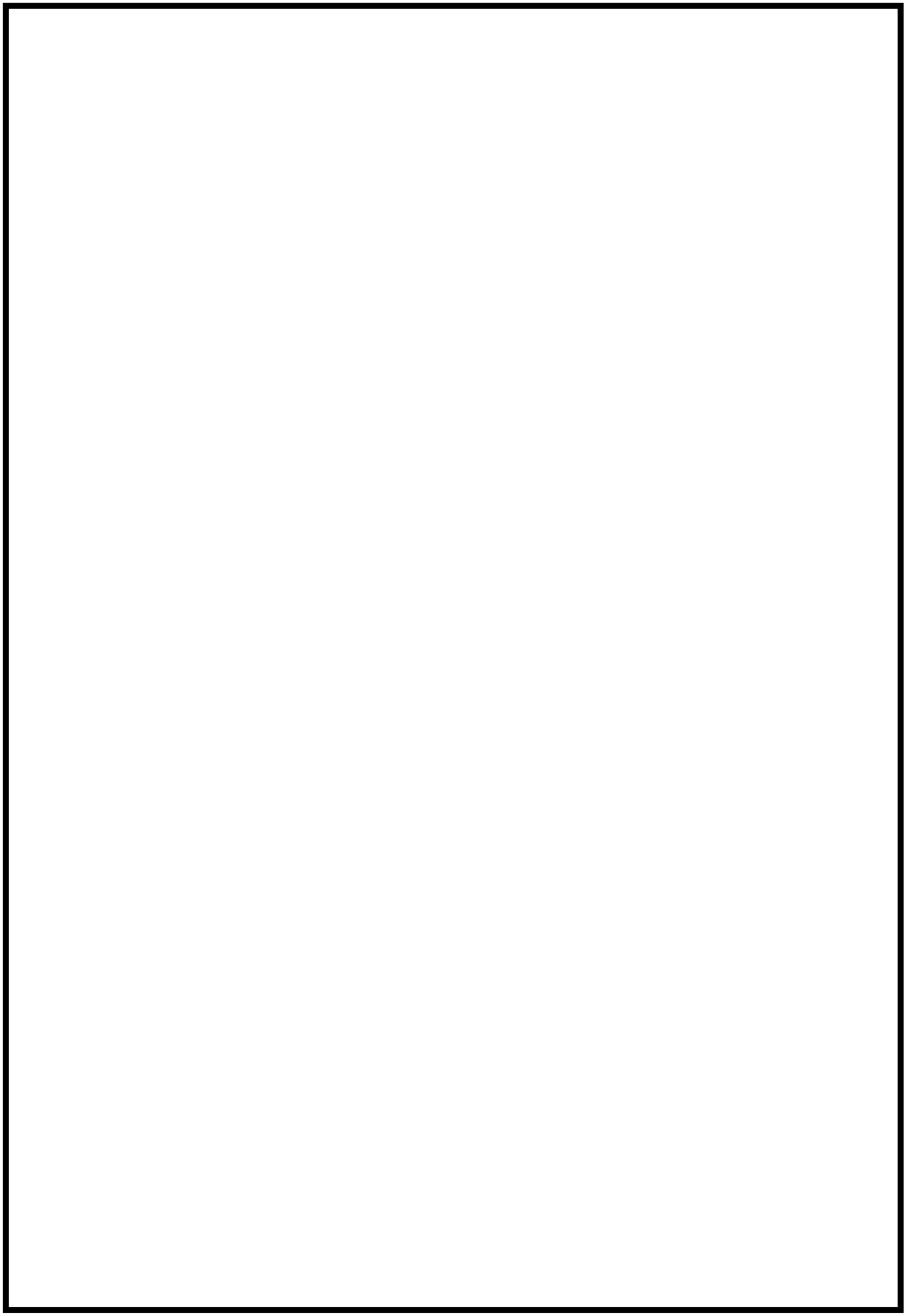


図 2-1　大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）配置図

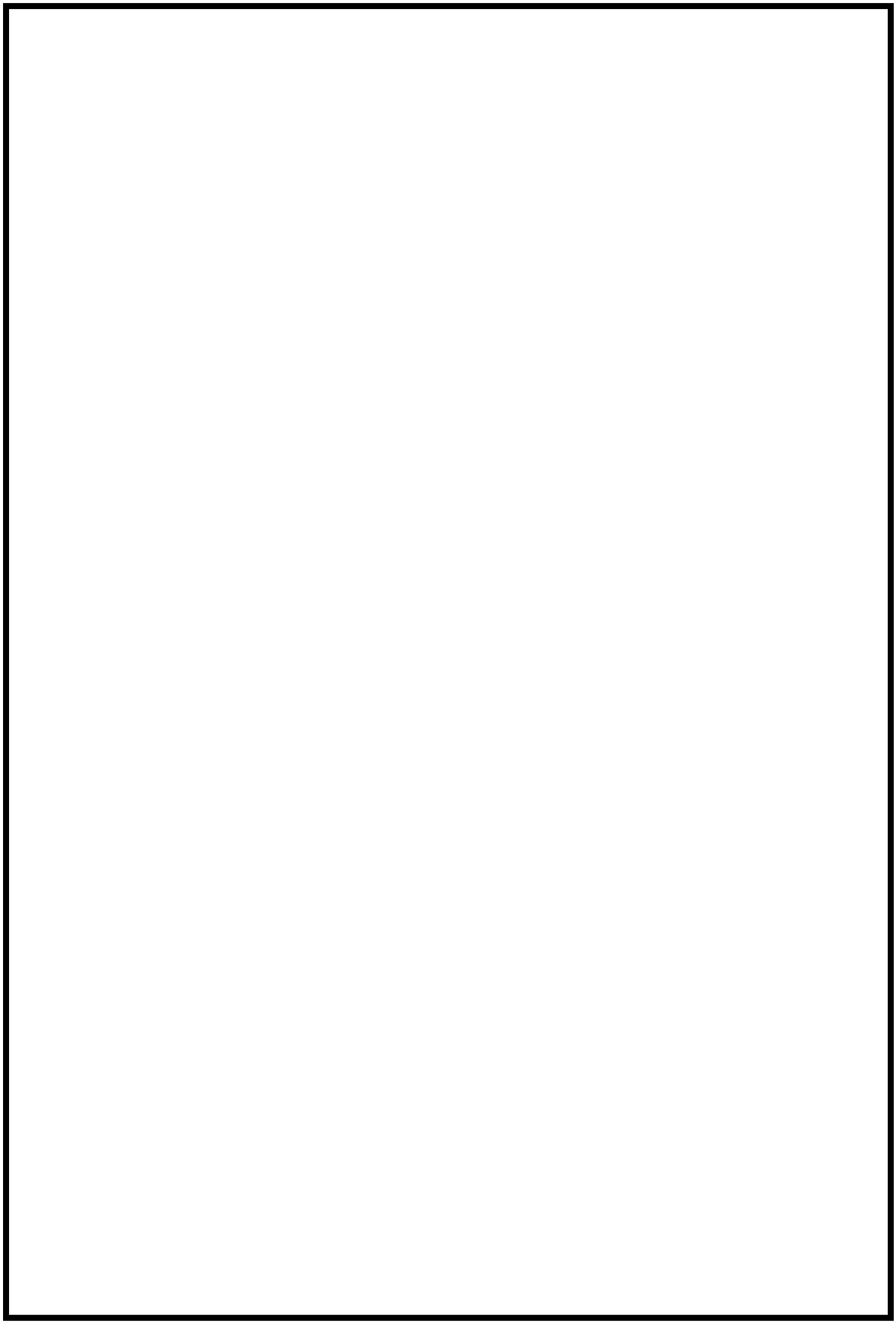


図 2-2　放水砲・泡原液混合装置・搬送車配置図

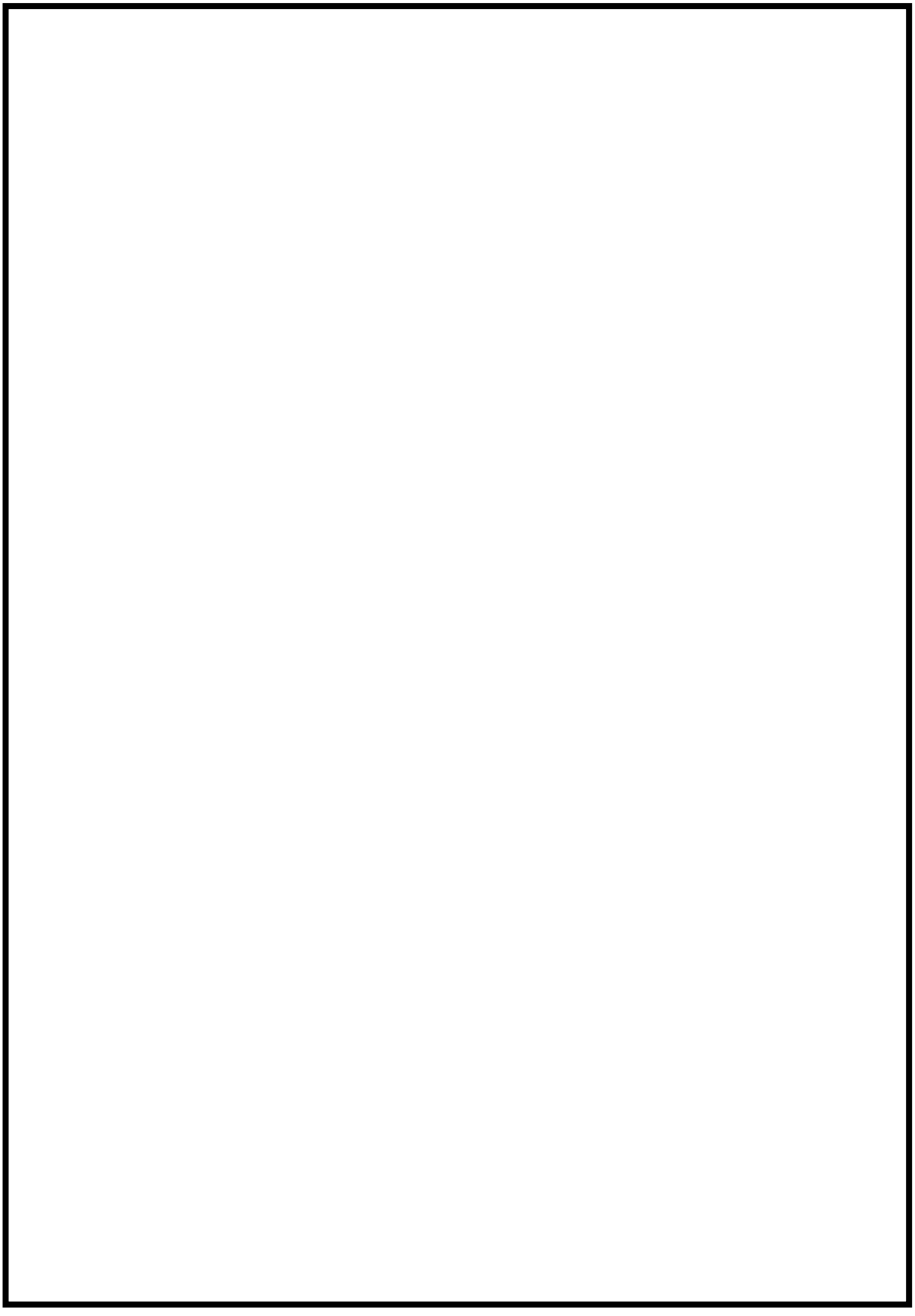


図 2-3　放射性物質吸着材配置図

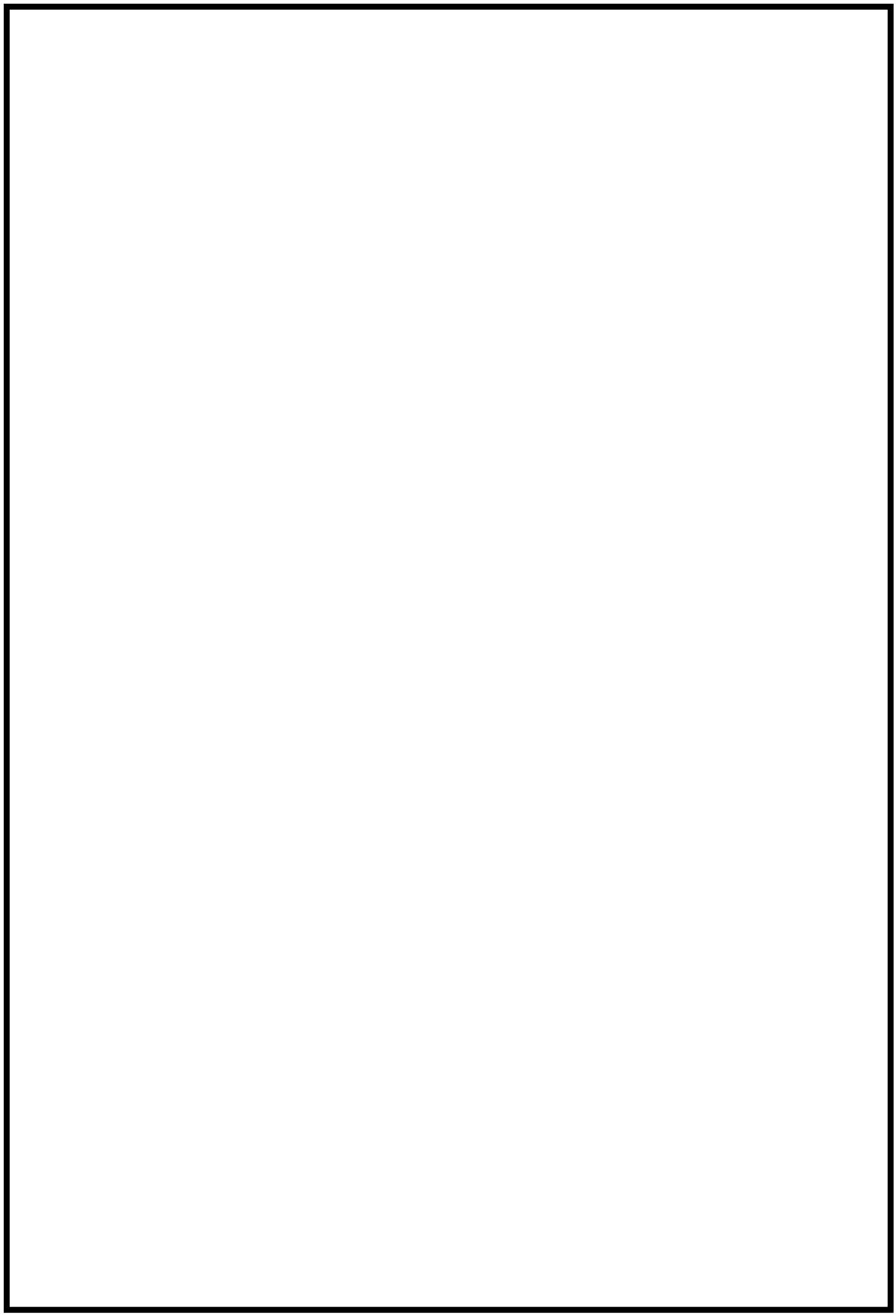


図 2-4　汚濁防止膜・小型船舶（汚濁防止膜設置用）配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-3
系統図

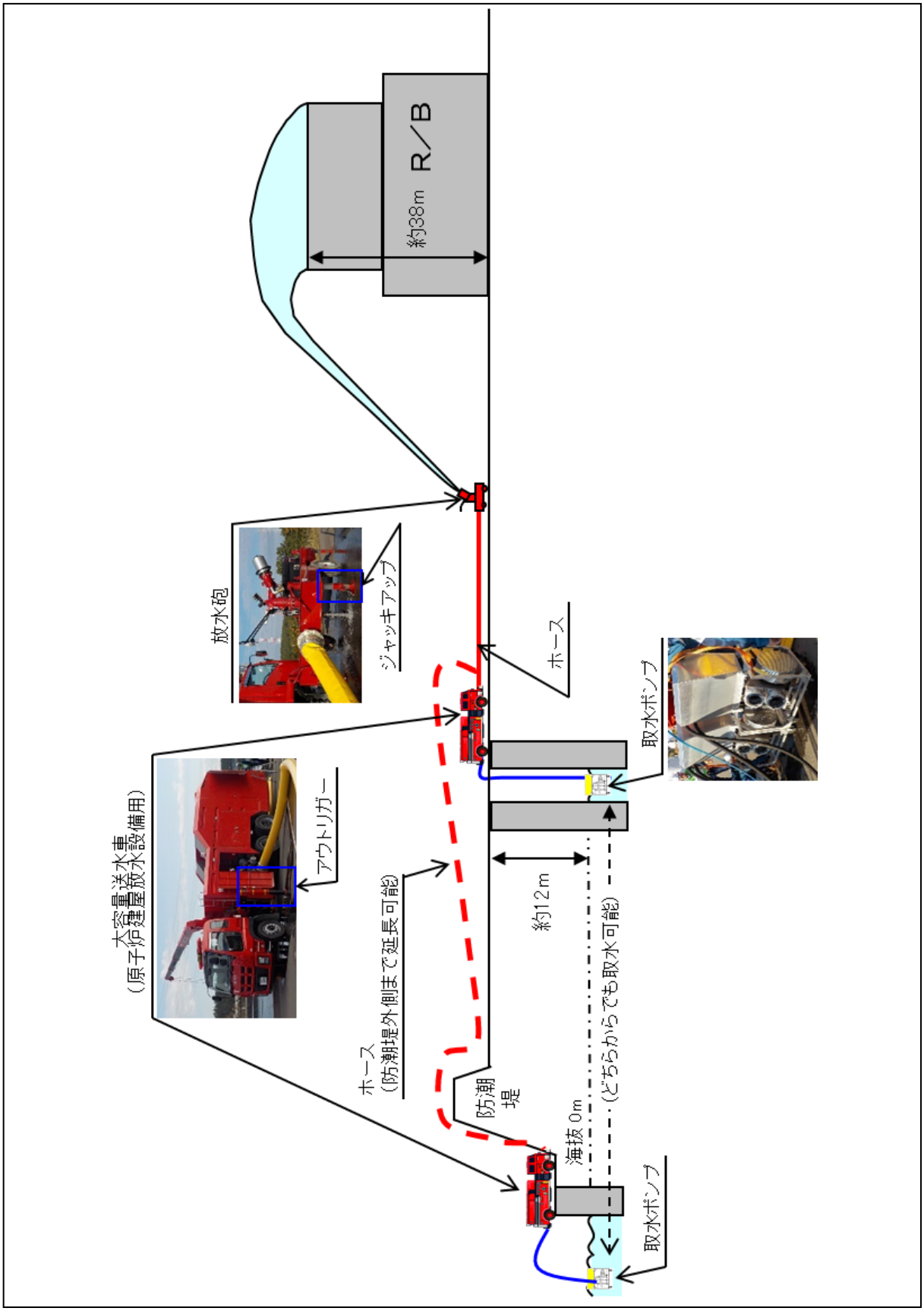


図 3-1　大気への放射性物質の拡散抑制　概略系統図

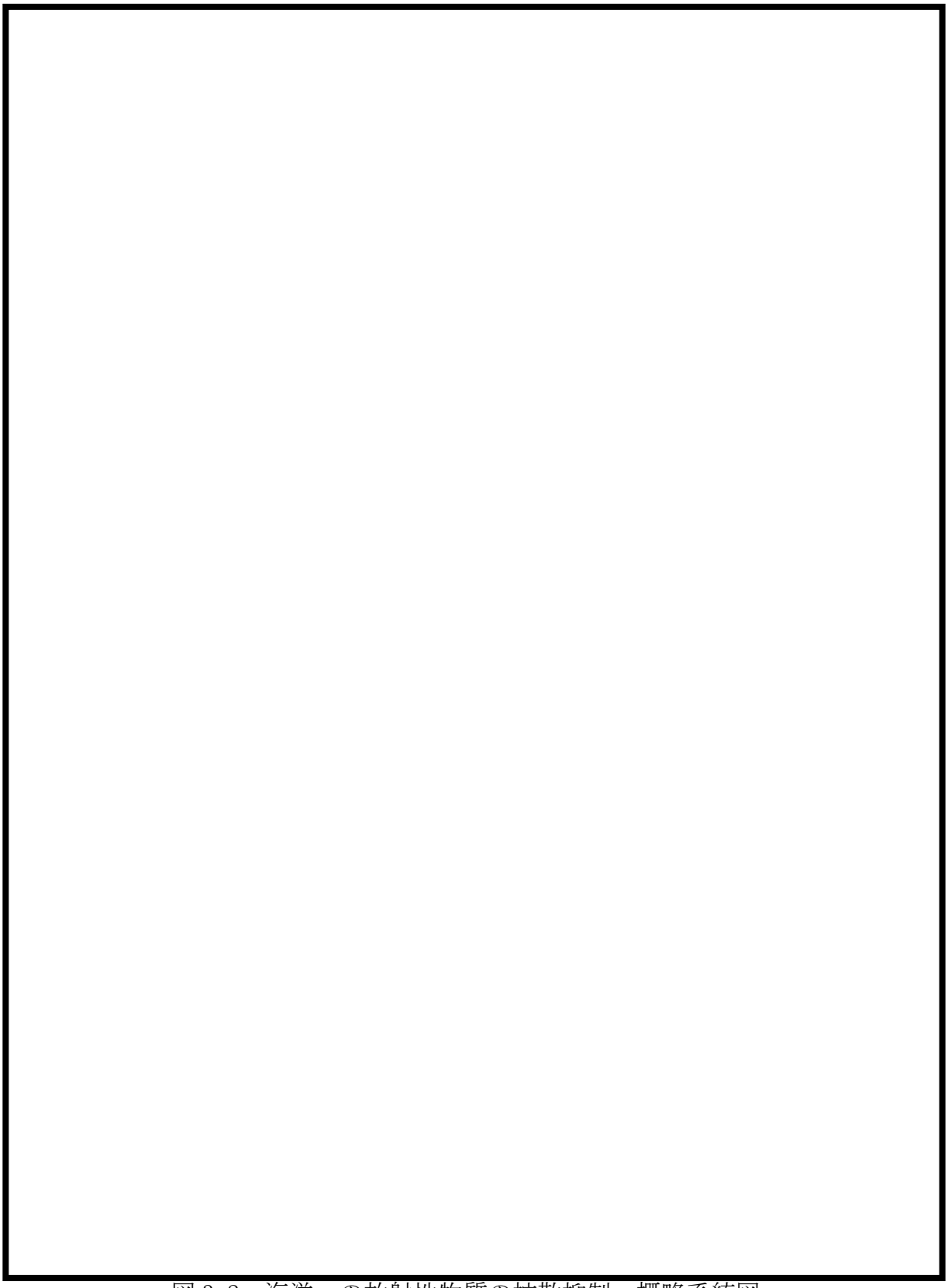


図 3-2　海洋への放射性物質の拡散抑制　概略系統図

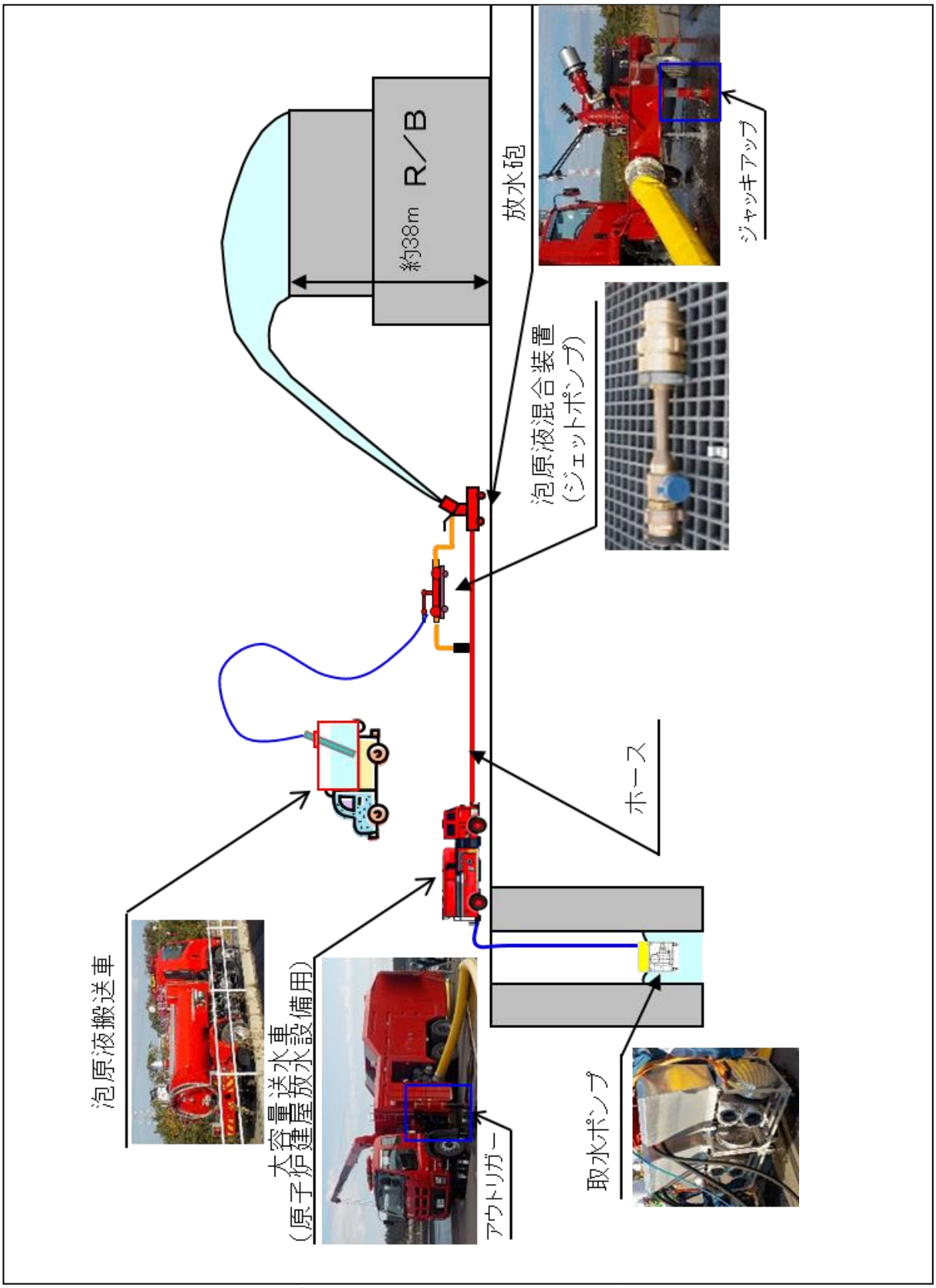


図 3-3　航空機燃料火災への泡消火　概略系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-4
試験及び検査

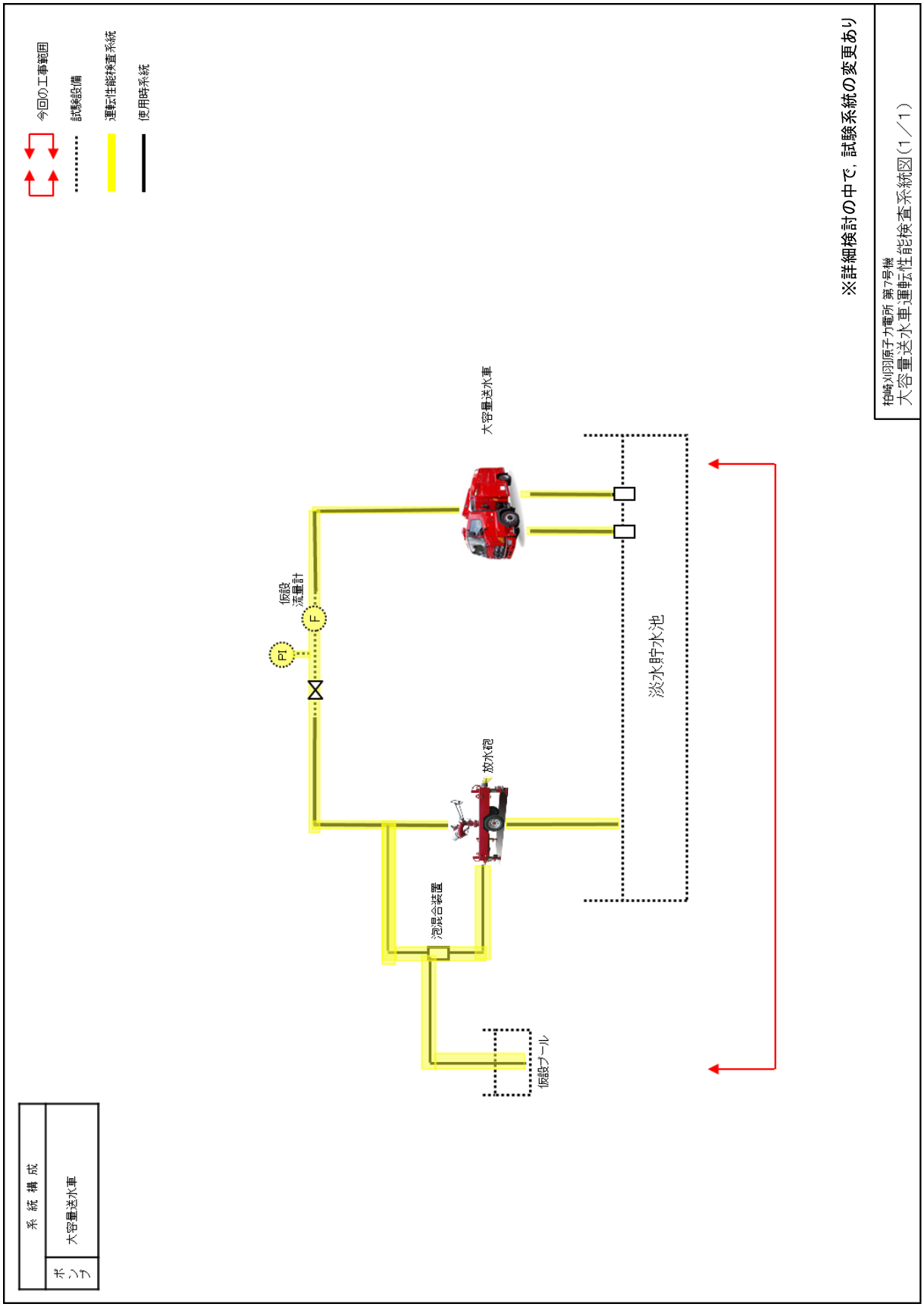


図 4-1　大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）・放水砲・泡原液混合装置
試験系統図

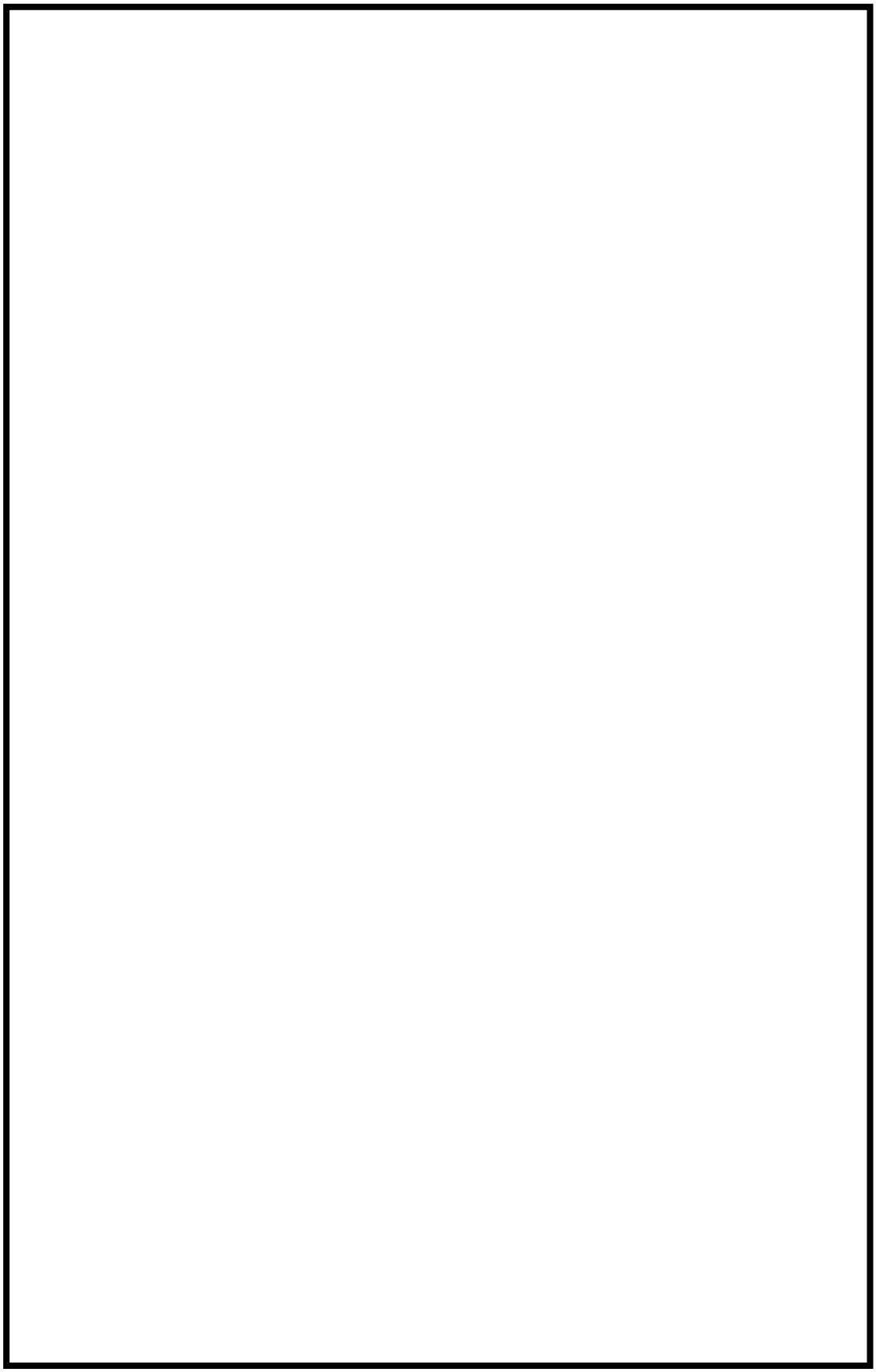


図 4-2　大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）　外観図

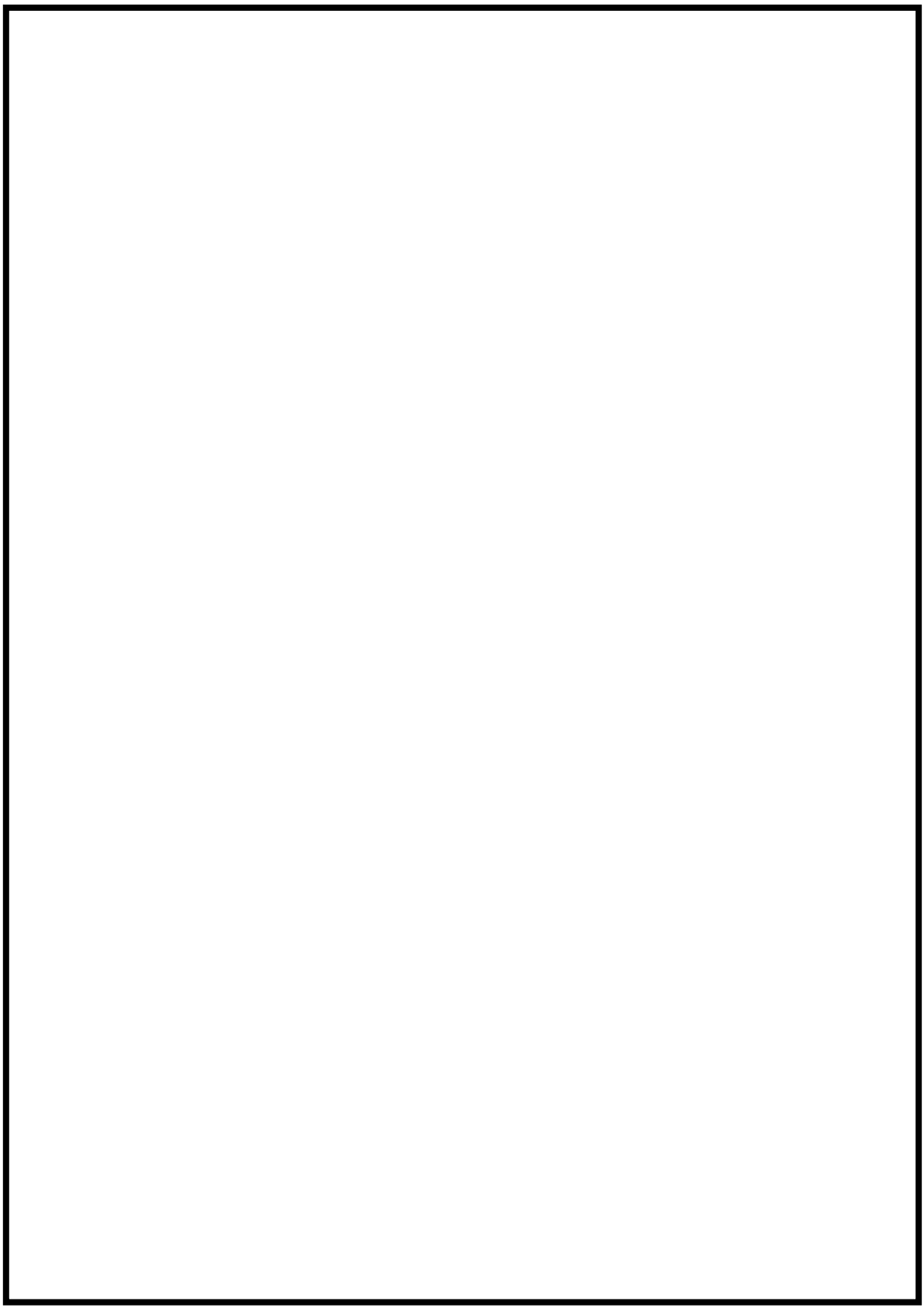


図 4-3　泡原液搬送車　外観図

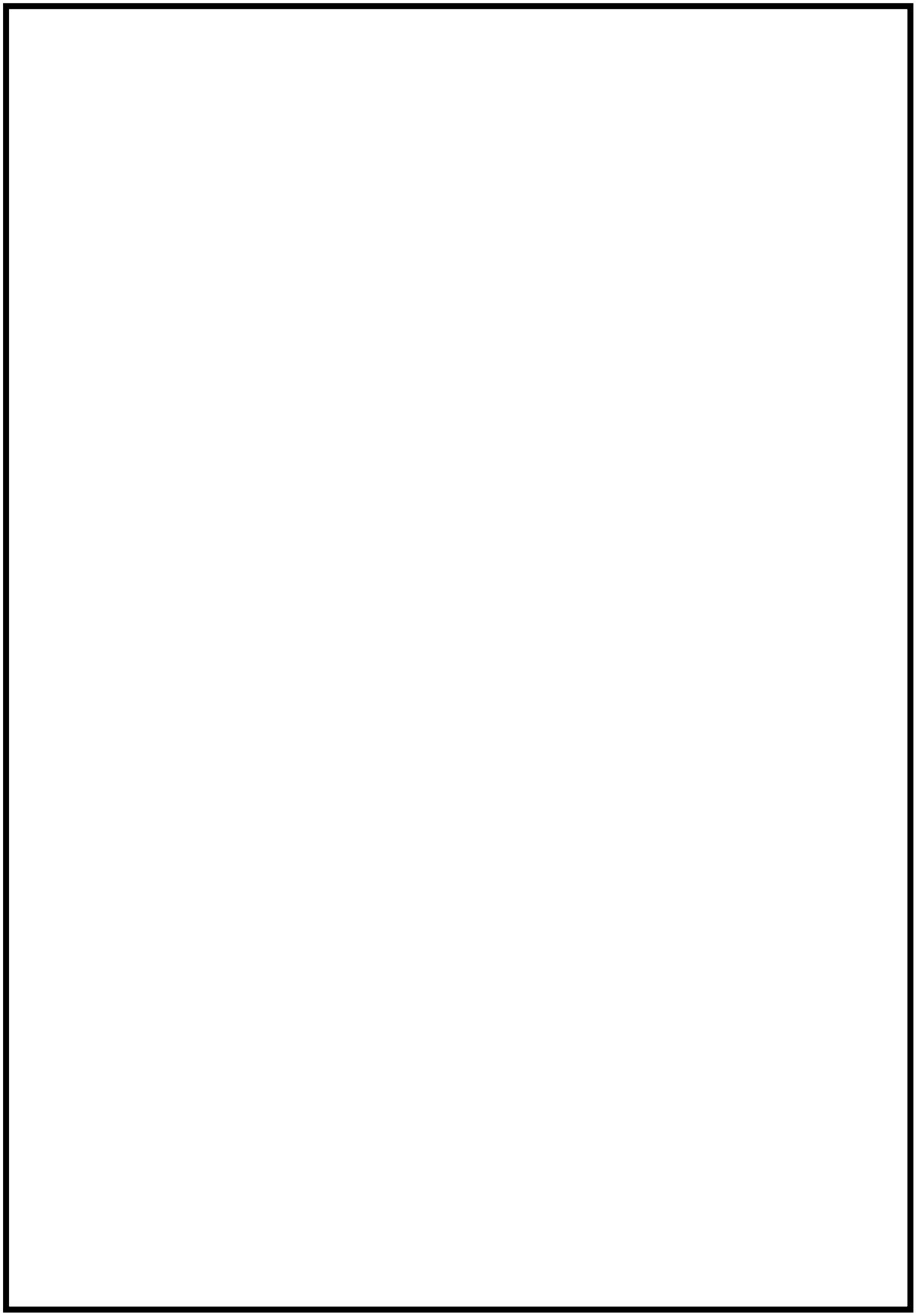


図 4-4　放射性物質吸着材　外観図

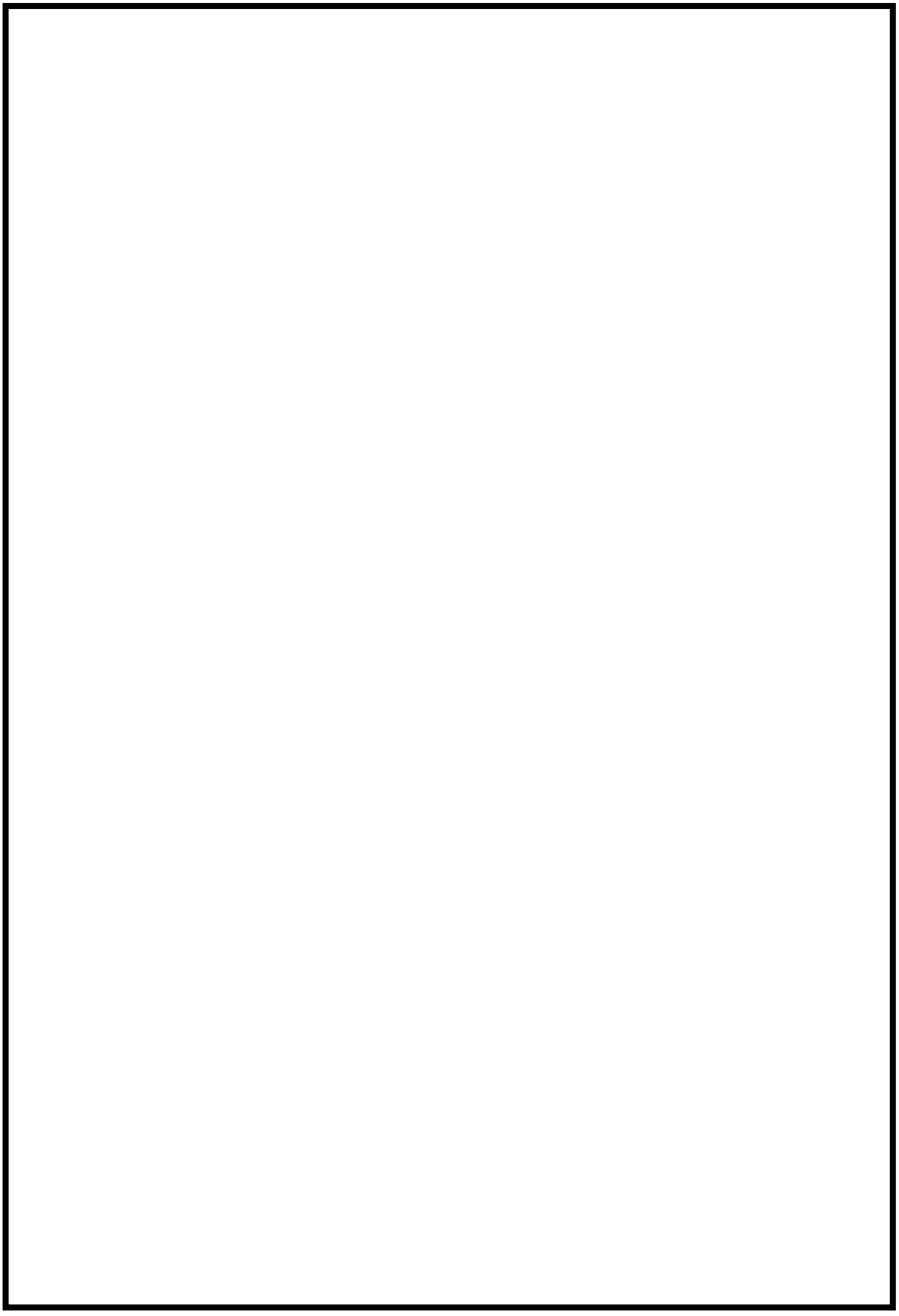


図 4-5　汚濁防止膜　外観図

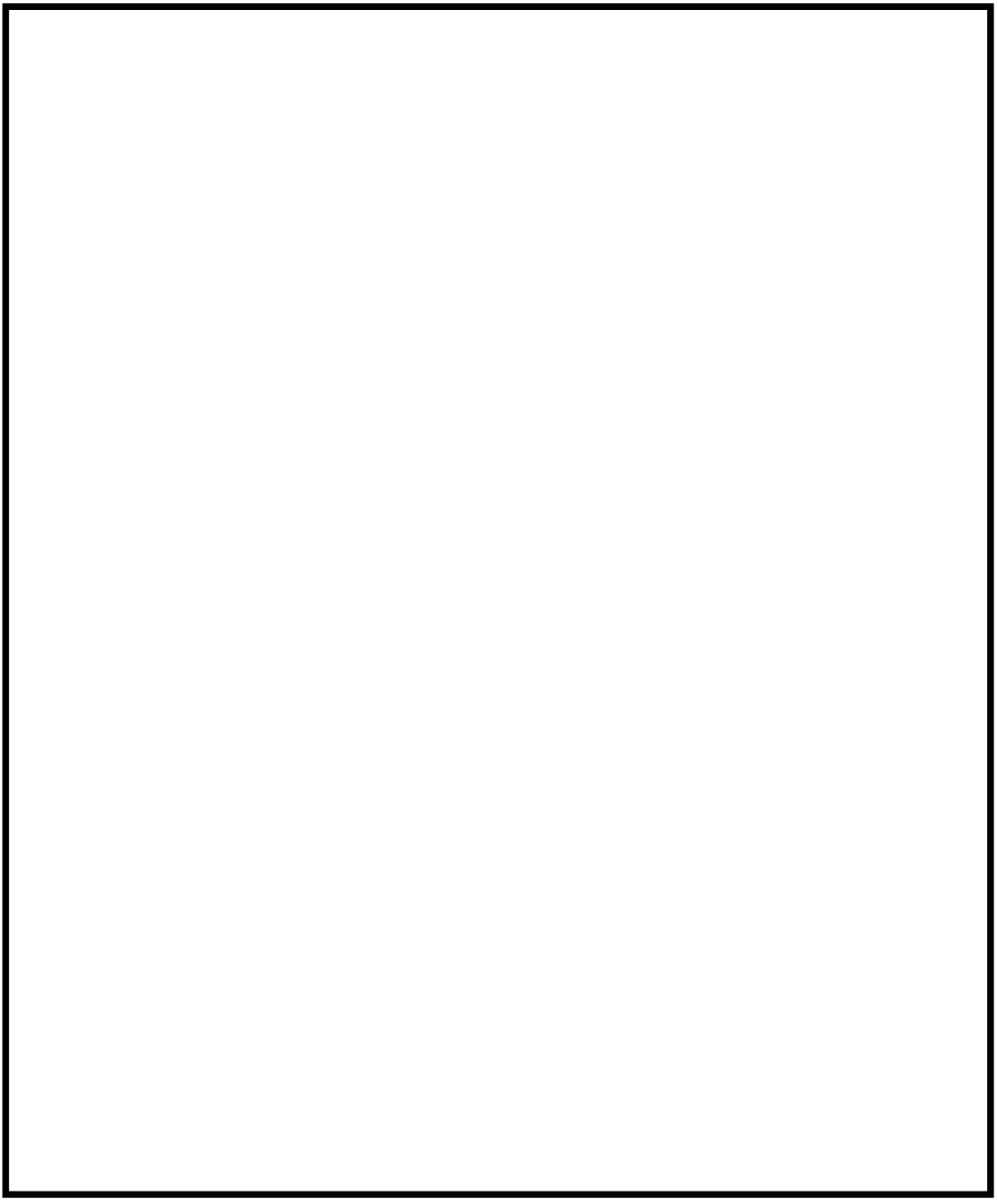


図 4-6　汚濁防止膜　外観写真

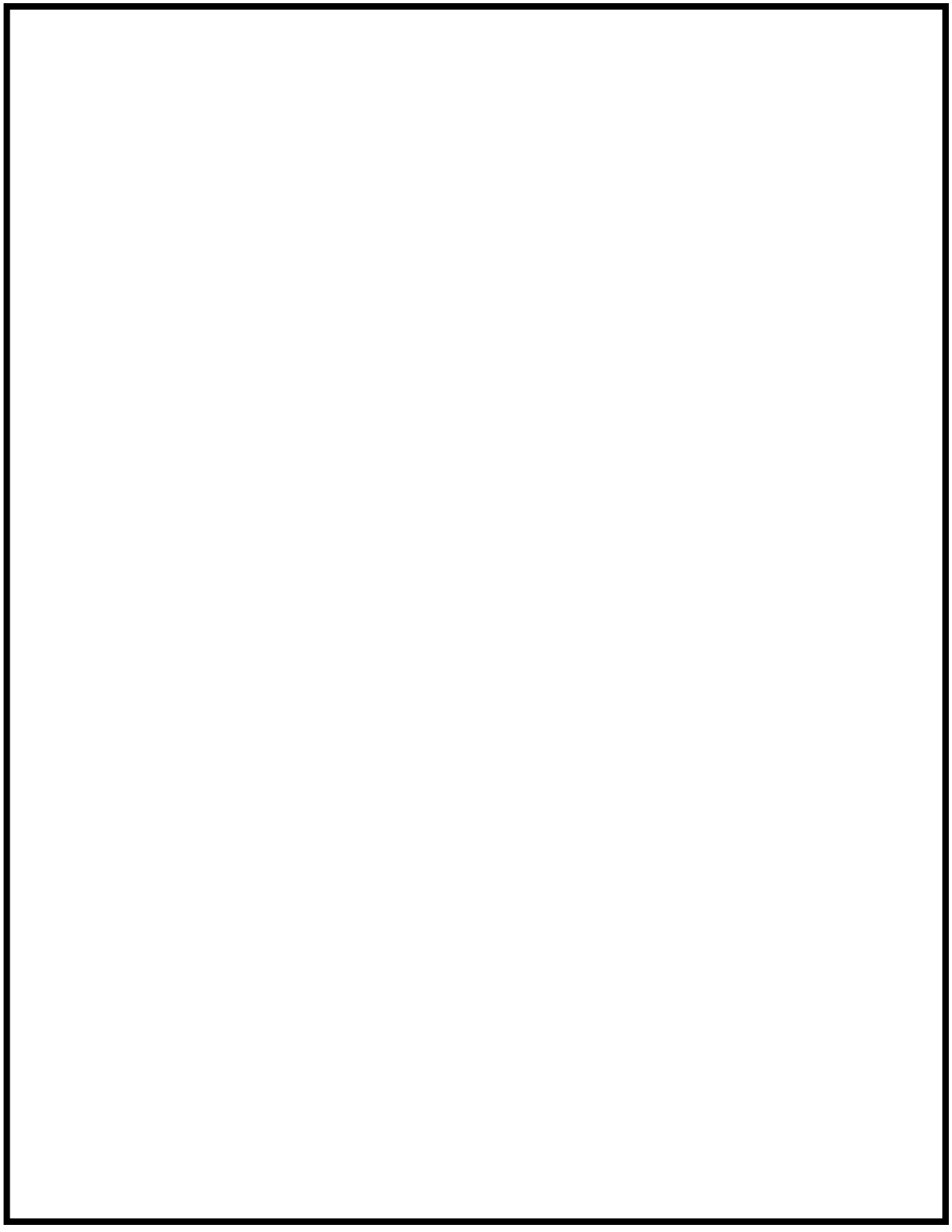


図 4-7　小型船舶（汚濁防止膜設置用）　外観図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-5

容量設定根拠

名　　称		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
流　　量	m^3/h	900（注1），(900（注2))
吐　出　圧　力	MPa[gage]	1.25（注1），(1.25（注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	[redacted]
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設　定　根　拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は以下の機能を有する。

大気への放射性物質の拡散抑制として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

その際，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，海水を水源として，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に付属されている取水ポンプにより取水口から取水し，ホースにより放水砲と接続でき，送水ポンプで送水することで，原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。

その際，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，海水を水源として，大容量送水車に付属されている取水ポンプにより取水口から取水し，ホースにより放水砲及び泡原液混合装置と接続でき，送水ポンプで送水することで，泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。

なお，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，6号及び7号炉共用で基数の半数の1台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 圧力・流量

吐出圧力　1.25MPa[gage]　（流量　900m³/h）

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため，原子炉建屋屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要がある。容量設定に当たっては，高所（原子炉建屋屋上）への放水を考慮して設定した。なお，原子炉建屋屋上（地上高約 [redacted] ※1）へ網羅的に放水するために必要となる，放水砲への送水圧力・流量は，[redacted] 900m³/h である。

[redacted]

図 5-1　射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）

[redacted]

図 5-2　射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）（泡消火放水）

※1：[redacted]

※2：本曲線は，実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり，射程は無風時を想定している。（日本機械工業株式会社）

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

ホースの敷設は，放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している西側以外の方向）から放水ができること，並びに，複数の取水箇所から取水できるとともに，その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルート（敷地北側又は南側）が選択できるよう設定する。

なお，取水箇所の選定としては，ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると，防潮堤内側から取水することを第一優先として考えるが，万が一，防潮堤内の取水口が使用できない場合も想定し，防潮堤外側からの取水を考慮したホース敷設ルートも設定する。

ホース敷設の圧力損失の評価は，防潮堤内及び防潮堤外からの取水を考慮し，ホース敷設ルートが保守的になる敷設ルートを考慮して算出した。

（1）防潮堤内側

防潮堤内側のホース敷設ルートのうち保守的となる，6 号炉取水路から取水し，敷地北側を経由して，7 号炉原子炉建屋南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×19 本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90° 湾曲 3 回，45° 湾曲 4 回) ※1
機器類圧損		

合 計 約 1.212MPa[gage]

（2）防潮堤外側

防潮堤外側のホース敷設ルートのうち保守的となる，7 号炉取水口から取水し，6 号炉原子炉建屋付近からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×14 本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90° 湾曲 4 回，45° 湾曲 2 回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		

合 計 約 1.247MPa[gage]

※1：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については，55-5-6～8 参照。
詳細設計においては，重大事故等時のホースの取り回し，作業性，他設備の干渉を考慮し，ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

※2：ホースの予備は，ホースの長さごとに各 1 本以上確保する。

※3：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）設置高さ（T.M.S.L.3m）と放水砲設置高さ（T.M.S.L.12m）

の水頭から算出

2. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプは，ホースの最高使用圧力と同等の1.3MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は60℃とする。

4. 原動機出力

原動機出力は，定格流量点[redacted]での軸動力を考慮し，[redacted]とする。

1. ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

1-1.　ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

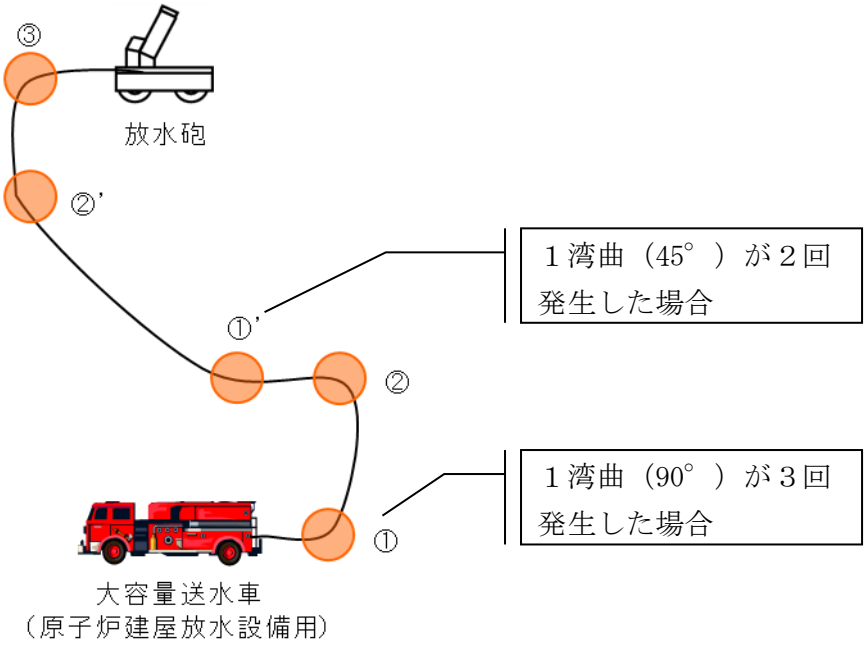


図 5-3　想定されるホースの引き回しパターン（イメージ図）

＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失 hc＞

$hc = fc \times (v^2/(2g))$

○損失係数 fc

ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径 1,000mm で 90° における fc=0.068‥‥(ｉ)を引用する。

○流速 v

v=Q/A

・Q=流量について

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）流量は，900m^3/h である。

・A＝管路の断面積について

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

・流速 v=Q/A より

v= 3.659[m/s] ‥‥(ⅱ)

○（ⅰ)(ⅱ)より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める

hc＝fc×(v^2/(2g))より，重力加速度 9.8[m/s^2]として

＝0.068×(3.659^2/(2×9.8))

＝0.04645[m]

＜１湾曲（45°）あたりの圧力損失 hc＞

hc＝fc×(v^2/(2g))

○損失係数 fc

ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径 1,000mm で 45° における fc=0.034‥‥(ⅲ)を引用する。

○上記(ⅱ)(ⅲ)より，１湾曲（45°）あたりの圧力損失を求める

hc＝fc×(v^2/(2g))より，重力加速度 9.8[m/s^2]として

＝0.034×(3.659^2/(2×9.8))

＝0.02323[m]

表 5-1　ホース長さと圧力損失の関係

送水流量[m^3/h]			900
使用ホース口径	ホース連結本数 (送水距離)		圧力損失[MPa]
300A	1	(50m)	0.011
	2	(100m)	0.022
	3	(150m)	0.033
	4	(200m)	0.044
	5	(250m)	0.055
	6	(300m)	0.066
	7	(350m)	0.077
	8	(400m)	0.088
	9	(450m)	0.099
	10	(500m)	0.110
	11	(550m)	0.121
	12	(600m)	0.132
	13	(650m)	0.143
	14	(700m)	0.154
	15	(750m)	0.165
	16	(800m)	0.176
	17	(850m)	0.187
	18	(900m)	0.198
	19	(950m)	0.209
	20	(1000m)	0.220

2. 原子炉建屋への放水の網羅性について

原子炉建屋への放水は，大気への放射性物質の拡散抑制のための放水，及び，泡消火放水があるが，射程の短い泡消火放水による原子炉建屋への放水の網羅性について検討する。

原子炉建屋は，原子炉建屋屋上（地上高[redacted]と原子炉建屋屋上（地上高[redacted]）と高さに違いがあることから，放水方向によって，射程距離が異なる（図 5-4～10 参照）。以下に，射程距離を整理する。また，原子炉建屋屋上に放水された泡消火薬剤は，原子炉建屋屋上で拡がる効果に期待できる。

① 原子炉建屋東側から西向きの放水：[redacted]（放水砲から[redacted]の範囲）
② 原子炉建屋東側から西向きの放水（原子炉建屋屋上（地上高[redacted]）：[redacted]（放水砲から[redacted]の範囲）
③ 原子炉建屋北側又は南側からの放水：[redacted]（放水砲から[redacted]の範囲）

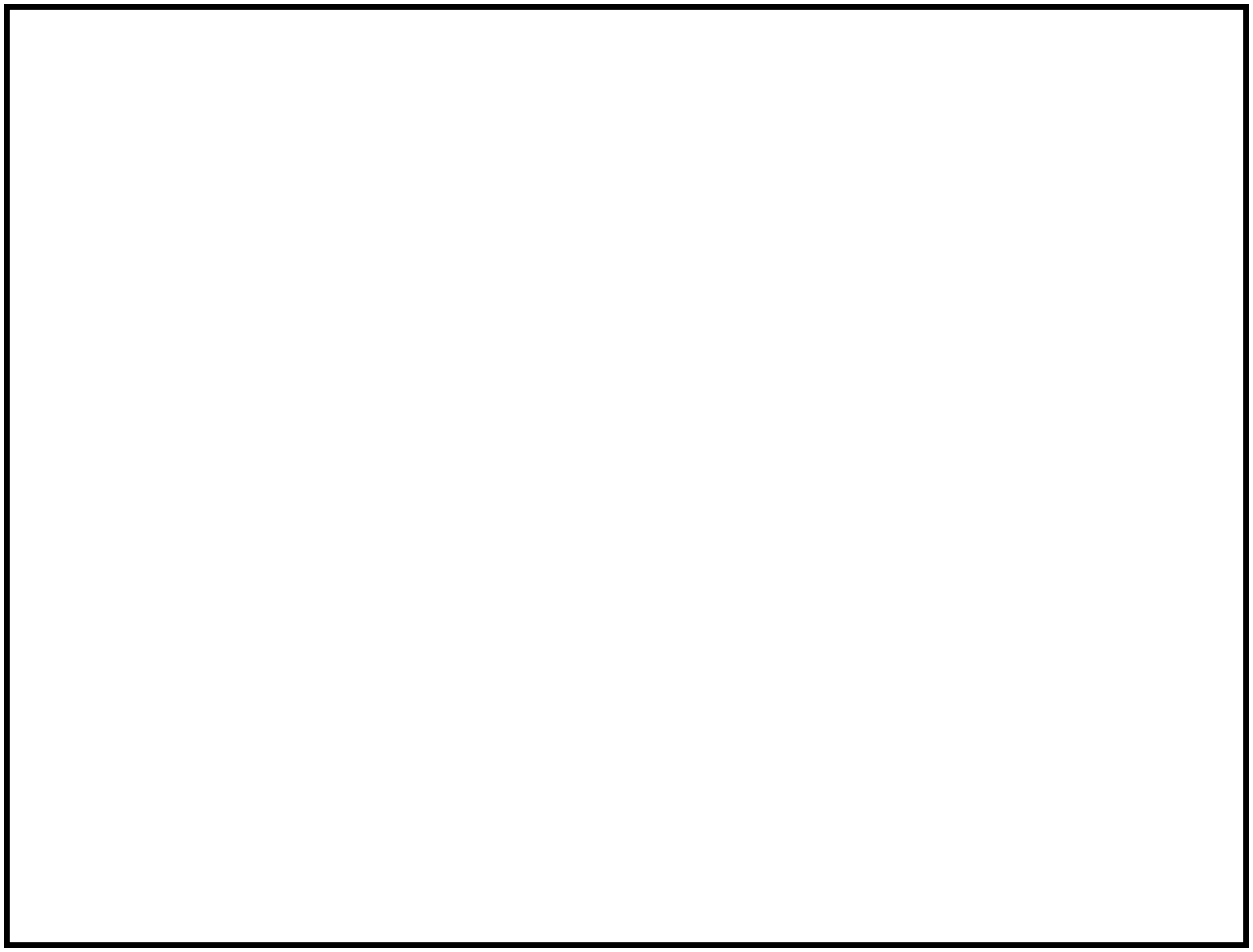


図 5-4　原子炉建屋断面図（6 号及び 7 号炉）

(1)原子炉建屋に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制）

図 5-5　原子炉建屋東側からの放水曲線

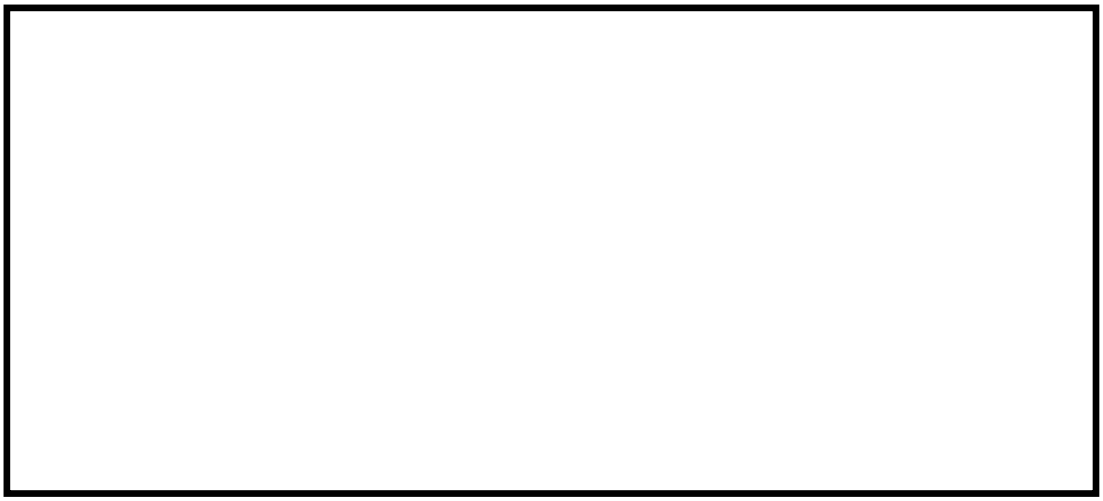


図 5-6　原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高 [ ] への放水曲線

図 5-7　原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

(2)原子炉建屋に対する放水曲線（泡消火）

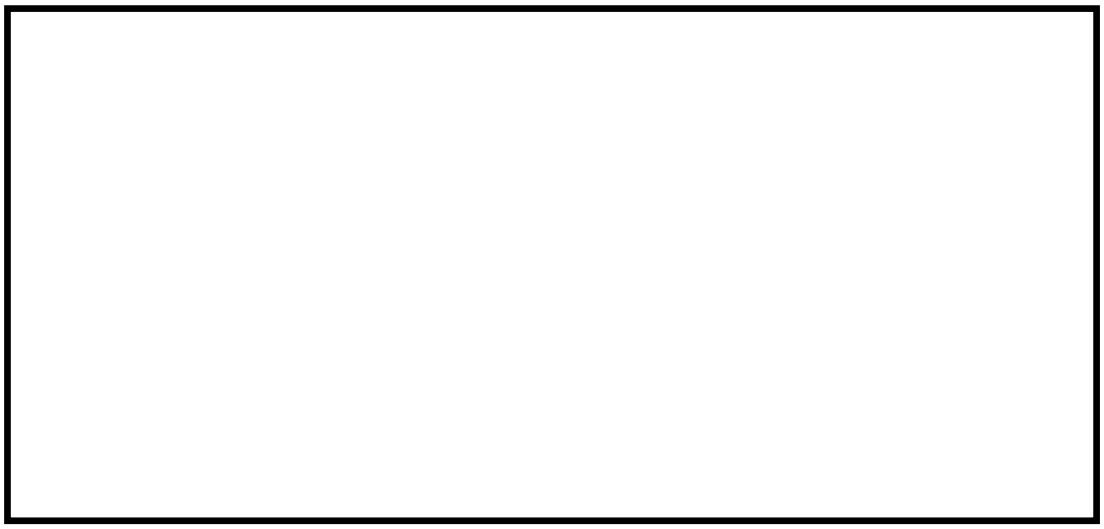


図 5-8　原子炉建屋東側からの放水曲線

図 5-9　原子炉建屋東側から原子炉建屋屋上（地上高　　）への放水曲線

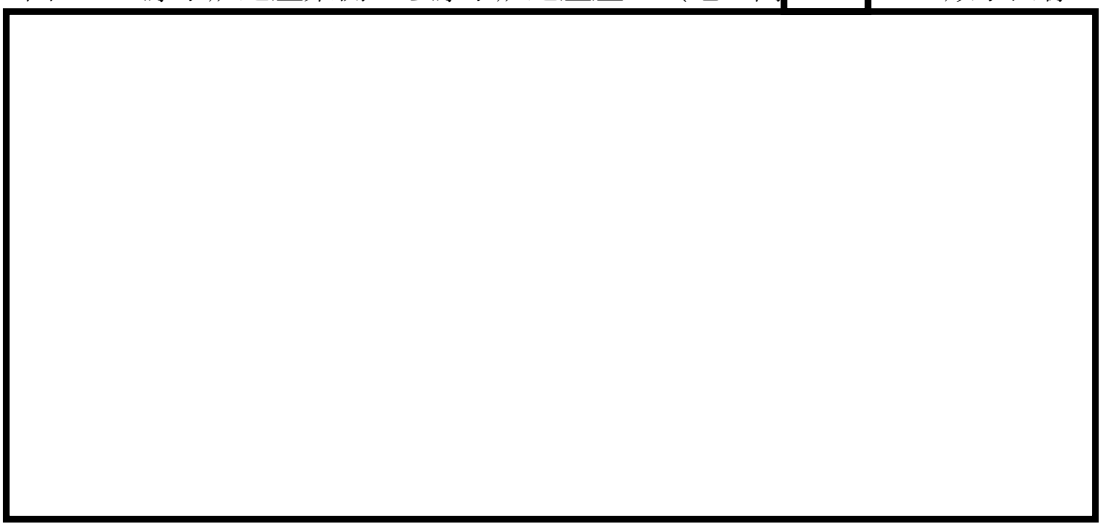


図 5-10　原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

上記の検討から，6 号及び 7 号炉の放水範囲を，図 5-11 に示す。また，放水砲による放水に対して，干渉する可能性がある設備である所内変圧器及び排気筒についても考慮した。所内変圧器の高さは地面から 10m程度であることから，放水に対して干渉することはない。また，主排気筒については，放水砲を排気筒と干渉しない位置に設置することで，放水に対する影響はない。以上のことから，原子炉建屋屋上部に対する，放水の網羅性は確保されている。

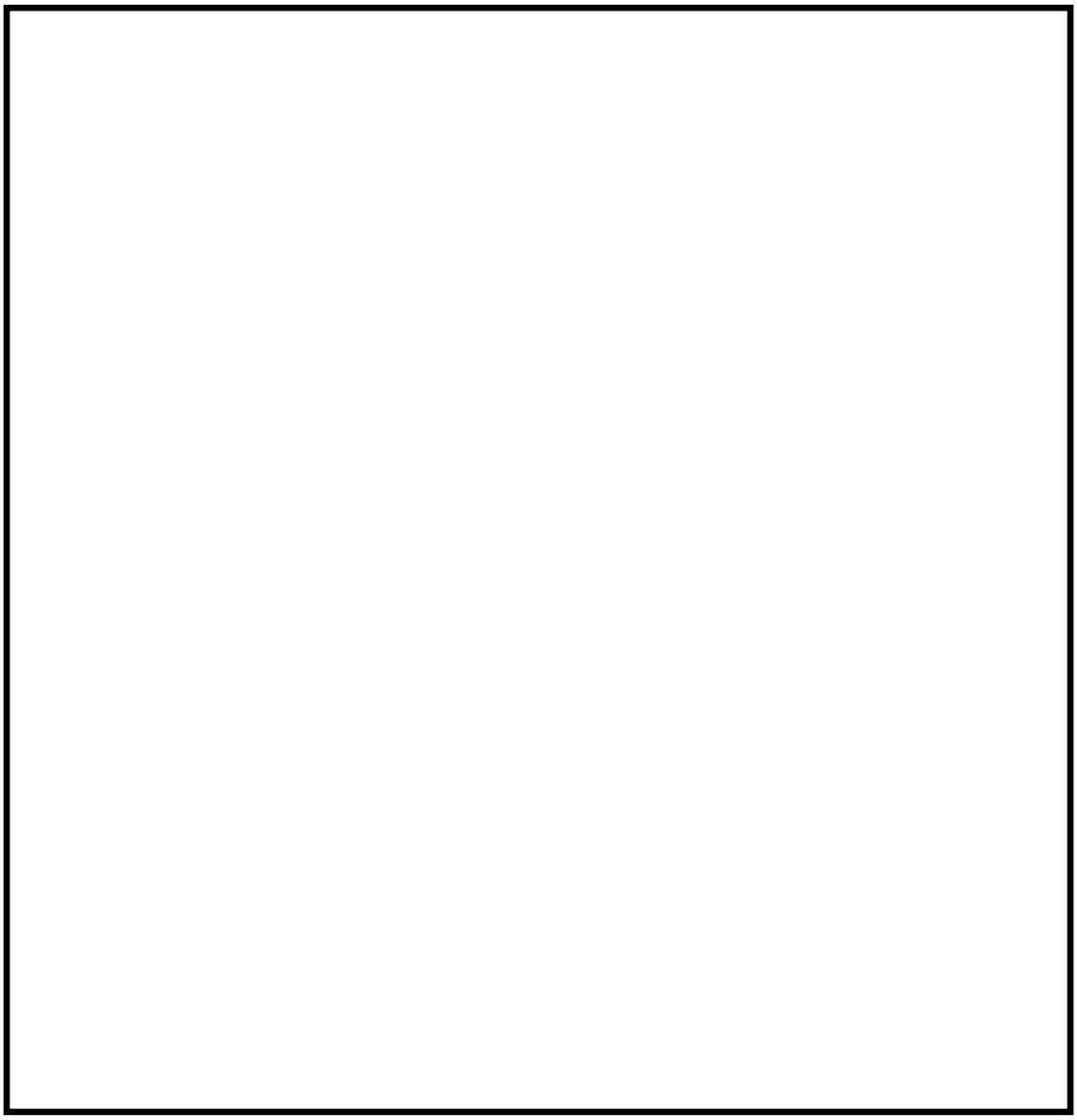


図 5-11　6 号及び 7 号炉放水範囲図

名　　称		放水砲
最高使用圧力	MPa[gage]	0.9
最高使用温度	℃	60

【設　定　根　拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため放水砲は，以下の機能を有する。

系統構成は，大気への放射性物質の拡散抑制として，放水砲は，ホースにより海水を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と接続することにより，原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として，放水砲は，ホースにより海水を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に接続し，泡原液と混合しながら，原子炉建屋屋上又は周辺へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に合わせて，6 号及び 7 号炉共用で基数の半数の 1 台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

1. 最高使用圧力(0.9MPa[gage])

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，原子炉建屋屋上（地上高約 38m）への放水が可能な圧力（[redacted]）を満足する値である，メーカーが規定する 0.9MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は 60℃とする。

名　　称		汚濁防止膜
幅	m/箇所	北放水口側　　：140 取水口側（3 箇所）：80
高　　さ	m	北放水口側　　：6 取水口側（3 箇所）：8

【設　定　根　拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため汚濁防止膜は，以下の機能を有する。

汚濁防止膜は，敷地内から海洋への伝搬経路である，取水路及び放水路（一部排水路含む）に設置することで，大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

また，汚濁防止膜の設置は，放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため，2 重に設置することとし，破れ等の破損時のバックアップとして各設置箇所に対して予備 2 本を確保する。

1．幅

(1) 5～7 号炉放水口付近

放水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は，約 100m である。そのため，重大事故等時に放水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は，1 本あたりの幅が約 20m の汚濁防止膜を 7 本使用し，約 140m とする。

(2) 5 号，6 号及び 7 号炉取水口付近

取水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は，約 55m である。そのため，重大事故等時に取水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は，1 本あたりの幅が約 20m の汚濁防止膜を 4 本使用し，約 80m とする。

2．高さ

(1) 5～7 号炉放水口付近

重大事故等時に放水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは，満潮時の高さを考慮しても，海底（T.M.S.L.約-4m）まで届く高さである約 6m とする。

(2) 5 号，6 号及び 7 号炉取水口付近

重大事故等時に取水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは，満潮時の高さを考慮しても，海底（T.M.S.L.約-5.5m）まで届く高さである約 8m とする。

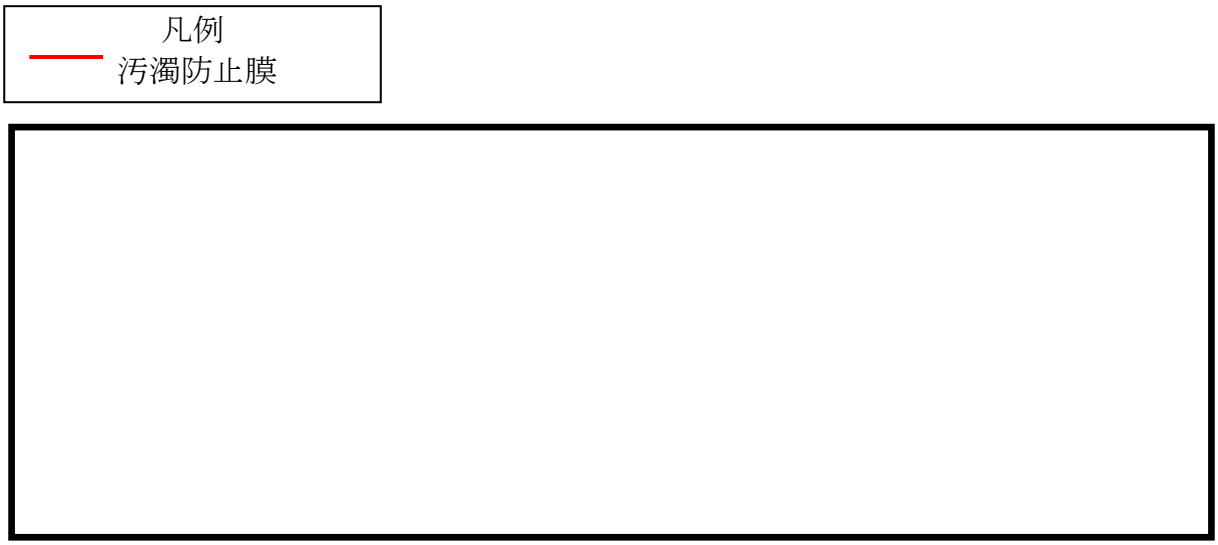


図 5-12　取水口の外形図

図 5-13　北放水口の外形図

参考資料

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

放射性物質吸着材は，敷地内から海洋への伝搬経路である，排水路に設置することで，大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

1. 6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝用放射性物質吸着材容量

雨水排水路集水桝に 6 号及び 7 号炉で各 1 箇所に設置する。

放射性物質吸着材の容量は，雨水排水路集水桝に設置可能な量でかつ，放水によって生じた汚染水が排水可能な形状又は設置方法により空隙を確保した設計とする。

①設置場所の寸法

6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝寸法（m）	縦：2.5，横：2.5，高さ※1：約 1.2

※1：排水配管上端を集水桝の高さとした。
※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は，セシウムを吸着するプルシアンブルー類縁体の表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は，上記雨水排水路集水桝に設置可能であり，その寸法から，放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。なお，この場合の空隙率は，およそ 33%となる。

放射性物質吸着材容量（kg）	ユニット体積 5m^3×放射性物質吸着材密度約 200kg/m^3 ＝約 1,000kg／1 箇所

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

2. 5 号炉雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口用放射性物質吸着材容量

放水砲による放水の通常の排水ルートは 6 号及び 7 号炉の雨水排水路であるが，流路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には，当該雨水排水路から溢れる。その場合， 5 号炉の雨水排水路及びフラップゲートを経由して海に流れ込むこととなる。

①設置場所寸法

5 号炉雨水排水路集水桝寸法（m）	縦：1.95，横：1.95，高さ※1：約 1.3
フラップゲート寸法（m）（3 箇所）	縦：2.0，横：2.0，高さ※1：約 1.0

※1：排水配管上端を集水桝の高さとした。
※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は，上記雨水排水路集水桝に設置可能な放射性物質吸着材ユニットであり，その寸法から，放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。なお，この場合の空隙率は，およそ 37～49%となる。

放射性物質吸着材容量（kg）	ユニット体積 2.5m^3×放射性物質吸着材密度約 200kg/m^3 ＝約 500kg／1 箇所

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

3. 放射性物質吸着材の吸着率（参考値）

吸着率（放射性物質吸着材 1g に対して，吸着される Cs 量（破過値）。）は，設計値※として [redacted] と設定している。

※ 測定方法は，セシウムを添加させた水溶液中に放射性物質吸着材を入れ吸着率を測定する。試験条件は，Cs 添加濃度 1,000ppm，固液比 100，吸着時間 24 時間。運用としては，汚染水が放射性物質吸着材を通過する際に，放射性物質吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定条件は，実際の運用と異なる条件のため，値は参考値として扱う。

名　　称		泡原液混合装置
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.3
最 高 使 用 温 度	℃	60

【設　定　根　拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液混合装置は，以下の機能を有する。

泡原液混合装置は,航空機燃料火災に対応するため,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用),放水砲及び泡原液搬送車に接続することで，泡消火薬剤を混合して放水できる設計とする。なお，6 号及び 7 号炉共用で基数の半数の 1 台，及び，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

1. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])

泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，原子炉建屋屋上（地上高約 38m）への放水が可能な圧力 [redacted] 以上を満足する値である，メーカーが規定する 1.3MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度(60℃)

泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は，60℃とする。

名　　称		泡原液搬送車
容　　量	L	4,000
最高使用圧力	MPa[gage]	0.02
最高使用温度	℃	60

【設　定　根　拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液搬送車は，以下の機能を有する。

泡原液搬送車は，航空機燃料火災に対応するため，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できる設計とする。なお，6 号及び 7 号炉共用で基数の半数の 1 台，及び，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

1. 容量(4,000L)

泡原液の容量は，空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている，国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第 1 部）（以下，「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定に当たっては，空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており，最大であるカテゴリー10 を適用する。また，保有している泡消火薬剤は，1%水成膜泡消火薬剤であり，空港業務マニュアルでは性能レベル B に該当する。

空港カテゴリー10 かつ性能レベル B の泡消火薬剤に要求される混合溶液の放射量は 672m^3/h であり，発泡に必要な水の量は 32.3m^3 である。

必要な泡原液は，32.3m^3×1%＝323L に対して，空港業務マニュアルでは 2 倍の量 323L×2＝646L を保有することが規定されている。

以上より，必要保有量 646L に対して，泡原液搬送車のタンクに収まる 4,000L を泡原液容量として設定した。

なお，航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，泡消火薬剤を 1%混合しながら 900m^3/h で泡消火を実施することから，4,000L の泡原液で約 27 分間泡消火が可能である。

2. 最高使用圧力(0.02MPa[gage])

積載する泡原液の水頭及び空間部の気圧を考慮して 0.02MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度(60℃)

泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は，60℃とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-6
接続図

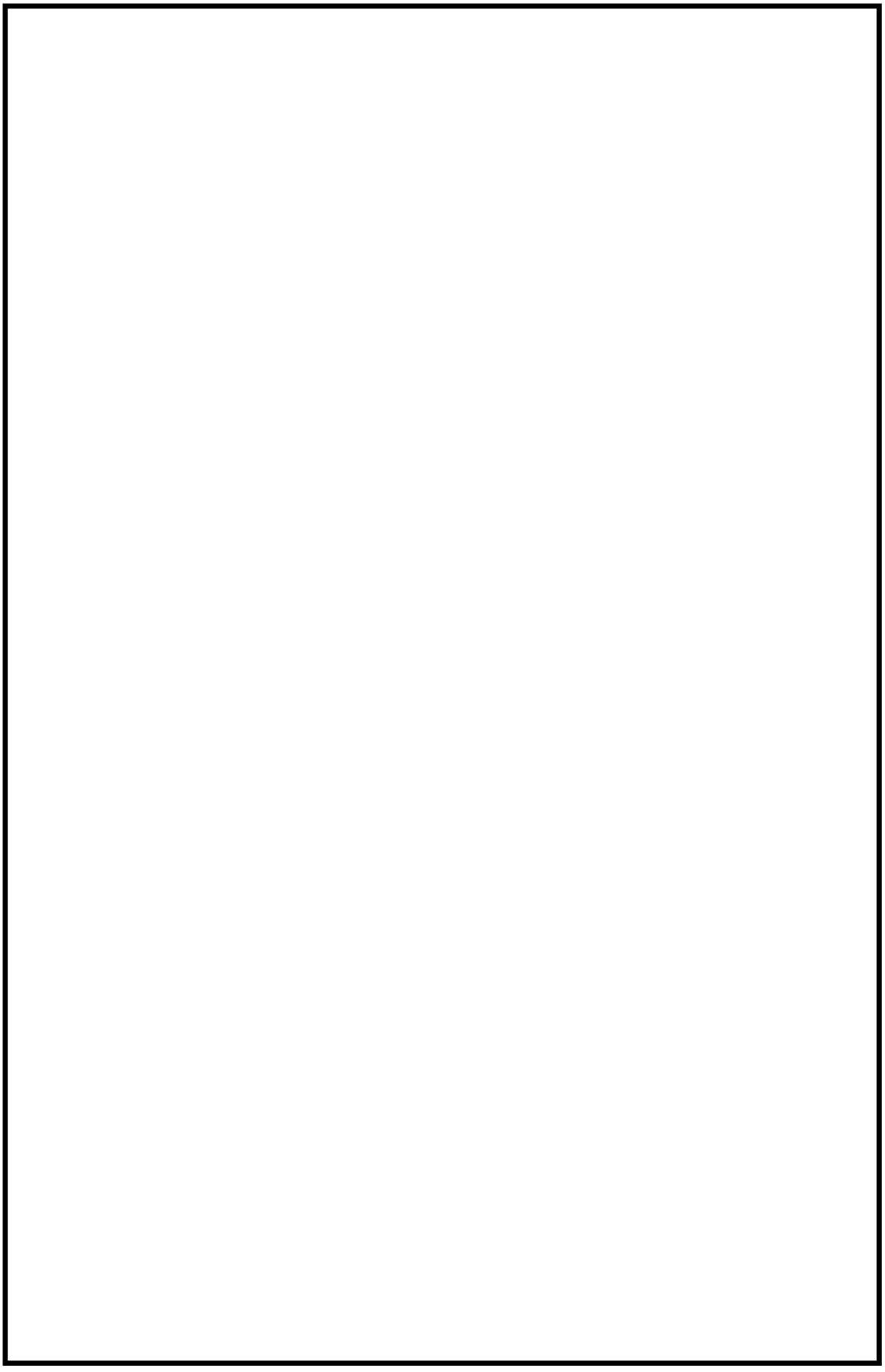


図 6-1　6 号炉ホース敷設例

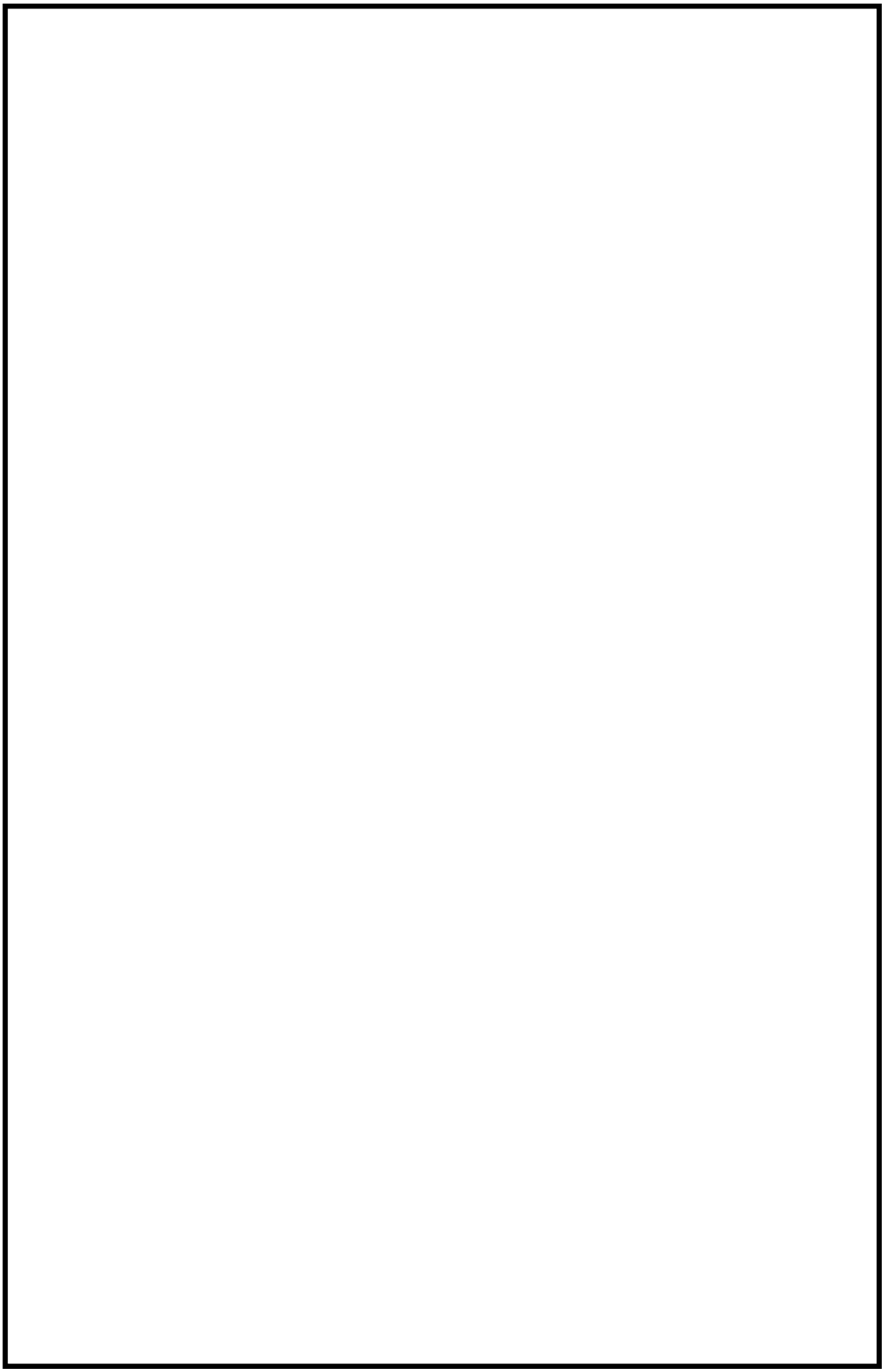


図 6-2　7 号炉ホース敷設例

○汚染水の流出経路及び対策概要

１．発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため，6 号及び 7 号炉の原子炉建屋への放水により発生した汚染水は，屋上から建屋雨水路を経由して，6 号及び 7 号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれ，雨水排水路集水桝を経由し，北放水口に至る。

その他の海洋への経路の可能性としては，上記雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際に，敷地に排水が溢れ，5 号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し，北放水口及び取水口に通じる経路が想定される。

２．放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するため，以下の対策を実施する。海洋への拡散抑制対策として用いる放射性物質吸着材及び汚濁防止設置位置を図 6-3 に，海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを図 6-4 に示す。

（１）6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝へ放射性物質吸着材の設置

放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を実施する必要がある場合は，原子炉建屋への放水により汚染した水が，原子炉建屋雨水路を経由して，6 号及び 7 号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため，下流の雨水排水路集水桝 2 箇所を優先させ，放射性物質吸着材を設置し，放射性物質の拡散を抑制する。

（図 6-3-①，図 6-4-①）

（２）その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置

（１）のとおり，原子炉建屋への放水により発生した汚染水の海洋までの主要な経路となる雨水排水路集水桝に放射性物質吸着材を設置することとしているが，当該雨水排水路の損傷等により，汚染水が敷地に溢れた場合に，その他の海洋への経路の可能性がある。具体的流路としては，5 号炉の雨水排水路及び防潮堤下部のフラップゲートであるが，5 号炉の雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口に放射性物質吸着材を設置し，放射性物質の拡散を抑制する。

（図 6-3-②，図 6-4-②）

（３）北放水口への汚濁防止膜の設置

その後，汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報，津波警報が出ていない又は解除された）な場合，汚濁防止膜を設置する。なお， 6 号及び 7 号炉への放水により発生した汚染水は，各号炉の雨水排水路を経由し，北放水口に導かれるため，北放水口に汚濁防止膜を設置する。

（図 6-3-③，図 6-4-③）

（４）取水口への汚濁防止膜の設置

6 号及び 7 号炉雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には，敷地に排水が溢れ，5 号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラッ

プゲートを経由し，北放水口及び取水口に導かれる。また，放水によって，原子炉建屋の内部に滞留した汚染水は，原子炉建屋からタービン建屋を経由して建屋外へ通じる配管によって，取水及び放水ピットを通じ取水路及び放水路へと流出し，最終的に海洋へ流出する。そのため，前項の対策に加え，取水口へも汚濁防止膜を設置することで，放射性物質の拡散を抑制する。ただし，原子炉建屋の内部に滞留した汚染水が海洋へ流出するのは，放射線管理区域と非管理区域の境界壁，原子炉建屋及びタービン建屋の外壁，建屋外へ通じる配管等，複数の障壁の損傷が重畳した場合に限られ，障壁の通過には時間余裕があると考えられる。

（図 6-3-④，図 6-4-④）

（５）北放水口及び取水口への汚濁防止膜の設置（2 重目）

それぞれ 1 重目の汚濁防止膜を設置完了後，放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため，2 重目の汚濁防止膜を設置する。

（図 6-3-⑤，図 6-4-⑤）

なお，（２），（３）の作業は，異なる要員で対応できる場合は，並行して作業を実施することが可能である。

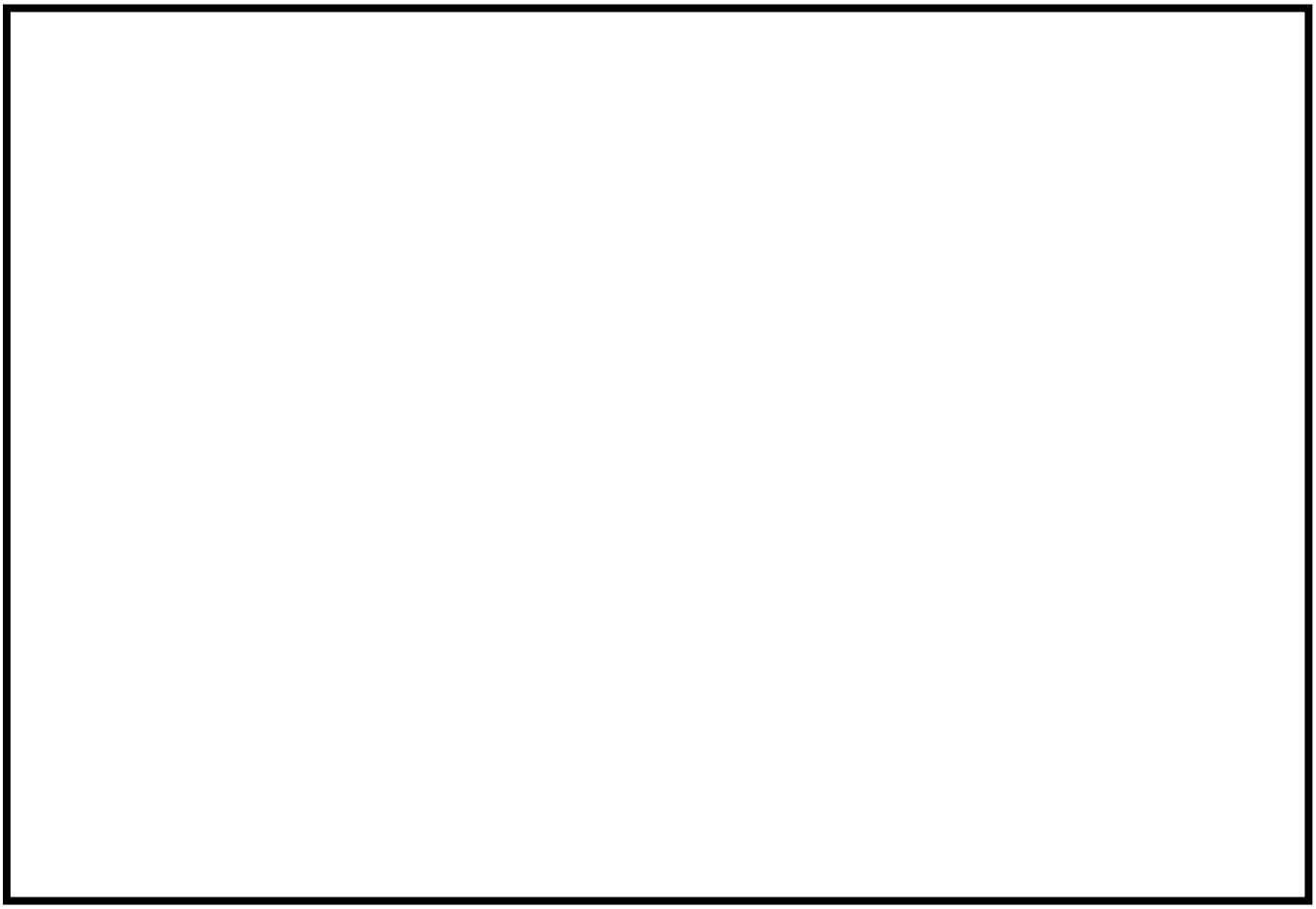
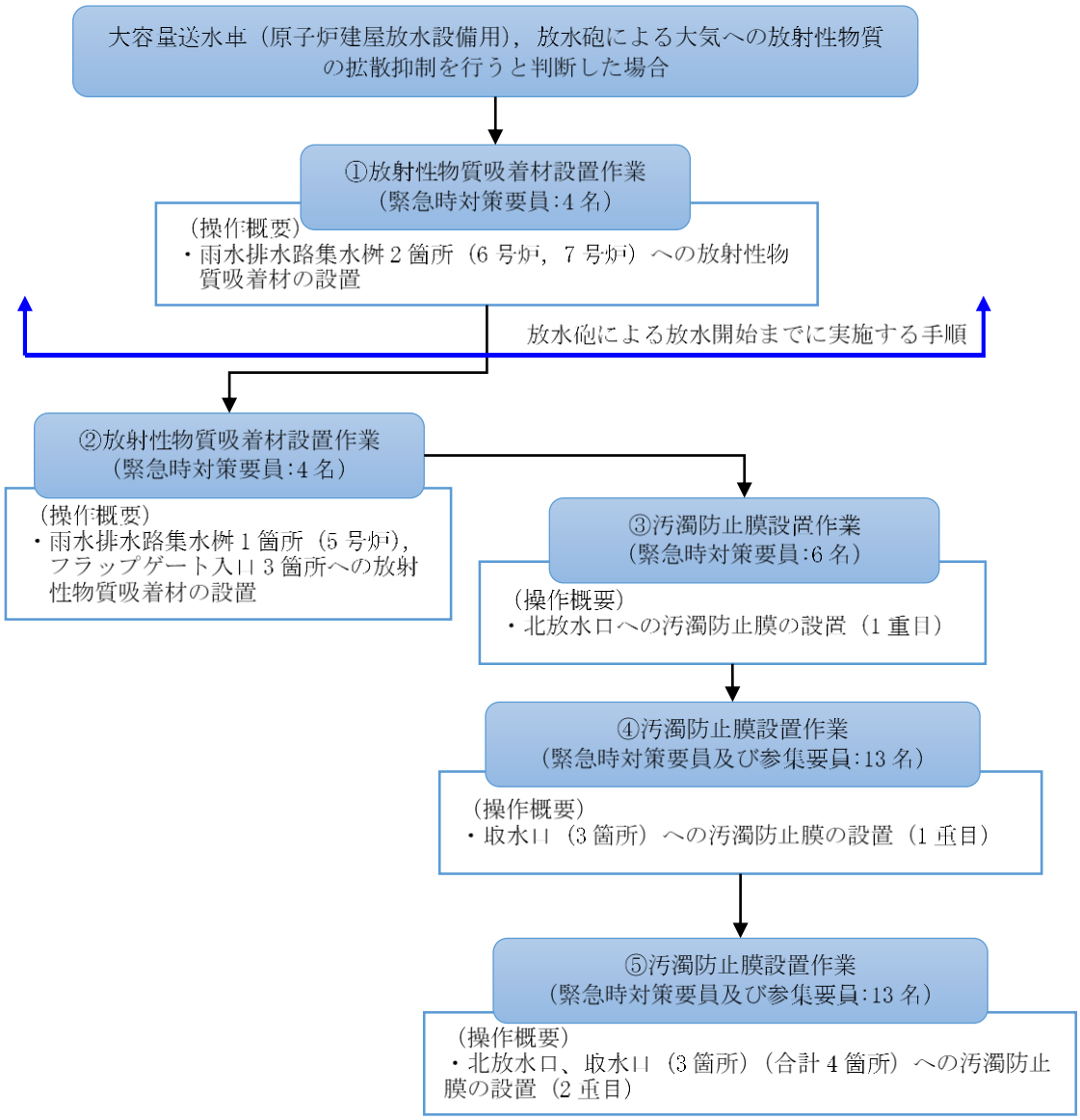


図 6-3　放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置位置図



②，③の作業は，異なる要員で対応できる場合は，並行して実施することが可能。

図 6-4　海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-7
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

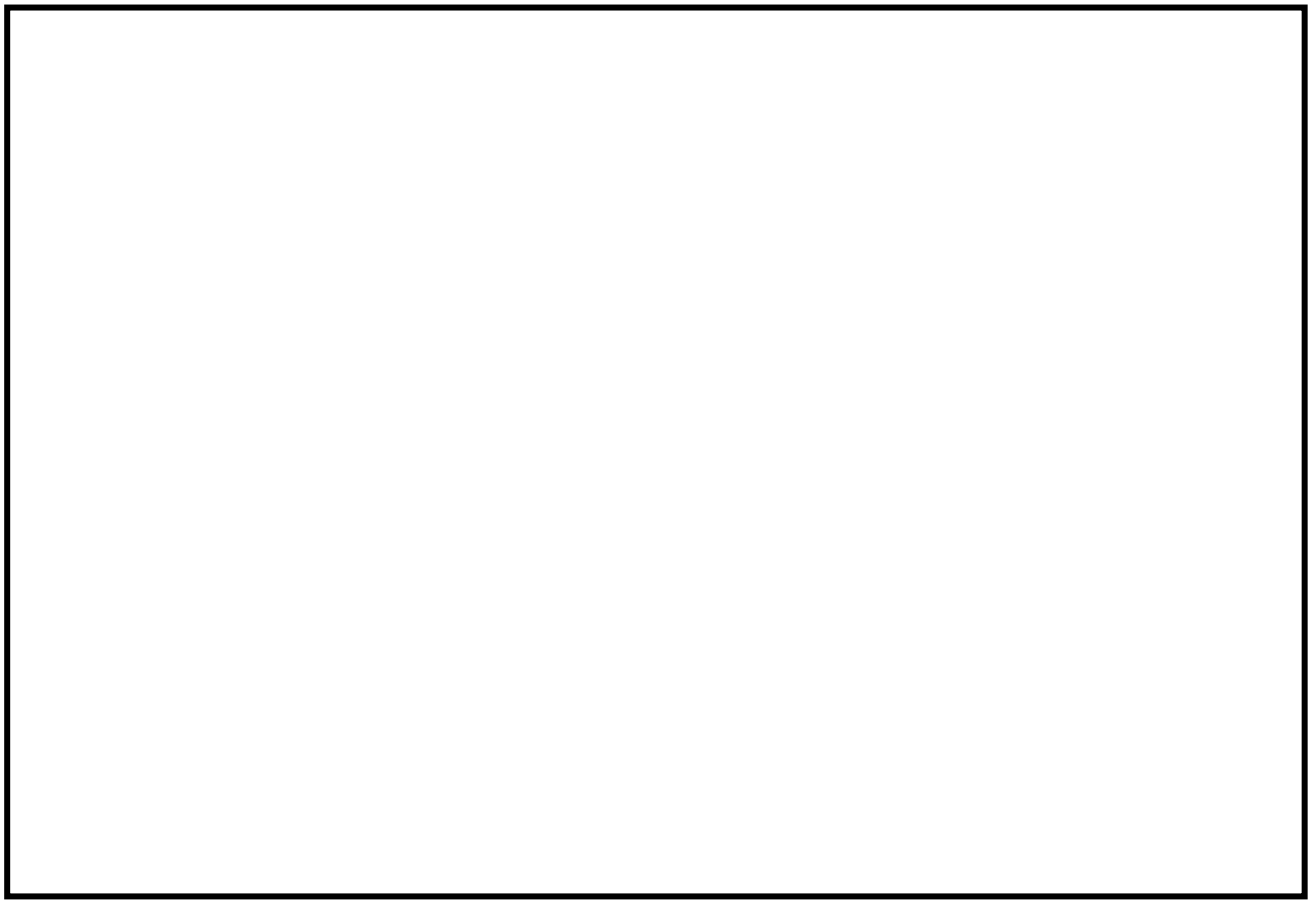


図 7-1　保管場所及びアクセスルート図

図 7-2　地震・津波発生時のアクセスルート図

図 7-3　森林火災発生時のアクセスルート図

図 7-4　中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

55-8
その他設備

1. その他設備

1.1　原子炉建屋放水設備を使用する際の監視設備

大気への放射性物質の拡散を抑制するため，原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，ガンマカメラ又はサーモカメラを用いて原子炉建屋から漏えいする放射性物質又は放射性物質とともに放出される水蒸気等の熱源を監視する。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。

1.2　航空機燃料火災に対する初期消火設備（初期対応における延焼防止処置）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に，化学消防自動車単独，又は，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車により初期対応における延焼防止処置を実施する。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。

本系統は，使用可能な淡水源がある場合は，防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし，使用可能な淡水源がない場合は，海水を使用する。

大型化学高所放水車を使用する場合は，泡消火薬剤備蓄車を接続するとともに，化学消防自動車又は，水槽付消防ポンプ自動車にて水源から取水し，大型化学高所放水車に送水する。（図 8-1）

化学消防自動車を使用する場合は，単独，又は，泡消火薬剤備蓄車を接続し，化学消防自動車にて水源から取水し，泡消火を実施する。（図 8-2）

図 8-1　大型化学高所放水車による泡消火

図 8-2　化学消防自動車による泡消火

56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

目次

56-1　SA設備基準適合性一覧表
56-2　配置図
56-3　系統図
56-4　試験及び検査
56-5　容量設定根拠
56-6　接続図
56-7　保管場所図
56-8　アクセスルート図
56-9　その他設備
56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

56-1
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 56 条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					復水貯蔵槽	類型化区分	サプレッション・チェンバ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	［配置図］56-2　［系統図］56-3		［配置図］56-2　［系統図］56-3	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）	C	容器（タンク類）	C
			関連資料		［試験及び検査説明］56-4		［試験及び検査説明］56-4	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ	本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］56-3		［系統図］56-3	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外	対象外	対象外
				関連資料	－		－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の容量等を補うもの	C	ＤＢ施設の系統及び機器の容量が十分	B
			関連資料		［容量設定根拠］56-5		［容量設定根拠］56-5	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外	（共用しない設備）	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的の SA 設備なし）	対象外
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	［配置図］56-2		［配置図］56-2	

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56条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	類型化区分	大容量送水車（海水取水用）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ	海水を通水又は海で使用	Ⅰ
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	［保管場所図］56-7　［系統図］56-3		［保管場所図］56-7　［系統図］56-3	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 弁操作 接続作業	Bc Bd Bg Bf	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Bc Bd Bf
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ，弁	A，B	ポンプ	A
			関連資料		［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ba	本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		［系統図］56-3		［系統図］56-3	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	［試験及び検査］56-4		［試験及び検査］56-4	
		第6号	設置場所		現場操作	Aa	現場操作	Aa
			関連資料		［系統図］56-3［接続図］56-6		［系統図］56-3［接続図］56-6	
	第3項	第1号	可搬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	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		［容量設定根拠］56-5		［容量設定根拠］56-5	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C	より簡単な接続	C
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	Ａａ	複数の機能で同時に使用	Ａａ
			関連資料		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		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）	－	（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		［接続図］56-6		［接続図］56-6	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ	屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		［保管場所図］56-7		［保管場所図］56-7	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		［アクセスルート図］56-8		［アクセスルート図］56-8	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象ＤＢ設備有り）-屋内	Ａａ	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	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ	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	［系統図］56-3［接続図］56-6［保管場所図］56-7		［系統図］56-3［接続図］56-6［保管場所図］56-7	

56-2
配置図

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

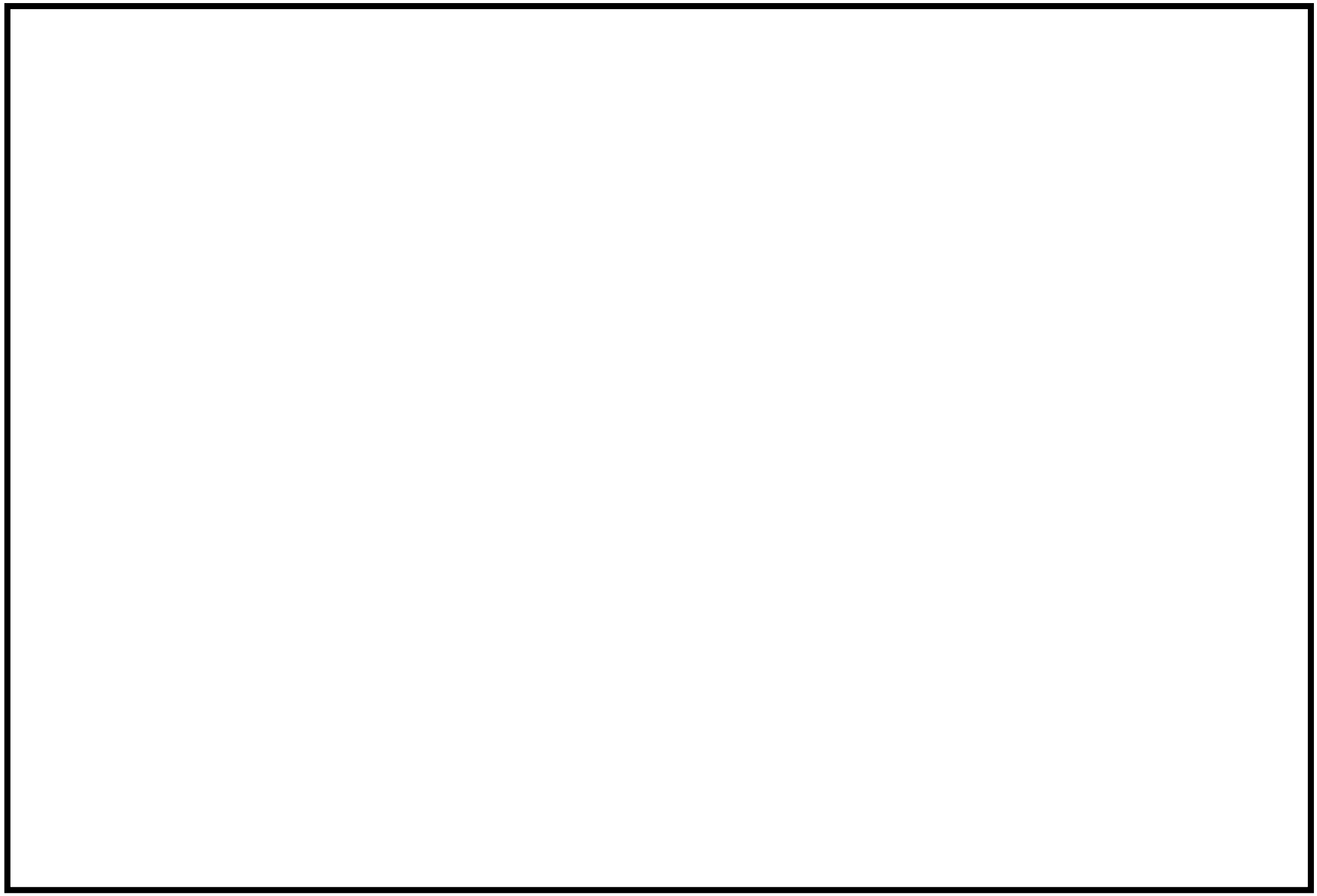


図 56-2-1　水源配置図(復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ)

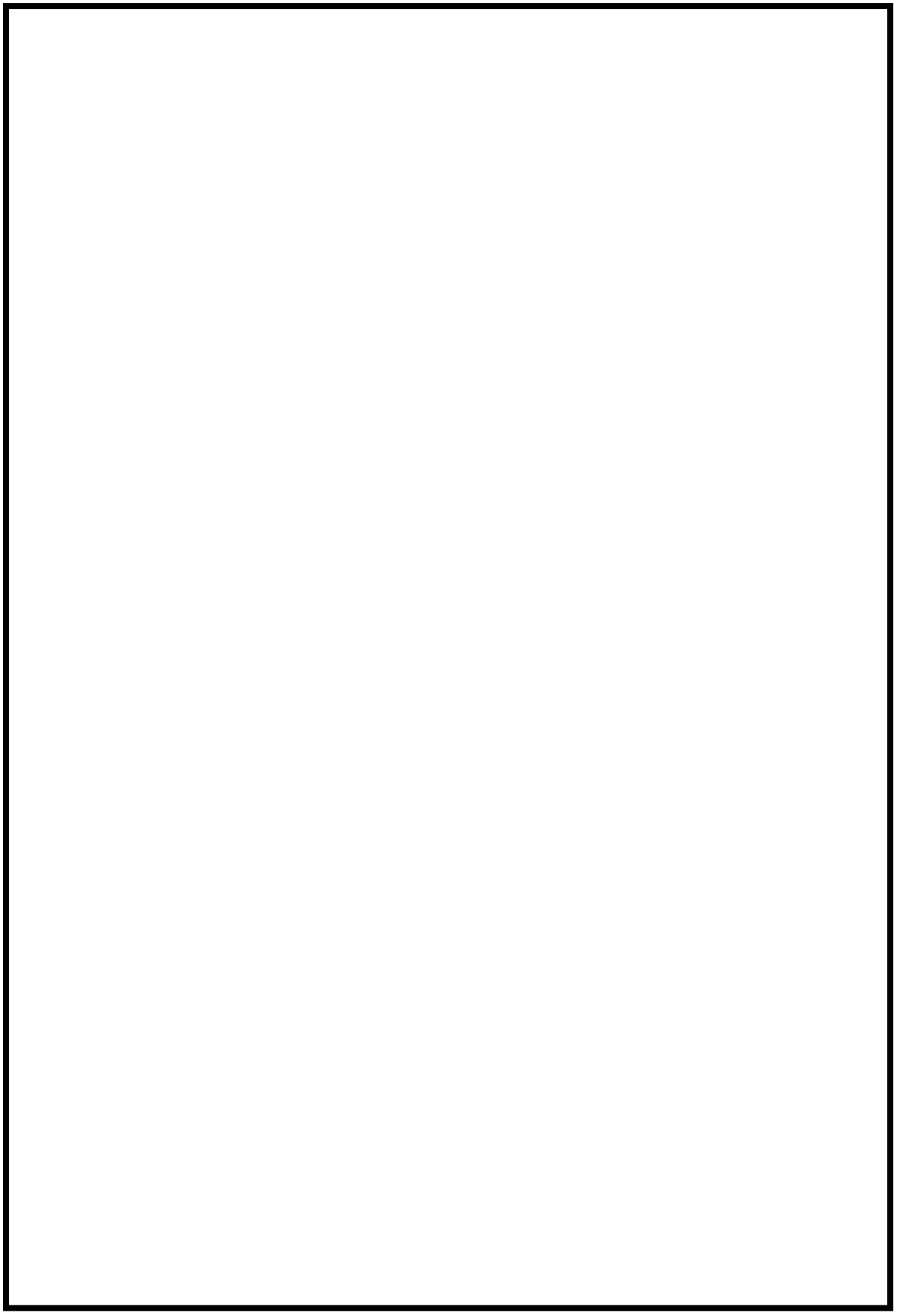


図 56-2-2　水源配置図(サプレッション・チェンバ)

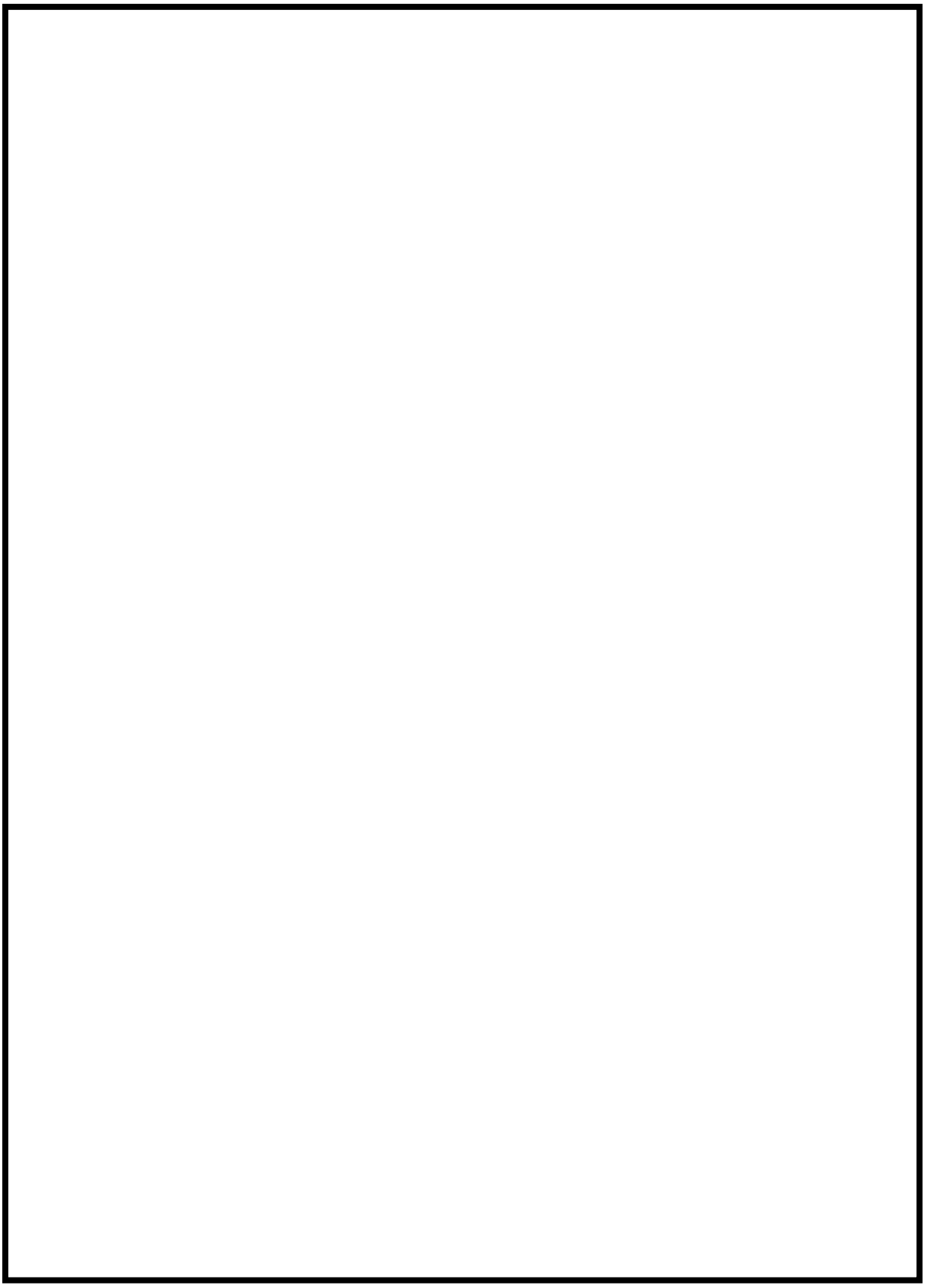


図 56-2-3　水源配置図(復水貯蔵槽)

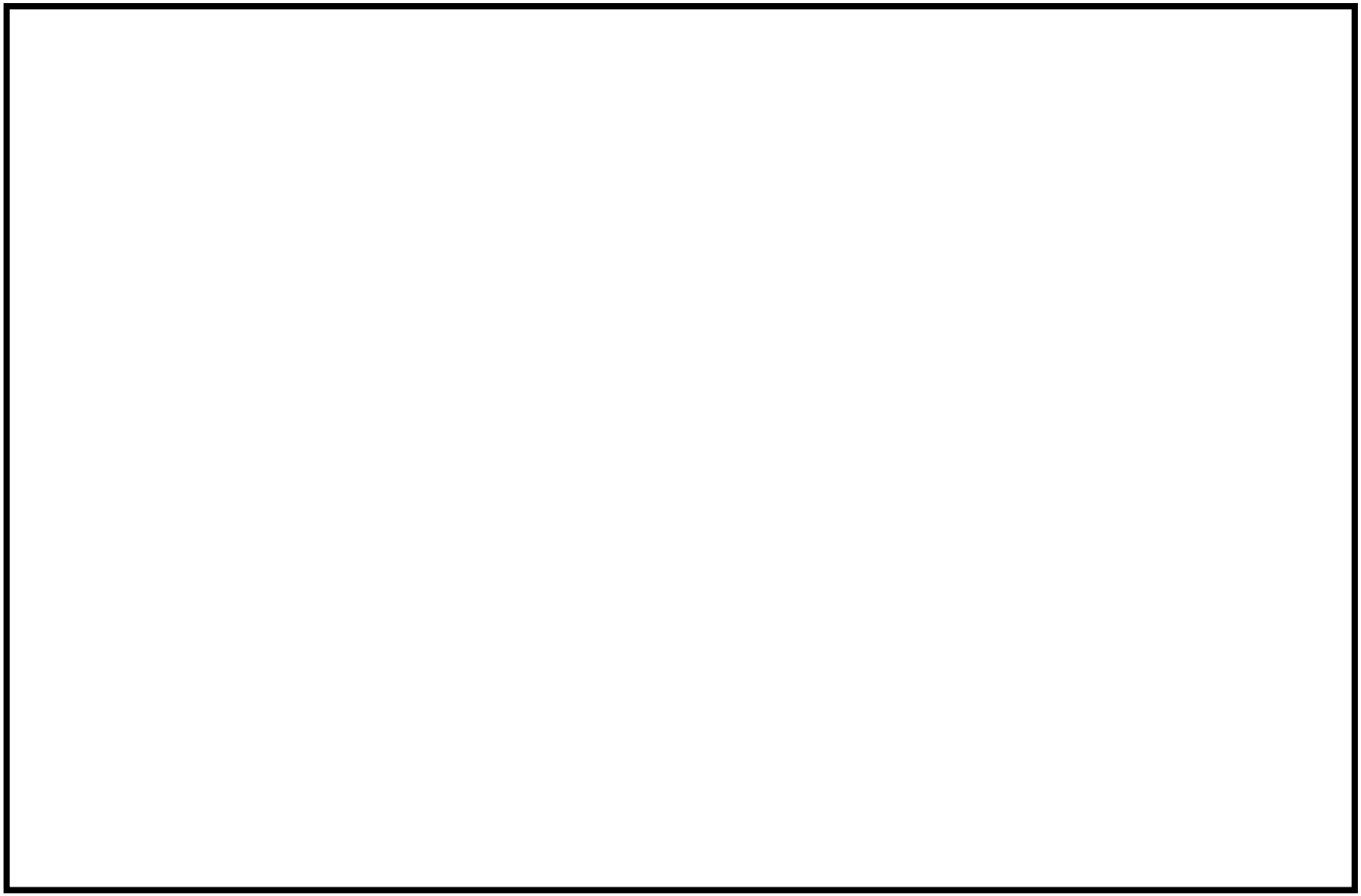


図 56-2-4　代替淡水源配置図(淡水貯水池，防火水槽，海水取水箇所)

56-3
系統図

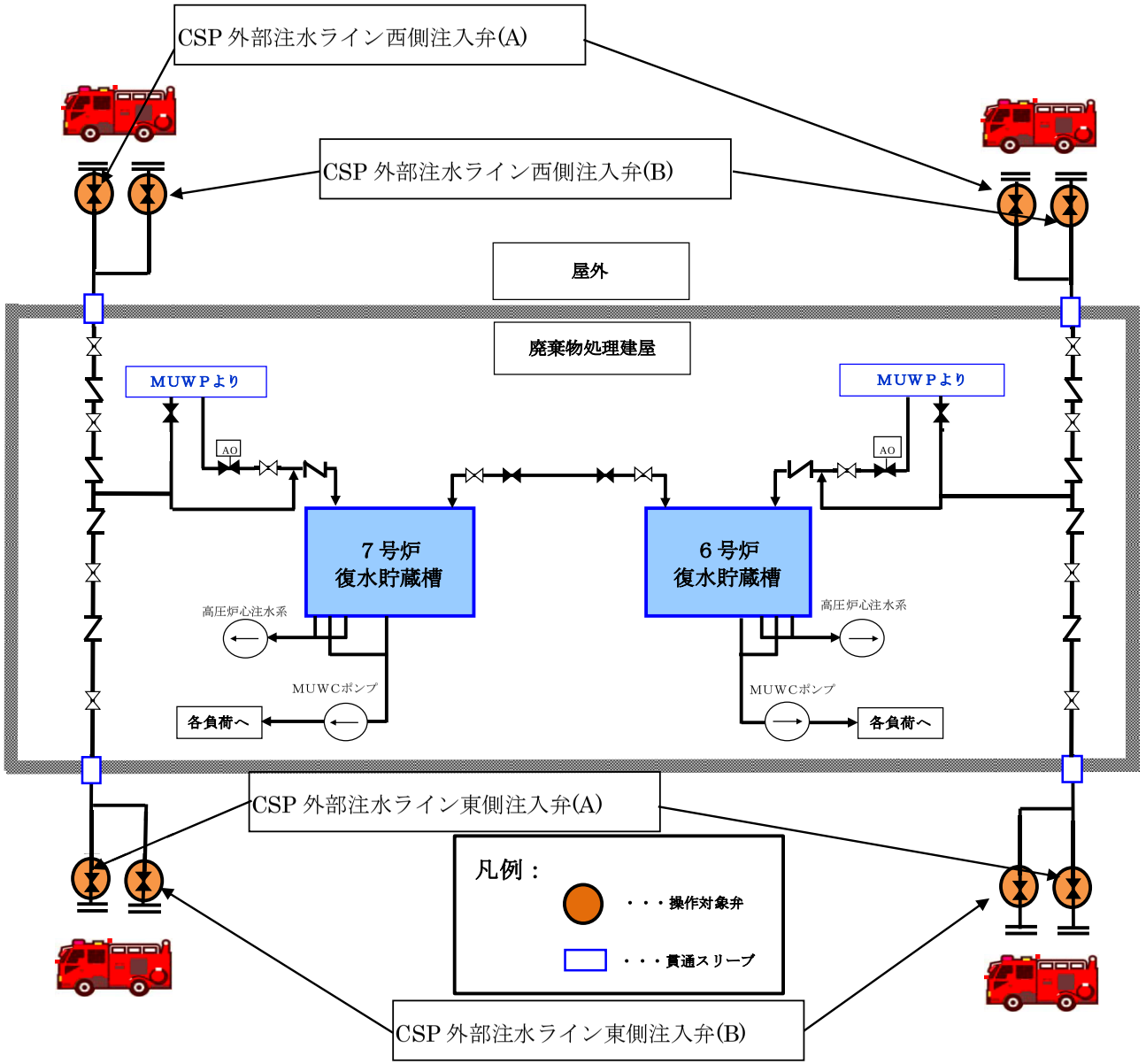


図 56-3-1　系統概要図（可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への供給）

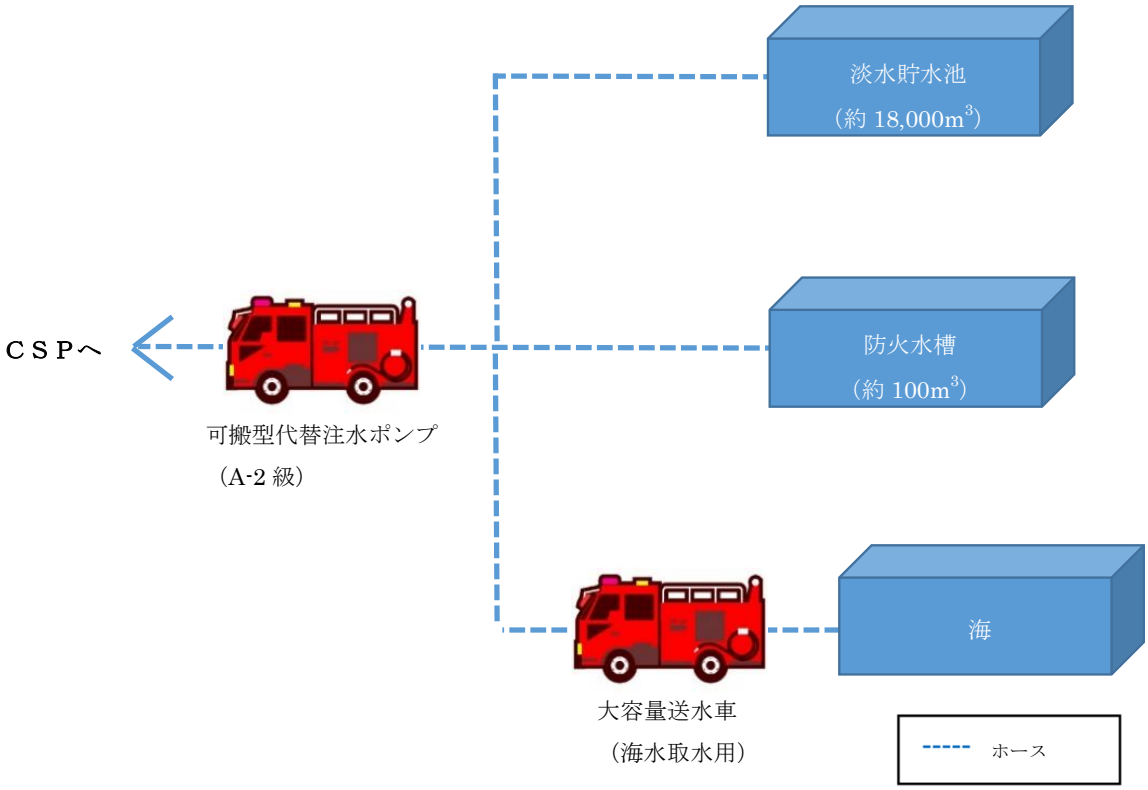


図 56-3-2　系統概要図(各種水源による可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への供給)

56-4
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

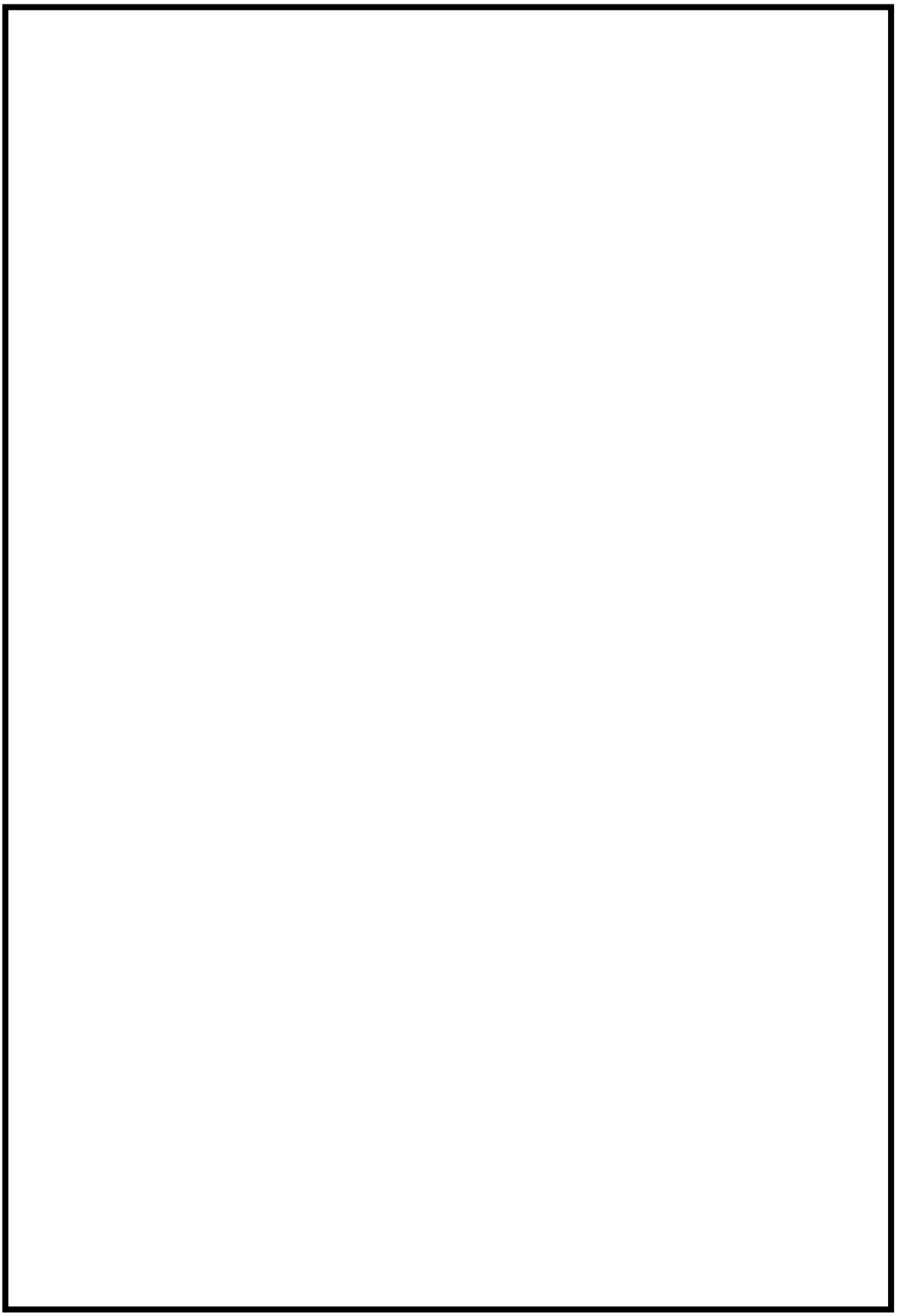


図 56-4-1　構造図（6 号炉復水貯蔵槽）

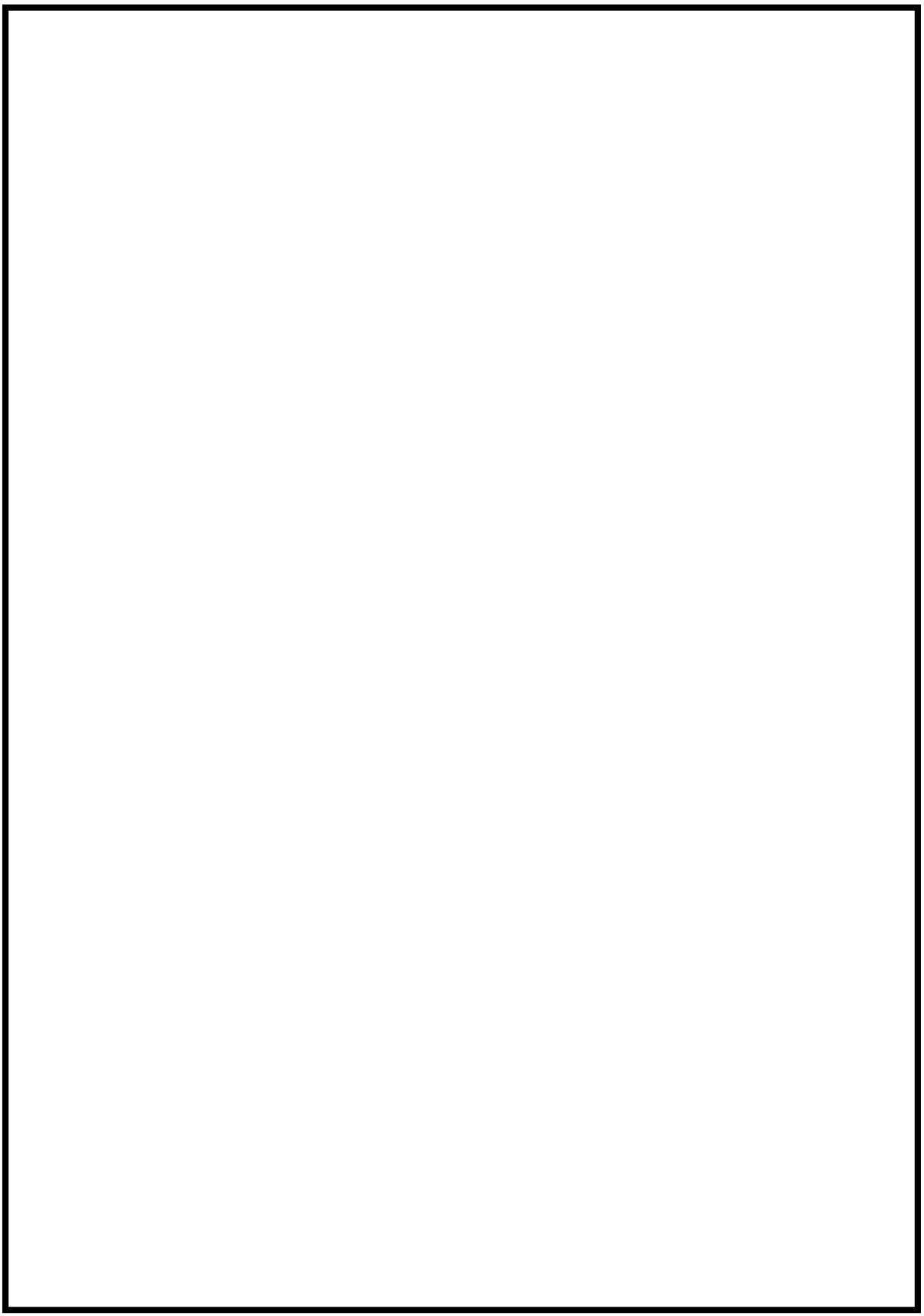


図 56-4-2　構造図（7 号炉復水貯蔵槽）

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
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）樹脂ストレーナ	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ（A）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水貯蔵槽	1	開放点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による	－	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装　１式	C, 1,3	特性試験	１Ｃ 又は１３Ｍ	－	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁　１式	C	機能・性能試験	１Ｃ	－	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構　２０５本	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース　２０５個（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機　２０５台（全数）	2	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部　２０５本（全数）	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系設備検査（その３）	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動水ポンプ（A）	3	分解点検	３９Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ） （潤滑油診断　６Ｍ）
	制御棒駆動水ポンプ（B）	3	分解点検	３９Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ） （潤滑油診断　６Ｍ）

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	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器（C）	3	開放点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（A）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（B）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（C）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（D）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（E）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩塔（F）樹脂ストレーナ	3	開放点検	６５Ｍ	－	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	１０４Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ（A）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）	3	分解点検	５２Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	原子炉冷却系統設備検査（その１）	定検停止中
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	定検停止中
	復水移送ポンプ（A）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ（B）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水移送ポンプ（C）電動機	3	分解点検	７８Ｍ	－	定検停止中 （振動診断　１Ｍ） （赤外線診断　６Ｍ）
			機能・性能試験	Ｂ	電動機検査（その１）	定検停止中
	復水貯蔵槽	1	開放点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
制御棒	制御棒	A	外観点検 （ボロンカーバイト型）	照射量による	－	定検停止中
			外観点検 （ハフニウムフラットチューブ型）	１Ｃ	－	定検停止中
			取替	照射量による	－	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装　１式	B,C,1	特性試験	１Ｃ 又は１３Ｍ	－	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁　１式	A	機能・性能試験	１Ｃ	－	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構　２０５本	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構　２０５本	1	機能・性能試験	１Ｃ	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体　２０５本（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ （２５％）	制御棒駆動機構分解検査(ABWR)	定検停止中
			分解点検	１３０Ｍ （２５％）	制御棒駆動水圧系設備検査（その１）	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース　２０５個（全数）	1	分解点検	１３０Ｍ	制御棒駆動機構分解検査(ABWR)	定検停止中

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
	濃縮廃液ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	休止設備 ※暦月管理
			簡易点検 （潤滑油交換） （センタリング）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（Ａ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	濃縮廃液ポンプ電動機（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	休止設備 ※暦月管理
	濃縮廃液タンク（Ａ）	3	開放点検	３１１Ｍ※	－	※廃液抜き取り後本格点検実施 ※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	濃縮廃液タンク（Ｂ）	3	開放点検	３１１Ｍ※	－	休止設備 ※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（Ａ種試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	開放点検	１３Ｍ	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系　２９台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　２４台	A	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	弁グランド部漏えい処理系　１台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	A	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００２	1	分解点検	６５Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ００３	1	分解点検	６５Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１０	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１１	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｔ３１－Ｆ０１２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中

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	検査名	備　考 （ ）内は適用する設備診断技術
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＦ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＦ逆洗水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ａ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
			簡易点検 （センタリング） （潤滑油交換）	４７Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ａ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水移送ポンプ（Ｂ）電動機	3	分解点検	８３Ｍ※	－	※暦月管理
	ＣＵＷ逆洗水受タンク	3	開放点検	１３１Ｍ※	－	※暦月管理
			非破壊試験	Ｂ	固体廃棄物処理系容器検査	
原子炉格納容器	原子炉格納容器（Ａ種試験）　１式	1	漏えい試験	１Ｃ	原子炉格納容器漏えい率検査	定検停止中
	原子炉格納容器	1	外観点検	１３Ｍ	－	定検停止中
原子炉格納容器隔離弁	残留熱除去系　２９台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	不活性ガス系　１６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉冷却材浄化系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	可燃性ガス濃度制御系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	廃棄物処理系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	試料採取系　８台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	復水補給水系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	移動式炉心内計装系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	漏えい検出系　４台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	サプレッションプール浄化系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	弁グランド部漏えい処理系	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ系　４台	2	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉補機冷却系　６台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	換気空調補機常用冷却水系　３台	1	機能・性能試験	１Ｃ	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
	主蒸気管ドレン系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	炉水サンプル系　２台	1	機能・性能試験	１Ｃ	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５１Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ａ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｂ２１－Ｆ０５２Ｂ	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００７	1	分解点検	１３０Ｍ	－	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｃ４１－Ｆ００８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００２	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１７	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｇ３１－Ｆ０１８	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ００４	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中
	原子炉格納容器隔離弁　Ｋ１１－Ｆ１０３	1	分解点検	１３０Ｍ	原子炉格納容器隔離弁分解検査	定検停止中

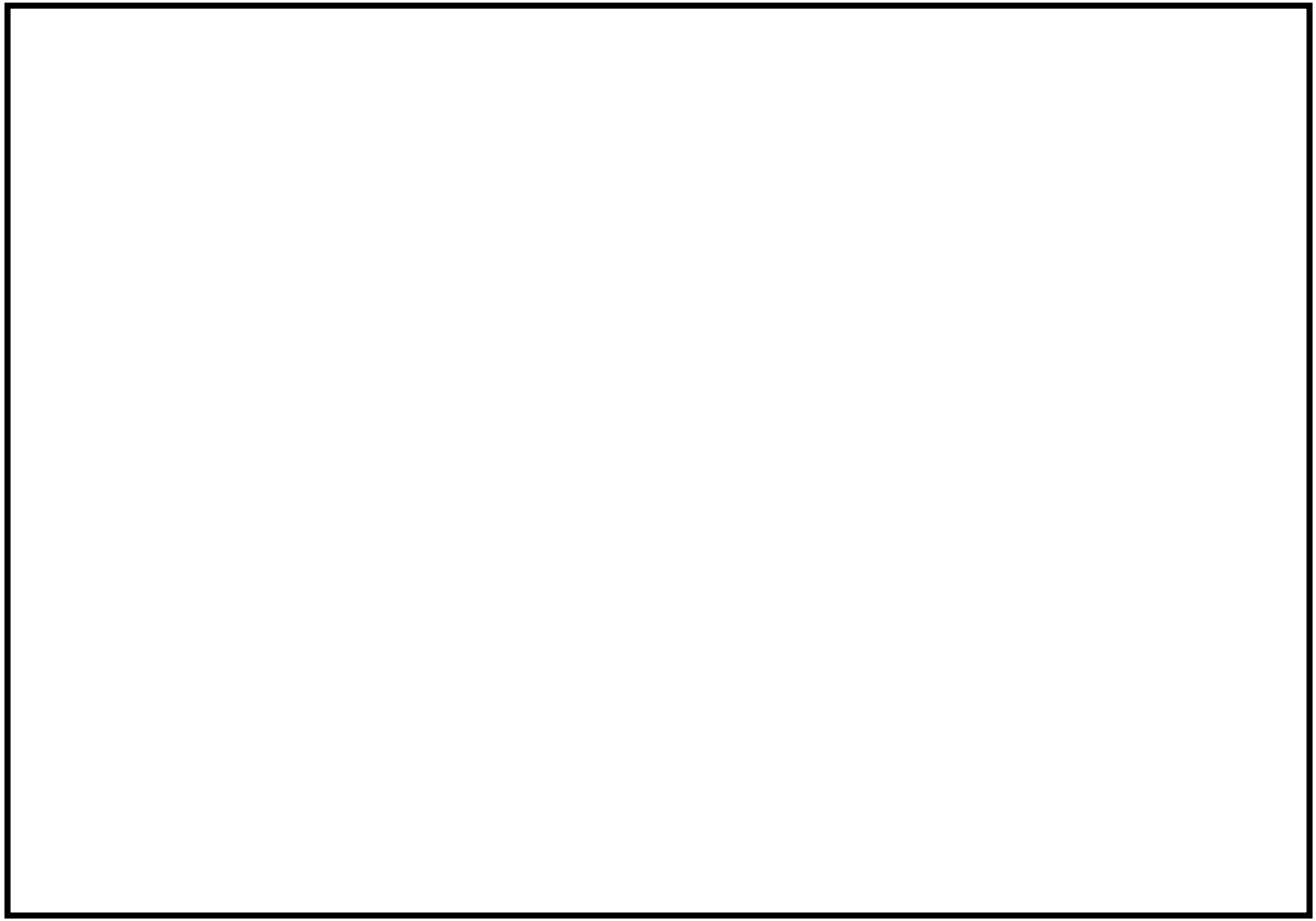


図 56-4-3　運転性能検査系統図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））

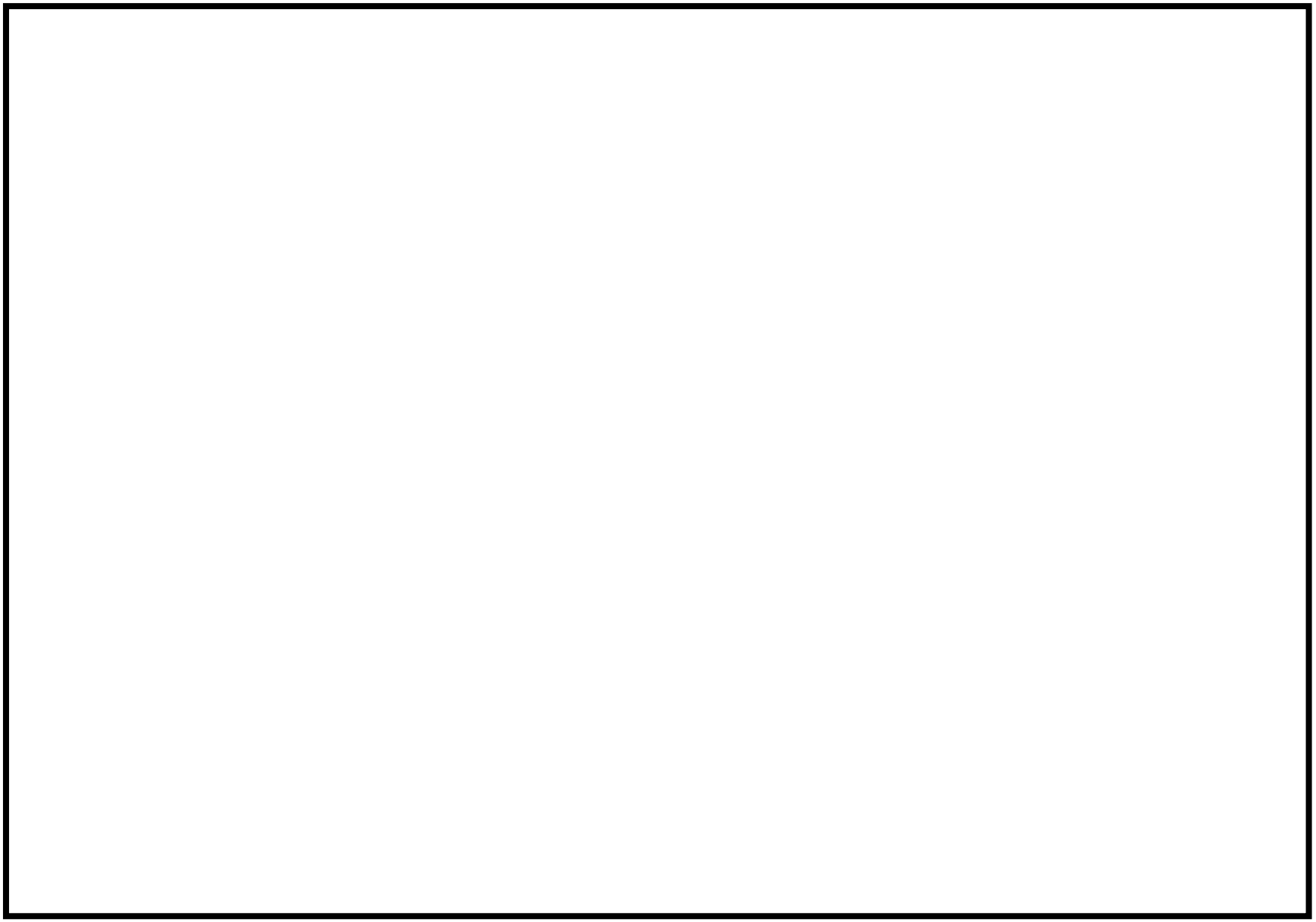


図 56-4-4　運転性能検査系統図（大容量送水車（海水取水用））

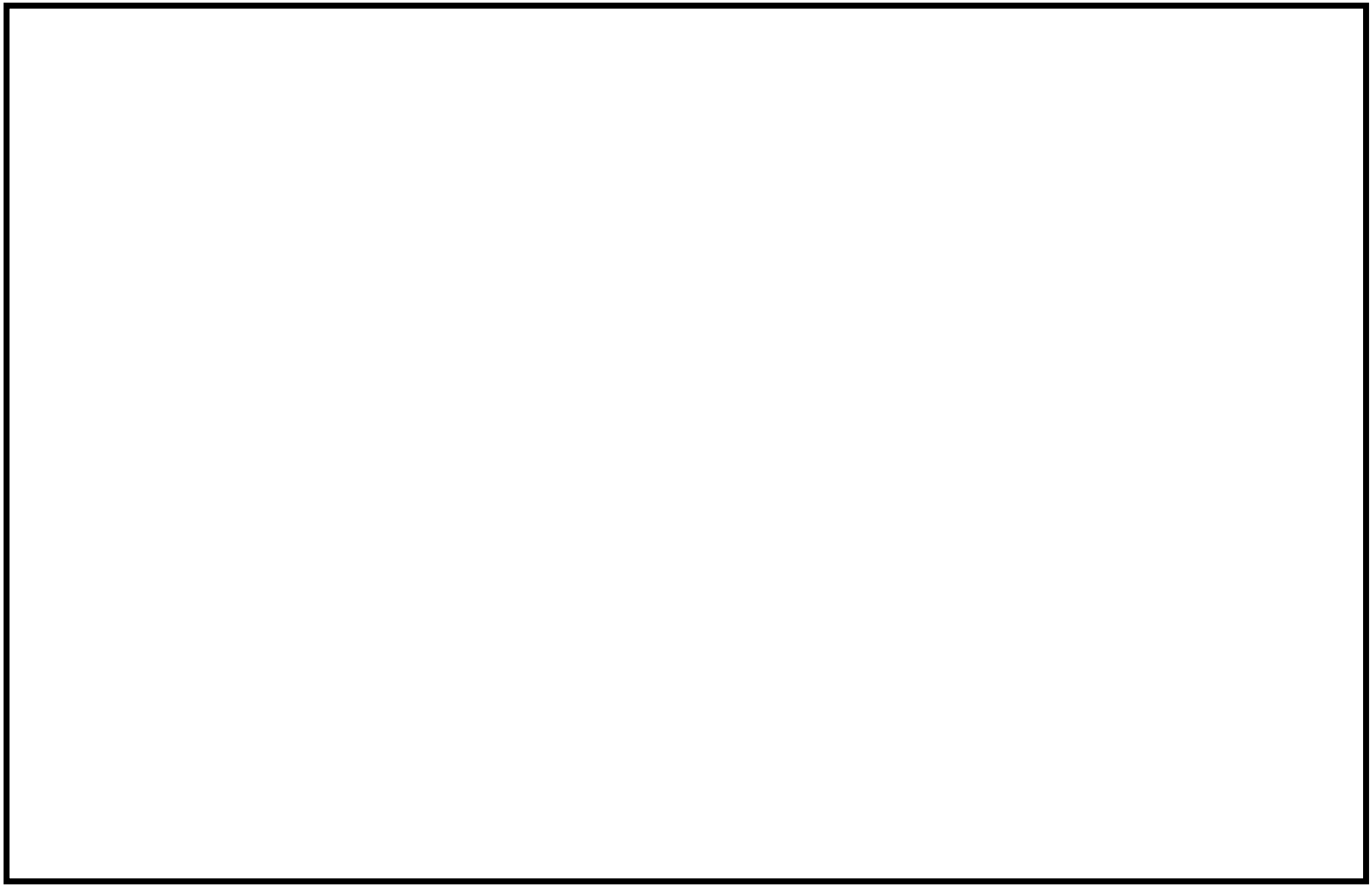


図 56-4-5　構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））

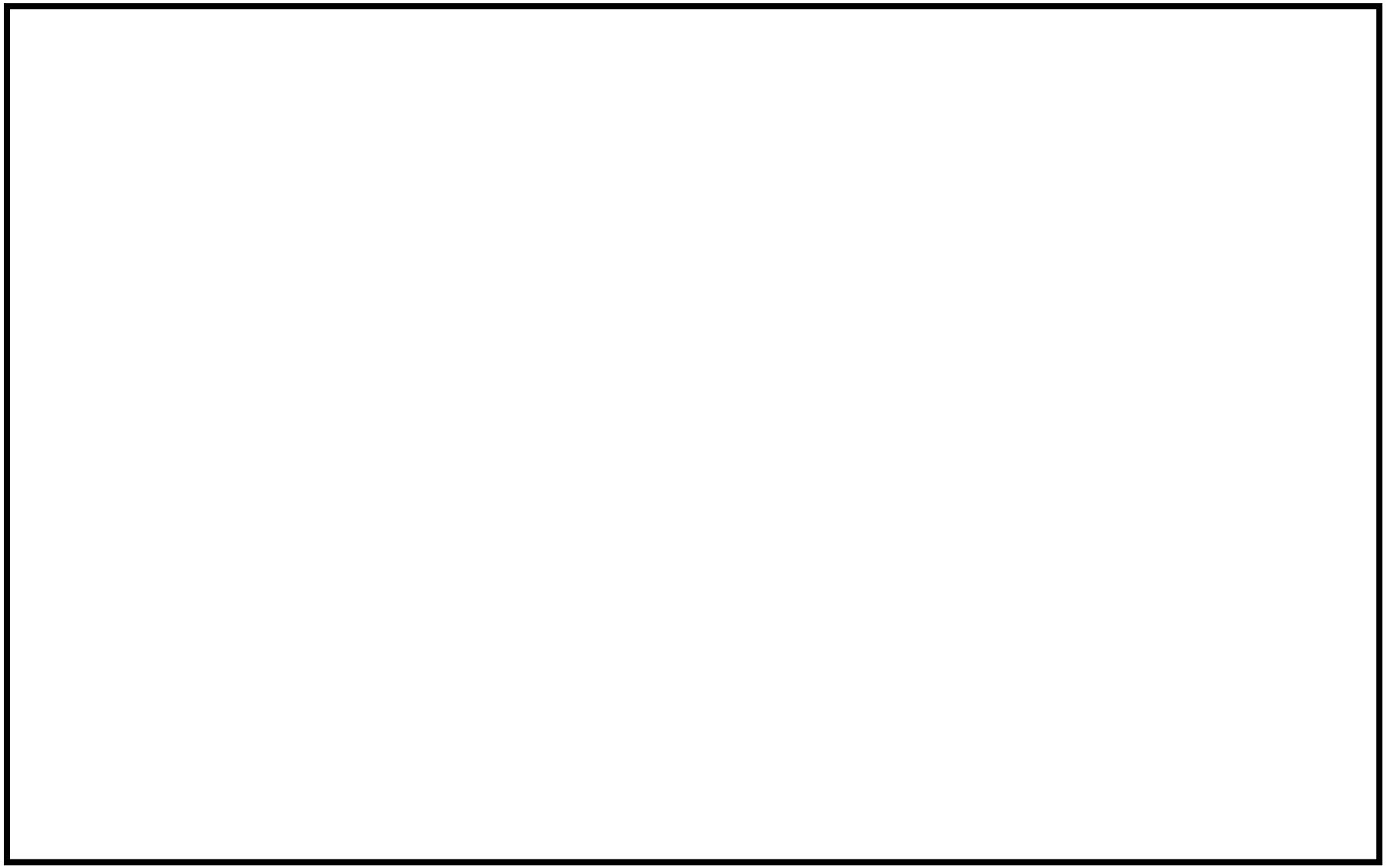


図 56-4-6　構造図（大容量送水車（海水取水用））

56-5
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

名　　称		復水貯蔵槽
容量	m^3	1,700（注 1），(2,100（注 2))
機器仕様に関する注記		注１：最低貯水量を示す 注２：公称値を示す

復水貯蔵槽は，重大事故等の収束に必要となる淡水又は海水を供給するための水源として設置する。

１．容量　1,700m^3（注 1）(2,100m^3（注 2))

復水貯蔵槽は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての容量が，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水を供給するまでの間に必要な容量を有しているため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

重大事故等対策の有効性評価で想定する各事故シーケンスのうち，復水貯蔵槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは，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－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用である。これらは，過渡事象を起因事象とし，かつ，発電用原子炉への全ての注水機能が確保できないとして，炉心損傷を進展させた場合について評価する事故シーケンスである。

当該事故シーケンスにおいては，号炉あたり 7 日間で約 2,700m^3 の水を使用する。当該使用量は復水貯蔵槽の最低貯水量約 1,700m^3/号炉を上回るが，図 56-5-1 に示すとおり，復水貯蔵槽が枯渇（事象発生から約 14 時間後）する前に，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水の供給を開始（事象発生から約 12 時間後）することにより，復水貯蔵槽が枯渇することはない。従って，復水貯蔵槽は最低貯水量約 1,700m^3/号炉を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

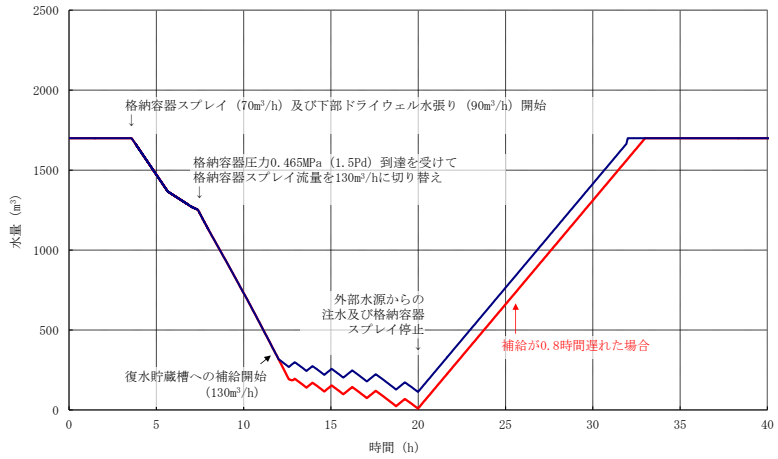


図 56-5-1　復水貯蔵槽の水量変化

水使用パターン
①格納容器下部注水
原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始(約 90m³/h で 2 時間)。
原子炉圧力容器の破損後は崩壊熱相当で注水。
②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ
原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (70m³/h)。
原子炉圧力容器の破損以降，465kPa[gage]に到達以降は 130m³/h 以上で注水。
③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送
12 時間後から，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)4 台を用いて 130m³/h で淡水貯水池の水を
復水貯蔵槽へ給水する。

図 56-5-1 に示すとおり，事象発生から 12 時間以降は，可搬型代替注水ポンプを用いて，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水又は海水を 130m³/h で復水貯蔵槽へ給水することで重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

また，この復水貯蔵槽への供給に対して，使用済燃料プールへの注水は，仮に発電用原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故 1 又は 2 が発生したとしても，燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも 3 日以上であり，図 56-5-1 右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。

以上より，復水貯蔵槽の容量については，最低貯水量 1,700m³（公称値 2,100m³）を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。なお，復水貯蔵槽への供給が遅れることになっても，事象発生から約 12.8 時間後までに供給を実施すれば復水貯蔵槽が枯渇することはない。

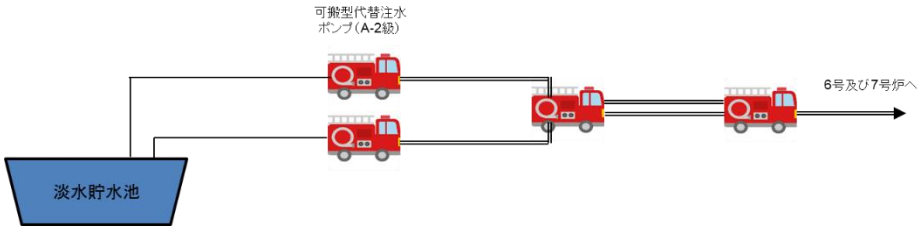
名　　称		可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
容量	m^3/h/台	130（注 1），（（120（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.04（注 1），（0.85（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.0
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	100
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：規格値量を示す

【設　定　根　拠】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は想定される重大事故等時において，代替淡水源(淡水貯水池及び防火水槽)の淡水若しくは海水を，事故収束に必要な水量を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時において，復水貯蔵槽への供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 4 台使用する。



系統概要図

1.容　量　130m^3/h（注 1）／120m^3/h(注 2)

復水貯蔵槽への供給として使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量の要求値は，運転中の発電用原子炉における重要事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しいシナリオとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用しない場合」シナリオに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量は 130m^3/h（注 1）である。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから，その規格上要求される 120m^3/h 以上（注 2）を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力　1.04MPa 以上（注 1）／0.85MPa（注 2）

復水貯蔵槽へ供給する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力は，静水頭，ホース直線敷設の圧損，ホース湾曲による影響，機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

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

【7 号炉 CSP 大容量接続口（西）】

静水頭	約	
ホース圧損	約	※1
ホース湾曲による影響	約	※1
機器類圧損	約	
合 計	約 1.04MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 56-5-9,10 参照。
なお，詳細設計においては，作業性及び他設備との干渉を考慮し，
ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力の要求値は，約 1.04MPa 以上とする。

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

図 56-5-2 に示すとおり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）はポンプの回転数を変更することで，容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

図 56-5-2　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

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

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

＜接続口側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 56-5-2 より，ポンプの必要回転数は，復水貯蔵槽への供給に必要となる流量（130m^3/h）及び吐出圧力（1.04MPa）を満足する 2800rpm とする。

図 56-5-3　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）NPSH

2800rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 56-5-3 の水頭に余裕を見込み，[redacted] m となる。

有効 NPSH は下記のとおり算出する。

有効 NPSH＝H_a＋H_n＋H_s－H_l－h_s　　・・・①

ここで，H_a：大気圧 [redacted]

H_n：上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吐出圧力

H_s：吸込揚程（上流側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との高低差）

H_l：吸込圧損

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

とする。

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

H_n＝[redacted]

H_s＝[redacted]

H_l＝[redacted]

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

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

＜中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 56-5-2 より，ポンプの必要回転数は，接続口側可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2600rpm とする。2600rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 56-5-3 の水頭に余裕を見込み，[redacted]m となる。

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

H_n＝[redacted]
H_s＝[redacted]
H_l＝[redacted]

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

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

＜淡水貯水池側　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）＞

図 56-5-2 より，ポンプの必要回転数は，中継用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に必要となる流量及び吐出圧力を満足する 2400rpm とする。2400rpm において，必要流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は，図 56-5-3 の水頭に余裕を見込み，[redacted] m とする。

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

H_n＝[redacted]
H_s＝[redacted]
H_l＝[redacted]

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

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

3.最高使用圧力　2.0MPa

復水貯蔵槽注水に必要となる吐出圧力は 1.04MPa 以上であるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧力が最大となるのは格納容器下部注水（可搬型）にて要求される吐出圧力（1.67MPa）であり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.67MPa を上回る圧力として 2.0MPa とする。

4. 最高使用温度　60℃

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

5. 原動機出力　100kW/台

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

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

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

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

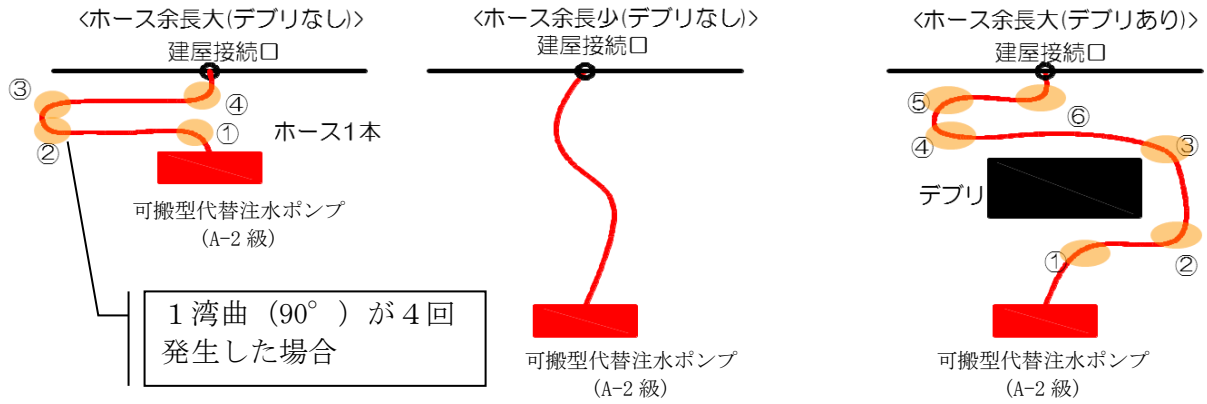


図 1　想定される消防ホースの引き回しパターン（イメージ）

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

○損失ヘッド fc

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

fc=0.068･･･［MPa］（ｉ）

を引用する。

○流速 v

v=Q/A

・Q=流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは，例示として，　90［m^3/h］の場合の計算を示す。

ホース 2 線で送水した場合，1 線あたり 45[m^3/h]＝0.75[m^3/min]となる。

・A＝管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから，75A のホースを使用した場合を想定すると，r=0.038［m］となる。よって，A=0.00454[m^2]

・流速 v=Q/A より

v=165.1982[m/min]

= 2.7533[m/s] ･･･(ⅱ)

○上記(ⅰ)(ⅱ)より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

hc＝fc×v^2/(2g)より，重力加速度 9.8[m/s^2]を用いて

hc＝0.068×(2.7533^2/(2×9.8))×3

＝0.079[m]

名　　称		大容量送水車（海水取水用）
流　　量	m^3/h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐　出　圧　力	MPa[gage]	0.20 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原　動　機　出　力	kW/個	[redacted]
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

大容量送水車（海水取水用）は，重大事故等時の復水貯蔵槽の淡水枯渇並びに，複数の代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）から，復水貯蔵槽への淡水供給が不能となる場合に，防火水槽又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ，海水を供給をするために設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の容量は，復水貯蔵槽へ供給を行うために 6 号炉，7 号炉で必要となる流量の合計 260 m^3/h から，余裕をみた流量とする。

なお，大容量送水車（海水取水用）の容量を上記のように設定することで，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する，有効性評価「格納容器過圧・過温破損」のシナリオで，評価上用いている格納容器スプレイ流量を上回るよう，復水貯蔵槽へ補給可能である。

2. 揚程の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の揚程は，下記を考慮する。

なお，6 号炉，7 号炉で共用のため，最もホース圧損が厳しくなる 6 号炉側の海水取水箇所から，海水を取水することを想定する。

①機器類の圧損　：　約 [redacted] MPa
②ホースの圧損　：　約 [redacted] MPa　※1
①～②の合計　：　約 0.20 MPa

※1　ホースについては保守的な想定で評価したものである。
湾曲の評価については 56-5-9 参照。
詳細設計においては，重大事故時のホースの取り回し，作業性，他設備の干渉を考慮し，ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

上記から，大容量送水車（海水取水用）の必要吐出圧力は 0.20MPa 以上とし，1.25MPa とする。

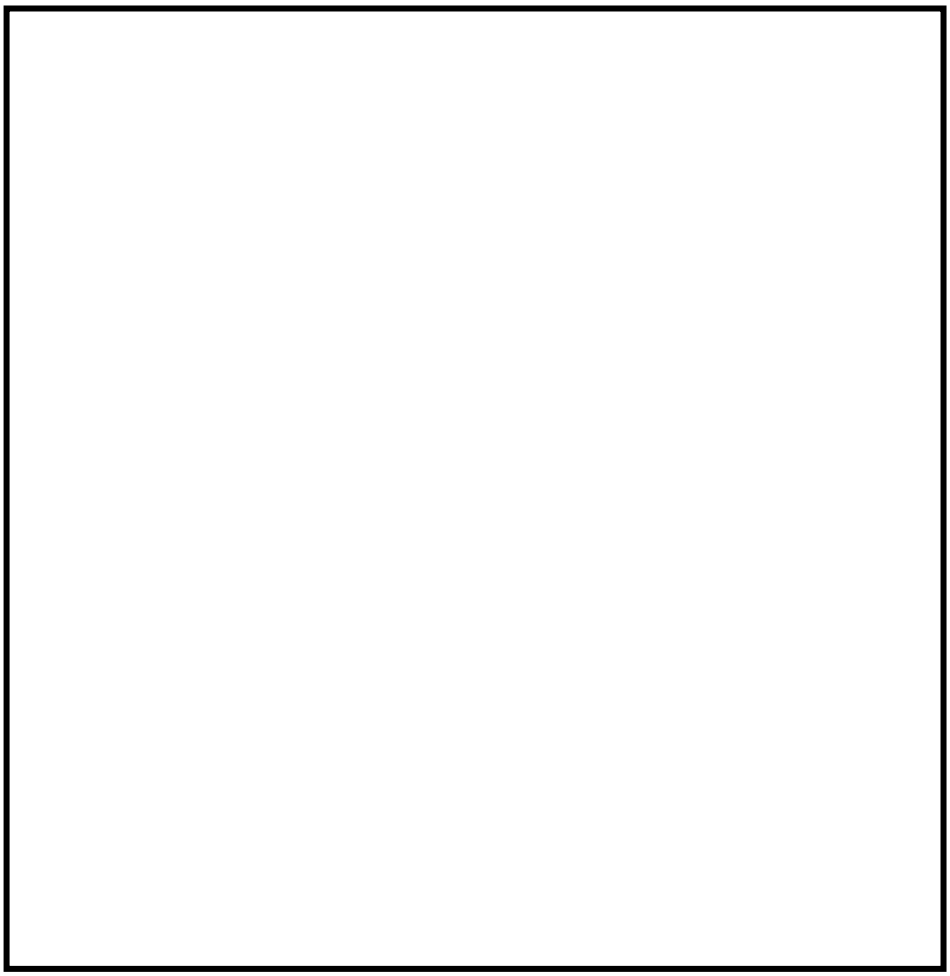


図 56-5-4　大容量送水車（海水取水用）送水ポンプ性能曲線

上記の揚程の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（海水取水用）は，取水路に投入した取水ポンプにより，取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図 56-5-5 に示す。この場合における海面は，通常時の平均海面では送水ポンプの約 13.4m 下位，津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 17.2m 下位となる。また，取水ポンプは，キャビテーションの発生を防止するために，海面から 0.5m 以上水没させて使用する必要がある。

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

上記の設置状況に基づき，必要流量 840 m^3/h を確保した場合における揚程である 31m に対し，必要揚程が約 19m であること，また，取水ポンプの吐出部のホース長が 23m であるのに対し，最も海面が低い状態になった場合の高低差が約 17.2m であることから，吐出部のホースを

最も伸ばした状態で取水ポンプを設置することにより，設置高さを調整することなく，必要な揚程を確保することが可能である。

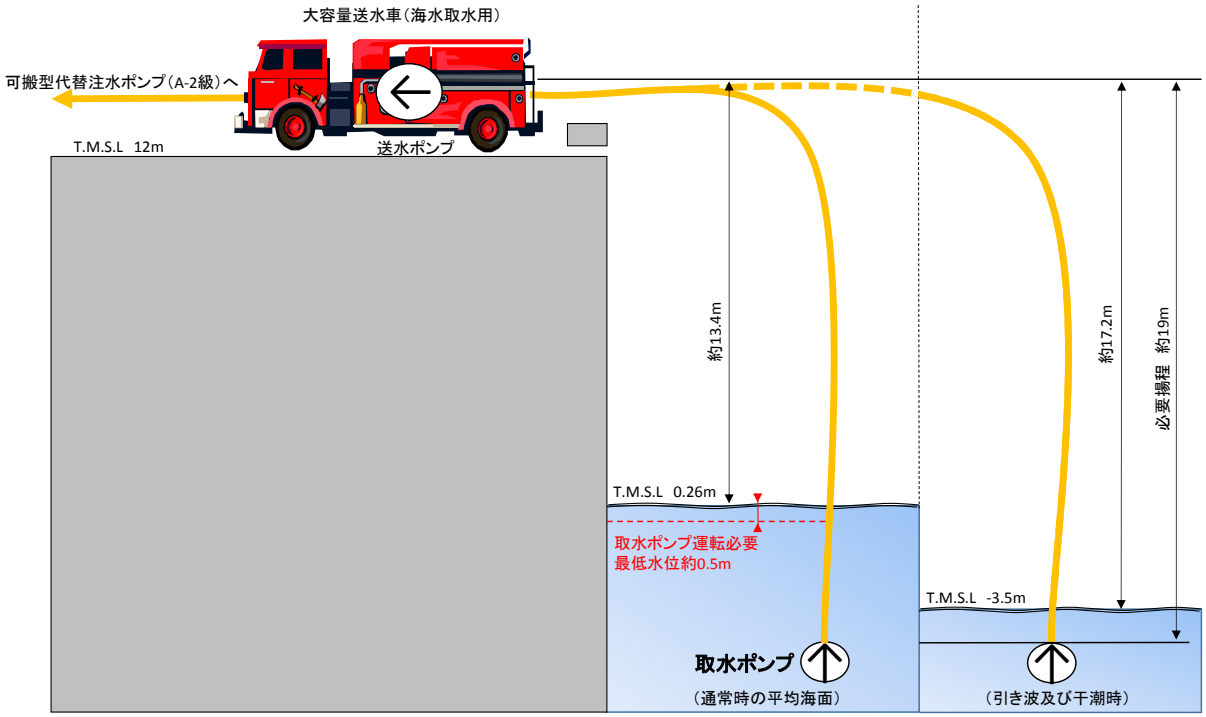


図 56-5-5　大容量送水車（海水取水用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の最高使用圧力は，ホースの最高使用圧力と同等の1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（海水取水用）の最高使用温度は，海水温度 30℃に余裕を考慮し，60℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は，定格流量点 [redacted] での軸動力を考慮し，[redacted] kW とする。

名　　称		サプレッション・チェンバ
容量	m^3	3600
限界圧力	MPa[gage]	0.62
限界温度	℃	200

1．容量

サプレッション・チェンバのプール水は，重大事故等時において代替循環冷却系の復水移送ポンプの水源として使用する。代替循環冷却系は，サプレッション・チェンバのプール水を水源として復水移送ポンプで原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行い，その水がサプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。

代替循環冷却系を運転するための成立条件として，水源が関係する項目としては，復水移送ポンプの NPSH 評価であり，系統圧力損失を考慮した有効 NPSH がポンプの必要 NPSH を満足することが条件となる。添付 1 に，代替循環冷却系の復水移送ポンプの NPSH 評価（別添資料-2「復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表 1 で示すとおり，サプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位（T.M.S.L.-1200）の状態において NPSH 評価を行っており，代替循環冷却系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が 6 号炉では［　　］MPa[gage]，7 号炉では［　　］MPa[gage]となる。これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば，通常最低水位（T.M.S.L.-1200）以上の水量が確保できているため，代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約 3600m^3 とする。

2．限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 0.62MPa[gage]とする。

3．限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。

① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには，流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が，ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH≧必要 NPSH）を満足する必要があり，有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは，代替循環冷却系において復水移送ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。

本評価では，図 1 の系統構成を想定し，サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・チェンバのプール水位と復水移送ポンプ軸レベル間の水頭差，吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と，復水移送ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

代替循環冷却系においては，サプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され，これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため，ここでは，有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図 2，表 1 に示す。

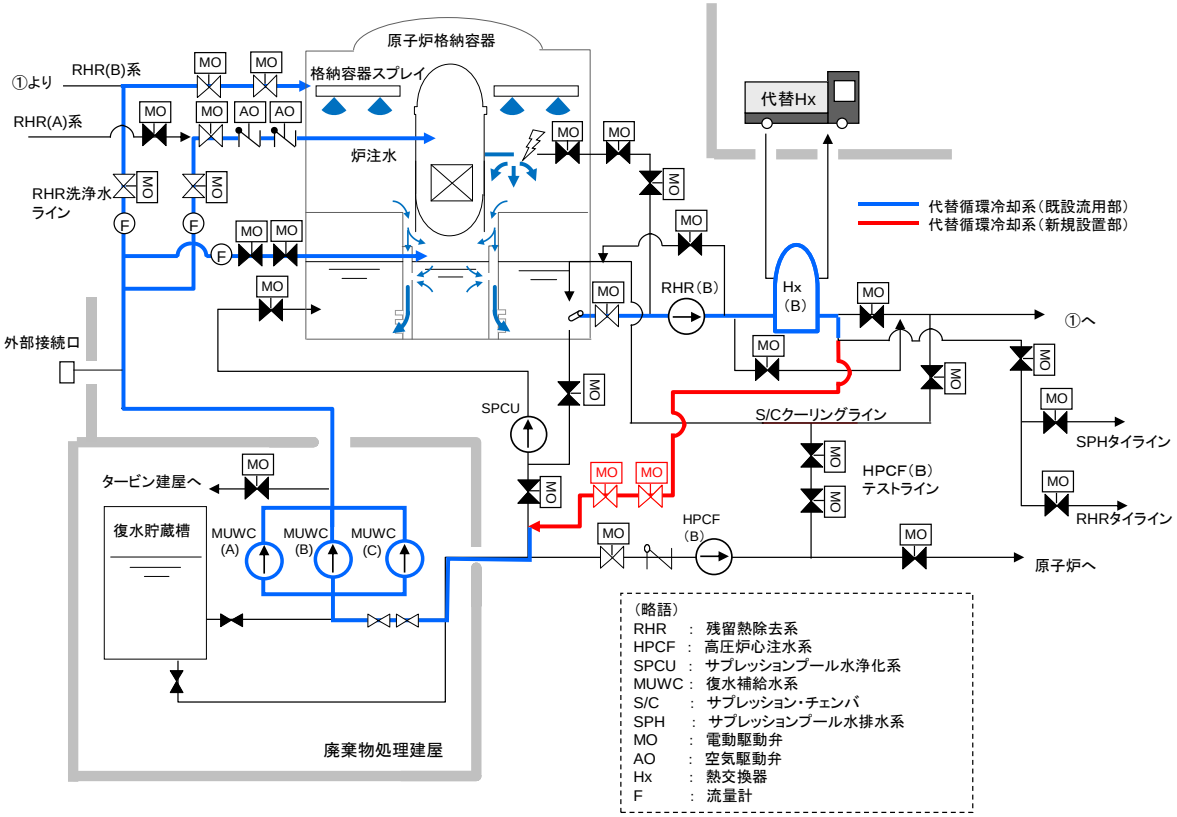


図 1　代替循環冷却系　系統概要図（7 号炉の例）

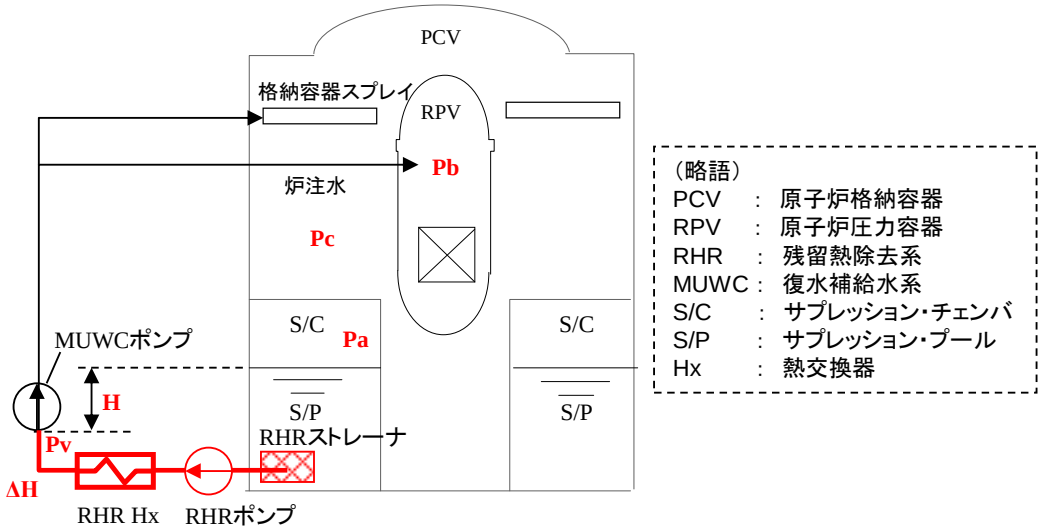


図 2　NPSH 評価条件図

表 1　NPSH 評価条件

項　目		6 号炉	7 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	－	－	－ （本評価では，NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである）
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）			S/C 限界圧力 0.62MPa　に対する S/P 水飽和温度 166℃を想定した場合の，代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度（□℃と設定※）での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位（T.M.S.L.-1200）とし，MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L.□とする。
ΔH	吸込配管圧損			□m^3/h（本系統循環流量 190m^3/h に余裕を見込んだ値）時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に，RHR 定格流量 954m^3/h と□m^3/h（本系統循環流量 190m^3/h に余裕を見込んだ値）の二乗比を掛けて算出した圧損約□m に余裕を見込み□m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み□m とする
	RHR 熱交換器圧損			RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m^3/h と□m^3/h（本系統循環流量 190m^3/h に余裕を見込んだ値）の二乗比を掛けて算出した値
－	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要 NPSH

（略語）T.M.S.L.：東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱（約 24MW）した場合の，MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお，MUWC ポンプ入口温度評価に当たっては 6 号炉を代表とし，循環流量は代替循環冷却系必要流量（190m^3/h）に余裕を考慮した□m^3/h として保守的に評価している。

（略語）
PCV　：原子炉格納容器
RPV　：原子炉圧力容器
RHR　：残留熱除去系
MUWC：復水補給水系
S/C　：サプレッション・チェンバ
S/P　：サプレッション・プール
Hx　：熱交換器

表 1 の条件を元に，（有効 NPSH）≧（必要 NPSH）の式より，有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を求める。

【6 号炉】

（有効 NPSH）＝Pa－Pv＋H－ΔH　≧（必要 NPSH）

Pa　≧　□MPa[gage]

以上の評価結果より，6 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「□MPa[gage]以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

【7 号炉】

（有効 NPSH）＝Pa－Pv＋H－ΔH　≧（必要 NPSH）

Pa　≧　□MPa[gage]

以上の評価結果より，7 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「□MPa[gage]以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ，サプレッション・チェンバ圧力が 6 号炉では□MPa[gage]以上，7 号炉では□MPa[gage]以上の状態であれば復水移送ポンプの必要 NPSH を満足することから，重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

56-6
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

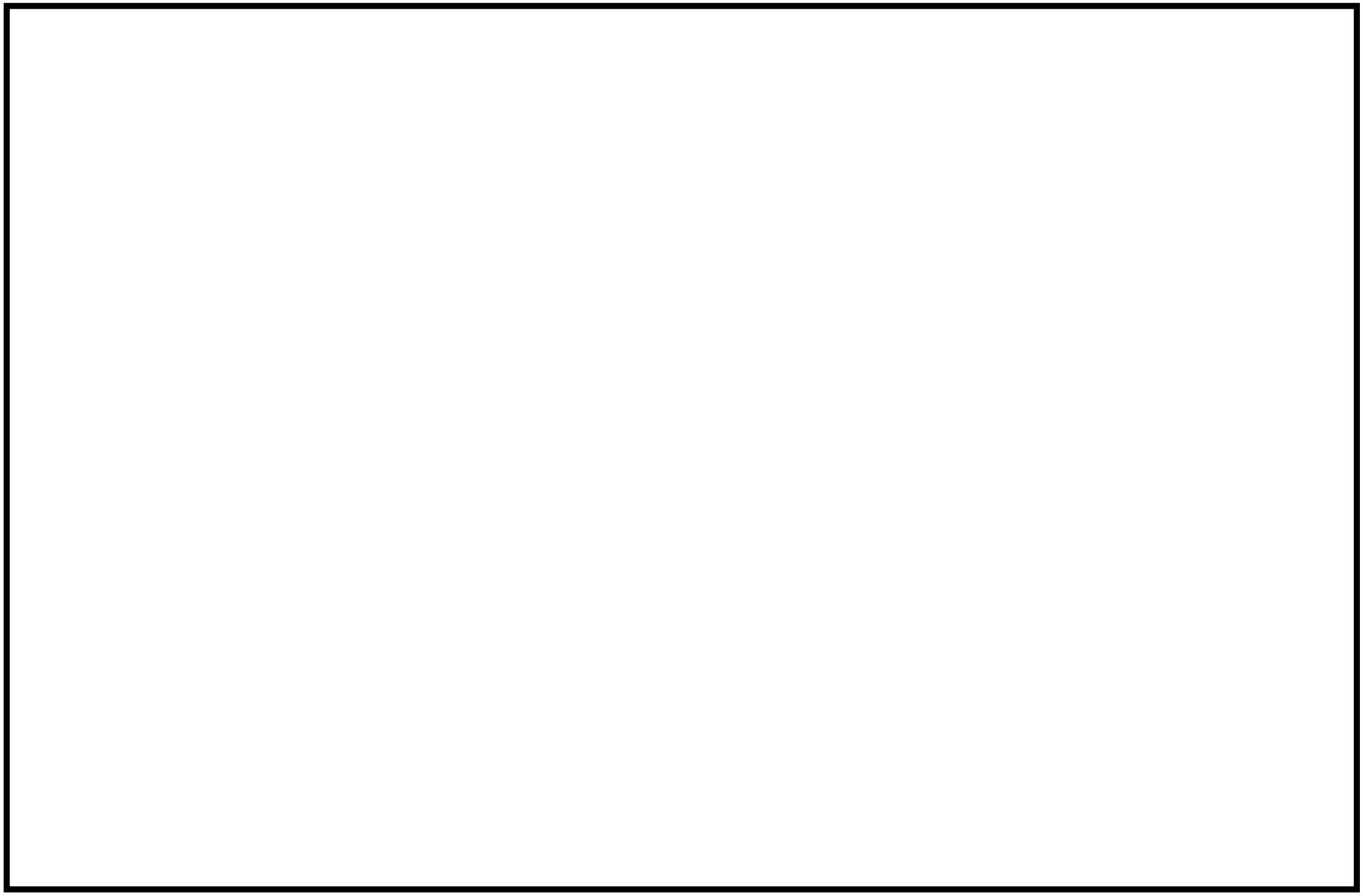


図 56-6-1　接続図（復水貯蔵槽への供給（淡水貯水池を水源とする場合））

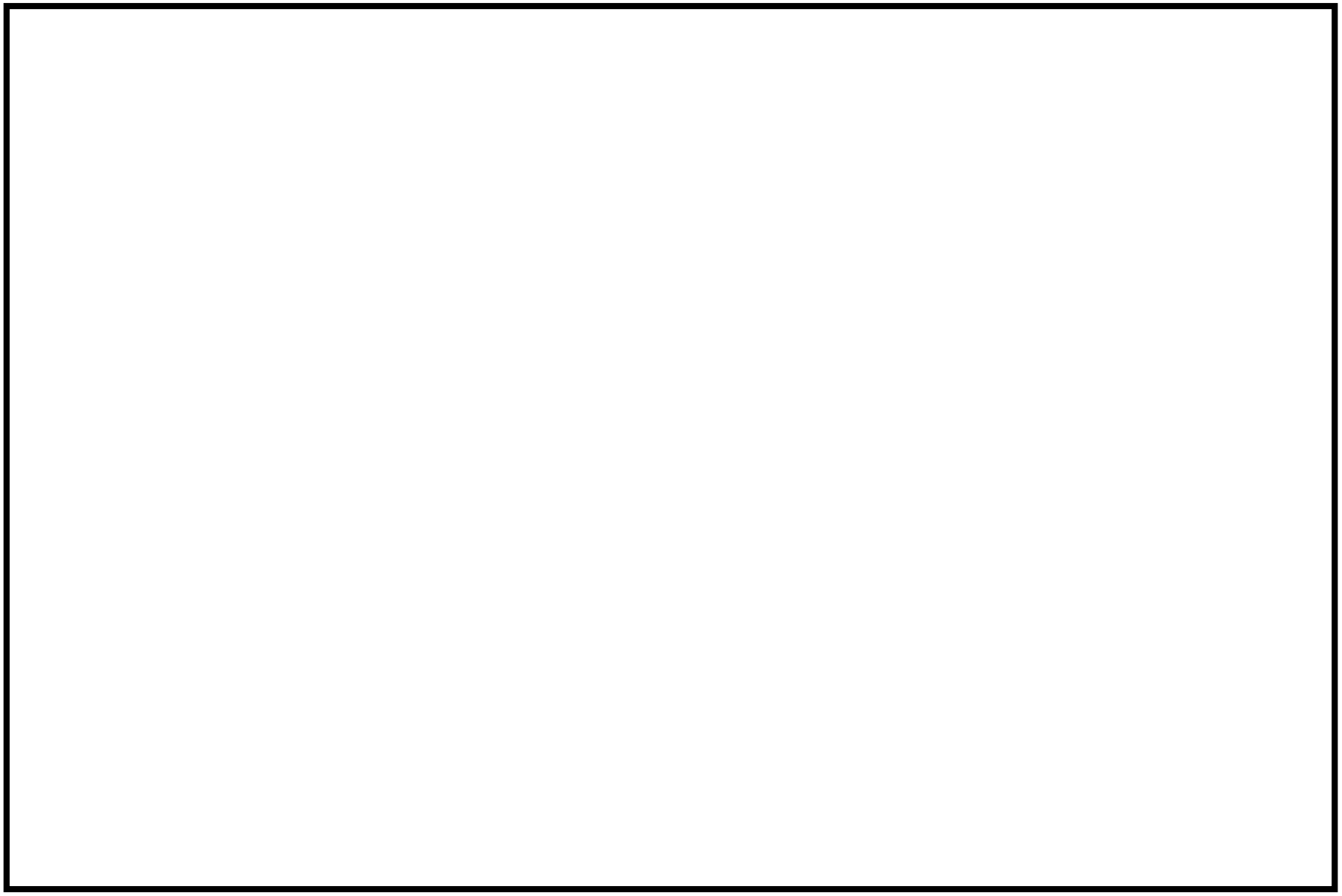


図 56-6-2　接続図（復水貯蔵槽への供給（防火水槽を水源とする場合））

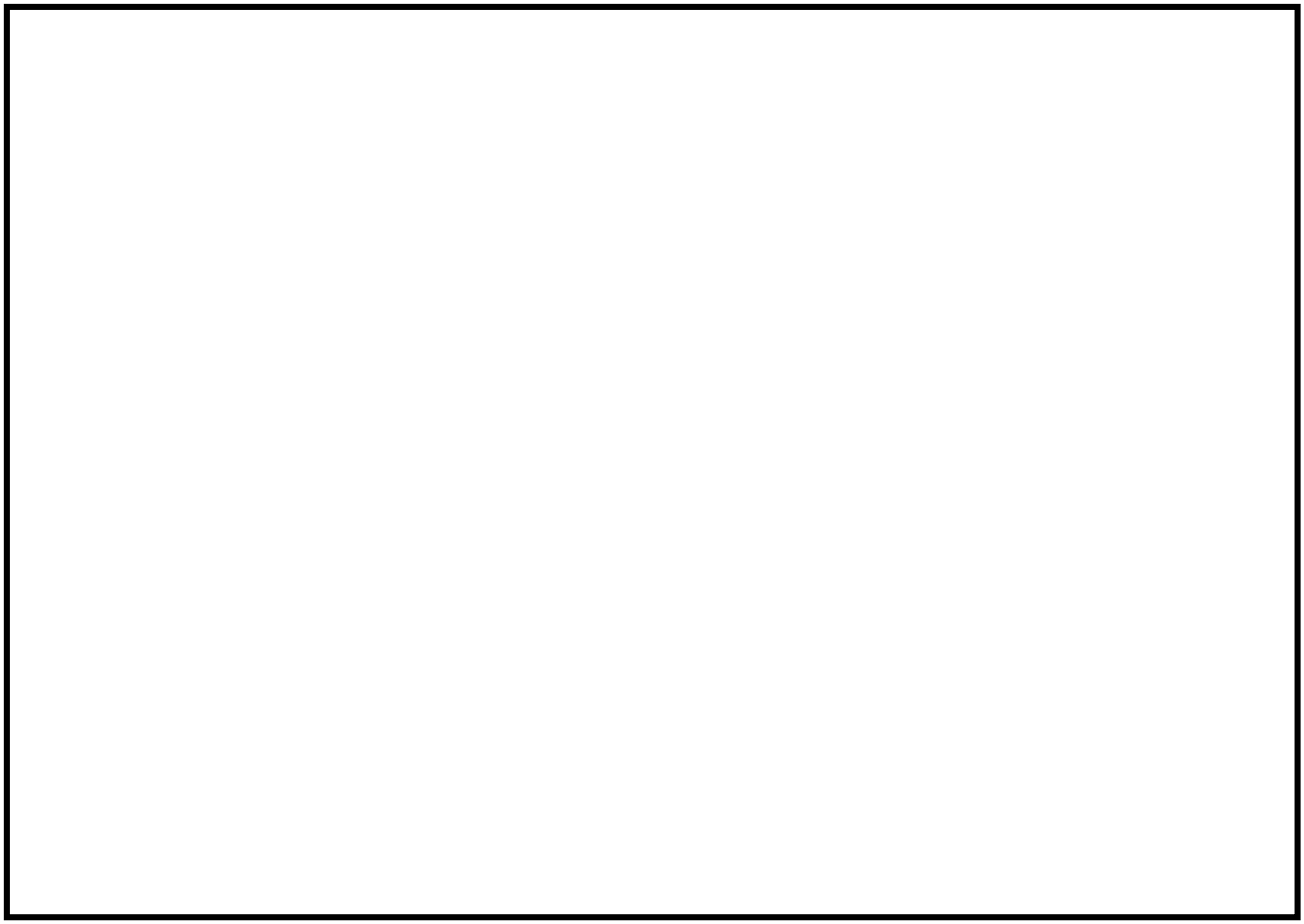


図 56-6-3　接続図（復水貯蔵槽への供給（海を水源とする場合））

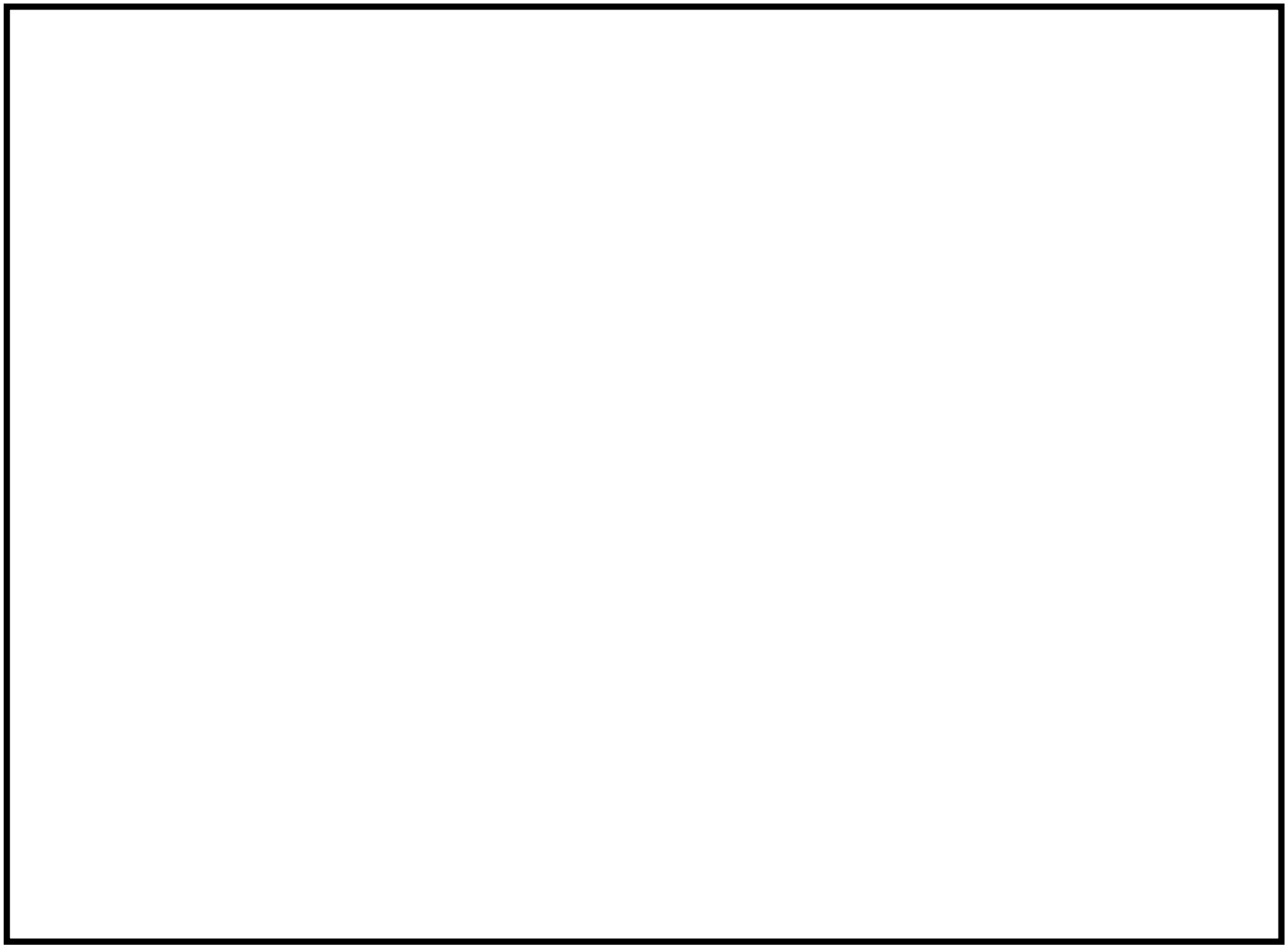


図 56-6-4　接続図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた各系統への水の供給（海を水源とする場合））

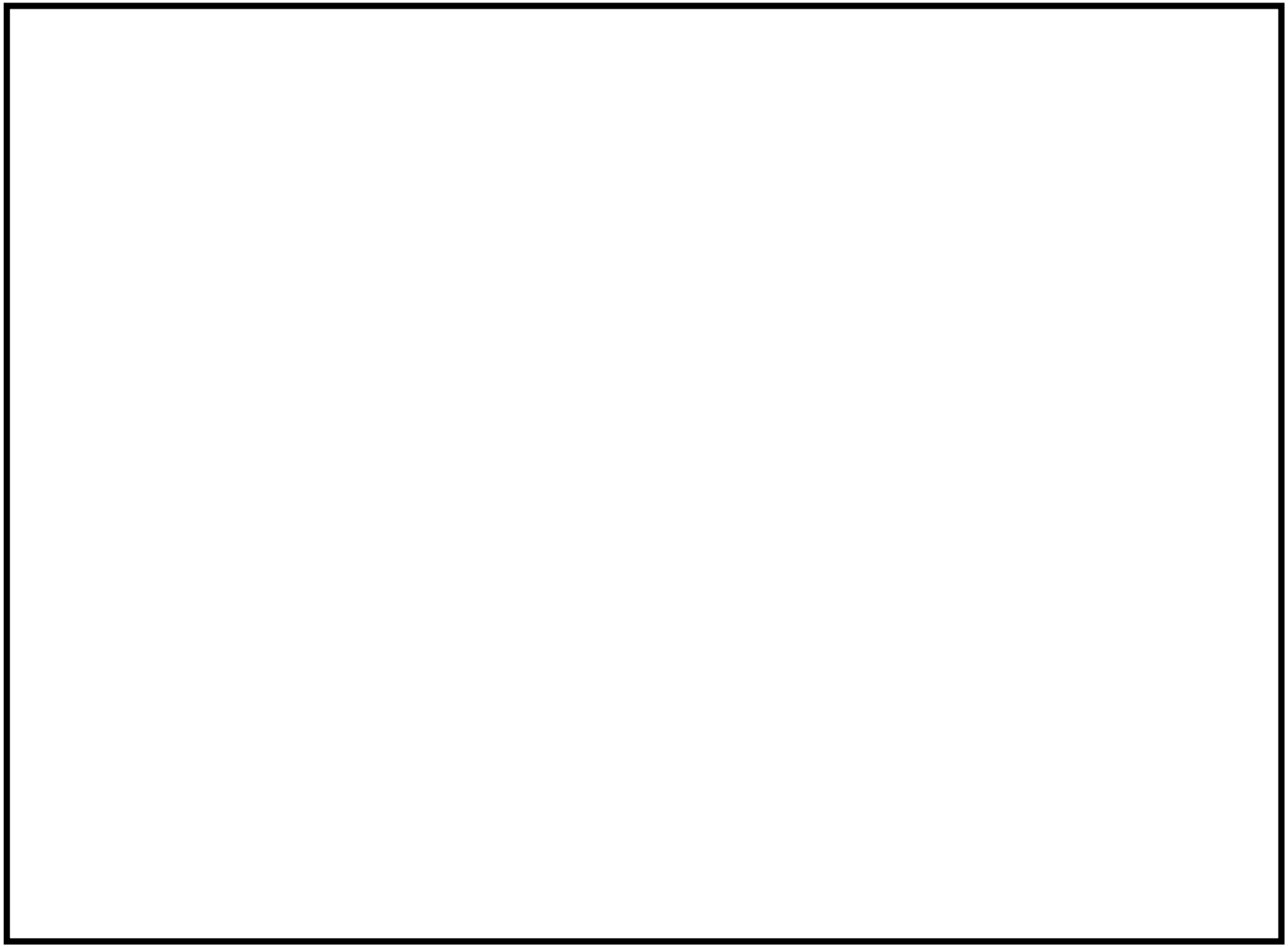


図 56-6-5　接続図（（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた各系統への水の供給（淡水貯水池を水源とする場合））

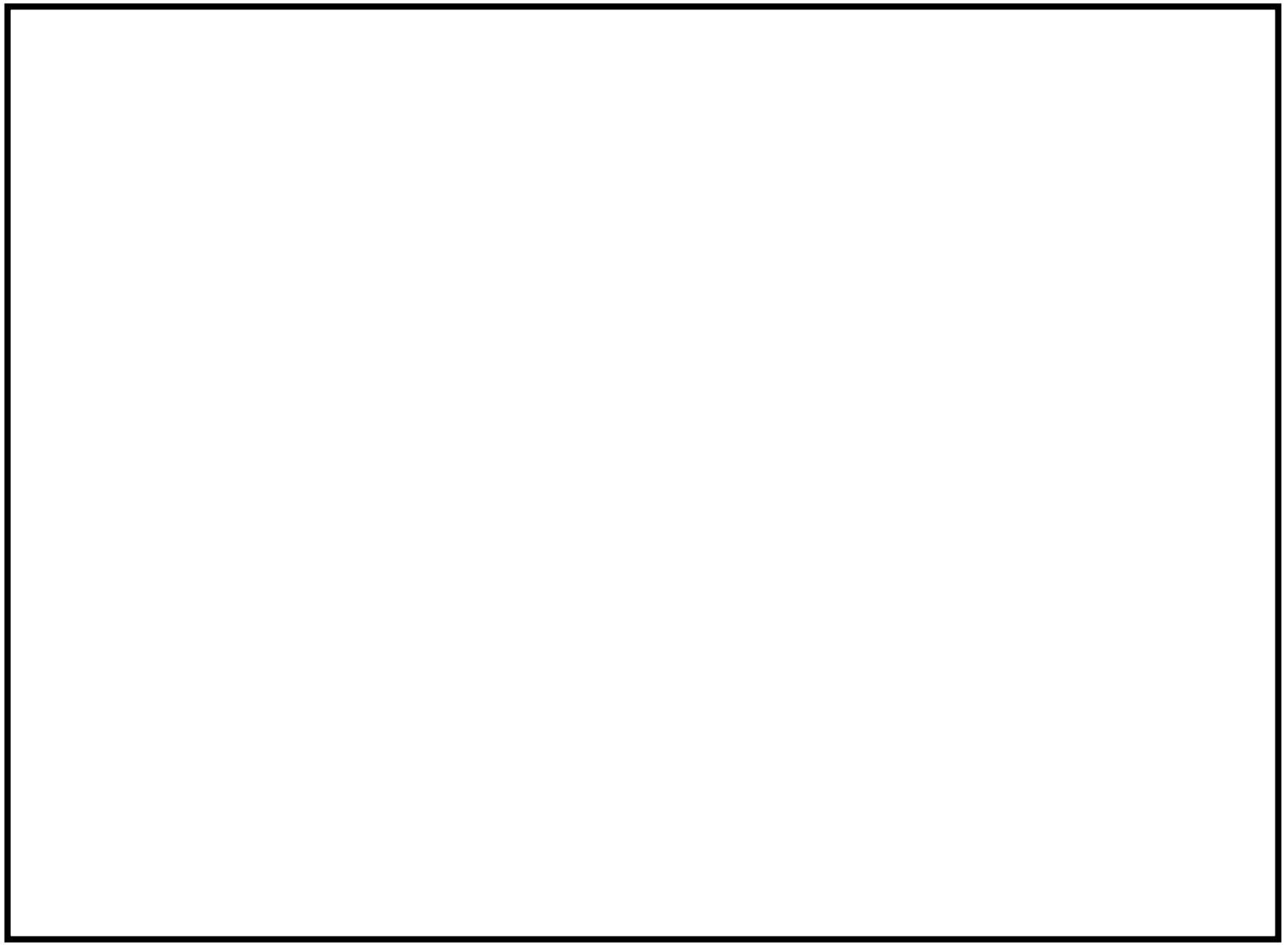


図 56-6-6　接続図（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた各系統への水の供給（防火水槽を水源とする場合））

56-7
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

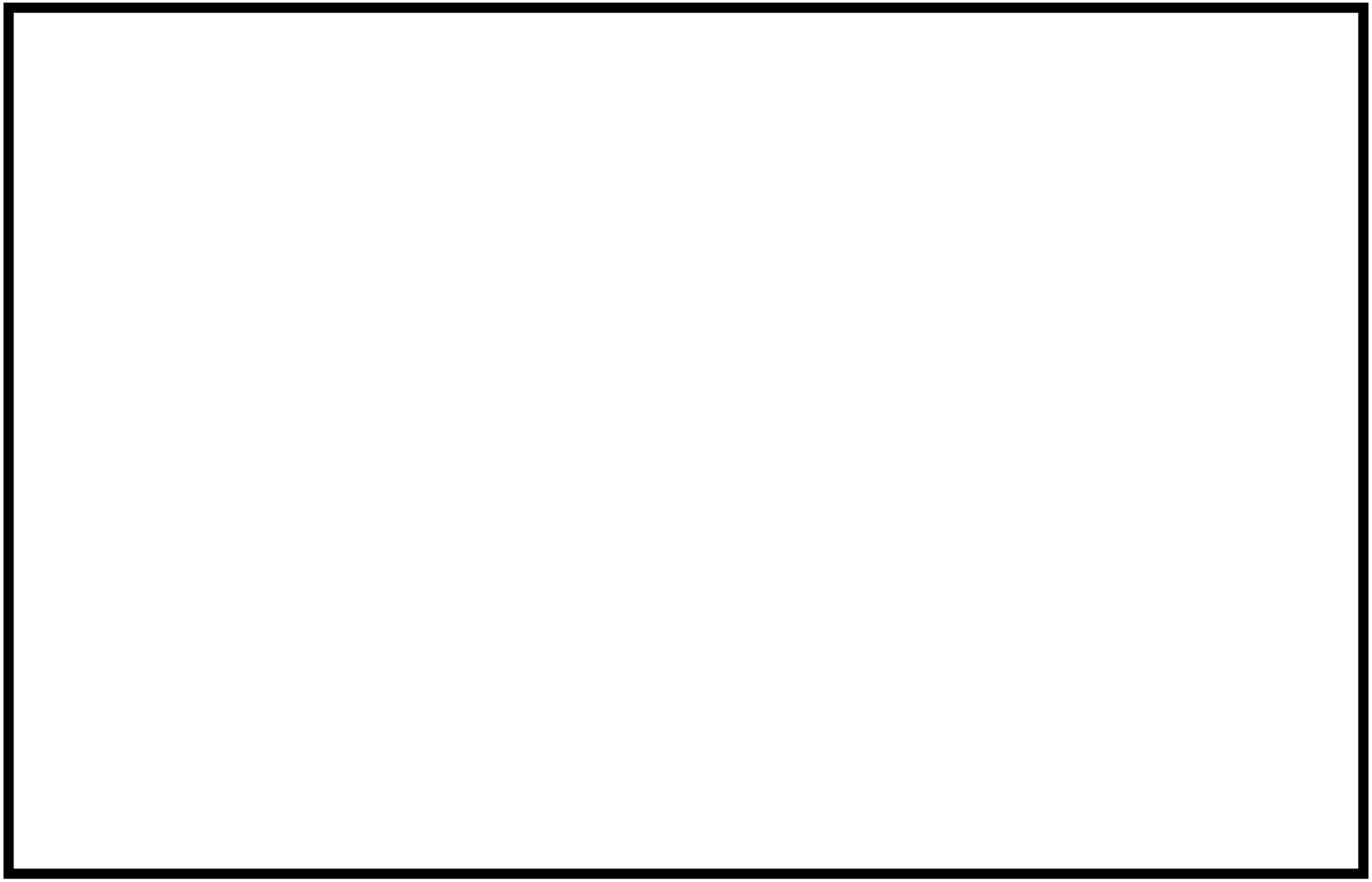


図 56-7-1　保管場所図（位置的分散）

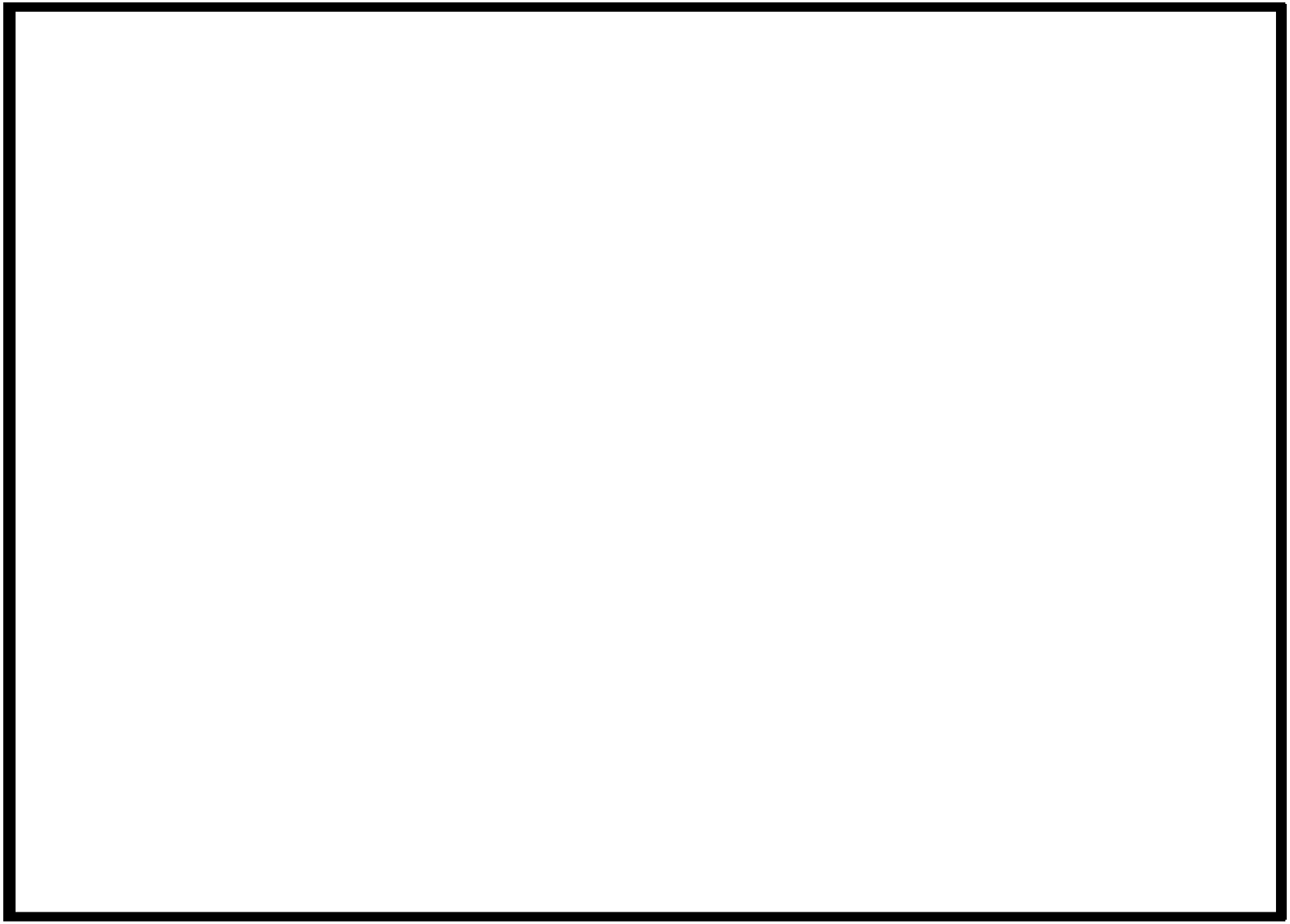


図 56-7-2　保管場所図(機器毎の配置)

56-8
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

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

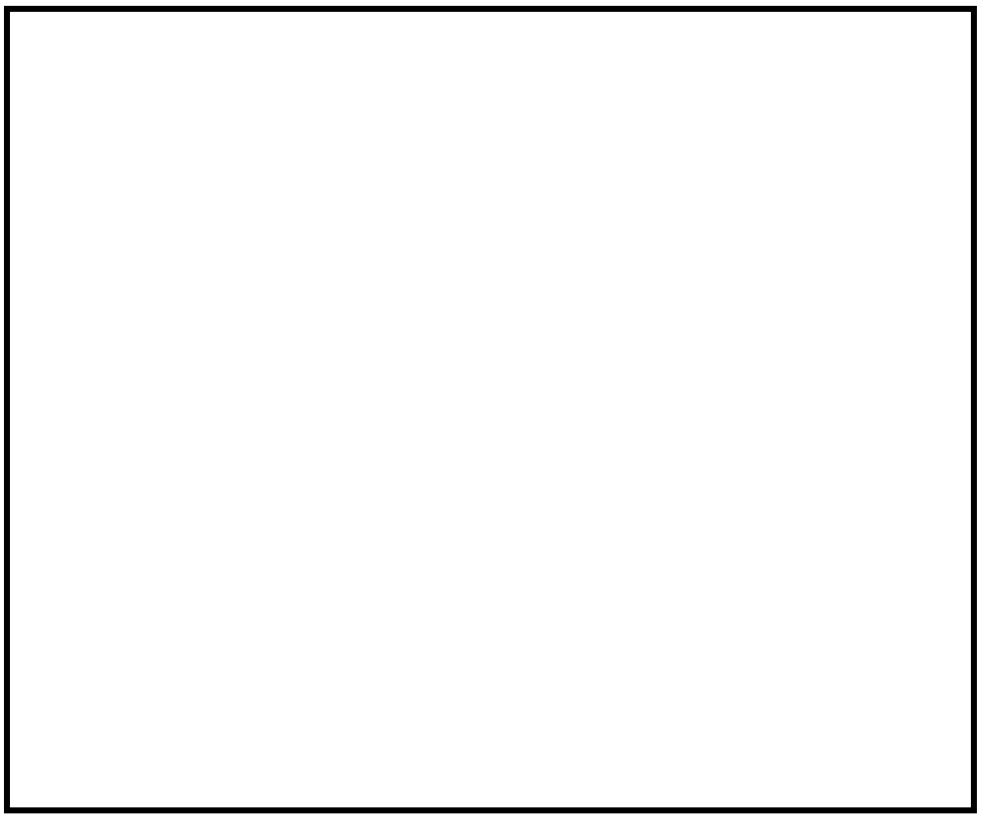


図 56-8-1　保管場所及びアクセルルート図

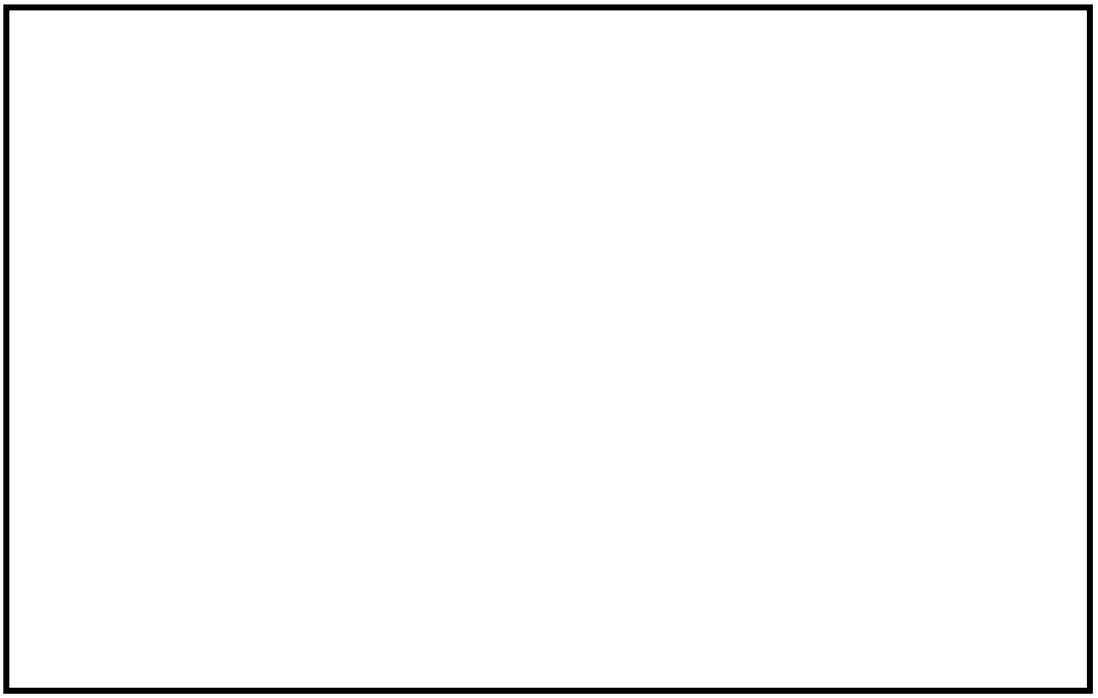


図 56-8-2　地震・津波発生時のアクセスルート図

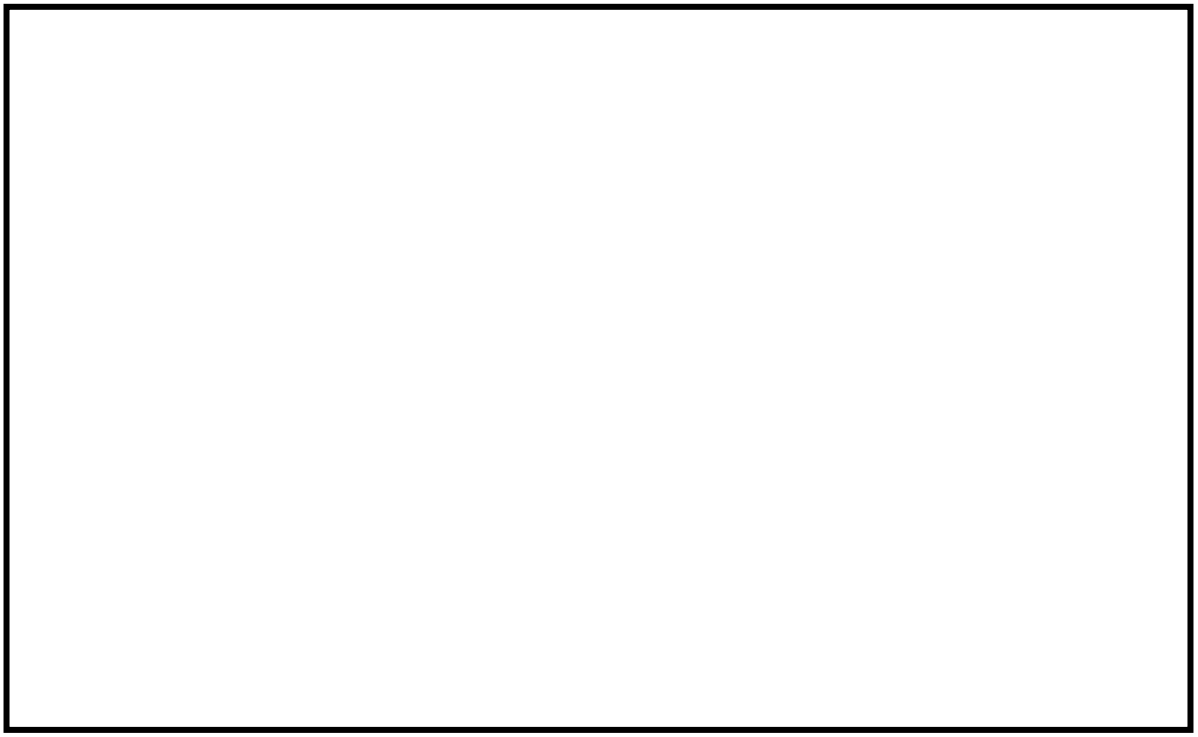


図 56-8-3　森林火災発生時のアクセスルート図

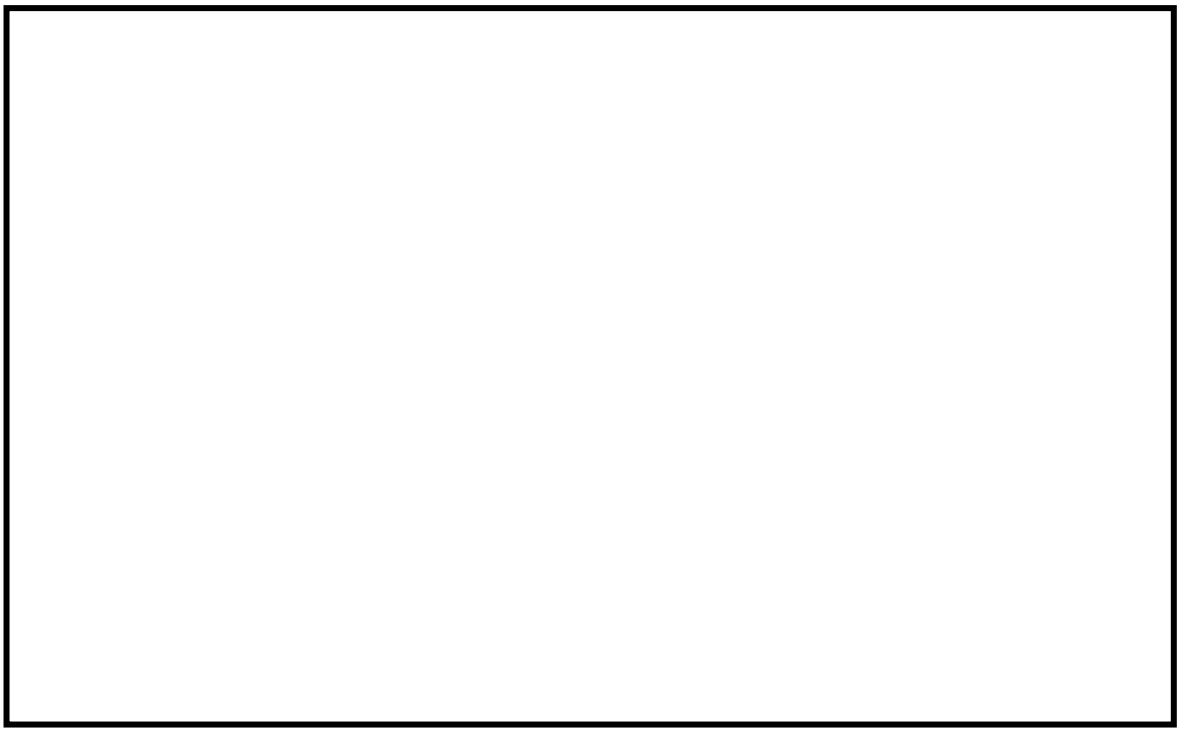


図 56-8-4　中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

56-9
その他設備

1.代替淡水源の容量

1.1 淡水貯水池（6 号及び 7 号炉共用）

淡水貯水池は，重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1.1-1 容量

淡水貯水池の容量は，18,000m^3 とする。

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

①【運転中の発電用原子炉における重大事故】

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合

（大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失することを想定するシーケンスにおいて，事象収束のために W/W ベントを実施する場合）

：水使用量 約 7,400m^3/号炉/7 日間

（なお，事象収束のために代替循環冷却系を使用する場合は，約 2,900m^3/号炉/7 日間となる）

であり，次いで

②【運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】

崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

：水使用量 約 6,200m^3/号炉/7 日間

③【運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】

LOCA 時注水機能喪失

：水使用量 約 5,400m^3/号炉/7 日間

である。これらの水使用量に対して，水源，移送ルート（配管）全て常設である復水貯蔵槽の貯水量約 1,700m^3/号炉が枯渇する前に，可搬型の移送ルートを用いて供給する淡水源として淡水貯水池を設置する。

6 号及び 7 号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合，事故シーケンス①②③について考慮すべき組み合わせは以下の 6 パターンである。

［パターンＡ］①（W/W ベント）＋①（代替循環冷却系）：水使用量 約 10,300m^3

［パターンＢ］①（W/W ベント）＋②：水使用量 約 13,600m^3

［パターンＣ］①（W/W ベント）＋③：水使用量 約 12,800m^3

［パターンＤ］②＋②：水使用量 約 12,400m^3

［パターンＥ］②＋③：水使用量 約 11,600m^3

［パターンＦ］③＋③：水使用量 約 10,800m^3

（いずれも 7 日間の対応を考慮した場合の水使用量）

なお，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）のシナリオについては，仮に両号炉において同時に発生したと想定する場合でも，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を用い

た事象収束が第一となる。しかしながら，必要水量の評価においては，1 つの号炉において代替循環冷却系の使用に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベント（W/W ベント）を行うことを想定するものとする。したがって，上述の組み合わせにおいて考慮すべき①（W/W ベント）の数は 1 号炉分までとする。

上述の組み合わせパターンのうち，最も水使用量が多いパターンはパターンＢであり，その場合の水使用量は約 13,600m^3 である。これは，復水貯蔵槽の貯水量約 1,700m^3/号炉に淡水貯水池の容量 18,000m^3 を加えた淡水量を下回るものである。

なお，上述の組み合わせパターンにおける水使用量については，事象発生から一定時間後に除熱機能を復旧させ，サプレッション・チェンバのプール水を水源とする注水・スプレイに切り替えることで減少させることが可能である。例えば，事象発生から 40 時間時点で切り替えに成功した場合，1 号炉あたり約 2,800m^3 減少させることができる。このような対応を可能とする対策を講じることにより，淡水貯水池の容量が有する裕度を更に向上させていく。

1.2 防火水槽

防火水槽は重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1.2-1 容量（100m^3）

防火水槽については，淡水貯水池からの供給(予備の No.17 防火水槽は除く)，及び海水からの供給が可能な設計としている。

2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，淡水タンクであるろ過水タンク・純水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

2. 1. 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を図 56-9-1 に示す。

純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には，純水タンクから純水ポンプを使用して復水貯蔵槽へ供給できる構成である。また，ろ過水タンク・純水タンクが健全な場合に，ホースを使用してこれら淡水タンクから防火水槽へ水が供給できるとともに，淡水貯水池から淡水タンクへの供給もできる構成である。

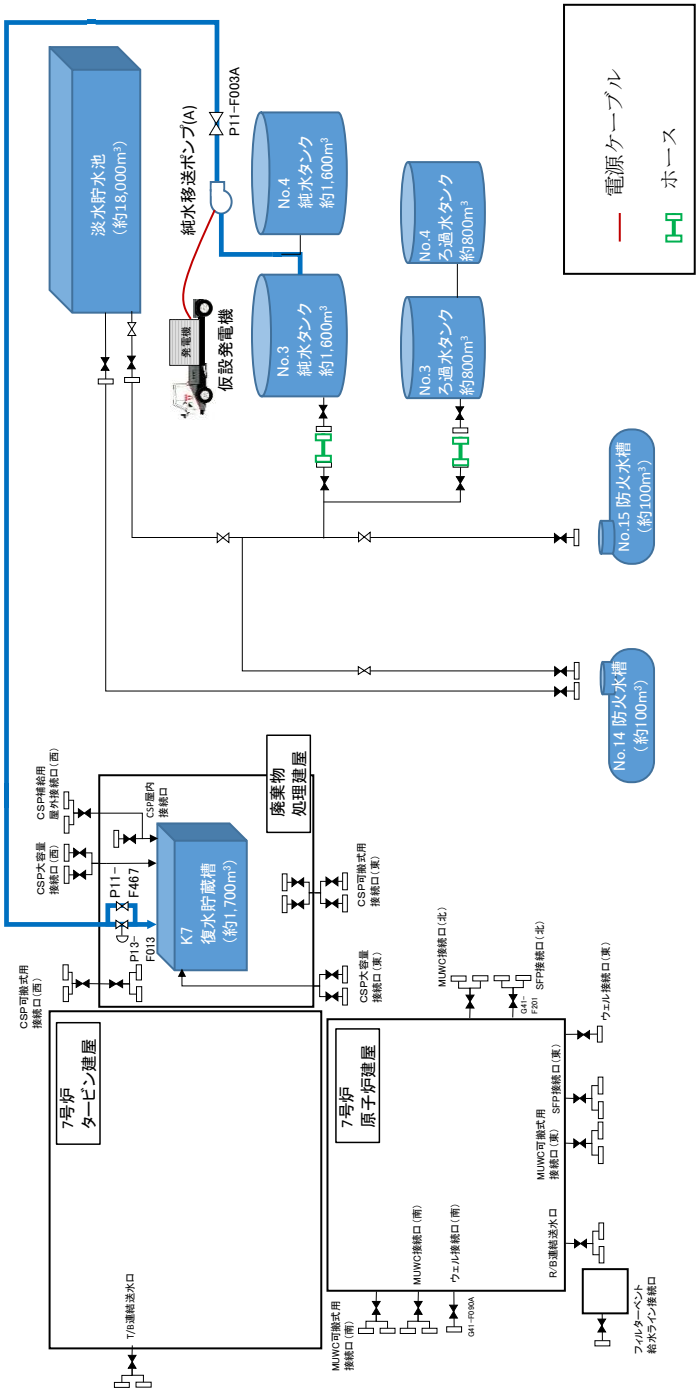


図 56-9-1　純水タンクから復水貯蔵槽への供給

3. 複数の海水取水手段の整備

3.1. 設備概要

海水を水源とし水を移送する場合，取水場所を海水取水路からだけではなく護岸から，また，取水ポンプを海水取水ポンプだけではなく可搬型代替注水ポンプから取水することで，多様性を持った設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図 56-9-2, 3 に示す。

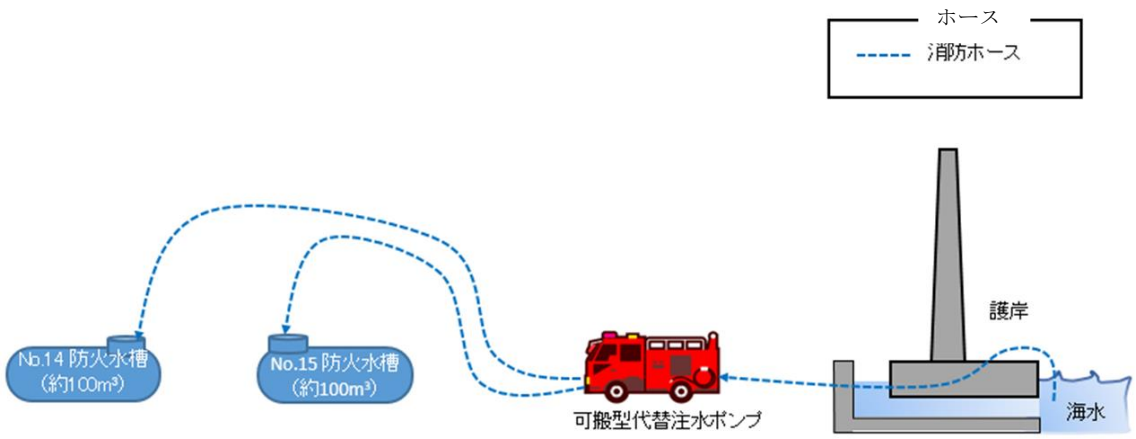


図 56-9-2　可搬型代替注水ポンプを用いた海水の取水

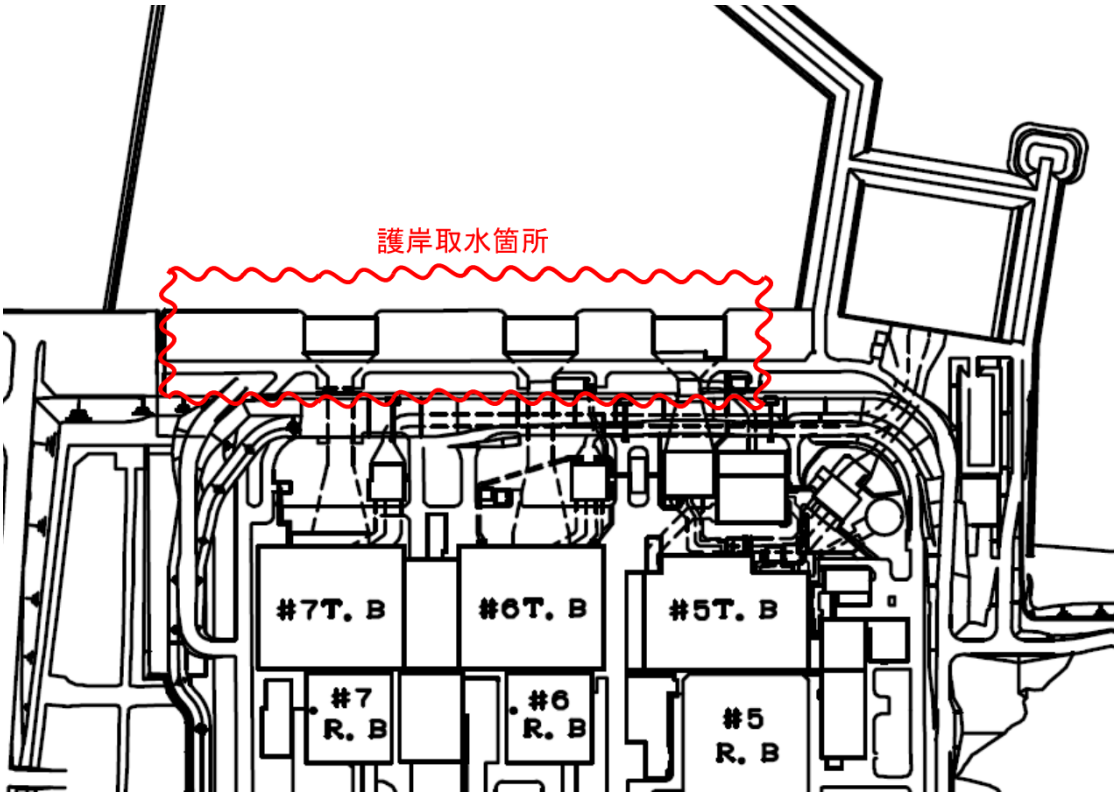


図 56-9-3　護岸取水箇所

4. ホース及び水頭差を利用した淡水送水手段の整備

4. 1. 設備概要

水源として淡水貯水池を使用する場合，予め敷設しているホースが健全であることが確認できた場合には，ホース及び水頭差を利用し，淡水貯水池の淡水を 6 号及び 7 号炉近傍まで送水できる設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。系統概要図を図 56-9-4 に示す。

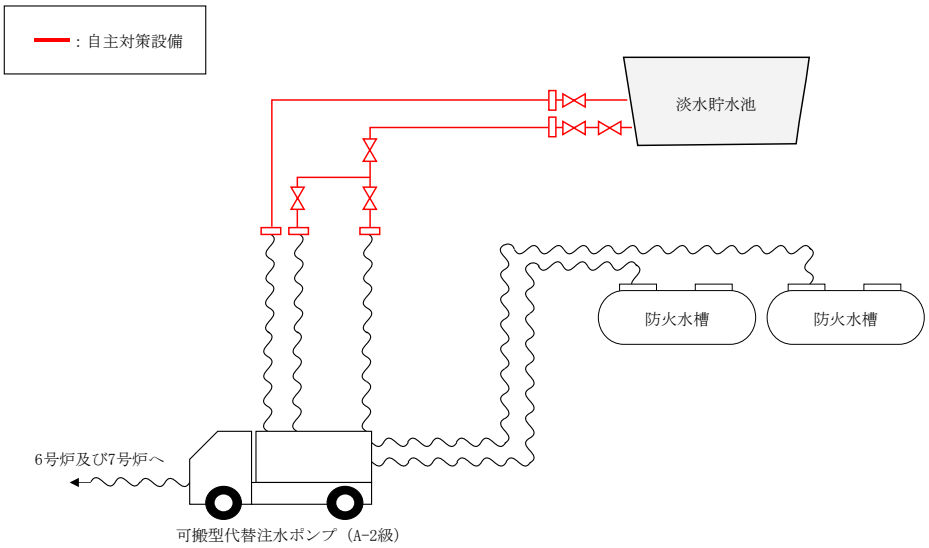


図 56-9-4　系統概要図

56-10
各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については，説明資料の構成上，略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について，下表のとおり整理する。

表 56-10-1　各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6 号炉		7 号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	6 号機 CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F1001	7 号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	P13-F036A
CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	6 号機 CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F1002	7 号機CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	P13-F036B
CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	6 号機 CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F1007	7 号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	P13-F041A
CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	6 号機 CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F1008	7 号機CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	P13-F041B

57 条 電源設備

目次

57-1　SA 設備基準適合性 一覧表
57-2　配置図
57-3　系統図
57-4　試験及び検査
57-5　容量設定根拠
57-6　アクセスルート図
57-7　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
57-8　電源車接続に関する説明書
57-9　代替電源設備について
57-10　全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
57-11　燃料補給に関する補足説明資料
57-12　常設代替交流電源設備のタイラインの運用

57-1

SA 設備基準適合性 一覧表

表 57-1-1 電源設備一覧

	3.14.2.1 可搬型代替 交流電源設備	3.14.2.2 常設代替 交流電源設備	3.14.2.3 所内蓄電式 直流電源設備	3.14.2.4 可搬型 直流電源設備	3.14.2.5 号炉間電力 融通電気設備	3.14.2.6 代替所内 電気設備	3.14.3.1 非常用交流 電源設備	3.14.3.2 非常用直流 電源設備	3.14.3.3 燃料補給 設備
電源車	主要設備	—	—	主要設備	—	—	—	—	—
軽油タンク	主要設備	主要設備	—	主要設備	—	—	主要設備	—	主要設備
タンクローリ(4kL)	主要設備	—	—	主要設備	—	—	—	—	主要設備
第一ガスタービン発電機	—	主要設備	—	—	—	—	—	—	—
タンクローリ(16kL)	—	主要設備	—	—	—	—	—	—	—
第一ガスタービン発電機用燃料タンク	—	主要設備	—	—	—	—	—	—	—
第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	—	主要設備	—	—	—	—	—	—	—
直流 125V 蓄電池 A	—	—	主要設備	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 蓄電池 A-2	—	—	主要設備	—	—	—	—	主要設備	—
AM 用直流 125V 蓄電池	—	—	主要設備	—	—	—	—	—	—
直流 125V 充電器 A	—	—	主要設備	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 充電器 A-2	—	—	主要設備	—	—	—	—	主要設備	—
AM 用直流 125V 充電器	—	—	主要設備	主要設備	—	—	—	—	—
号炉間電力融通ケーブル(常設)	—	—	—	—	主要設備	—	—	—	—
号炉間電力融通ケーブル(可搬型)	—	—	—	—	主要設備	—	—	—	—
緊急用断路器	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
緊急用電源切替箱断路器	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
緊急用電源切替箱接続装置	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
非常用高圧母線 C 系	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
非常用高圧母線 D 系	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
AM 用動力変圧器	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
AM 用 MCC	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
AM 用切替盤	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
AM 用操作盤	—	—	—	—	—	主要設備	—	—	—
非常用ディーゼル発電機	—	—	—	—	—	—	主要設備	—	—
燃料移送ポンプ	—	—	—	—	—	—	主要設備	—	—
燃料ディタンク	—	—	—	—	—	—	主要設備	—	—
直流 125V 蓄電池 B	—	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 蓄電池 C	—	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 蓄電池 D	—	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 充電器 B	—	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 充電器 C	—	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
直流 125V 充電器 D	—	—	—	—	—	—	—	主要設備	—
第二代替交流電源設備	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								
荒浜側緊急用高圧母線	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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 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，57-8 電源車接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	Aa
			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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	
		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	切替性		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	通常時は隔離又は分離	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	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（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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	
		第2号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		57-2 配置図，57-3 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		容器（タンク類）	C
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 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		専用の接続	D
			関連資料		57-2 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線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，57-9 交流電源	

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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Aa
				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		中央制御室で操作可能	B
			関連資料		57-2 配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	A
			関連資料		57-13 常設代替交流電源設備の共用	
		第3号	共通要因故障防止	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，57-9 交流電源	

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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	
		第2号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，弁操作，接続作業	Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		57-2 配置図，57-3 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		容器（タンク類）	C
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 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		専用の接続	D
			関連資料		57-2 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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		共用する設備	A
			関連資料		57-13 常設代替交流電源設備の共用	
		第3号	共通要因故障防止	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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Aa
				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		57-13 常設代替交流電源設備の共用	
		第3号	共通要因故障防止	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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-10 直流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-10 直流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ae
				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，57-10 直流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-10 直流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-10 直流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ae
				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，57-10 直流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	－
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	－
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	－
				関連資料	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)		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 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（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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬，設置，操作スイッチ操作，接続作業	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ab
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 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	
		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		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，57-9 交流電源	

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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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		共用する設備	A
			関連資料		57-13 常設代替交流電源設備の共用	
		第3号	共通要因故障防止	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，57-9 交流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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，57-9 交流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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，57-9 交流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57-2 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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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，57-9 交流電源	

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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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		（流路，その他設備）	対象外
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		57-3 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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		（流路，その他設備）	対象外
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-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，57-9 交流電源	

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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ba
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	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					燃料移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Bd
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		－	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外	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	－	

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					燃料ディタンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		第2号	操作性		弁操作	Bf
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		容器(タンク類)	C
			関連資料		－	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	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B	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	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D	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

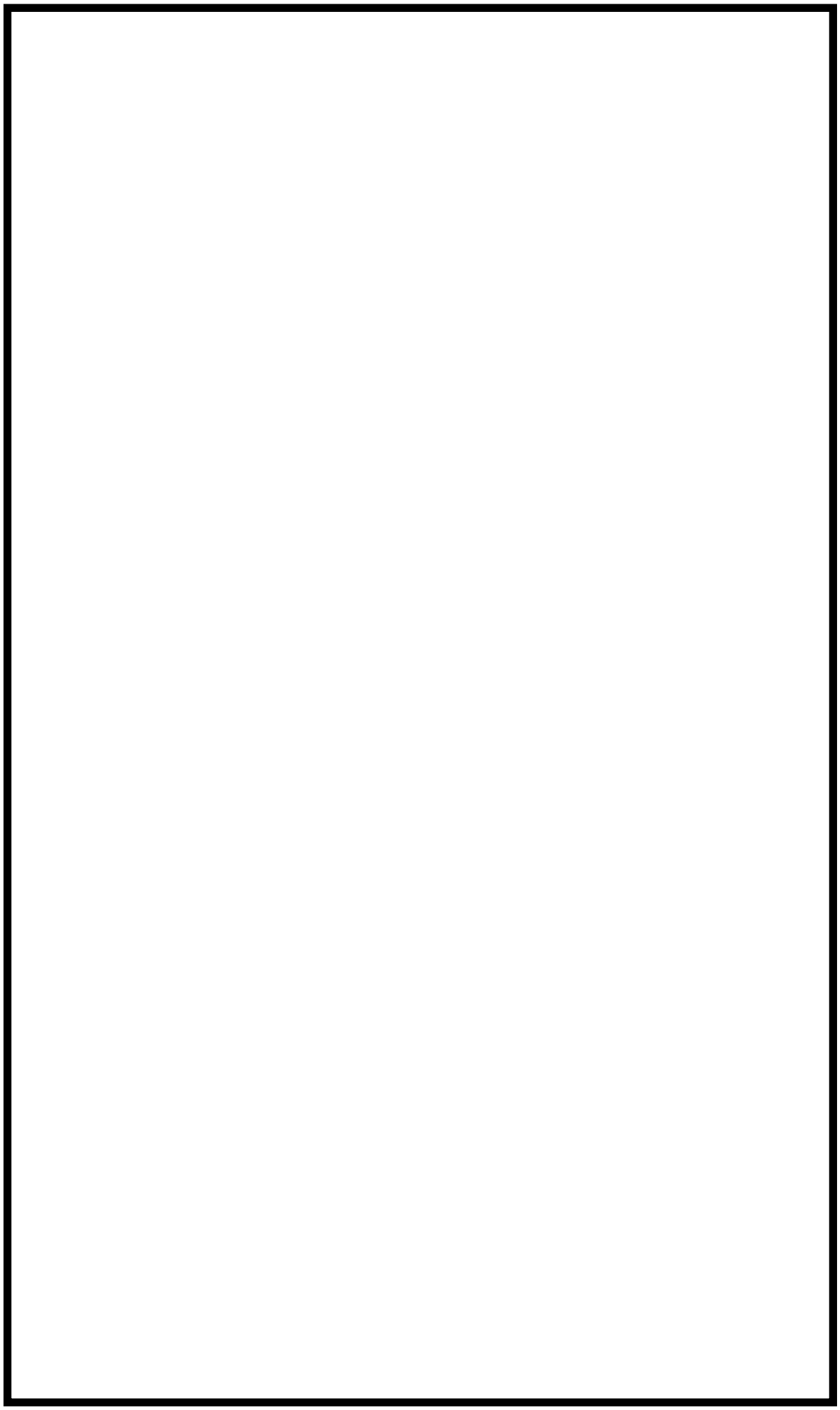
柏崎刈羽原子力発電所　6号及び7号炉
SA設備基準適合性　一覧表（常設）

第57条：電源設備					直流125V充電器D	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切替性		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施設と同様の系統構成	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	Aa
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

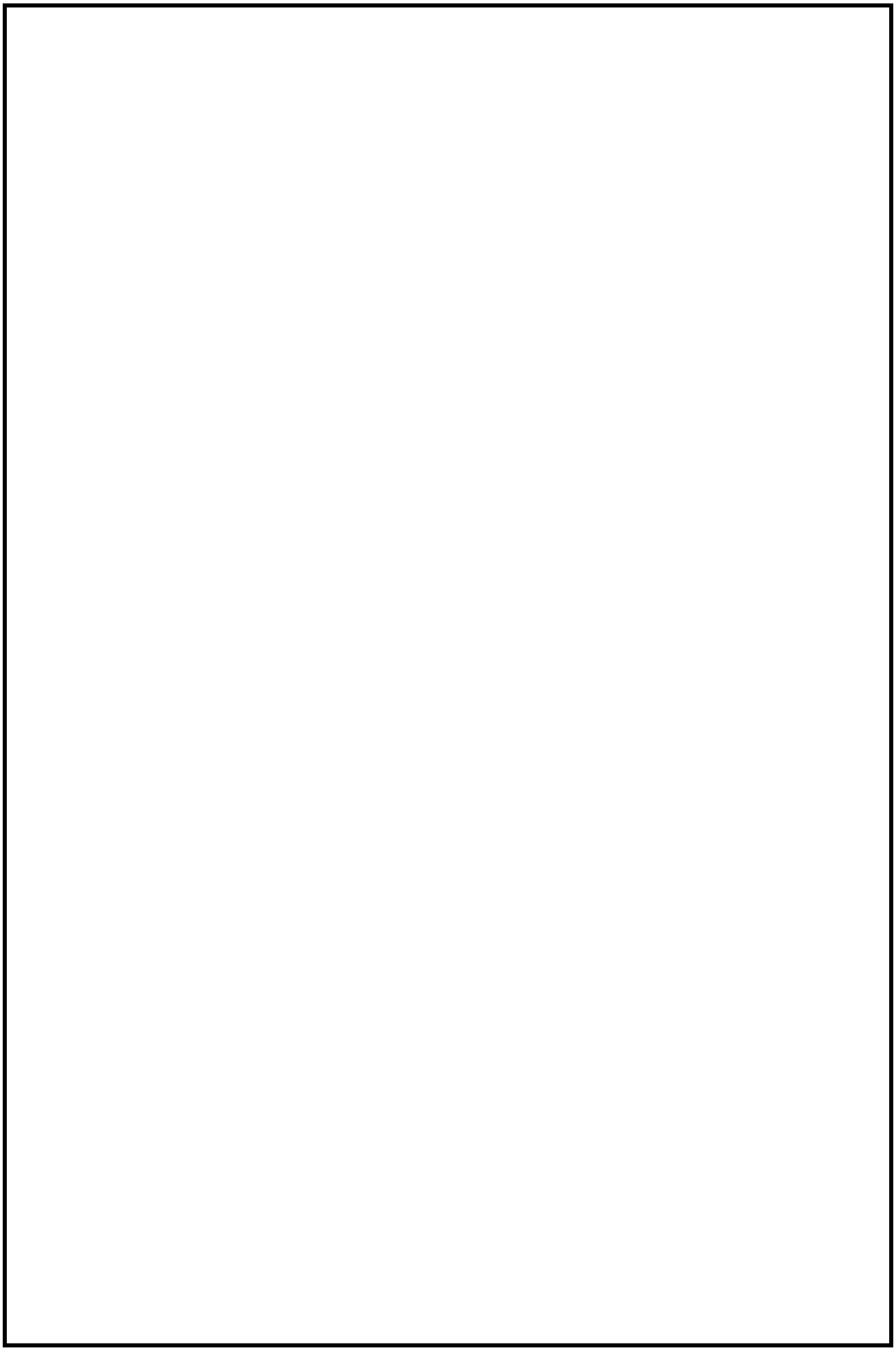
57-2
配置図

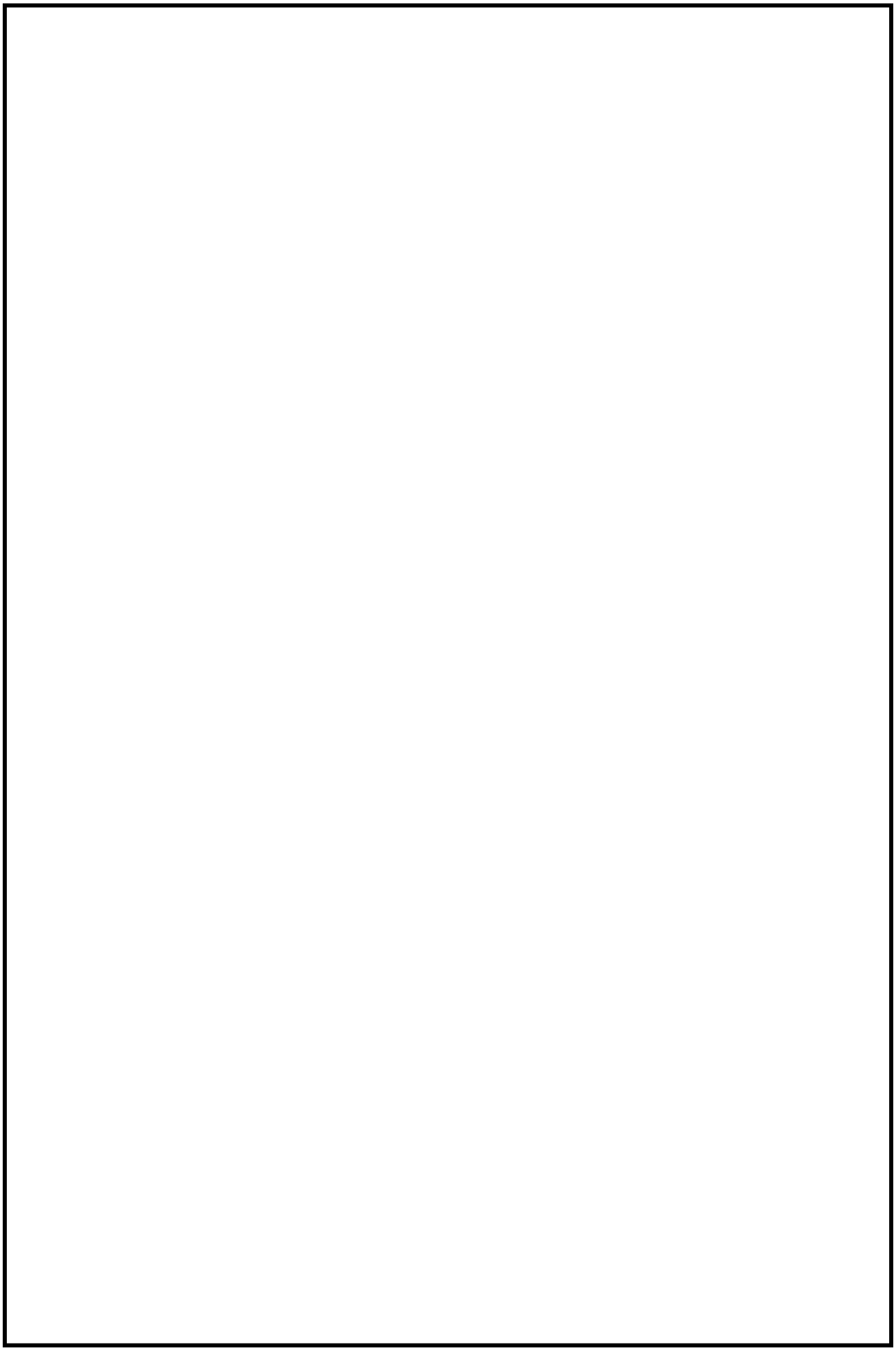
設置場所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に設置する場所
保管場所：可搬型設備を保管している場所
接続場所：可搬型設備の接続先となる常設設備の設置場所
□：設計基準対象施設
（設計基準対象施設を兼用する設備を含む）
□：重大事故等対処設備

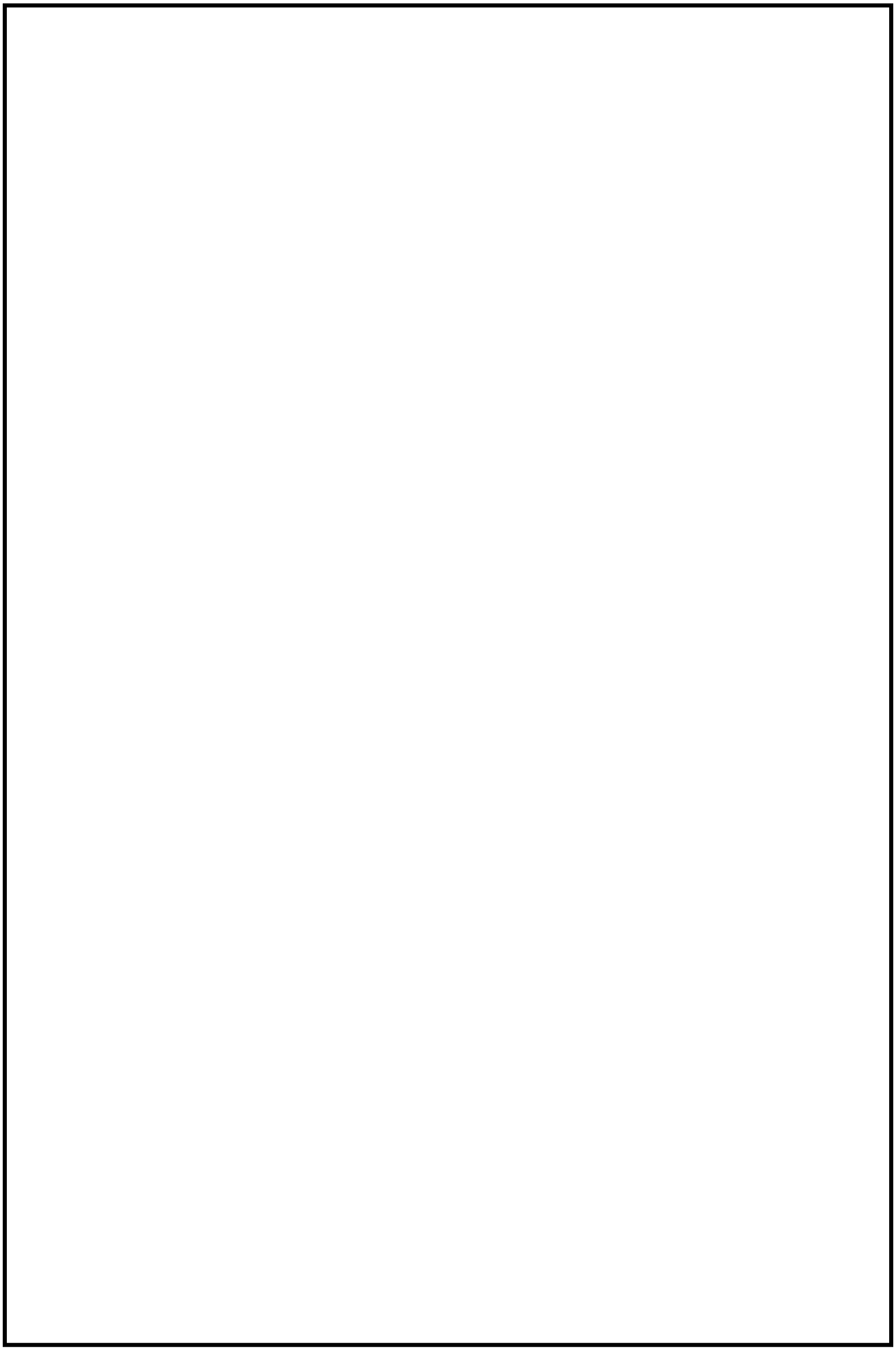
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

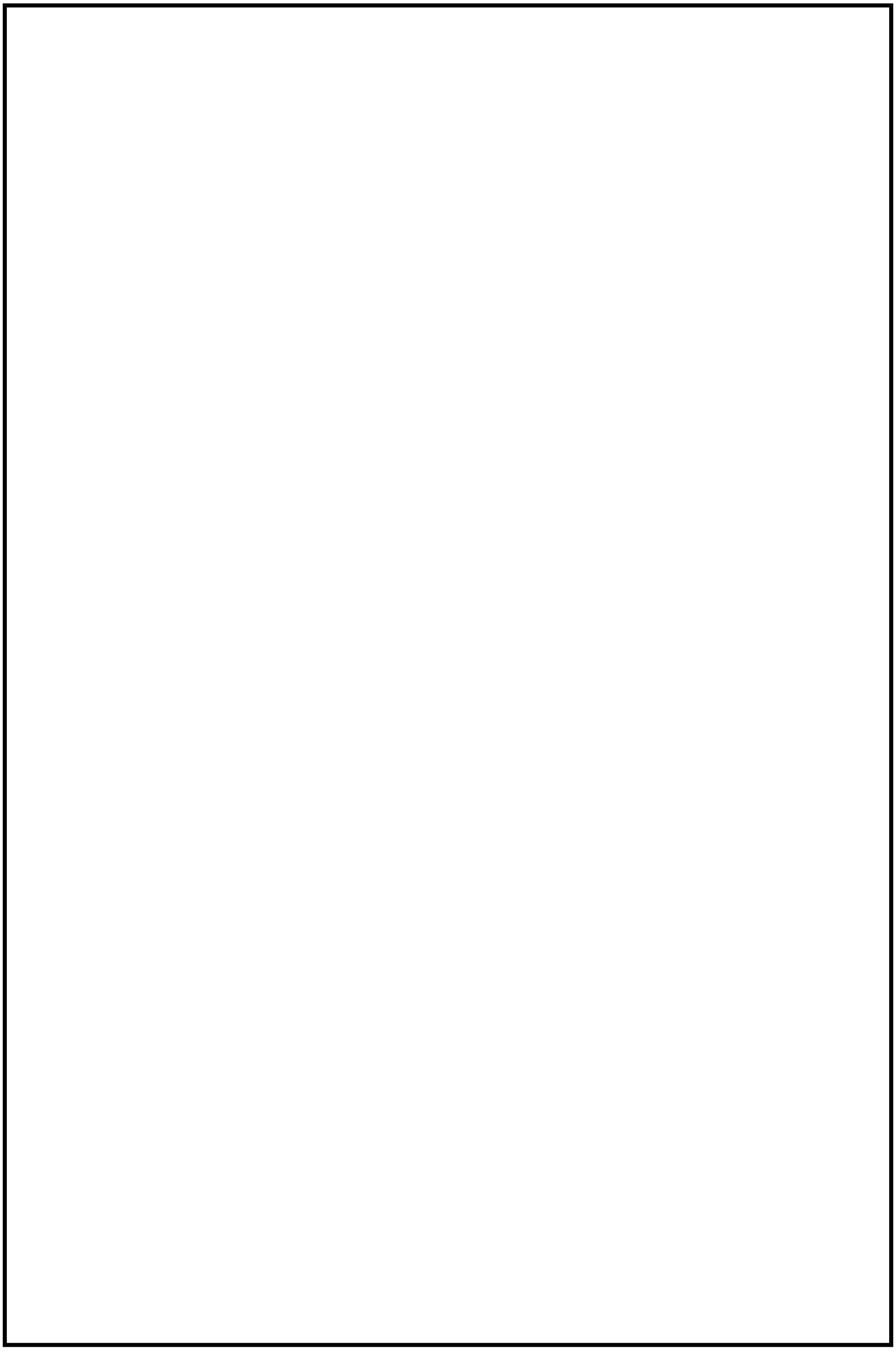


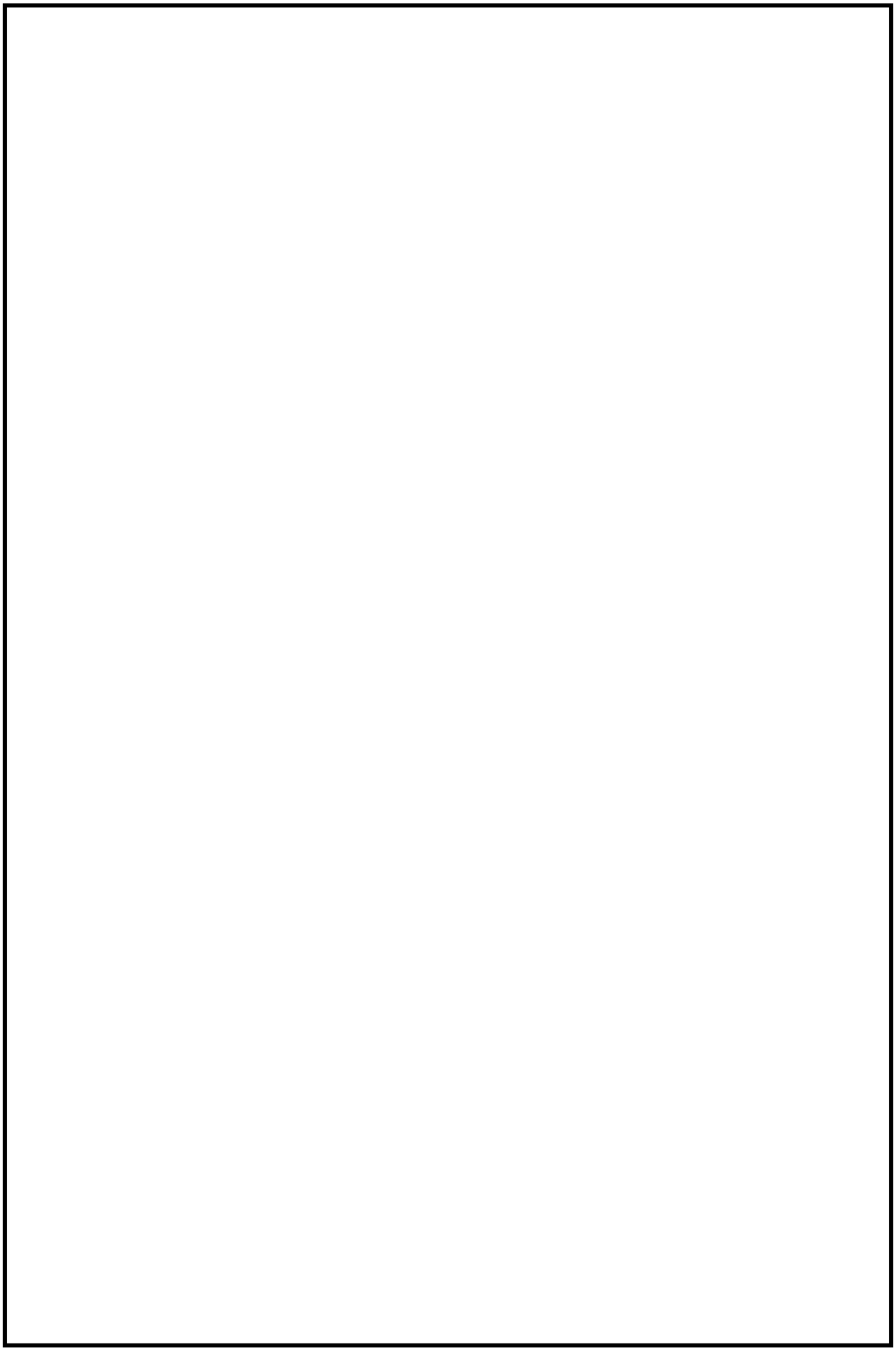
6 号及び 7 号炉原子炉建屋と荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の配置図

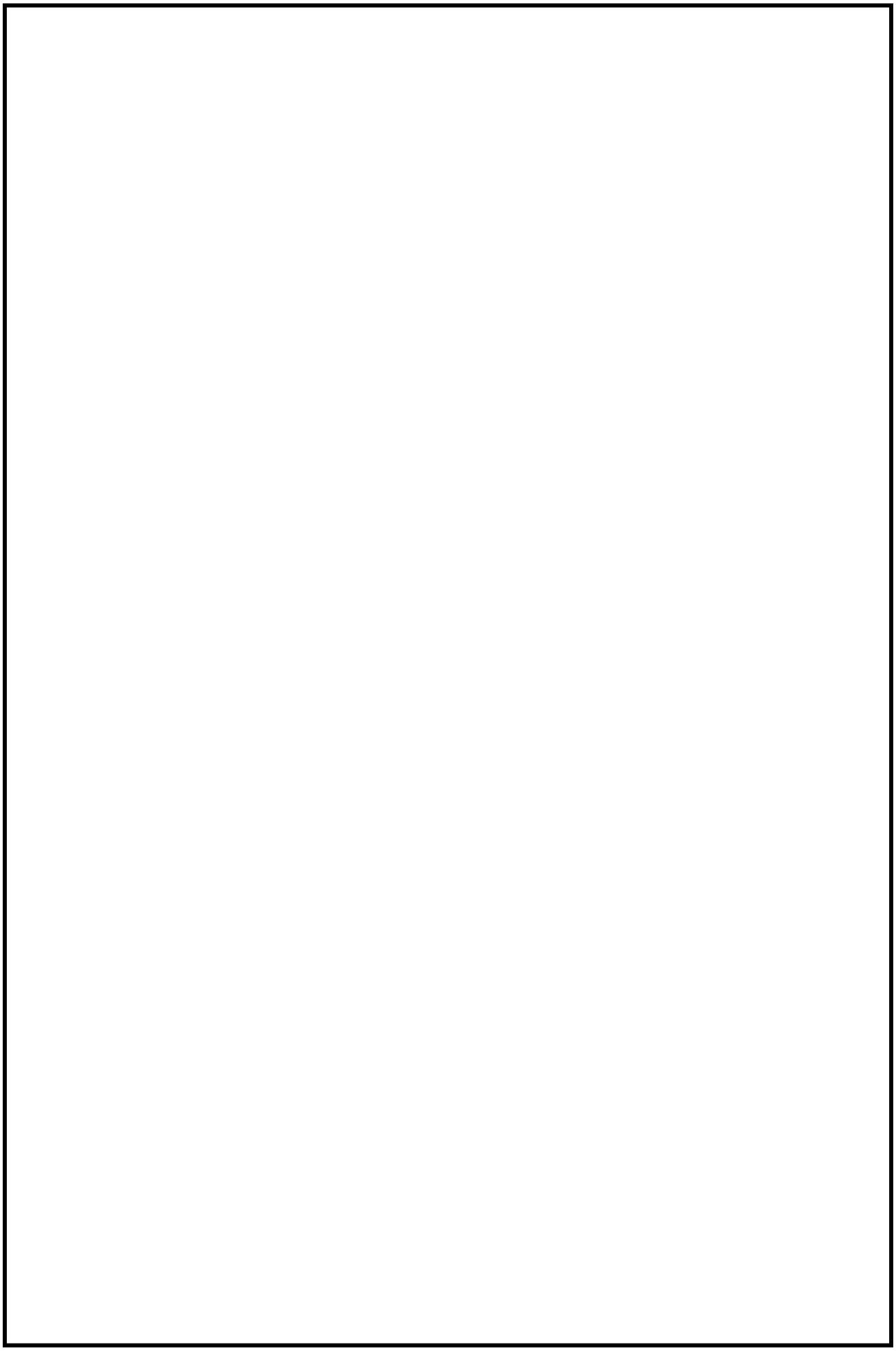


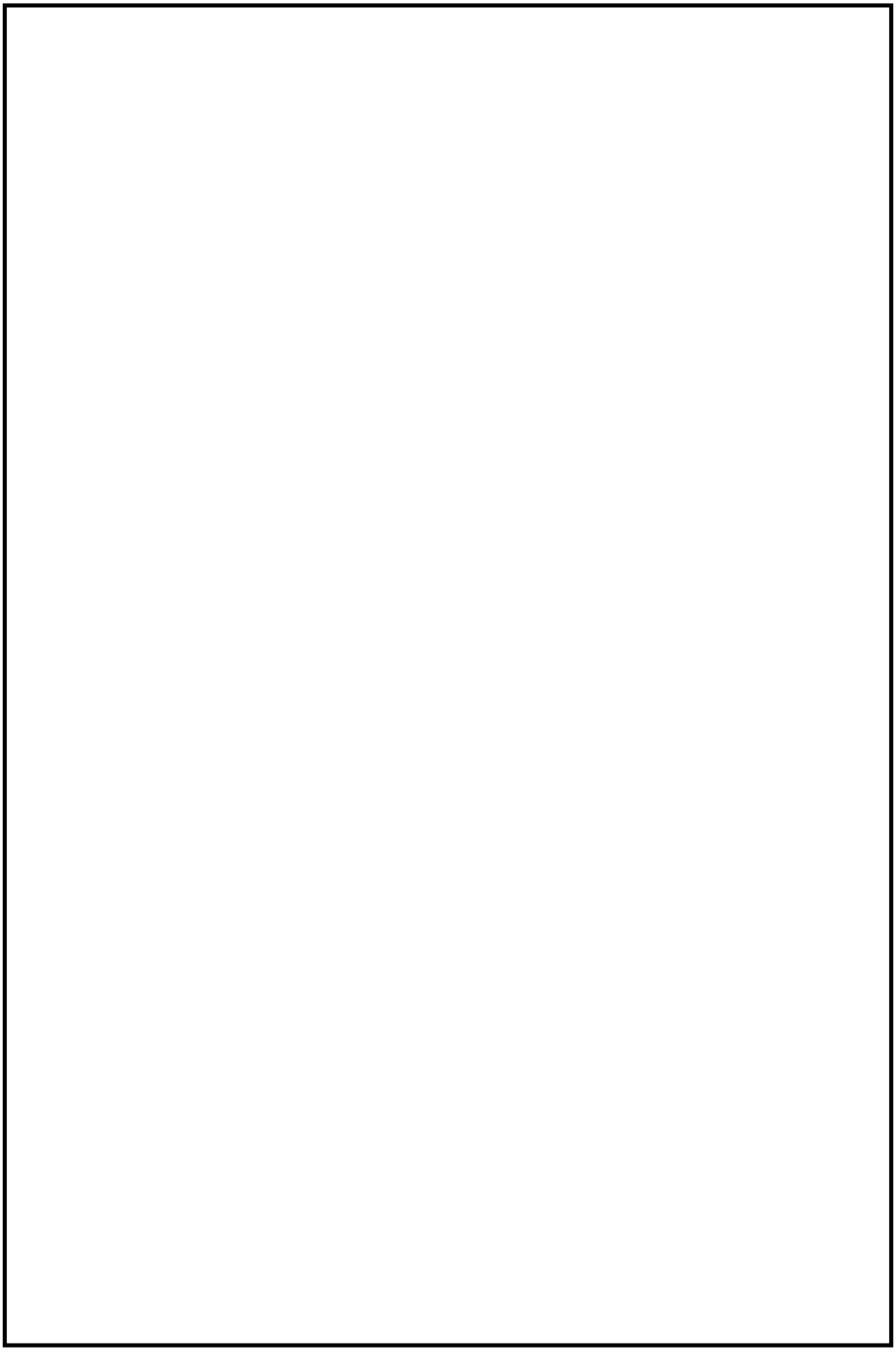


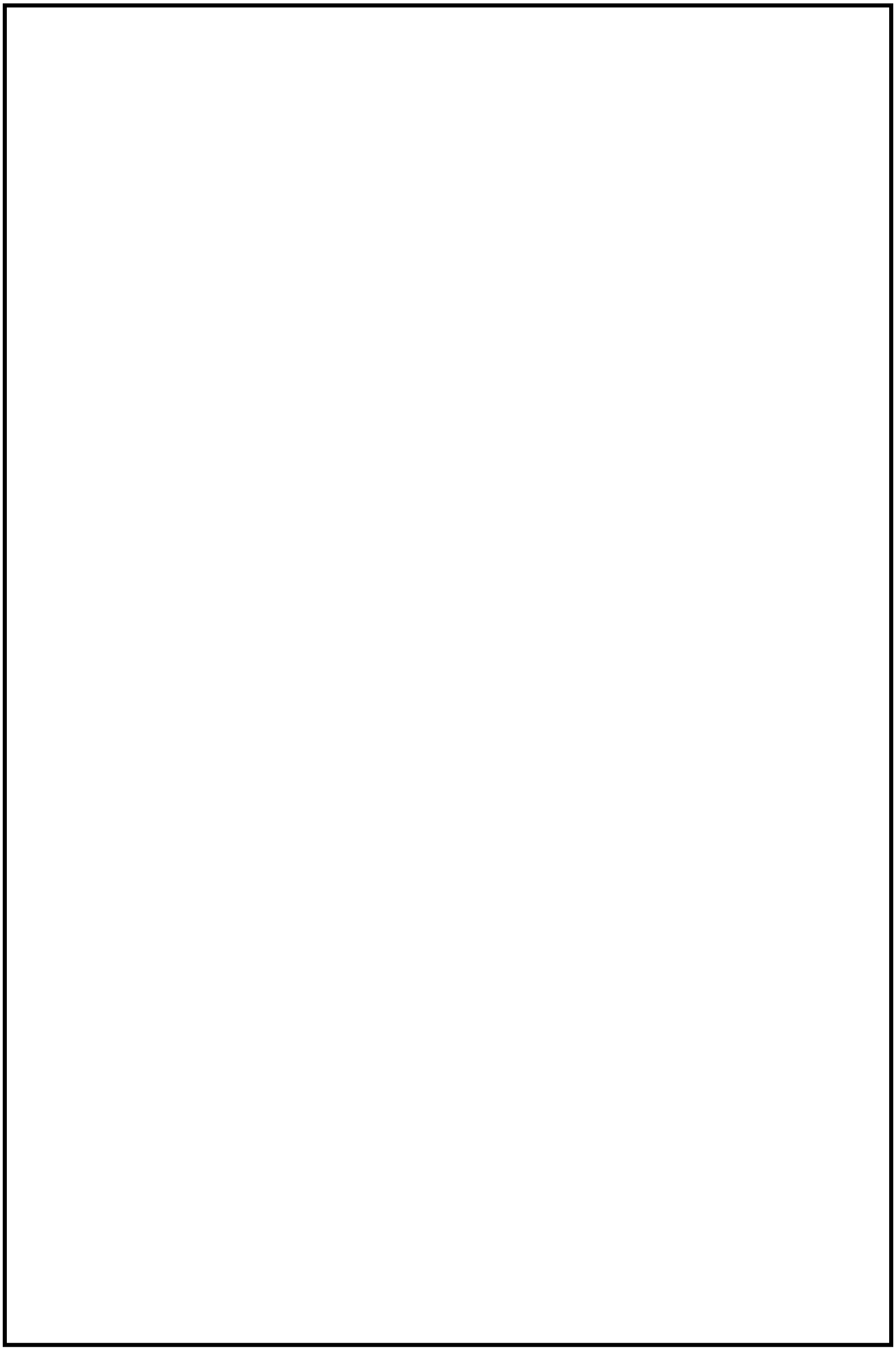


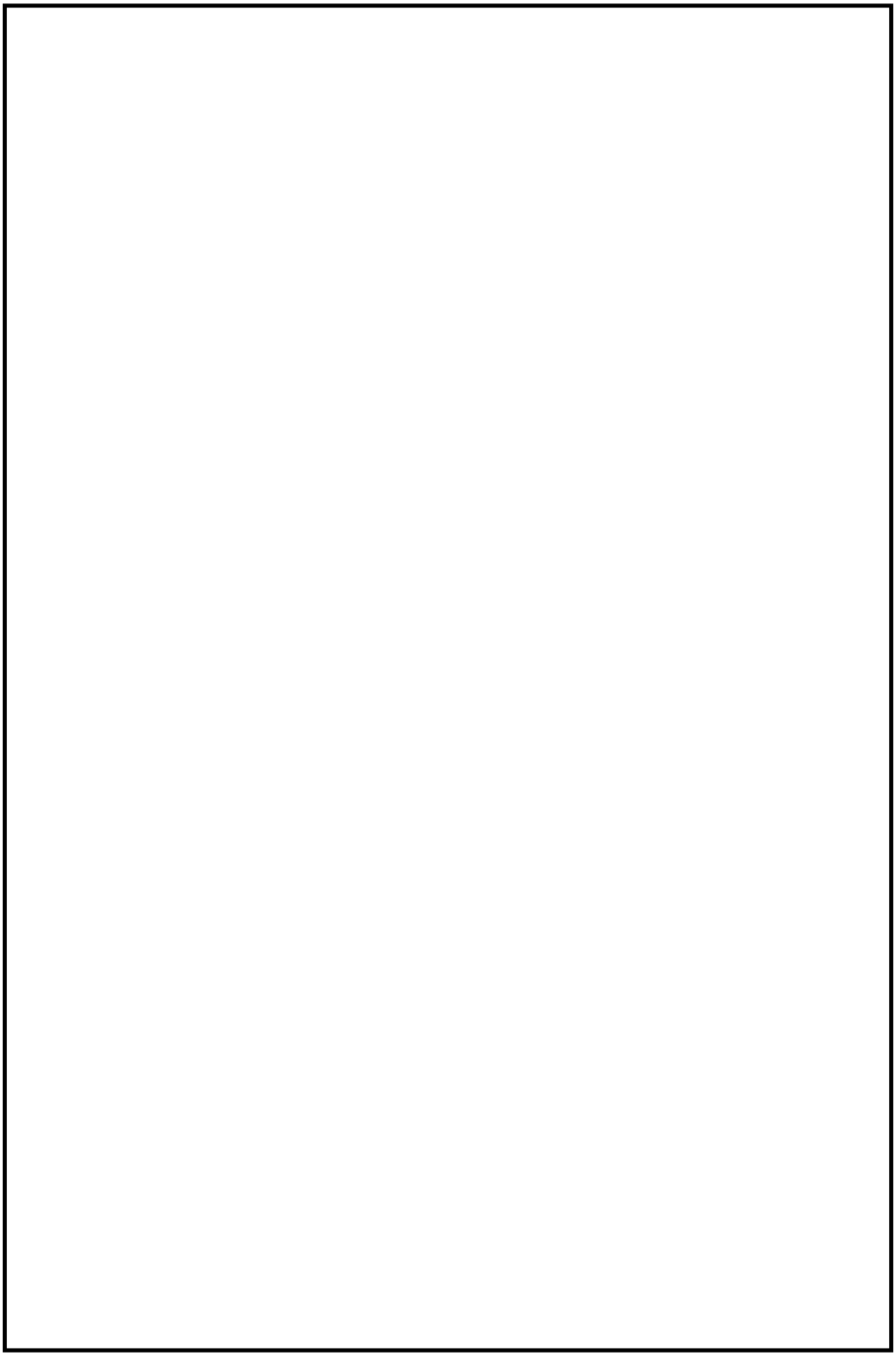


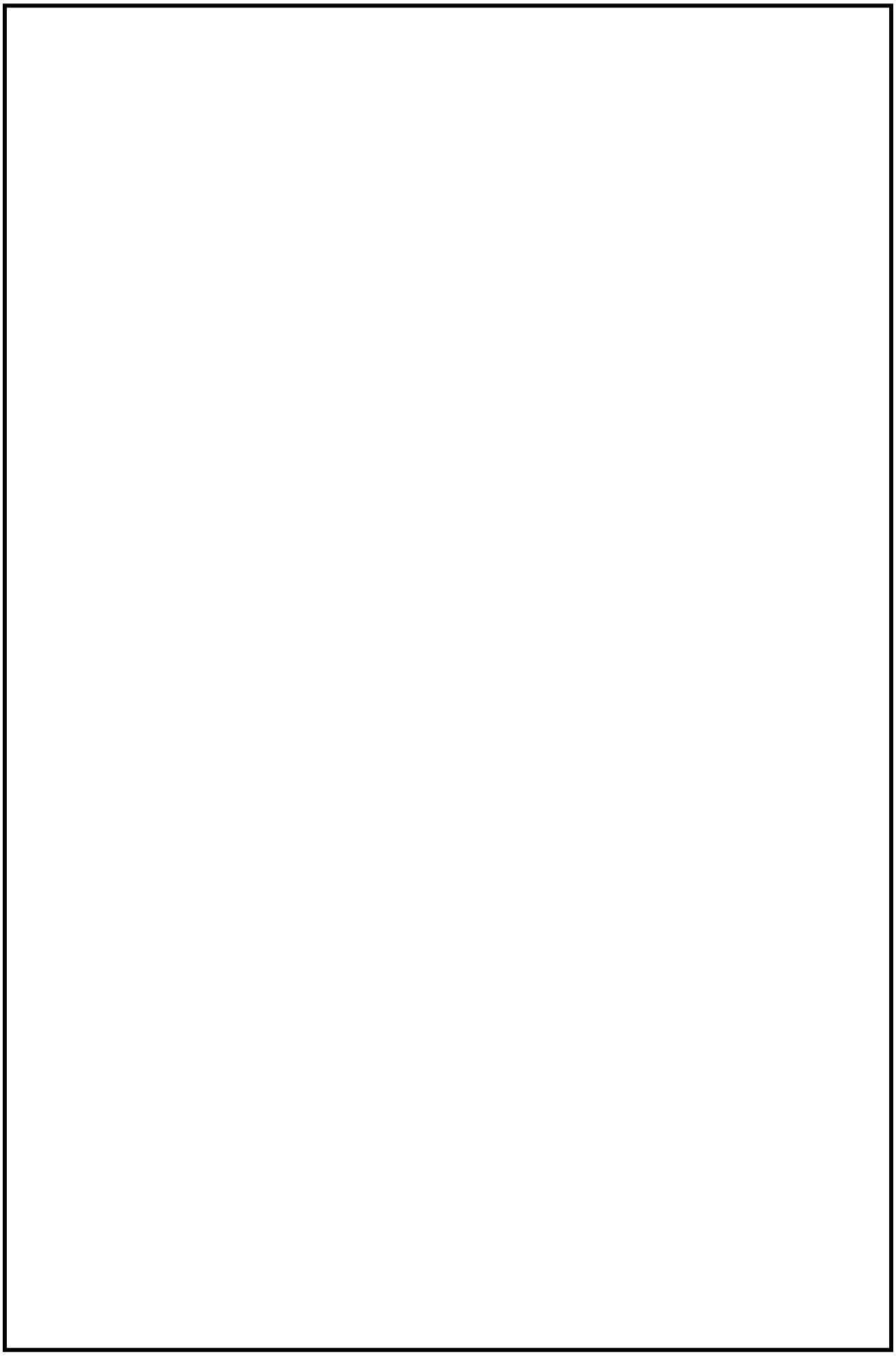


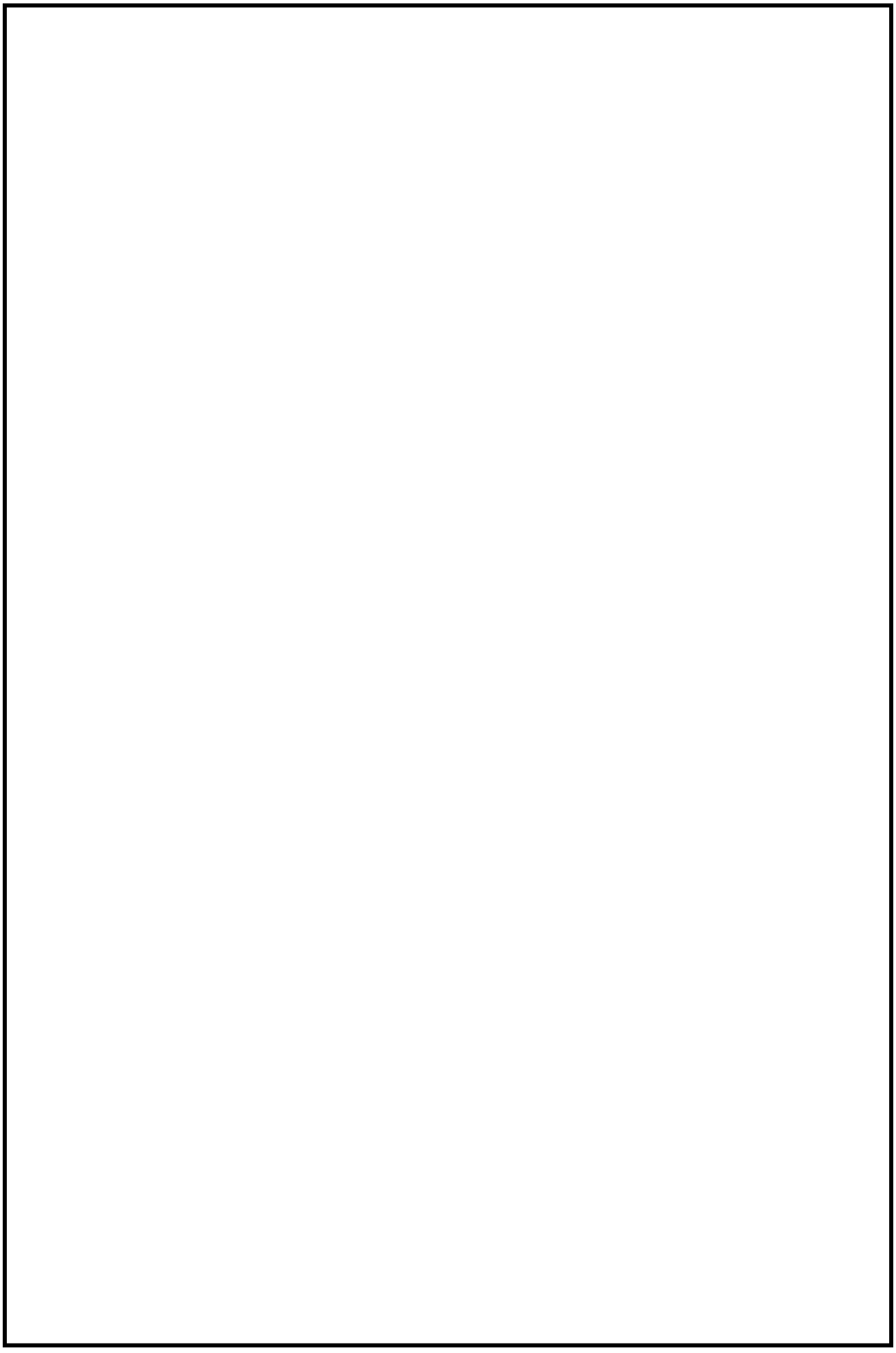


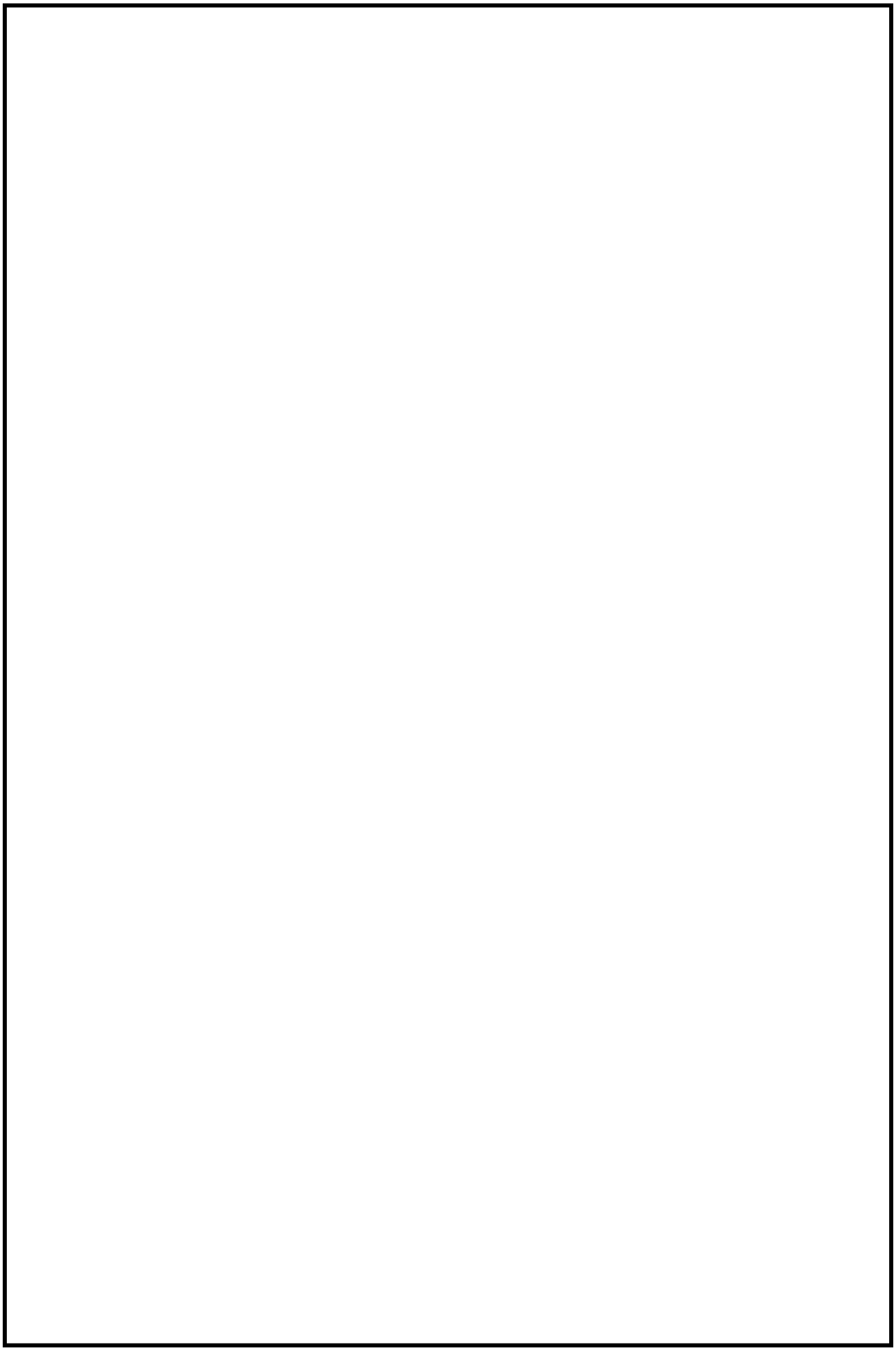


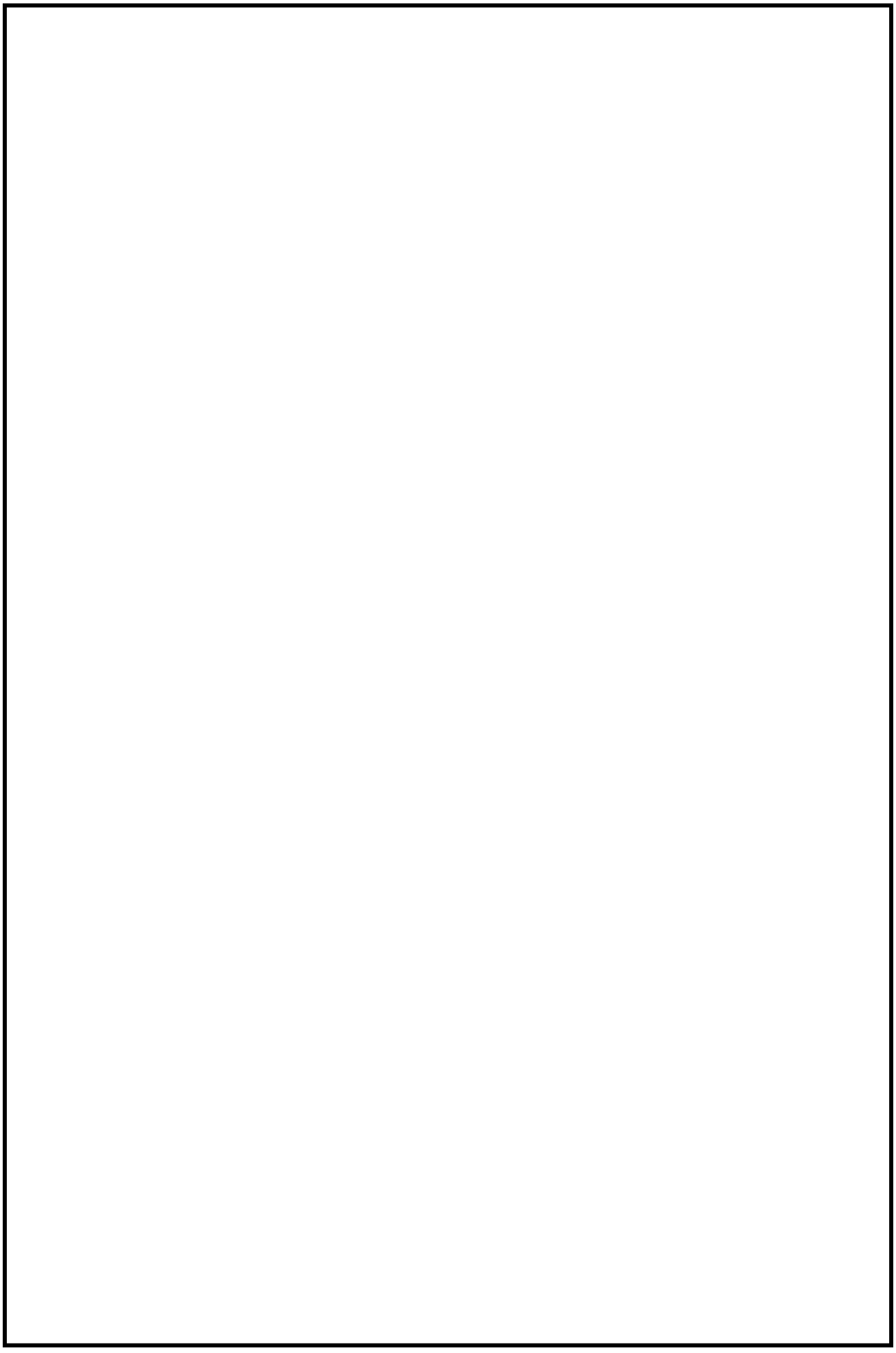


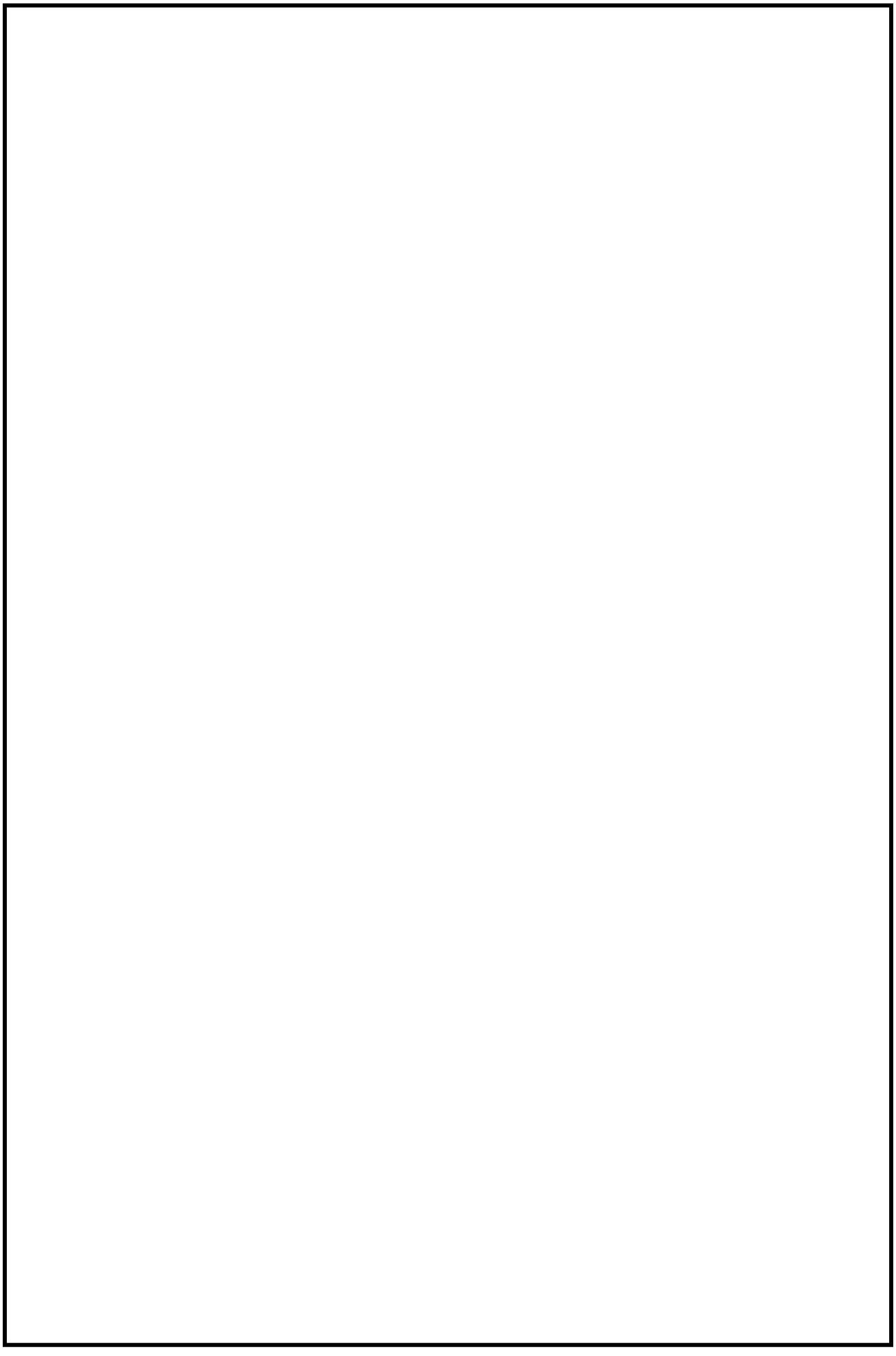


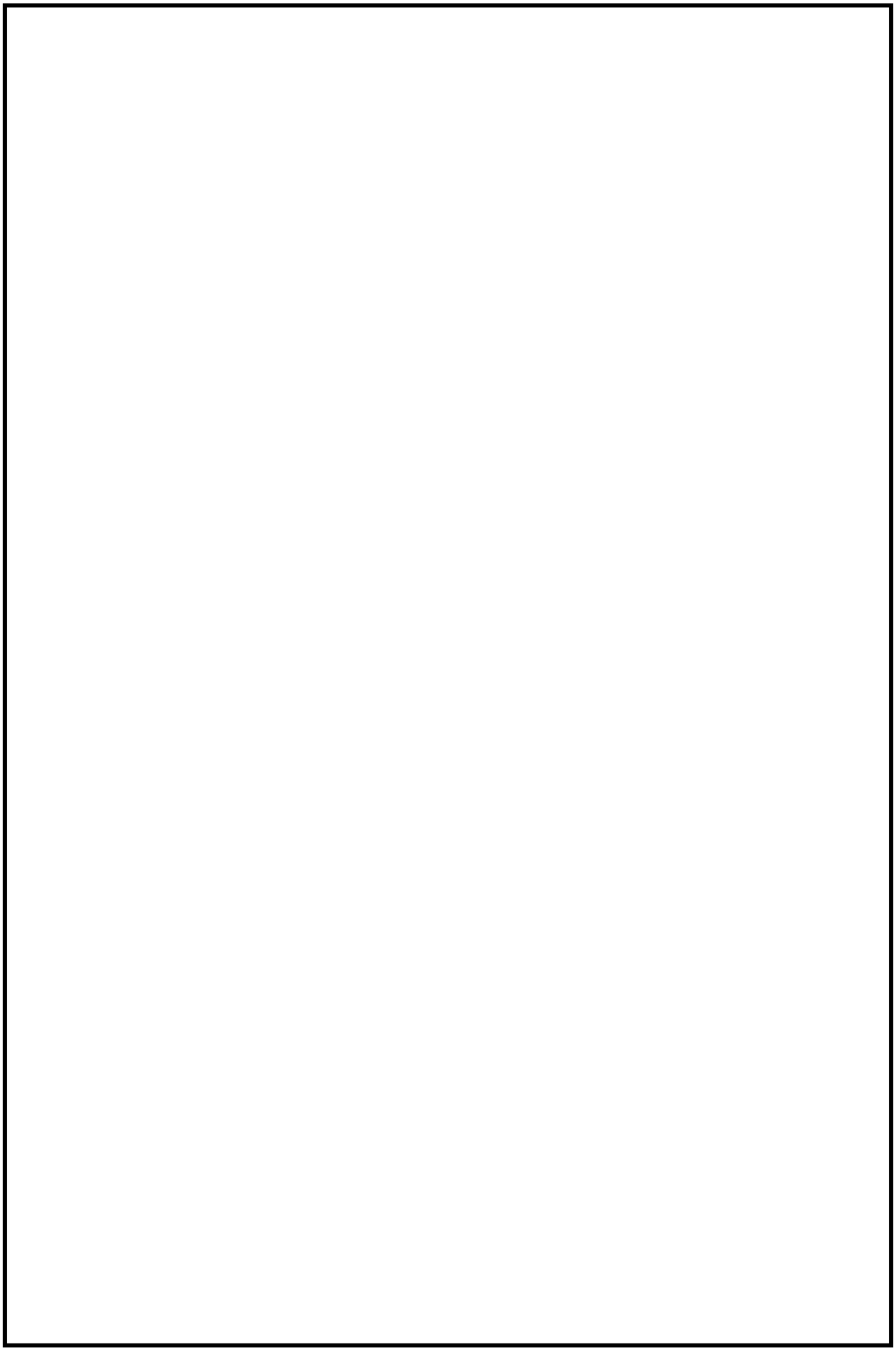


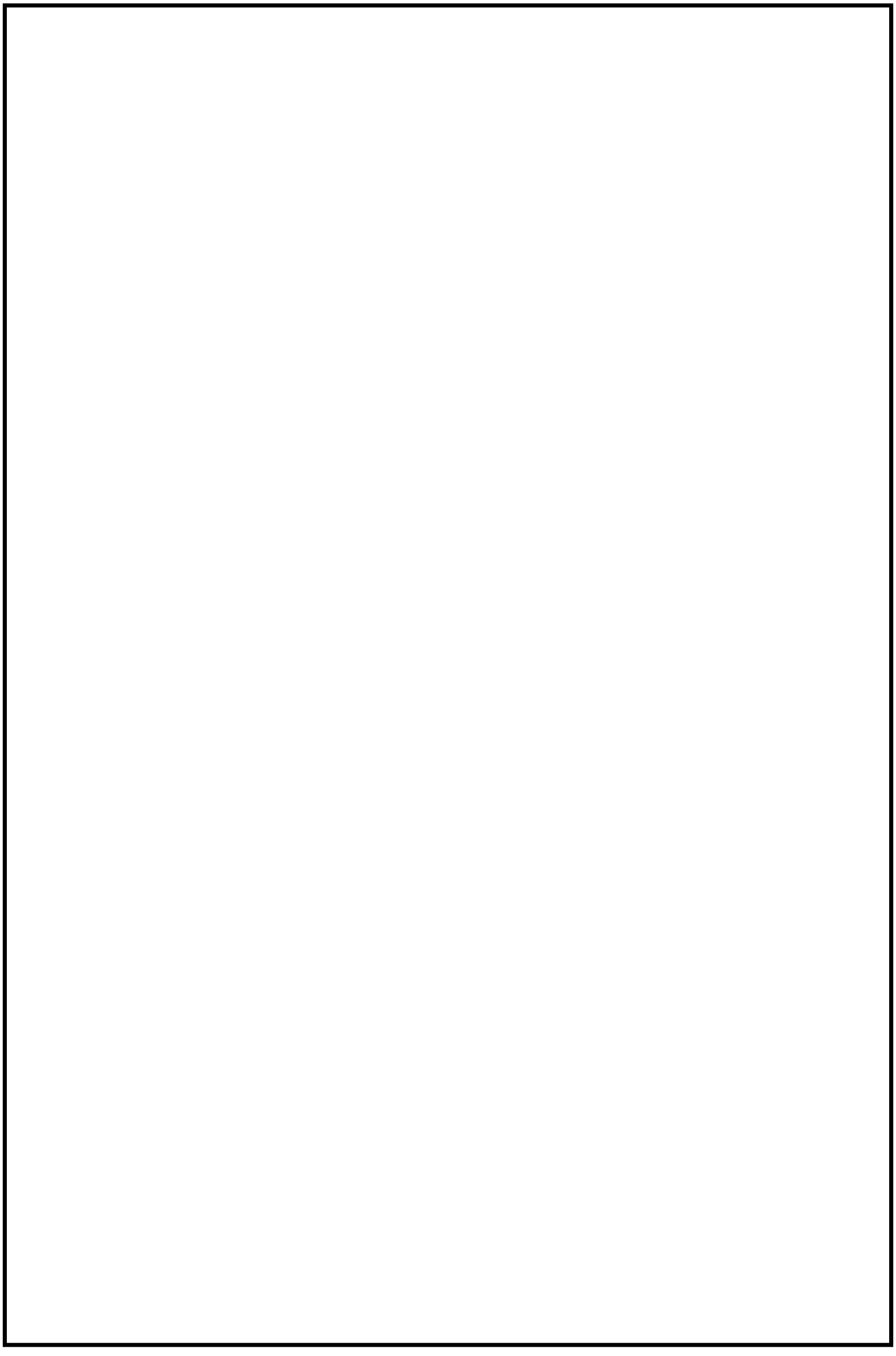


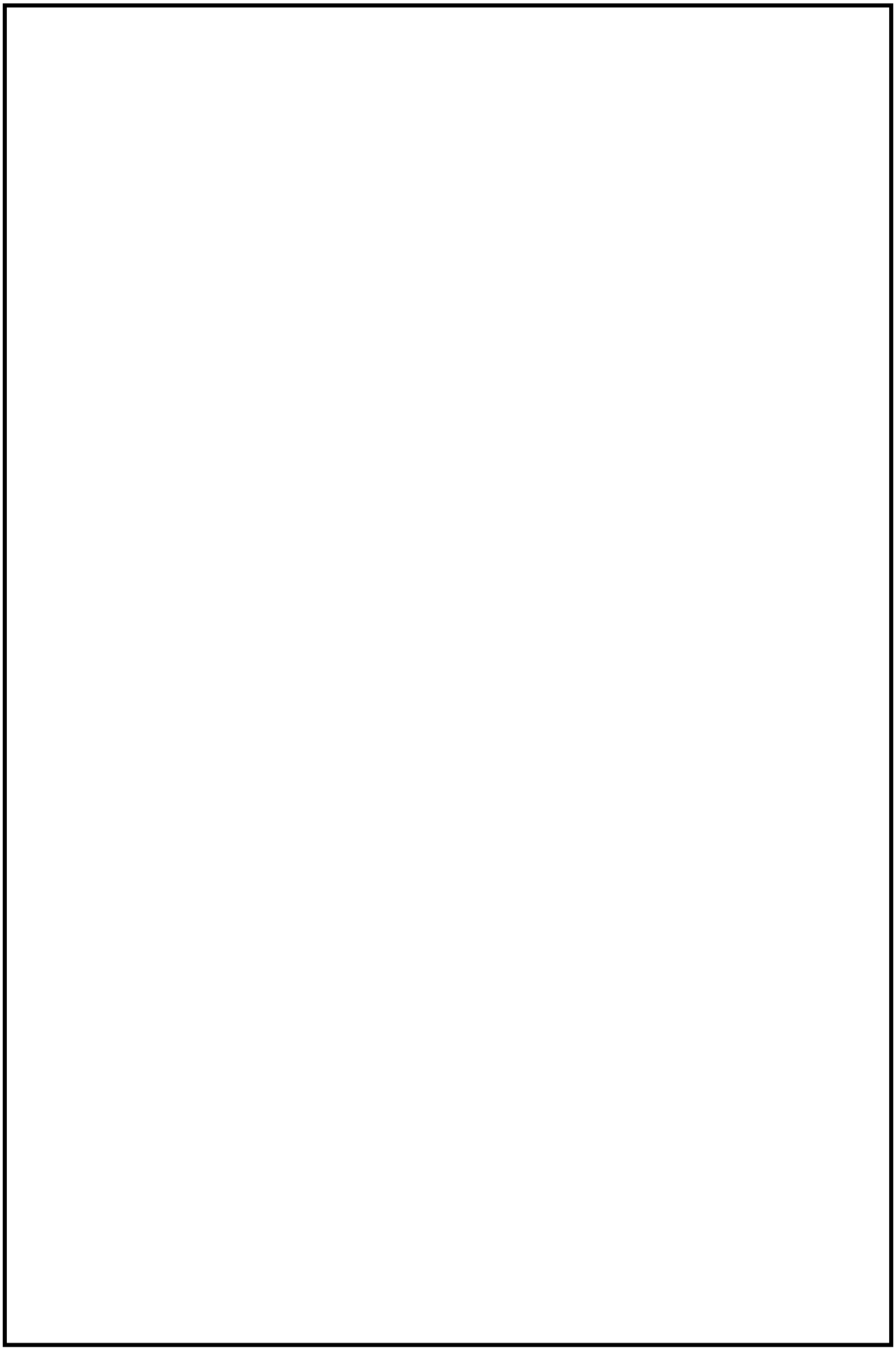


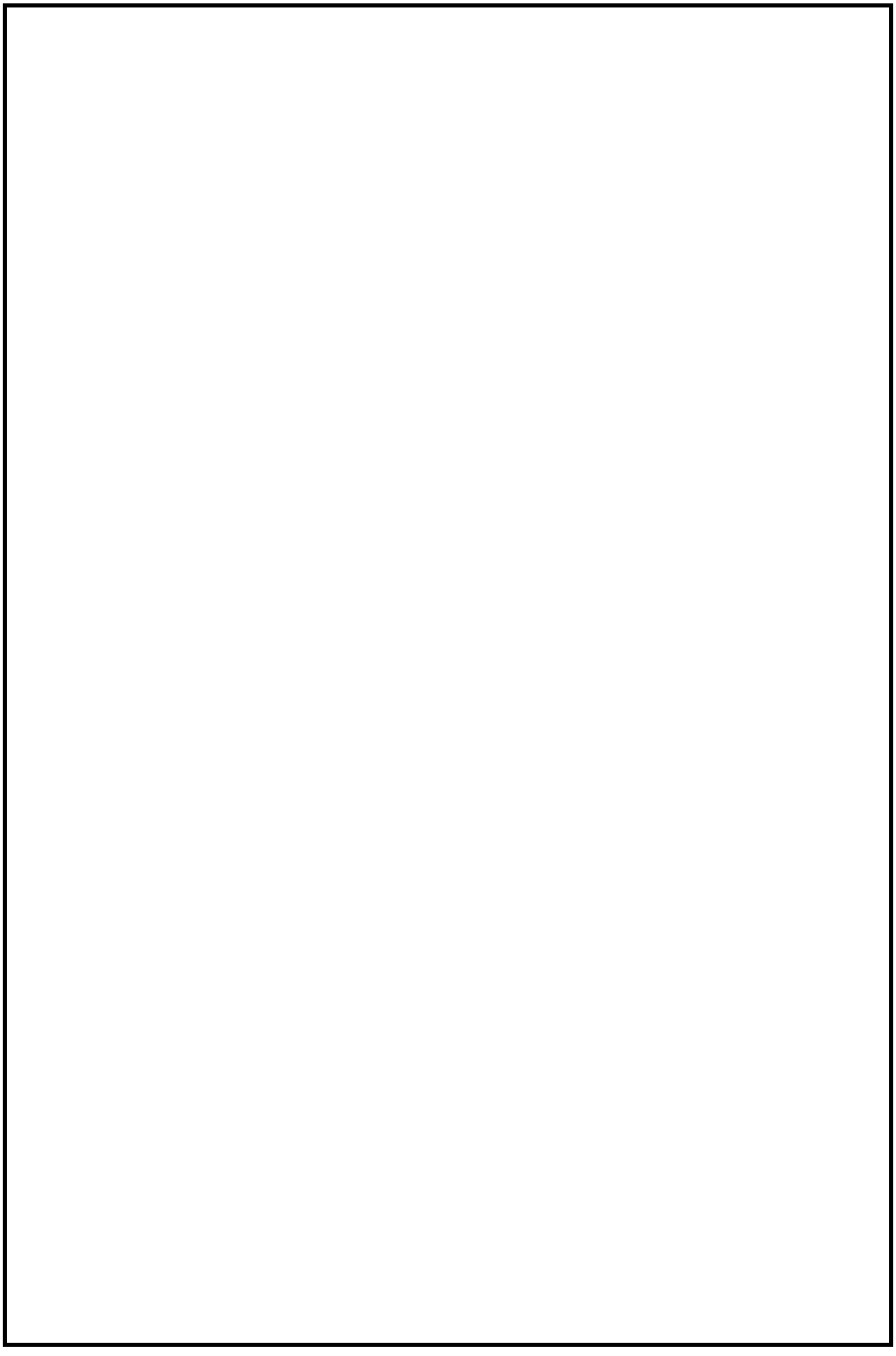


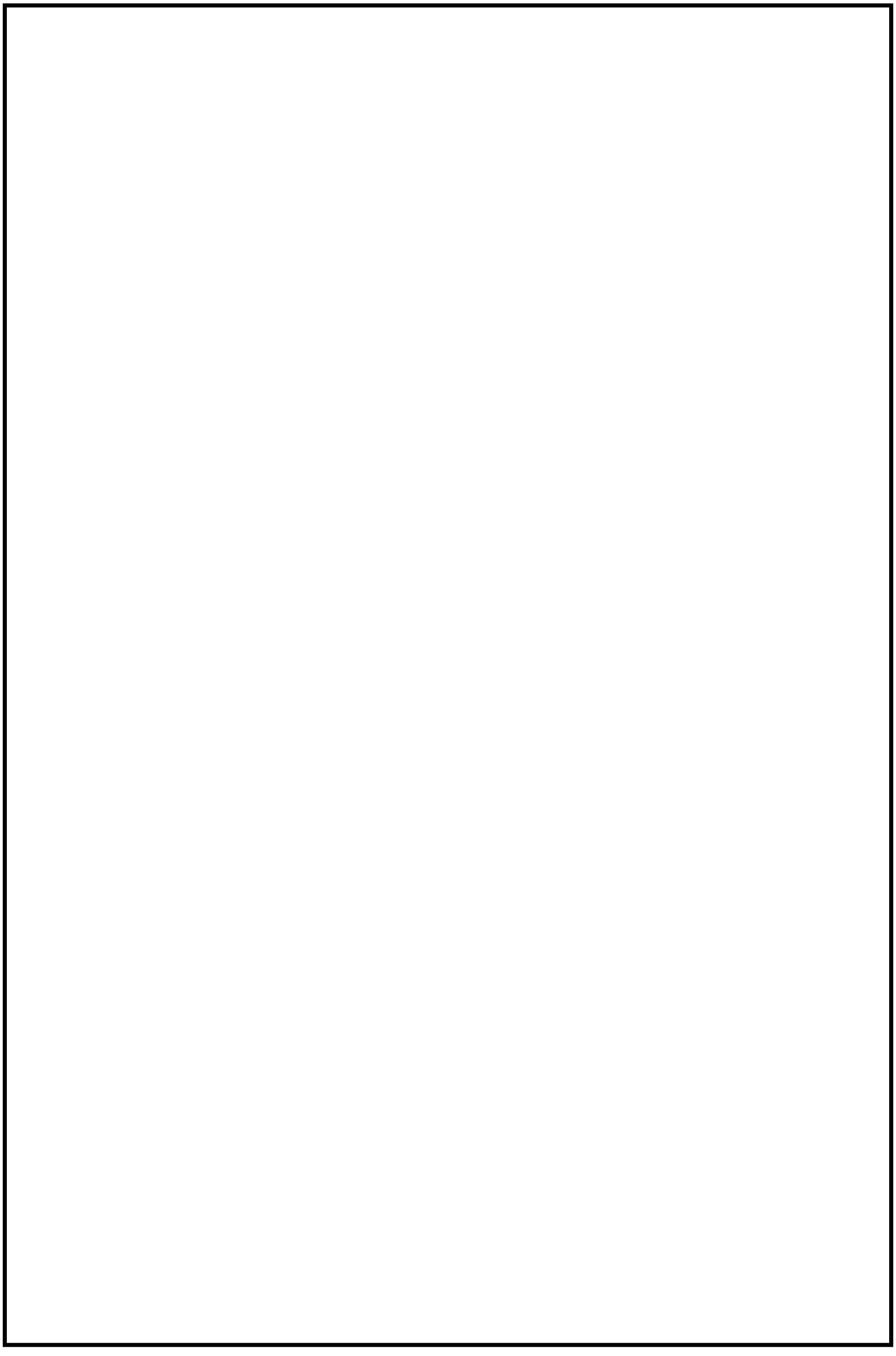


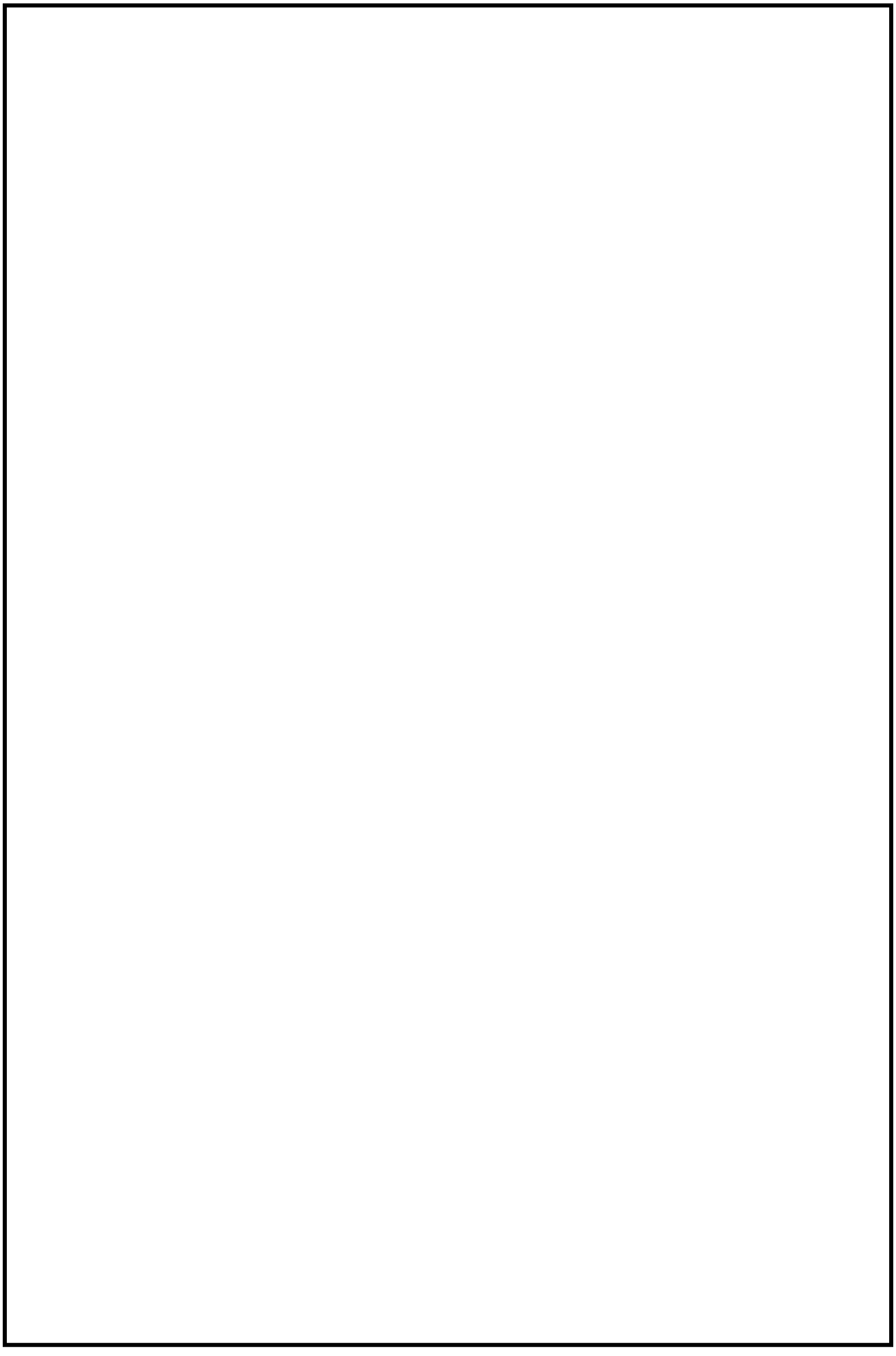


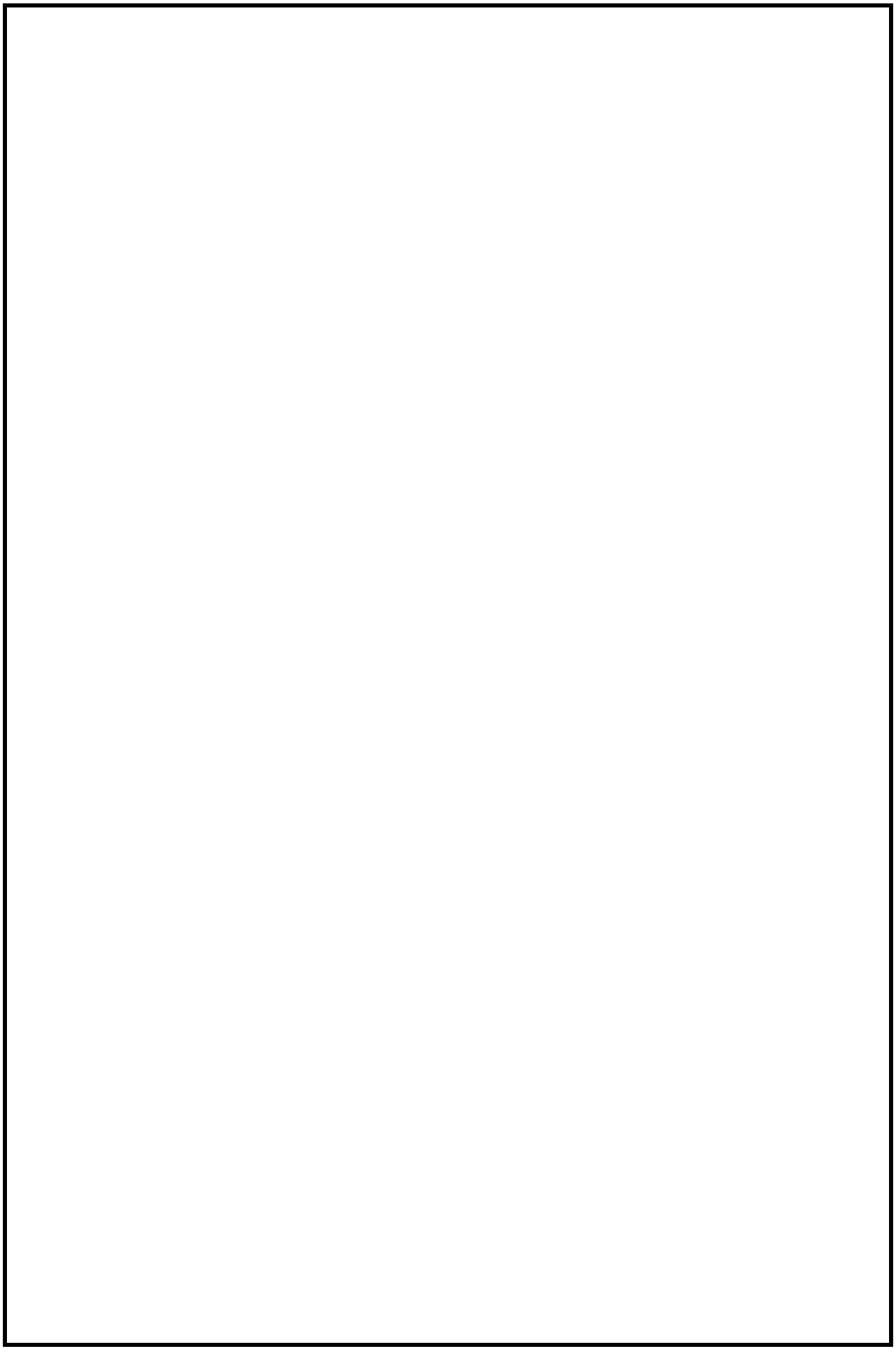


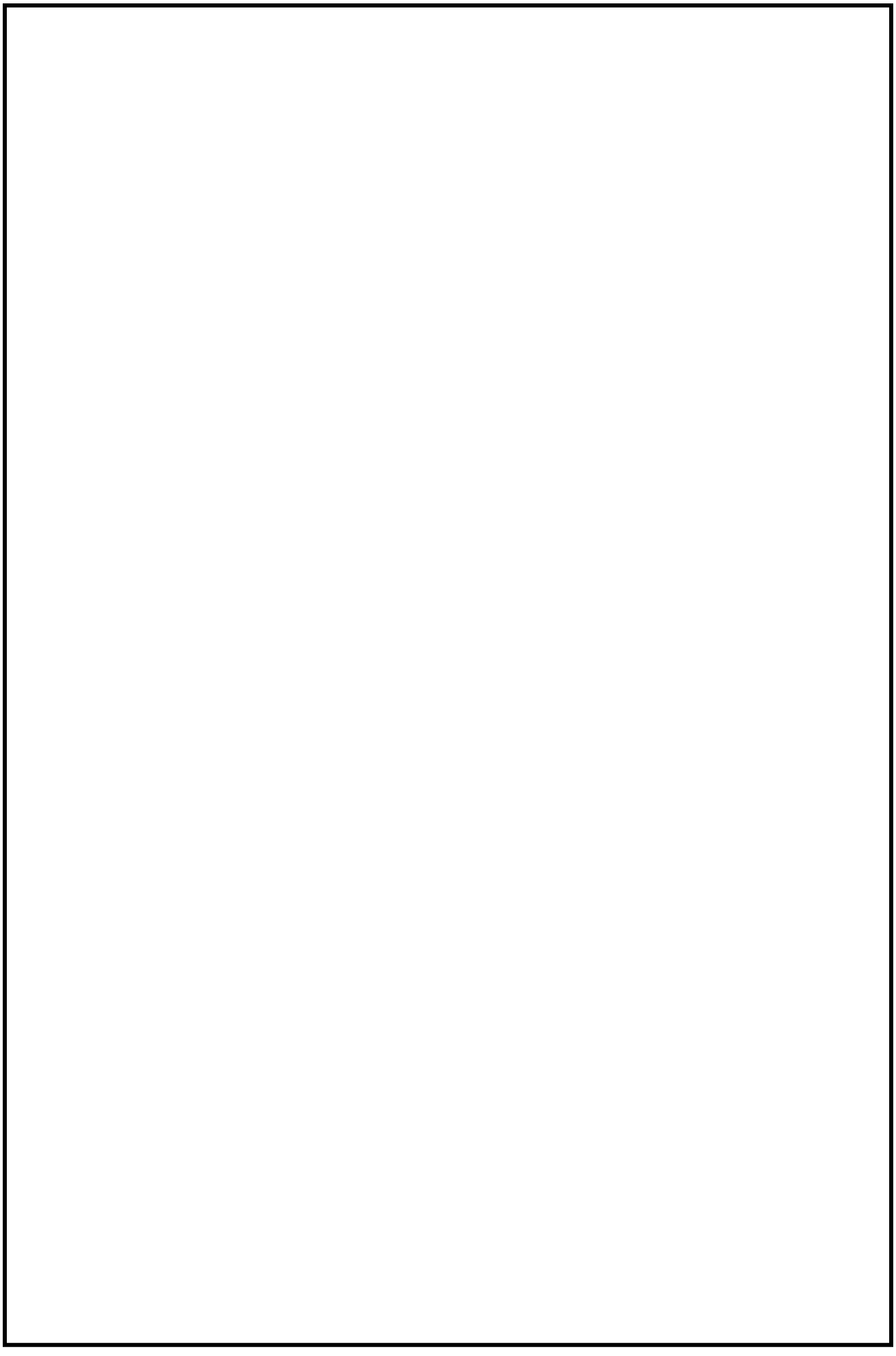


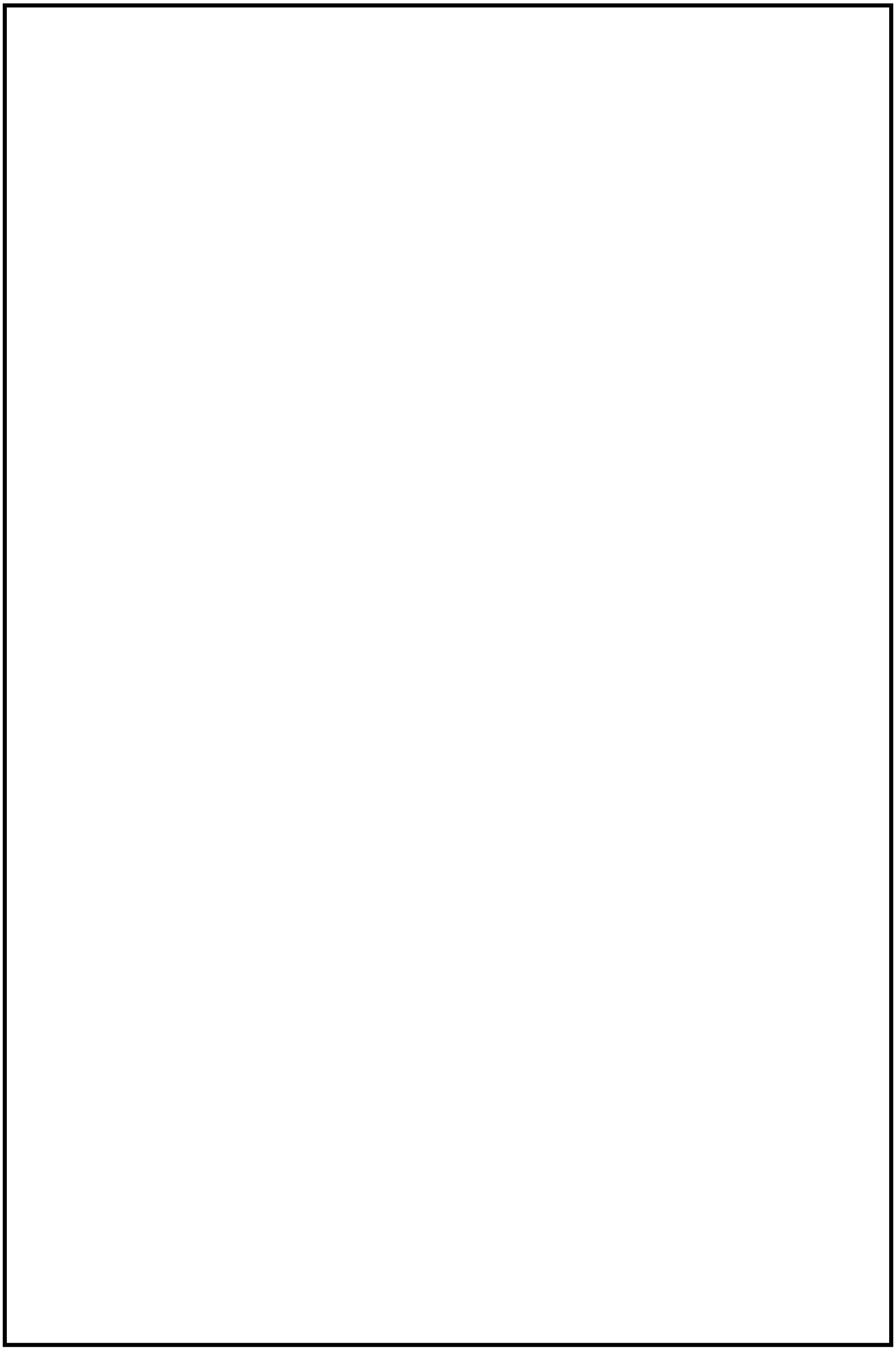


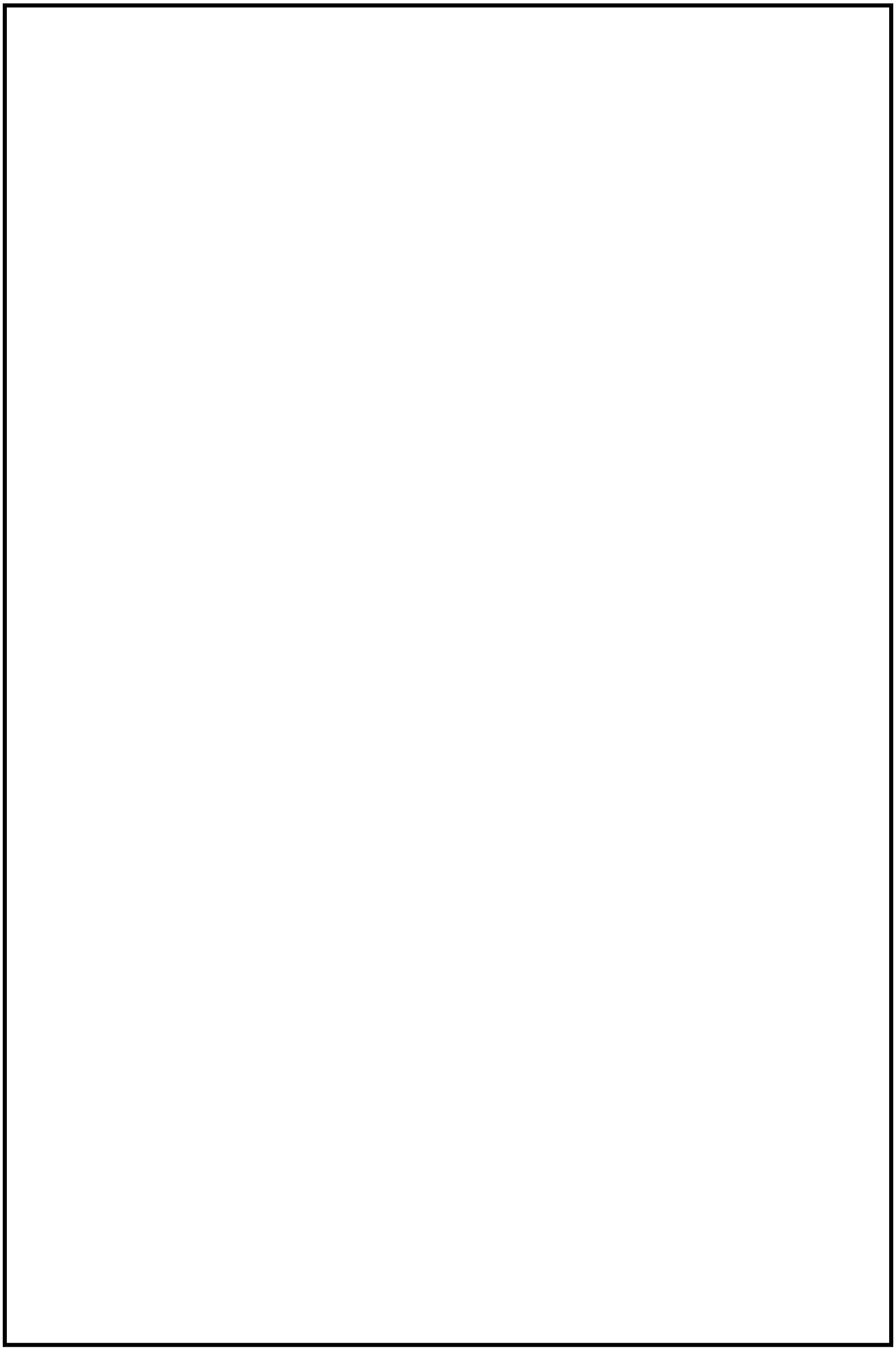


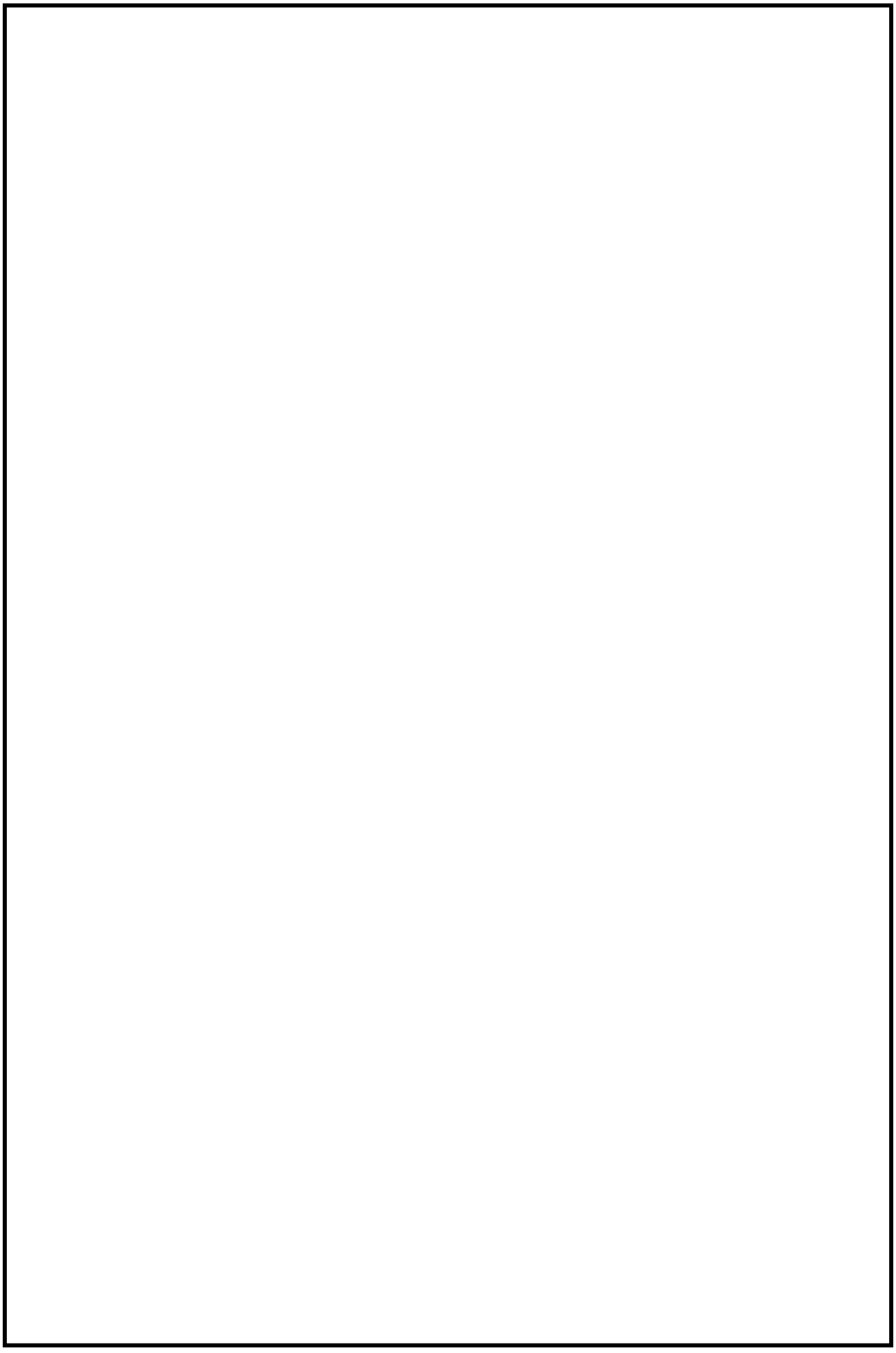


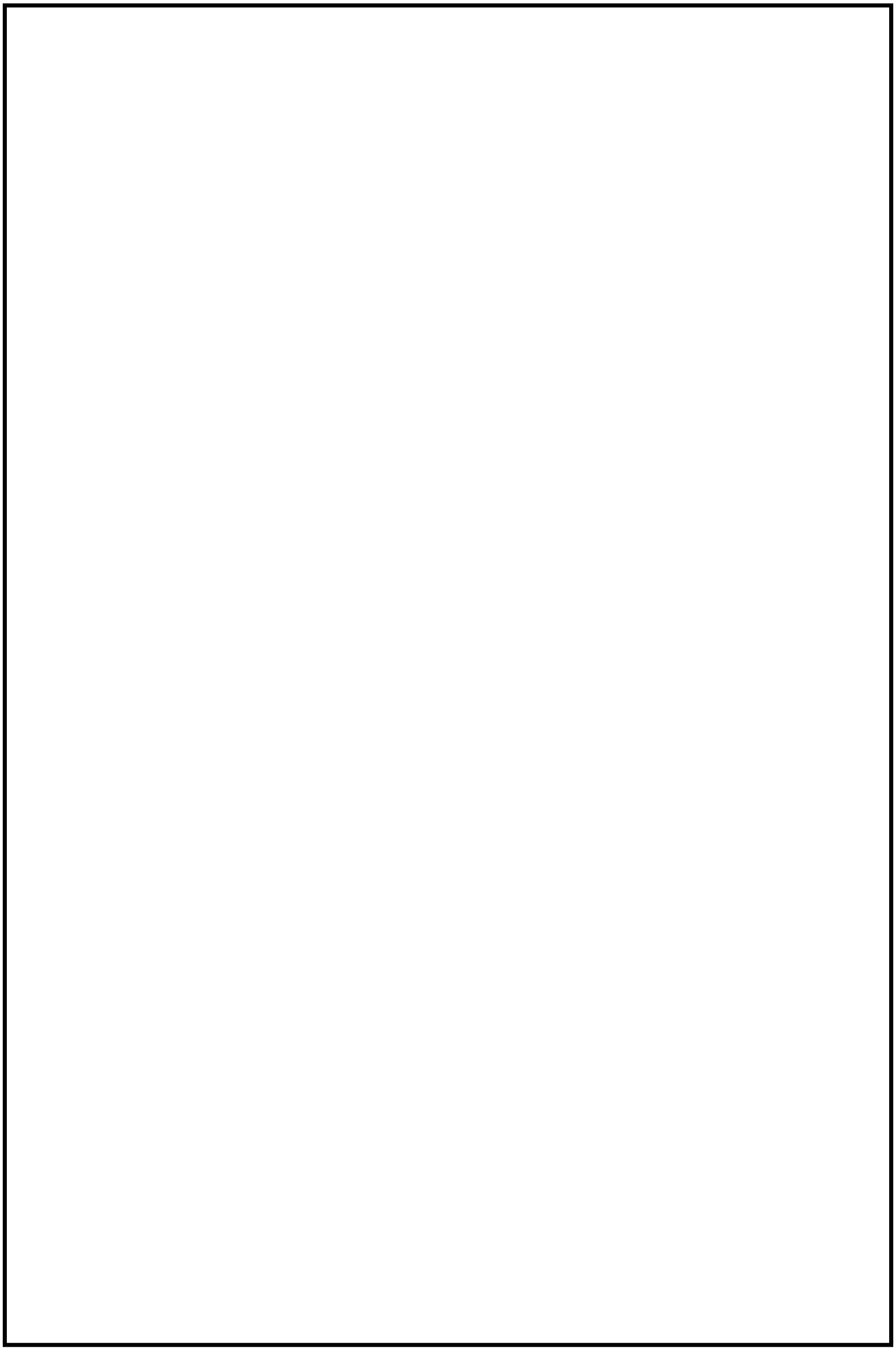


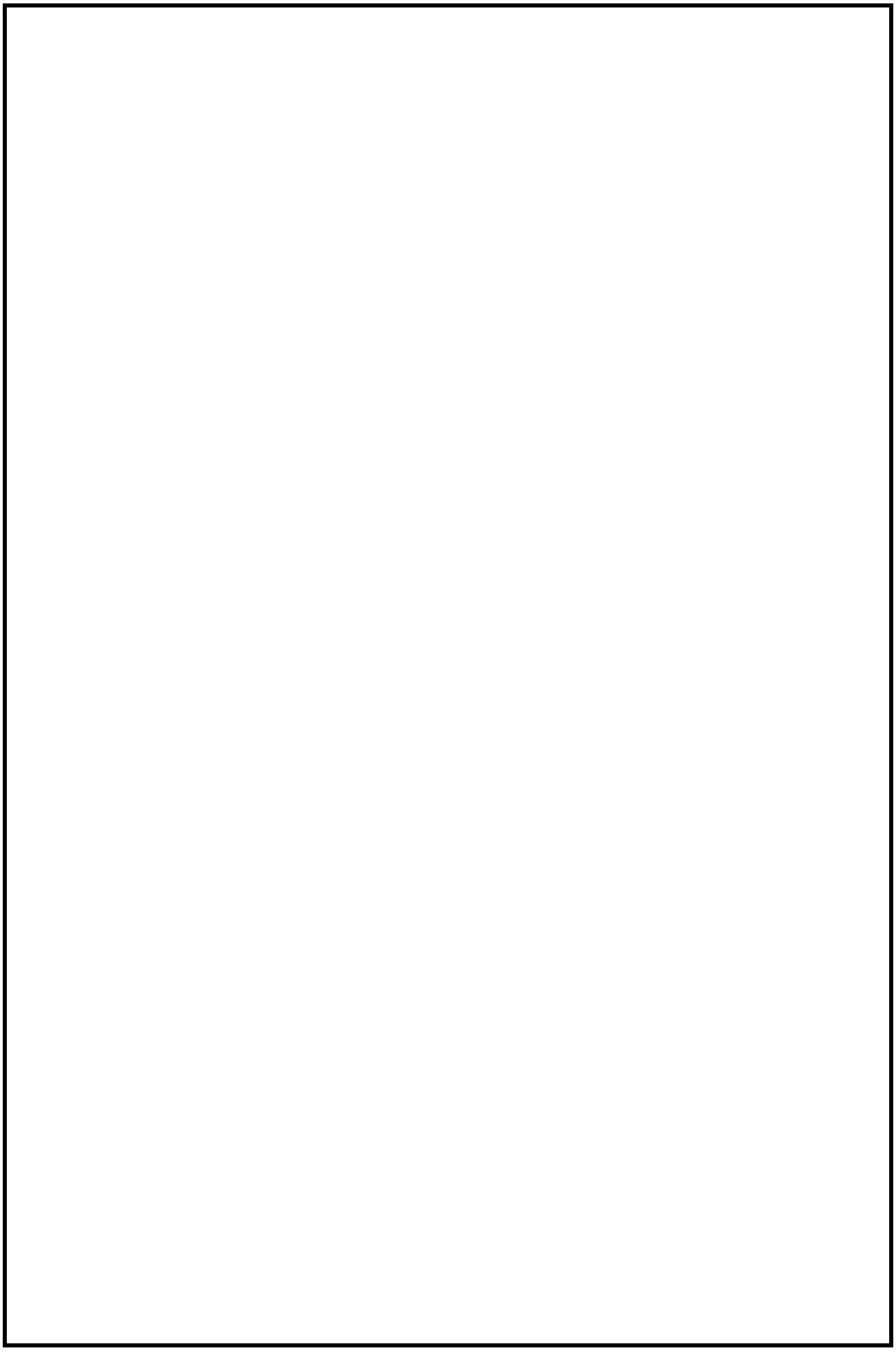


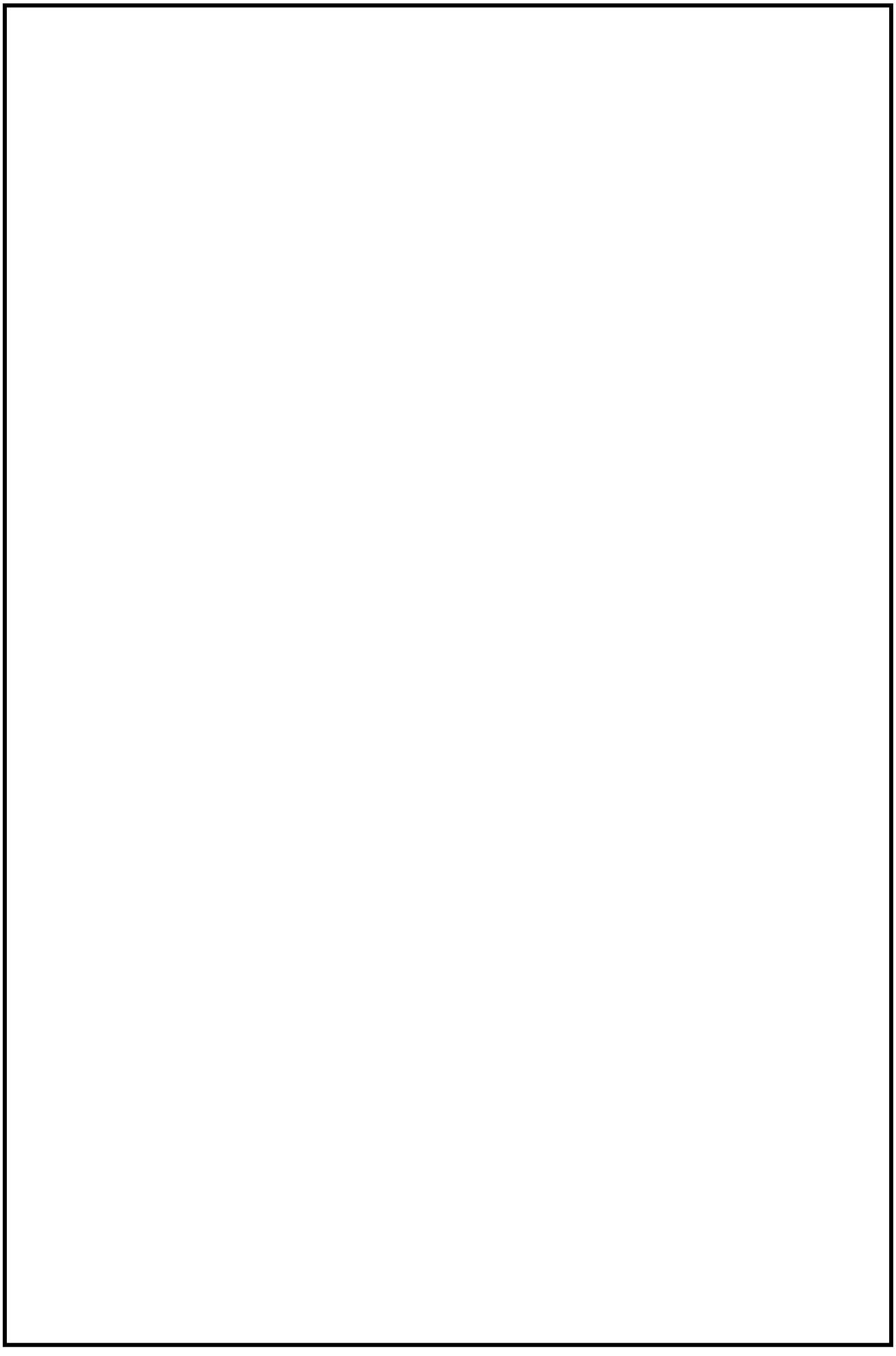


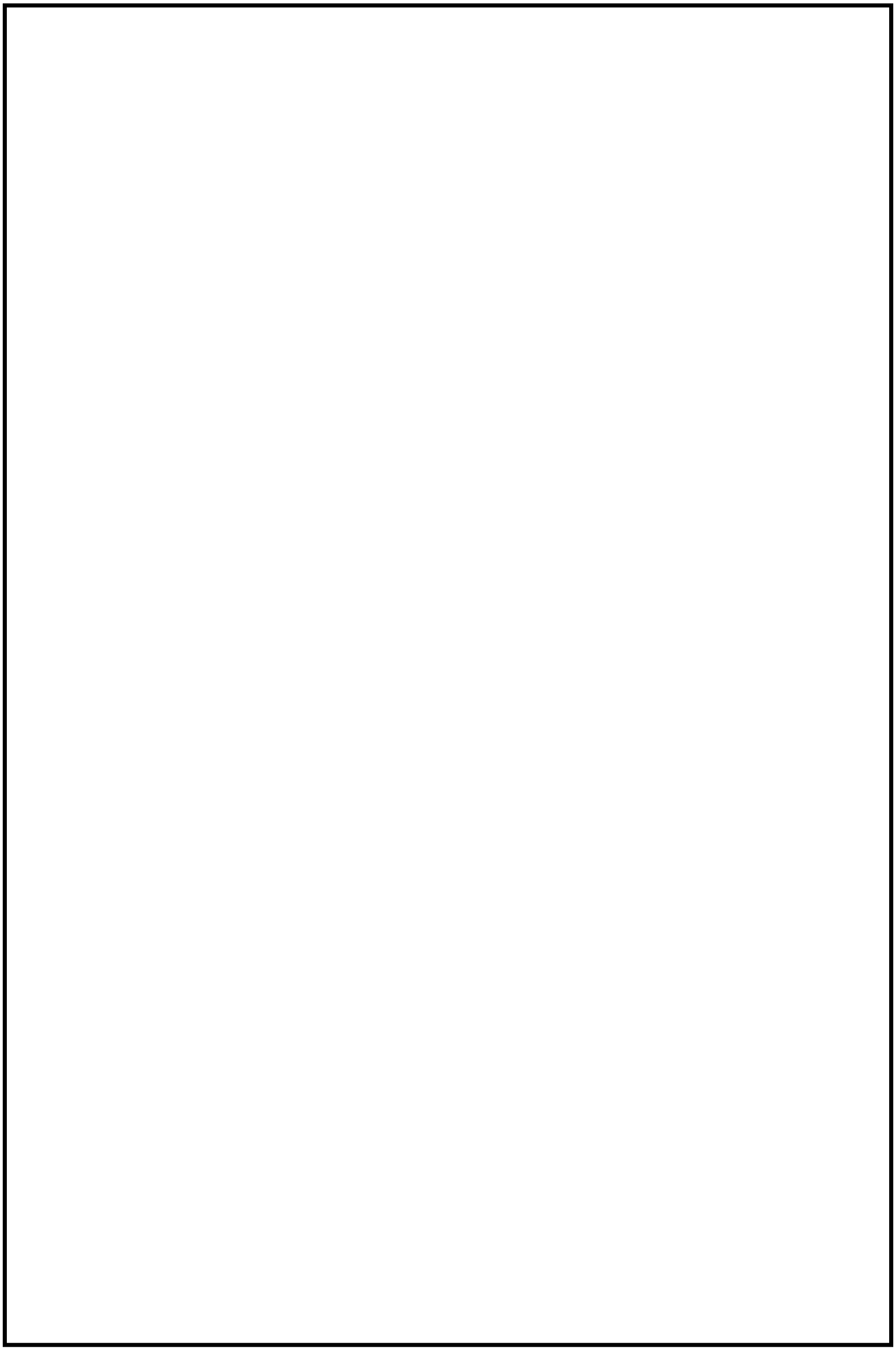


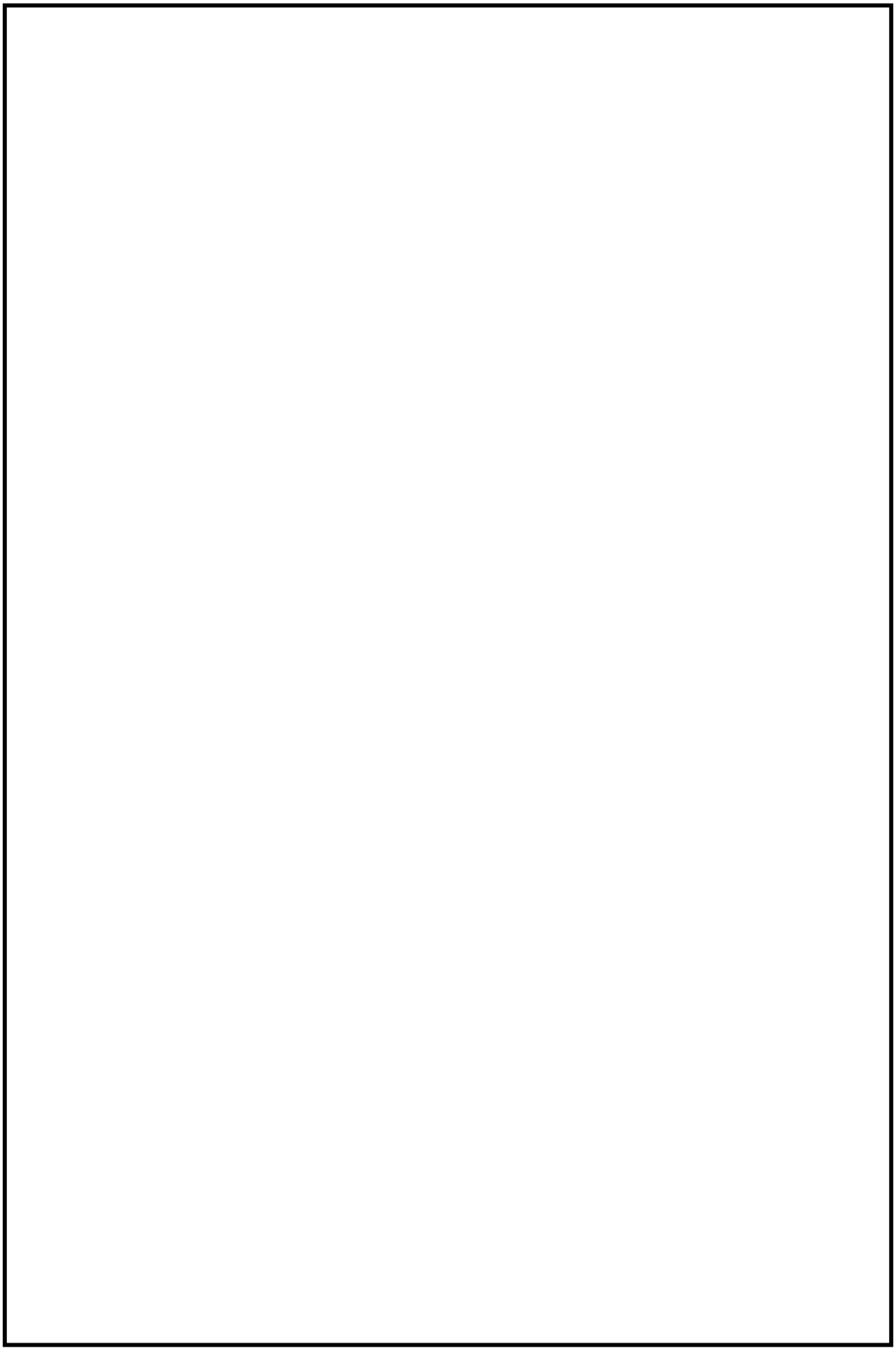


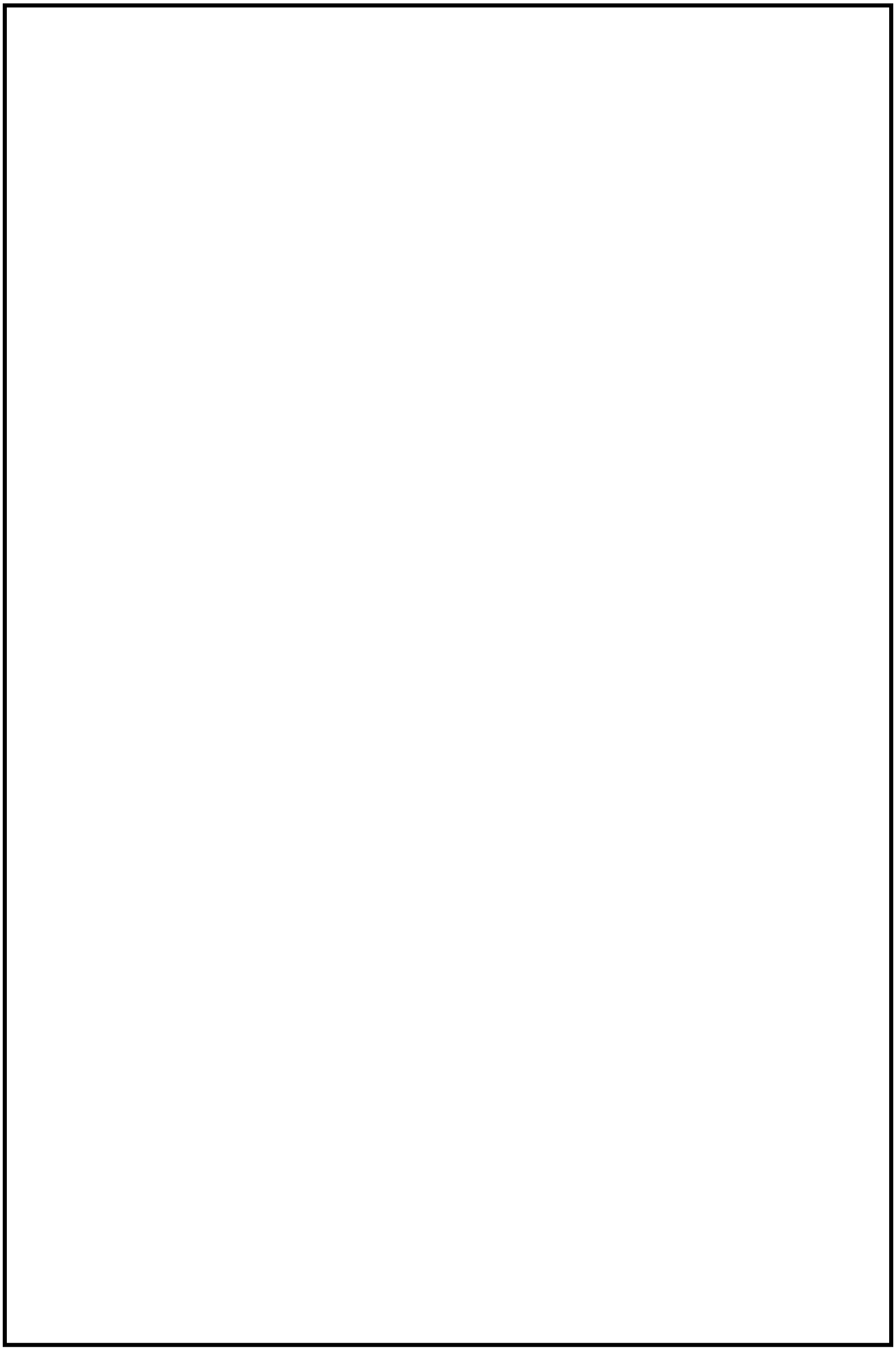


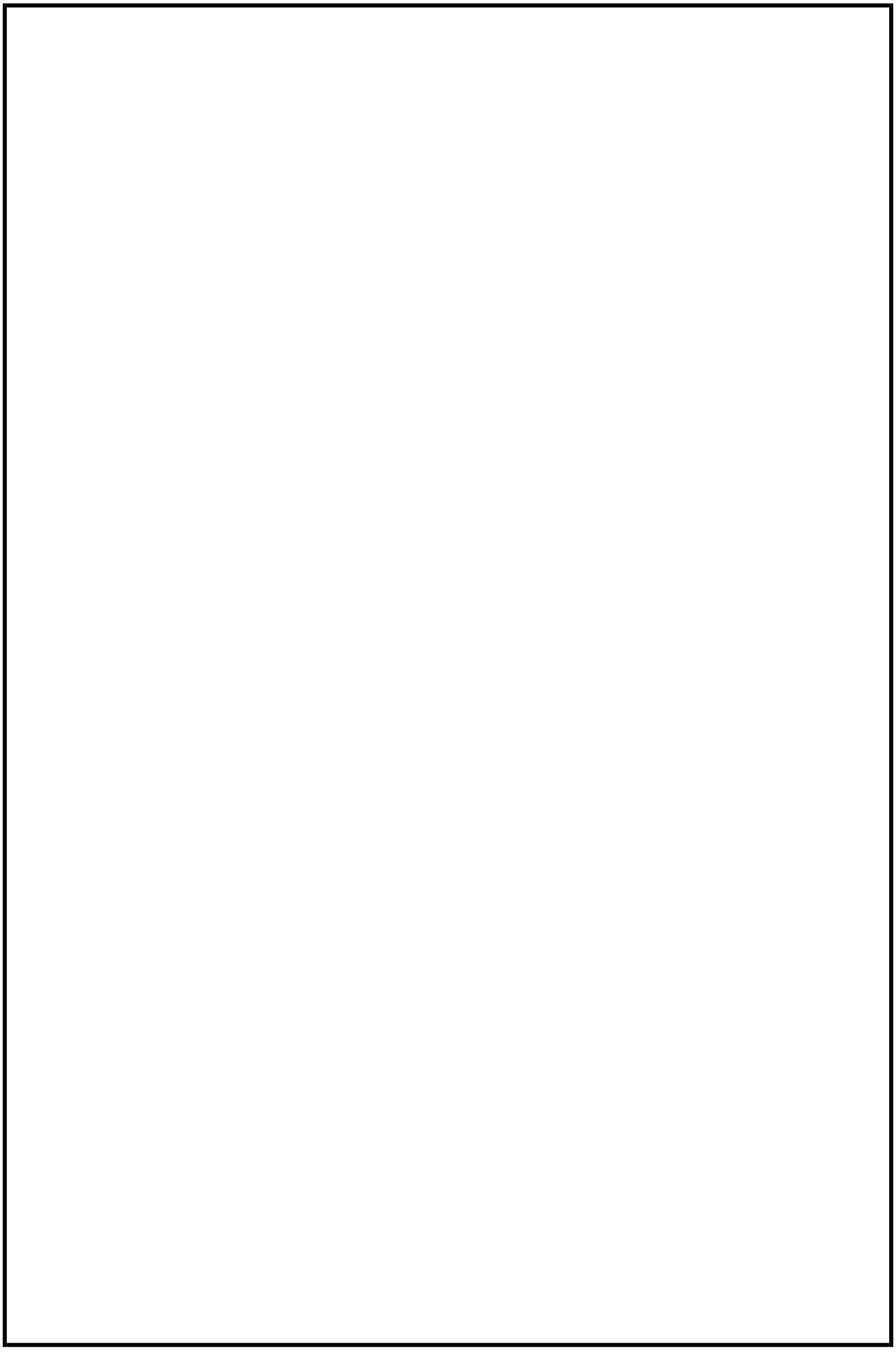


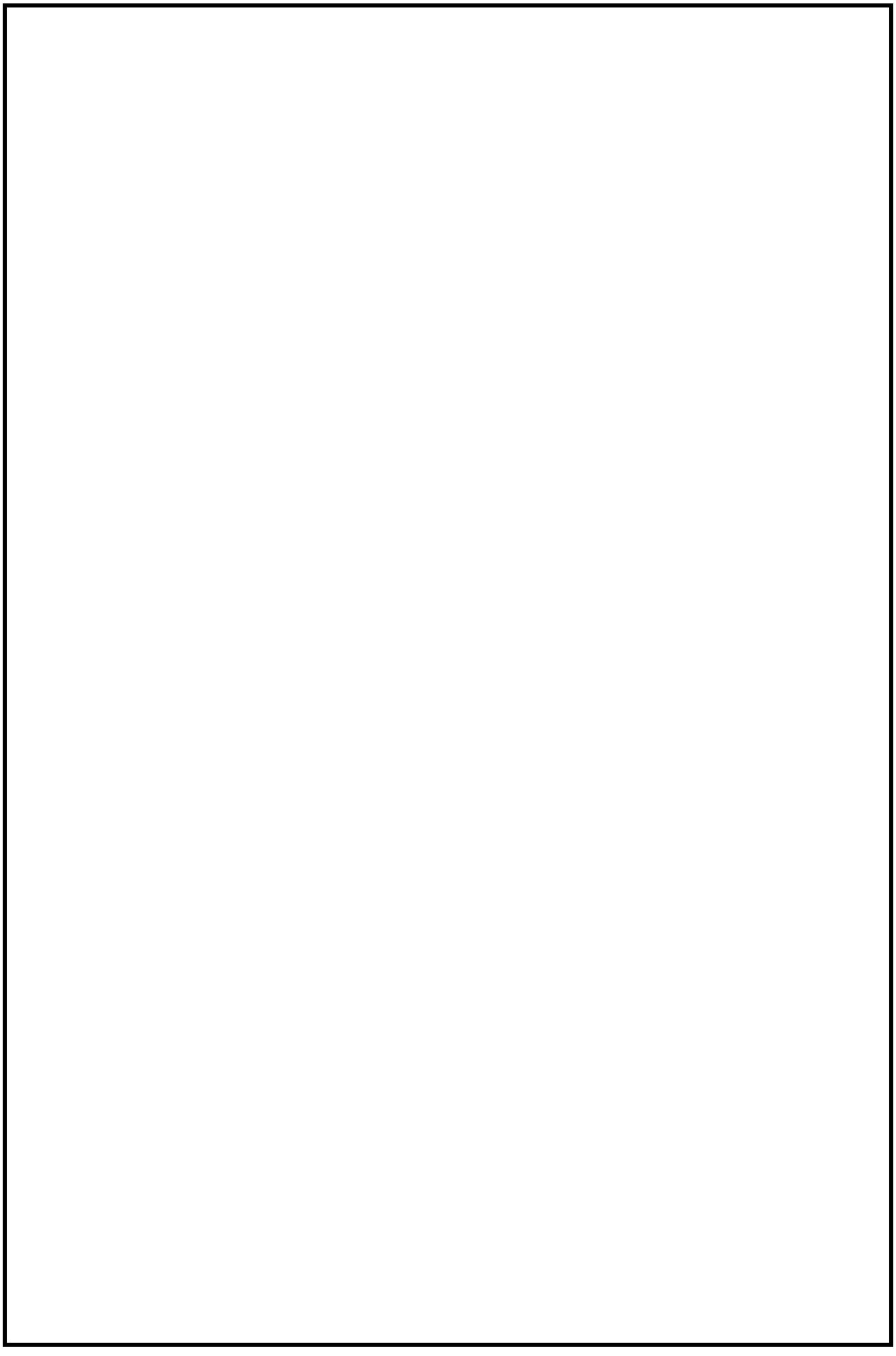


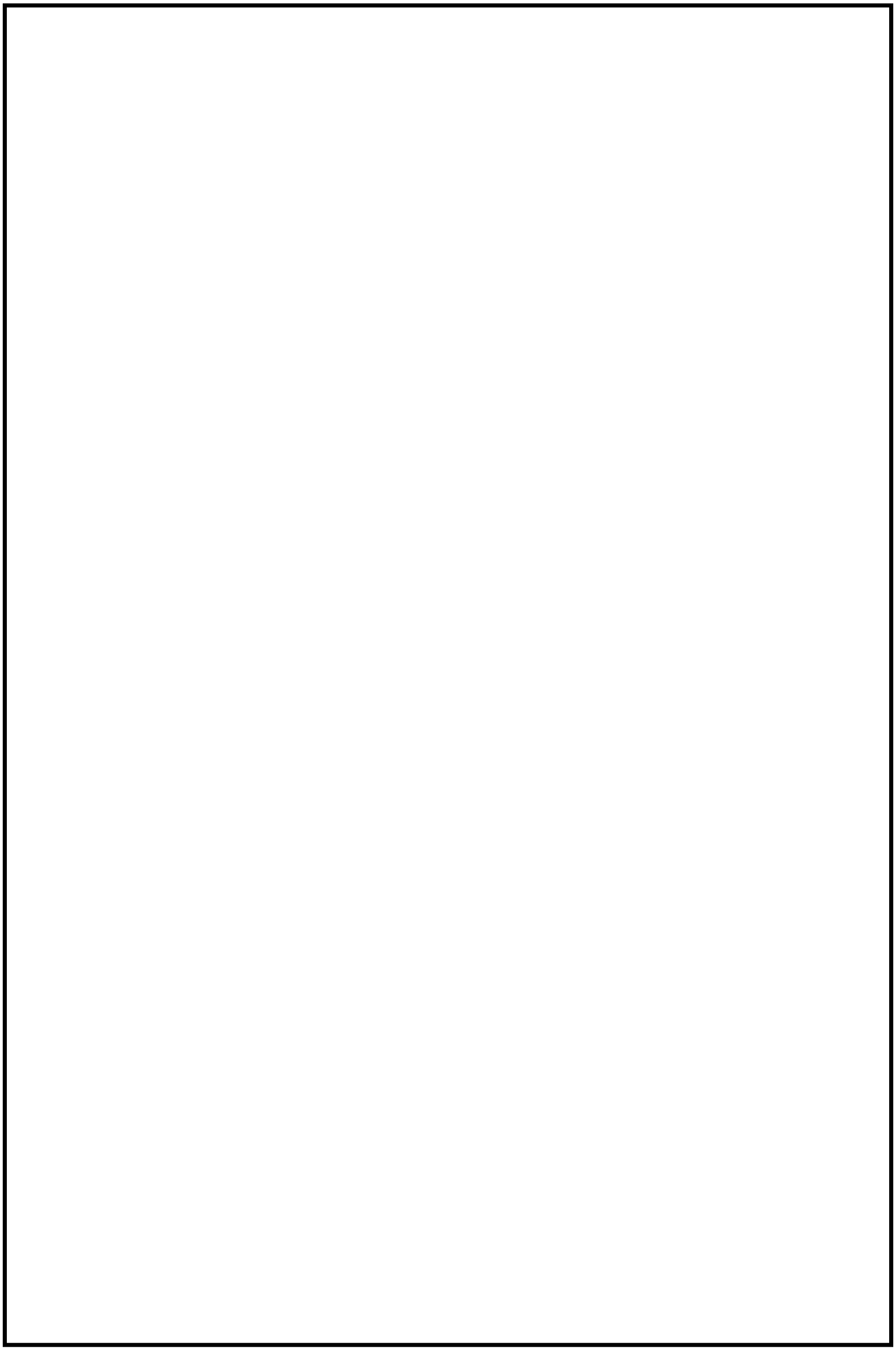


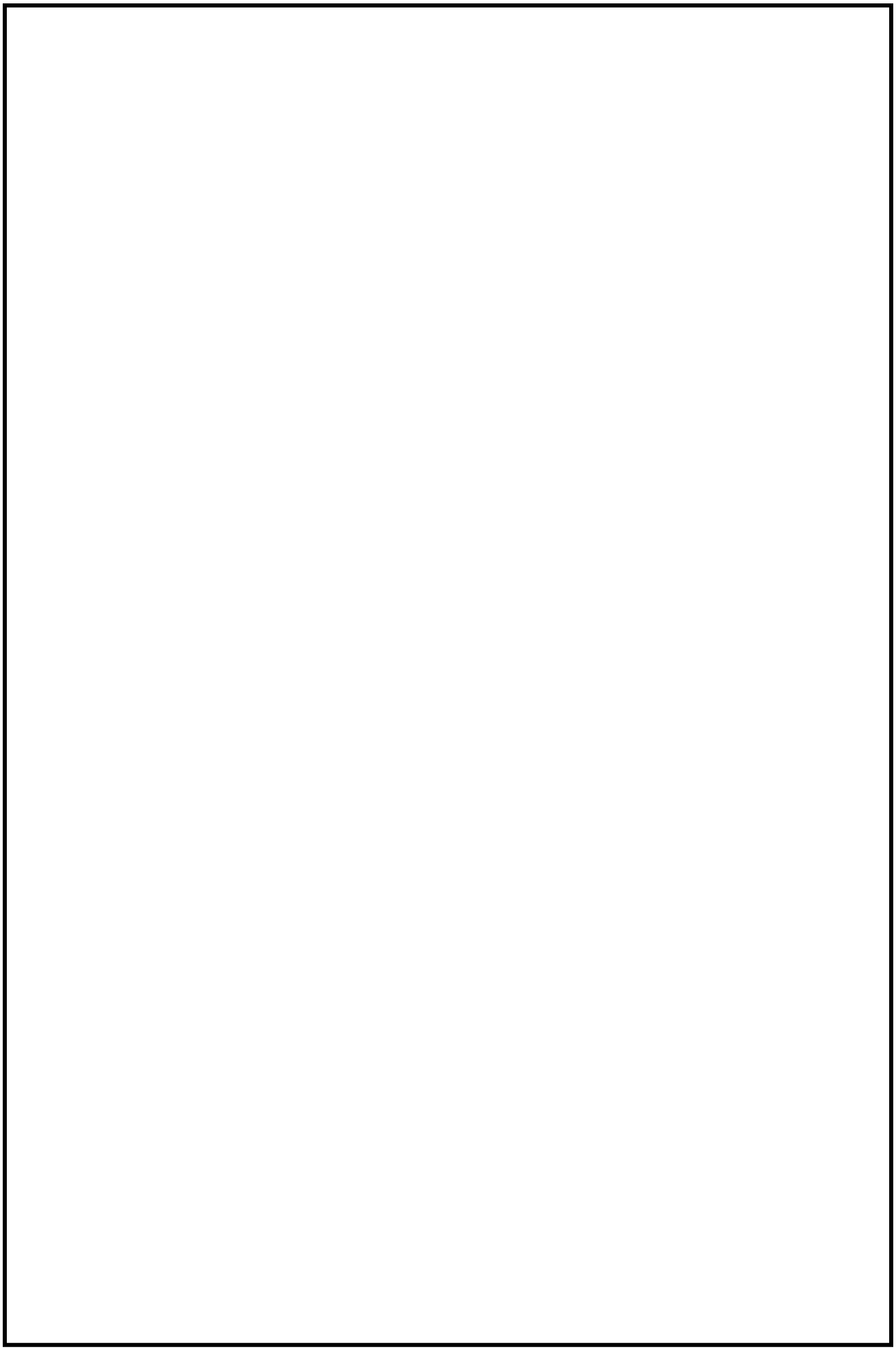


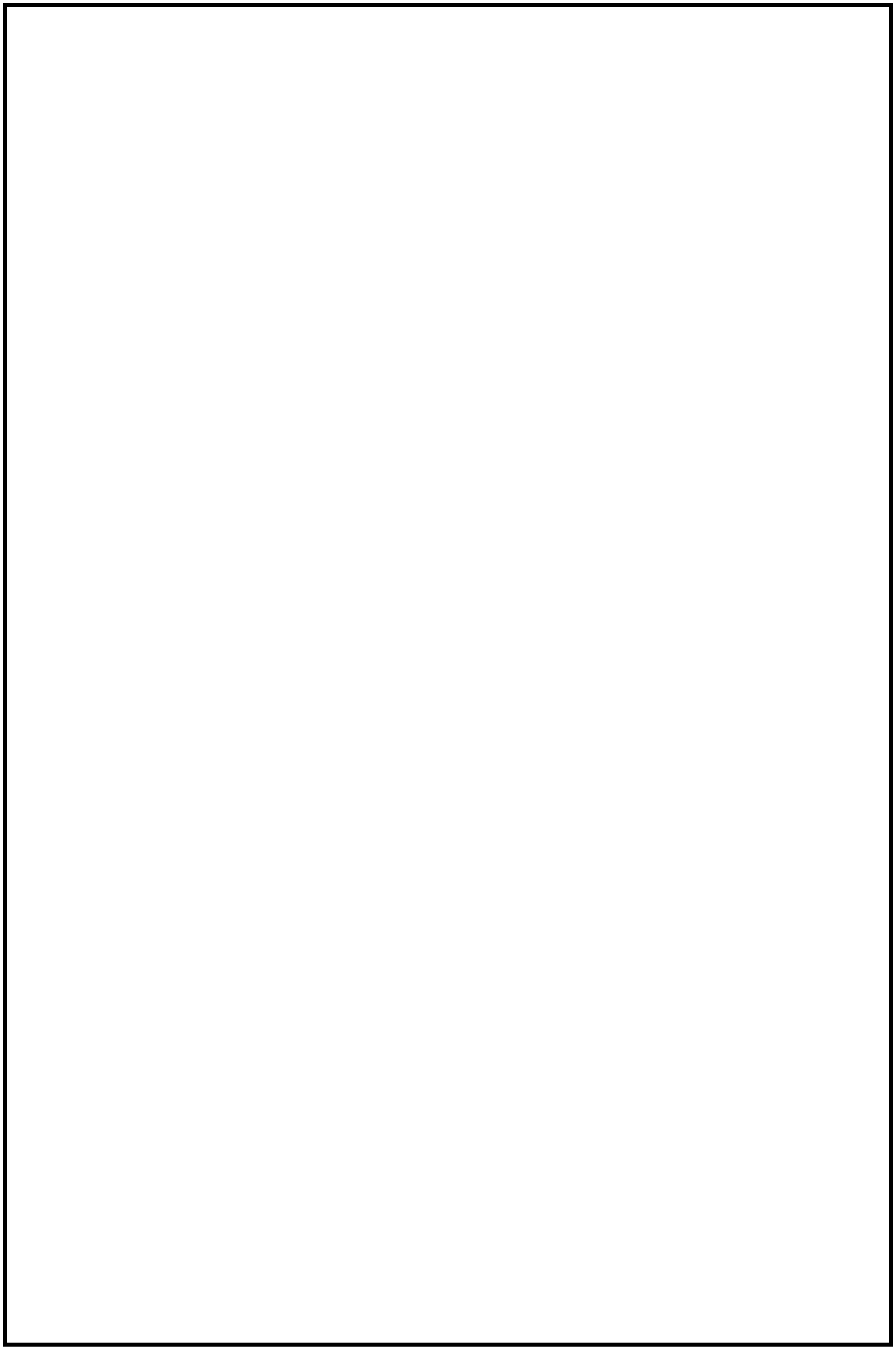


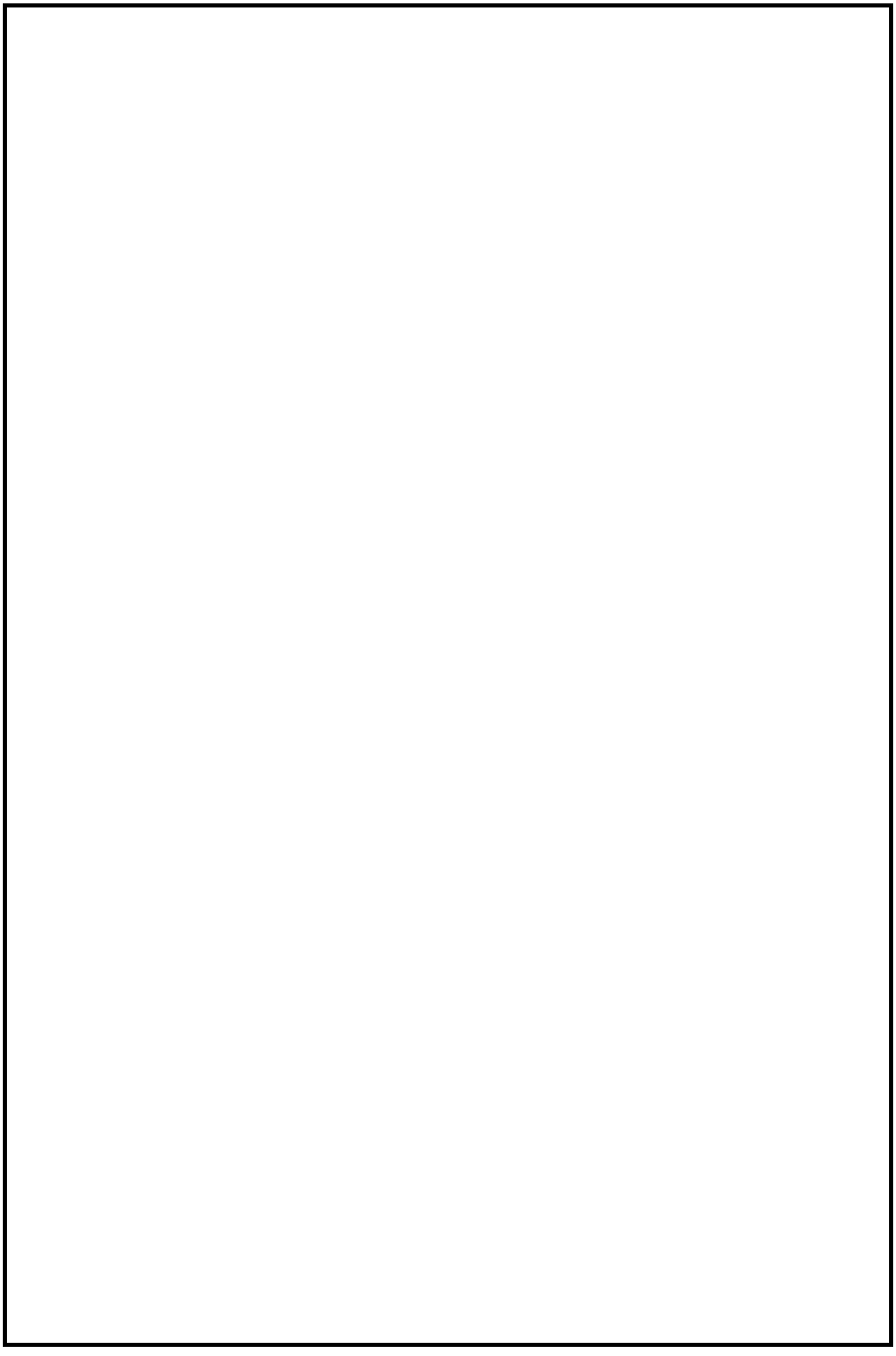


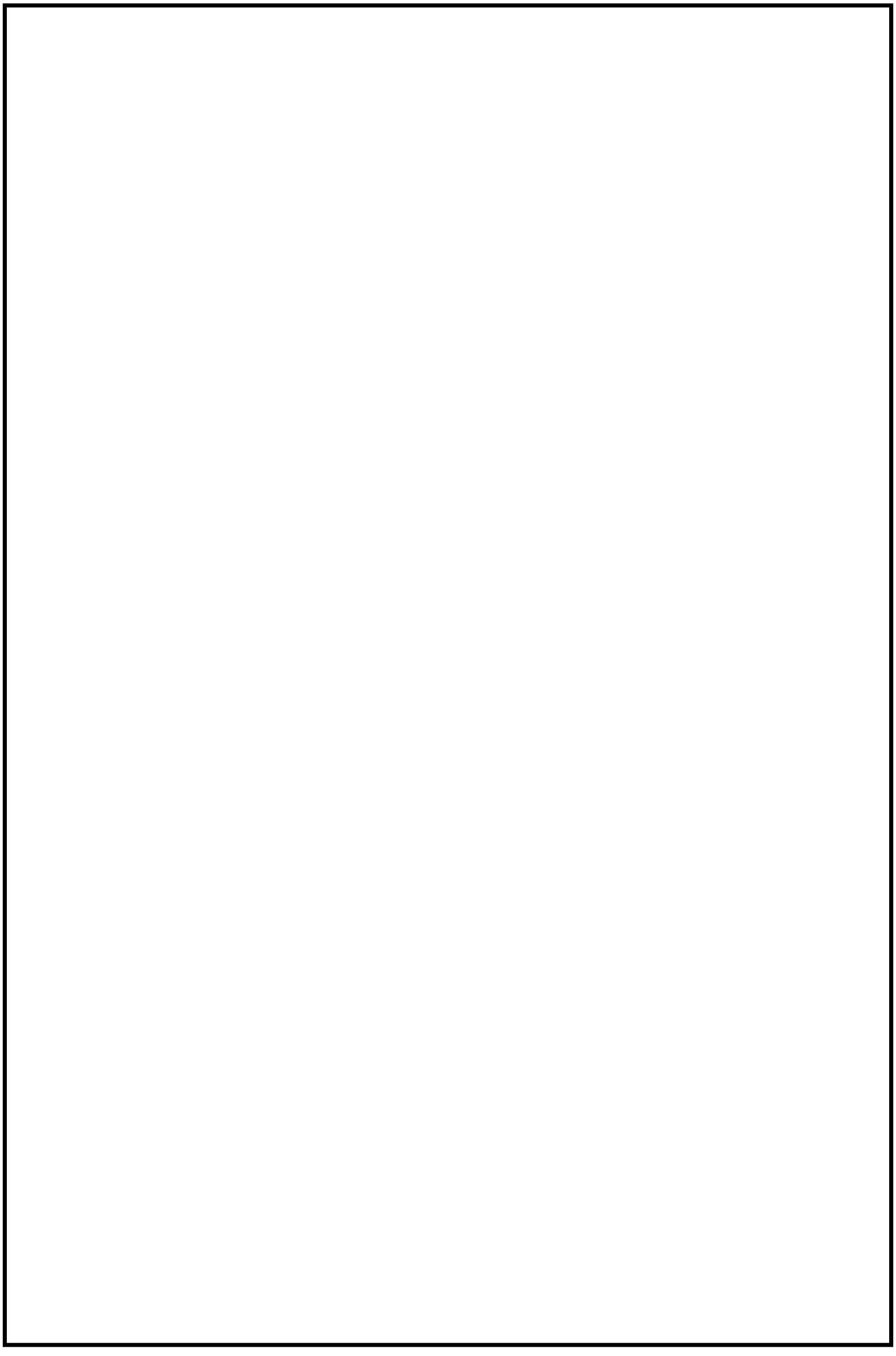












57-3
系統図

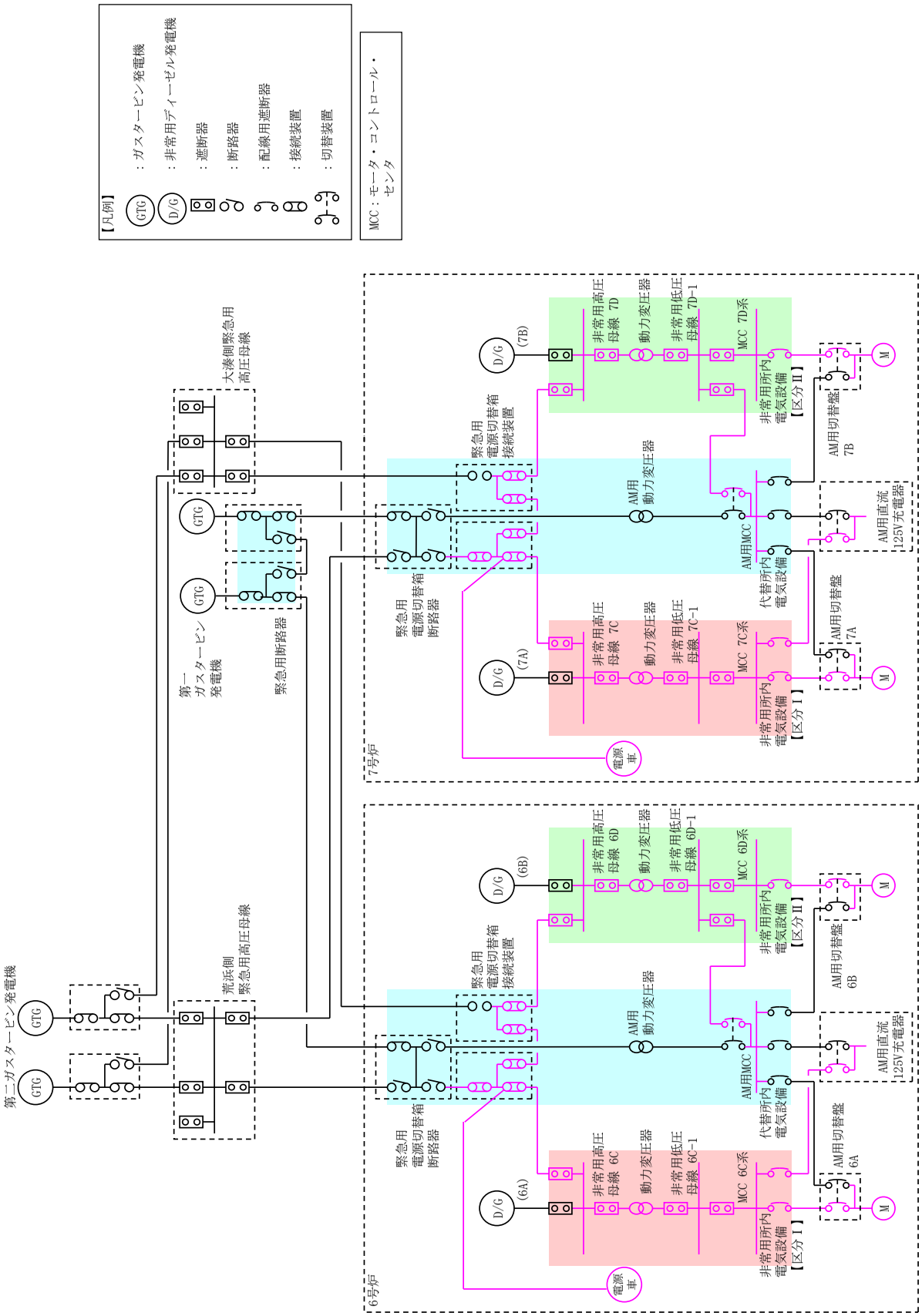


図 57-3-1　電源車系統図

（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系）

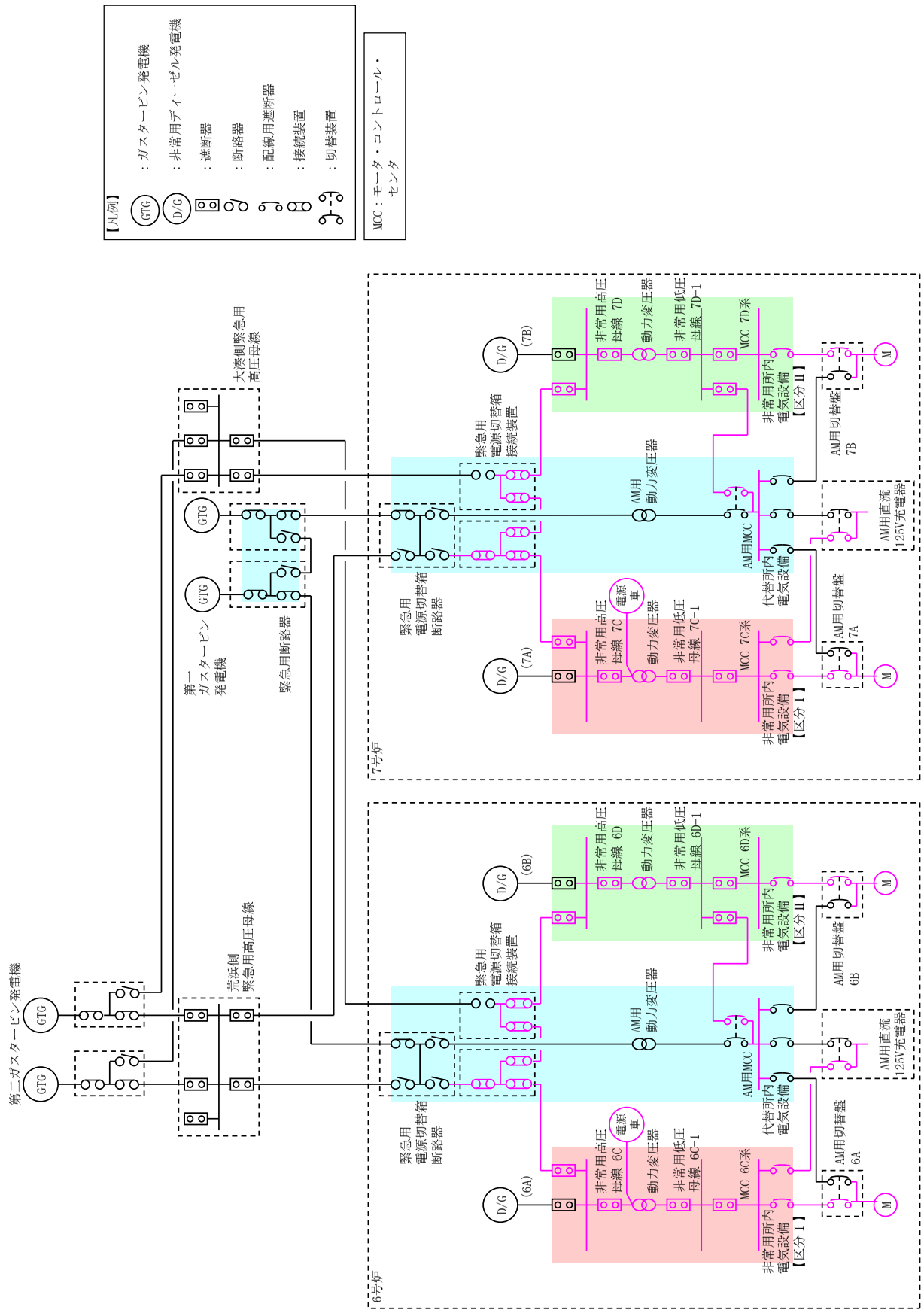


図 57-3-2　電源車系統図

（電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系）

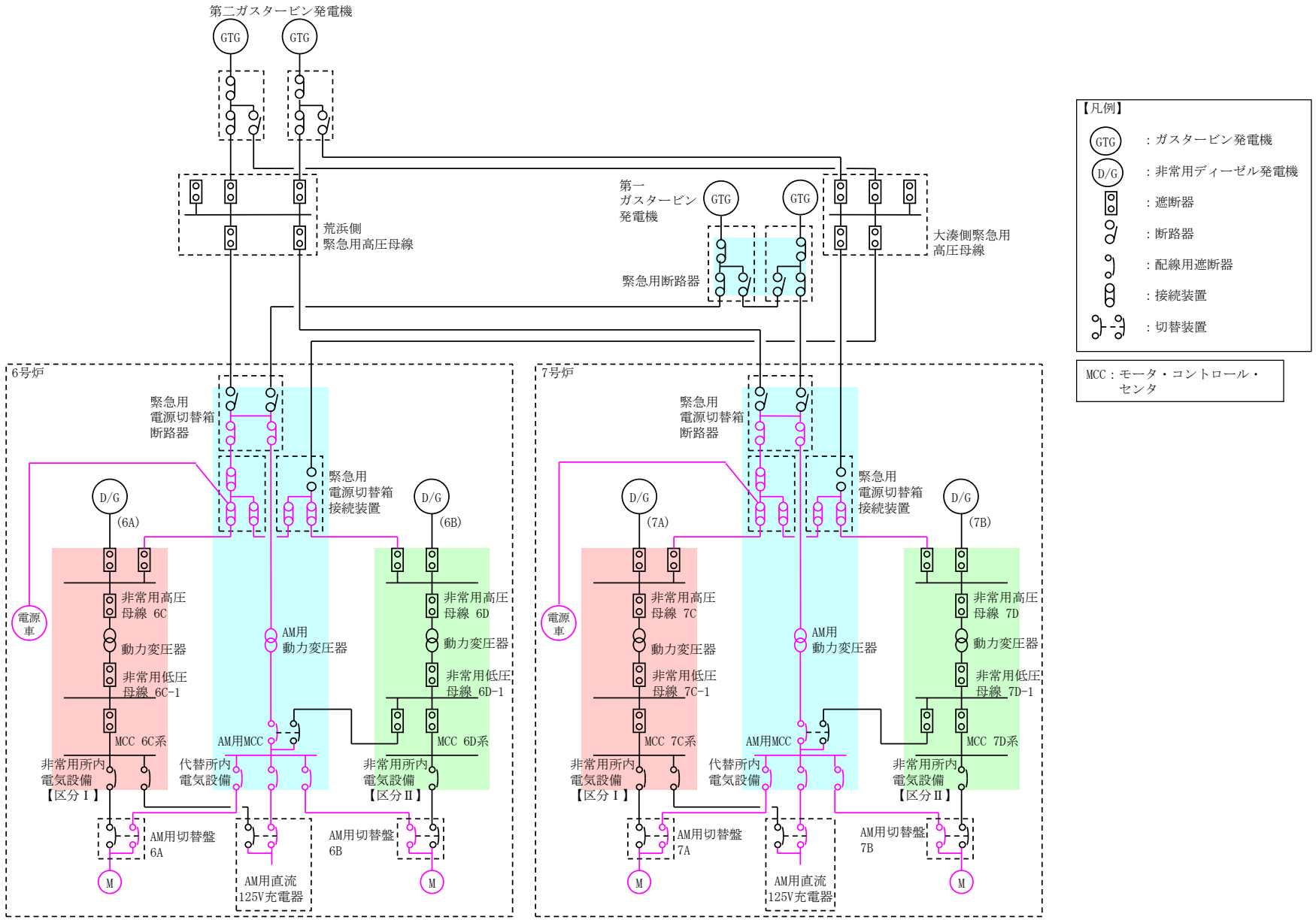


図 57-3-3　電源車系統図
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC）

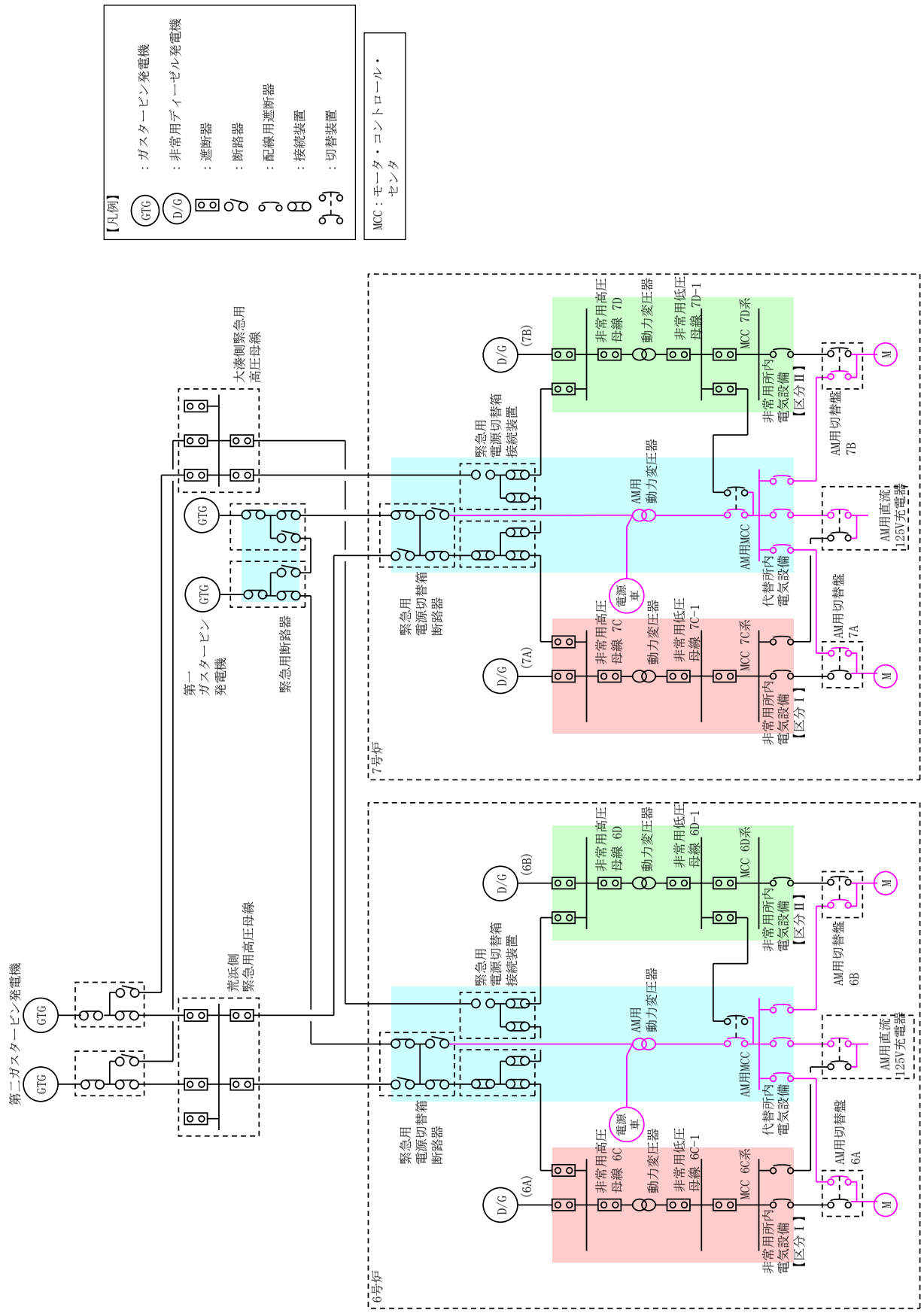


図 57-3-4　電源車系統図
（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC）

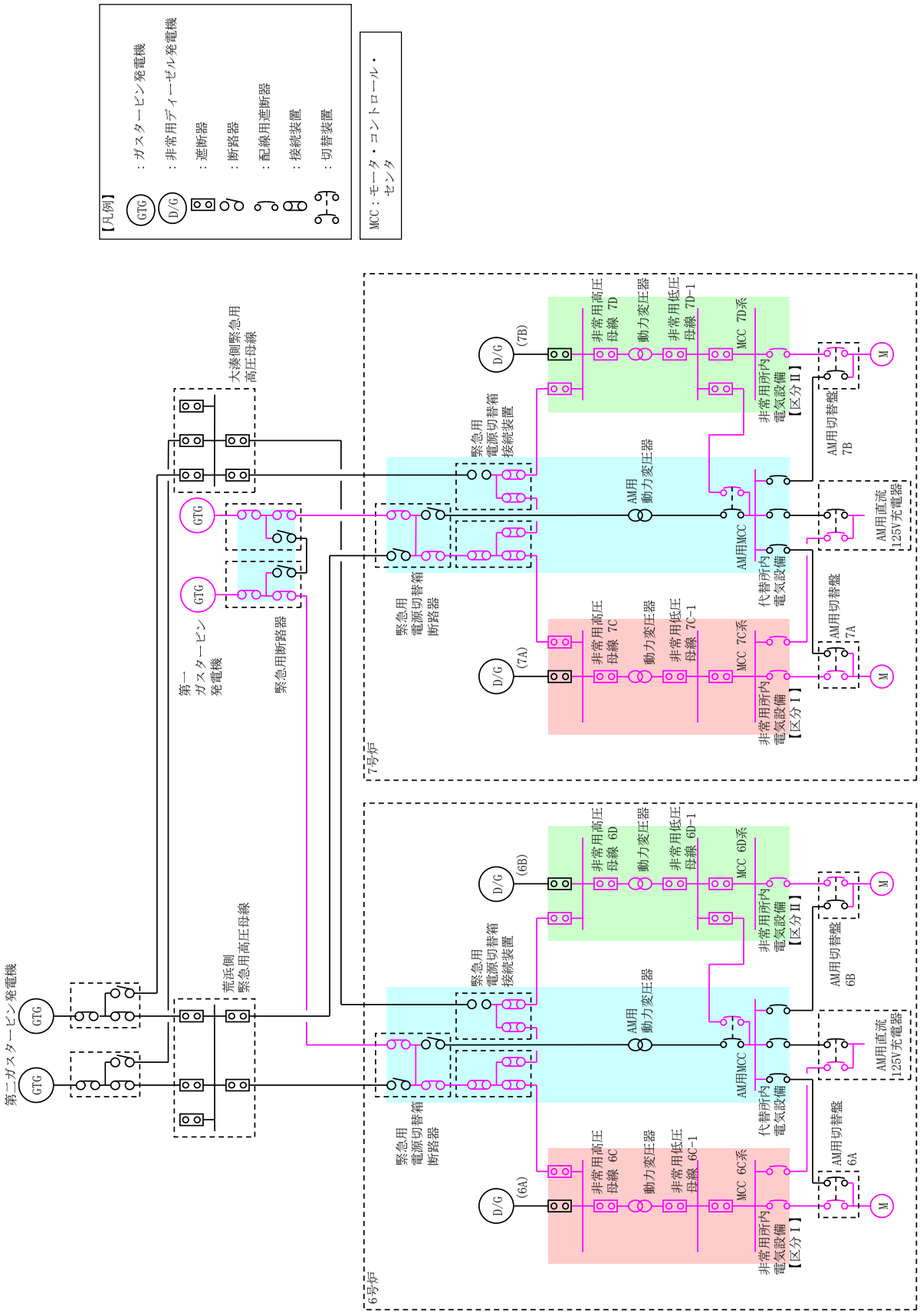


図 57-3-5　第一ガスタービン発電機系統図
（非常用高圧母線 C 系及び D 系に供給）

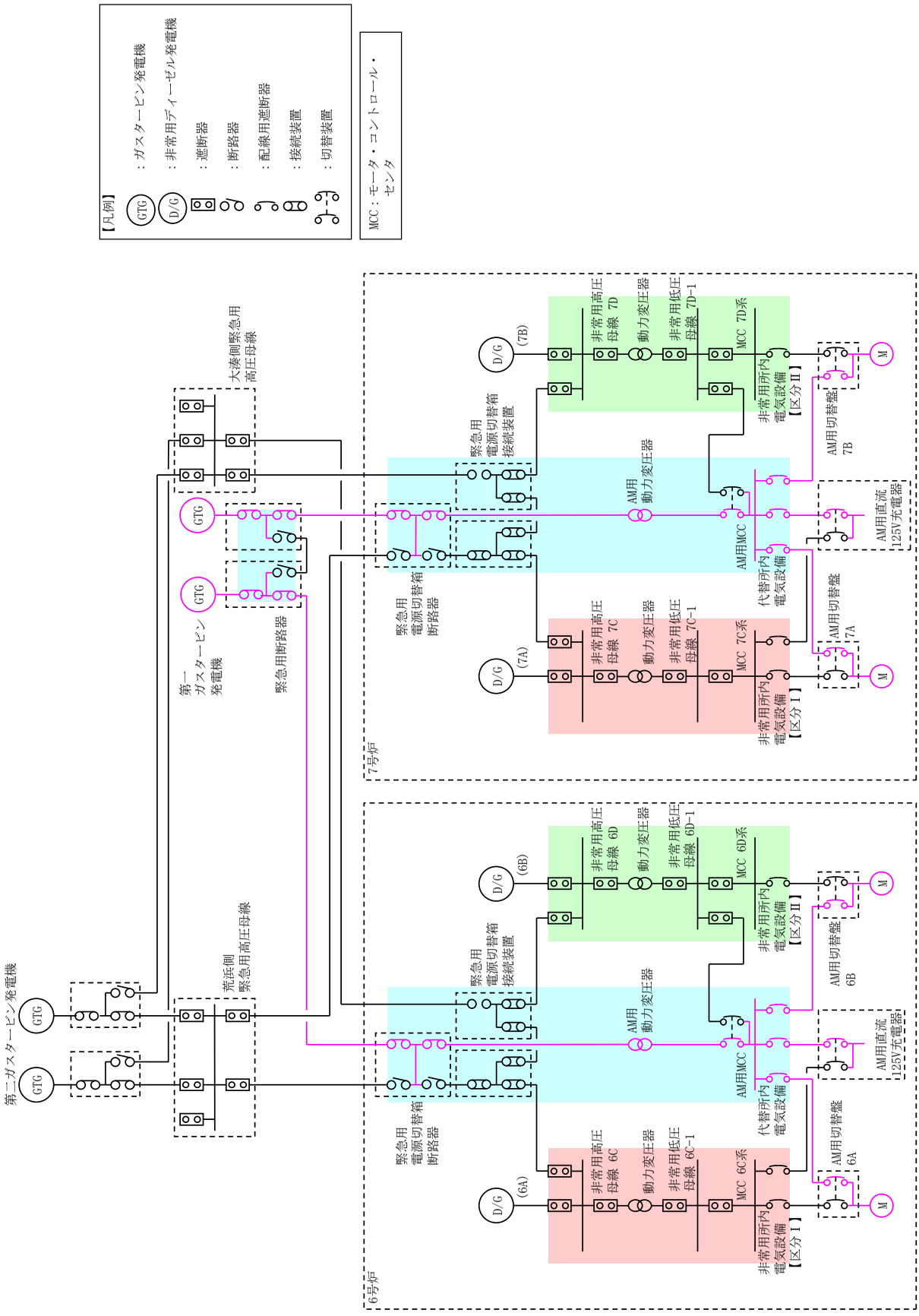


図 57-3-6　第一ガスタービン発電機系統図（AM 用 MCC に供給）

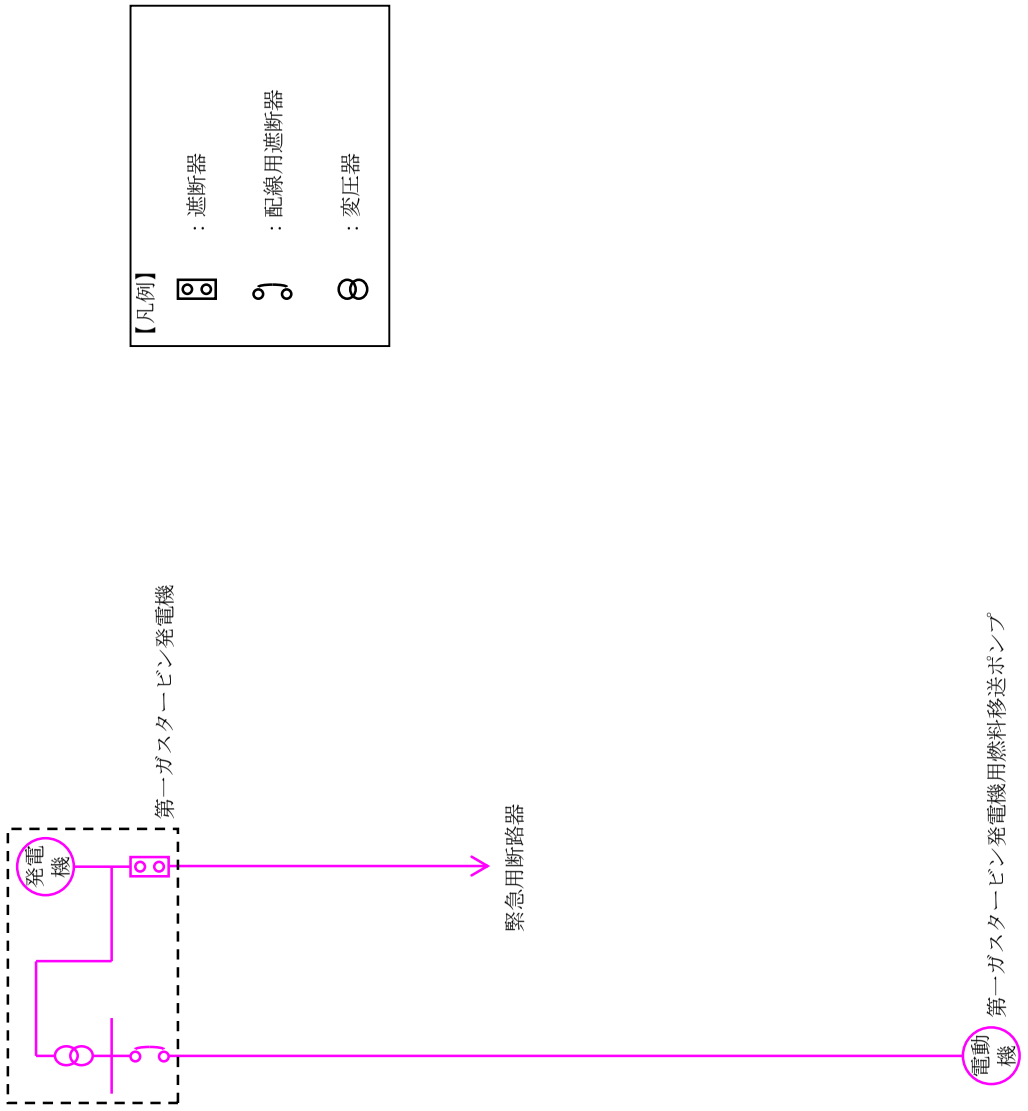


図 57-3-7　ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ電源系統図

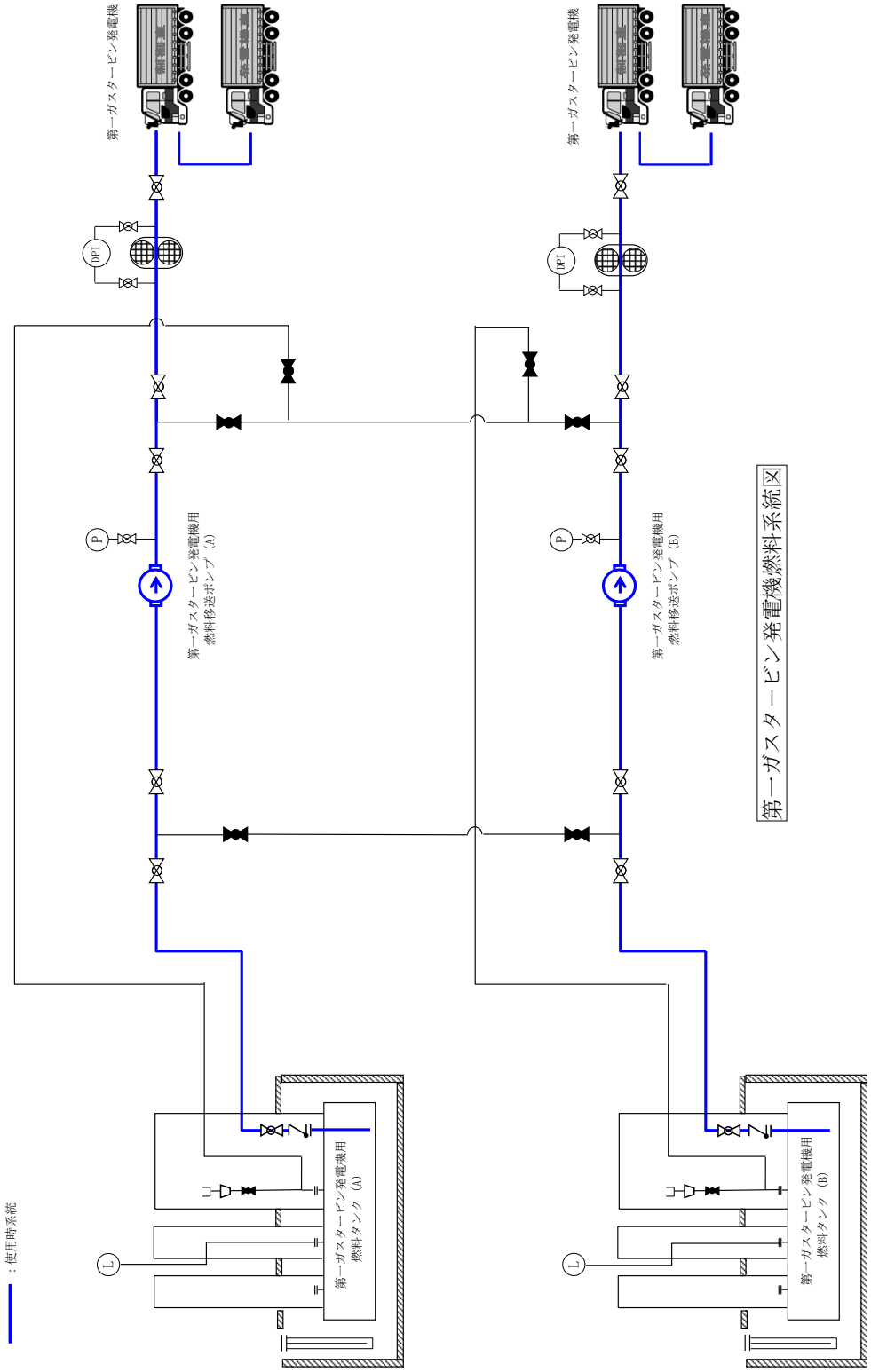
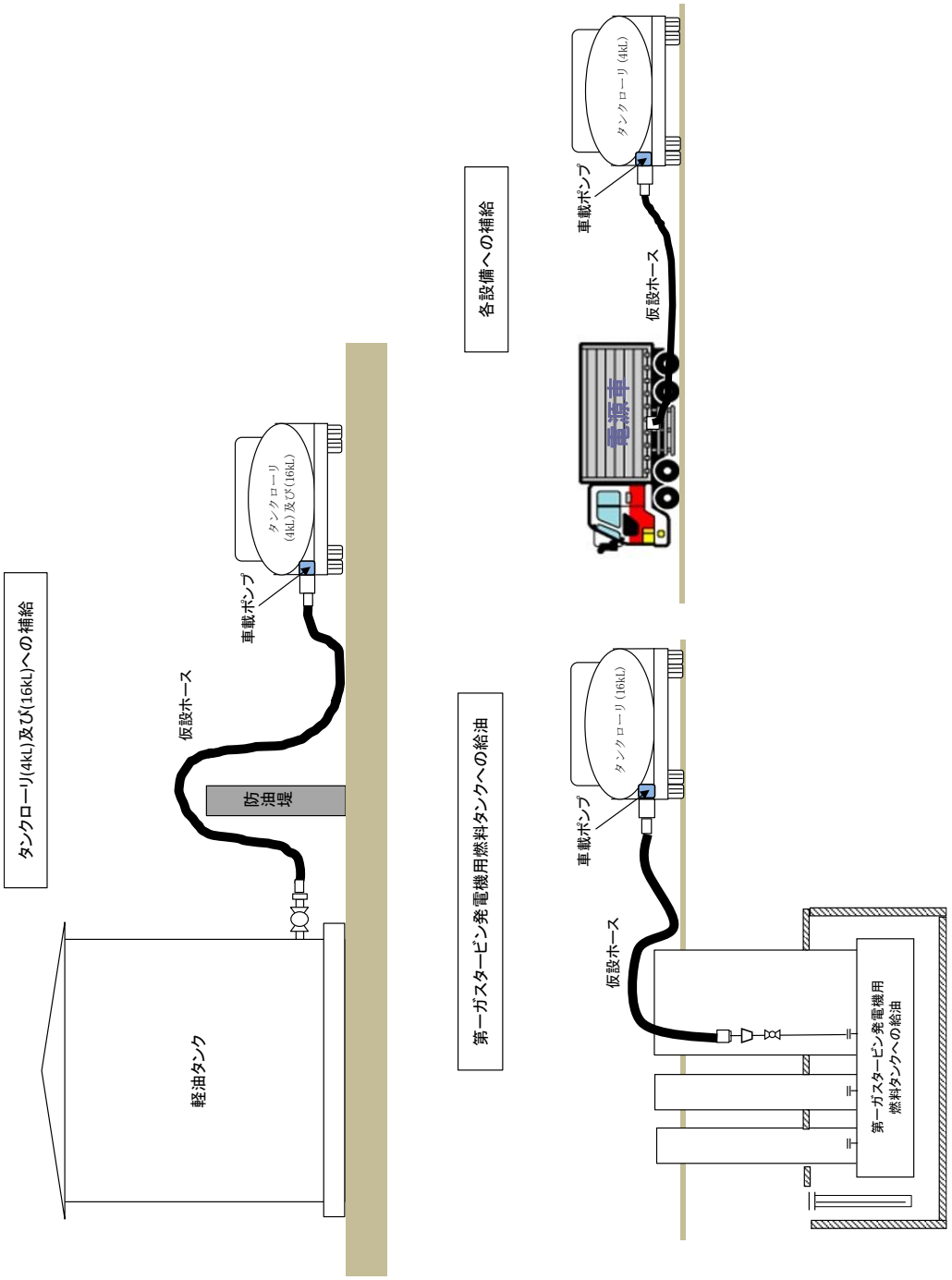


図 57-3-8　第一ガスタービン発電機燃料系統図



57-3-9　軽油タンク系統図

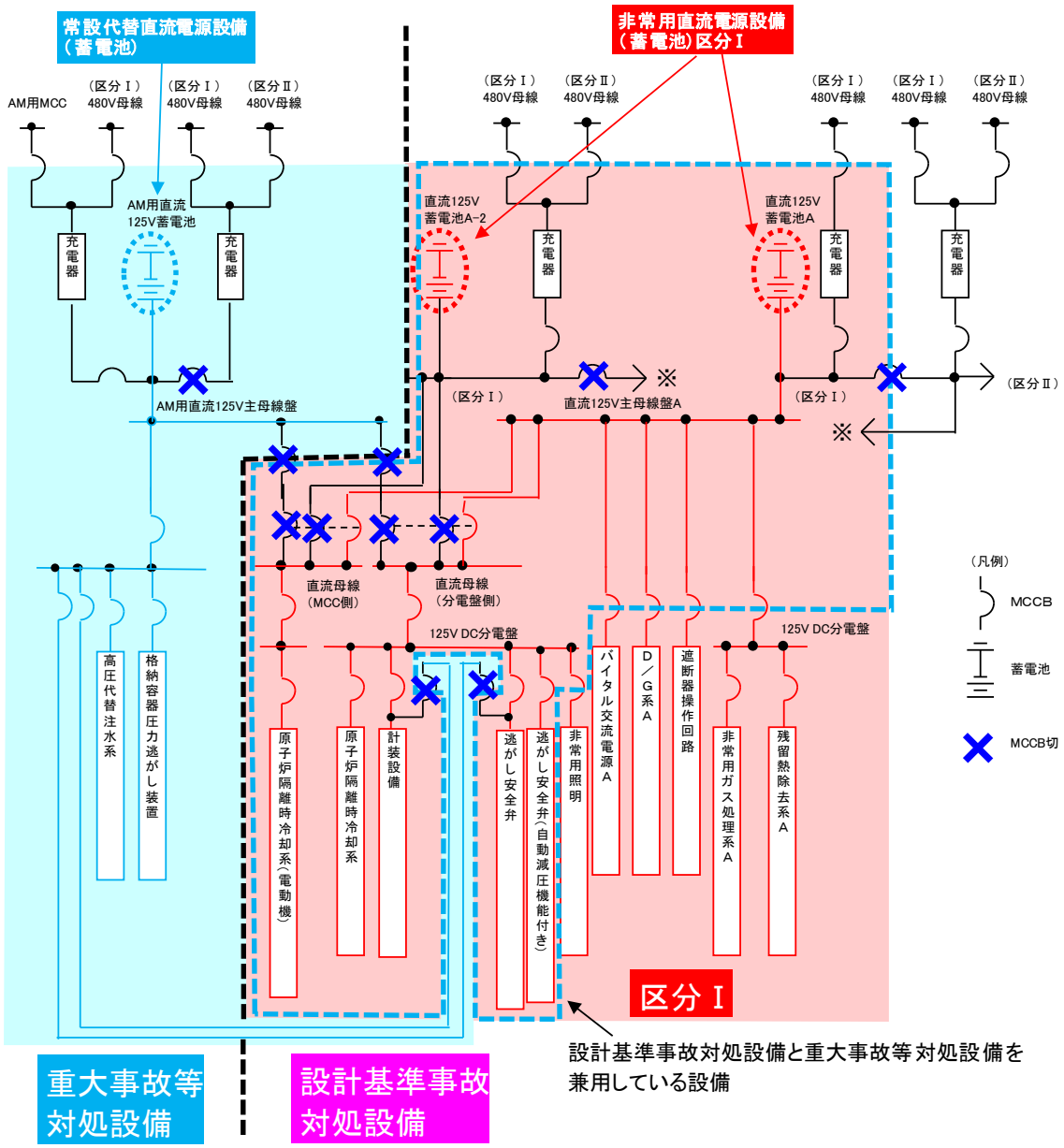


図 57-3-10　所内蓄電式直流電源設備系統図（6 号炉）
（全交流動力電源喪失直後～8 時間後）

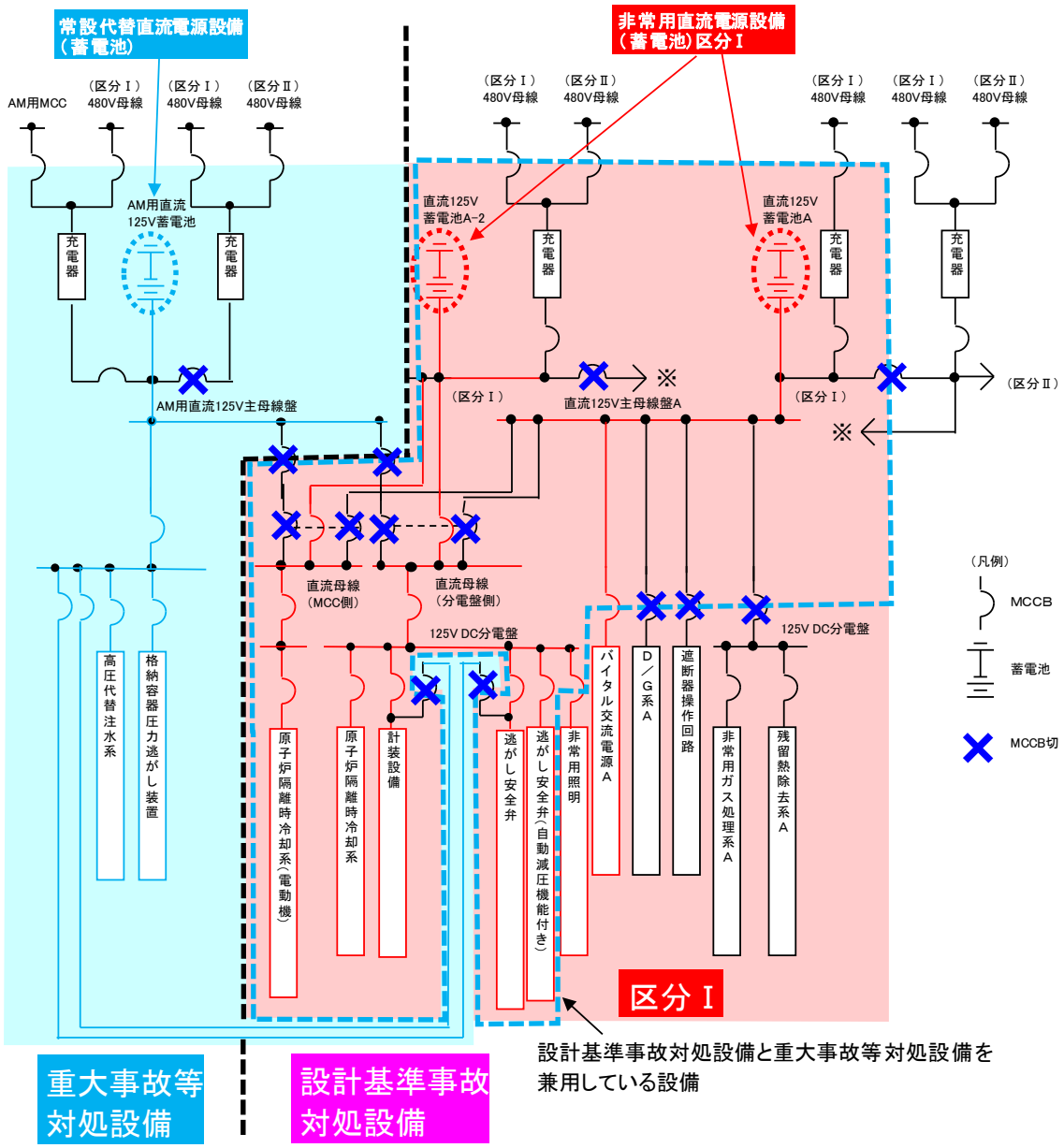


図 57-3-11　所内蓄電式直流電源設備系統図（6 号炉）
（全交流動力電源喪失 8 時間後～19 時間後）

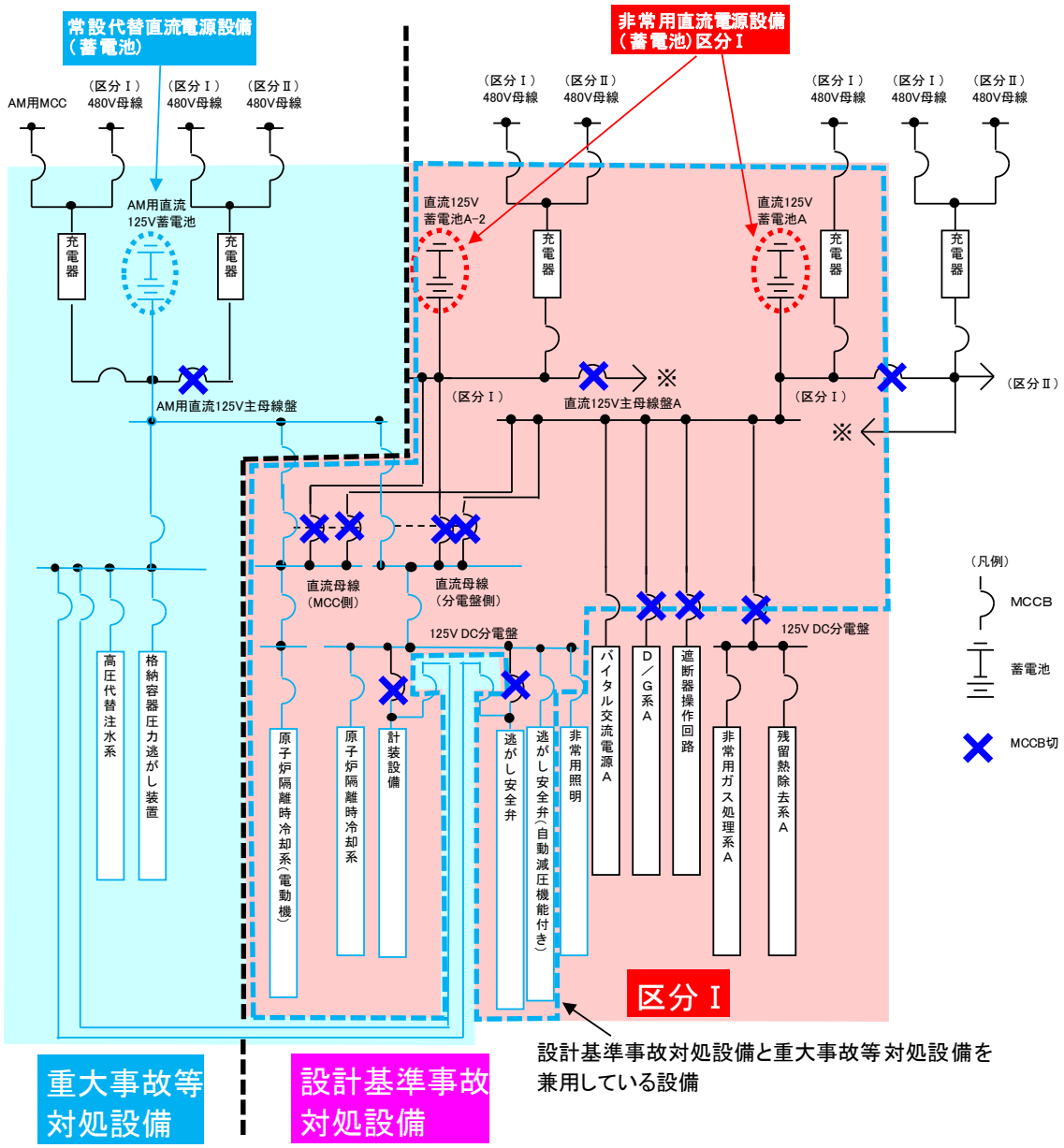


図 57-3-12　所内蓄電式直流電源設備系統図（6 号炉）
（全交流動力電源喪失 19 時間後～24 時間後）

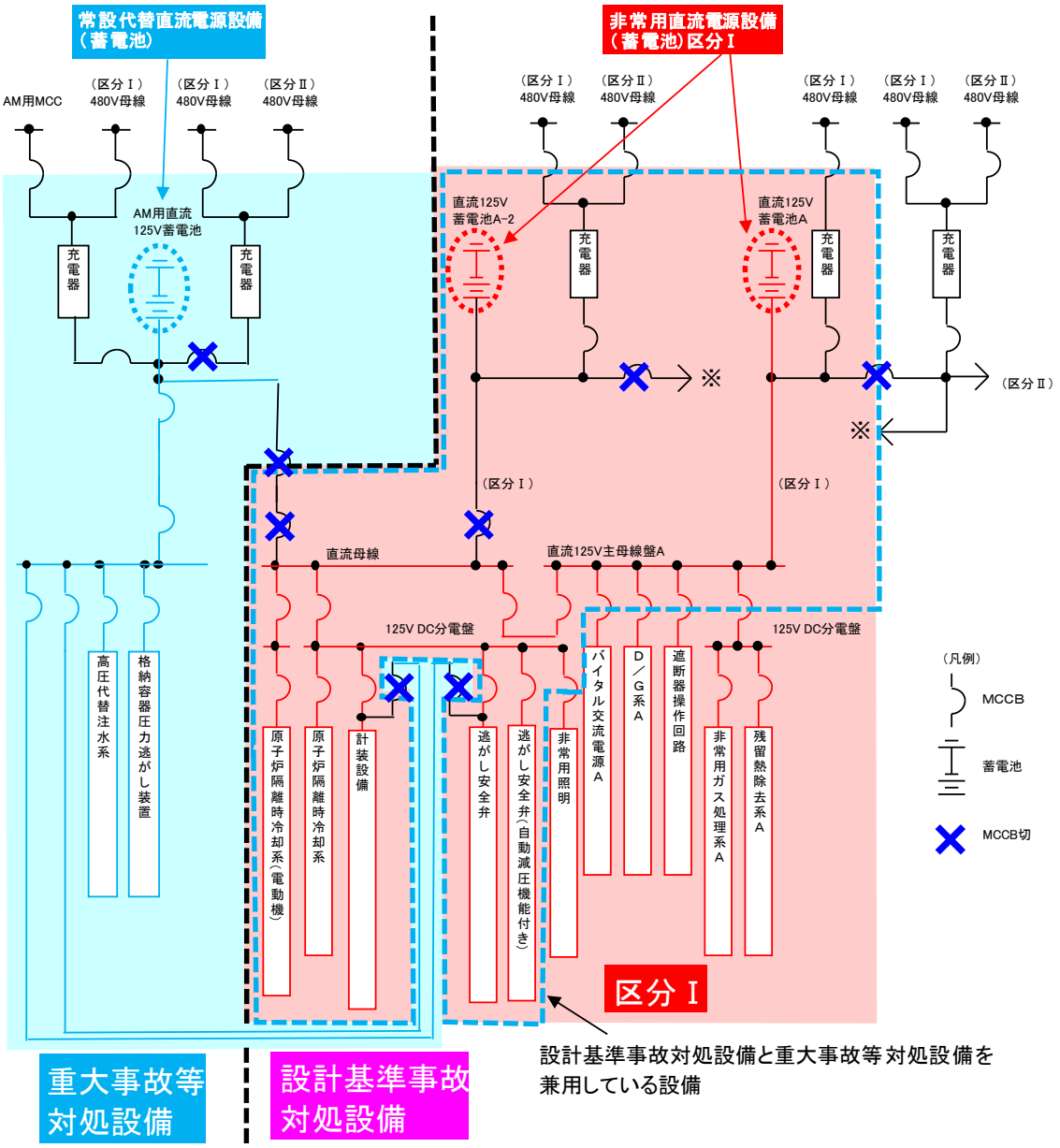


図 57-3-13　所内蓄電式直流電源設備系統図（7 号炉）
（全交流動力電源喪失直後～8 時間後）

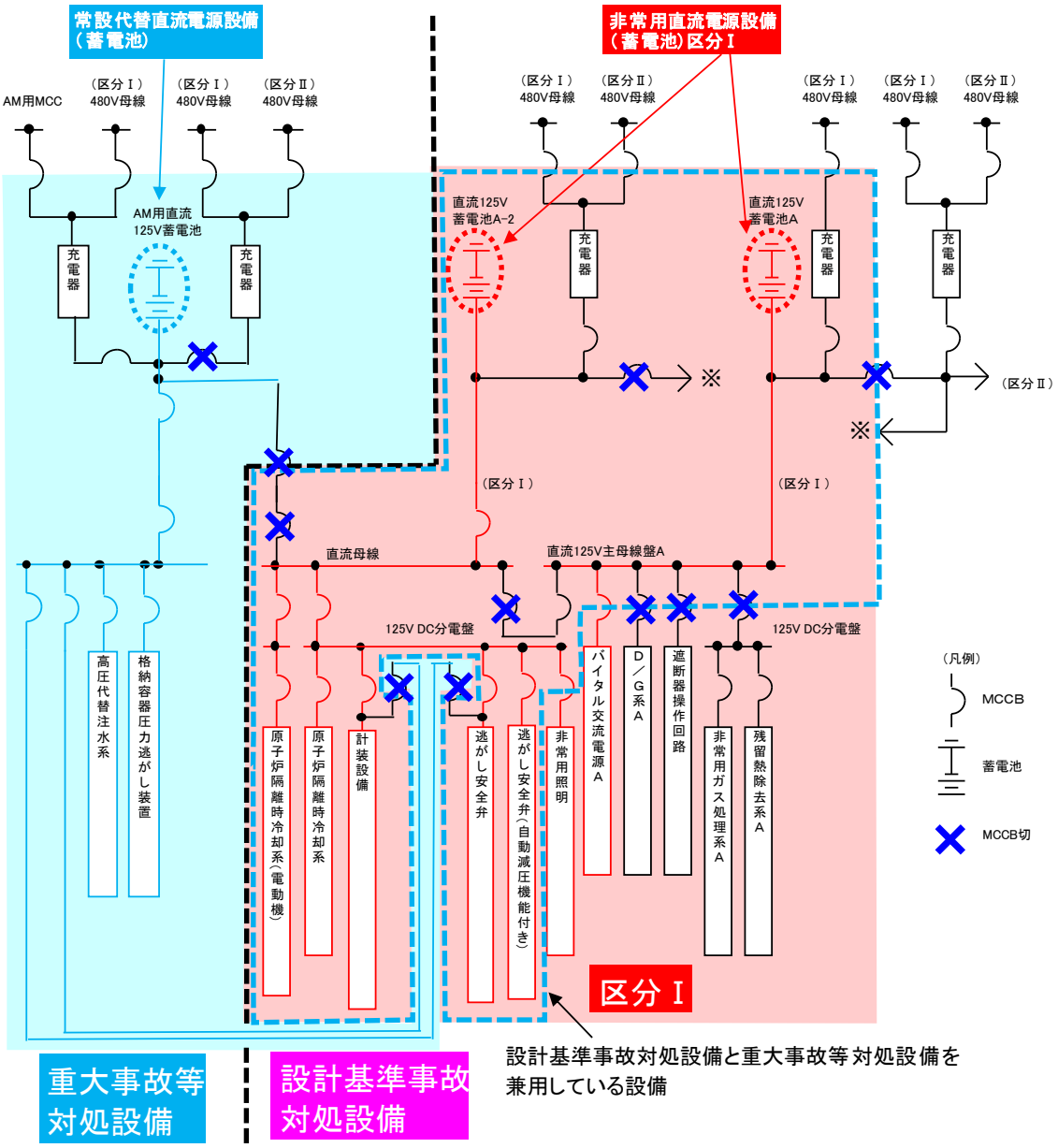


図 57-3-14　所内蓄電式直流電源設備系統図（7 号炉）
（全交流動力電源喪失 8 時間後～19 時間後）

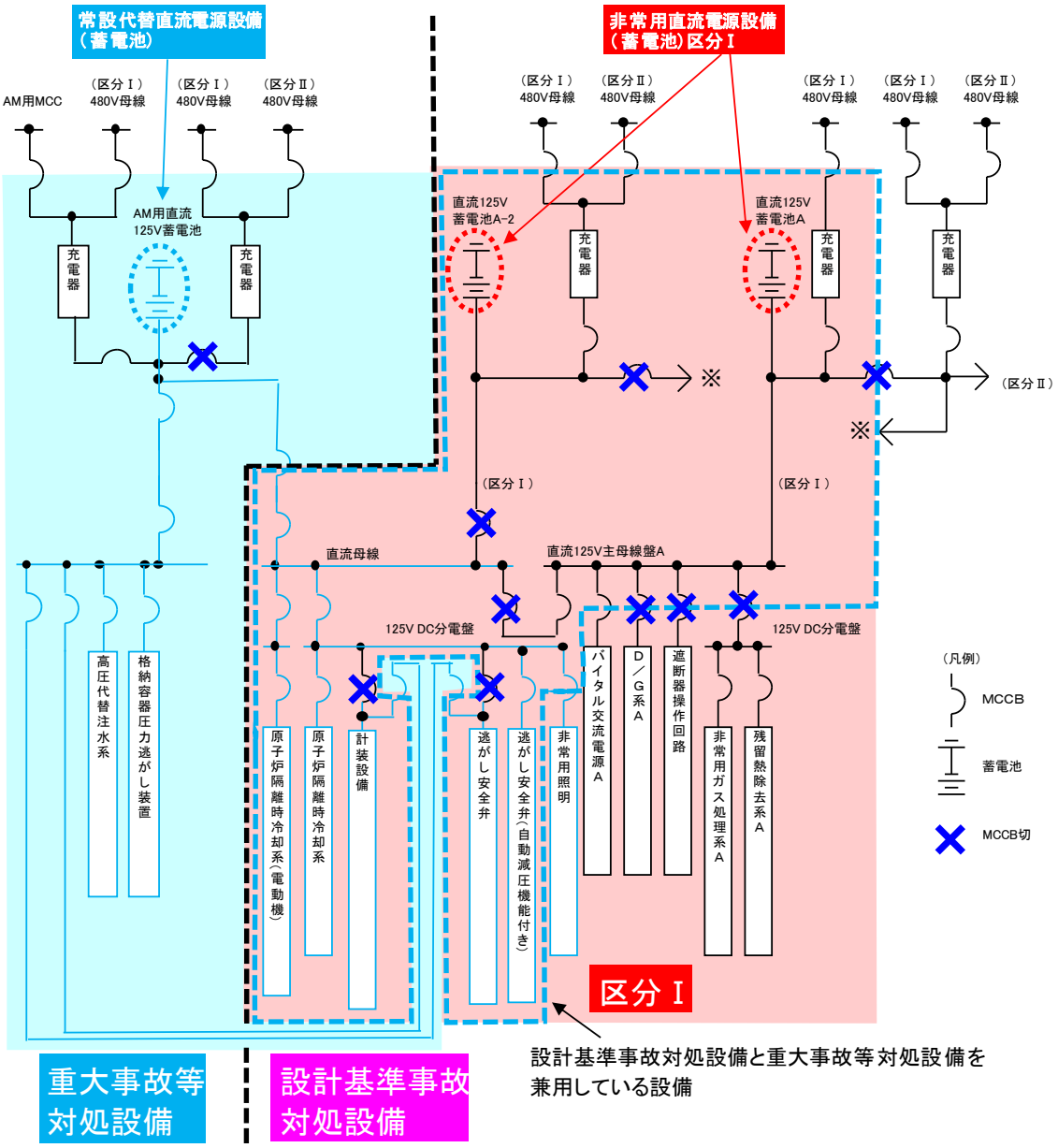


図 57-3-15　所内蓄電式直流電源設備系統図（7 号炉）
（全交流動力電源喪失 19 時間後～24 時間後）

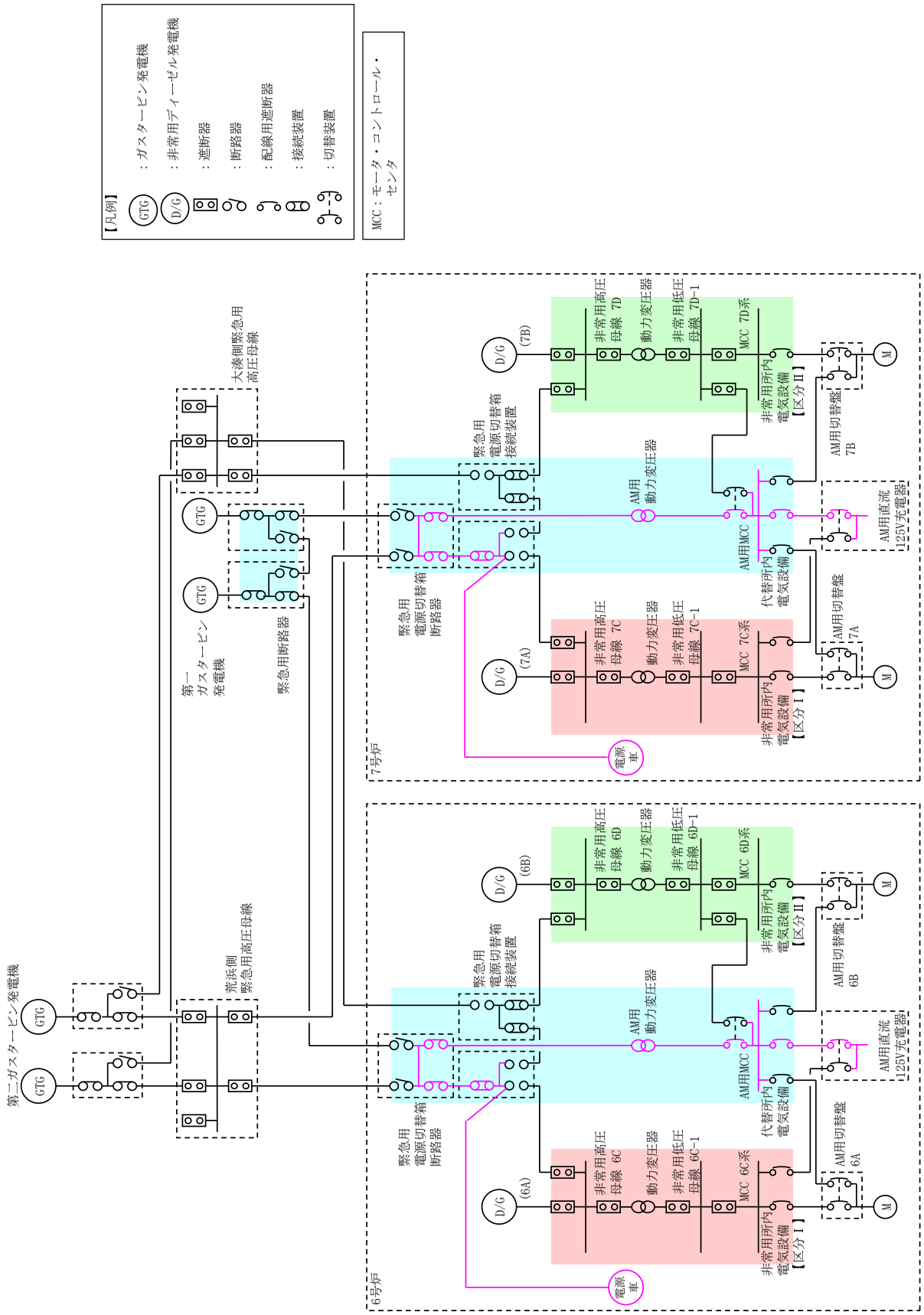


図 57-3-16　可搬型直流電源設備系統図
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器）

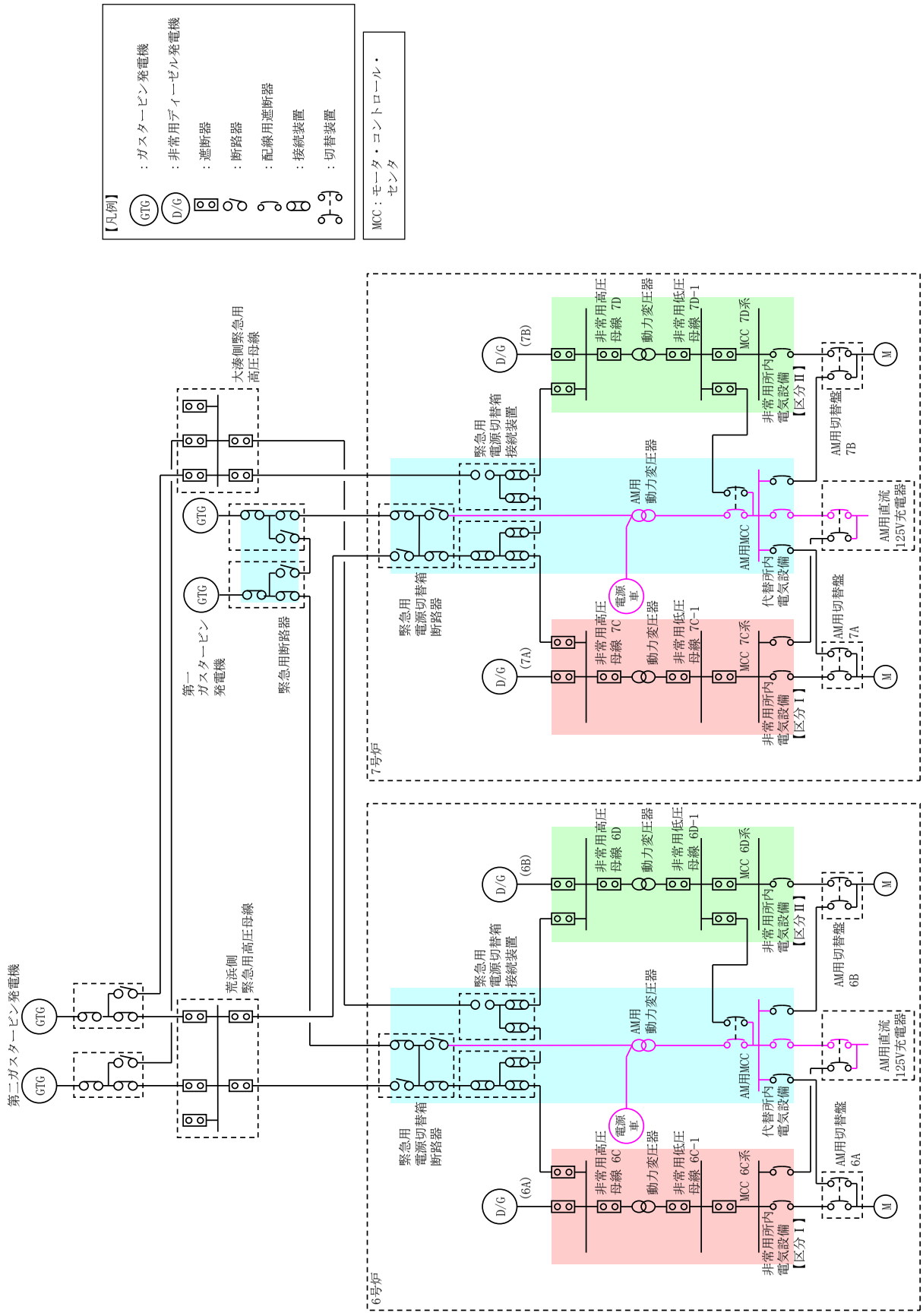


図 57-3-17　可搬型直流電源設備系統図
（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器）

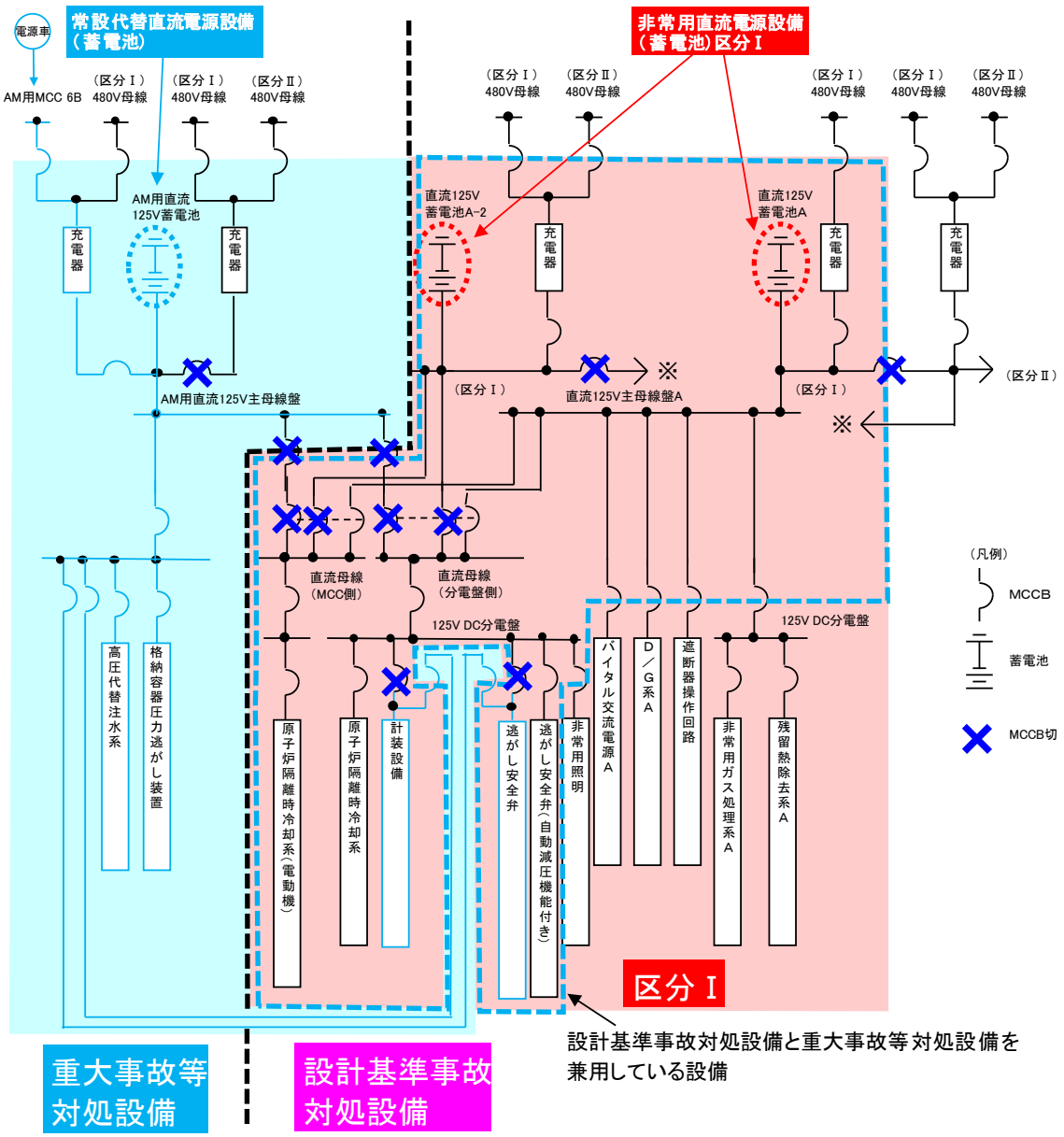


図 57-3-18　可搬型直流電源設備系統図（直流系統）（6 号炉）

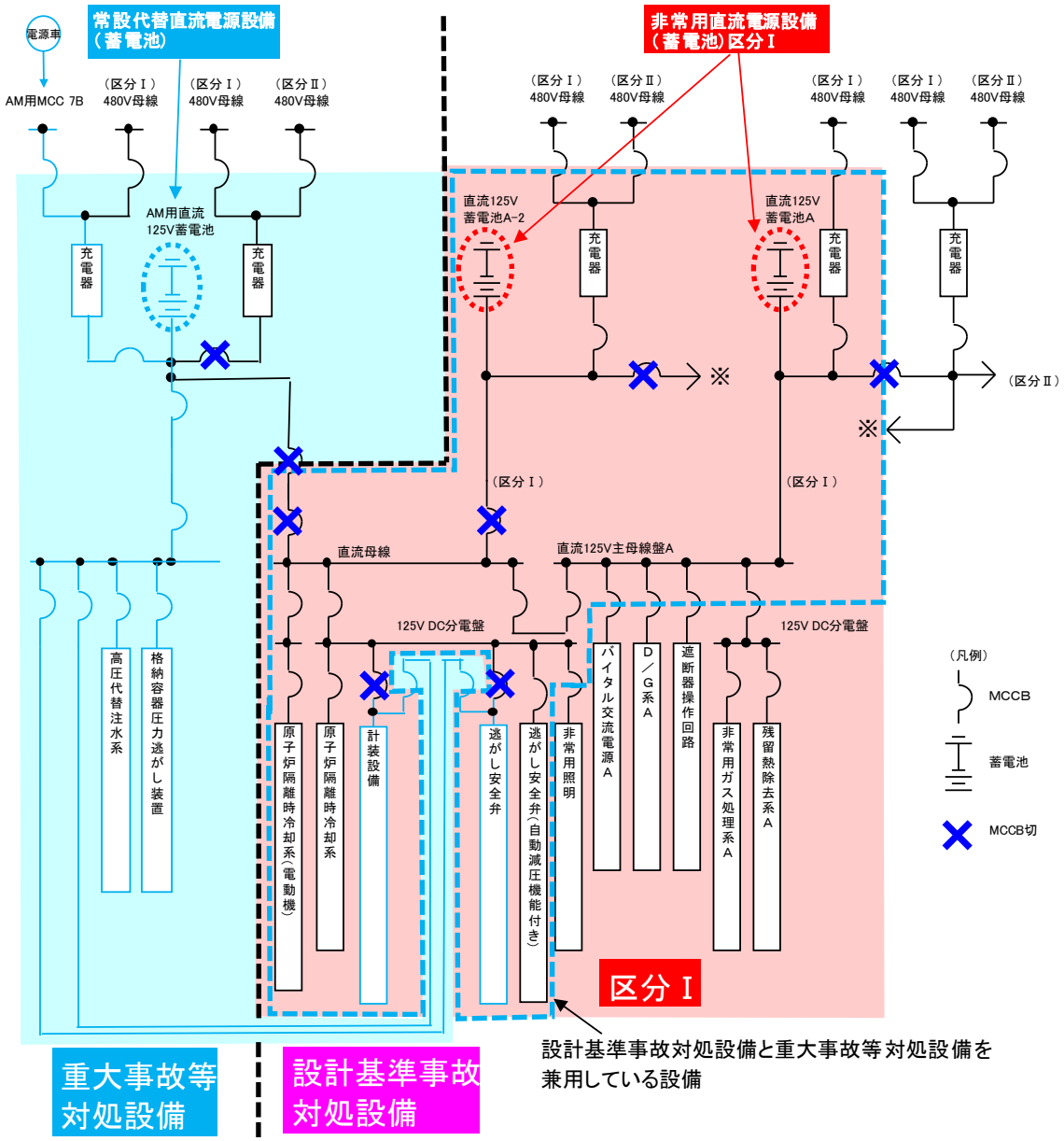


図 57-3-19　可搬型直流電源設備系統図（直流系統）（7 号炉）

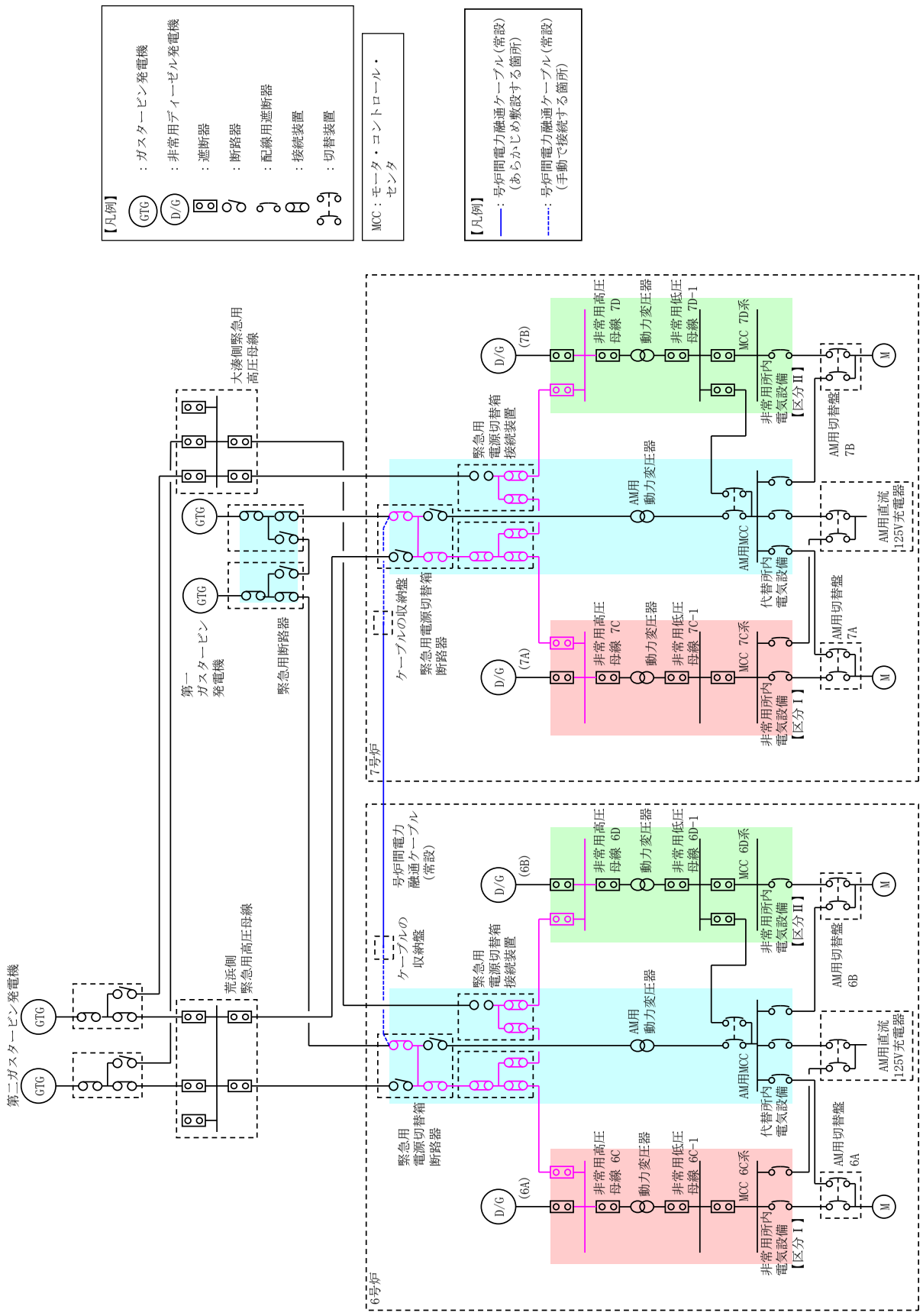


図 57-3-20　号炉間電力融通電気設備系統図
（号炉間電力融通ケーブル（常設））

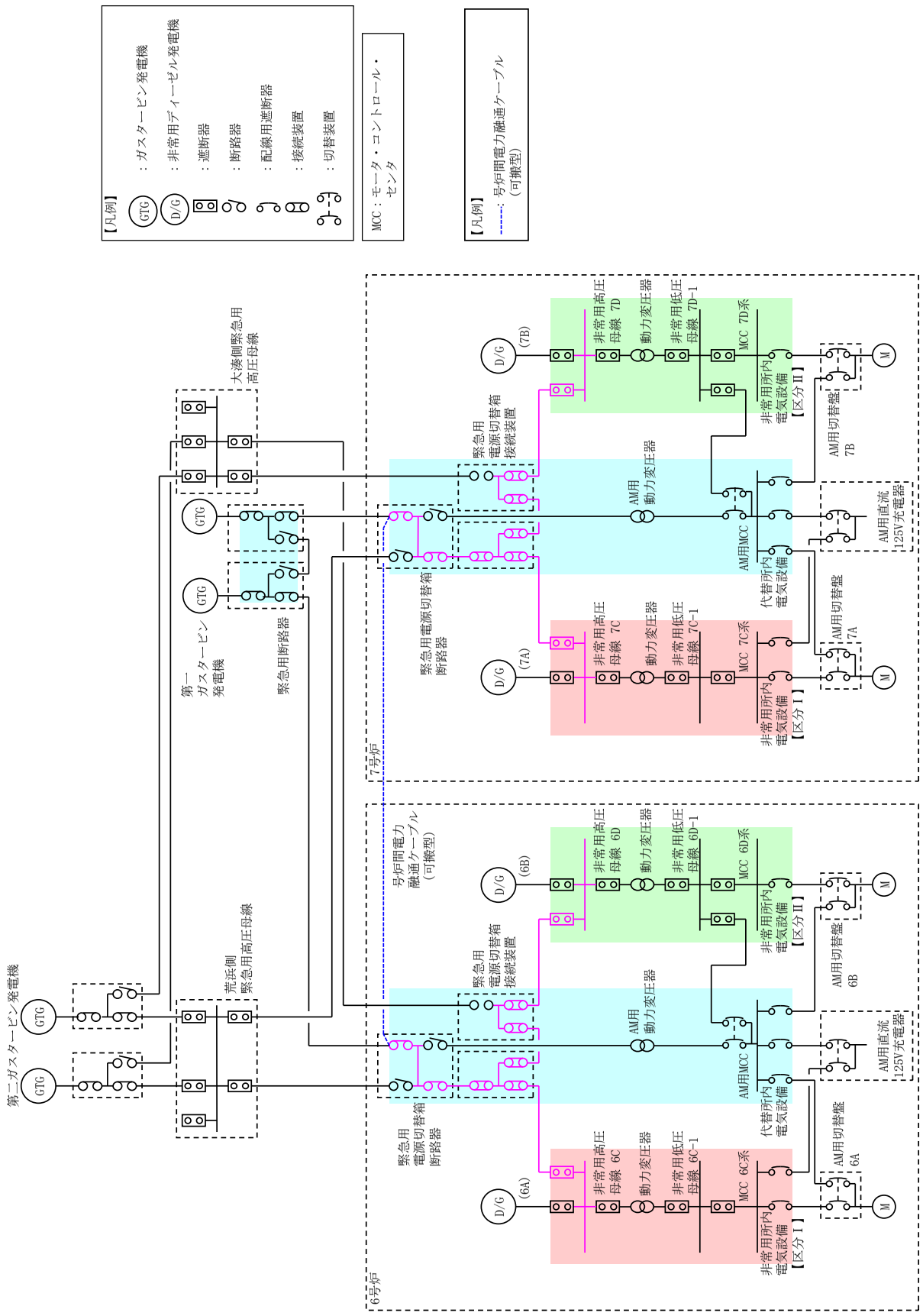


図 57-3-21　号炉間電力融通電気設備系統図
（号炉間電力融通ケーブル（可搬型））

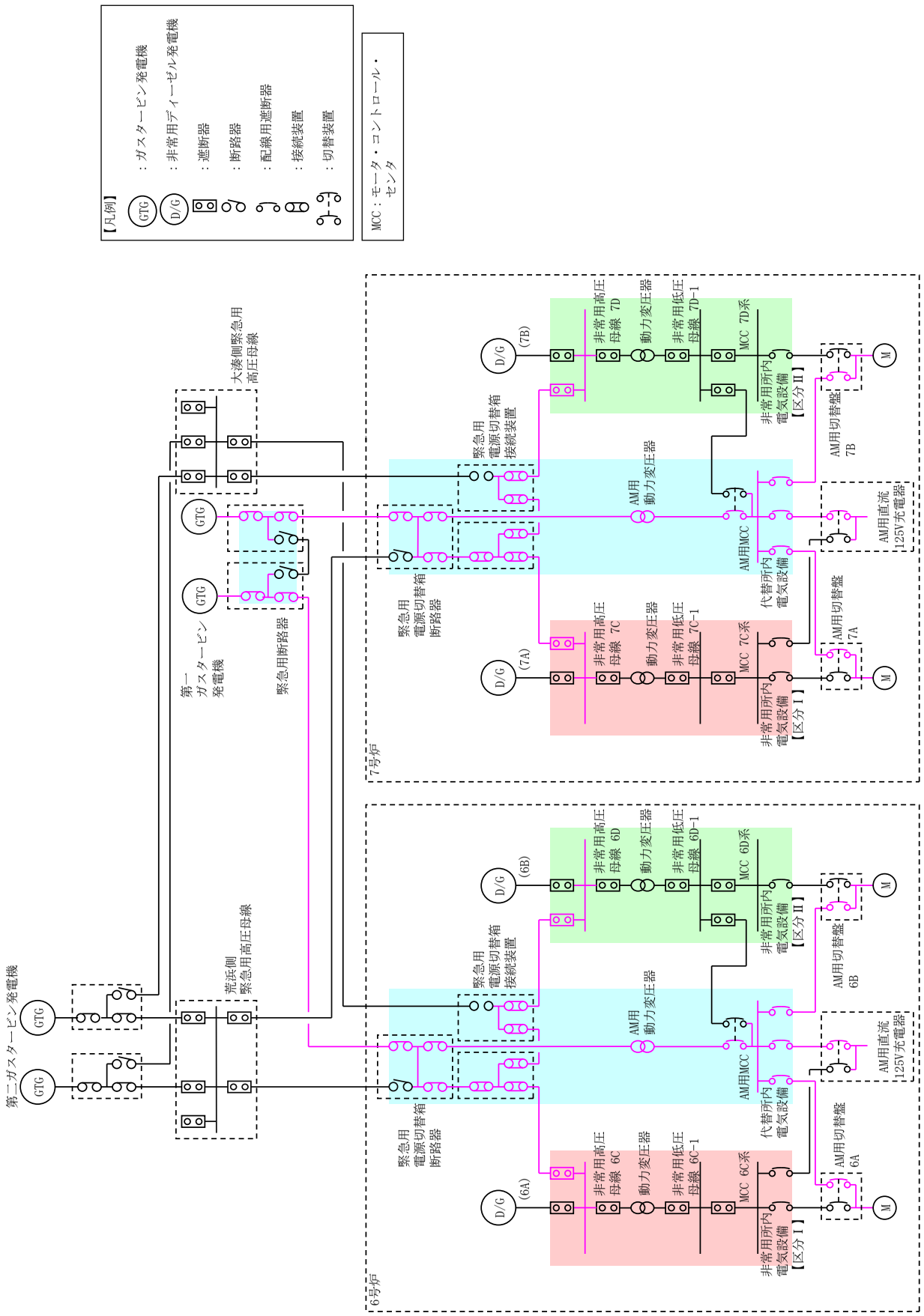


図 57-3-22　代替所内電気設備系統図

MCC：モータ・コントロール・センタ

図 57-3-23　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 57-3-24　AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（AM 用 MCC から電源供給時）

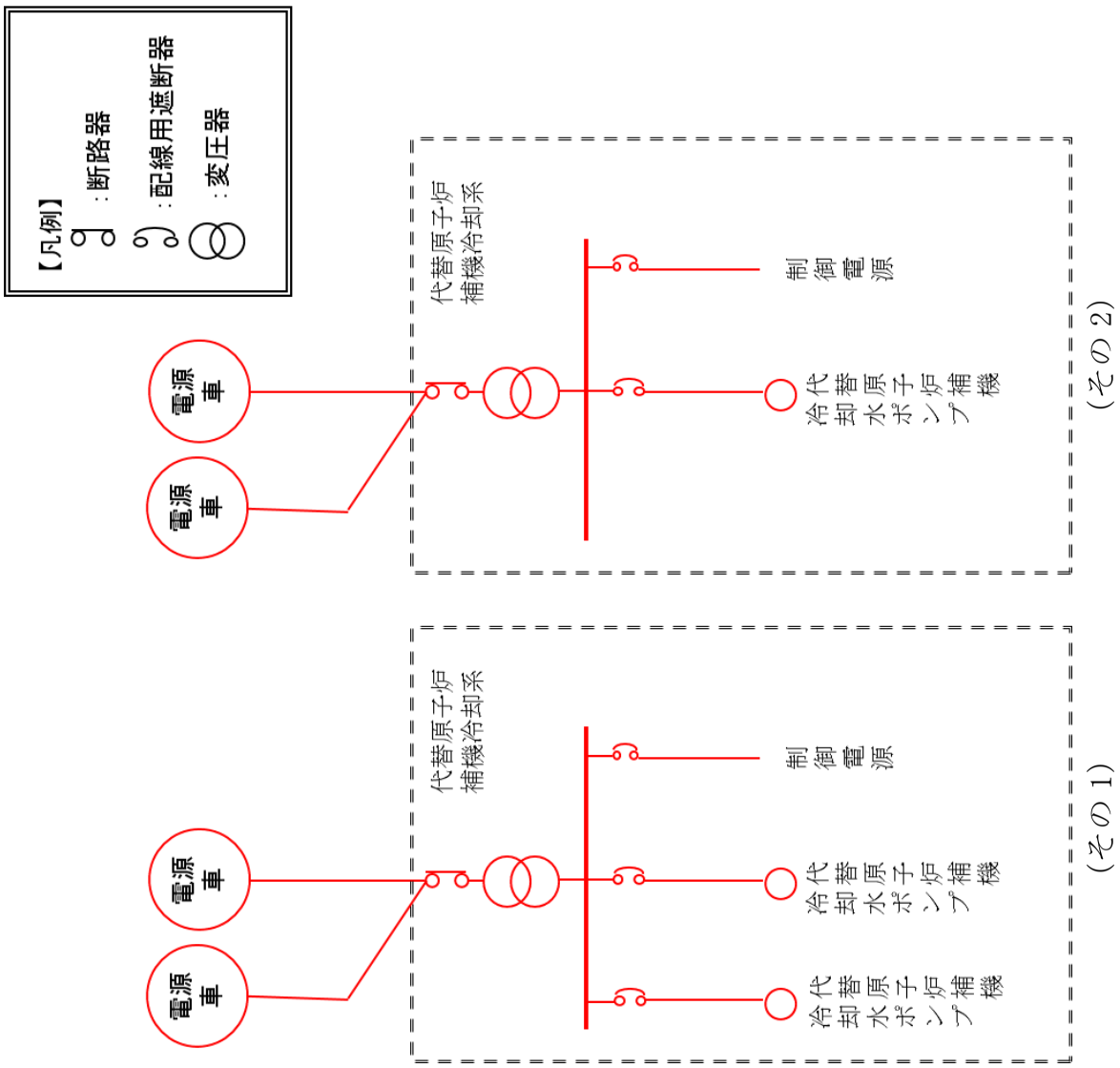


図 57-3-25　代替原子炉補機冷却系系統図

MCC：モータ・コントロール・センタ

図 57-3-26　蓄電池室空調機系統図（AM 用 MCC から電源供給時）

図 57-3-27　燃料補給設備系統図

57-4
試験及び検査

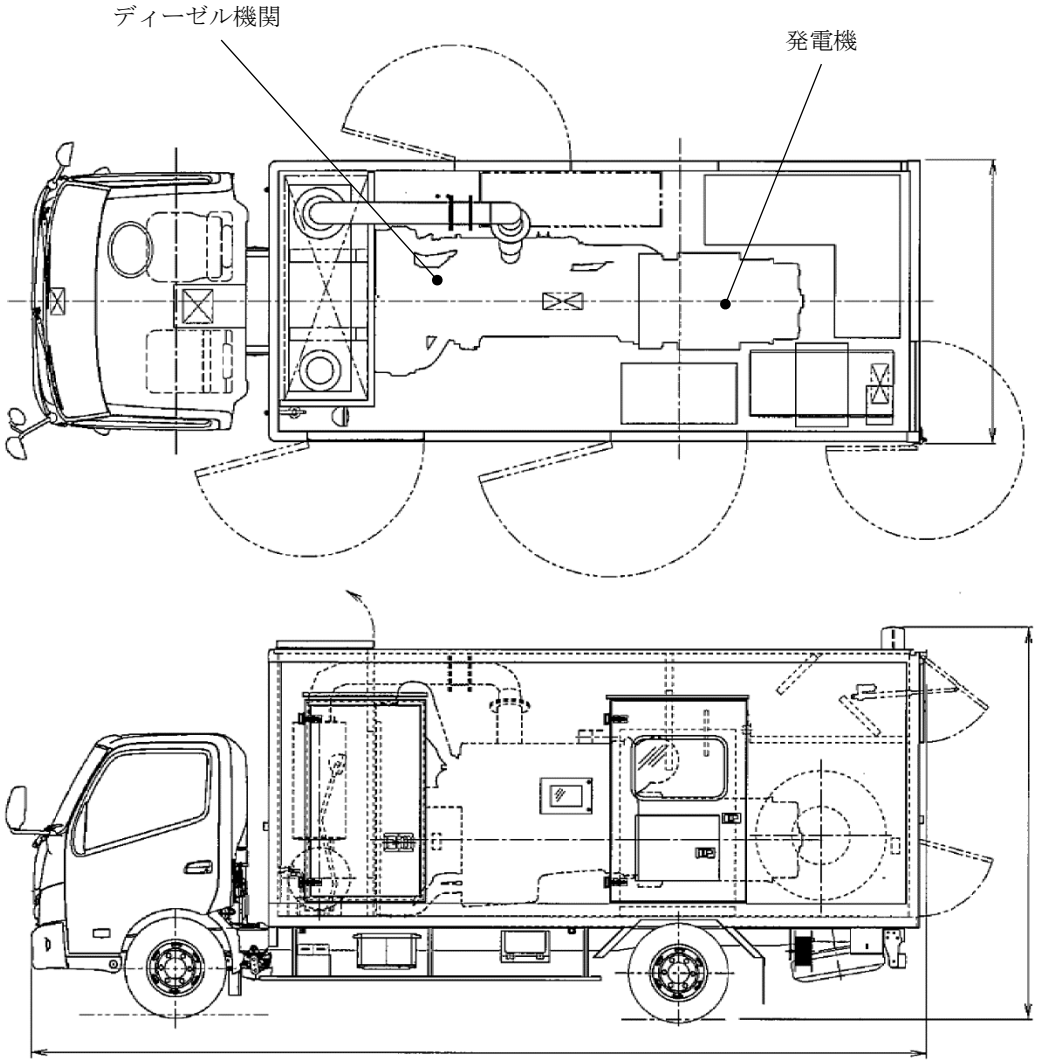
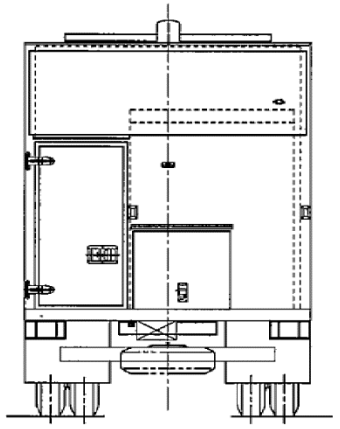


図 57-4-1　電源車構造図

電源車の各部品は分解検査が可能な構造とする。



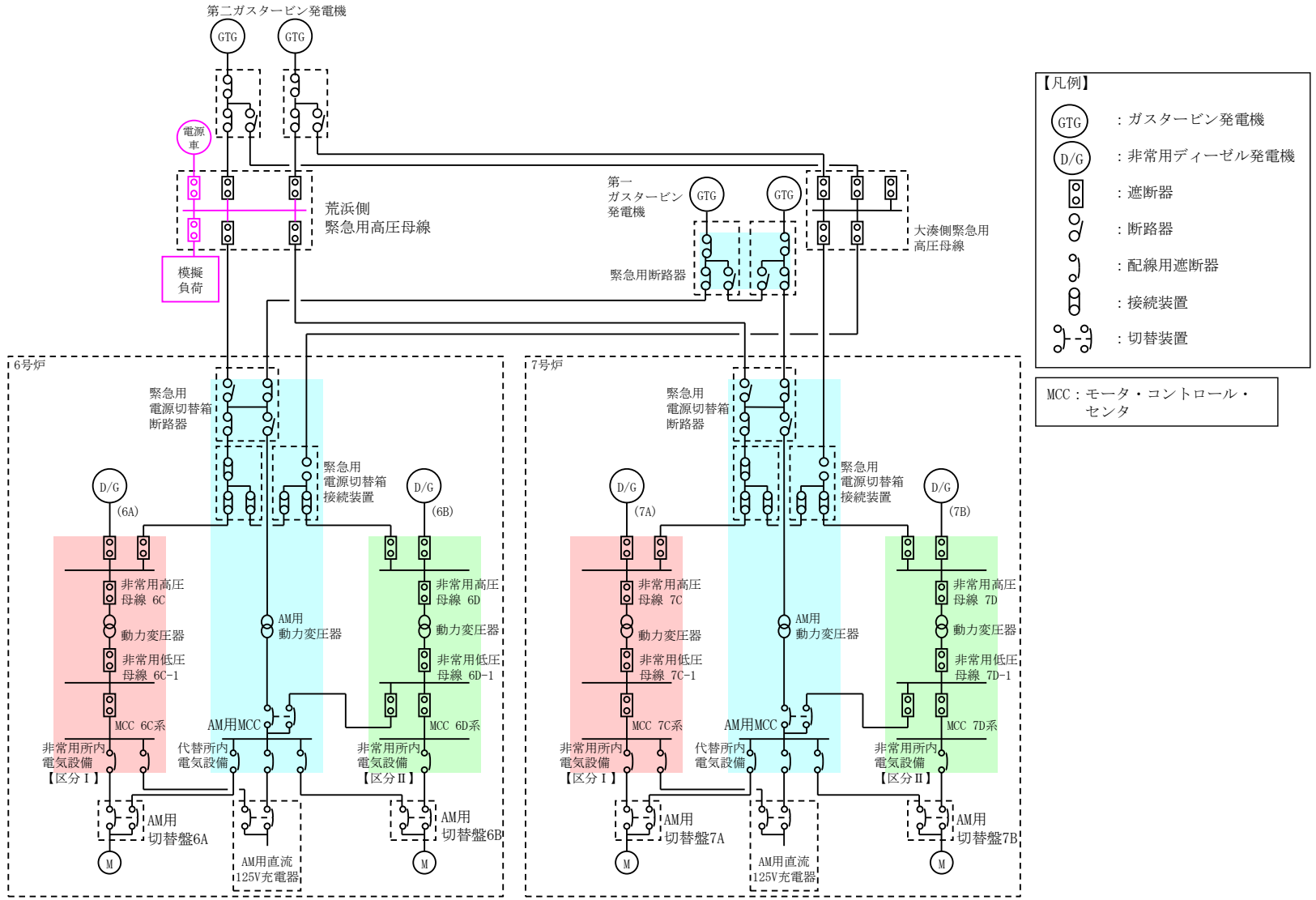


図 57-4-2　電源車試験系統図

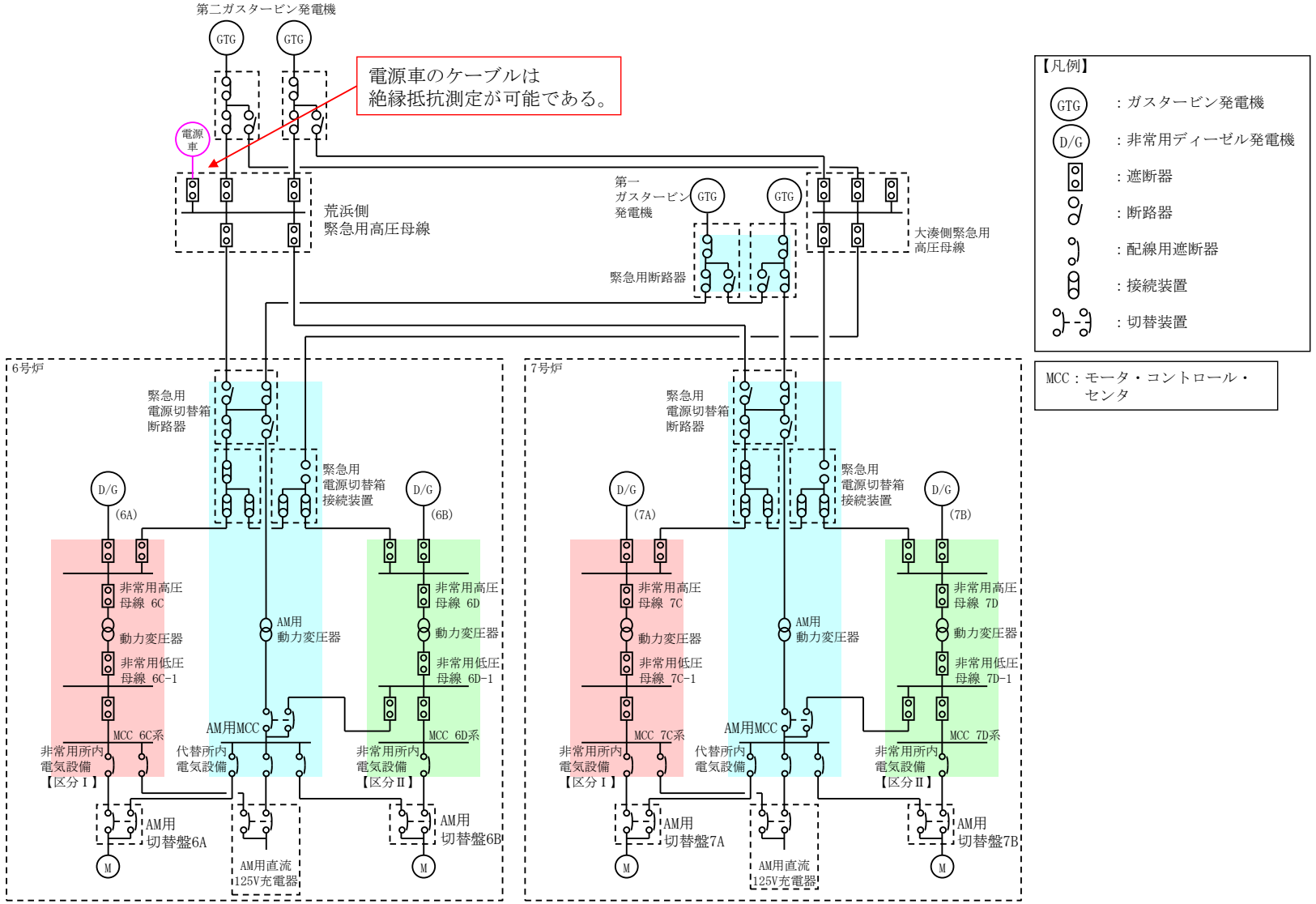


図 57-4-3　電源車用ケーブル試験系統図

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	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充電器盤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充電器盤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充電器盤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充電器盤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	２Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ	－	定検停止中
			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
	継電器　１式	1	簡易点検	１Ｃ，４Ｃ	－	定検停止中
	主蒸気隔離弁閉検出回路　１式	1	簡易点検	１Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ，６Ｙ	－	定検停止中
			簡易点検	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
	高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	２５Ｍ※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設置の運転期間による管理
			非破壊試験	Ｂ	補助ボイラー開放検査	
			特性試験	Ｂ	－	
			据え付試験	Ｂ	補助ボイラー設備検査	
			保安装置試験	Ｂ	補助ボイラー試運転検査	
			負荷試験	Ｂ	補助ボイラー試運転検査	

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） クランク室安全弁　５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	６５Ｍ	－	８回	－	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	○	９回	－	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	６５Ｍ	○	６回	－	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	９回	－	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	６５Ｍ	－	７回	－	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	○	９回	－	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	６５Ｍ	－	８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	－	８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	分解点検	６５Ｍ	○	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（Ｃ） 非常用停止装置　１式	1	分解点検	６５Ｍ	－	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（Ａ）プロセス計器　１式	A,1,3	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	分解点検	６５Ｍ	－	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	分解点検	６５Ｍ	－	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	分解点検	６５Ｍ	－	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	簡易点検	１Ｃ	○	９回	－	定検停止中
	燃料移送ポンプ（Ａ）	1	分解点検	６５Ｍ	－	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	分解点検	４Ｃ	－	９回	－	定検停止中
	燃料移送ポンプ（Ｂ）	1	分解点検	６５Ｍ	○	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	分解点検	４Ｃ	○	６回	－	定検停止中
	燃料移送ポンプ（Ｃ）	1	分解点検	６５Ｍ	－	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	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	開放点検	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	開放点検	１０Ｃ	－	８回	－	定検停止中
直流電源系	直流電源系　１式 ・直流１２５Ｖ充電器　７Ａ，７Ｂ，７Ｃ，７Ｄ ・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	○	９回	直流電源系機能検査	定検停止中
	直流１２５Ｖ蓄電池７Ａ	1	簡易点検	０．５Ｙ	○	2011年度	－	

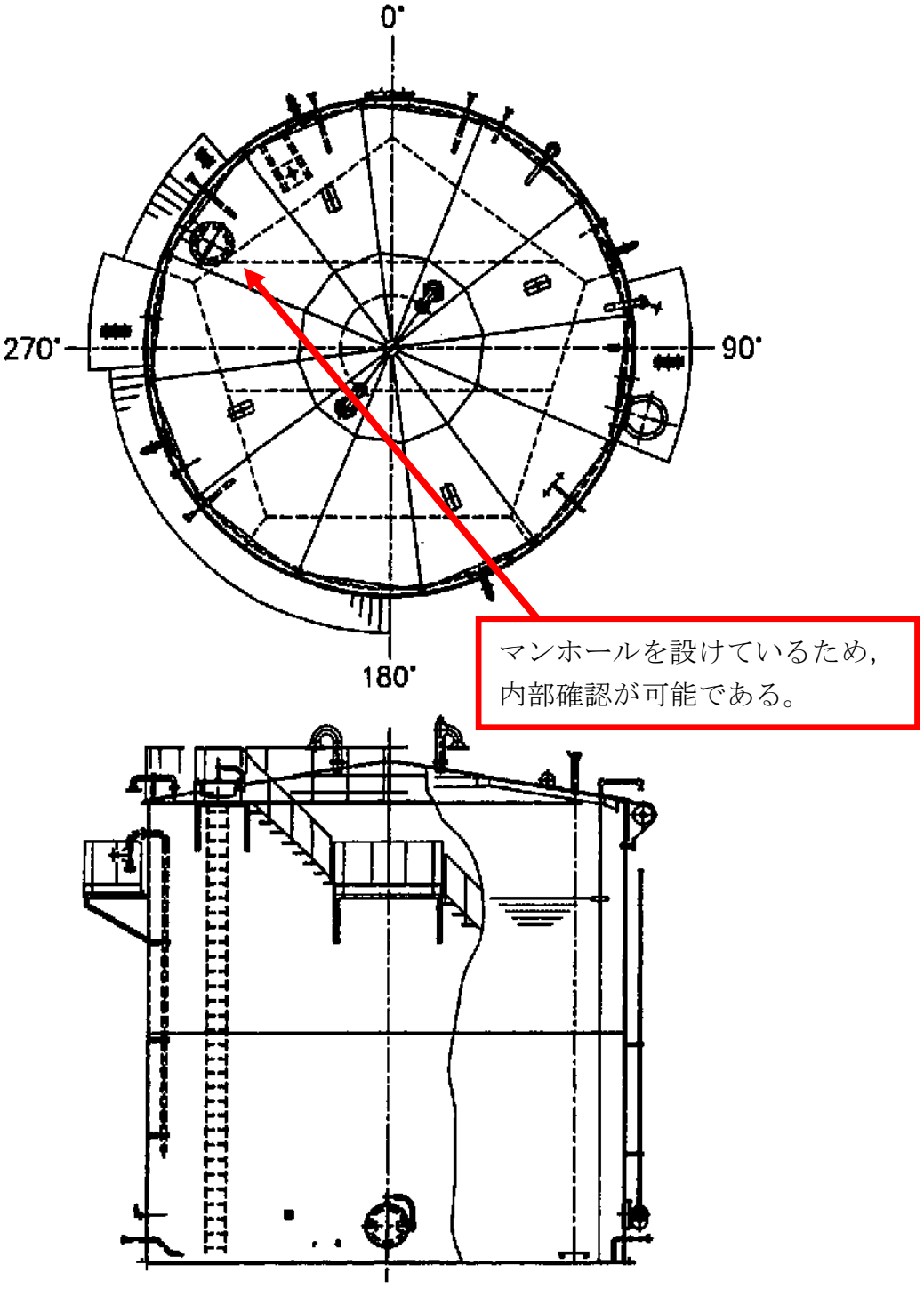


図 57-4-4　軽油タンク構造図

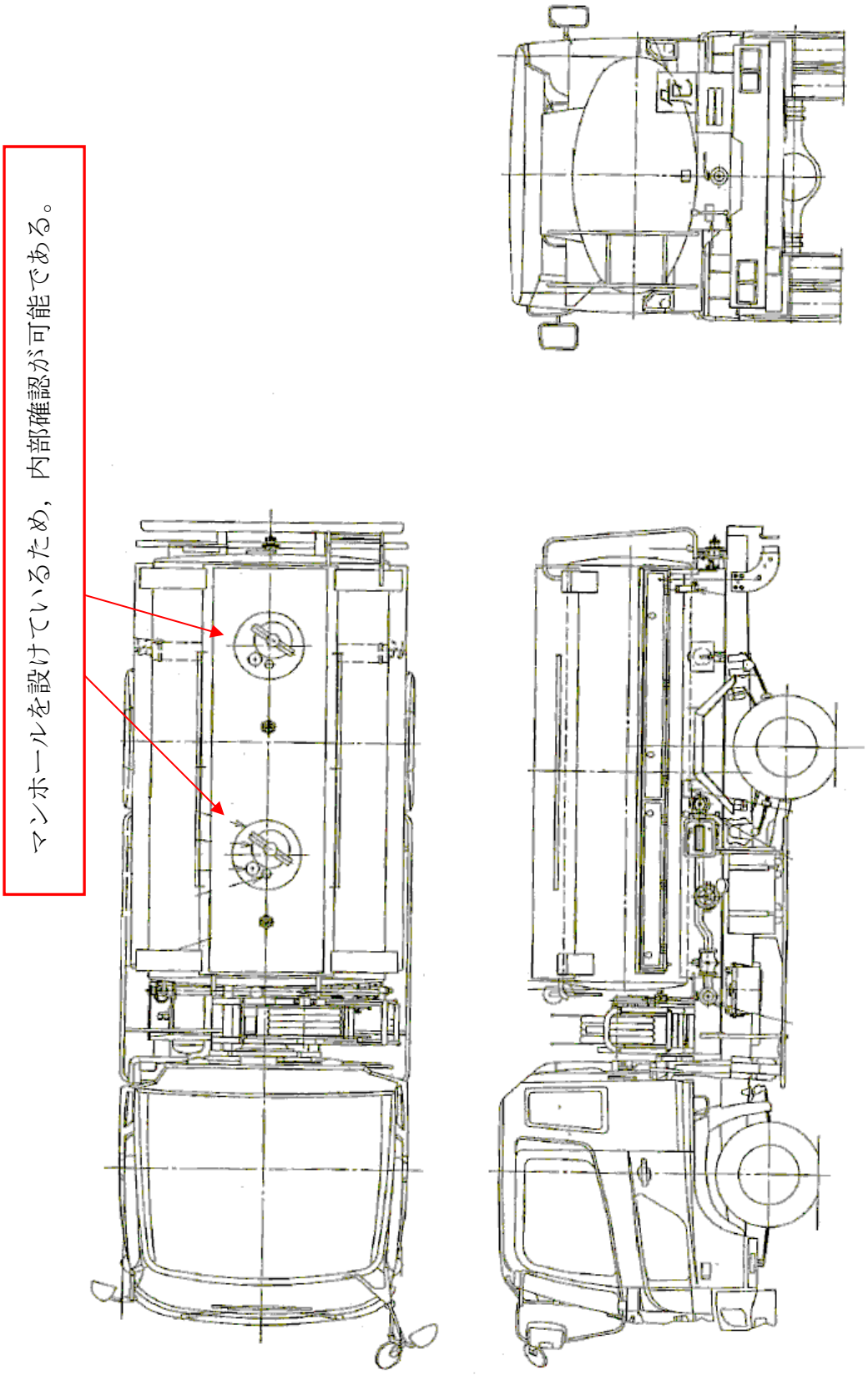


図 57-4-5　タンクローリ（4ｋＬ）構造図

第一ガスタービン発電機の各部品は
分解検査が可能な構造とする。

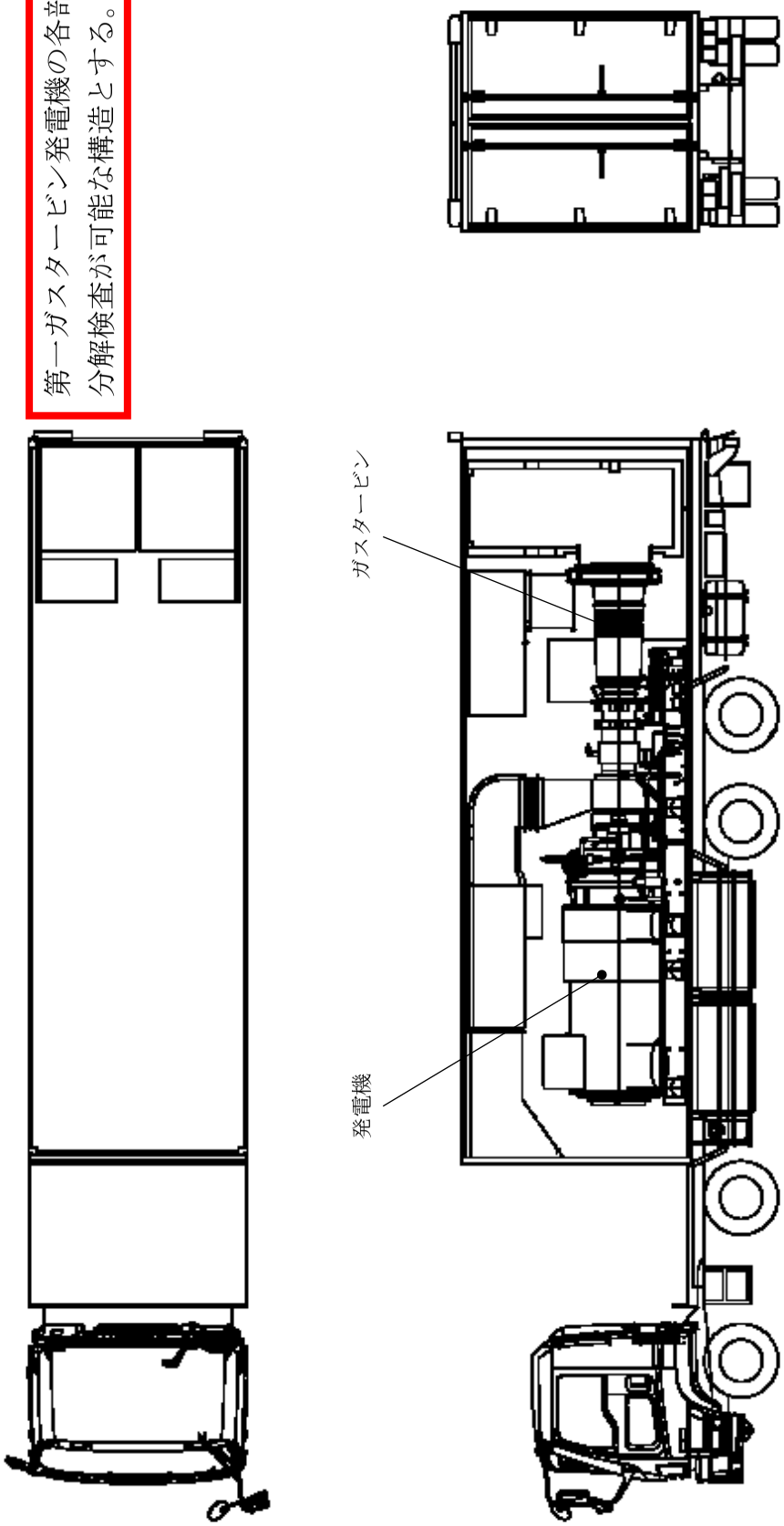


図 57-4-6　第一ガスタービン発電機（発電機車）構造図

第一ガスタービン発電機の各部品は
分解検査が可能な構造とする。

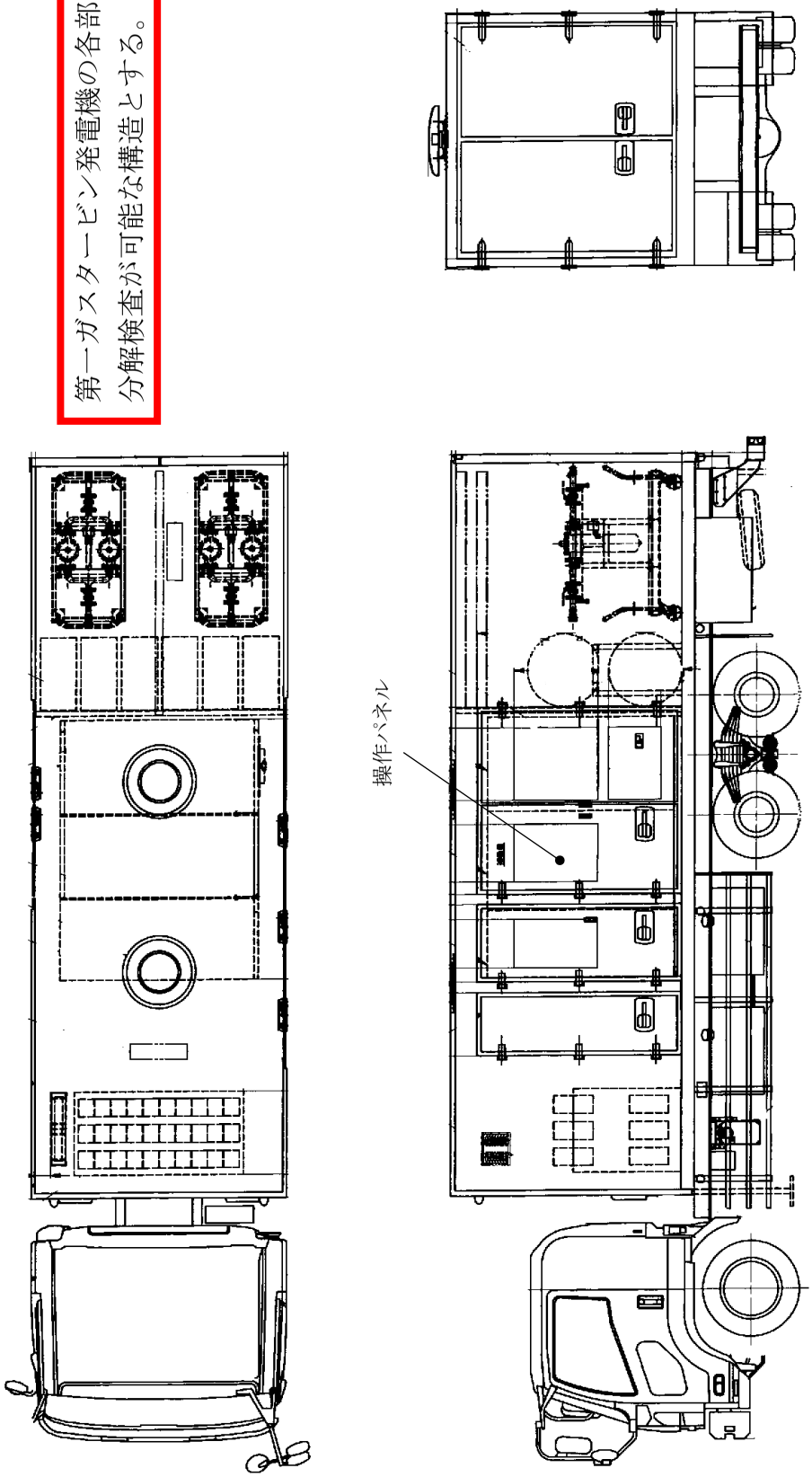


図 57-4-7　第一ガスタービン発電機（制御車）構造図

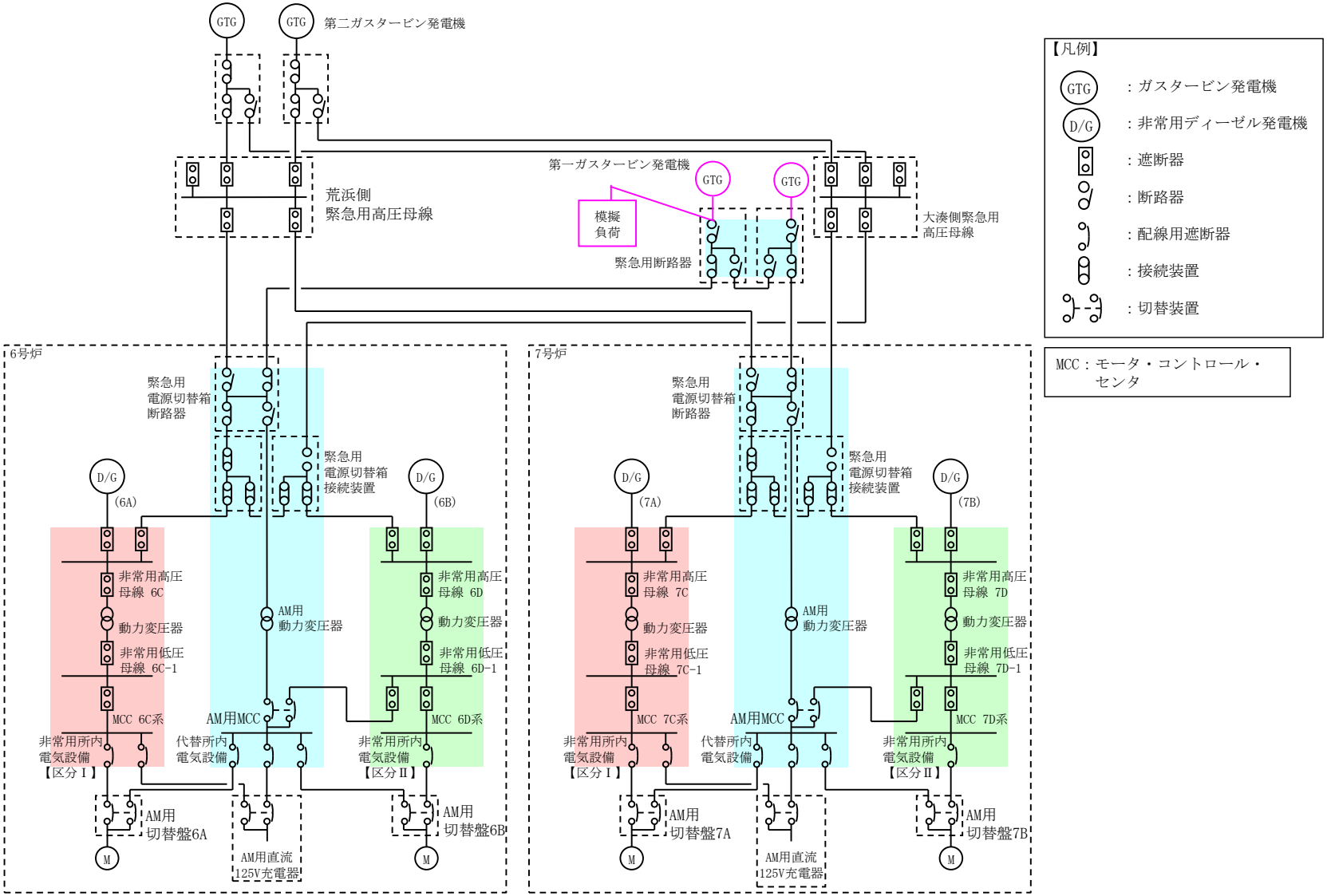


図 57-4-8　第一ガスタービン発電機試験系統図

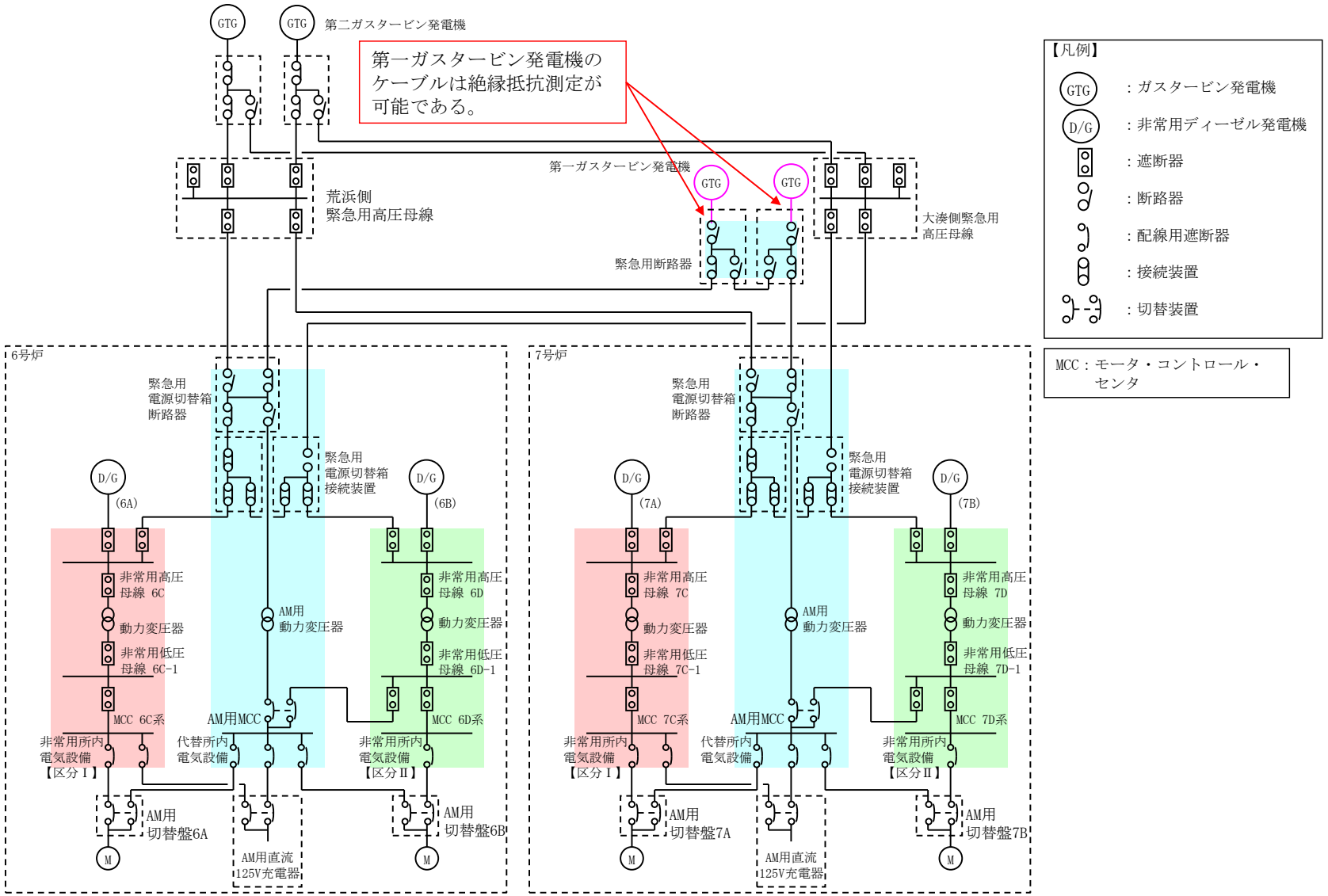


図 57-4-9　第一ガスタービン発電機用ケーブル試験系統図

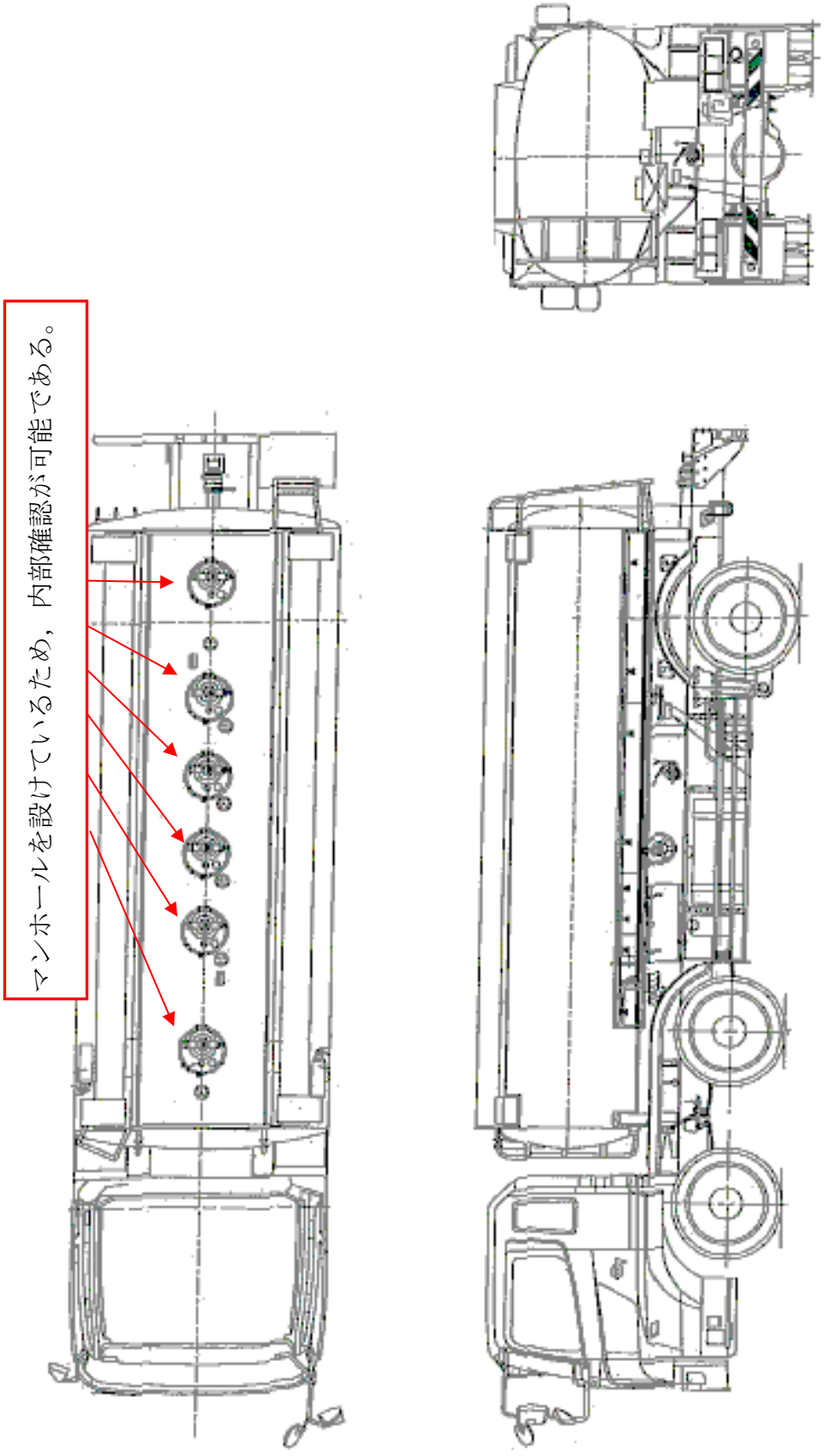


図 57-4-10　タンクローリ（16ｋＬ）構造図

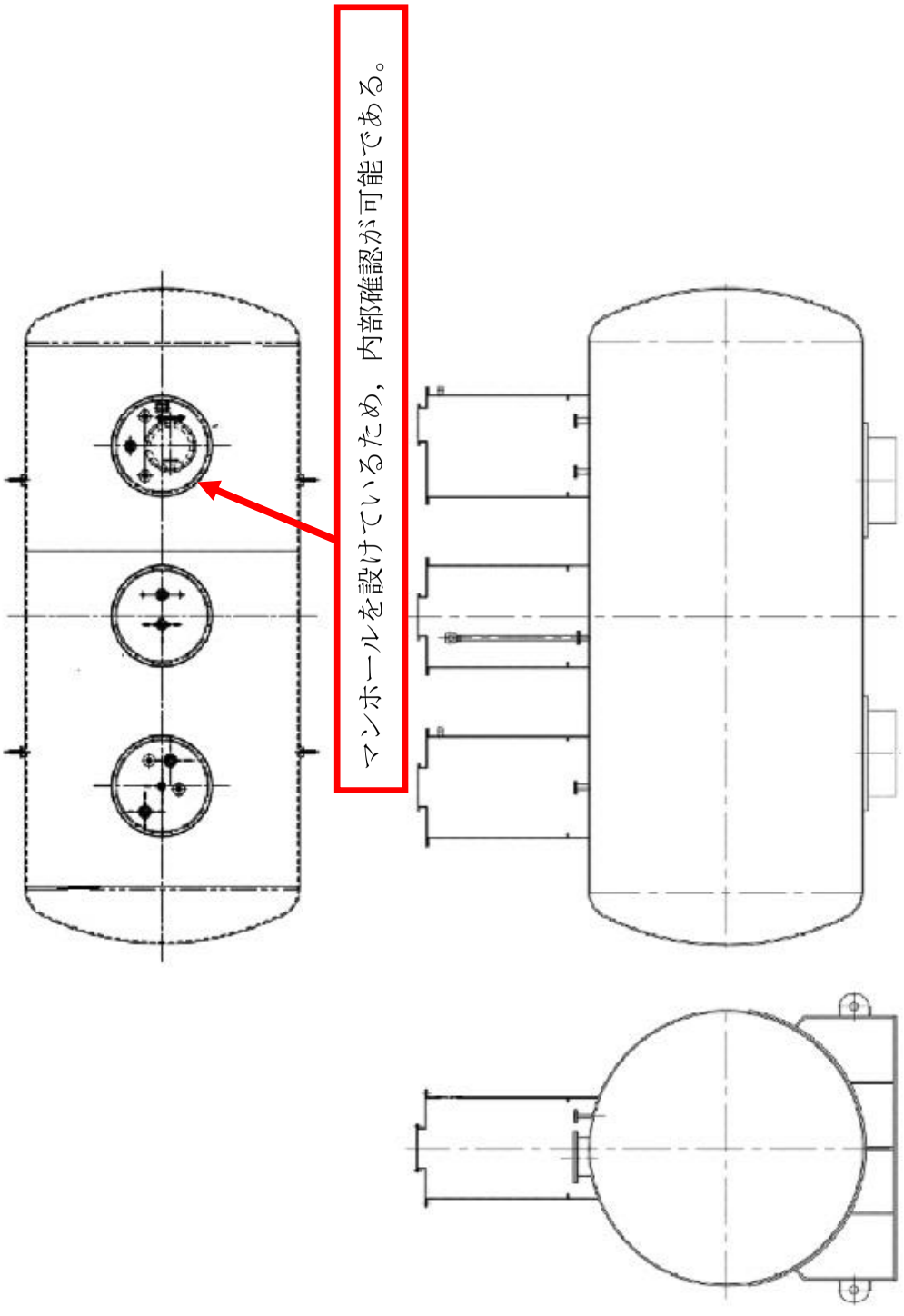


図 57-4-11　第一ガスタービン発電機用燃料タンク構造図

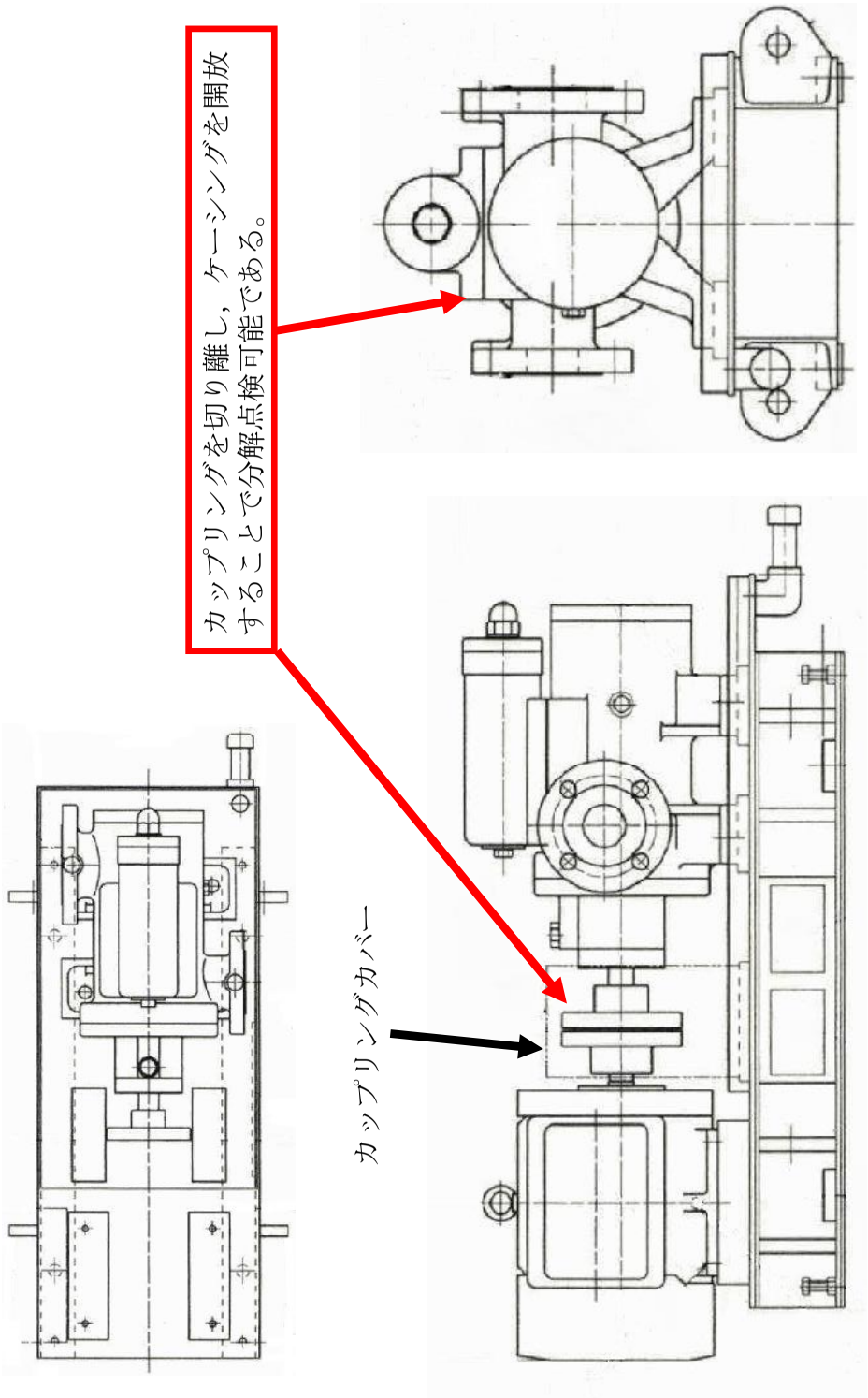


図 57-4-12　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ構造図

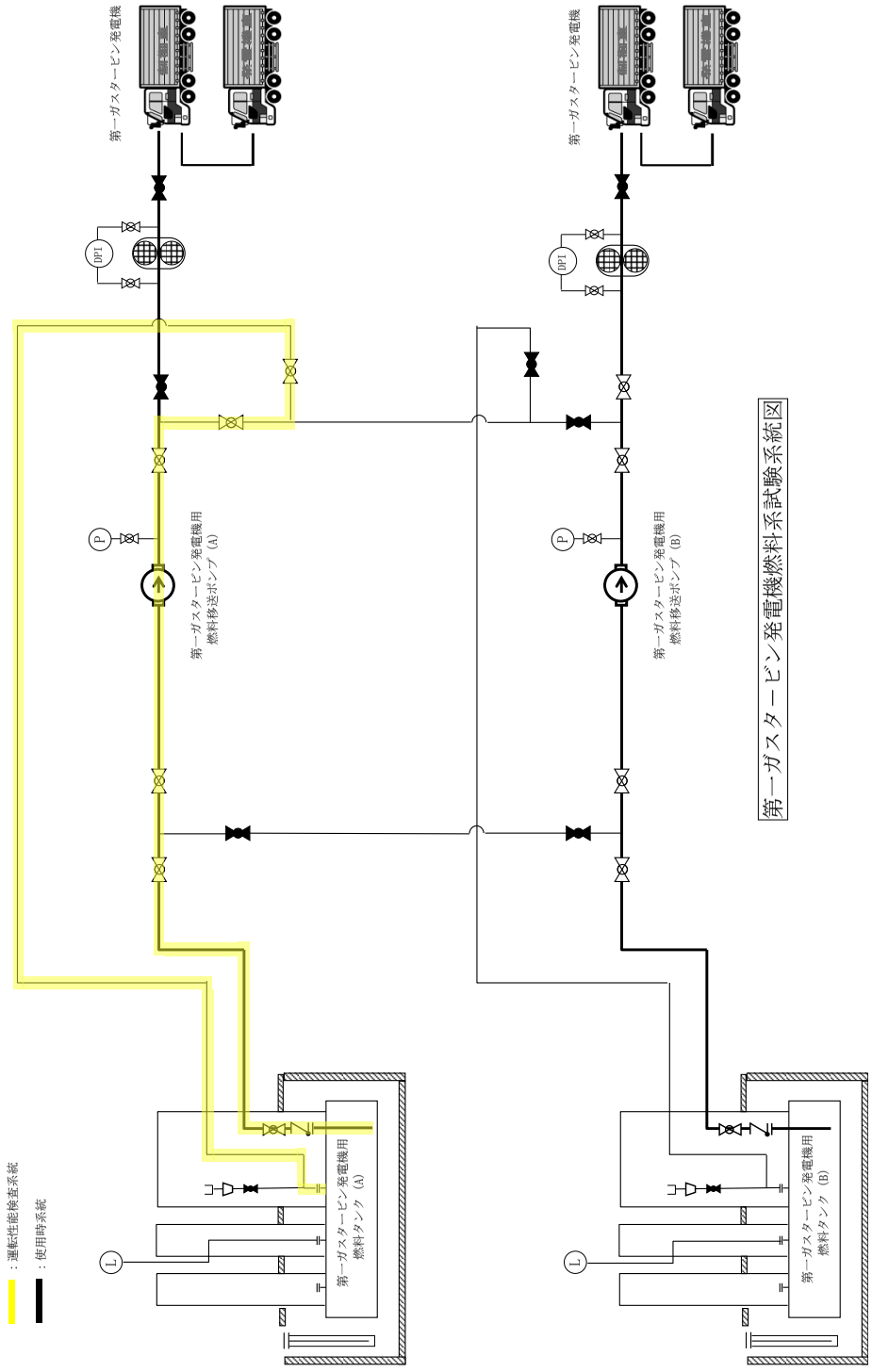


図 57-4-13　第一ガスタービン発電機燃料系統試験系統図

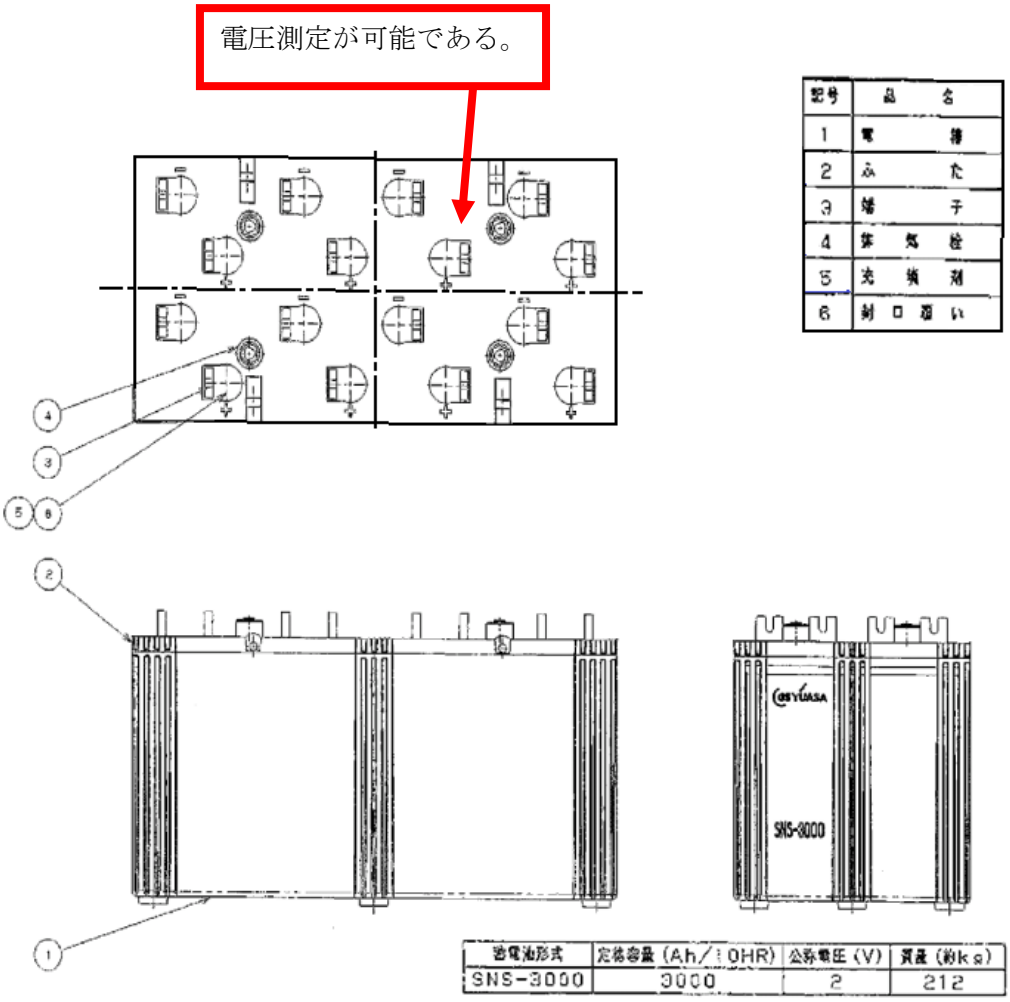


図 57-4-14　直流 125V 蓄電池 6A 構造図

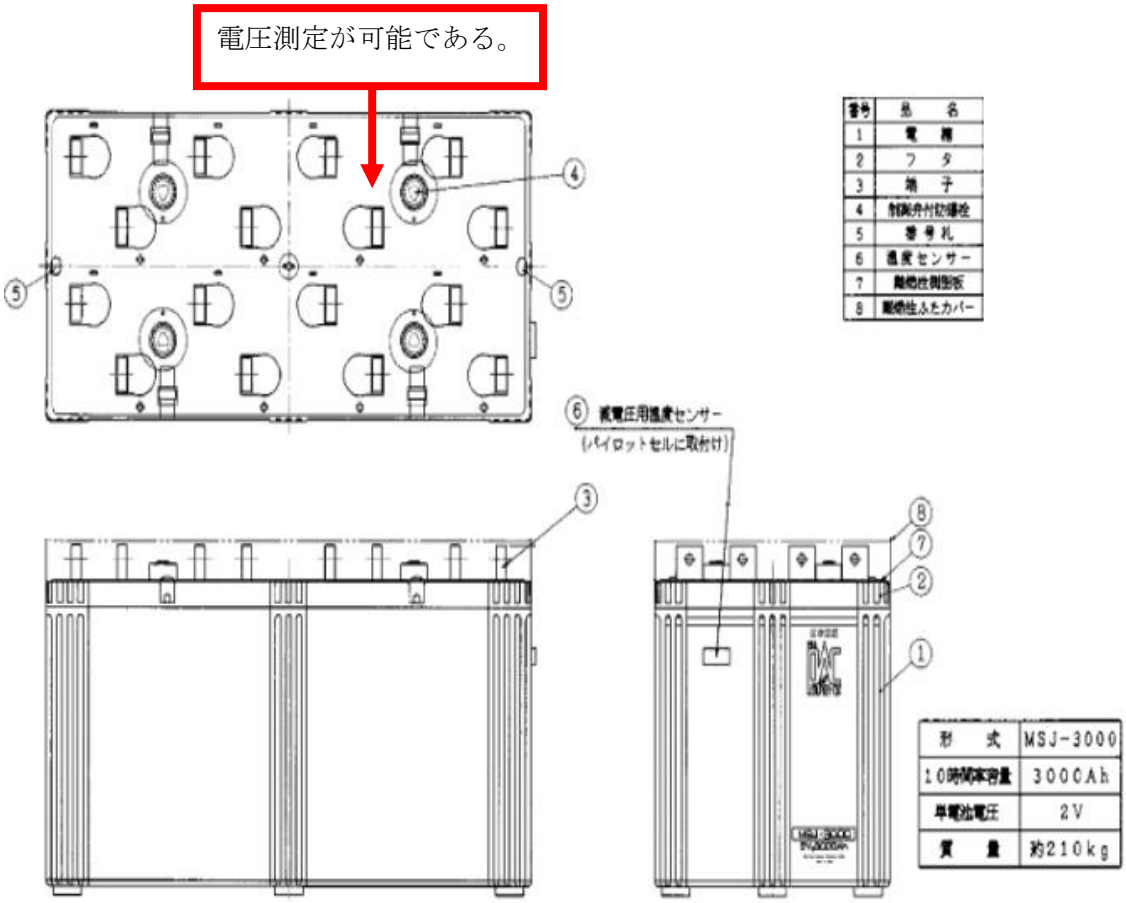


図 57-4-15　直流 125V 蓄電池 7A 構造図

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	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充電器盤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充電器盤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充電器盤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充電器盤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	２Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ	－	定検停止中
			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
	継電器　１式	1	簡易点検	１Ｃ，４Ｃ	－	定検停止中
	主蒸気隔離弁閉検出回路　１式	1	簡易点検	１Ｃ	－	定検停止中
			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	２Ｃ，６Ｙ	－	定検停止中
			簡易点検	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
	高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	２５Ｍ※	補助ボイラー開放検査	※補助ボイラー設備の運転期間による管理
			非破壊試験	Ｂ	補助ボイラー開放検査	
			特性試験	Ｂ	－	
			漏えい試験	Ｂ	補助ボイラー設備検査	
			保安装置試験	Ｂ	補助ボイラー試運転検査	
			負荷試験	Ｂ	補助ボイラー試運転検査	

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　柏崎刈羽原子力発電所　文書番号
KKK-2011-501201SR02*

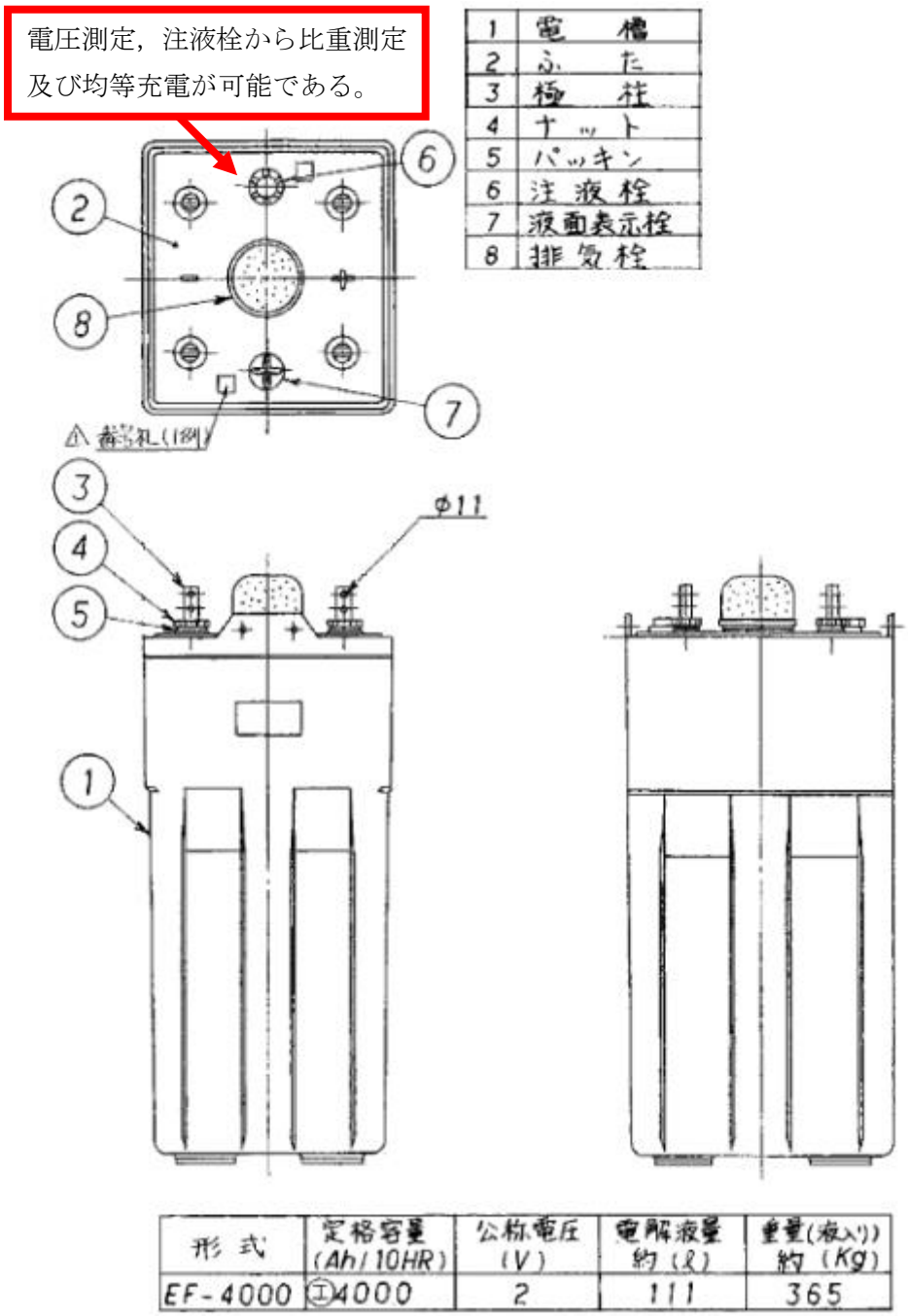
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所　第６号機
第１０保全サイクル定期事業者検査要領書

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



形式	定格容量 (Ah/10HR)	公称電圧 (V)	電解液量 約(ℓ)	重量(液入り) 約(Kg)
EF-4000	Ⅰ4000	2	111	365

図 57-4-16　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） クランク室安全弁　５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	６５Ｍ	－	８回	－	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	○	９回	－	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	６５Ｍ	○	６回	－	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	－	９回	－	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	６５Ｍ	－	７回	－	定検停止中 保全の有効性評価No.45の反映
			簡易点検 （潤滑油交換）	１３Ｍ	○	９回	－	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	６５Ｍ	－	８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	－	８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	分解点検	６５Ｍ	○	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（Ｃ） 非常用停止装置　１式	1	分解点検	６５Ｍ	－	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（Ａ）プロセス計器　１式	A,1,3	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	分解点検	６５Ｍ	－	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	分解点検	６５Ｍ	－	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	分解点検	６５Ｍ	－	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	簡易点検	１Ｃ	○	９回	－	定検停止中
	燃料移送ポンプ（Ａ）	1	分解点検	６５Ｍ	－	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	分解点検	４Ｃ	－	９回	－	定検停止中
	燃料移送ポンプ（Ｂ）	1	分解点検	６５Ｍ	○	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	分解点検	４Ｃ	○	６回	－	定検停止中
	燃料移送ポンプ（Ｃ）	1	分解点検	６５Ｍ	－	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	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	開放点検	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	開放点検	１０Ｃ	－	８回	－	定検停止中
直流電源系	直流電源系　　１式 ・直流１２５Ｖ充電器　７Ａ，７Ｂ，７Ｃ，７Ｄ ・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	○	９回	直流電源系機能検査	定検停止中
	直流１２５Ｖ蓄電池７Ａ	1	簡易点検	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
	直流１２５Ｖ充電器盤７Ａ	1	簡易点検	３９Ｍ	○	７回	－	定検停止中
	直流１２５Ｖ蓄電池７Ｂ	1	簡易点検	０．５Ｙ	○	2011年度	－	
	直流１２５Ｖ充電器盤７Ｂ	1	簡易点検	３９Ｍ	○	７回	－	定検停止中
	直流１２５Ｖ蓄電池７Ｃ	1	簡易点検	０．５Ｙ	○	2011年度	－	
	直流１２５Ｖ充電器盤７Ｃ	1	簡易点検	３９Ｍ	－	８回	－	定検停止中
	直流１２５Ｖ蓄電池７Ｄ	1	簡易点検	０．５Ｙ	○	2011年度	－	
	直流１２５Ｖ充電器盤７Ｄ	1	簡易点検	３９Ｍ	－	８回	－	定検停止中
	直流１２５Ｖパワーセンタ７Ａ，７Ｂ，７Ｃ，７Ｄ	1	簡易点検	５２Ｍ	－	８回	－	定検停止中
	直流１２５Ｖ主母線盤７Ａ，７Ｂ，７Ｃ，７Ｄ	1	簡易点検	４Ｃ	－	７回	－	定検停止中 （赤外線診断　６Ｍ）
無停電電源装置	パイタル交流電源装置　７Ａ　１式	1	簡易点検	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
	パイタル交流電源装置　７Ｂ　１式	1	簡易点検	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
	パイタル交流電源装置　７Ｃ　１式	1	簡易点検	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
	パイタル交流電源装置　７Ｄ　１式	1	簡易点検	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 （綜合負荷，保安規定関係，特別精密電力量計）	1,2,3	簡易点検	１Ｃ	○	９回	－	定検停止中
	蓄電器　１式	1	簡易点検	１Ｃ	○	９回	－	定検停止中
	主蒸気隔離弁閉検出回路　１式	1	特性試験	１Ｃ	○	９回	監視機能健全性確認検査（その６（電気機器分））	定検停止中
			簡易点検	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	簡易点検	１Ｃ	○	９回	－	定検停止中
主要制御盤	主要制御盤　１式	1,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
通隔停止系	逃がし安全弁操作回路	A	機能・性能試験	２Ｃ	○	８回	通隔停止系機能検査	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	－	９回	通隔停止系機能検査	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	○	８回	通隔停止系機能検査	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	通隔停止系機能検査	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	－	９回	通隔停止系機能検査	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	○	８回	通隔停止系機能検査	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	－	９回	通隔停止系機能検査	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	○	８回	通隔停止系機能検査	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	－	９回	通隔停止系機能検査	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	○	８回	通隔停止系機能検査	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	－	９回	通隔停止系機能検査	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	○	８回	通隔停止系機能検査	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	海生物処理 防汚塗装	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	－	
			開放点検	１０Ｃ	○	９回	－	定検停止中
			非破壊試験	余寿命による	○	９回	配管肉厚測定検査（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 定検起動後
			非破壊試験	余寿命による	○	９回	配管肉厚測定検査（その２）	定検停止中
	廃棄物処理系の主な配管　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。当社の許可無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　柏崎刈羽原子力発電所　文書番号
KK-2011-S004163800

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

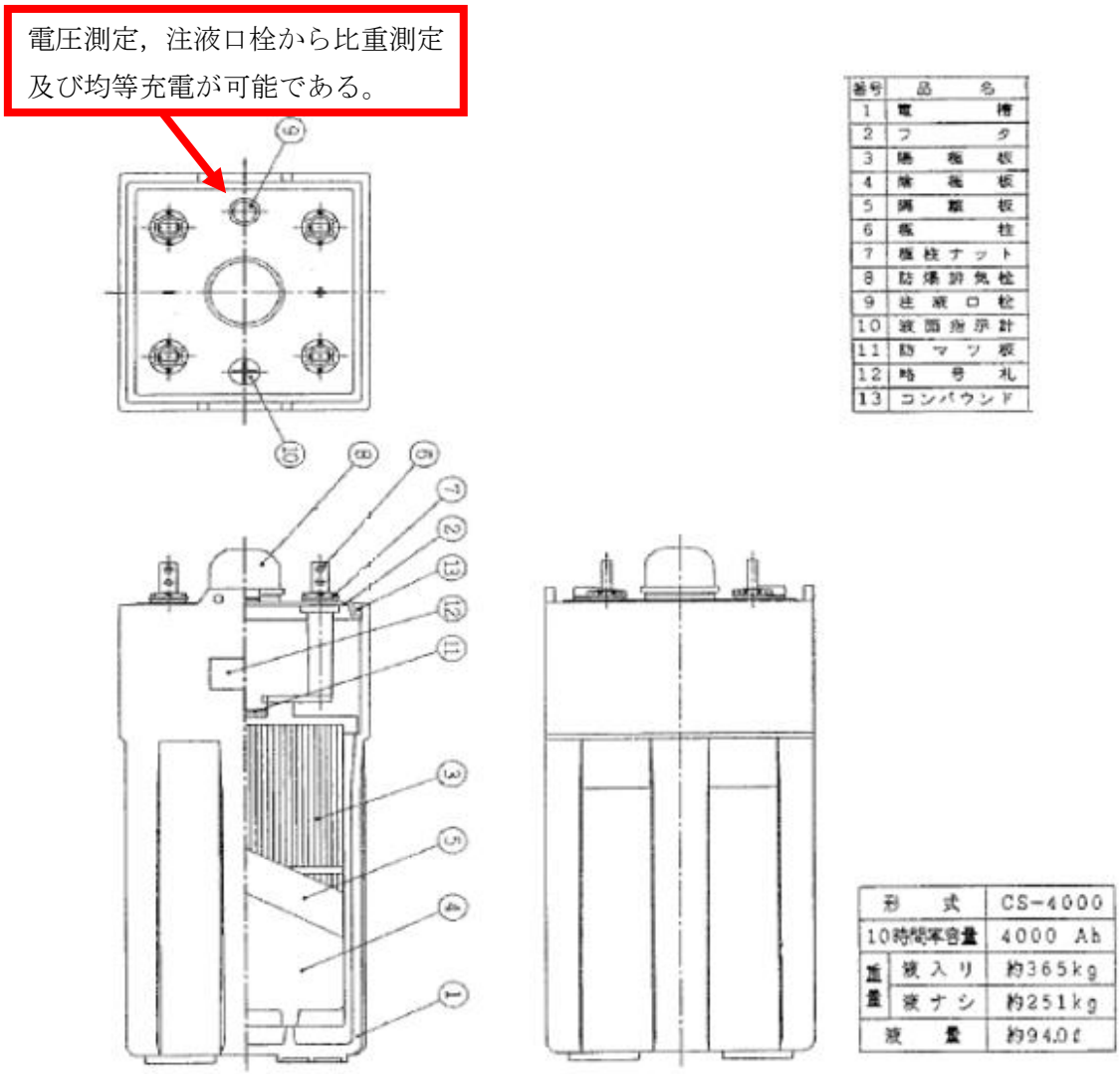


図 57-4-17　直流 125V 蓄電池 7A-2 構造図

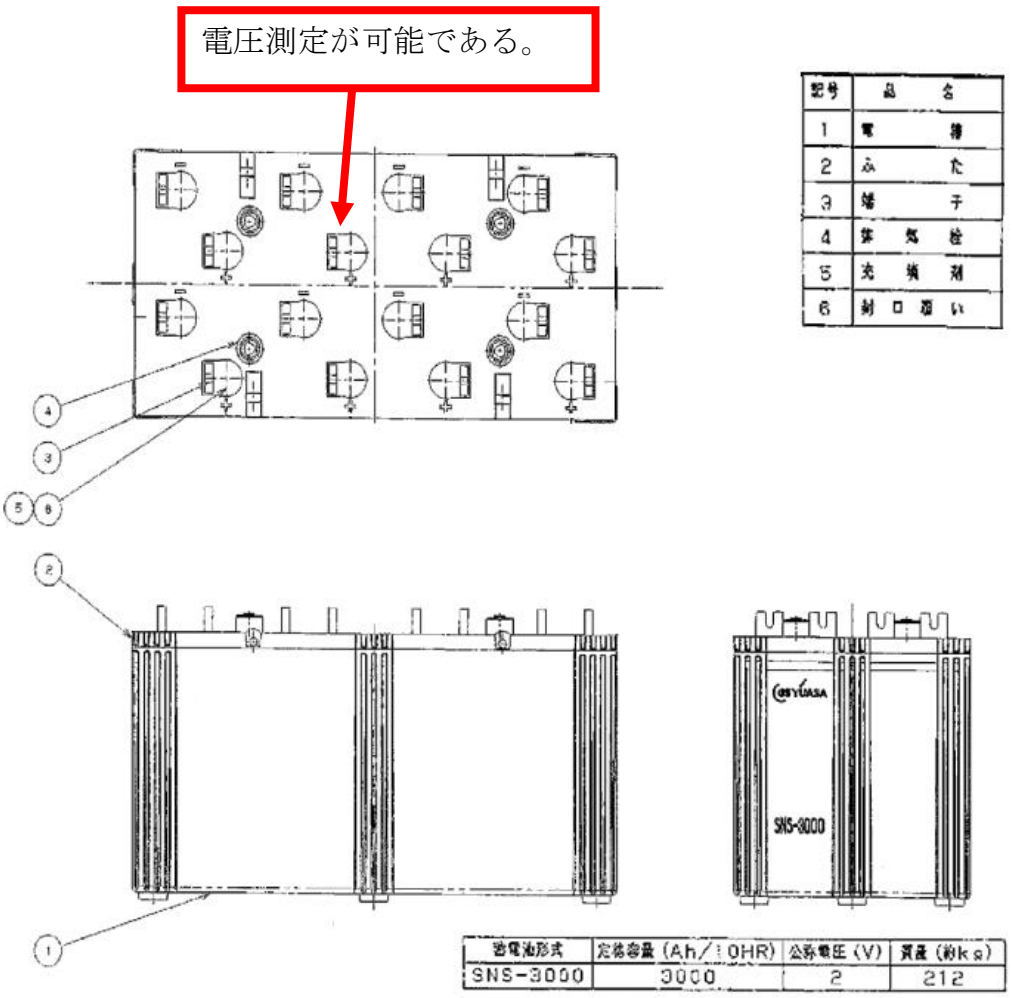


図 57-4-18　6 号炉 AM 用直流 125V 蓄電池構造図

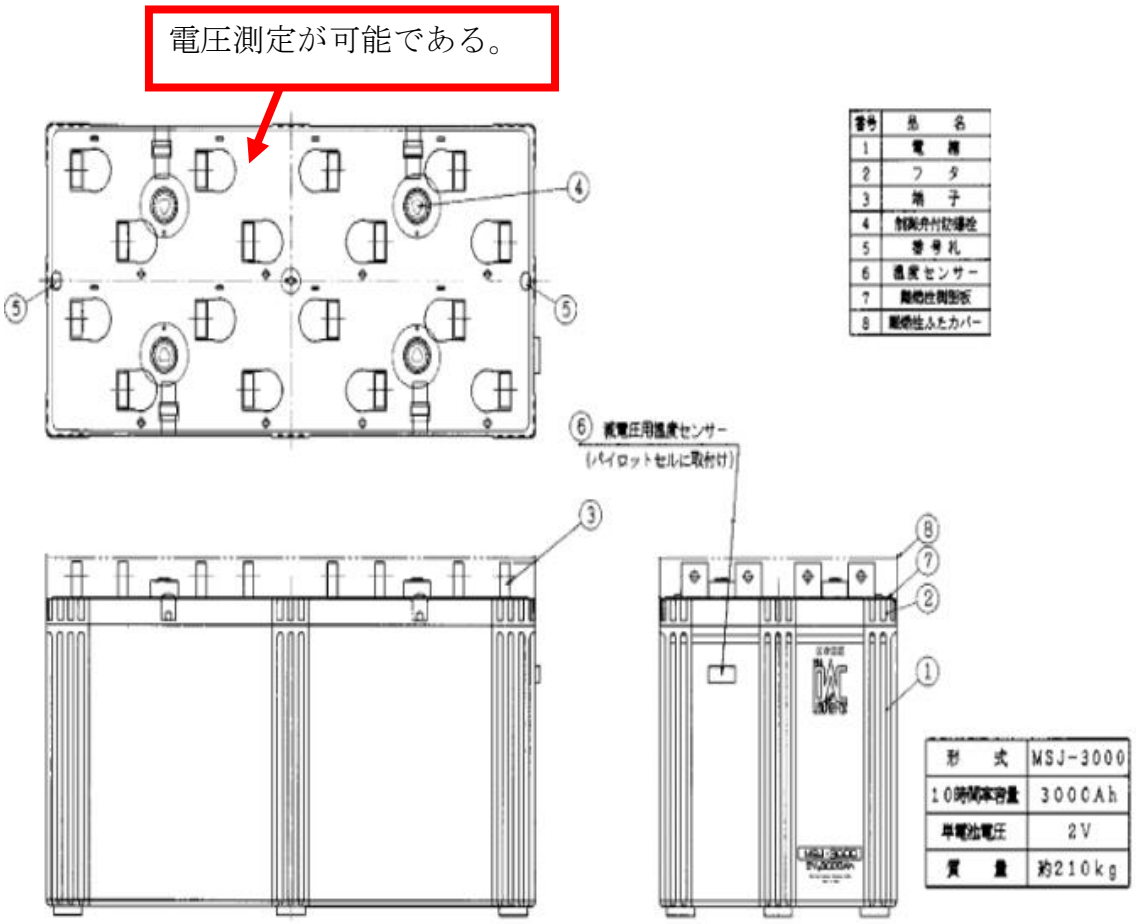


図 57-4-19　7 号炉 AM 用直流 125V 蓄電池構造図

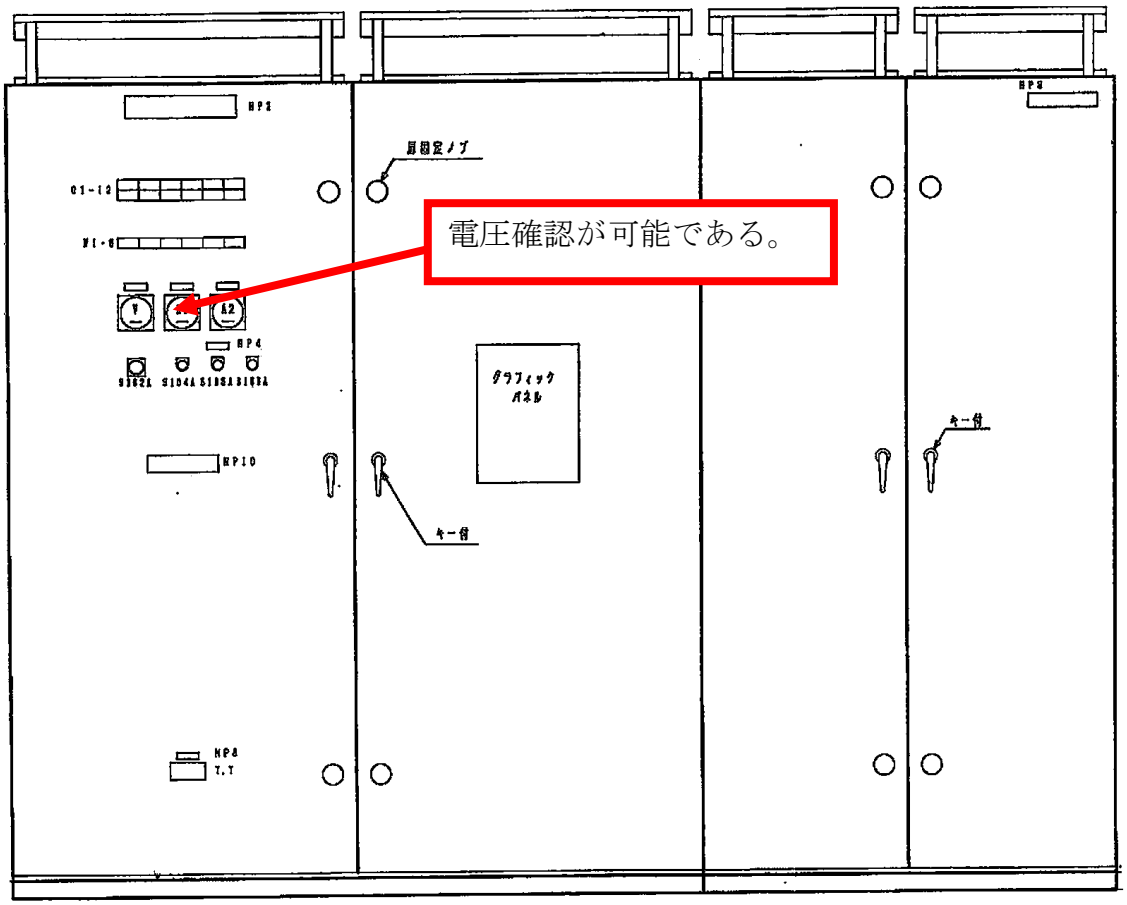


図 57-4-20　直流 125V 充電器 6A 構造図

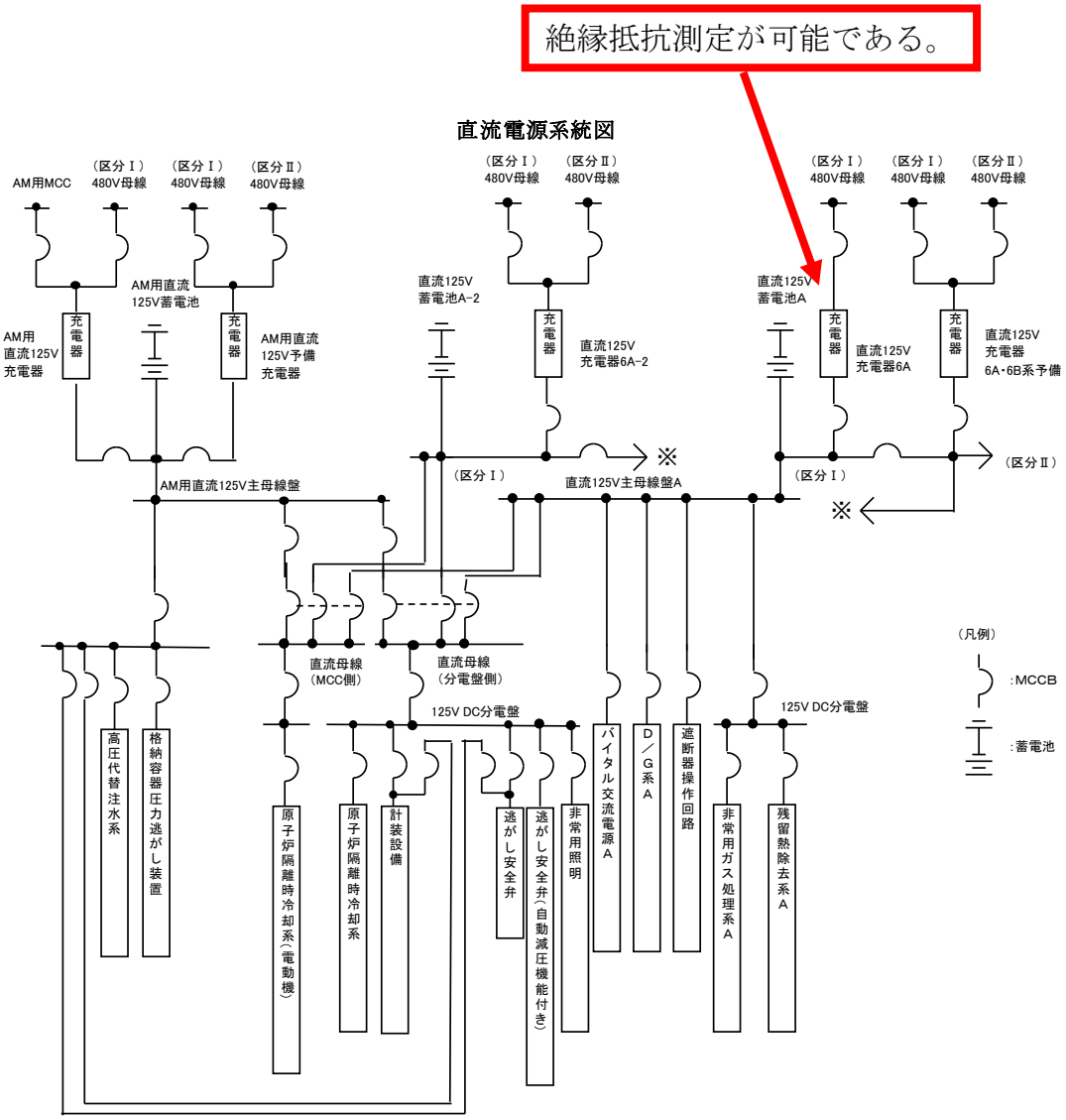


図 57-4-21　6 号炉直流 125V 充電器 A 試験系統図

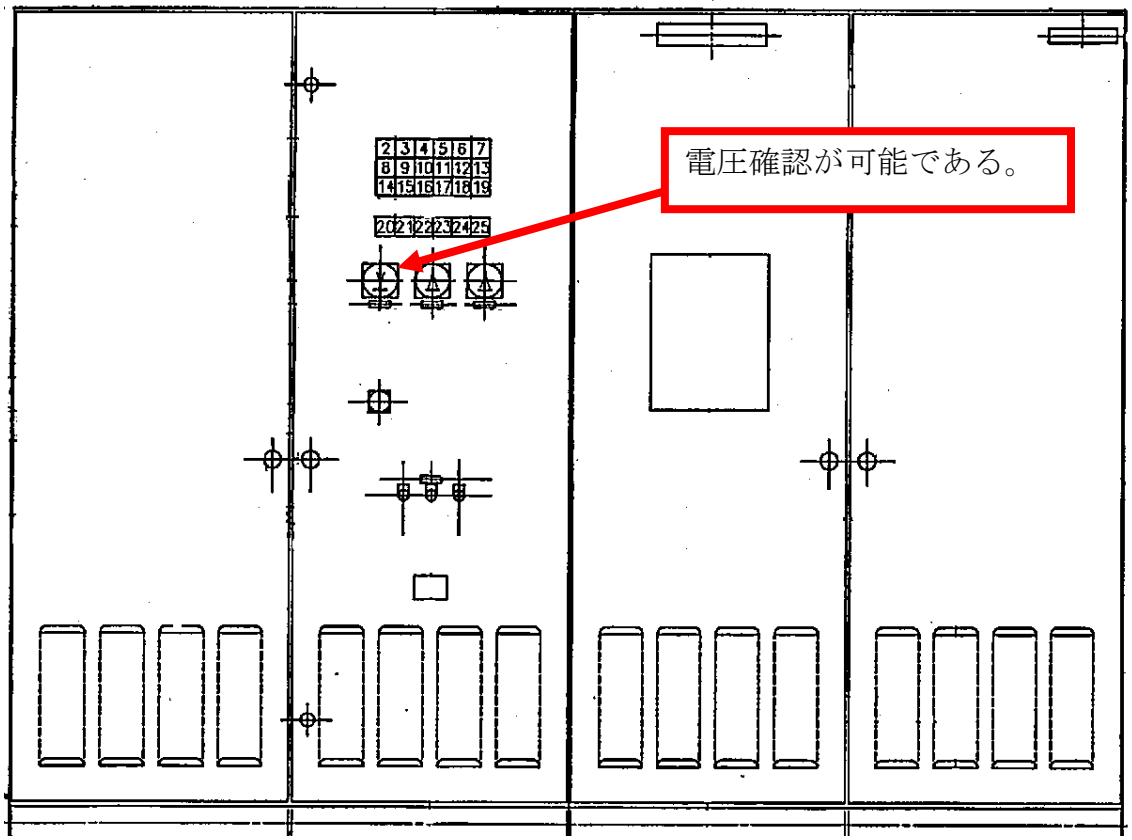


図 57-4-22　直流 125V 充電器 7A 構造図

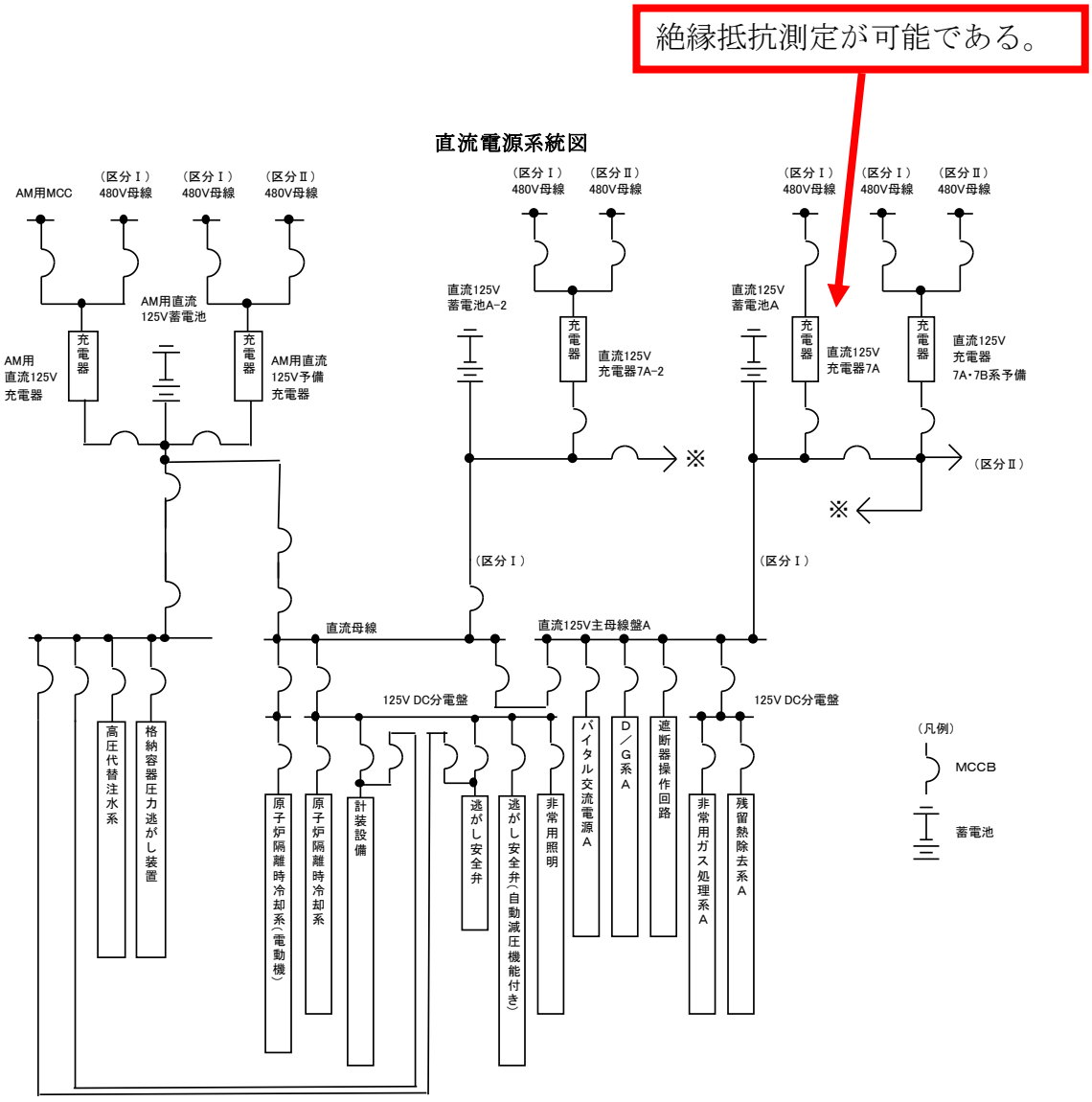


図 57-4-23　7 号炉直流 125V 充電器 A 試験系統図

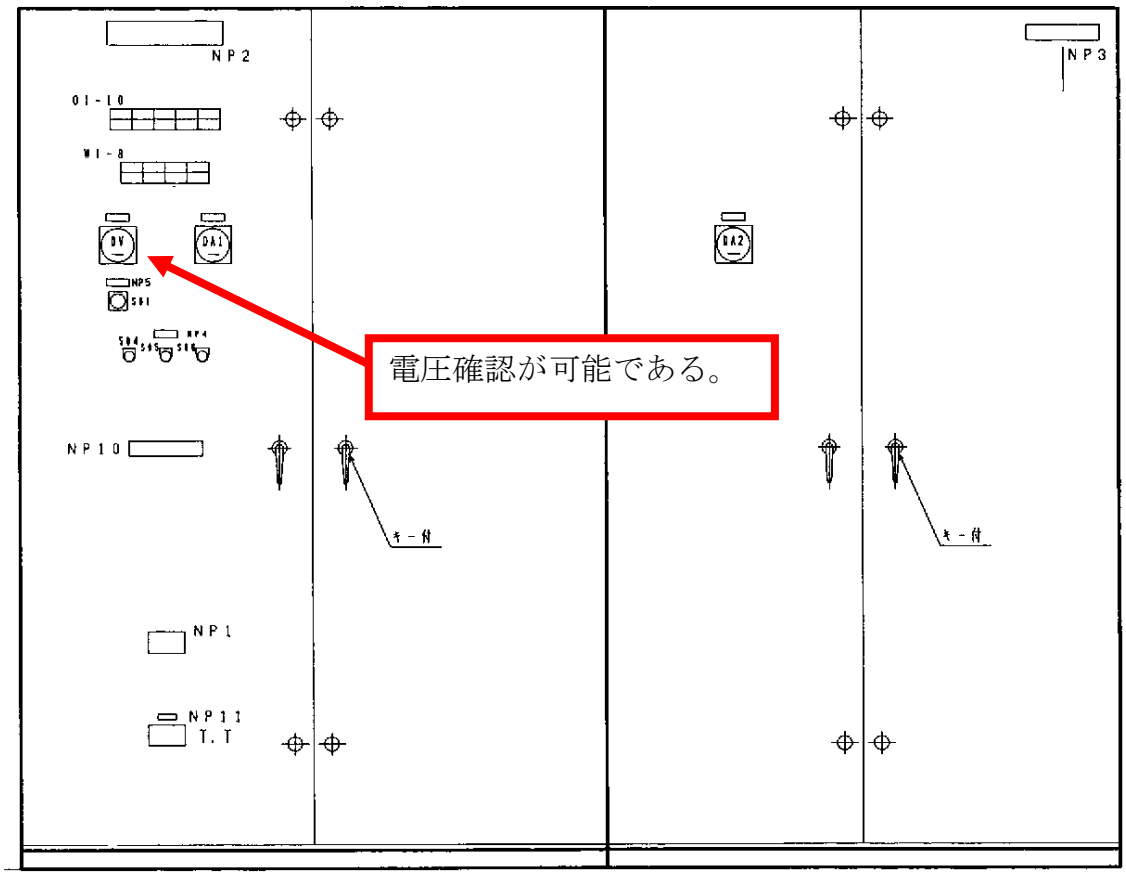


図 57-4-24　直流 125V 充電器 6A-2 構造図

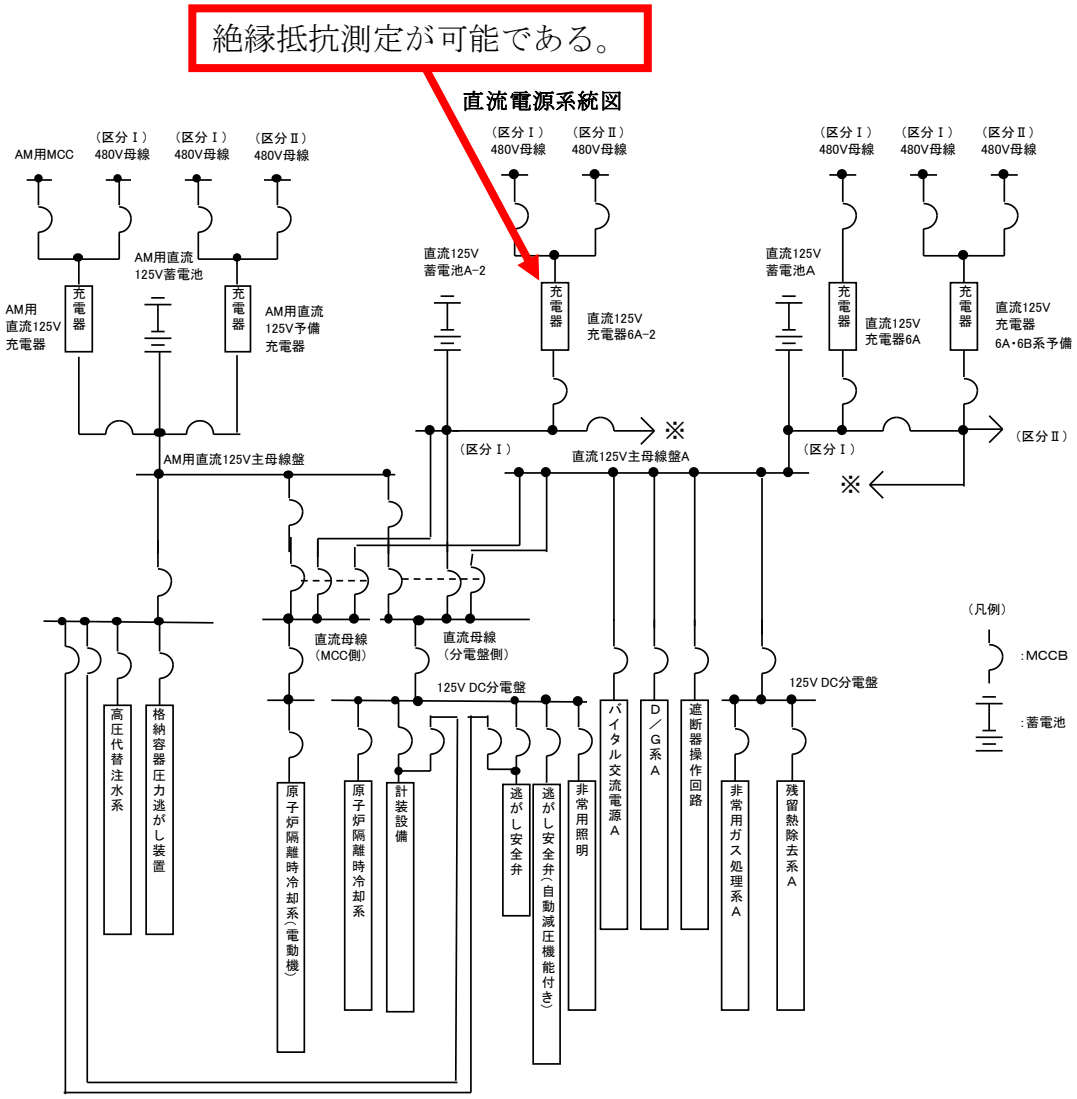


図 57-4-25　6 号炉直流 125V 充電器 A-2 試験系統図

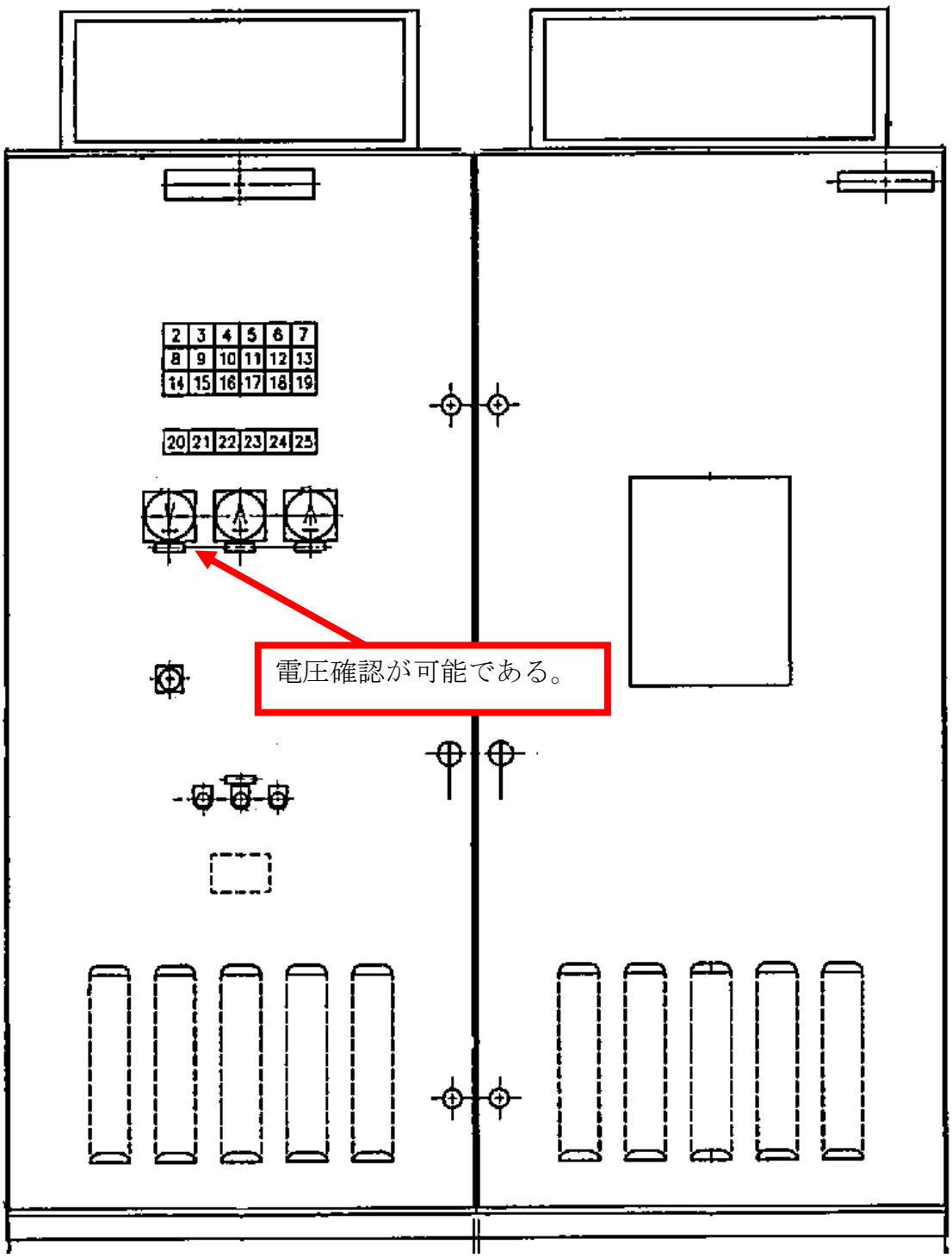


図 57-4-26　直流 125V 充電器 7A-2 構造図

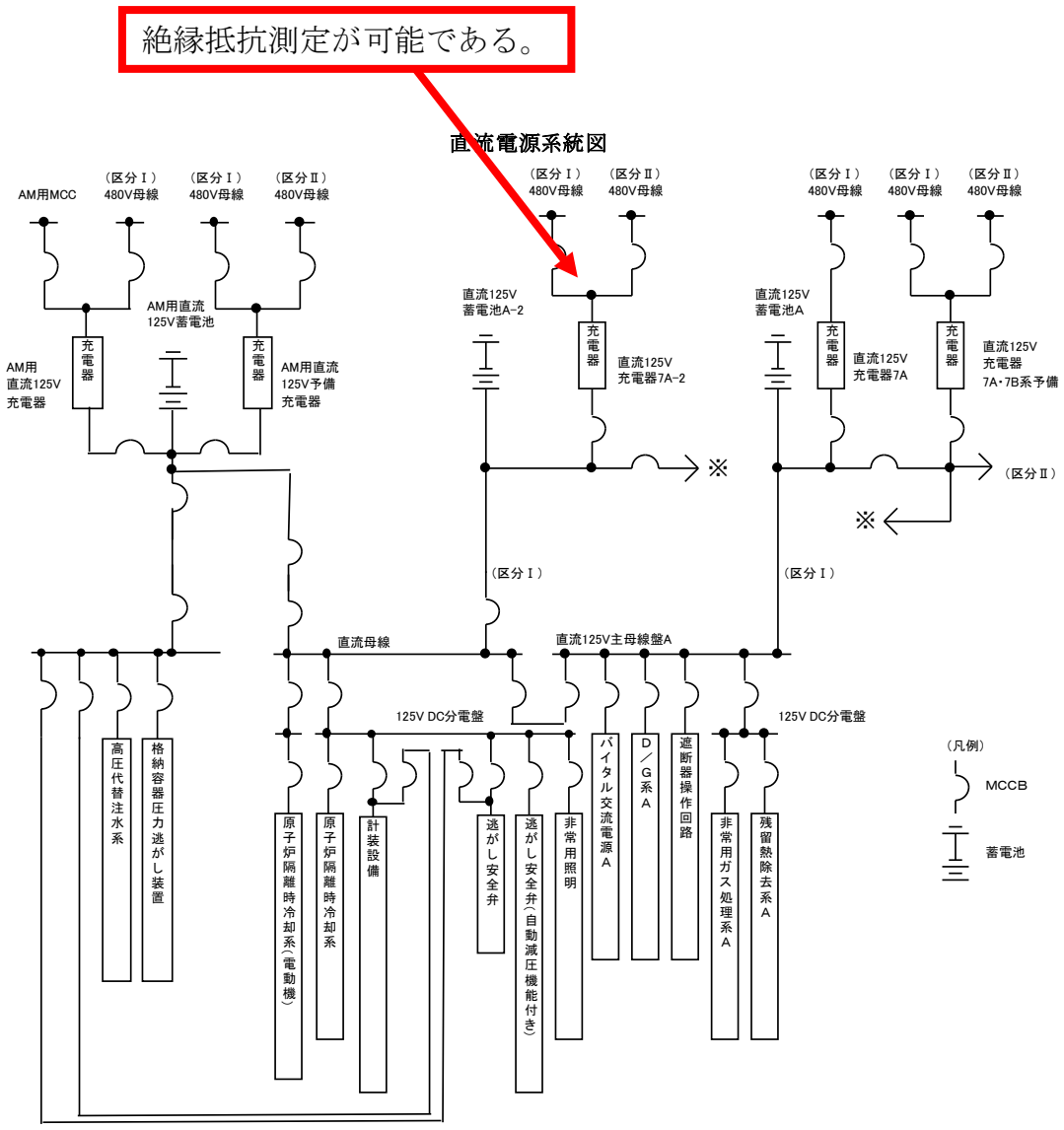


図 57-4-27　7 号炉直流 125V 充電器 A-2 試験系統図

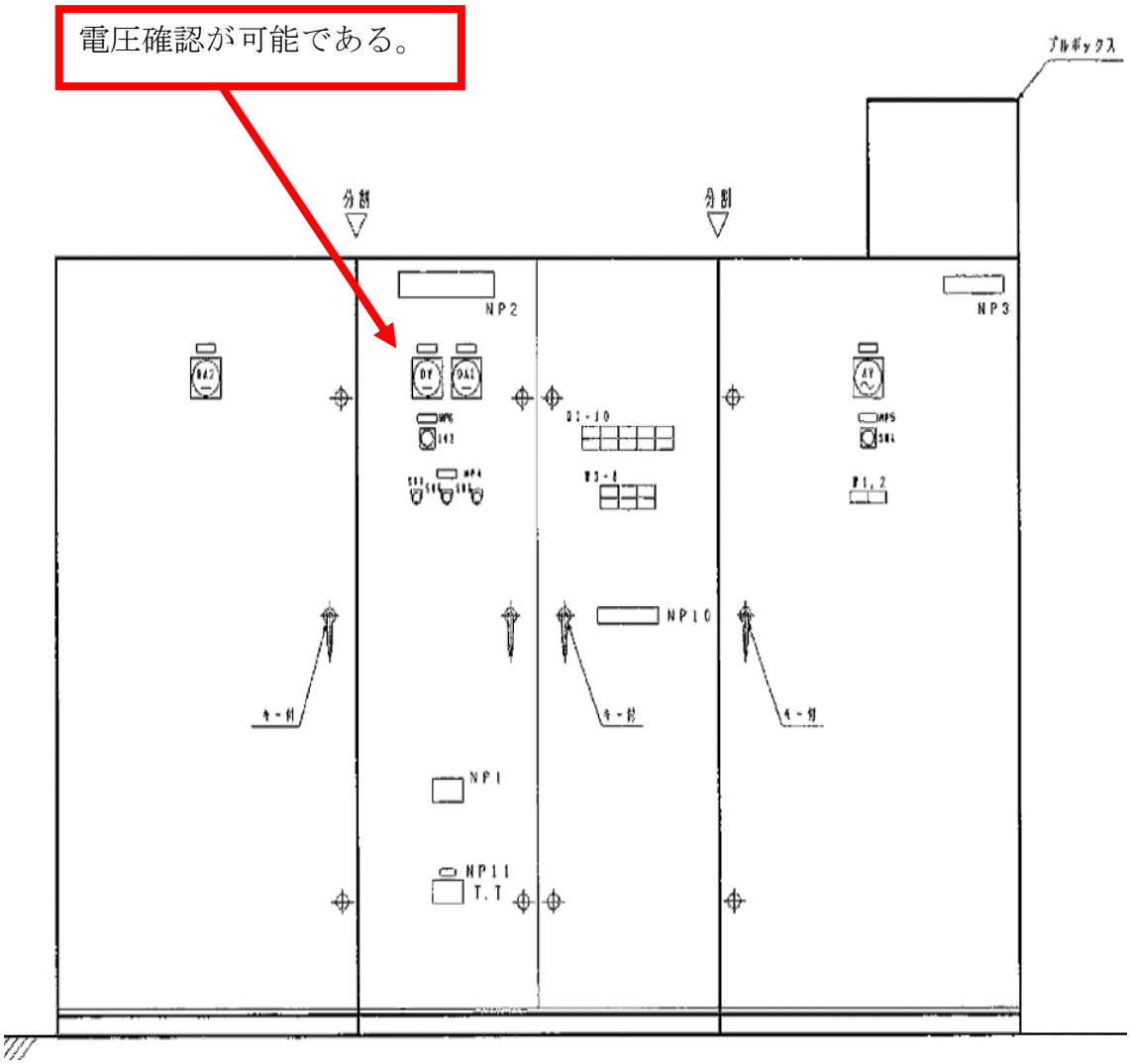


図 57-4-28　6 号炉 AM 用直流 125V 充電器構造図

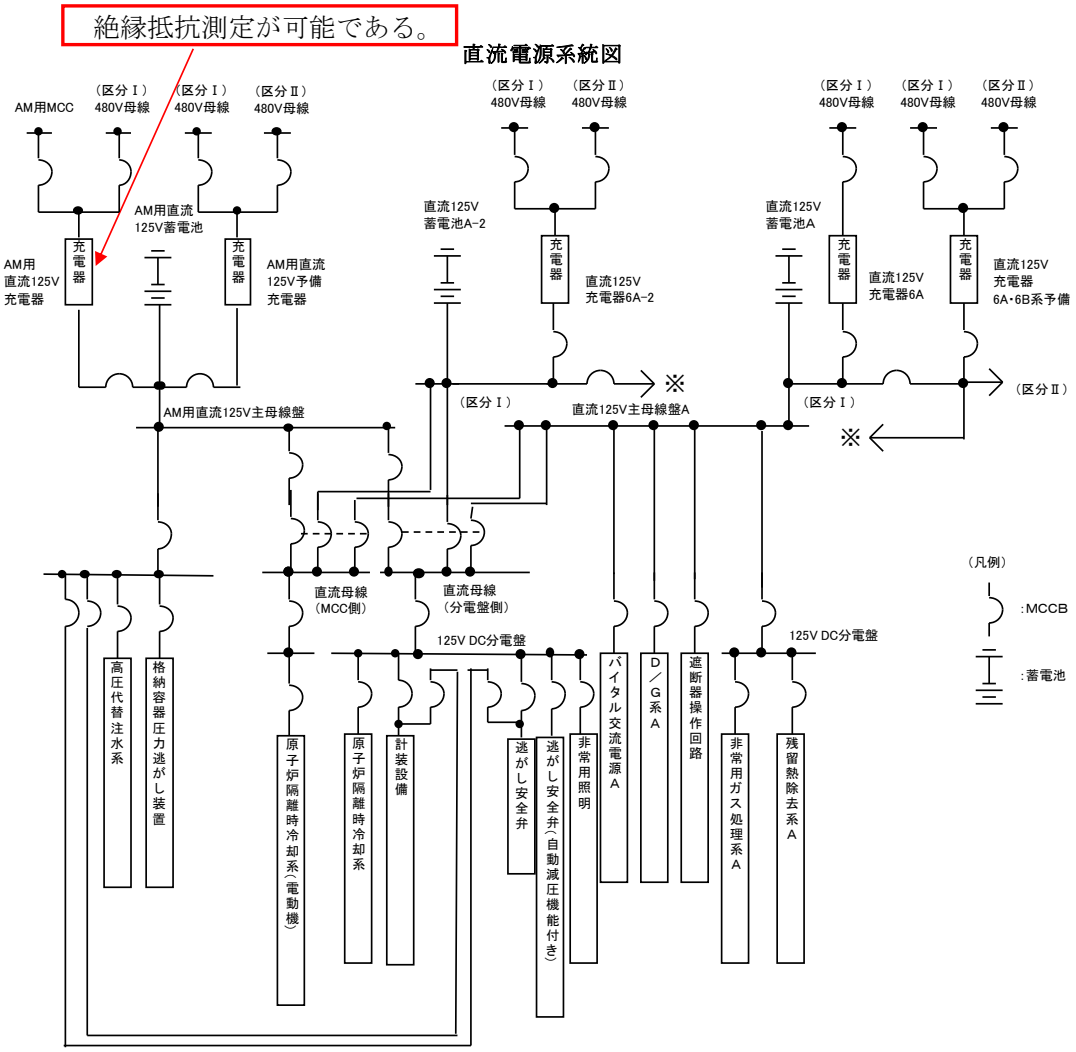


図 57-4-29　6 号炉 AM 用直流 125V 充電器試験系統図

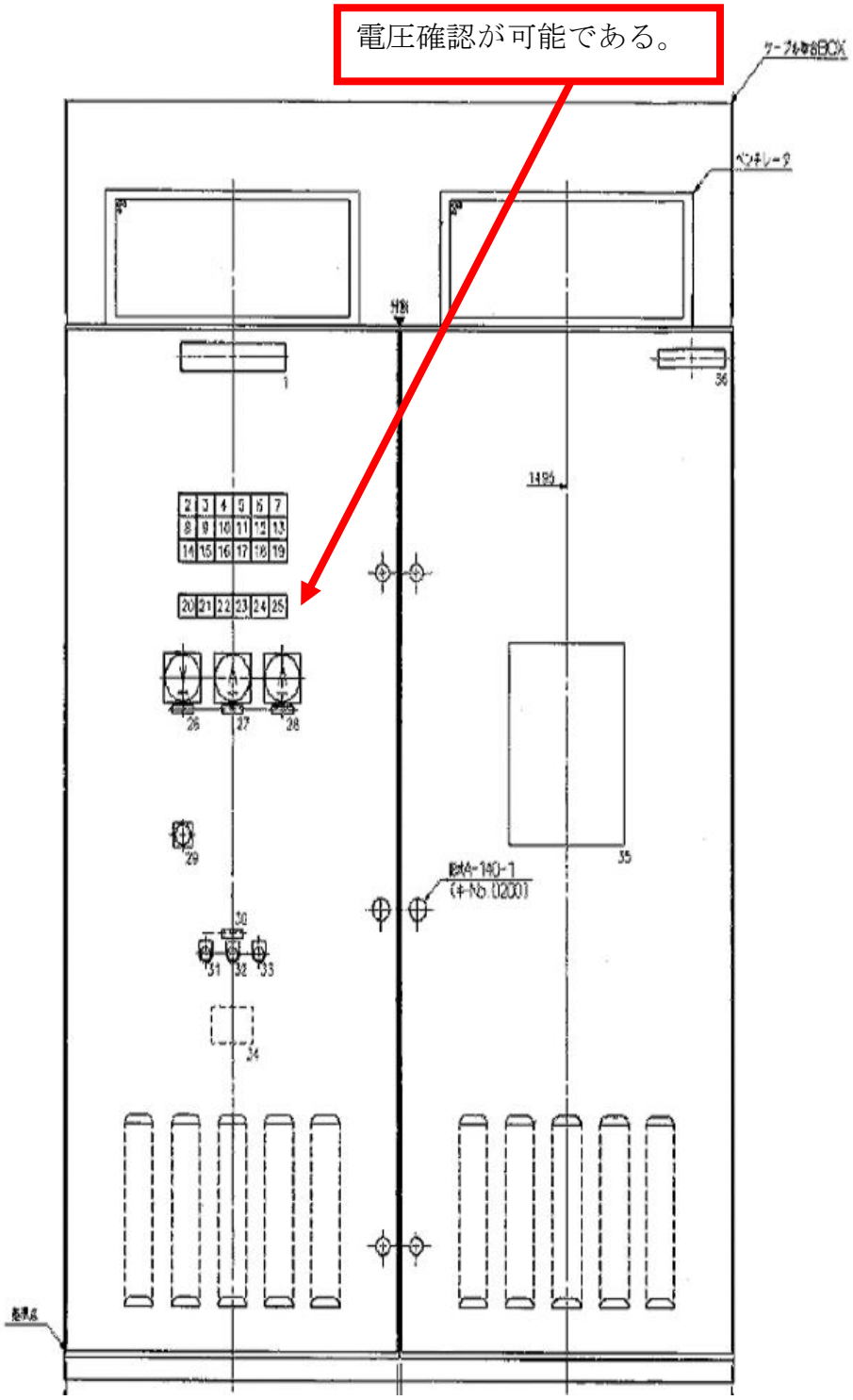


図 57-4-30　7 号炉 AM 用直流 125V 充電器構造図

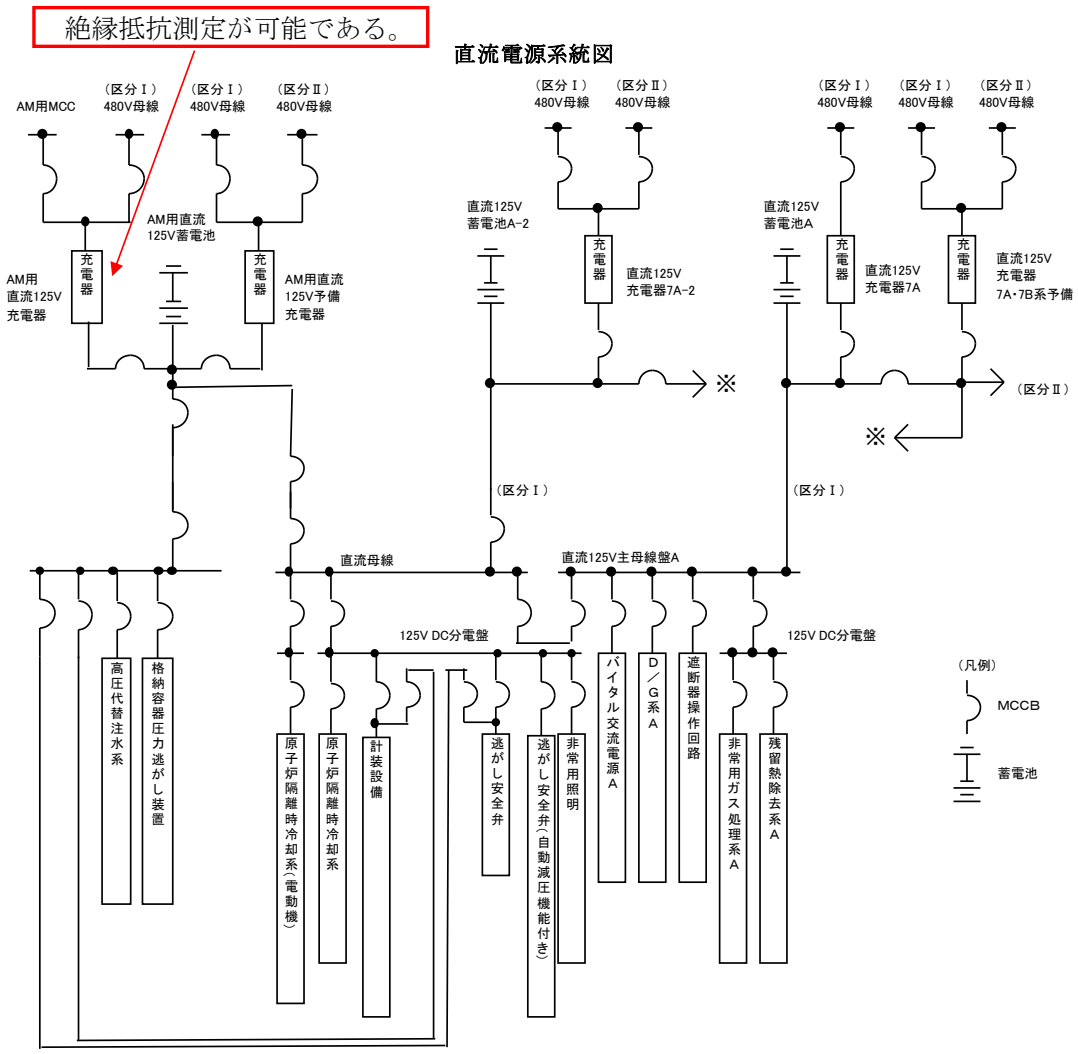


図 57-4-31　7 号炉 AM 用直流 125V 充電器試験系統図

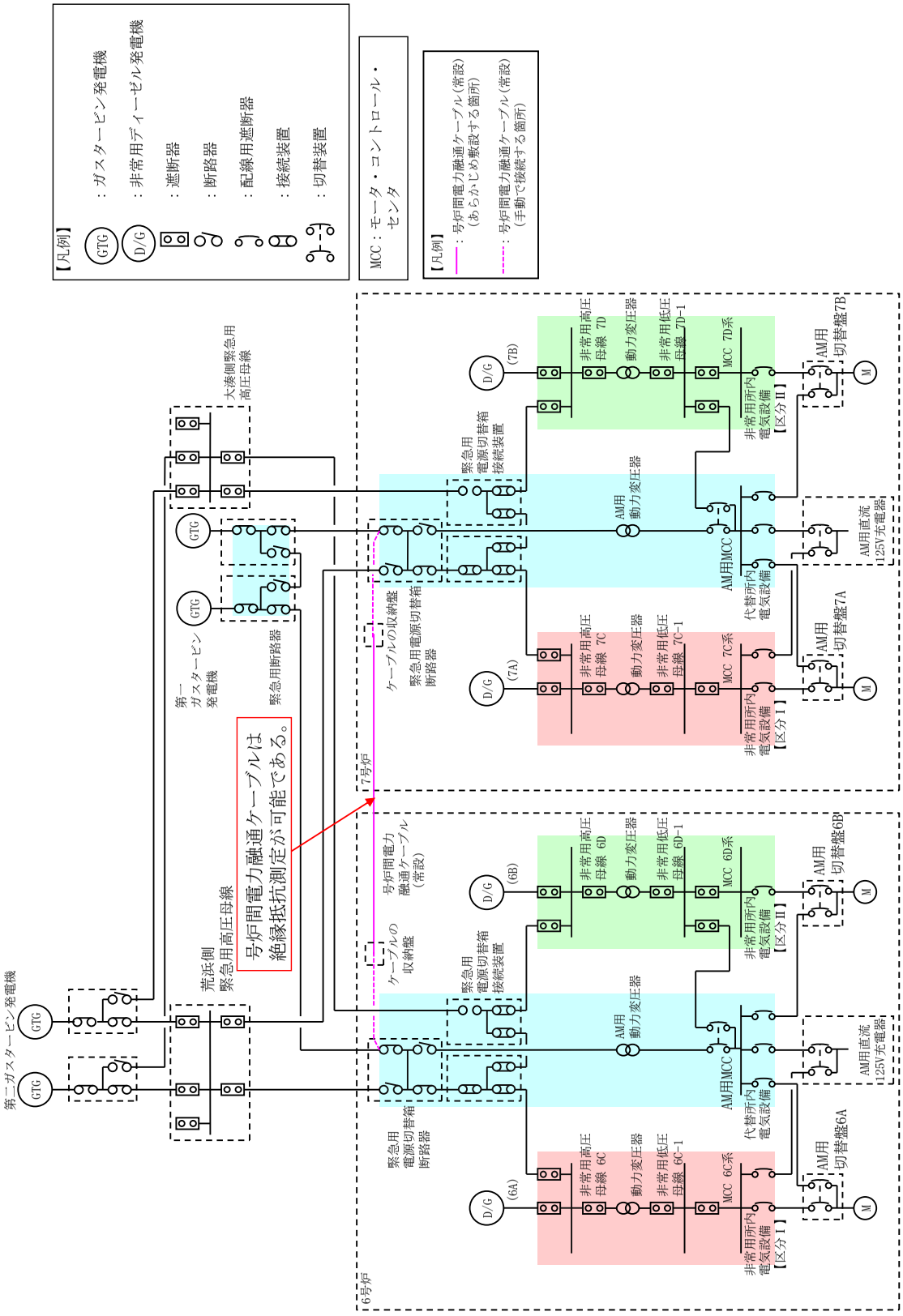


図 57-4-32　号炉間電力融通ケーブル試験系統図
（号炉間電力融通ケーブル（常設））

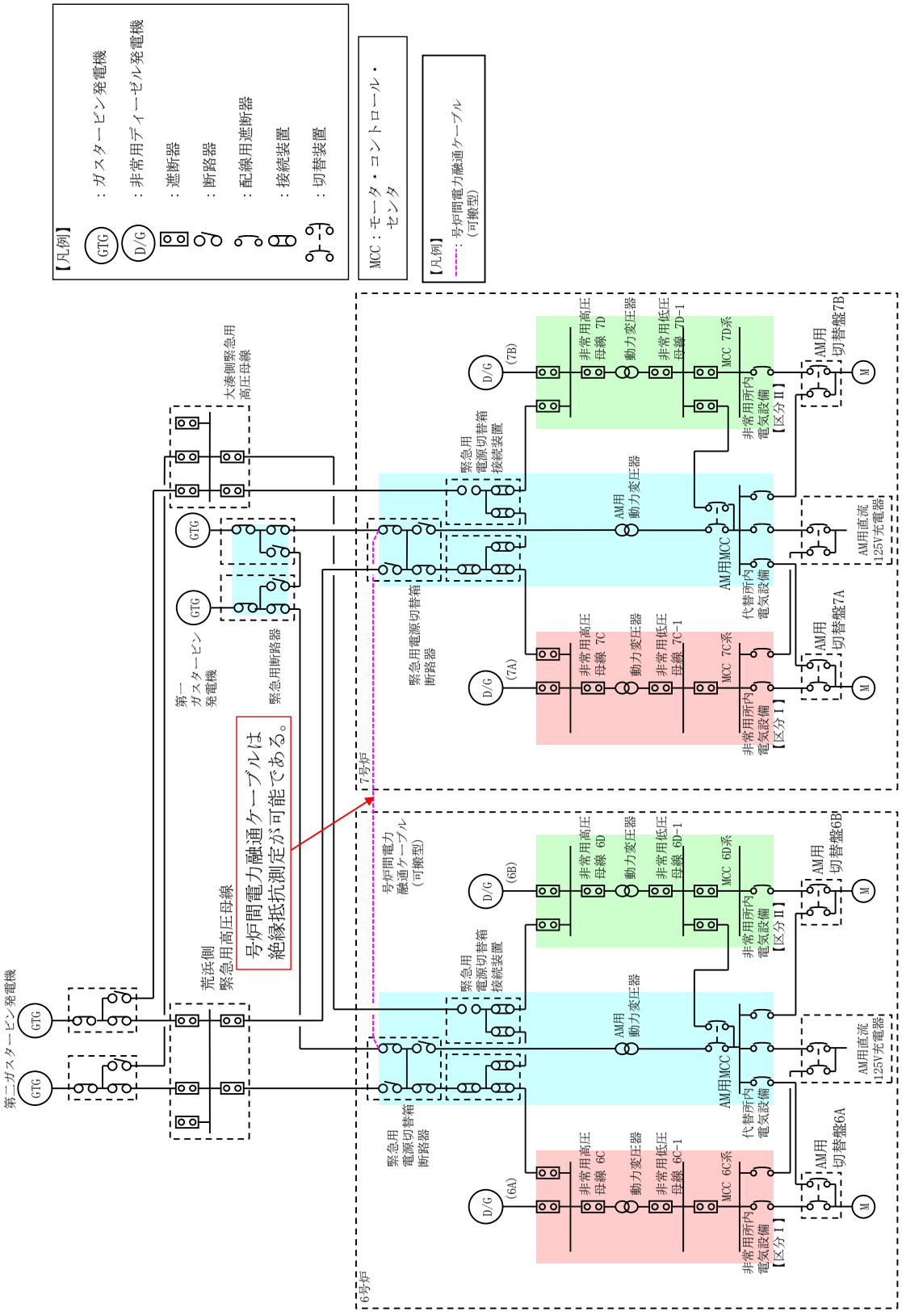


図 57-4-33　号炉間電力融通ケーブル試験系統図
（号炉間電力融通ケーブル（可搬型））

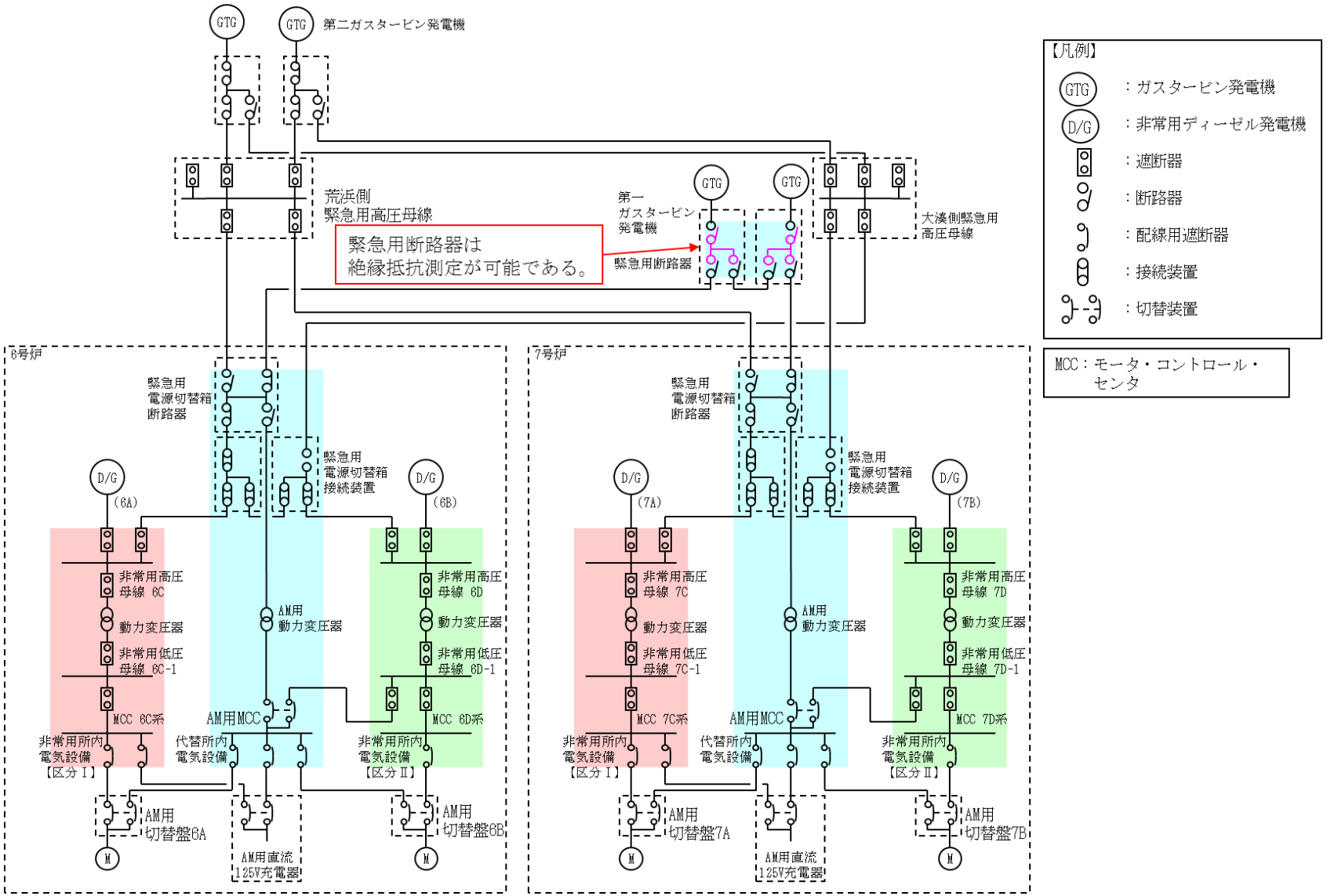


図 57-4-34　緊急用断路器試験系統図

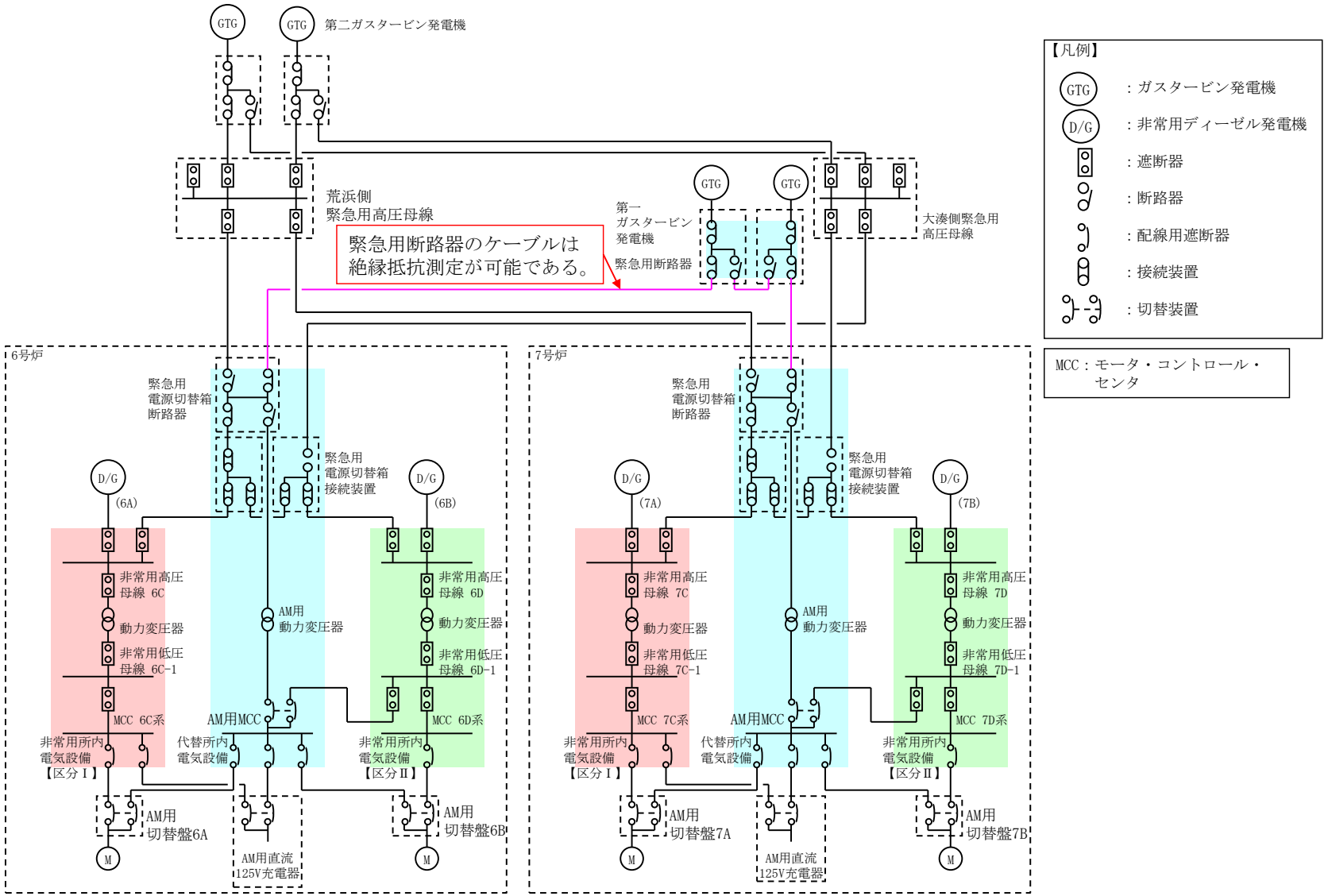


図 57-4-35　緊急用断路器用ケーブル試験系統図

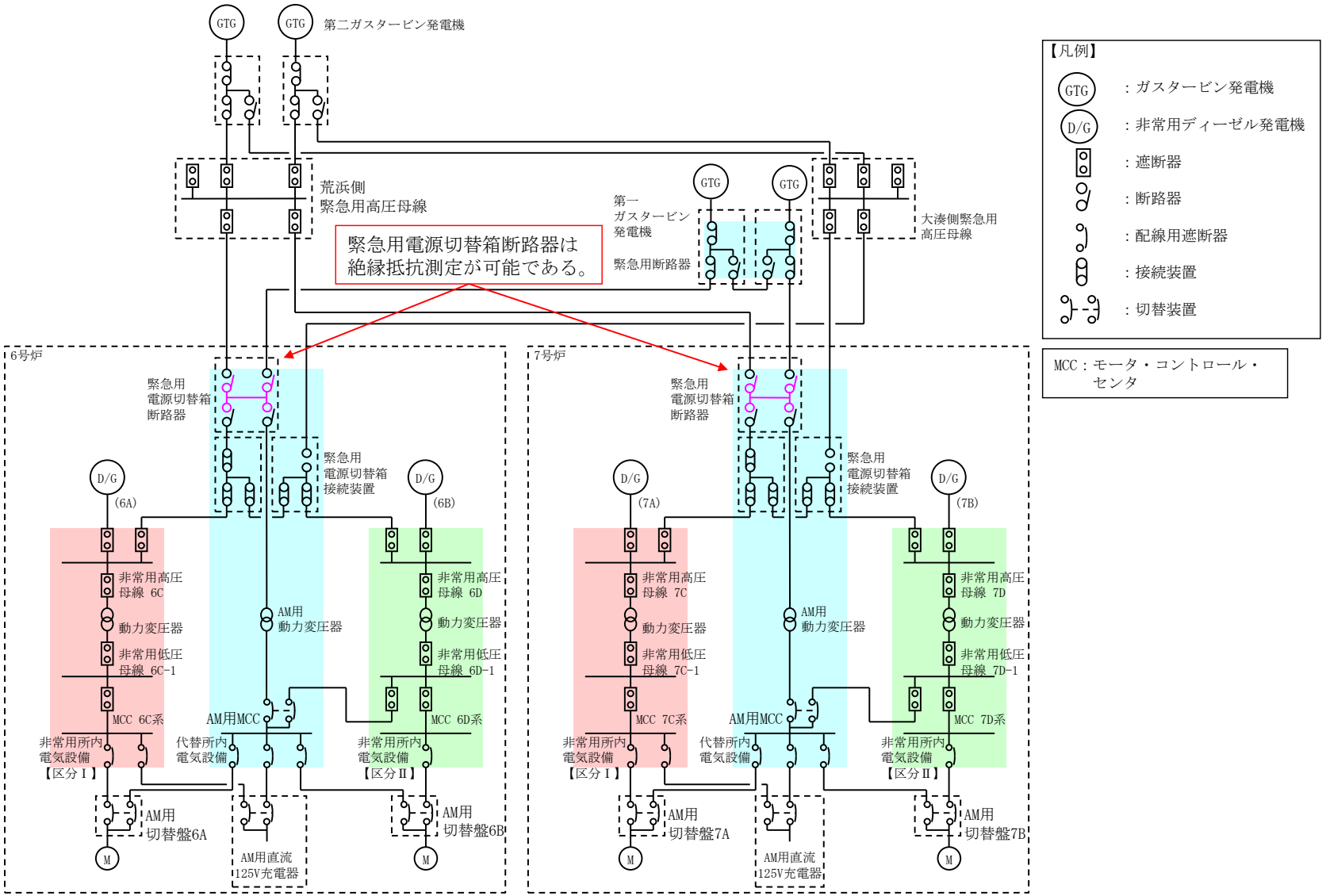


図 57-4-36　緊急用電源切替箱断路器試験系統図

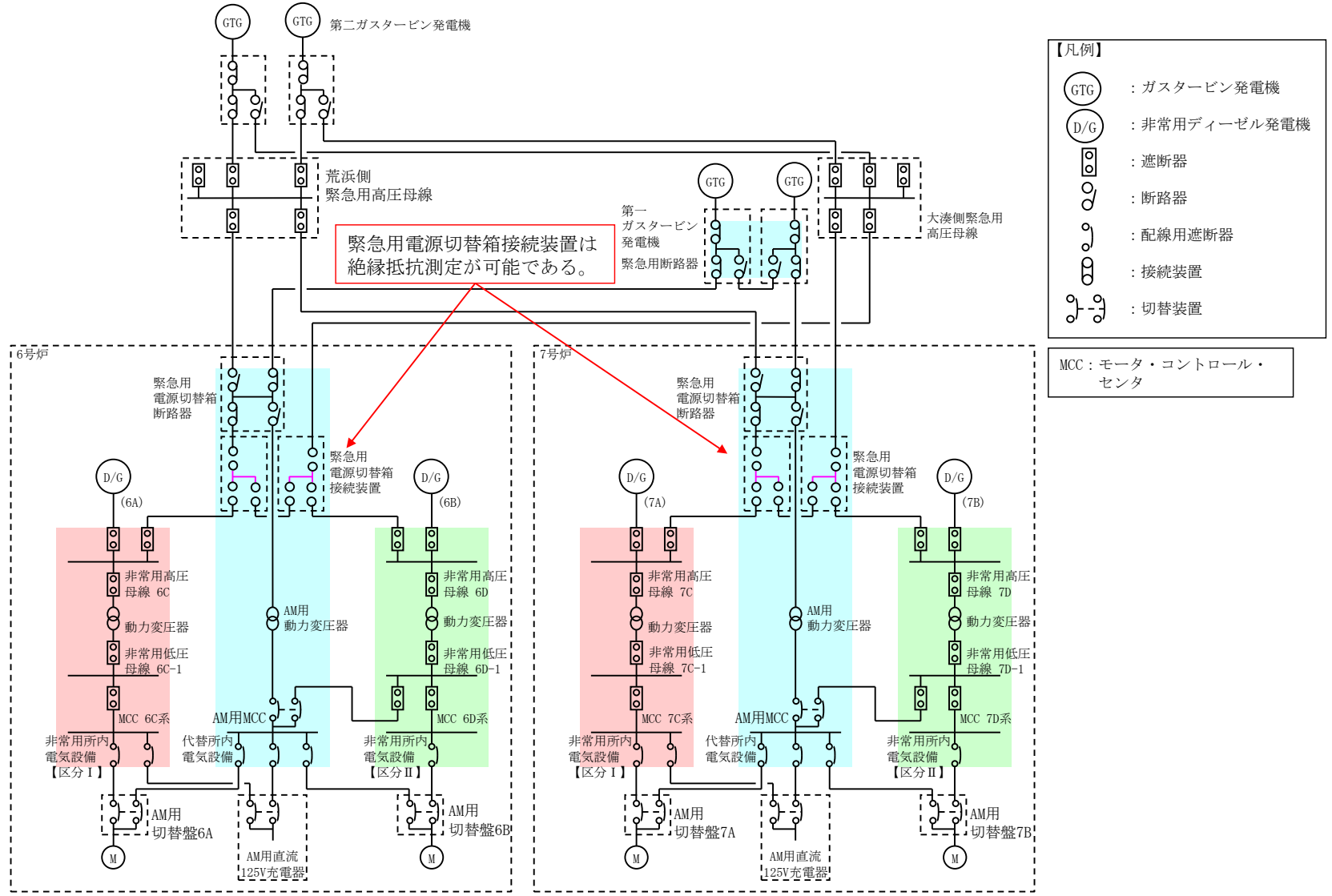


図 57-4-37　緊急用電源切替箱接続装置試験系統図

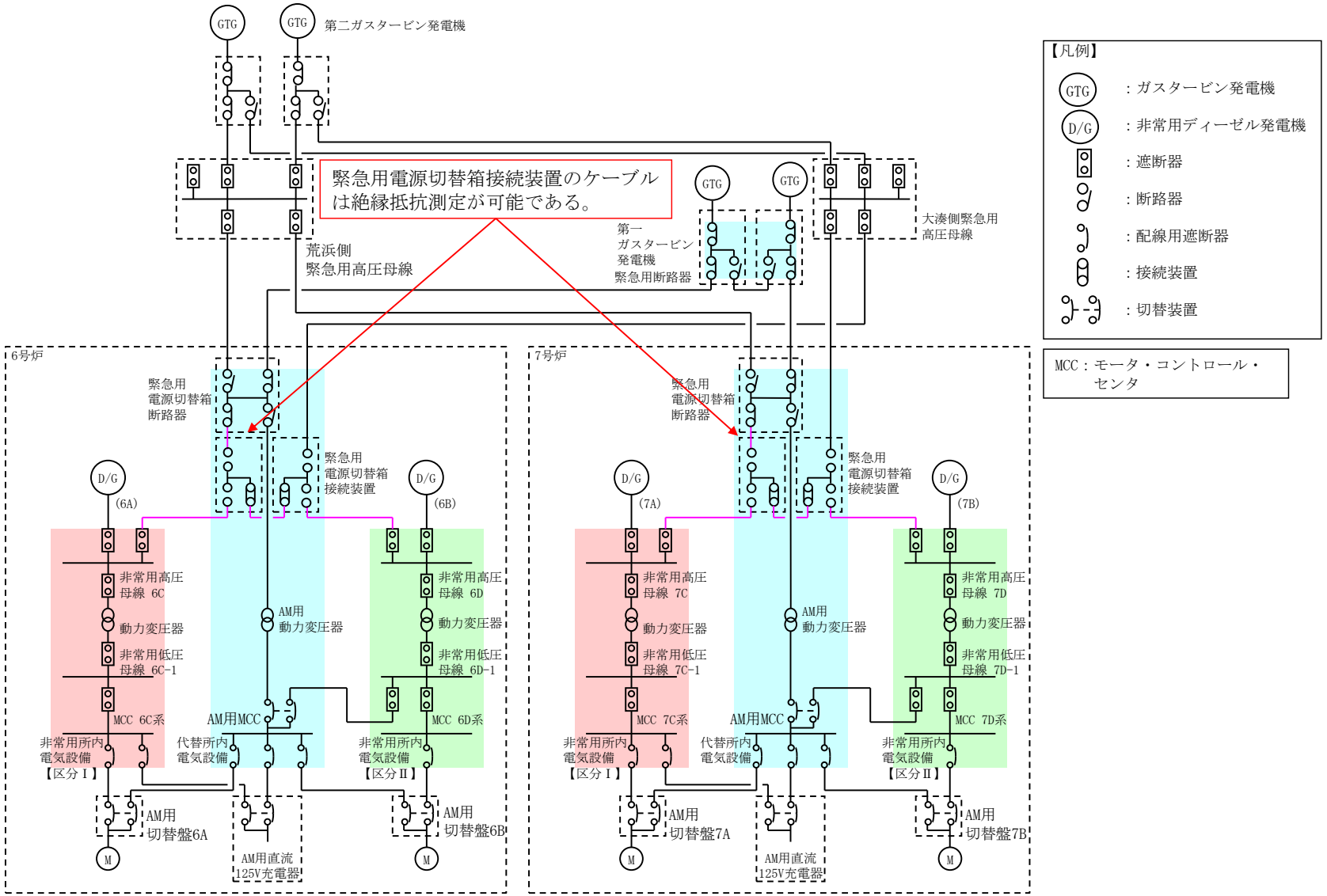


図 57-4-38　緊急用電源切替箱接続装置用ケーブル試験系統図

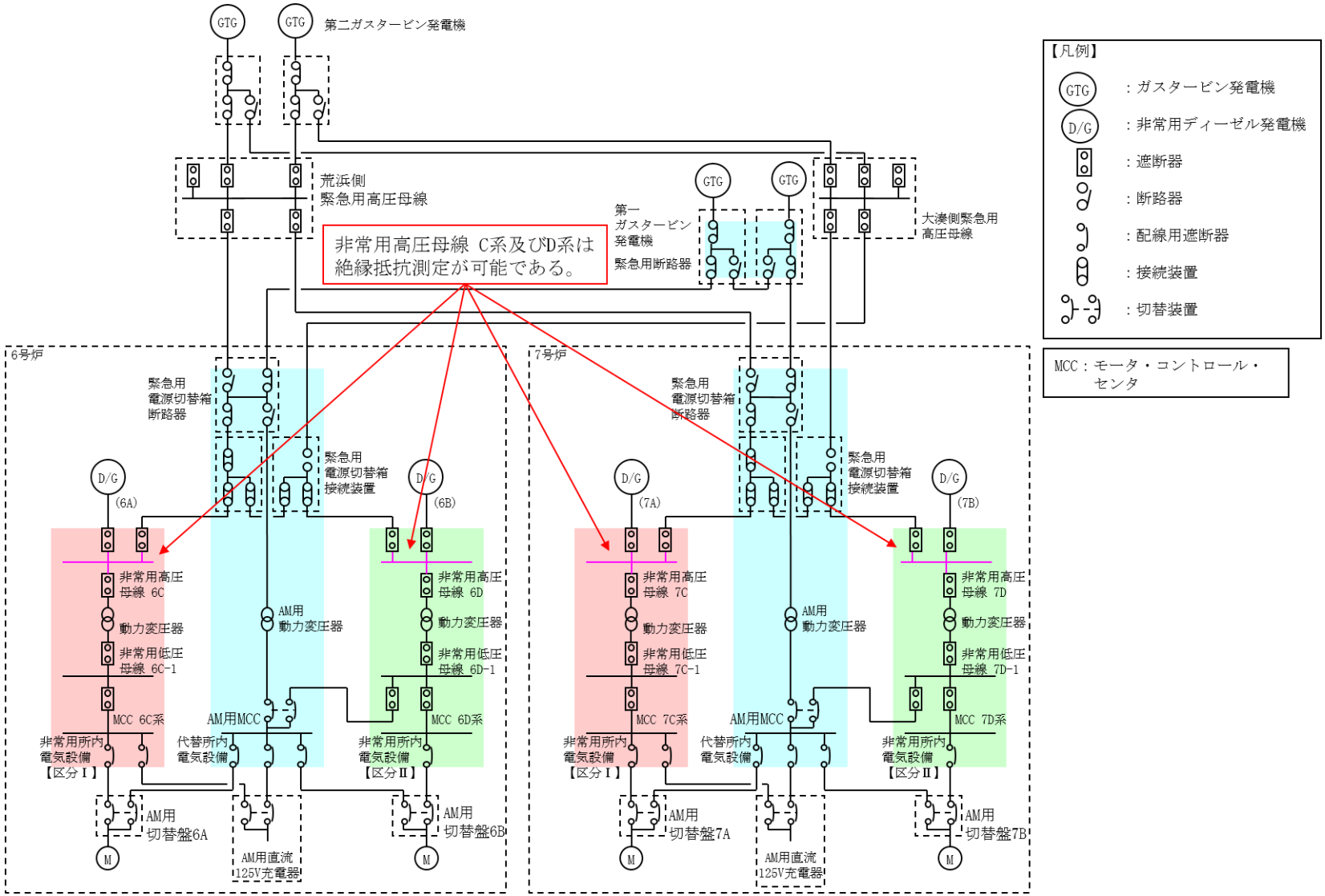


図 57-4-39　非常用高圧母線 C 系及び D 系試験系統図

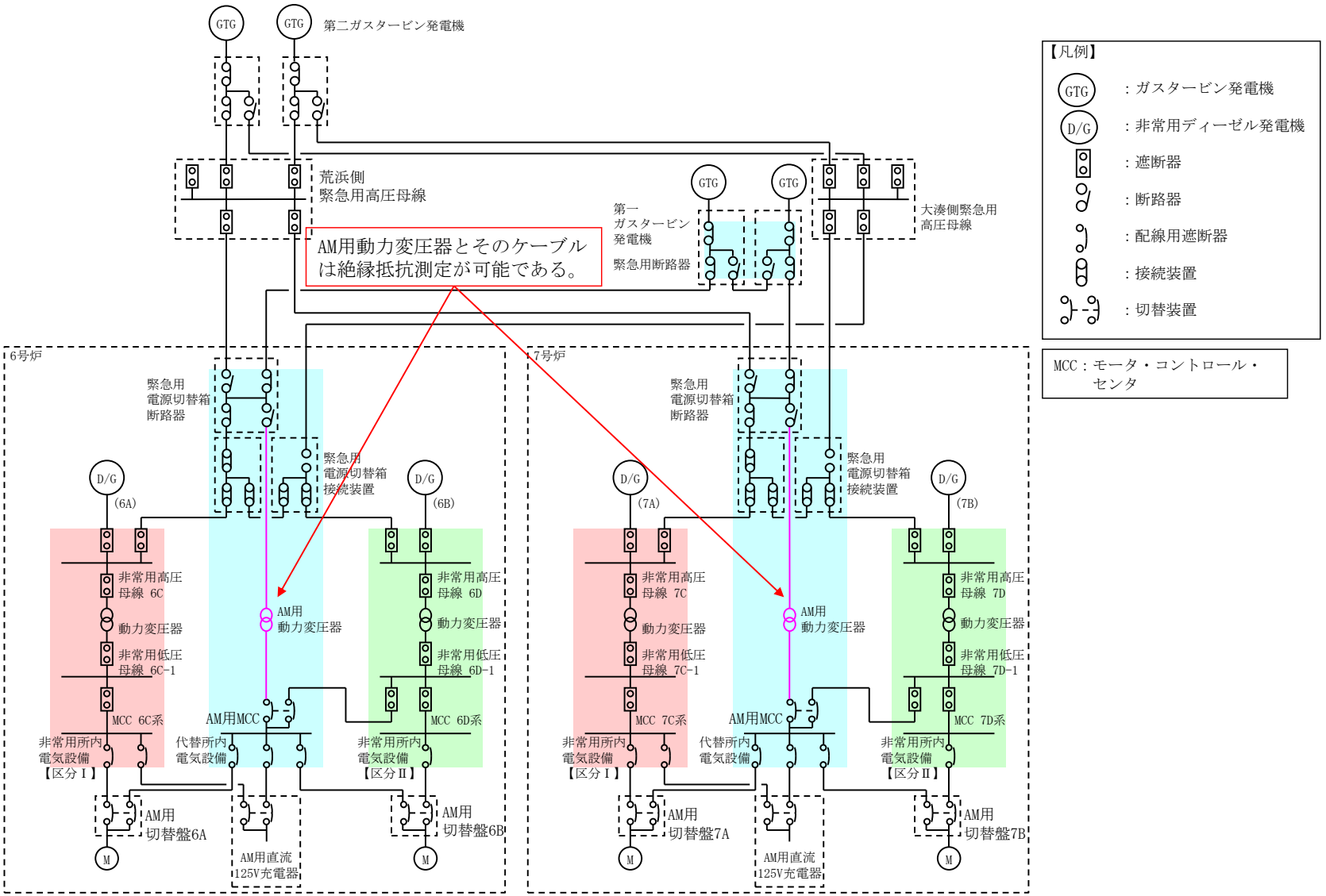


図 57-4-40　AM 用動力変圧器試験系統図

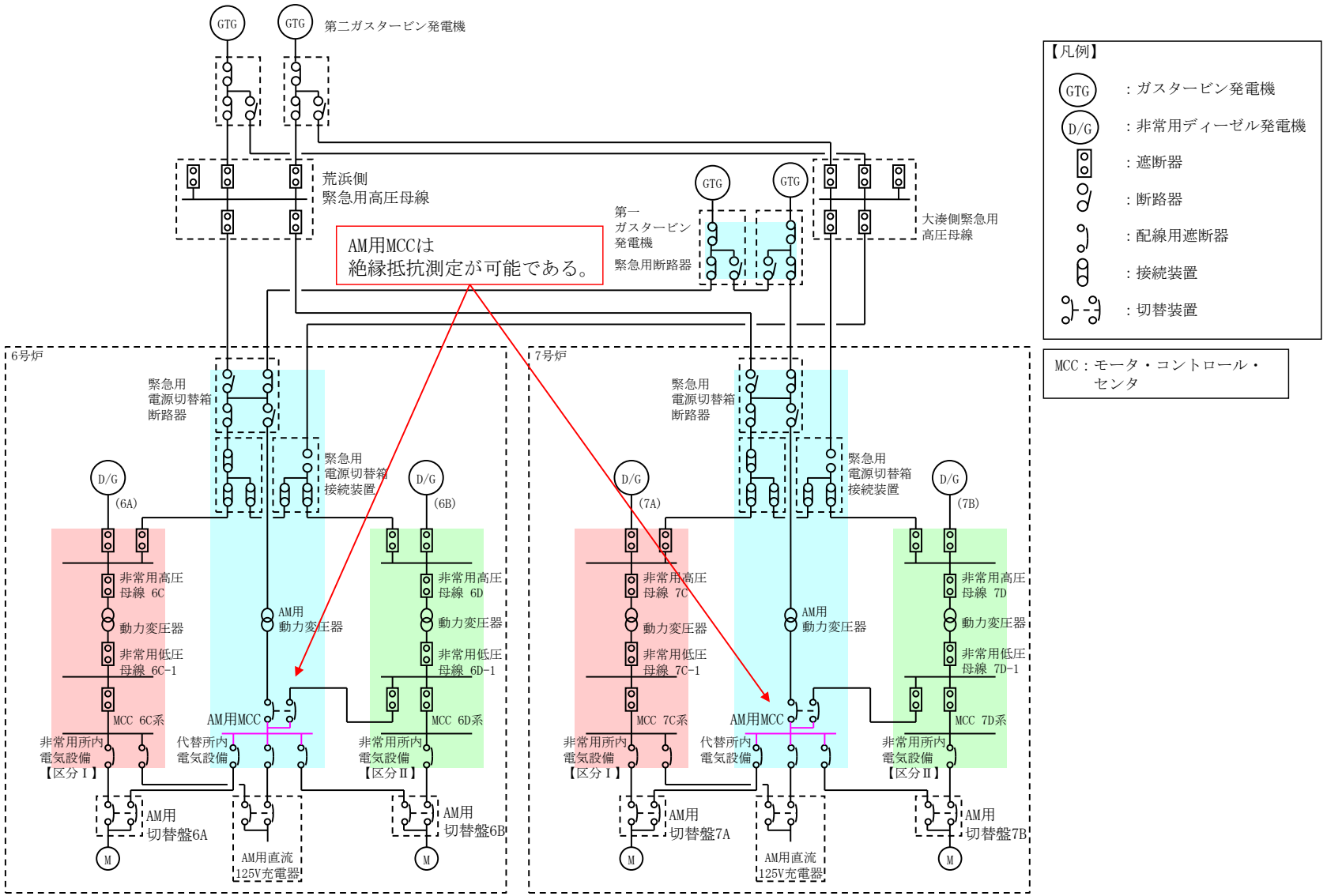


図 57-4-41　AM 用 MCC 試験系統図

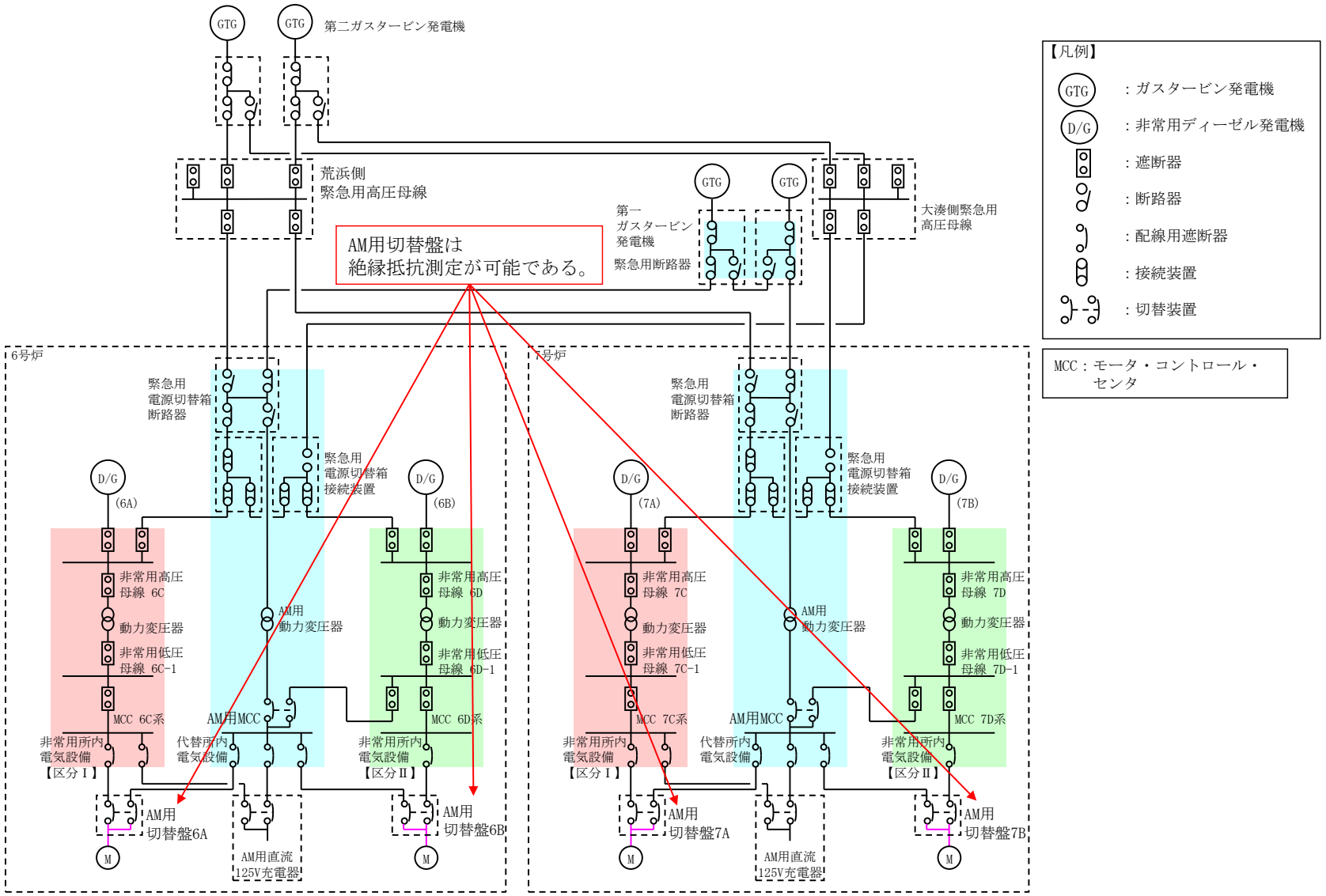


図 57-4-42　AM 用切替盤試験系統図

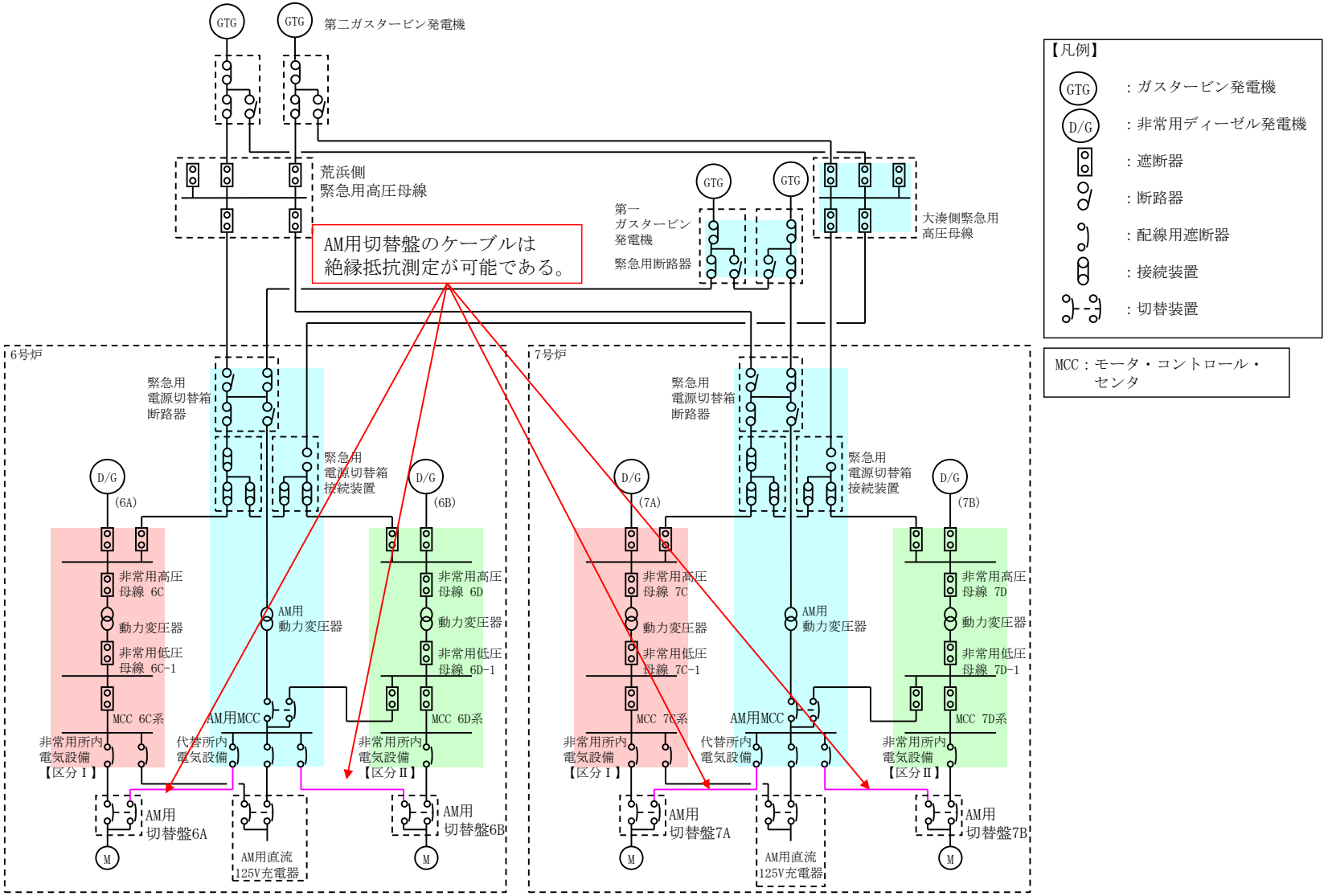


図 57-4-43　AM 用切替盤用ケーブル試験系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

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	8（予備 1)
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，最大負荷約 441kW(その 1)，約 710kW(その 2)及び連続最大負荷約 221kW(6 号炉)，約 201kW(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。

	その 1	その 2
代替原子炉補機冷却水ポンプ　容量	110kW (330kW)	200kW (709kW)
代替原子炉補機冷却水ポンプ　個数	2	1
制御電源	1kW	1kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 221kW (441kW)	約 201kW (710kW)

② 第一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，最大負荷約 734kW(6 号炉)，約 754kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 699kW(6 号炉)，約 728kW(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 12kW	約 6kW
非常用照明	約 100kW	約 100kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
燃料プール冷却浄化ポンプ (起動時)	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他必要な負荷	約 98kW	約 113kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 699kW (約 734kW)	約 728kW (約 754kW)

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)
個数	－	1（予備 3）
容量	kL/基	約 550
最高使用圧力	kPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

軽油タンクは，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7 日間連続運転する場合に必要となる燃料を保有する。

1．容量

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

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※，大容量送水車（熱交換器ユニット用）
50 条	可搬型代替交流電源設備※，大容量送水車（熱交換器ユニット用）
51 条	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
52 条	大容量送水車（熱交換器ユニット用）
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（原子炉建屋放水設備用）
56 条	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（海水取水用）
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	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※：500kVA 電源車（以下，電源車と称す）

軽油タンクの容量は，6 号及び 7 号炉の同時被災を想定し，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7 日間（168 時間）の連続運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

使用機器	①台数（台）※2	②燃料消費率（kL/h）※3	①×②燃料消費量（kL/168 時間）
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	8		
電源車	4		
第一ガスタービン発電機※1	2		
モニタリング・ポスト用発電機	3		
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	1		
大容量送水車（熱交換器ユニット用）	2		
計			472.4

※1：第一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
※3：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

以上のとおり，6 号及び 7 号炉で使用する設備に対して，7 日間連続運転した場合の必要容量は 472.4kL であるが，軽油タンク容量約 550kL の内数であることから，軽油タンクの容量は約 550kL とする。なお，上記のとおり軽油タンクは 6 号及び 7 号炉で計 4 基設置されていることから，軽油は合計で 2,200kL 保有しており，必要量に対して十分な余裕を有している。

【参考】
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（54 条）並びに大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（55 条）は上記設備と同時に使用するものではないが，各設備が 7 日間連続運転した場合の燃料消費量は以下のとおり，472.4kL 以下となることから，軽油タンクの必要容量は 472.4kL 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		
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	6		
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	1		
計			57.6

※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

2．最高使用圧力の設定根拠
軽油タンクの最高使用圧力は，軽油タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

3．最高使用温度の設定根拠
軽油タンクの最高使用温度は，設計基準対象施設としての軽油タンクと同じく 66℃とする。

名称		タンクローリ(4kL)（6 号及び 7 号炉共用）
個数	台	3（予備 1 台）
容量	kL/台	約 4.0
最高使用圧力	kPa[gage]	24
最高使用温度	℃	40

【設定根拠】

タンクローリ(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），大容量送水車（熱交換器ユニット用），モニタリング・ポスト用発電機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に燃料を補給する。なお，軽油タンクの容量根拠書と同様に，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料補給を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，最短で 2 時間に 1 回，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），モニタリング・ポスト用発電機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ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}

○　大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油頻度：n_{ds}

〔タンクローリＢ〕

○　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への給油頻度：n_f

〔タンクローリＣ〕

○　モニタリング・ポスト用発電機への給油頻度：n_M

○　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備への給油頻度：n_h

タンクローリ(4kL)を用いて，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），モニタリング・ポスト用発電機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ給油するためには，上記のとおりの給油が必要となる。

電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），モニタリング・ポスト用発電機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備への燃料補給のシーケンスは以下のとおり，58～74 分となり，2 時間以内に納まることから，燃料を枯渇させることはない。

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，大容量送水車（熱交換器ユニット用）対応）シーケンス〕

①

②

③

④

⑤

⑥

⑦

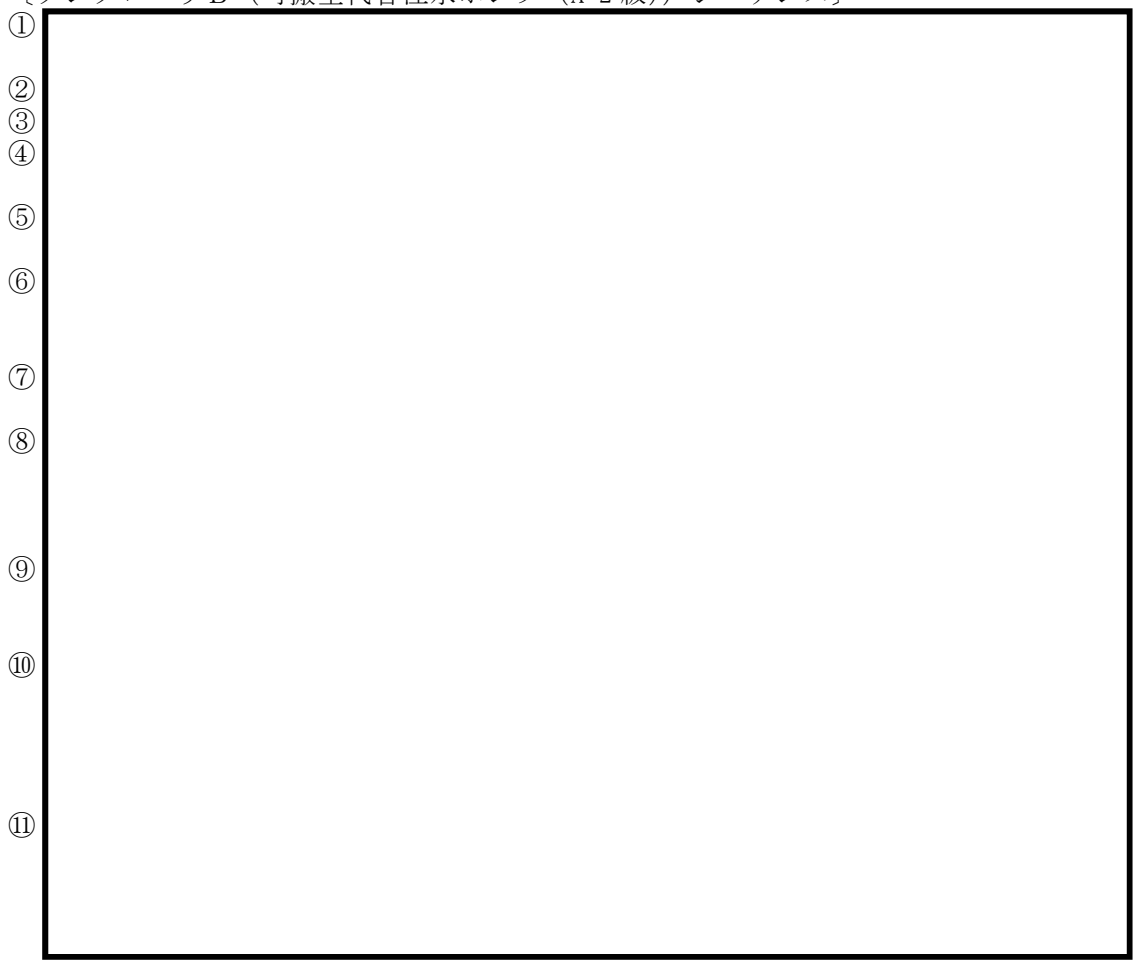
⑧

⑨

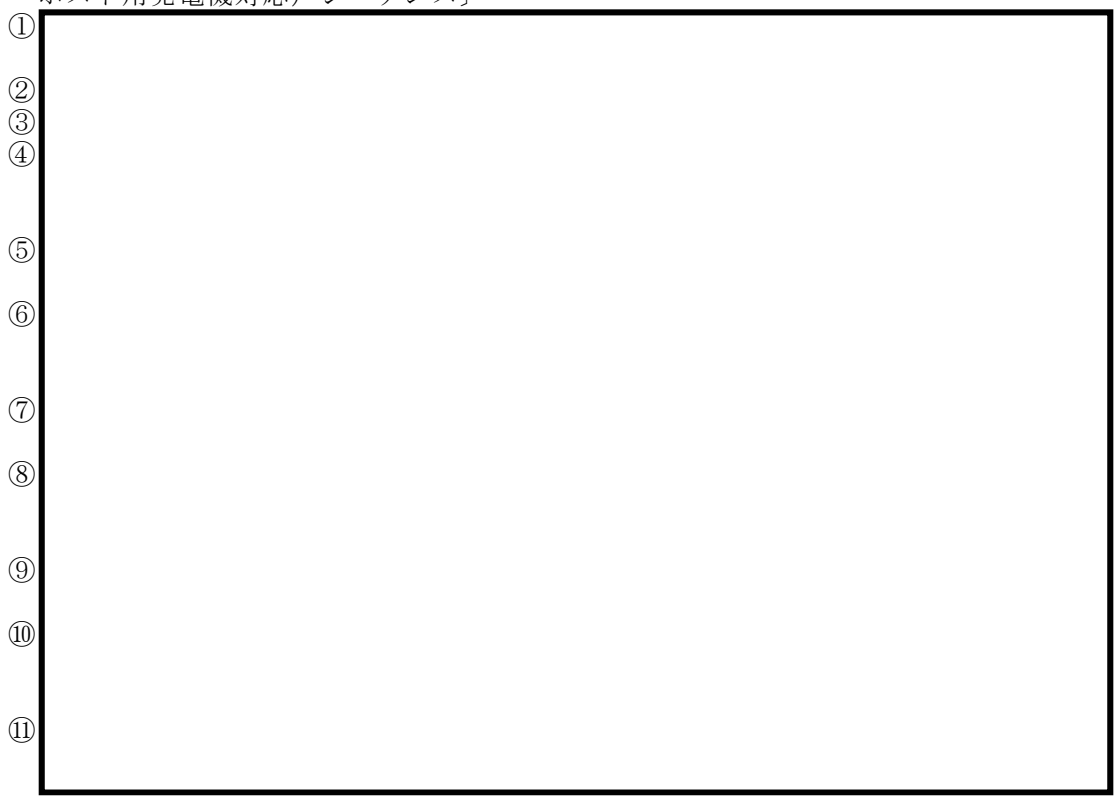
⑩

⑪

〔タンクローリＢ（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））シーケンス〕



〔タンクローリＣ（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，モニタリング・ポスト用発電機対応）シーケンス〕



タンクローリＡ（電源車給油，大容量送水車（熱交換器ユニット用））
合計必要時間
④ ＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＋⑪＝69 分 ＜ 120 分
（軽油残量：　　）
合計必要時間
⑤ ＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＋⑪＝58 分 ＜ 120 分
（軽油残量：　　）

タンクローリＣ（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，モニタリング・ポスト用発電機給油）合計必要時間
⑥ ＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＋⑪＝74 分 ＜ 120 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（4kL）Ａ～Ｃは，各々④以降の作業を繰り返し，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。

2．最高使用圧力の設定根拠

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

3．最高使用温度の設定根拠

タンクローリ（4kL）の最高使用温度は，燃料である軽油の引火点が 45℃以上であることを踏まえ，40℃とする。

名称		第一ガスタービン発電機 (6 号及び 7 号炉共用)
基数	基	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。

第一ガスタービン発電機は 6 号及び 7 号炉それぞれで 1 基，合計 2 基を確保する設計とする。

1．容量

最大所要負荷は，6 号炉で約 1,992kW，7 号炉で約 1,999kW である。また，連続最大負荷は，6 号炉で約 1649kW，7 号炉で約 1615kW 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 12kW	約 6kW
非常用照明	約 100kW	約 100kW
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)
燃料プール冷却浄化ポンプ (起動時)	90kW (181kW)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等※	約 37kW	約 20kW
その他必要な設備	約 103kW	約 116kW
その他不要な設備	約 366kW	約 321kW
合計（連続最大容量） （最大容量）詳細：57-9 参照	約 1649kW (約 1992kW)	約 1615kW (約 1999kW)

※非常用ガス処理系湿分除去装置，及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

したがって，発電機の出力は最大負荷である 1,999kW（連続最大負荷：1,615kW）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÷pf＝3,600÷0.8＝4,500
（連続定格：2,950÷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		第一ガスタービン発電機用燃料タンク
基数	基	2
容量	kL/基	約 50
最高使用圧力	kPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

第一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の容量は，第一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，17.88kL となる。

[redacted]

以上より，第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は 17.88ｋL 以上である 50kL とする。

2．最高使用圧力の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料タンクの最高使用圧力は，第一ガスタービン発電機用燃料タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

3．最高使用温度の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料タンクの最高使用温度は，軽油温度約 30℃の余裕を考慮し，66℃とする。

名称		第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
台数	台	2
容量	m^3/h/台	約 3.0
揚程	m	約 50
原動機出力	kW	約 1.5
最高使用圧力	MPa[gage]	0.95
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

第一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から第一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の容量は，第一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 [redacted] を，第一ガスタービン発電機に供給（[redacted]）するため，それよりも容量の大きい約 49L/min（約 3.0m^3/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 ：[redacted]

第一ガスタービン発電機用燃料タンク内径最深位置～GL：[redacted]

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 0.54kW となる。

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

= [redacted]

= 0.54kW

P ：必要軸動力（kW）　g ：重力加速度（m/s^2）

ρ ：比重（－）　Q：吐出量（m^3/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。

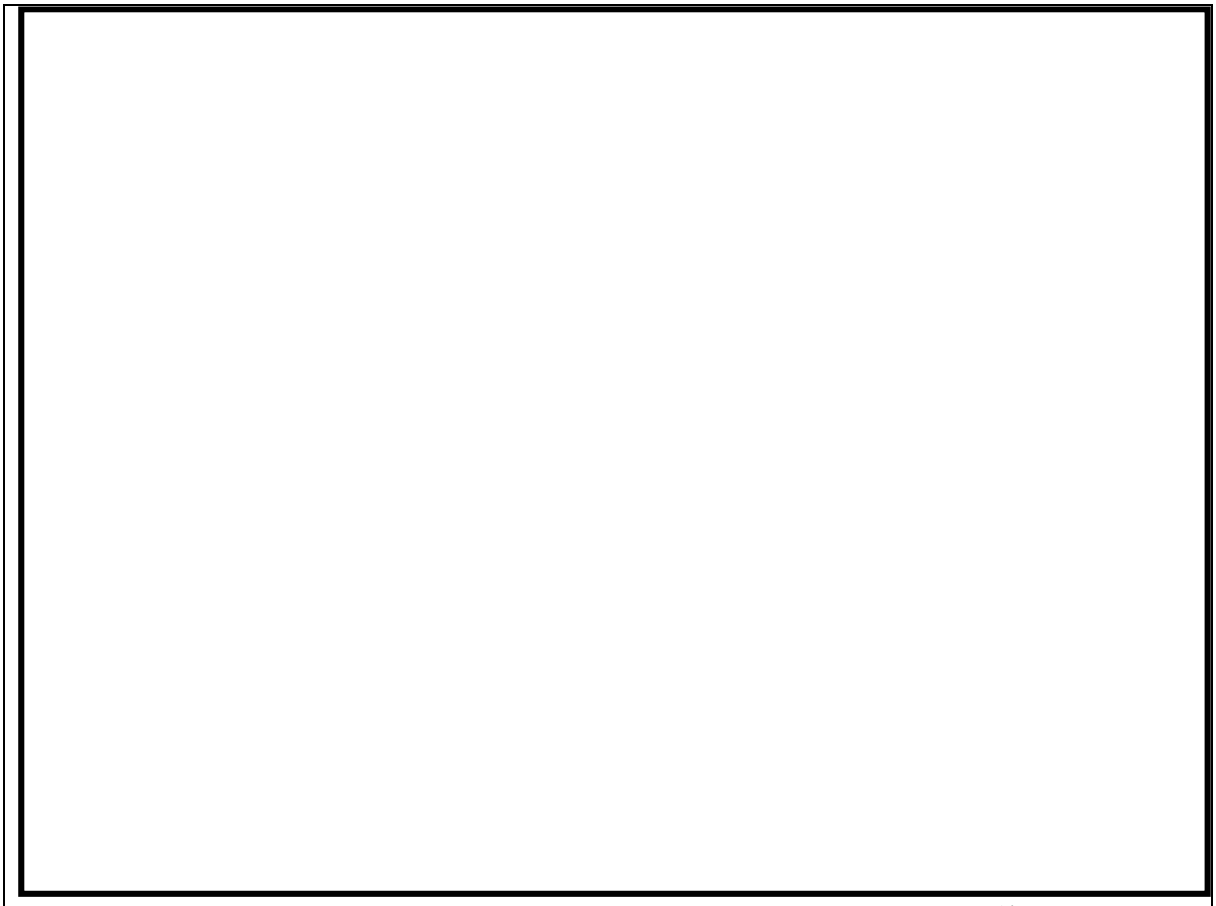


図 57-5-1　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ性能曲線

2．最高使用圧力の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料ポンプの最高使用圧力は，ポンプ吐出圧 0.5MPa[gage]の余裕を考慮し，0.95MPa[gage]とする。

3．最高使用温度の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料ポンプの最高使用温度は，軽油温度約 30℃の余裕を考慮し，66℃とする。

名称		タンクローリ(16kL)（6 号及び 7 号炉共用）
個数	台	1（予備 1）
容量	kL/台	約 16
最高使用圧力	kPa[gage]	24
最高使用温度	℃	40

【設定根拠】

タンクローリ(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へ燃料を補給する。なお，軽油タンクの容量と同様に，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料補給を行うことを想定する。

なお，燃料補給に当たっては，6 号及び 7 号炉共用第一ガスタービン発電機用燃料タンクの各々に燃料補給を行う。

1．容量

タンクローリ(16kL)の容量は，以下のとおり，16 時間に 1 回，第一ガスタービン発電機用燃料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}

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，50 時間÷3 回≒16 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への燃料補給のシーケンスは以下のとおり，297 分となり，16 時間以内に納まることから，燃料を枯渇させることはない。

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

⑥

⑦

⑧

⑨

○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
①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＝297 分　＜　16 時間

以降，①③④⑤⑥⑦⑧⑨をそれぞれ必要回数繰り返す。

2．最高使用圧力の設定根拠
　タンク内圧が上昇すると，20＜タンク内圧≦24kPa［gage］の範囲内で安全装置が作動し，内圧の上昇が抑えられることから 24kPa［gage］とする。

3．最高使用温度の設定根拠
タンクローリ（16kL）の最高使用温度は，燃料である軽油の引火点が 45℃以上であることを踏まえ，45℃とする。

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
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89	44.5	－
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113	56.5	－
非常用ディーゼル発電機初期励磁※1	220	－	－
遮断器操作回路※1	(100)	－	－
その他の負荷	946	446	162
合計(A)	1,368	547	162

※1：非常用ディーゼル発電機励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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	481～1,140 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	89	44.5
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	113	56.5
その他の負荷	626	126
合計(A)	828	227

AM 用直流 125V 蓄電池（6 号炉）負荷一覧表

負荷名称	0～1,140 分	1140～1,141 分	1,141～1,440 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	－	89	44.5
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	－	113	56.5
その他の負荷	28	654	154
合計(A)	28	856	255

直流 125V 蓄電池 6A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \quad (0.69\times1,368) = 1,180\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \quad \{8.69\times1,368+8.69\times(547-1,368)\} = 5,942\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \quad \{12.20\times1,368+12.20\times(547-1,368)+5.20\times(162-547)\} = 5,840\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6A の蓄電池容量は約 6,000Ah を選定する。

直流 125V 蓄電池 6A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \quad (1.82\times828) = 1,884\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \quad \{12.70\times828+12.70\times(227-828)\} = 3,604\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 6A-2 の蓄電池容量は約 4,000Ah を選定する。

AM 用直流 125V 蓄電池（6 号炉）の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \quad (19.20\times28) = 672\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \quad \{19.20\times28+0.69\times(856-28)\} = 1,387\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \quad \{24.20\times28+6.14\times(856-28)+6.13\times(255-856)\} = 2,597\text{Ah}$$

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 3,000Ah 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
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	113	45	－
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	130	52	－
非常用ディーゼル発電機初期励磁※1	(105)	－	－
遮断器操作回路※1	185	－	－
その他の負荷	1,000	446	160
合計(A)	1,428	543	160

※1：非常用ディーゼル発電機初期励磁と非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路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	481～1,140 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	113	45
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	130	52
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	0～1,140 分	1,140～1,141 分	1,141～1,440 分
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ	－	113	45
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ	－	130	52
その他の負荷	27	723	169
合計(A)	27	966	266

直流 125V 蓄電池 7A の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \quad (0.66 \times 1,428) = 1,179\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \quad \{8.72 \times 1,428 + 8.72 \times (543 - 1,428)\} = 5,919\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \quad \{12.32 \times 1,428 + 12.32 \times (543 - 1,428) + 5.30 \times (160 - 543)\} = 5,825\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7A の蓄電池容量は約 6,000Ah を選定する。

直流 125V 蓄電池 7A-2 の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \quad (1.82 \times 939) = 2,137\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \quad \{12.70 \times 939 + 12.70 \times (239 - 939)\} = 3,795\text{Ah}$$

上記計算より，直流 125V 蓄電池 7A-2 の蓄電池容量は約 4,000Ah を選定する。

AM 用直流 125V 蓄電池（7 号炉）の容量計算結果

$$C_1 = \frac{1}{0.8} \quad (19.32 \times 27) = 653\text{Ah}$$

$$C_2 = \frac{1}{0.8} \quad \{19.32 \times 27 + 0.66 \times (966 - 27)\} = 1,427\text{Ah}$$

$$C_3 = \frac{1}{0.8} \quad \{24.32 \times 27 + 6.20 \times (966 - 27) + 6.19 \times (266 - 966)\} = 2,682\text{Ah}$$

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 3,000Ah 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 42A 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	31A	26A
合計※1（a＋b＋c）	42A	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	合計 （①－②＝a＋b＋c AM 用直流 125V 充電器に必要となる最大負荷）
6 号炉	154A	112A	42A
7 号炉	169A	132A	37A

したがって，AM 用充電器の出力は最大所要負荷である，42A 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（常設）
台数	組	1
サイズ	mm^2	150

【設定根拠】

号炉間電力融通ケーブル（常設）は，設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，他号炉の電源設備から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（常設）は，他号炉の電源設備から電力を供給する容量である 1,649kW※1 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 173A となり，約 330A 通電可能なケーブルサイズとして $150mm^2$ とする。

1,649kW÷力率 0.8÷$\sqrt{3}$÷6.9kV＝173A

※1．容量根拠書　第一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，7 号炉として必要な容量は 1,615kW，7 号炉から 6 号炉への融通時，6 号炉として必要な容量は 1,649kW であり，大きい方の 1,649kW が他号炉の電源設備から供給する最大容量となる。

名称		号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
台数	組	1
サイズ	mm^2	150

【設定根拠】

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，他号炉の電源設備から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（可搬型）は，他号炉の電源設備から電力を供給する容量である 1,649kW※1 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 173A となり，約 330A 通電可能なケーブルサイズとして $150mm^2$ とする。

1,649kW÷力率 0.8÷$\sqrt{3}$÷6.9kV＝173A

※1．容量根拠書　第一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，7 号炉として必要な容量は 1,615kW，7 号炉から 6 号炉への融通時，6 号炉として必要な容量は 1,649kW であり，大きい方の 1,649kW が他号炉の電源設備から供給する最大容量となる。

名称		緊急用電源切替箱断路器
定格電流	A	約 600

【設定根拠】

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。

1．容量

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 1,649kW※1 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 173A となり，定格電流を約 600A とする。

1,649kW÷力率 0.8÷$\sqrt{3}$÷6.9kV＝173A

※1．容量根拠書　第一ガスタービン発電機

名称		緊急用断路器(6 号及び 7 号炉共用)
定格電流	A	約 600

【設定根拠】

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。

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※1 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。

（1） 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 600A とする。

※1．第一ガスタービン発電機 1 基分の定格電流：4,500kVA÷√3÷6.9kV＝377A

名称		緊急用電源切替箱接続装置
定格電流	A	約 1,200

【設定根拠】

緊急用電源切替箱接続装置は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1．容量

緊急用電源切替箱接続装置は，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 1,649kW※1 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 173A となり，定格電流を約 1,200A とする。

1,649kW÷力率 0.8÷√3÷6.9kV＝173A

※1．容量根拠書　第一ガスタービン発電機参照

名称		非常用高圧母線C系・D系
母線電流容量	A	約1,200

【設定根拠】

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。

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。

（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。

非常用ディーゼル発電機1基分の定格電流：6,250kVA÷$\sqrt{3}$÷6.9kV＝523A

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 用動力変圧器は，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	－	1.5kW
合計	約 155kW	約 160kW

したがって，200kVA（＝160kW÷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	－	1.5kW
合計	約 155kW	約 160kW

したがって，241A（＝160kW÷力率 0.8÷√3÷480V）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

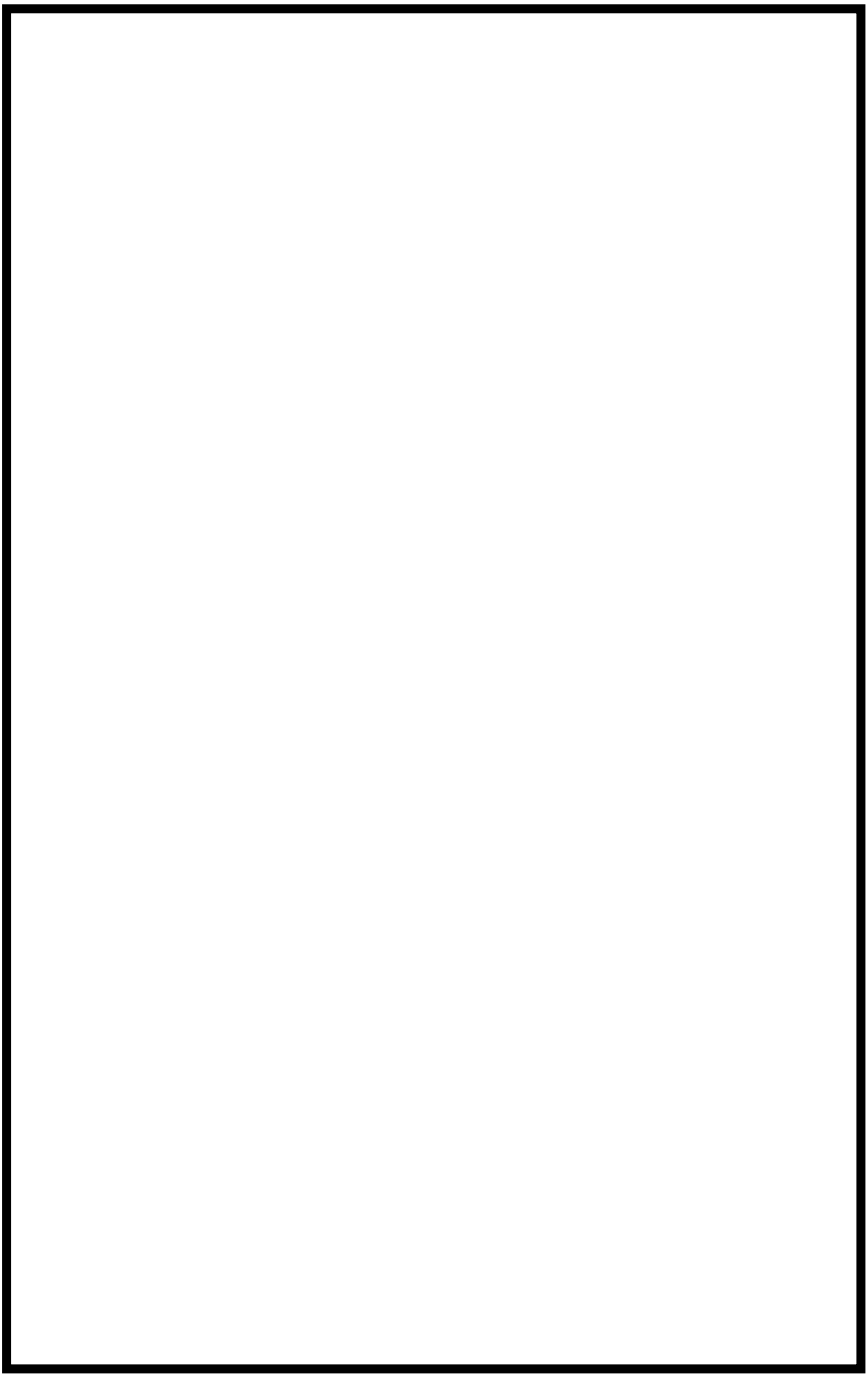
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

保管場所及びアクセルルート図

地震・津波発生時のアクセスルート図

森林火災発生時のアクセスルート図

中央交差点が通行不能時のアクセスルート図



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

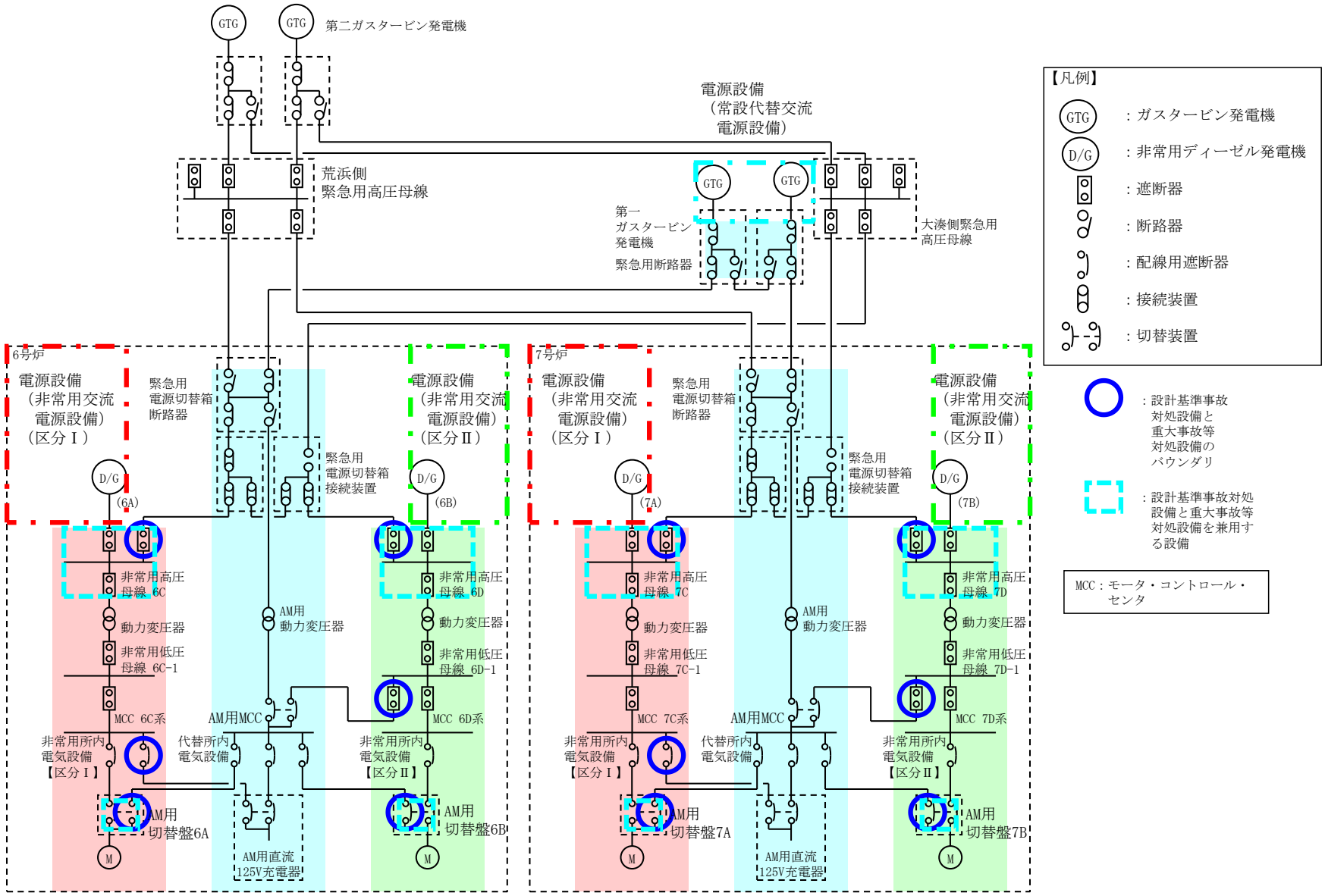
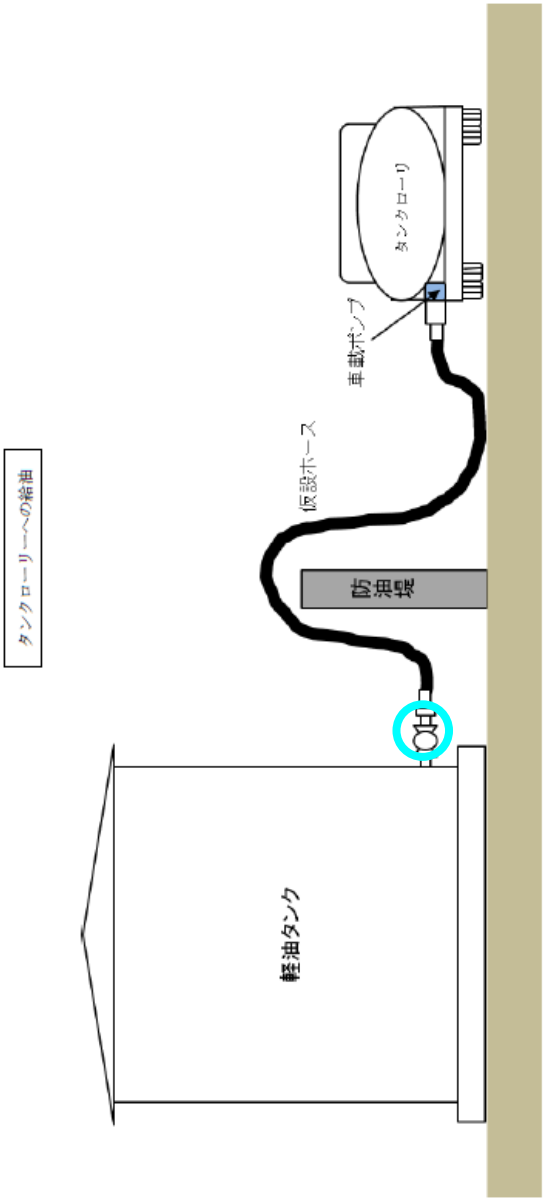


図 57-7-1　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の
バウンダリ 系統図（交流電源）



：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）

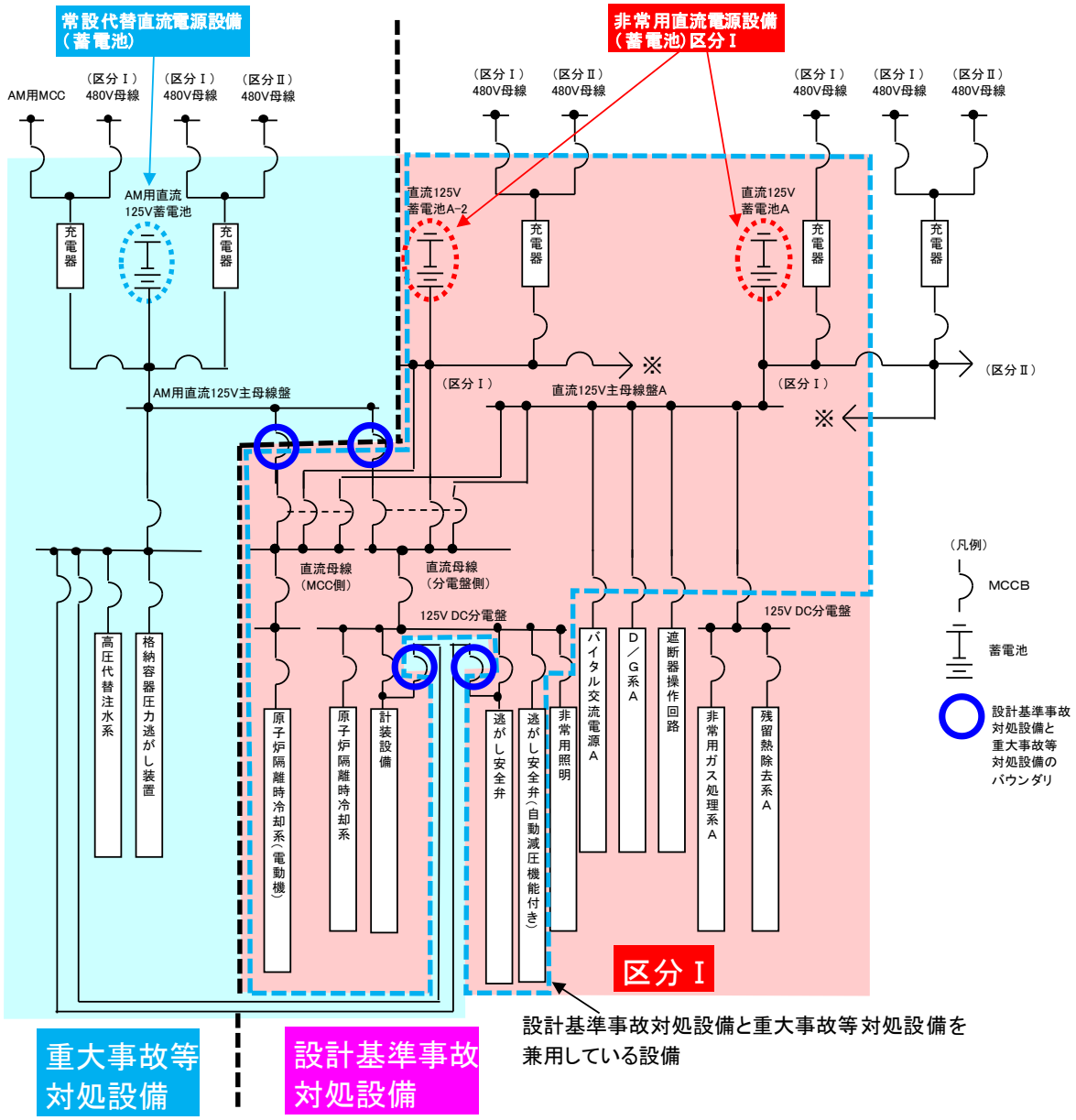


図 57-7-3　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の
バウンダリ系統図（6 号炉直流電源）

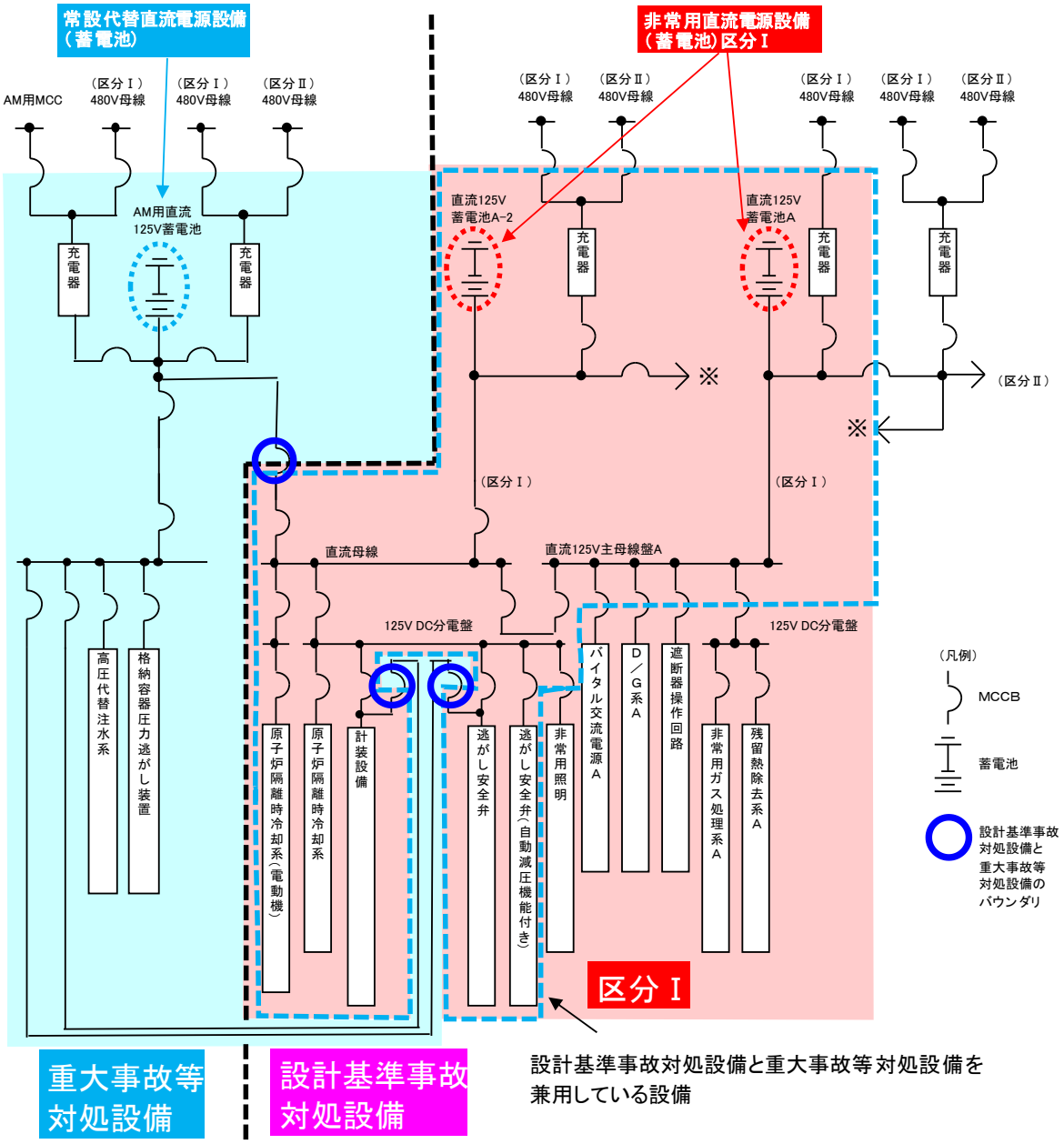


図 57-7-4　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の
バウンダリ系統図（7 号炉直流電源）

57-8

電源車接続に関する説明書

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

1．電源車接続方法について

電源車は以下の 4 ルートにて接続可能な設計とする。

①　電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系
（非常用所内電気設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-1～図 57-8-3
・・・7 号炉　図 57-8-13～図 57-8-15

②　電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系
（非常用所内電気設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-4～図 57-8-6
・・・7 号炉　図 57-8-16～図 57-8-18

③　電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路
（代替所内電気設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-7～図 57-8-9
・・・7 号炉　図 57-8-19～図 57-8-21

④　電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路
（代替所内電気設備へ接続）

・・・6 号炉　図 57-8-10～図 57-8-12
・・・7 号炉　図 57-8-22～図 57-8-24

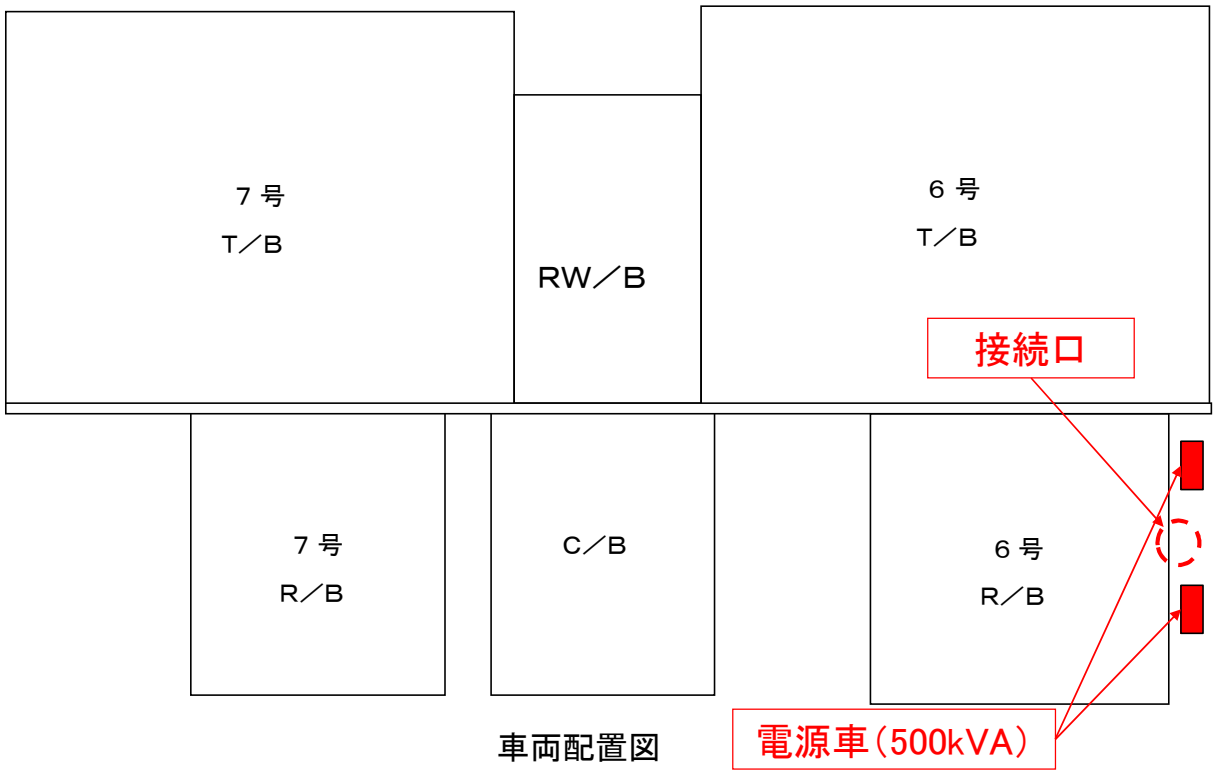


図 57-8-1　電源車配置場所_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C系及びD系（非常用所内電気設備へ接続）_6 号炉

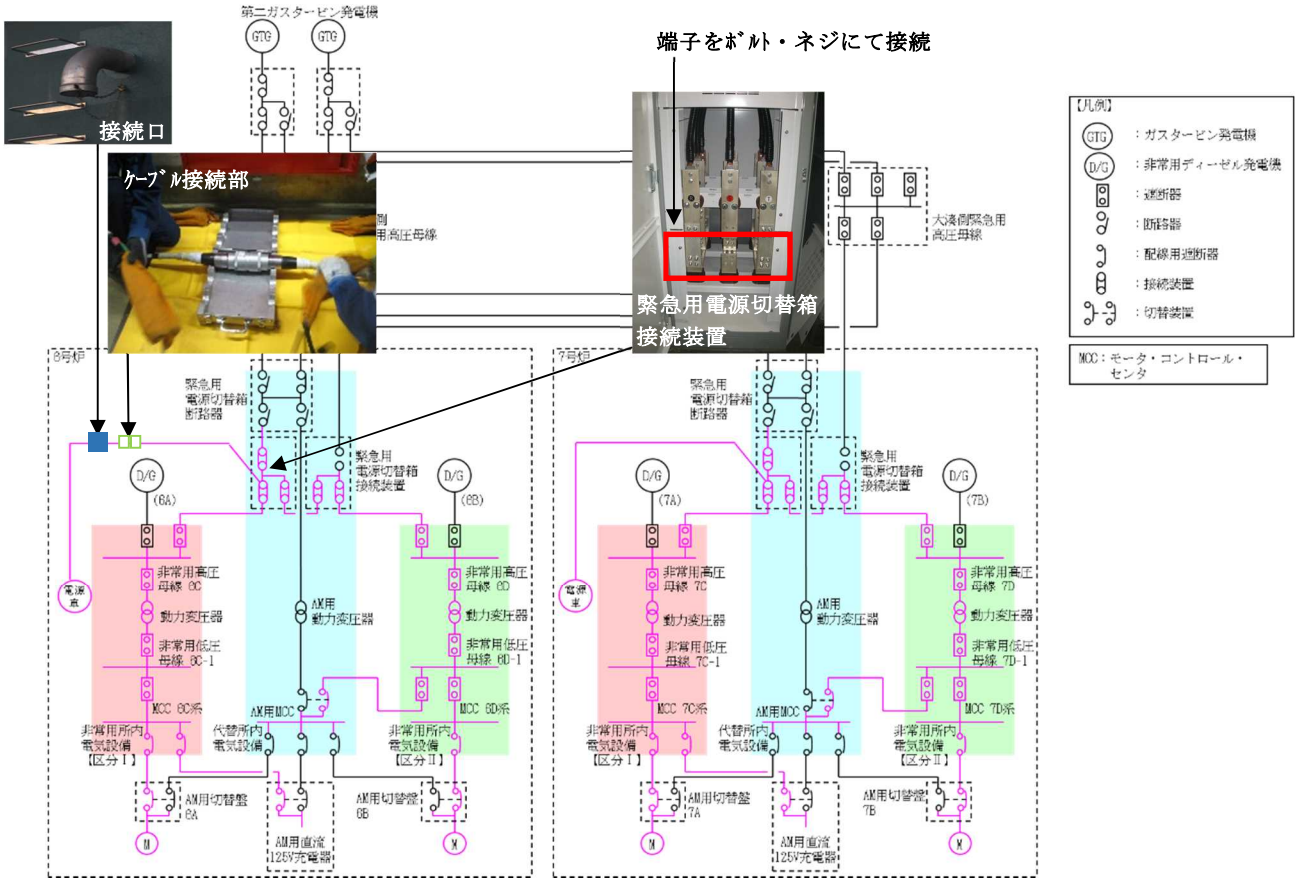


図 57-8-2　接続ルート(概略)_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C系及びD系（非常用所内電気設備へ接続）_6 号炉

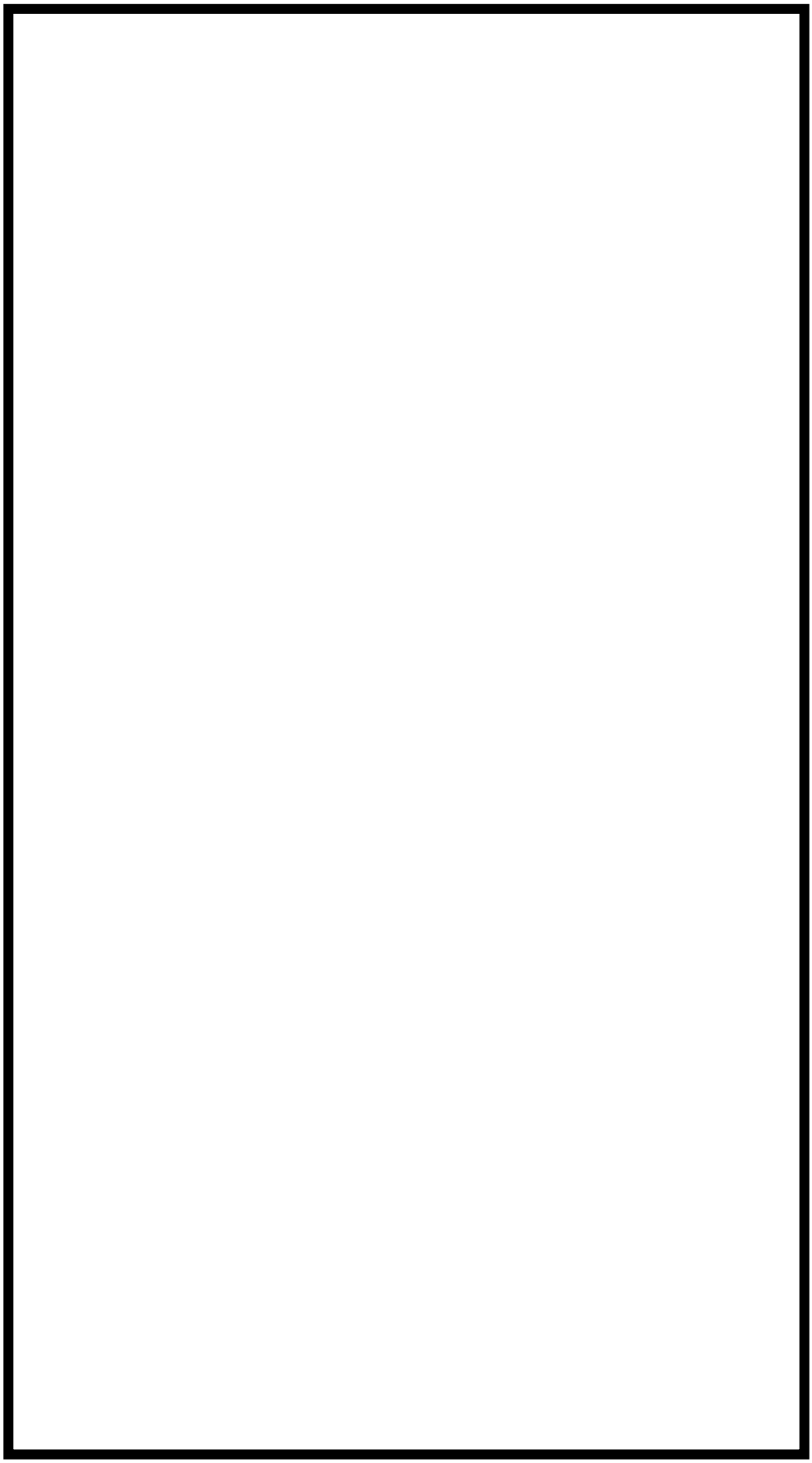
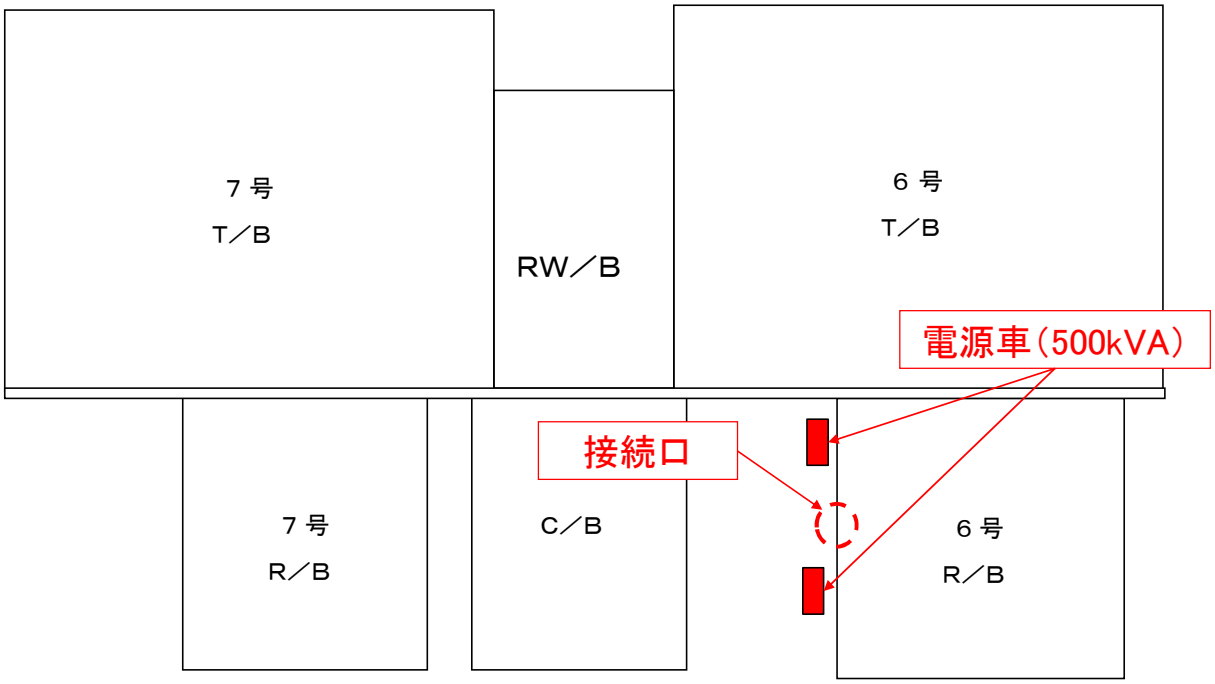


図 57-8-3　接続ルート(詳細)_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～
非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_6 号炉



車両配置図

図 57-8-4　電源車配置場所_電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_6 号炉

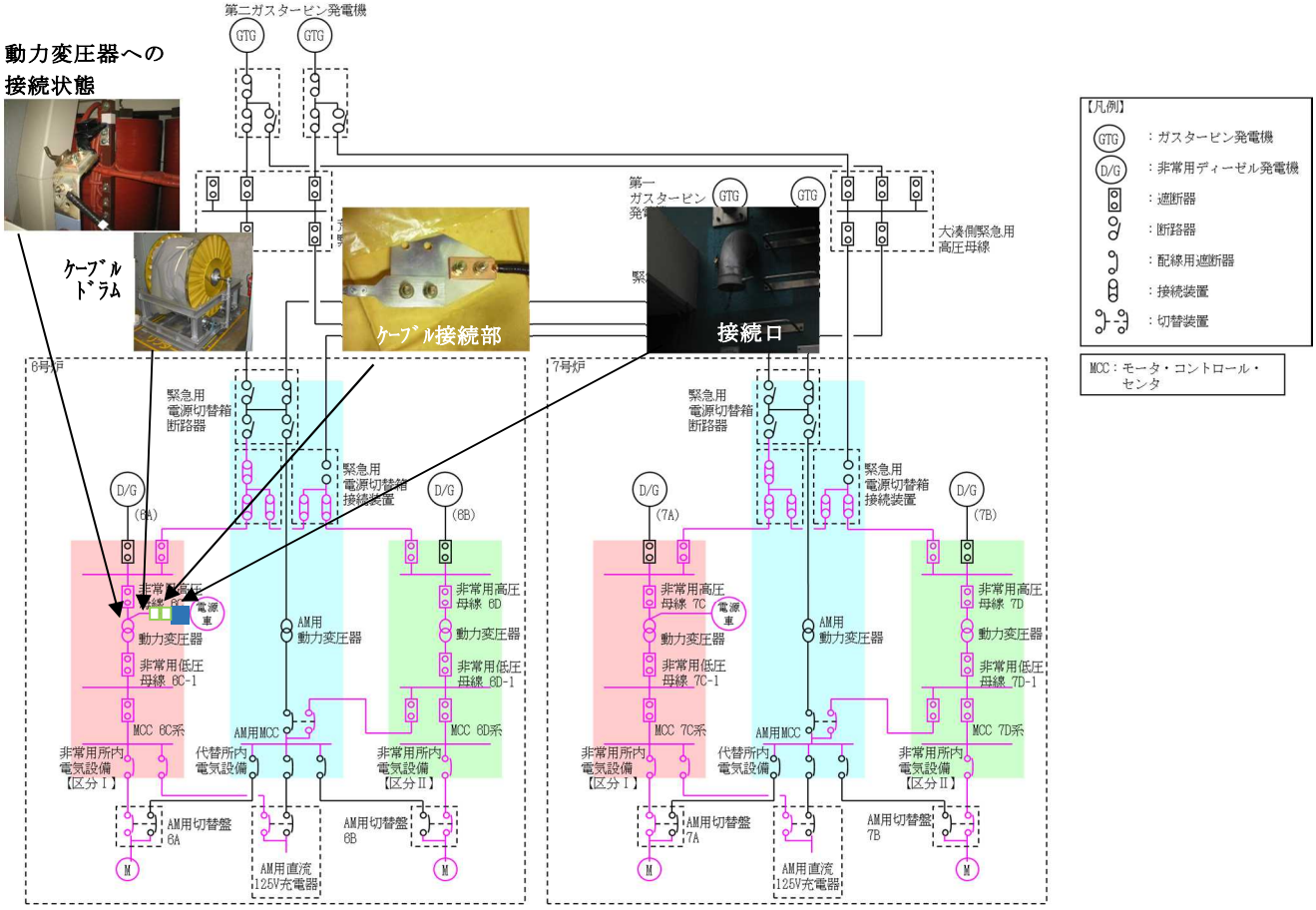


図 57-8-5　接続ルート（概略）_ 電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_6 号炉

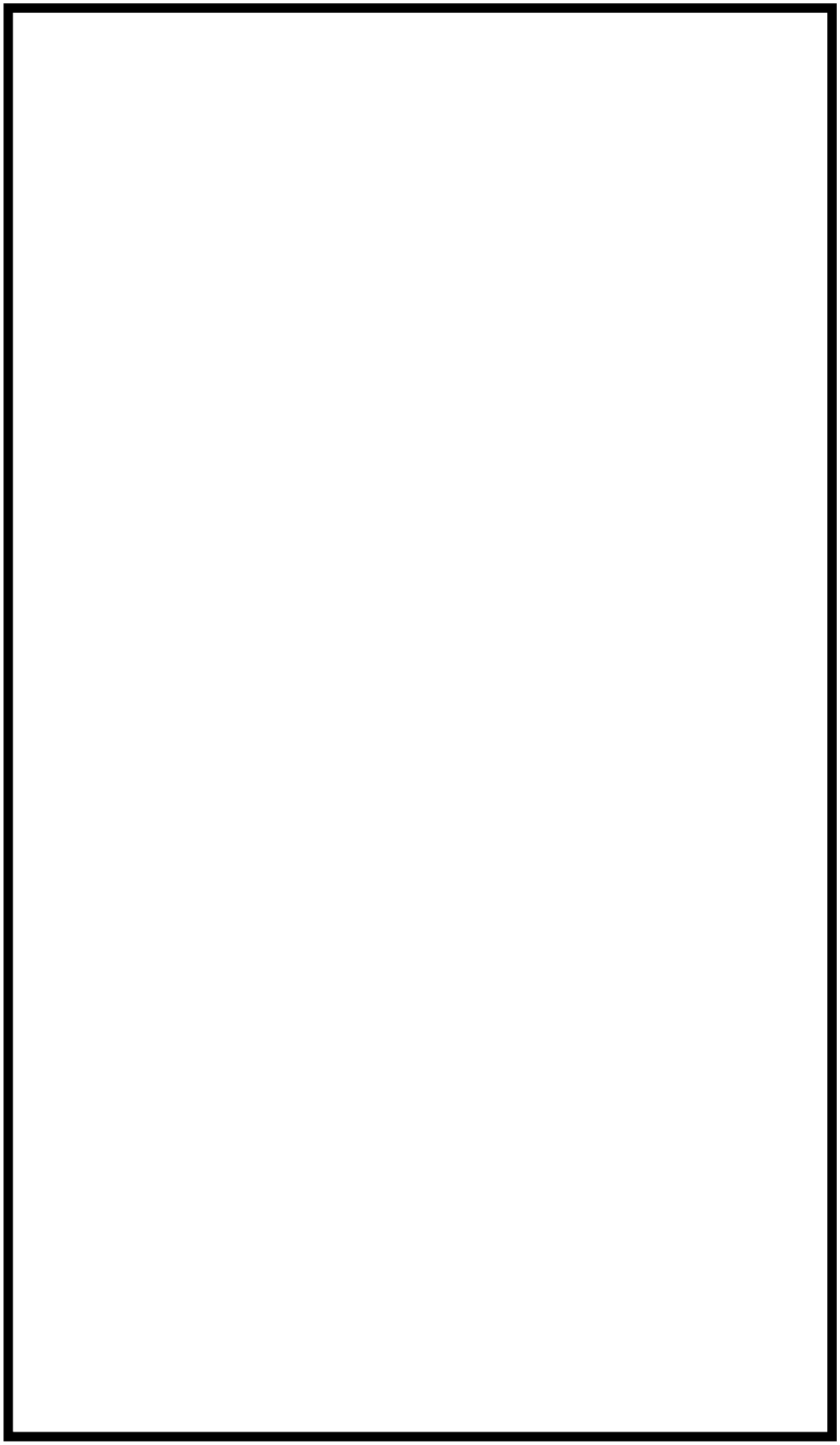


図 57-8-6　接続ルート（詳細）電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_6 号炉

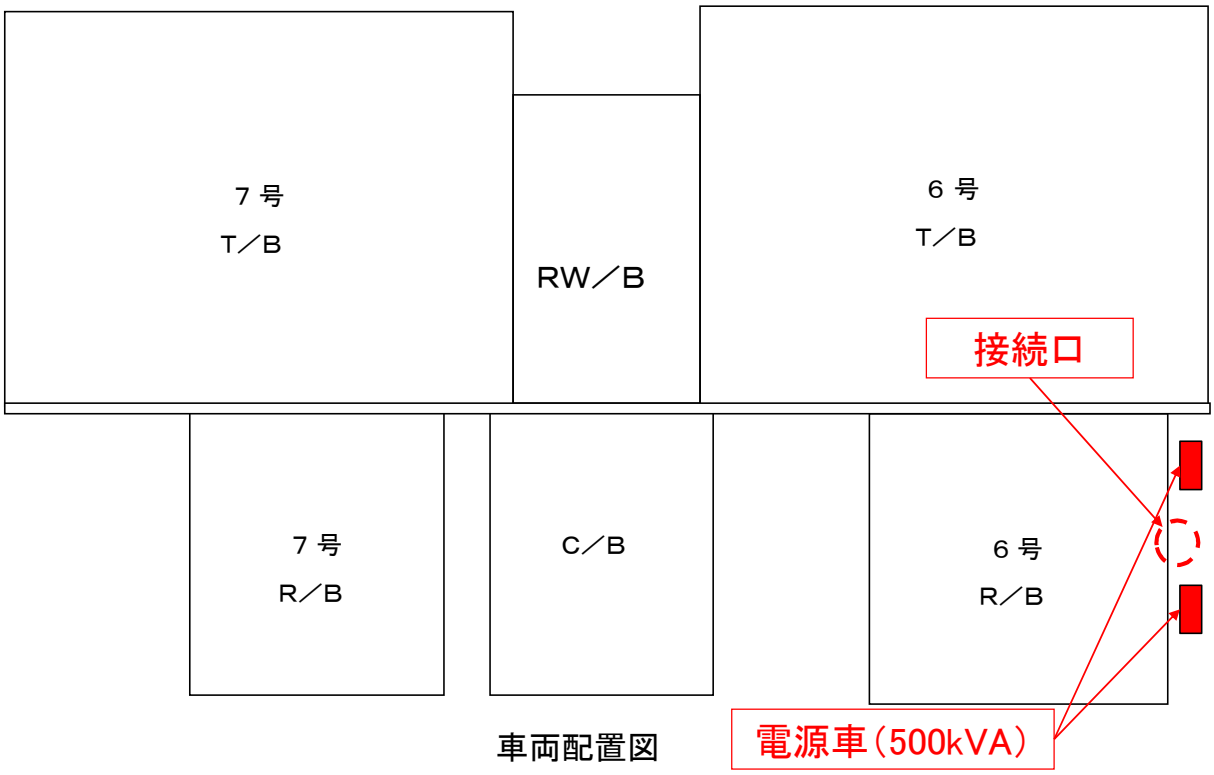


図 57-8-7　電源車配置場所_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_6 号炉

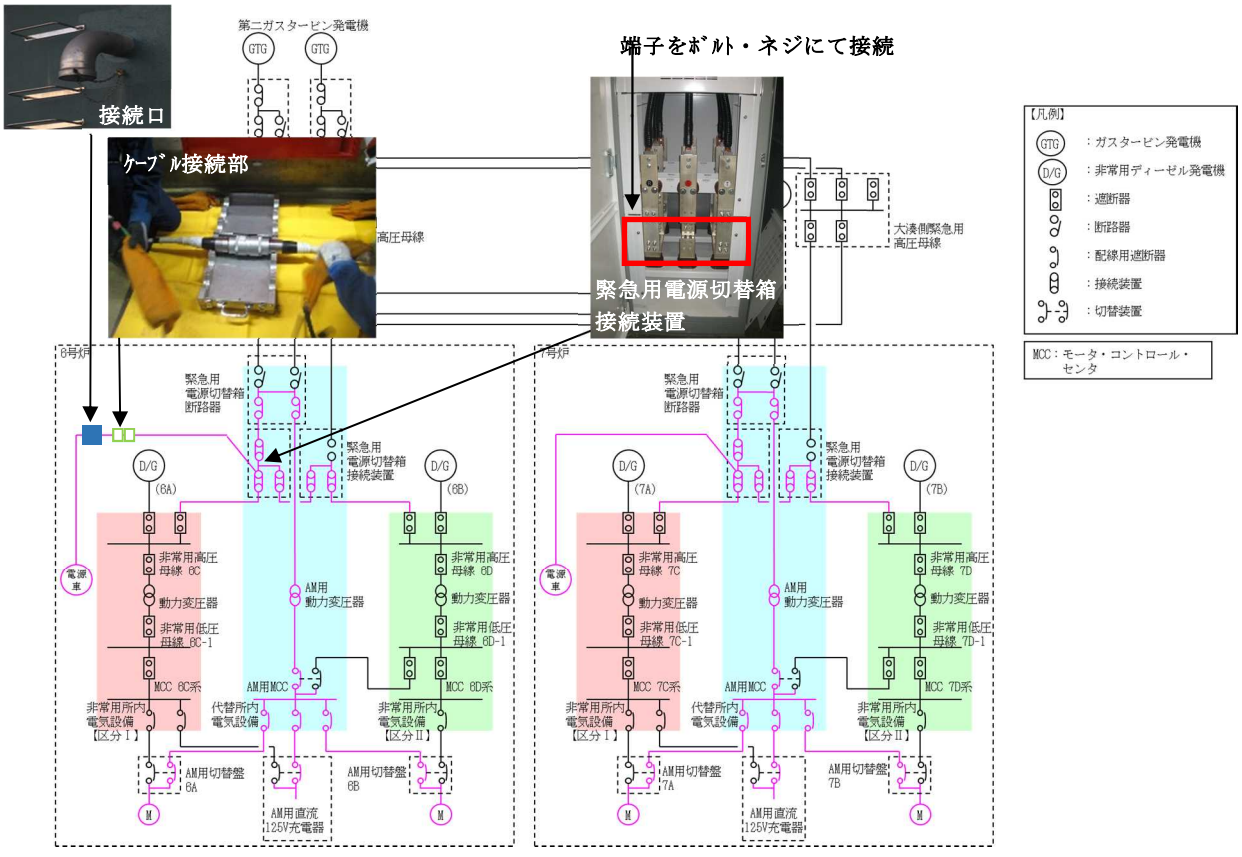


図 57-8-8　接続ルート（概略）_ 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_6 号炉

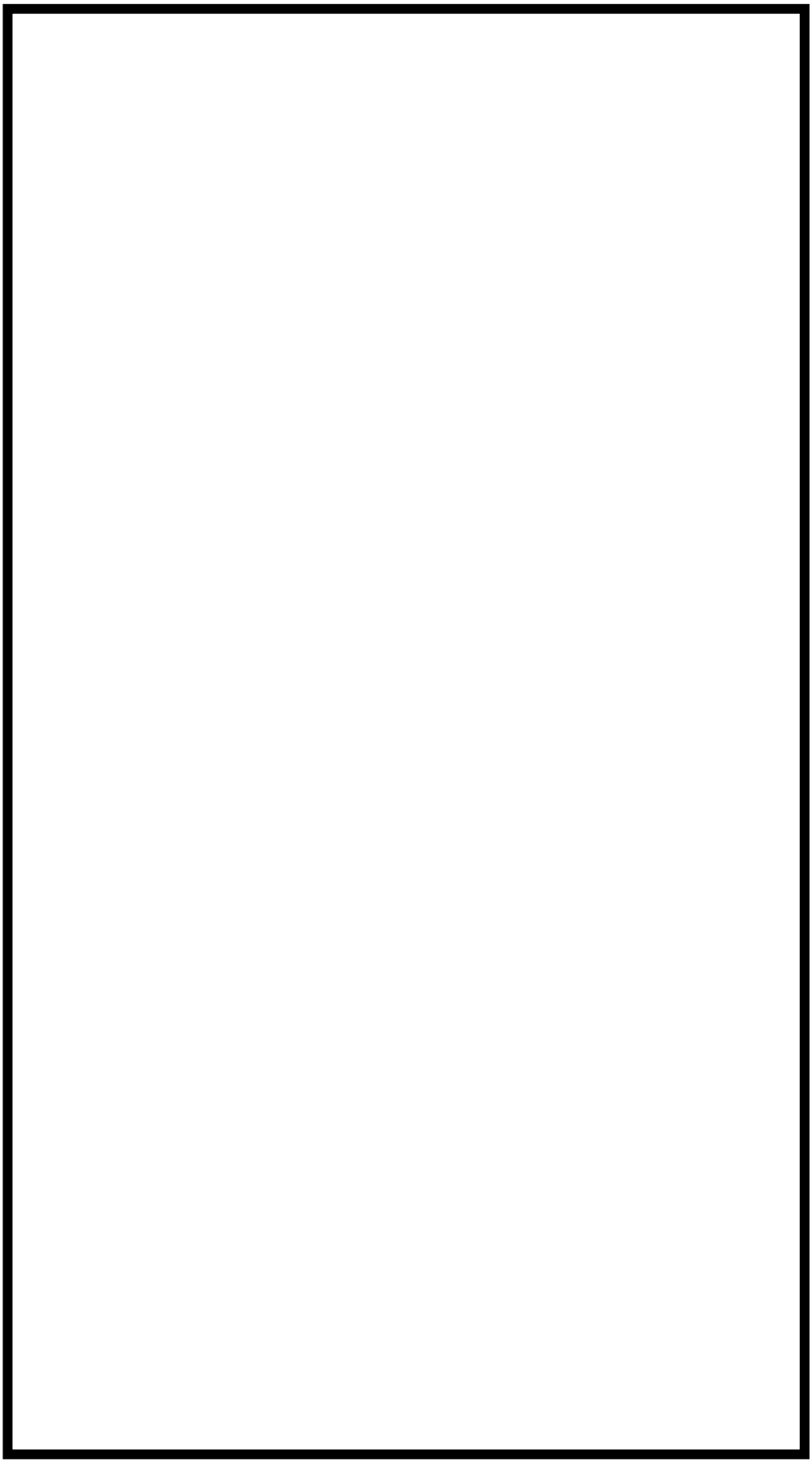
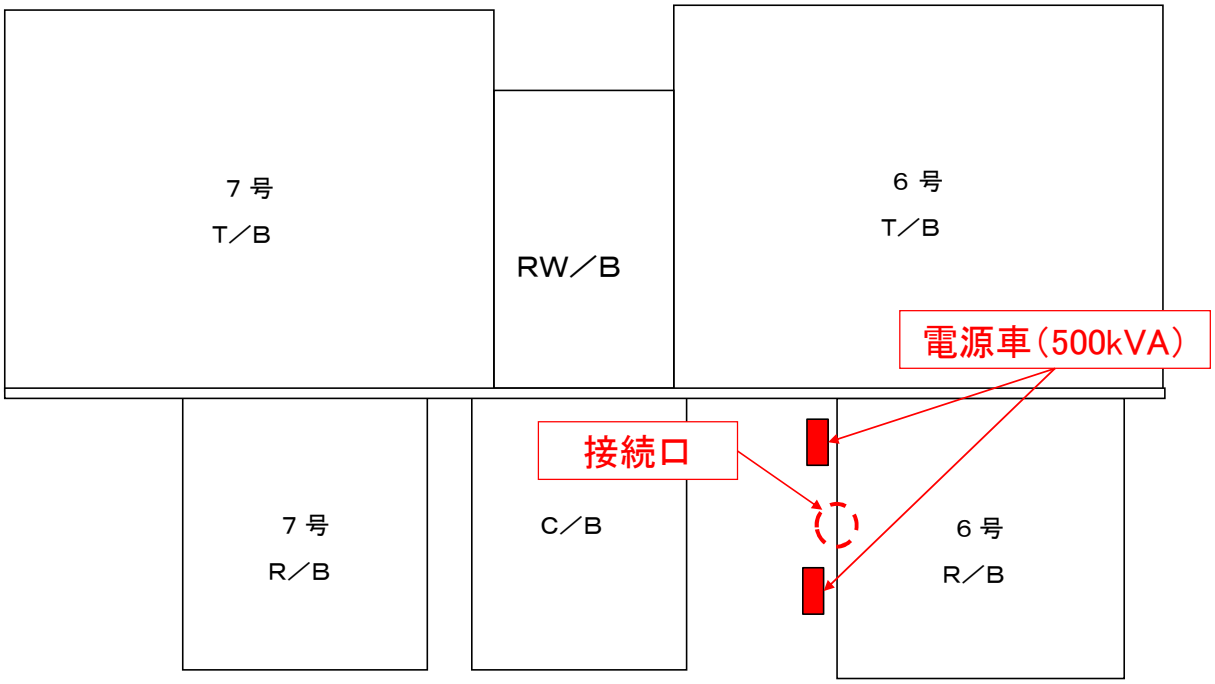


図 57-8-9　接続ルート(詳細)_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_6 号炉（図 57-8-3 再掲）



車両配置図

図 57-8-10　電源車配置場所_電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_6 号炉

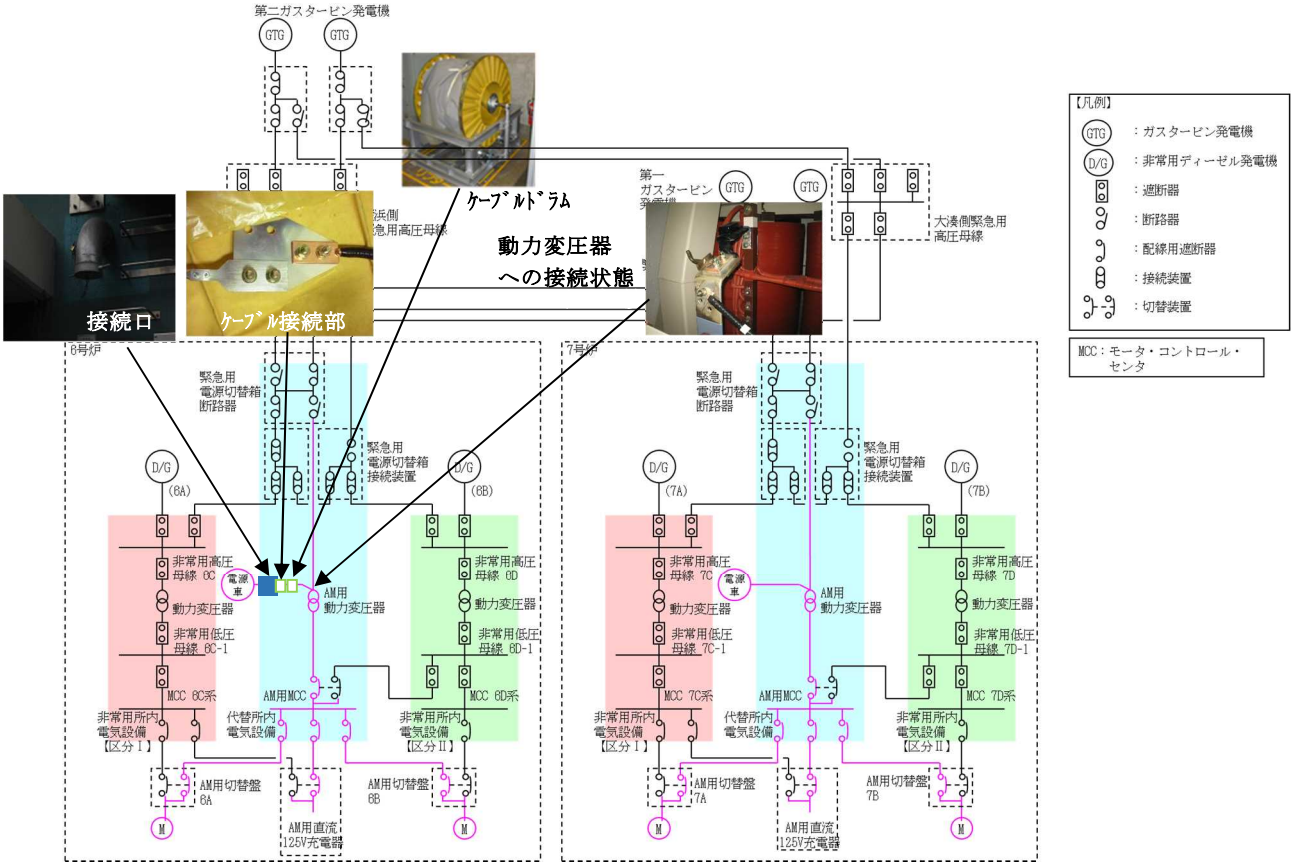


図 57-8-11　接続ルート(概略)_ 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_6 号炉

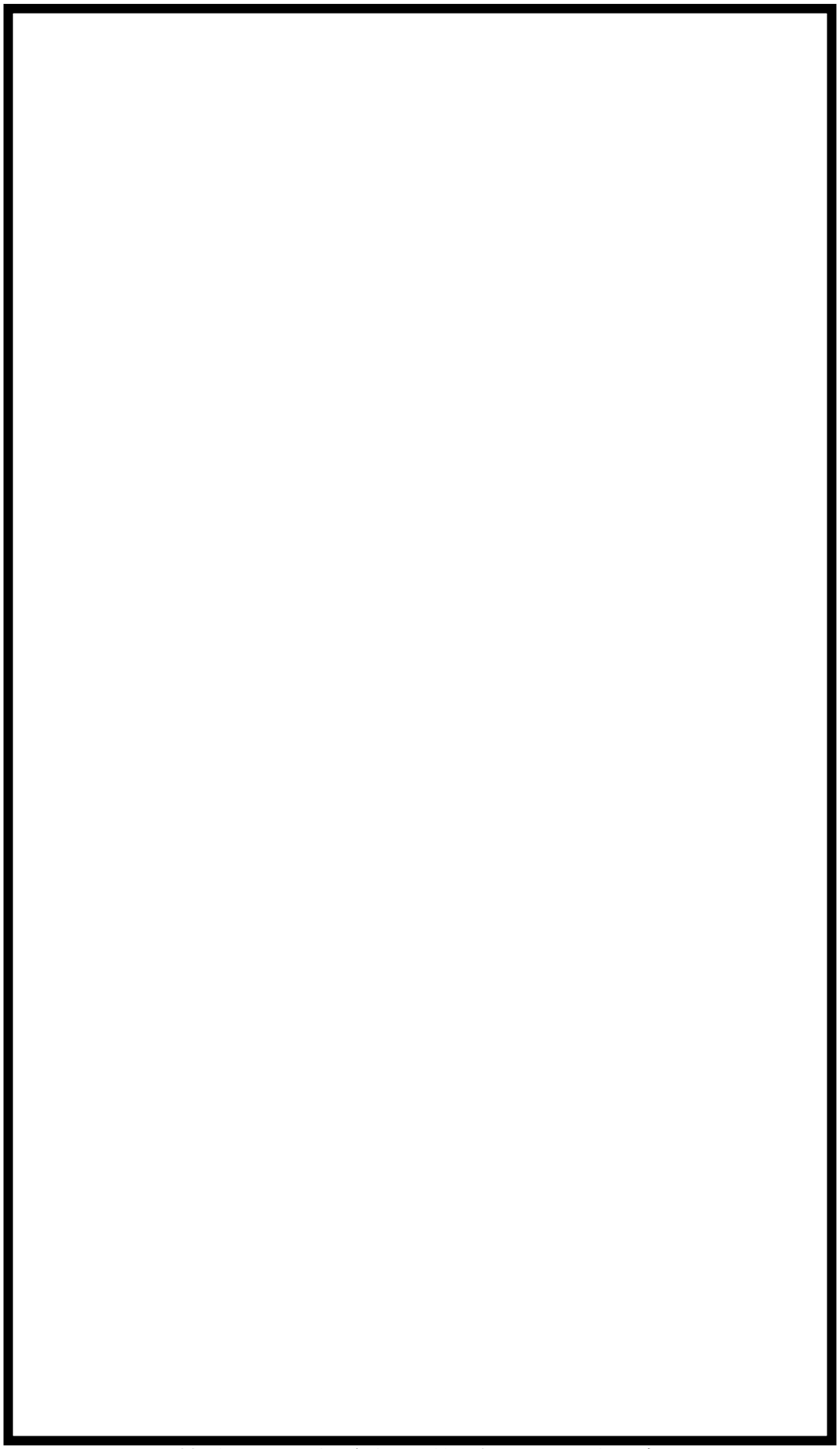


図 57-8-12　接続ルート(詳細)_ 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路
(代替所内電気設備へ接続) _6 号炉

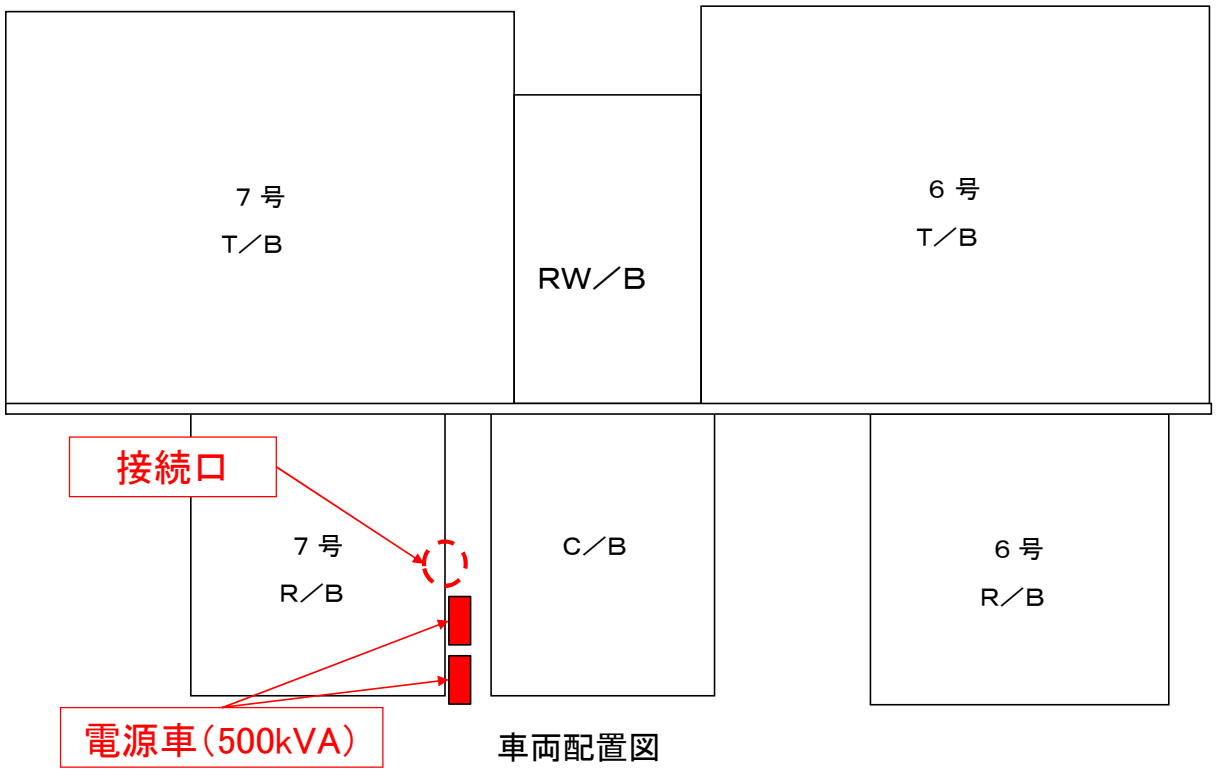


図 57-8-13　電源車配置場所_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_7 号炉

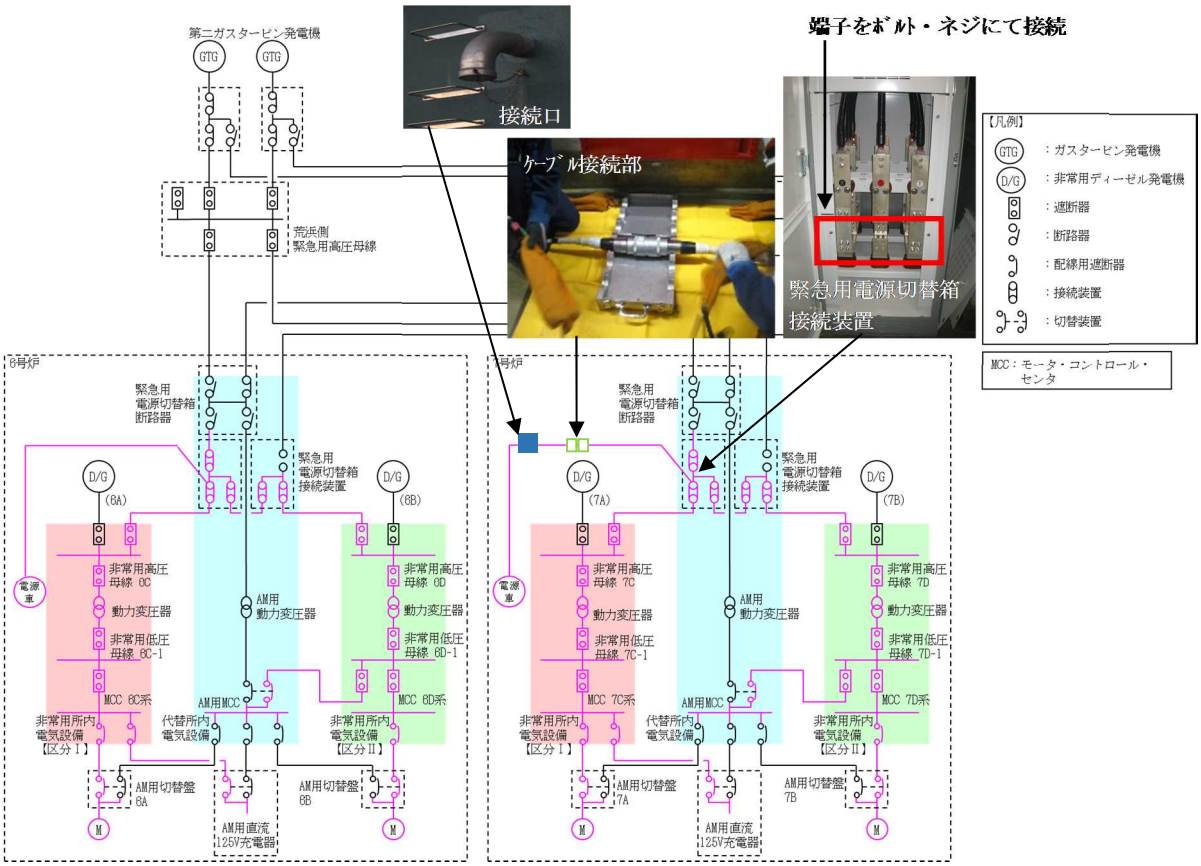


図 57-8-14　接続ルート（概略）_ 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_7 号炉

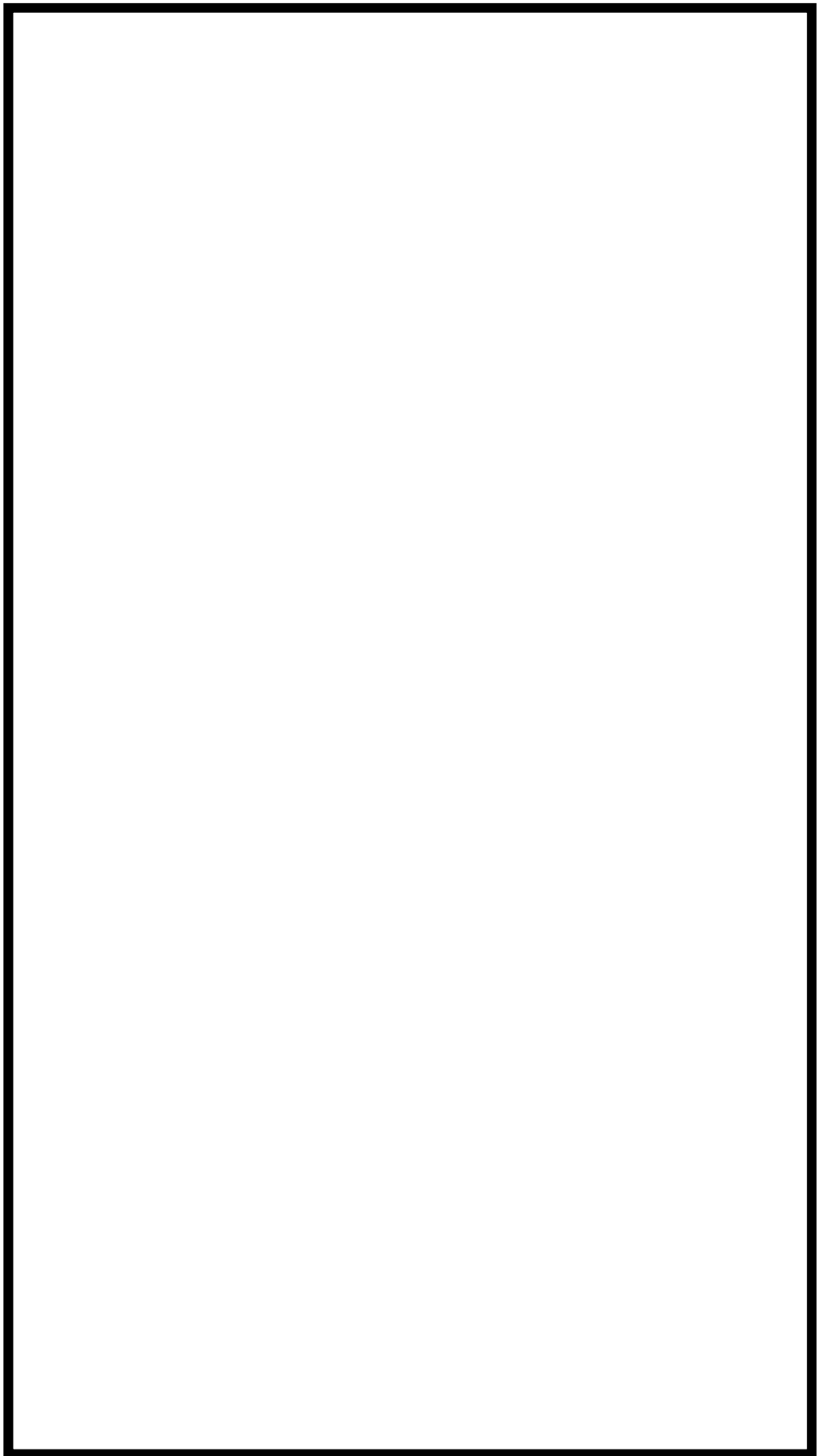


図 57-8-15　接続ルート(詳細)_ 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_7 号炉

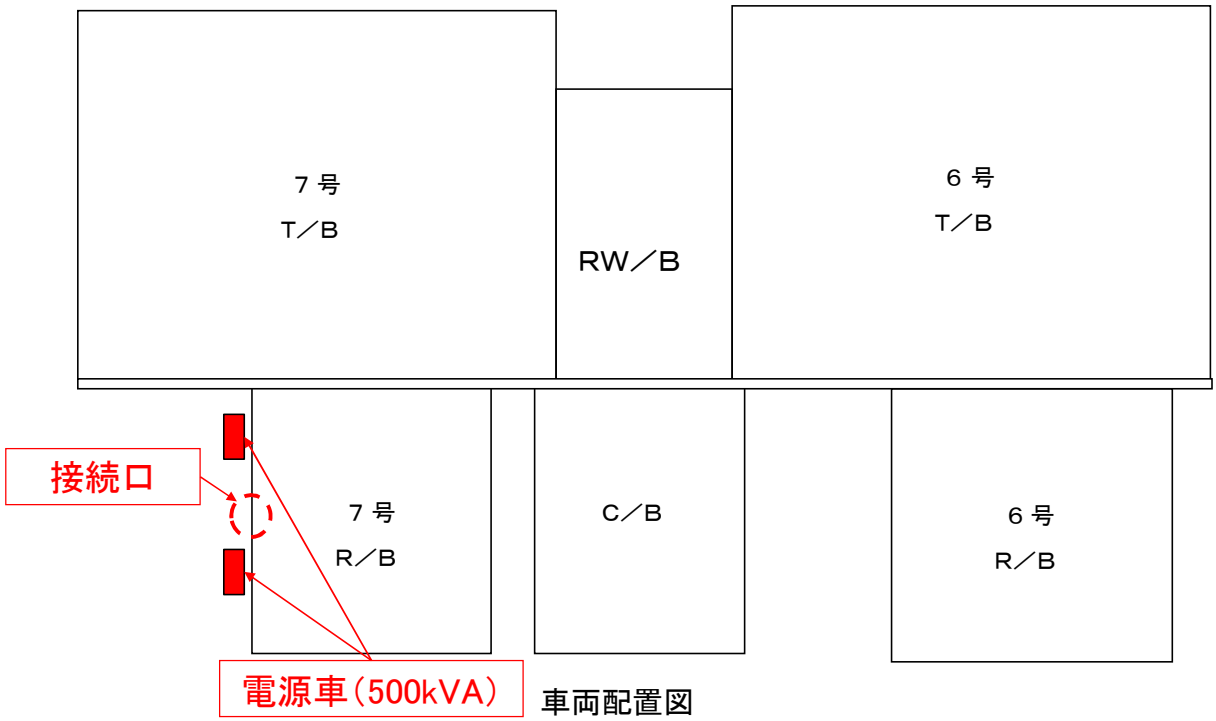


図 57-8-16　電源車配置場所_電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線
Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_7 号炉

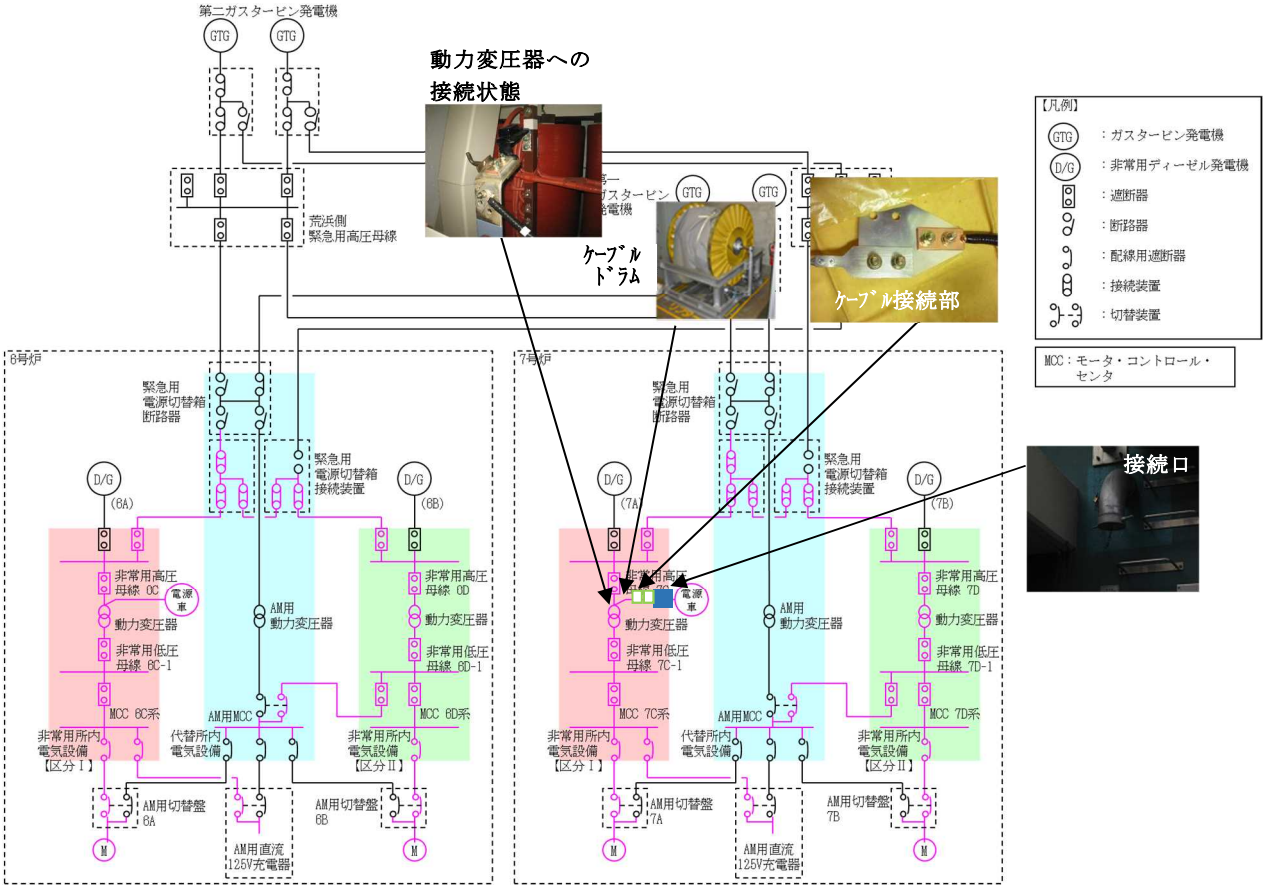


図 57-8-17　接続ルート（概略）_ 電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線
Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_7 号炉

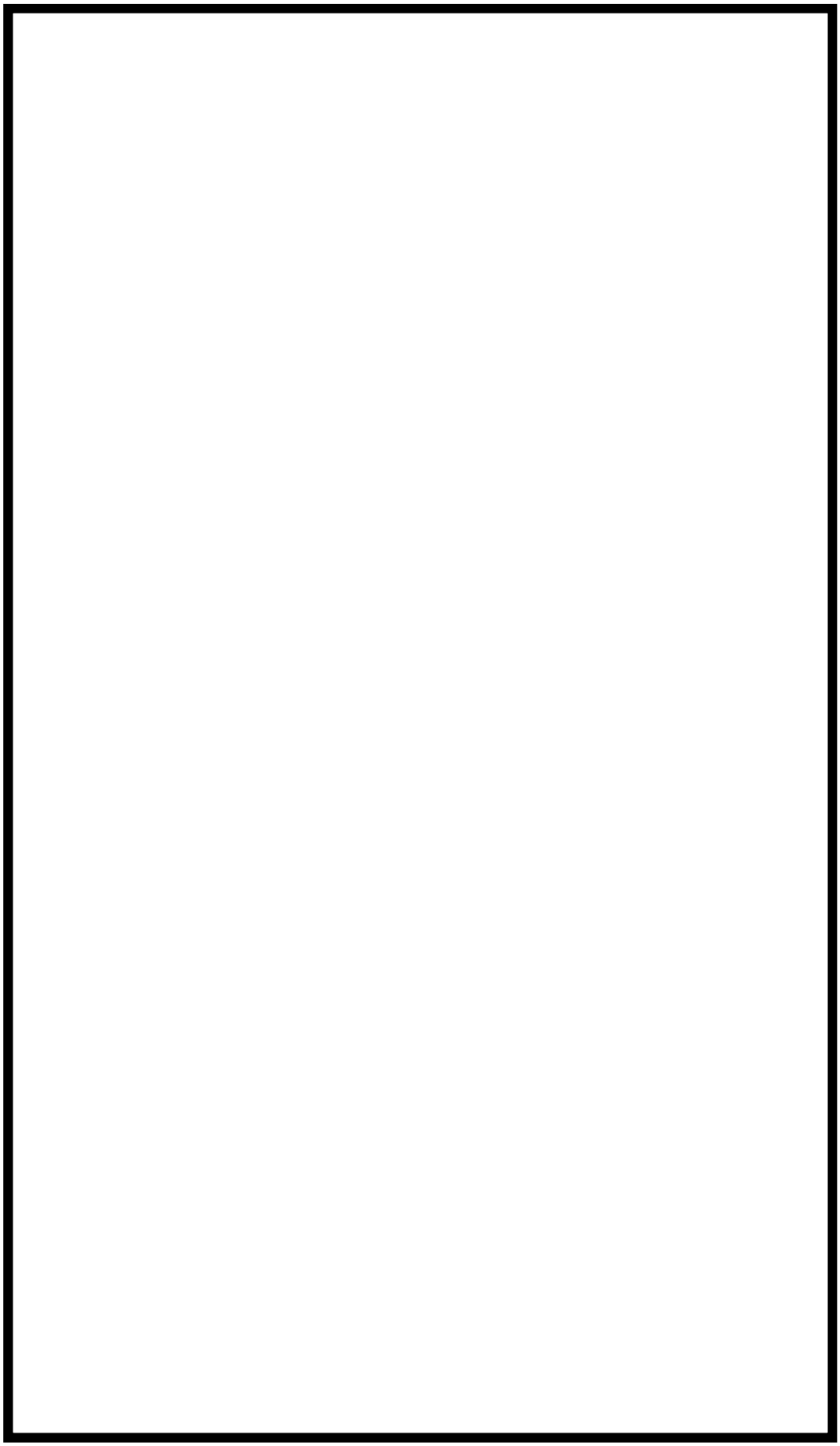


図 57-8-18　接続ルート（詳細）_ 電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系（非常用所内電気設備へ接続）_7 号炉

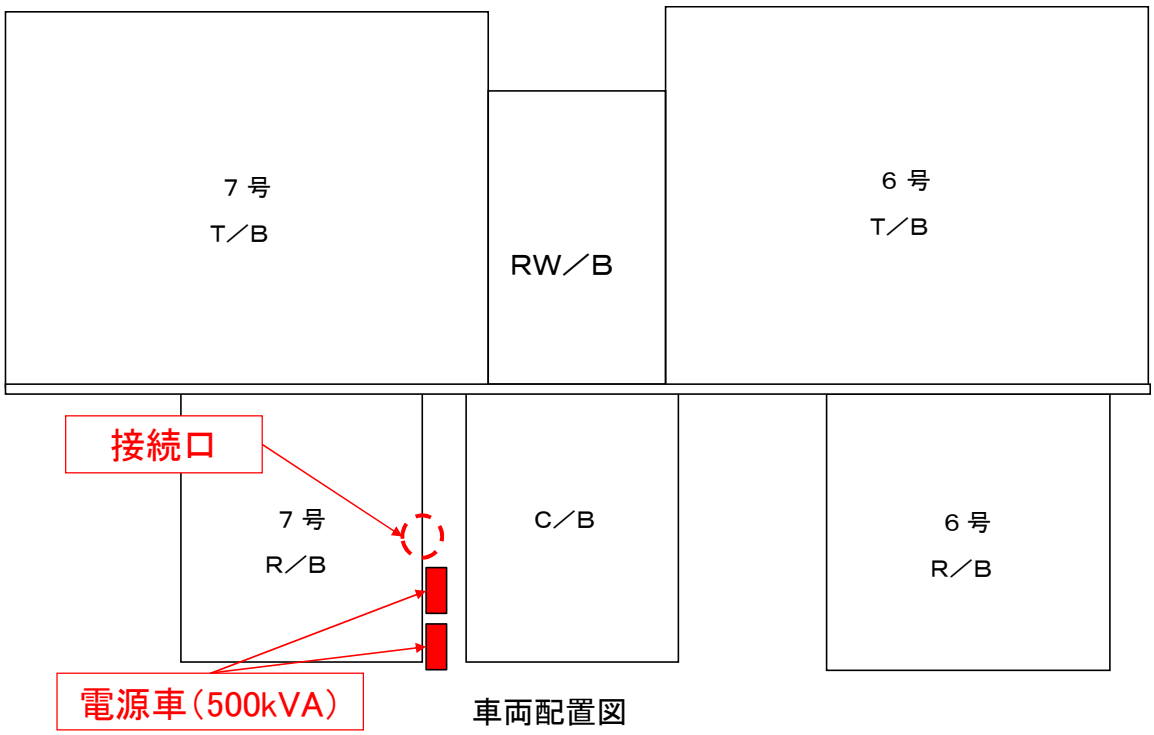


図 57-8-19　電源車配置場所_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_7 号炉

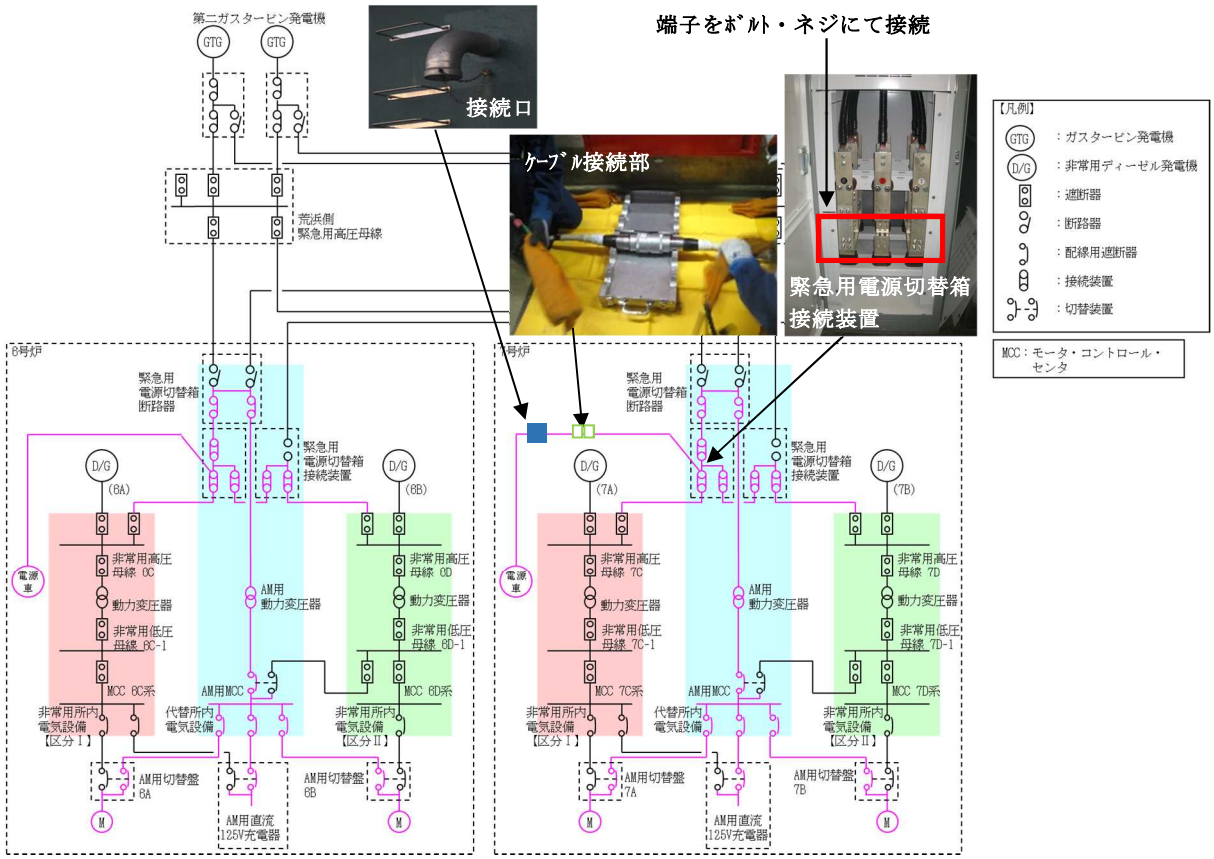


図 57-8-20　接続ルート(概略)_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_7 号炉

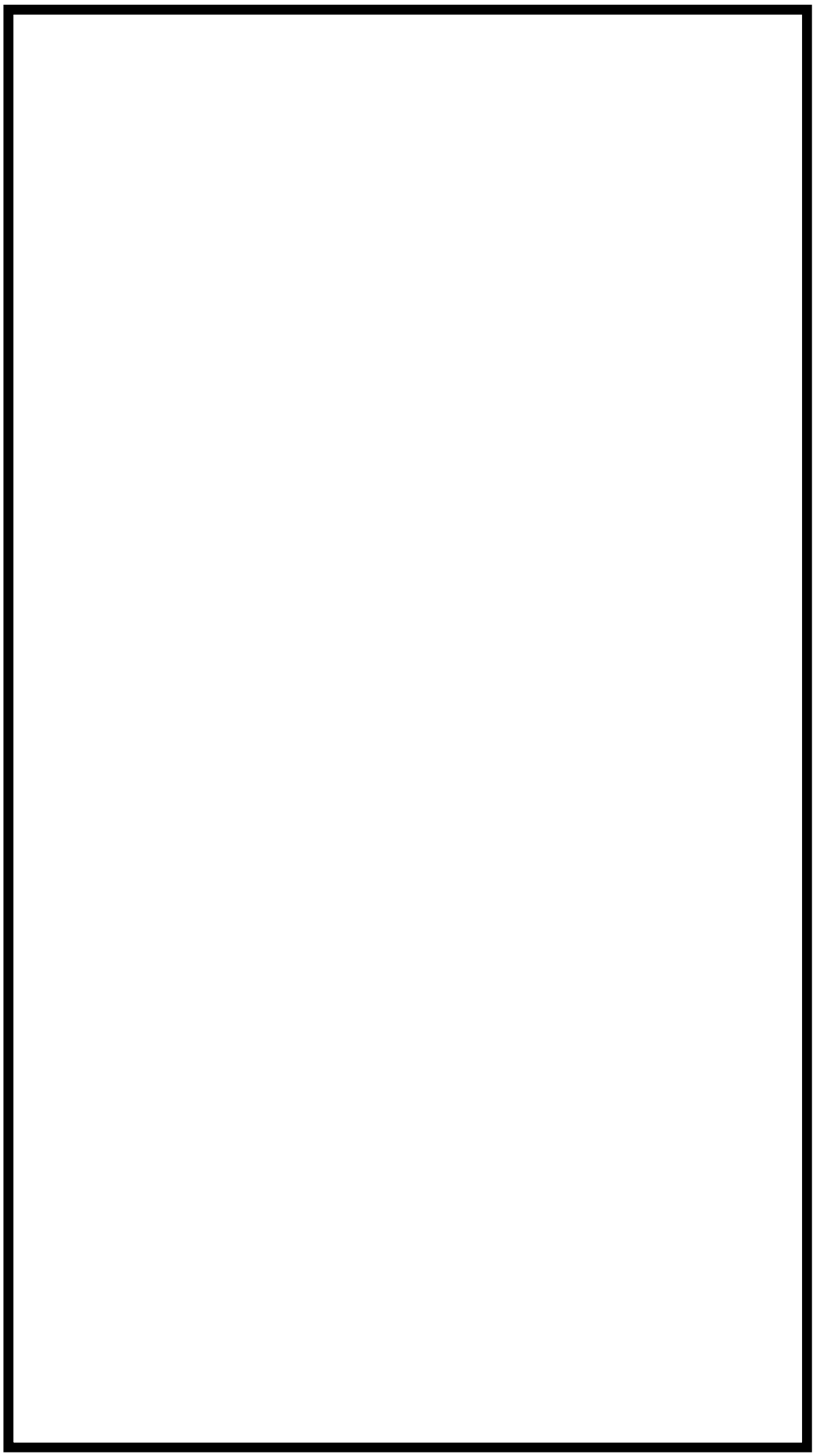


図 57-8-21　接続ルート(詳細)_電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路（代替所内電気設備へ接続）_7 号炉

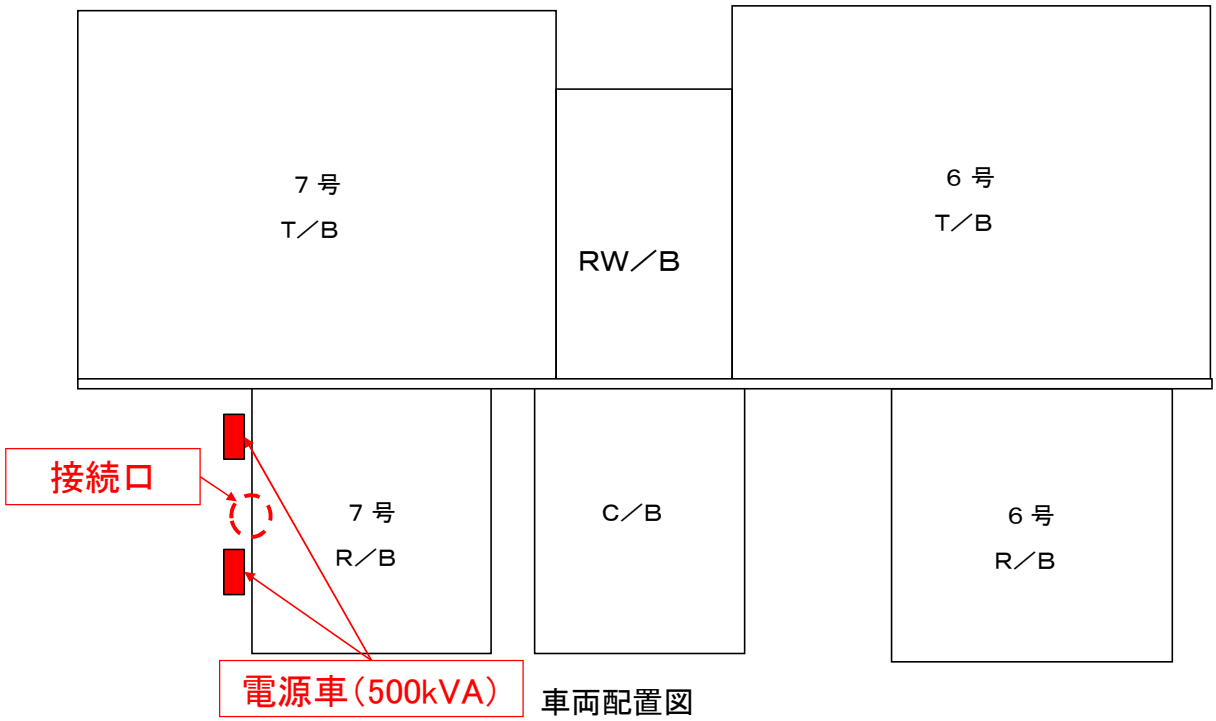


図 57-8-22　電源車配置場所_電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路
（代替所内電気設備へ接続）_7 号炉

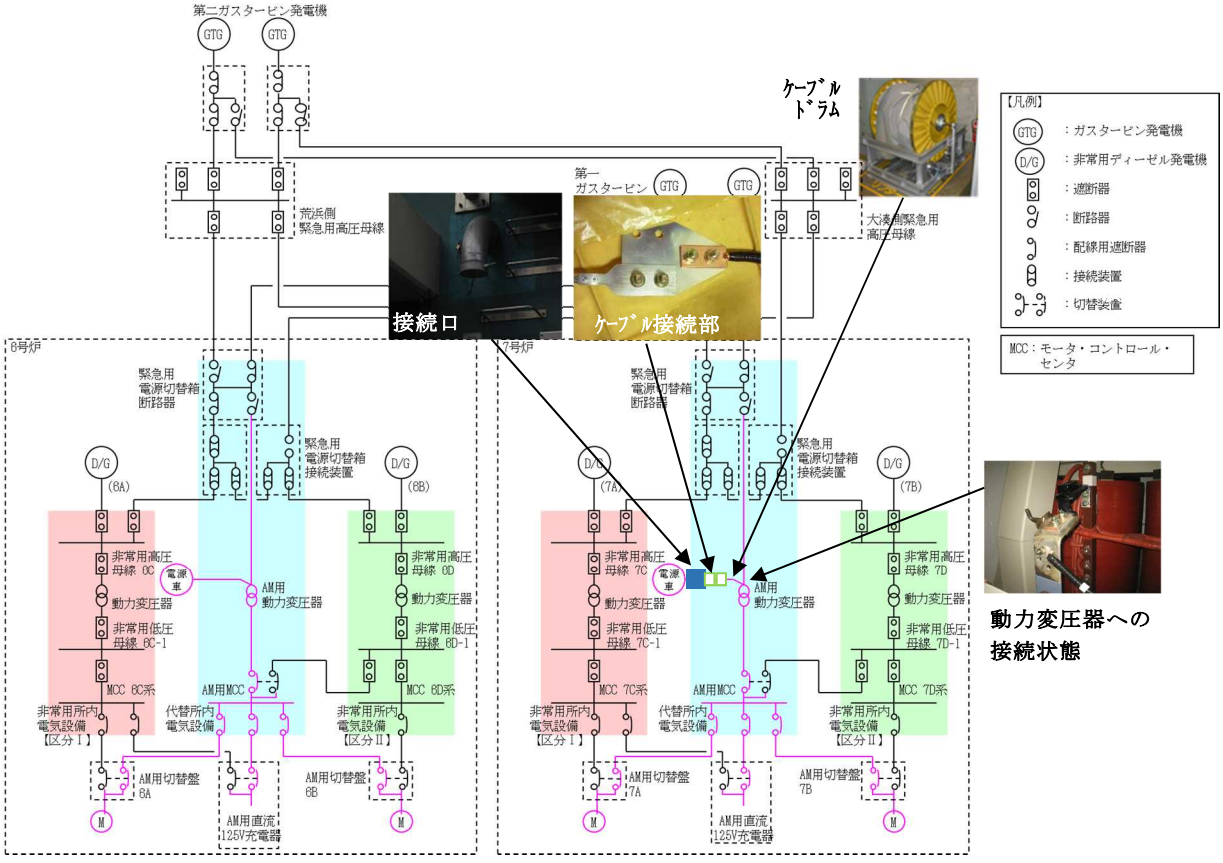


図 57-8-23　接続ルート(概略)_ 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路
（代替所内電気設備へ接続）_7 号炉

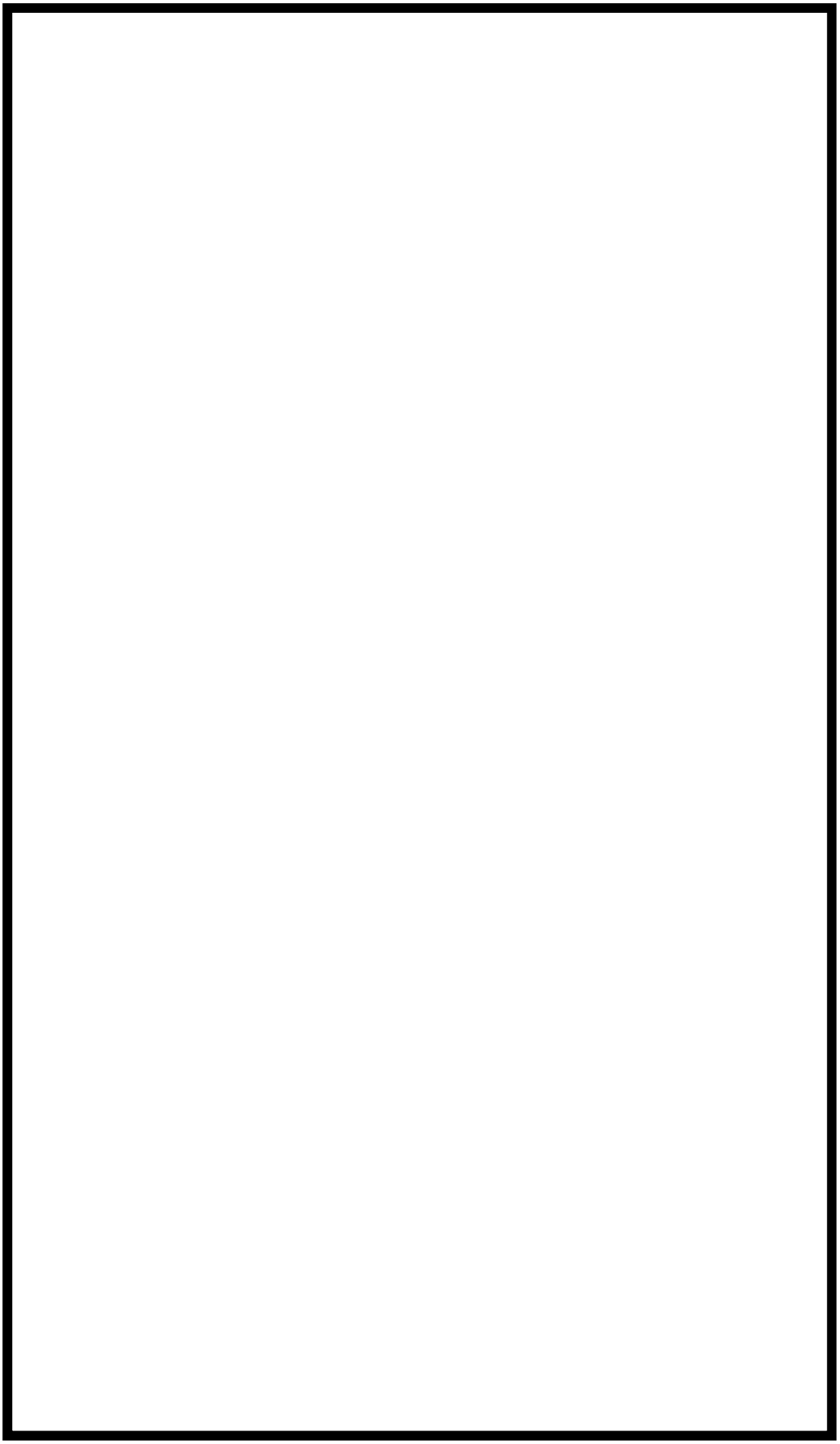


図 57-8-24　接続ルート(詳細)_ 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路
(代替所内電気設備へ接続) _7 号炉

57-9

代替電源設備について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

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 …57-9-18
1.3　代替所内電気設備による給電 …57-9-20
1.4　自主対策設備について …57-9-90

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，及び非常用高圧母線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）

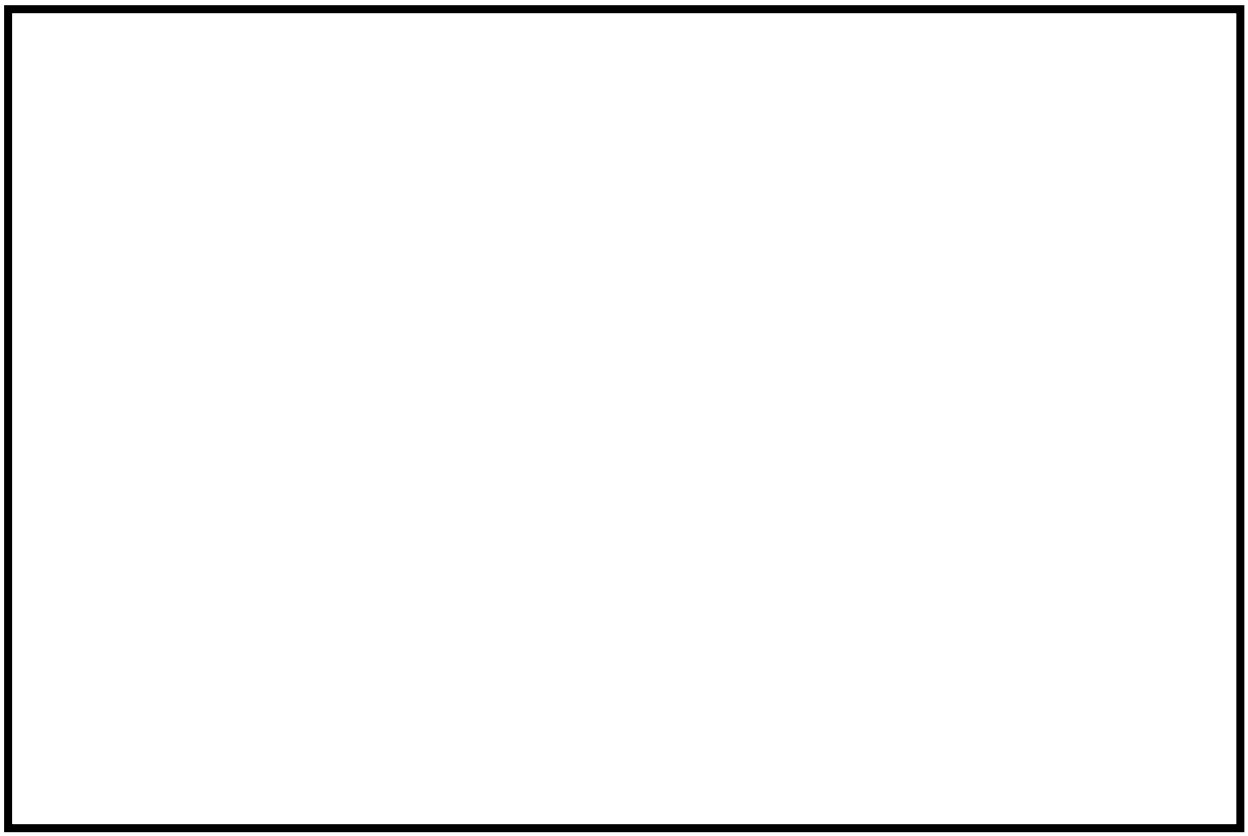


図 57-9-2　非常用蓄電池及び計装設備用電源設備の配置（6 号炉）

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）

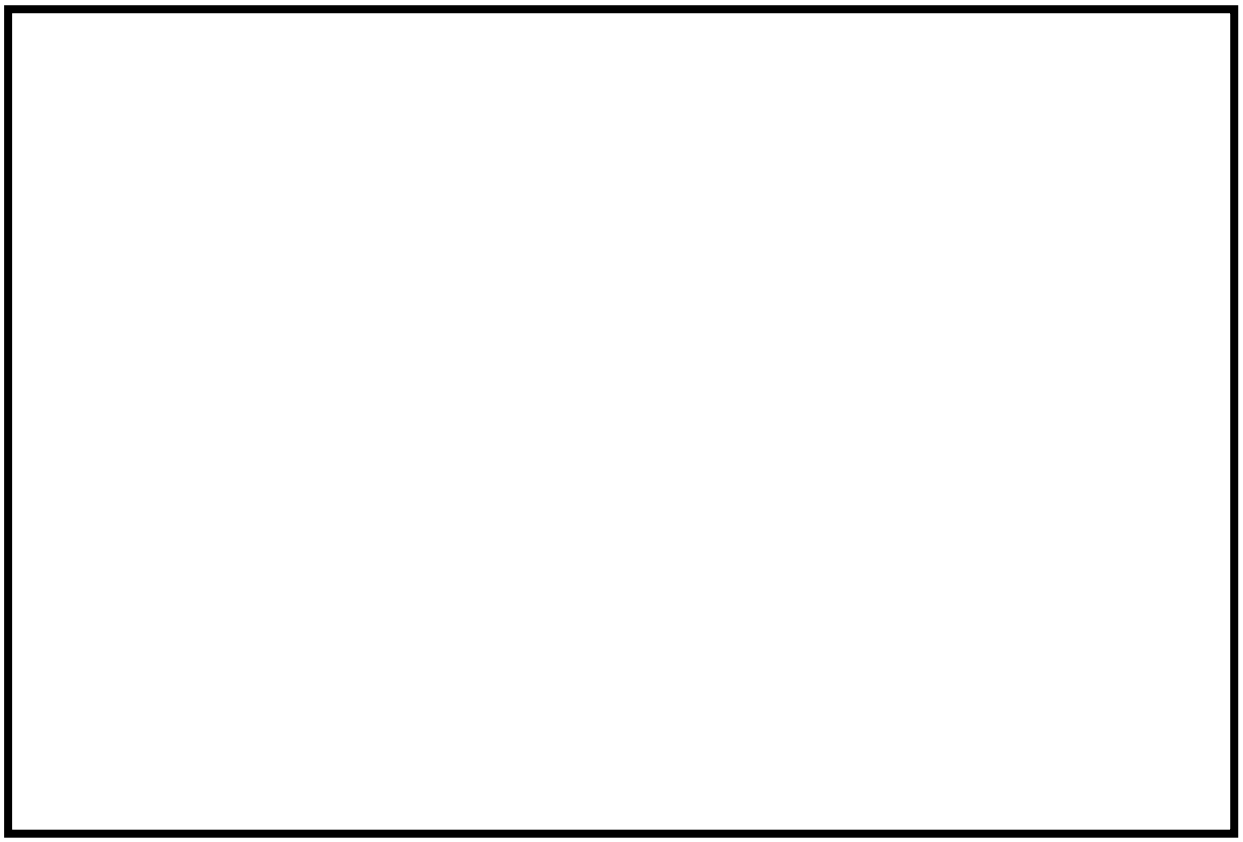


図 57-9-4　非常用蓄電池及び計装設備用電源設備の配置（7 号炉）

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 62 条／技術基準規則第 77 条
57-9-(62-1) ～57-9-(62-2)

表 57-9-1　代替電源からの給電が要求される条文

設置許可基準規則／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溶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。

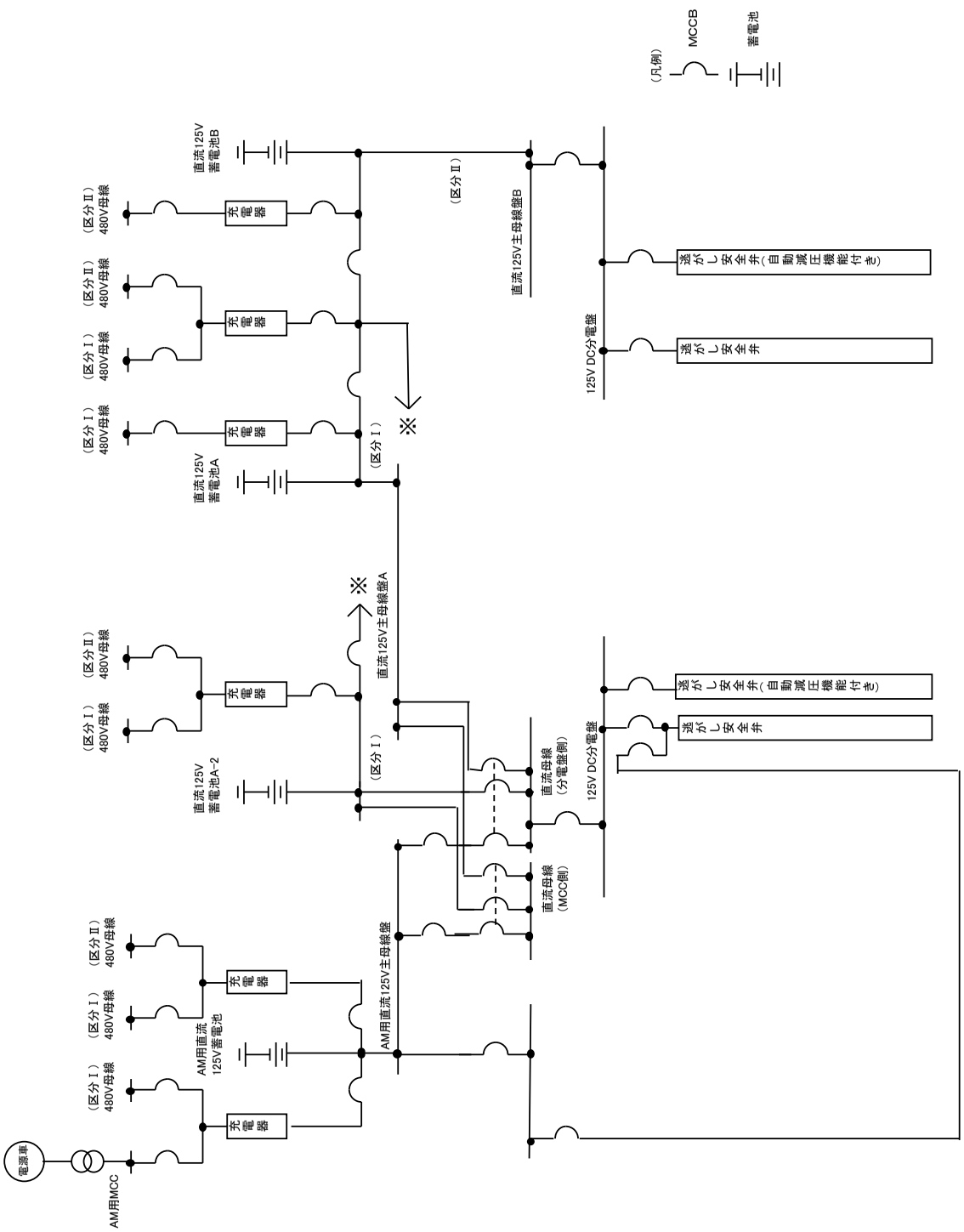


図 57-9-(46-1)　6 号炉単線結線図（第 46 条）

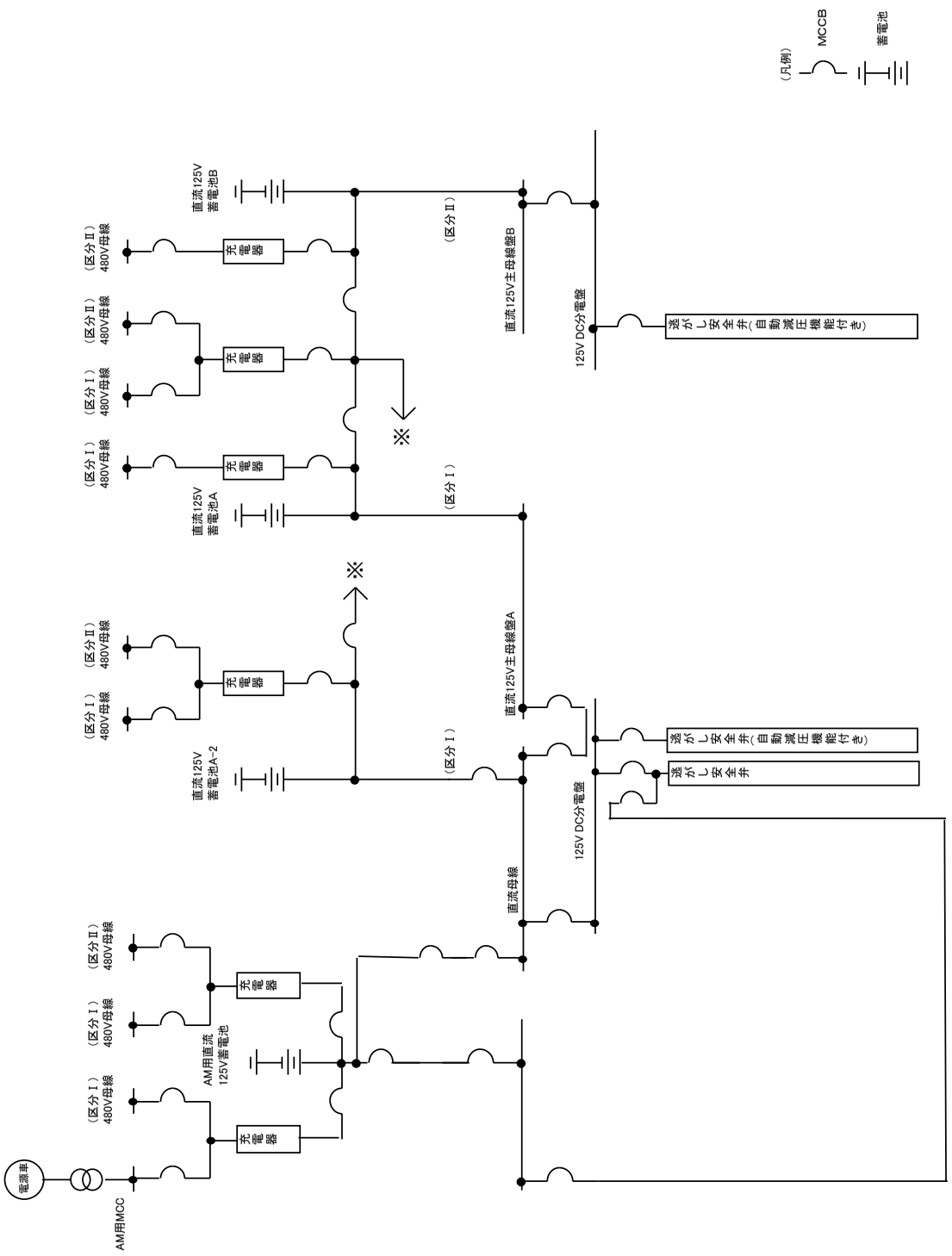


図 57-9-(46-2)　7 号炉単線結線図（第 46 条）

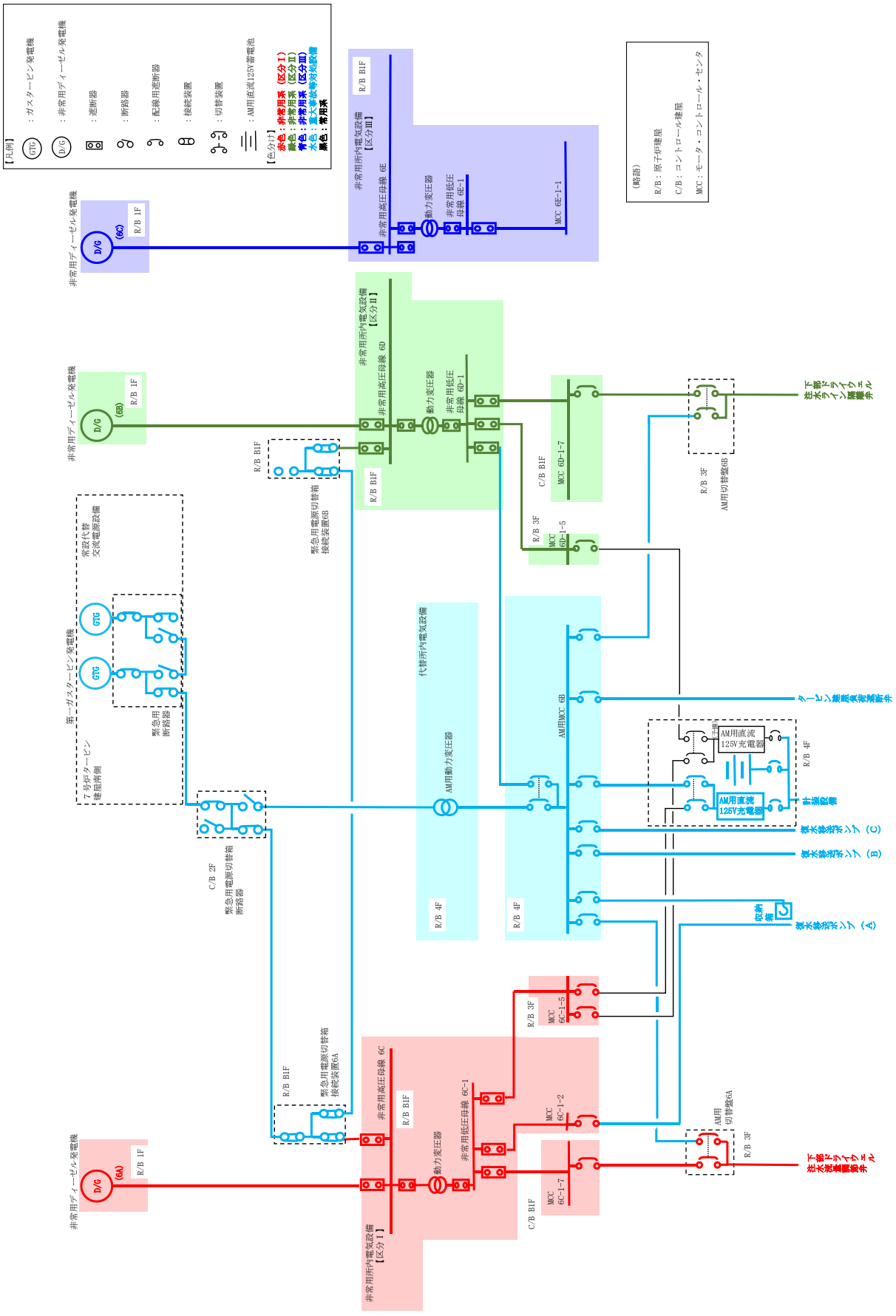


図 57-9-(51-1)　6 号炉単線結線図（第 51 条）

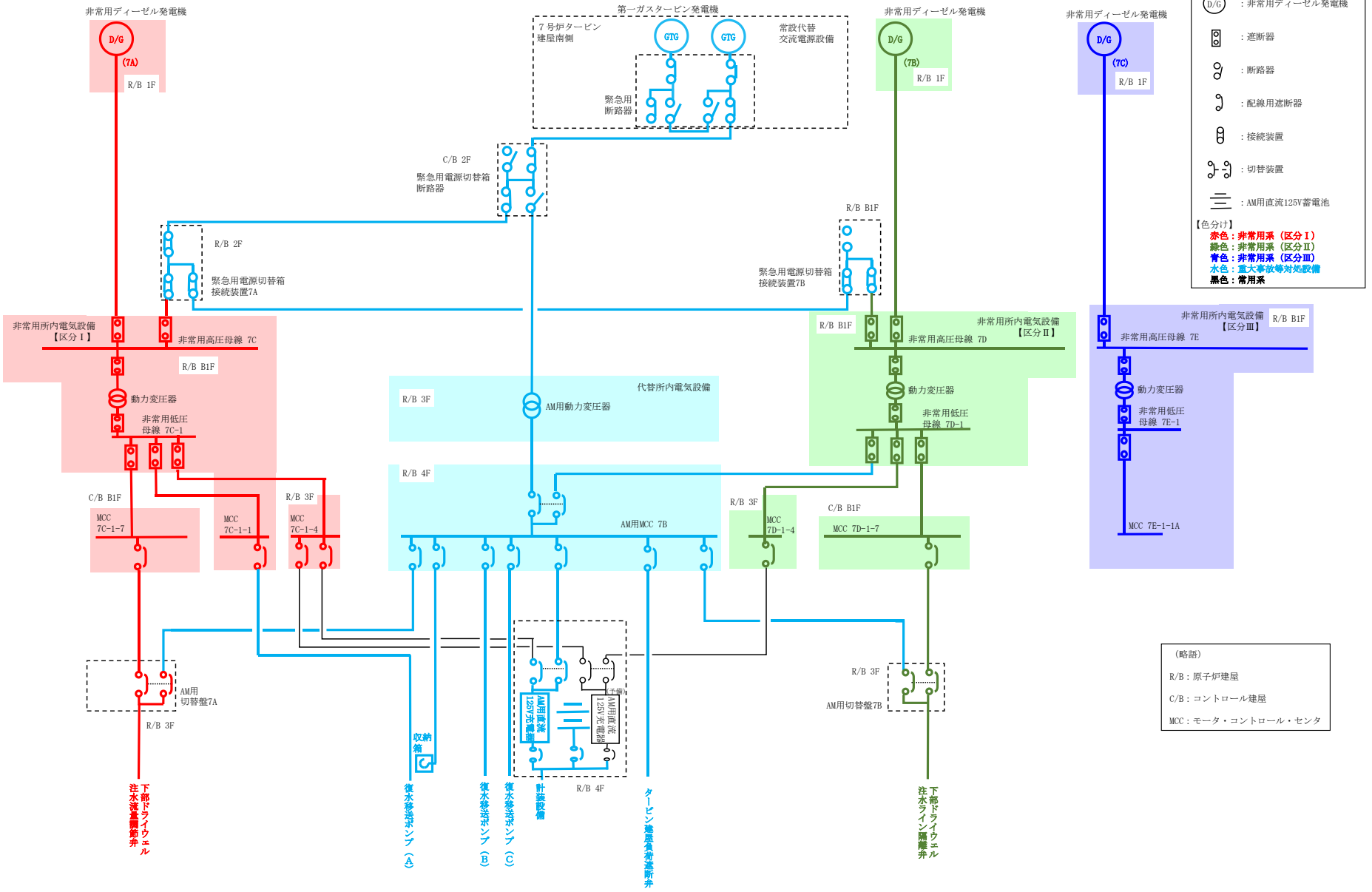


図 57-9-(51-2)　7 号炉単線結線図（第 51 条）

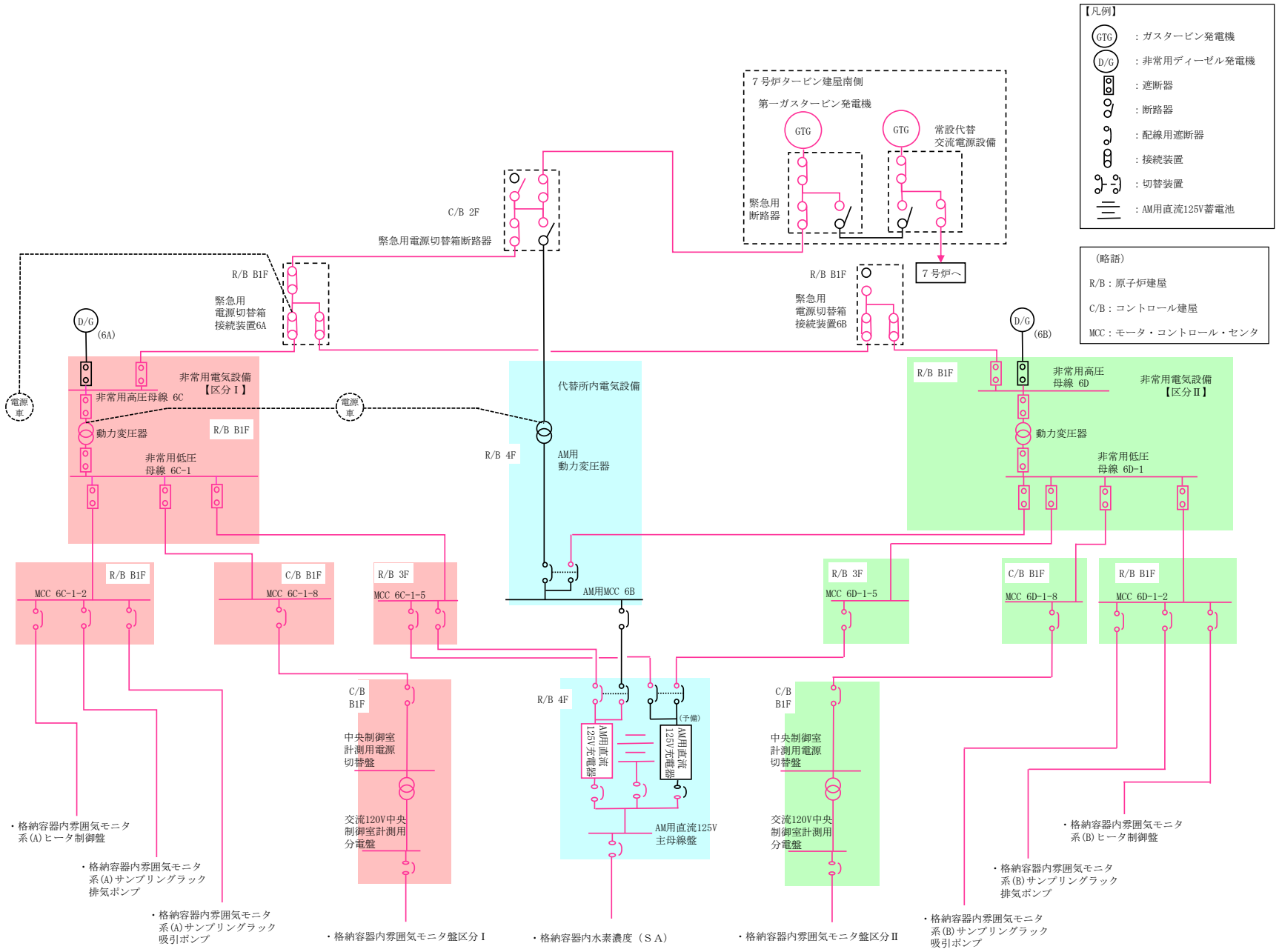


図 57-9-(52-1)　6 号炉単線結線図（第 52 条）

57-9-(52-1)

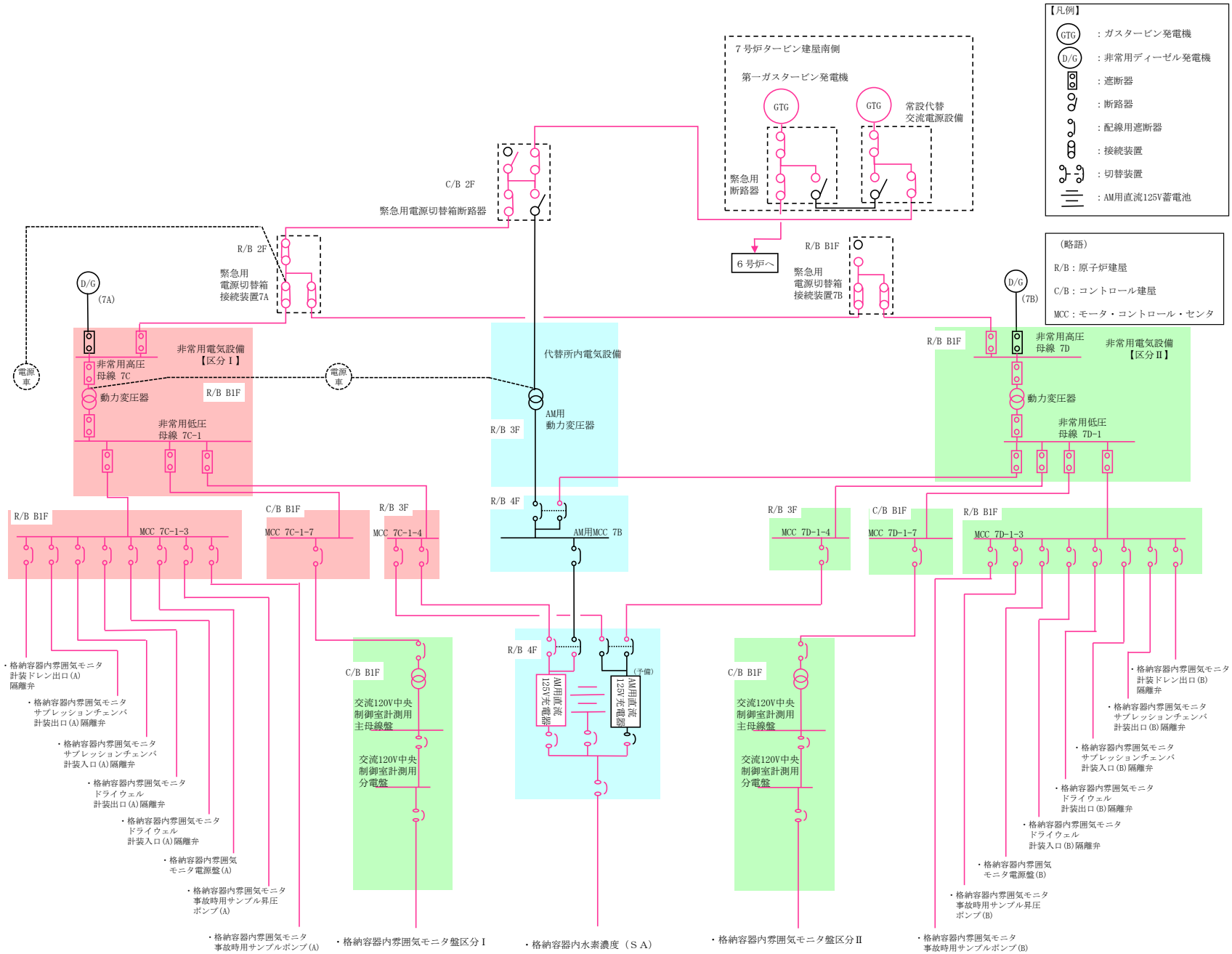


図 57-9-(52-2)　7 号炉単線結線図（第 52 条）

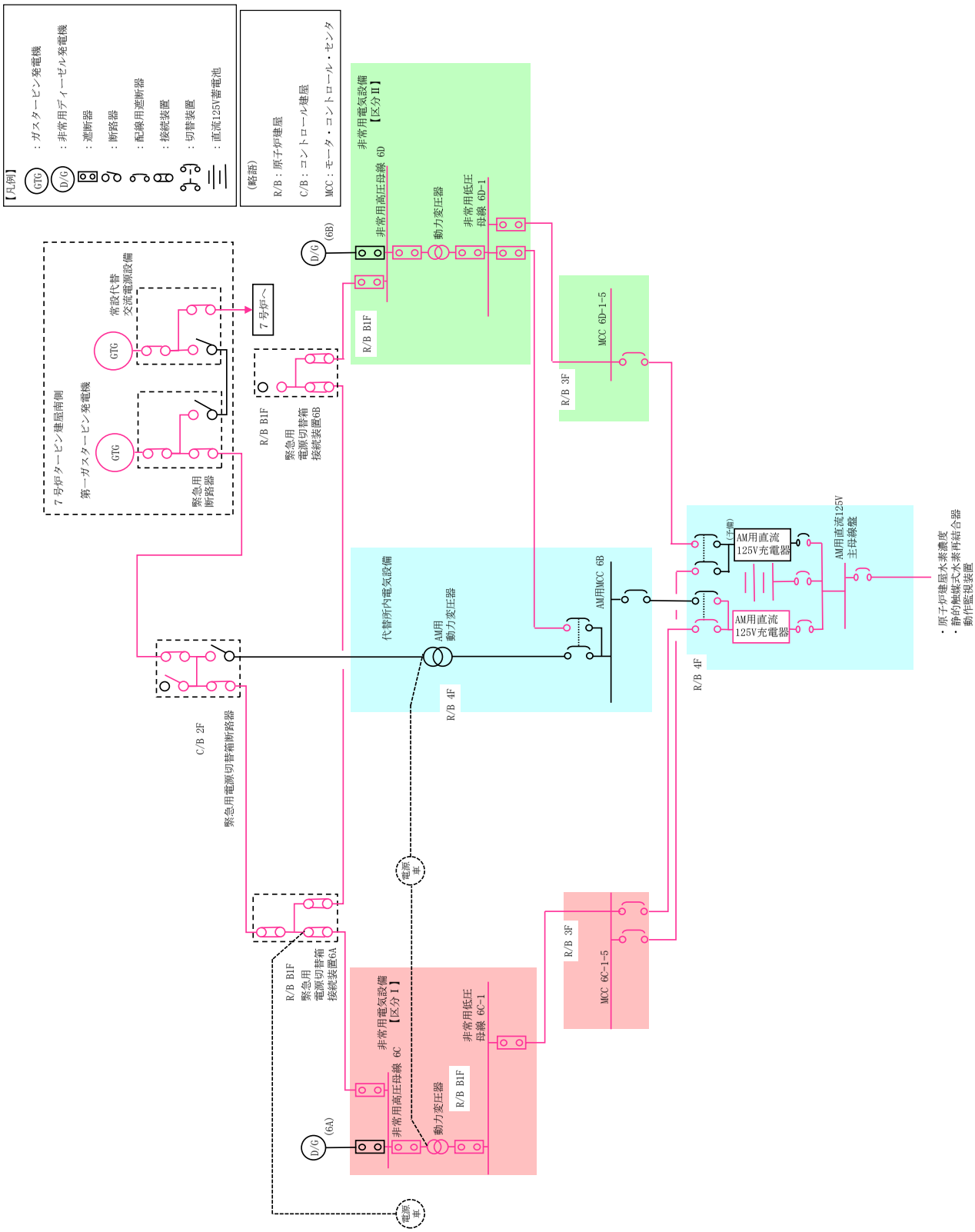


図 57-9-(53-1)　6 号炉単線結線図（第 53 条）

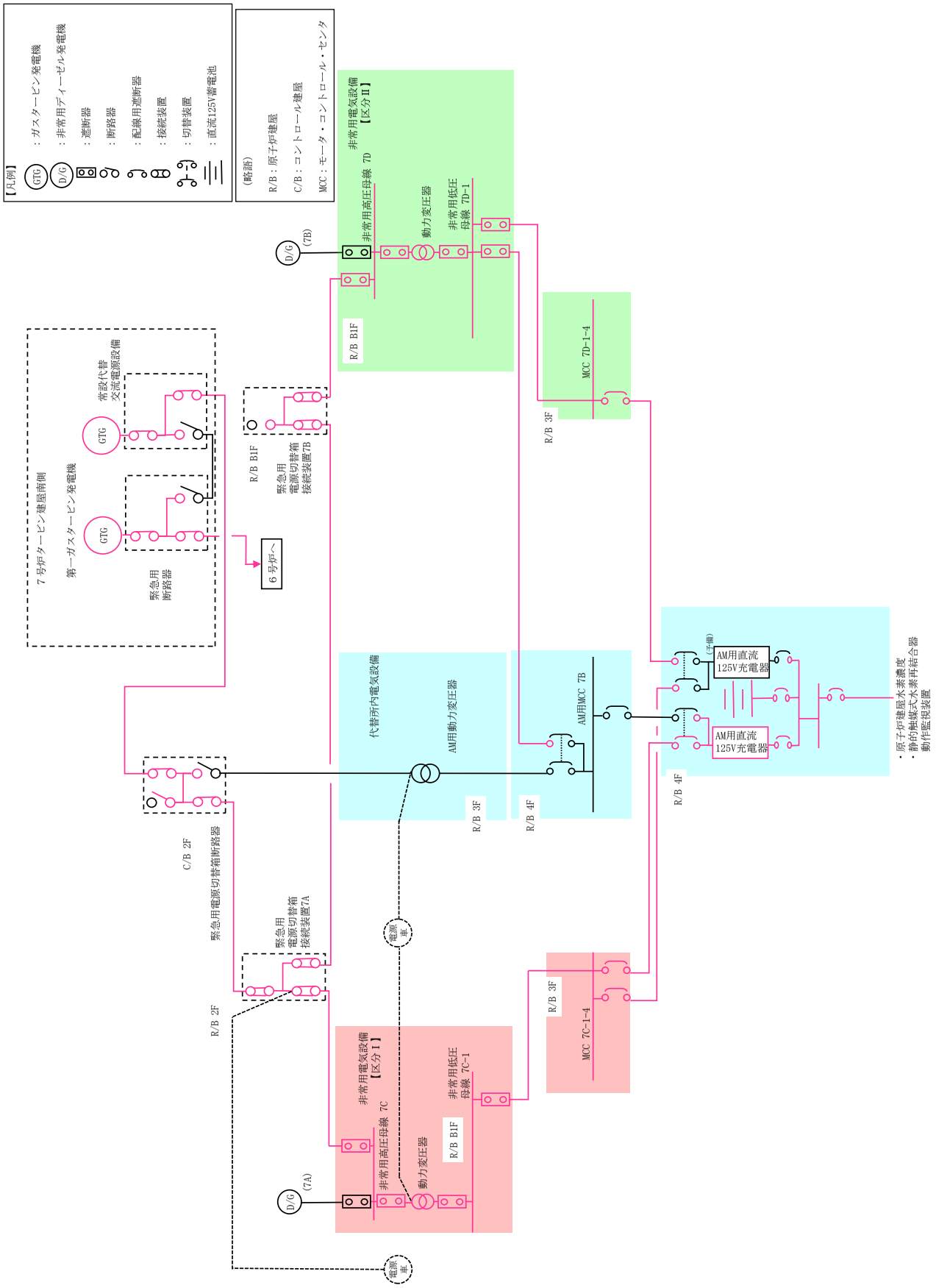


図 57-9-(53-2)　7 号炉単線結線図（第 53 条）

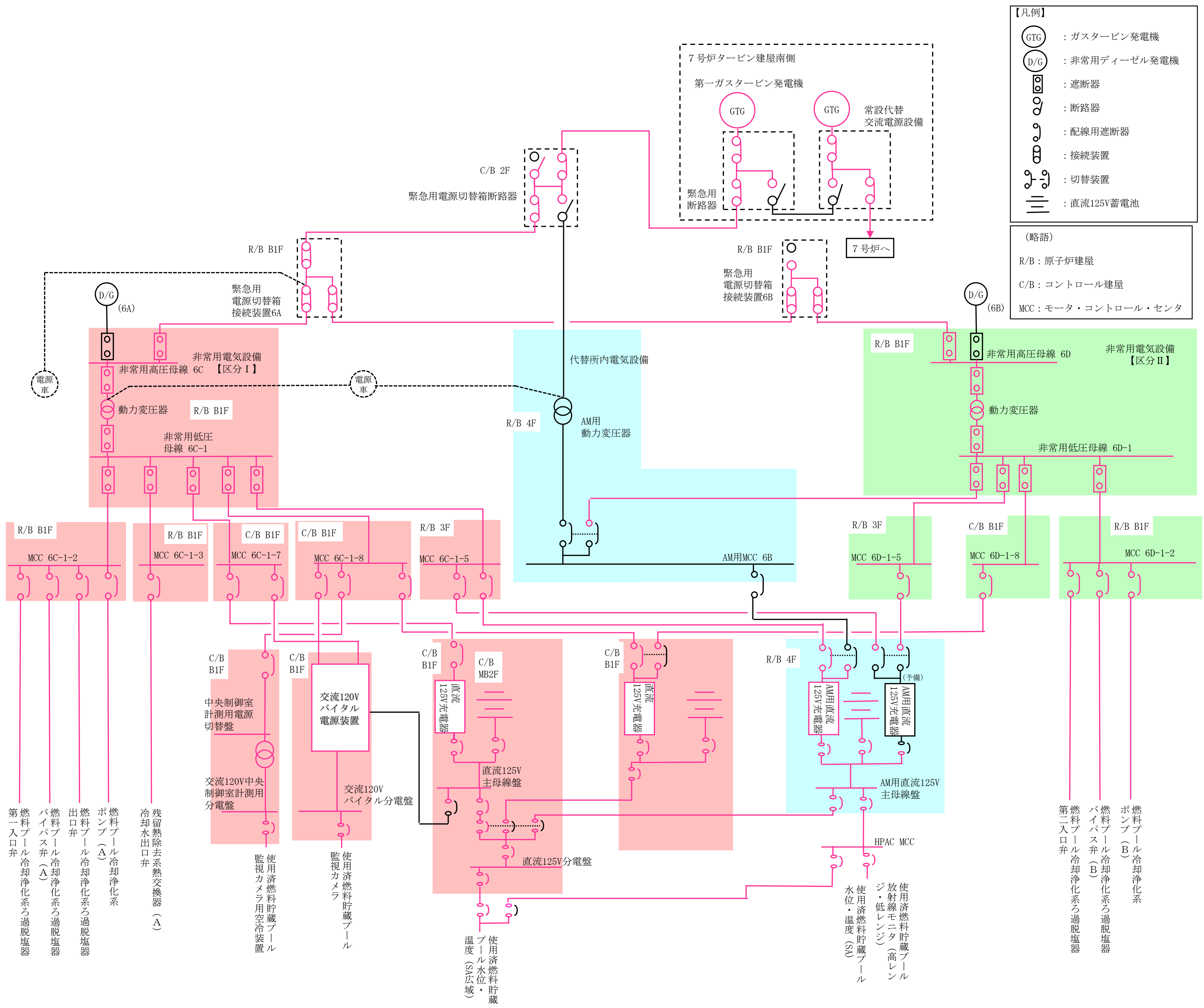


図 57-9-(54-1)　6 号炉単線結線図（第 54 条）

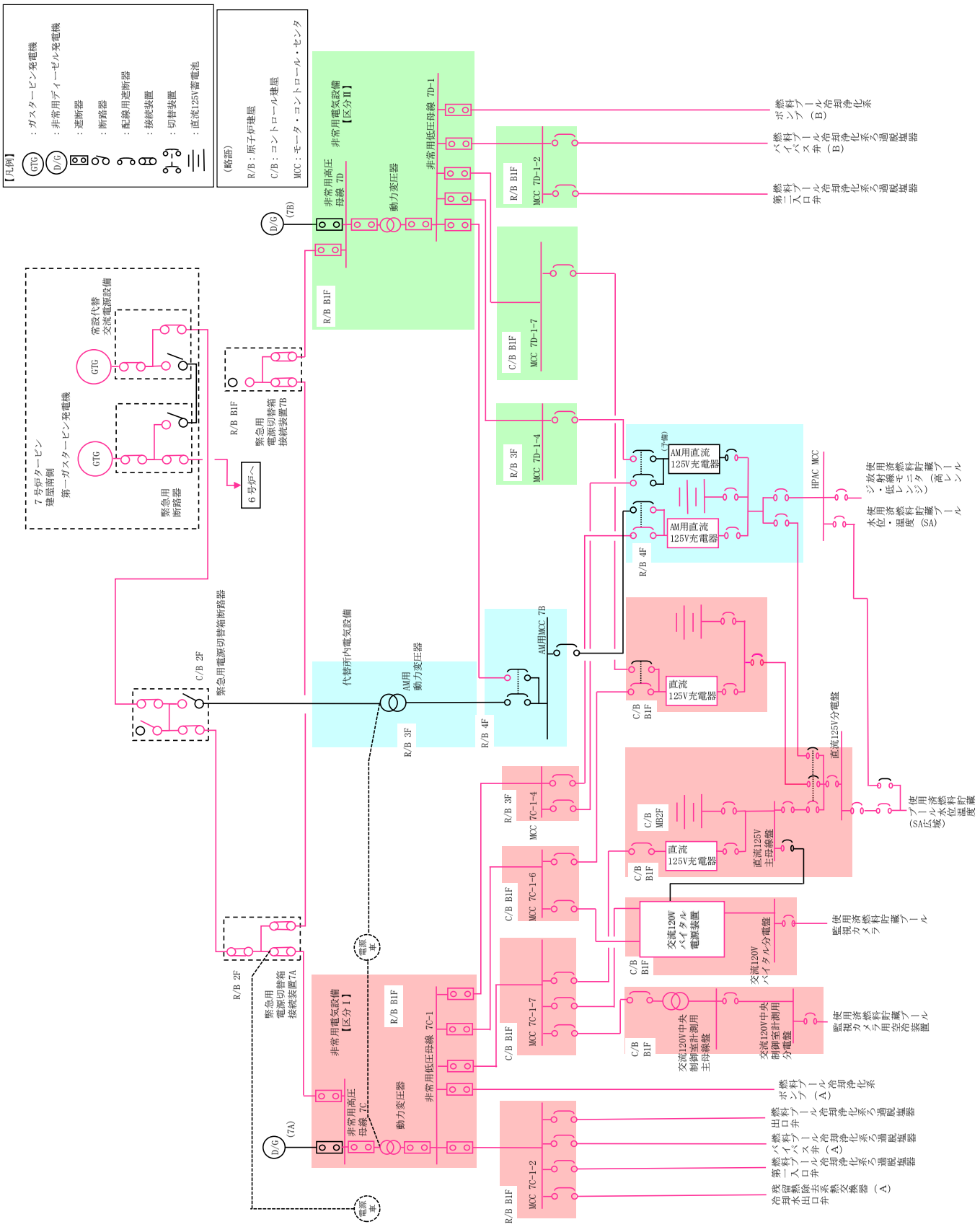


図 57-9-(54-2)　7 号炉単線結線図（第 54 条）

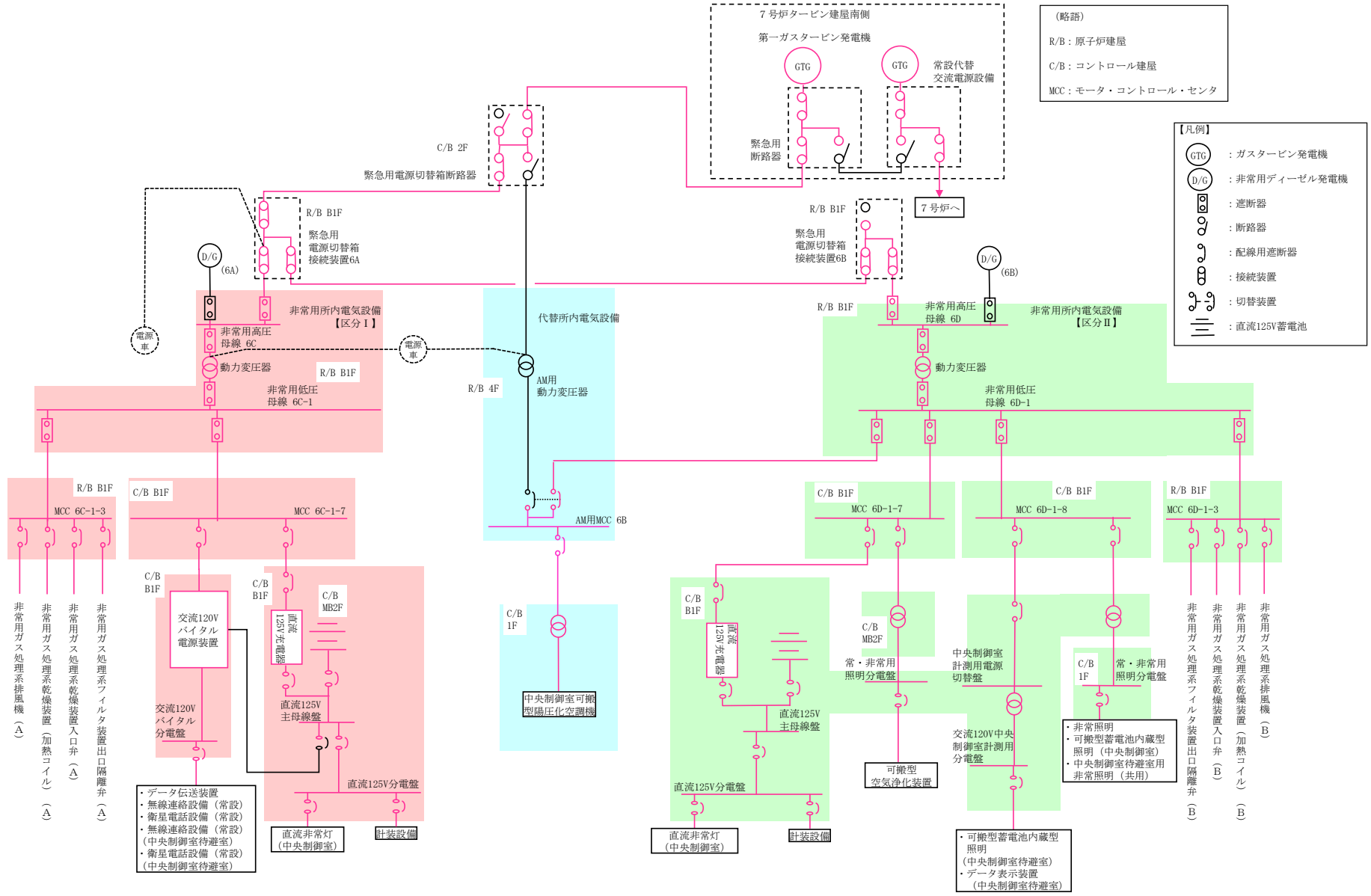


図 57-9-(59-1)　6 号炉単線結線図（第 59 条）

57-9-(59-1)

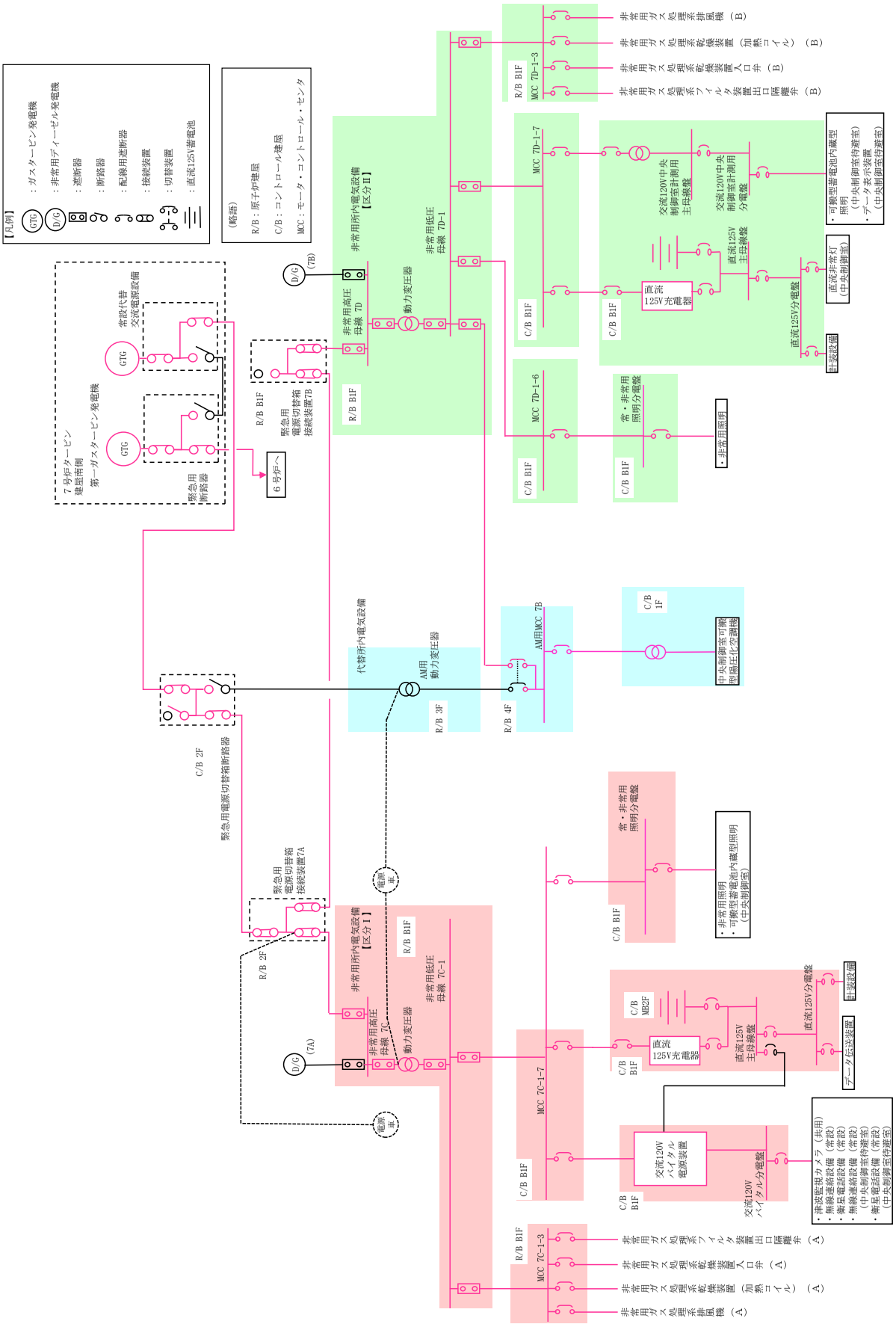


図 57-9-(59-2)　7 号炉単線結線図（第 59 条）

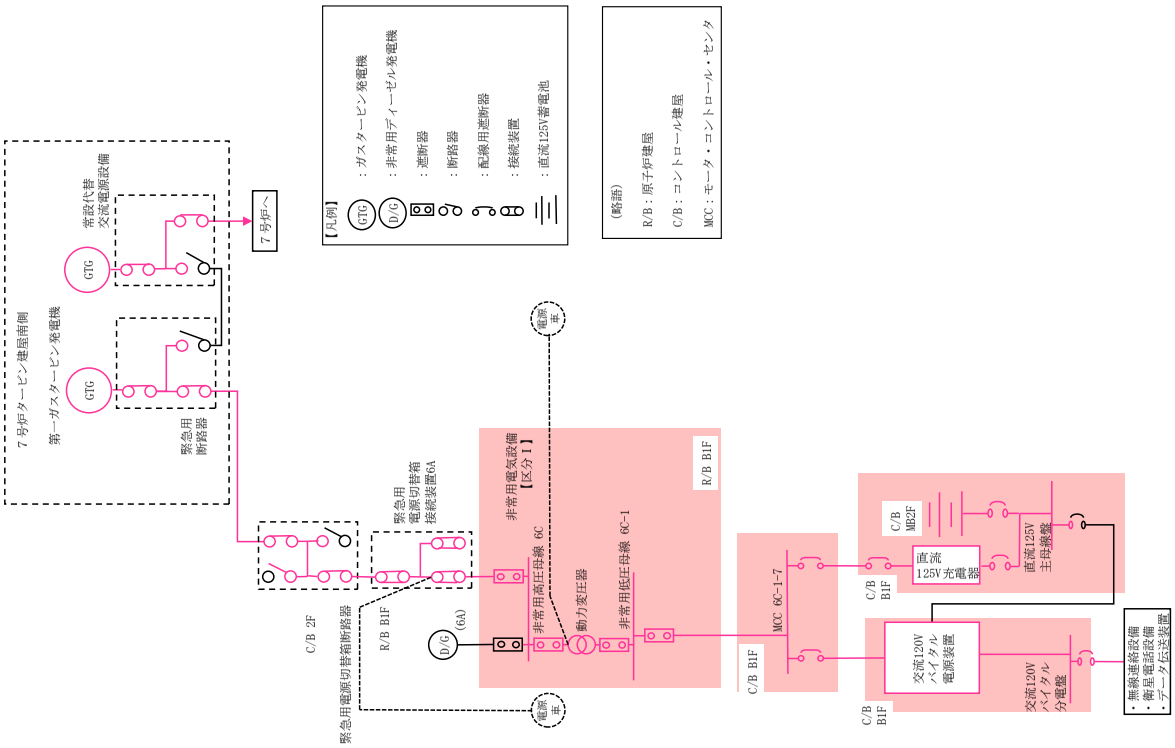


図 57-9-(62-1)　6 号炉単線結線図（第 62 条）

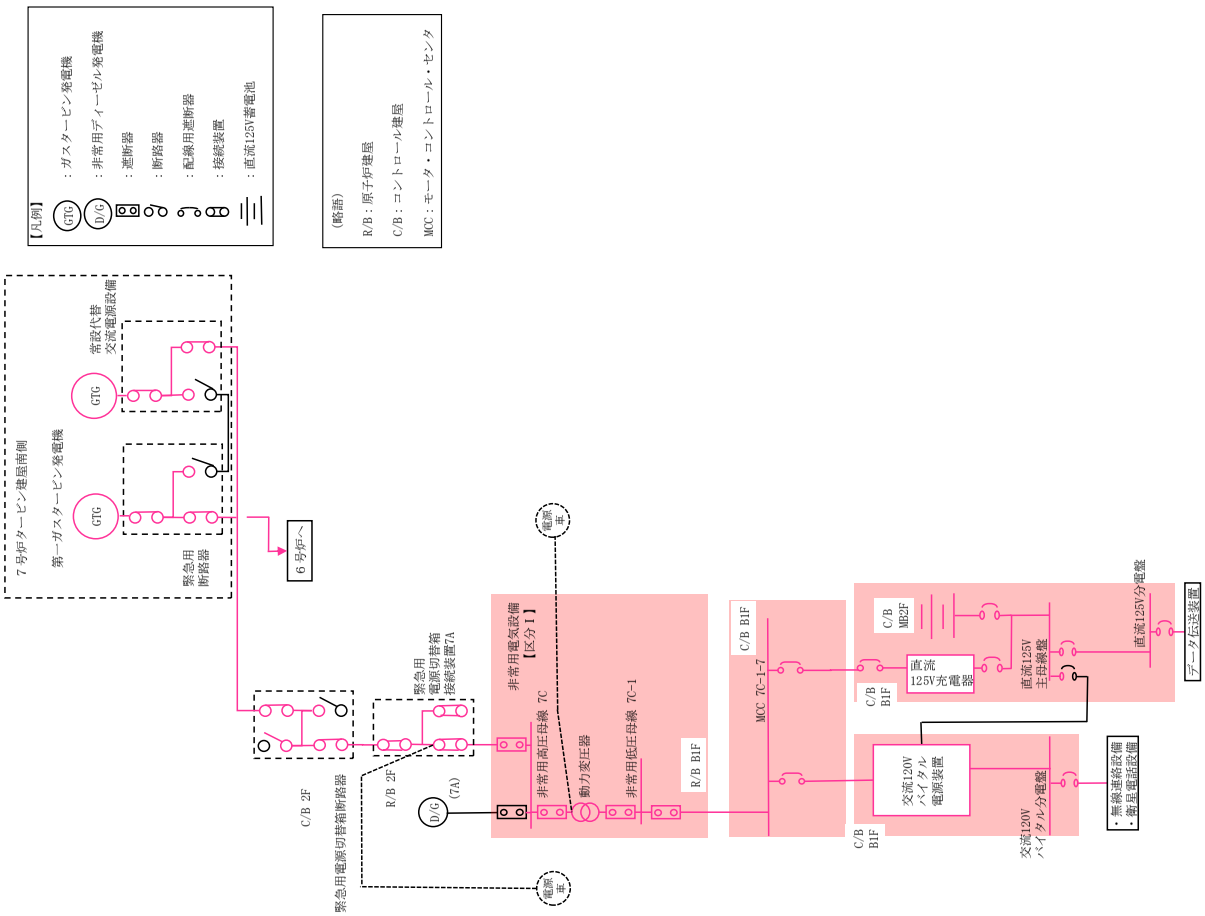


図 57-9-(62-2)　7 号炉単線結線図（第 62 条）

1.1　重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1　第一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を設置している。

第一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。

第一ガスタービン発電機は 6 号及び 7 号炉それぞれで 1 基，合計 2 基を確保する設計とする。なお，第一ガスタービン発電機 1 基で 6 号及び 7 号炉両プラントに給電することも可能な設計とする。第一ガスタービン発電機は 1 基あたり 3,600kW（連続運転定格：2,950kW）の発電装置を設置しており，表 57-9-2 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）※1 を想定するシナリオにおいて 6 号炉で必要となる最大負荷約 1,992kW 及び連続最大負荷約 1,649kW，及び 7 号炉で必要となる最大負荷約 1,999kW 及び連続最大負荷約 1,615kW に対し，十分な容量を確保している。

表 57-9-2　第一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 12kW	約 6kW
非常用照明	約 100kW	約 100kW
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 (1,034kW)
燃料プール冷却浄化ポンプ （ ）内は起動時	90kW (181kW)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等※	約 37kW	約 20kW
その他必要な負荷	約 103kW	約 116kW
その他不要な設備	約 366kW	約 321kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 1,649kW (約 1,992kW) (第 57-9-5 図参照)	約 1,615kW (約 1,999kW) (第 57-9-6 図参照)

※非常用ガス処理系湿分除去装置，及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む

また，第一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。(57-11)

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）の必要負荷は，全交流動力電源喪失の必要負荷と同じであるが，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）では第一ガスタービン発電機の起動時間短縮のため，一部の不要な負荷の切り離しを行わずに運転するため，連続最大容量が大きくなる。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 57-9-5～6 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動力電源喪失時の最大負荷（図 57-9-7～8 参照）より大きくなる。

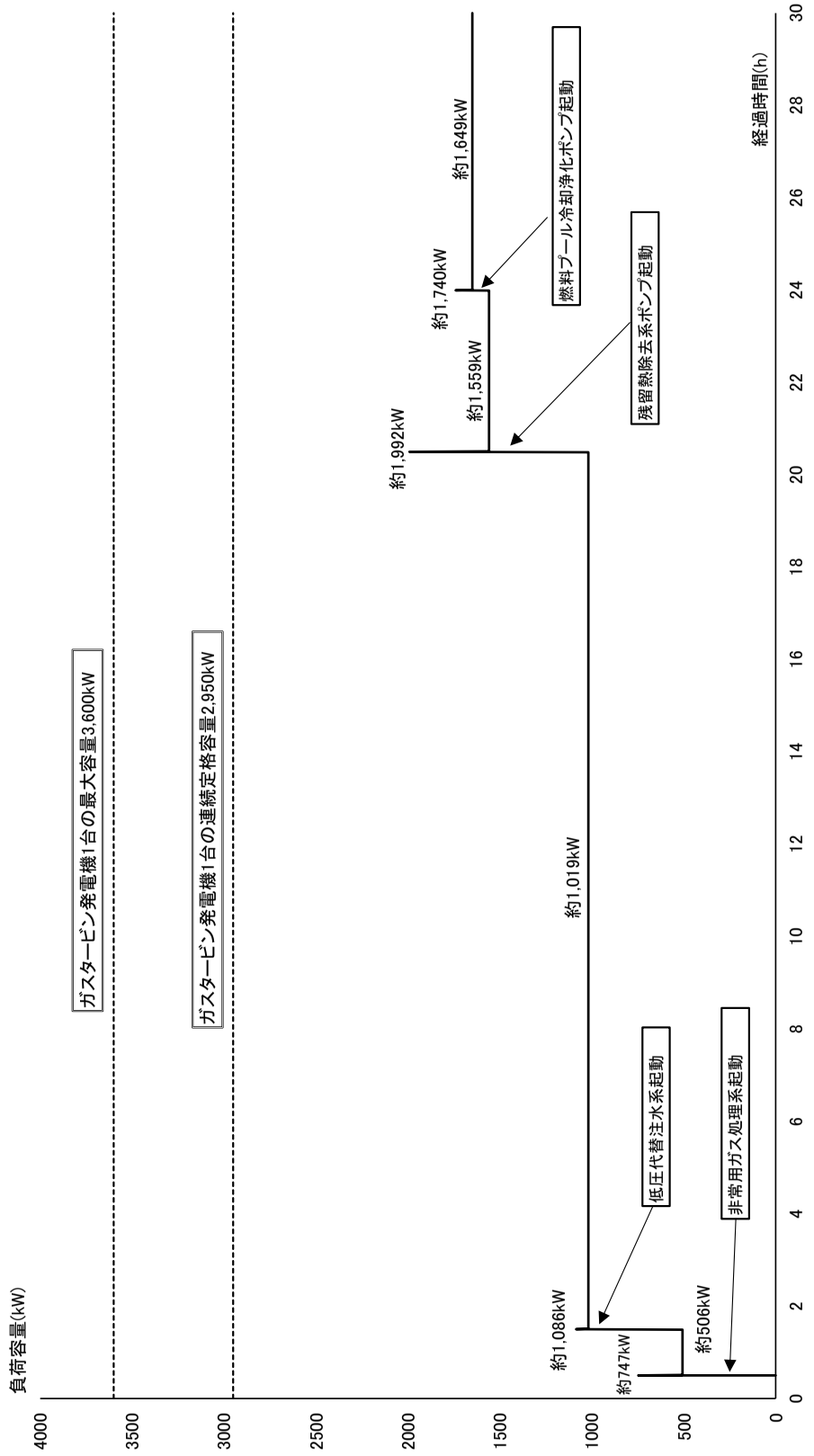


図 57-9-5　第一ガスタービン発電機負荷積上_崩壊熱除去機能喪失
（6 号炉　取水機能が喪失した場合）

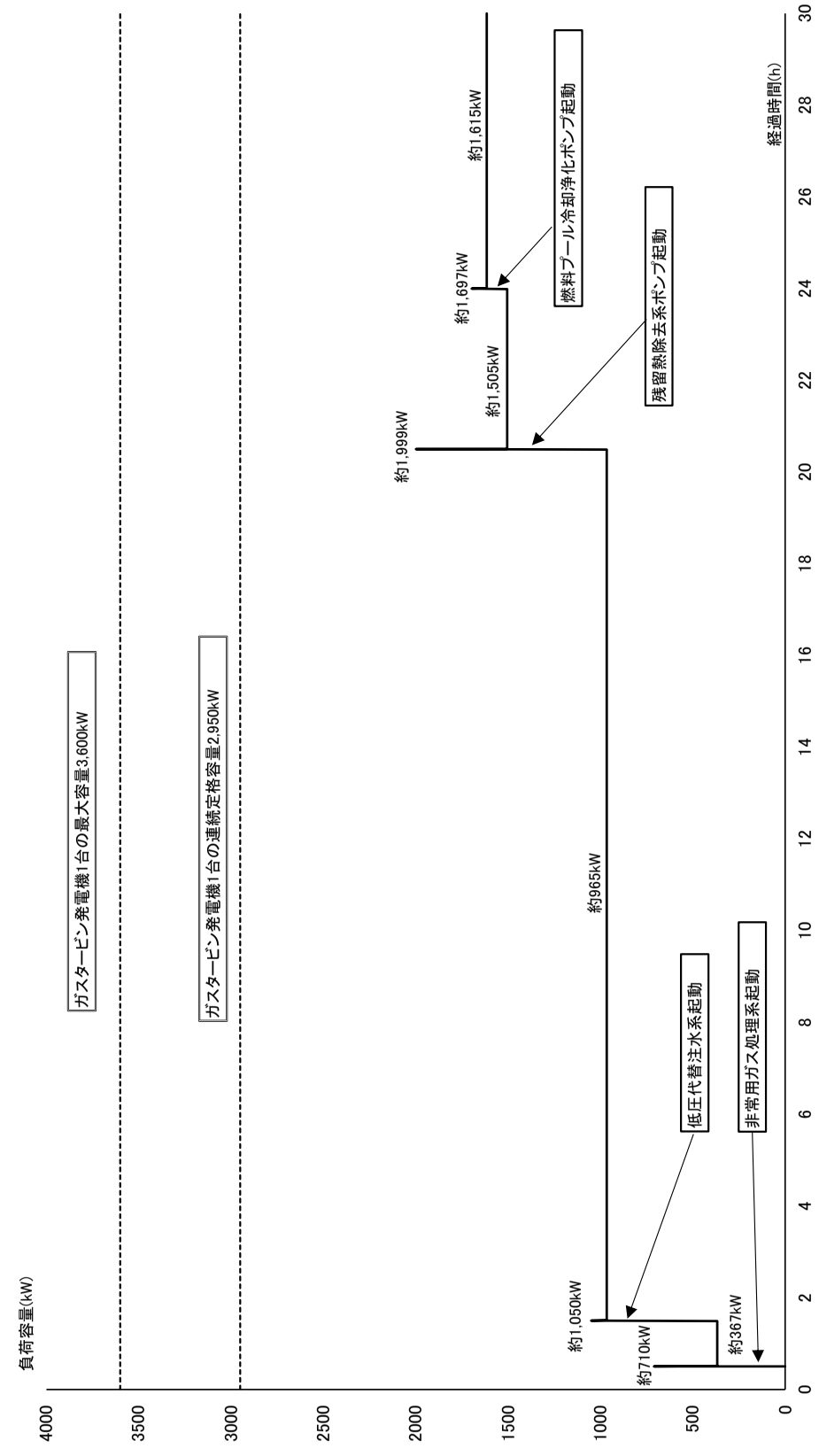


図 57-9-6　第一ガスタービン発電機負荷積上_崩壊熱除去機能喪失
（7 号炉　取水機能が喪失した場合）

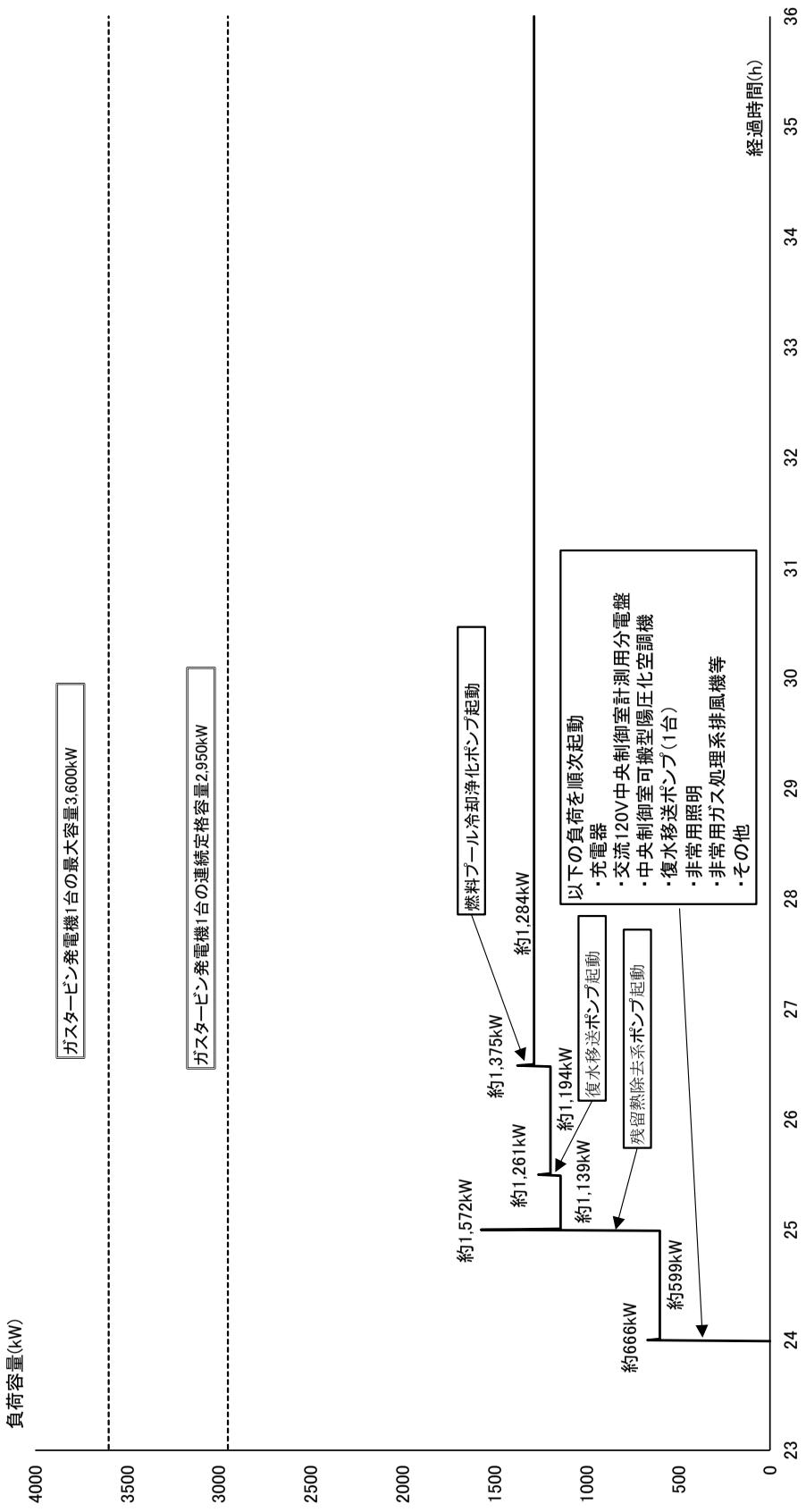


図 57-9-7　第一ガスタービン発電機負荷積上
（6 号炉　全交流動力電源喪失した場合）

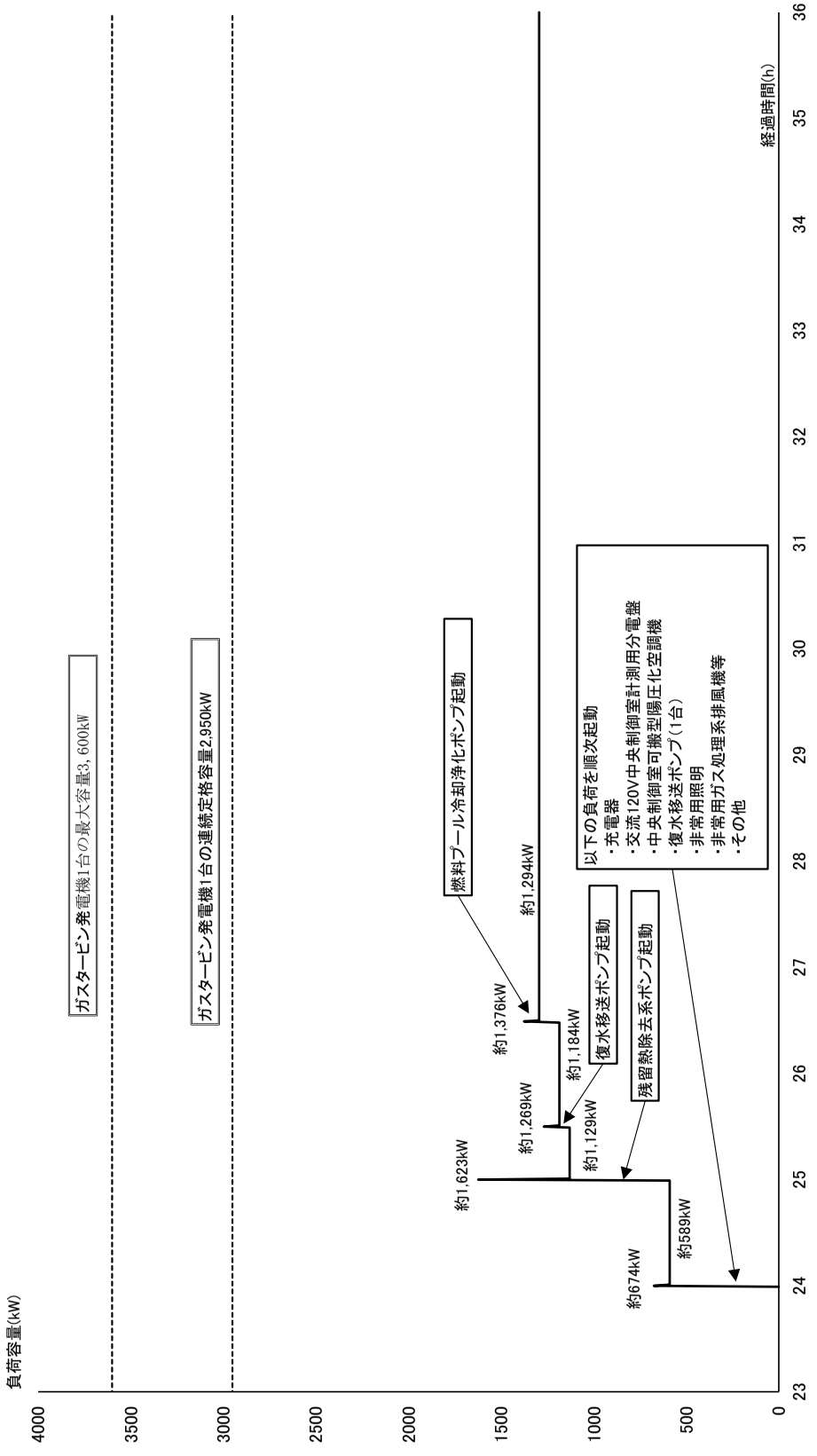


図 57-9-8　第一ガスタービン発電機負荷積上
（7 号炉　全交流動力電源喪失した場合）

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，最大負荷約 441kW(その 1)，約 710kW(その 2)及び連続最大負荷約 221kW(その 1)，約 201kW(その 2)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）

	その 1	その 2
代替原子炉補機冷却水ポンプ　容量 ( )内は起動時	110kW (330kW)	200kW (709kW)
代替原子炉補機冷却水ポンプ　個数	2	1
制御電源	1kW	1kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 221kW (441kW)	約 201kW (710kW)

② 第一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，最大負荷約 734kW(6 号炉)，約 754kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 699kW(6 号炉)，約 728kW(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 12kW	約 6kW
非常用照明	約 100kW	約 100kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
燃料プール冷却浄化ポンプ ( )内は起動時	90kW (181kW)	110kW (192kW)
その他必要な負荷	約 98kW	約 113kW
合計（連続最大負荷） (最大負荷)	約 699kW (約 734kW) (第 57-9-9 図参照)	約 728kW (約 754kW) (第 57-9-10 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。(57-11)

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。

負荷リスト　6号炉　可搬型代替交流電源装置　電源車　(500kVA×2台(給電容量:400kW))
＜全交流動力電源喪失＞

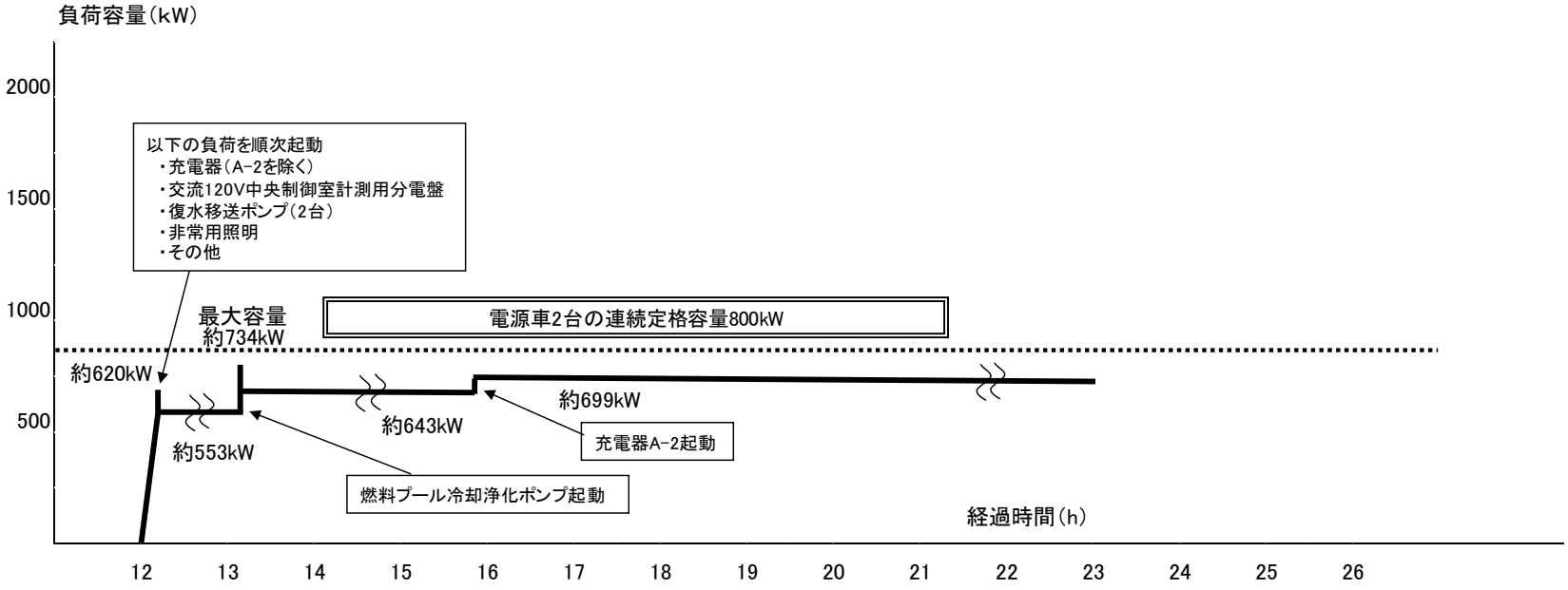


図 57-9-9　電源車負荷積上（6 号炉）

負荷リスト　7号炉　可搬型代替交流電源装置　電源車　(500kVA×2台(給電容量:400kW))
＜全交流動力電源喪失＞

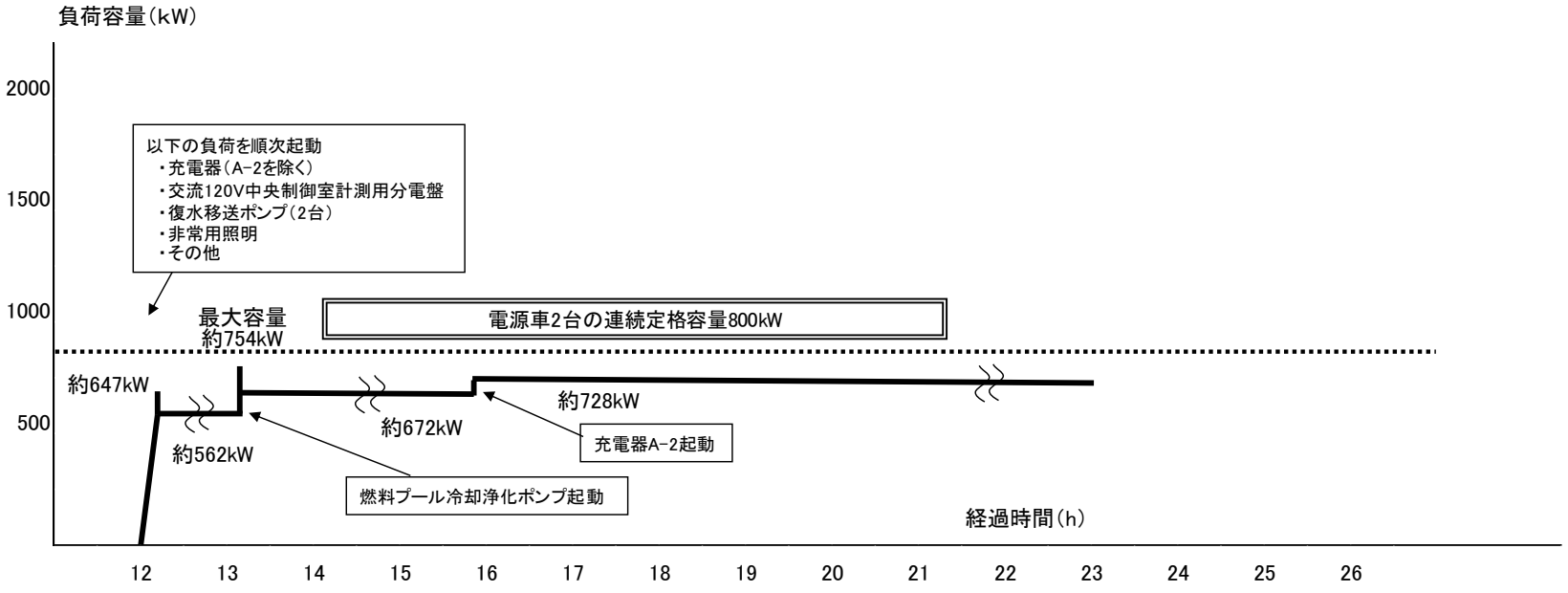


図 57-9-10　電源車負荷積上（7 号炉）

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，蓄電池（非常用）を設置している。蓄電池（非常用）は，4 系統 4 組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。蓄電池（非常用）は全交流動力電源喪失から約 8 時間を経過した時点（区分Ⅰ）または約 1 時間を経過した時点（区分Ⅱ，Ⅲ，Ⅳ）で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，これ以降は蓄電池（非常用）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蓄電池（非常用）（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 時間を経過した時点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 時間を経過した時点以降に必要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「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」及び「全交流動力電源喪失（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）も満足するするものである。

各蓄電池の容量評価については，57-5 容量設定根拠参照のこと。

所内蓄電式直流電源設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

1.2.2 可搬型直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（蓄電池（非常用）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：42A，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,57-5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。

なお，設置許可基準規則第 51 条の格納容器下部注水系における，復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁と復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁については，多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備もしくは代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から給電可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋地下 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)
・非常用低圧母線 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（非常用高圧母線，非常用低圧母線，非常用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 57-9-12，図 57-9-13)

・第一ガスタービン発電機
・緊急用断路器
・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
・軽油タンク
・第一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）
駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
冷却方式	水冷式	空冷式

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～非常用低圧母線～非常用 MCC～AM 用切替盤	緊急用断路器～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

（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） 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,代替所内電気設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss 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	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。 【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。 【感知・消火】 （屋内の電路）感知・消火対策として異なる２種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式消火設備を設置する。 （屋外の電路）火災の発生するおそれがないよう電路を埋設し，その電路にケーブルを敷設する。（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） 【第 43 条第 2 項三への適合】設計基準事故対処設備の電路と重大事故防止設備の電路の分離については,米国電気電子工学学会(IEEE)規格 384(1992 年版)の分離距離を確保する。 （詳細：「2.2　火災による損傷の防止」参照）	
	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，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「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」で記載する。	

なお，常設代替交流電源設備の火災防護対策を講じるため，常設代替交流電源設備設置エリアについては，附属設備を含めて火災区域を設定する。火災区域の設定にあたり，ガスタービン発電機は「一般取扱所」として空地が要求されることから，同令第十九条第一項で要求される空地の幅 5m 以上を確保した範囲とする。(図 57-9-11)

ガスタービン発電機間及び地下タンクは以下の通り離隔を設ける。

○ガスタービン発電機間

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

ガスタービン発電機は，通常時は待機状態であり，地下タンクから燃料を補給されないため，ガスタービン発電機間においてはガスタービン発電機車両の燃料積載量である約 400L に基づいて同令第十一条第二項で要求される空地の幅を参考にして 3m 以上の離隔を設ける設計とする。

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

○地下タンク

附属設備の主要機器である地下タンクは「危険物の規制に関する政令」において空地が要求されない設備であるため，同令の「屋外タンク貯蔵所」とみなし，同令第十一条第二項で要求される空地の幅を参考にして附属設備を含め 3m 以上の幅を確保した範囲とする。

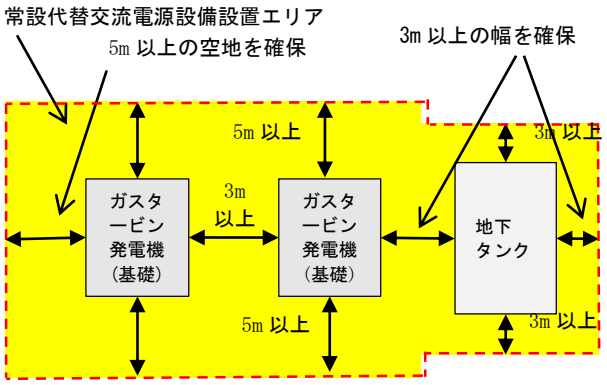


図 57-9-11　常設代替交流電源設備の火災区域設定

上記に示す危険物の規制に関する施行令の該当条文を以下に示す。

危険物の規制に関する政令

（製造所の基準）

第九条第一項第二号　危険物を取り扱う建築物その他の工作物（危険物を移送するための配管その他これに準ずる工作物を除く。）の周囲に、次の表に掲げる区分に応じそれぞれ同表に定める幅の空地を保有すること。ただし、総務省令で定めるところにより、防火上有効な隔壁を設けたときは、この限りでない。

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

（一般取扱所の基準）

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

（３）位置的分散

常設代替交流電源設備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 57-9-12（6 号炉），及び図 57-9-13（7 号炉），ケーブルルート図を 57-9-(57-1)～57-9-(57-13)（6 号炉），及び 57-9-(57-14)～57-9-(57-23)（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　常設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）
設置場所	原子炉建屋原子炉区域外地上１階	・７号炉タービン建屋南側の屋外

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	・非常用高圧母線 ・緊急用電源切替箱断路器	・原子炉建屋原子炉区域外地下１階 ・―	・― ・コントロール建屋地上２階	・― ・コントロール建屋地上２階
	動力変圧器	原子炉建屋原子炉区域外地下１階	原子炉建屋原子炉区域外地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域外地上 3 階
	MCC	原子炉建屋原子炉区域外地下１階	原子炉建屋原子炉区域外地上 4 階	原子炉建屋原子炉区域外地上 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，原子炉建屋原子炉区域外地下 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おそ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・・・原子炉建屋原子炉区域外に溢水源となる耐震Ｂ，Ｃクラスの機器のち，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，原子炉建屋原子炉区域外地下 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原子炉区域外地上 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）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。

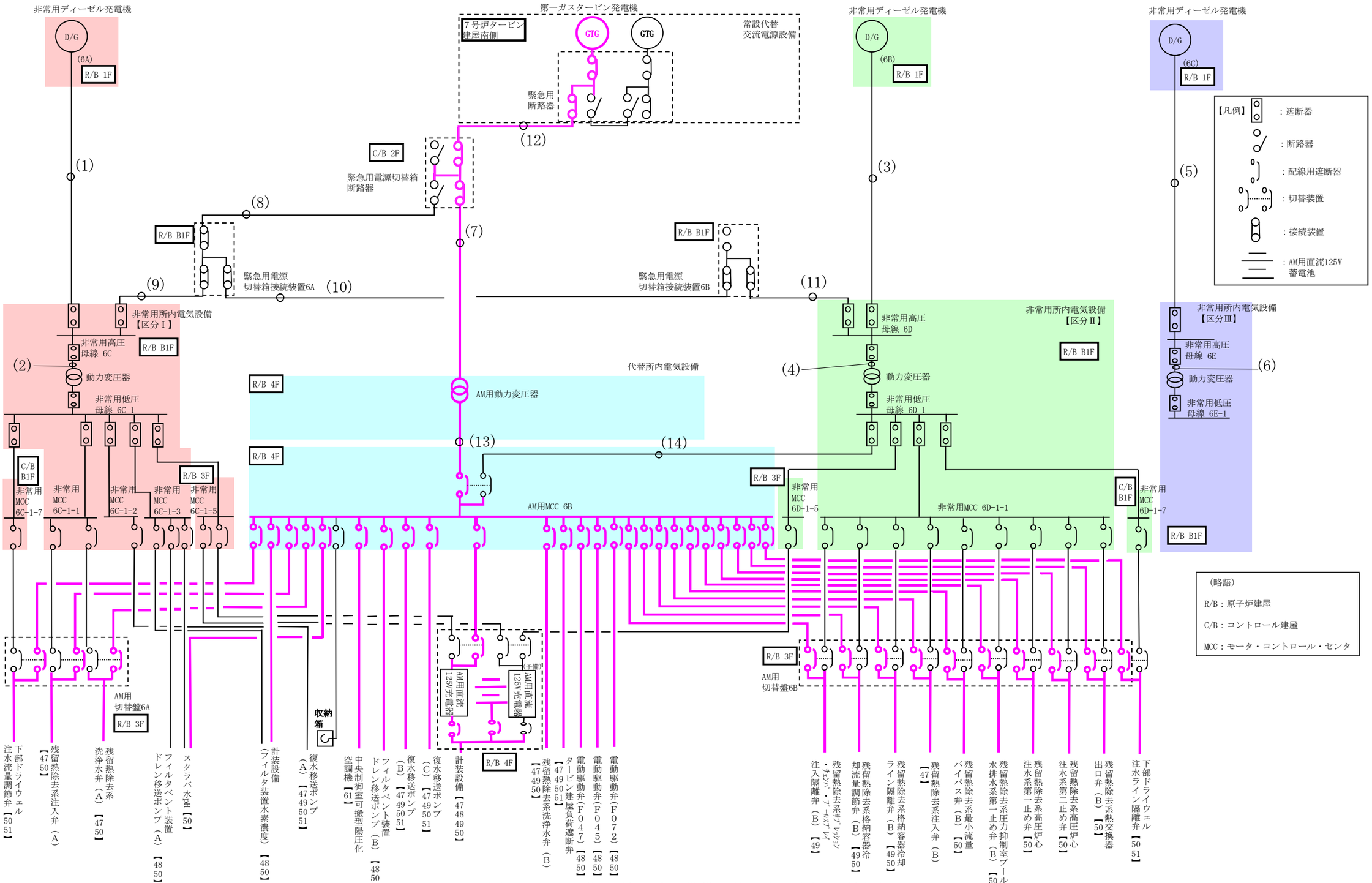


図 57-9-12　代替所内電気設備の単線結線図（6 号炉）

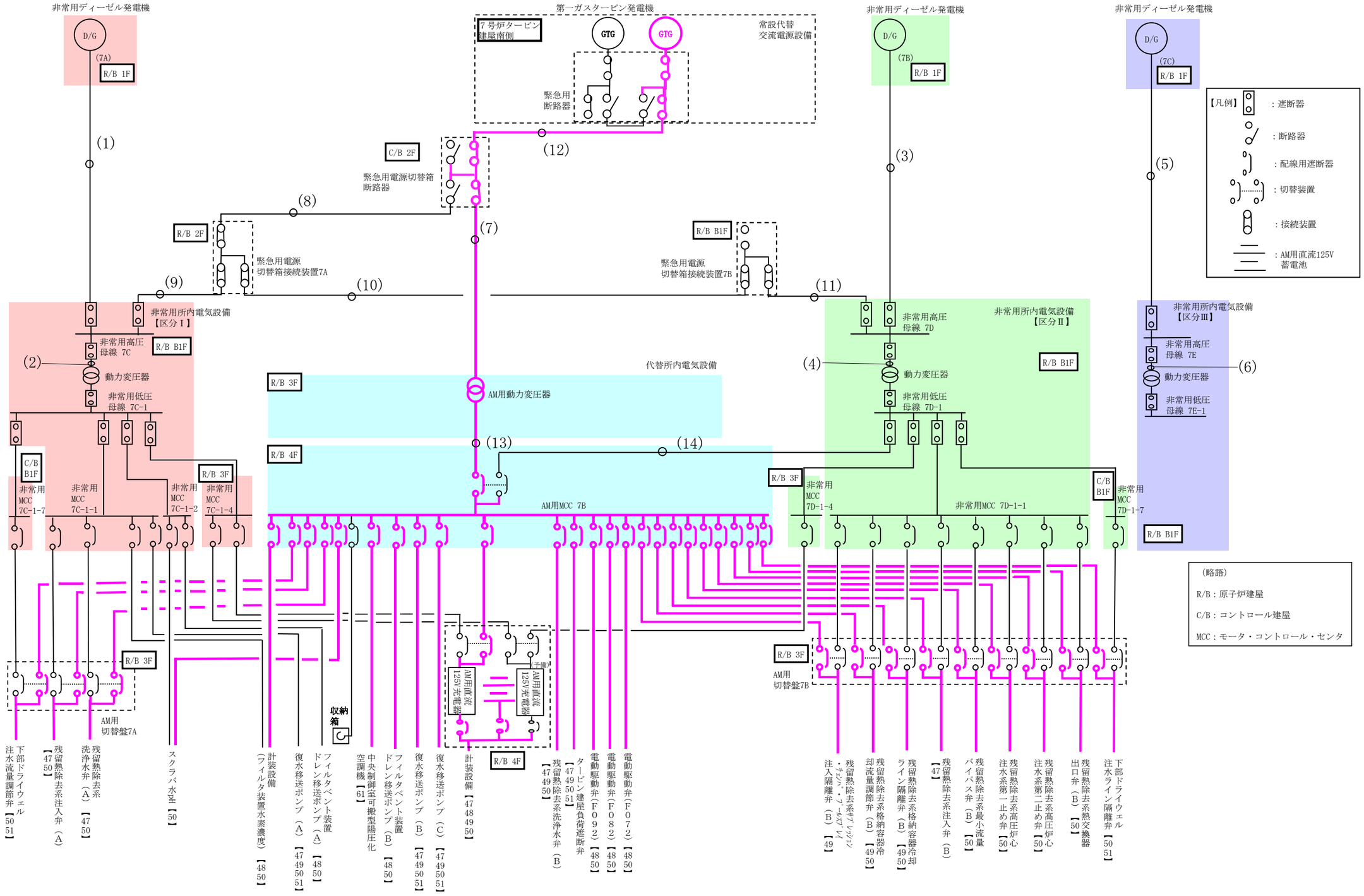


図 57-9-13　代替所内電気設備の単線結線図（7 号炉）

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 57-9-14～17)

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（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）	・残留熱除去系（低圧注水モード）
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-MO-F005B） ・タービン建屋負荷遮断弁 （例：P13-MO-F029 ） ・残留熱除去系洗浄水弁(B) （例：E11-MO-F032B）	・残留熱除去系注入弁 （例：E11-MO-F005A ）
計装設備	・復水補給水系流量 （RHR A 系代替注水流量）， （RHR B 系代替注水流量） ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・原子炉水位（SA）	・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 57-9-18)

低圧代替注水系（常設）は，図 57-9-19，図 57-9-20 のとおり屋外に設置する第一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 57-9-19，図 57-9-20 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 57-9-19)	図 47- 1～10	57-9-(47- 1～10)
7 号炉動力用(図 57-9-20)	図 47-11～22	57-9-(47-11～22)
6 号炉計装設備用（表 57-9-11-1)	図 47-23～28	57-9-(47-23～28)
7 号炉計装設備用（表 57-9-11-2)	図 47-29～37	57-9-(47-29～37)
6 号炉制御用（表 57-9-11-3)	図 47-38～47	57-9-(47-38～47)
7 号炉制御用（表 57-9-11-4)	図 47-48～59	57-9-(47-48～59)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

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 57-9-21，図 57-9-22)

表 57-9-11-1　計装設備用電路＿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	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	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 (RHR B 系代替注水流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下１階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(A)	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下３階	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	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下３階	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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
				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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下３階
				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＿低圧代替注水〔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 (RHR A 系代替注水流量)	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 (RHR B 系代替注水流量)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地上 1 階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(A)	多重伝送盤 (区分Ⅰ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	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	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	多重伝送盤 (区分Ⅲ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
				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※1	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※2	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※3	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	非常用高圧母線 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	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	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	非常用高圧母線 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)	非常用高圧母線 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．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．残留熱除去系注入弁(A)，残留熱除去系洗浄水弁(A)開閉操作

※3．残留熱除去系注入弁(B)，残留熱除去系洗浄水弁(B)開閉操作

表 57-9-11-4　制御用電路＿低圧代替注水〔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※1	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※2	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※3	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	非常用高圧母線 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	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	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	非常用高圧母線 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)	非常用高圧母線 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．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．残留熱除去系注入弁(A)，残留熱除去系洗浄水弁(A)開閉操作

※3．残留熱除去系注入弁(B)，残留熱除去系洗浄水弁(B)開閉操作

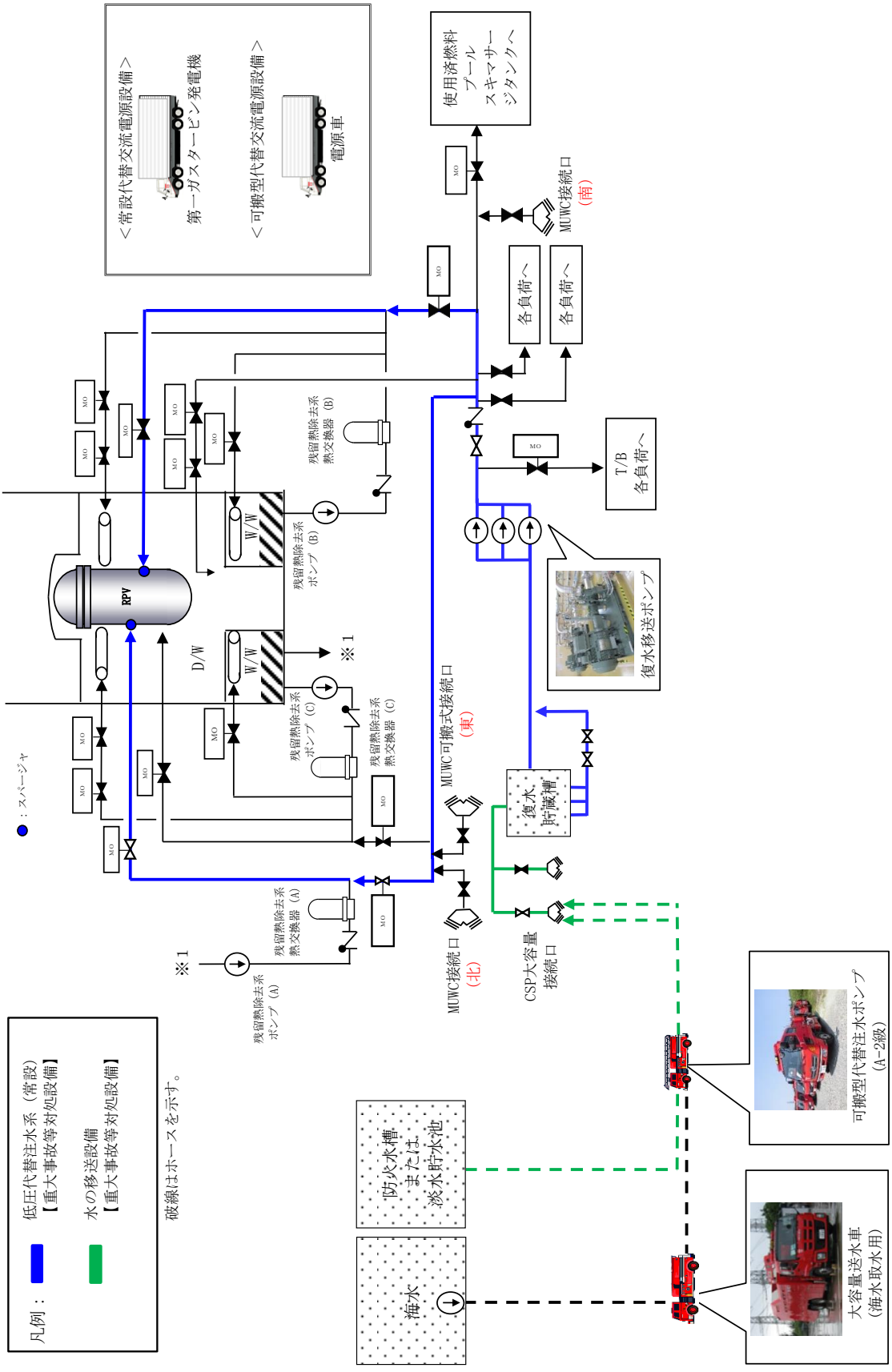


図 57-9-14　低圧代替注水系（常設）系統概要図

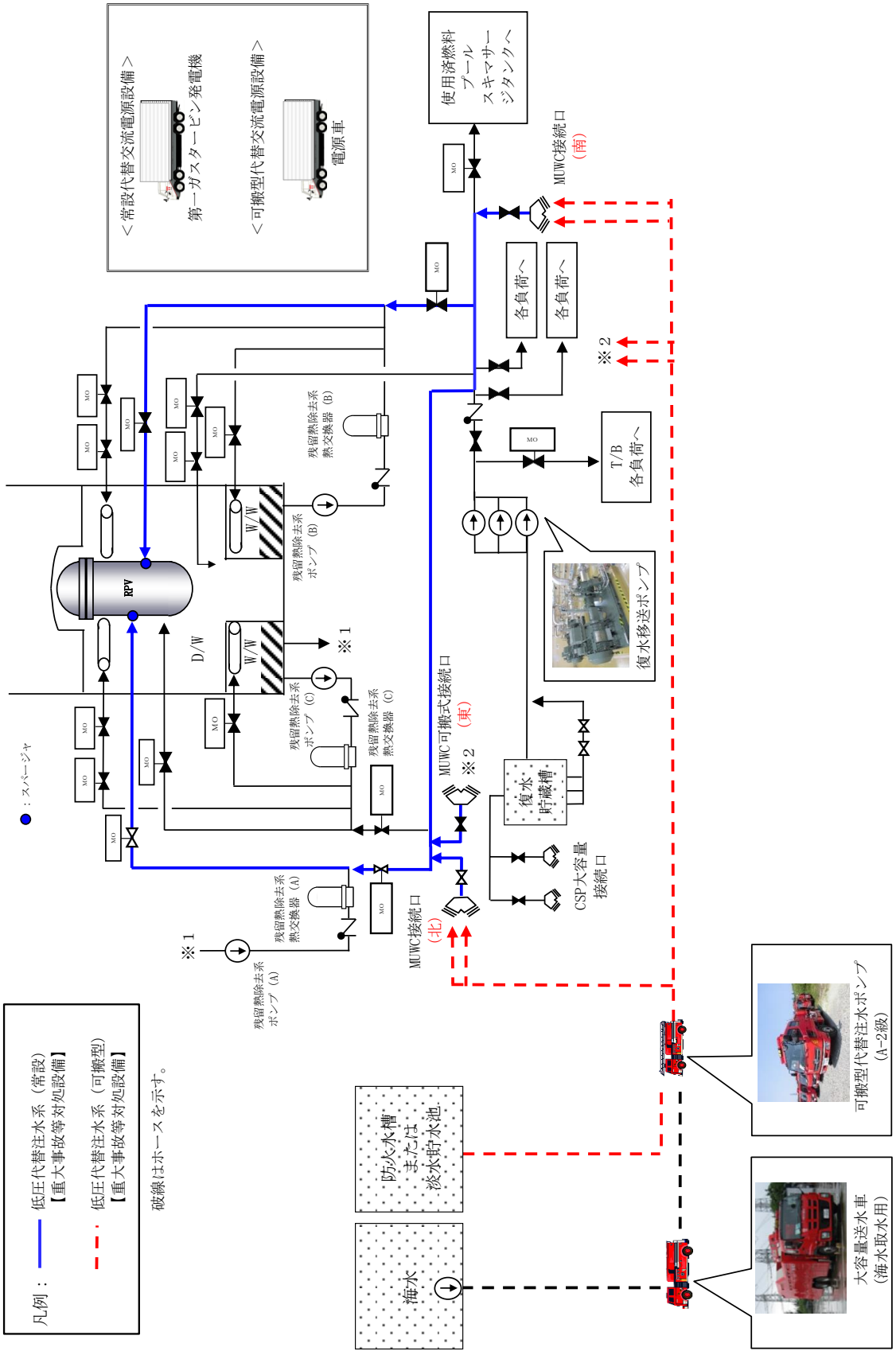


図 57-9-15　低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

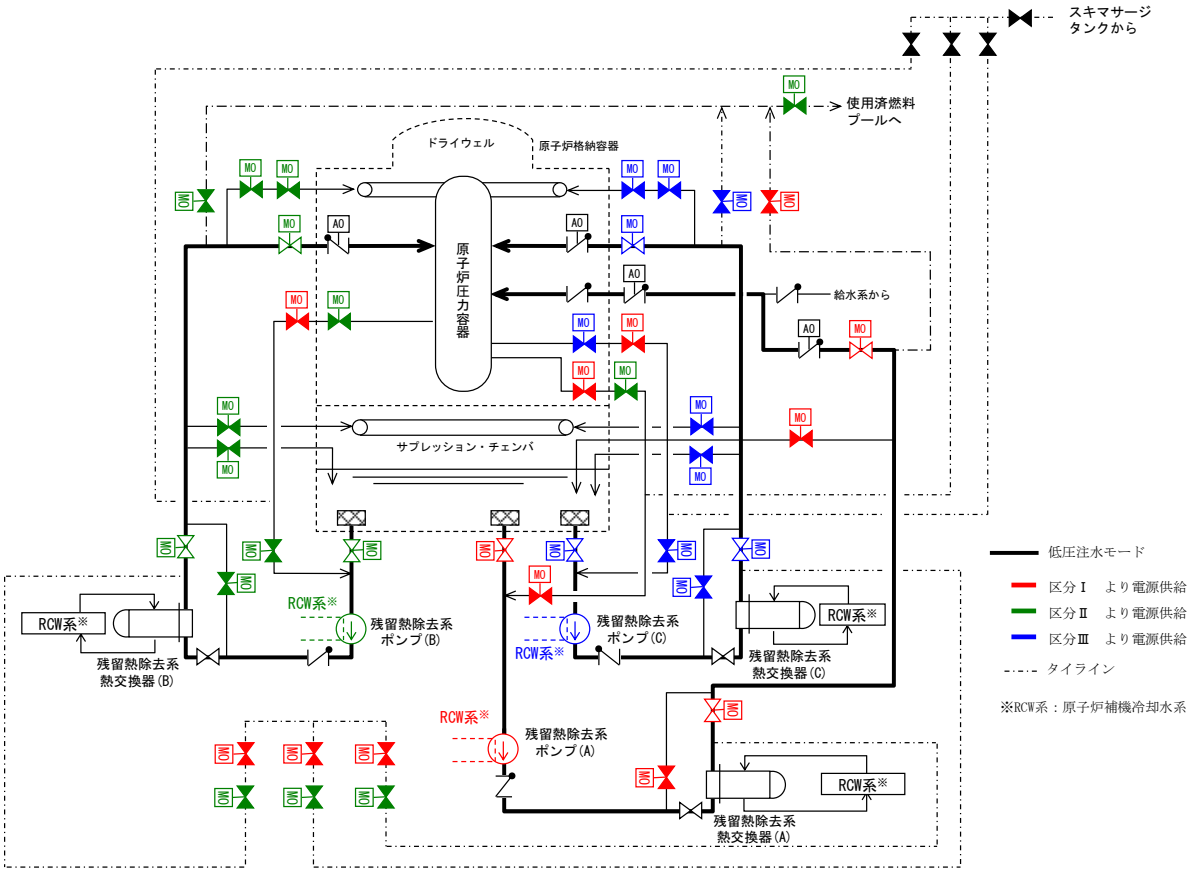


図 57-9-16　残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図

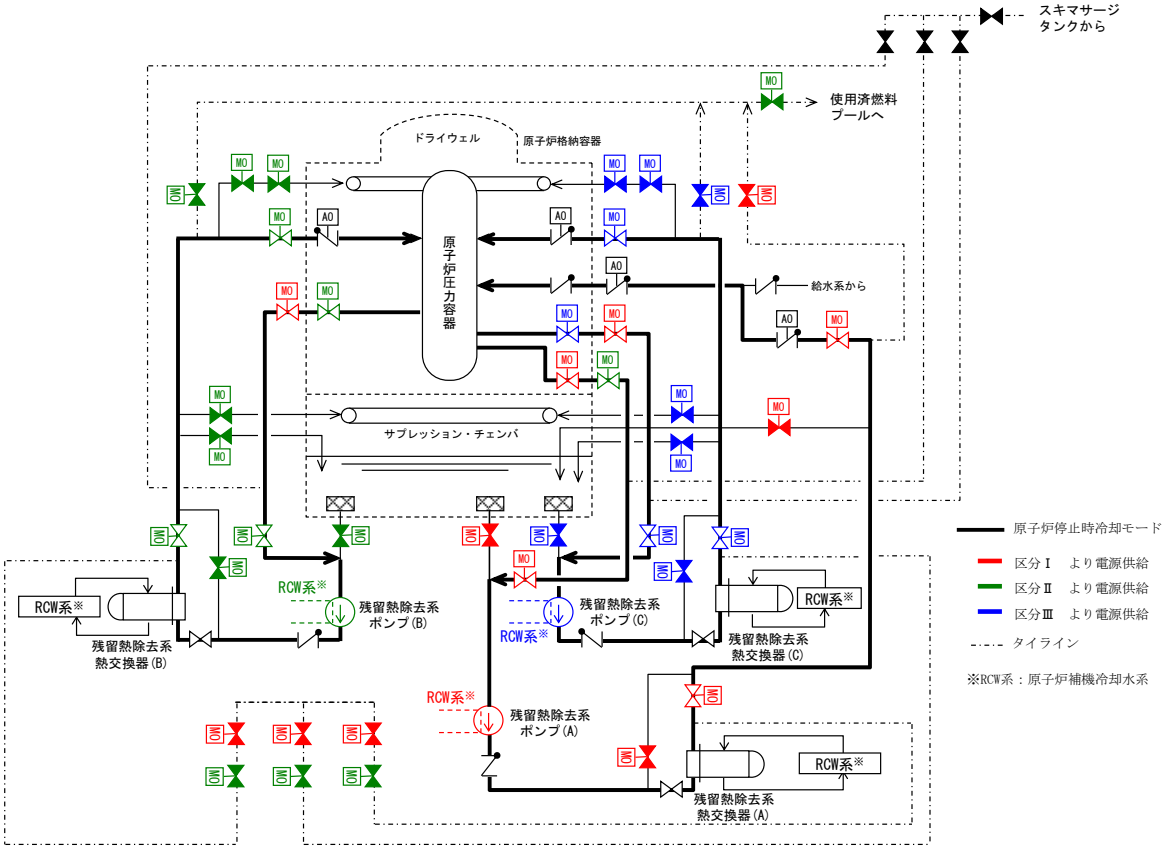


図 57-9-17　残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図

6 号炉の配置

7 号炉の配置

図 57-9-18　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

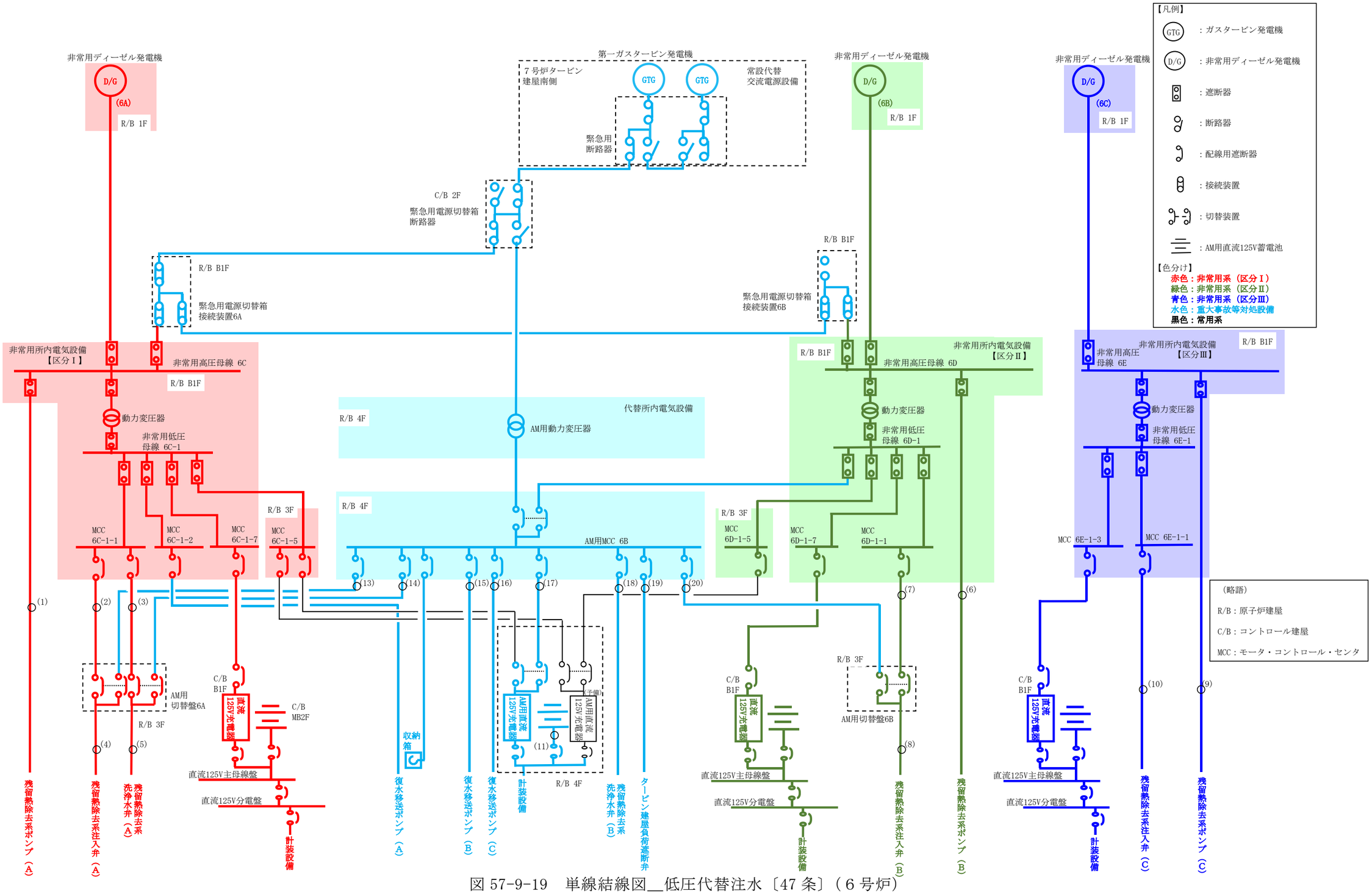


図 57-9-19　単線結線図＿低圧代替注水〔47 条〕（6 号炉）

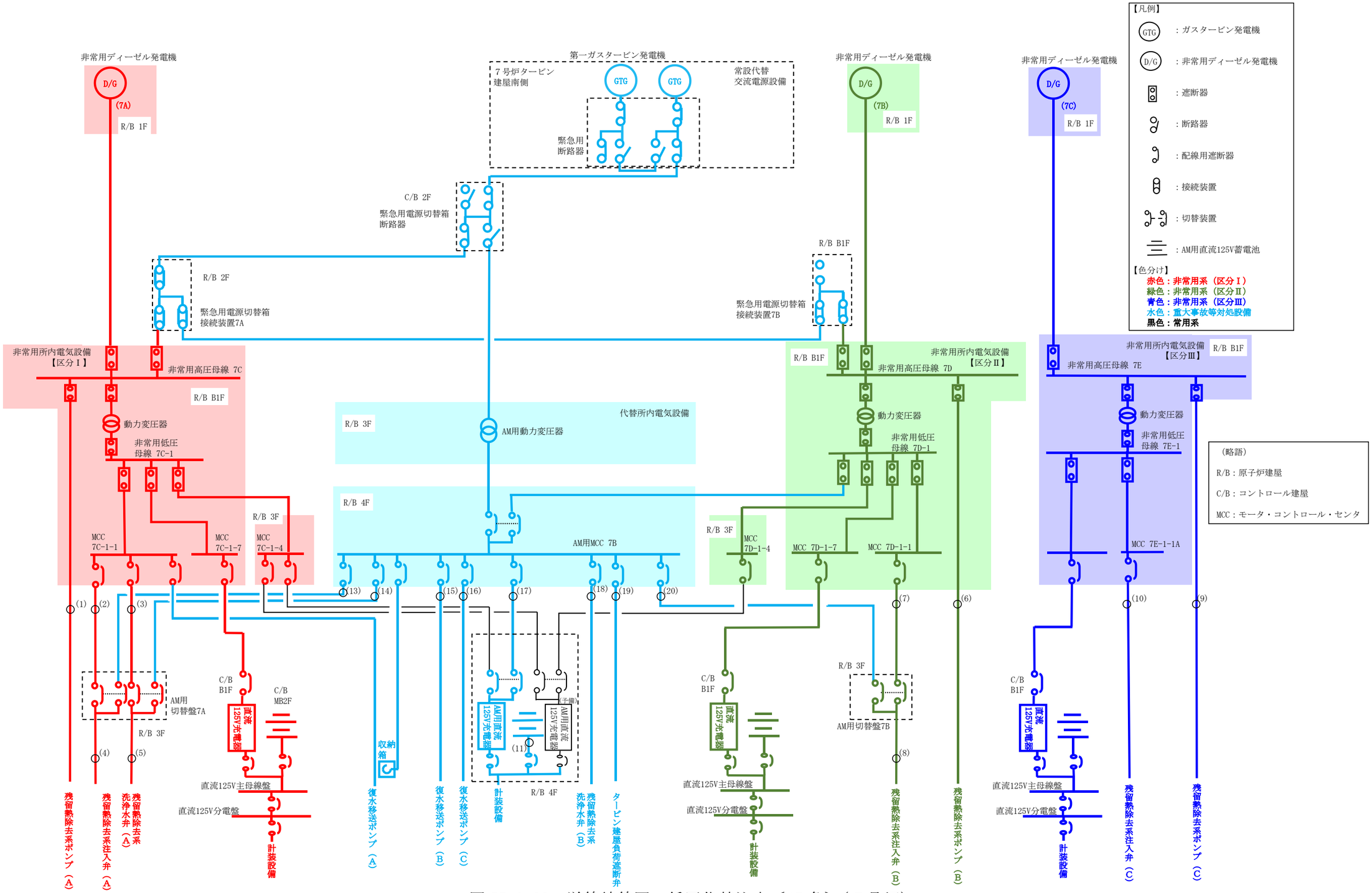


図 57-9-20　単線結線図＿低圧代替注水〔47 条〕（７号炉）

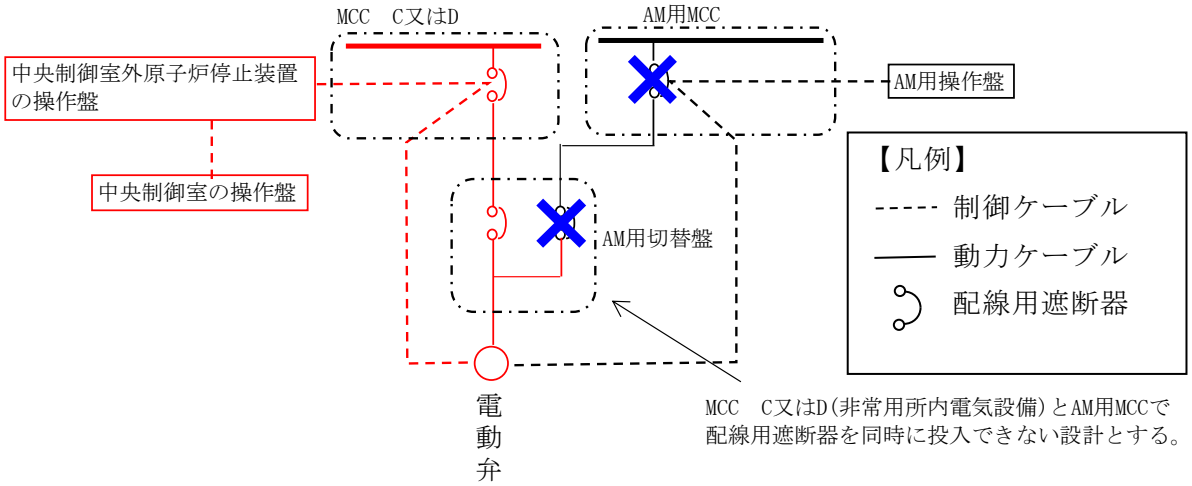


図 57-9-21　AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（MCC C 又は D から電源供給時）

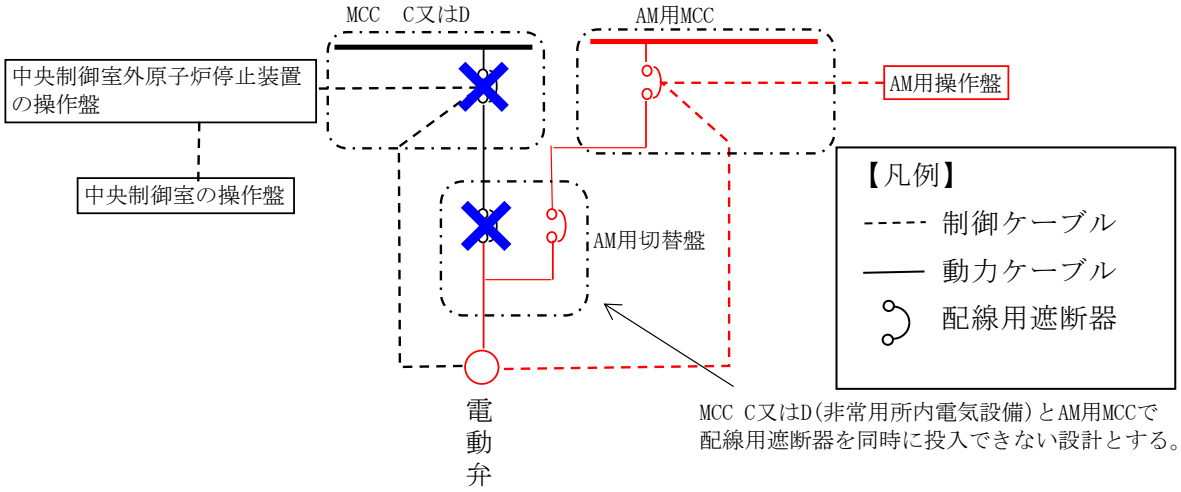


図 57-9-22　AM 用切替盤，AM 用操作盤系統図（AM 用 MCC から電源供給時）

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等時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系」である（図 57-9-23～24)。

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
ポンプ	・熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ)， 大容量送水車（熱交換器ユニット用）	・原子炉補機冷却水ポンプ， 原子炉補機冷却海水ポンプ
熱交換器	・熱交換器ユニット	・原子炉補機冷却水系熱交換器

代替原子炉補機冷却系は，可搬型の熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用）で構成しており，車輌で原子炉施設の近傍に運搬し，図 57-9-25 のとおり同時に運搬する電源車から電源を供給する単独の系統とすることにより，設計基準事故対処施設である原子炉補機冷却系の機器（電路を含む）と位置的分散を図っている（図 57-9-26，図 57-9-27)。

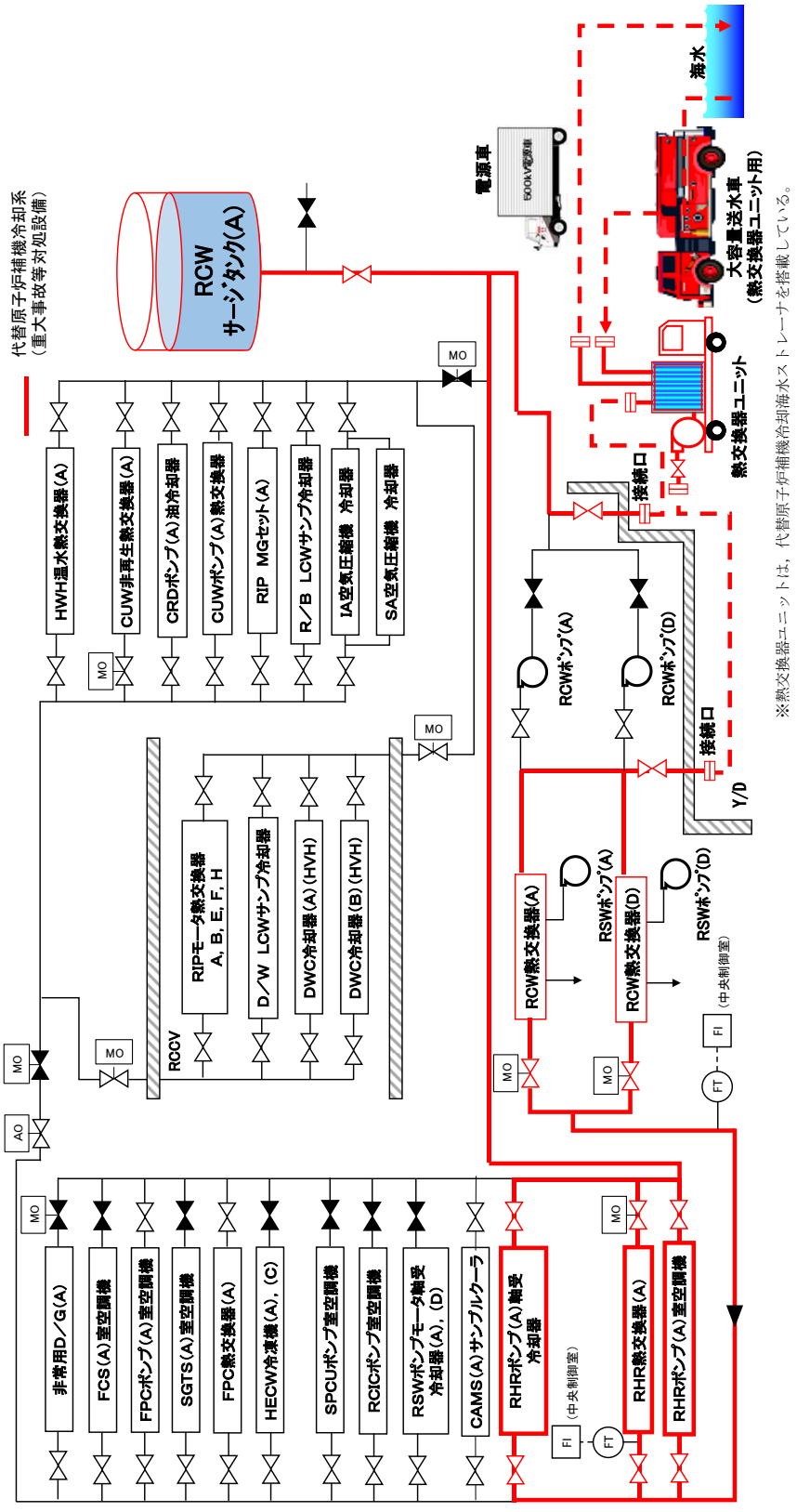


図 57-9-23　代替原子炉補機冷却系　系統概要図
（A 号機の例（B 号機も同様））

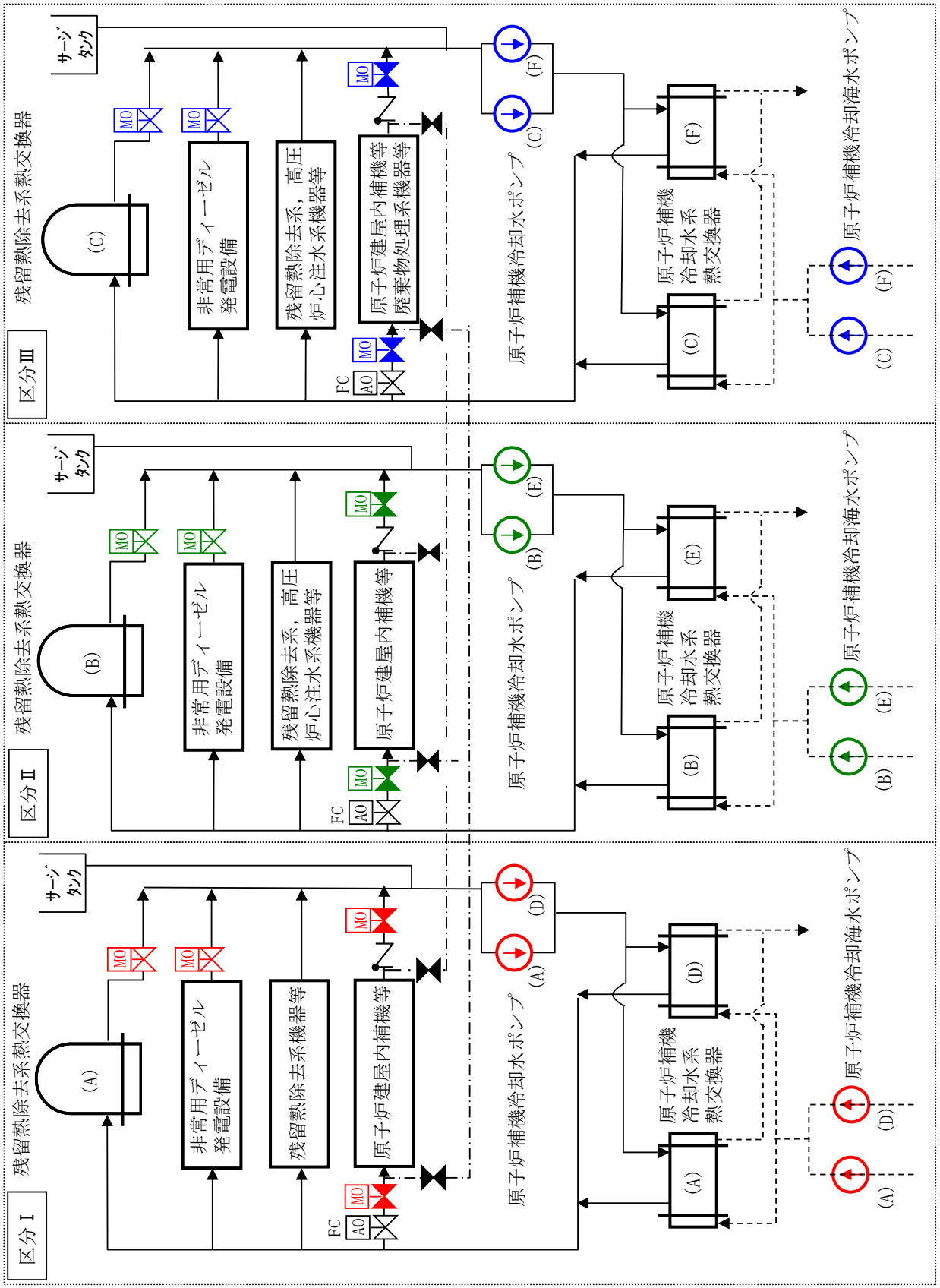


図 57-9-24　原子炉補機冷却系　系統概要図

6 号炉（7 号炉も同じ）

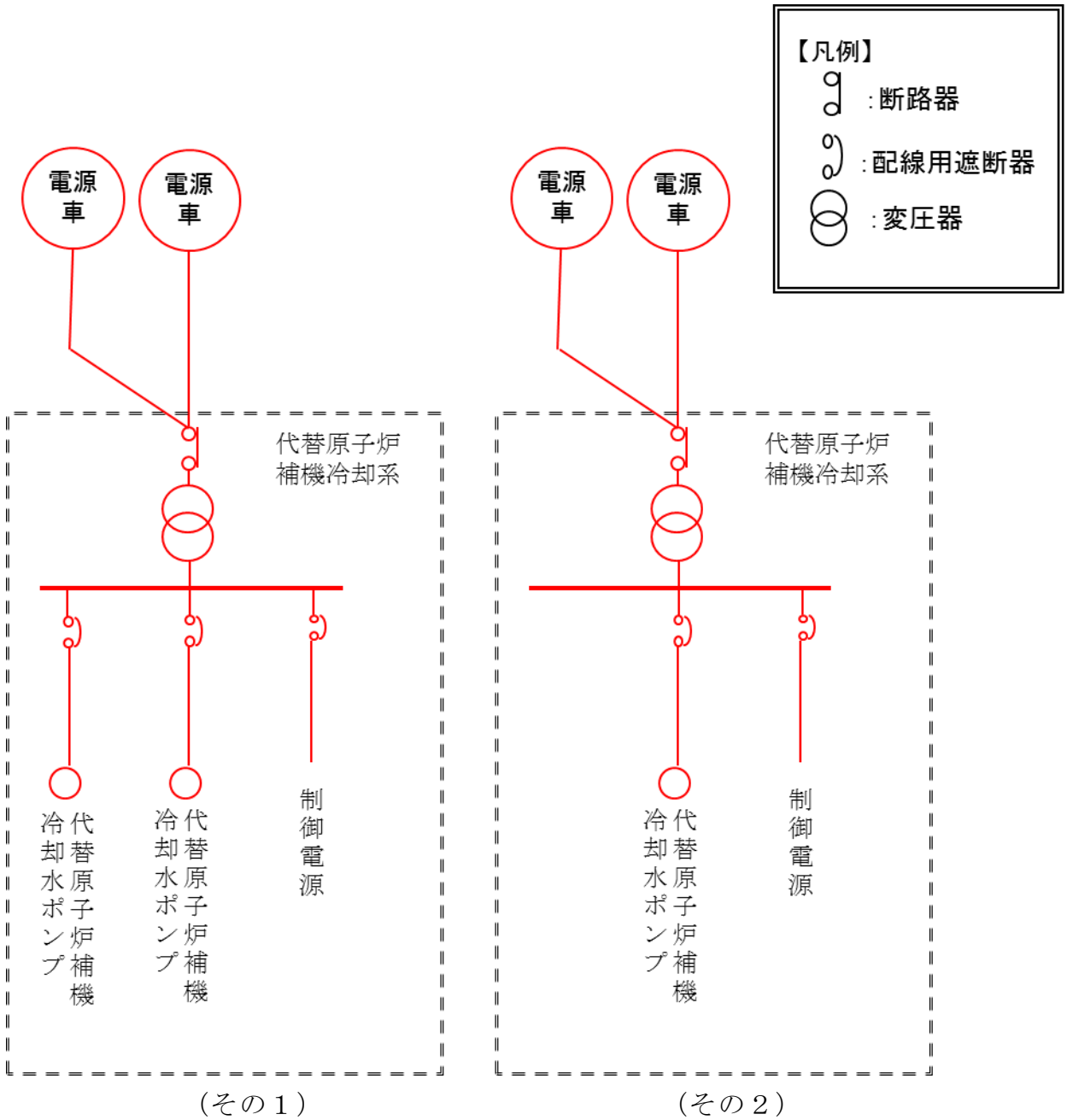


図 57-9-25　単線結線図＿代替原子炉補機冷却系〔48 条〕

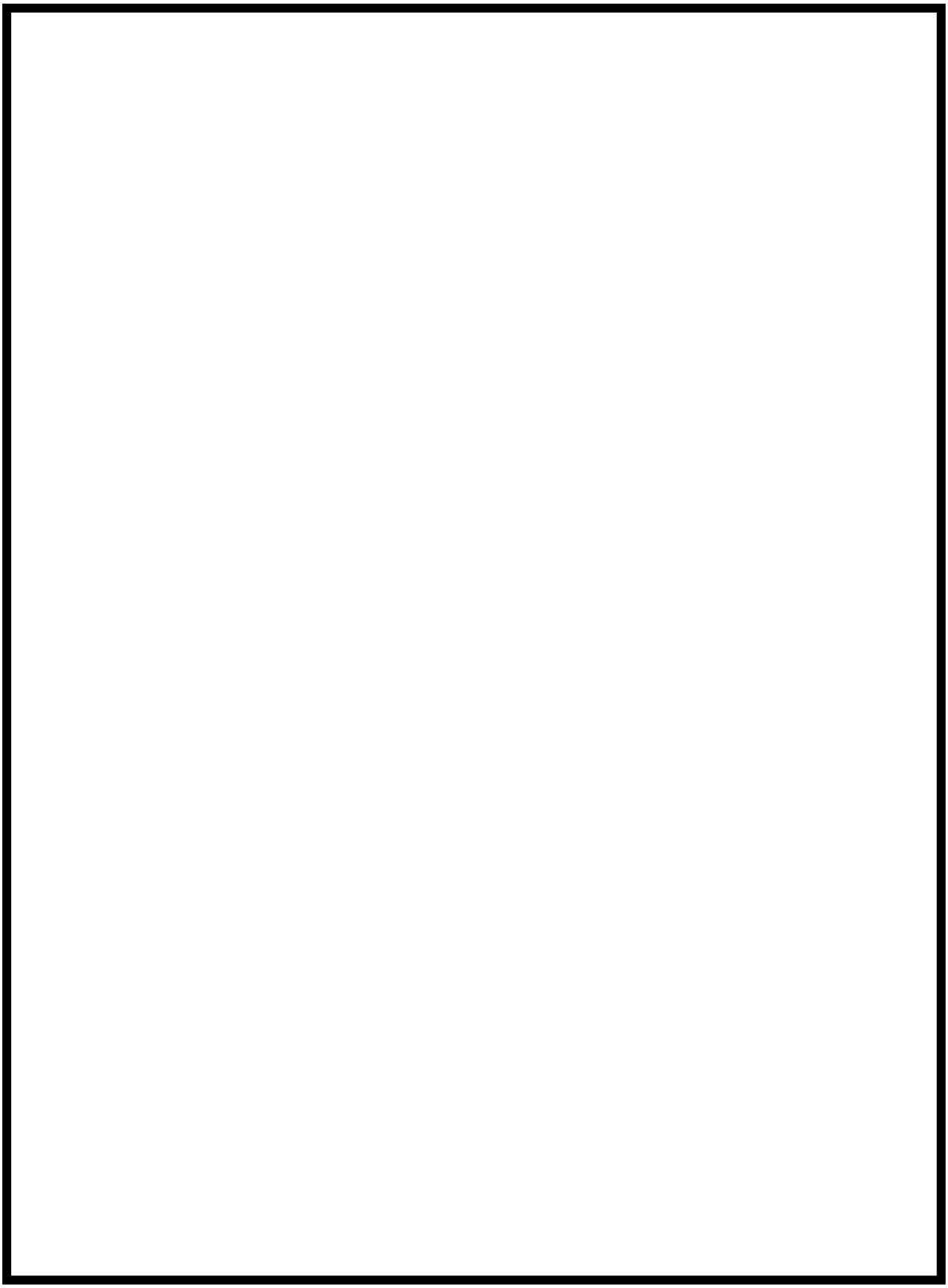


図 57-9-26　原子炉補機冷却系の配置（６号炉）

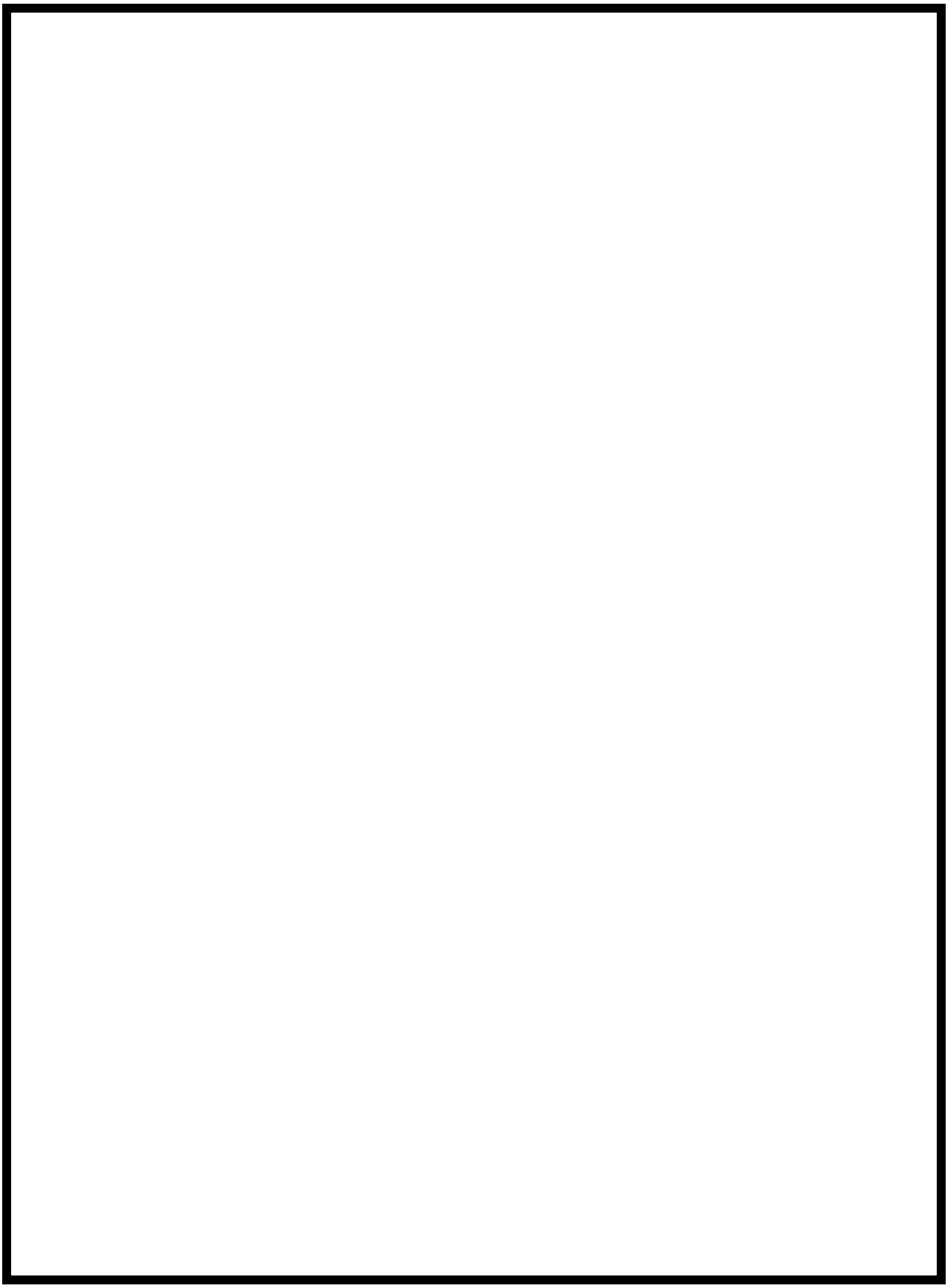


図 57-9-27　原子炉補機冷却系の配置（７号炉）

1.3.3 耐圧強化ベント系，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「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード)」である（図 57-9-28，図 57-9-29，図 57-9-30)。

耐圧強化ベント系，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
・耐圧強化ベント系 ・格納容器圧力 逃がし装置	・耐圧強化ベント系 ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ	・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
電動弁 （状態表示を含む）	・二次隔離弁バイパス弁 （例：T31-MO-F072） ・一次隔離弁（ドライウェル側）操作用空気供給弁 （例：T31-MO-F082） ・一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作用空気供給弁 （例：T31-MO-F092）	・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 （例：E11-MO-F017C） ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 （例：E11-MO-F018C） ・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）
計装設備	・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置水素濃度 ・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 ・フィルタ装置スクラバ水 pH ・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 ・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 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は原子炉建屋に設置，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 57-9-31，図 57-9-32，図 57-9-33)。

耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される電動弁及び空気作動弁用の電磁弁は，第一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，全交流動力電源が喪失した場合を想定し，代替所内電気設備からの給電を可能とする。また，排出経路に設置される電動弁及び空気作動弁は動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系，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 57-9-34，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から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（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[48 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 48- 1～8	57-9-(48- 1～8)
7 号炉動力用(図 57-9-35)	図 48- 9～16	57-9-(48- 9～16)
6 号炉計装設備用(表 57-9-14-1)	図 48-17～26	57-9-(48-17～26)
7 号炉計装設備用(表 57-9-14-2)	図 48-27～37	57-9-(48-27～37)
6 号炉制御用(表 57-9-14-3)	図 48-38～47	57-9-(48-38～47)
7 号炉制御用(表 57-9-14-4)	図 48-48～56	57-9-(48-48～56)

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

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ﾄﾞ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	ﾄﾞ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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(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	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				
S9	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				
S10	ﾌｨﾙﾀ装置ｽｸﾗﾊﾞ水 pH	中央制御室	現場計器 屋外				
S11	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				
S12	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				
S13	ﾌｨﾙﾀ装置出口放射線ﾓﾆﾀ	中央制御室	現場計器 原子炉建屋屋上				
S14	耐圧強化ﾍﾞ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〔48 条〕(7 号炉)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ﾄﾞ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	ﾄﾞ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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	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	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(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	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				
S9	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				
S10	ﾌｨﾙﾀ装置ｽｸﾗﾊﾞ水 pH	中央制御室	現場計器 屋外				
S11	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				
S12	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				
S13	ﾌｨﾙﾀ装置出口放射線ﾓﾆﾀ	中央制御室	現場計器 原子炉建屋屋上				
S14	耐圧強化ﾍﾞ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〔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 ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D1	直流 125V 主母線盤 6B	中央制御室制御盤
S2	二次隔離弁バイパス弁	中央制御室ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D2	直流 125V 主母線盤 6B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S3	D/W ベント弁操作用空気供給弁	中央制御室ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S4	S/C ベント弁操作用空気供給弁	中央制御室ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	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	非常用高圧母線　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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(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)	非常用高圧母線　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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

※S2，S3，S4 は，詳細設計にて設計基準事故対処設備に対して独立性を有する電路となるように設計する。

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[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 ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D1	直流 125V 主母線盤 7B	中央制御室制御盤
S2	二次隔離弁バイパス弁	中央制御室ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D2	直流 125V 主母線盤 7B	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S3	D/W ベント弁操作用空気供給弁	中央制御室ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	D3	中央制御室	多重伝送盤(区分Ⅱ)
S4	S/C ベント弁操作用空気供給弁	中央制御室ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ制御盤	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	非常用高圧母線　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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 7C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125V 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)	非常用高圧母線　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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

※S2，S3，S4 は，詳細設計にて設計基準事故対処設備に対して独立性を有する電路となるように設計する。

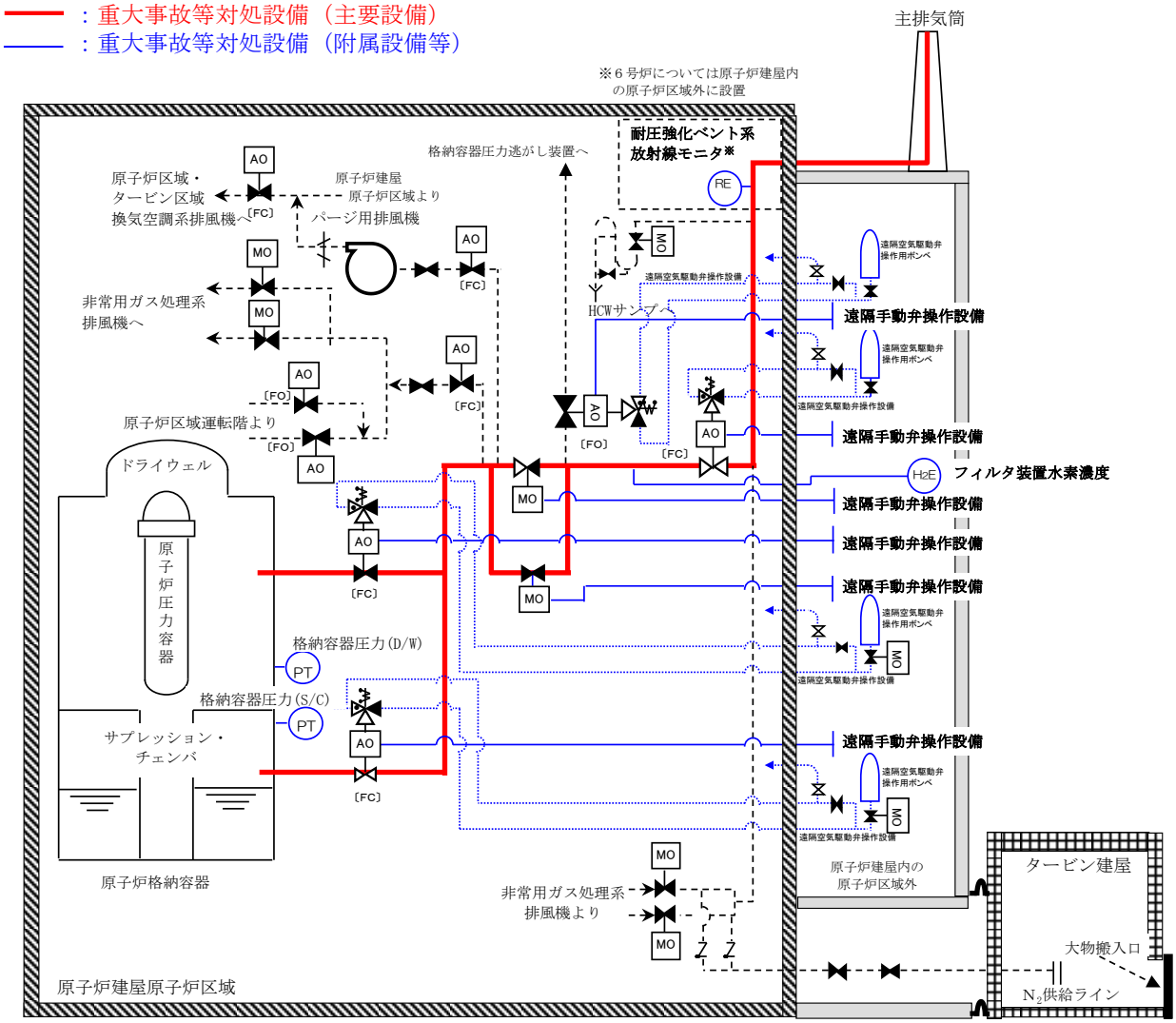


図 57-9-28　耐圧強化ベント系　系統概要図

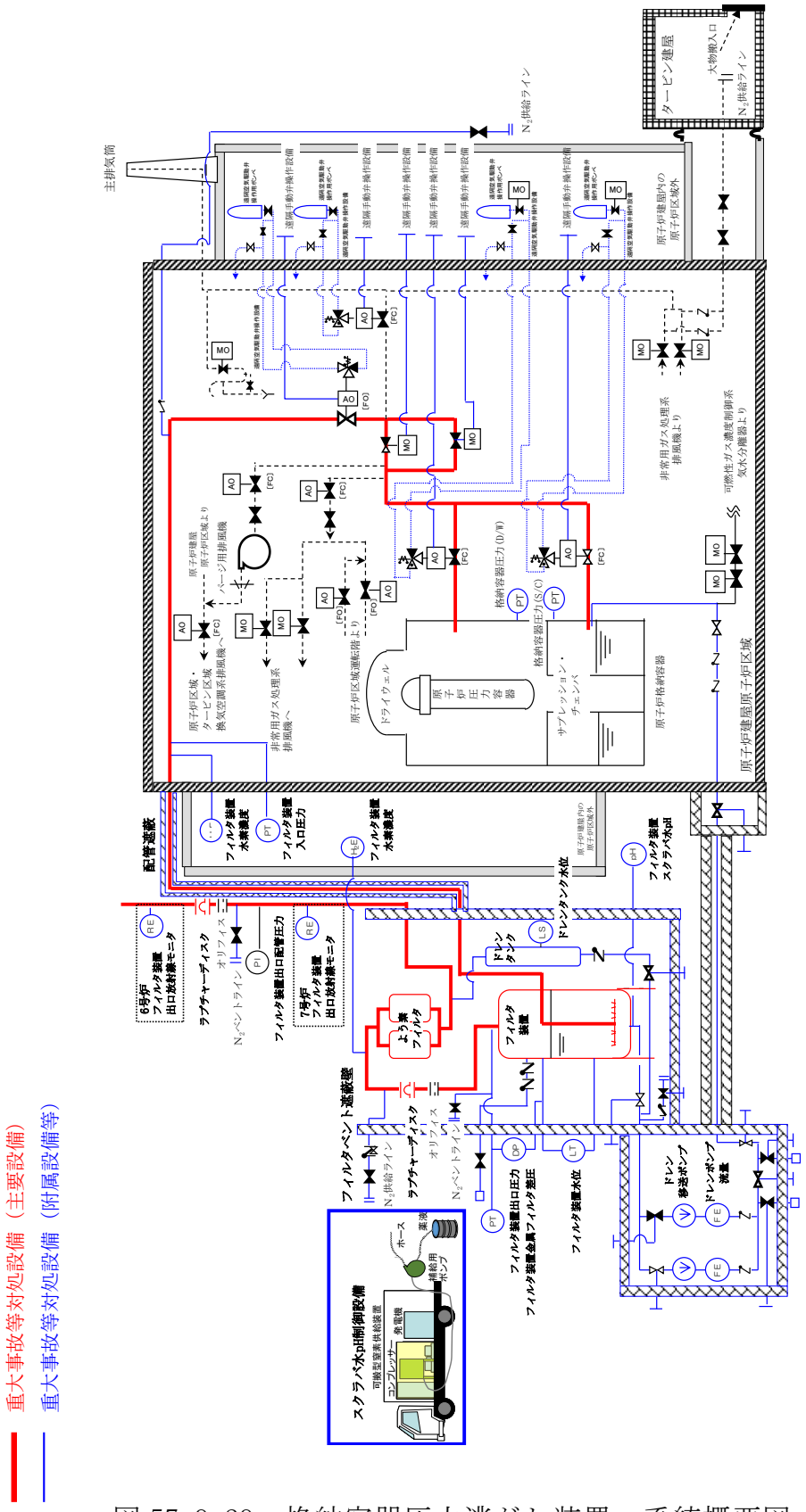


図 57-9-29　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

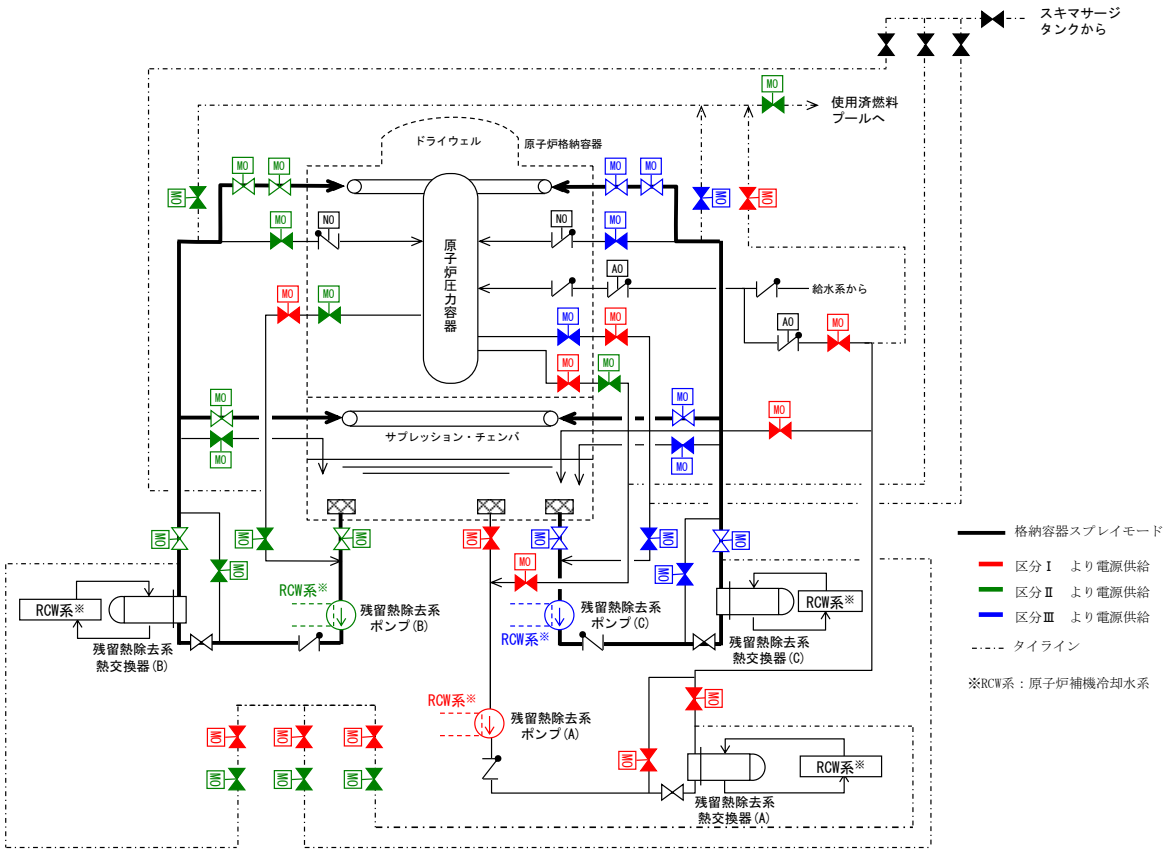


図 57-9-30　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）　系統概要図

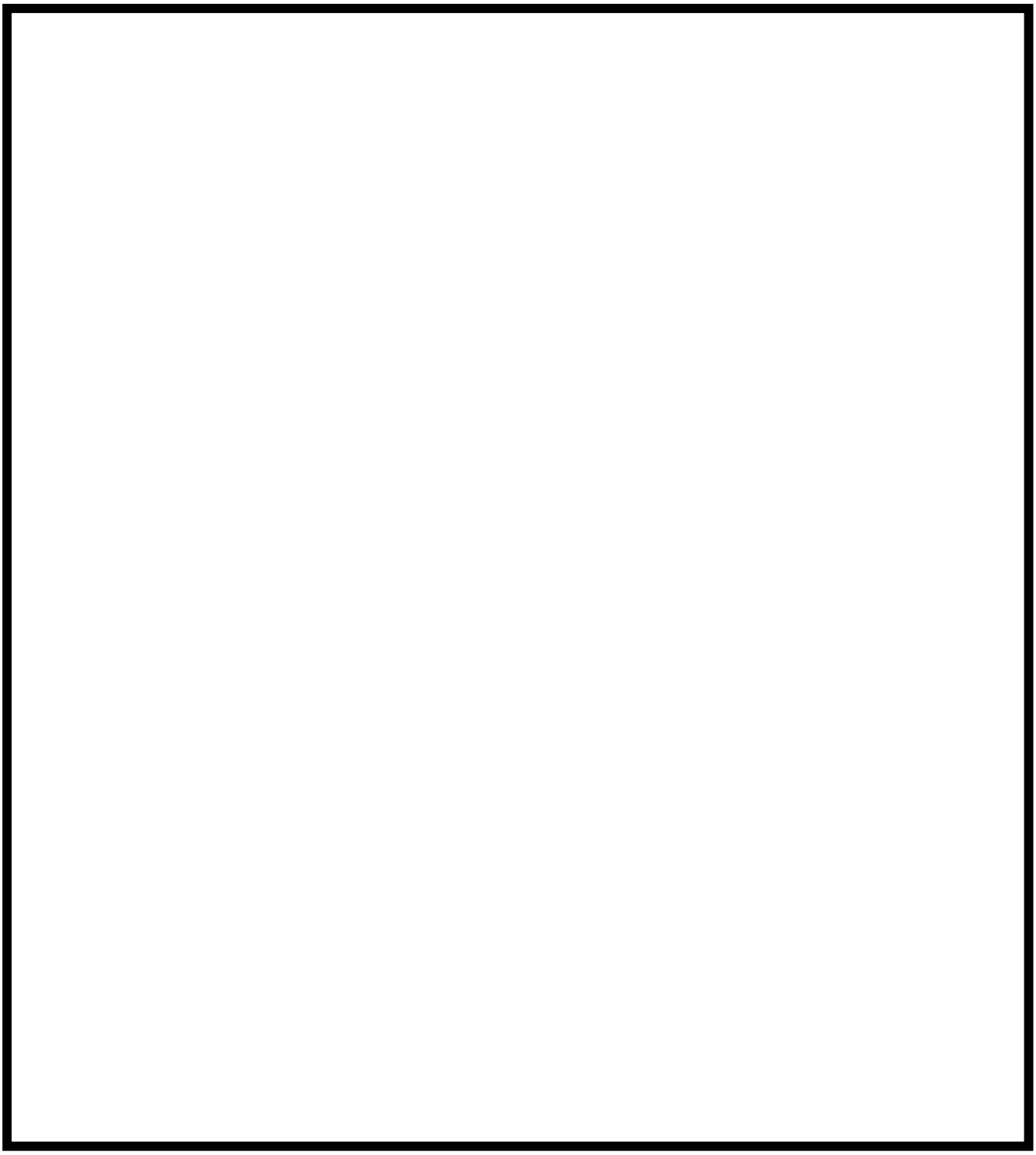
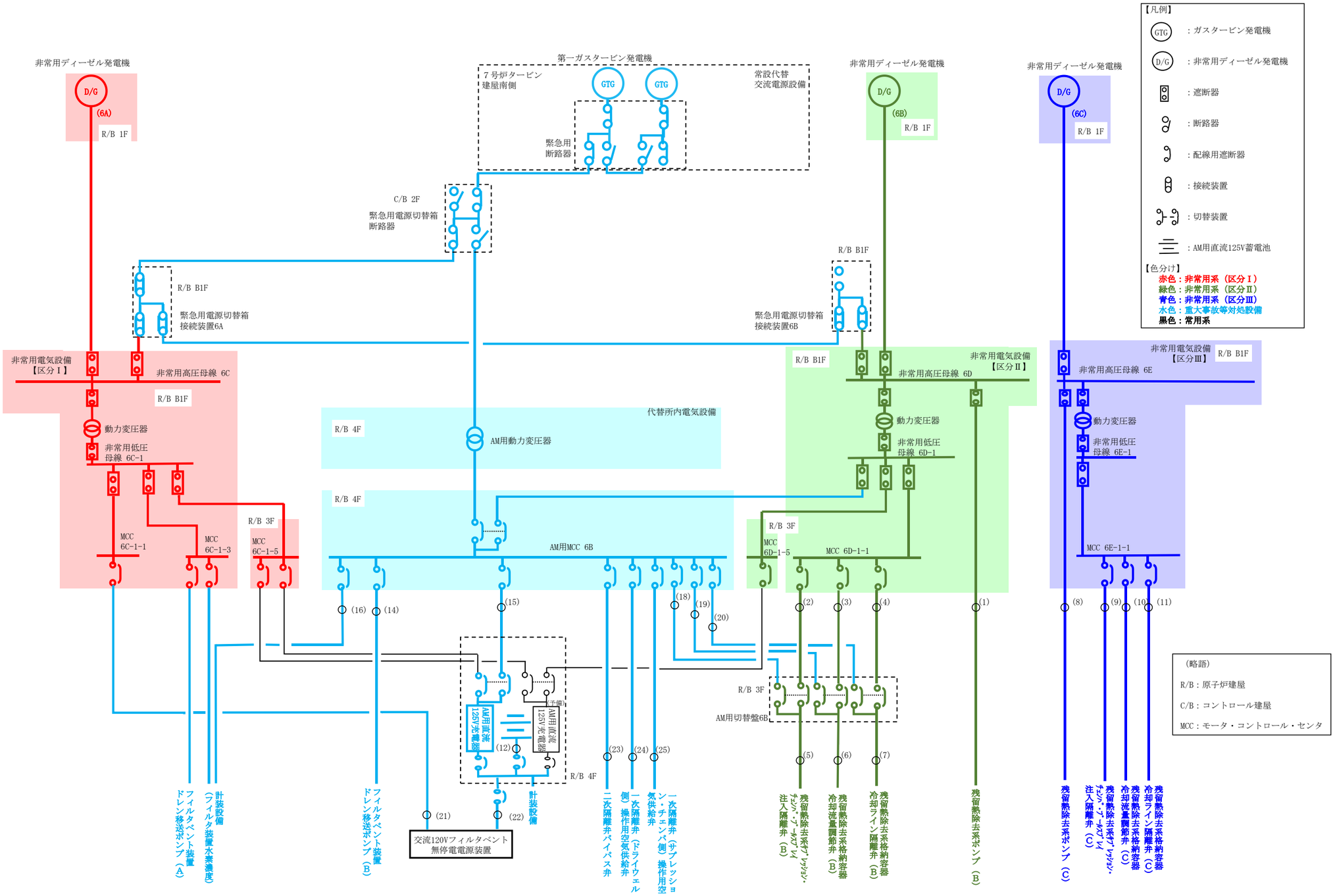


図 57-9-31　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード),
耐圧強化ベント系の配置（６号炉）

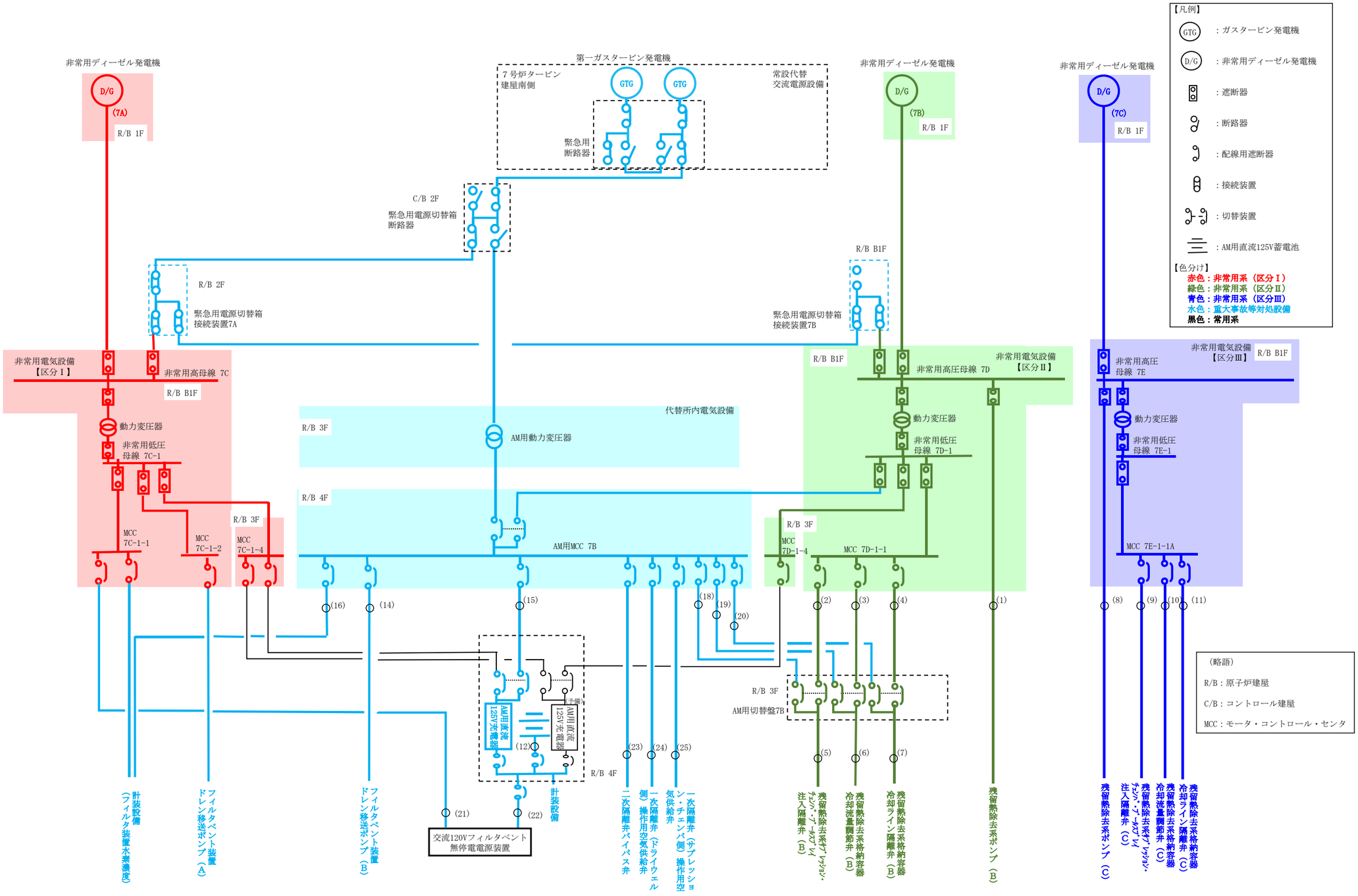
耐圧強化ベント系の配置（７号炉）

図 57-9-33　格納容器圧力逃がし装置の配置



※23, 24, 25 は，詳細設計にて設計基準事故対処設備に対して独立性を有する電路となるように設計する。

図 57-9-34　単線結線図＿耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置〔48 条〕（６号炉）



※23, 24, 25 は，詳細設計にて設計基準事故対処設備に対して独立性を有する電路となるように設計する。

図 57-9-35　単線結線図＿耐圧強化ベント系，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「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード)」である（図 57-9-36～38)。

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
－	・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
ポンプ	・復水移送ポンプ	・残留熱除去系ポンプ
電動弁 （状態表示を含む）	・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 （例：E11-MO-F017B） ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 （例：E11-MO-F018B） ・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-F019B） ・タービン建屋負荷遮断弁 （例：P13-MO-F029 ） ・残留熱除去系洗浄水弁 （例：E11-MO-F032B）	・残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 （例：E11-MO-F017C） ・残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 （例：E11-MO-F018C） ・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）
計装設備	・復水補給水系流量 （RHR B 系代替注水流量） ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・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 ・格納容器内圧力（D/W） ・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	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力

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（格納容器スプレイ冷却モード）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 57-9-39，図 57-9-40）。

代替格納容器スプレイ冷却系は，図 57-9-41，図 57-9-42 のとおり屋外に設置する第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，図 57-9-41，図 57-9-42 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 57-9-41)	図 49- 1～10	57-9-(49- 1～10)
7 号炉動力用(図 57-9-42)	図 49-11～22	57-9-(49-11～22)
6 号炉計装設備用（表 57-9-16-1）	図 49-23～32	57-9-(49-23～32)
7 号炉計装設備用（表 57-9-16-2）	図 49-33～43	57-9-(49-33～43)
6 号炉制御用（表 57-9-16-3）	図 49-44～53	57-9-(49-44～53)
7 号炉制御用（表 57-9-16-4）	図 49-54～65	57-9-(49-54～65)

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 （RHR B 系代替注水流量）	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	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下３階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 （区分Ⅱ）	現場計器 原子炉建屋地下３階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(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	ﾄﾞ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	ﾄﾞ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	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(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	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ･ﾌﾟｰﾙ水位	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 (RHR B 系代替注水流量)	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	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階	D2	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	多重伝送盤 (区分Ⅱ)	現場計器 原子炉建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(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	ﾄﾞ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	ﾄﾞ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	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ気体温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(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	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ･ﾌﾟｰﾙ水位	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	非常用高圧母線　6D
S6	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(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)	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(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)	非常用高圧母線　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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，残留熱除去系洗浄水弁(B)，ﾀｰﾋﾞ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)，残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｽﾌﾟﾚｲ注入弁(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 7B	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 7B	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	非常用高圧母線　7D
S6	AM 用 MCC(B)	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(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)	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁	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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(B)
			D10	直流 125V 主母線盤 7C	中央制御室制御盤
			D11	直流 125V 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)	非常用高圧母線　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	残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ ﾌﾟｰﾙｽﾌﾟﾚｲ注入隔離弁(C)

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，残留熱除去系洗浄水弁(B)，ﾀｰﾋﾞ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)，残留熱除去系ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞｽﾌﾟﾚｲ注入弁(B)開閉操作

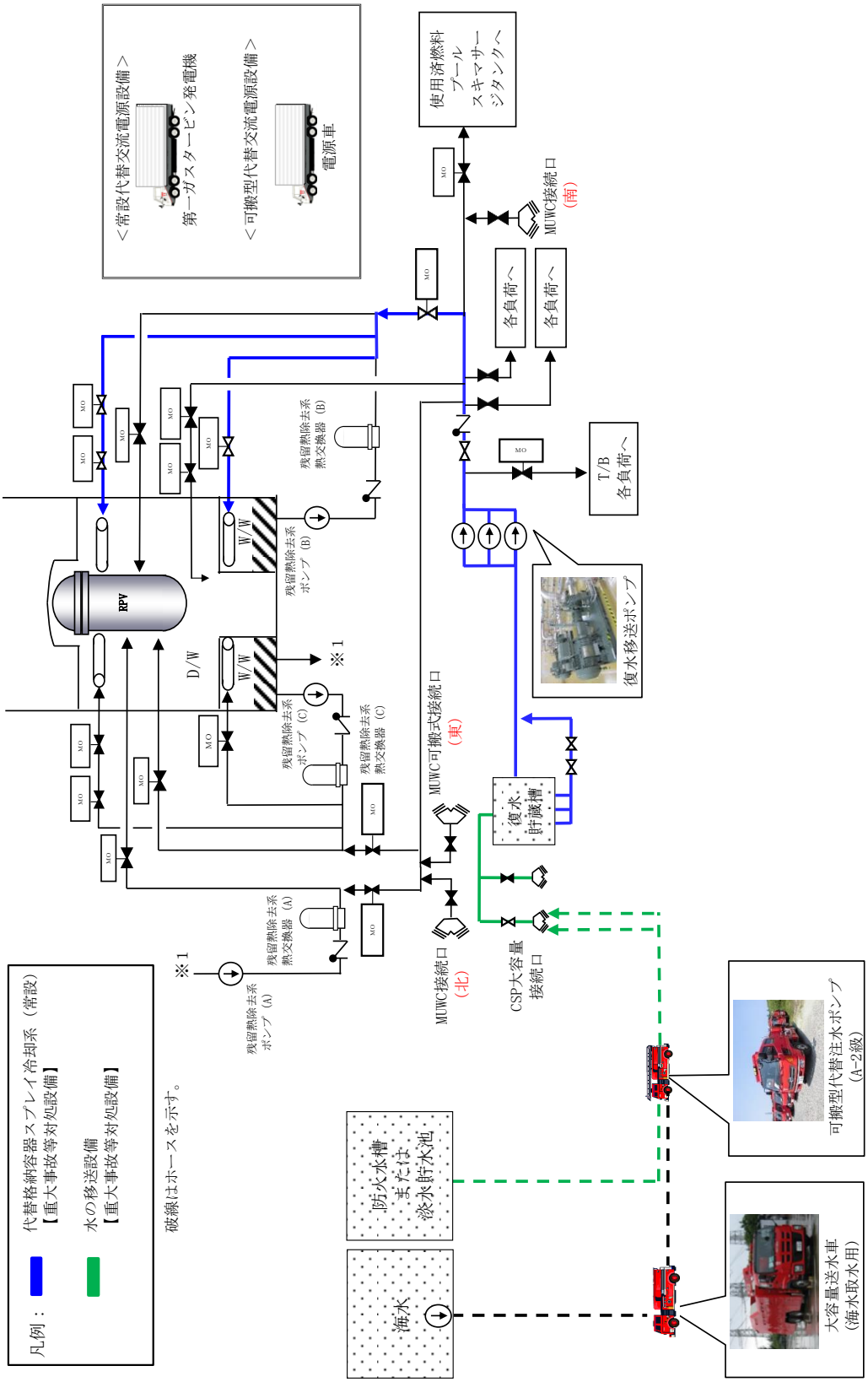


図 57-9-36　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　系統概要図

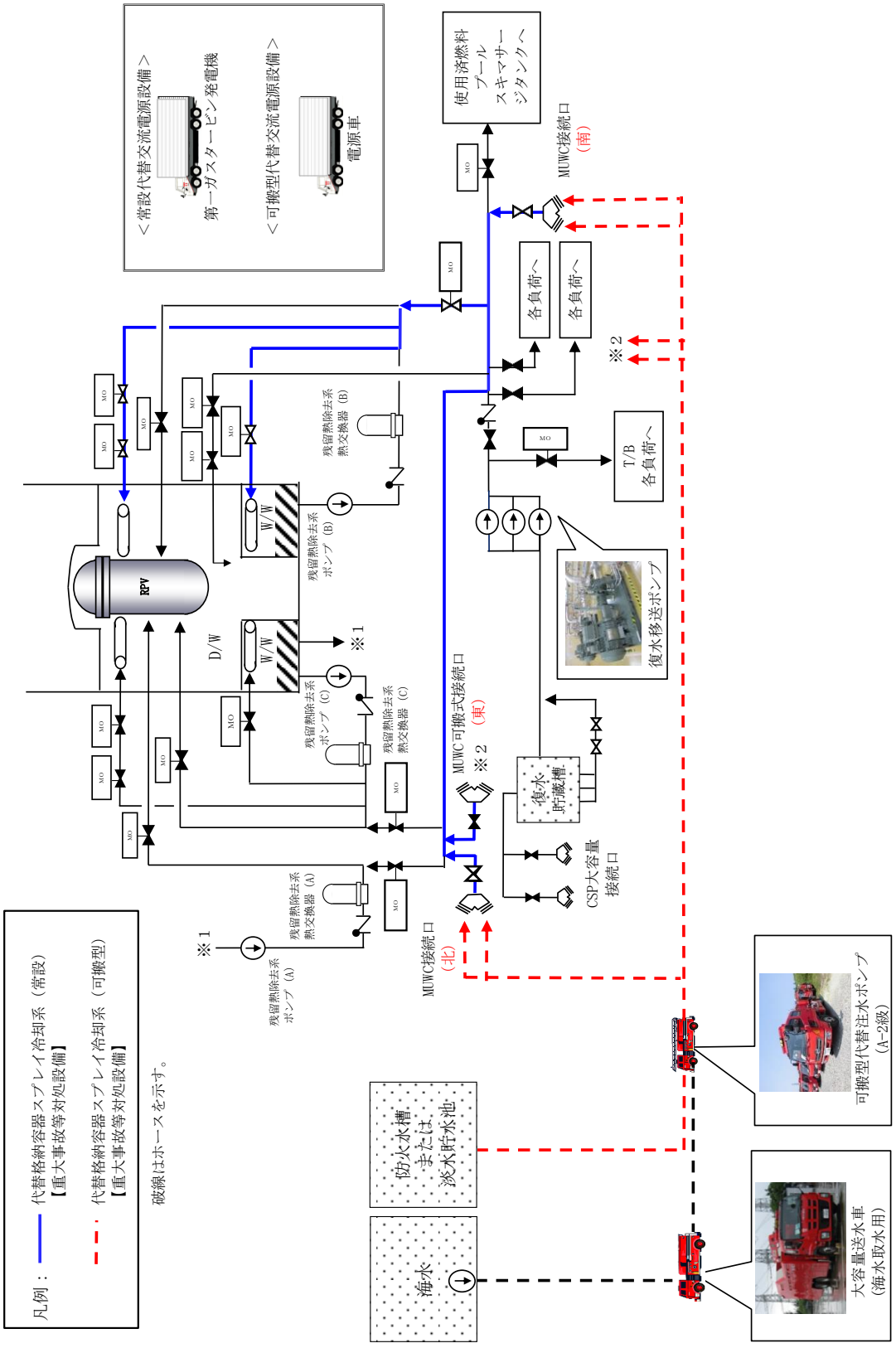


図 57-9-37　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）　系統概要図

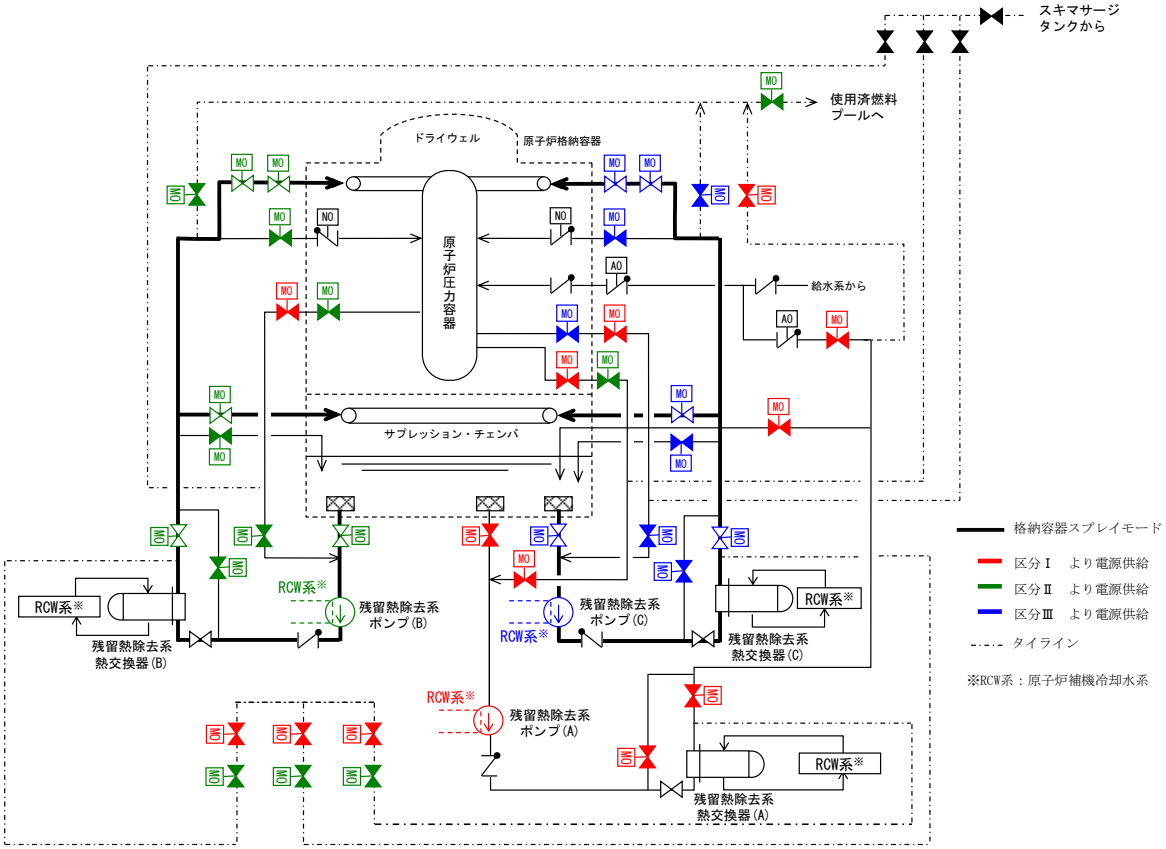


図 57-9-38　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）　系統概要図

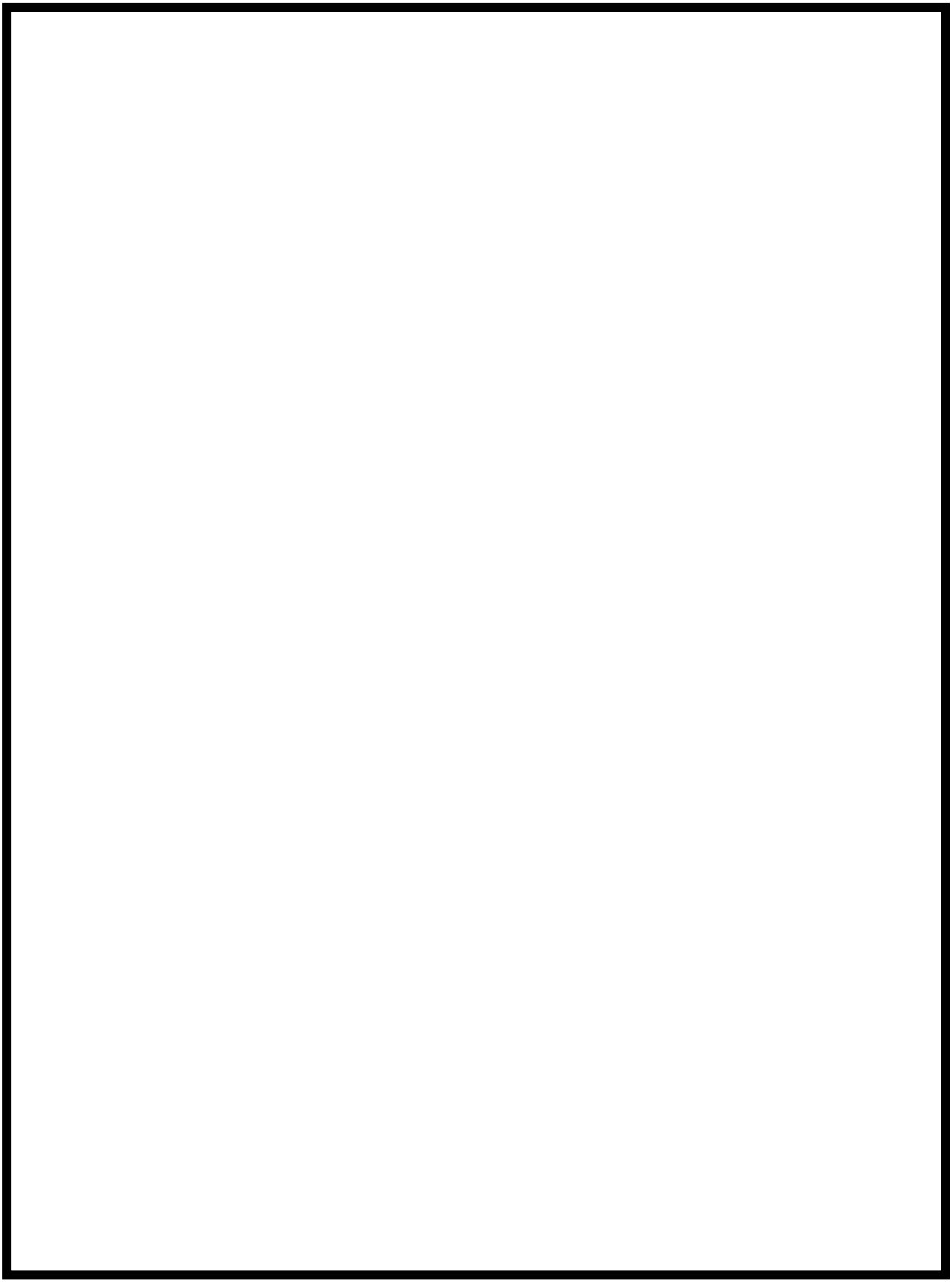


図 57-9-39　代替格納容器スプレイ冷却系，　残留熱除去系
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（６号炉）

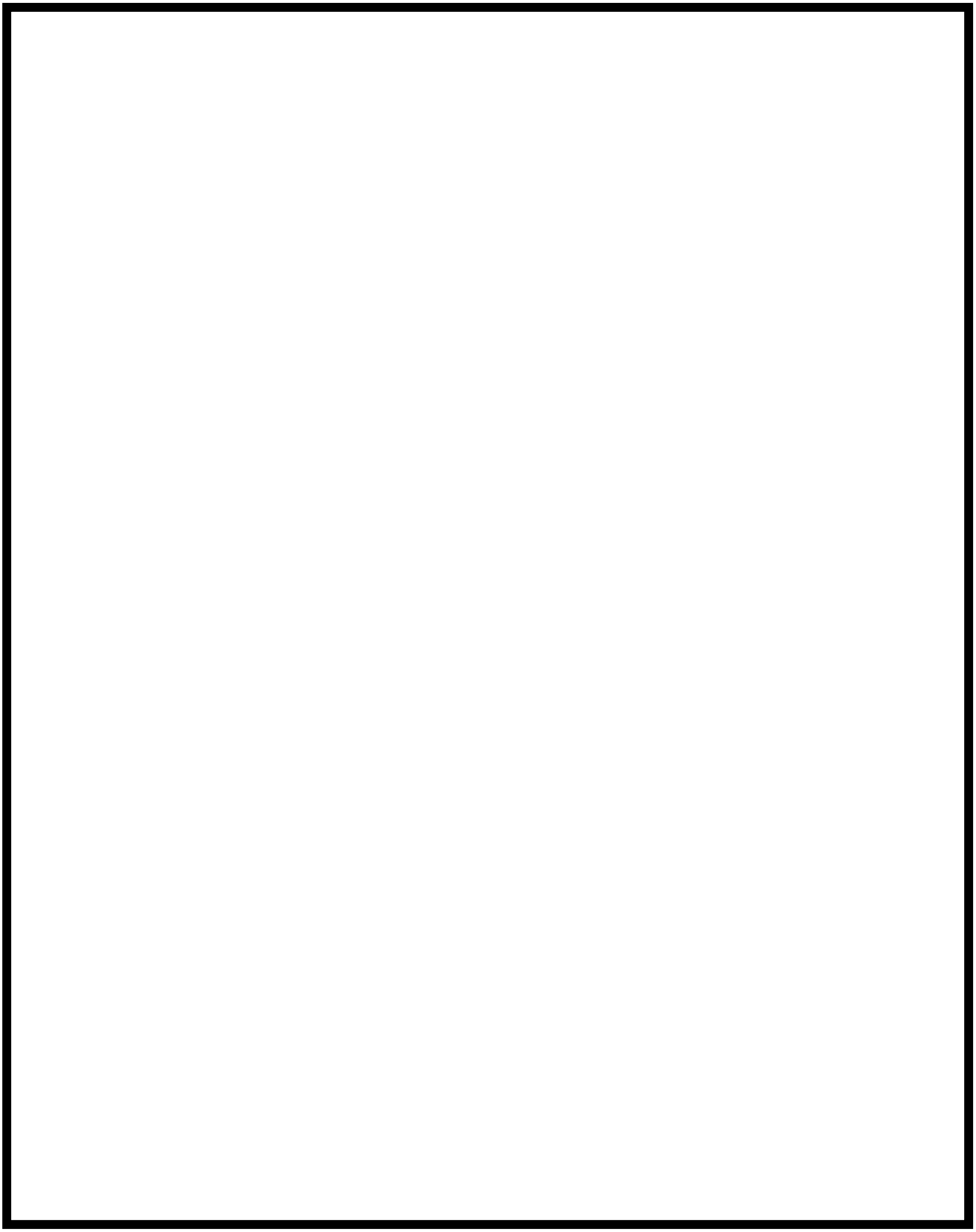


図 57-9-40　代替格納容器スプレイ冷却系，　残留熱除去系
（格納容器スプレイ冷却モード）の配置（７号炉）

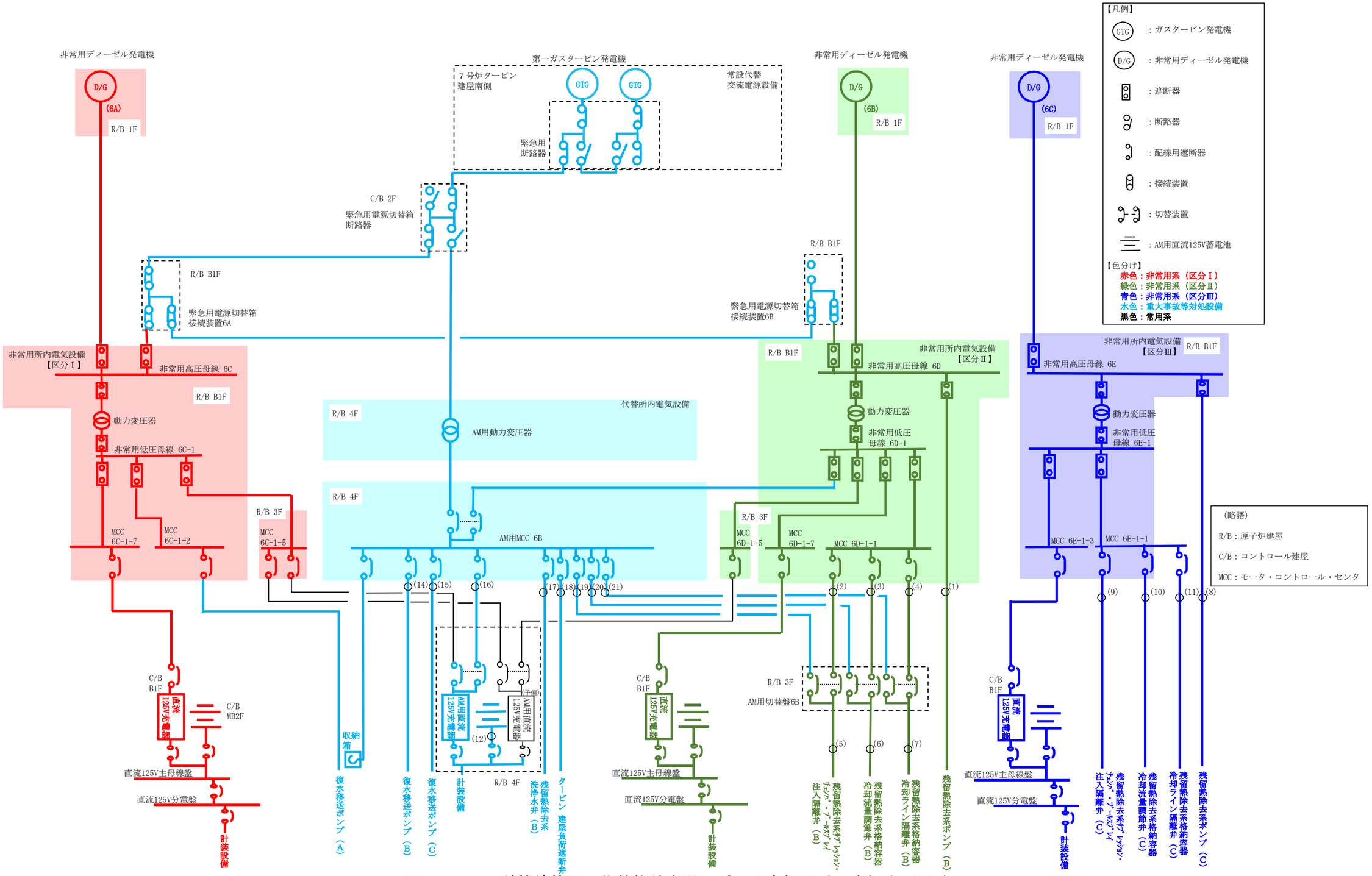


図 57-9-41　単線結線図＿代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（6 号炉）

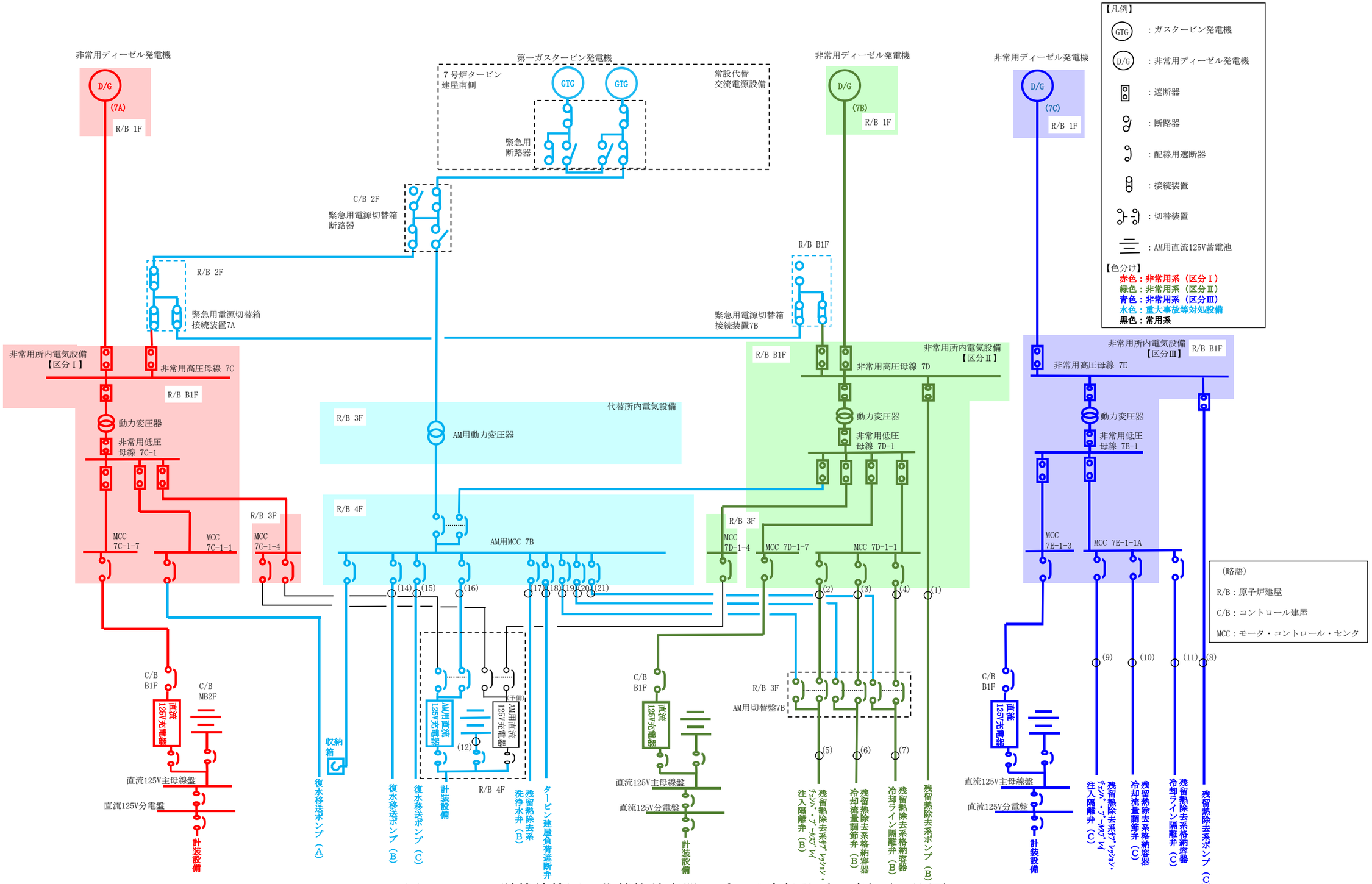


図 57-9-42　単線結線図＿代替格納容器スプレイ冷却系〔49 条〕（７号炉）

1.3.4 格納容器下部注水系［51 条］

格納容器下部注水系は炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための常設設備である。(図 57-9-43～44)

格納容器下部注水系の主要設備を表 57-9-17 に示す。

表 57-9-17　格納容器下部注水系の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	代替する設計基準対象施設
－	・格納容器下部注水系（常設） ・格納容器下部注水系（可搬型）	－
ポンプ	・復水移送ポンプ ・可搬型代替注水ポンプ	－
電動弁 (状態表示を含む)	・下部ドライウェル注水流量調節弁 (例：P13-MO-F094) ・下部ドライウェル注水ライン隔離弁 (例：P13-MO-F095) ・タービン建屋負荷遮断弁 (例：P13-MO-F029)	－
計装設備	・復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・格納容器下部水位	－

なお，格納容器下部注水系の各設備は以下の通り多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計としている。

①ポンプ

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は廃棄物処理建屋に設置されており，格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（可搬型代替注水ポンプ）は屋外に設置されており，位置的分散を図っている。（図 57-9-45）

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（復水移送ポンプ）は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（可搬型代替注水ポンプ）は，専用のエンジンにて運転する設計としており，それぞれ多様性を有している。

②電動弁

下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備又は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，それぞれ多重性を有している。

タービン建屋負荷遮断弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，また手動での操作が可能な設計としており，多様性を有している。

③計装設備

計装設備は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，また可搬型計器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。

なお，計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び格納容器下部水位に対して，復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計とする。

①～③の多重性又は多様性を有する設備の電路は，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（表 57-9-18）

具体的な電路については，表 57-9-18 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 57-9-18　電路ルート図＿格納容器下部注水系〔51 条〕

単線結線図	ルート図	
	図番号	頁
6 号炉動力用(図 57-9-46)	図 51- 1～10	57-9-(51- 1～10)
7 号炉動力用(図 57-9-47)	図 51-11～21	57-9-(51-11～21)
6 号炉計装設備用（表 57-9-18-1)	図 51-22～29	57-9-(51-22～29)
7 号炉計装設備用（表 57-9-18-2)	図 51-30～38	57-9-(51-30～38)
6 号炉制御用（表 57-9-18-3)	図 51-39～48	57-9-(51-39～48)
7 号炉制御用（表 57-9-18-4)	図 51-49～60	57-9-(51-49～60)

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 57-9-18-1　計装設備用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（６号炉）

重大事故緩和設備※			
S1	復水補給水系流量 （格納容器下部注水流量）	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 2 階
S2	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S4	ﾄﾞ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
S5	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S6	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S7	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内

※重大事故緩和設備のうち，S1,S5,S6,S7 に対して，S2,S3,S4 は独立した設計とする。

表 57-9-18-2　計装設備用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（7 号炉）

重大事故緩和設備※			
S1	復水補給水系流量 （格納容器下部注水流量）	中央制御室	現場計器 原子炉建屋地下 2 階
S2	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(B)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S3	復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ吐出圧力(C)	中央制御室	現場計器 廃棄物処理建屋地下 3 階
S4	ﾄﾞ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
S5	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S6	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内
S7	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内

※重大事故緩和設備のうち，S1,S5,S6,S7 に対して，S2,S3,S4 は独立した設計とする。

表 57-9-18-3　制御用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（６号炉）

重大事故等緩和設備（代替所内電気設備から給電）			重大事故等緩和設備（非常用所内電気設備から給電）		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　6C-1-7
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC 6B	D2	MCC　6C-1-7	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁
S3	AM 用操作盤 6A※2	AM 用 MCC 6B	D3	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　6D-1-7
S4	AM 用操作盤 6B※3	AM 用 MCC 6B	D4	MCC　6D-1-7	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁
S5	AM 用 MCC 6B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁			
S6	AM 用 MCC 6B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁			
S7	AM 用 MCC 6B	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁			

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁開閉操作

※3．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

※4．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁開閉操作，復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

表 57-9-18-4　制御用電路＿格納容器下部注水系〔51 条〕（7 号炉）

重大事故等緩和設備（代替所内電気設備から給電）			重大事故等緩和設備（非常用所内電気設備から給電）		
S1	AM 用直流 125V 充電器	中央制御室 格納容器補助盤	D1	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　7C-1-6
S2	中央制御室 格納容器補助盤※1	AM 用 MCC 7B	D2	MCC　7C-1-6	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁
S3	AM 用操作盤 7A※2	AM 用 MCC 7B	D3	中央制御室 格納容器補助盤※4	MCC　7D-1-6
S4	AM 用操作盤 7B※3	AM 用 MCC 7B	D4	MCC　7D-1-6	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁
S5	AM 用 MCC 7B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁			
S6	AM 用 MCC 7B	復水補給水系 下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁			
S7	AM 用 MCC 7B	ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁			

※1．復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(B)，復水移送ﾎﾟﾝﾌﾟ(C)起動停止操作，ﾀｰﾋﾞﾝ建屋負荷遮断弁開閉操作

※2．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁開閉操作

※3．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

※4．復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水流量調節弁開閉操作，復水補給水系下部ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ注水ﾗｲﾝ隔離弁開閉操作

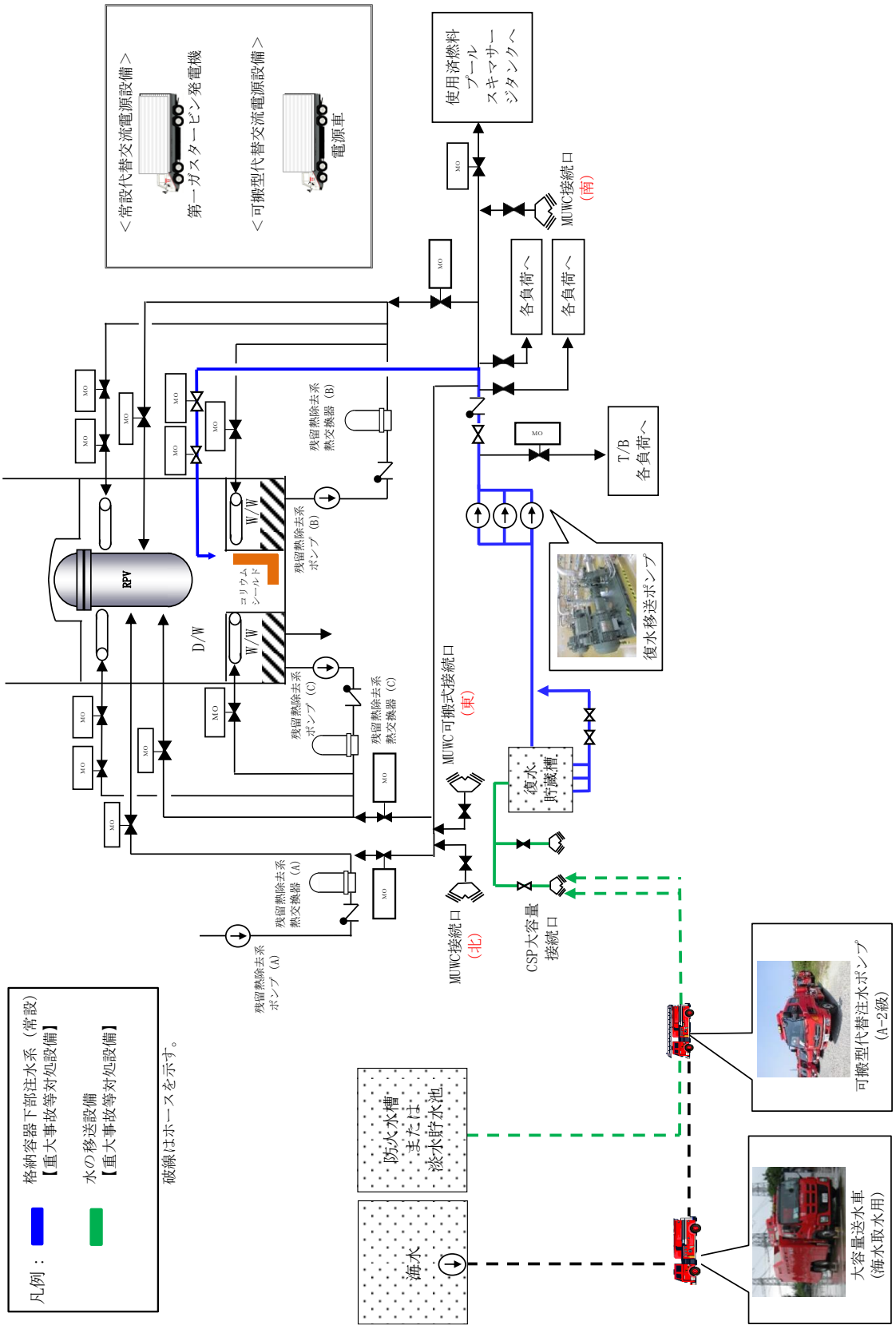


図 57-9-43　格納容器下部注水系（常設）系統概要図

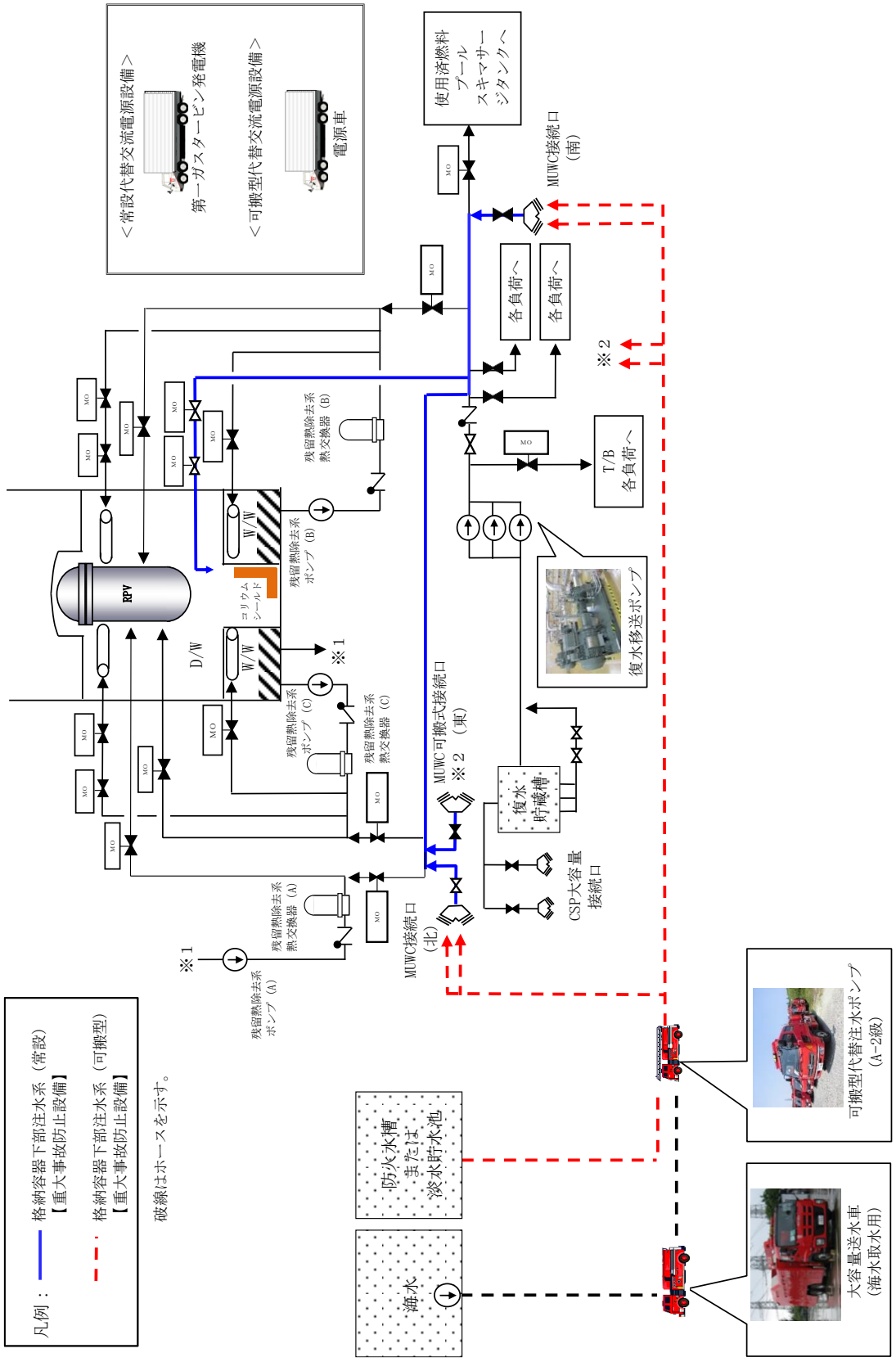


図 57-9-44　格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図

6 号炉の配置

7 号炉の配置

図 57-9-45　格納容器下部注水系の配置図

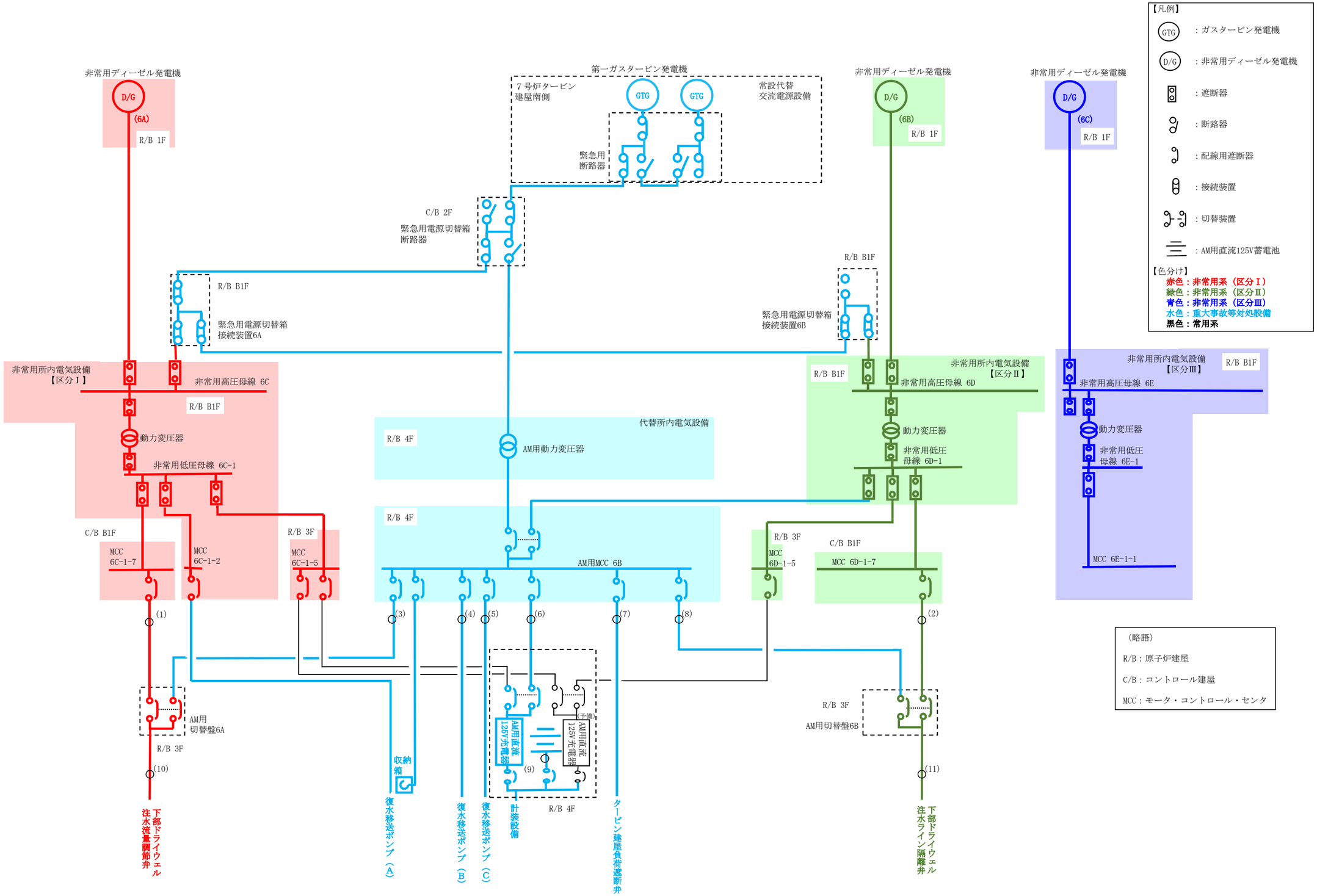


図 57-9-46　単線結線図＿格納容器下部注水系〔51 条〕（6 号炉）

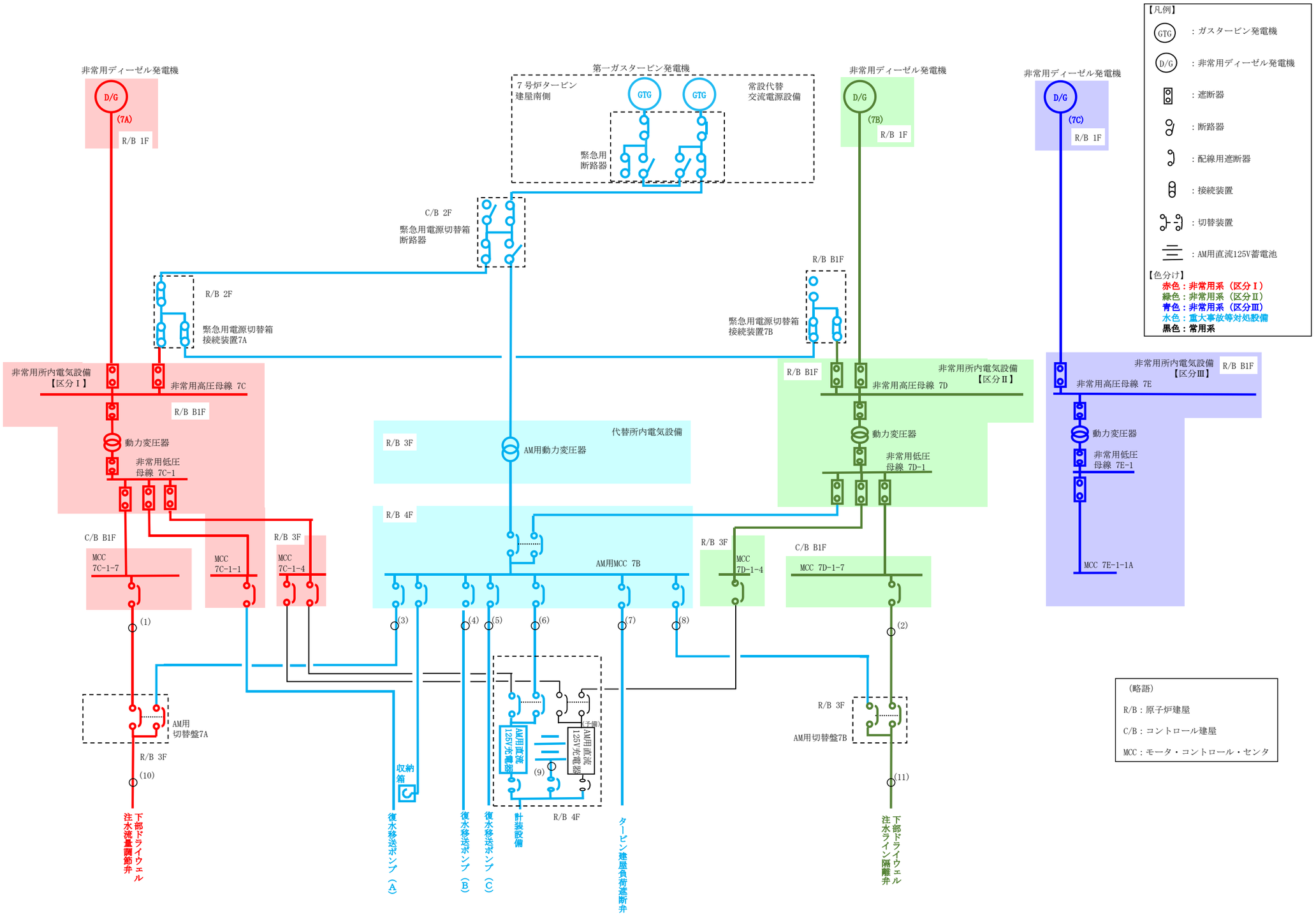


図 57-9-47　単線結線図＿格納容器下部注水系〔51 条〕（7 号炉）

1.4　自主対策設備について

1.4.1　第二代替交流電源設備

1.4.1.1　主要設備

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，第二代替交流電源設備を設ける設計とする。また，第二代替交流電源設備は軽油タンクからタンクローリ（16kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

第二代替交流電源設備は，第二ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，軽油タンク，タンクローリ（16kL），電路，計測制御装置等で構成し，第二ガスタービン発電機を設置場所での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系，又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。第二ガスタービン発電機の燃料は，第二ガスタービン発電機用燃料タンクより第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また，第二ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。第二代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機は，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，必要な場合に遮断器操作等により系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び軽油タンクは，必要な場合に弁操作等により系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，接続先の系統と分離して保管し，必要な場合に接続，弁操作等により系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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)　第二ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

ガスタービン

個数	：2
使用燃料	：軽油
出力	：約 3,600kW/台

発電機

個数	：2
種類	：同期発電機
容量	：約 4,500kVA/台　（連続定格：約 3,687.5kVA）
力率	：0.8
電圧	：6.9kV
周波数	：50Hz
取付箇所	：荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

(2)　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）

種類	：横置円筒型
容量	：約 50kL/基
最高使用圧力	：静水頭
最高使用温度	：66℃
個数	：2
取付箇所	：荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

(3)　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）

種類	：スクリュー式
個数	：2
容量	：約 3.0m^3/h/台
揚程	：約 50m
原動機出力	：約 1.5kW/台
取付箇所	：荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

1.4.2　直流給電車

1.4.2.1　主要設備

設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源・全直流電源），及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源・常設代替直流電源）により，重大事故に至る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。

1.4.2.2　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)　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 57-9-48，図 57-9-49 に示す。

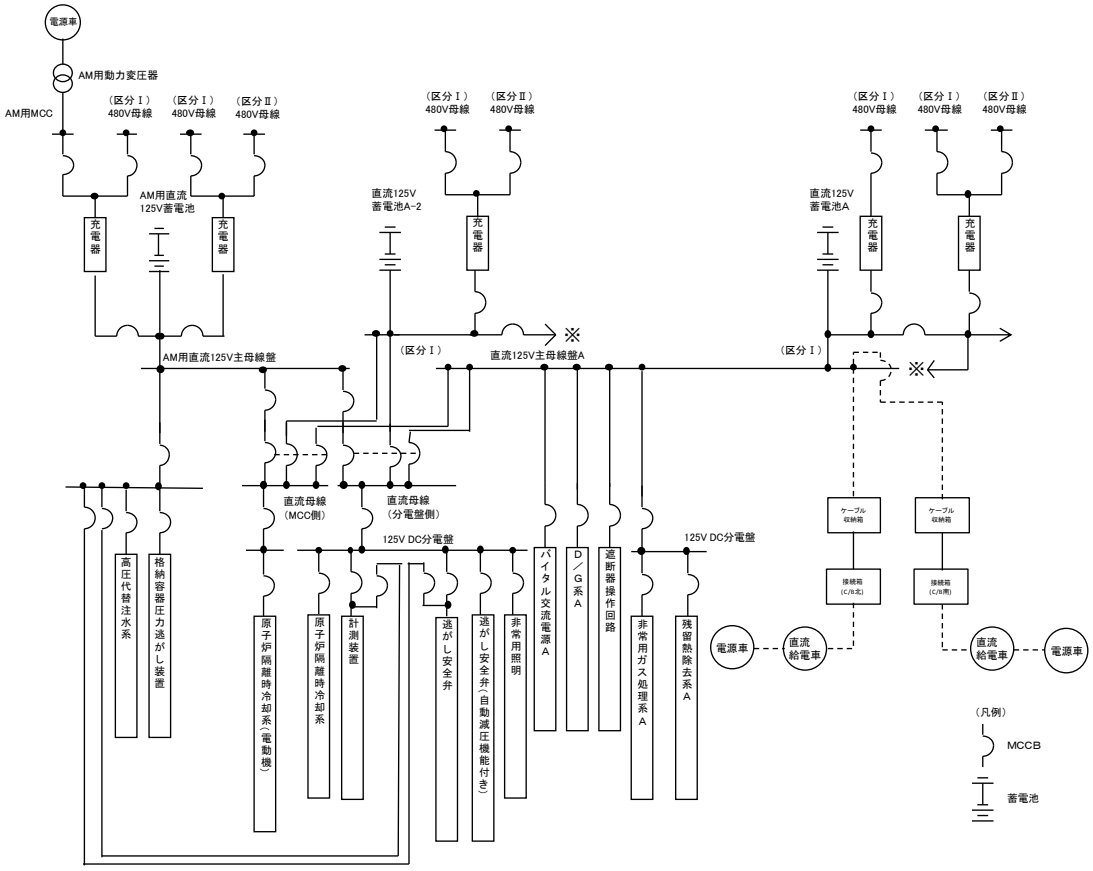


図 57-9-48　直流給電車（6 号炉）

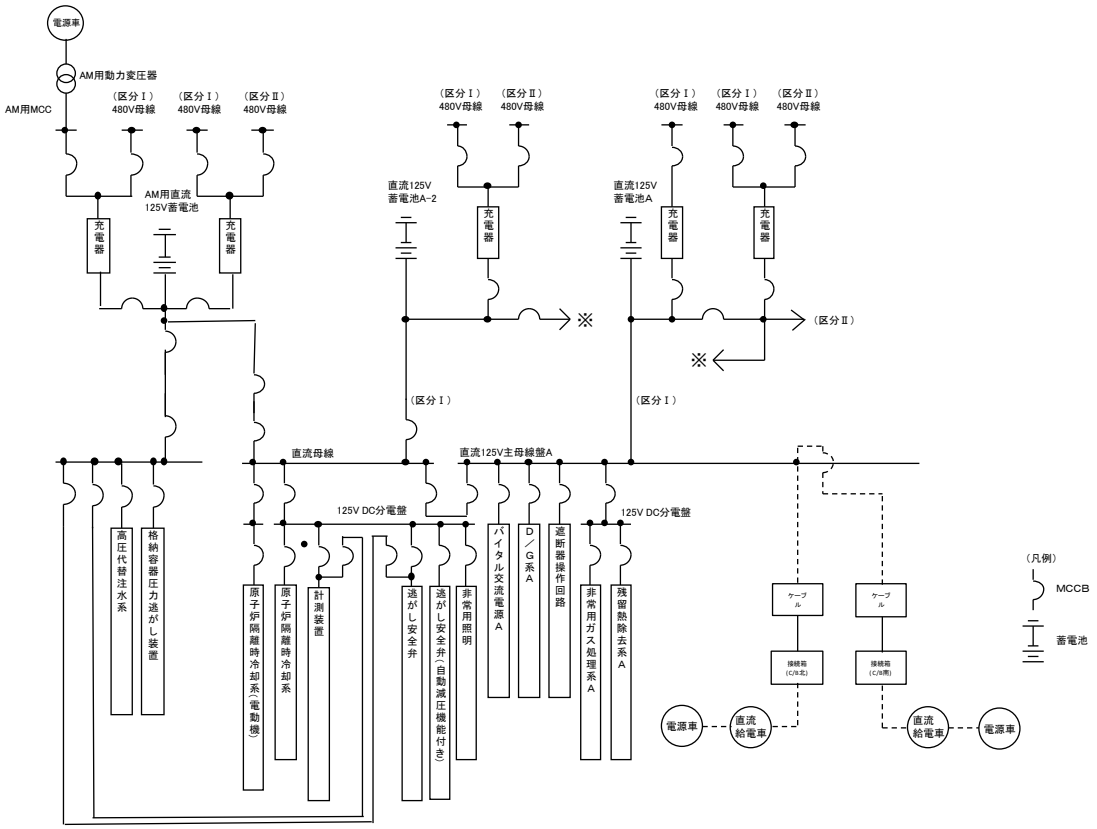


図 57-9-49　直流給電車（7 号炉）

1.4.3　号炉間連絡ケーブル

1.4.3.1　主要設備

重大事故等時において，5 号，6 号及び 7 号炉で迅速かつ安全に電源融通を可能とするため，号炉間連絡ケーブルを設ける。号炉間連絡ケーブルは，5 号，6 号及び 7 号炉の非常用モータ・コントロール・センタを相互に接続し，重大事故等時には，号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することにより，迅速かつ安全に電源融通を行うことができる。通常時は，号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放することにより，6 号及び 7 号炉非常用所内電源系の分離を図っており，非常用所内電源系としての技術的要件が満たされなくなることのない設計としている。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

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)　号炉間連絡ケーブル（7 号炉，6 号炉間）

個数　　：1 式

(2)　号炉間連絡ケーブル（6 号炉，5 号炉間）

個数　　：1 式

単線結線図を図 57-9-50 に示す。

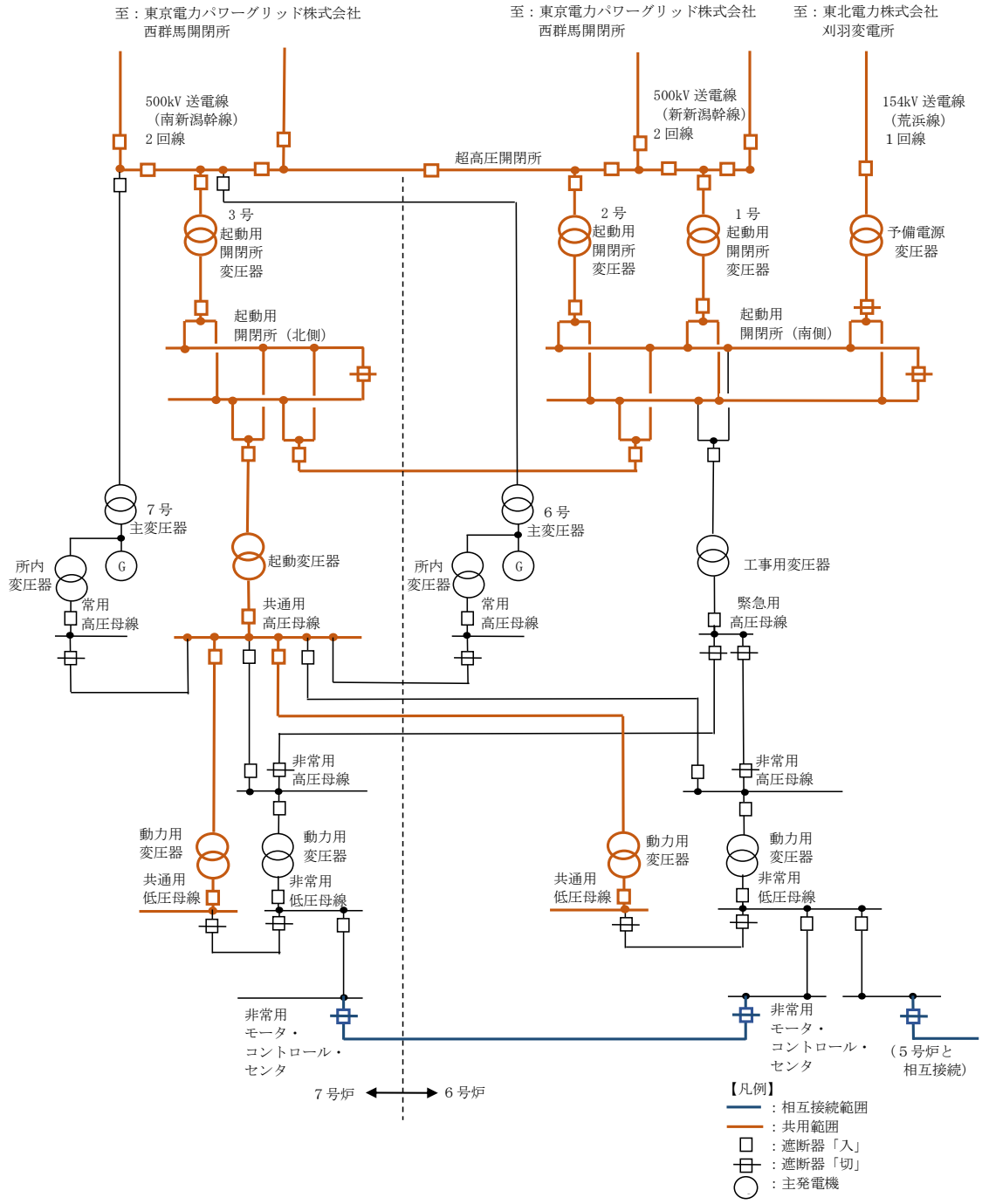


図 57-9-50　単線結線図（非常用所内電源系の相互接続）

1.4.4　荒浜側緊急用高圧母線及び大湊側緊急用高圧母線

1.4.4.1　主要設備

代替所内電気設備に関連して，第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線への電源供給ラインの多重化を図るため，荒浜側緊急用高圧母線及び大湊側緊急用高圧母線を設ける。

荒浜側緊急用高圧母線は，第二ガスタービン発電機から受電し，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置を経由し，6 号及び 7 号炉の非常用高圧母線へ給電可能とする。大湊側緊急用高圧母線は，第二ガスタービン発電機から受電し，緊急用電源切替箱接続装置を経由し，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緊急用電源切替箱断路器又は緊急用電源切替箱接続装置に接続するケーブルルートは，第一ガスタービン発電機から緊急用電源切替箱断路器又は緊急用電源切替箱接続装置に接続するケーブルルートと位置的分散を図った設計とする。また，第二ガスタービン発電機から荒浜側緊急用高圧母線を経由して緊急用電源切替箱断路器に至る電路は洞道を経由し，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て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敷設としており，それぞれの電路で位置的分散を図る設計とする。

なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

1.4.4.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1)　荒浜側緊急用高圧母線（6 号及び 7 号炉共用）

電圧　　：6.9kV

母線定格電流：約 1,200A

(2)　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 57-9-51～図 57-9-54 に示す。

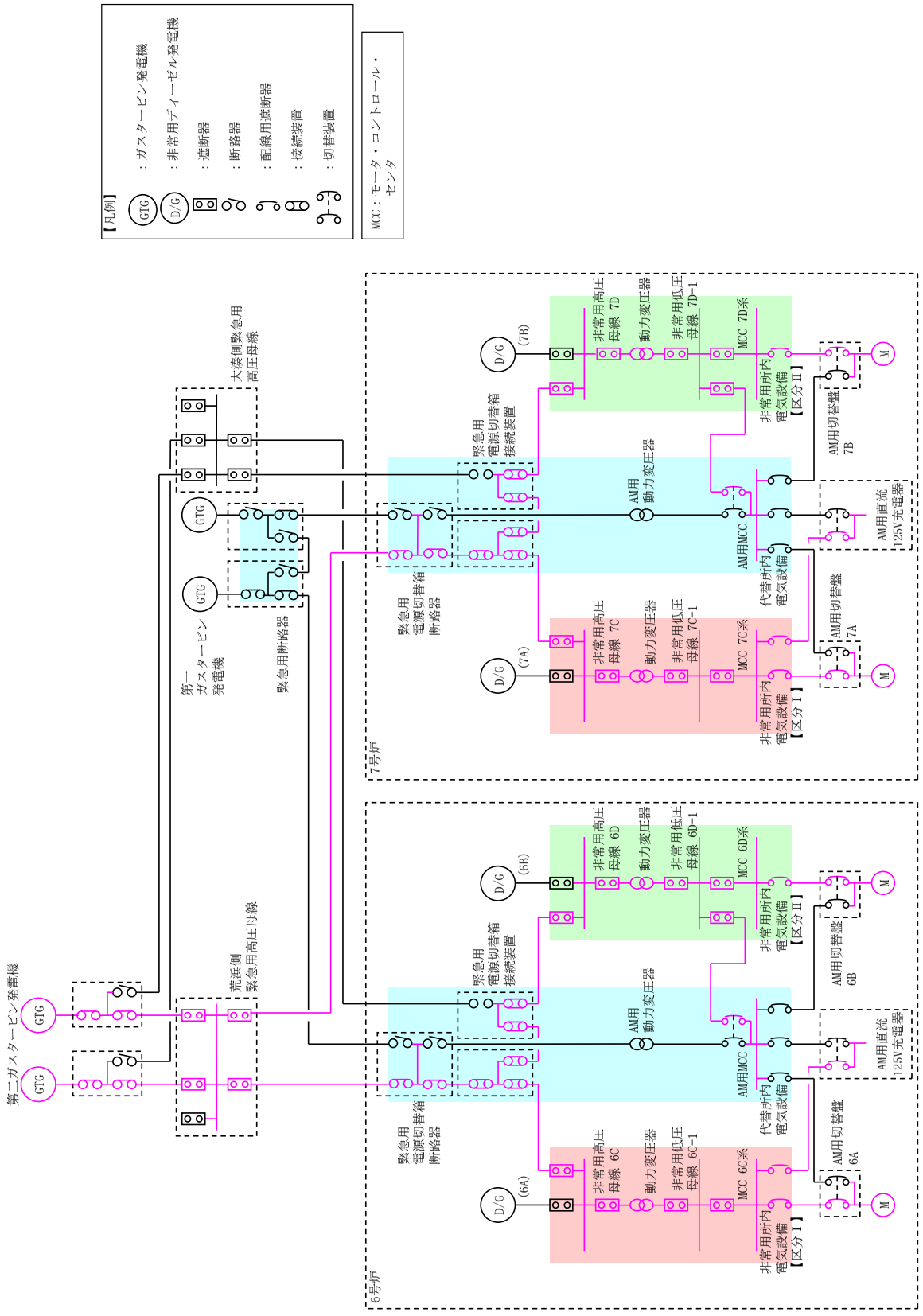


図 57-9-51　荒浜側緊急用高圧母線経由の非常用所内電気設備の電源供給ライン

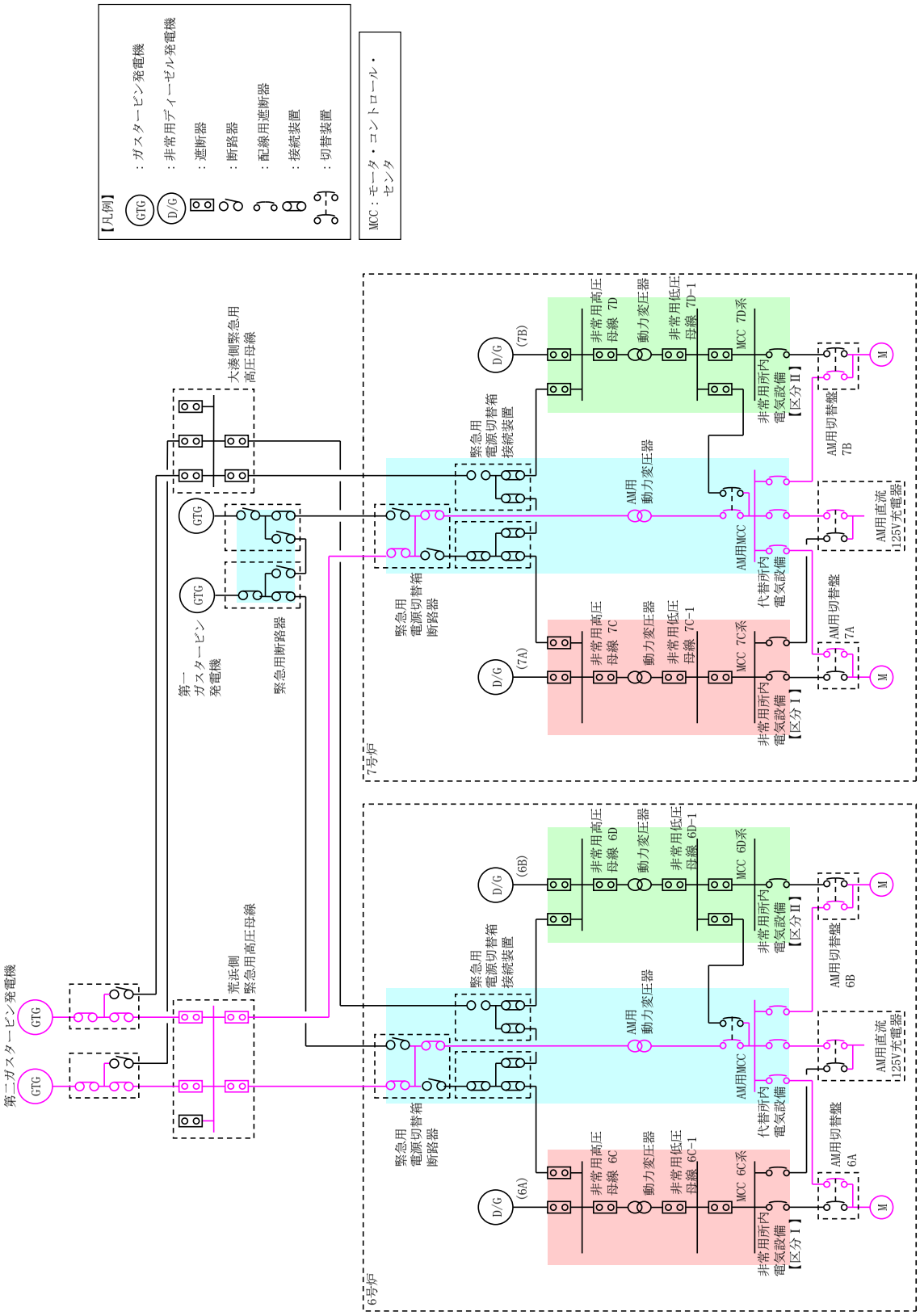


図 57-9-52　荒浜側緊急用高圧母線経由の代替所内電気設備の電源供給ライン

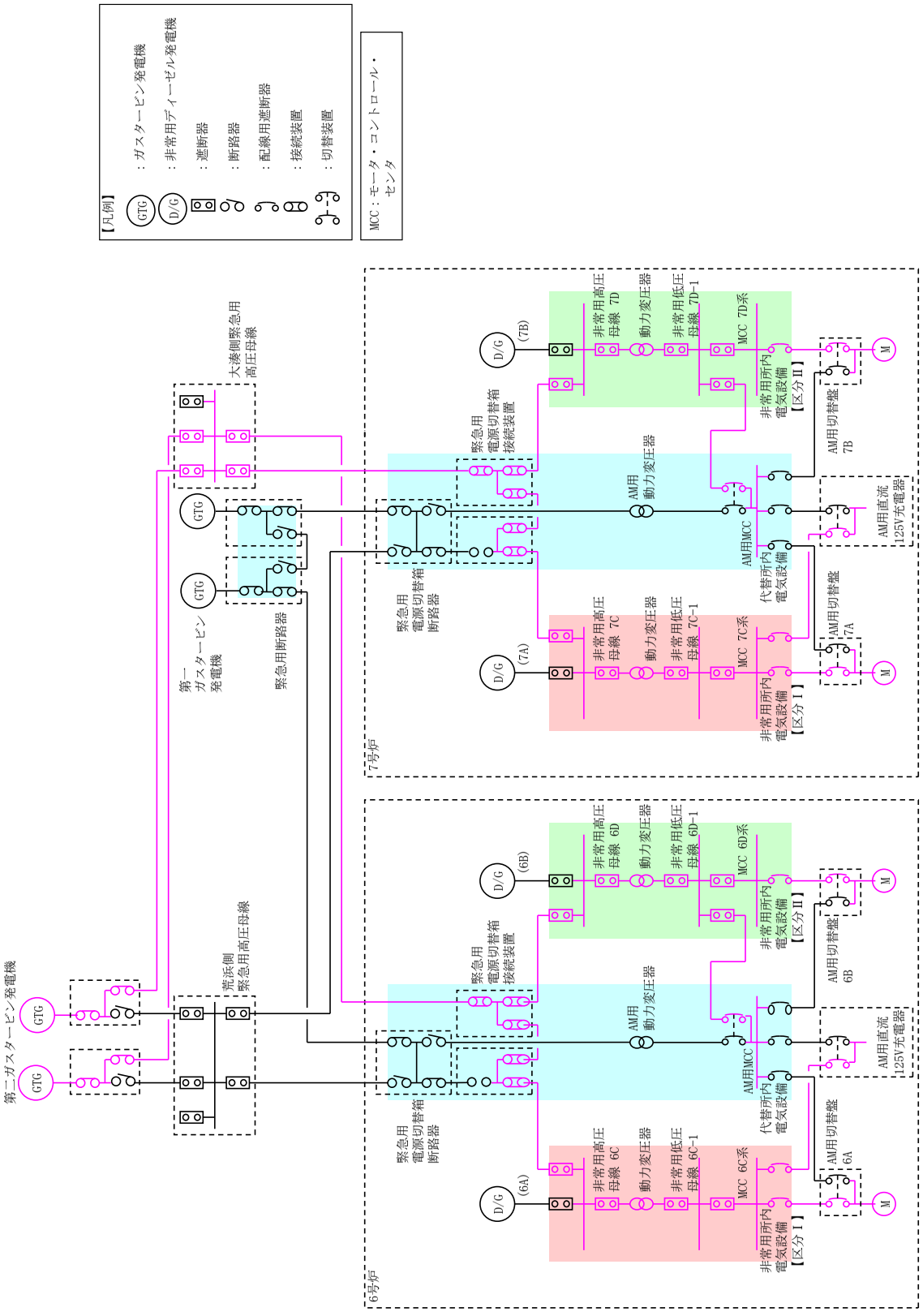


図 57-9-53 大湊側緊急用高圧母線経由の非常用所内電気設備の電源供給ライン

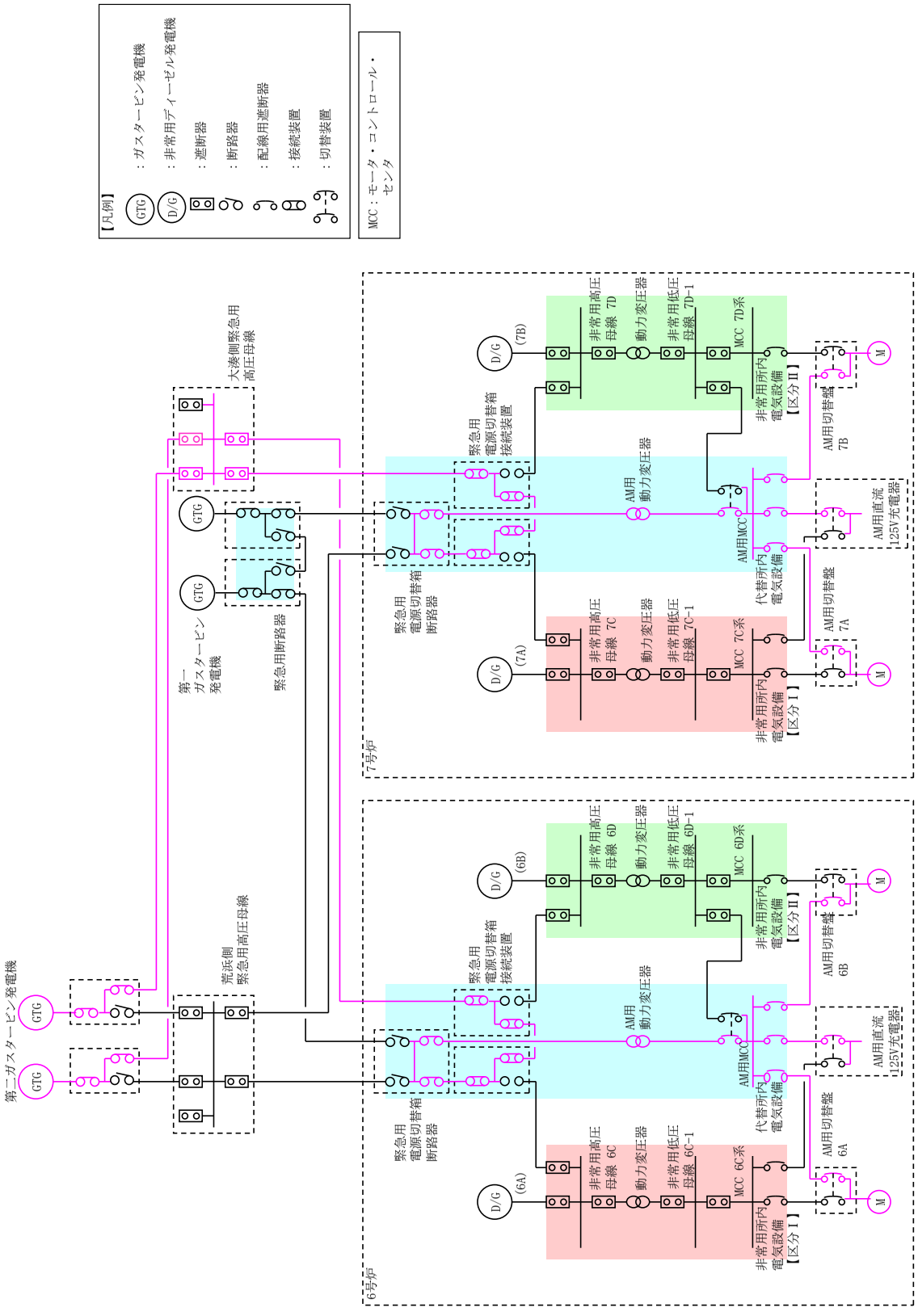


図 57-9-54　大湊側緊急用高圧母線経由の代替所内電気設備の電源供給ライン

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	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			系統機能	火災防護設備	C/B直流125V蓄電池6A非常用排風機	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機A	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)	非常用ガス処理系排風機等（非常用ガス処理系乾燥装置及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む）	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置(交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電)	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化系ポンプA	燃料プール冷却浄化系ポンプB	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック吸引ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック排気ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)ヒータ制御盤
37	－	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																																															
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）																○	○	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○									○	○							
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗																		○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○									○	○							
			全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失																		○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○									○	○							
			全交流動力電源喪失（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）																																															
		格納容器破損防止	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																○			○		○	○																									
			炉心溶融・コンクリート相互作用																																															
		SFP燃料破損防止	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																																															
			全交流動力電源喪失																○			○		○																○	○									
			原子炉冷却材の流出																																															
			反応度の誤投入																																																

【６号炉】

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	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		系統機能	火災防護設備	C/B直流125V蓄電池6A非常用排風機	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機A	R/B AM用直流125V蓄電池室排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)	非常用ガス処理系排風機等（非常用ガス処理系乾燥装置及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む）	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化系ポンプA	燃料プール冷却浄化系ポンプB	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック吸引ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)サンプリングラック排気ポンプ	格納容器内雰囲気モニタ系(B)ヒータ制御盤
38	49	重大事故等対処施設の地盤																																															
39	50	地震による損傷の防止																																															
40	51	津波による損傷の防止																○																															
41	52	火災による損傷の防止		○	○	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	○					○																															
42	53	（対象外）特定重大事故等対処施設																																															
43	54	重大事故等対処設備																																															
44	59	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	代替制御棒挿入機能																																														
			代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能																																														
			ほう酸水注入系																																														
45	60	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	原子炉隔離時冷却系															○	○	○																													
			高圧代替注水系																	○																													
46	61	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	代替自動減圧機能															○			(○)																												
			逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）															(○)	(○)	○	(○)																												
47	62	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	低圧代替注水系																	○		(○)	○	○																									
48	63	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	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															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																	
49	64	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	代替格納容器スプレイ冷却系																	○		(○)	○	○																									
50	65	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																	
			代替循環冷却系															○		○	○	(○)	○	○																									
51	66	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	格納容器下部注水系																	○	○	(○)	○	(○)																									
52	67	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置															(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○															○	○	○
			耐圧強化ベント系																	○																													
53	68	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	静的触媒式水素再結合器																	○																													
54	69	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	使用済燃料貯蔵プールの監視設備									○						○		○																													
			燃料プール冷却浄化系															○			(○)																						○	○	(○)	(○)			
55	70	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備																																															
56	71	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備																																															
57	72	電源設備																○	○	○																													
58	73	計装設備												○					○	○	○	○						○				○	○															○	○	○
59	74	原子炉制御室	居住性の確保															○															○	○	○	○	○	○											
60	75	監視測定設備																																															
61	76	緊急時対策所																																															
62	77	通信連絡を行うために必要な設備	発電所内の通信連絡															○																															
			発電所外の通信連絡																																														
ガスタービン発電機から給電する負荷容量として考慮する負荷		合計：1284kW		49	0.75	2.2		1.5		0.75		6	6					94	56	41	98		55	55	7.5		3	4.2	0.4	0.4	11.2	8	36.2	3	100				540	5.5			90	1.5			0.4	0.4	6.6

○：必要となる負荷
（○）：２系のうち待機系

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	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			系統機能	火災防護設備	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	DG(A)/Z排風機A	DG(A)/Z排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラックチラーユニット）	フィルタ装置水素濃度（サンプリングラック/気体抽出ラック）	非常用ガス処理系排風機等（非常用ガス処理系乾燥装置及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む）	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化系ポンプA	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化系ポンプB	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプルポンプB	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプル昇圧ポンプB	格納容器内雰囲気モニタ電源盤B
		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																																														
			全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）															○	○	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○									○	○							
			全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗																	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○									○	○							
			全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失																	○	○	○		○	○	(○)	○	○	○	○	○	○									○	○							
			全交流動力電源喪失 （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）																																														
37	－	格納容器破損防止	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															○			○		○	○																									
			炉心溶融・コンクリート相互作用																																														
		SFP燃料損傷防止	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																																														
			全交流動力電源喪失															○			○		○																○	○									
			原子炉冷却材の流出																																														
			反応度の誤投入																																														

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	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		系統機能	火災防護設備	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機B	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機A	C/B計測制御電源盤区域(B)排風機B	DG(A)/Z排風機A	DG(A)/Z排風機B	交流120V中央制御室計測用主母線盤A	交流120V中央制御室計測用主母線盤B	ほう酸水注入系ポンプA	ほう酸水注入系ポンプA用潤滑油ポンプ	ほう酸水注入系ポンプB	ほう酸水注入系ポンプB用潤滑油ポンプ	直流125V蓄電池A（交流120Vバイタル電源設備A含む）	直流125V蓄電池A-2	AM用直流125V蓄電池	直流125V蓄電池B（交流120Vバイタル電源設備B含む）	復水移送ポンプA	復水移送ポンプB	復水移送ポンプC	ドレンポンプ装置A	ドレンポンプ装置B	フィルタ装置スクラバ水pH	格納容器ベント用スクラバタンク加温ヒータ	格納容器ベント用ドレン配管凍結防止ヒータ	格納容器ベント用検出配管凍結防止ヒータ	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラックチラーユニット)	フィルタ装置水素濃度(サンプリングラック/気体抽出ラック)	非常用ガス処理系排風機等（非常用ガス処理系乾燥装置及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む）	中央制御室可搬型陽圧化空調機	非常用照明	可搬型蓄電池内蔵型照明（交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電）	データ表示装置(交流120V中央制御室計測用主母線盤から給電)	中央制御室待避室用非常用照明（非常用照明から給電）	残留熱除去系ポンプA	残留熱除去系ポンプA室空調機	残留熱除去系ポンプB	残留熱除去系ポンプB室空調機	燃料プール冷却浄化系ポンプA	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機A	燃料プール冷却浄化系ポンプB	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機B	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプルポンプB	格納容器内雰囲気モニタ事故時用サンプル昇圧ポンプB	格納容器内雰囲気モニタ電源盤B
38	49	重大事故等対処施設の地盤																																														
39	50	地震による損傷の防止																																														
40	51	津波による損傷の防止														○																																
41	52	火災による損傷の防止		○	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	○					○																															
42	53	（対象外）特定重大事故等対処施設																																														
43	54	重大事故等対処設備																																														
44	59	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	代替制御棒挿入機能																																													
45	60	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	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能																																													
			ほう酸水注入系																																													
			原子炉隔離時冷却系														○	○	○																													
			高圧代替注水系																○																													
46	61	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	代替自動減圧機能														○			(○)																												
			逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）														(○)	(○)	○	(○)																												
47	62	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	低圧代替注水系																○		(○)	○	○																									
48	63	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	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														(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																	
49	64	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	代替格納容器スプレイ冷却系																○		(○)	○	○																									
50	65	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置														(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○																	
			代替循環冷却														○		○	○	(○)	○	○																									
51	66	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	格納容器下部注水系																○	○	(○)	○	(○)																									
52	67	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置														(○)		○	○				○	(○)	○	○	○	○	○	○															○	○	○
			耐圧強化ベント系																○																													
53	68	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	静的触媒式水素再結合器																○																													
54	69	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	使用済燃料貯蔵プールの監視設備									○					○		○																													
			燃料プール冷却浄化系														○			(○)																						○	○	(○)	(○)			
55	70	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備																																														
56	71	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備																																														
57	72	電源設備														○	○	○																														
58	73	計装設備											○				○	○	○	○						○				○	○															○	○	○
59	74	原子炉制御室	居住性の確保														○															○	○	○	○	○	○											
60	75	監視測定設備																																														
61	76	緊急時対策所																																														
62	77	通信連絡を行うために必要な設備	発電所内の通信連絡													○																																
			発電所外の通信連絡																																													
ガスタービン発電機から給電する負荷容量として考慮する負荷		合計：1294kW		49	5.5		1.5		1.5		3	3					94	56	41	98		55	55	7.5		4.2	4.2	0.4	0.4	11.2	8	19.45	3	100				540	3.7			110	0.8			2.2	0.8	15

○：必要となる負荷
（○）：２系のうち待機系

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	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失	全交流動力電源喪失（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（シェルアタック）	炉心溶融・コンクリート相互作用	想定事故１	想定事故２	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
ガスタービン発電機を使用するケース	―	―	○	○	○	○	○	―	―	―	―	○	○	―	―	○	―	―	―	―	―	○	―	―
ガスタービン発電機の代替としての電源車の使用可否 （電源車による給電は12時間後から可能とする）			○	○	○	×※1	○					×※1	×※1			×※1						×※1		
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。					LOCAを起因とするため，原子炉水位の低下が早く，事象発生後90分(リロケーションの回避)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。			LOCAを起因とするため，原子炉水位の低下が早く，事象発生後90分(リロケーションの回避)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1時間後，冷却材温度が100℃に到達し，事象発生5時間後TAFに到達する。それまでにMUWCによる注水を行う必要があるが，時間的余裕が小さく，電源車からの給電を期待することは困難である。		

※１：電源車による給電の開始時間によっては，ガスタービン発電機の代替として使用可能(全交流動力電源喪失+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，停止時全交流動力電源喪失→5時間以内)

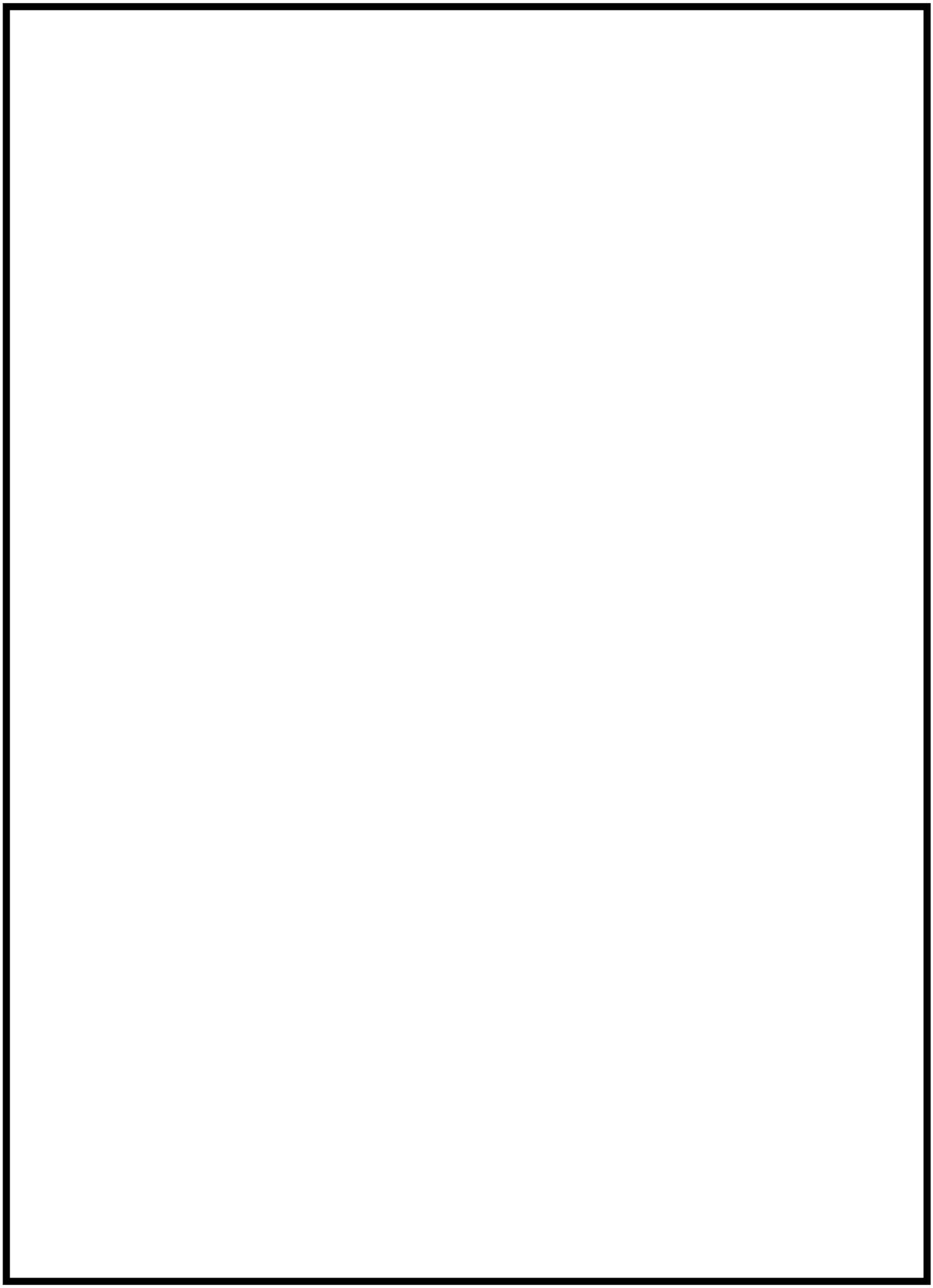


図47-1　　6号炉原子炉建屋　地下3階

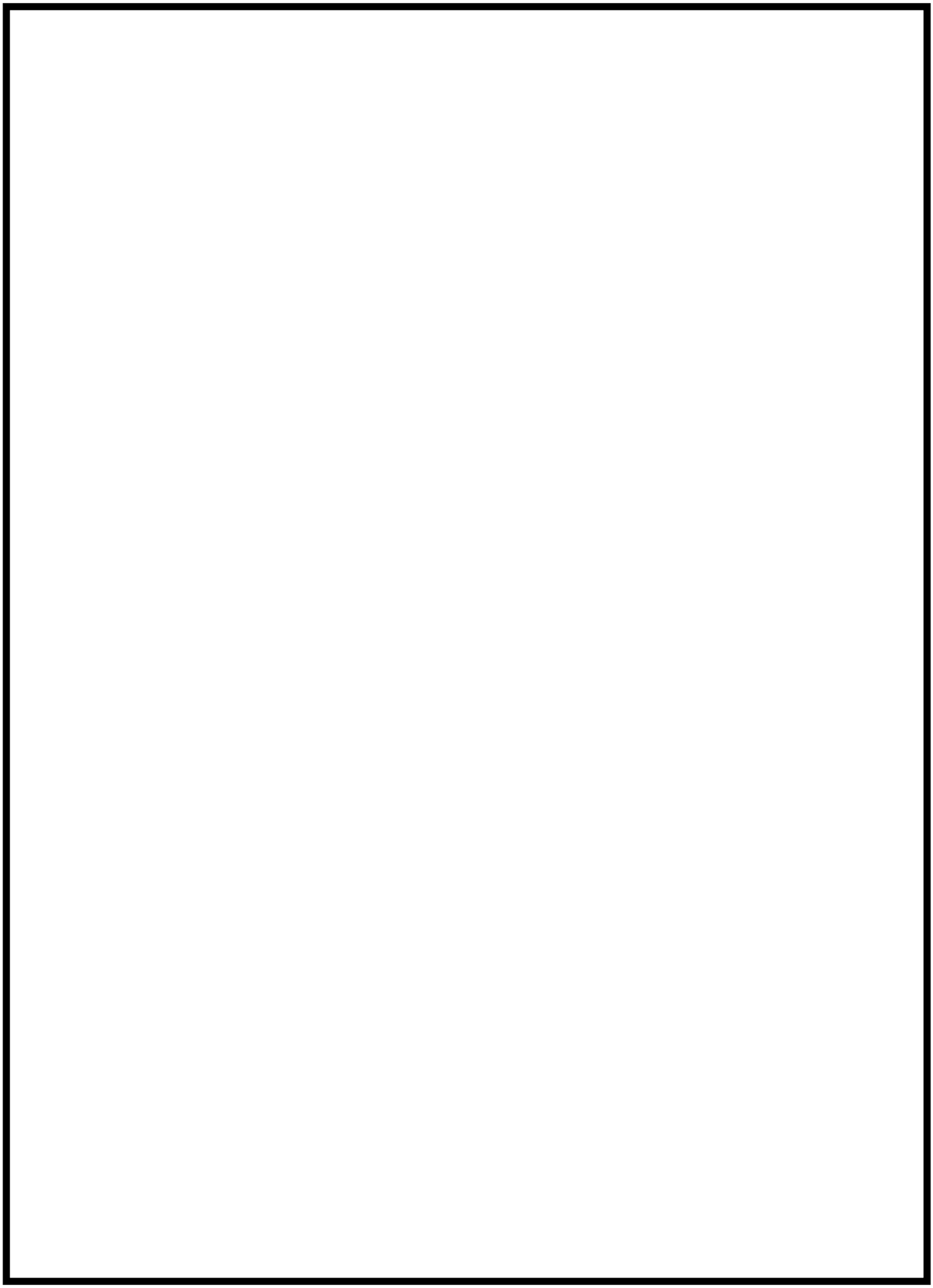


図47-2　　6号炉原子炉建屋　地下2階

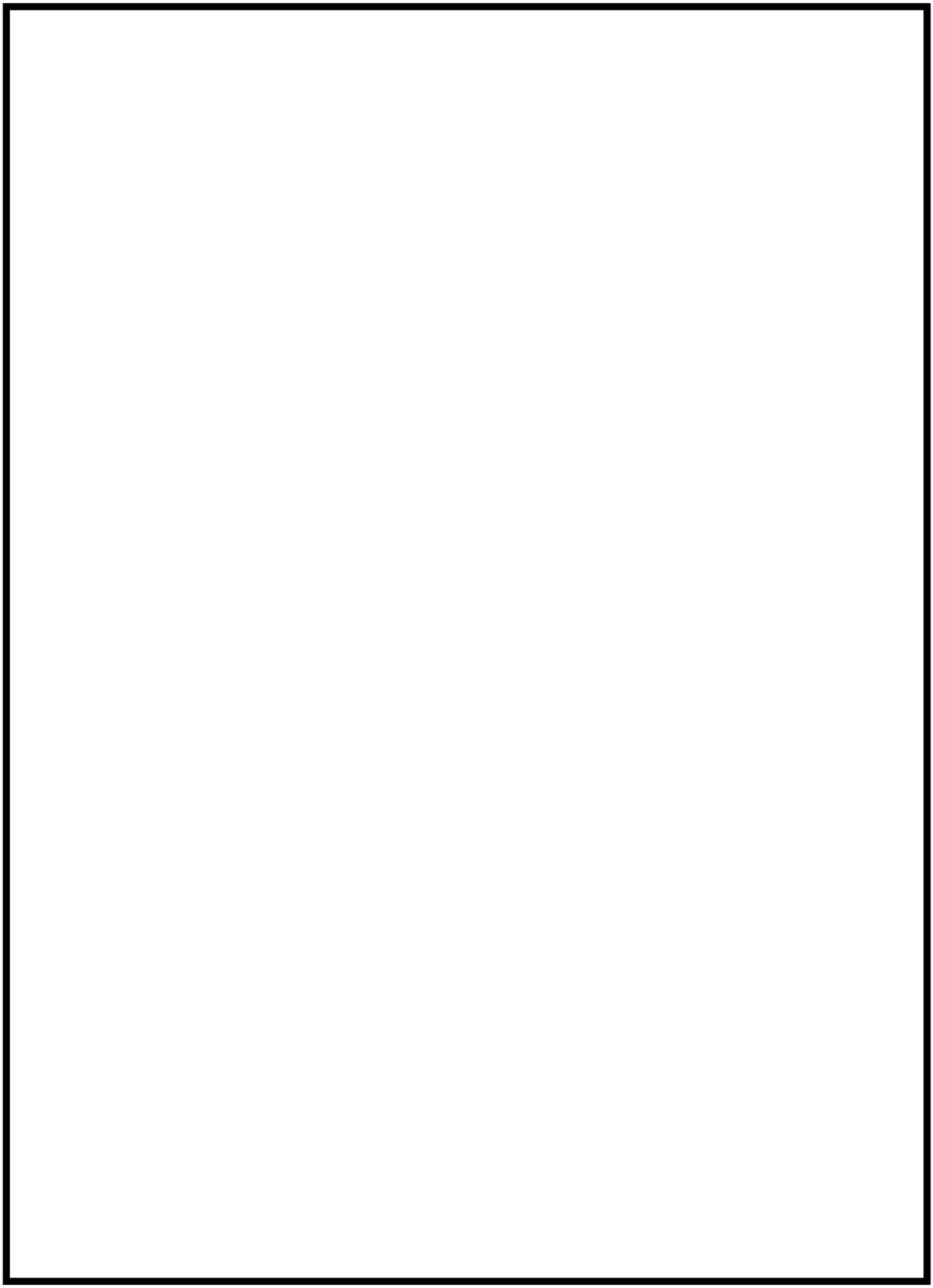


図47-3　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

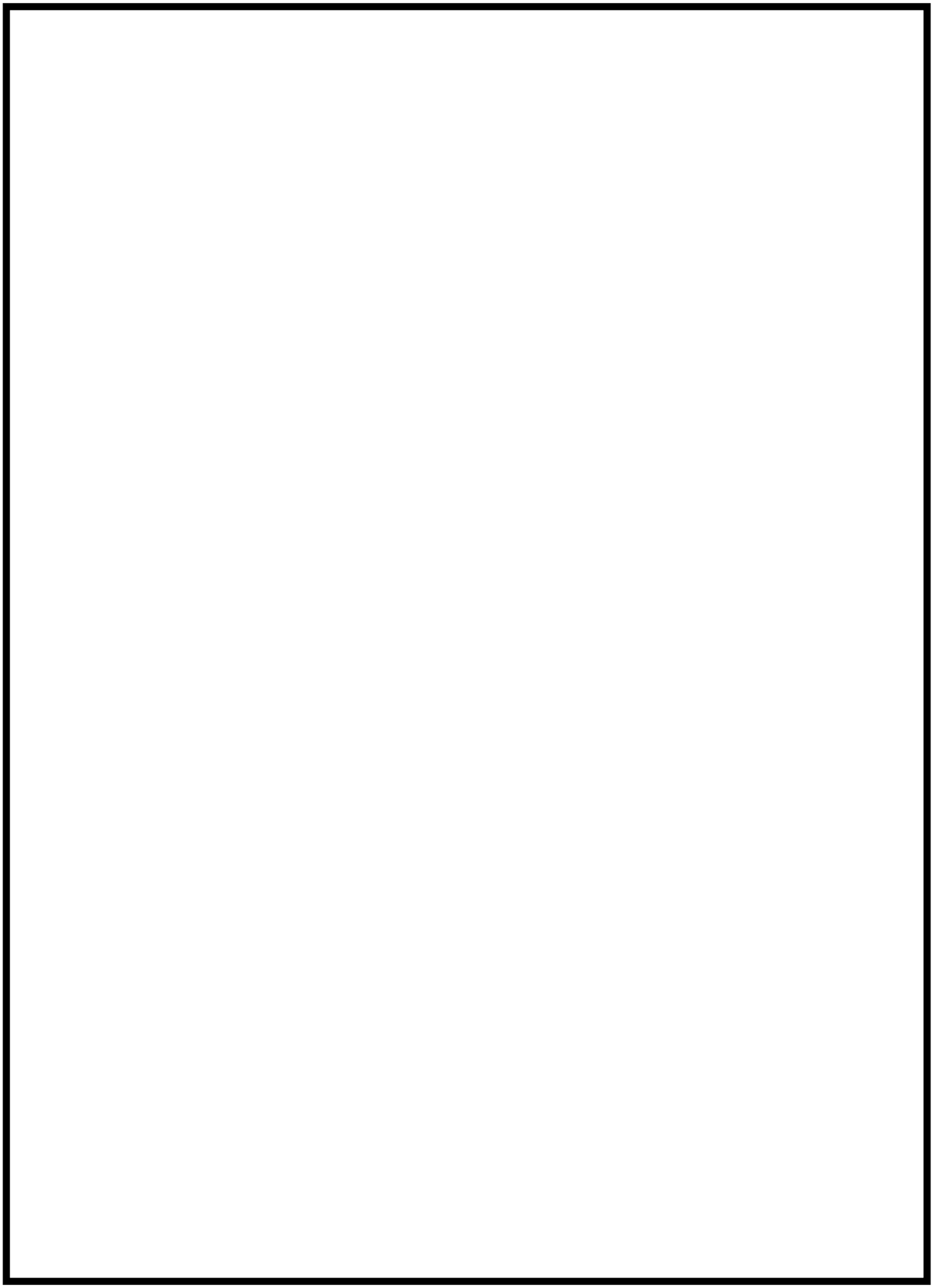


図47-4　　6号炉原子炉建屋　地上1階

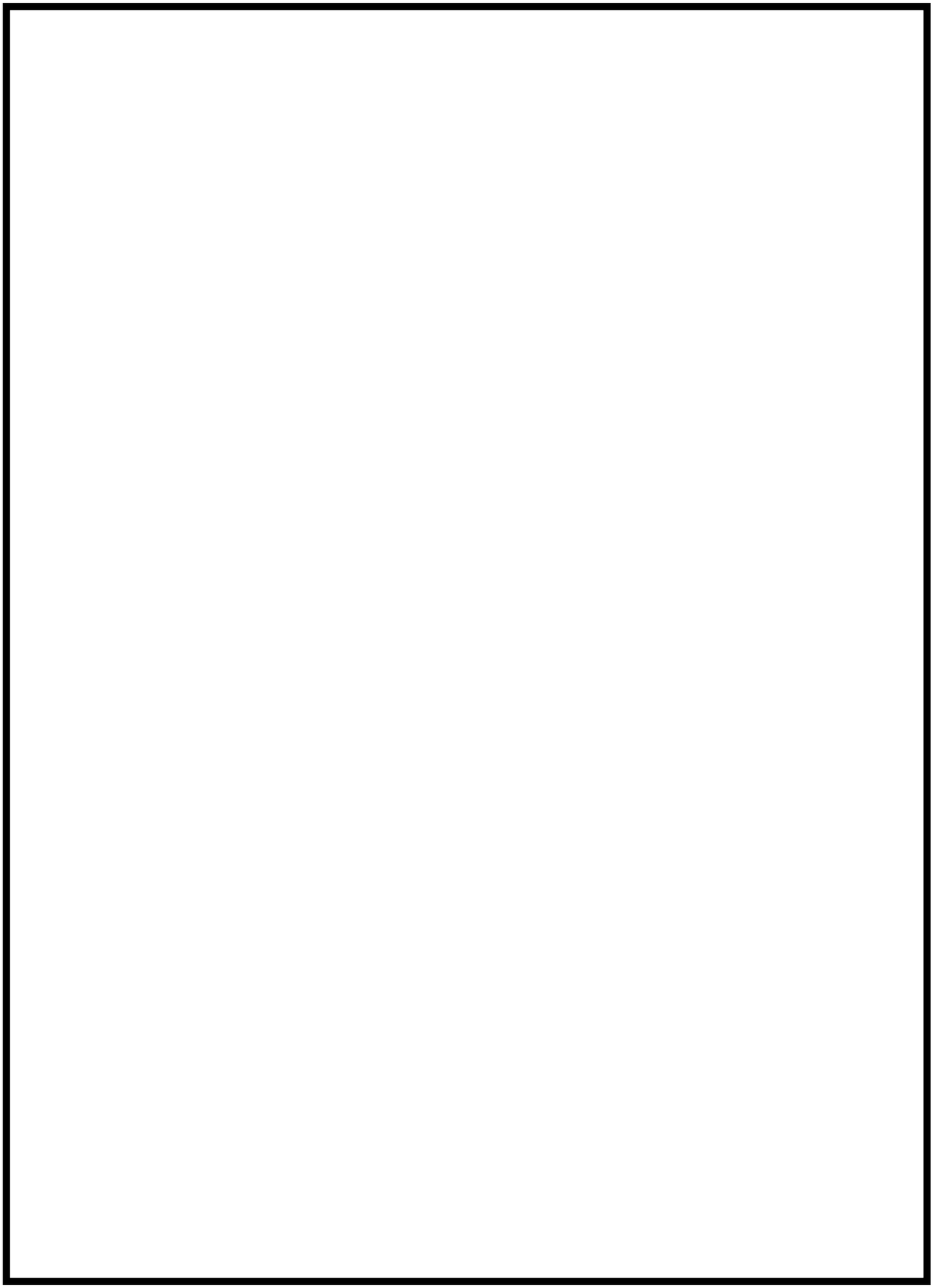


図47-5　　6号炉原子炉建屋　地上2階

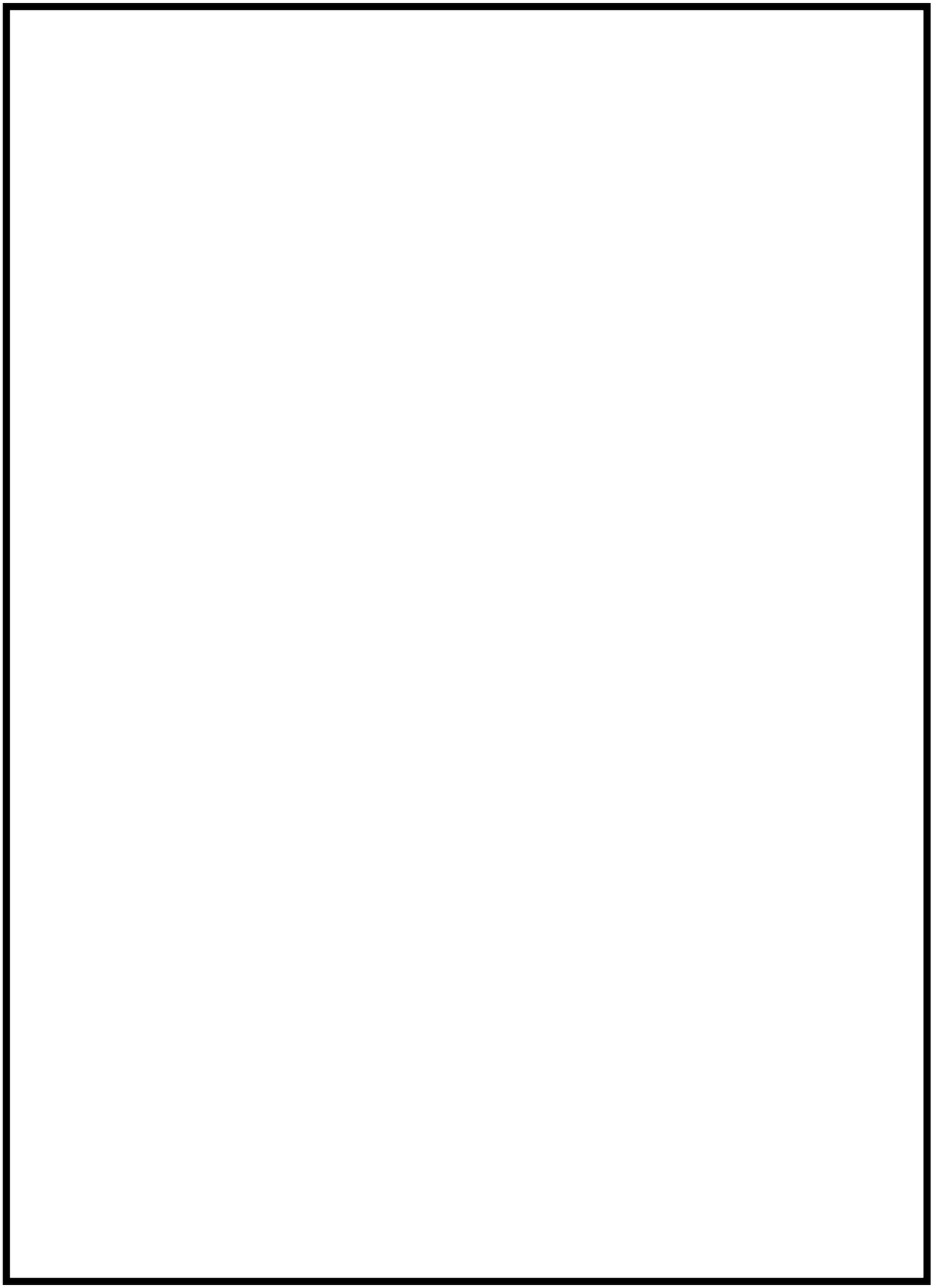


図47-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階

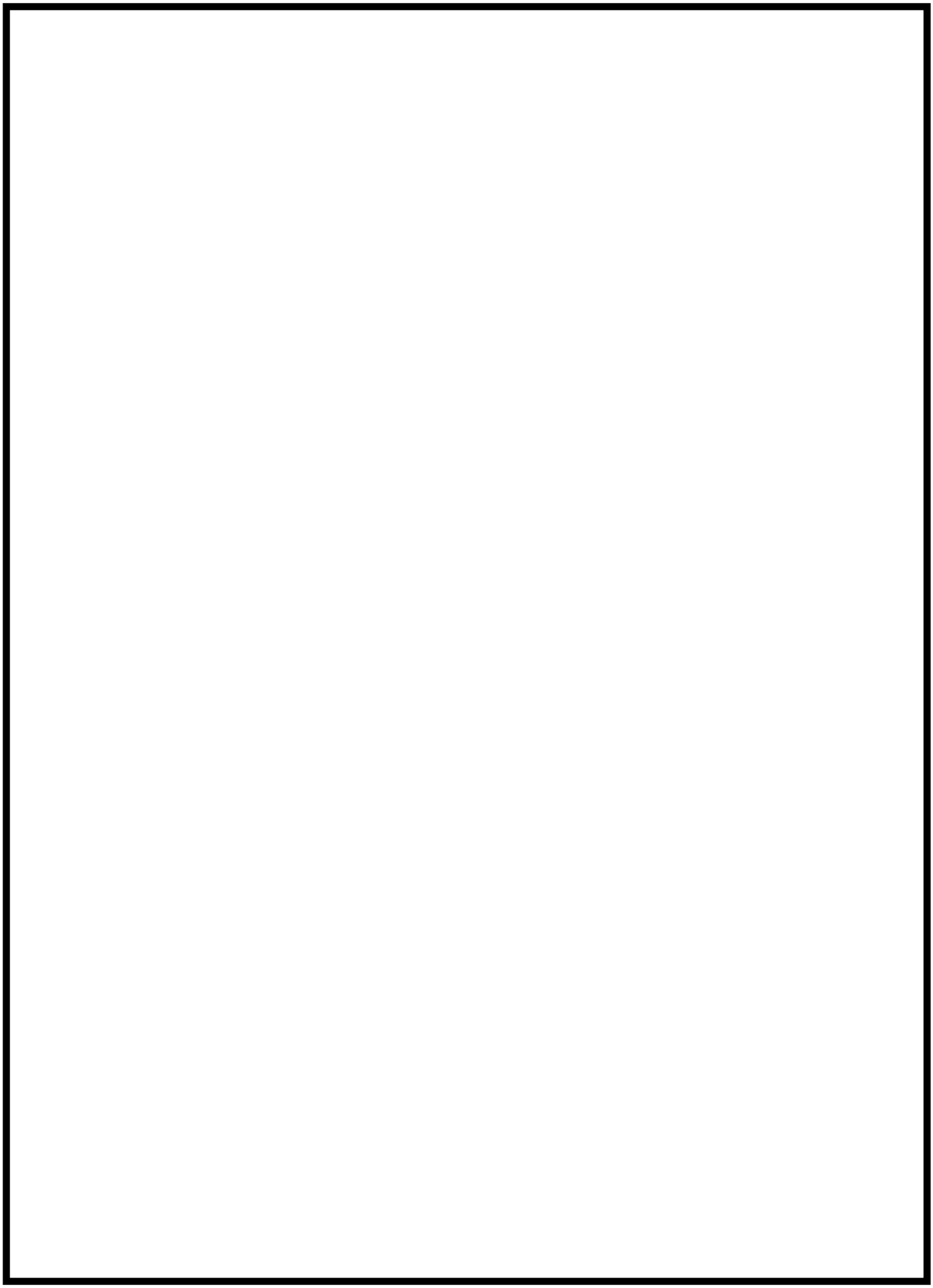


図47-7　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

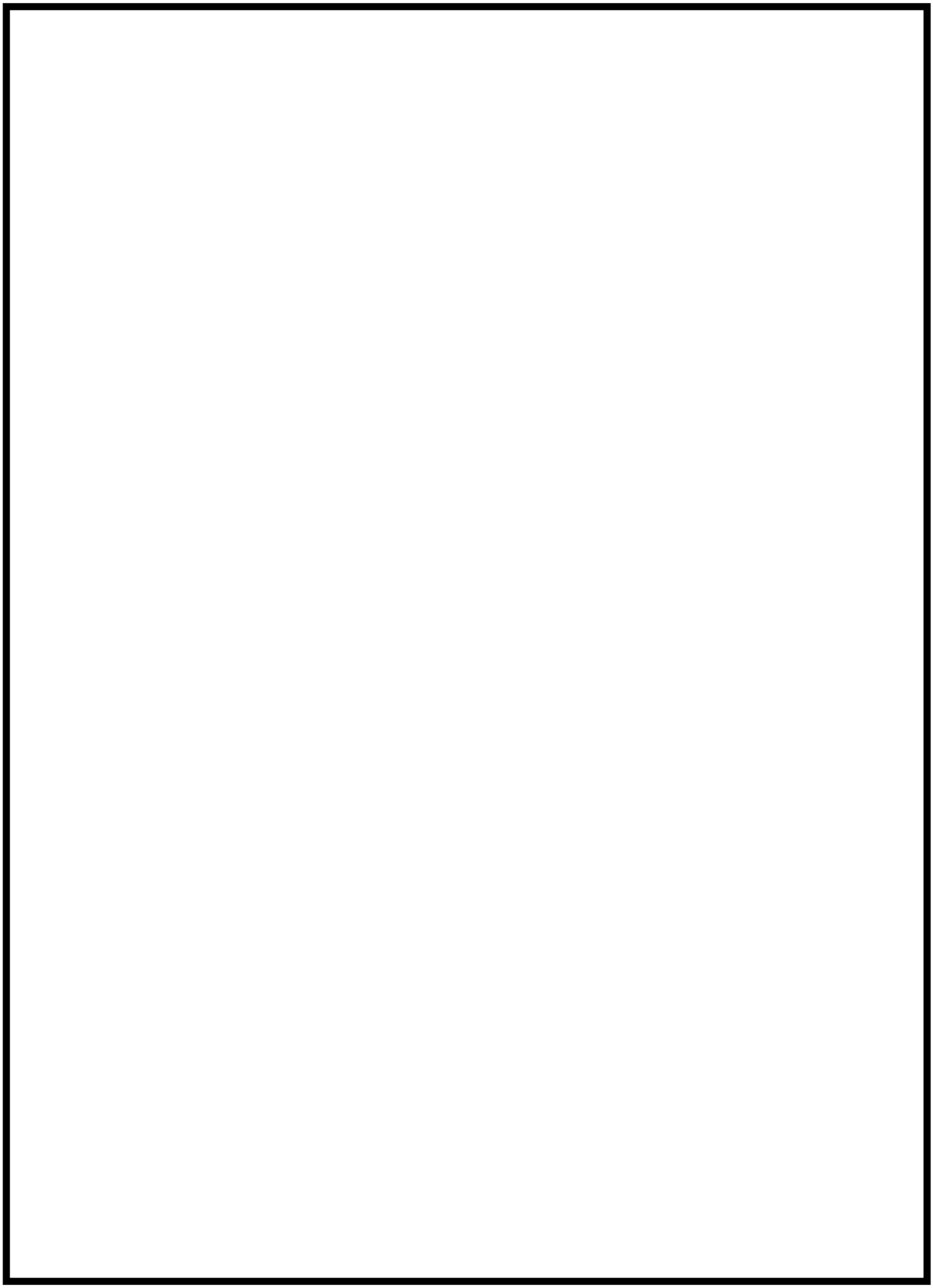


図47-8　　6号炉原子炉建屋　地上4階

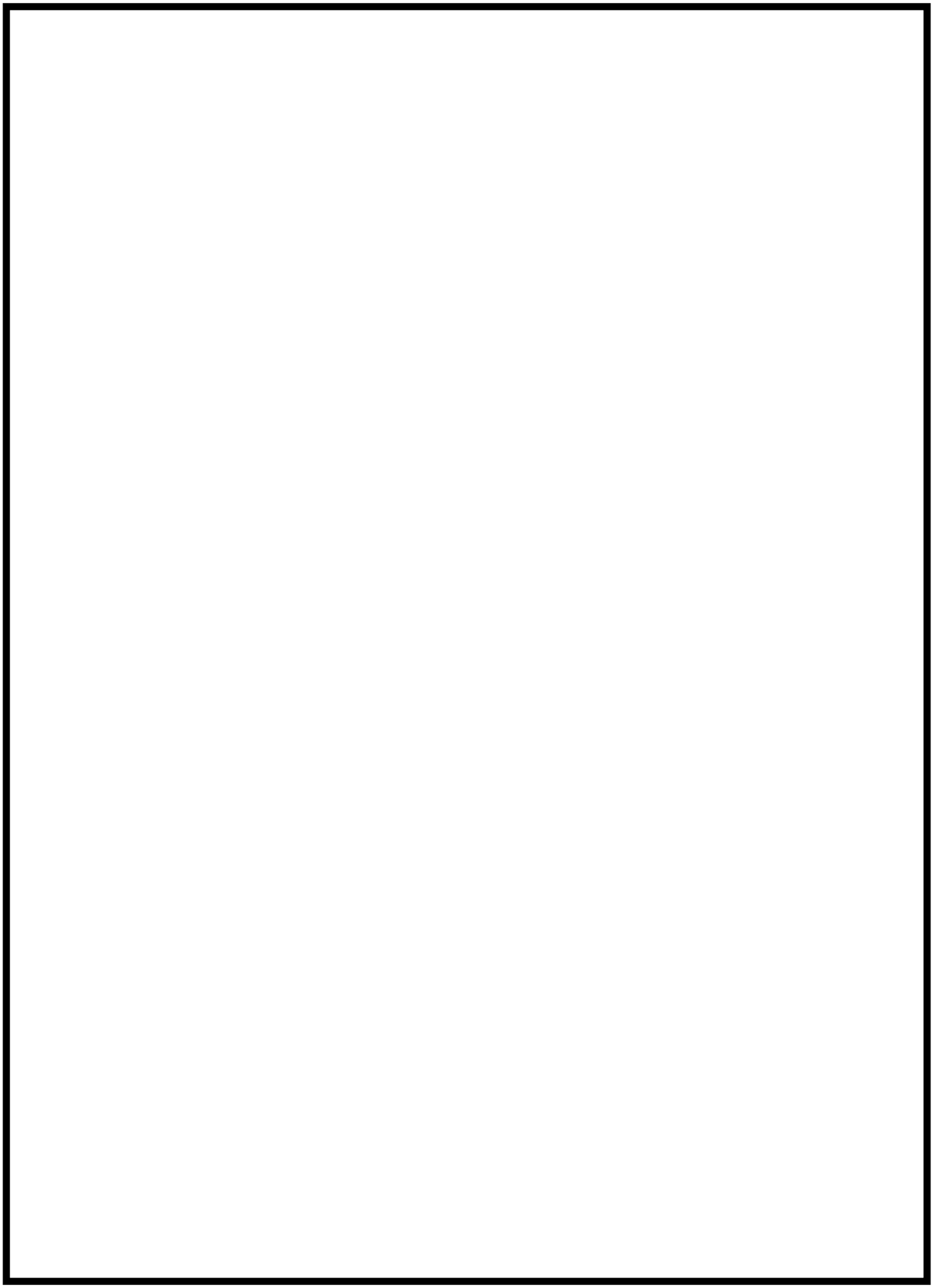


図47-9　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-10　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

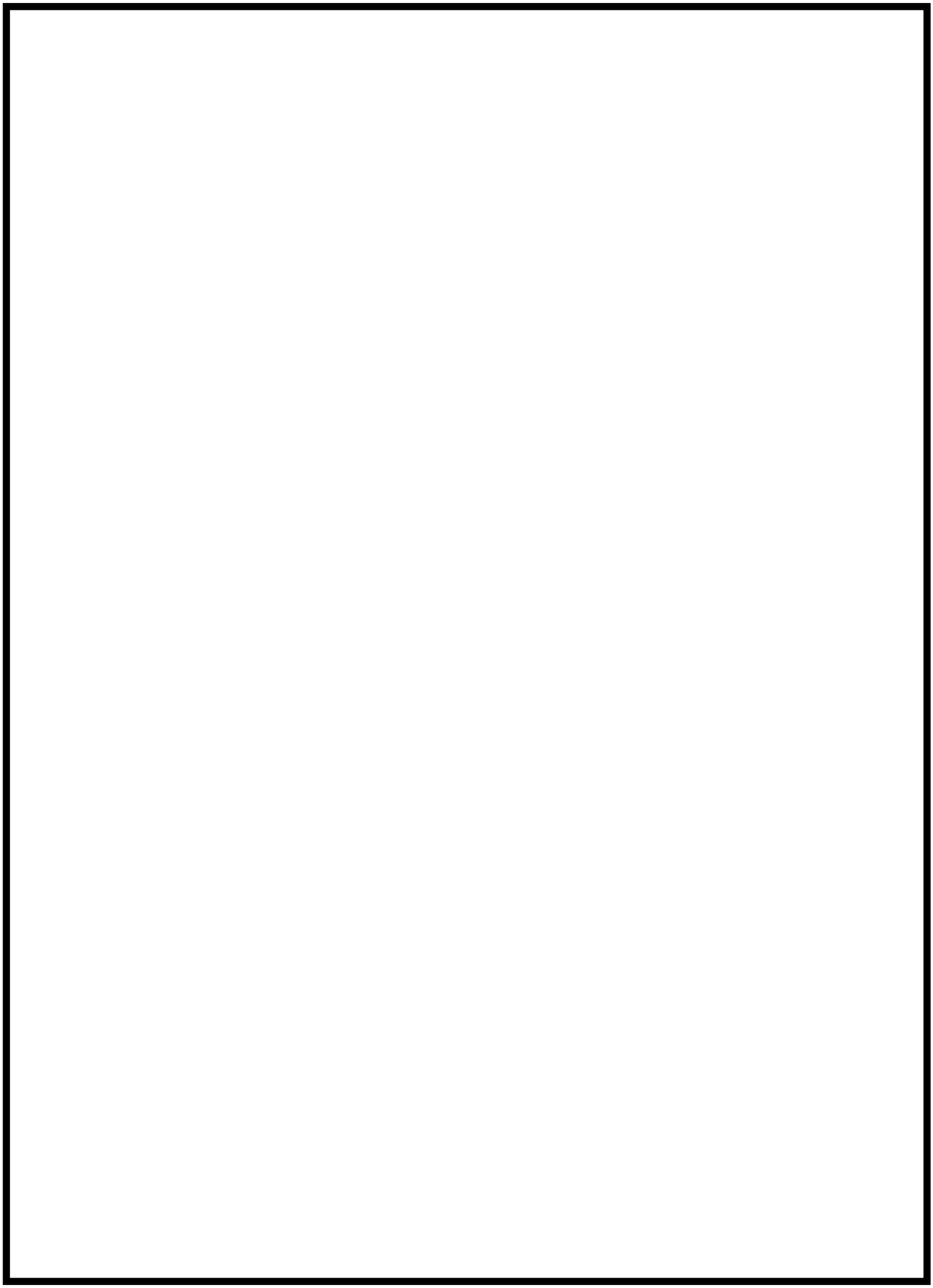


図47-11　7号炉原子炉建屋　地下3階

図47-12　7号炉原子炉建屋　地下2階

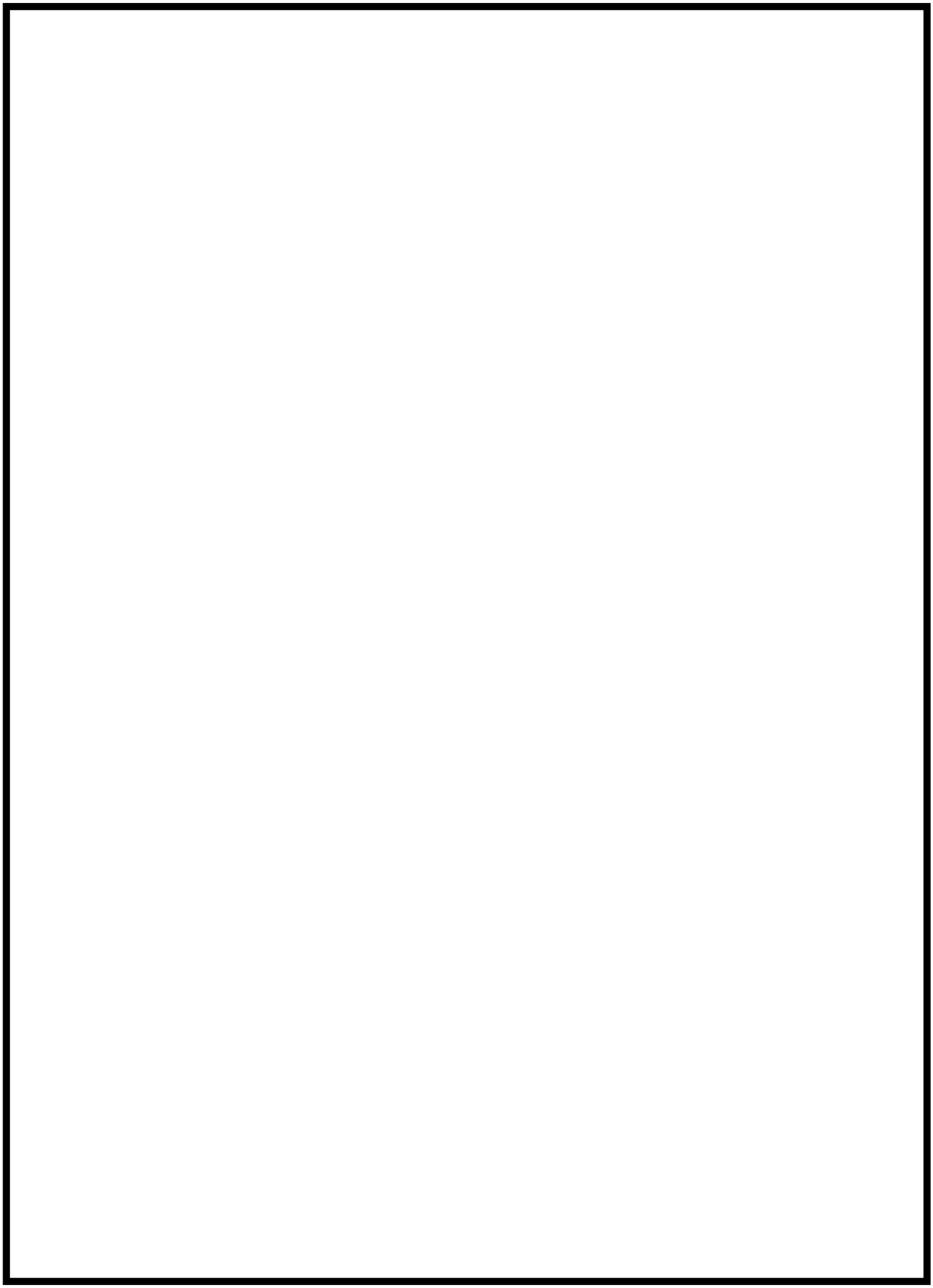


図47-13　7号炉原子炉建屋　地下1階

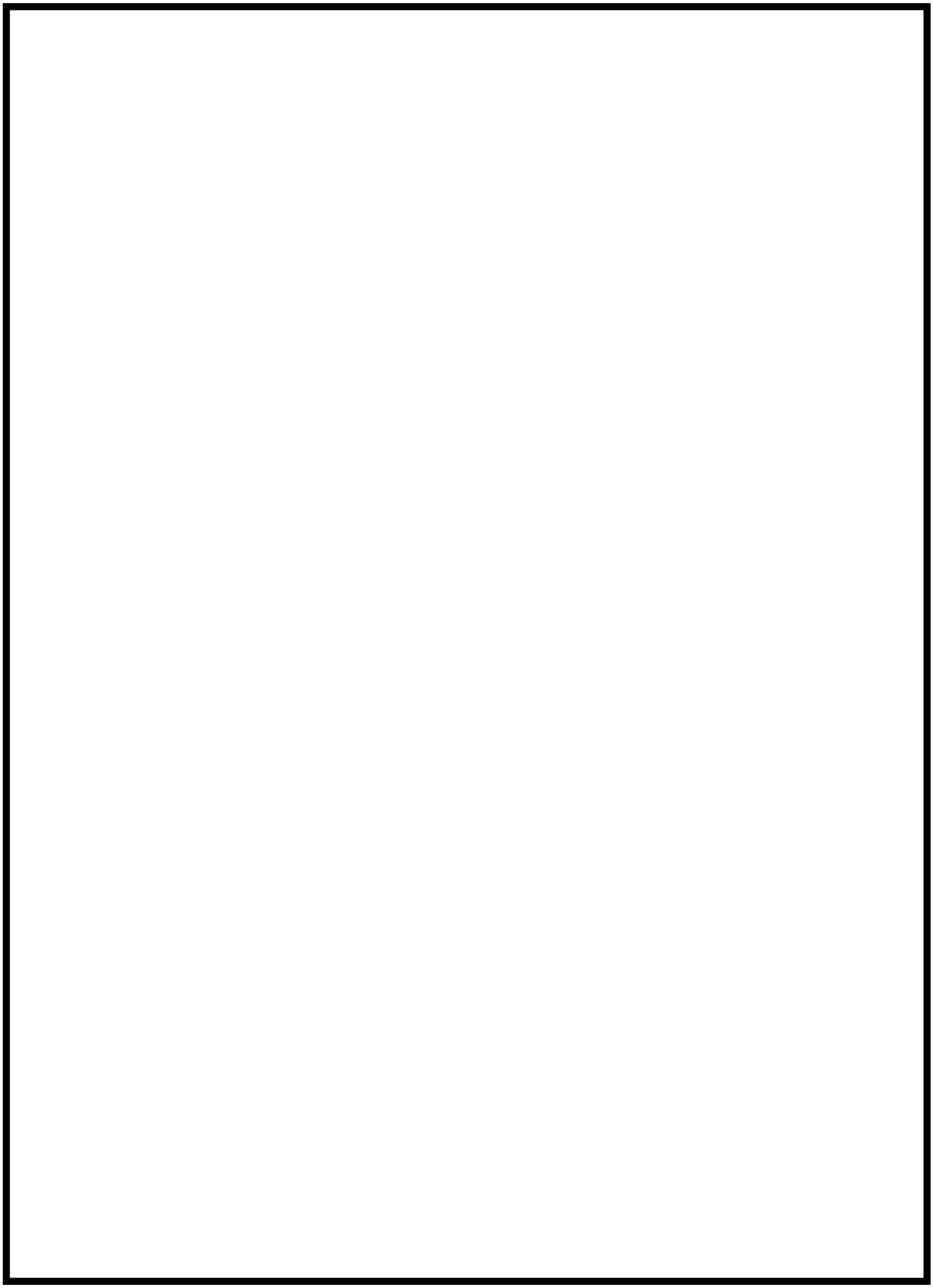


図47-14　7号炉原子炉建屋　地上1階

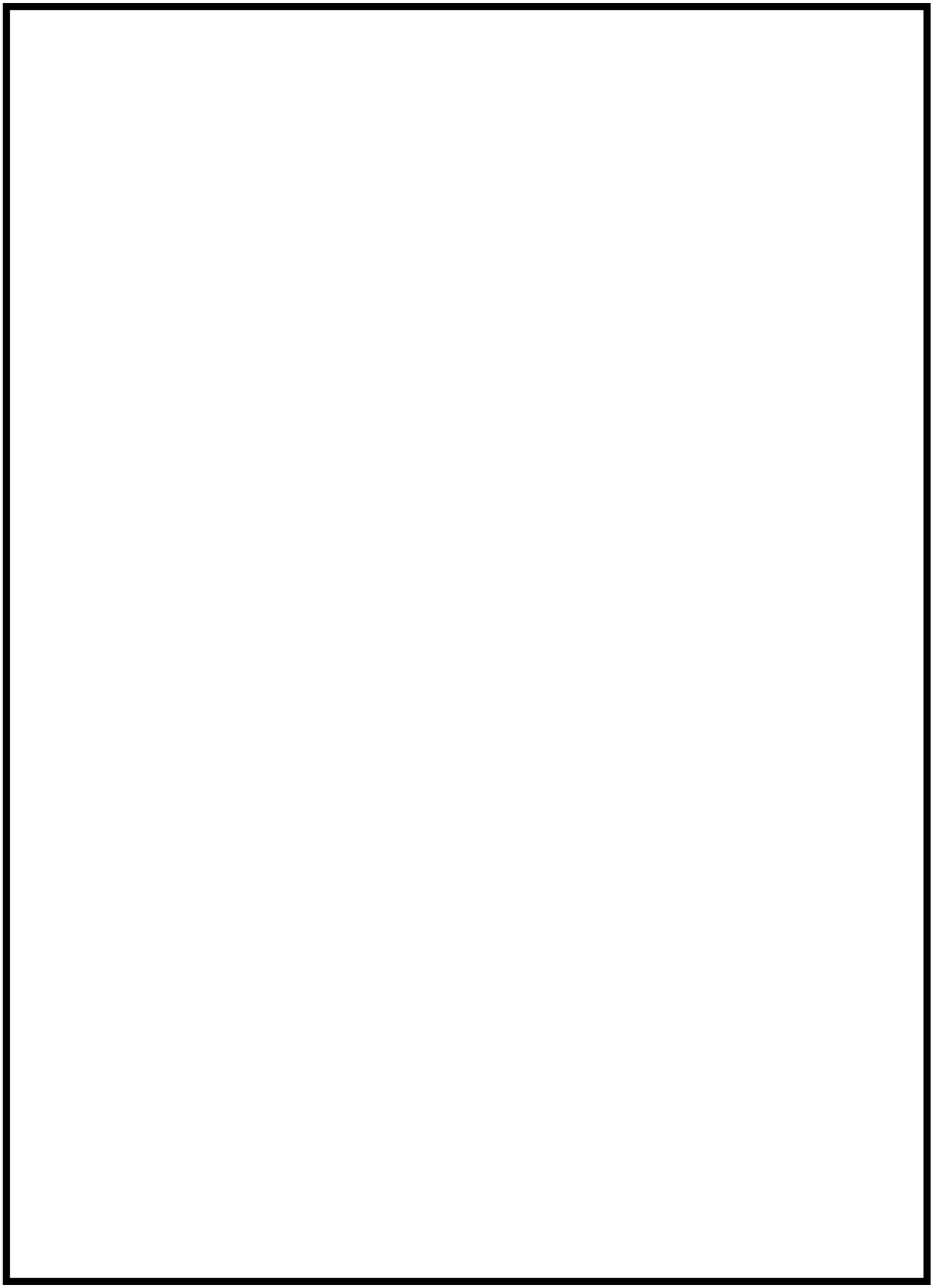


図47-15　7号炉原子炉建屋　地上2階

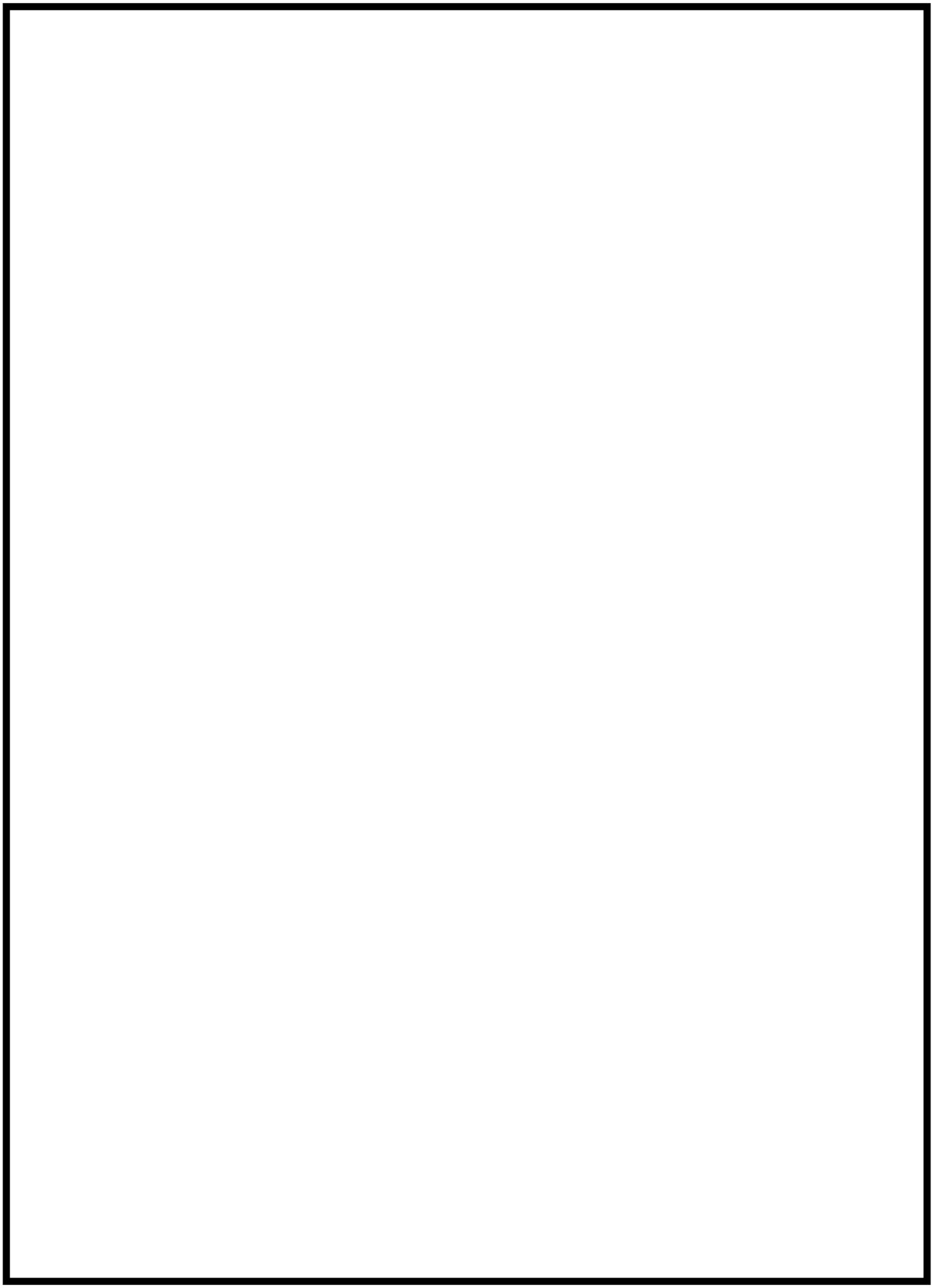


図47-16　7号炉原子炉建屋　地上3階

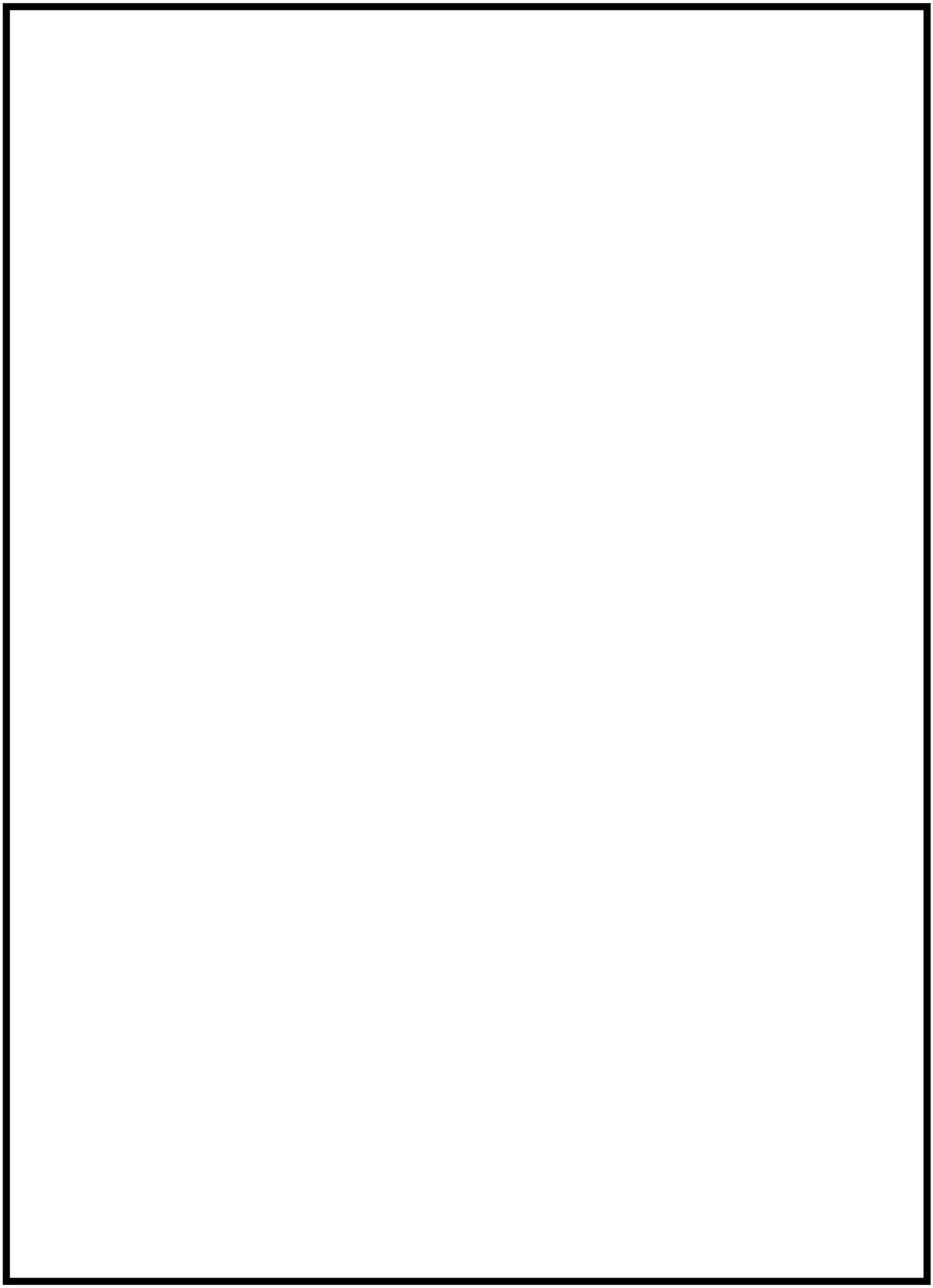


図47-17　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

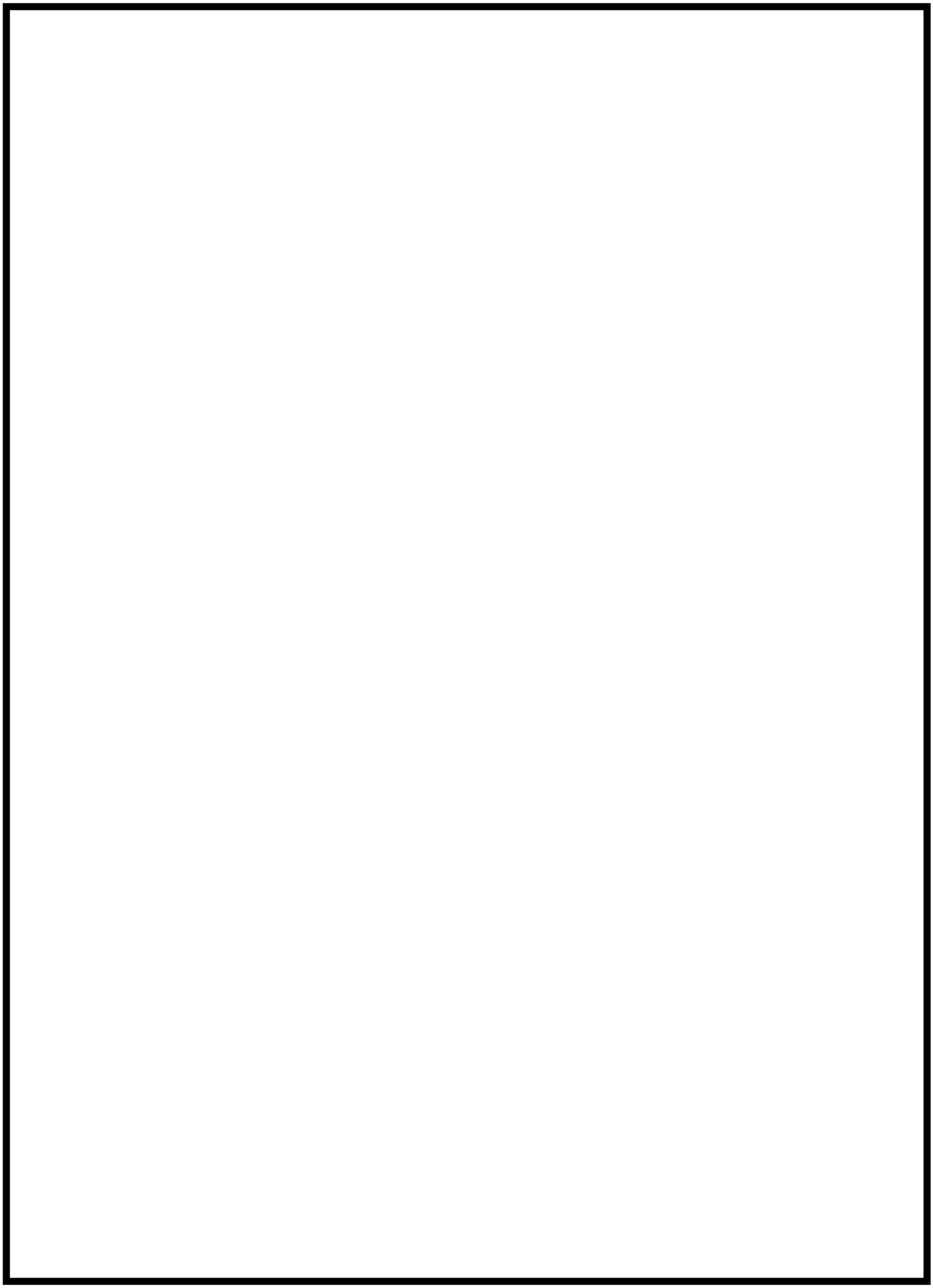


図47-18　7号炉原子炉建屋　地上4階

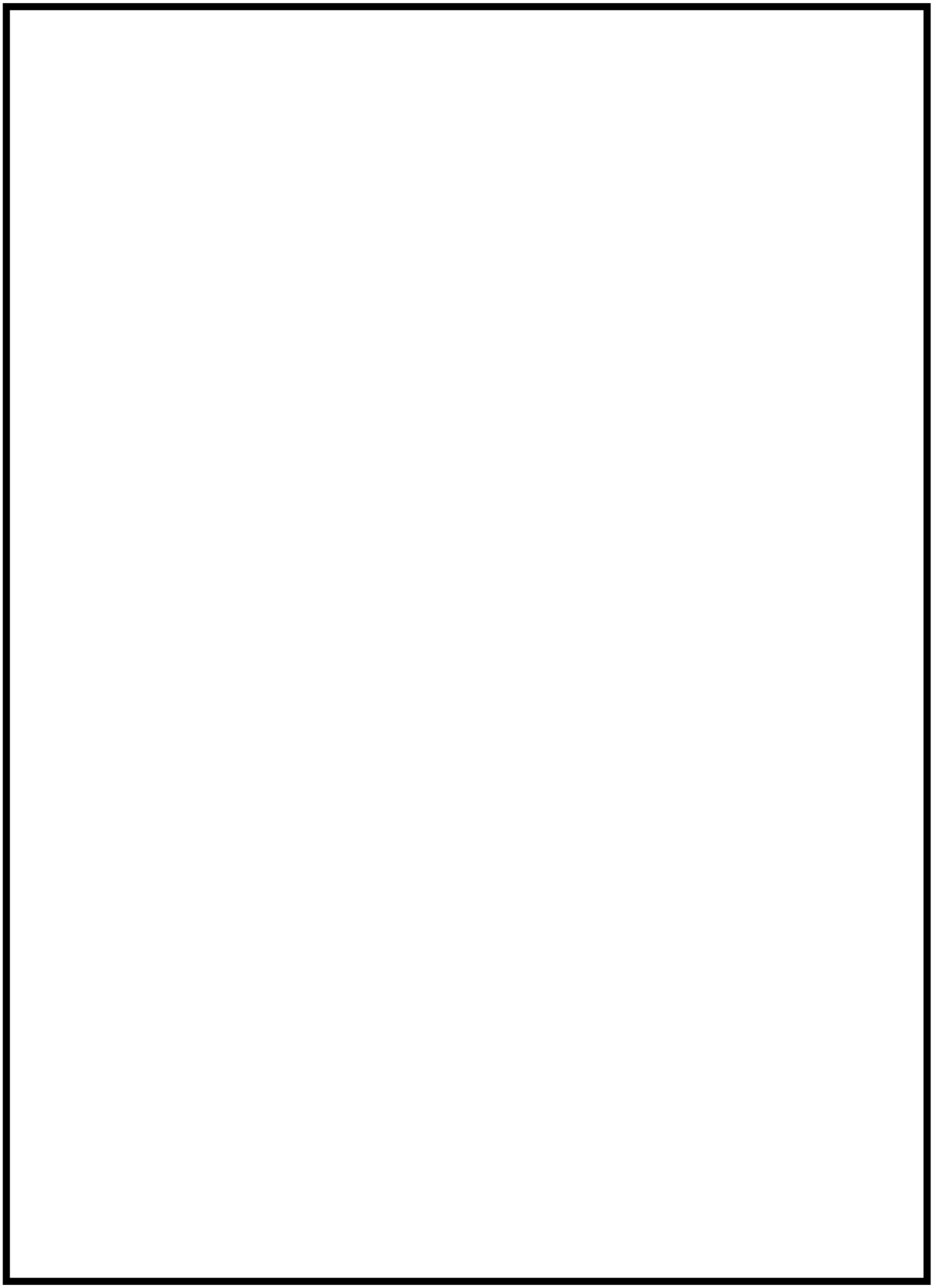


図47-19　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

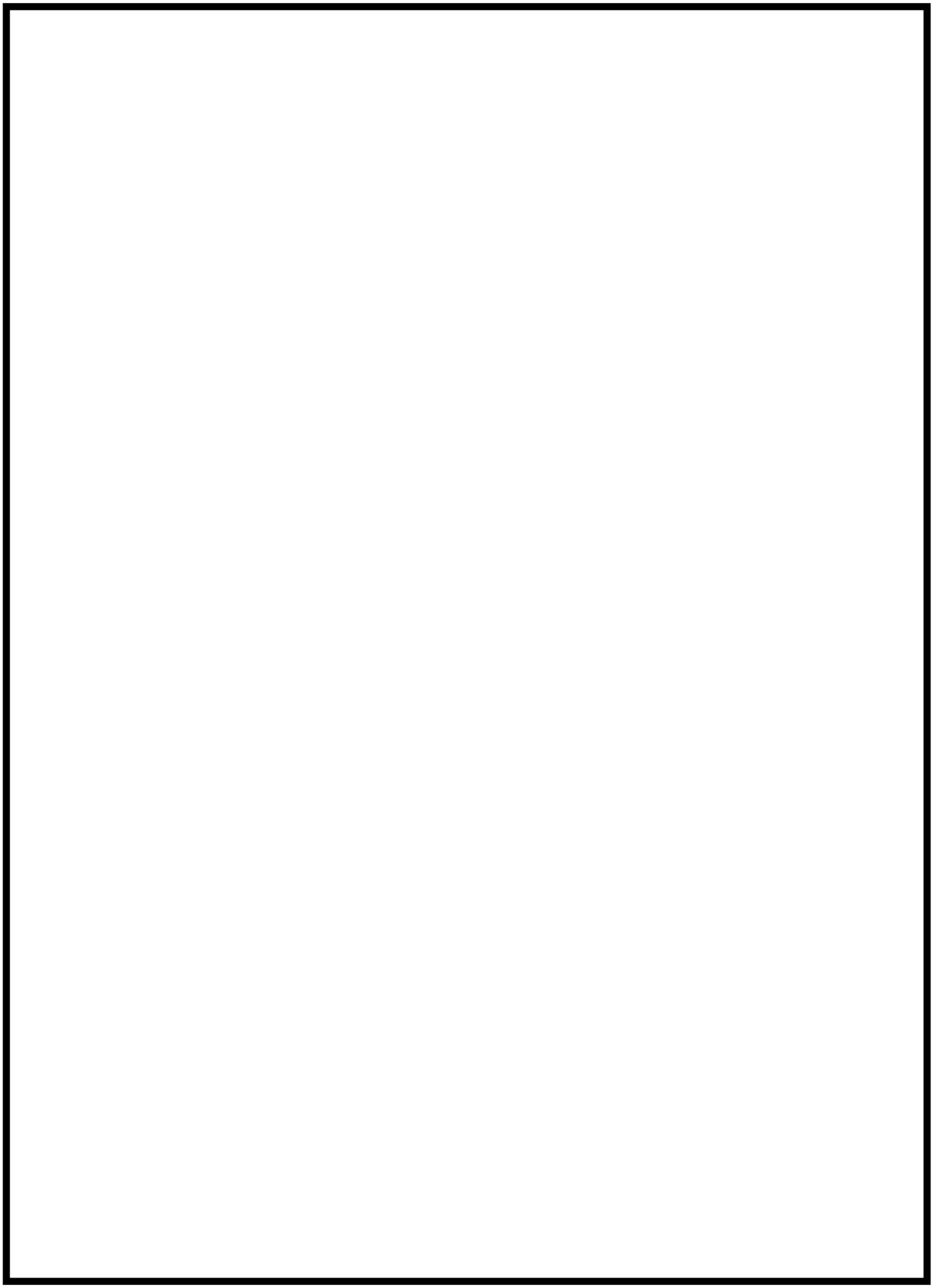


図47-20　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

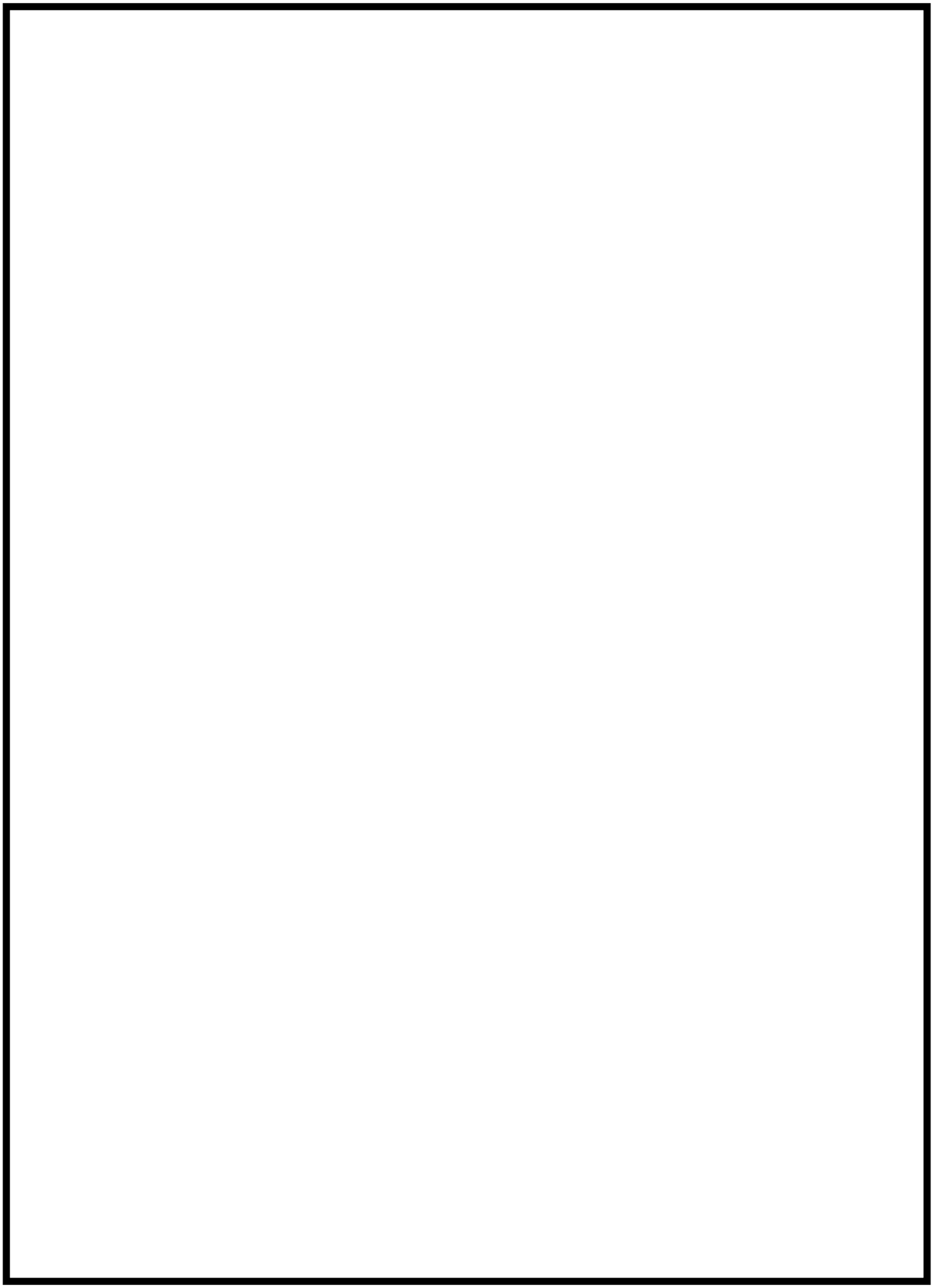


図47-21　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

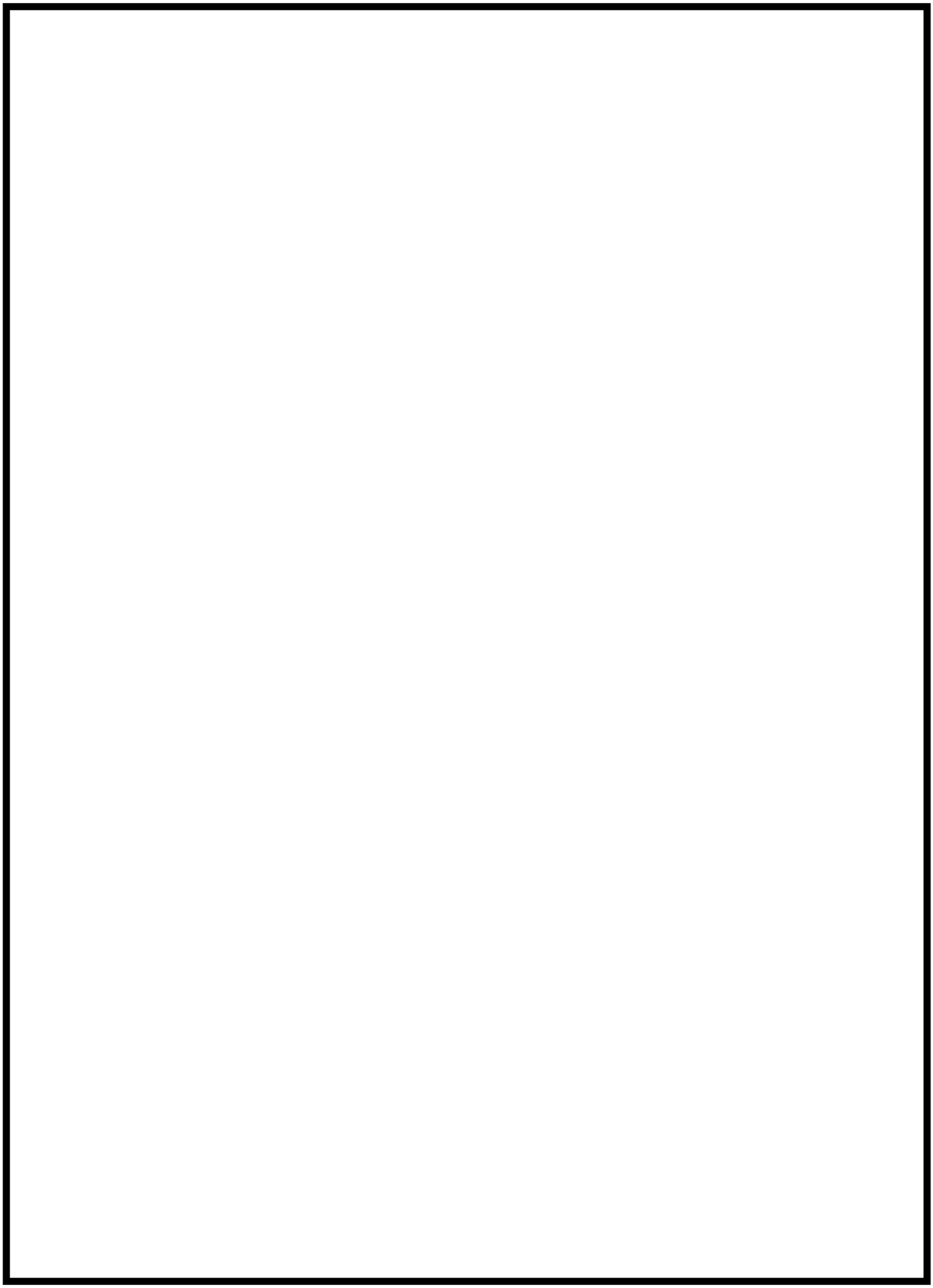


図47-22　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

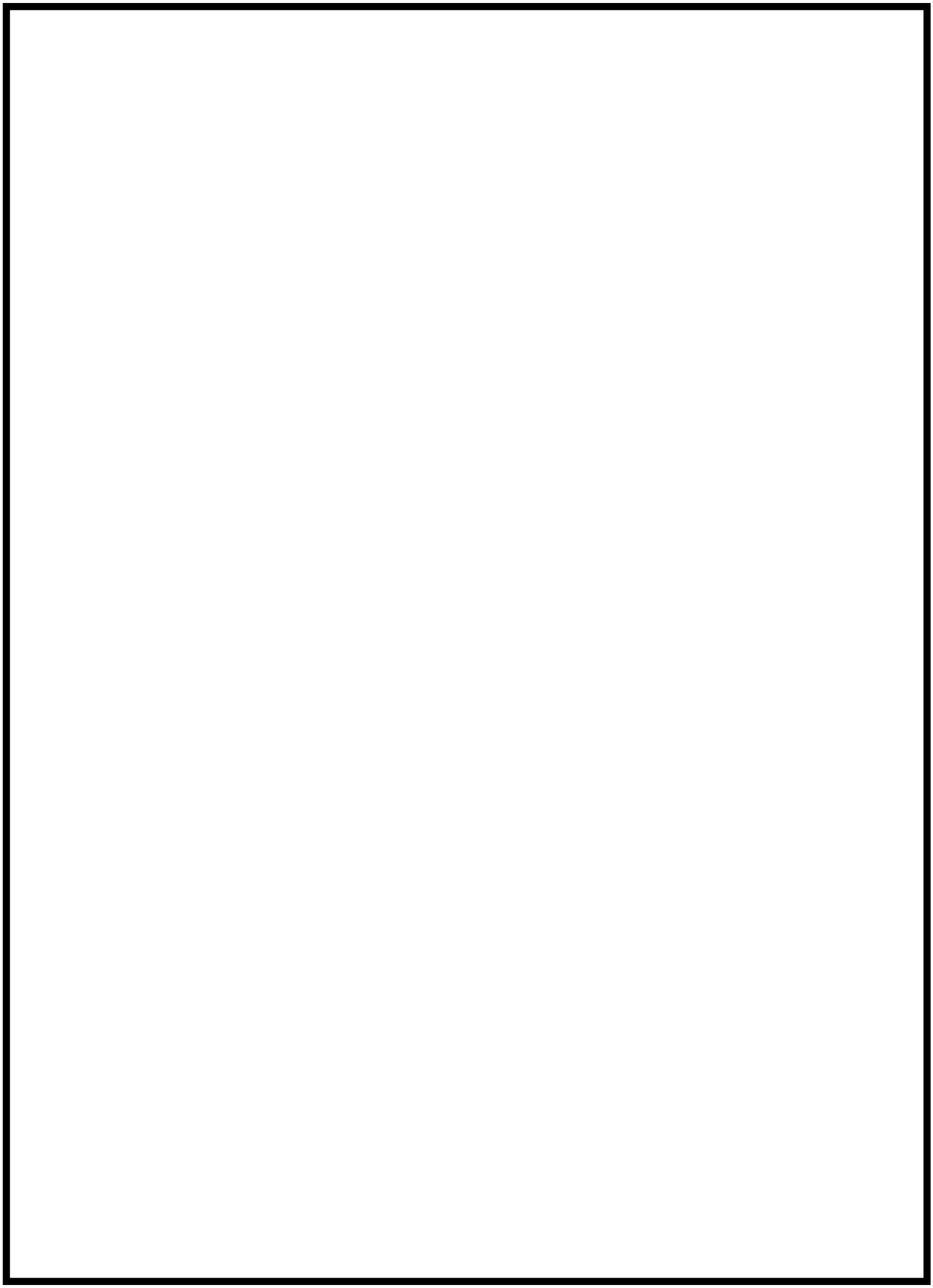


図47-23　6号炉原子炉建屋　地下3階

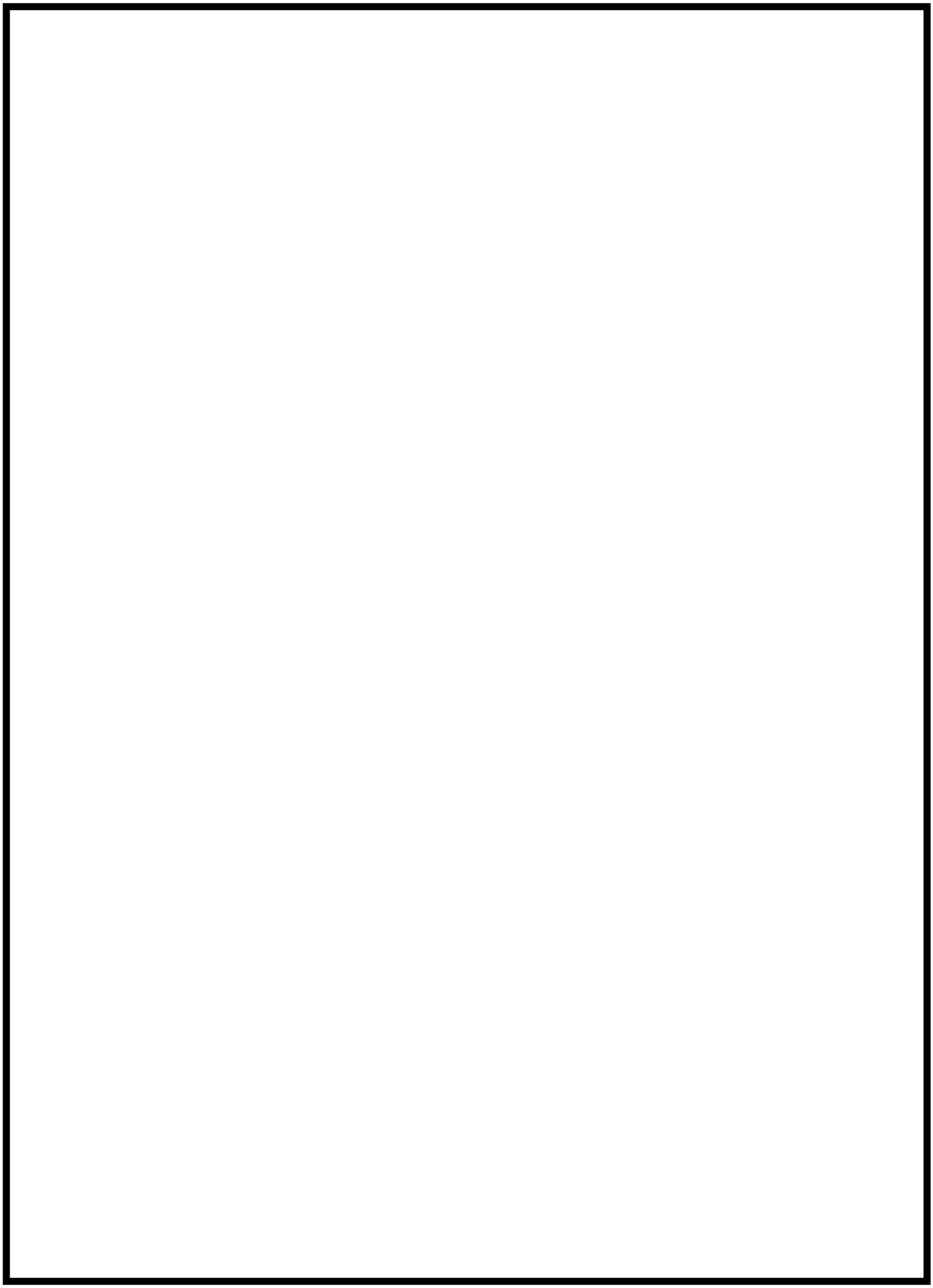


図47-24　6号炉原子炉建屋　地下2階及び地下中2階

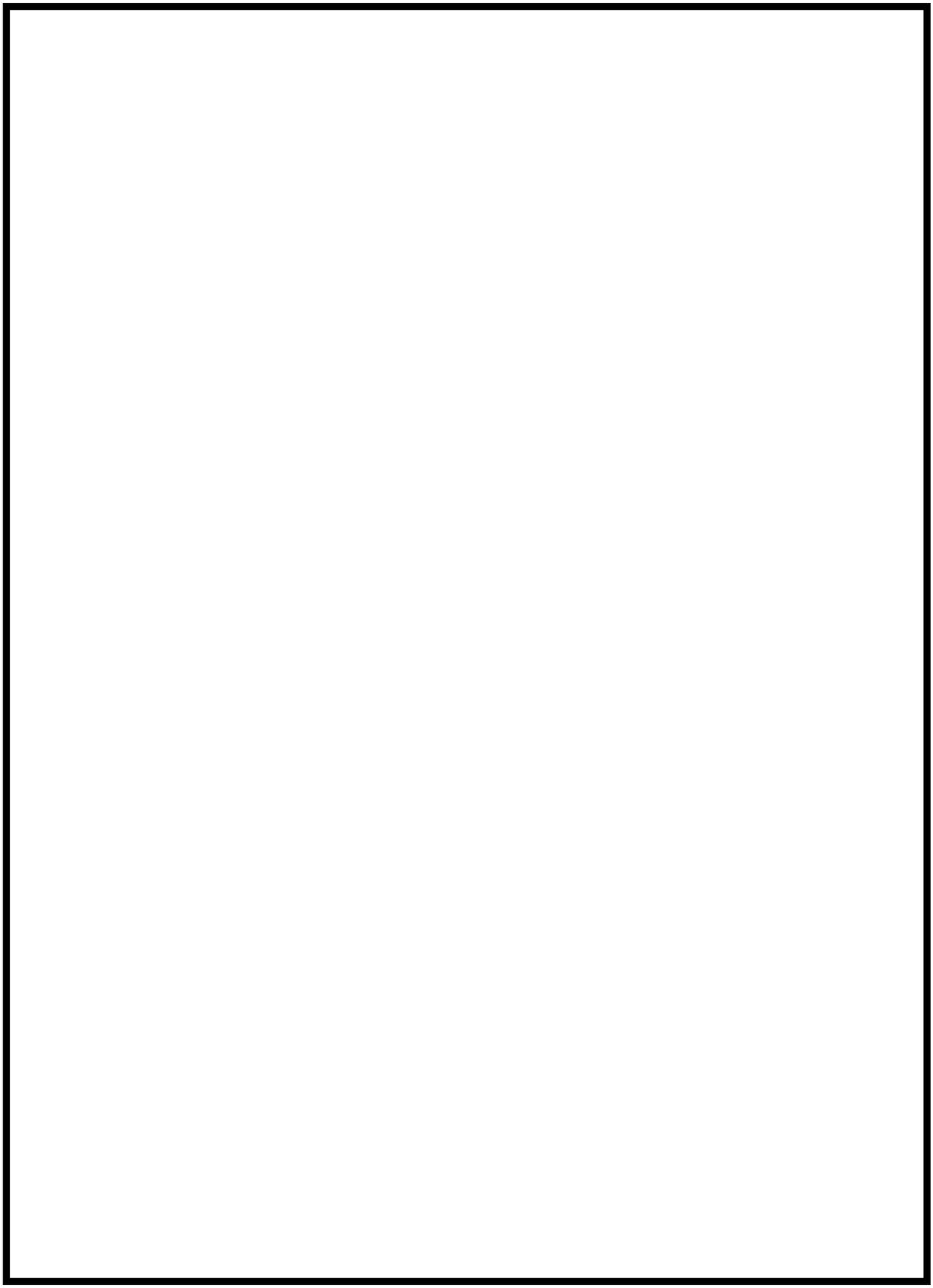


図47-25　6号炉原子炉建屋　地下1階

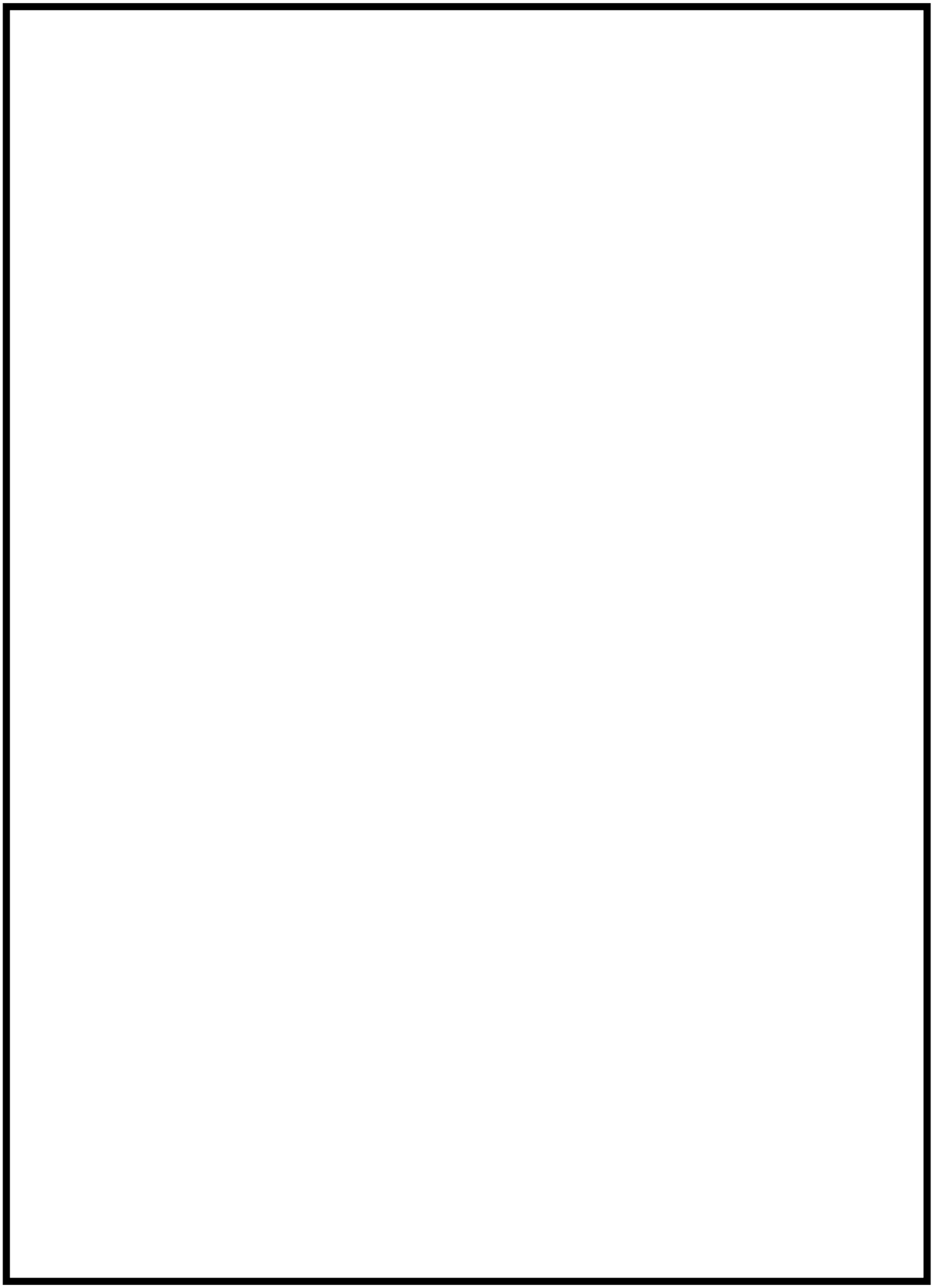


図47-26　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図47-27　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

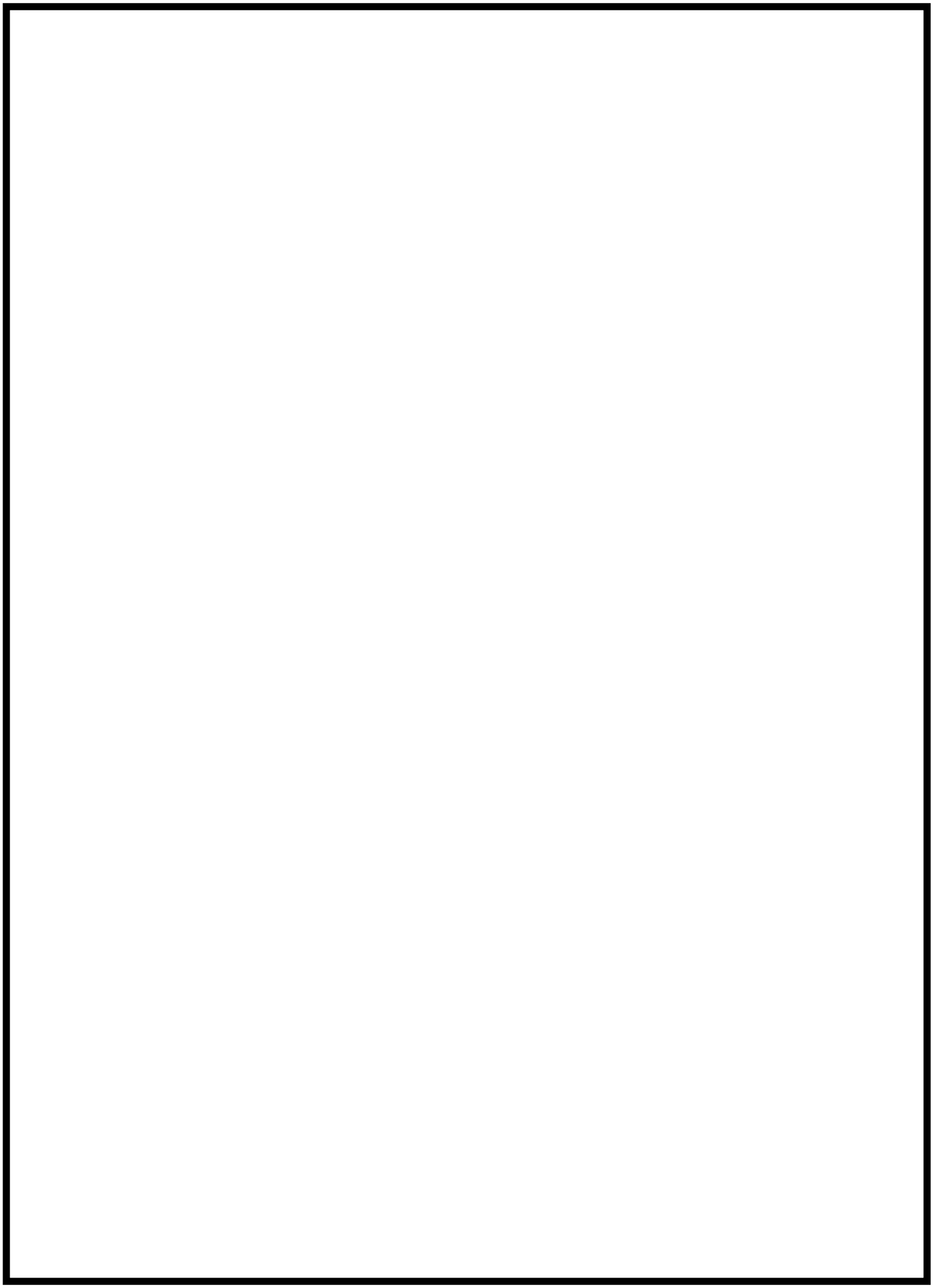


図47-28　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

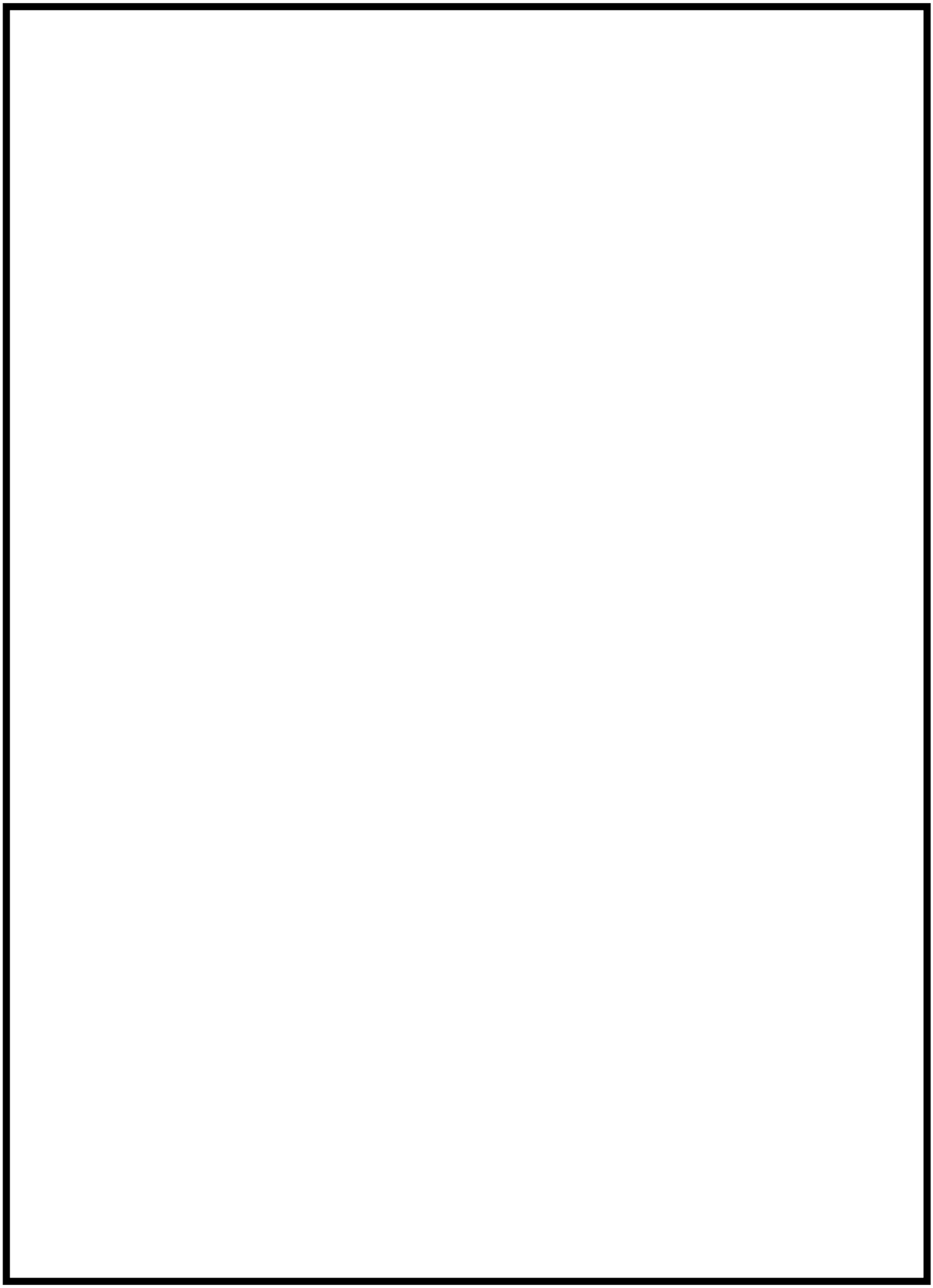


図47-29　7号炉原子炉建屋　地下3階

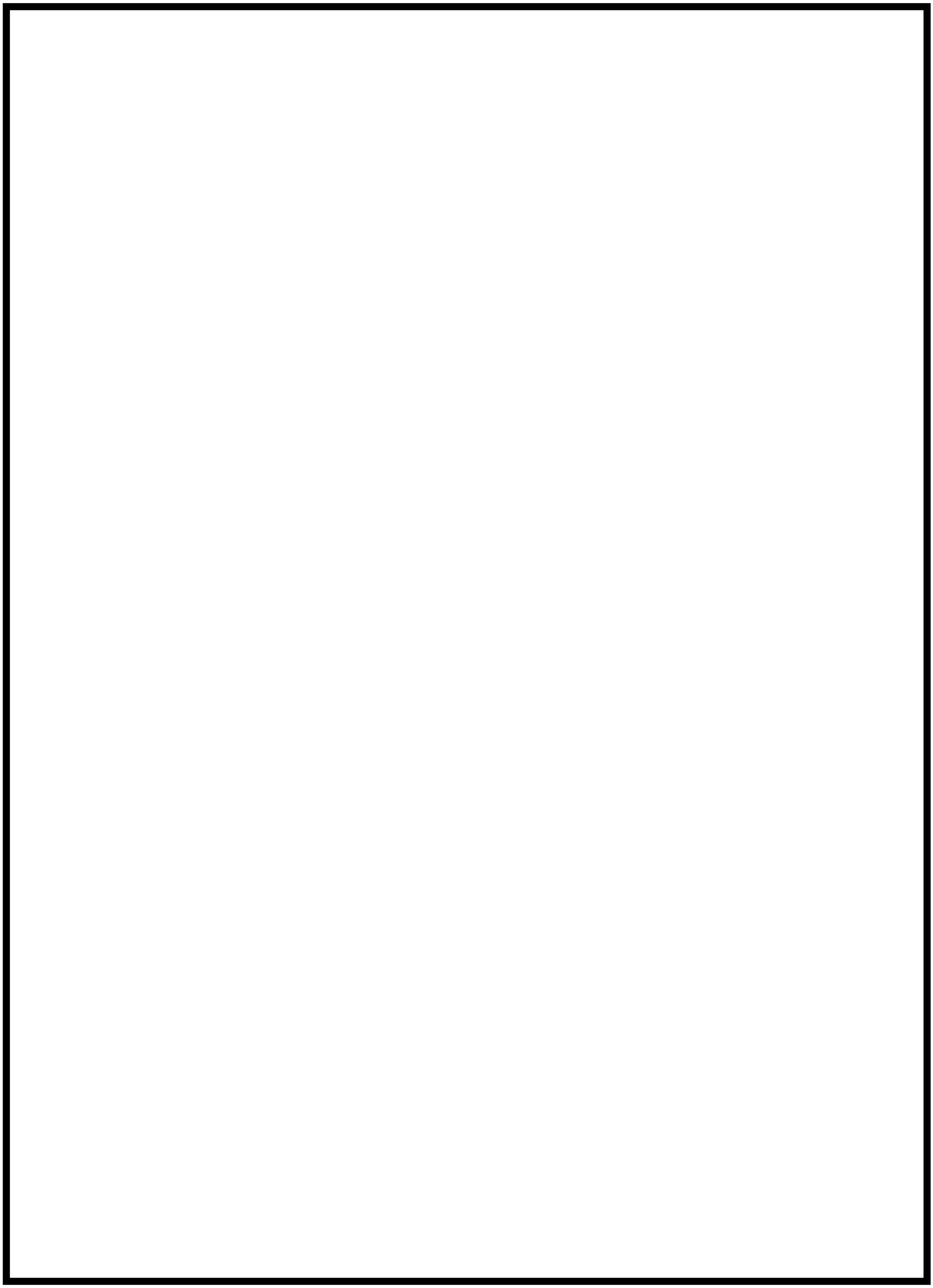


図47-30　7号炉原子炉建屋　地下2階

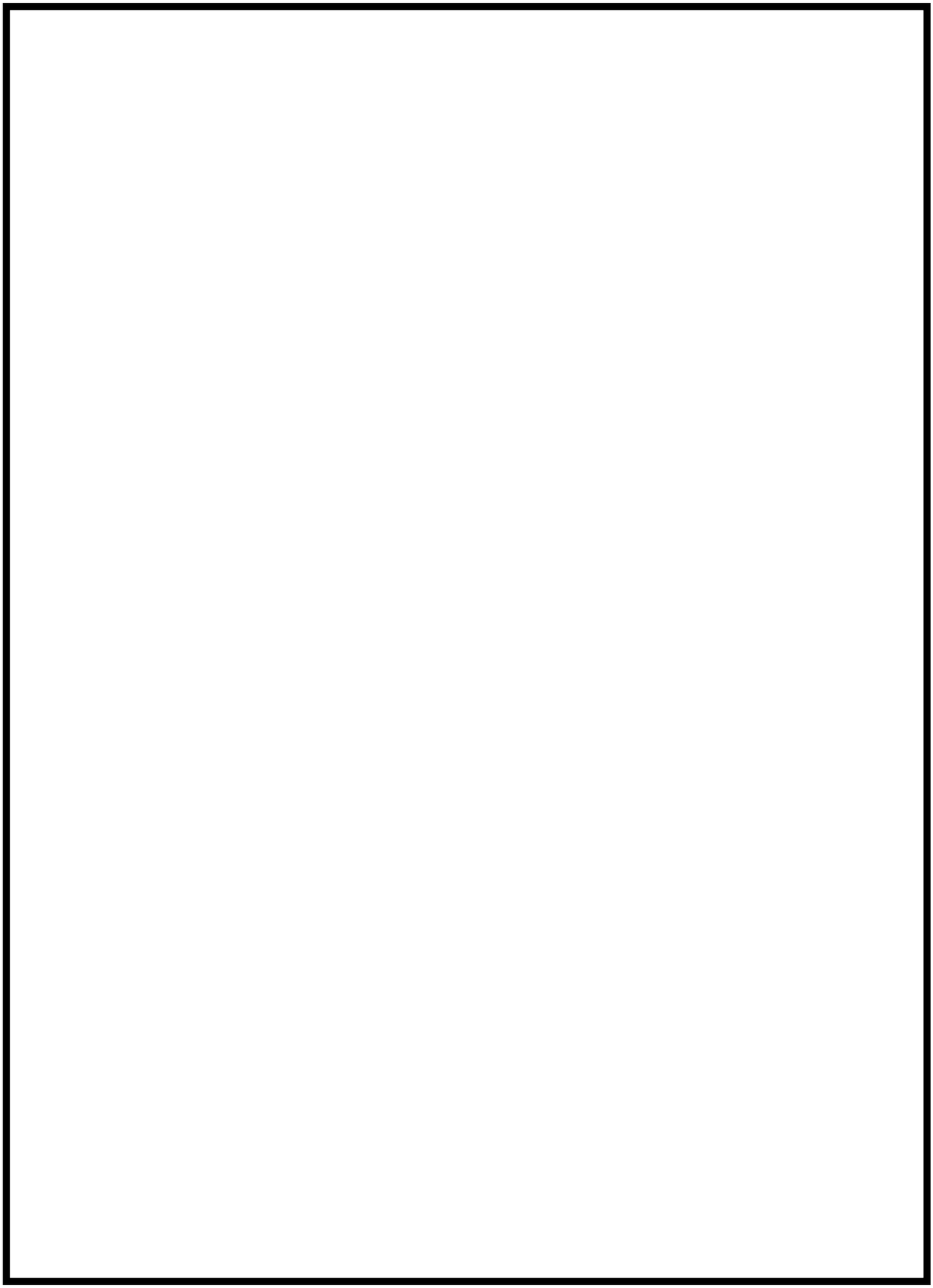


図47-31　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

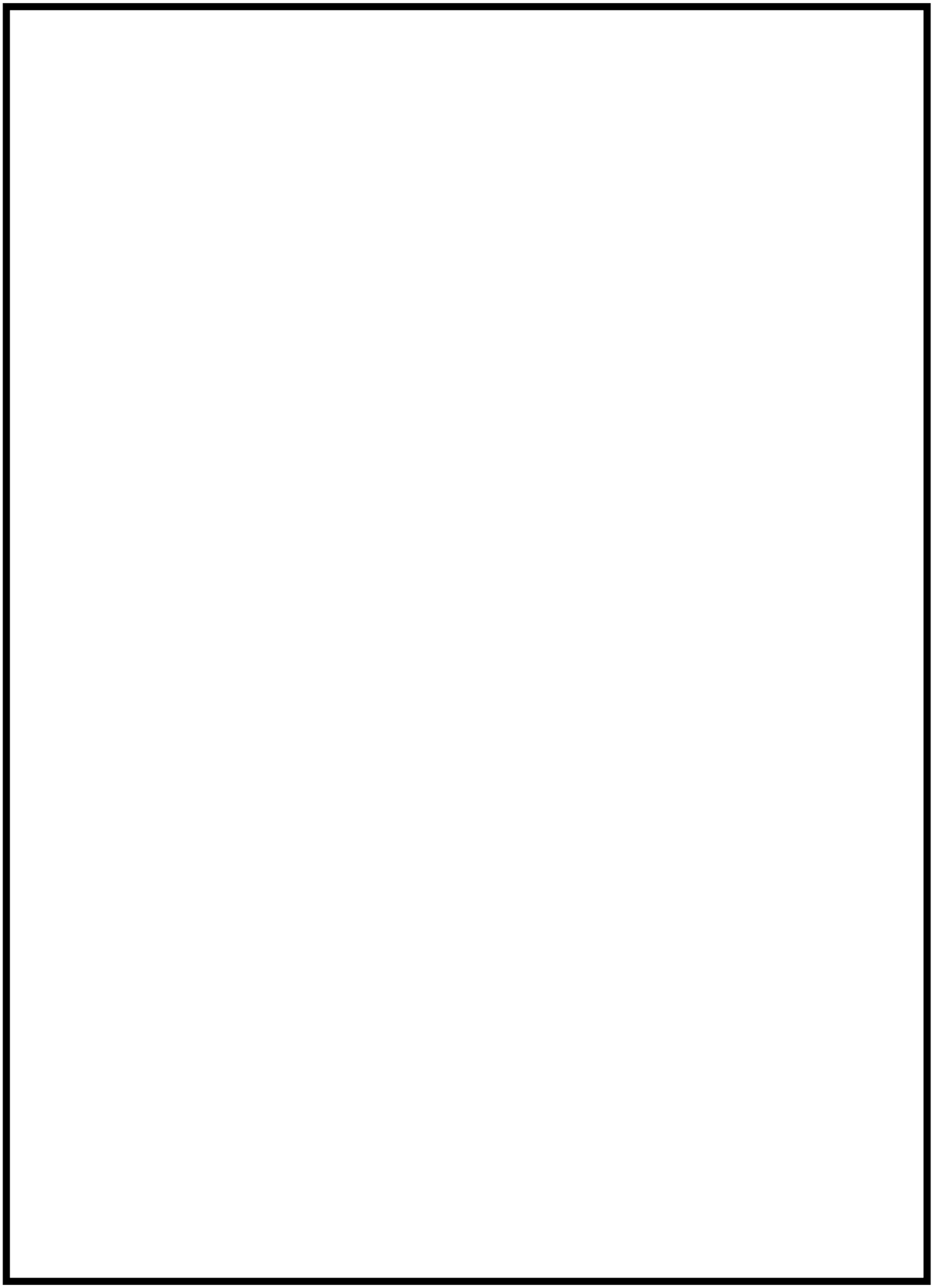


図47-32　7号炉原子炉建屋　地上1階

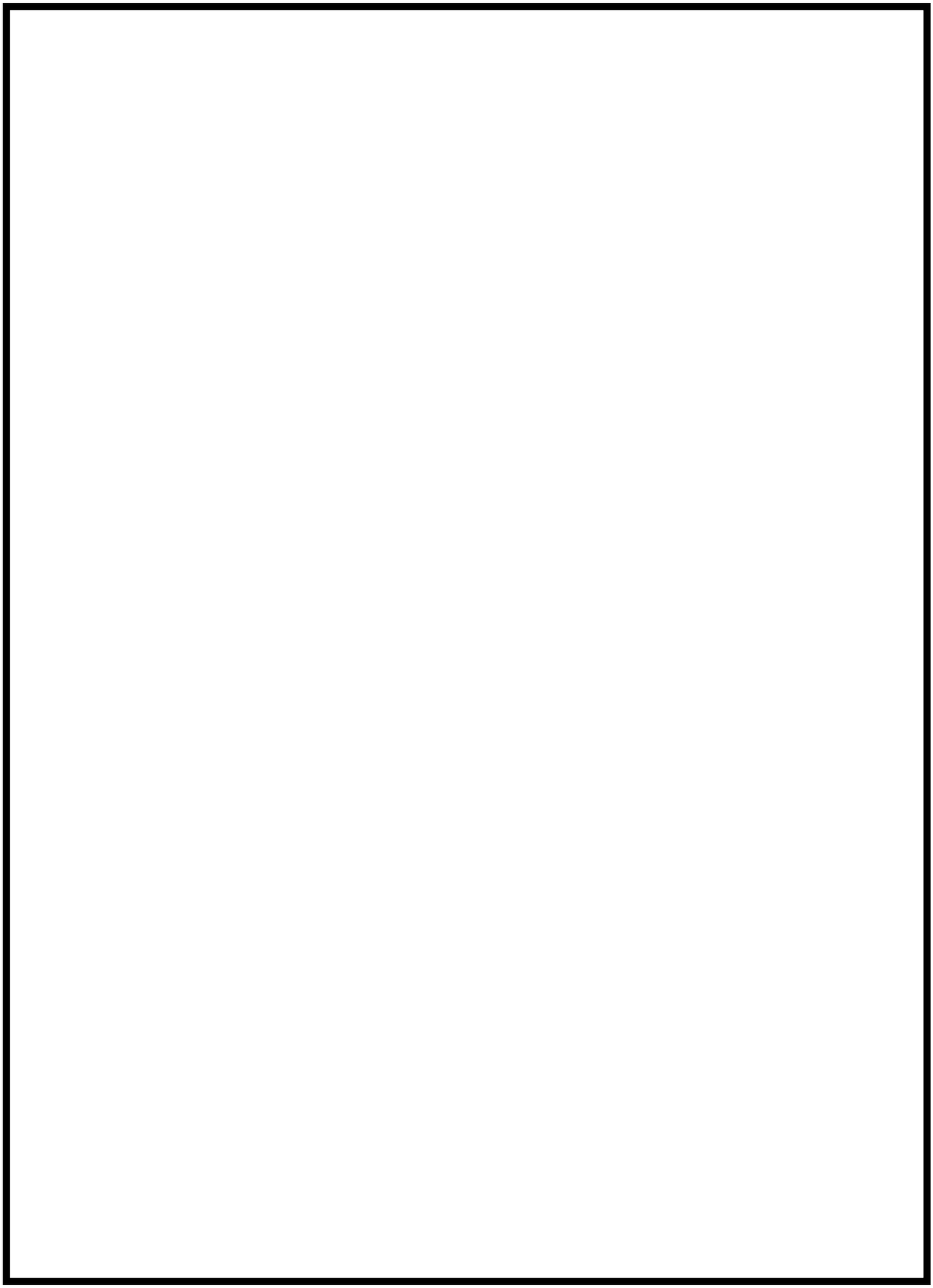


図47-33　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

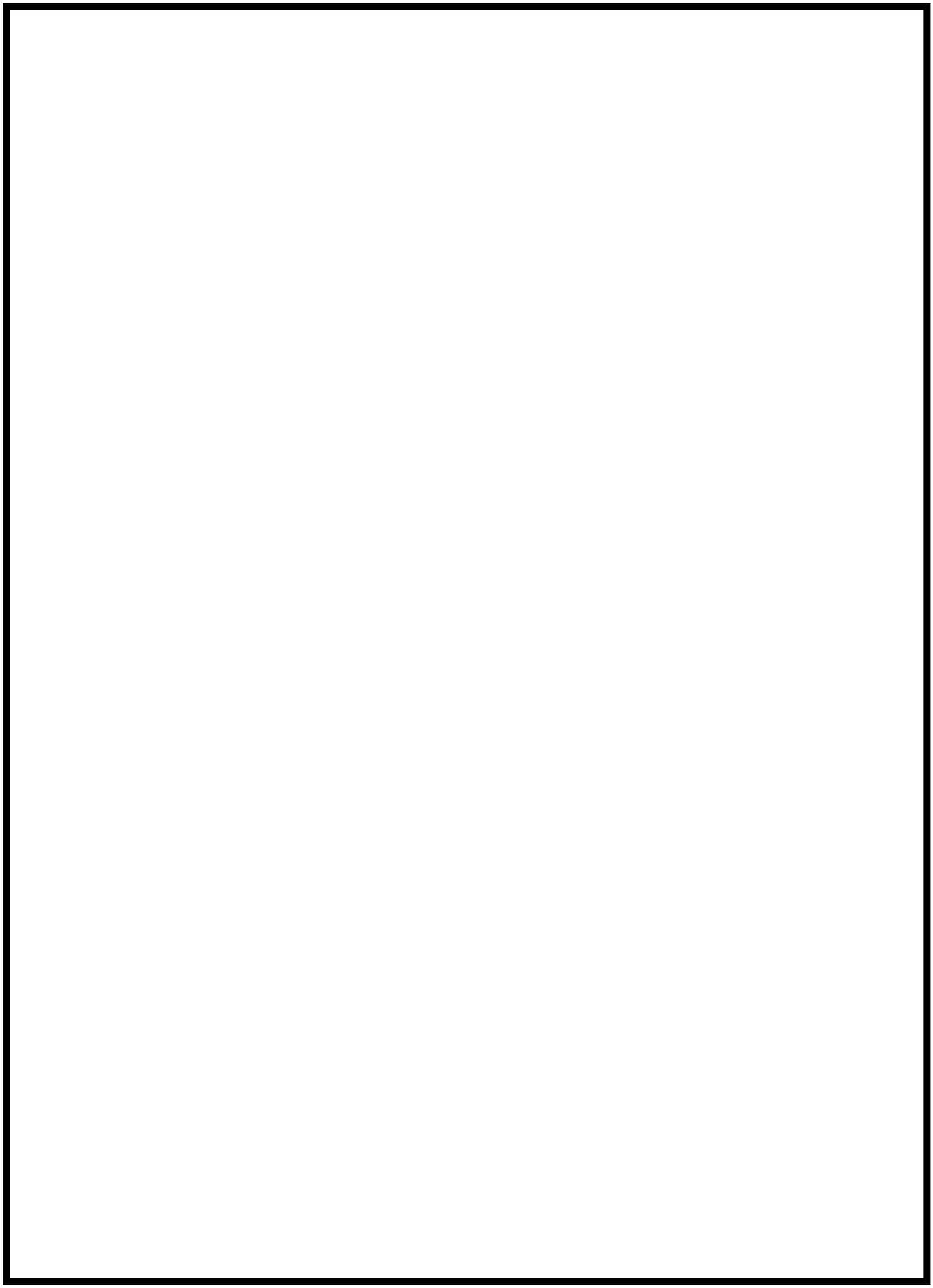


図47-34　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

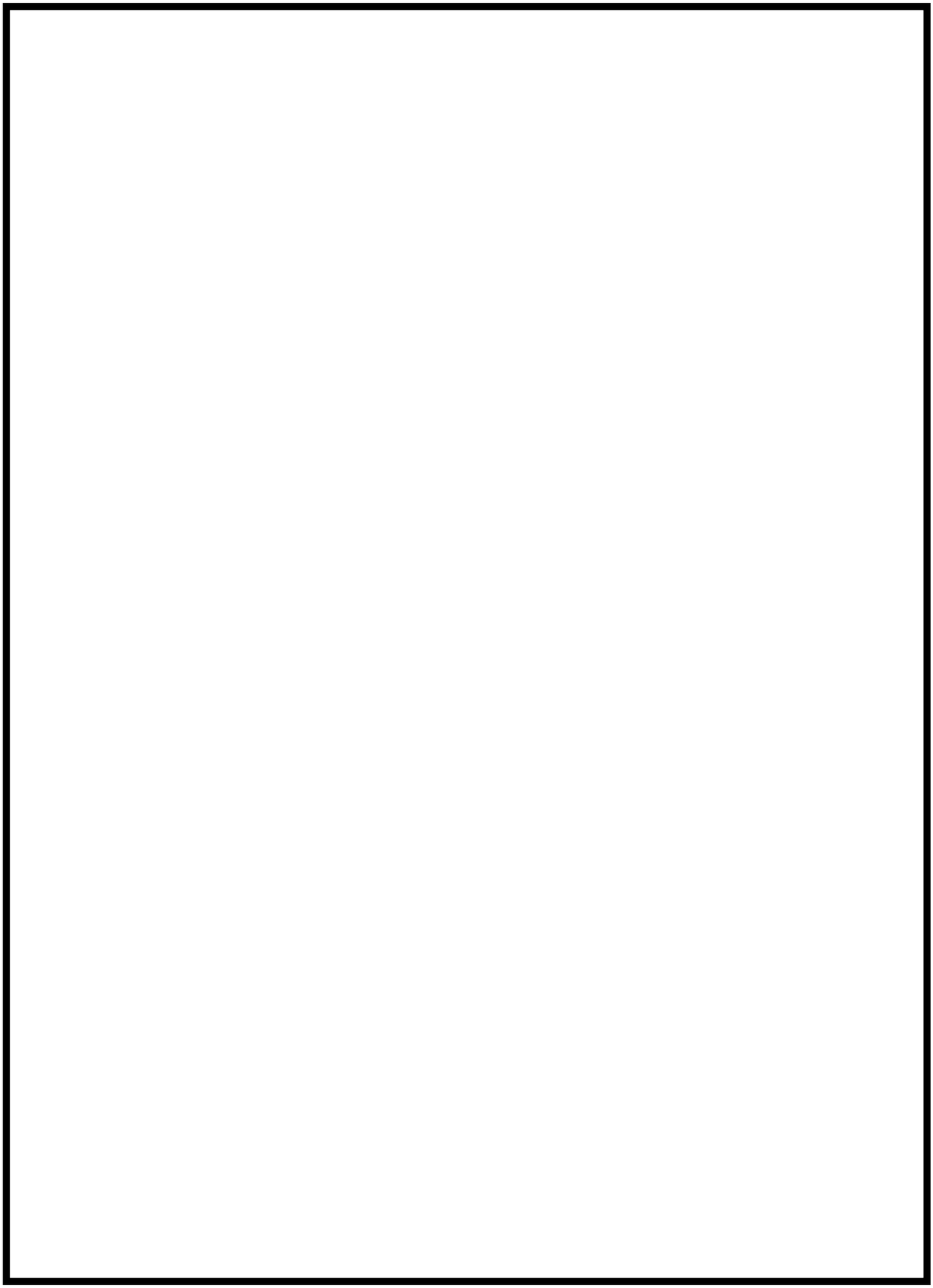


図47-35　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

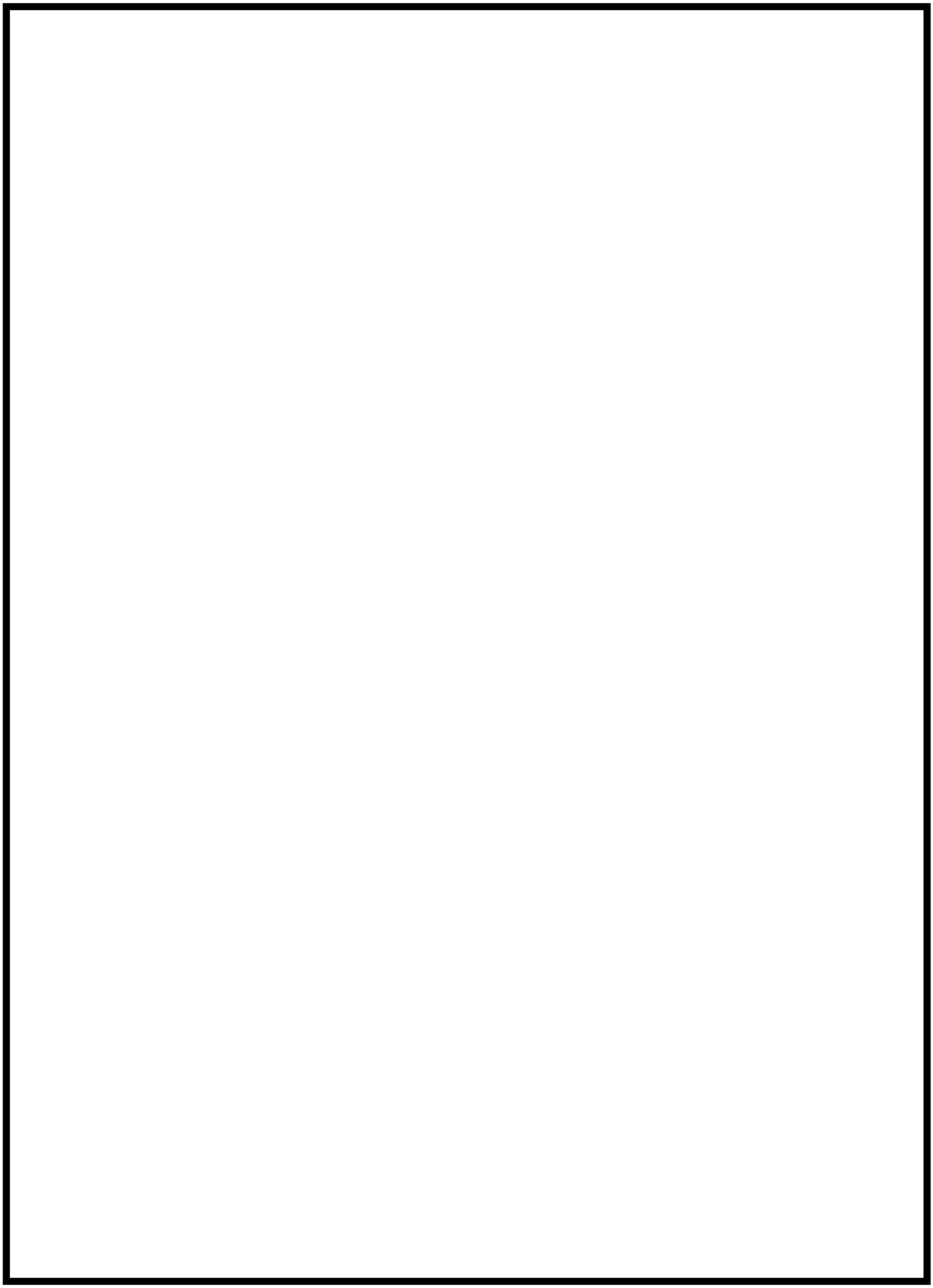


図47-36　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

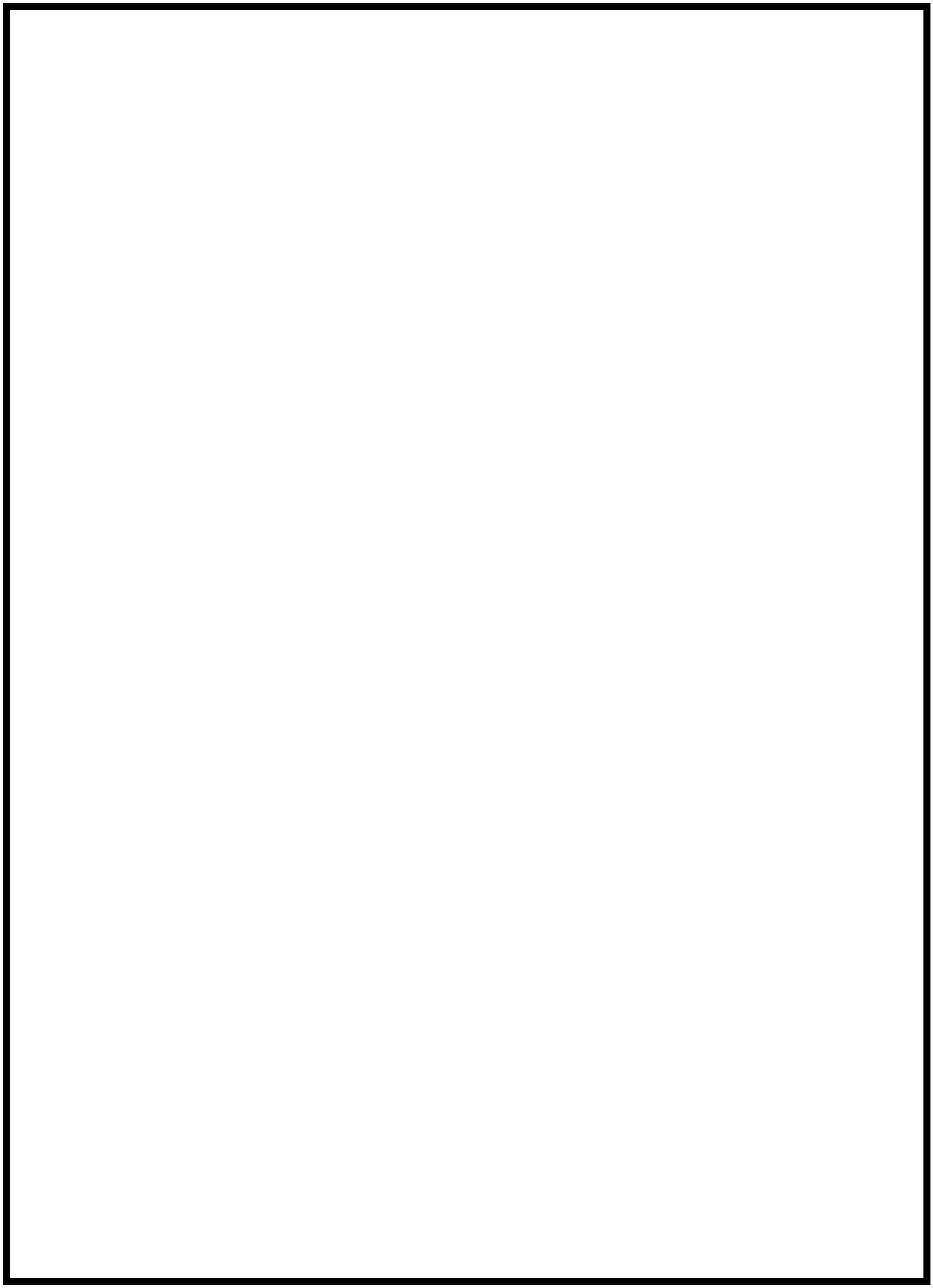


図47-37　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

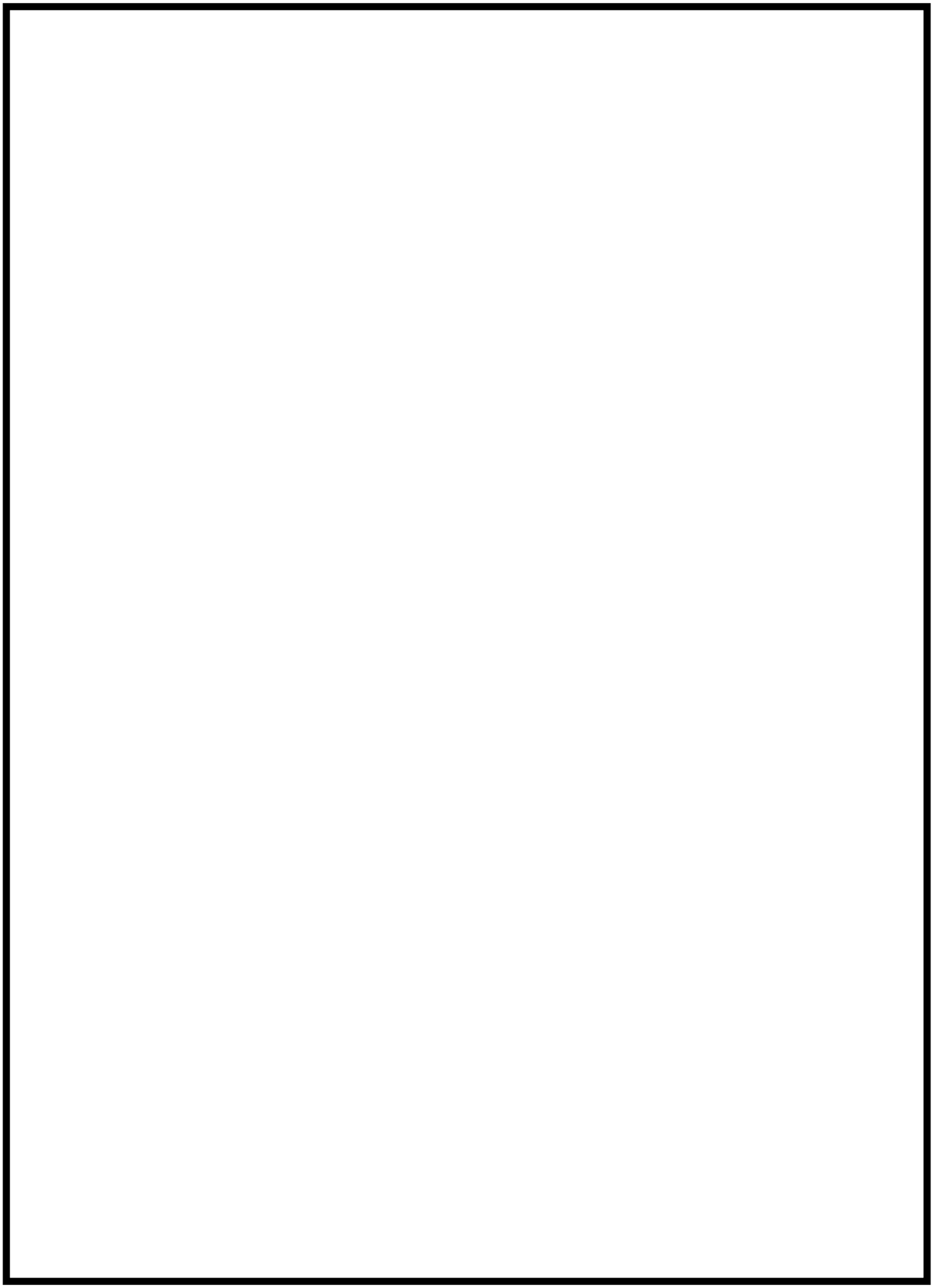


図47-38　6号炉原子炉建屋　地下2階

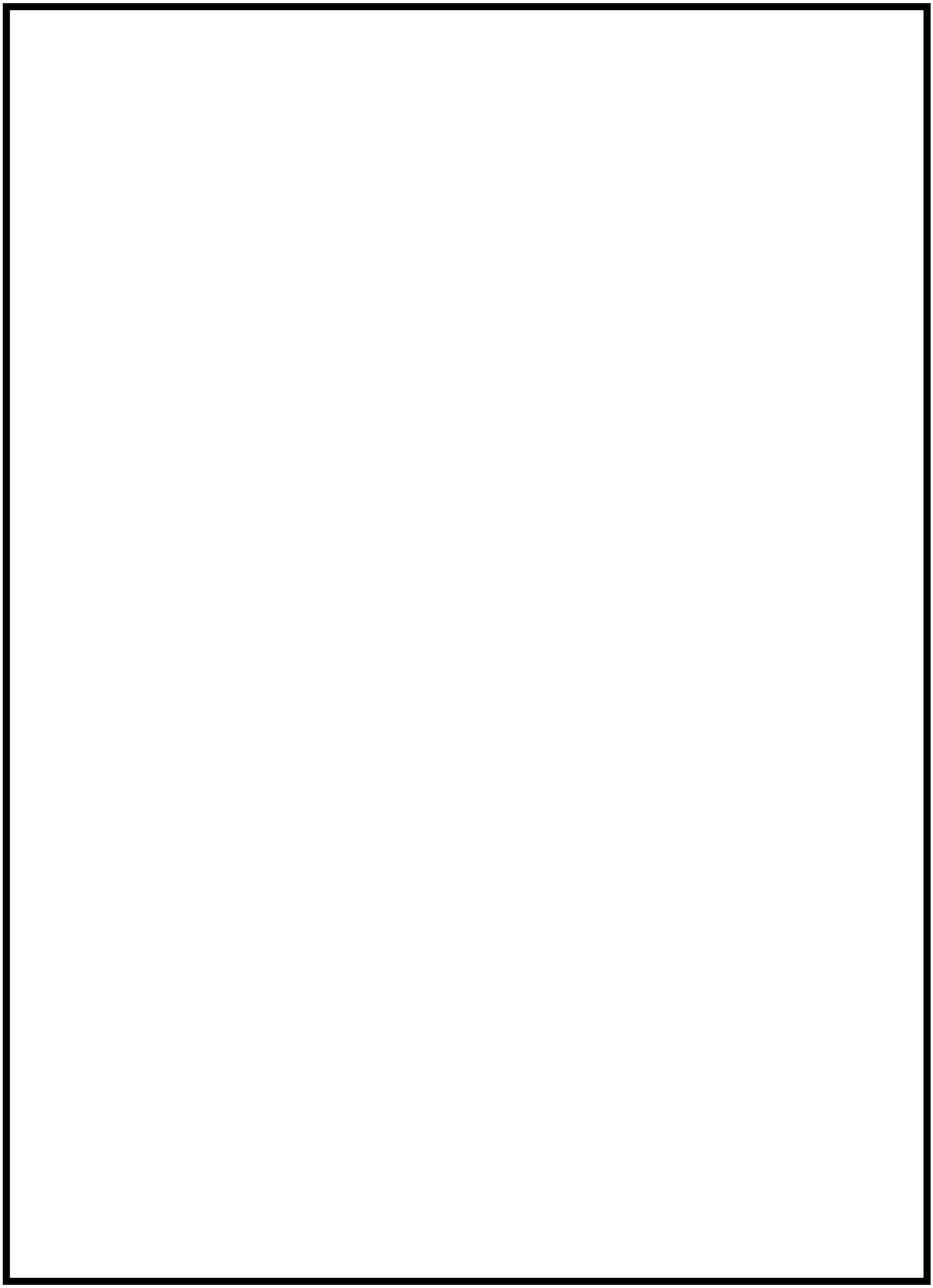


図47-39　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

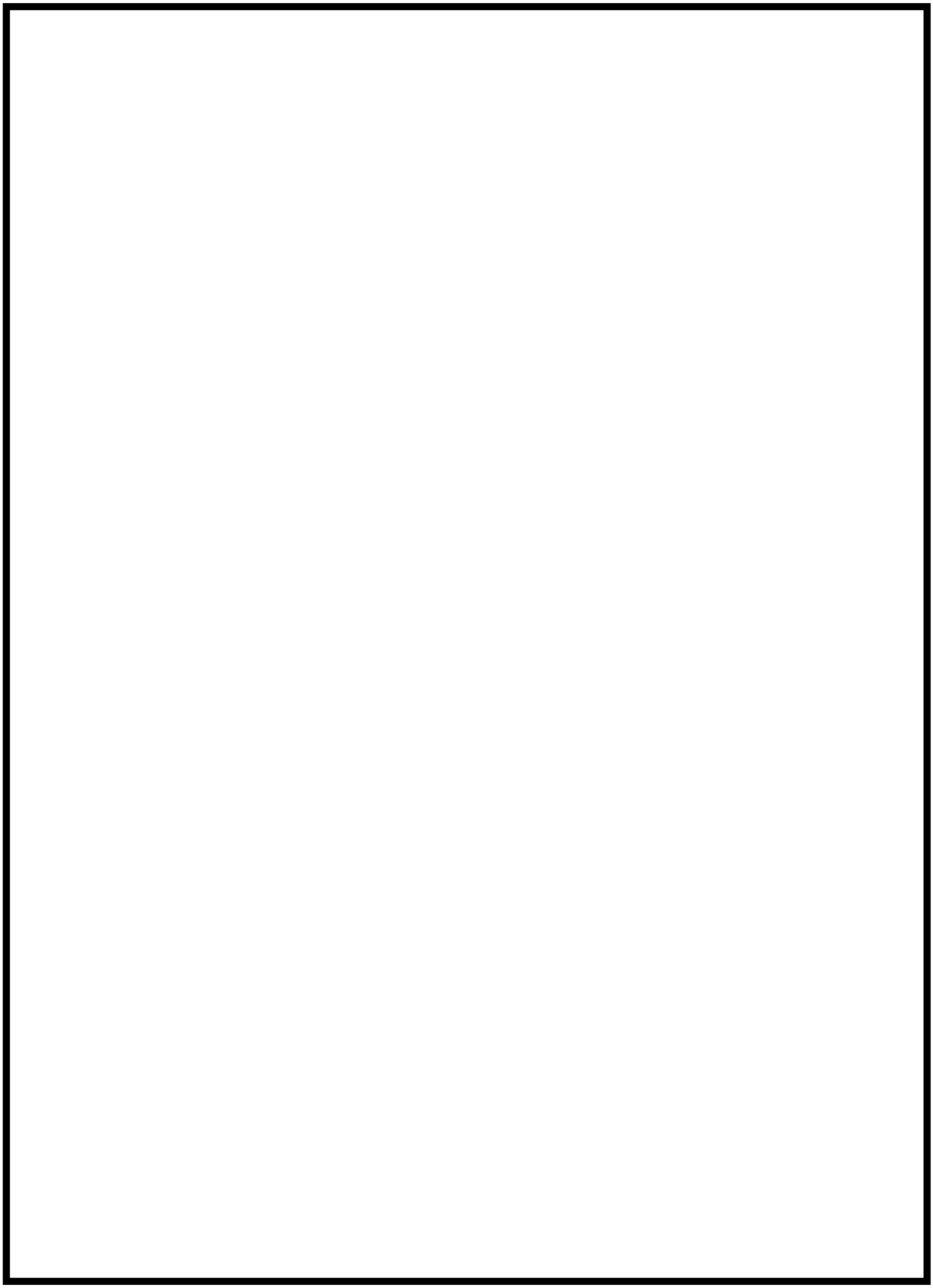


図47-40　6号炉原子炉建屋　地上1階

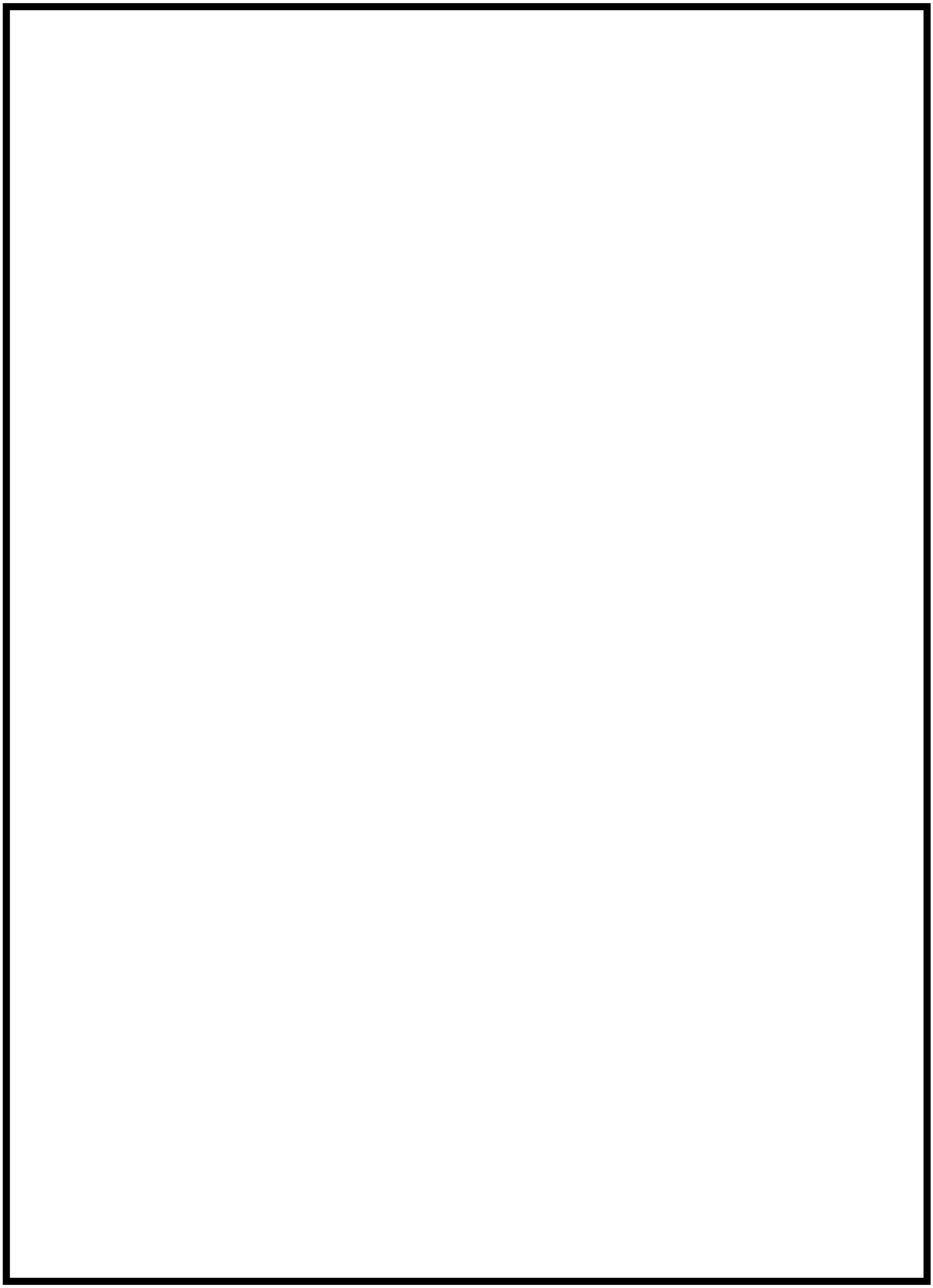


図47-41　6号炉原子炉建屋　地上2階

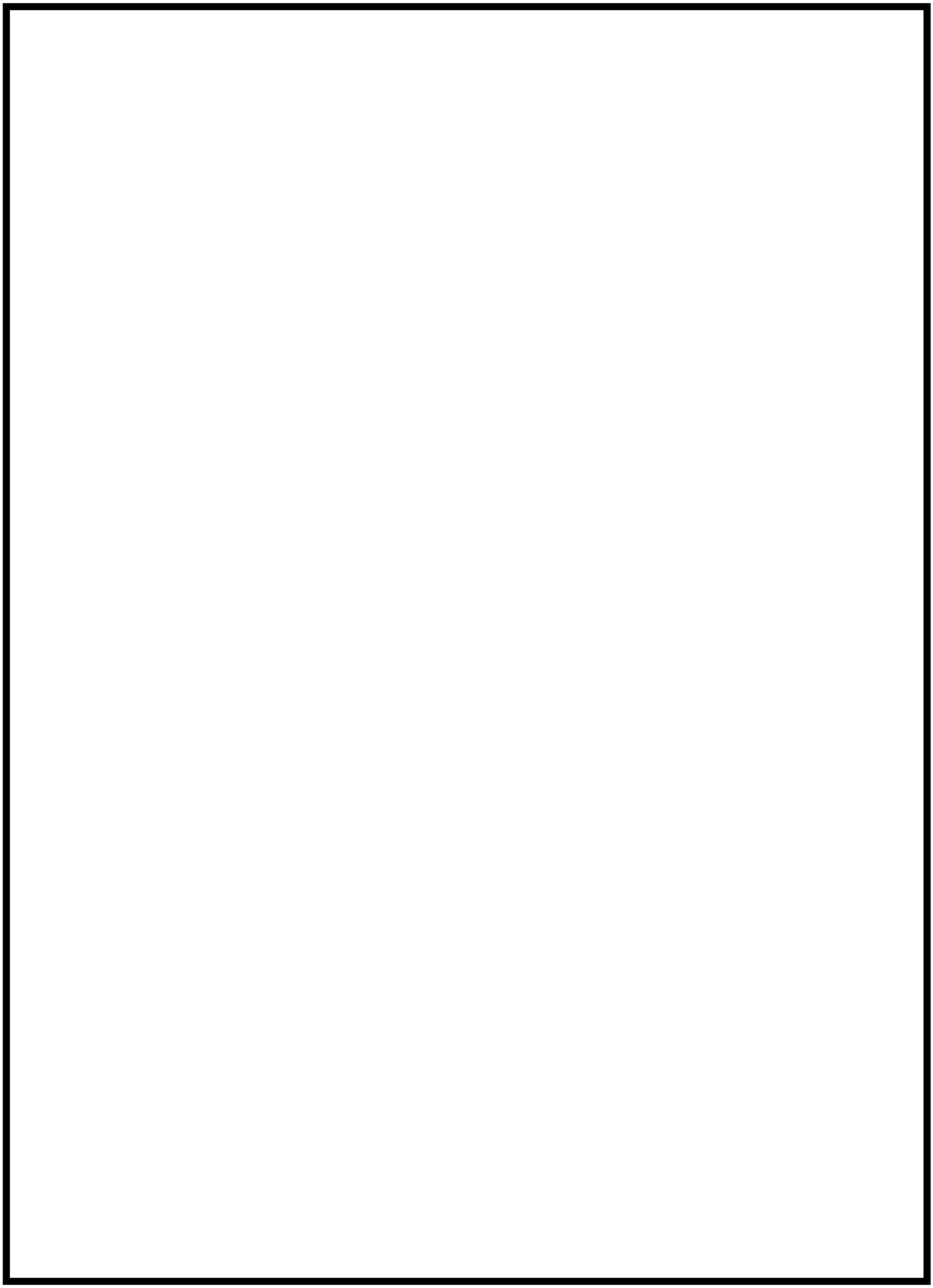


図47-42　6号炉原子炉建屋　地上3階

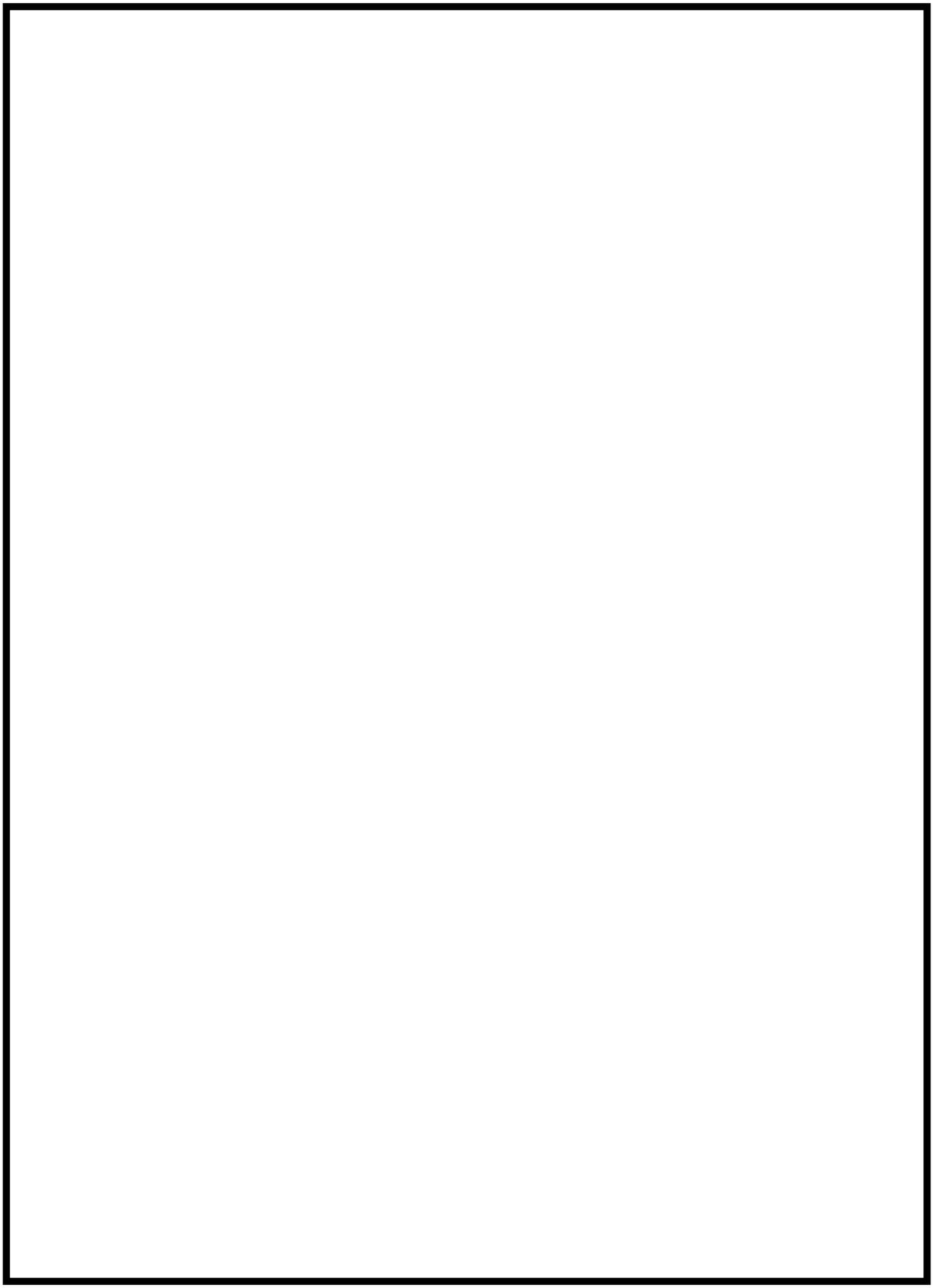


図47-43　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

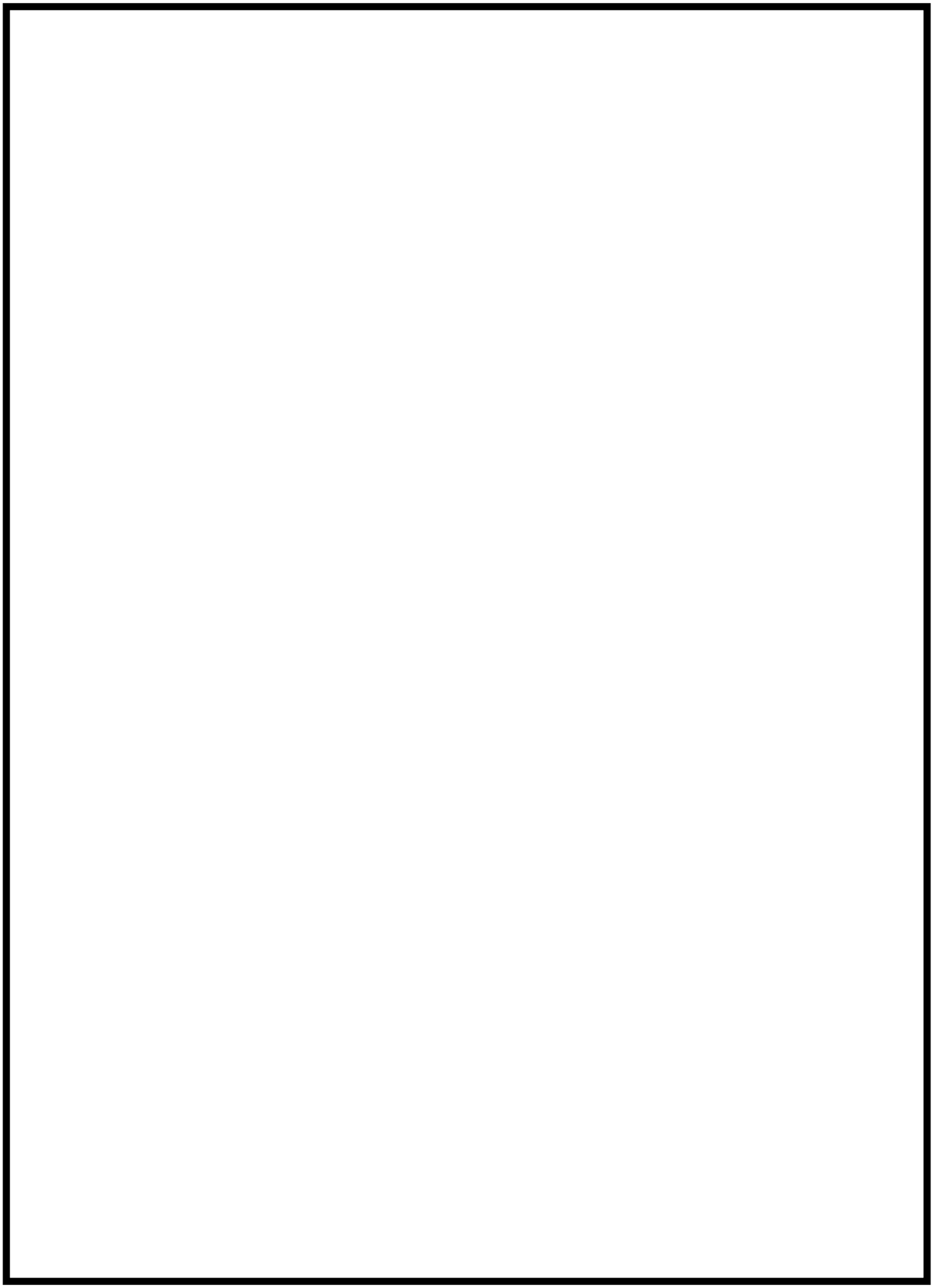


図47-44　6号炉原子炉建屋　地上4階

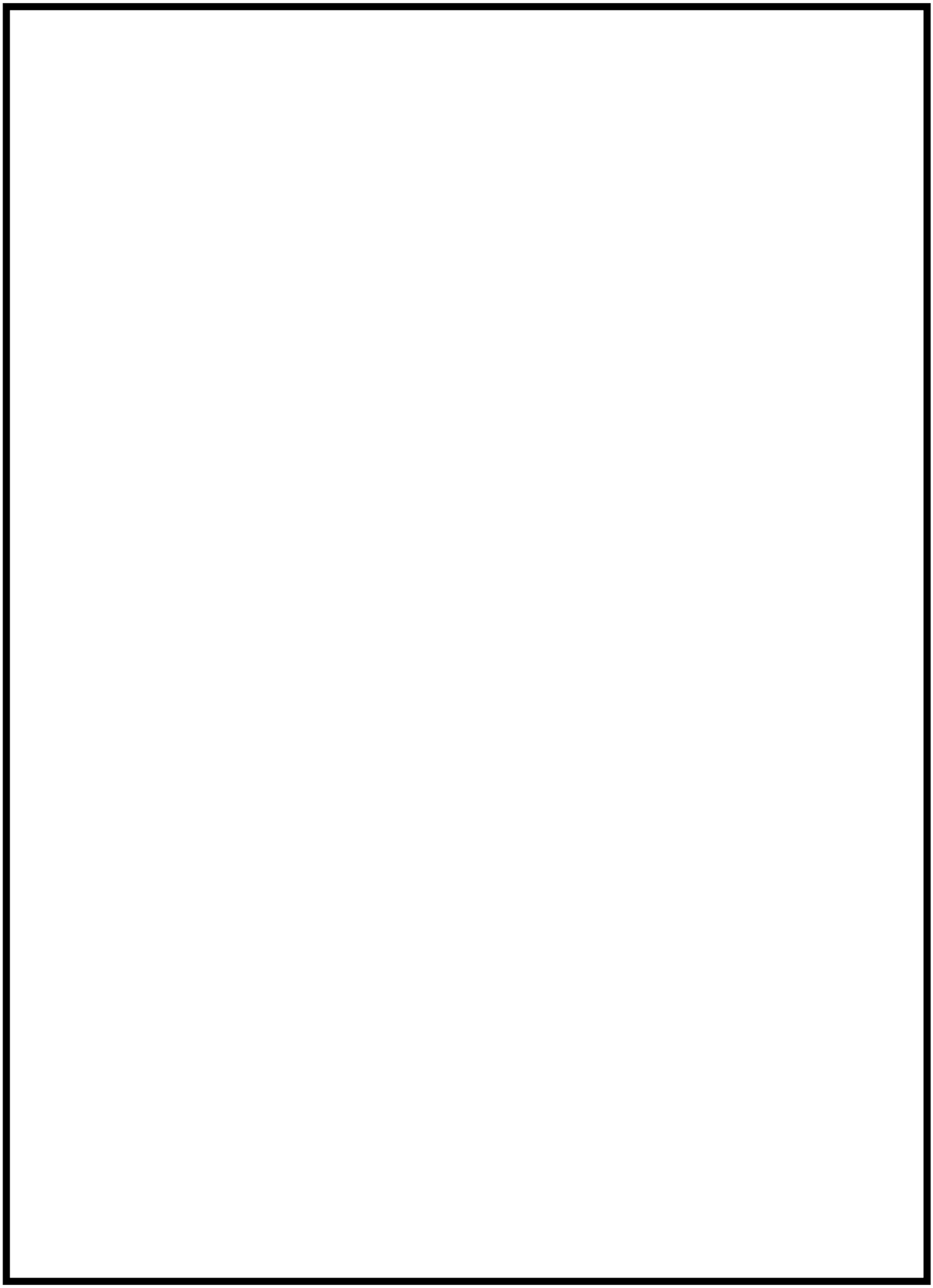


図47-45　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

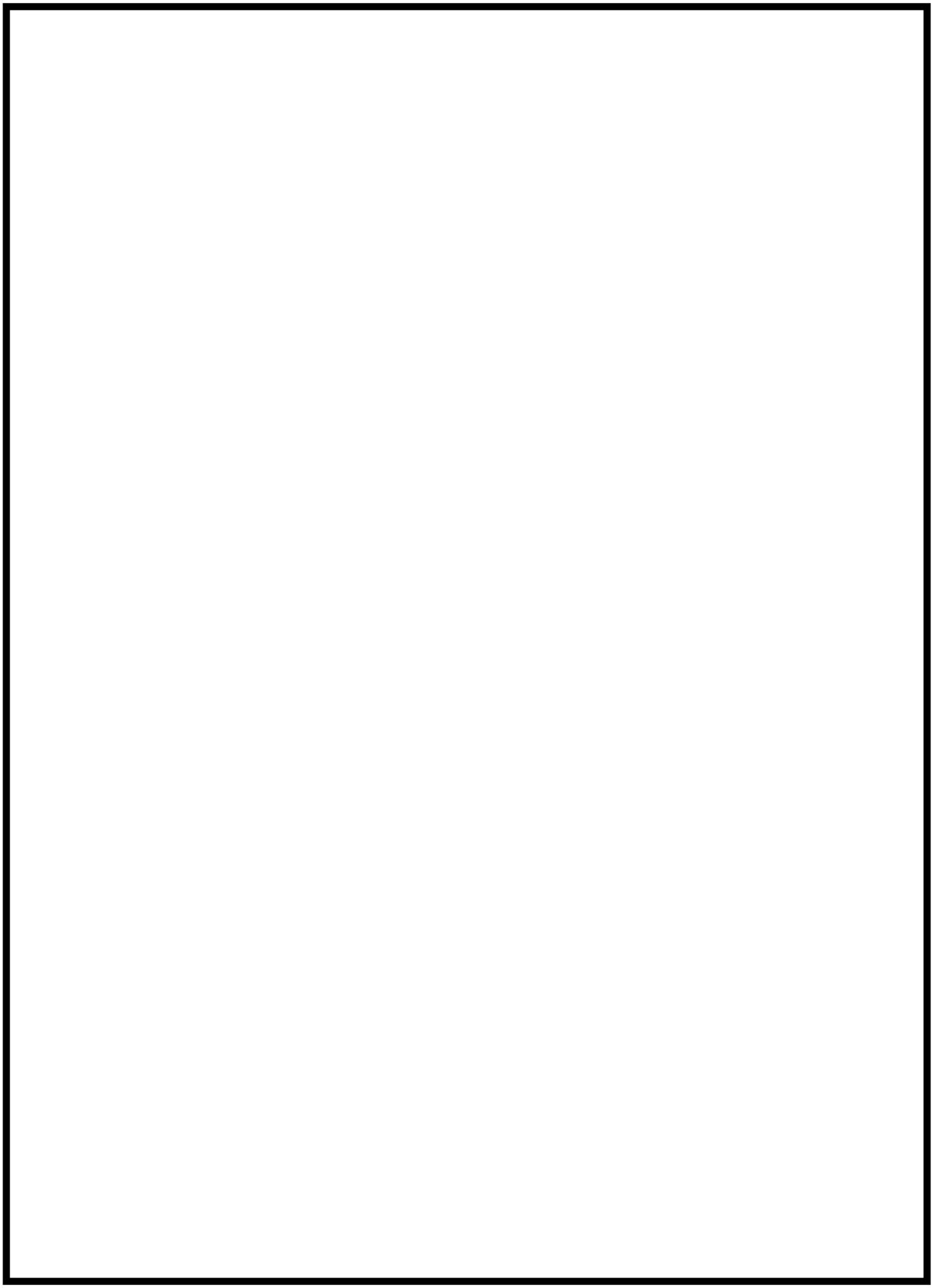


図47-46　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

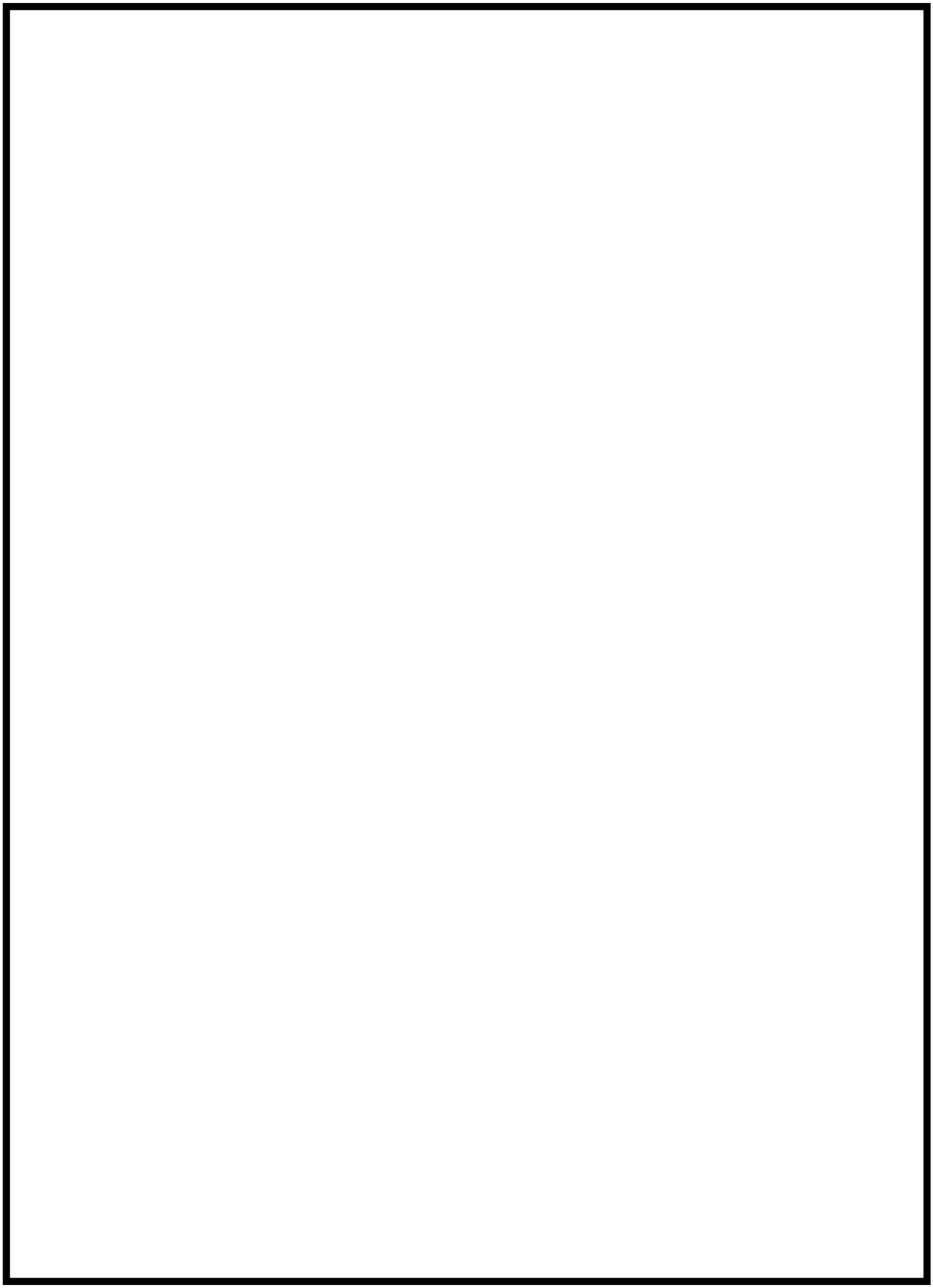


図47-47　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

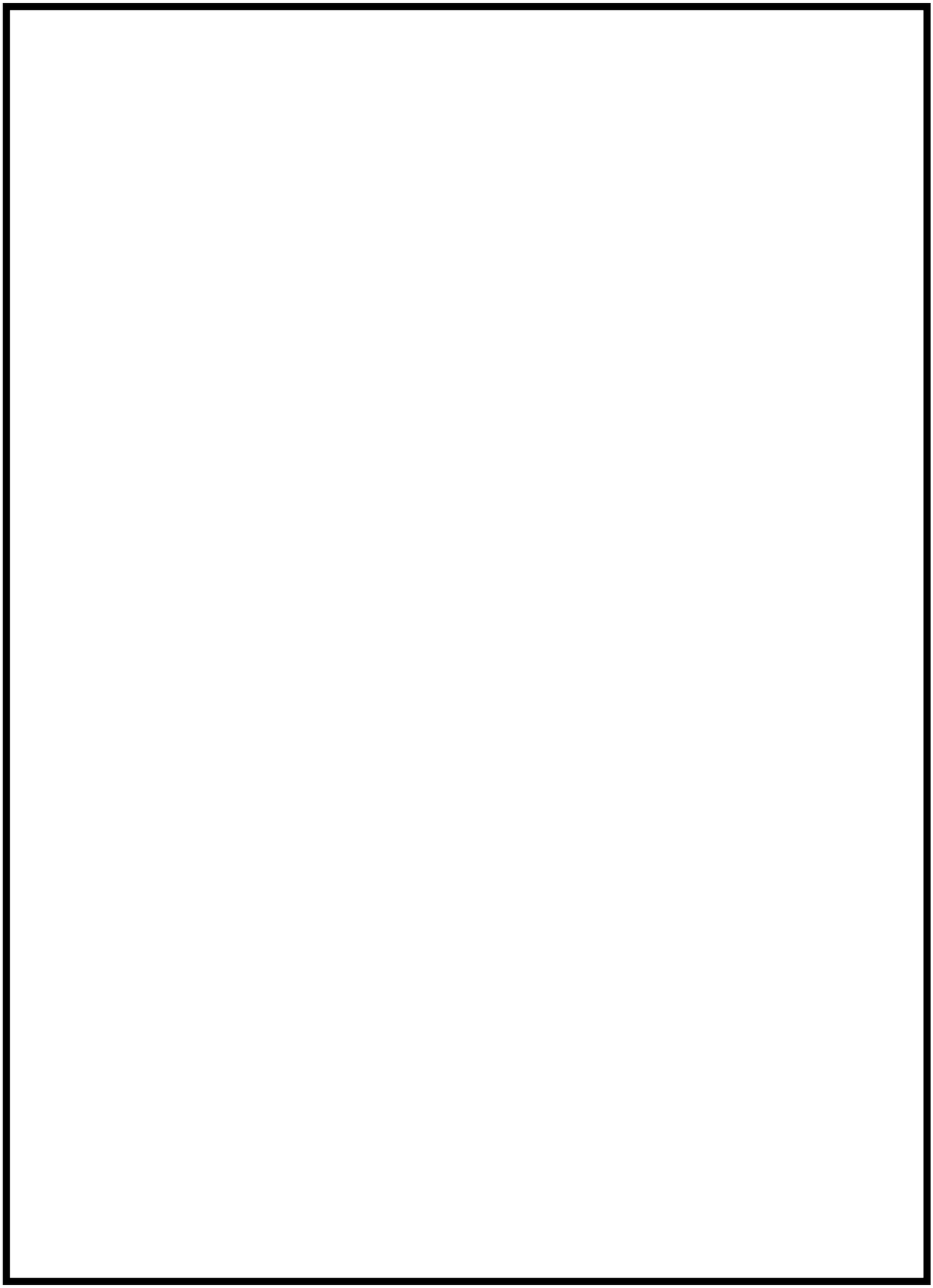


図47-48　7号炉原子炉建屋　地下2階

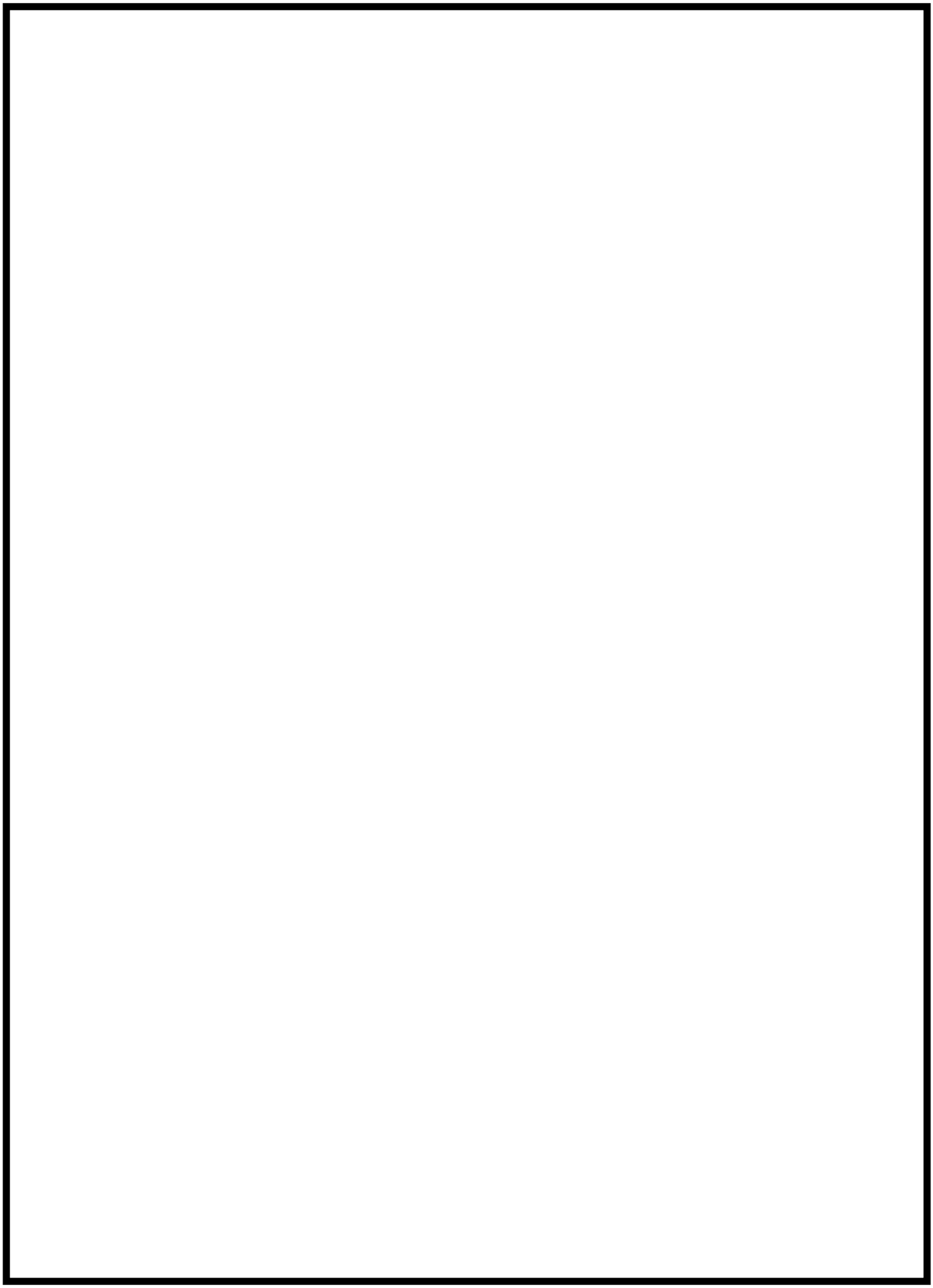


図47-49　7号炉原子炉建屋　地下1階

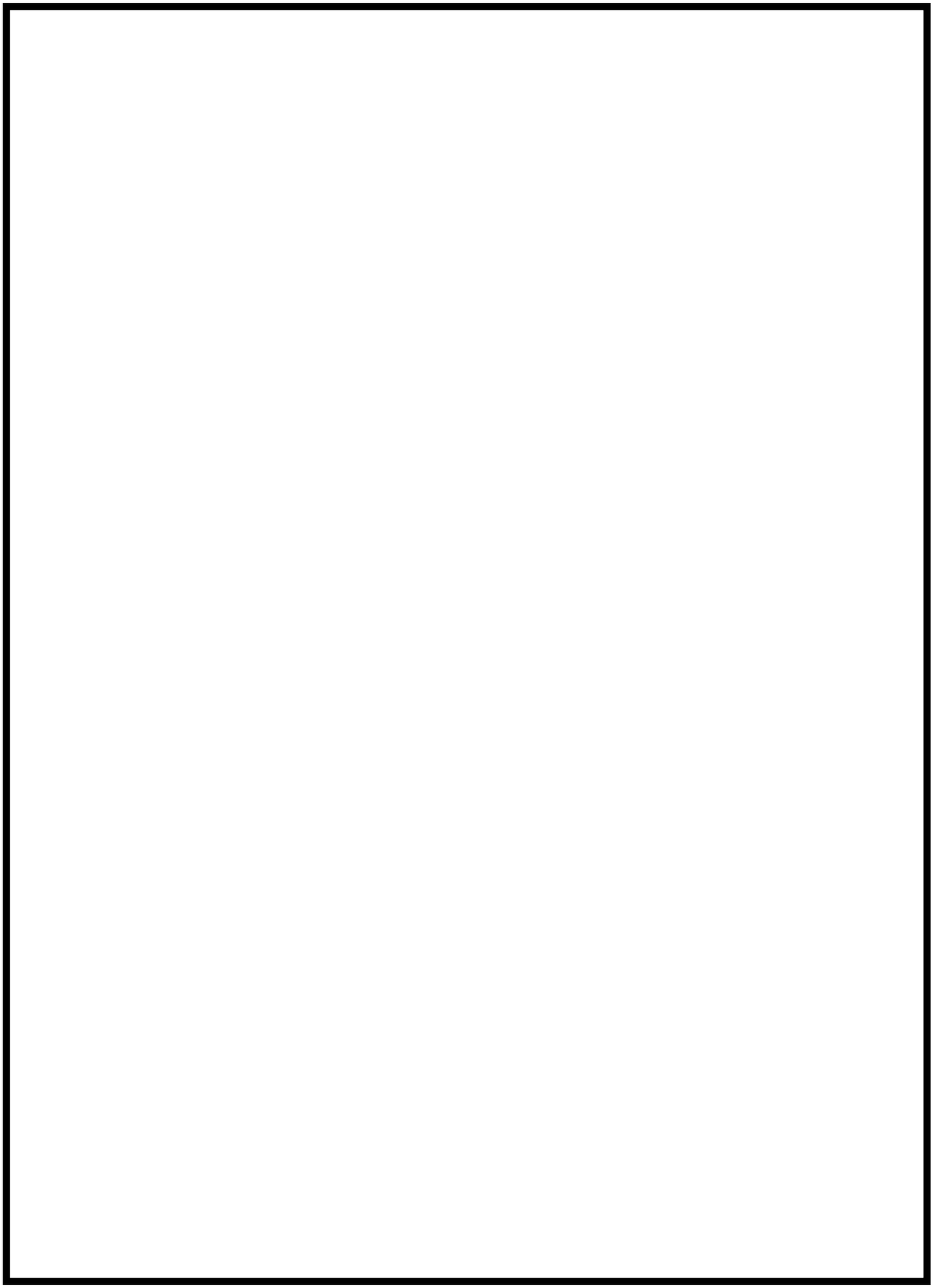


図47-50　7号炉原子炉建屋　地上1階

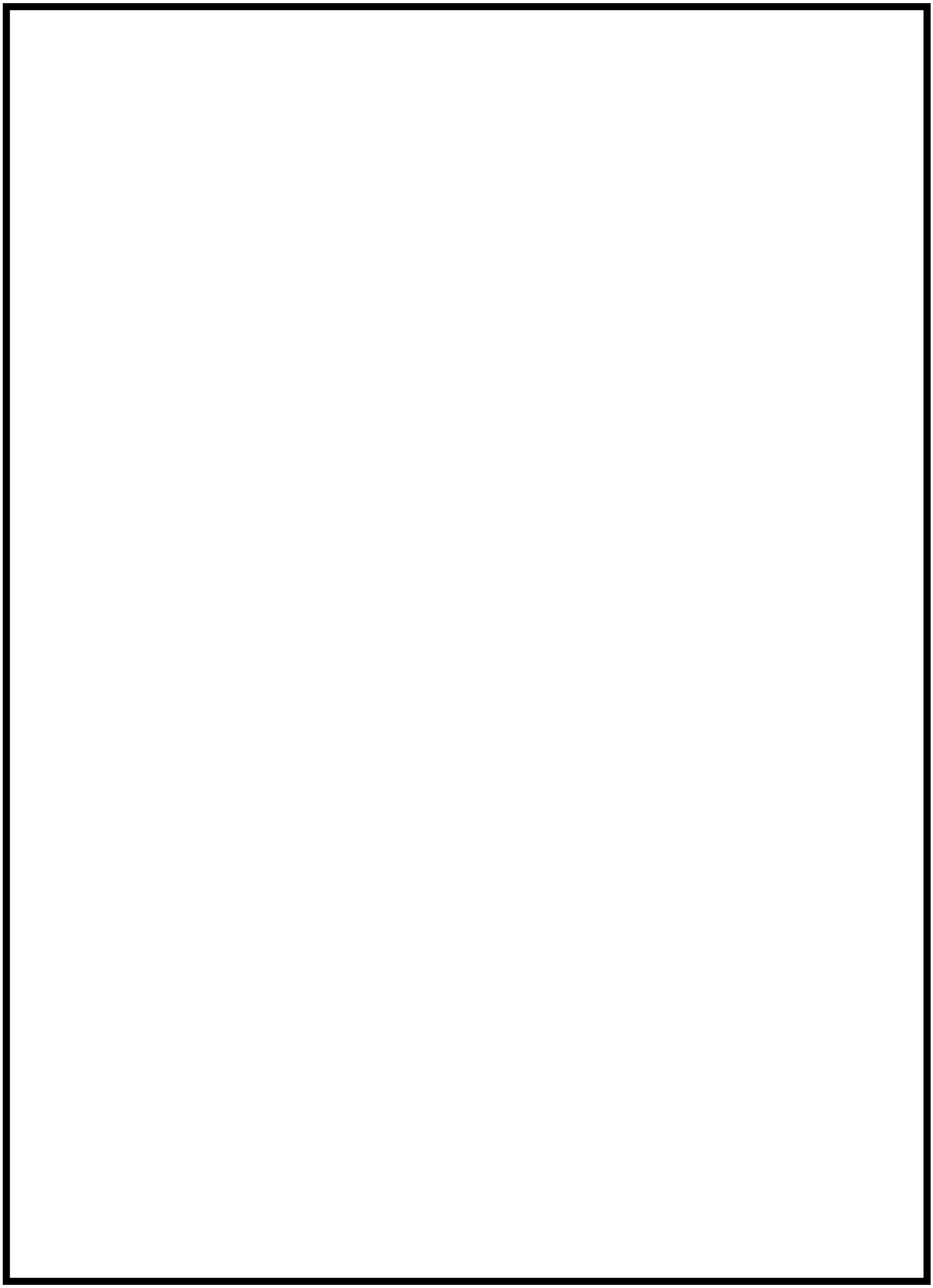


図47-51　7号炉原子炉建屋　地上2階

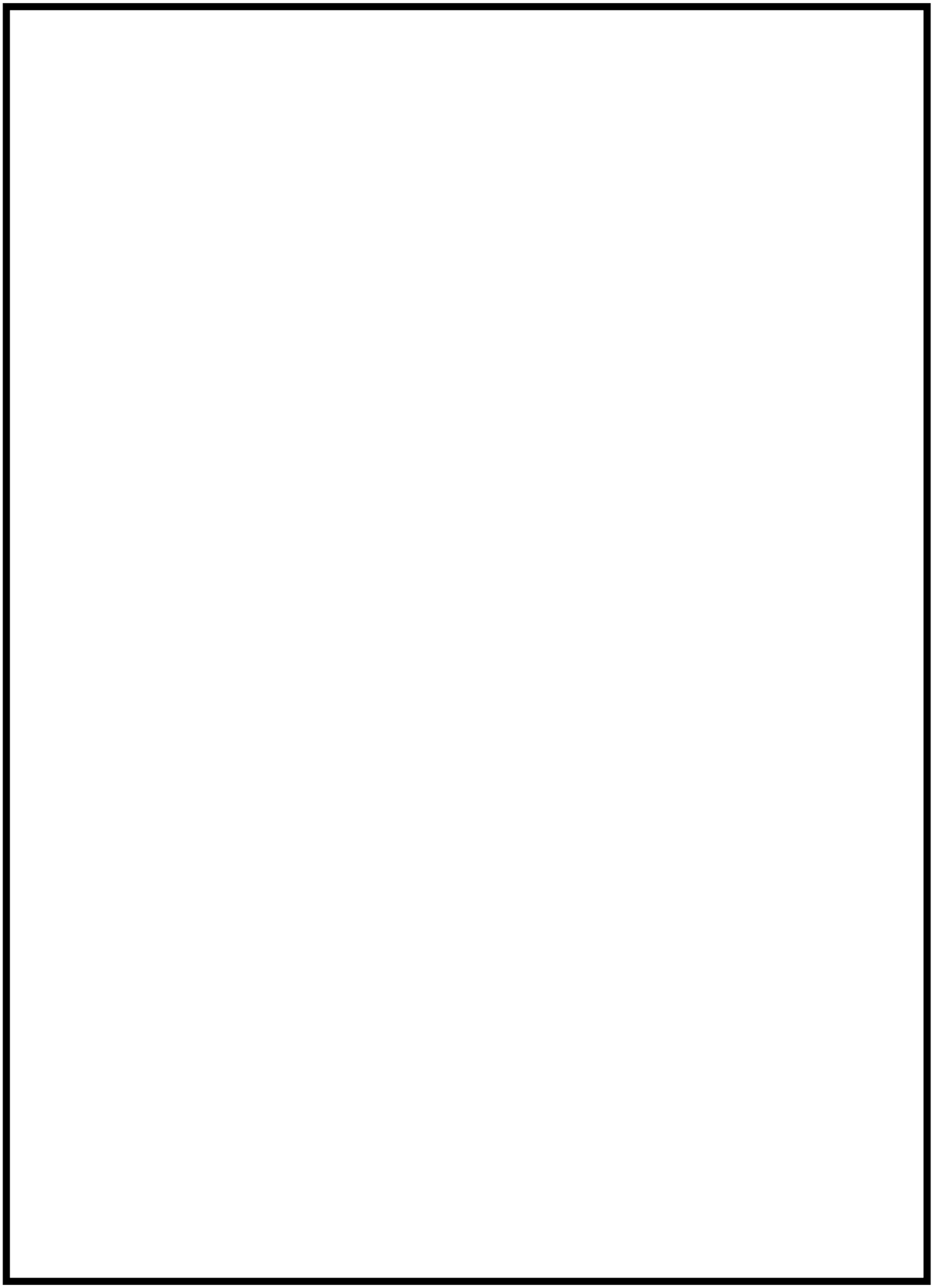


図47-52　7号炉原子炉建屋　地上3階

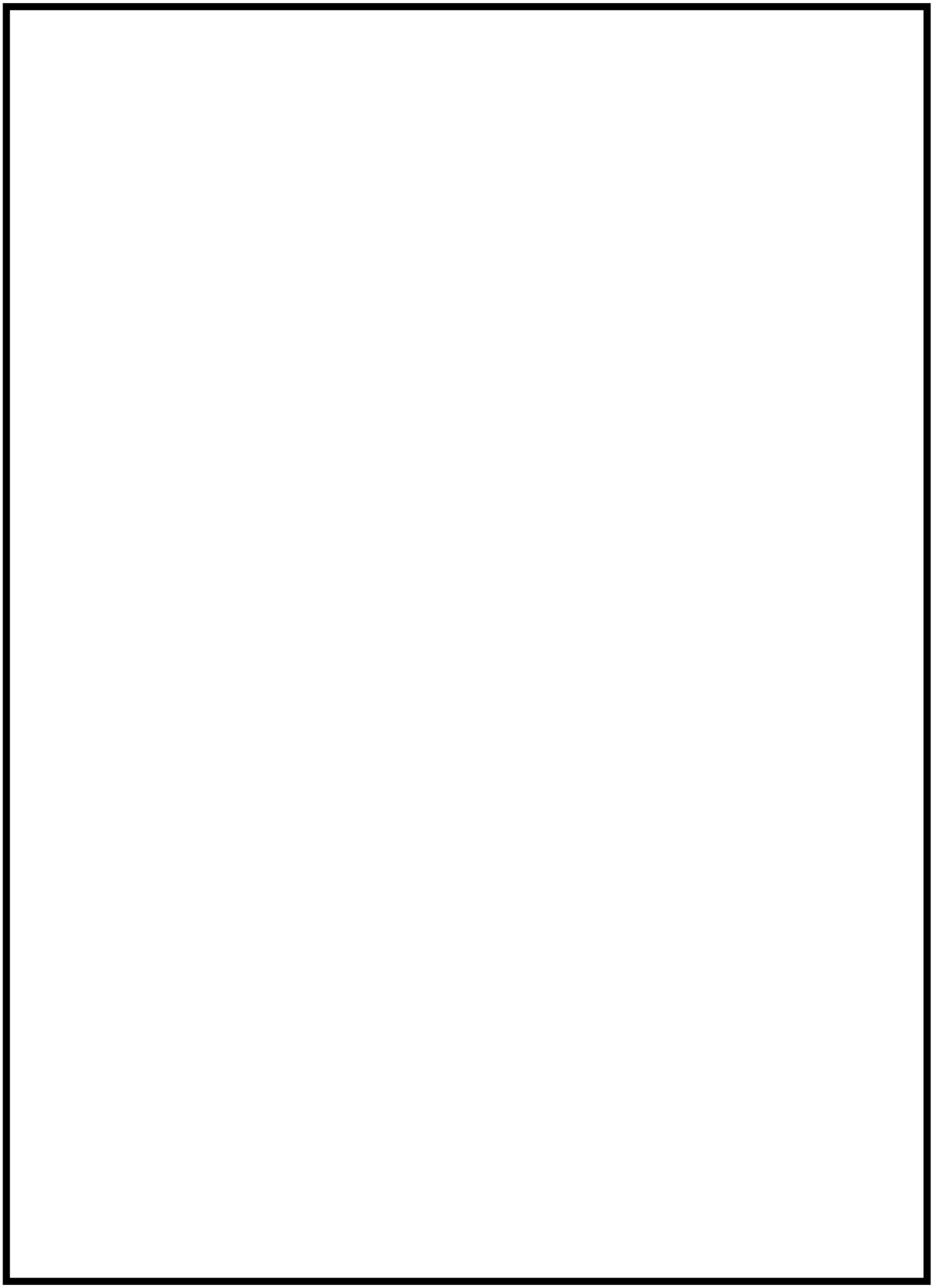


図47-53　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

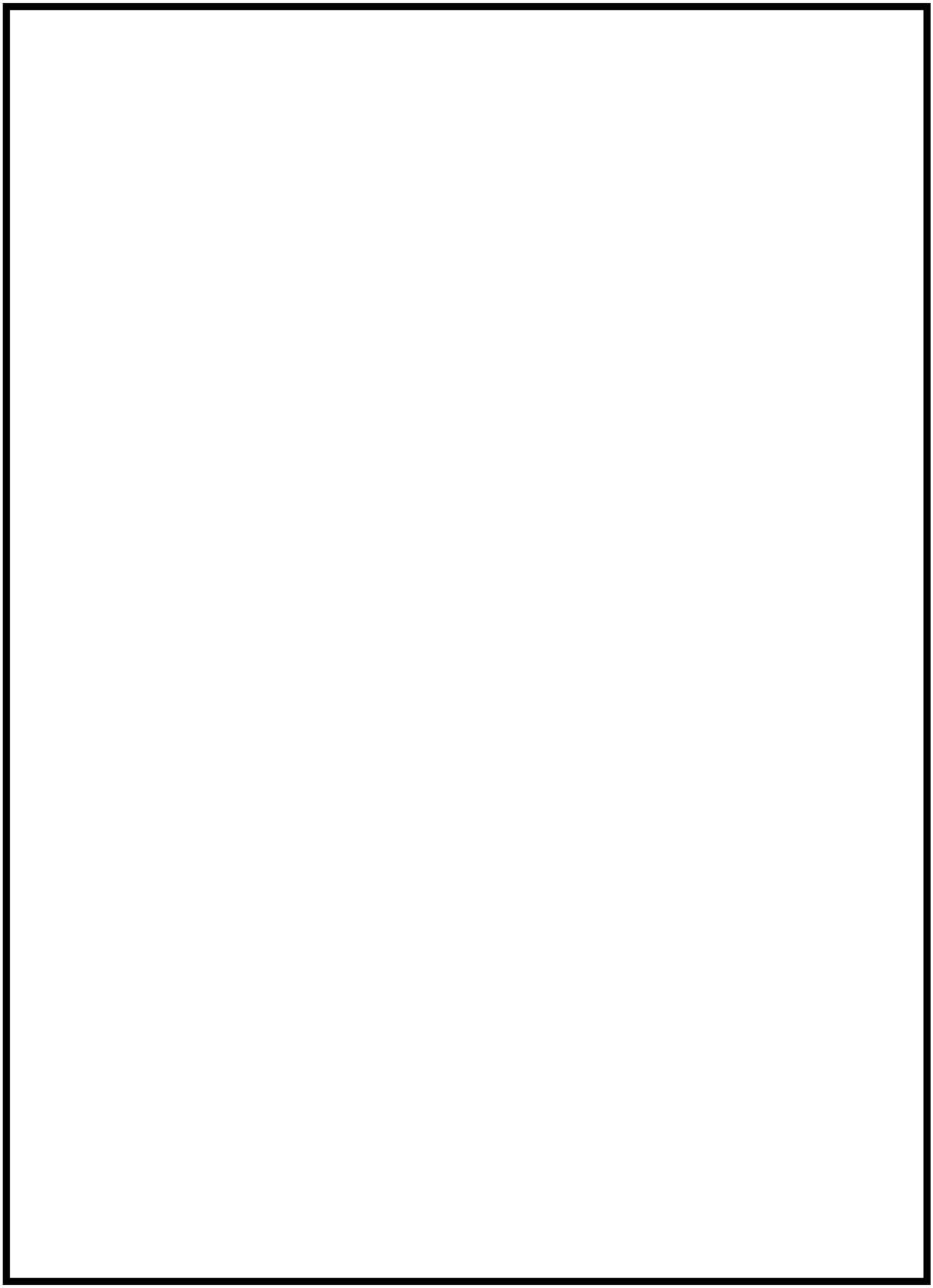


図47-54　7号炉原子炉建屋　地上4階

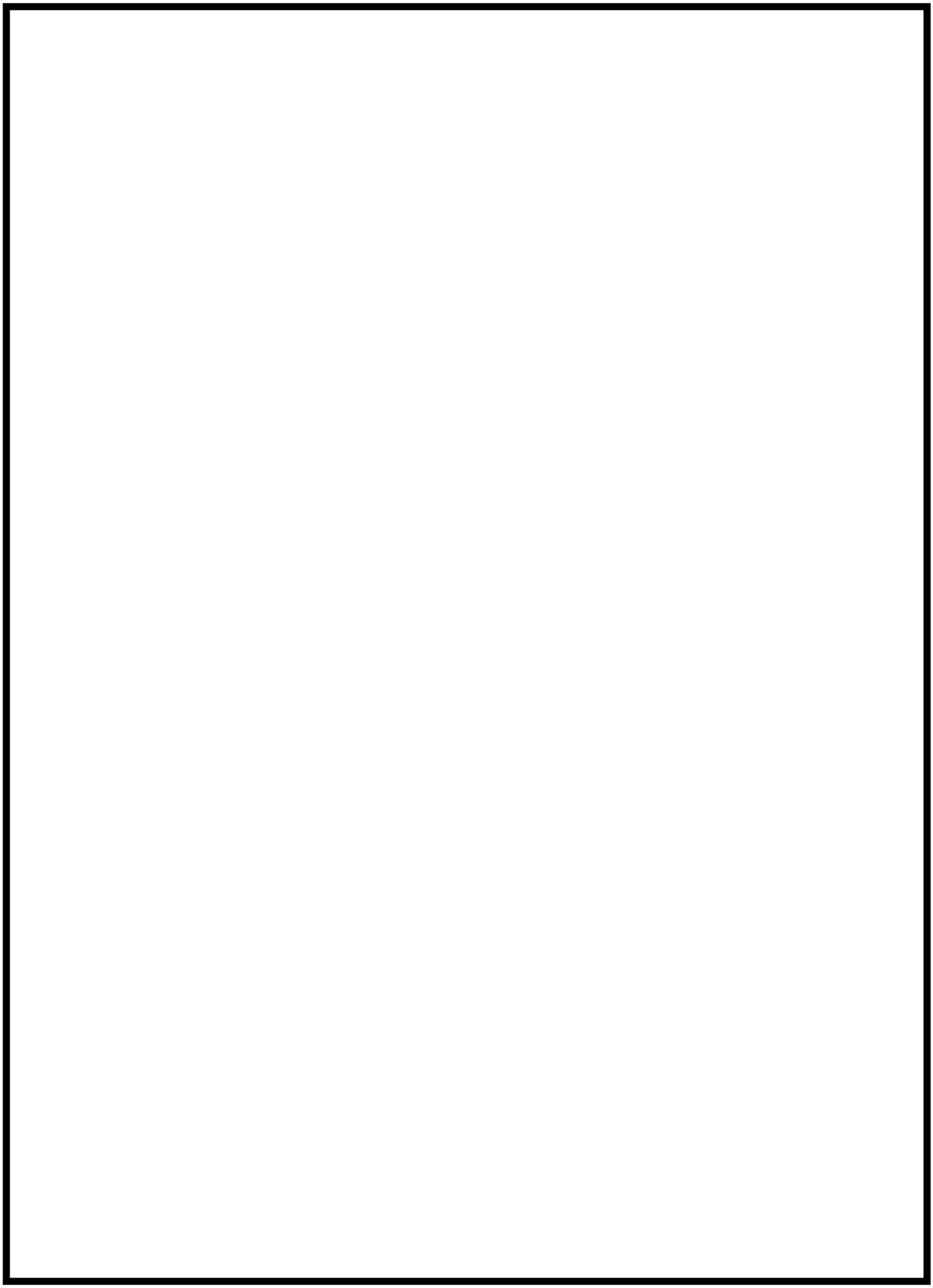


図47-55　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図47-56　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

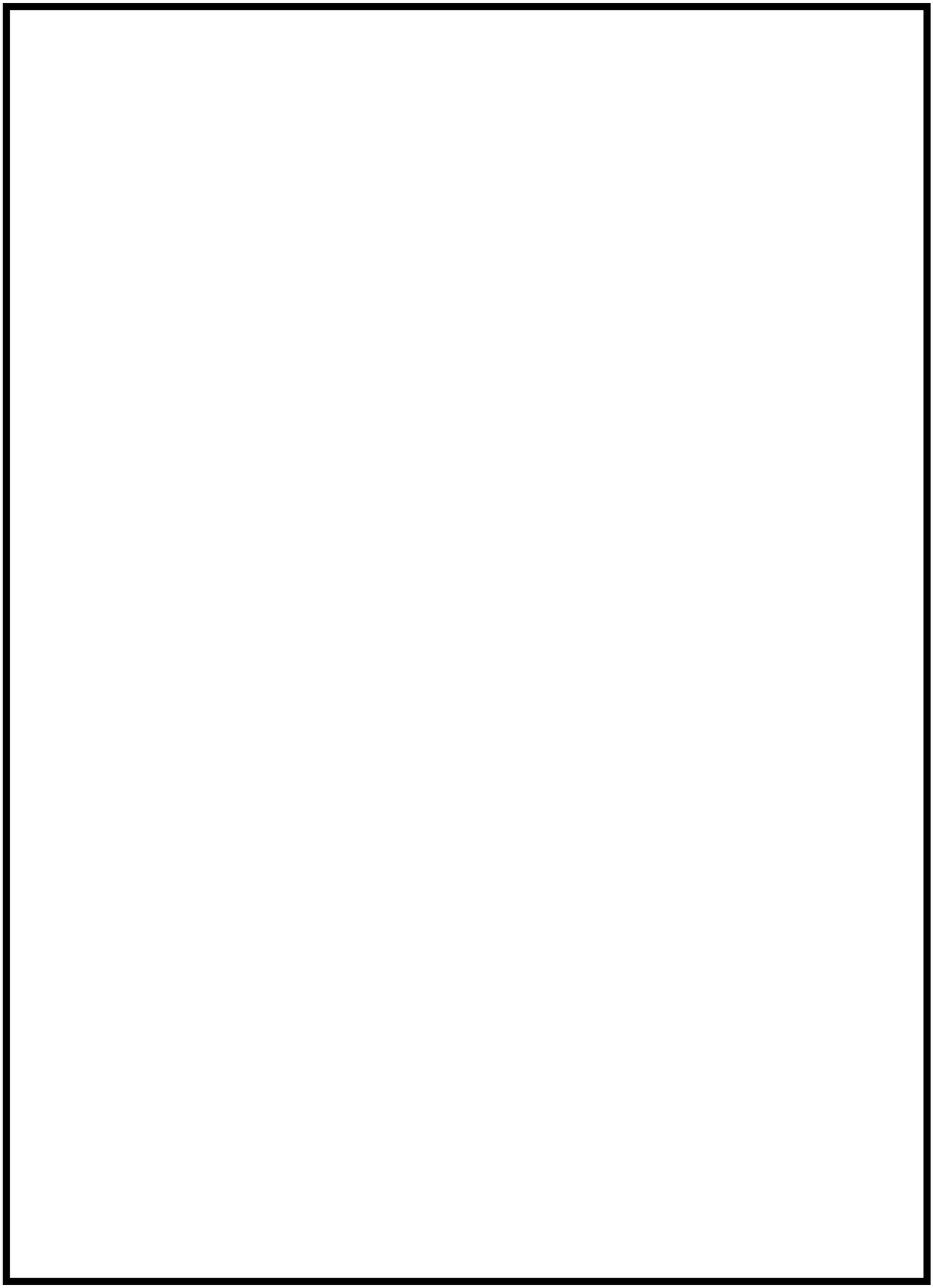


図47-57　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

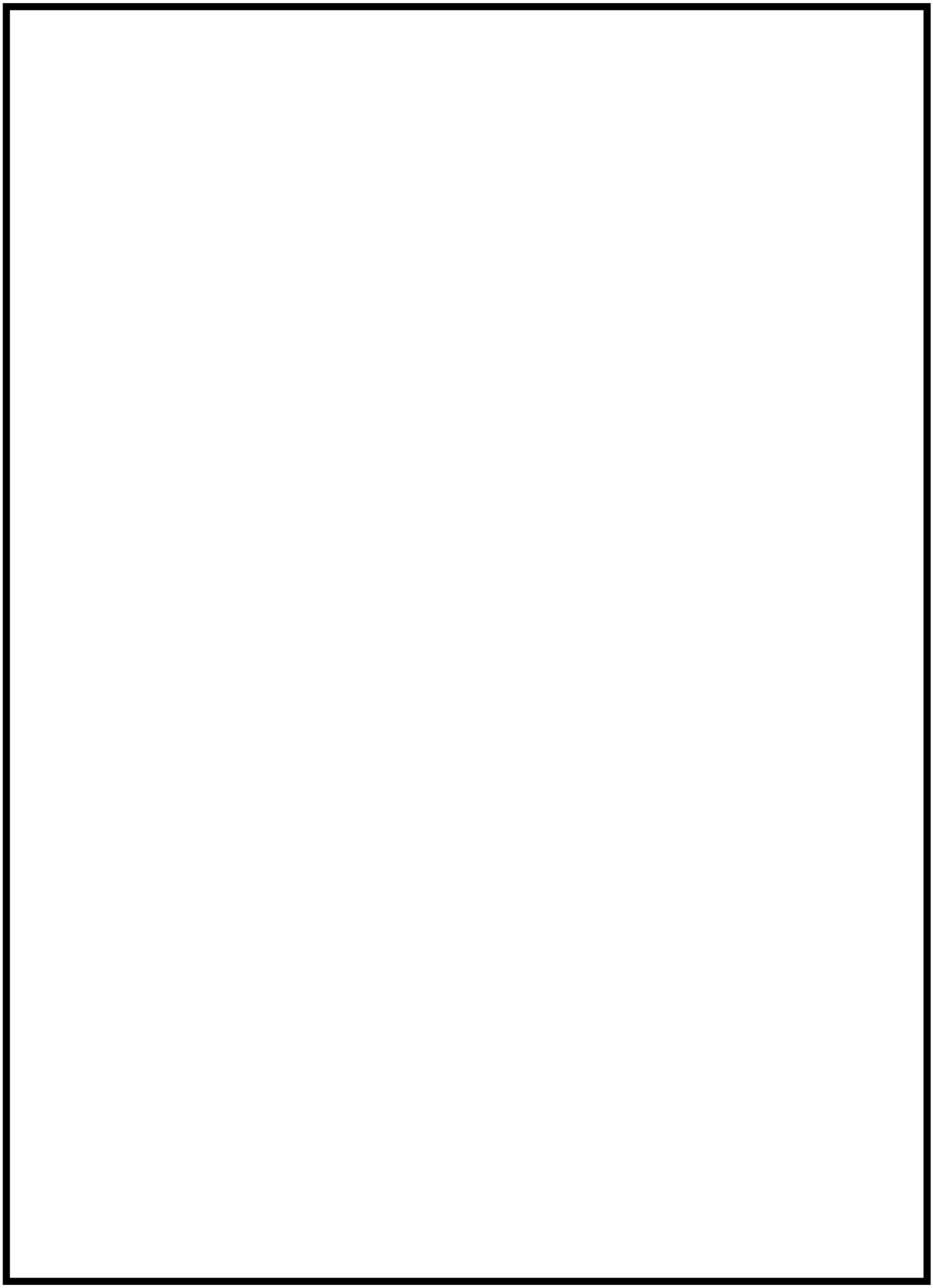


図47-58　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

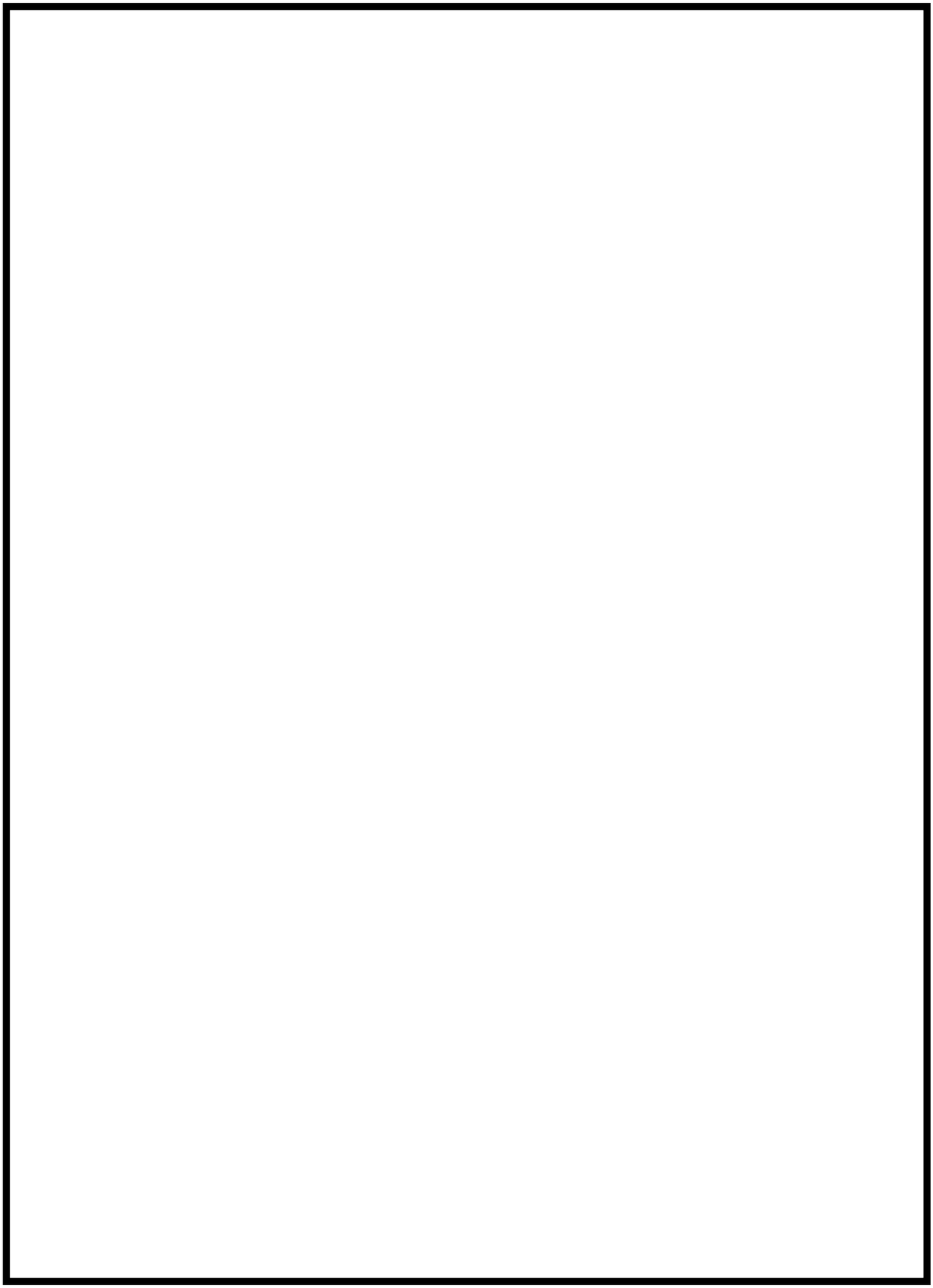


図47-59　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

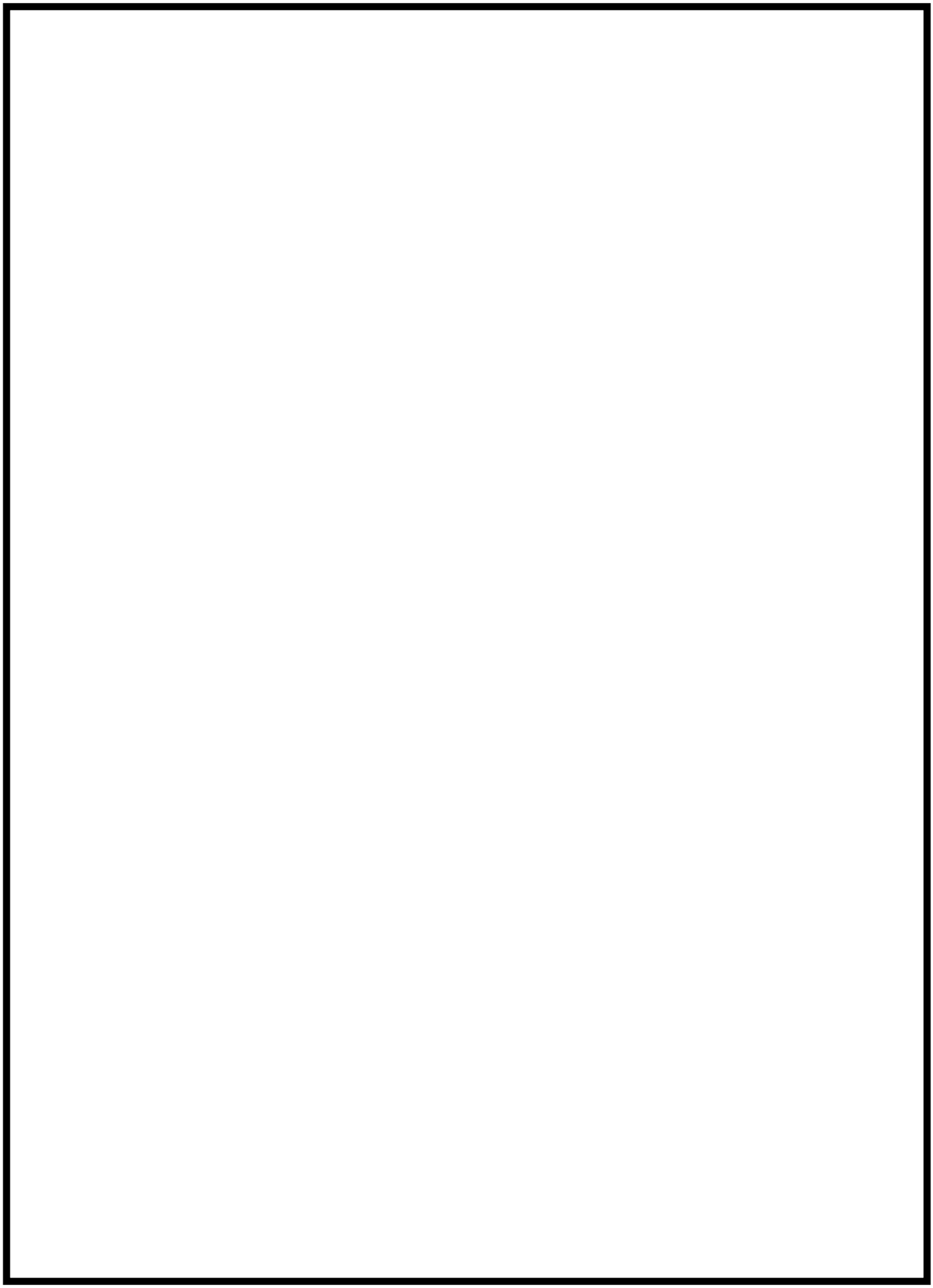


図48-1　　6号炉原子炉建屋　地下3階

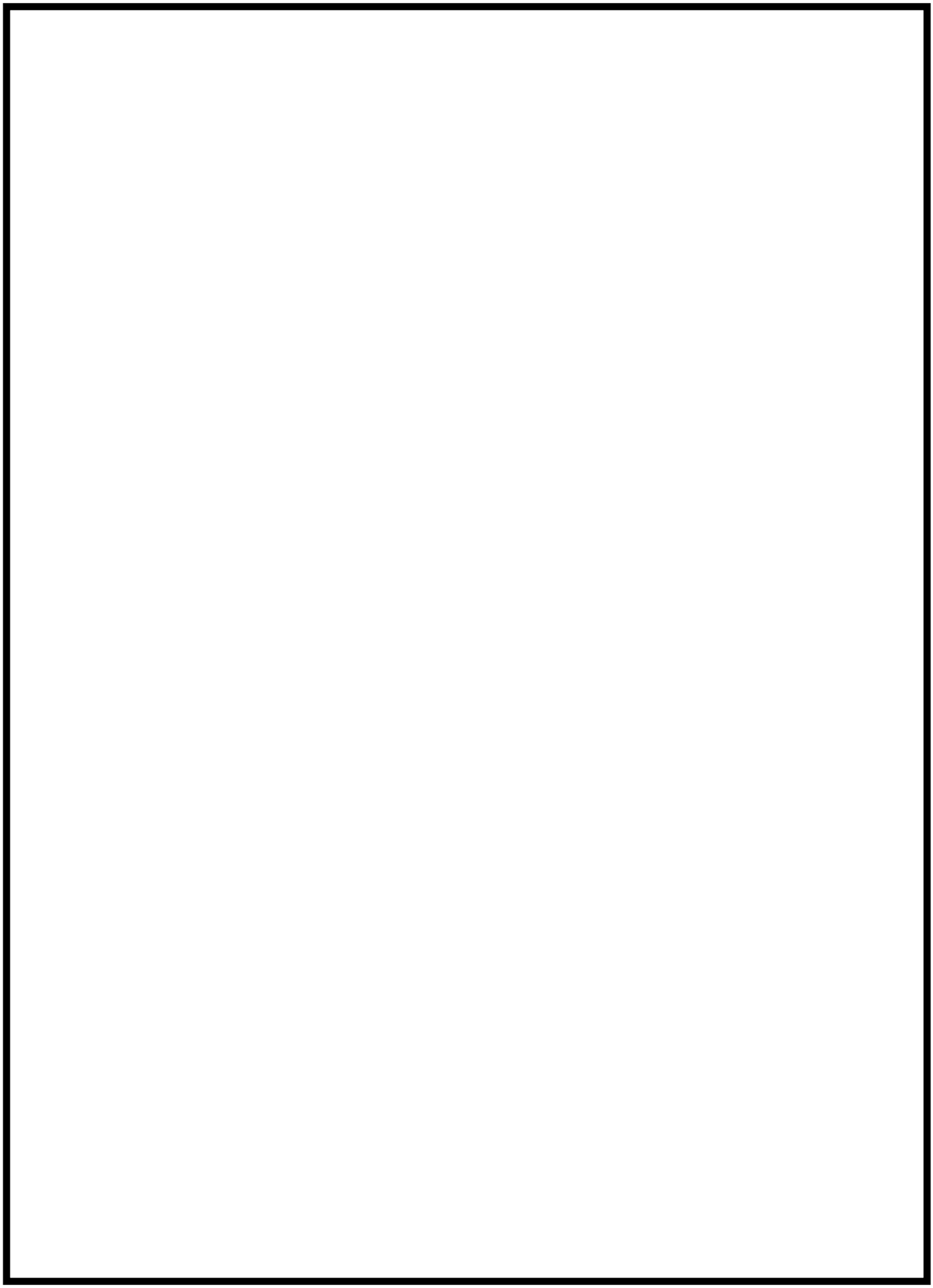


図48-2　　6号炉原子炉建屋　地下2階

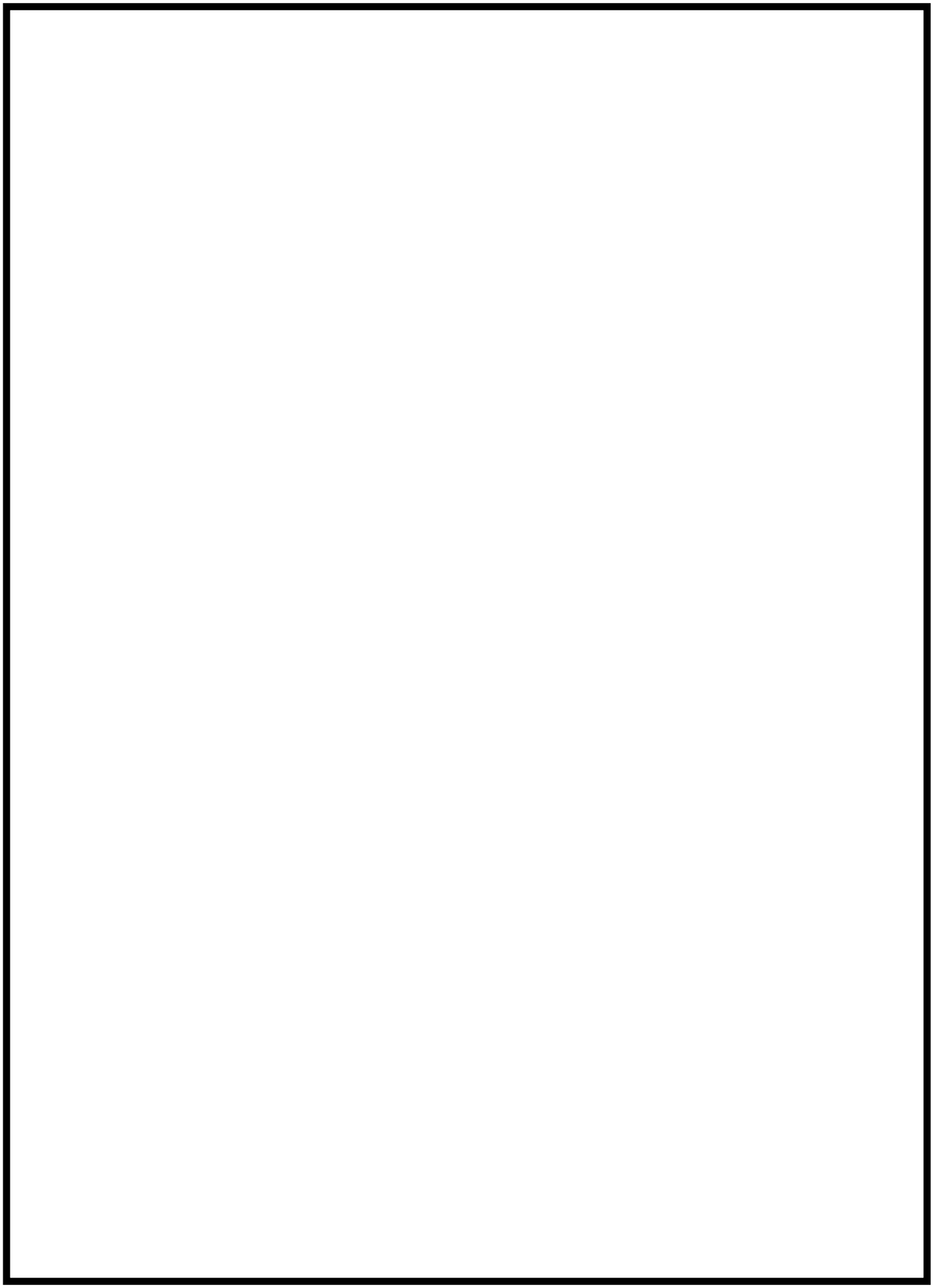


図48-3　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

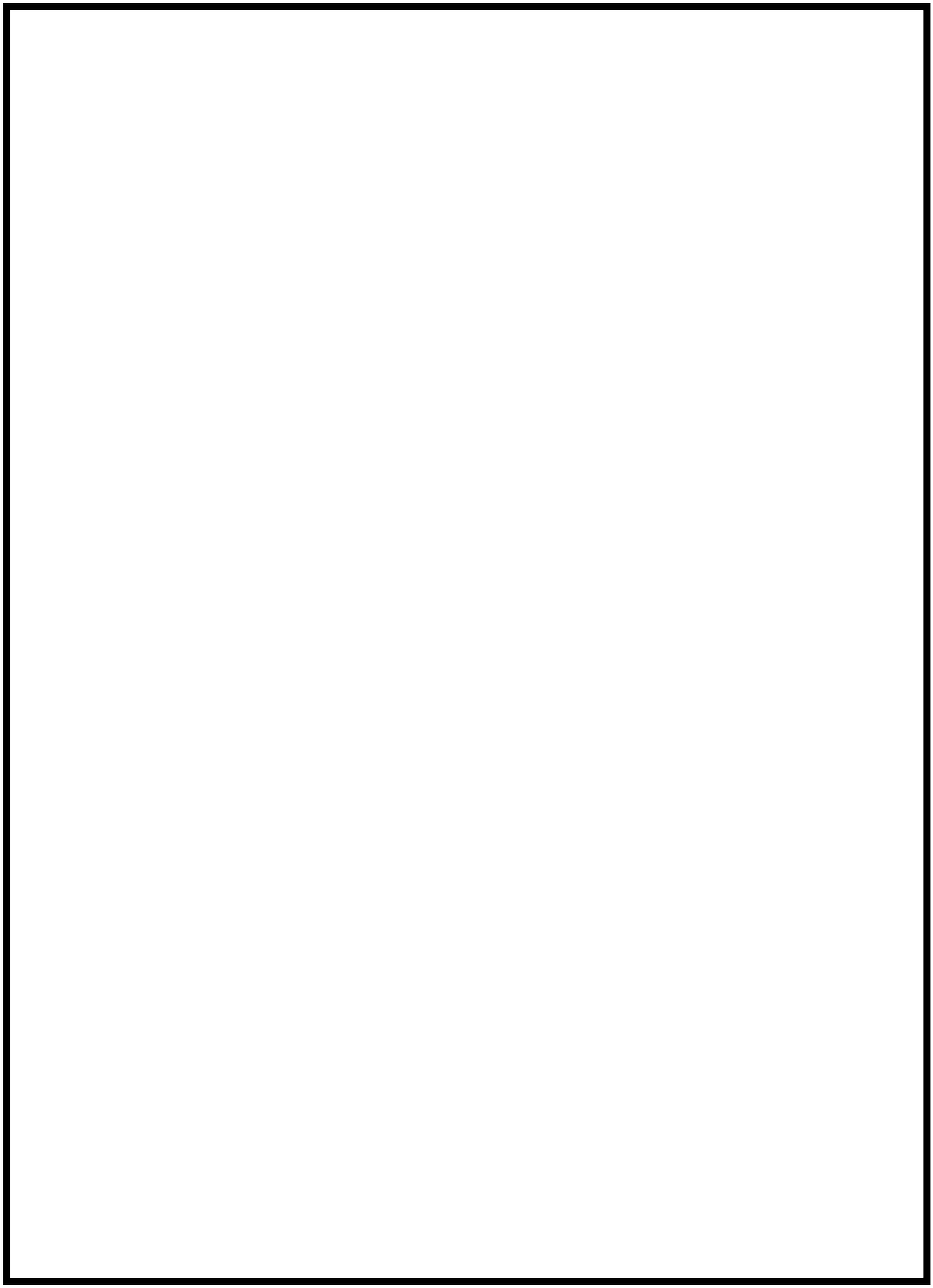


図48-4　　6号炉原子炉建屋　地上1階

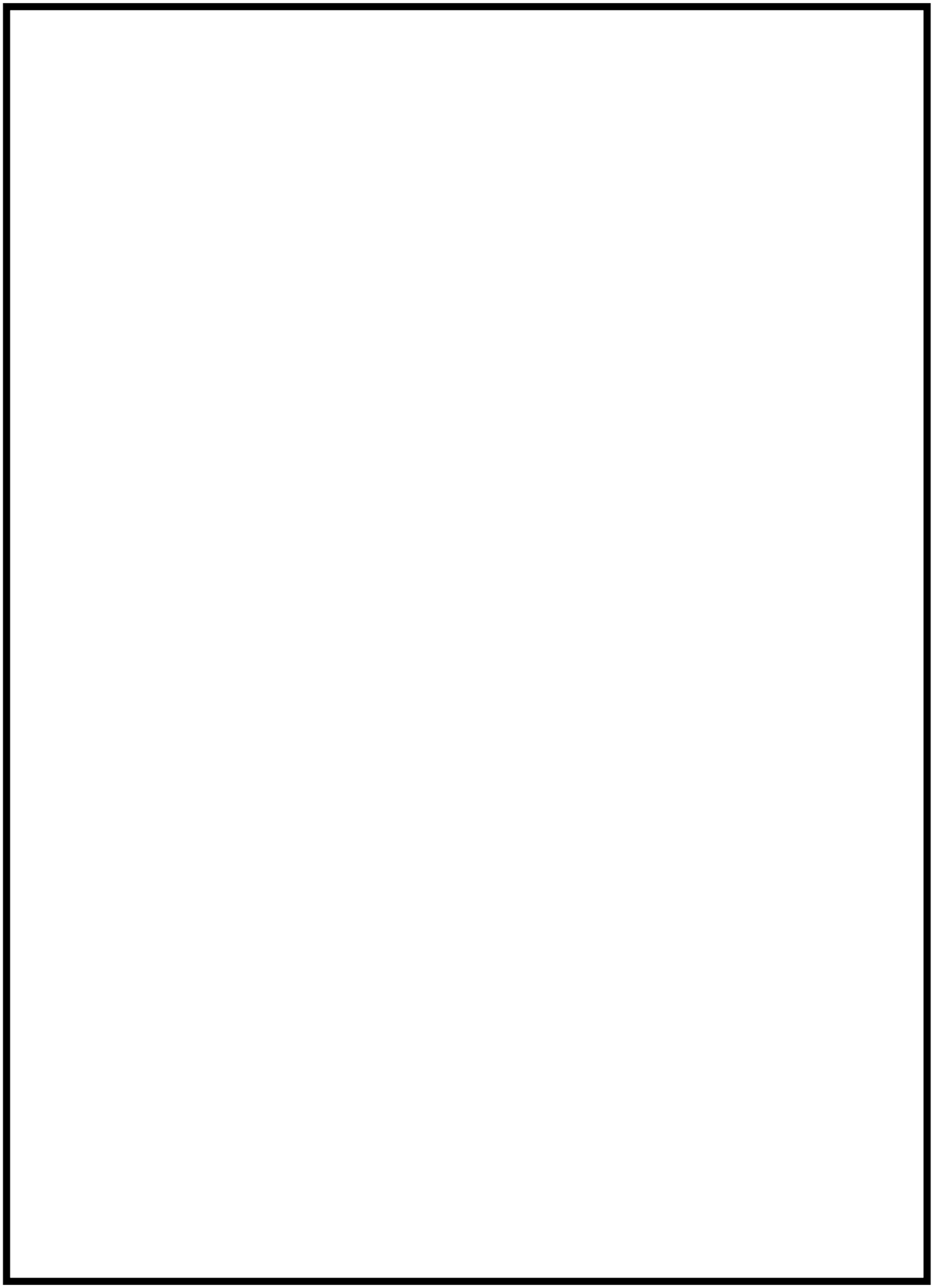


図48-5　　6号炉原子炉建屋　地上2階

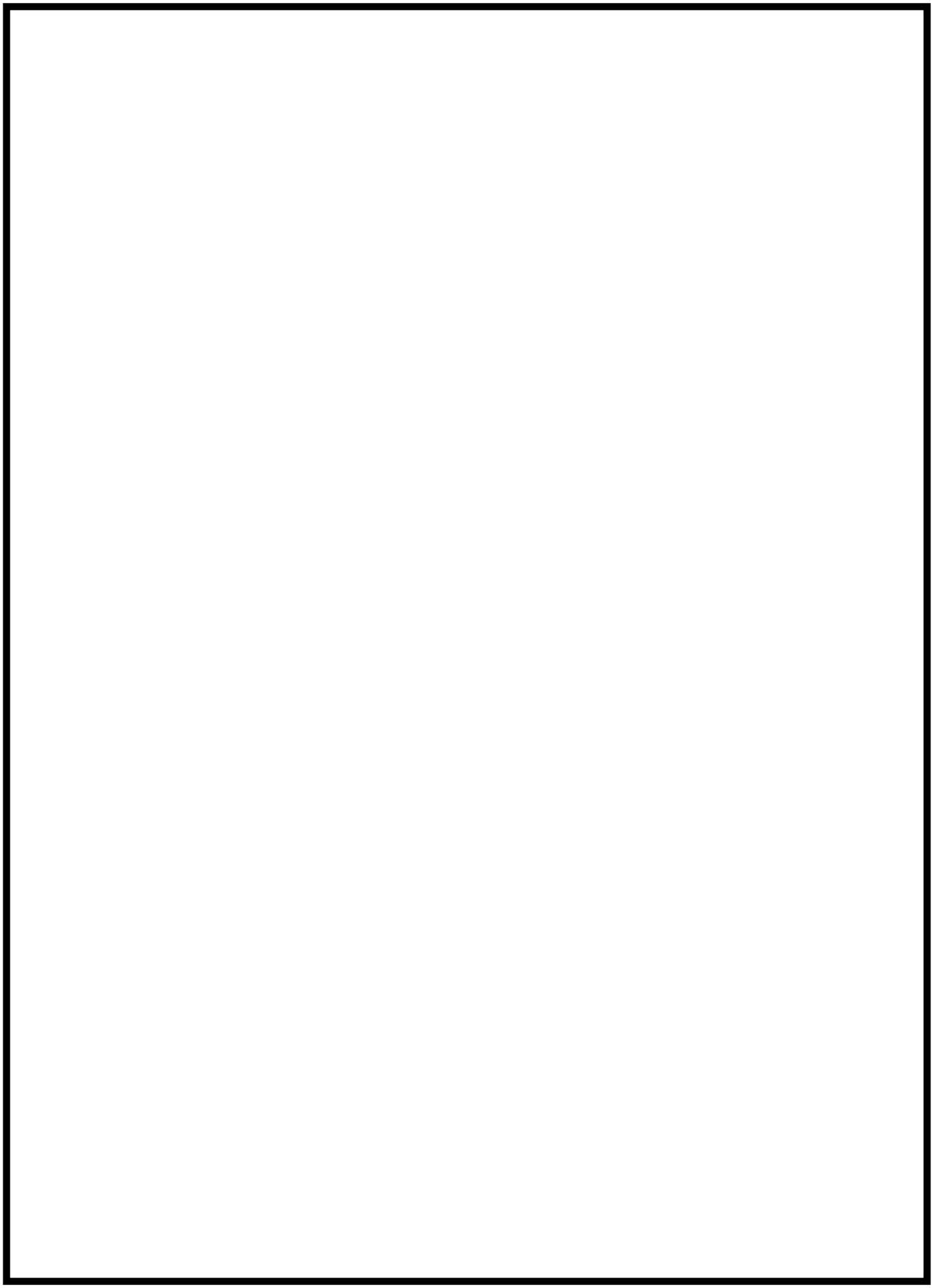


図48-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階

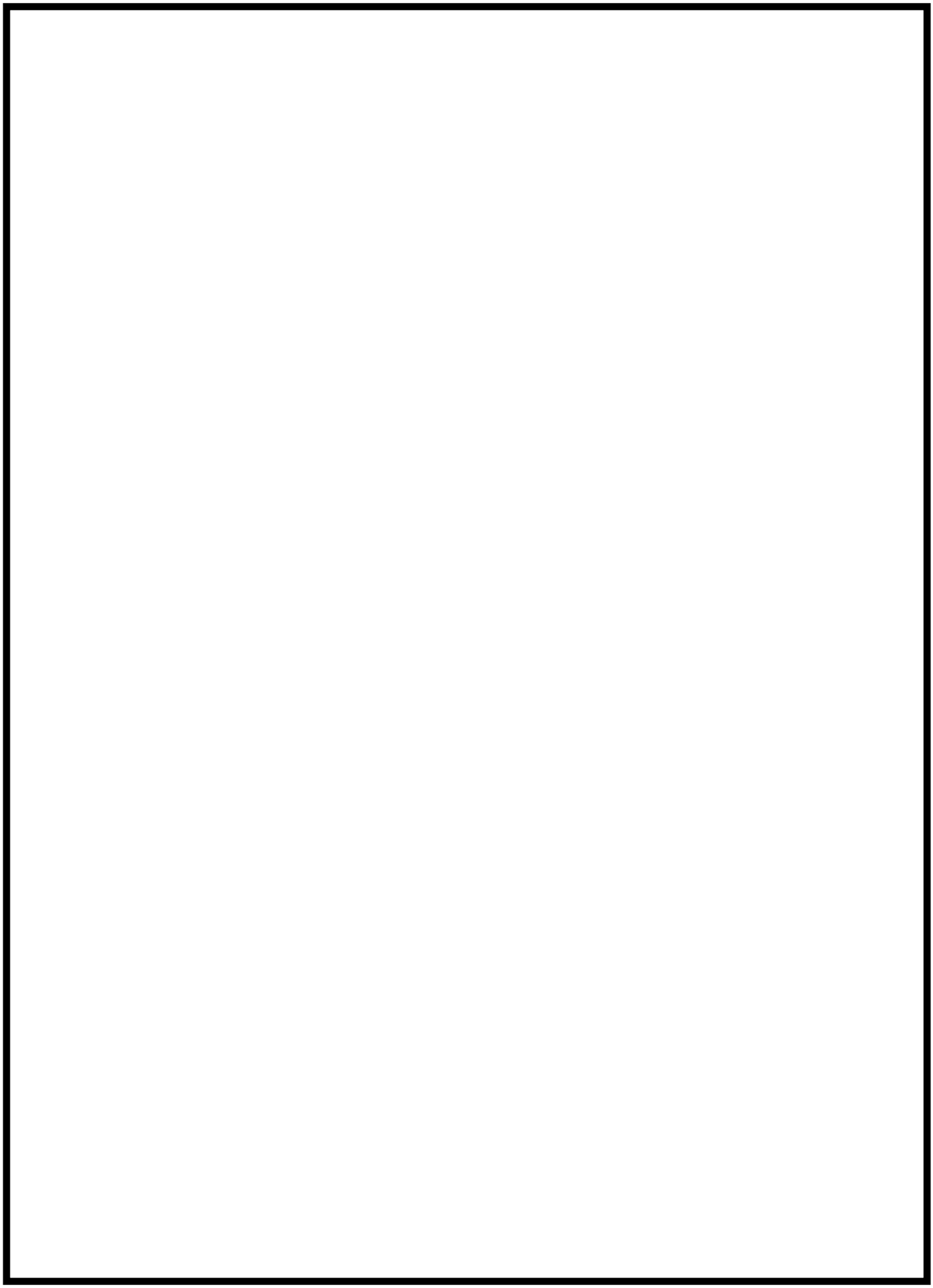


図48-7　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

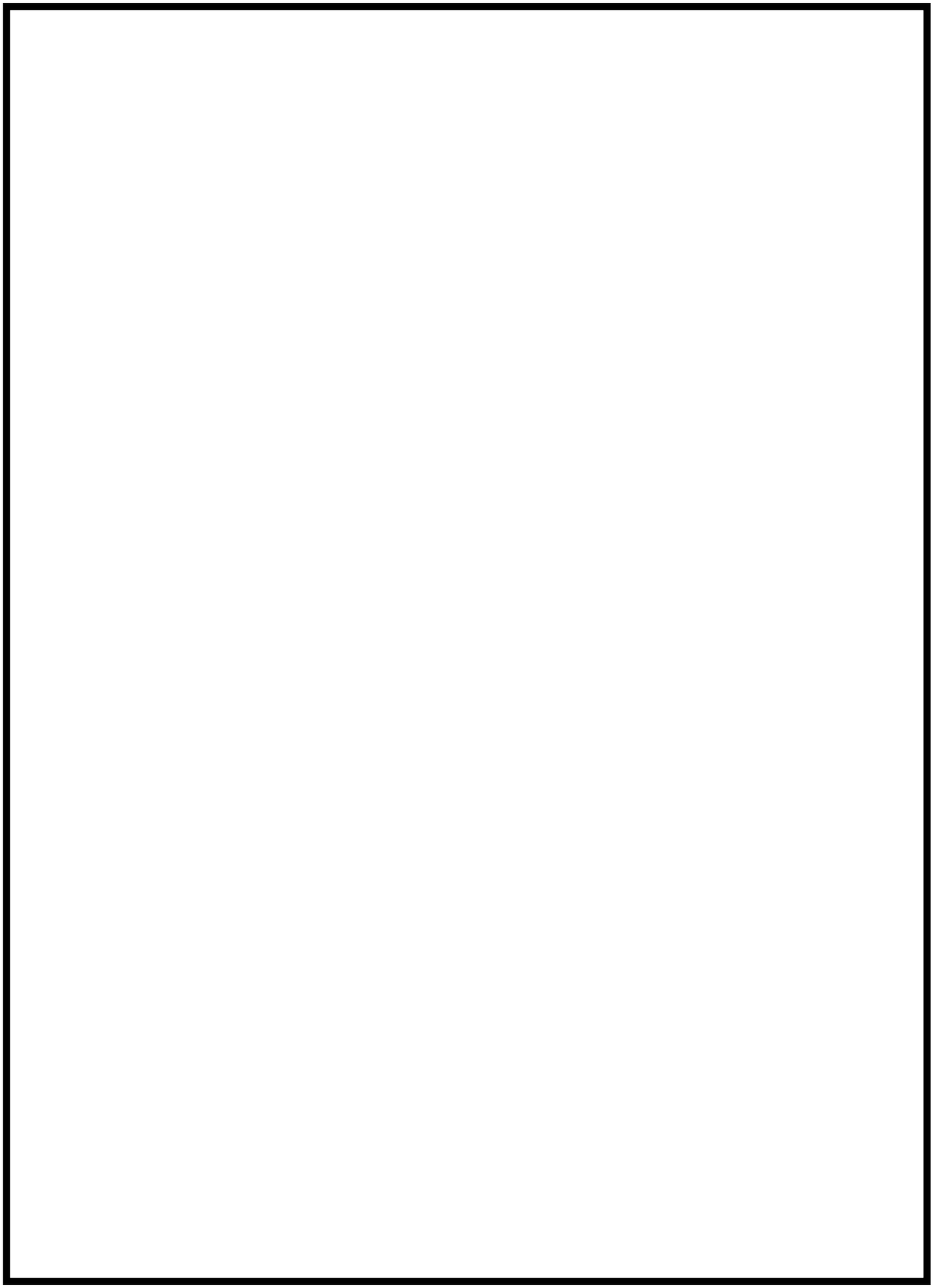


図48-8　　6号炉原子炉建屋　地上4階

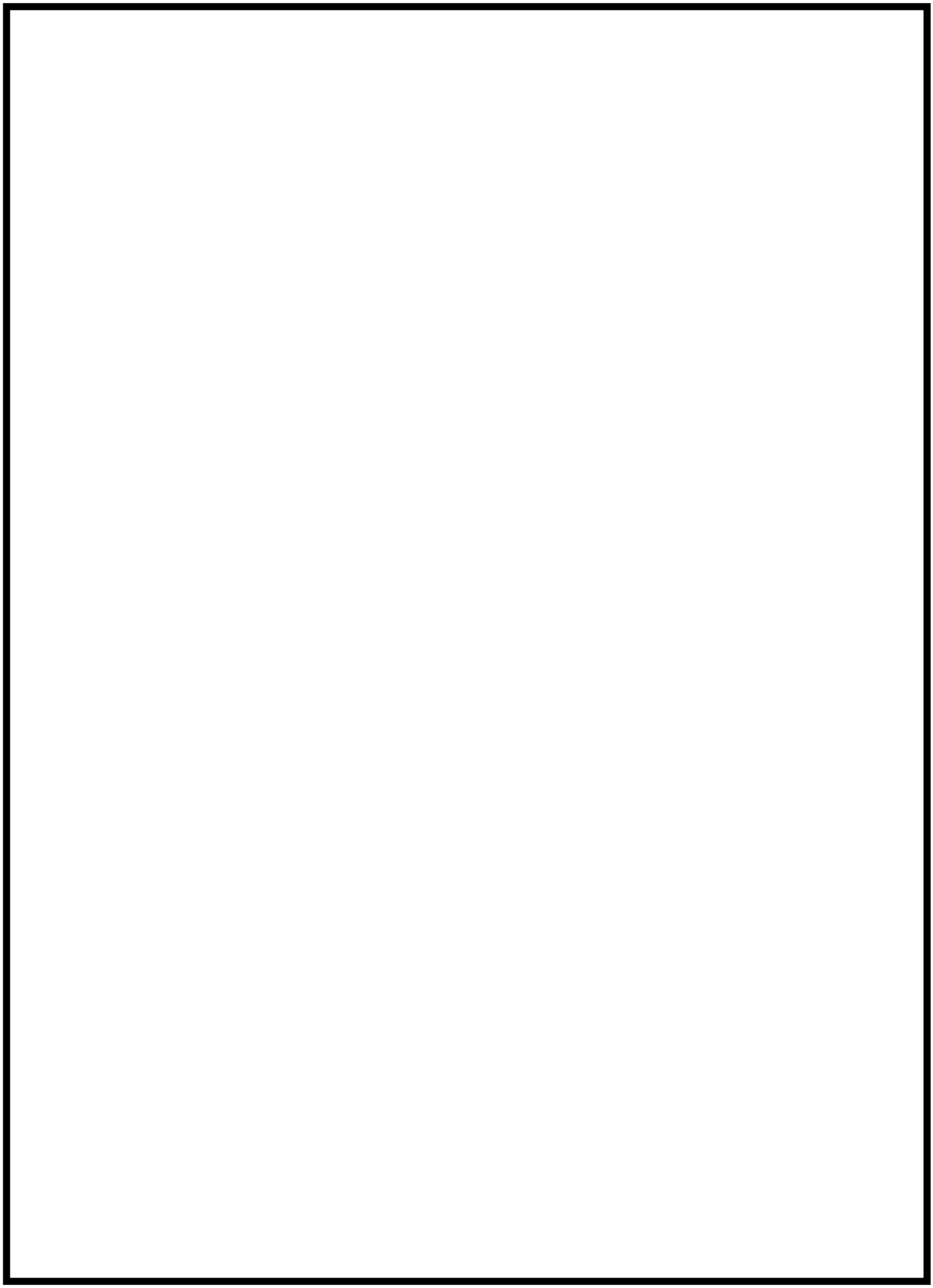


図48-9　　7号炉原子炉建屋　地下3階

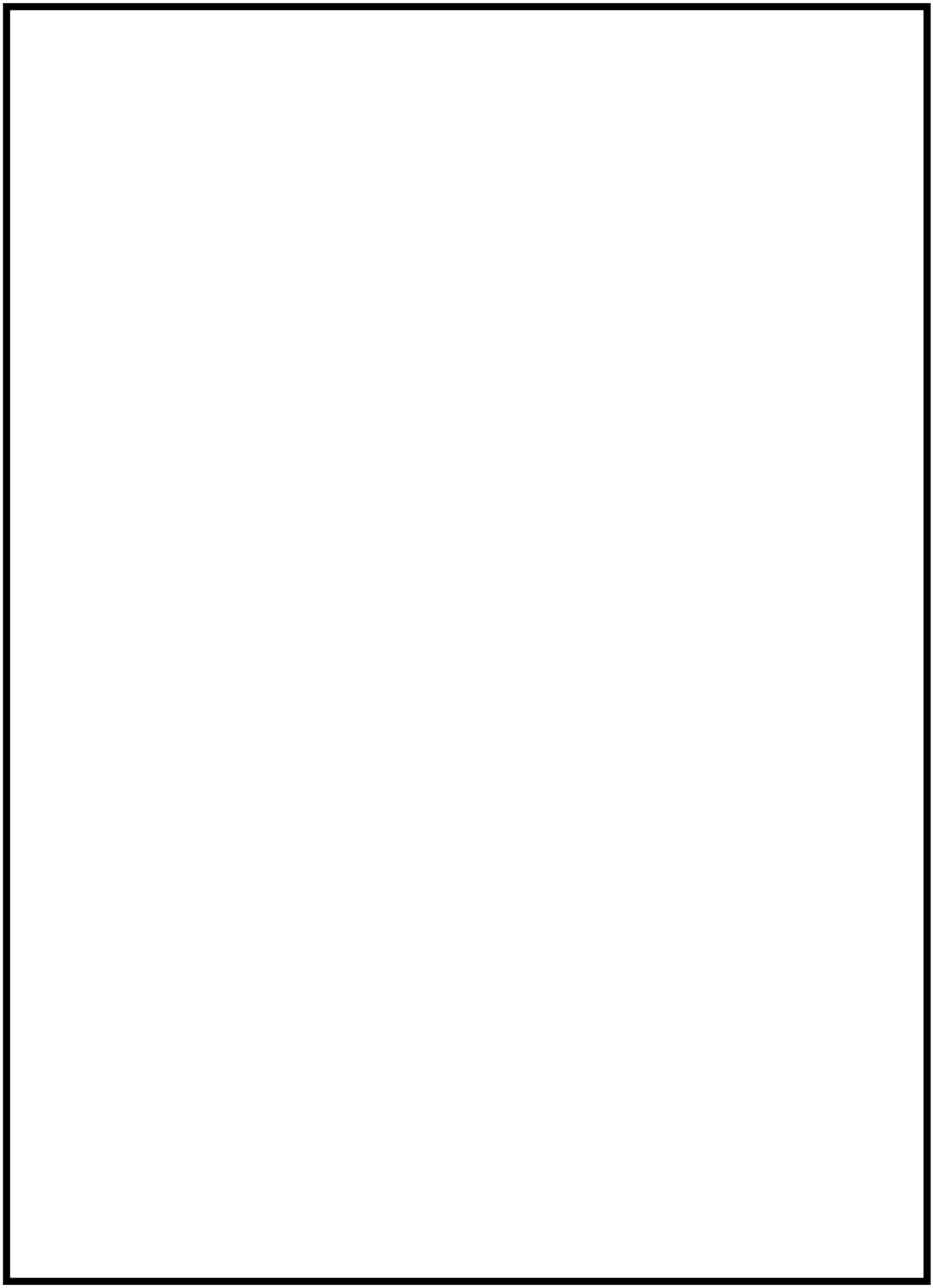


図48-10　7号炉原子炉建屋　地下2階

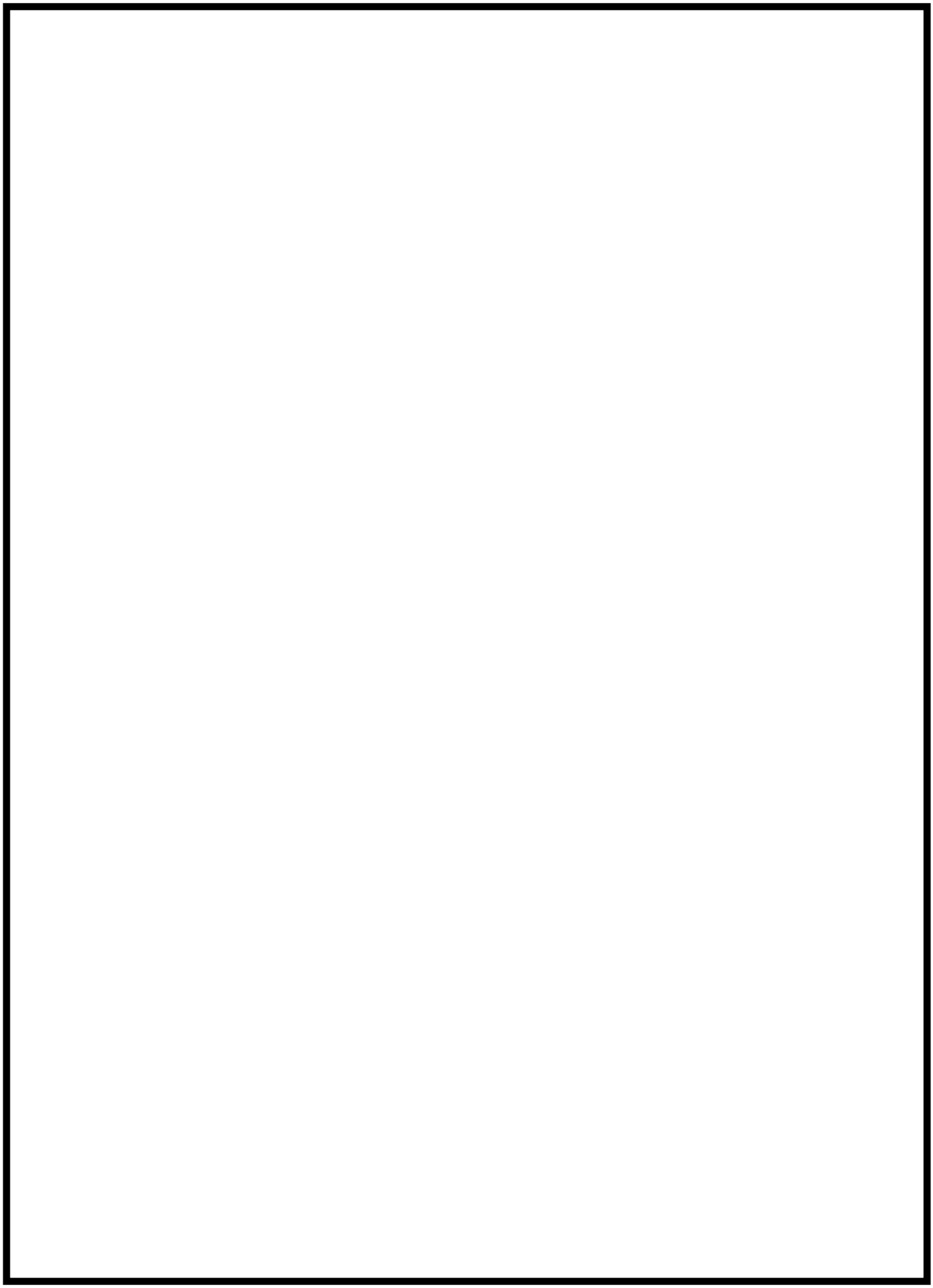


図48-11　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

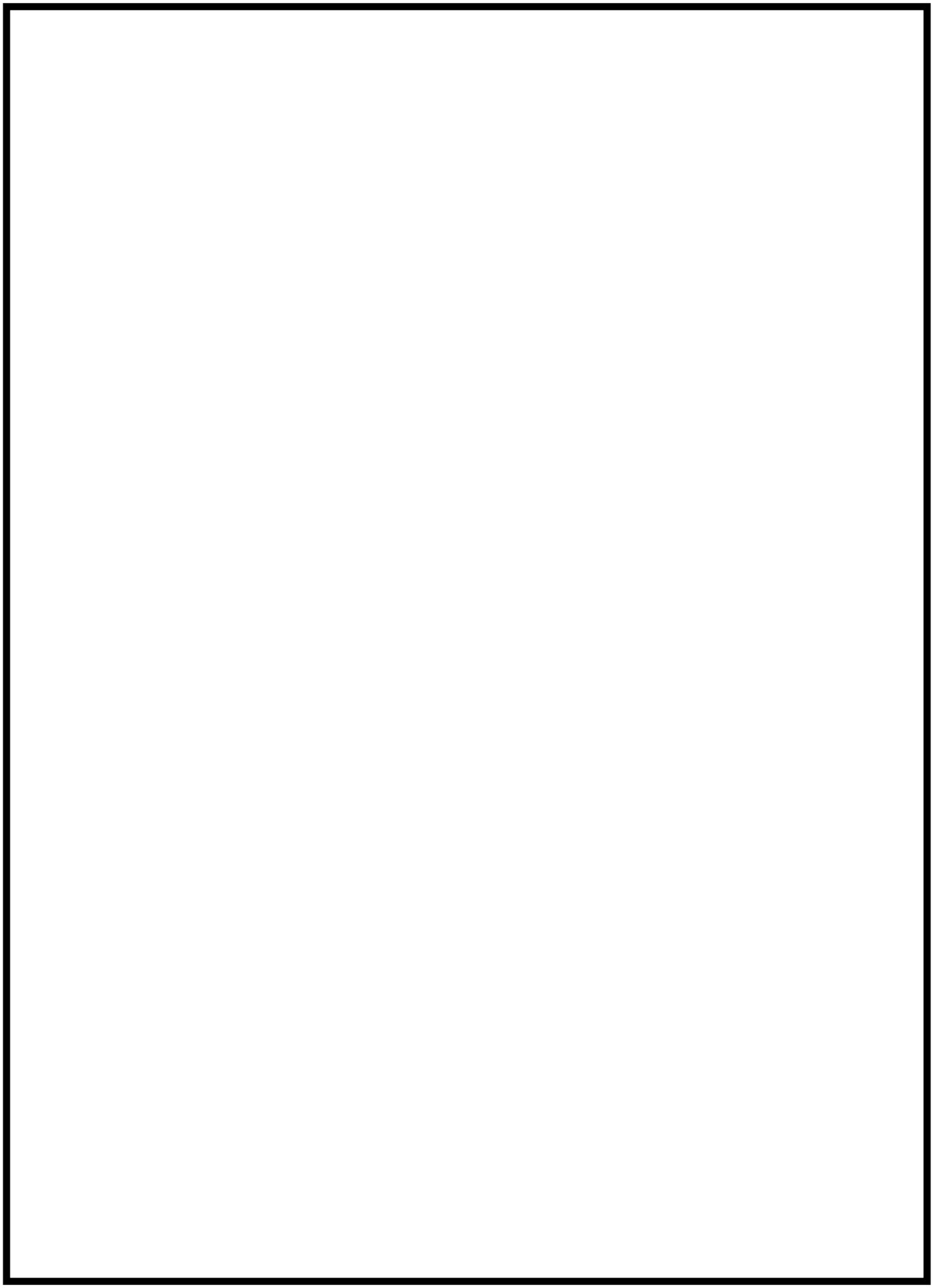


図48-12　7号炉原子炉建屋　地上1階

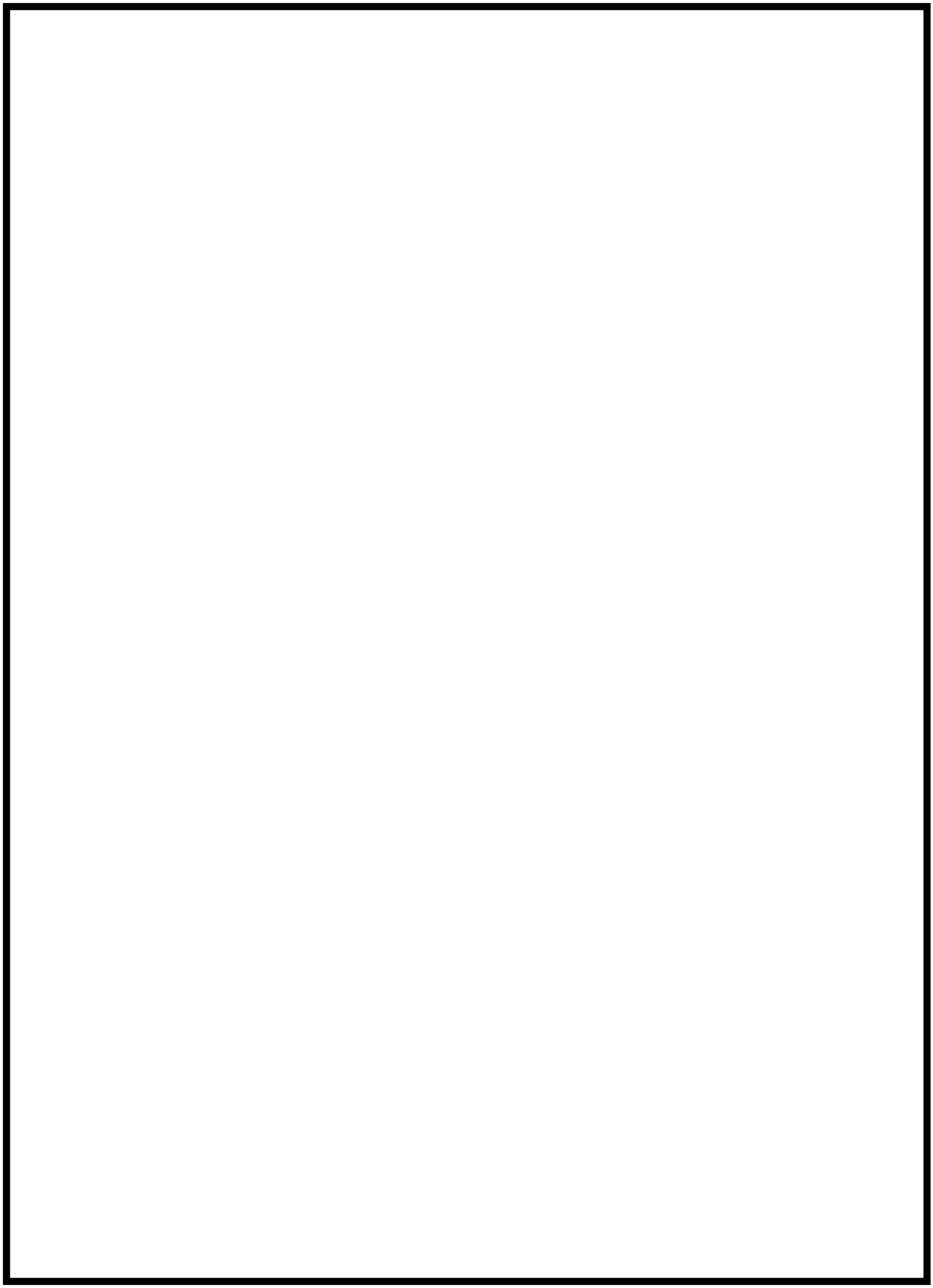


図48-13　7号炉原子炉建屋　地上2階

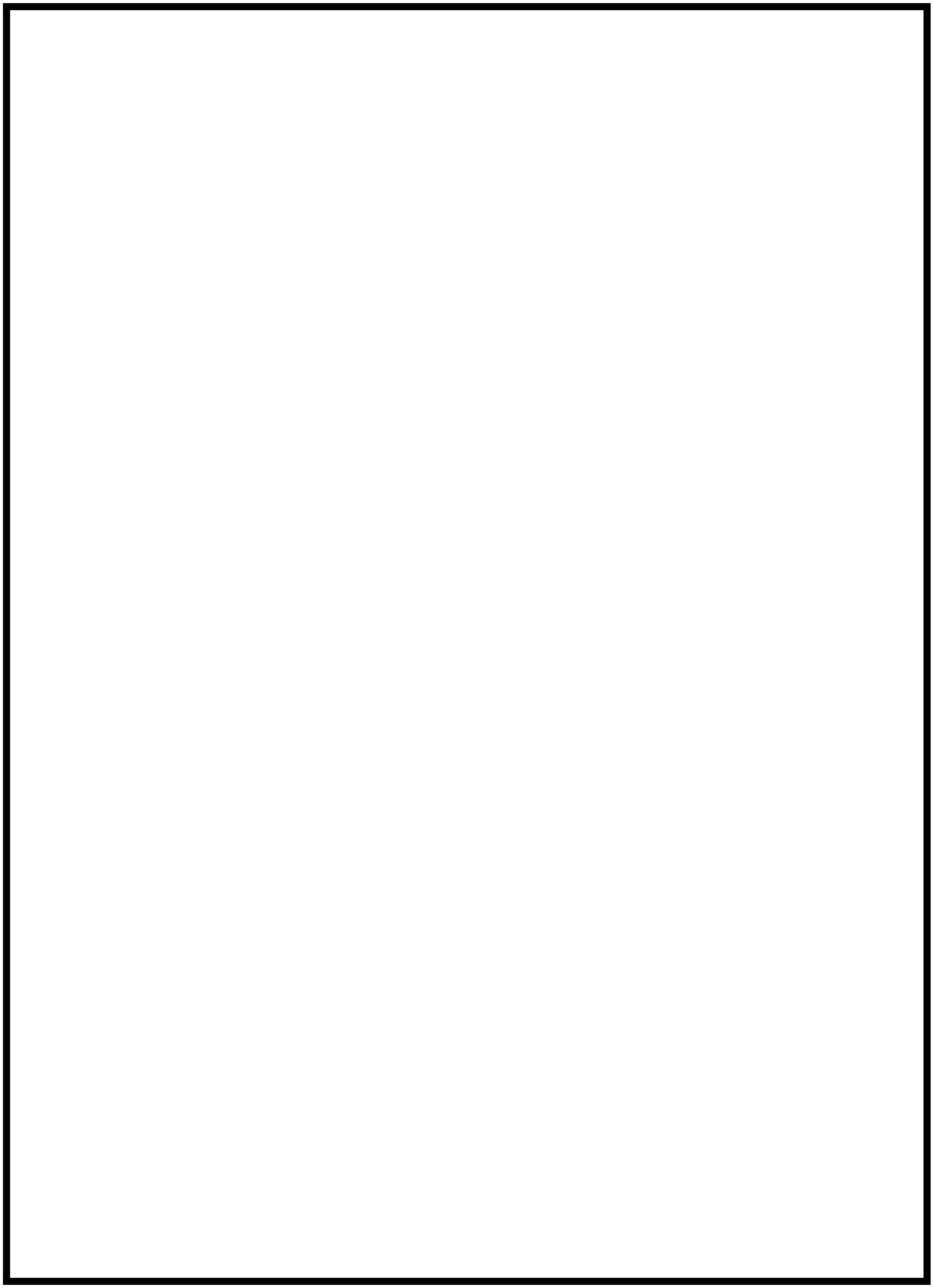


図48-14　7号炉原子炉建屋　地上3階

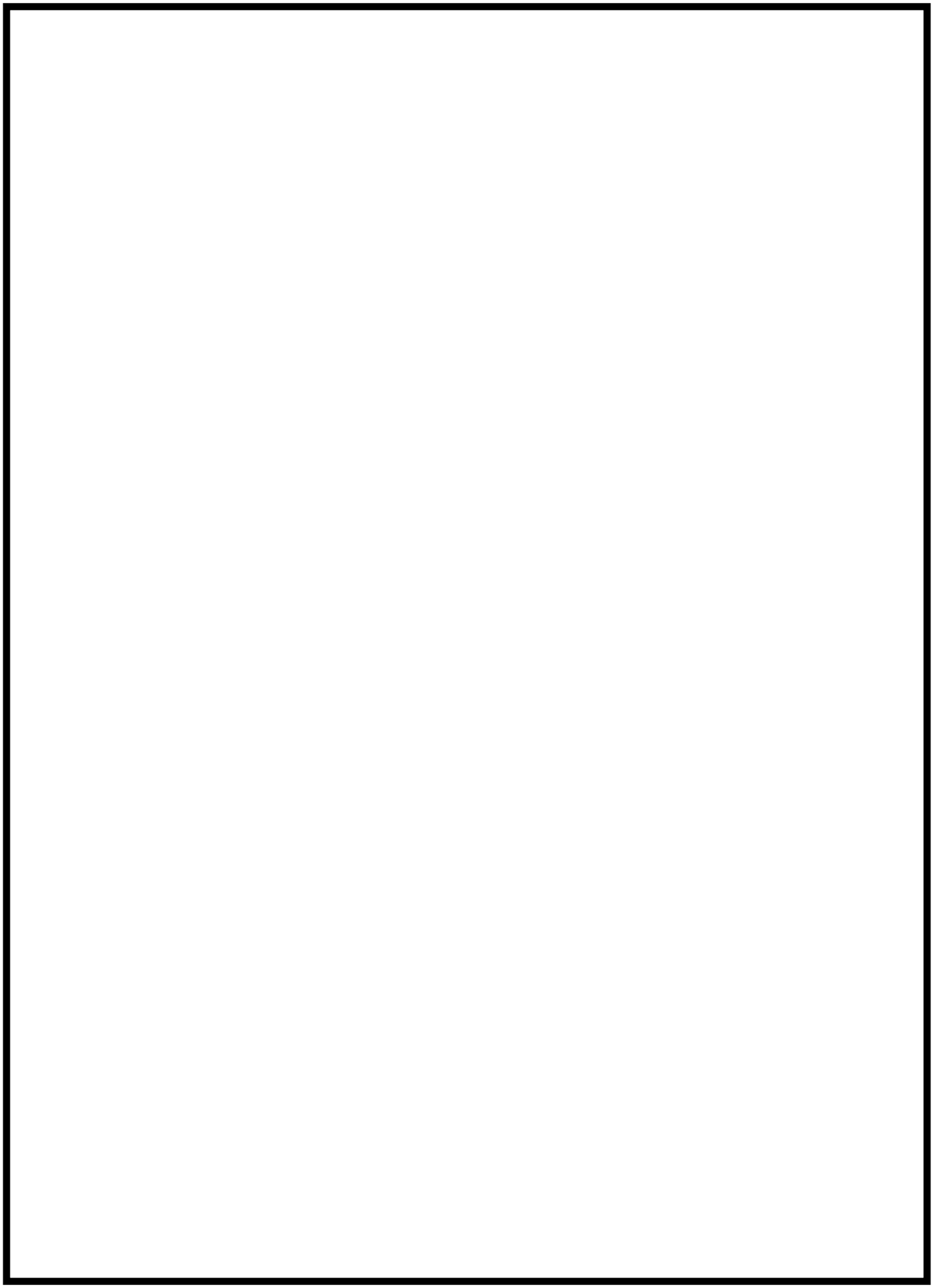


図48-15　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

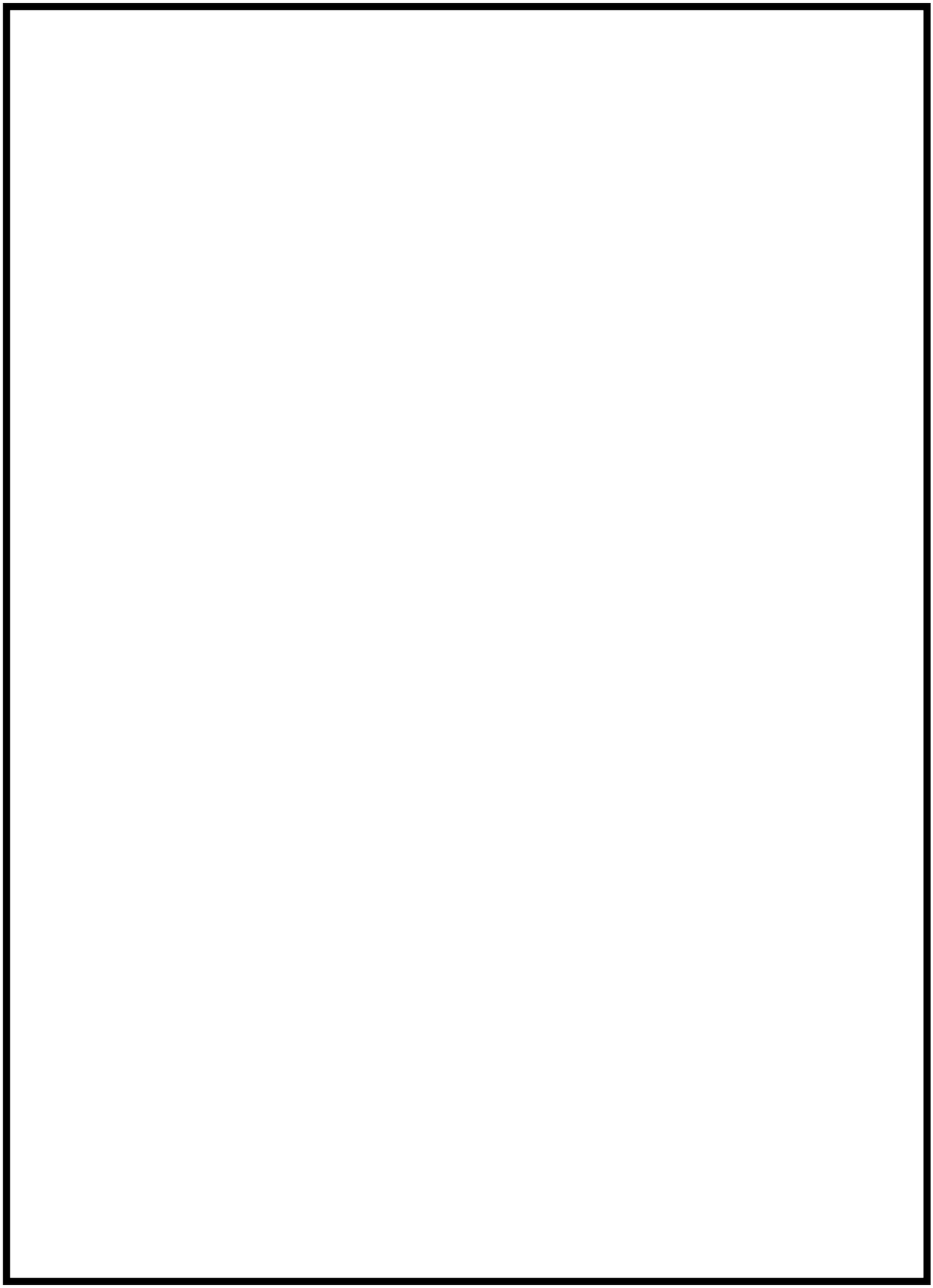


図48-16　7号炉原子炉建屋　地上4階

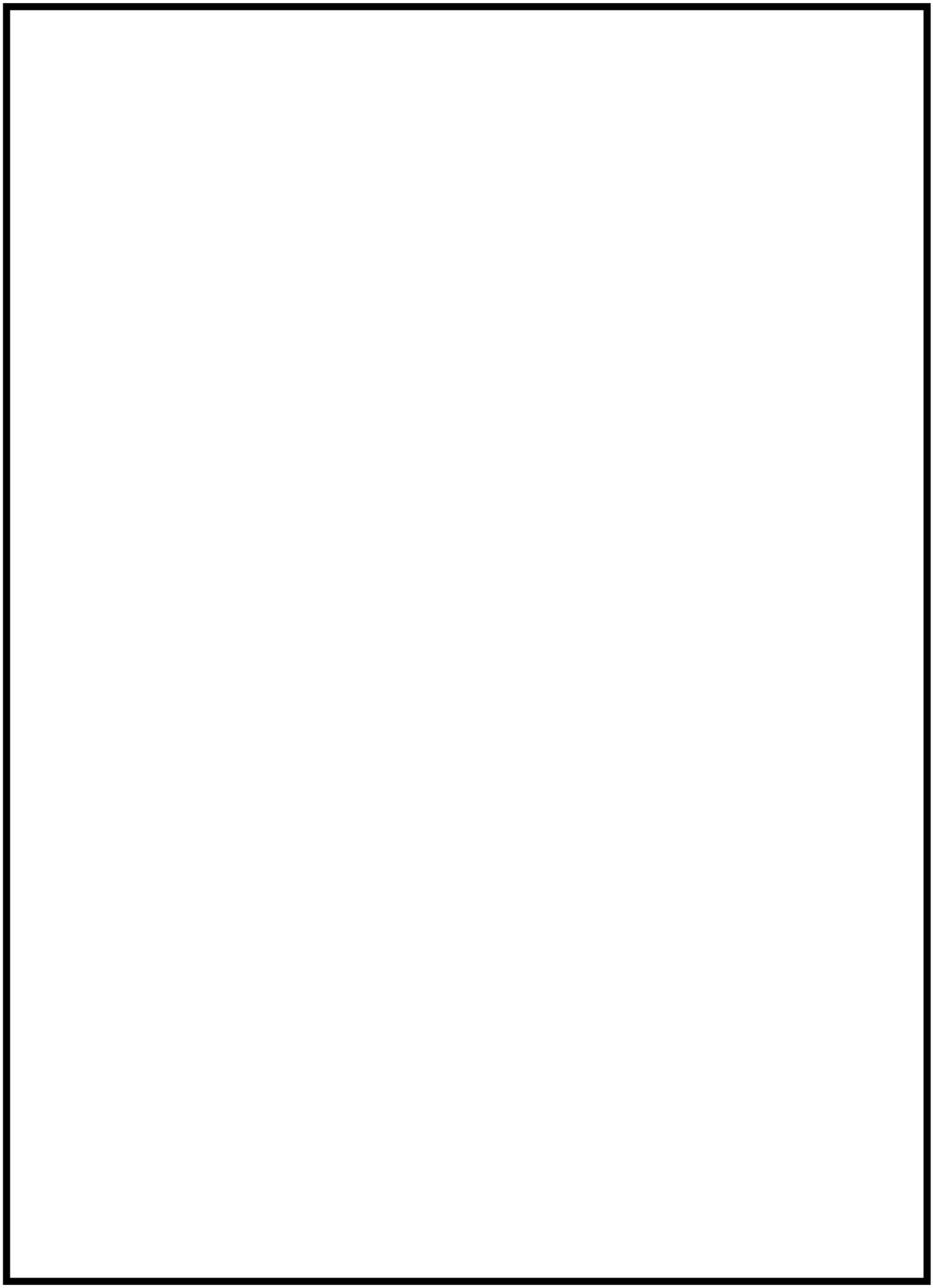


図48-17　6号炉原子炉建屋　地下3階

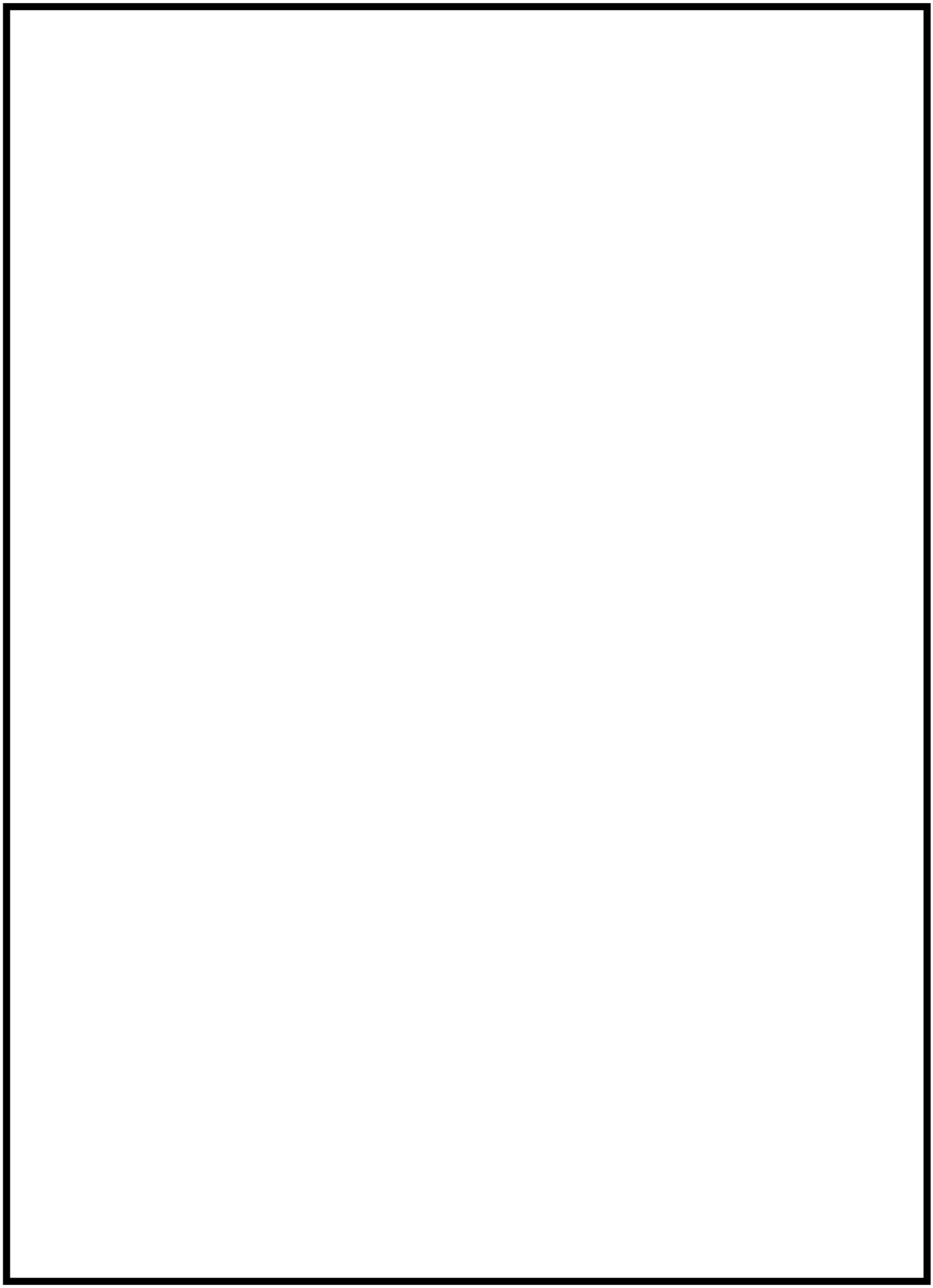


図48-18　6号炉原子炉建屋　地下2階

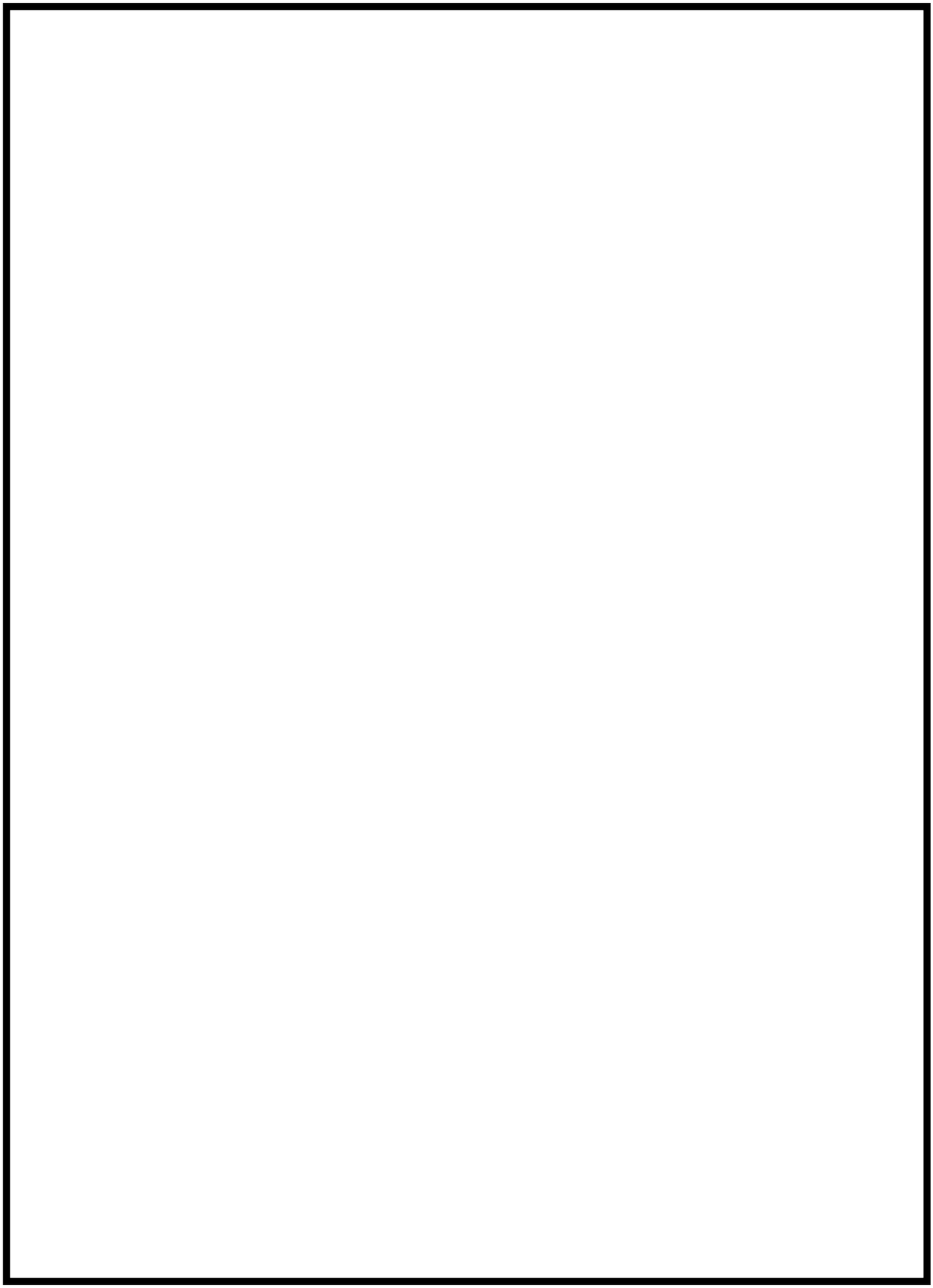


図48-19　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

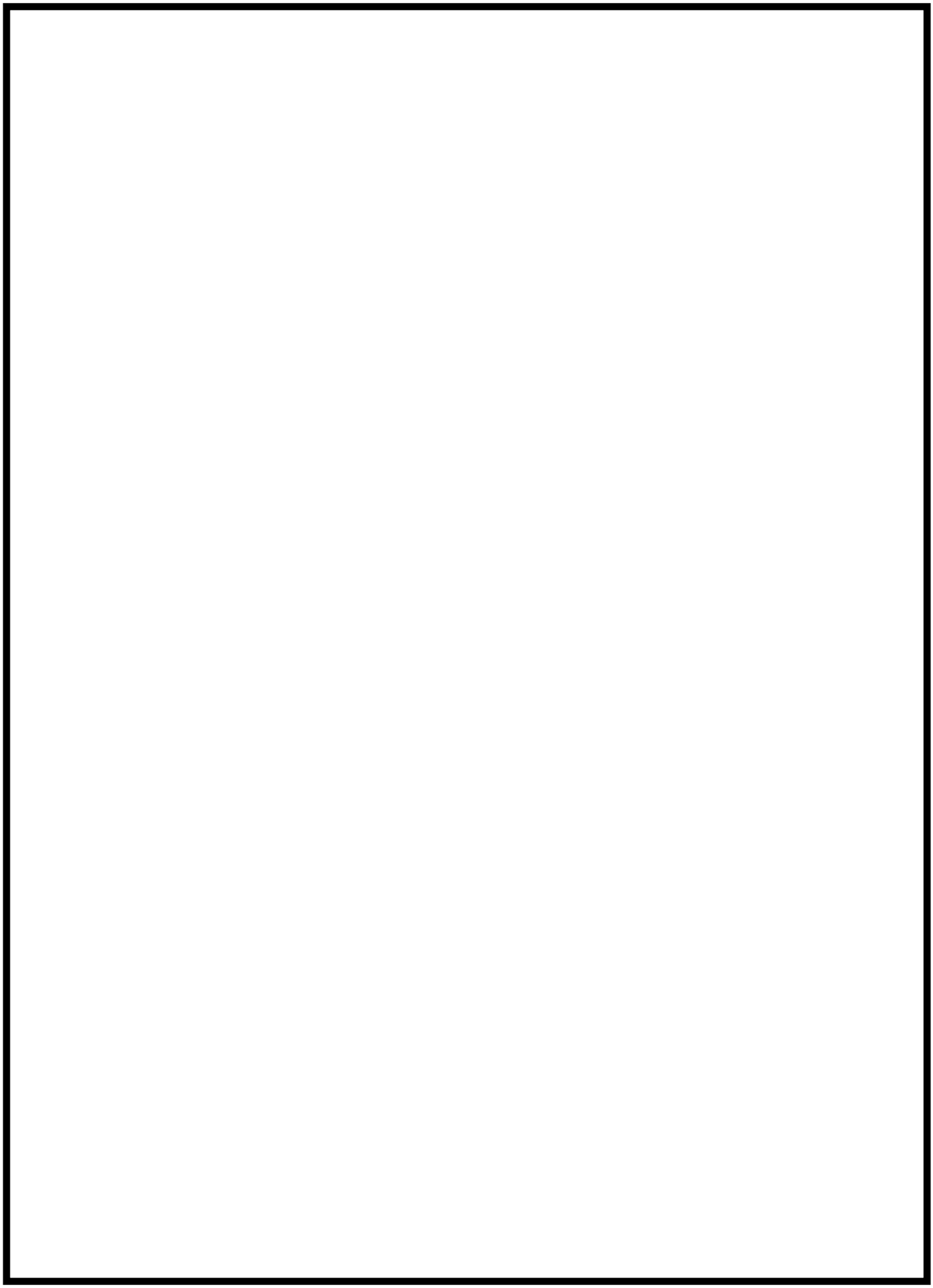


図48-20　6号炉原子炉建屋　地上1階

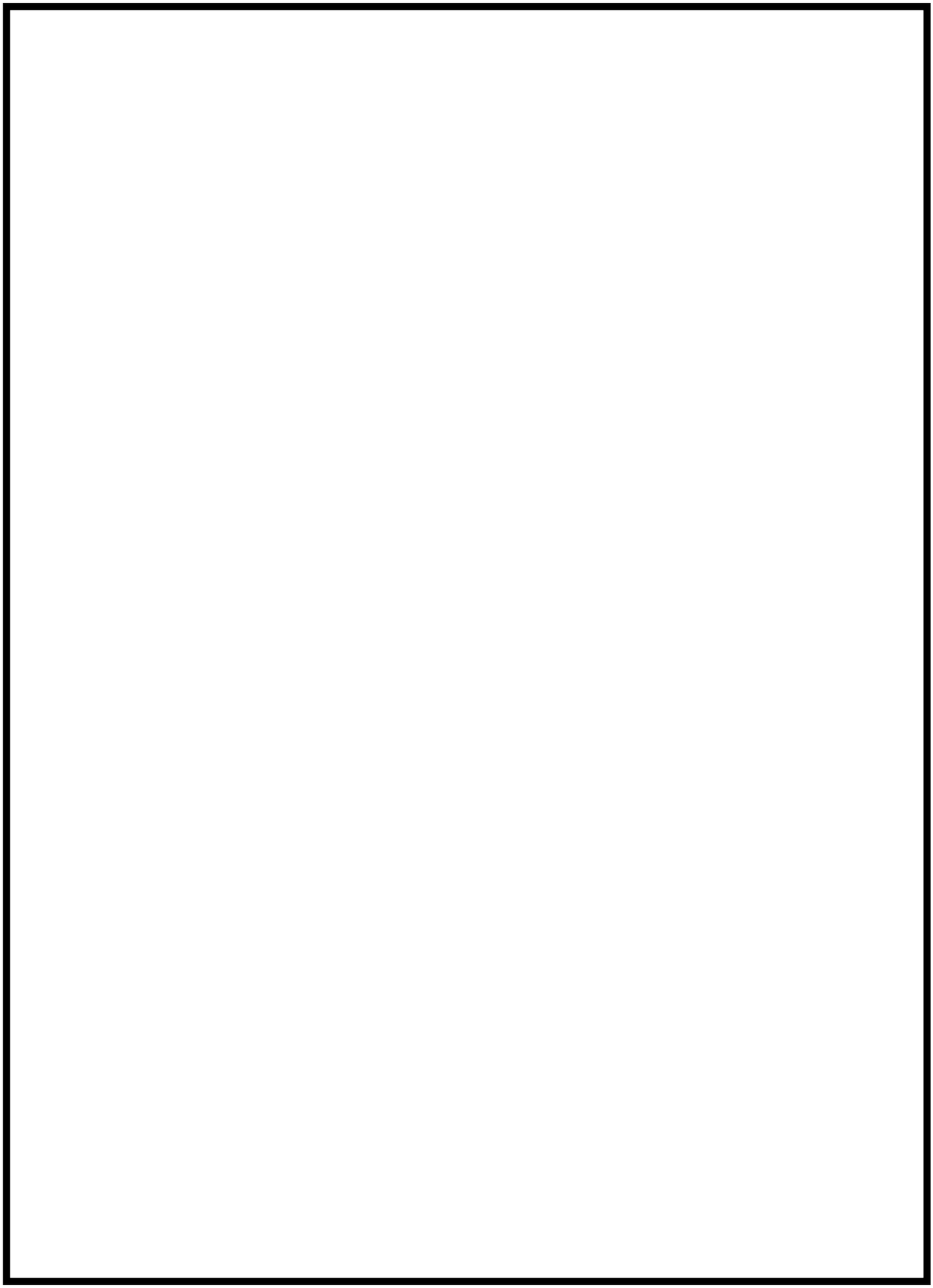


図48-21　　6号炉原子炉建屋　地上2階

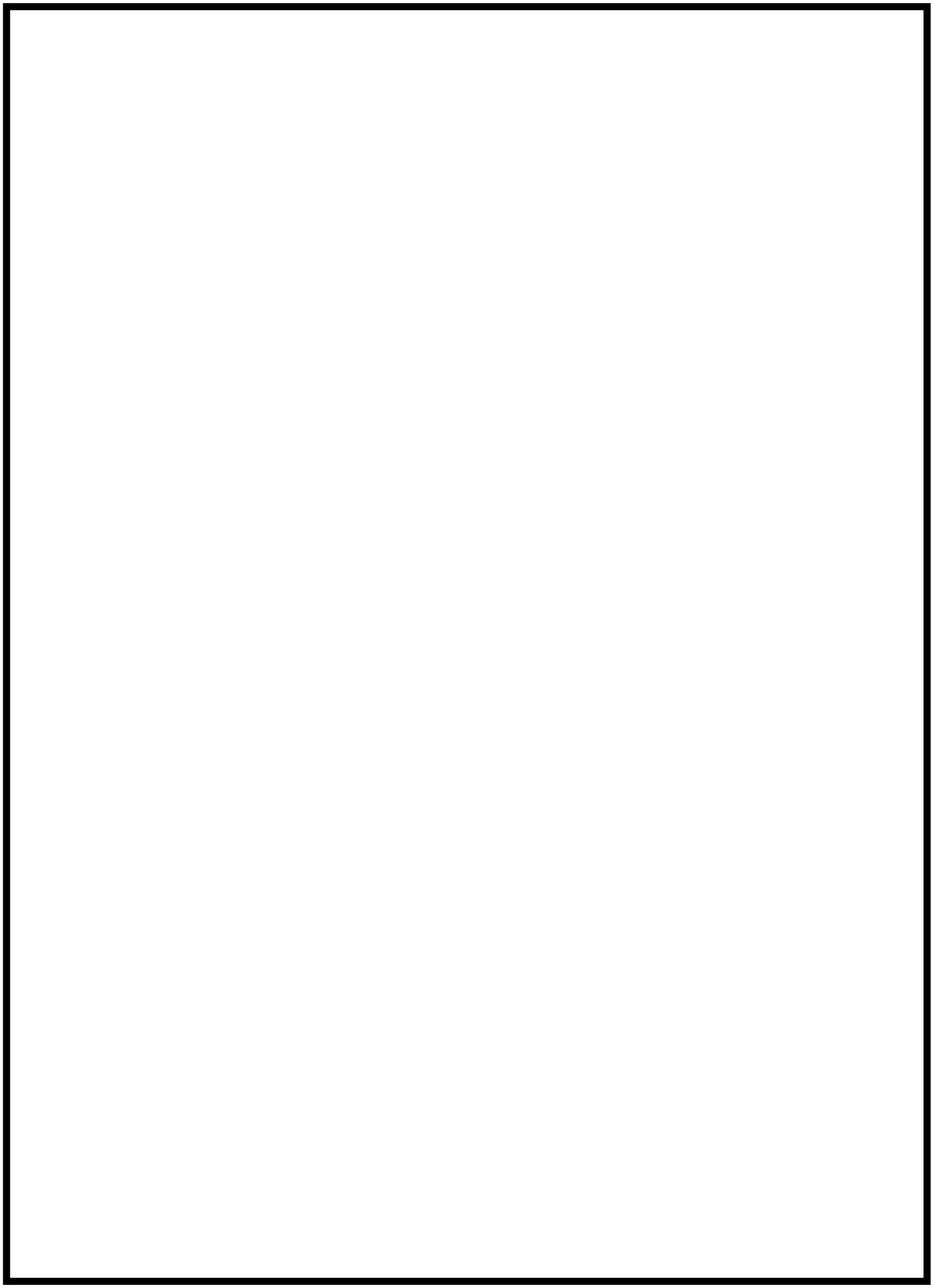


図48-22　6号炉原子炉建屋　地上3階

図48-23　6号炉原子炉建屋　地上中3階

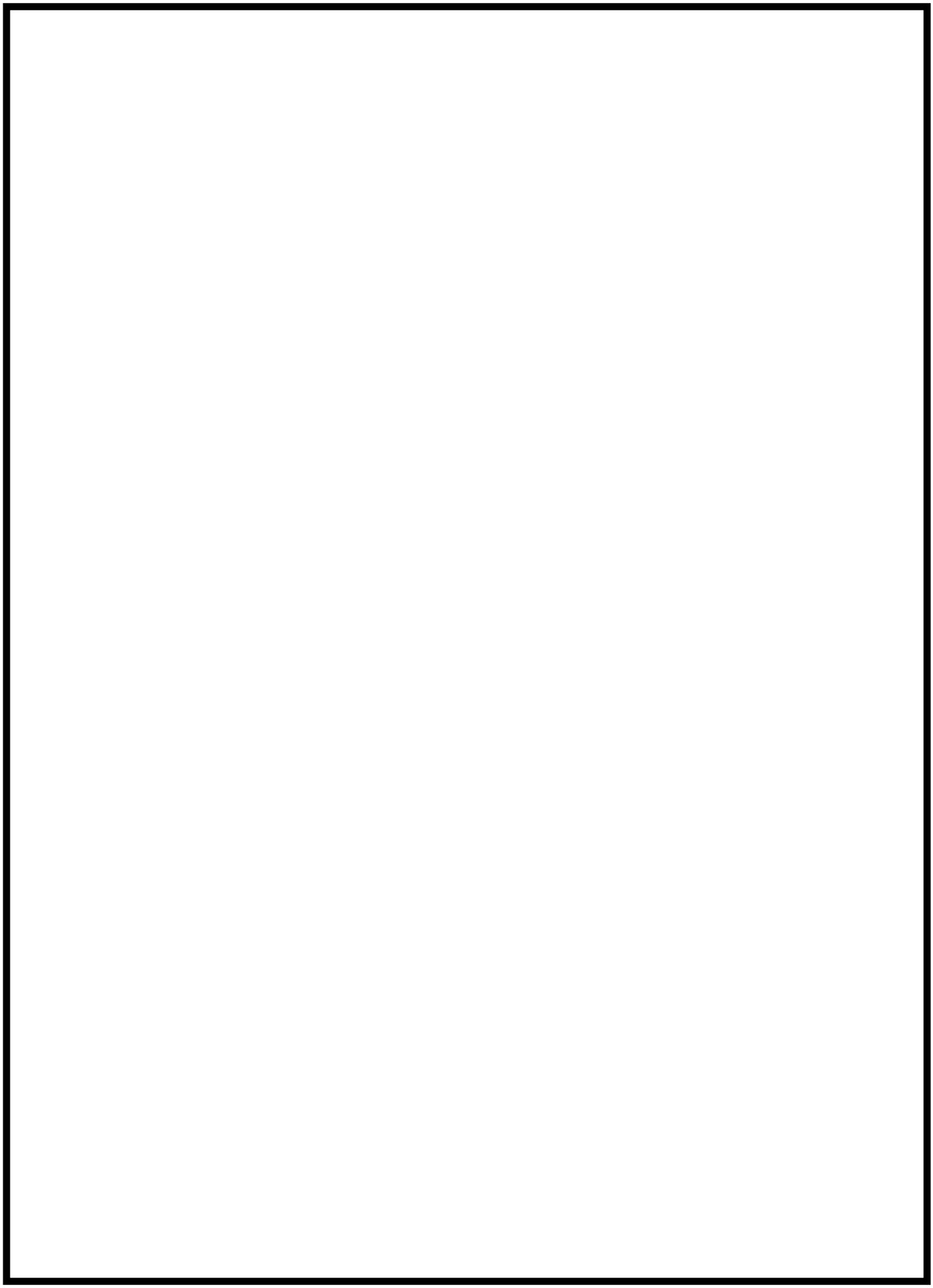


図48-24　6号炉原子炉建屋　地上4階

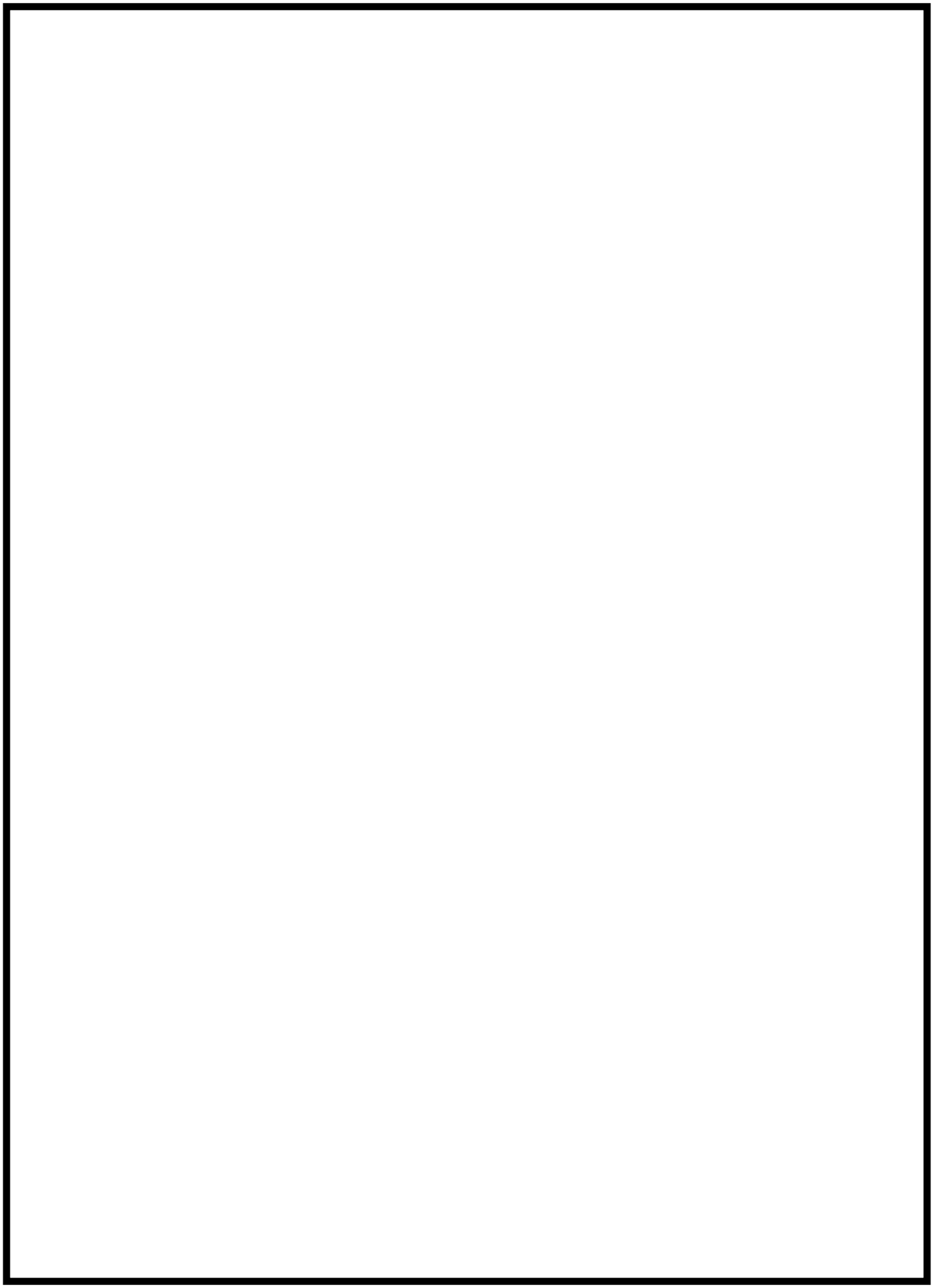


図48-25　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

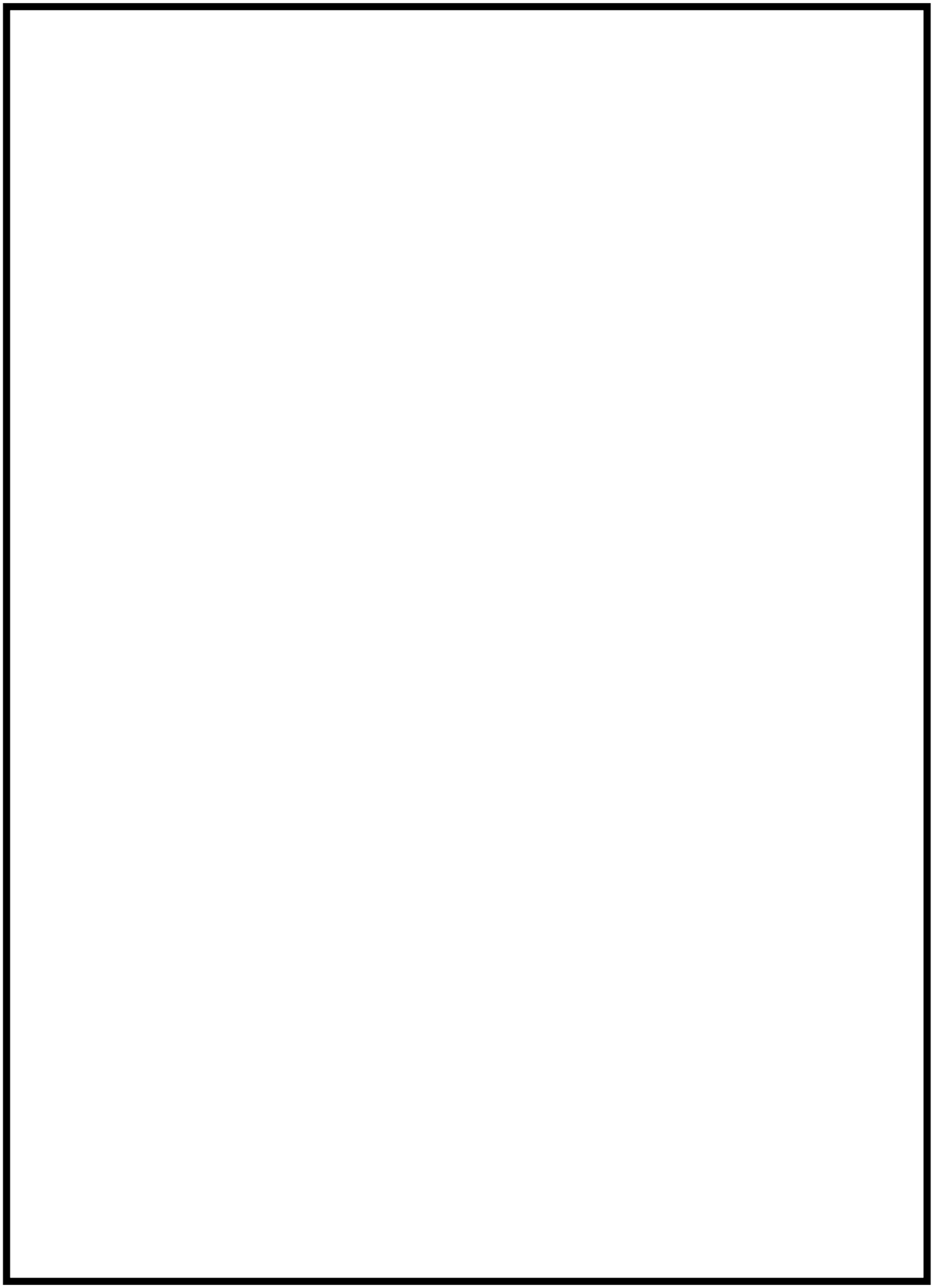


図48-26　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

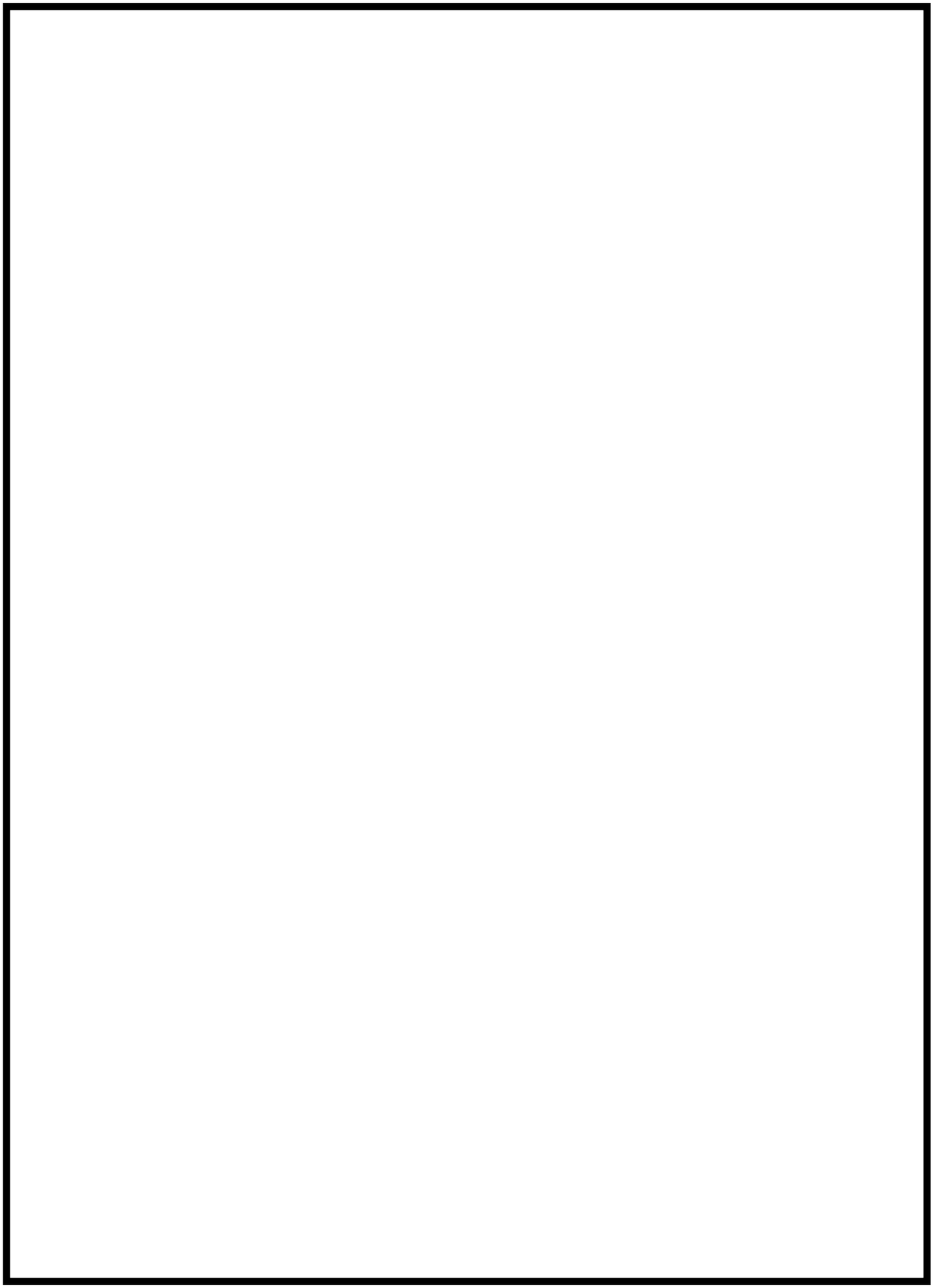


図48-27　7号炉原子炉建屋　地下3階

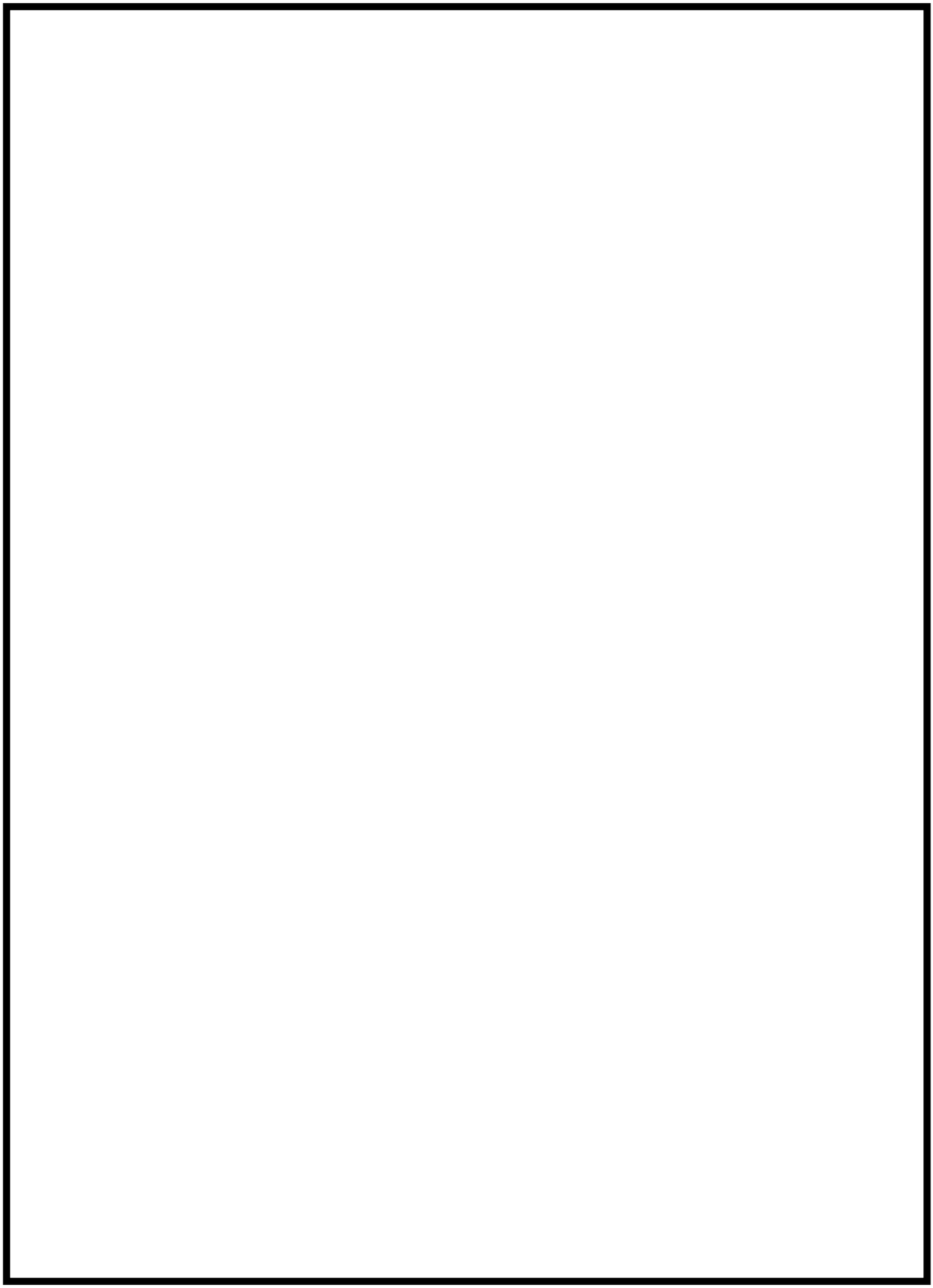


図48-28　7号炉原子炉建屋　地下2階

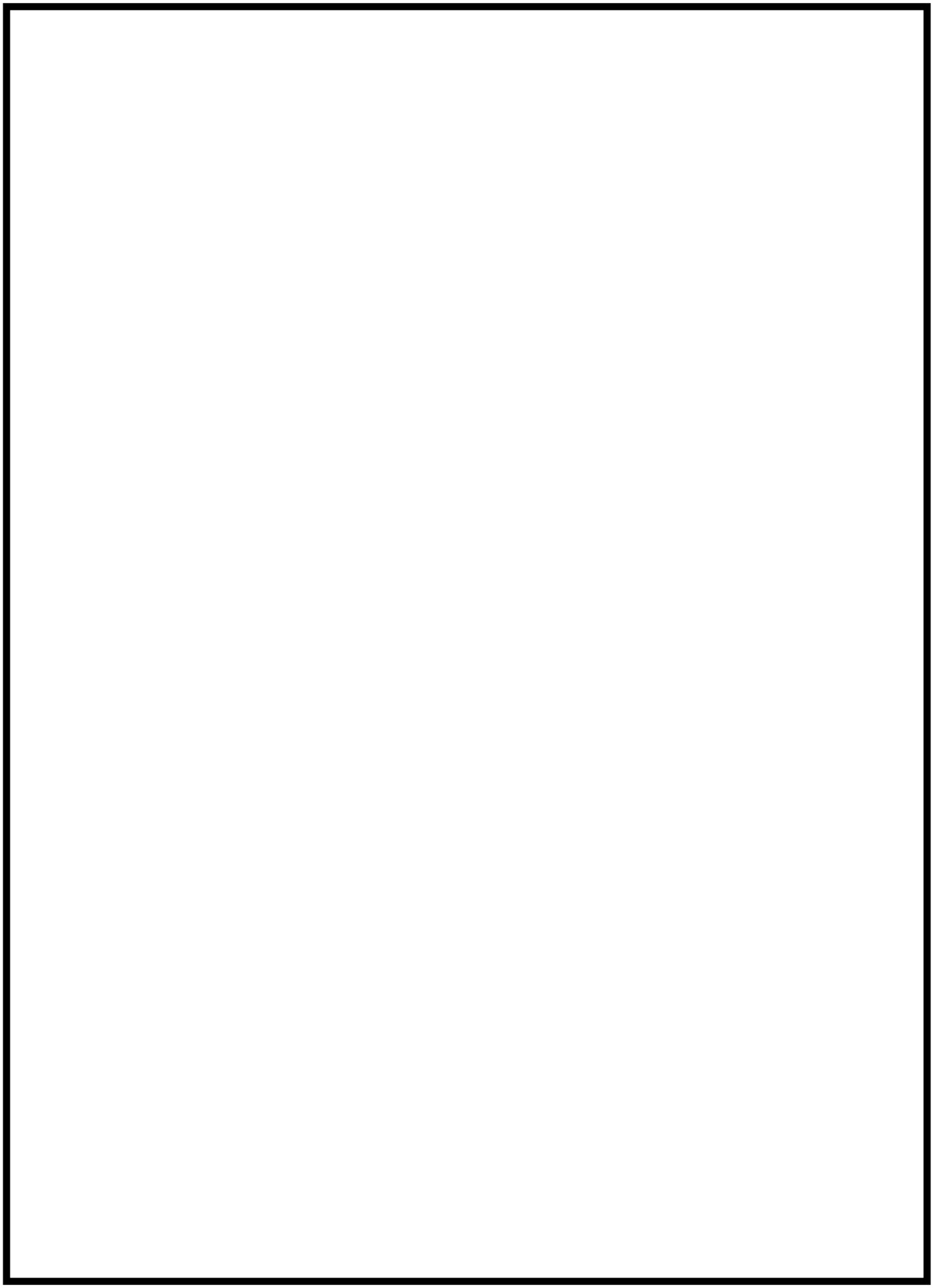


図48-29　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

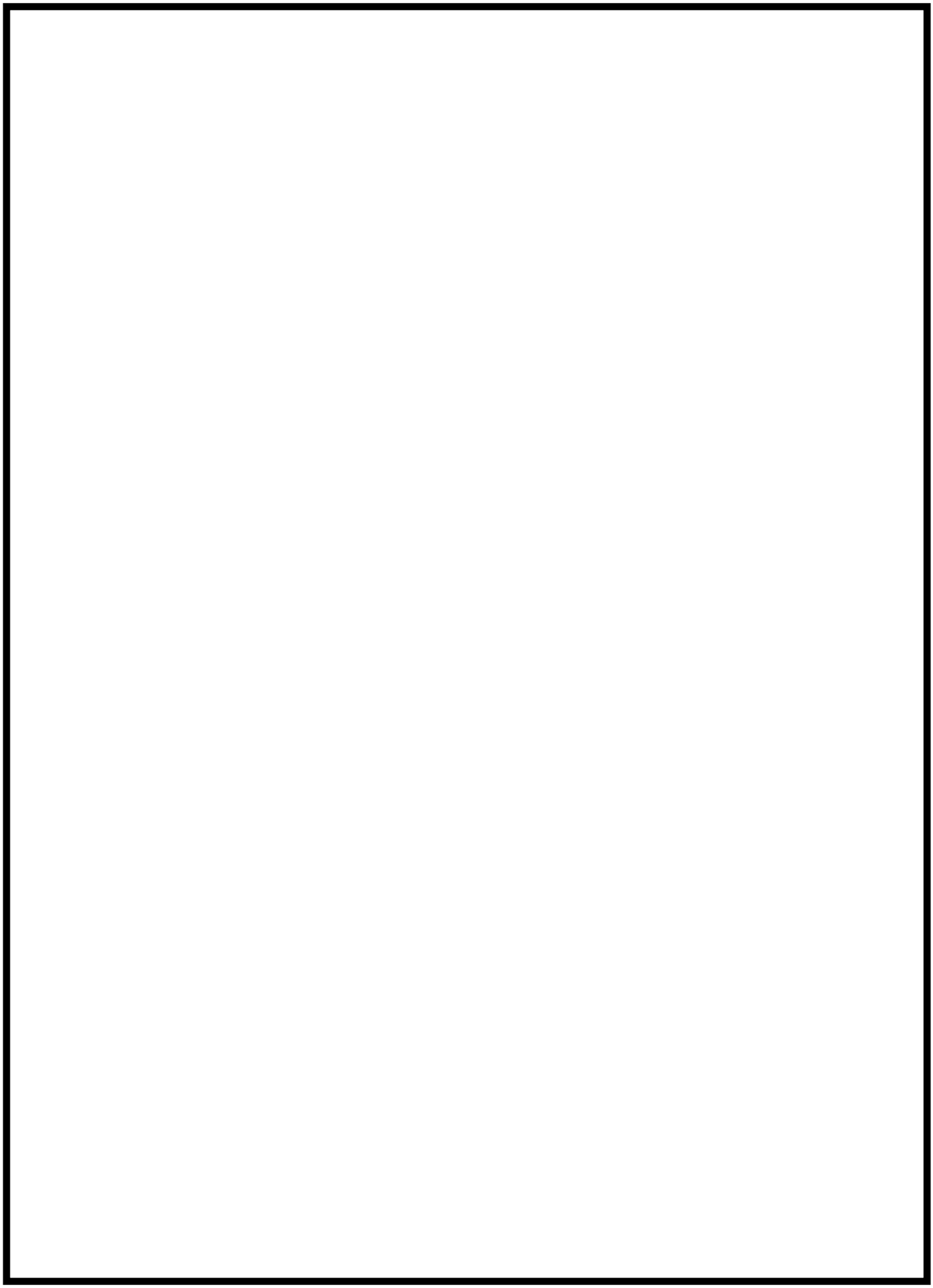


図48-30　7号炉原子炉建屋　地上1階

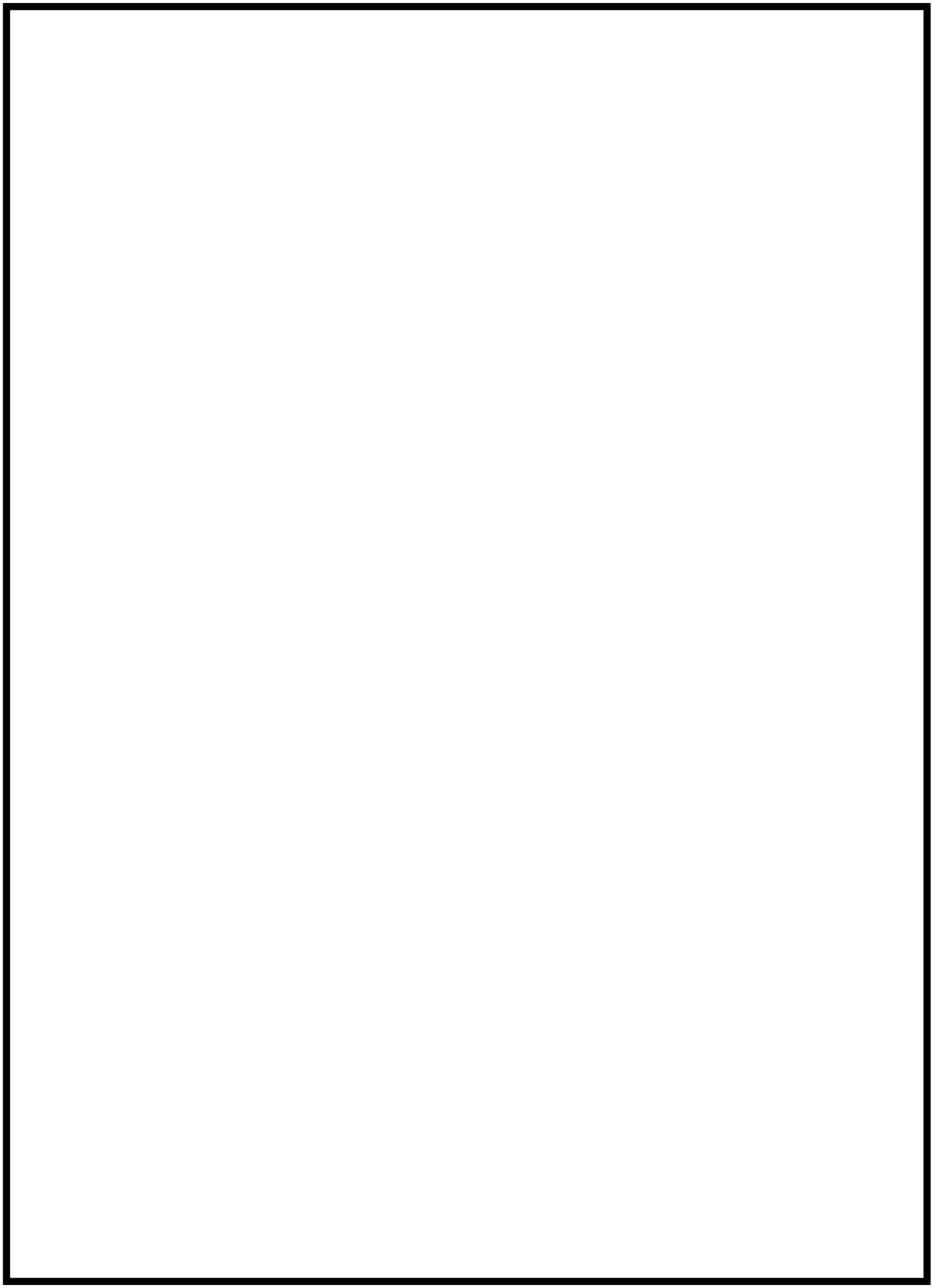


図48-31　7号炉原子炉建屋　地上2階

図48-32　7号炉原子炉建屋　地上3階

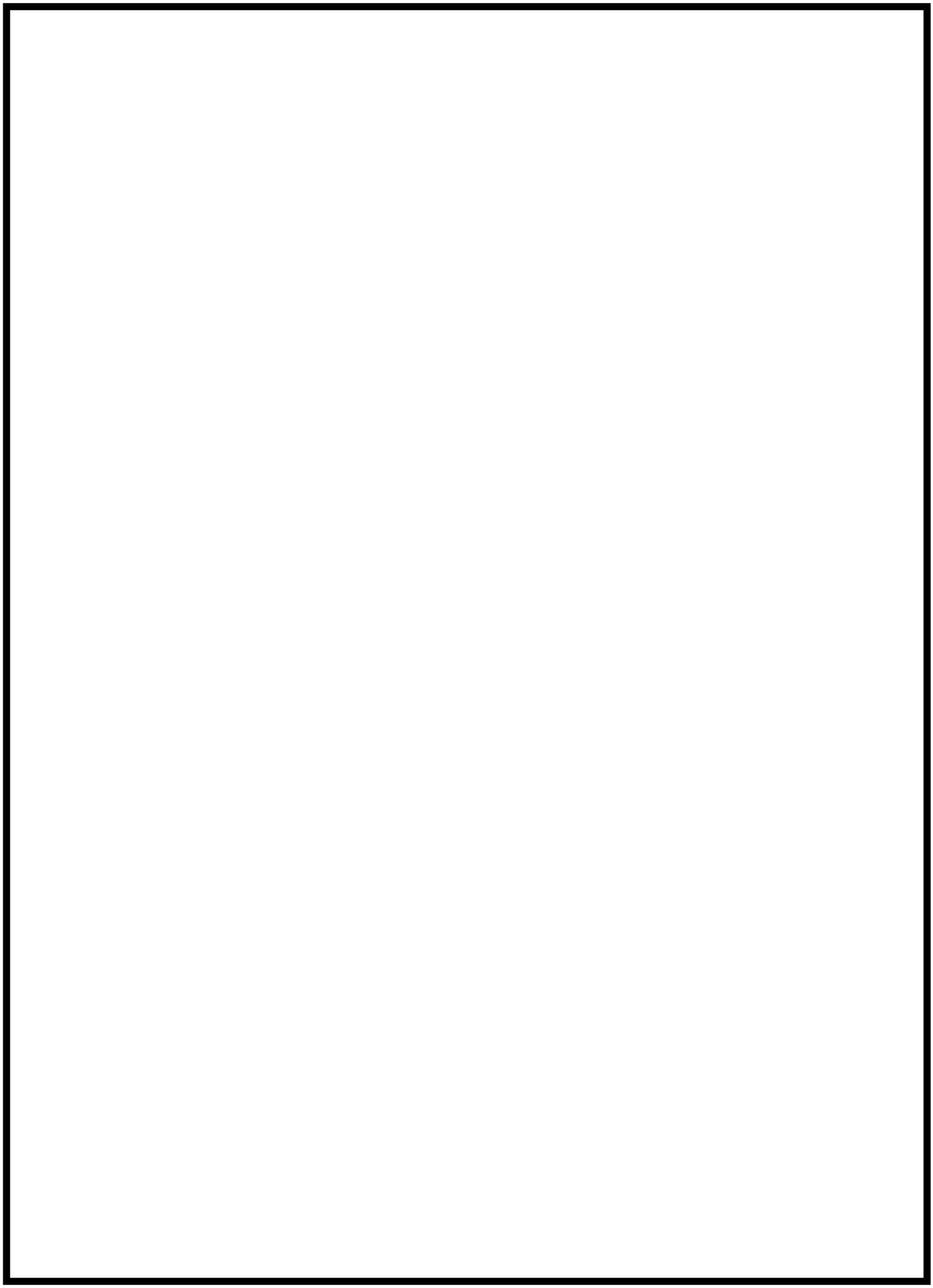


図48-33　7号炉原子炉建屋　地上中3階

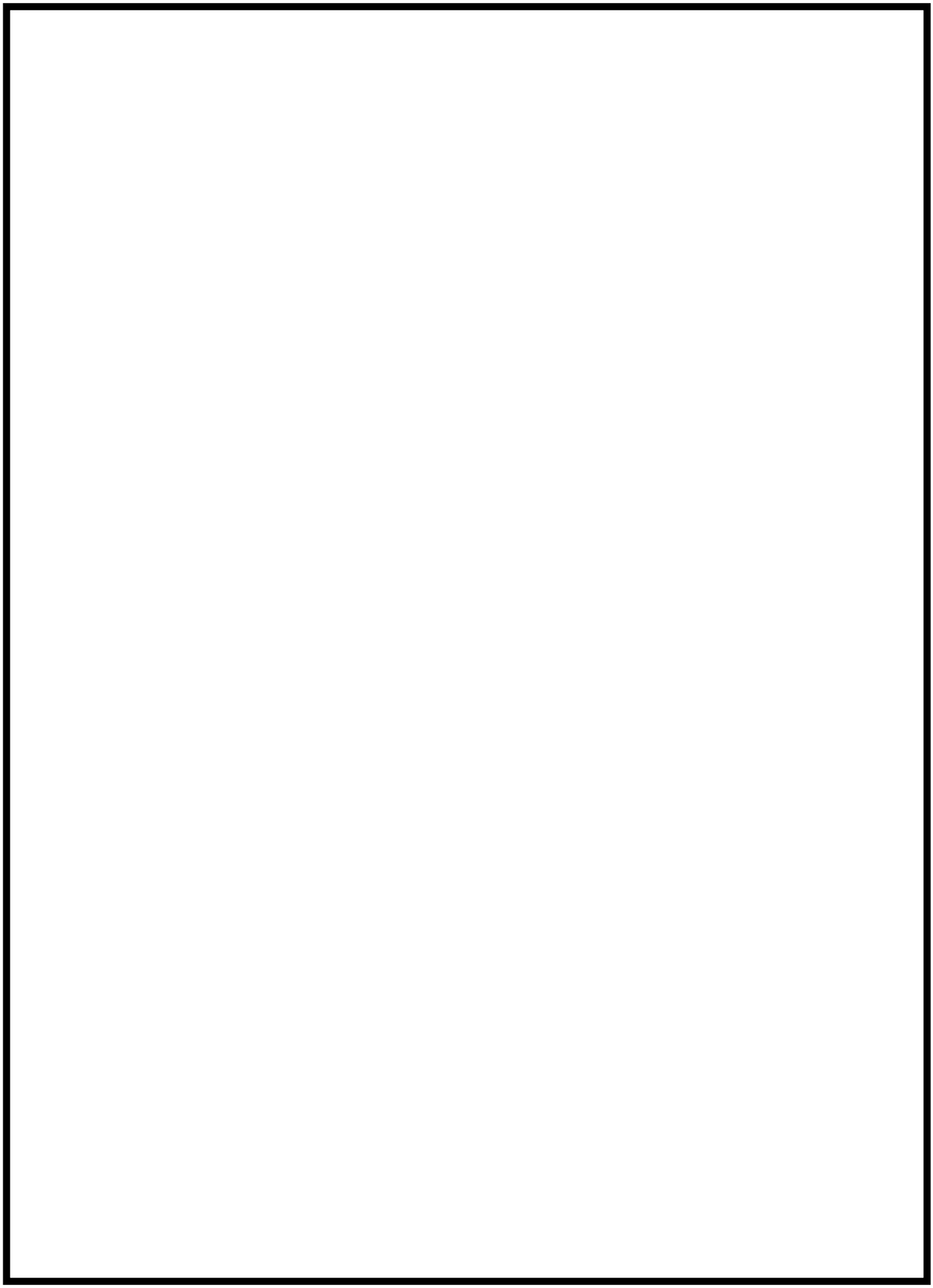


図48-34　7号炉原子炉建屋　地上4階

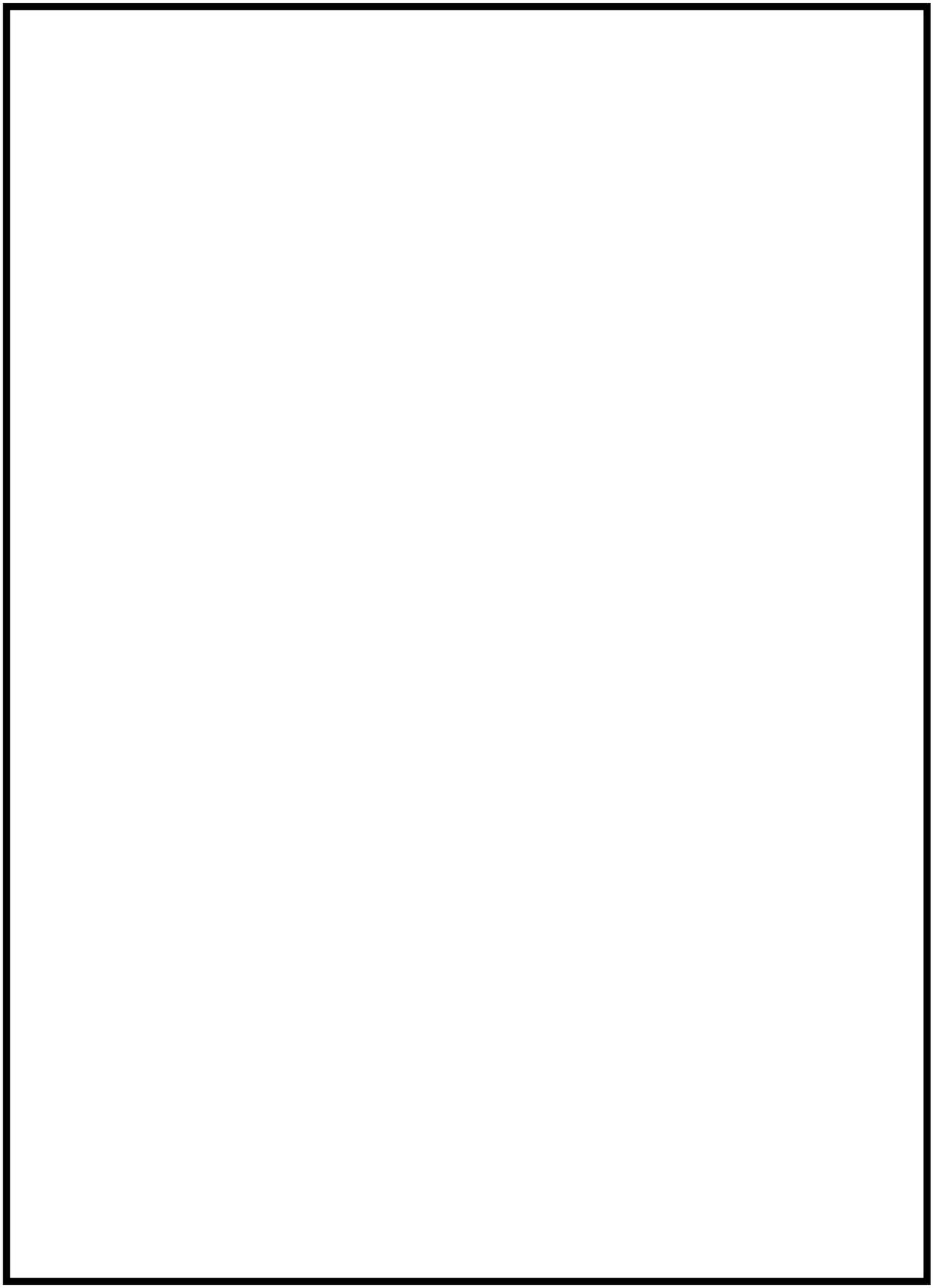


図48-35　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

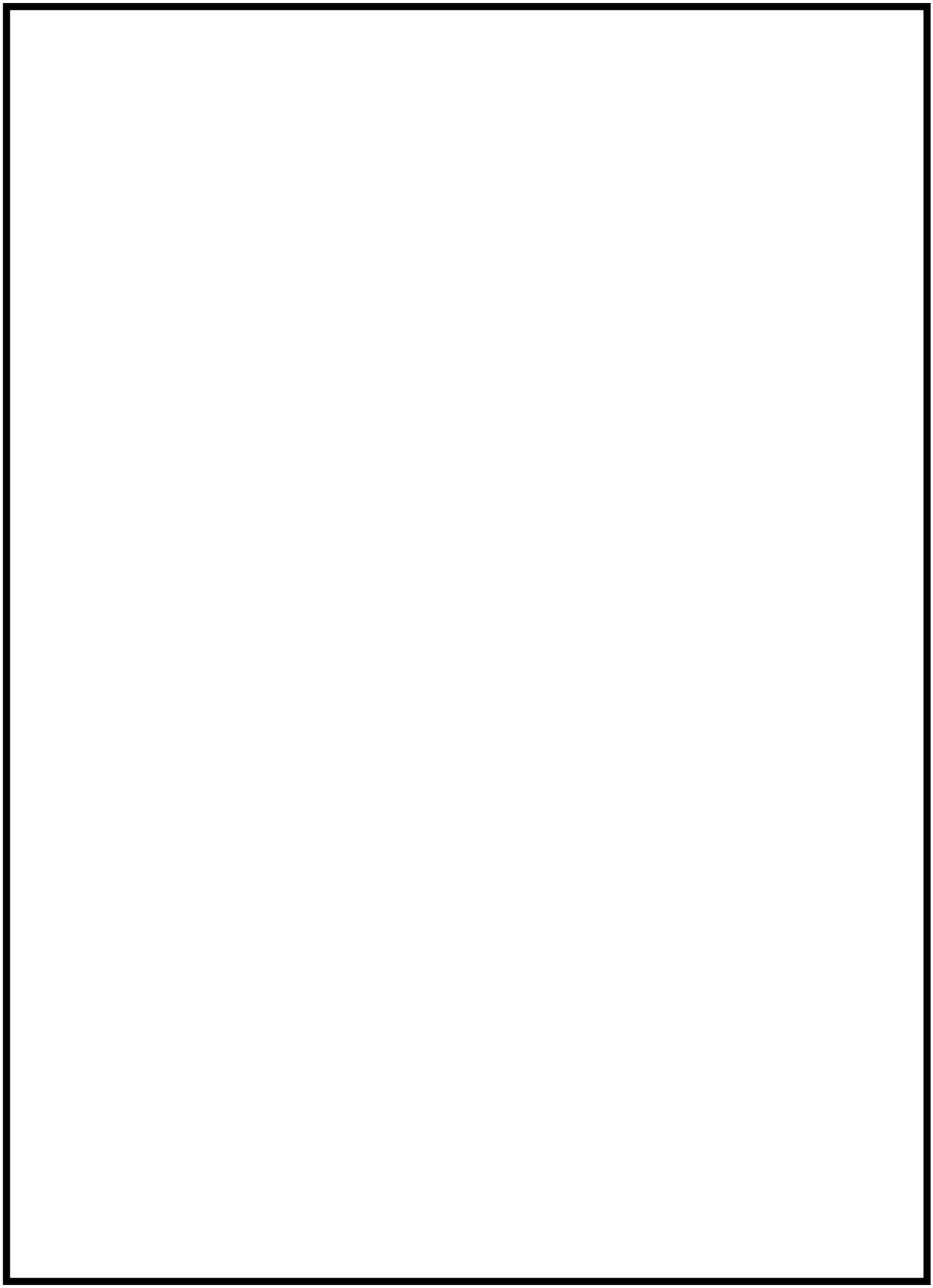


図48-36　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

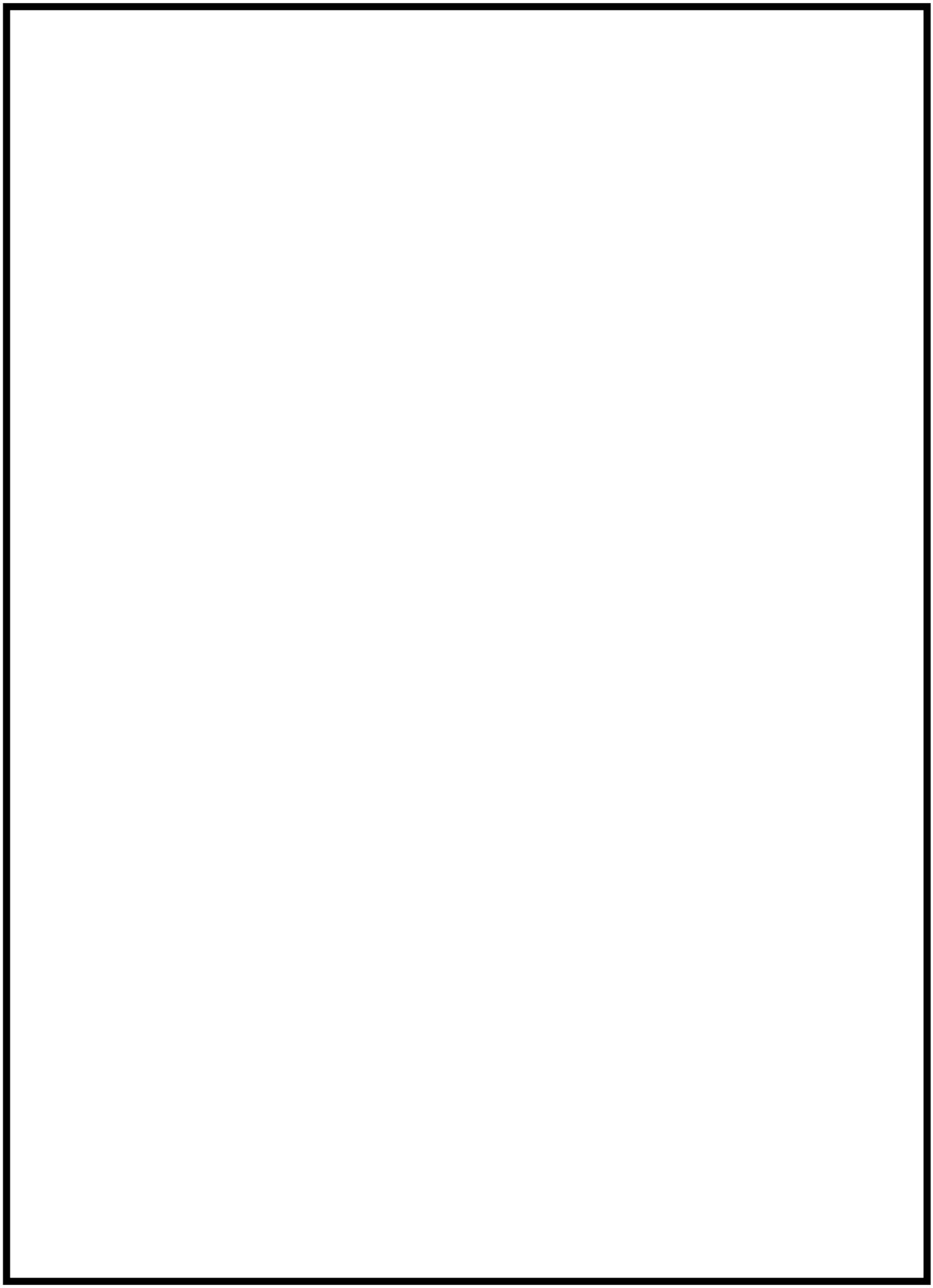


図48-37　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

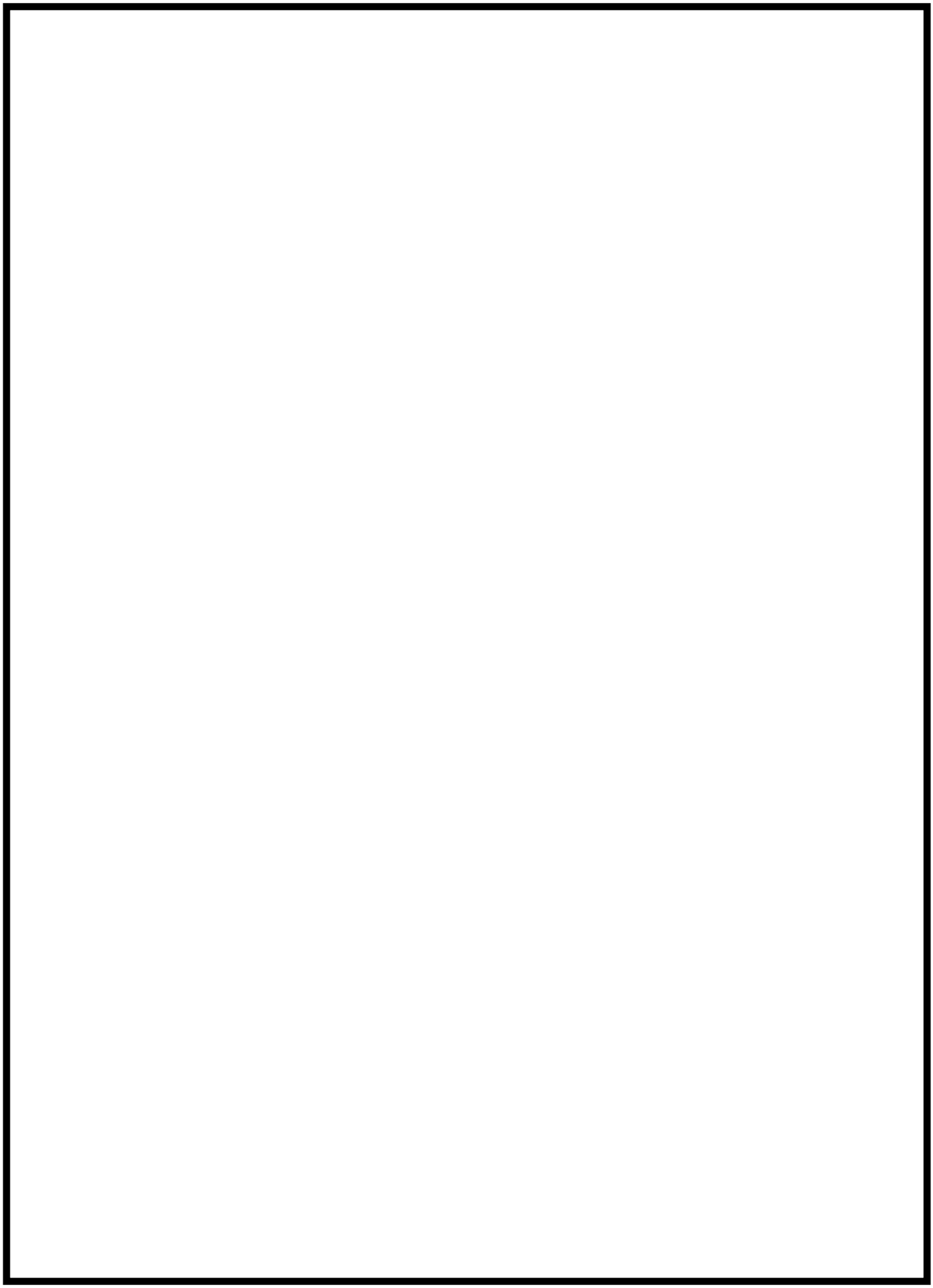


図48-38　6号炉原子炉建屋　地下2階

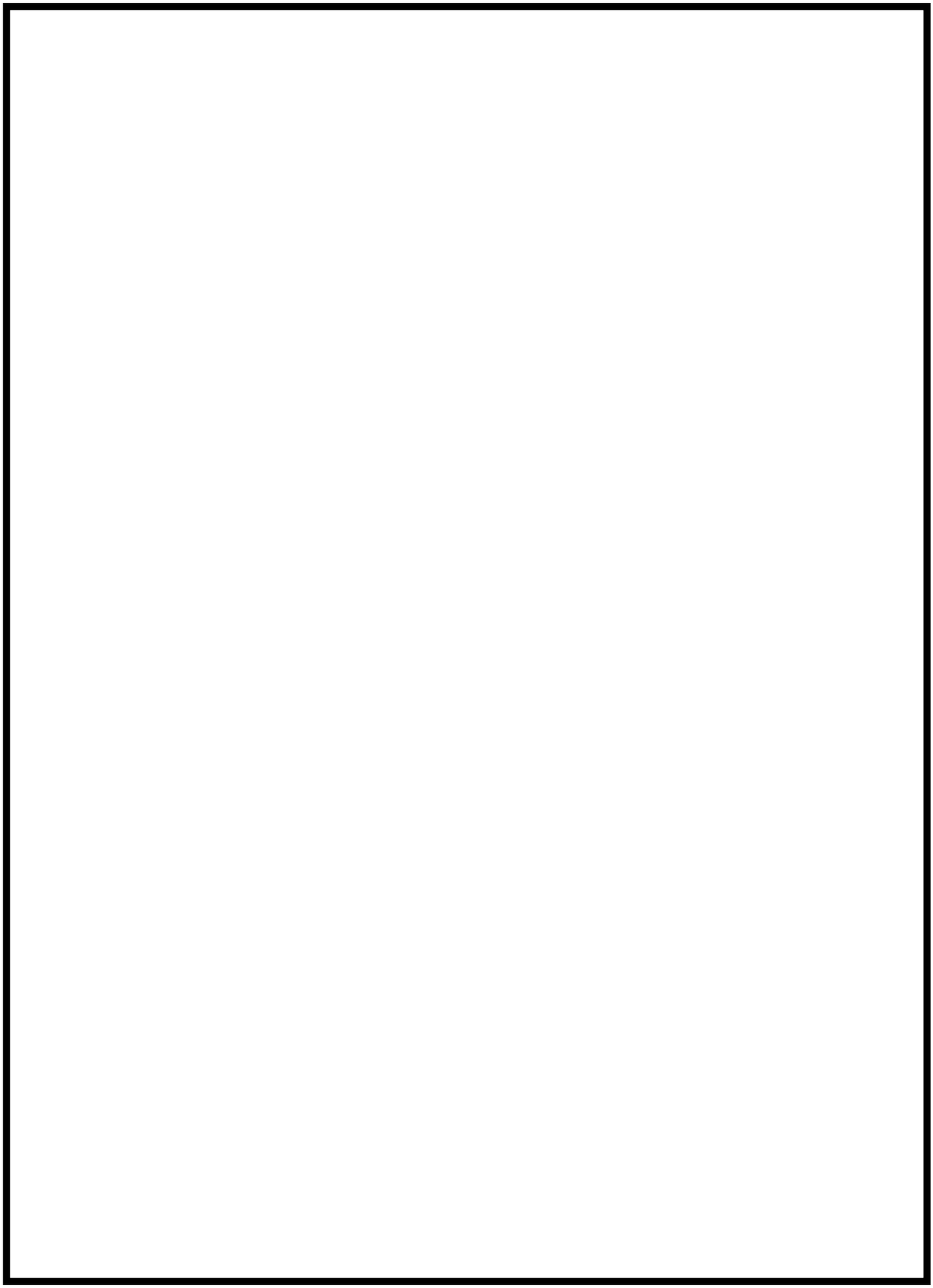


図48-39　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図48-40　6号炉原子炉建屋　地上1階

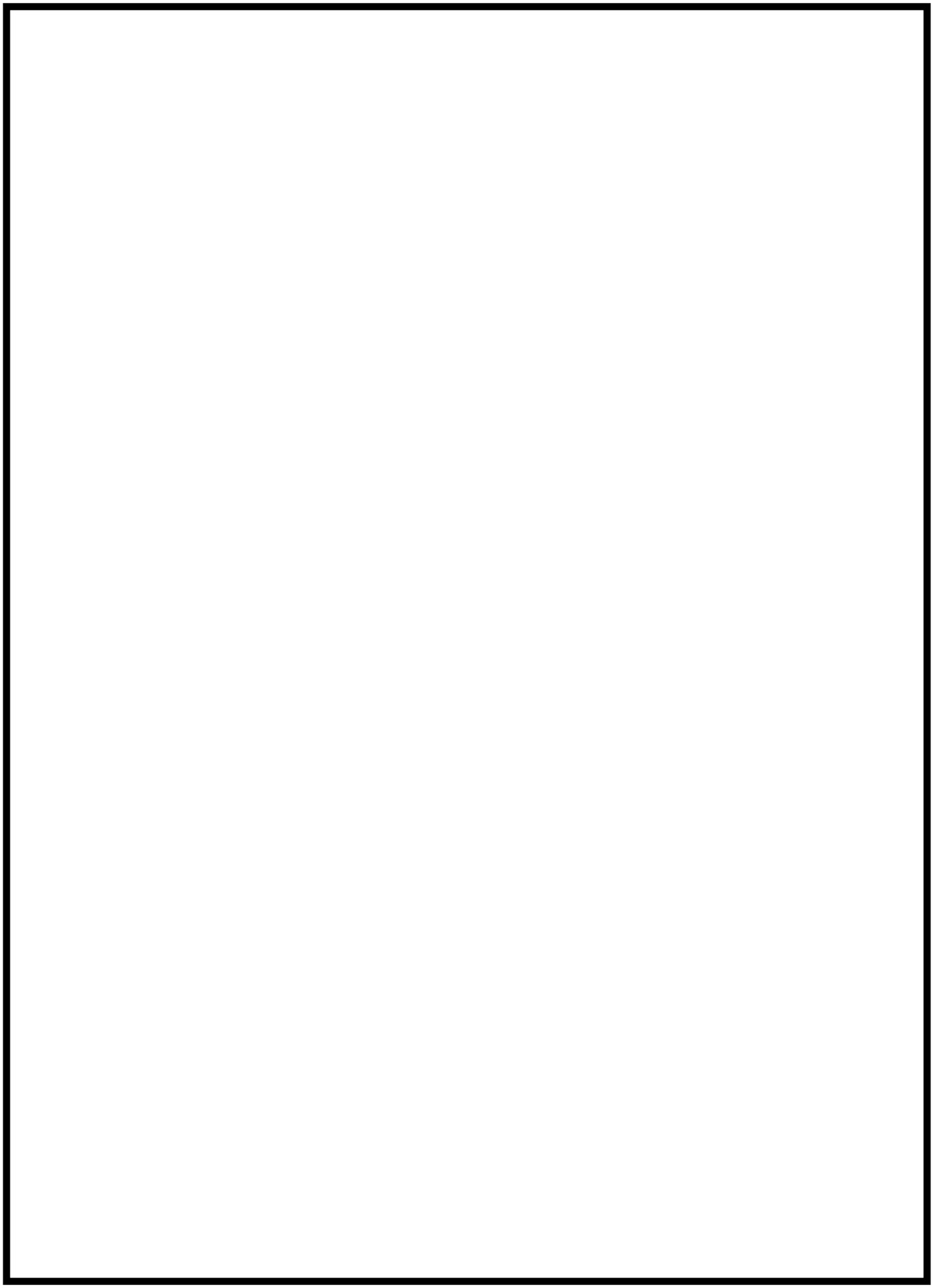


図48-41　6号炉原子炉建屋　地上2階

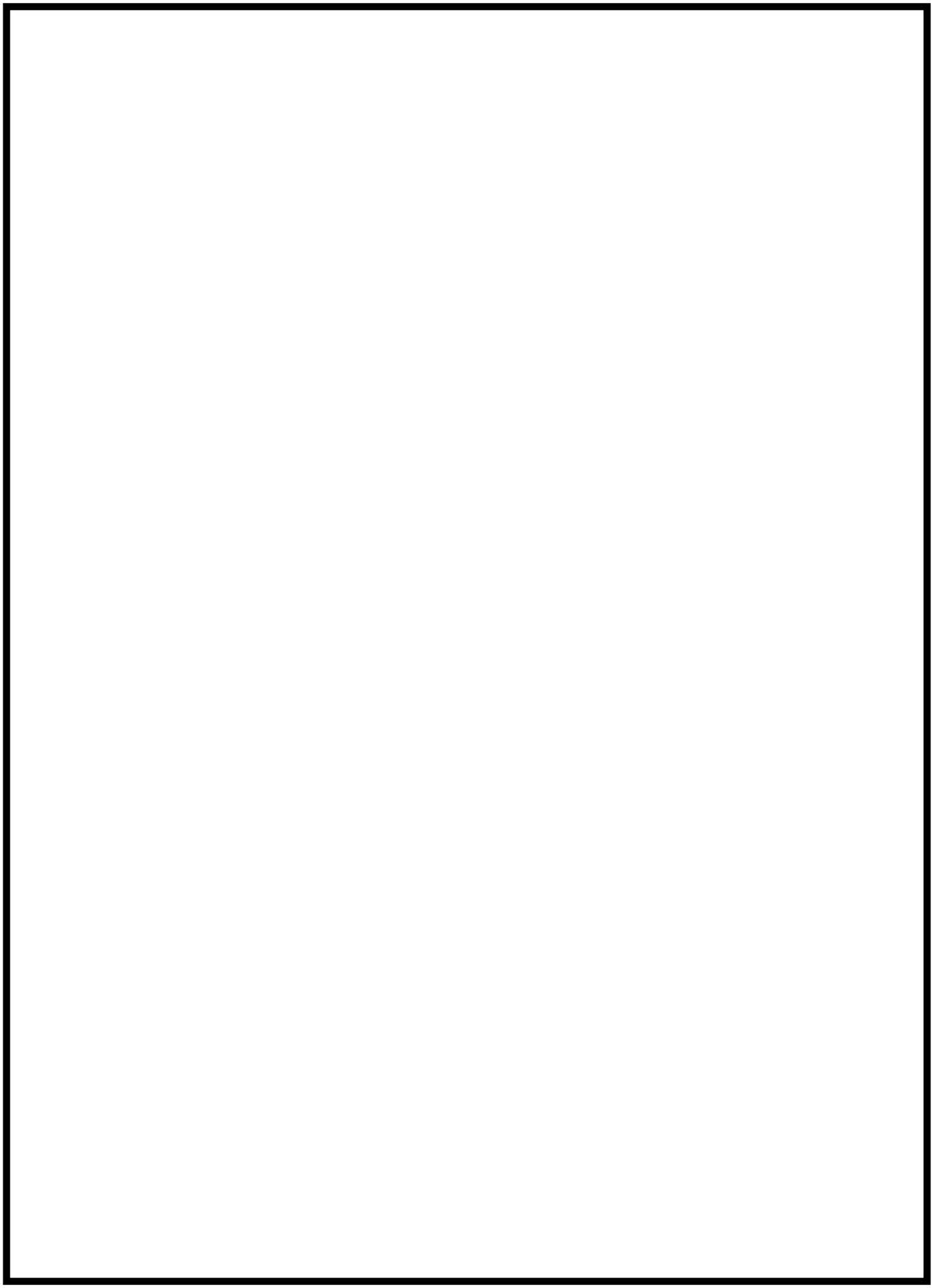


図48-42　　6号炉原子炉建屋　地上3階

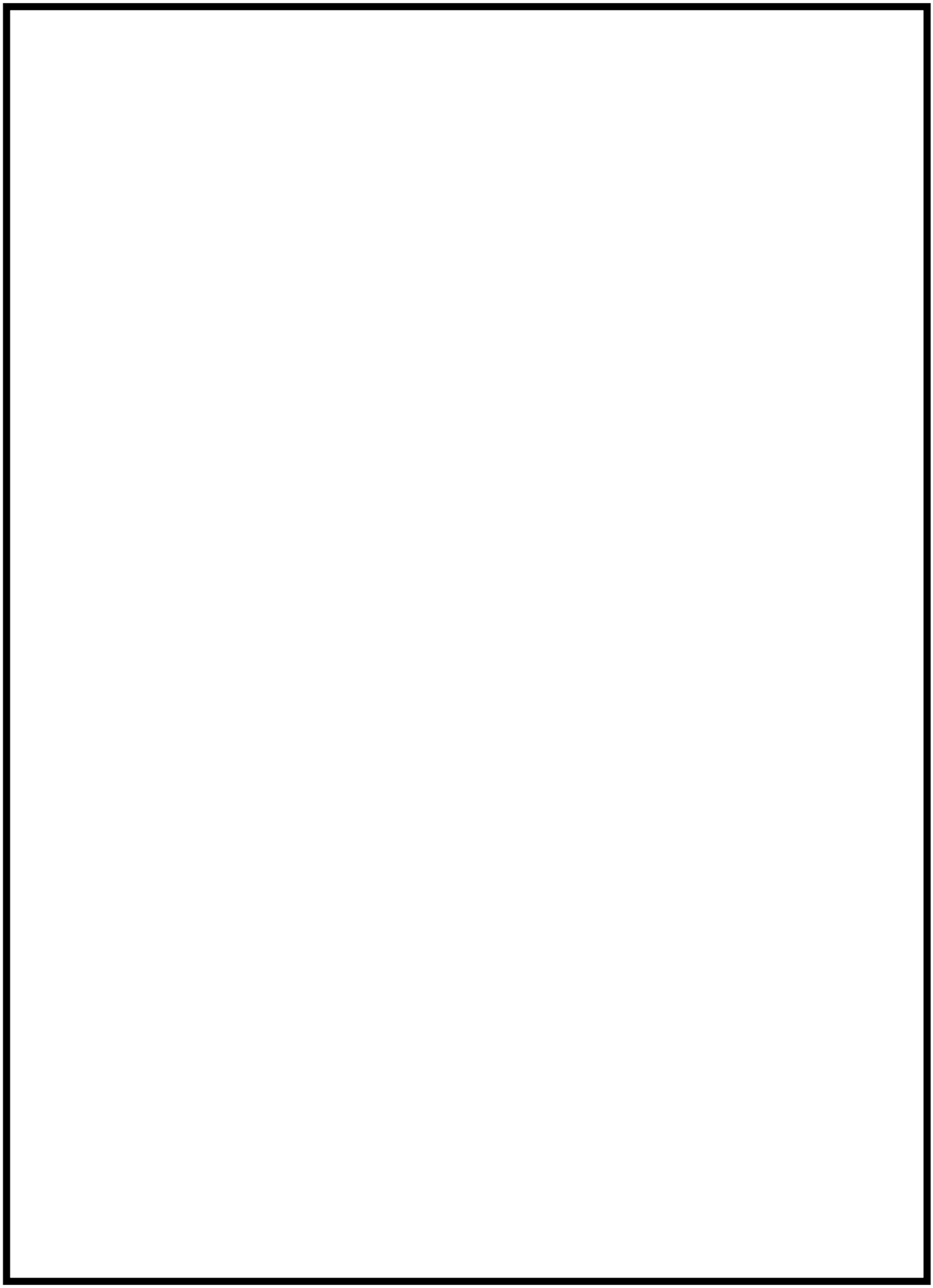


図48-43　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

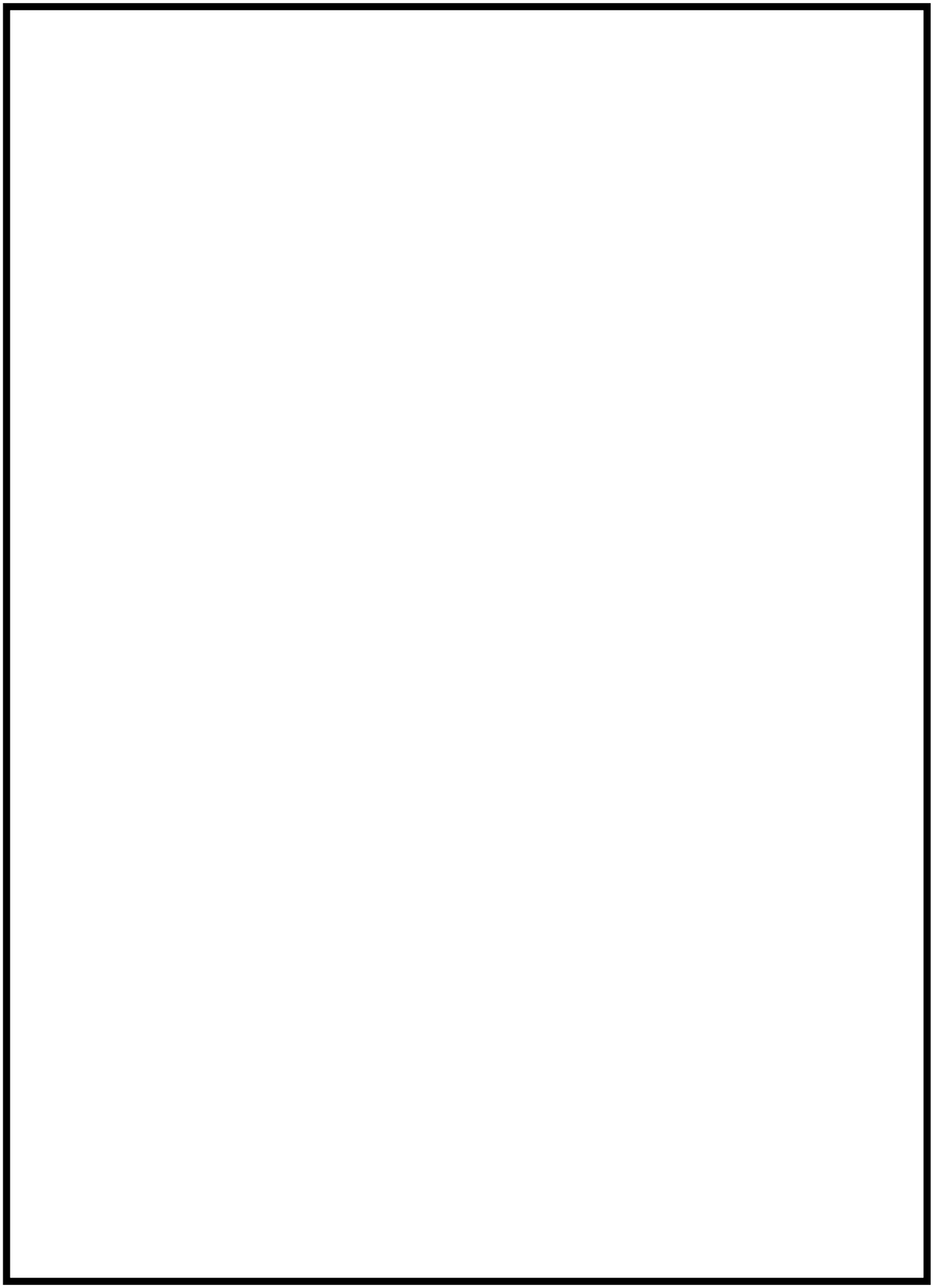


図48-44　6号炉原子炉建屋　地上4階

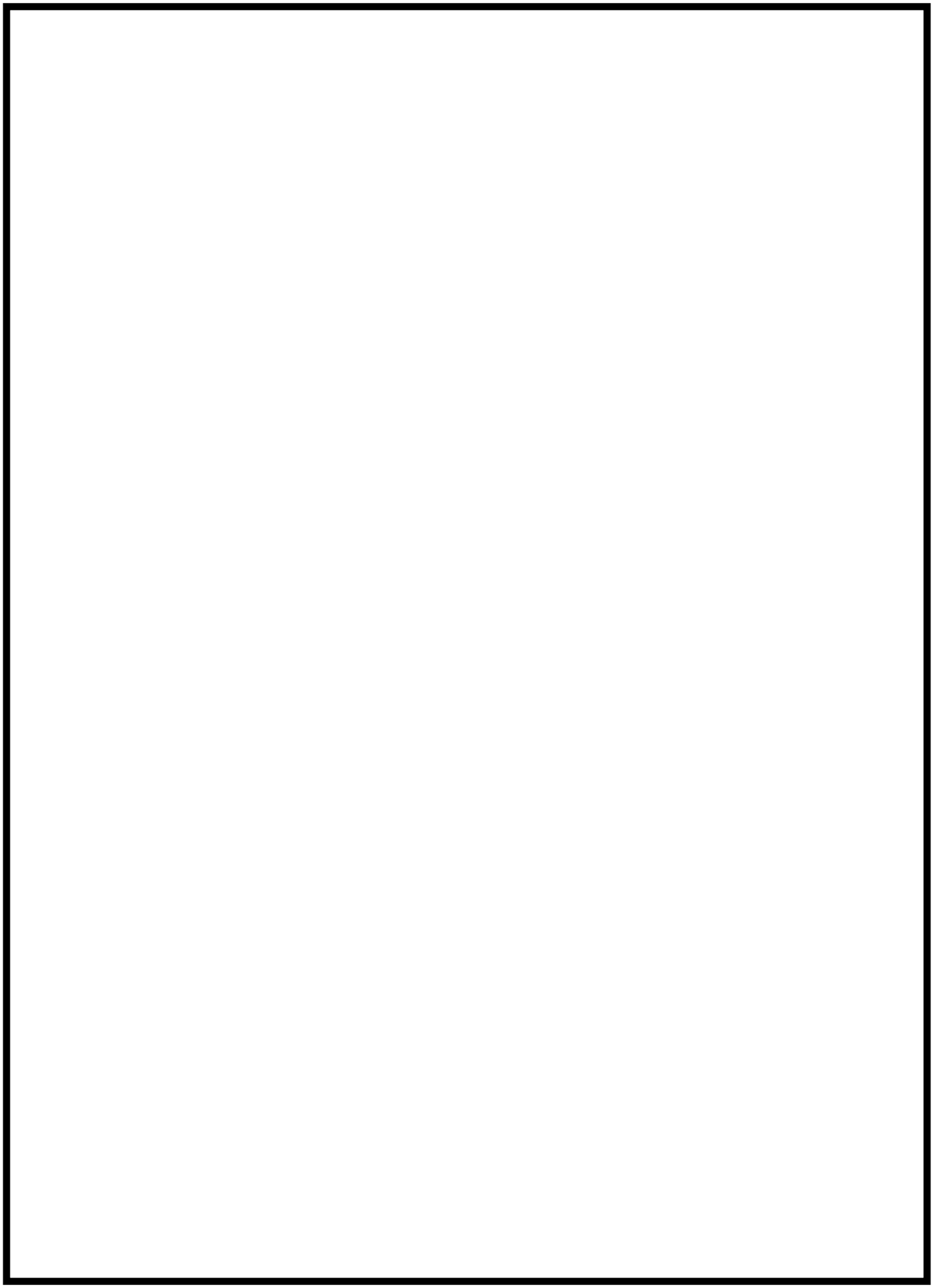


図48-45　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

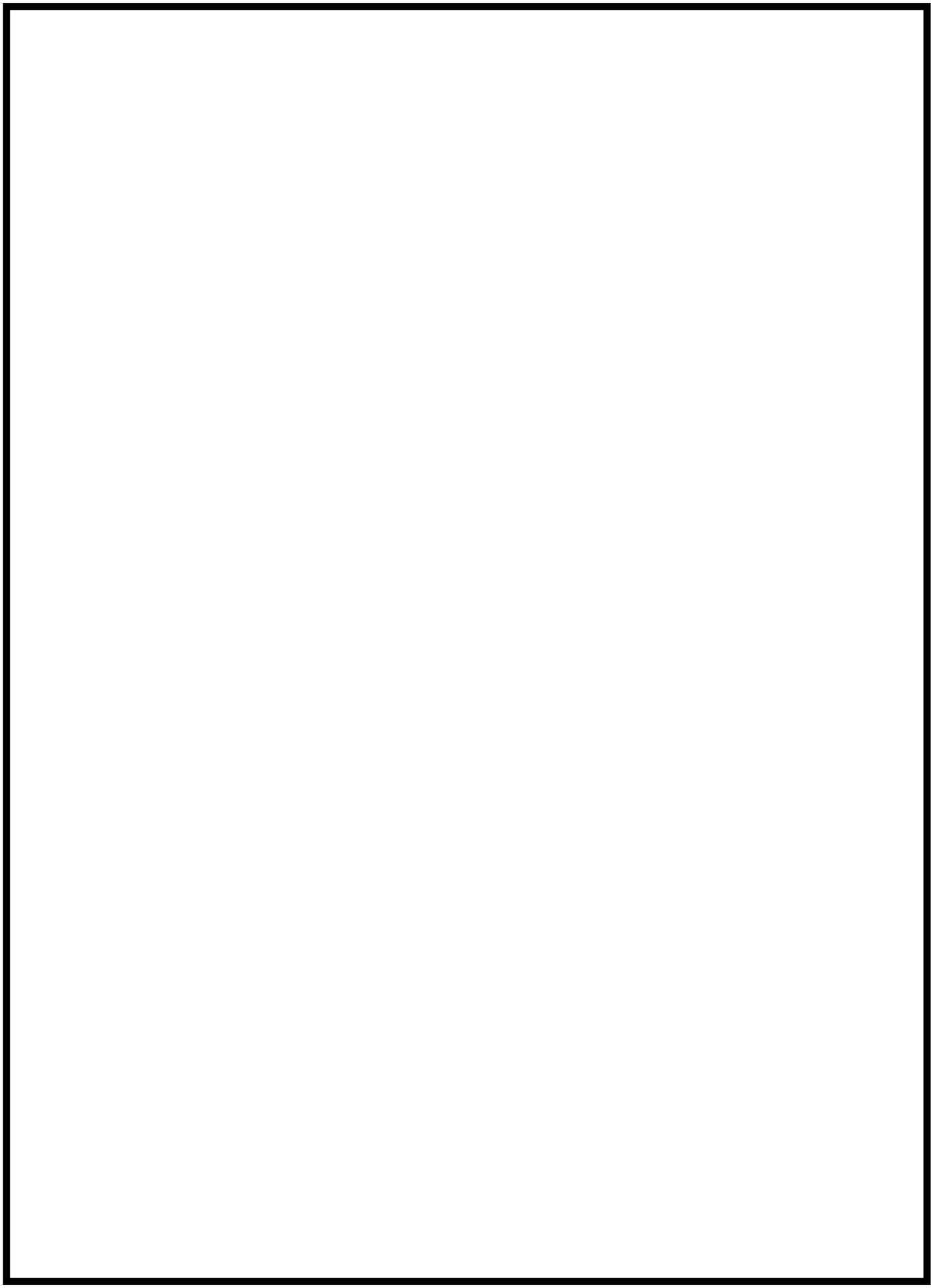


図48-46　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

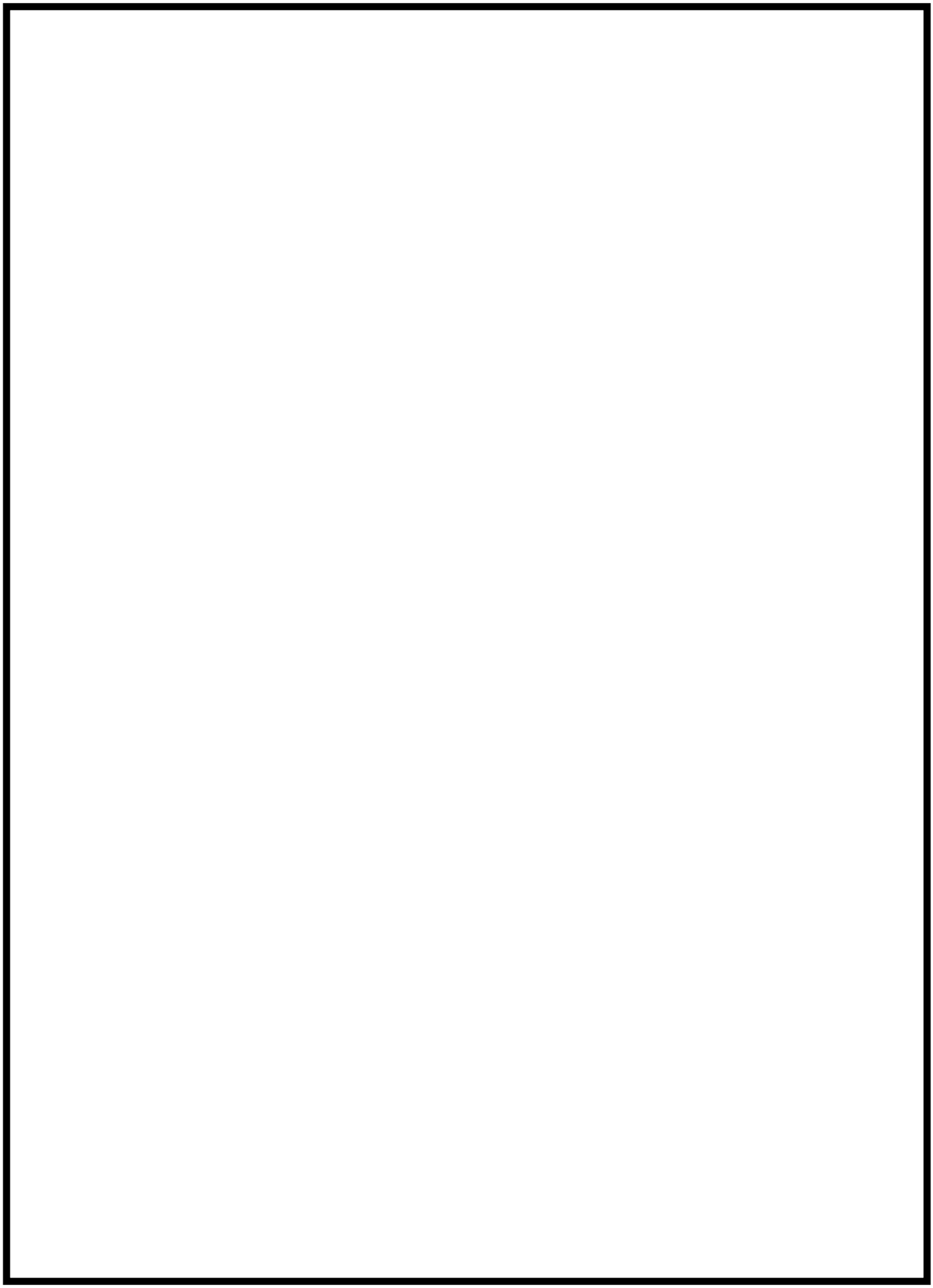


図48-47　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

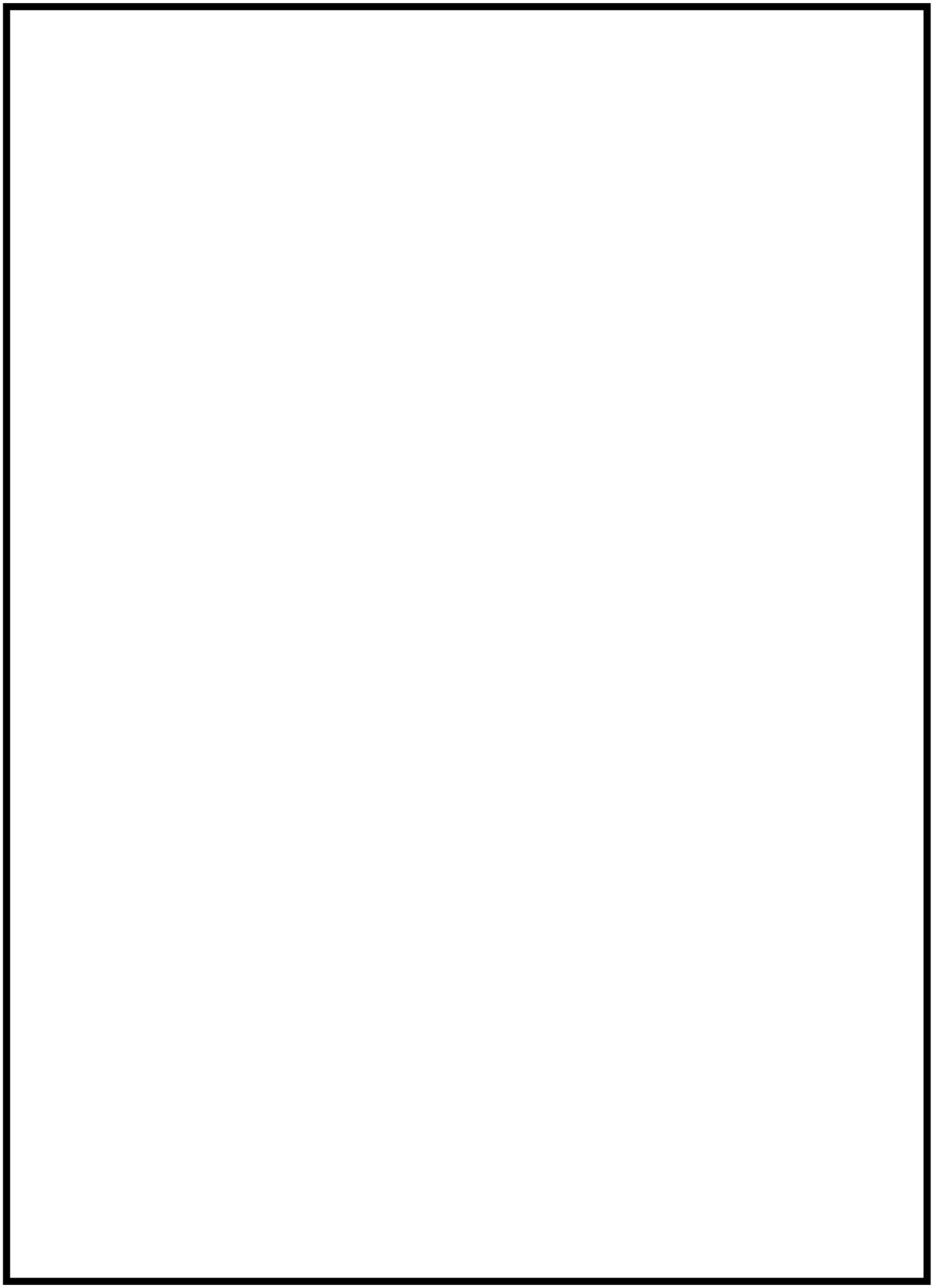


図48-48　7号炉原子炉建屋　地下2階

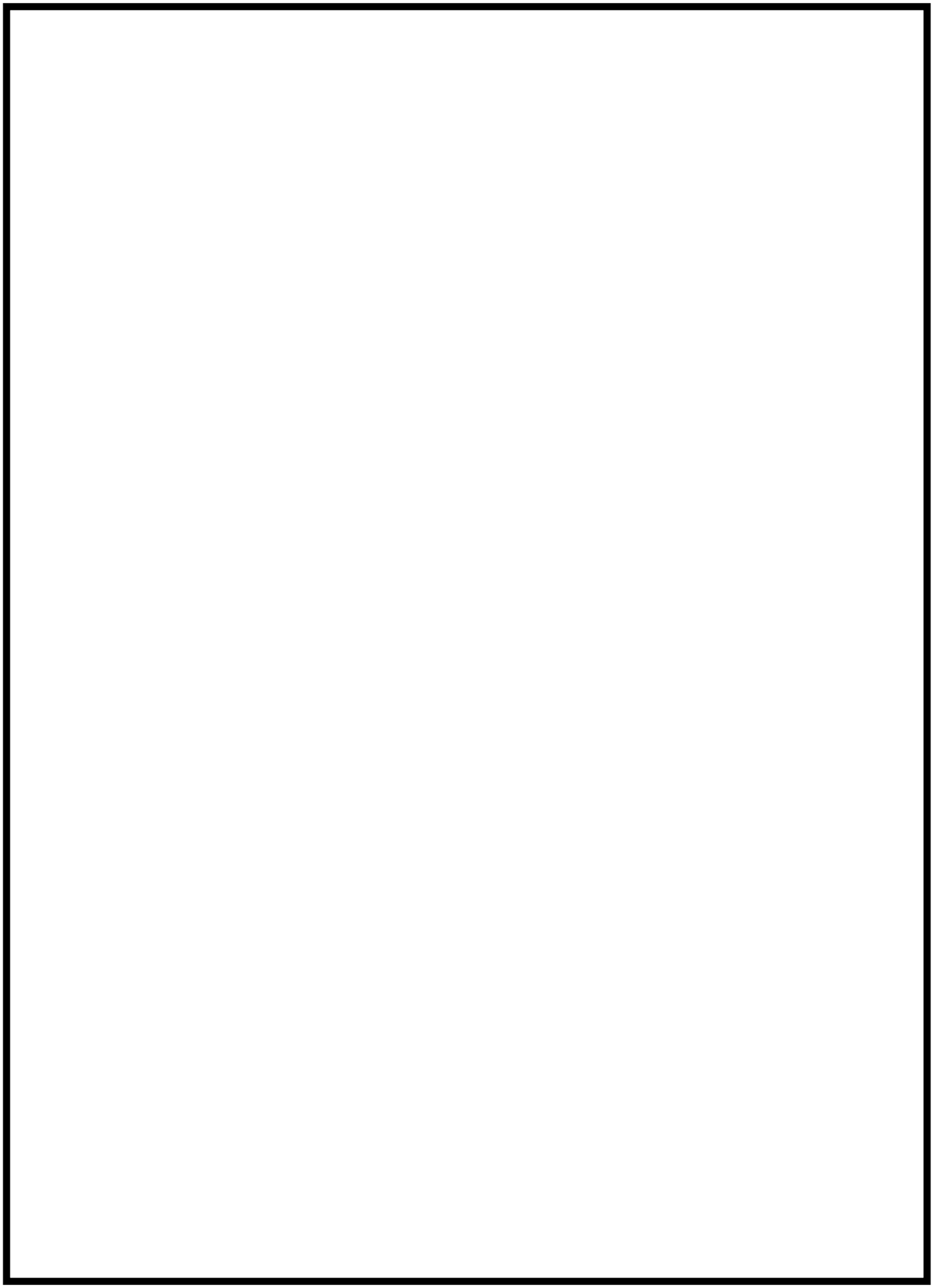


図48-49　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

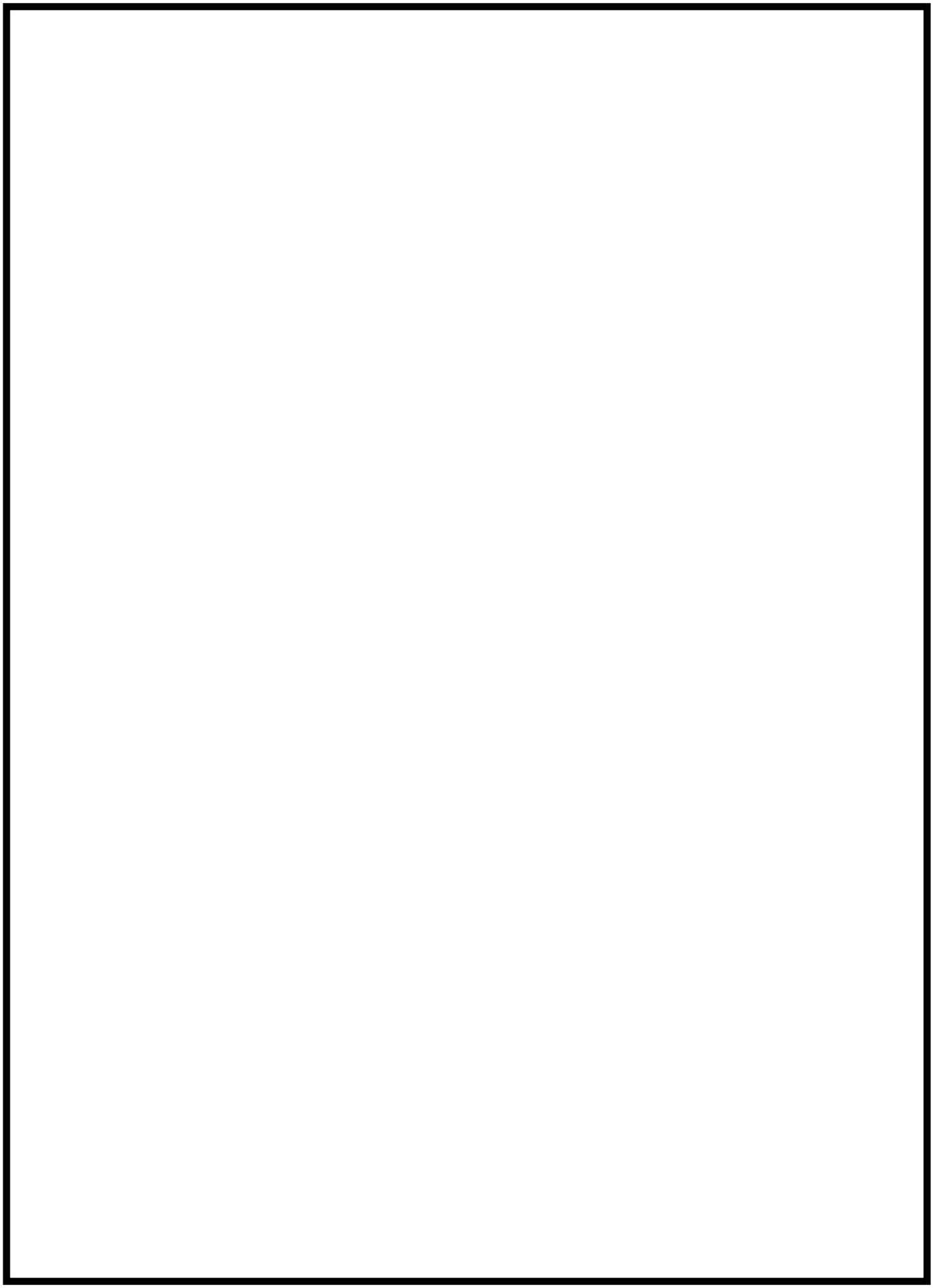


図48-50　7号炉原子炉建屋　地上1階

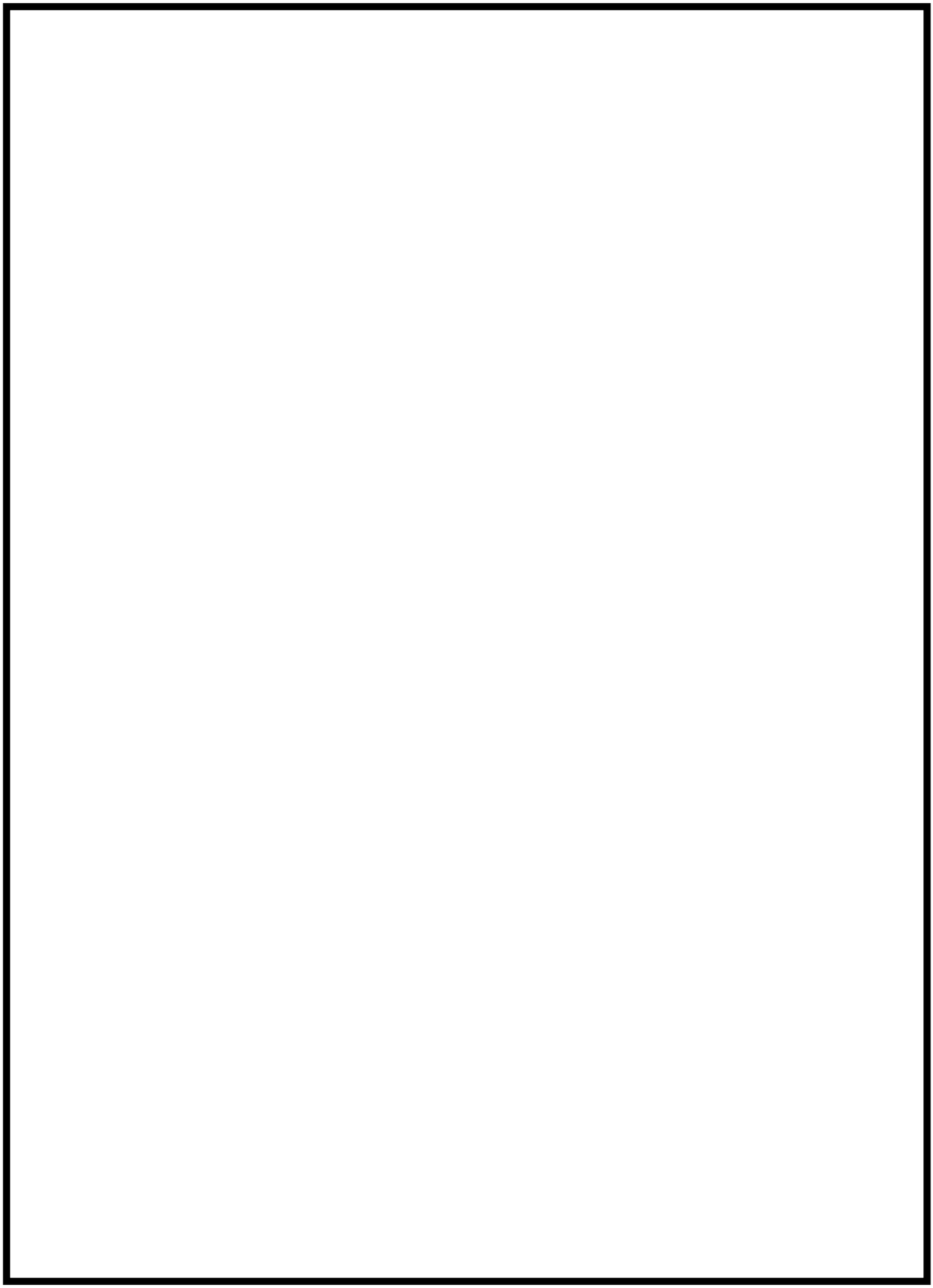


図48-51　7号炉原子炉建屋　地上2階

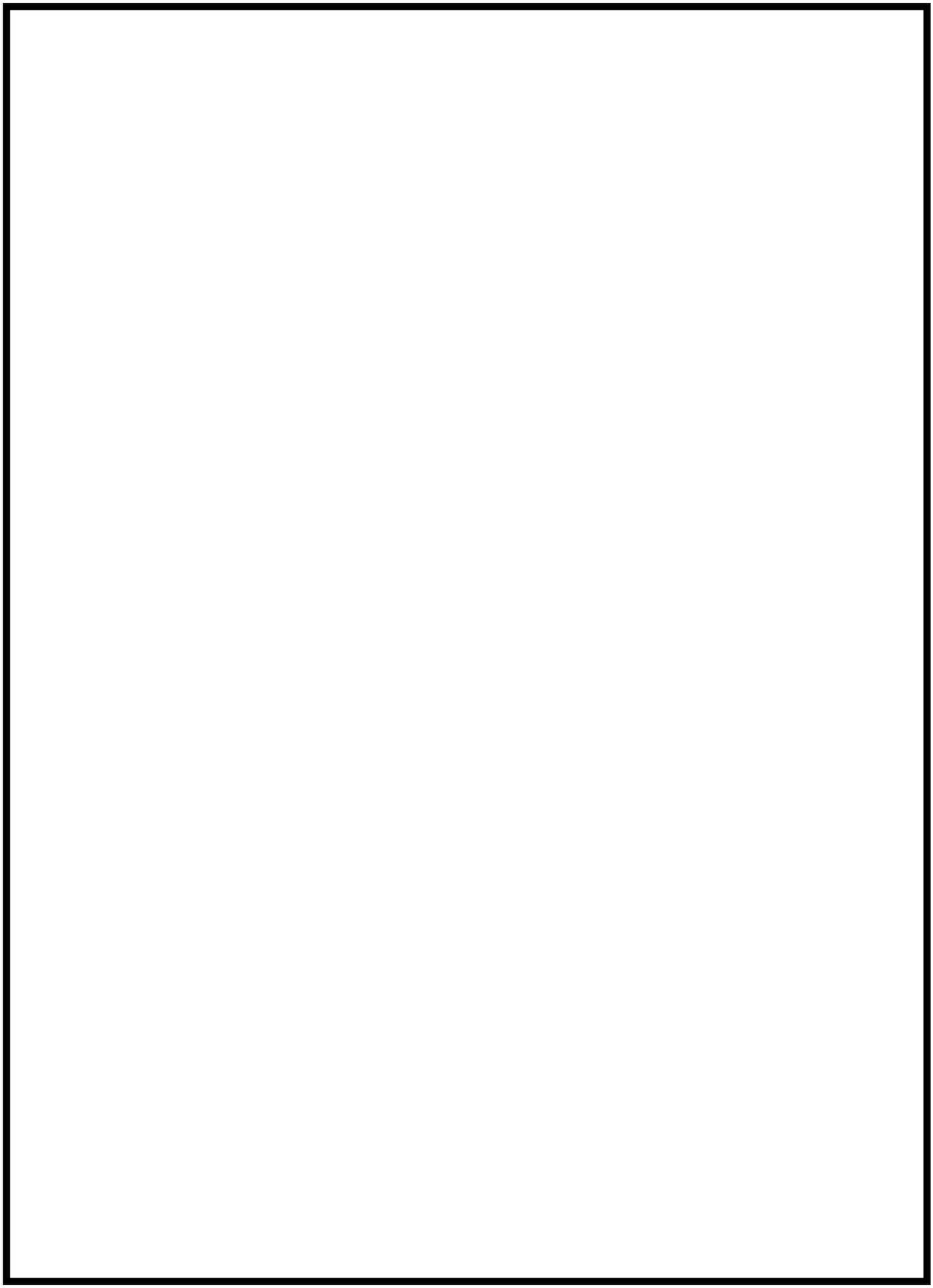


図48-52　7号炉原子炉建屋　地上3階

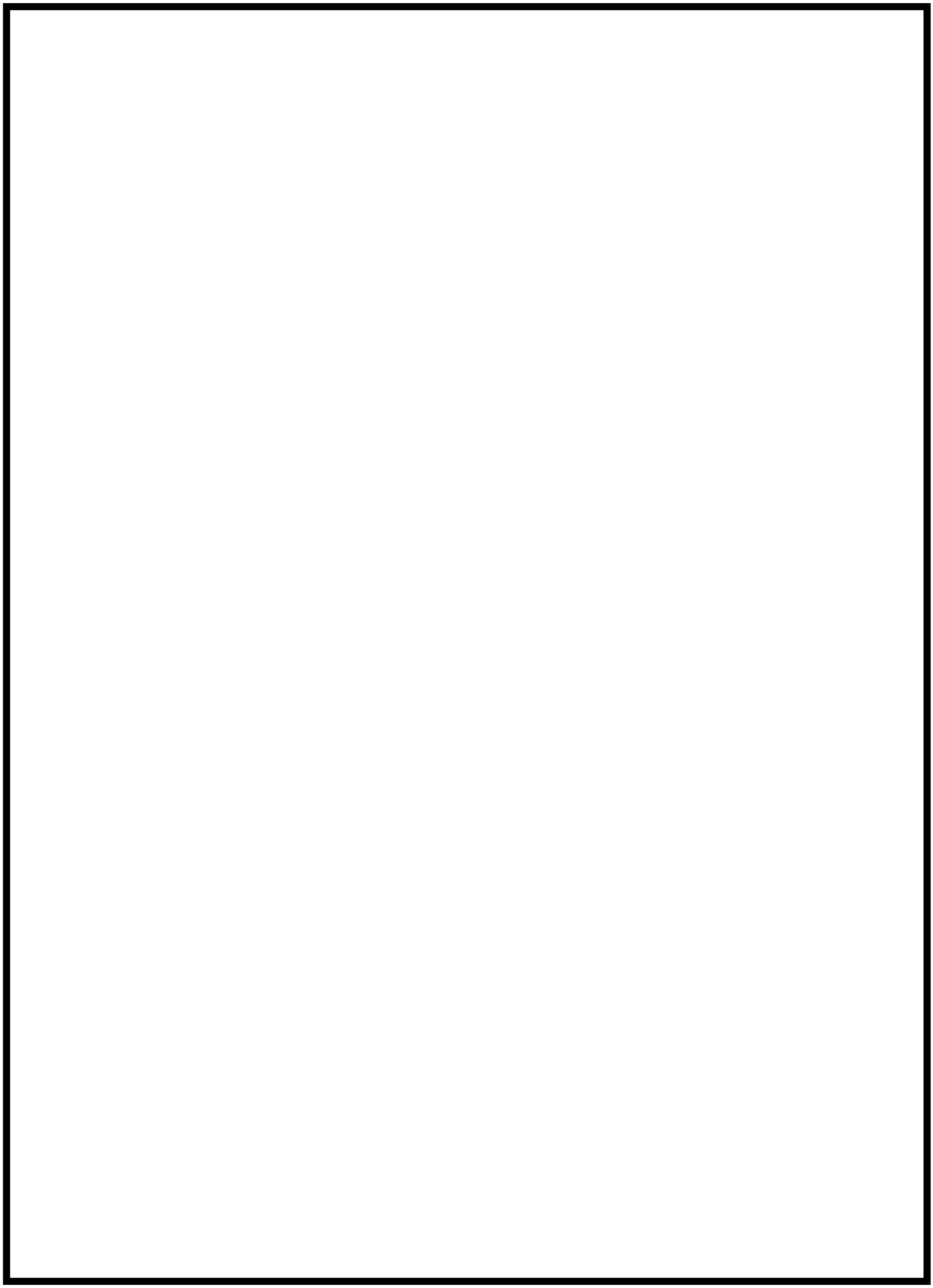


図48-53　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

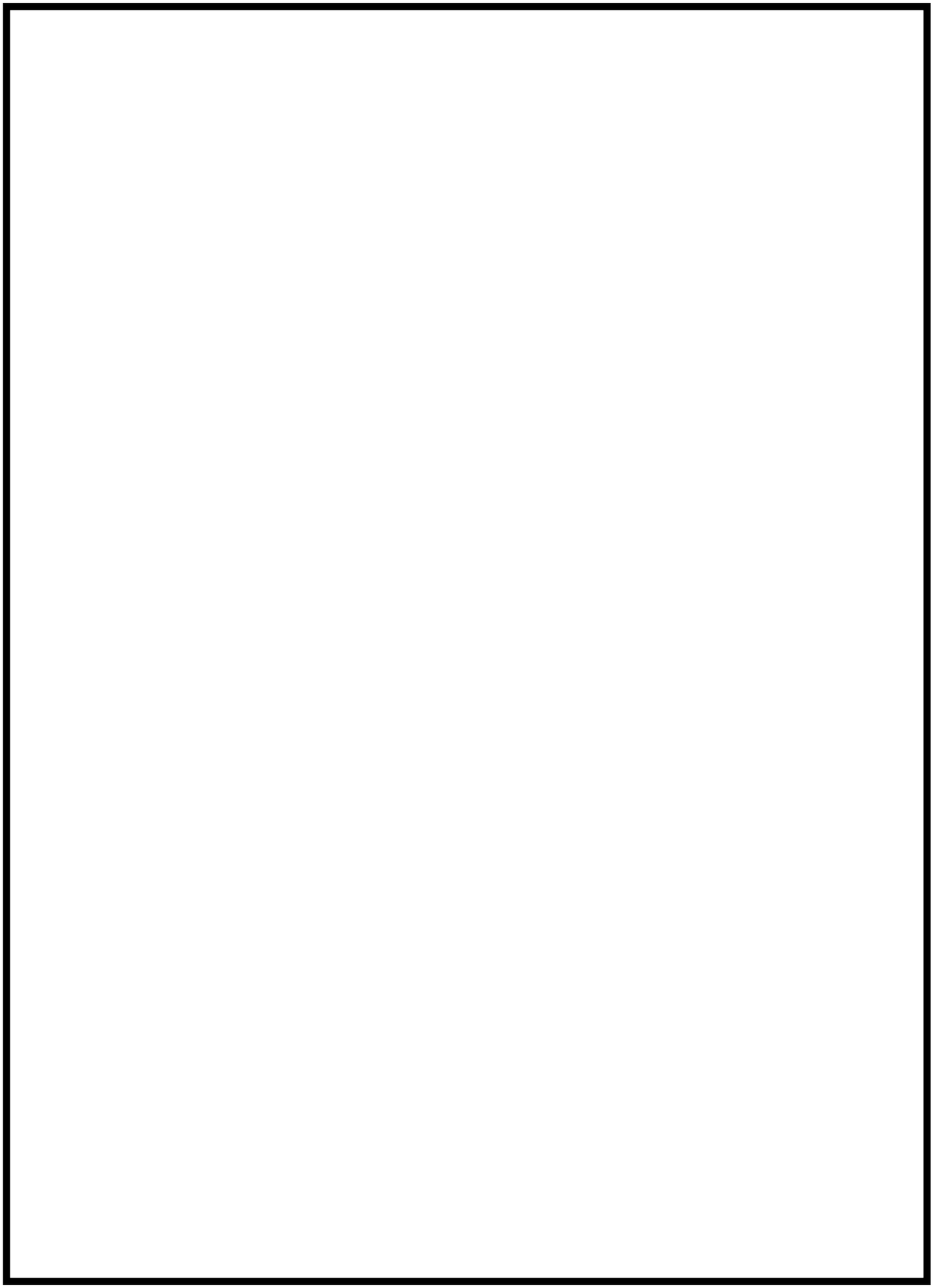


図48-54　7号炉原子炉建屋　地上4階

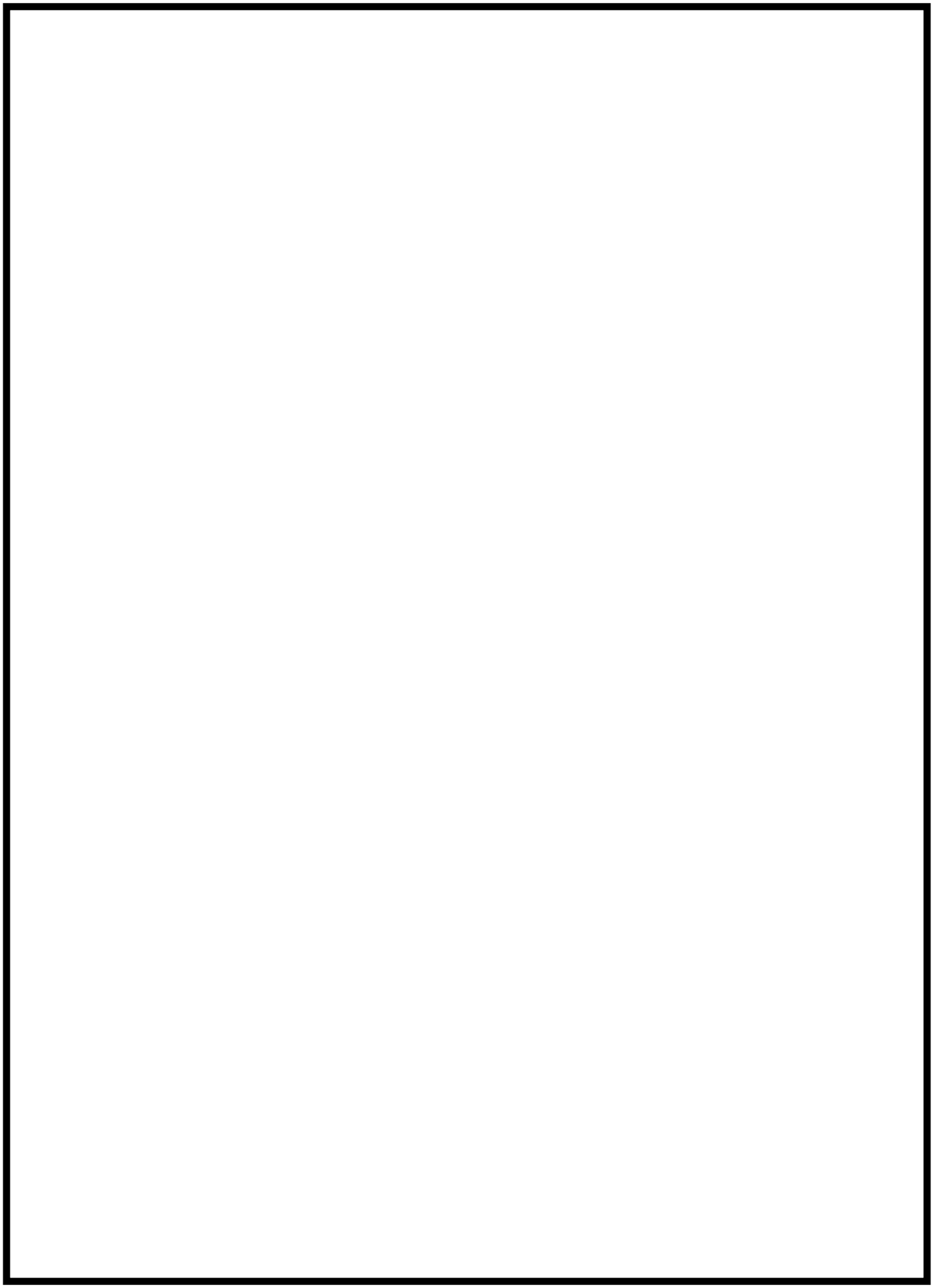


図48-55　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

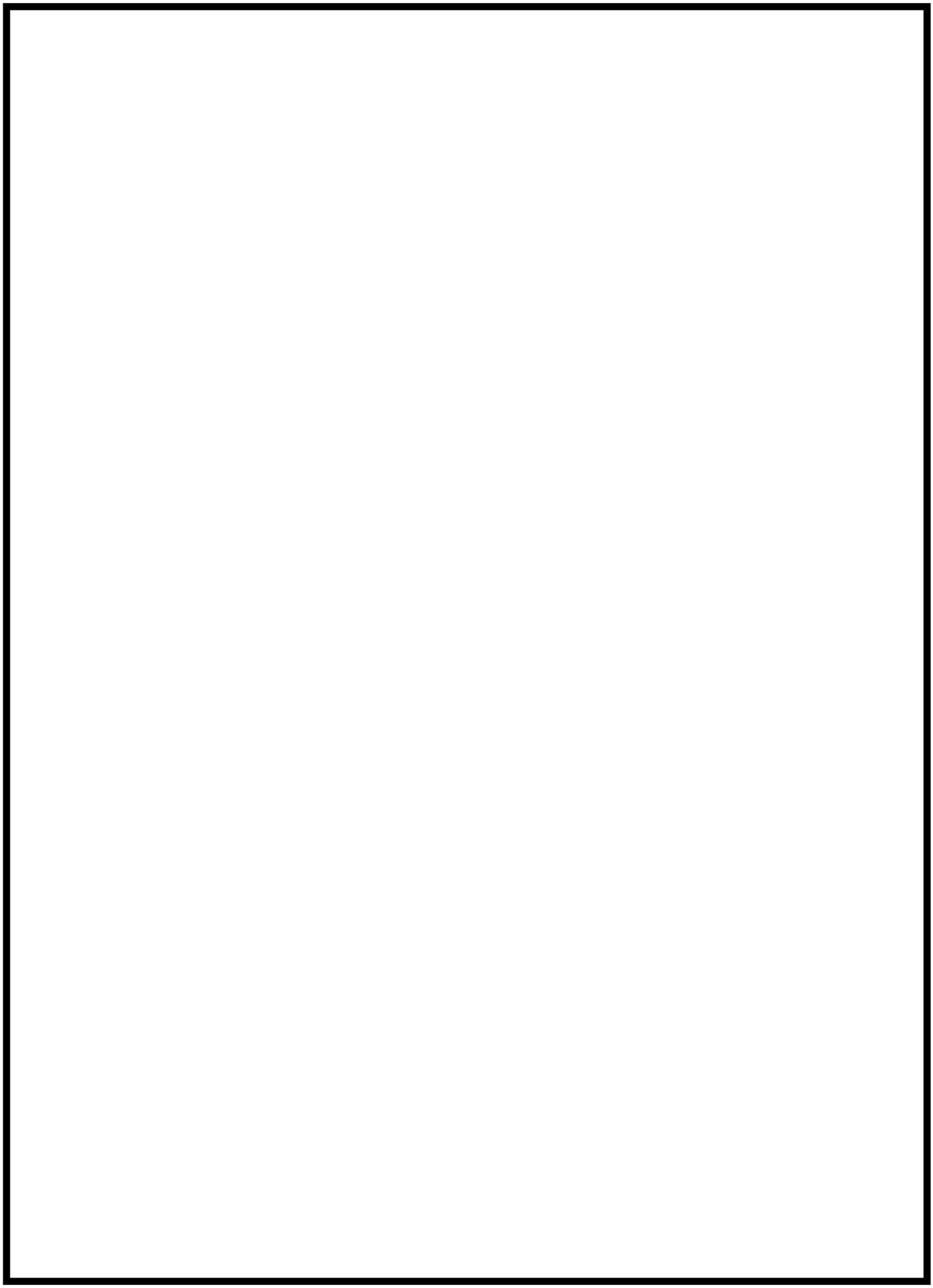


図48-56　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

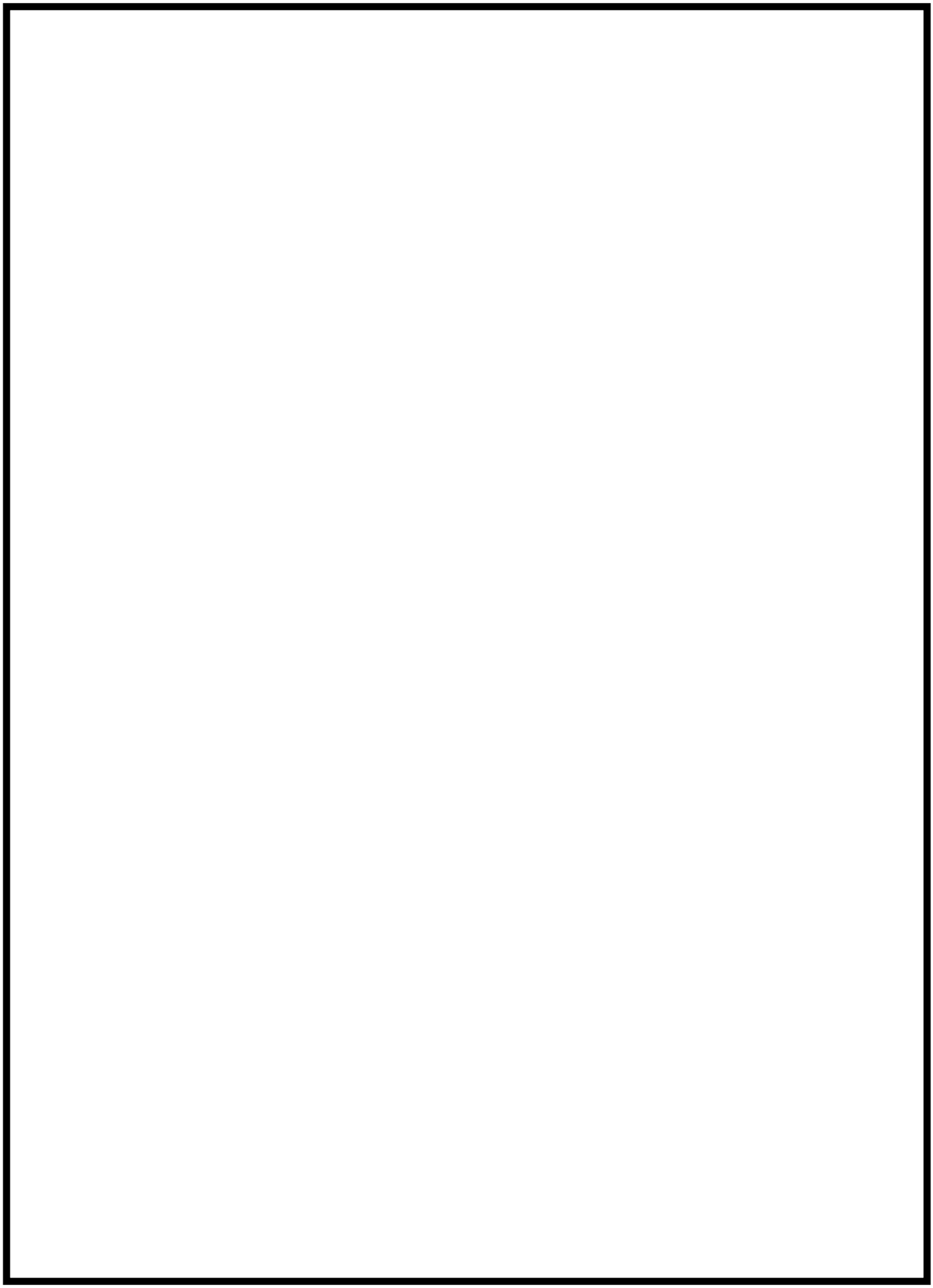


図49-1　　6号炉原子炉建屋　地下3階

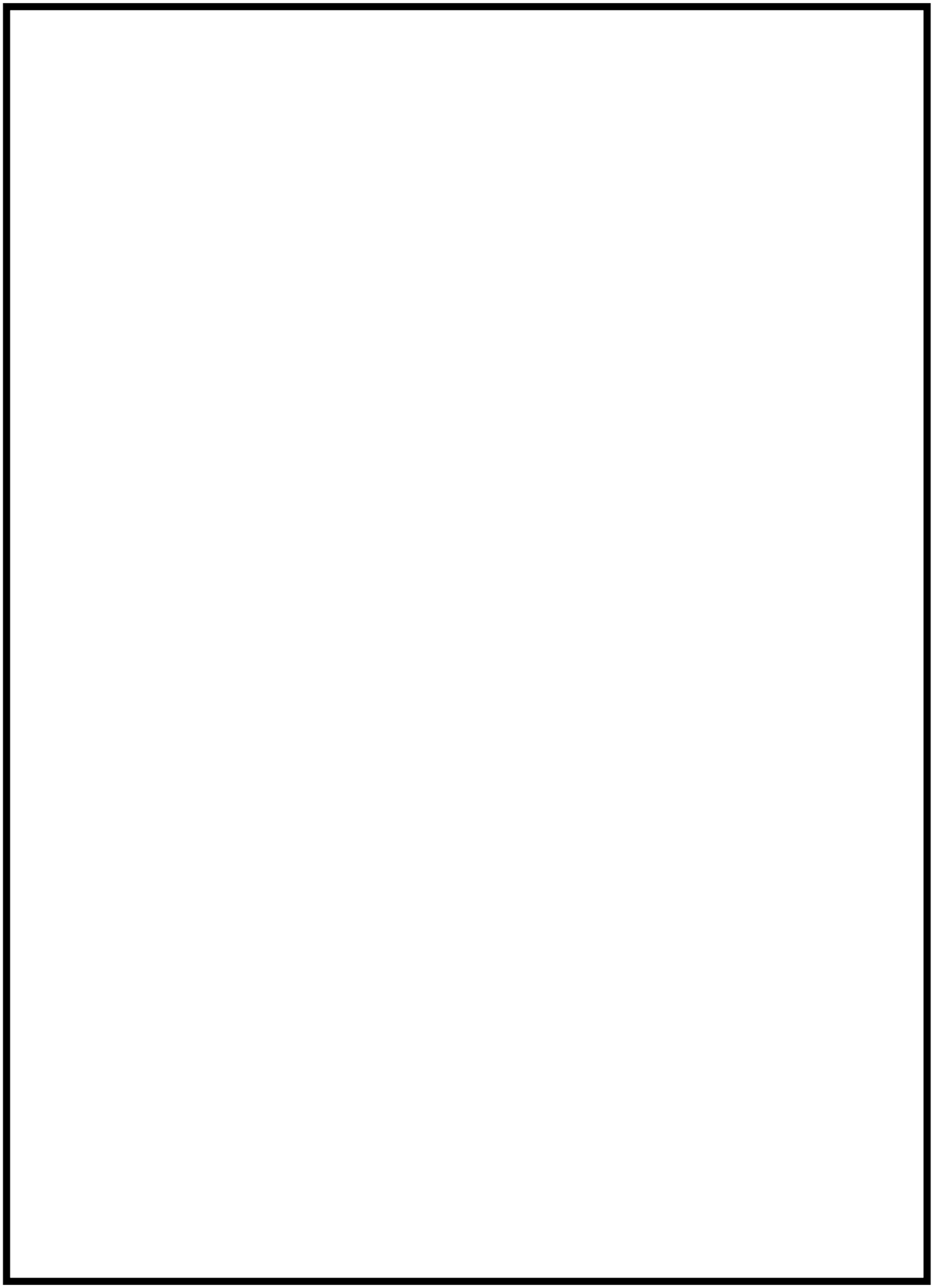


図49-2　　6号炉原子炉建屋　地下2階

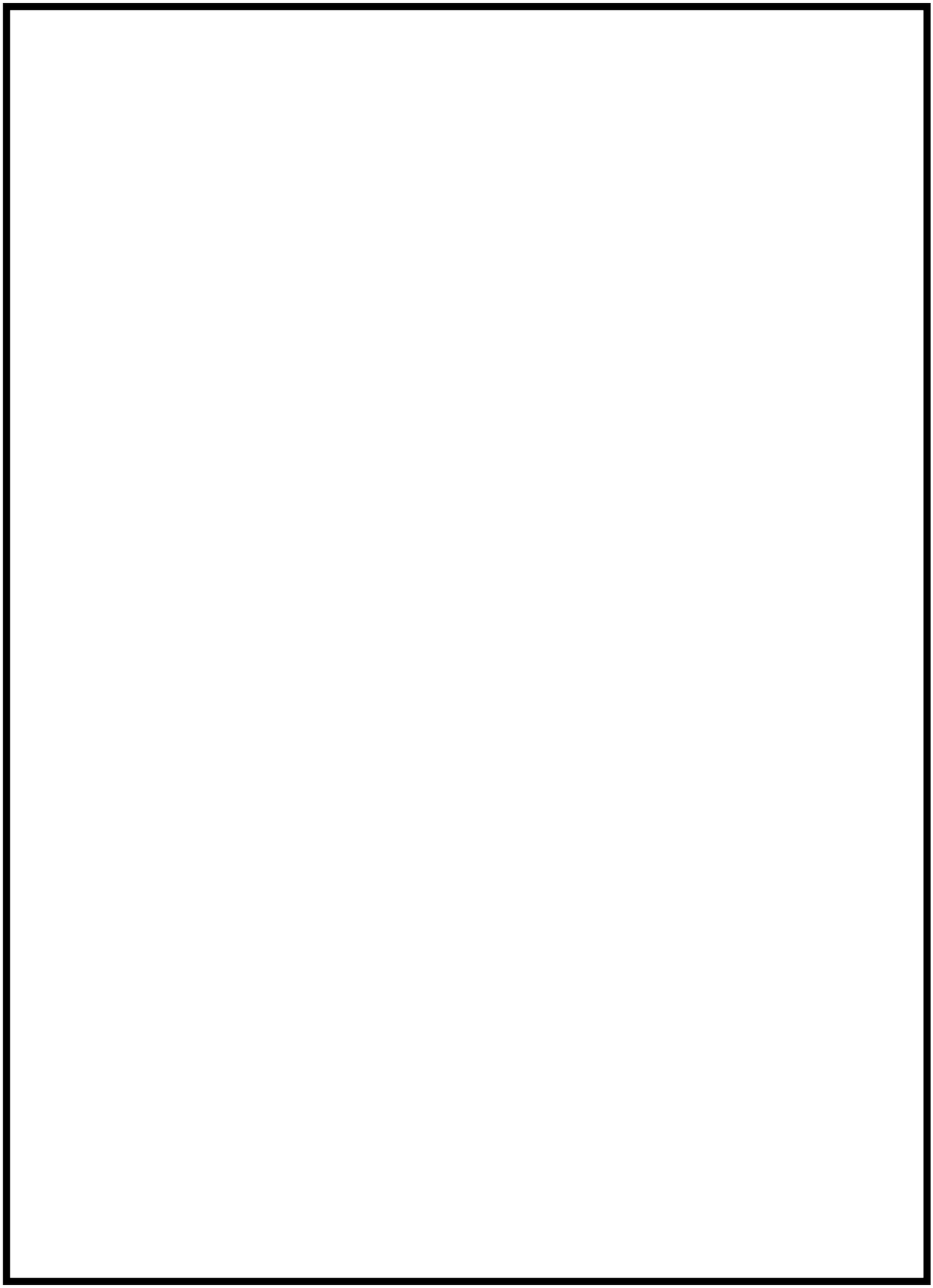


図49-3　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

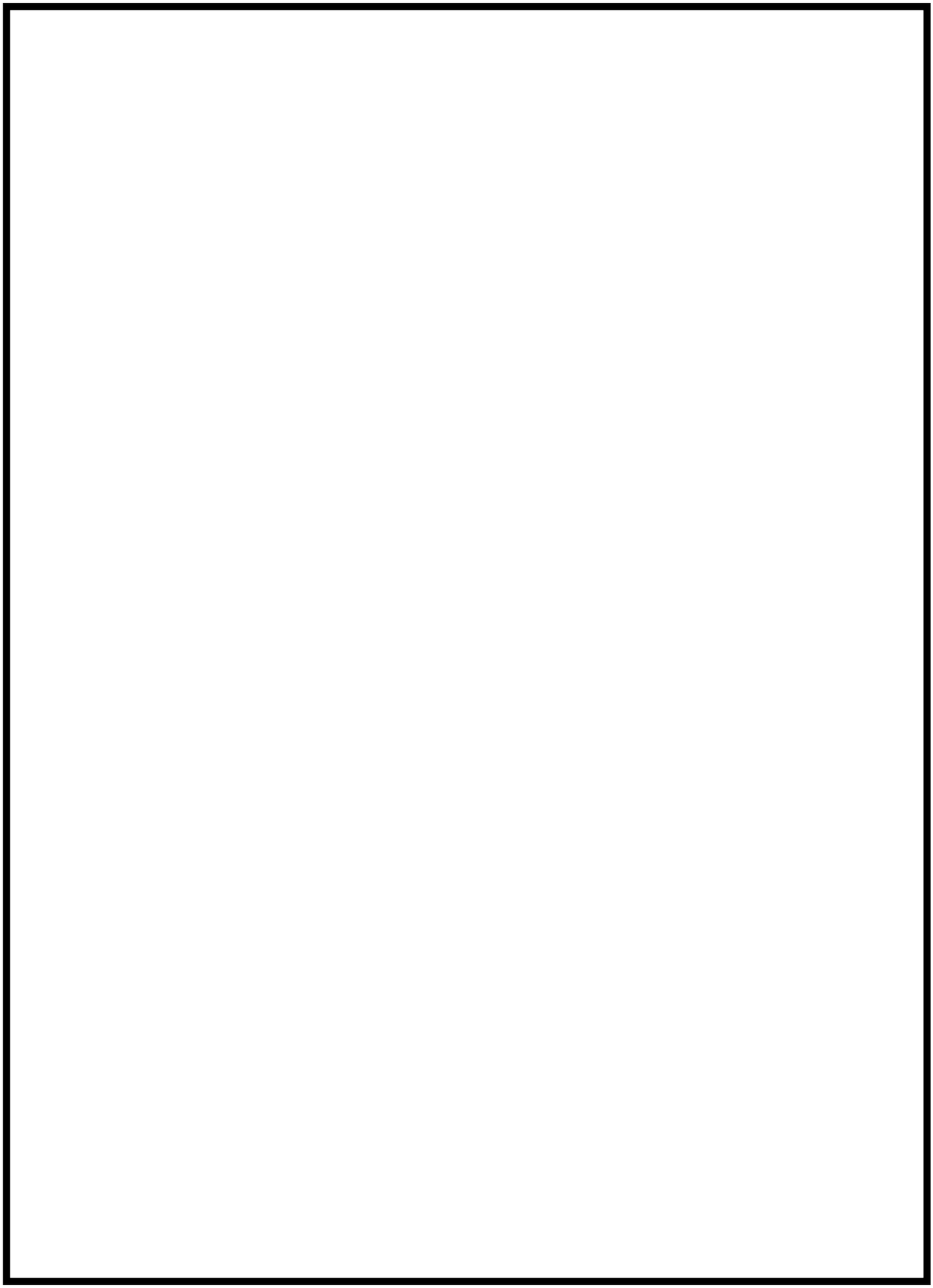


図49-4　　6号炉原子炉建屋　地上1階

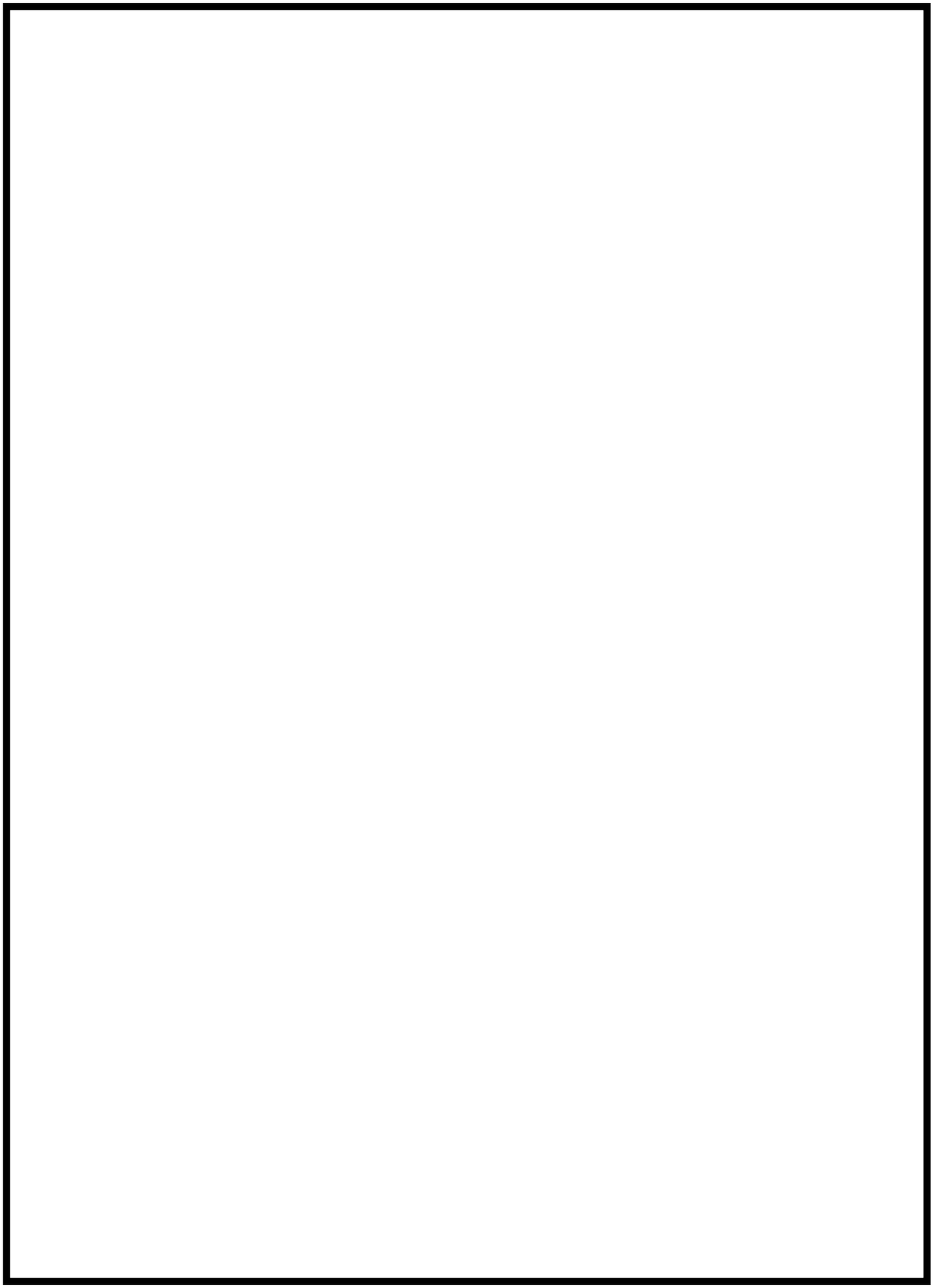


図49-5　　6号炉原子炉建屋　地上2階

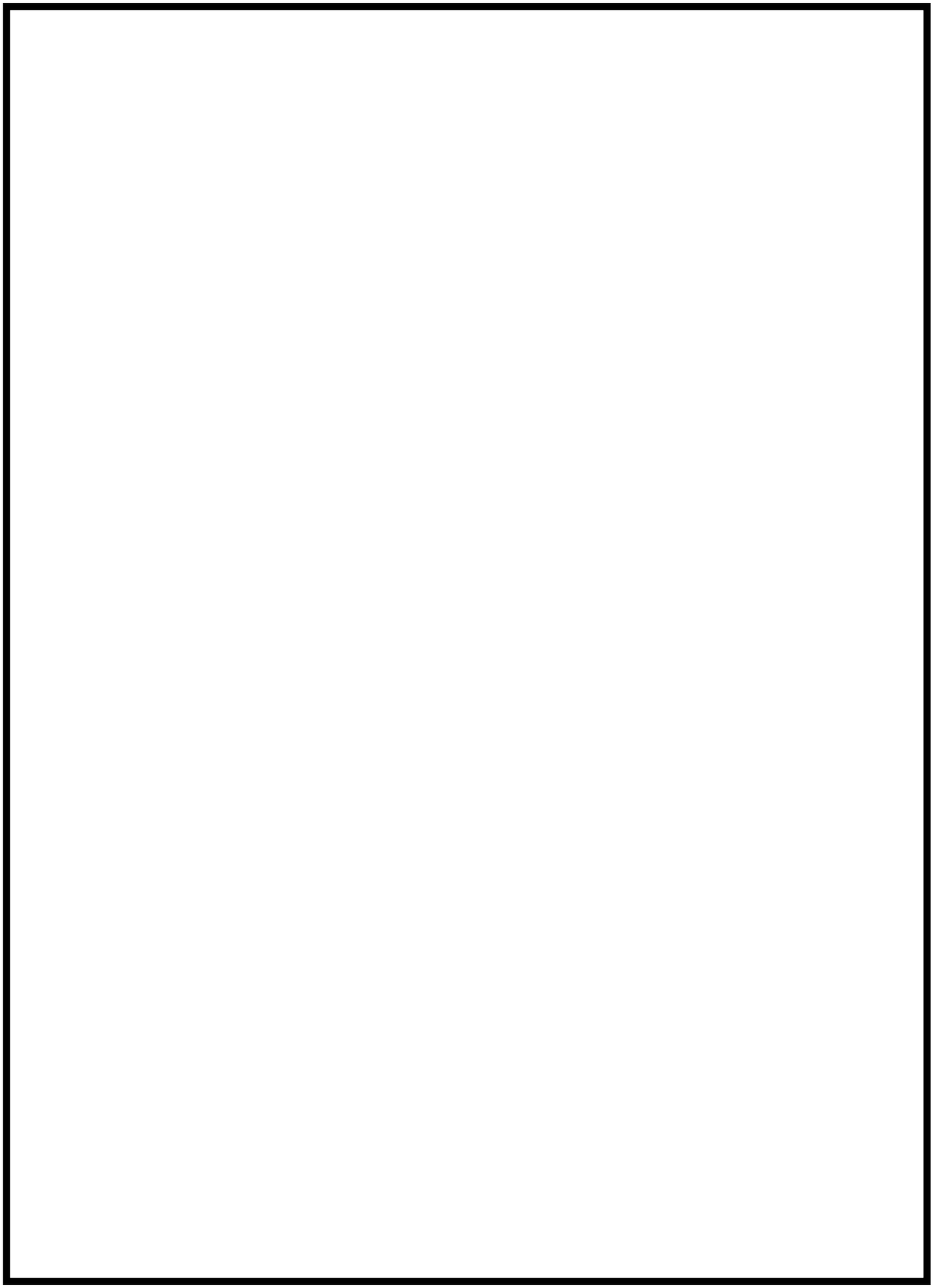


図49-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階

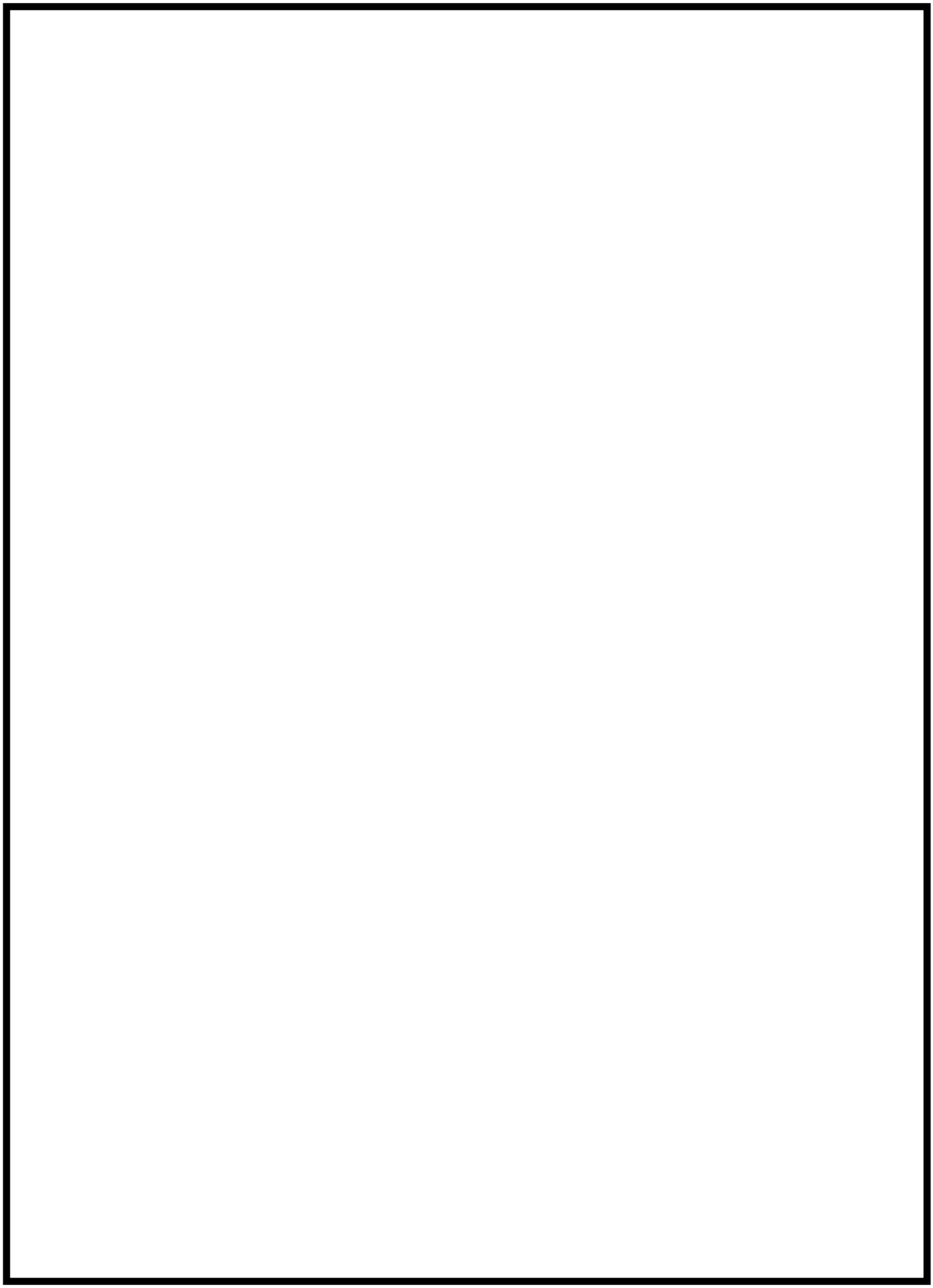


図49-7　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

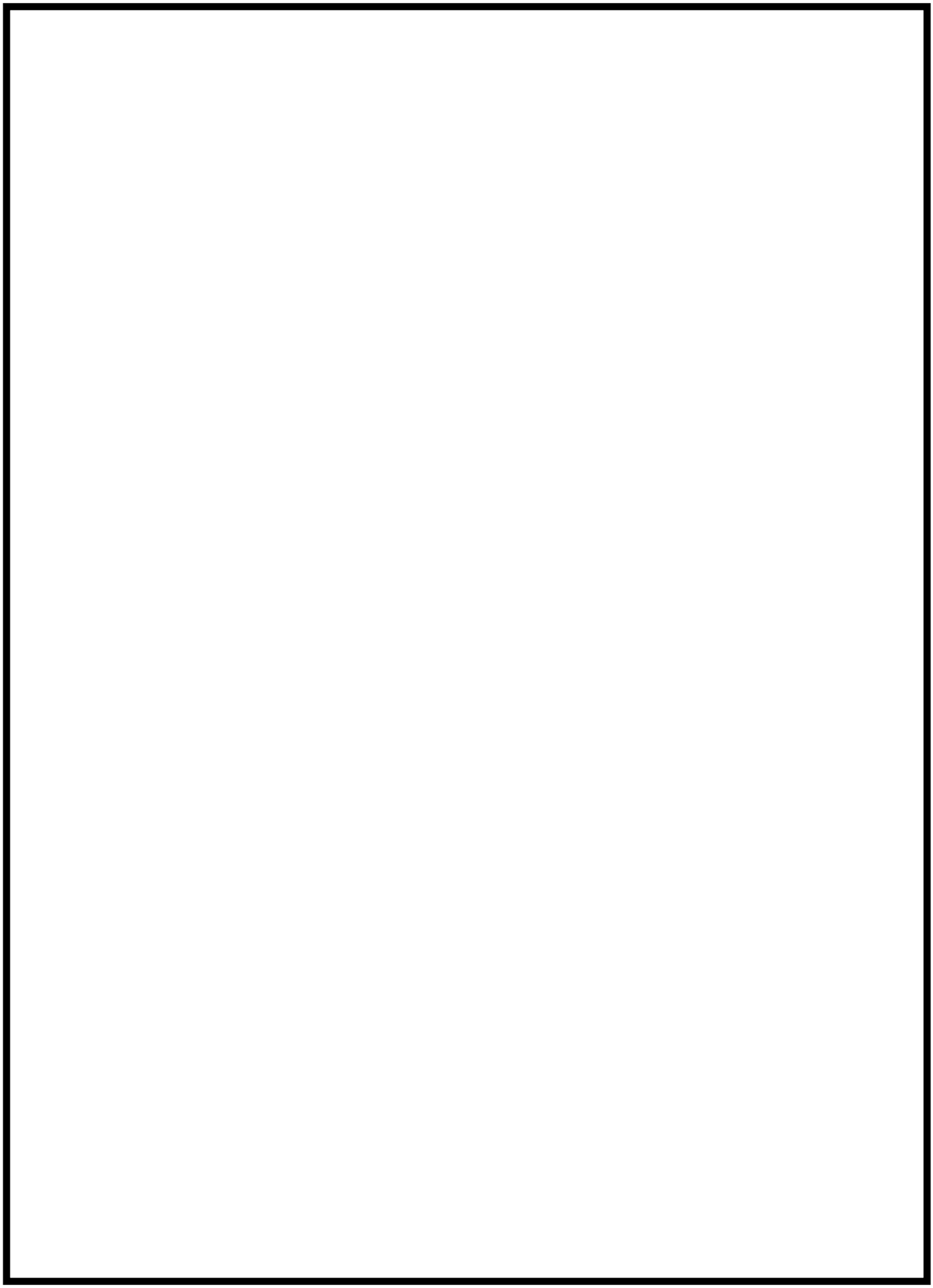


図49-8　　6号炉原子炉建屋　地上4階

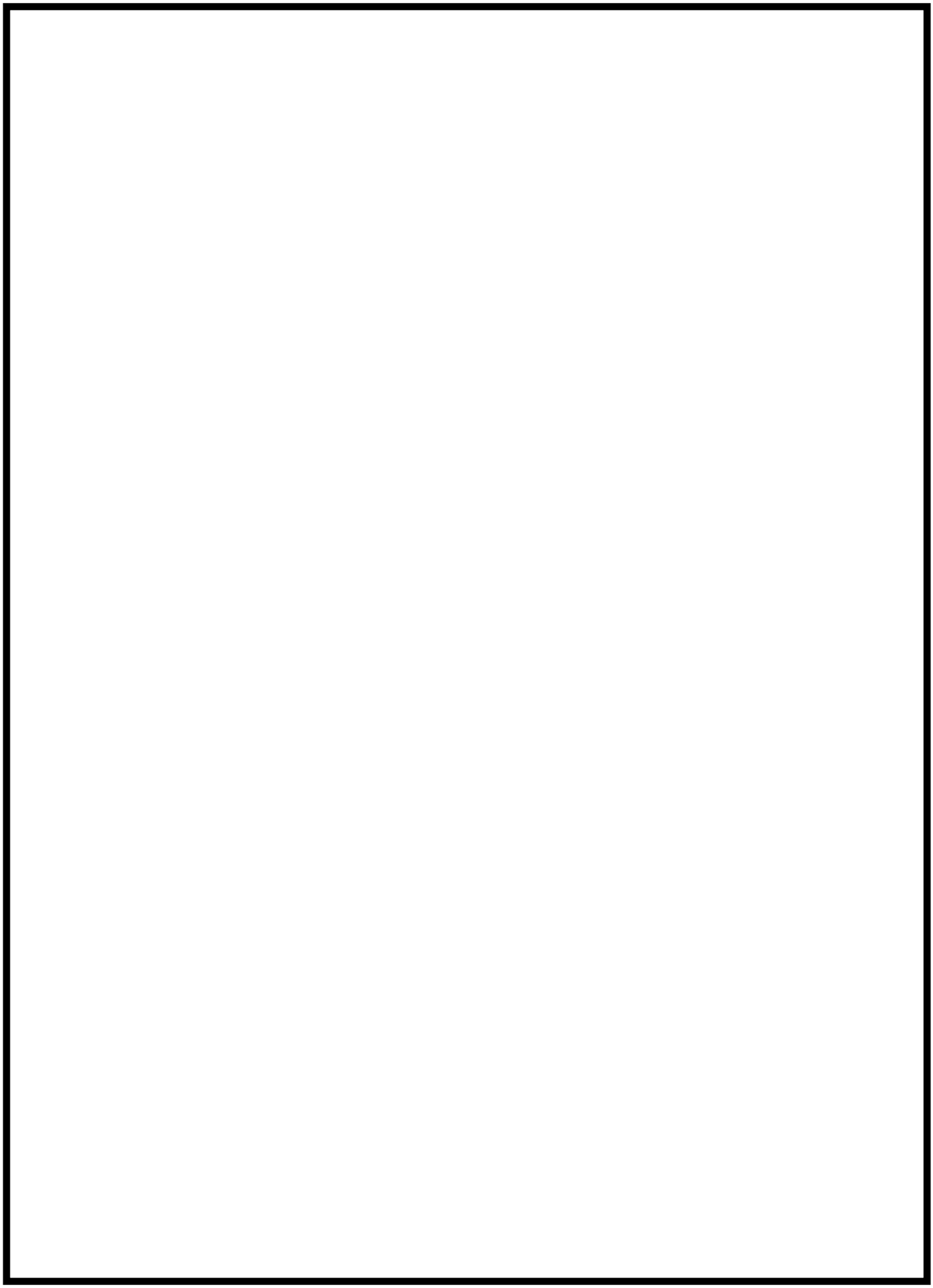


図49-9　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-10　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

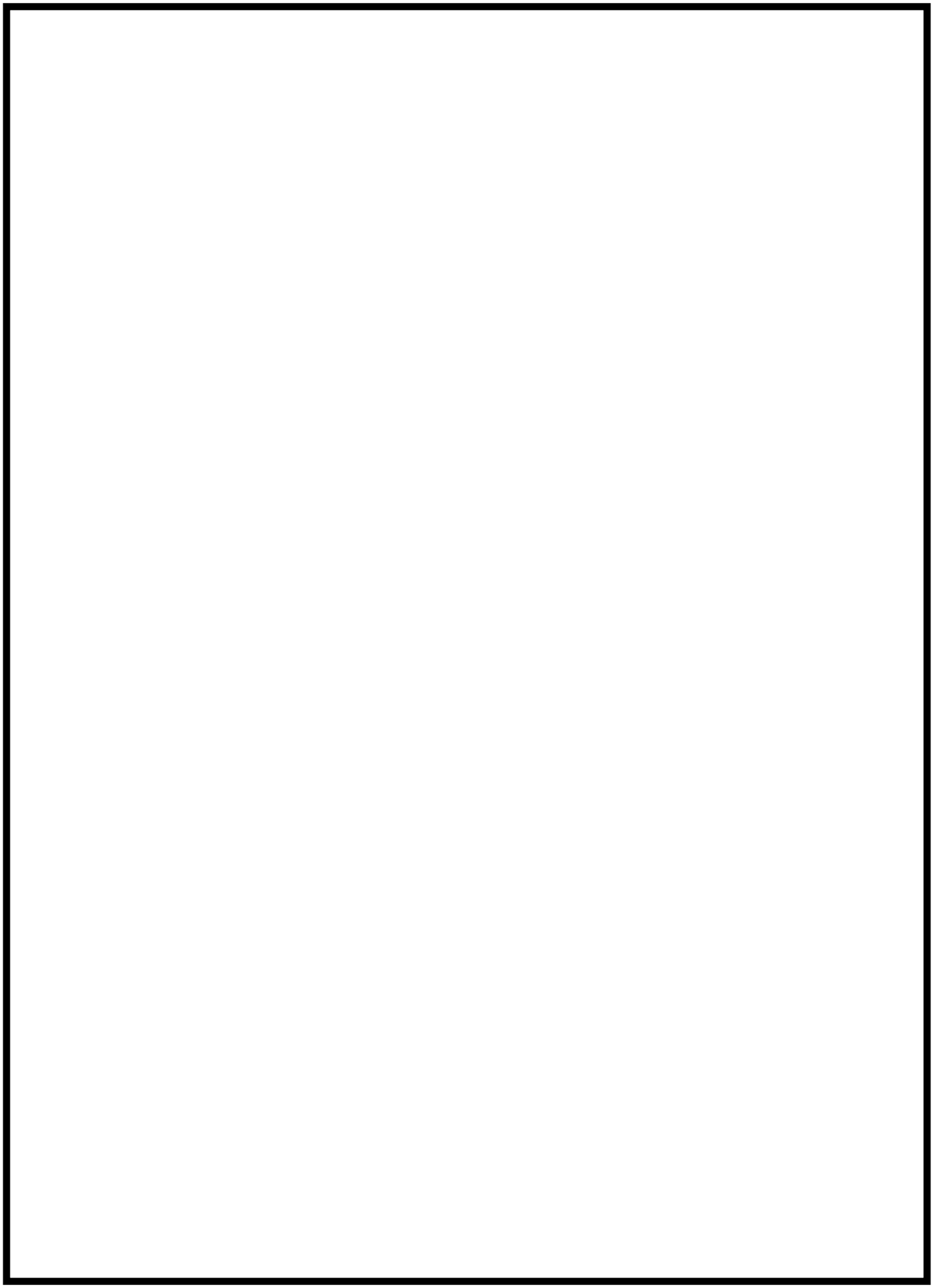


図49-11　7号炉原子炉建屋　地下3階

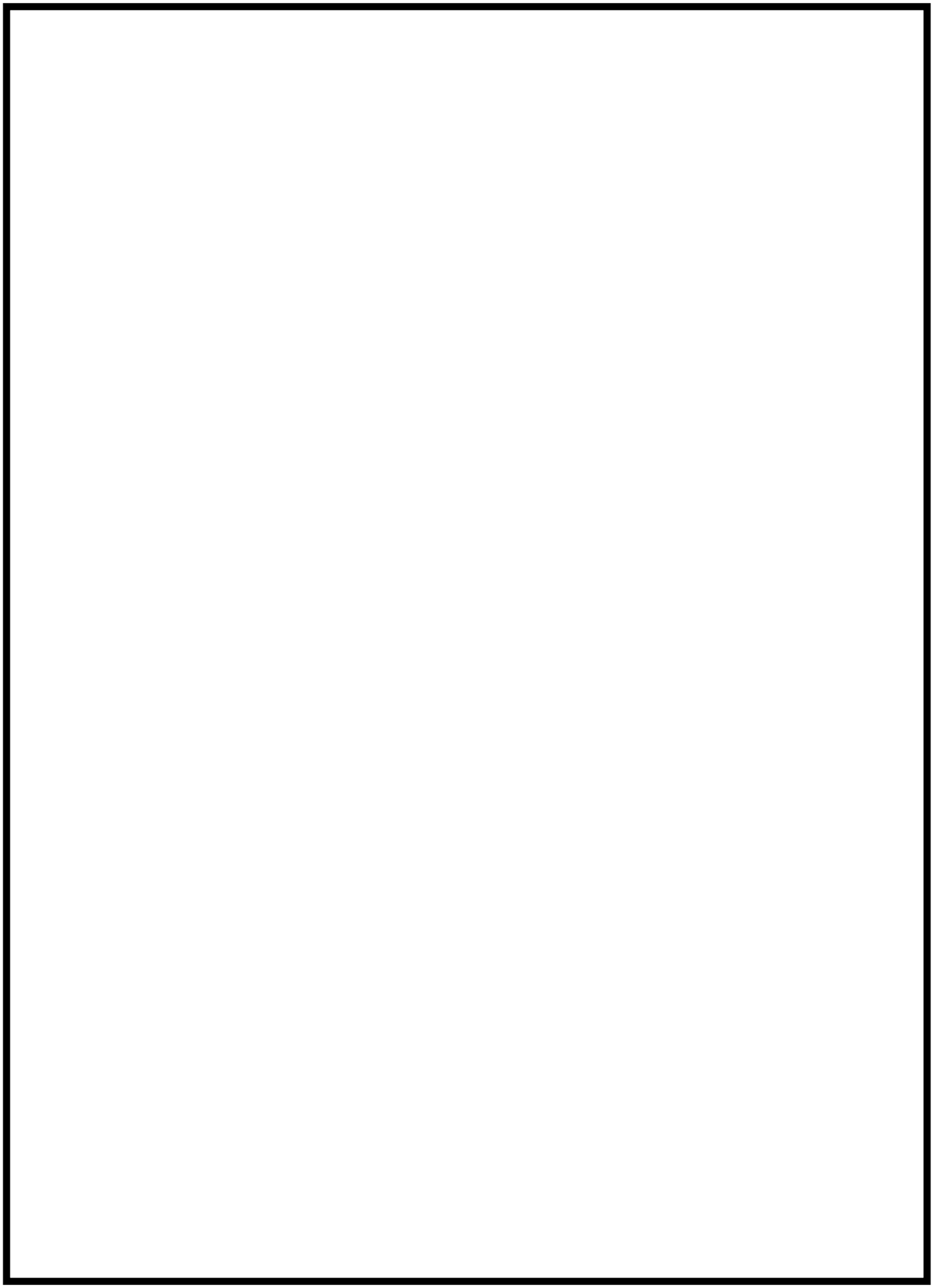


図49-12　7号炉原子炉建屋　地下2階

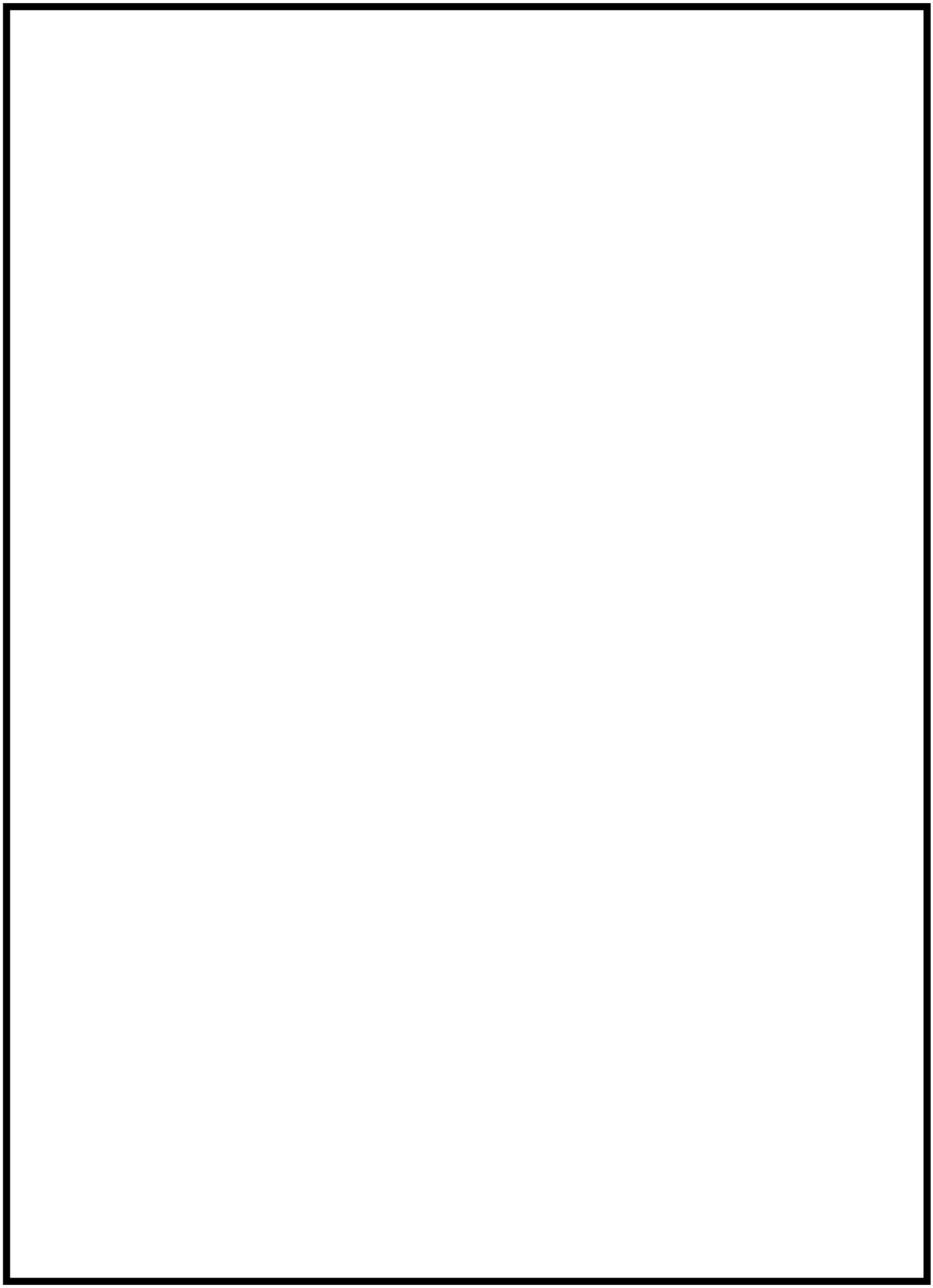


図49-13　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

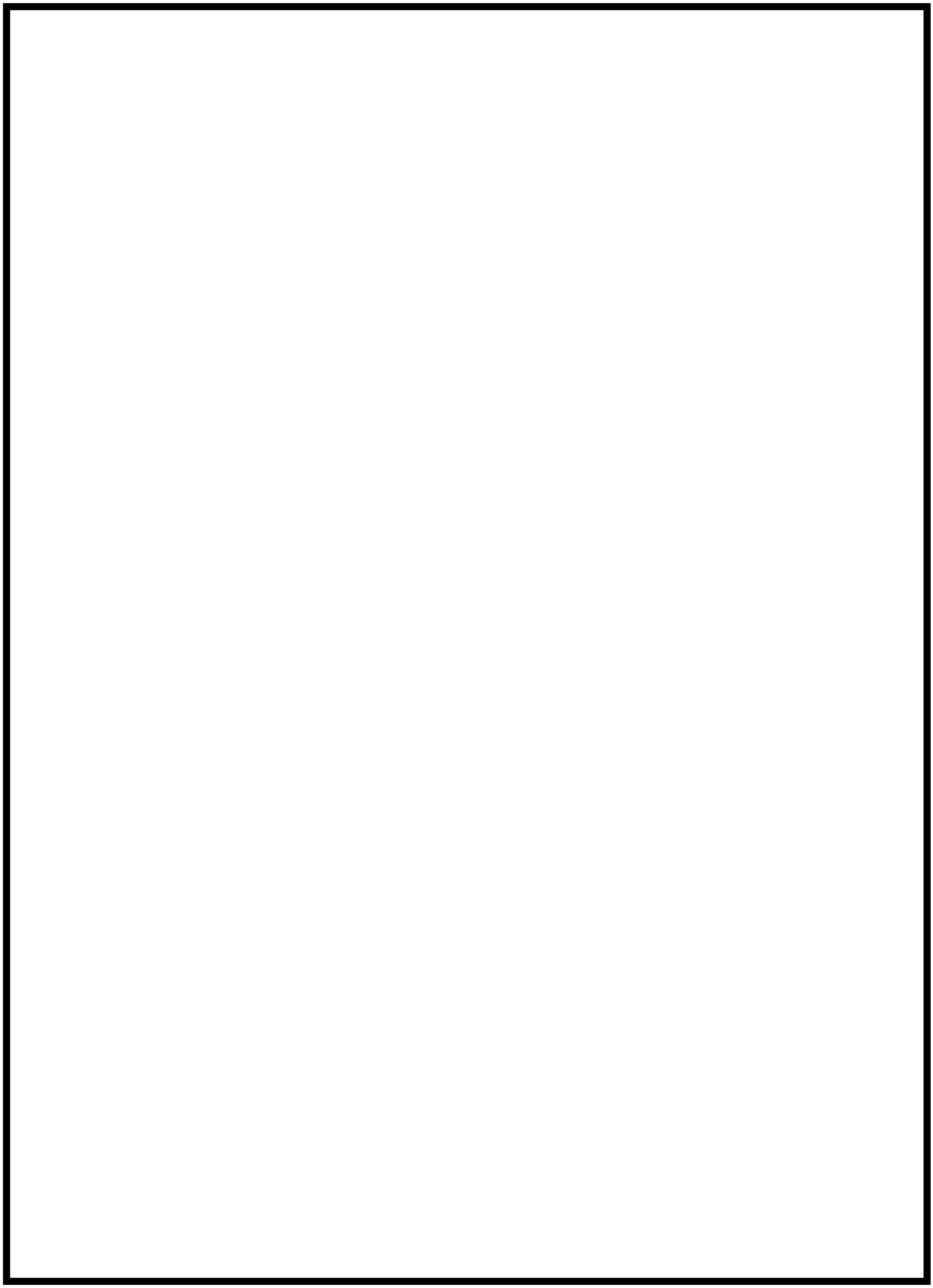


図49-14　7号炉原子炉建屋　地上1階

図49-15　7号炉原子炉建屋　地上2階

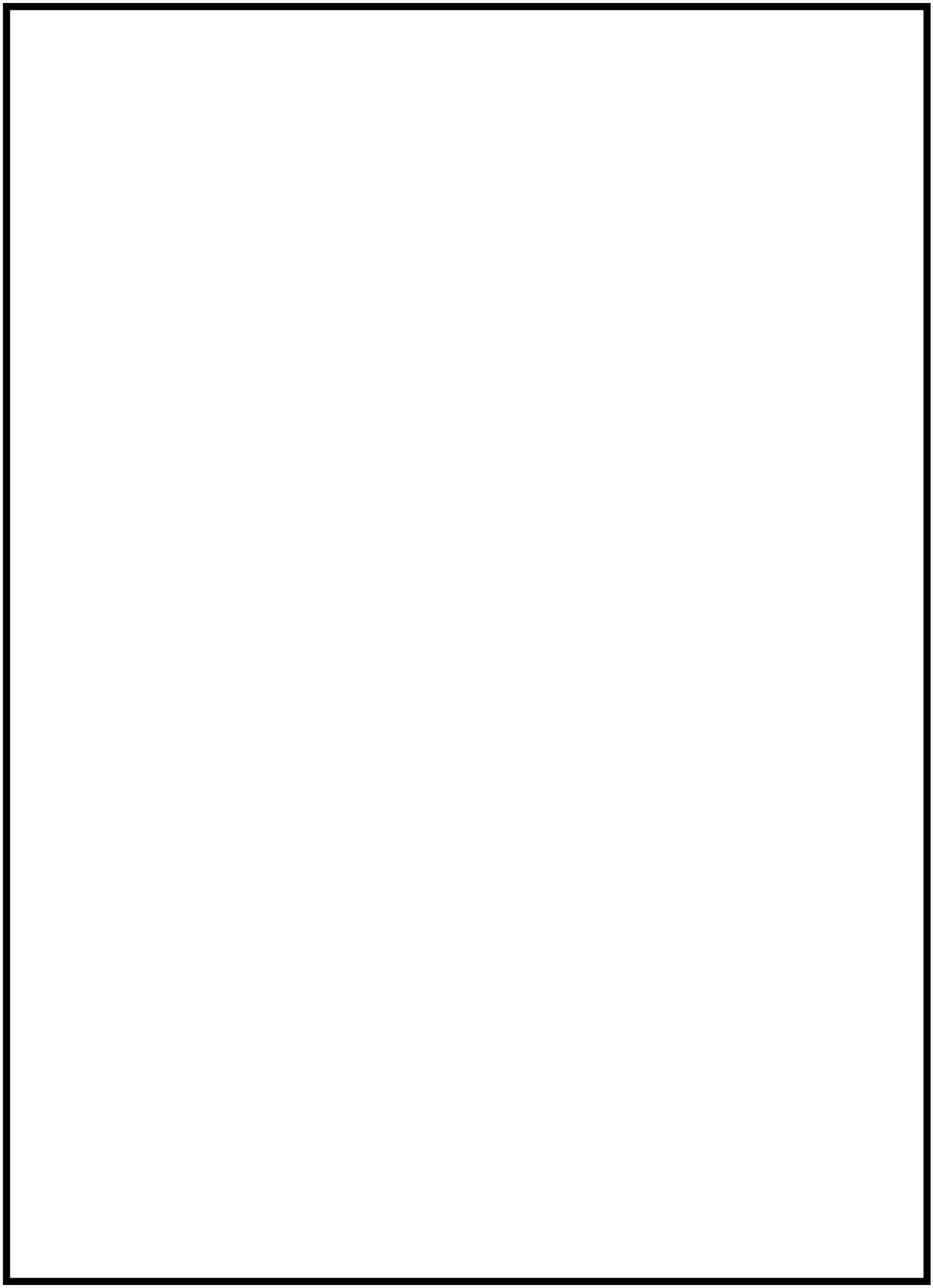


図49-16　7号炉原子炉建屋　地上3階

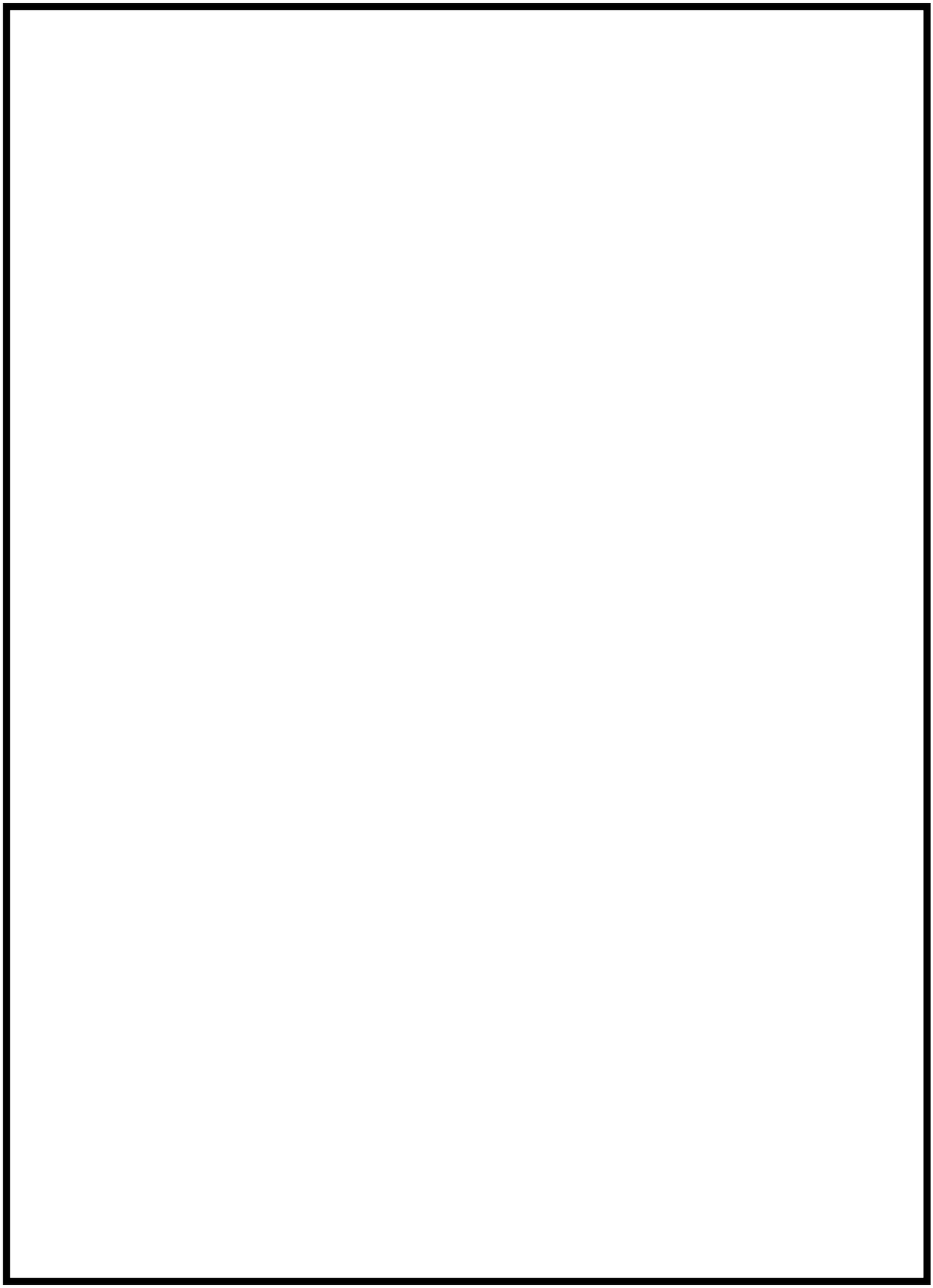


図49-17　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

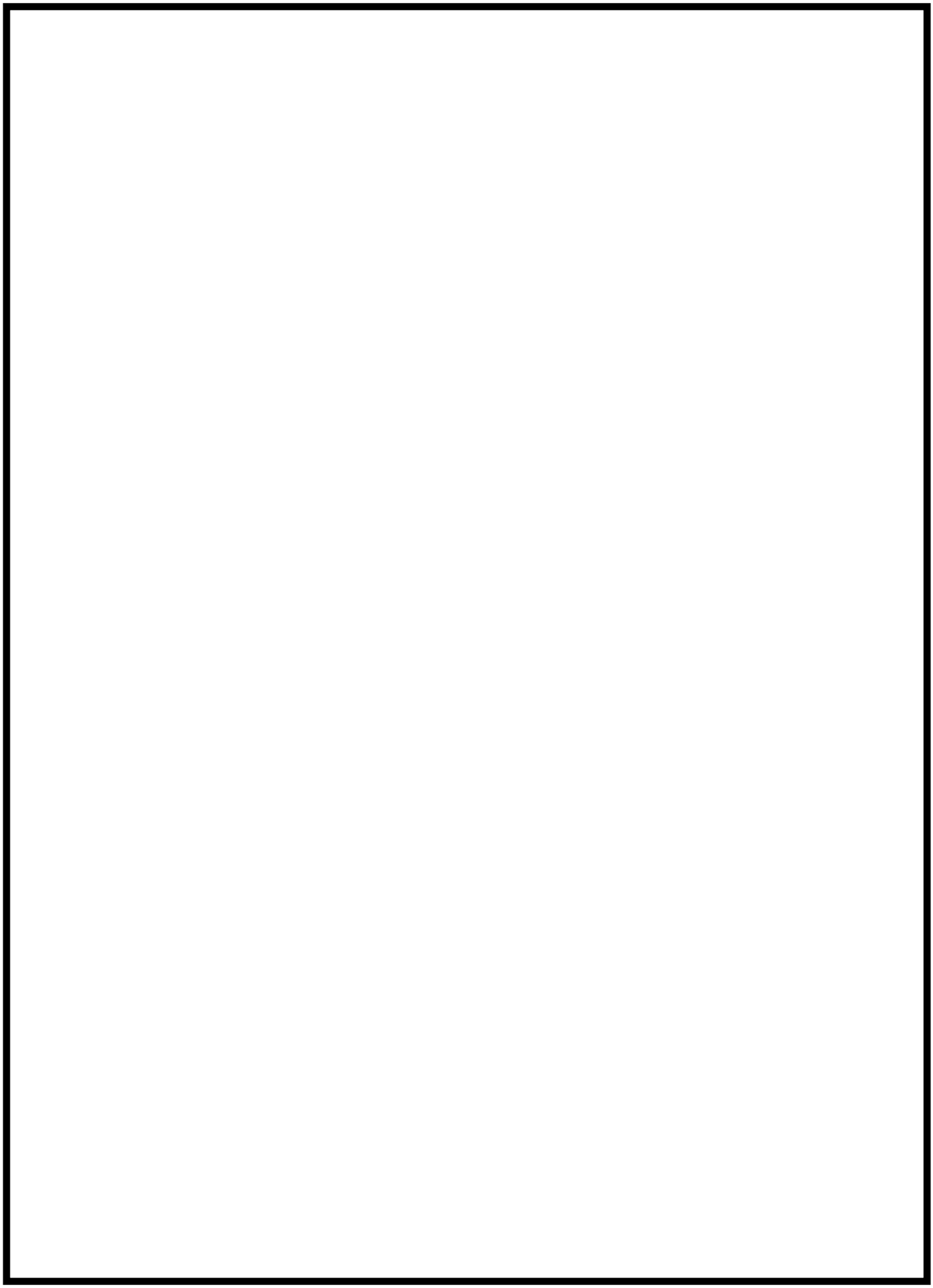


図49-18　7号炉原子炉建屋　地上4階

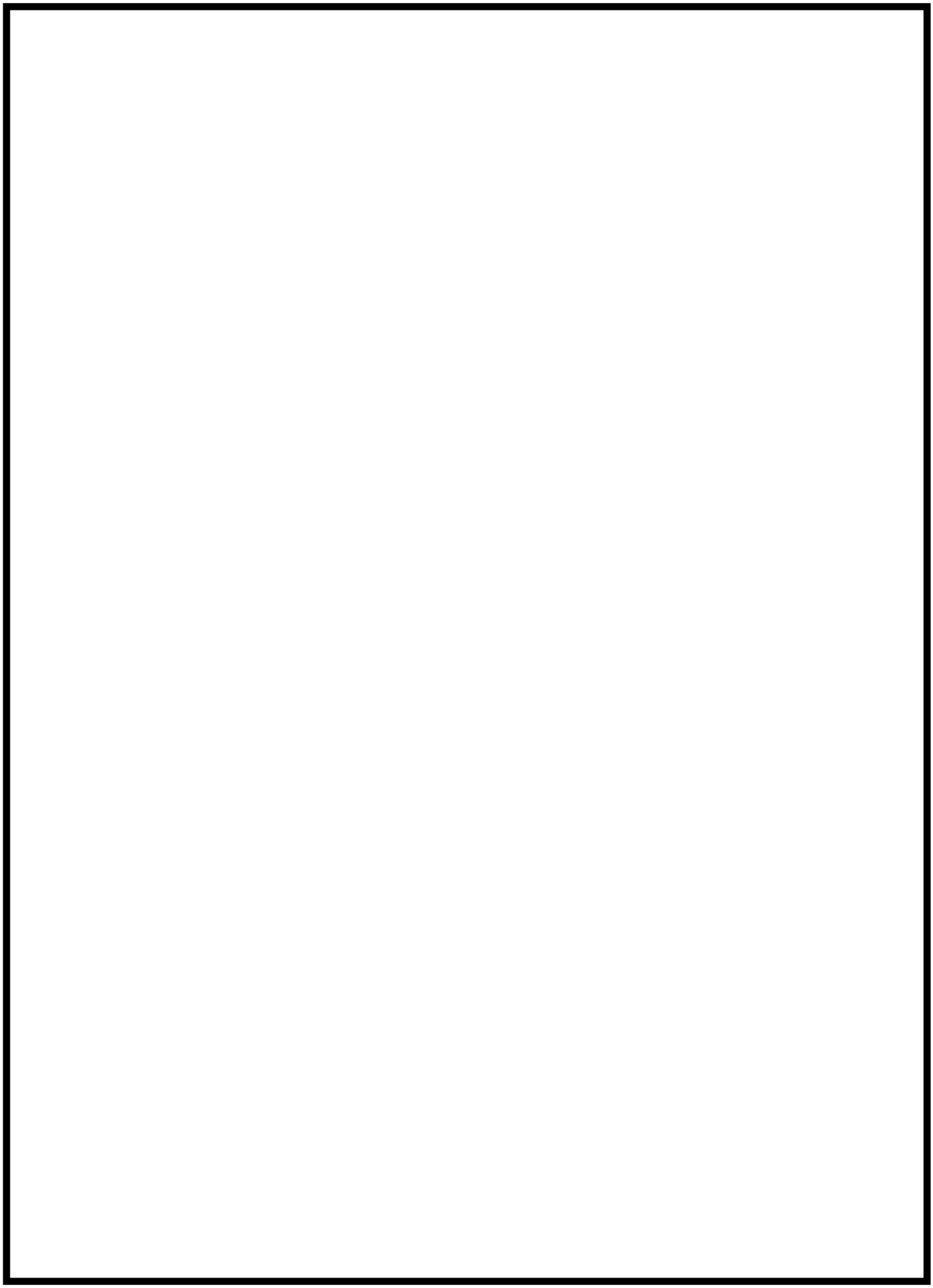


図49-19　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-20　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

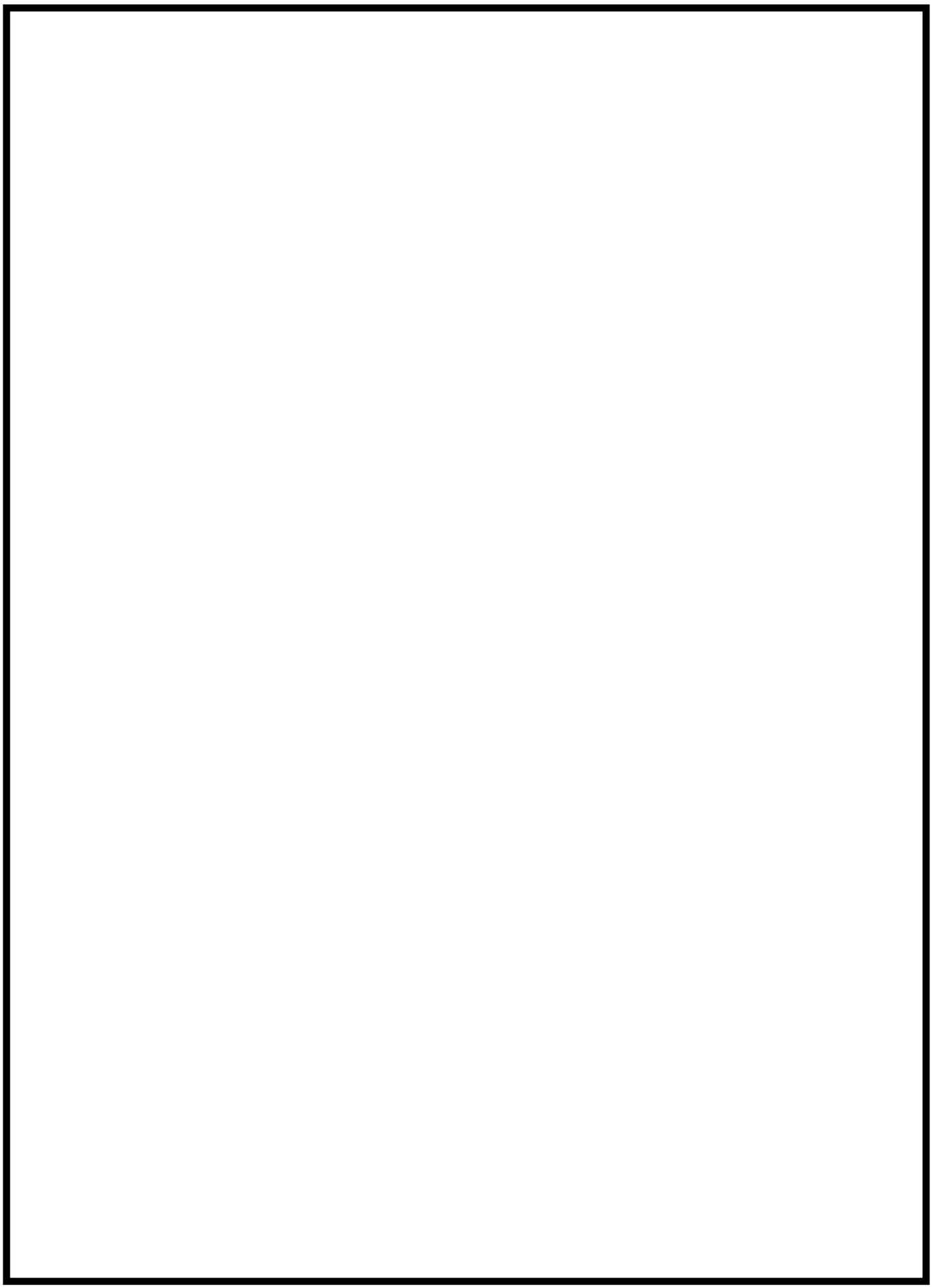


図49-21　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

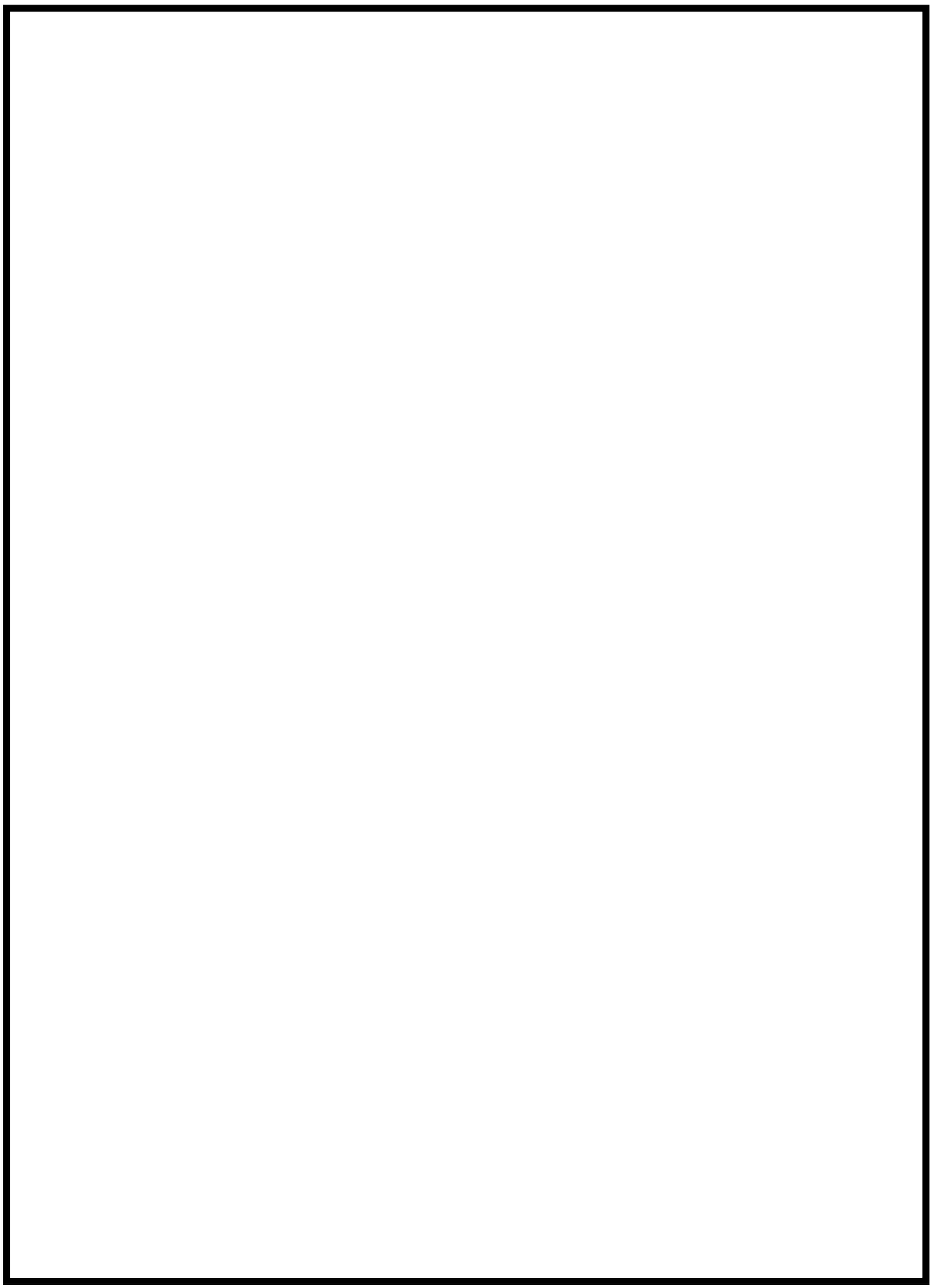


図49-22　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

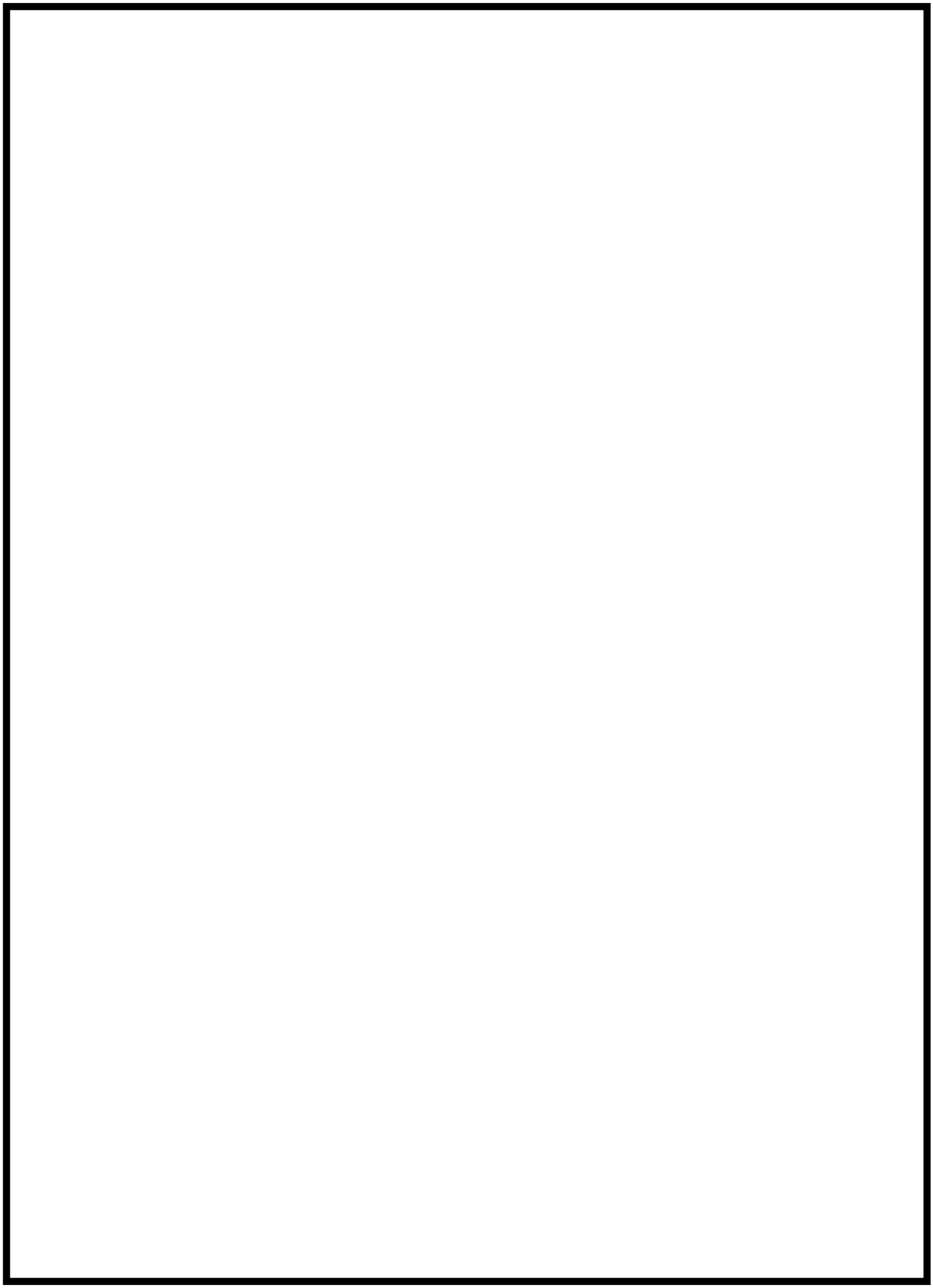


図49-23　6号炉原子炉建屋　地下3階

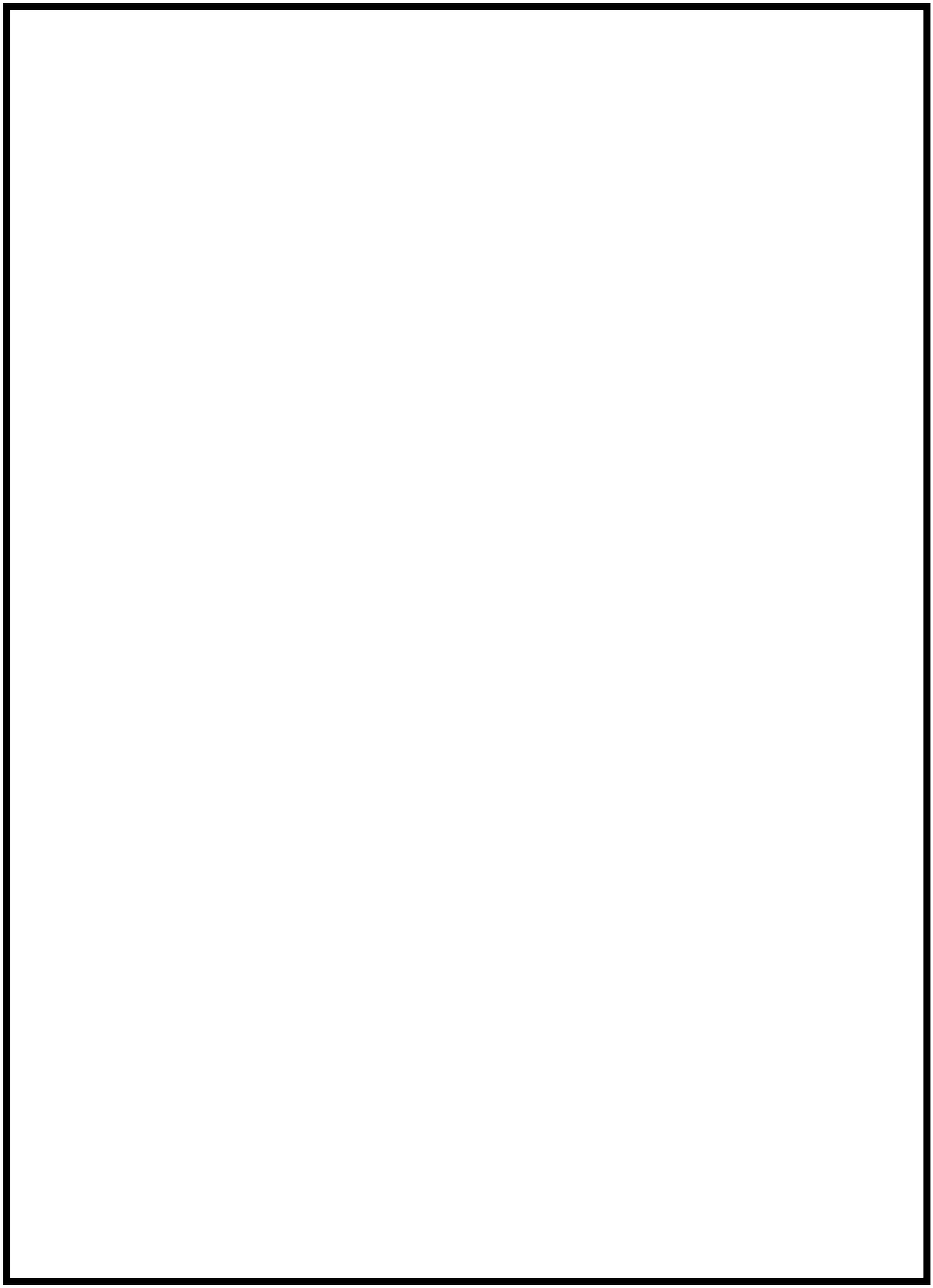


図49-24　6号炉原子炉建屋　地下2階

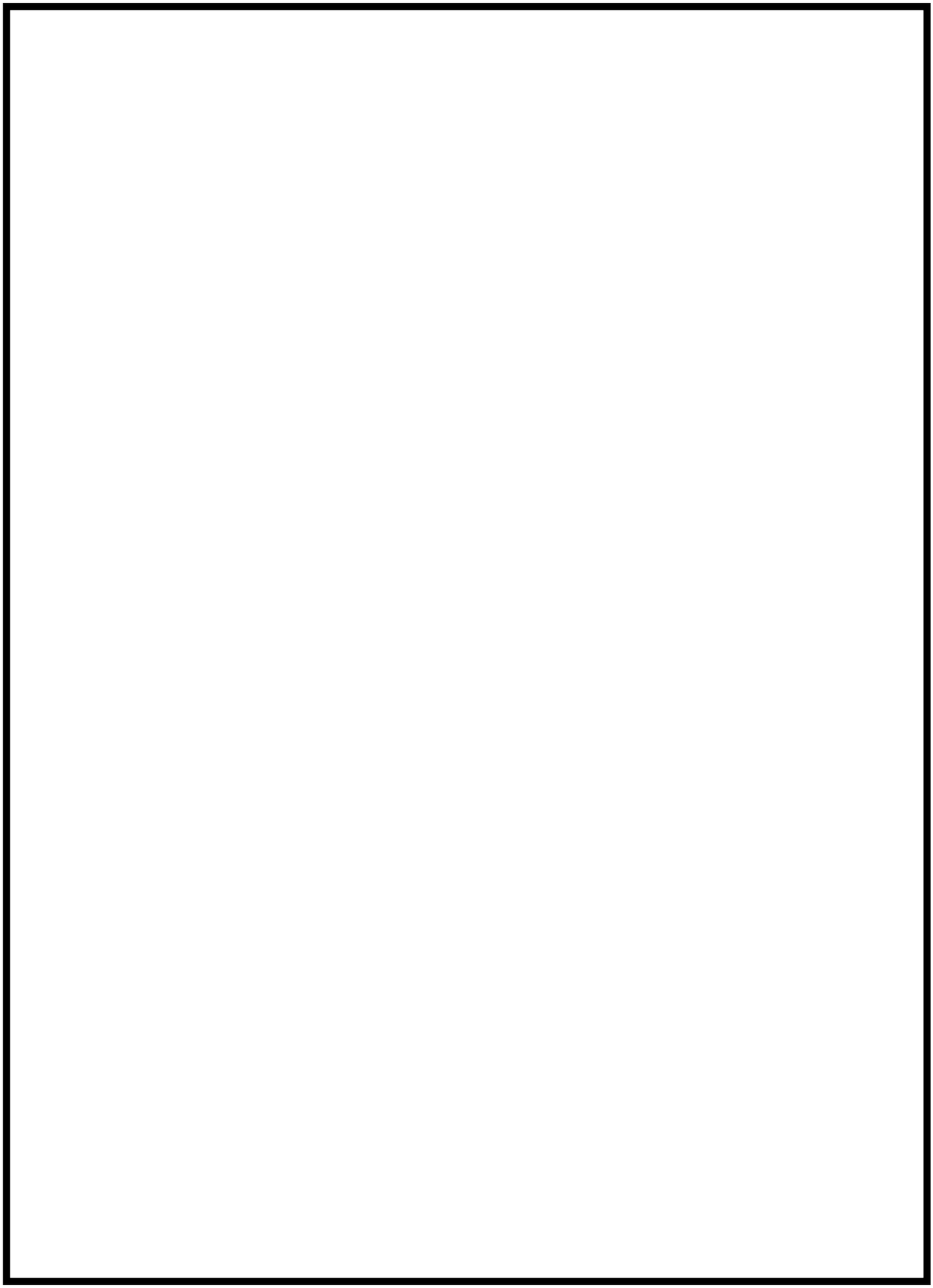


図49-25　6号炉原子炉建屋　地下1階及び中1階

図49-26　6号炉原子炉建屋　地上1階

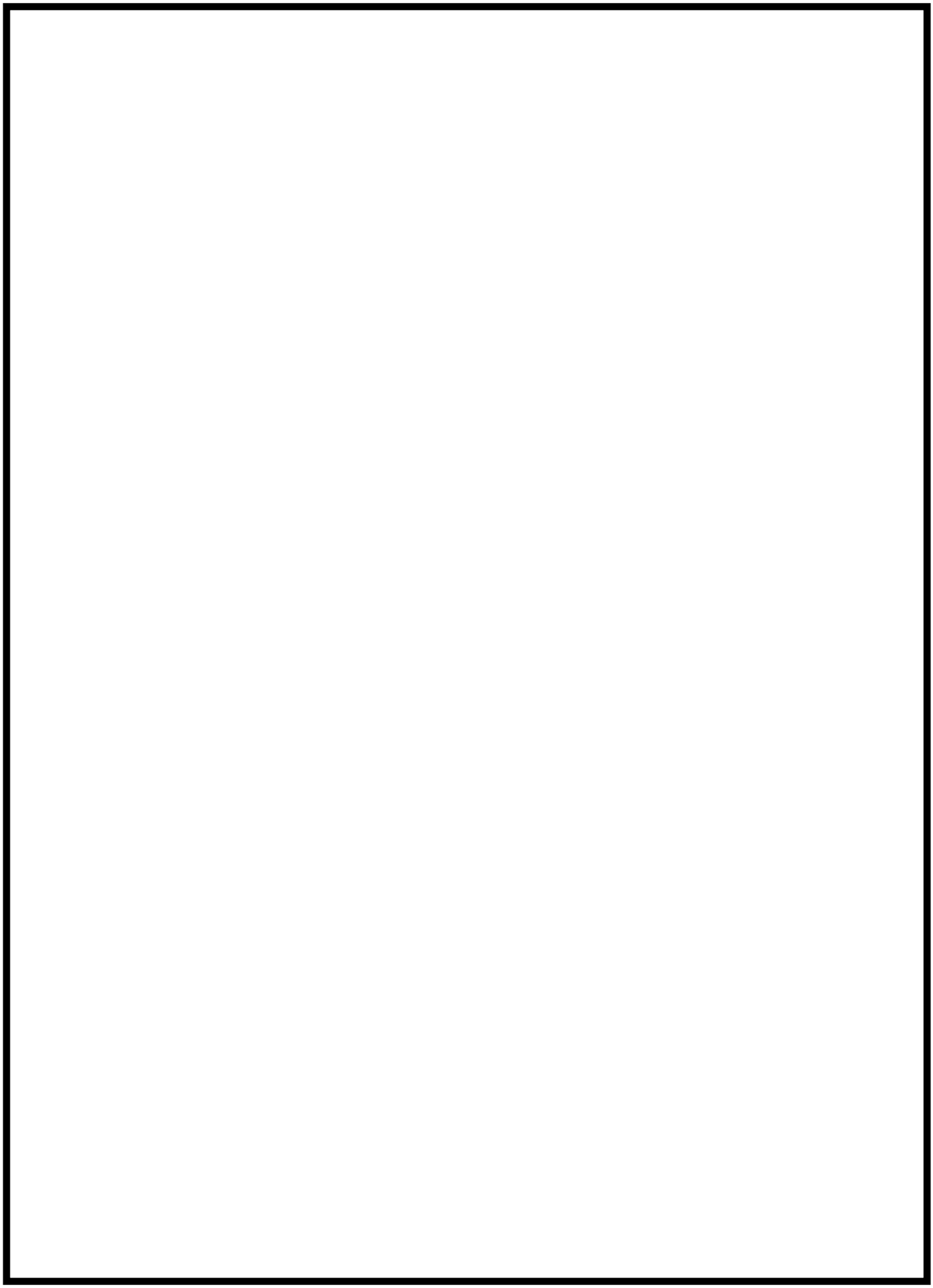


図49-27　6号炉原子炉建屋　地上2階

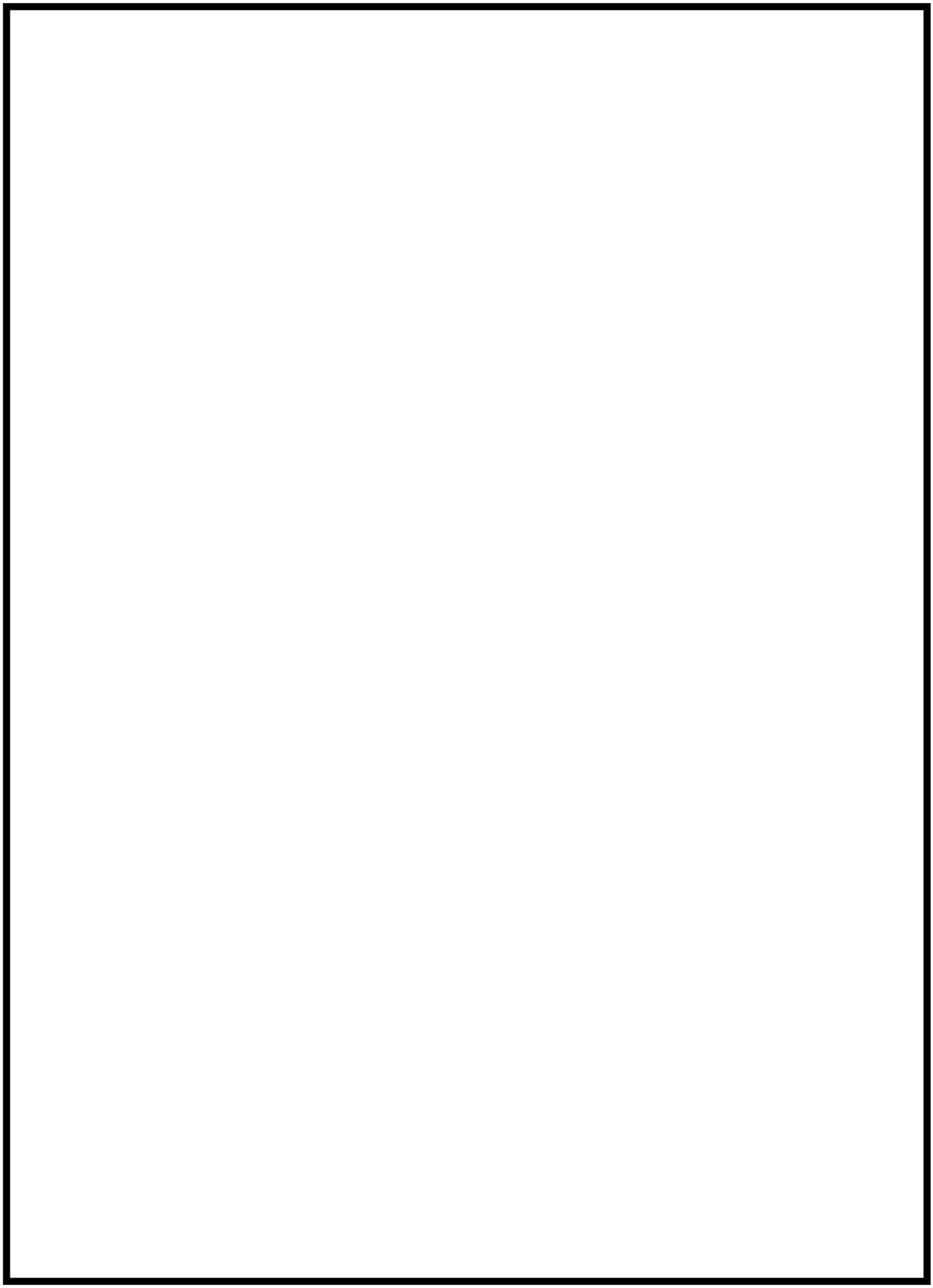


図49-28　6号炉原子炉建屋　地上3階

図49-29　6号炉原子炉建屋　地上中3階

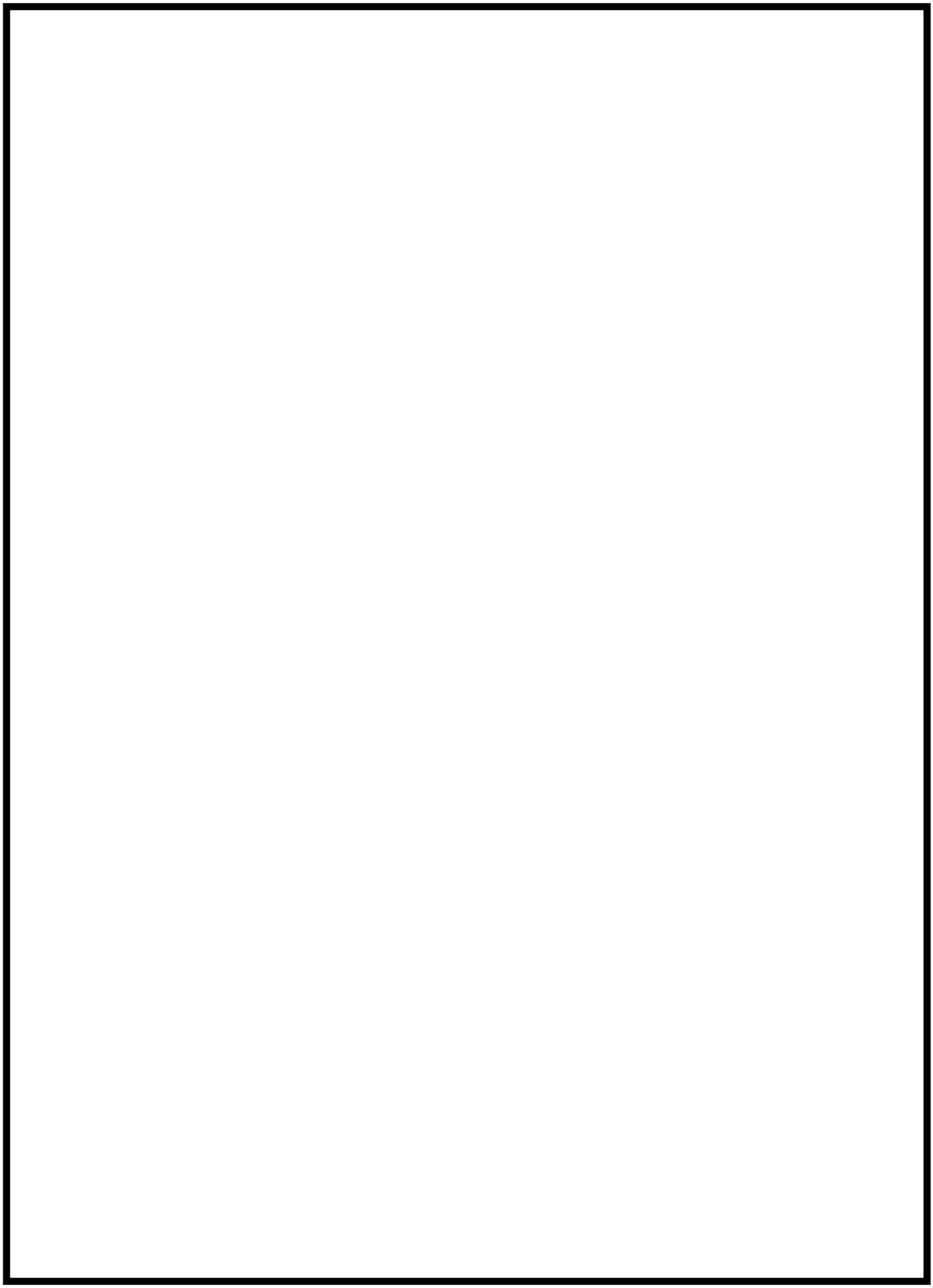


図49-30　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

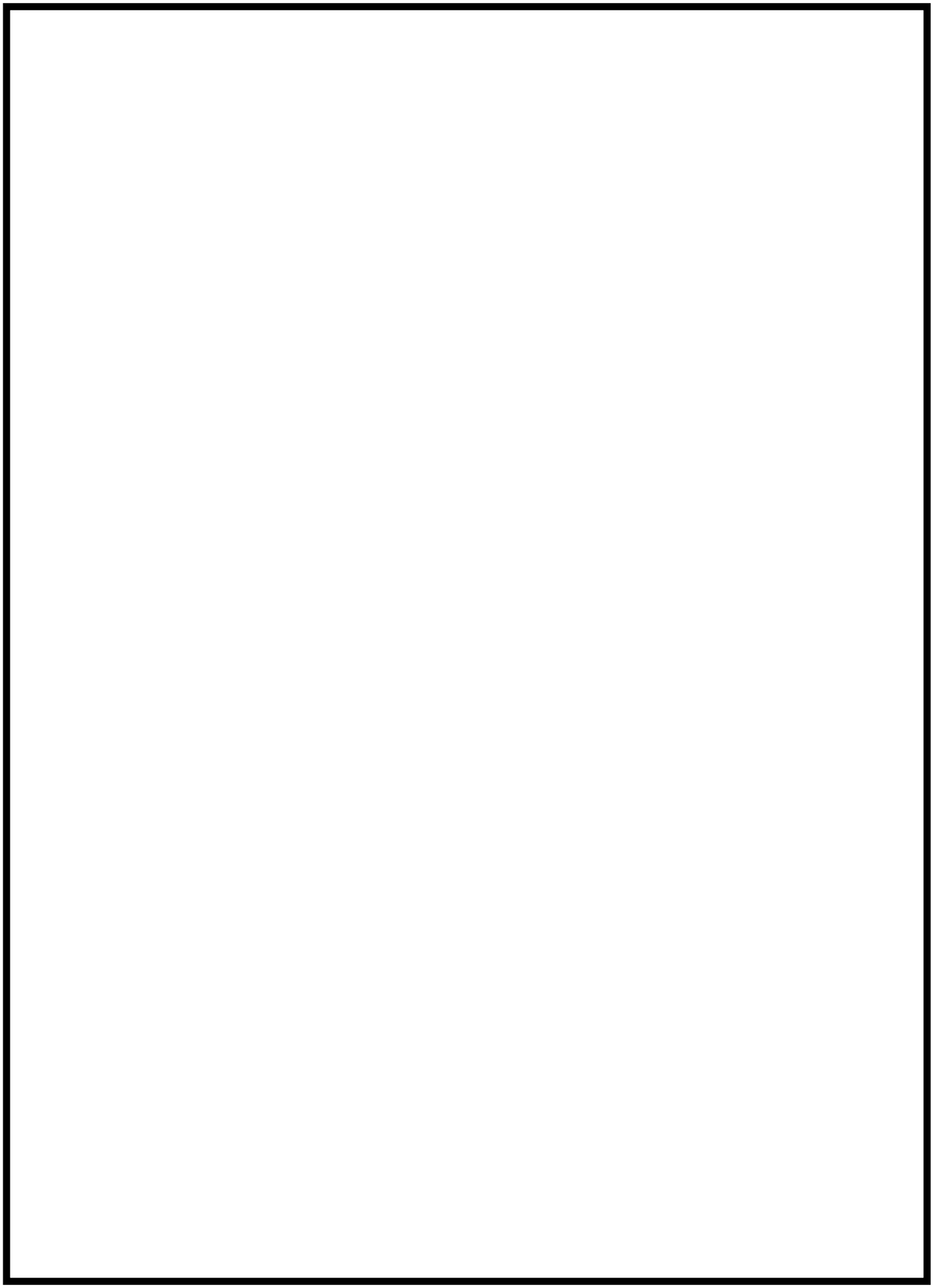


図49-31　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

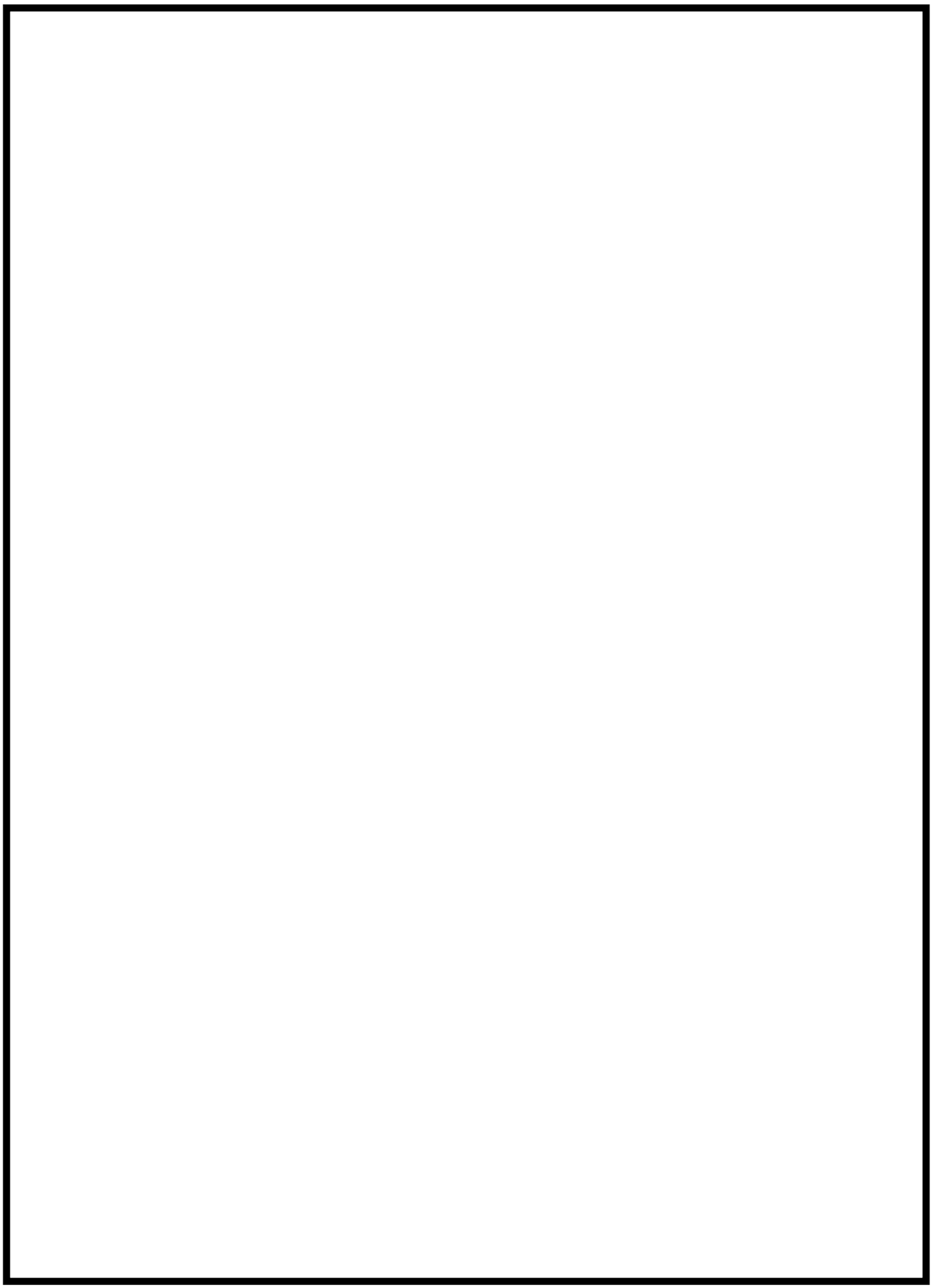


図49-32　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

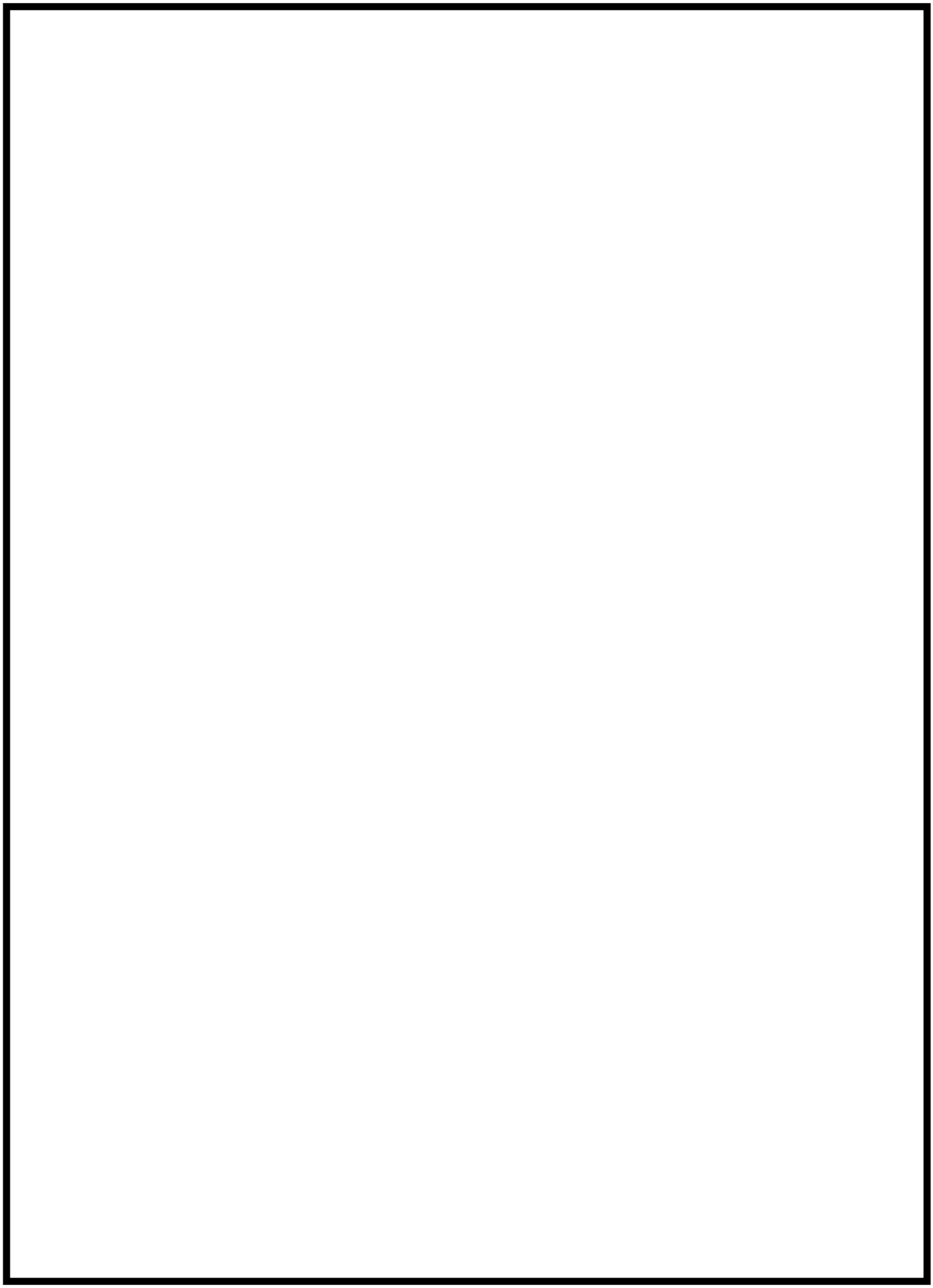


図49-33　7号炉原子炉建屋　地下3階

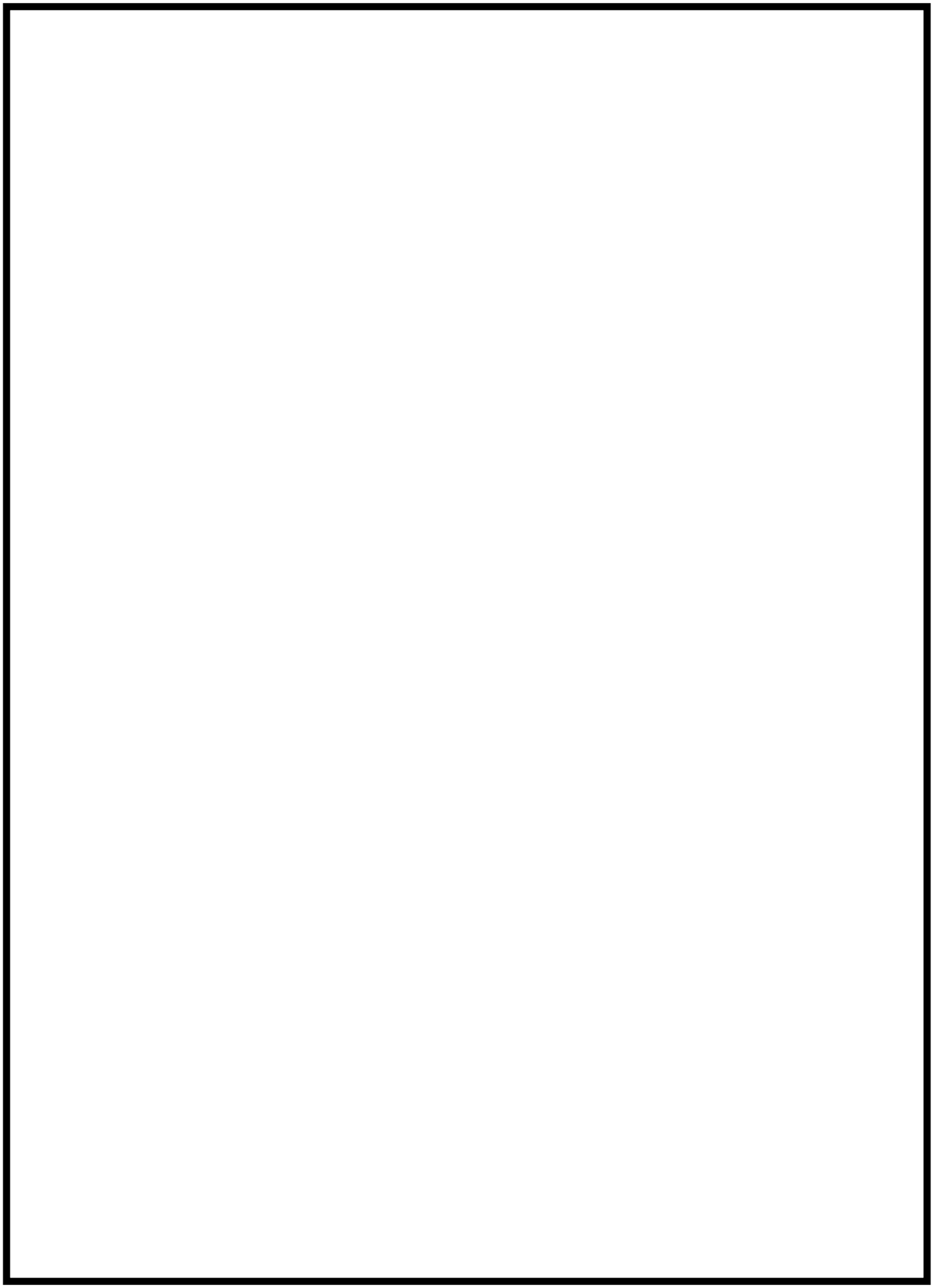


図49-34　7号炉原子炉建屋　地下2階

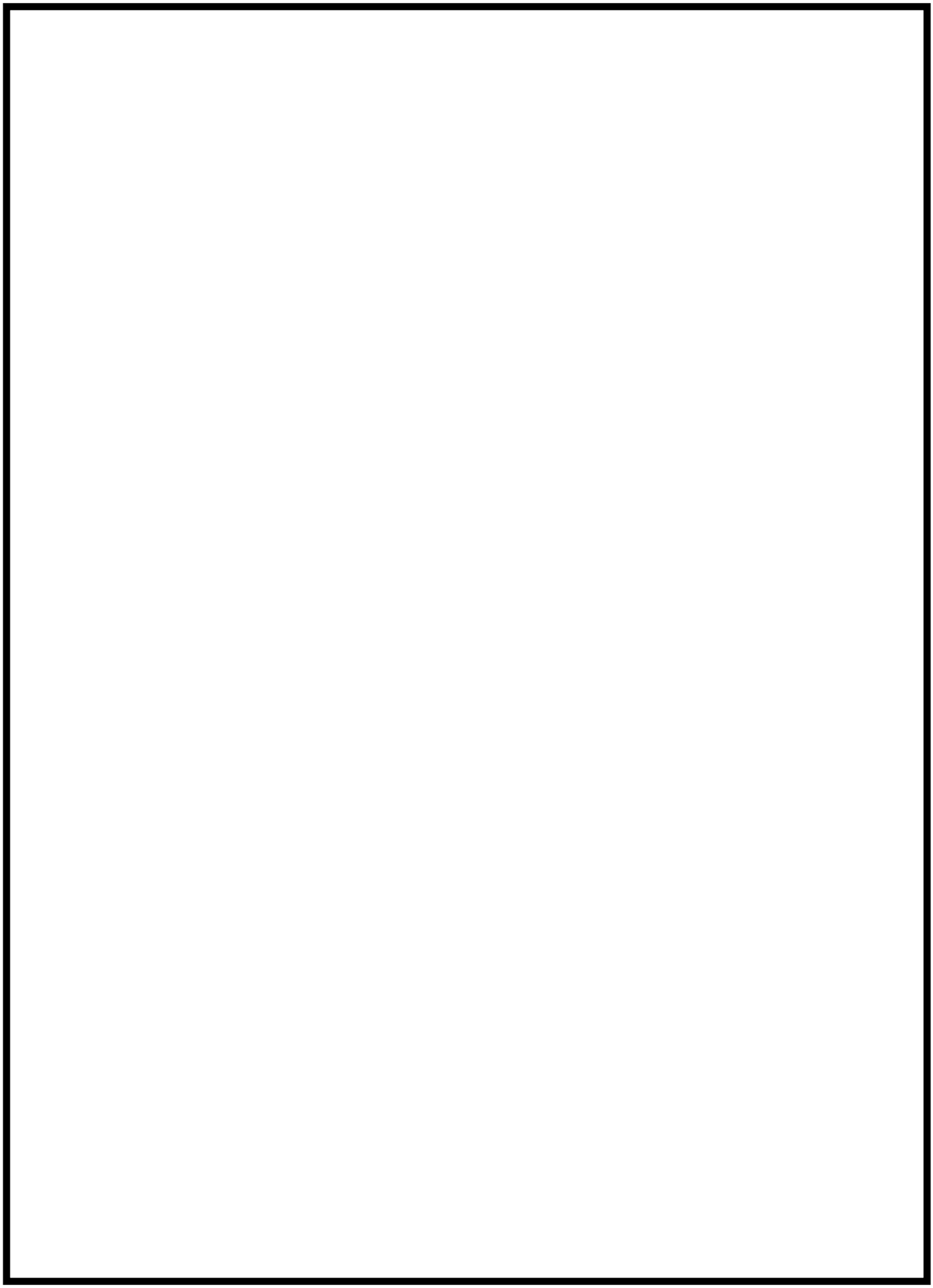


図49-35　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

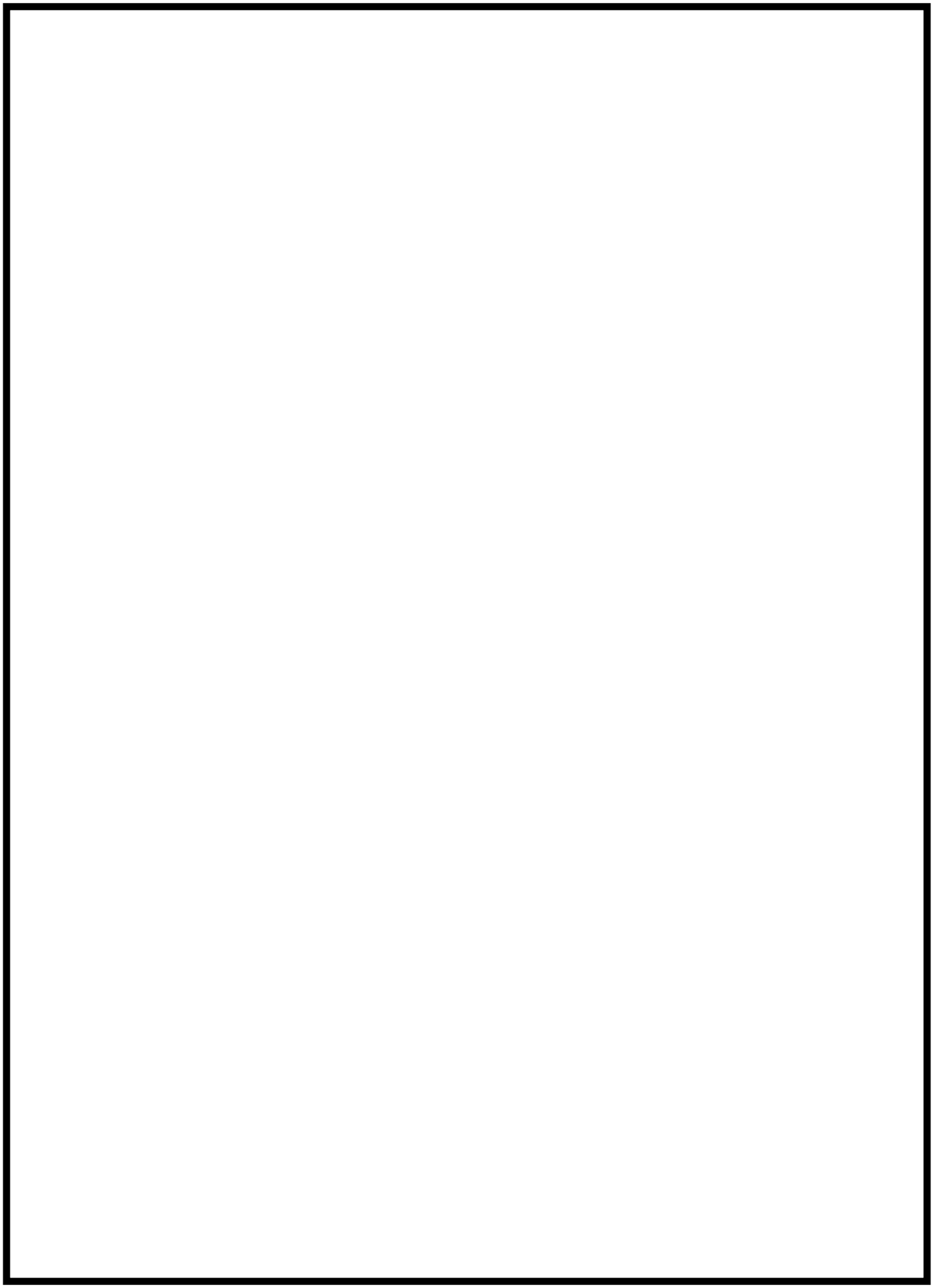


図49-36　7号炉原子炉建屋　地上1階

図49-37　7号炉原子炉建屋　地上2階

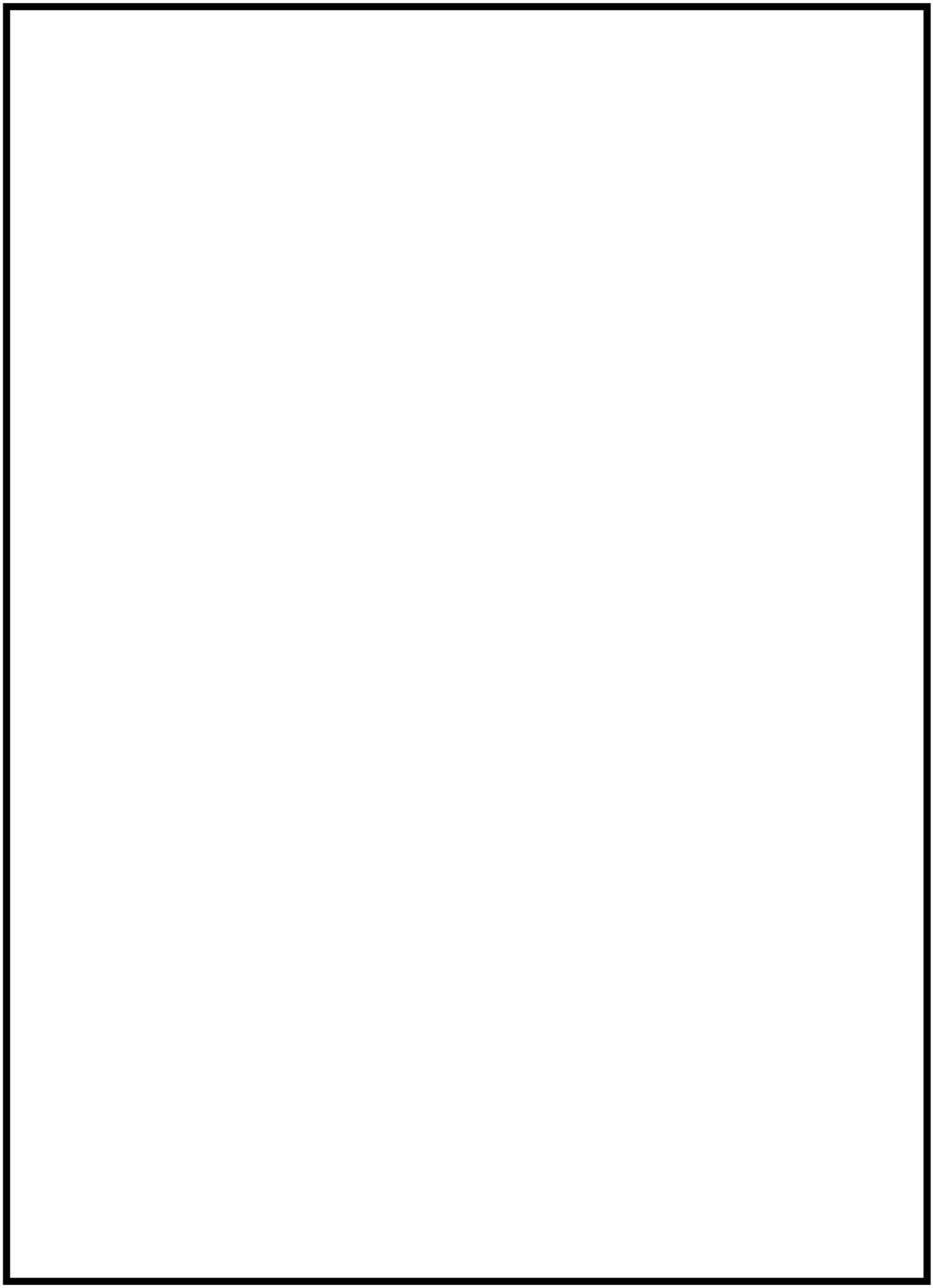


図49-38　7号炉原子炉建屋　地上3階

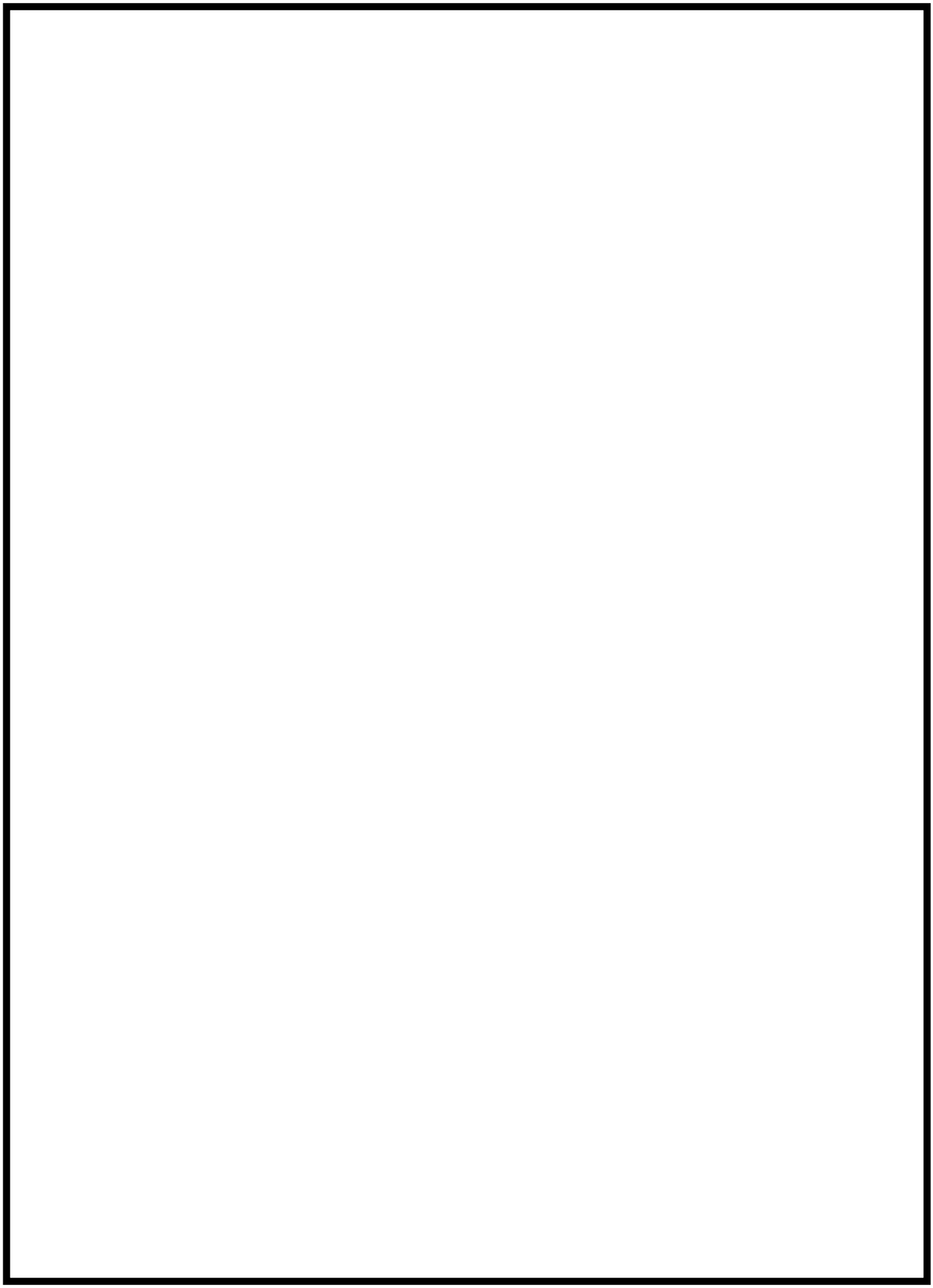


図49-39　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-40　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

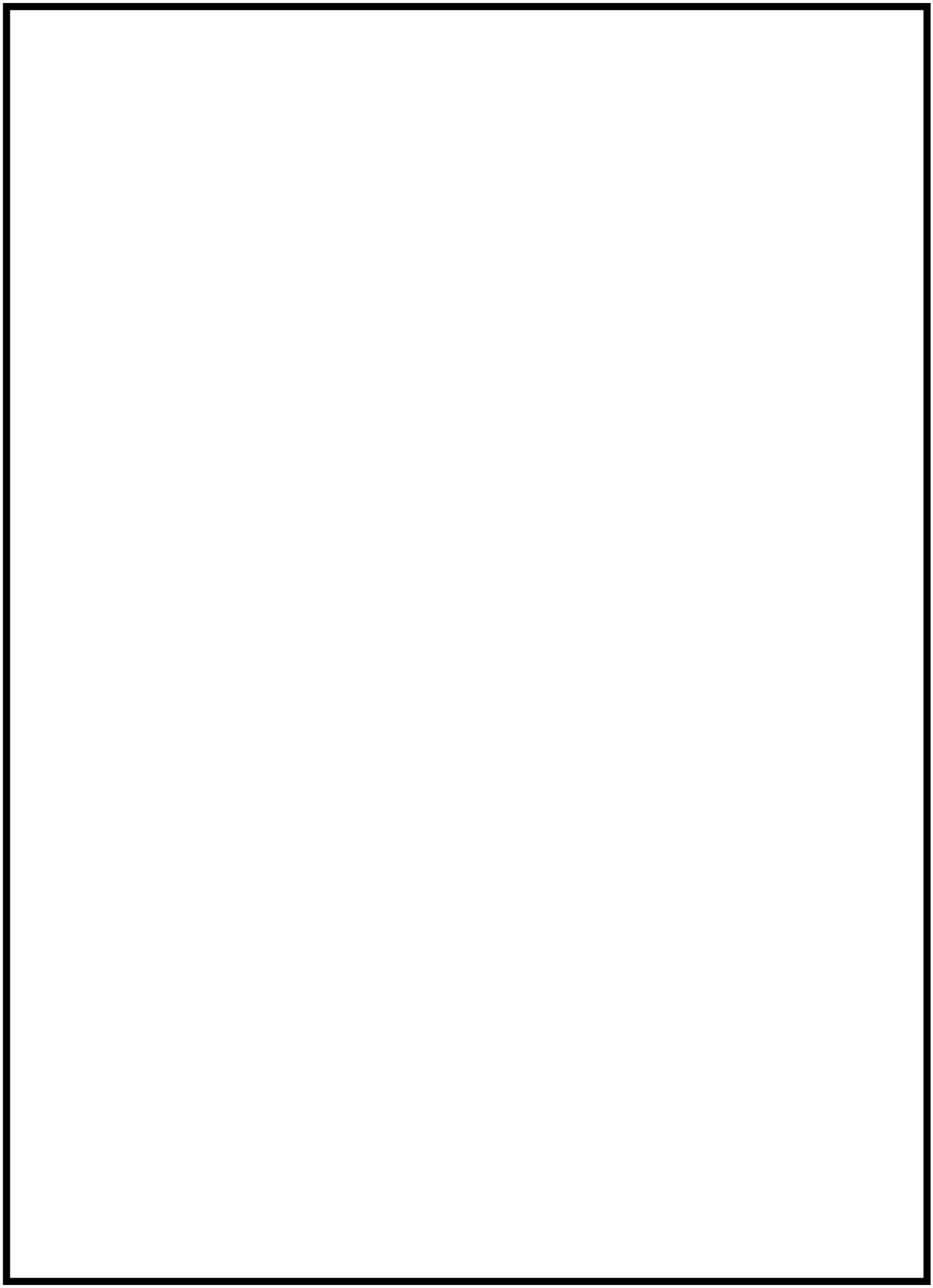


図49-41　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

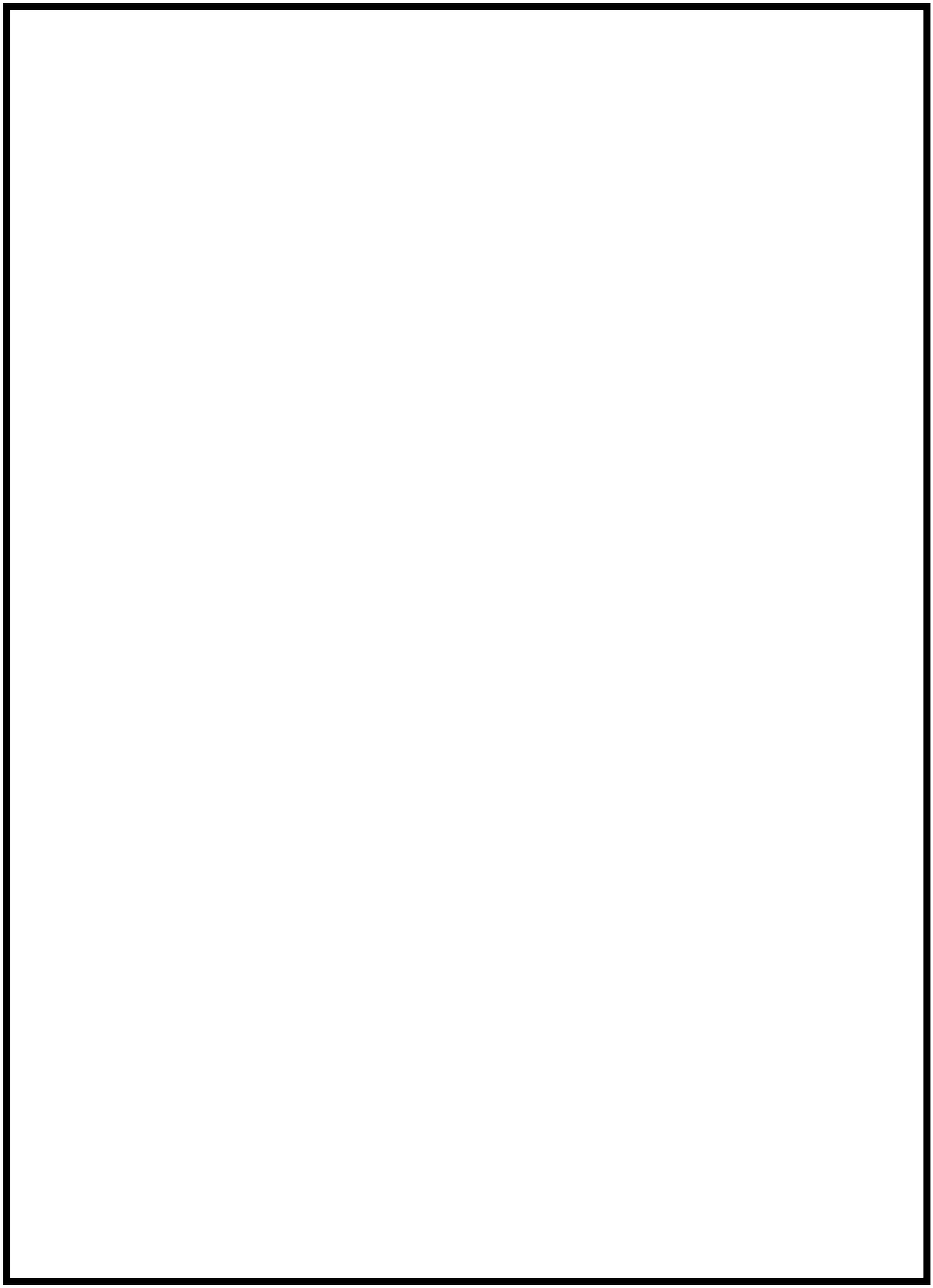


図49-42　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

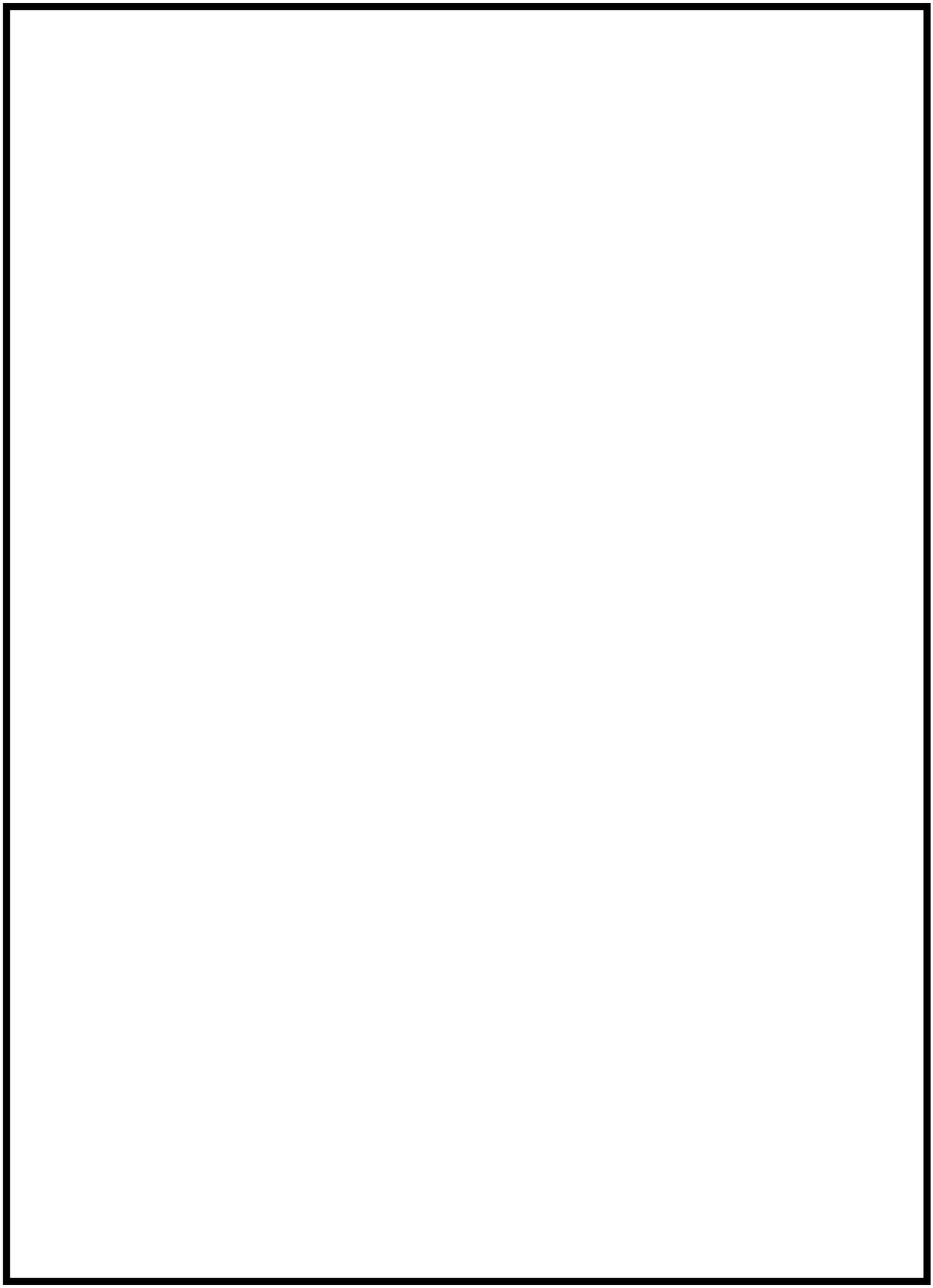


図49-43　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

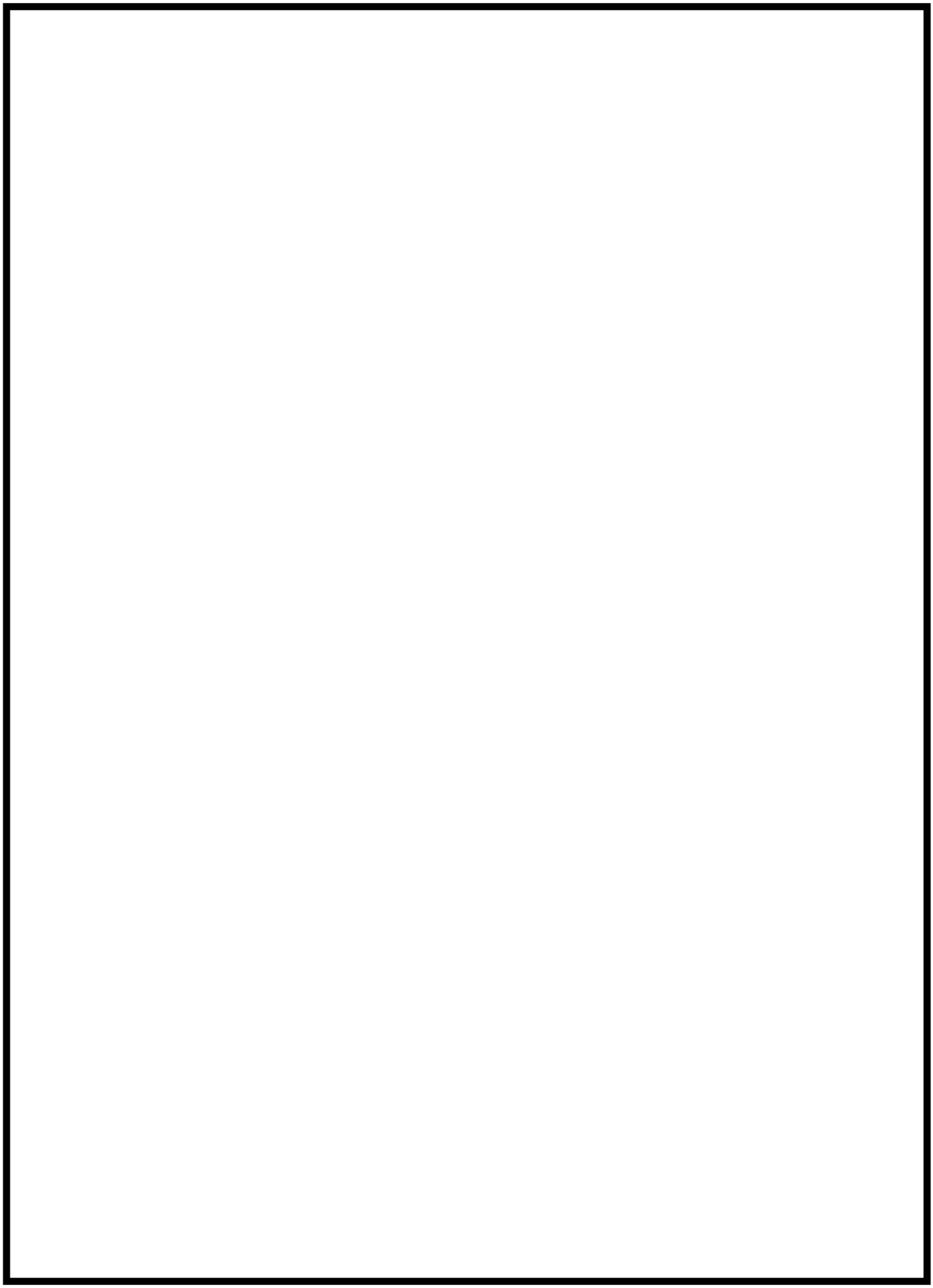


図49-44　6号炉原子炉建屋　地下2階

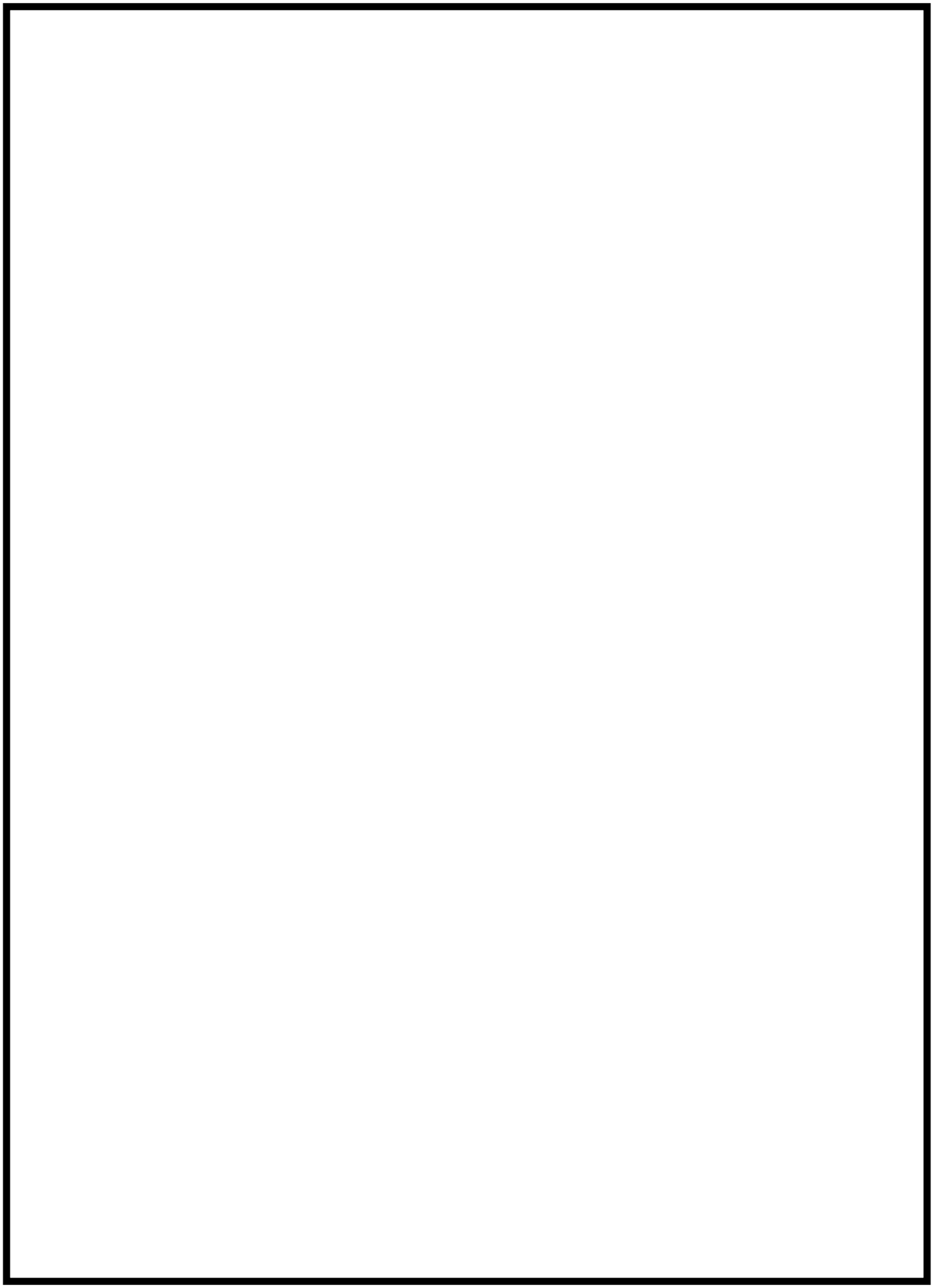


図49-45　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

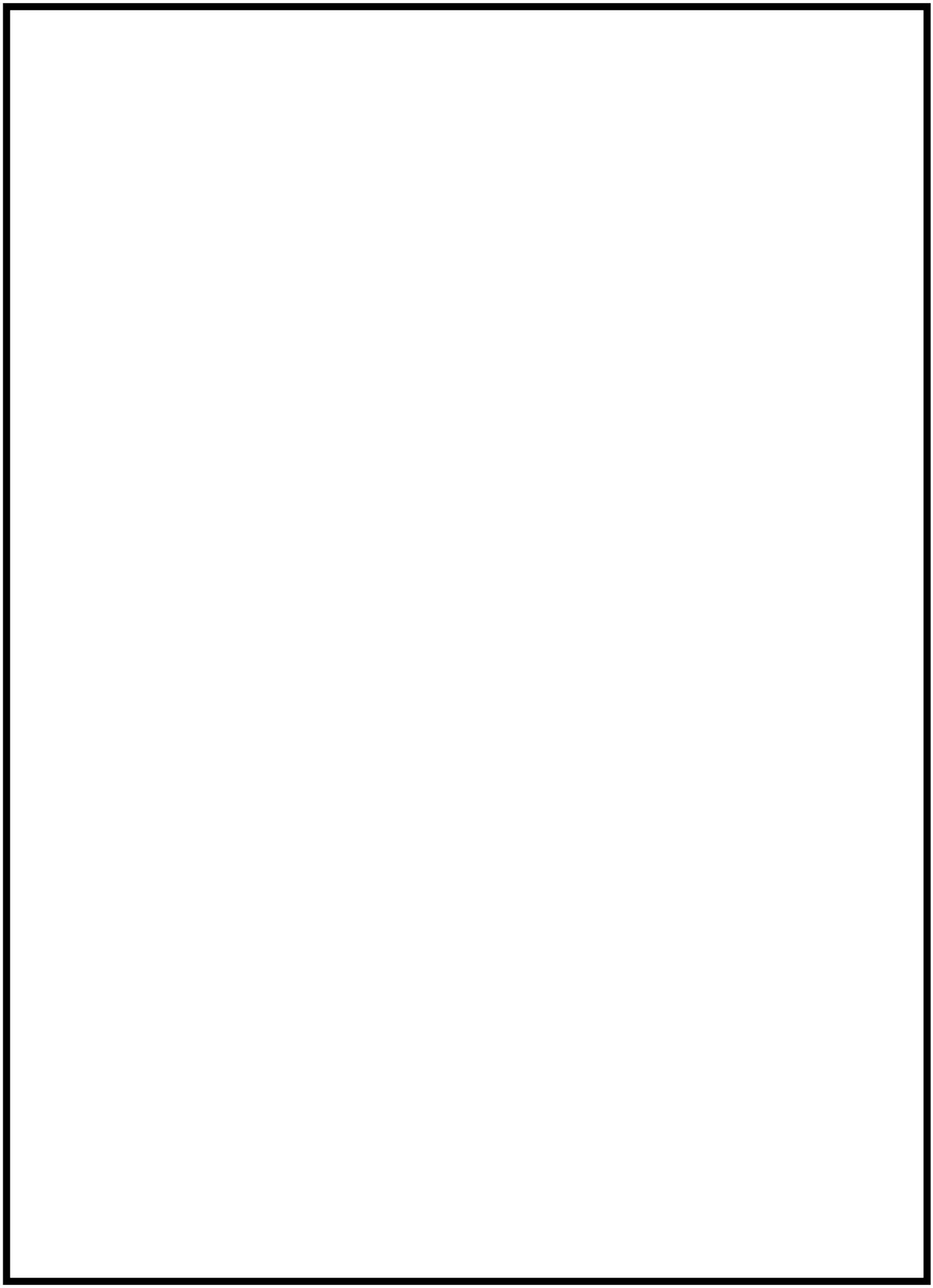


図49-46　6号炉原子炉建屋　地上1階

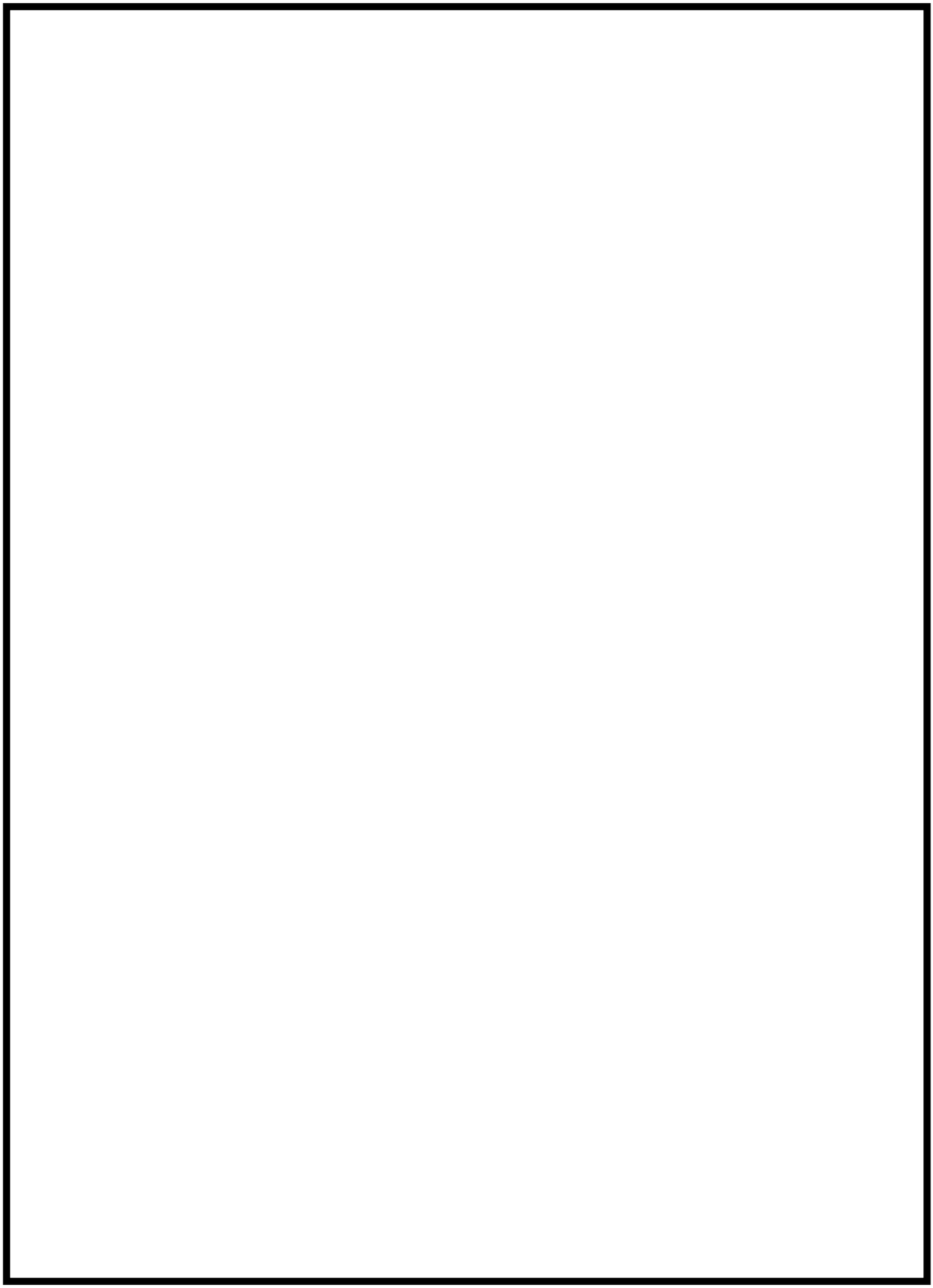


図49-47　6号炉原子炉建屋　地上2階

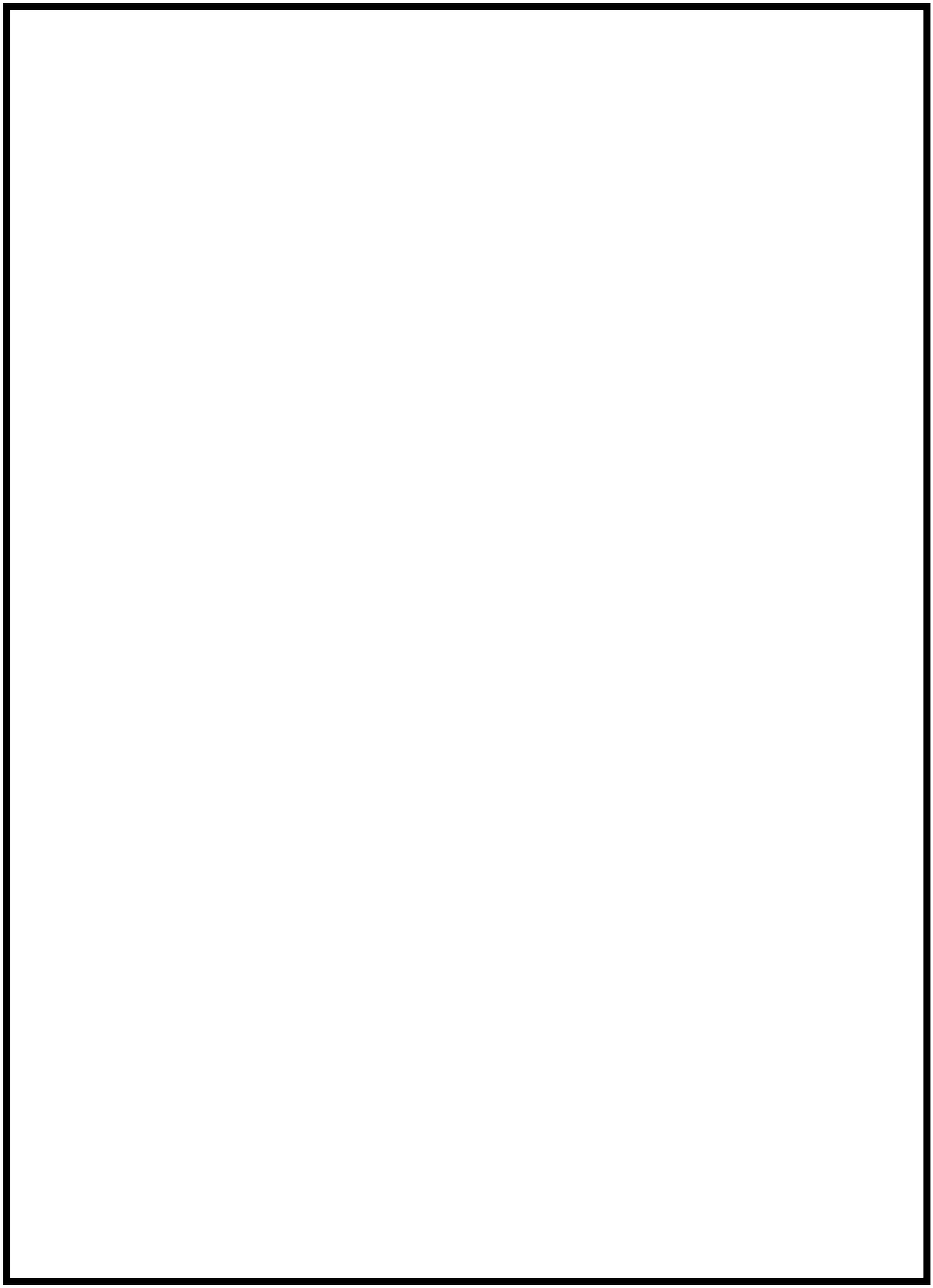


図49-48　6号炉原子炉建屋　地上3階

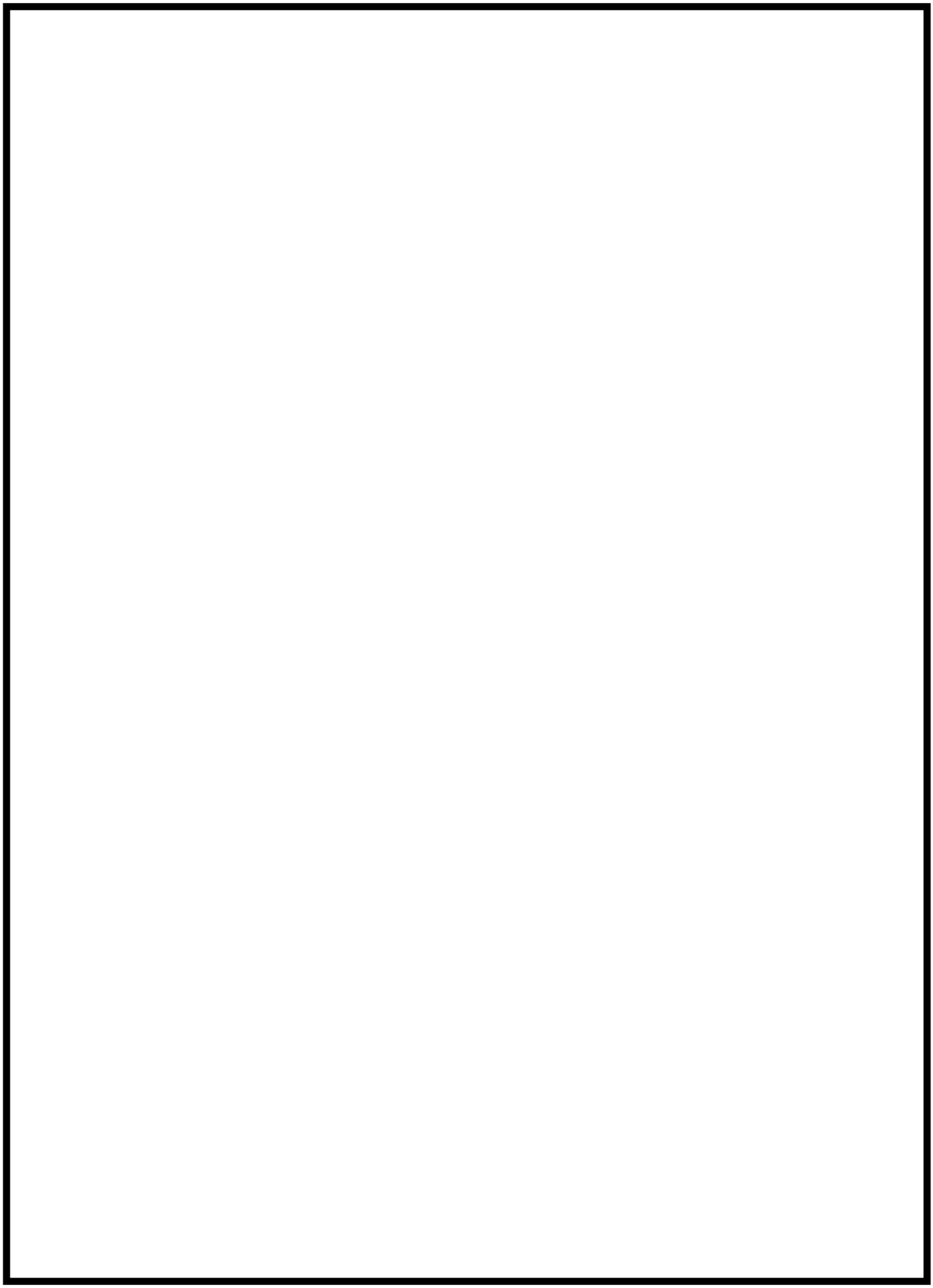


図49-49　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

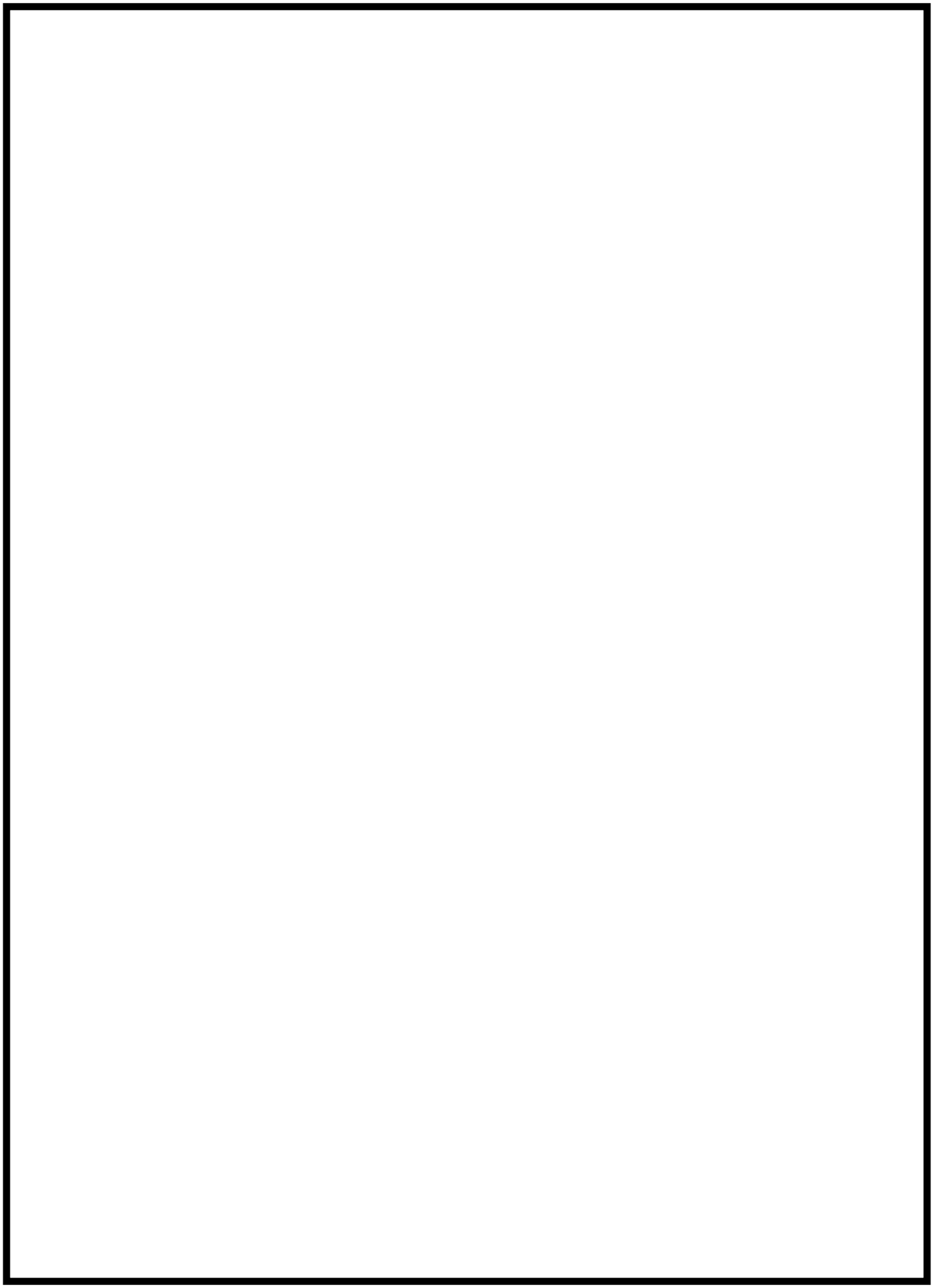


図49-50　6号炉原子炉建屋　地上4階

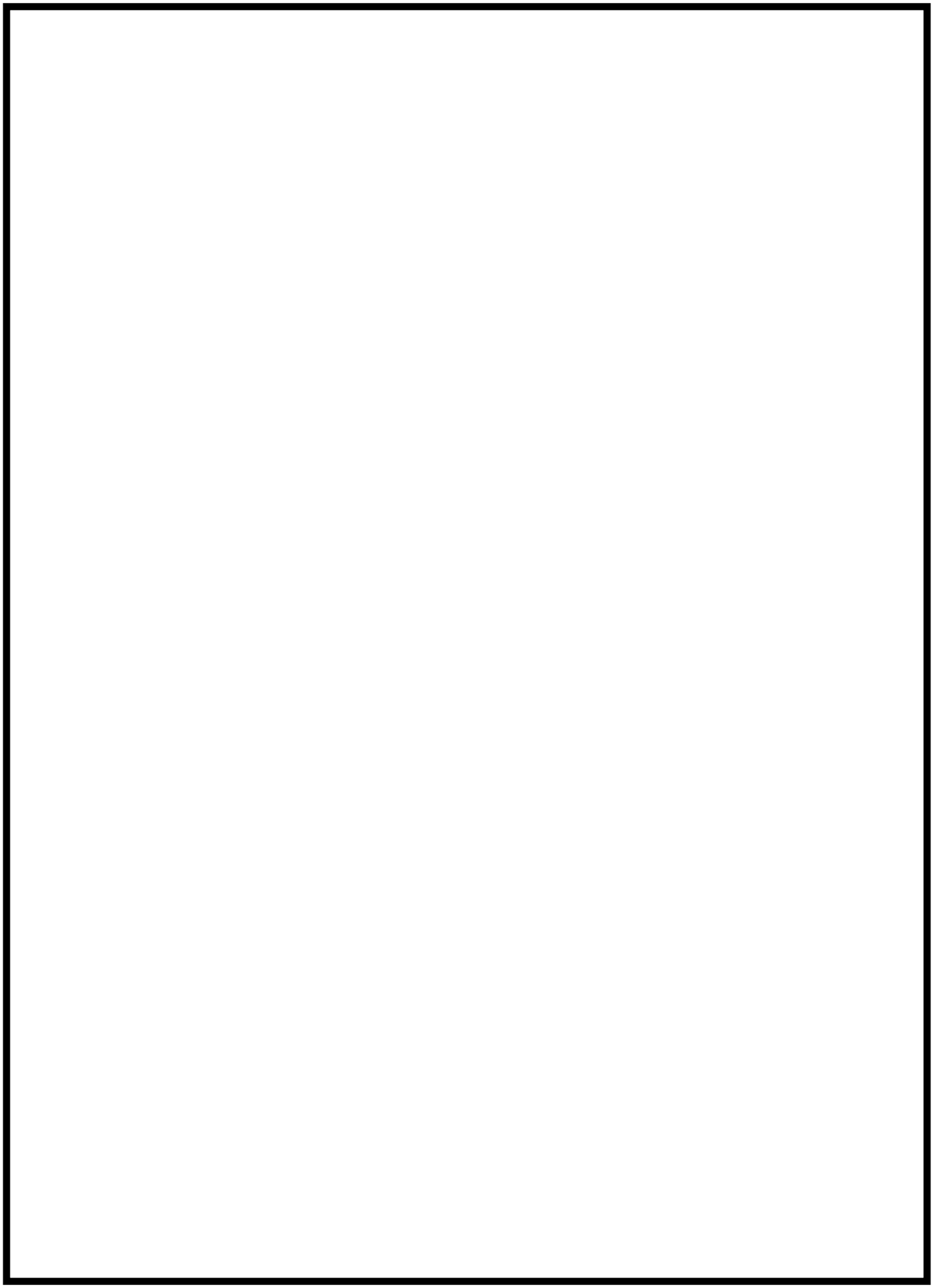


図49-51　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

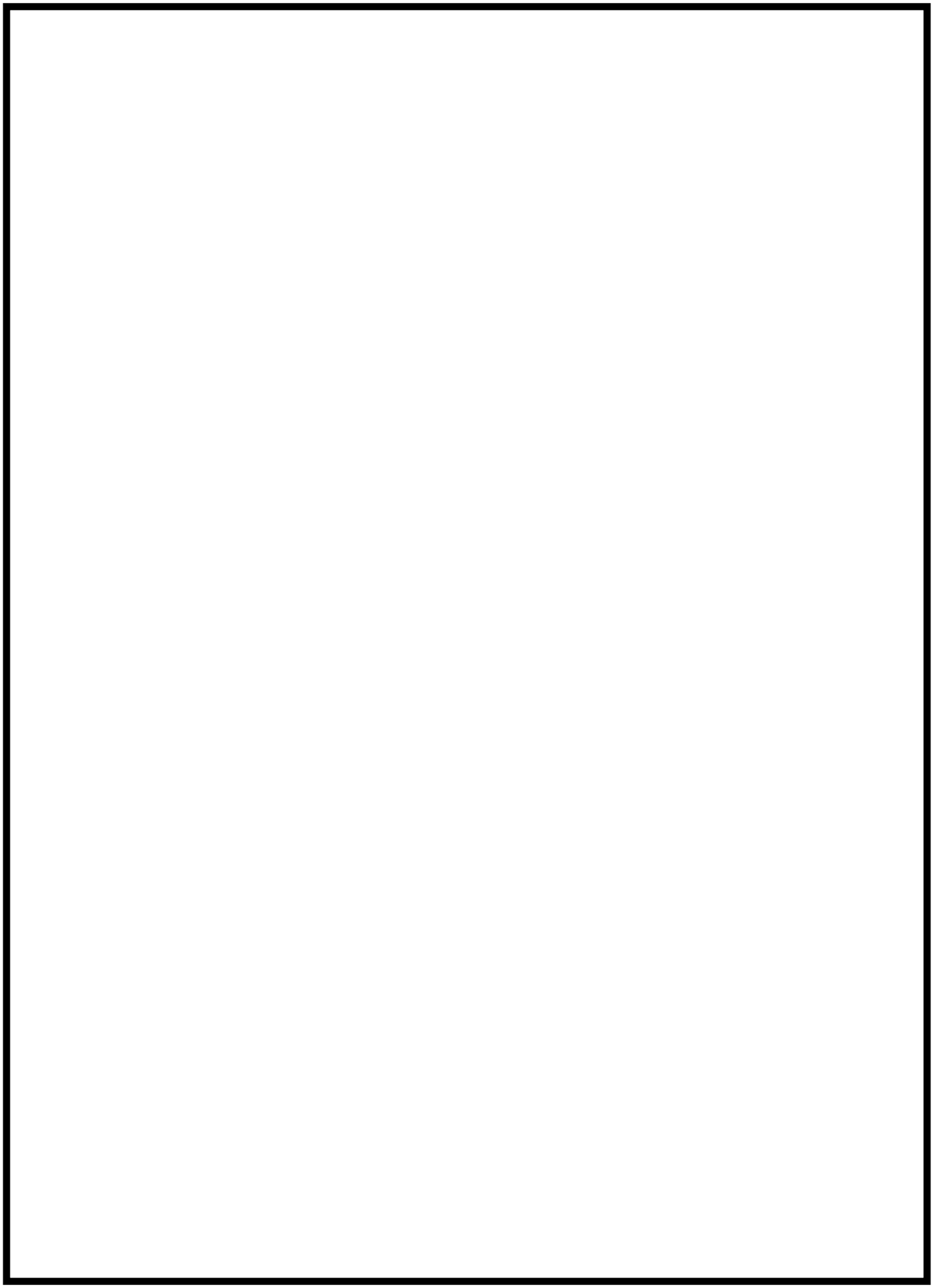


図49-52　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

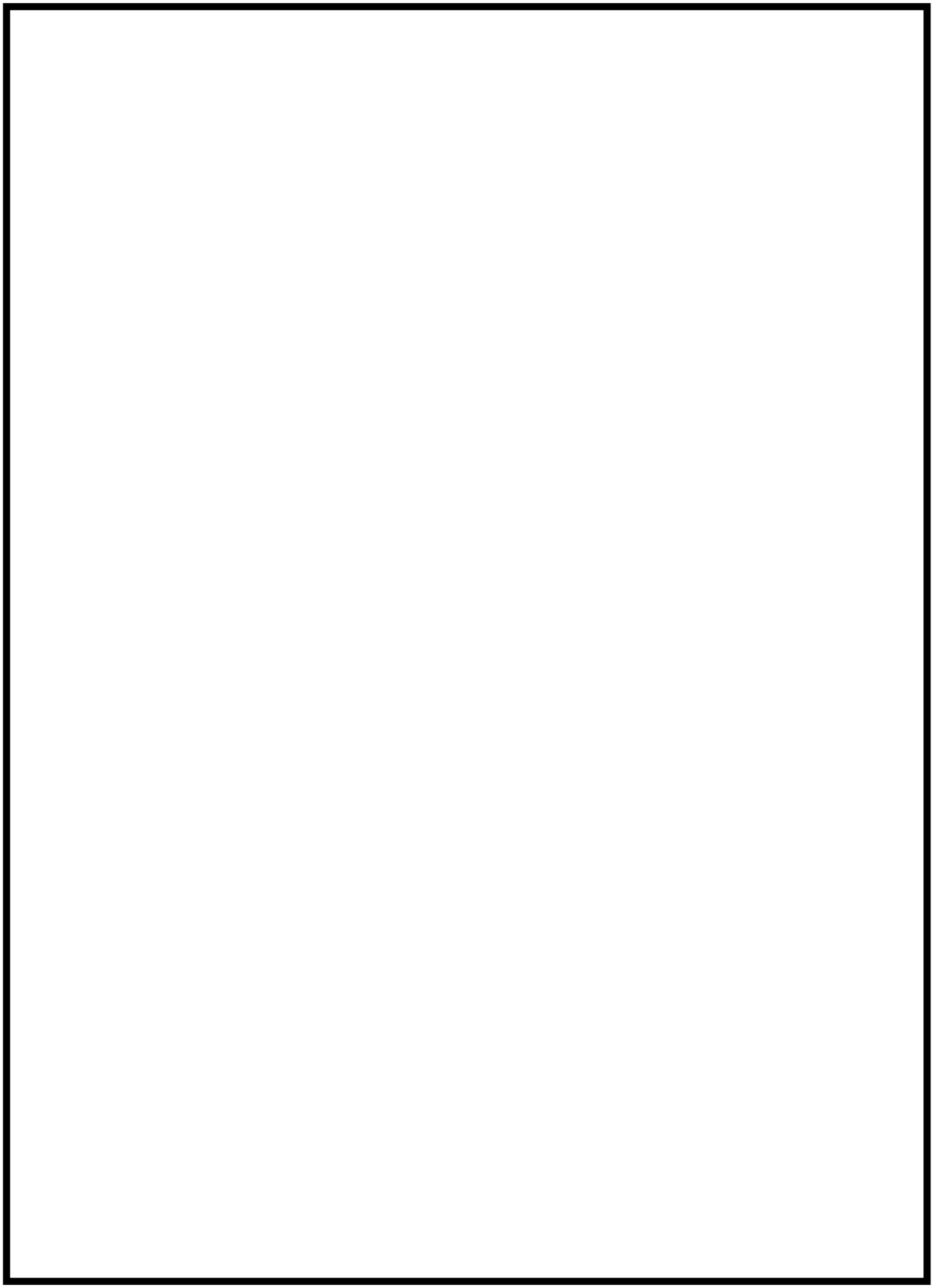


図49-53　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

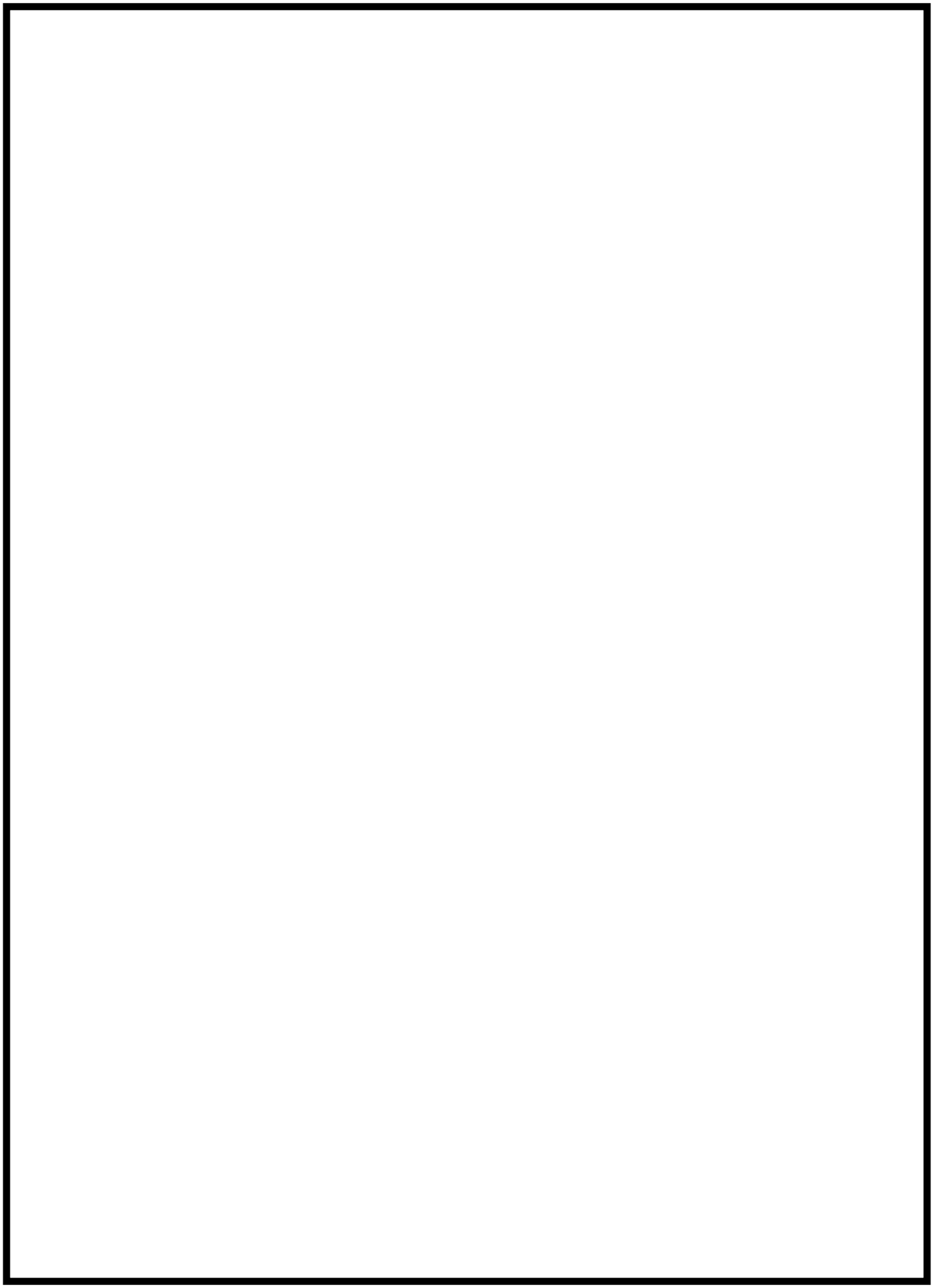


図49-54　7号炉原子炉建屋　地下2階

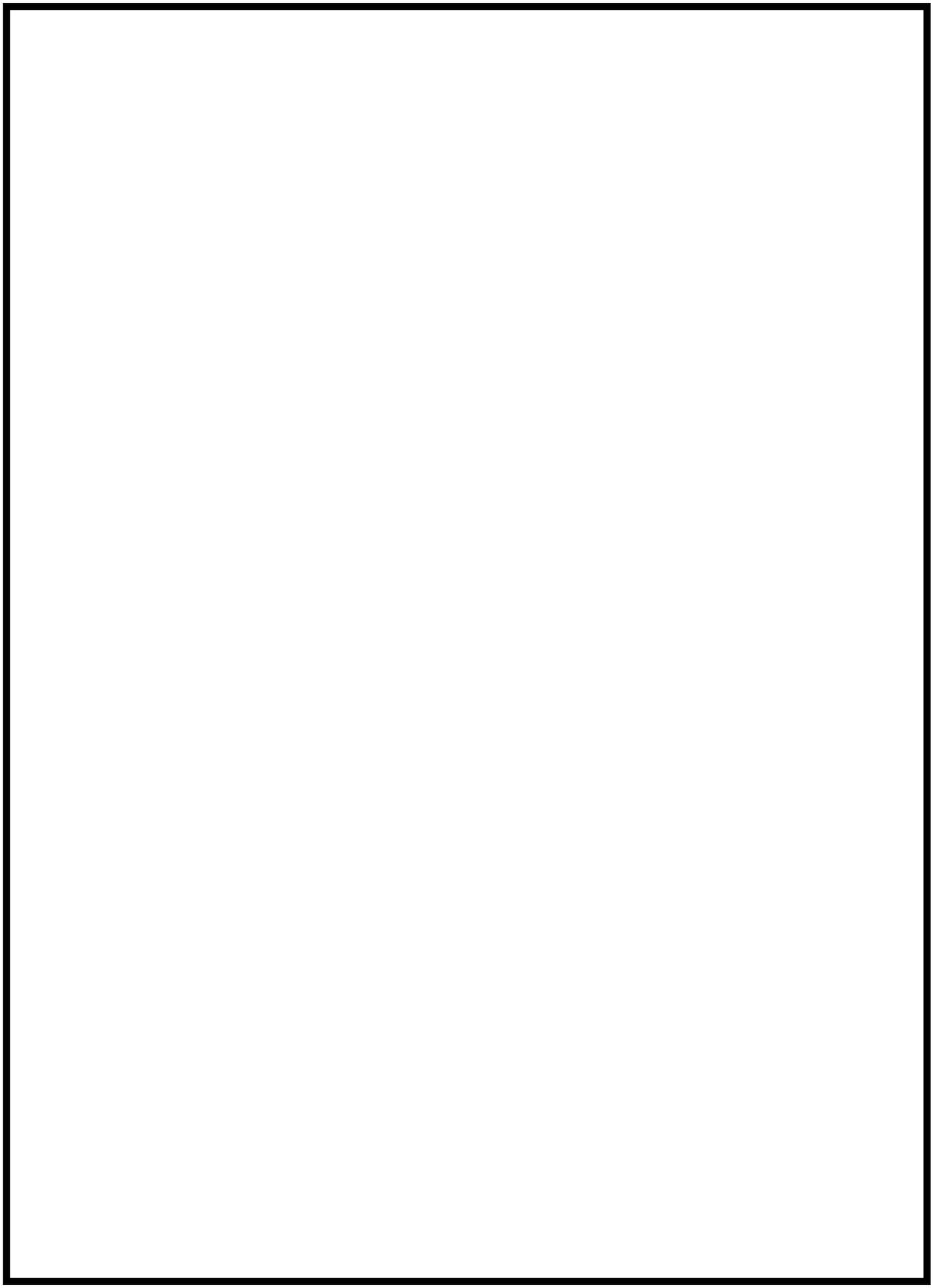


図49-55　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図49-56　7号炉原子炉建屋　地上1階

図49-57　7号炉原子炉建屋　地上2階

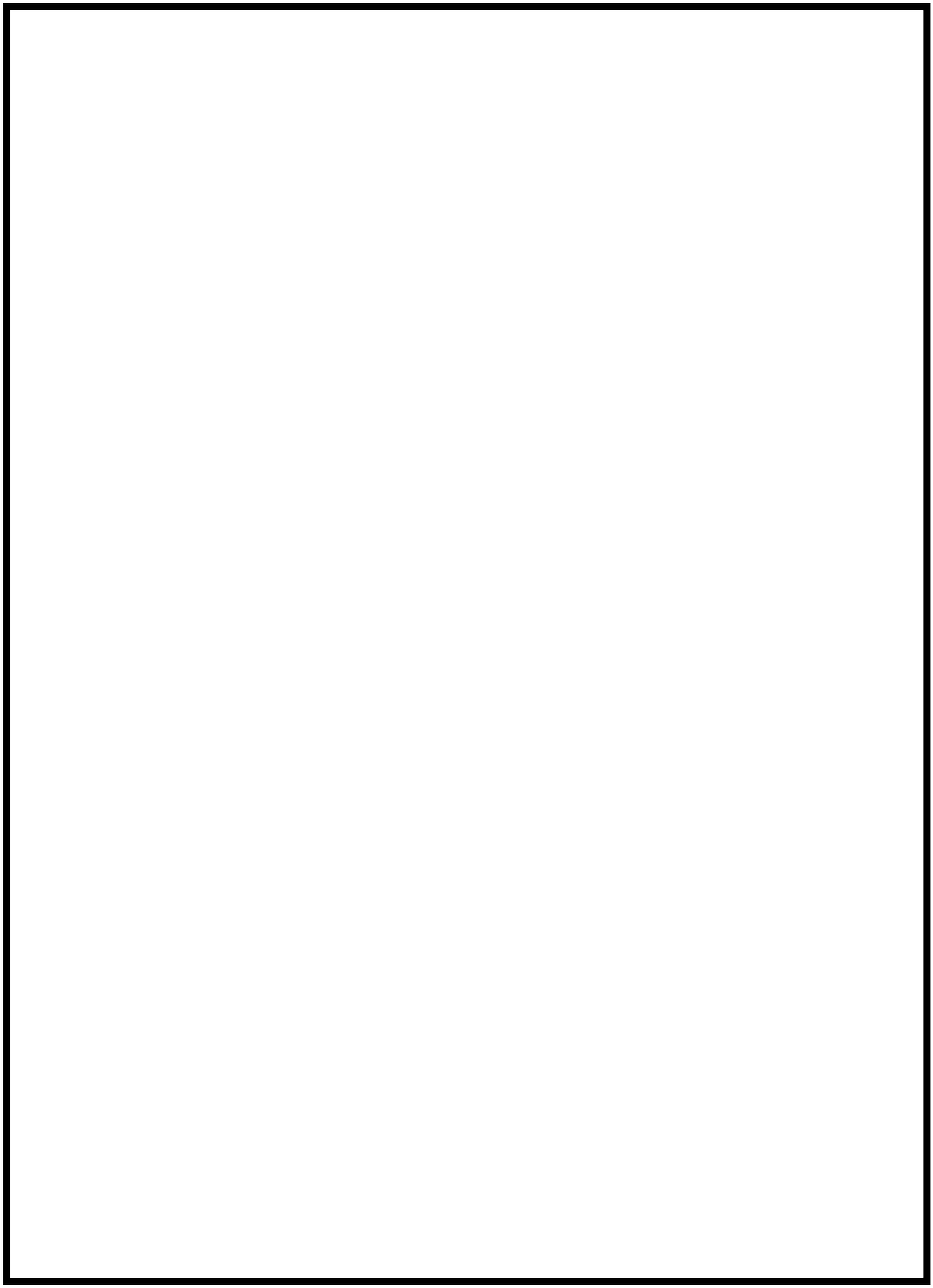


図49-58　7号炉原子炉建屋　地上3階

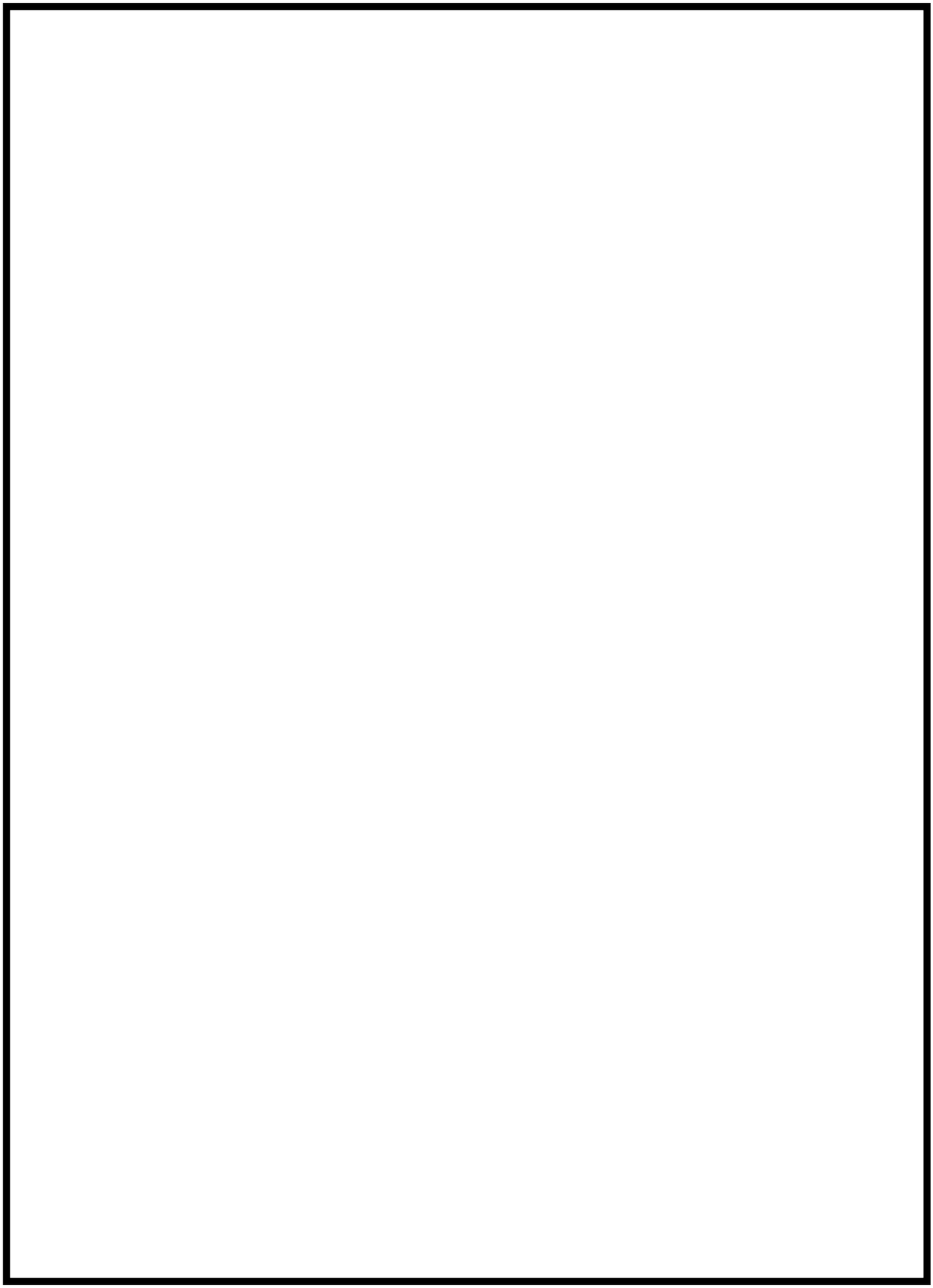


図49-59　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

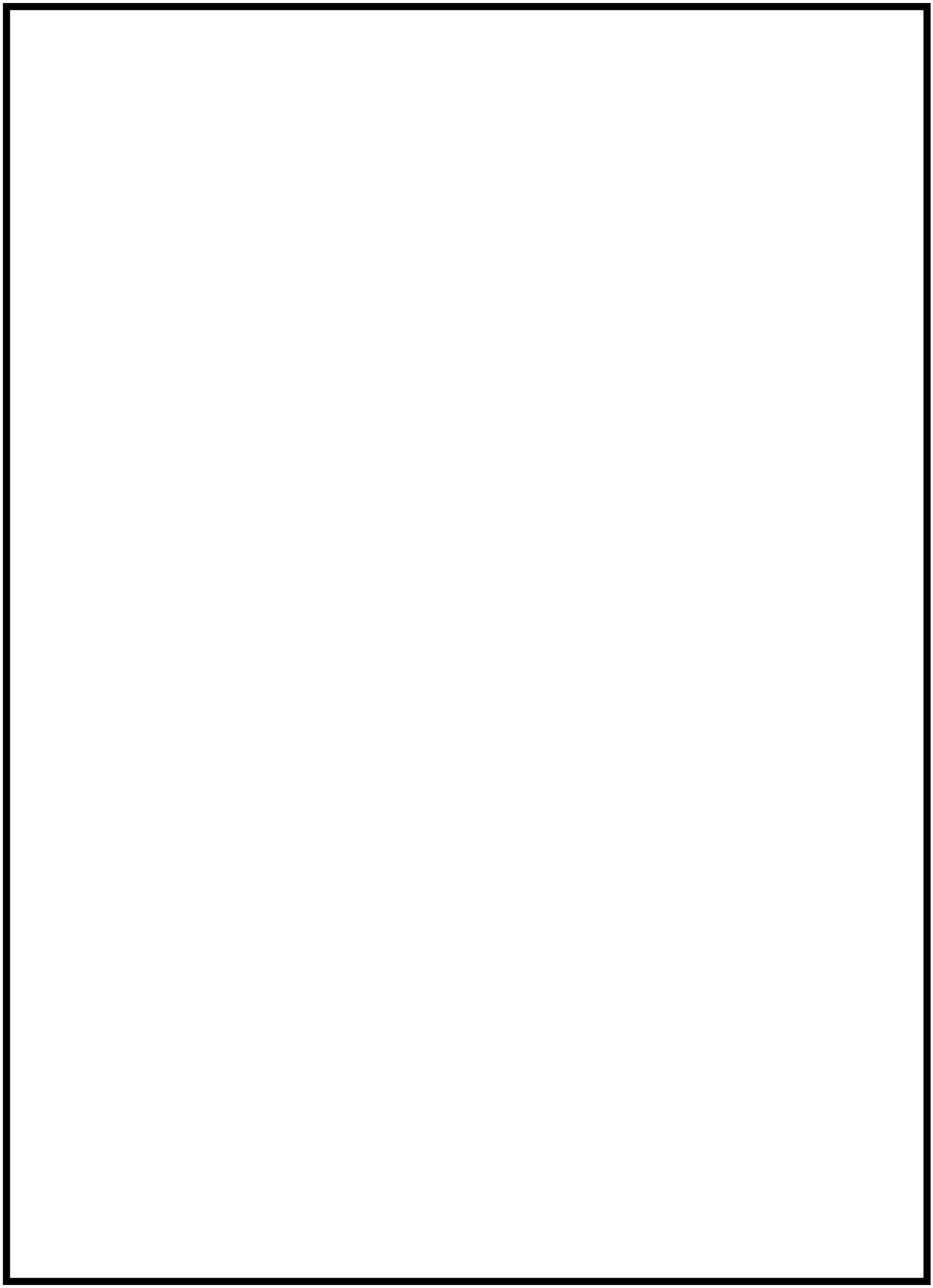


図49-60　7号炉原子炉建屋　地上4階

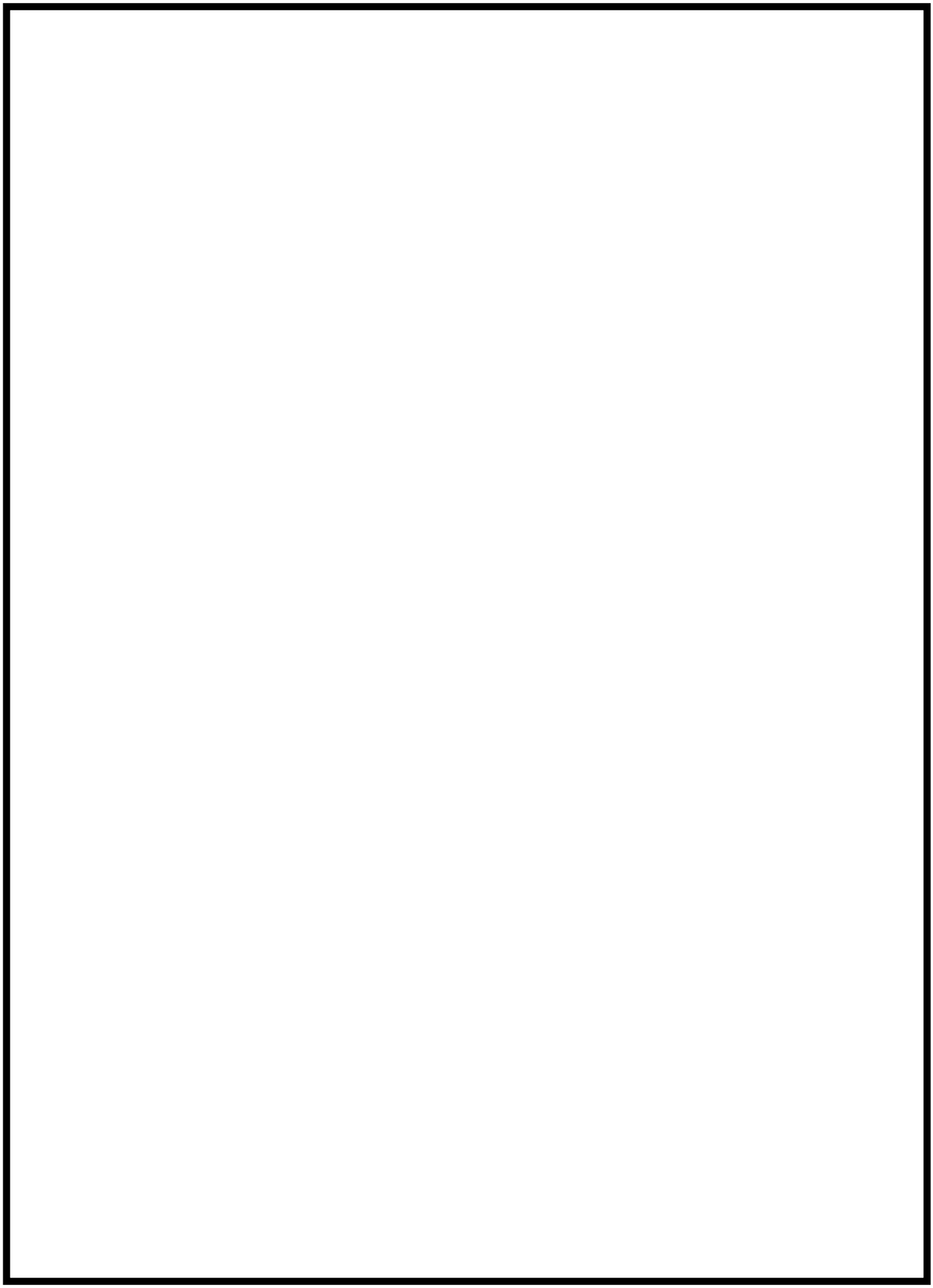


図49-61　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

図49-62　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

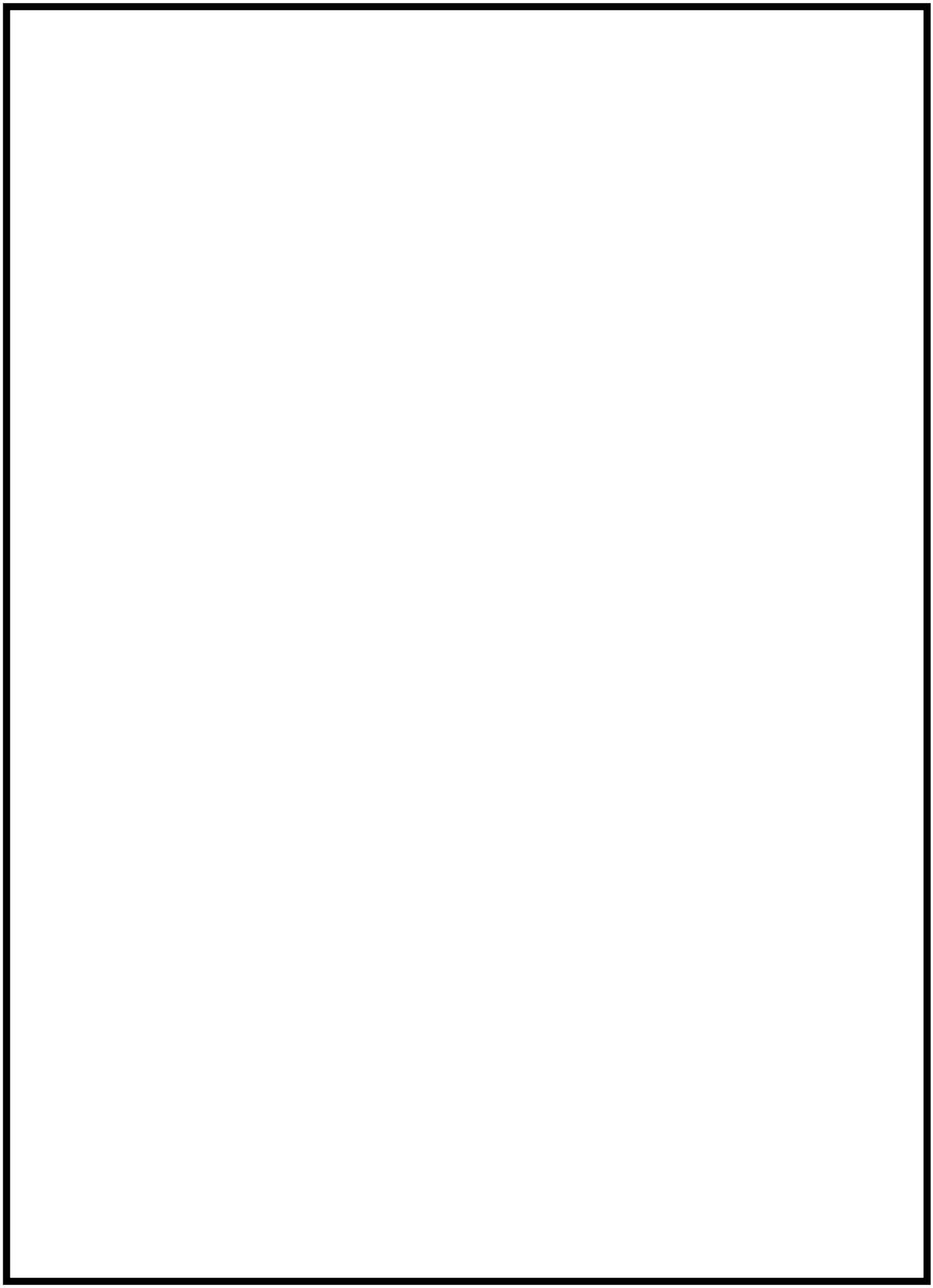


図49-63　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

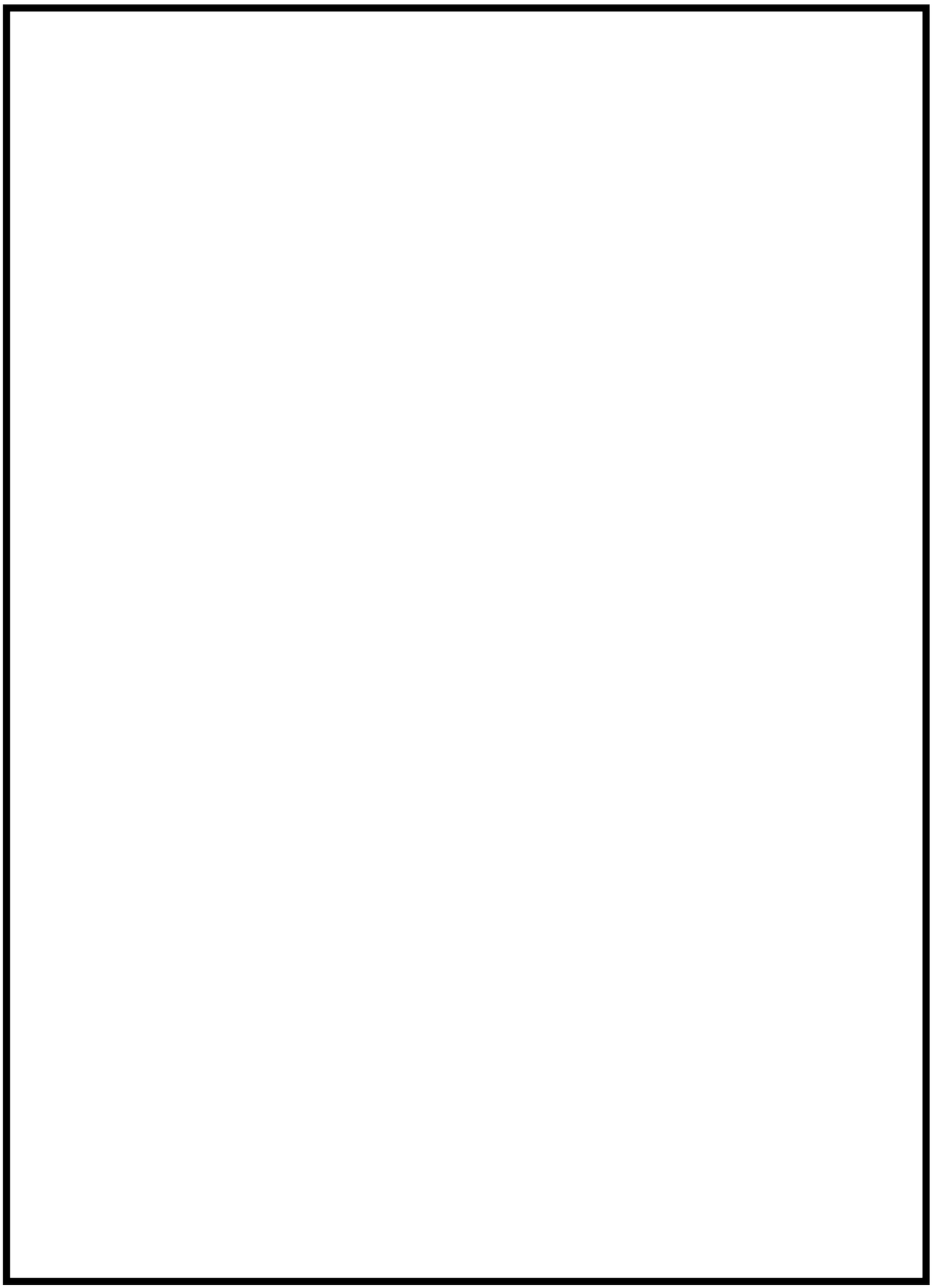


図49-64　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

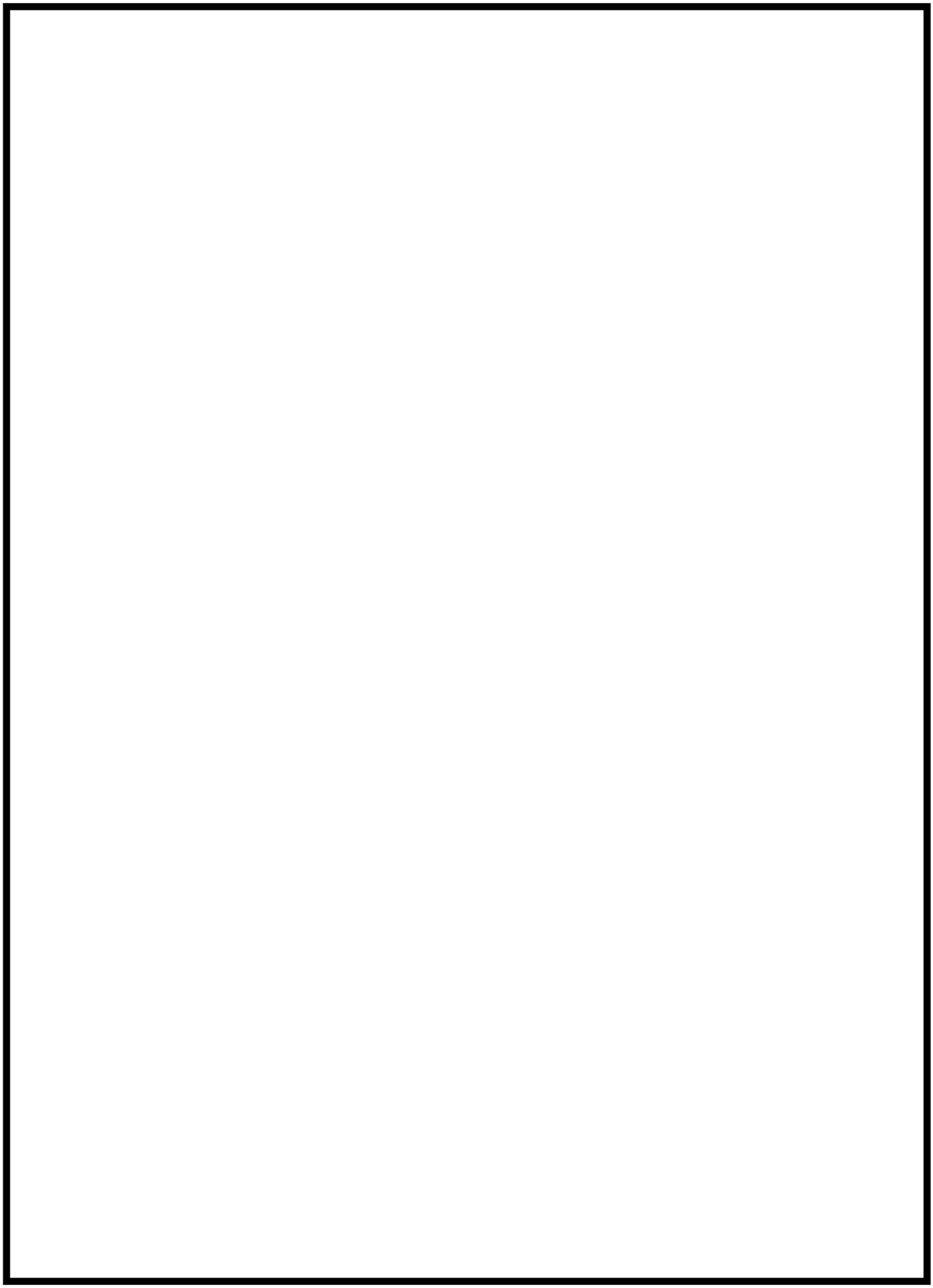


図49-65　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

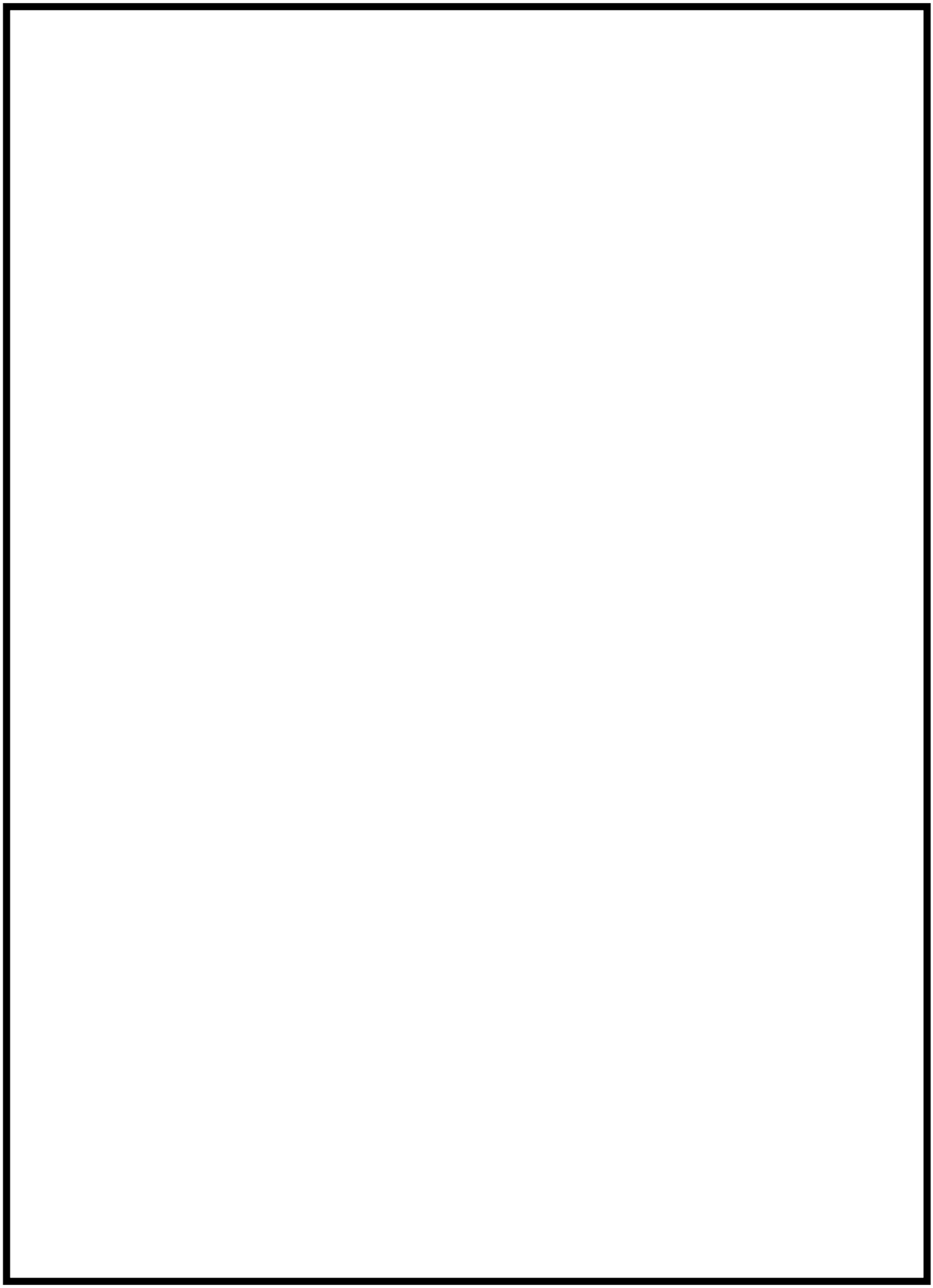


図51-1　　6号炉原子炉建屋　地下2階

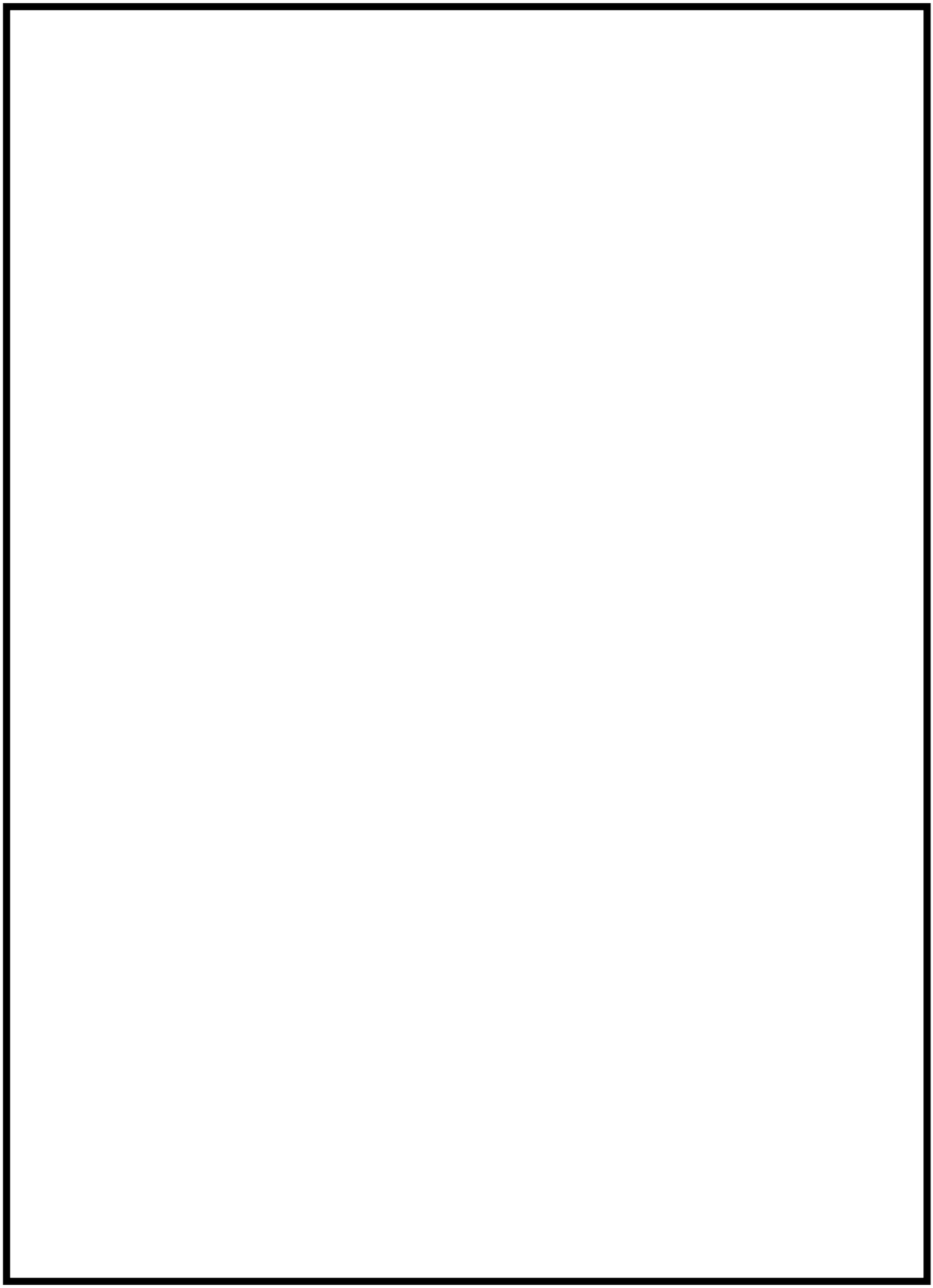


図51-2　　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

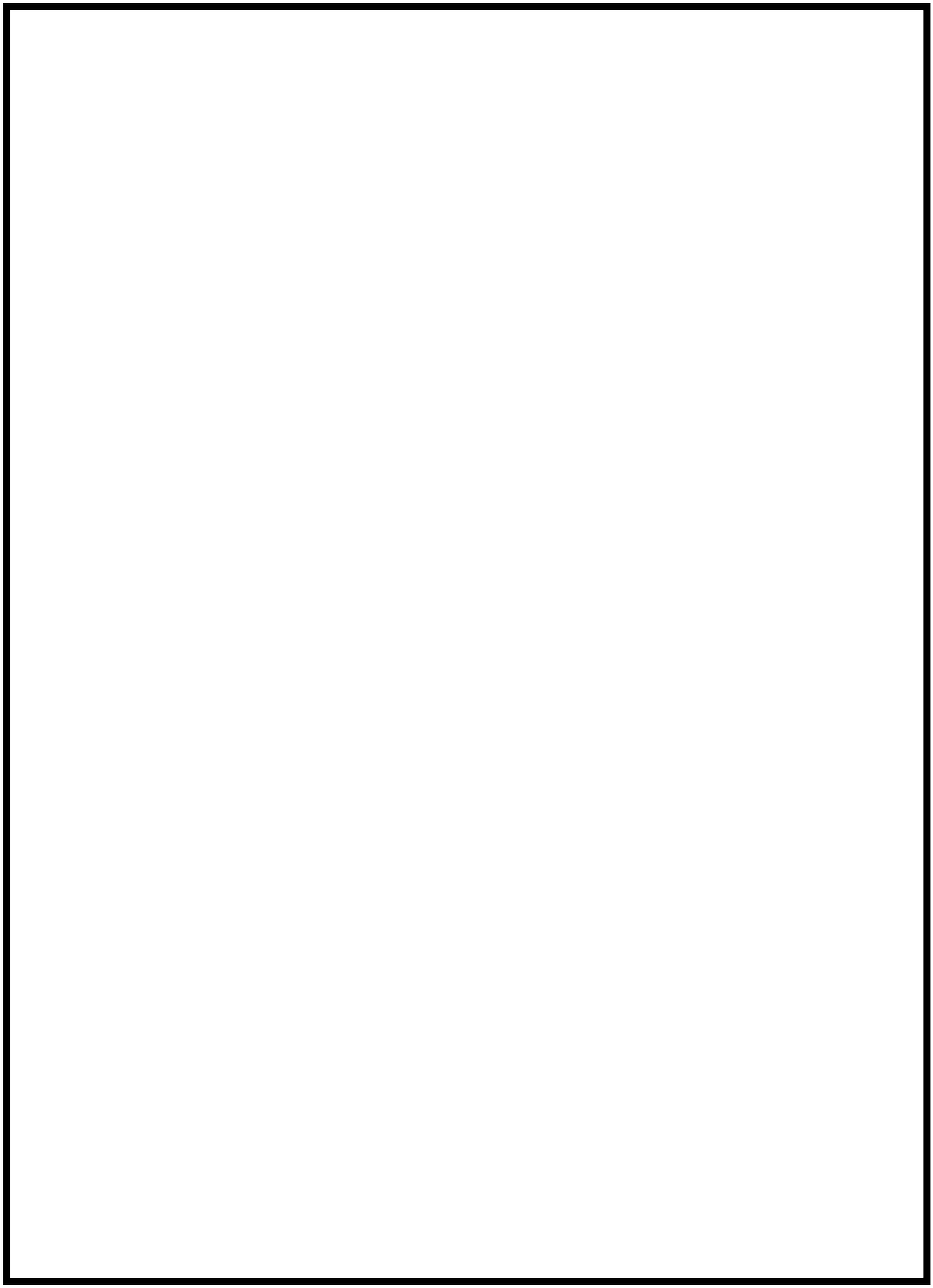


図51-3　　6号炉原子炉建屋　地上1階

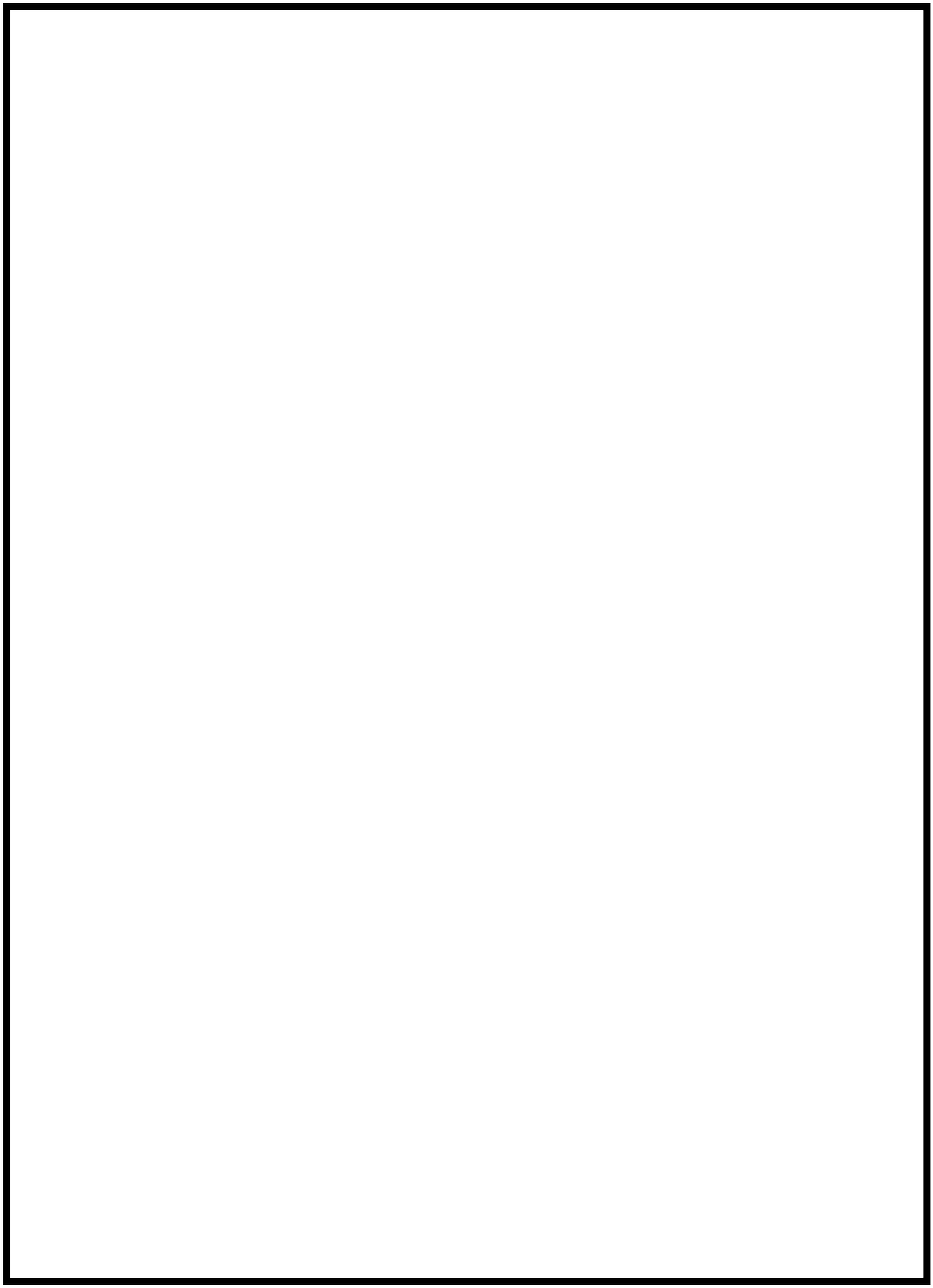


図51-4　　6号炉原子炉建屋　地上2階

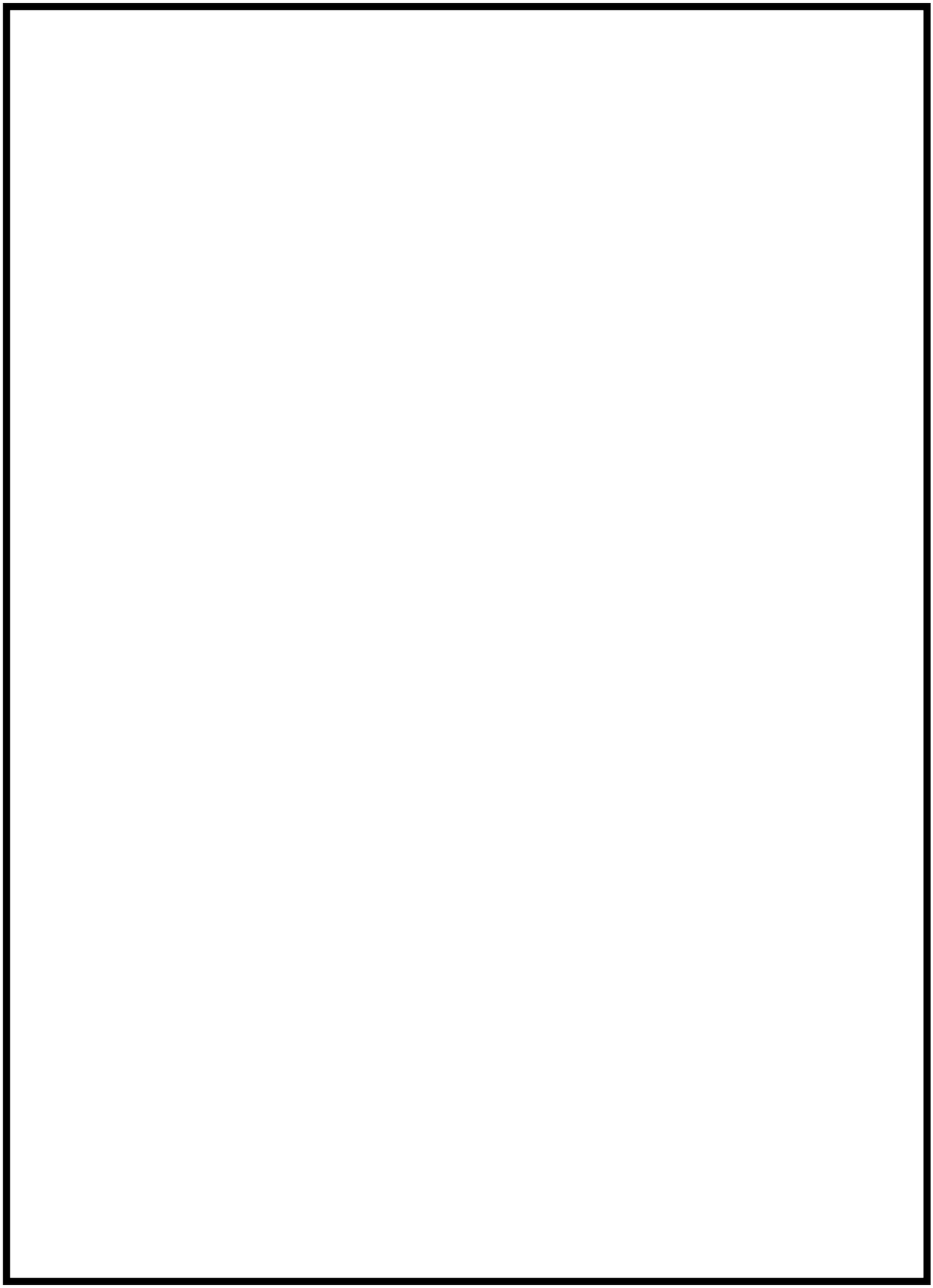


図51-5　　6号炉原子炉建屋　地上3階

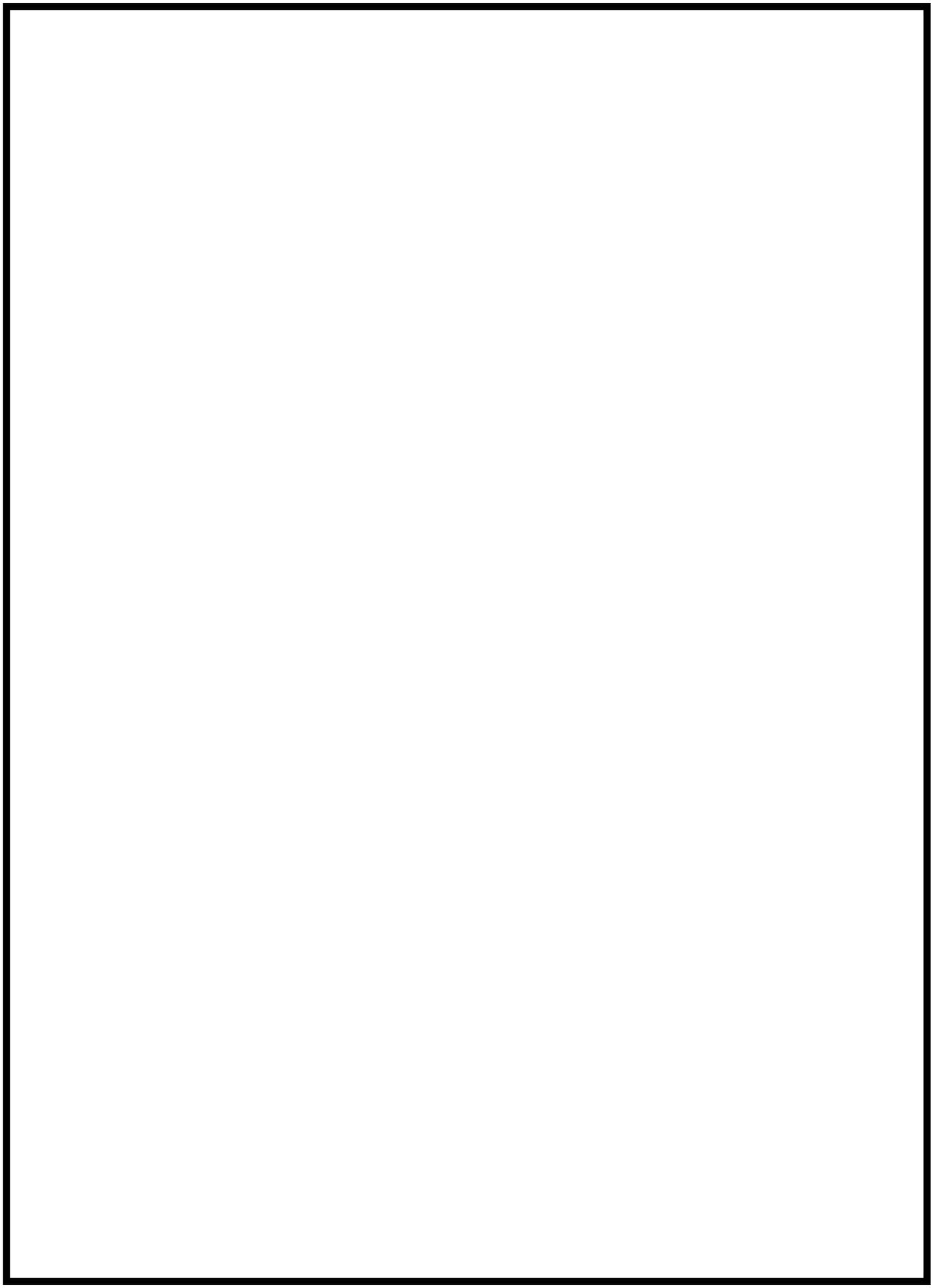


図51-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

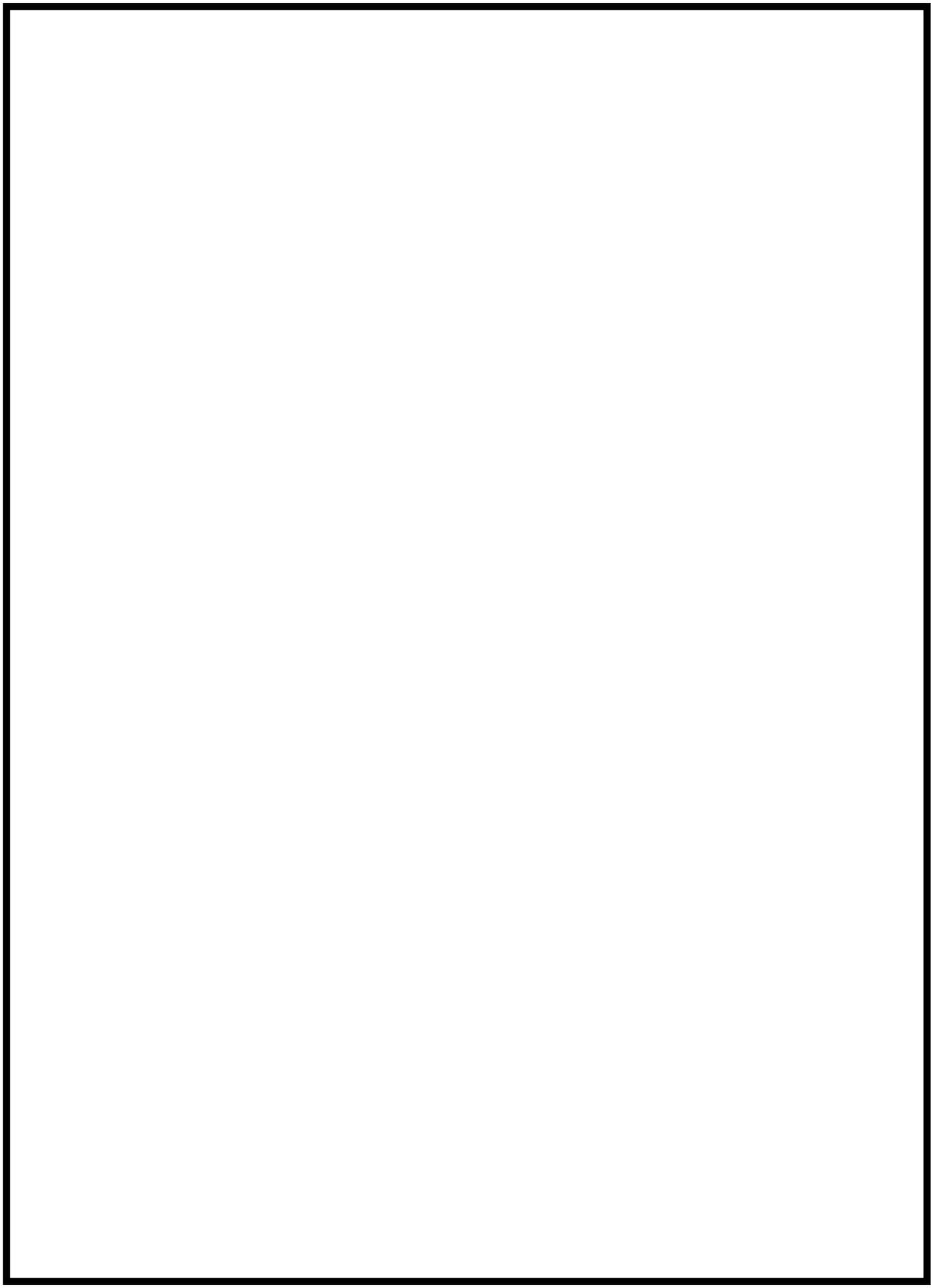


図51-7　　6号炉原子炉建屋　地上4階

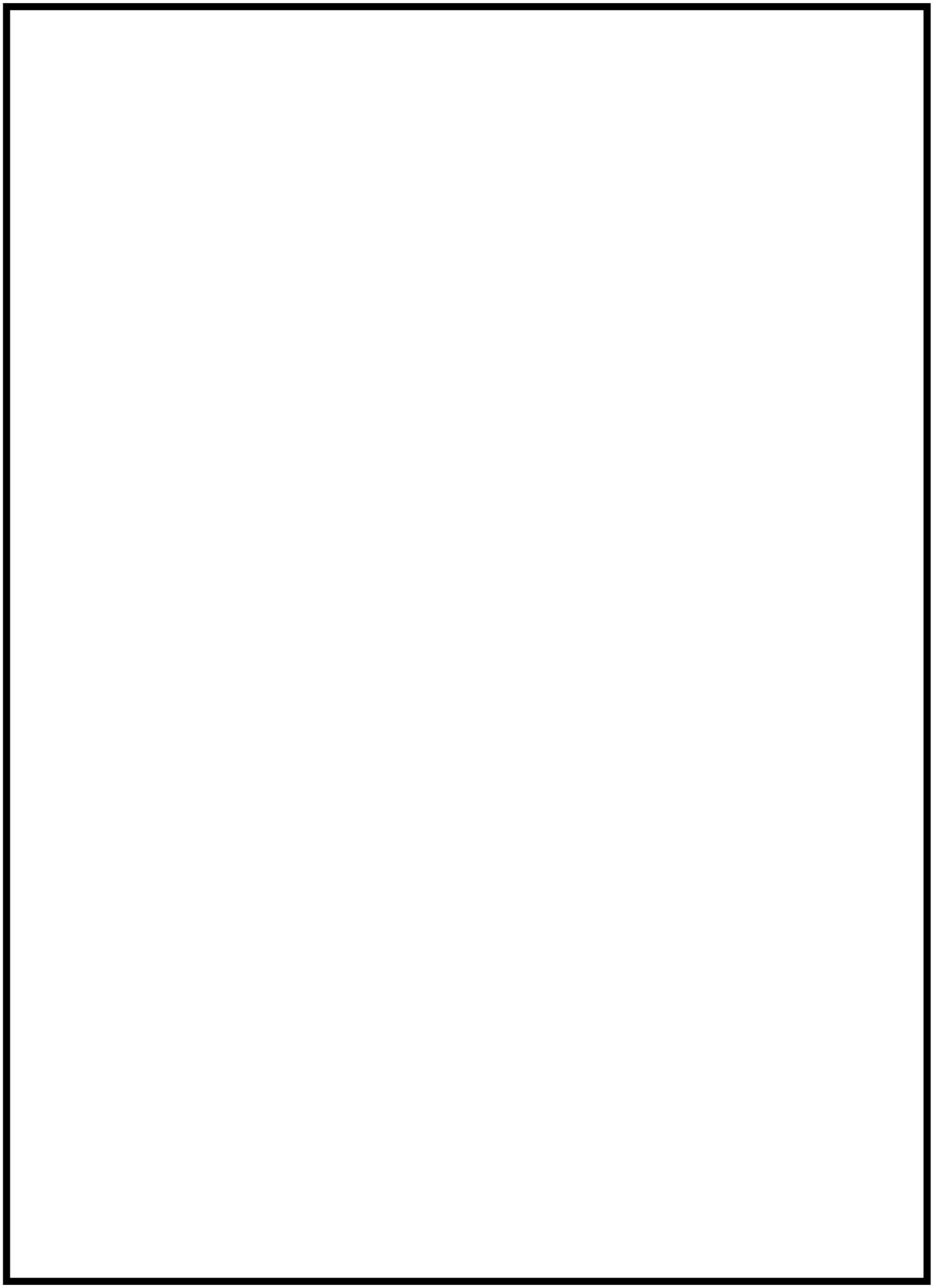


図51-8　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

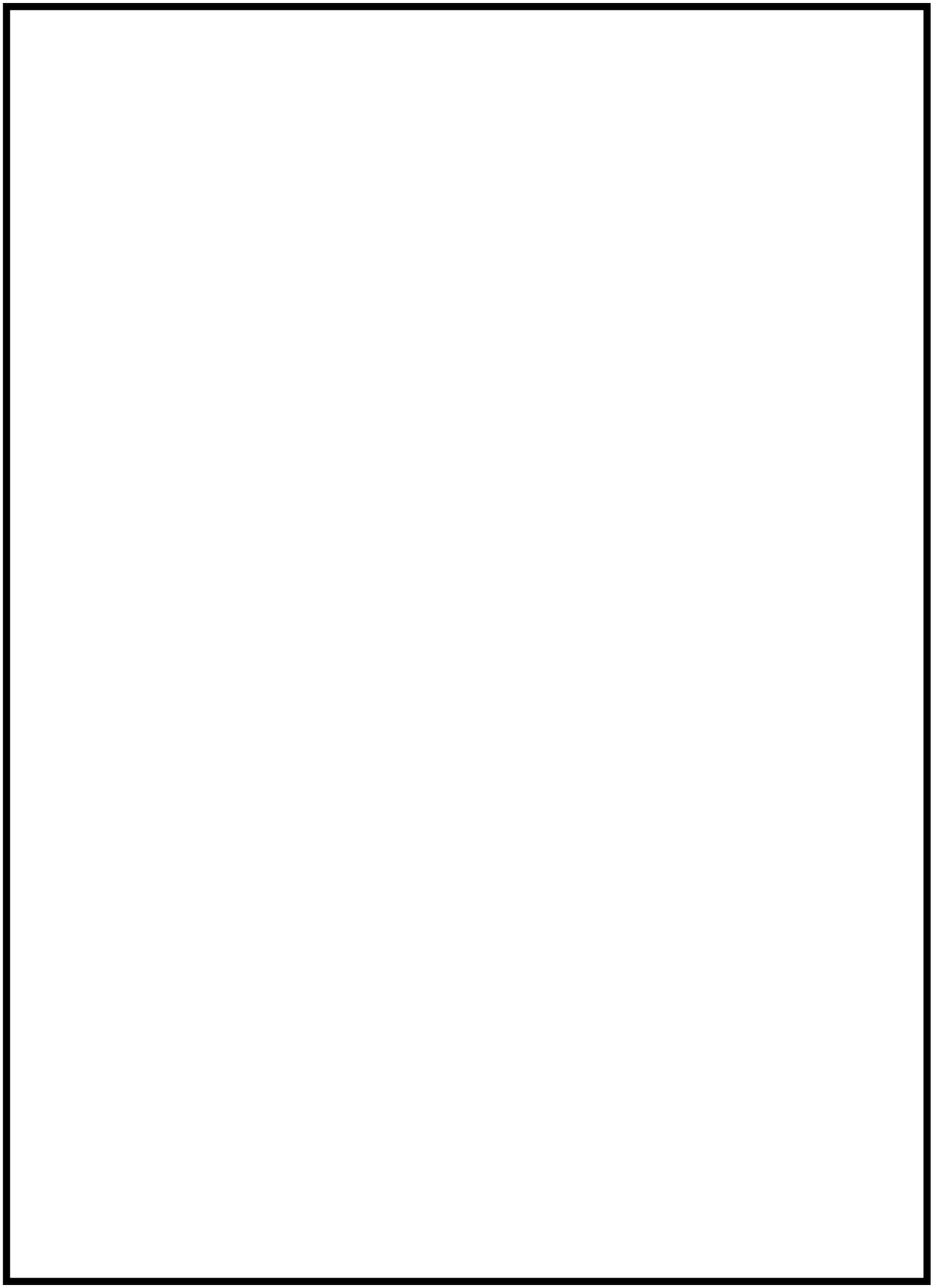


図51-9　　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

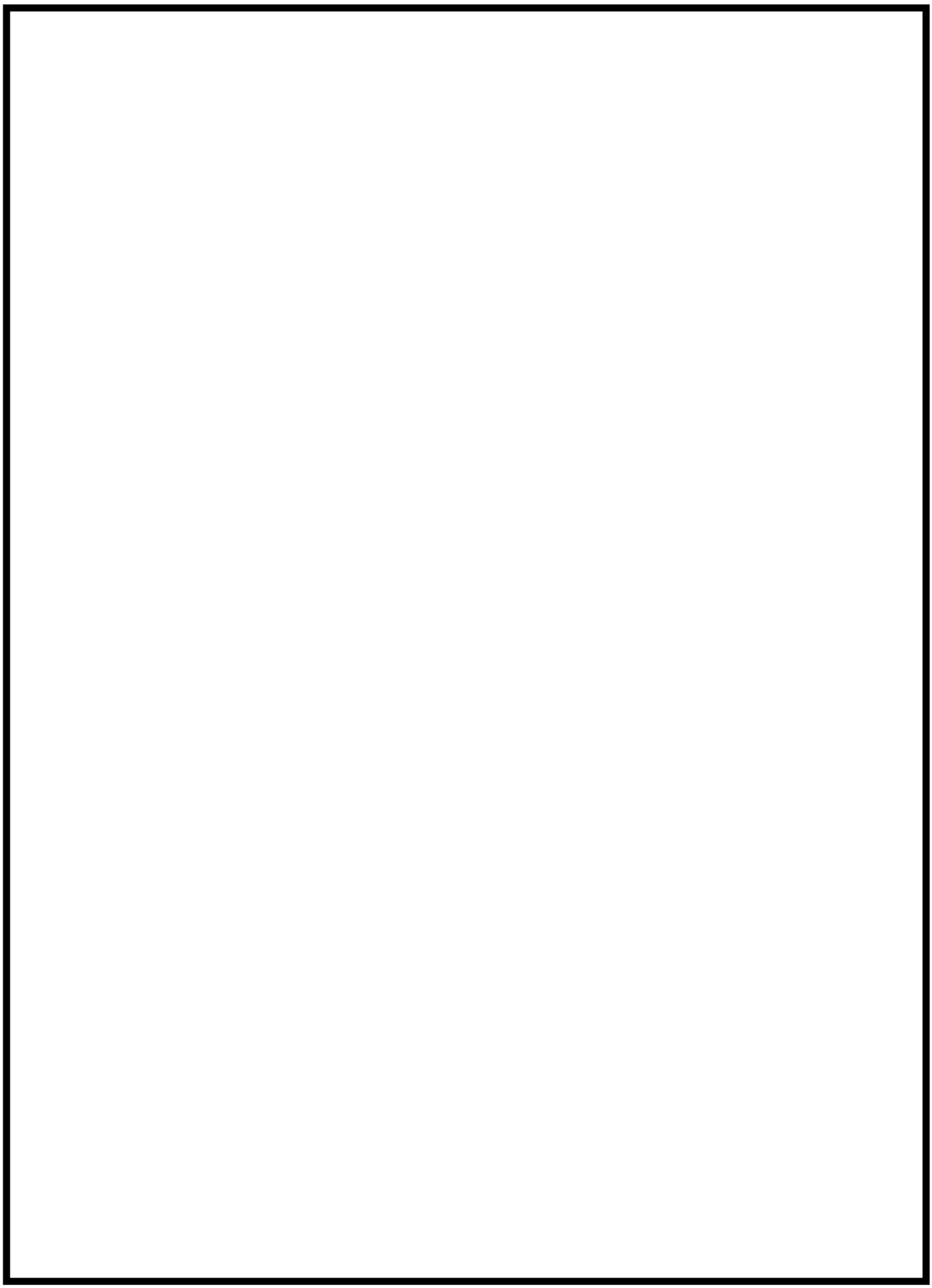


図51-10　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

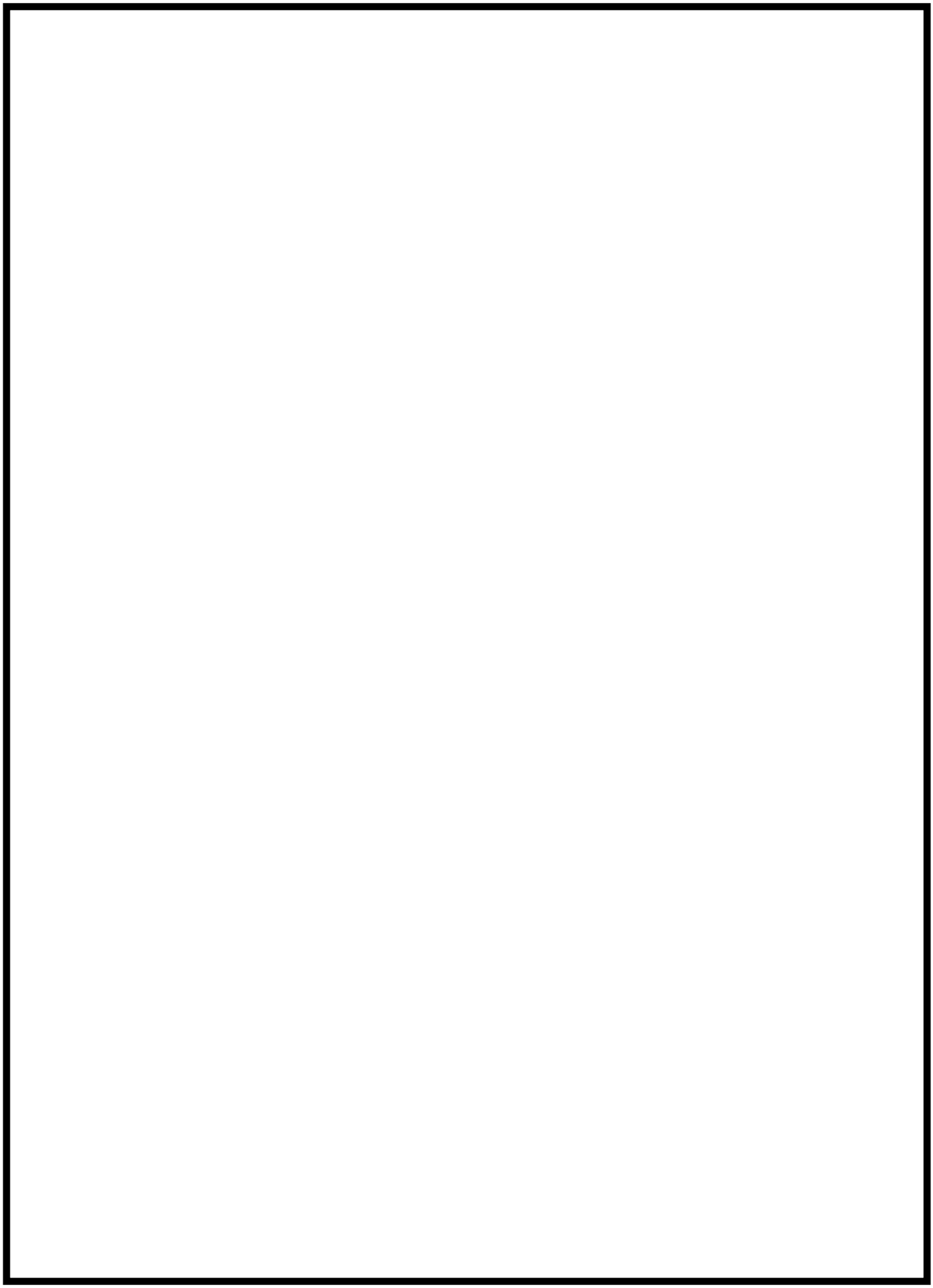


図51-11　7号炉原子炉建屋　地下2階

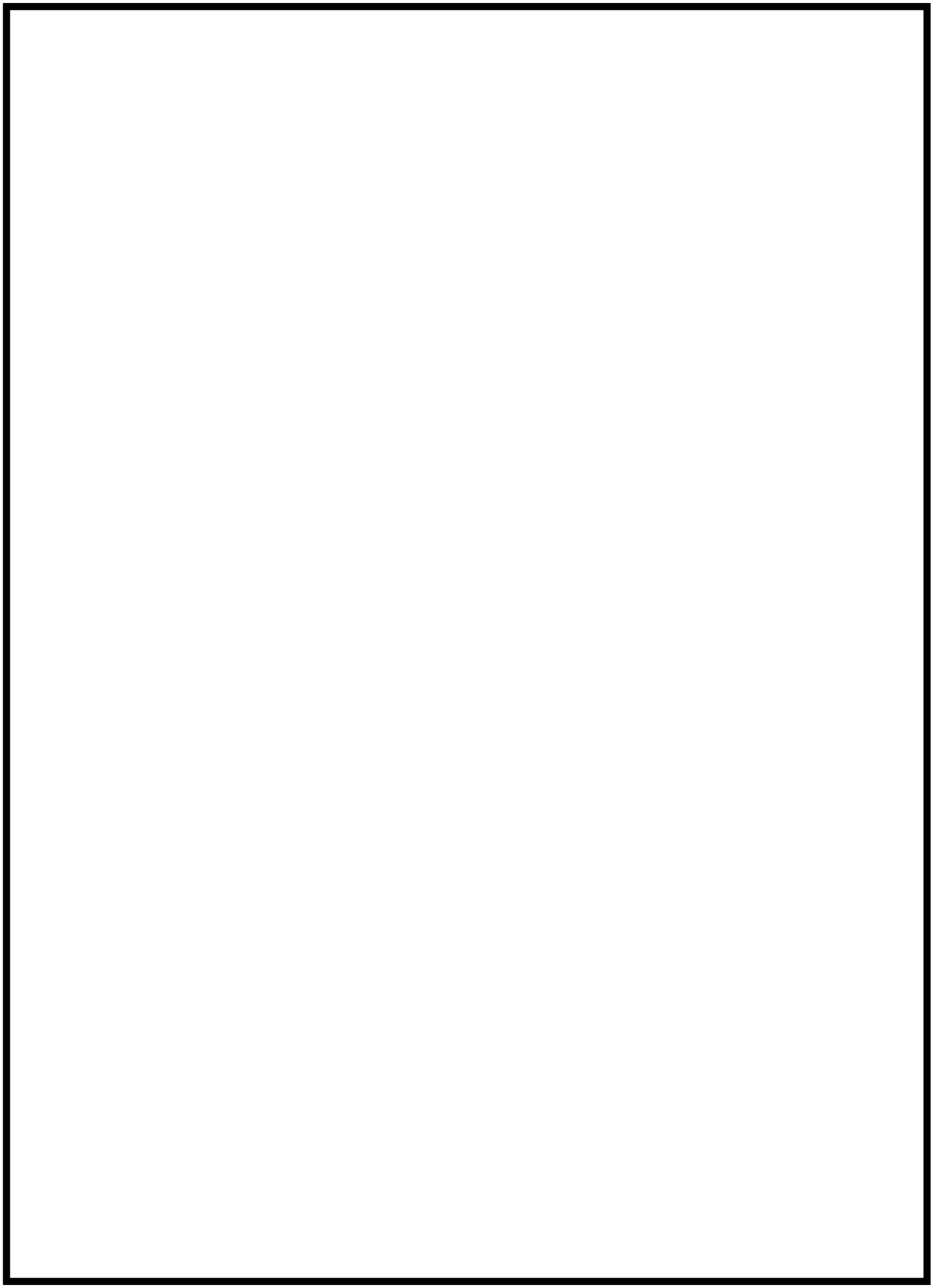


図51-12　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

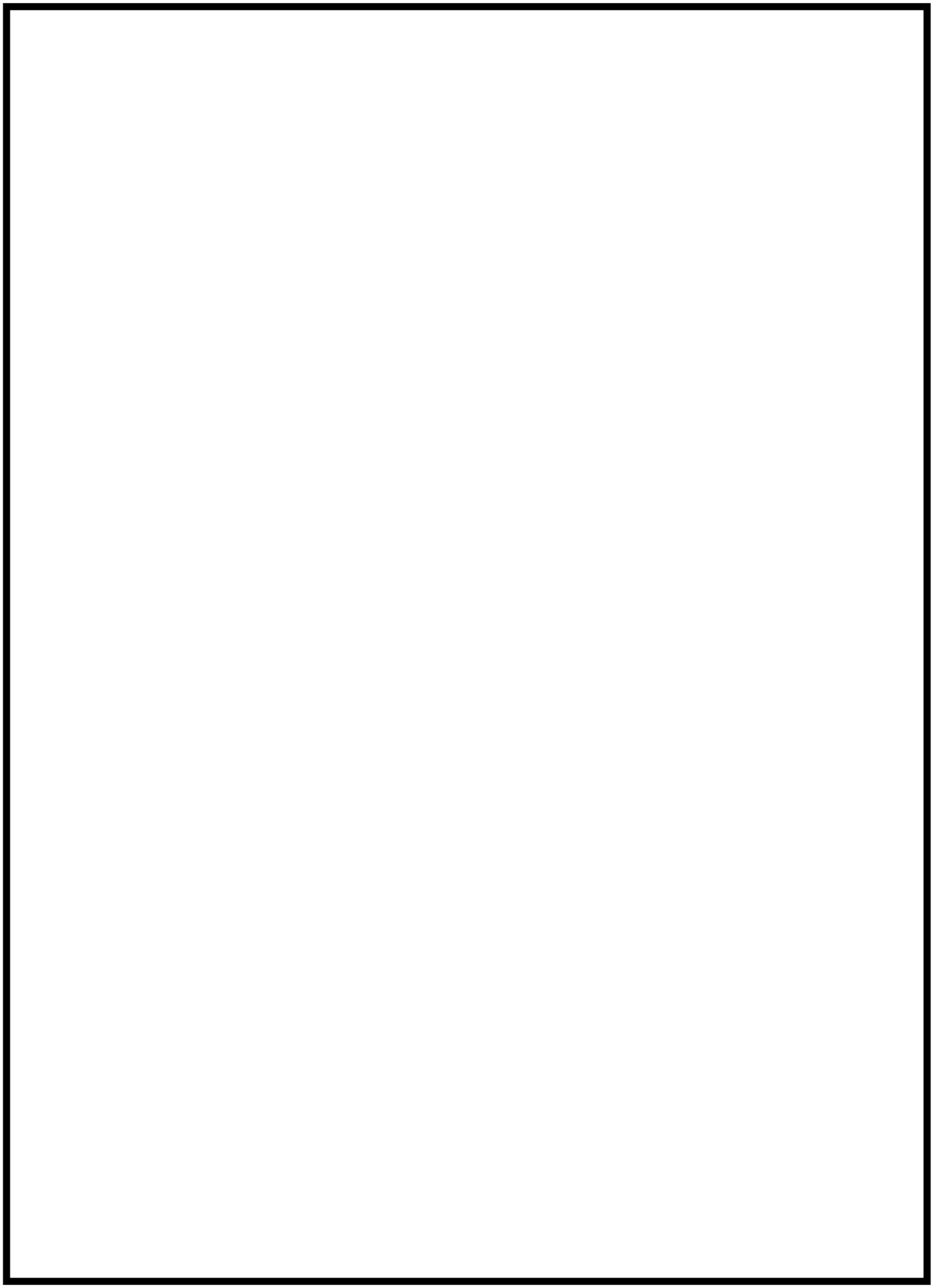


図51-13　7号炉原子炉建屋　地上1階

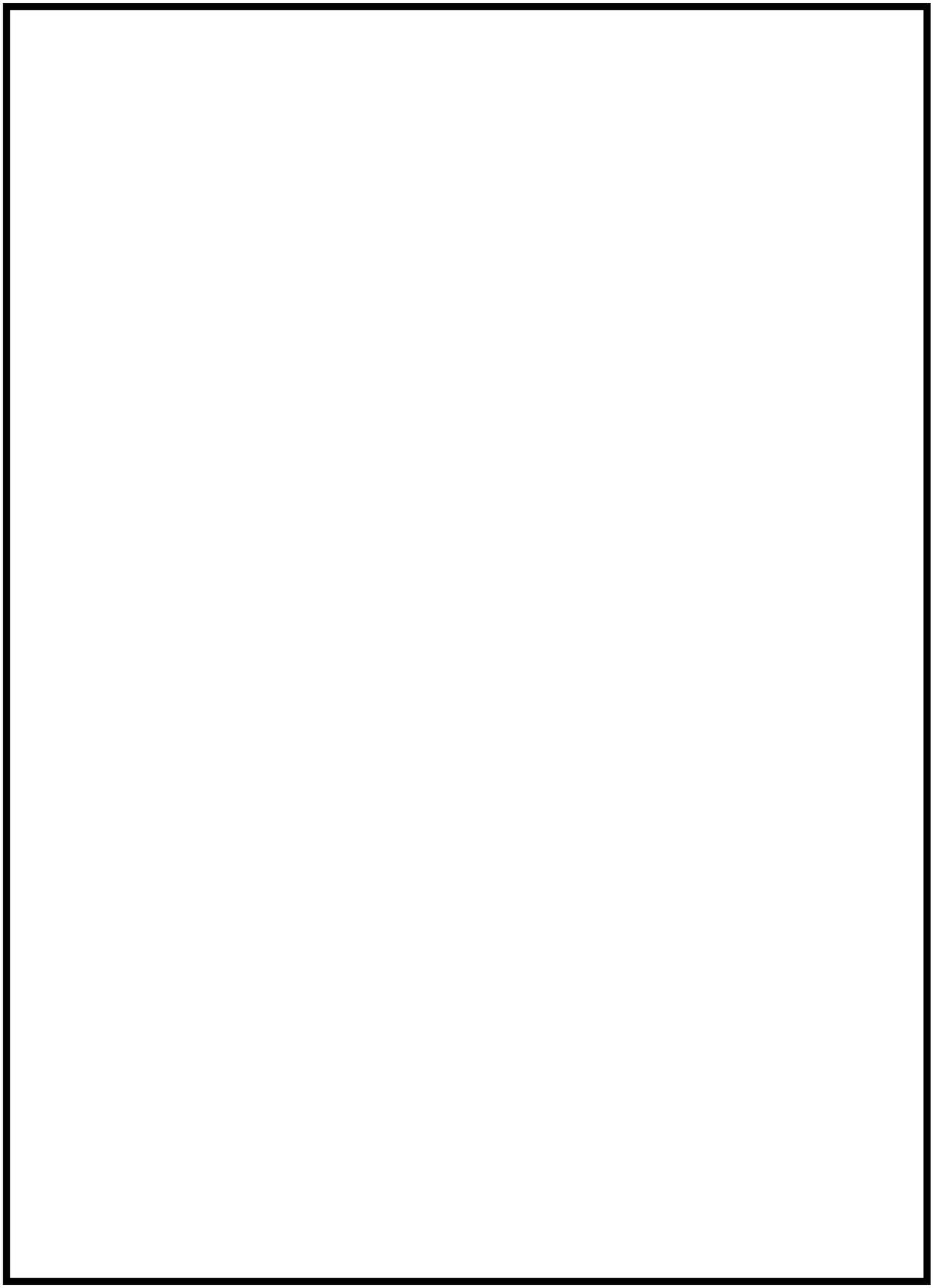


図51-14　7号炉原子炉建屋　地上2階

図51-15　7号炉原子炉建屋　地上3階

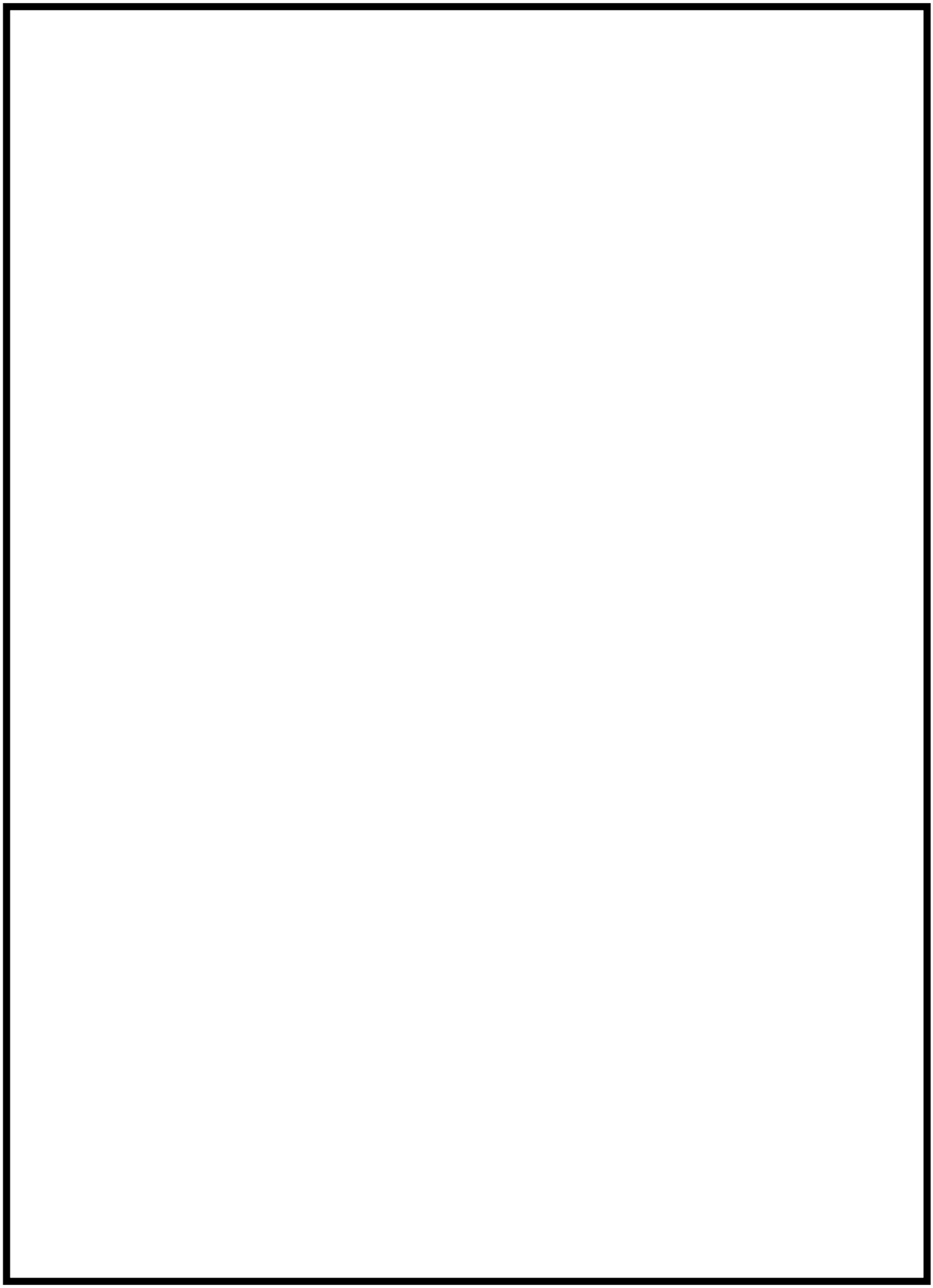


図51-16　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

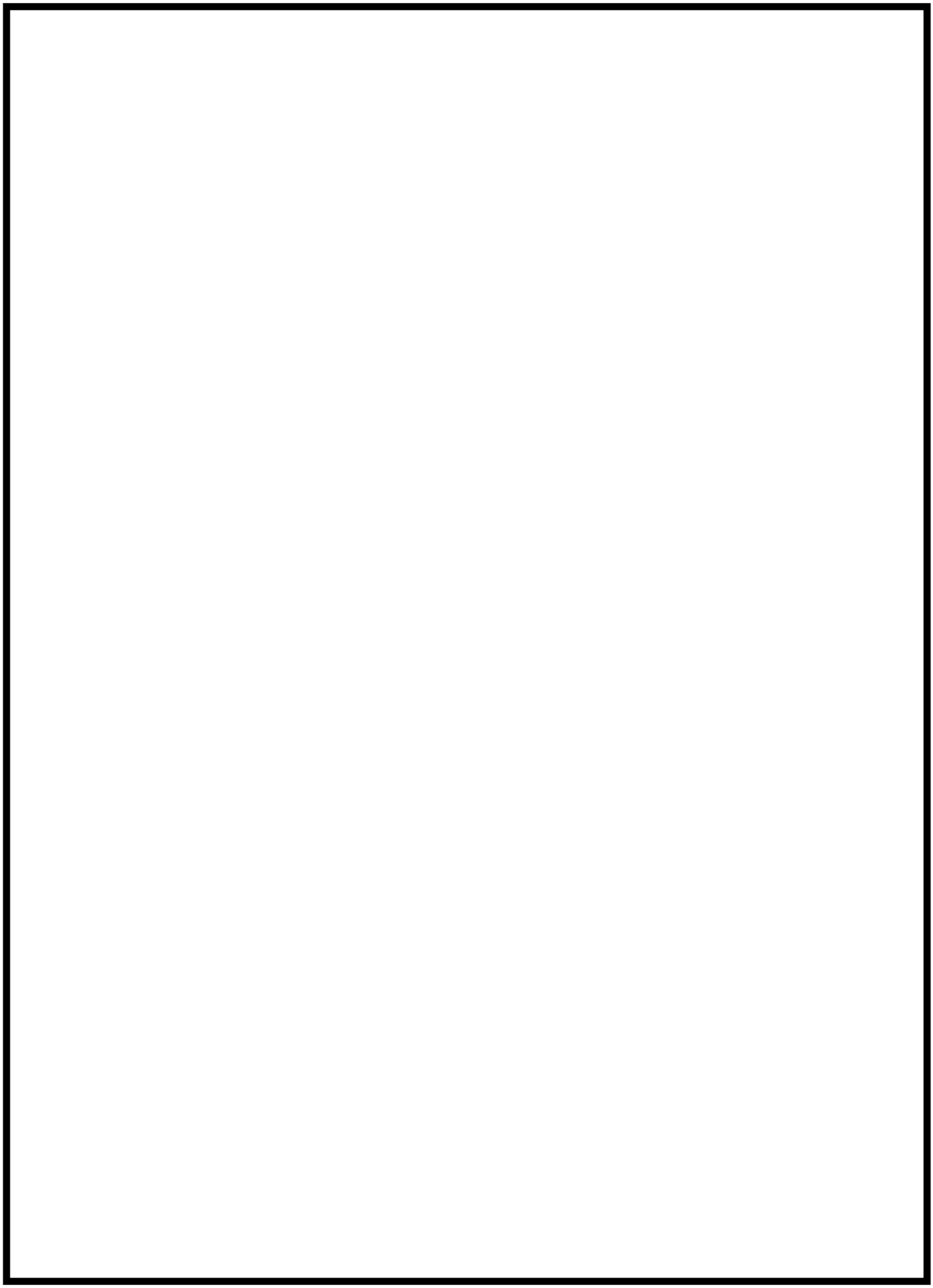


図51-17　7号炉原子炉建屋　地上4階

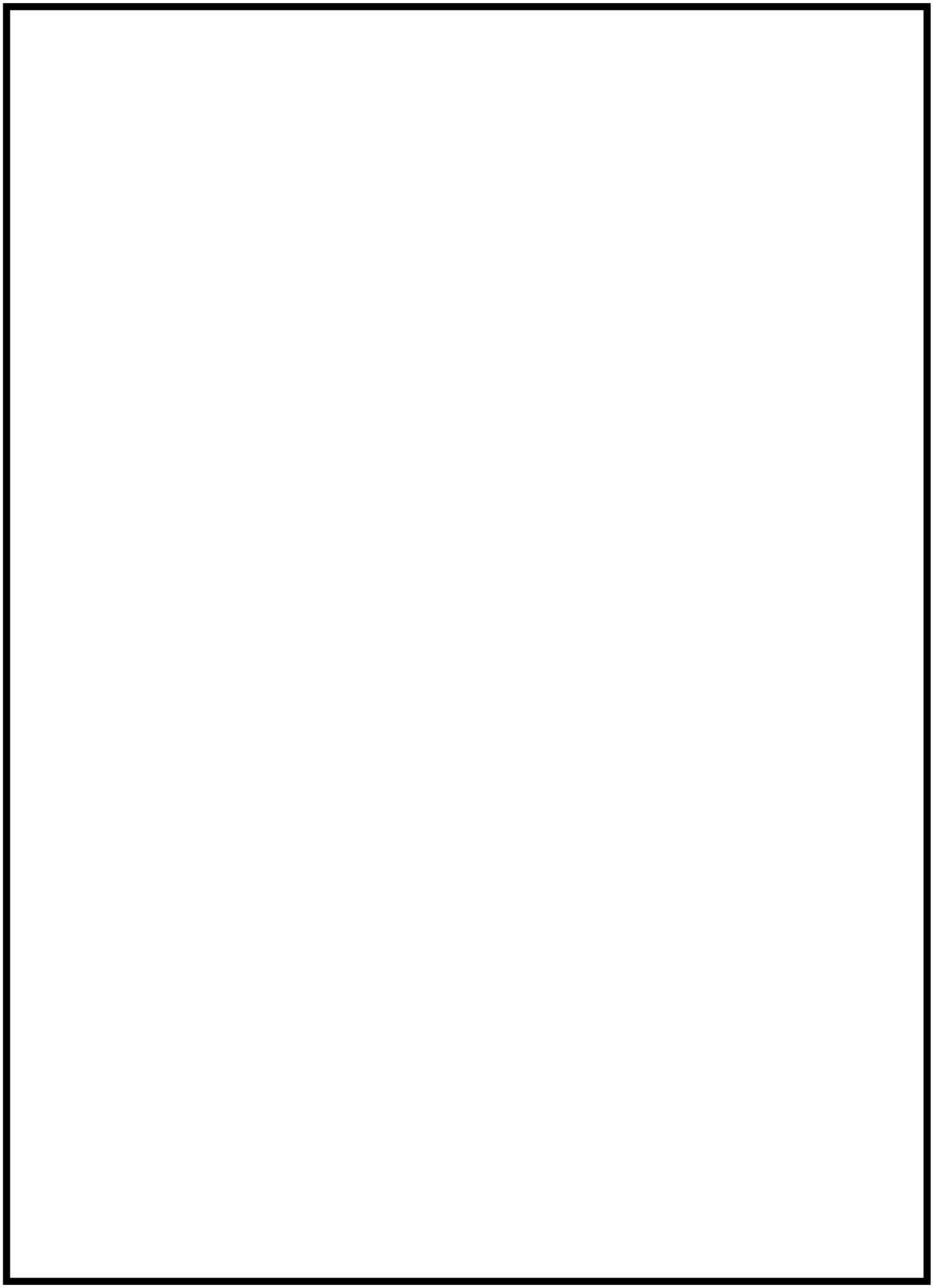


図51-18　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

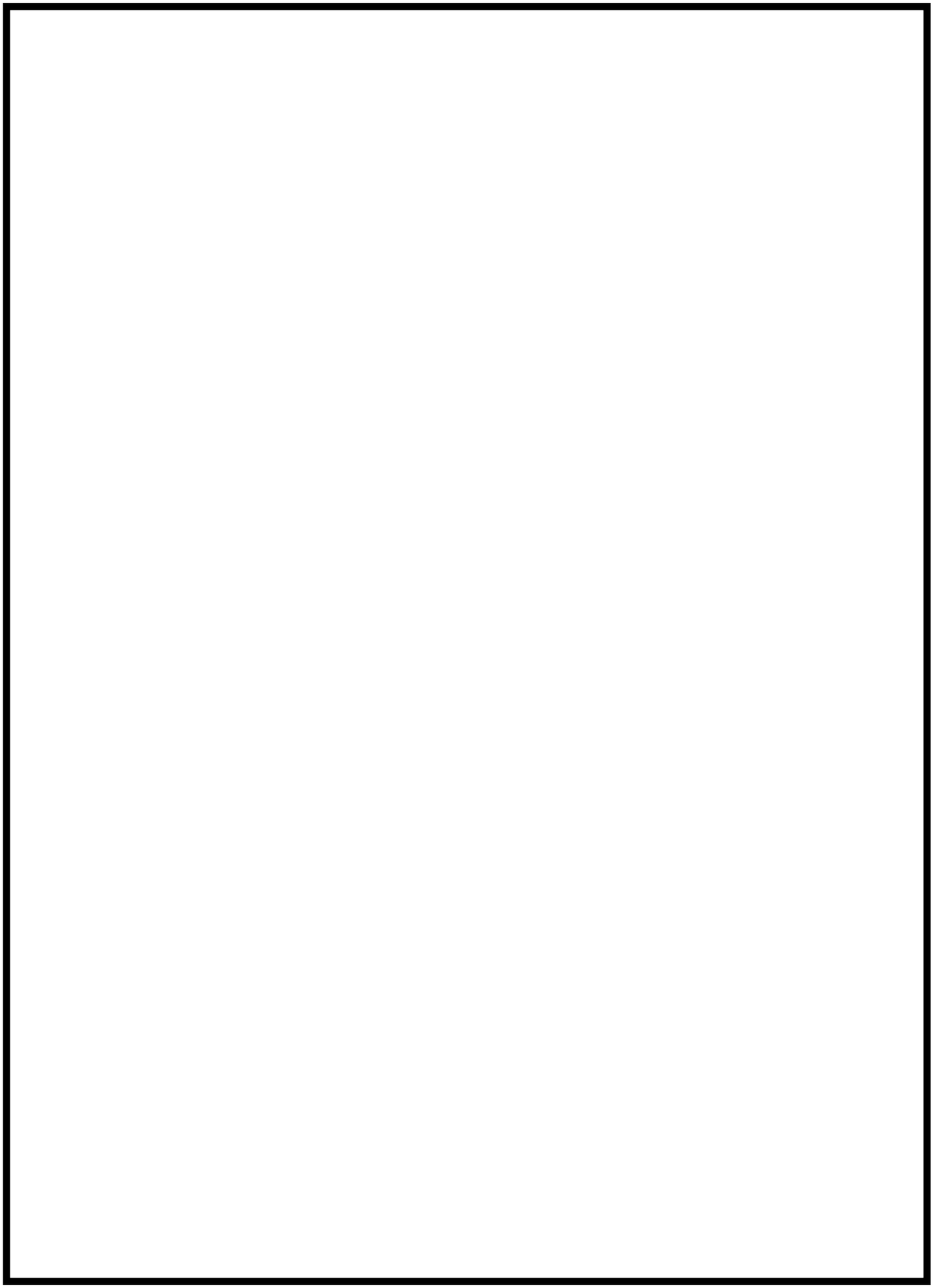


図51-19　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

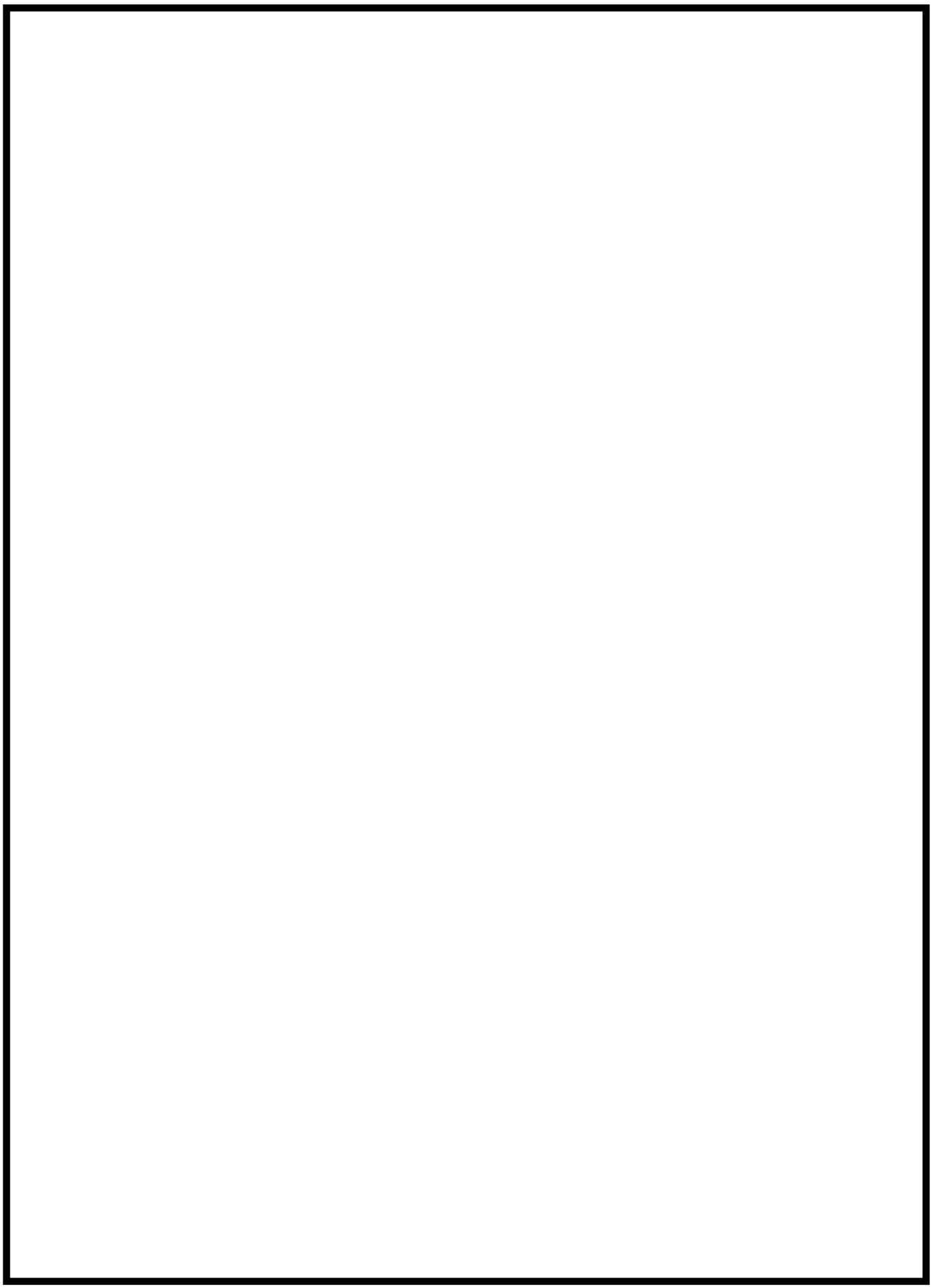


図51-20　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

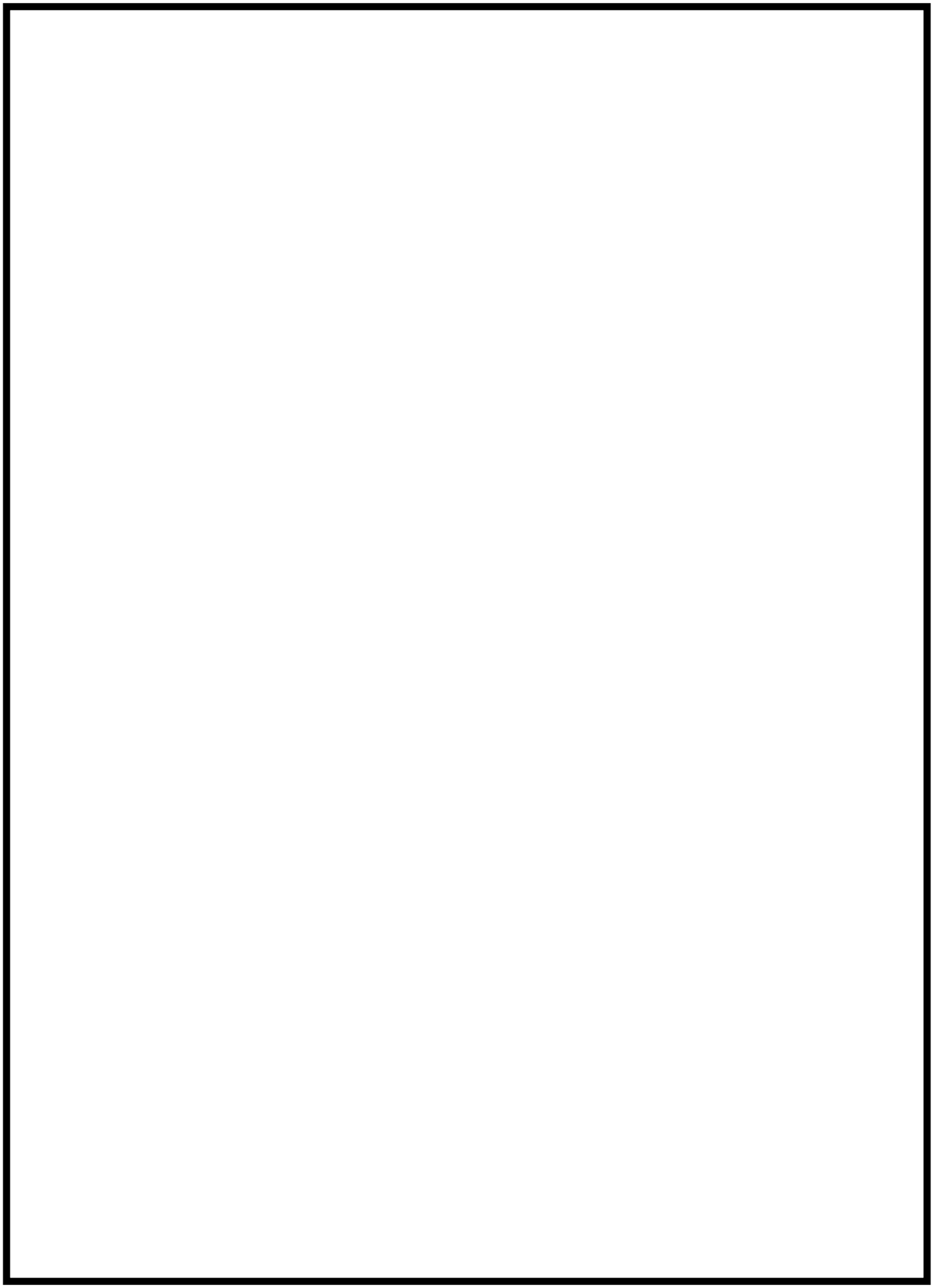


図51-21　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

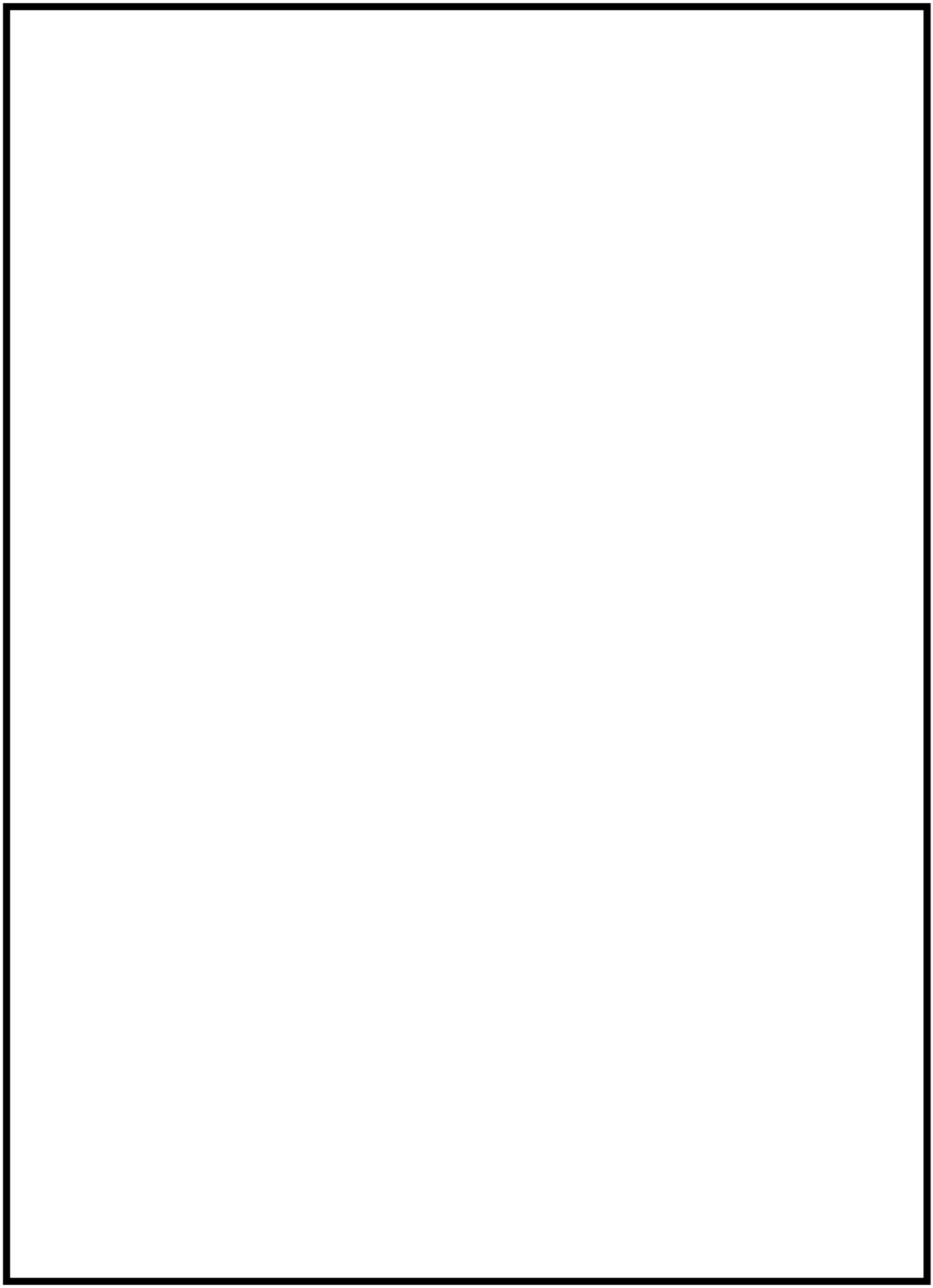


図51-22　6号炉原子炉建屋　地下3階

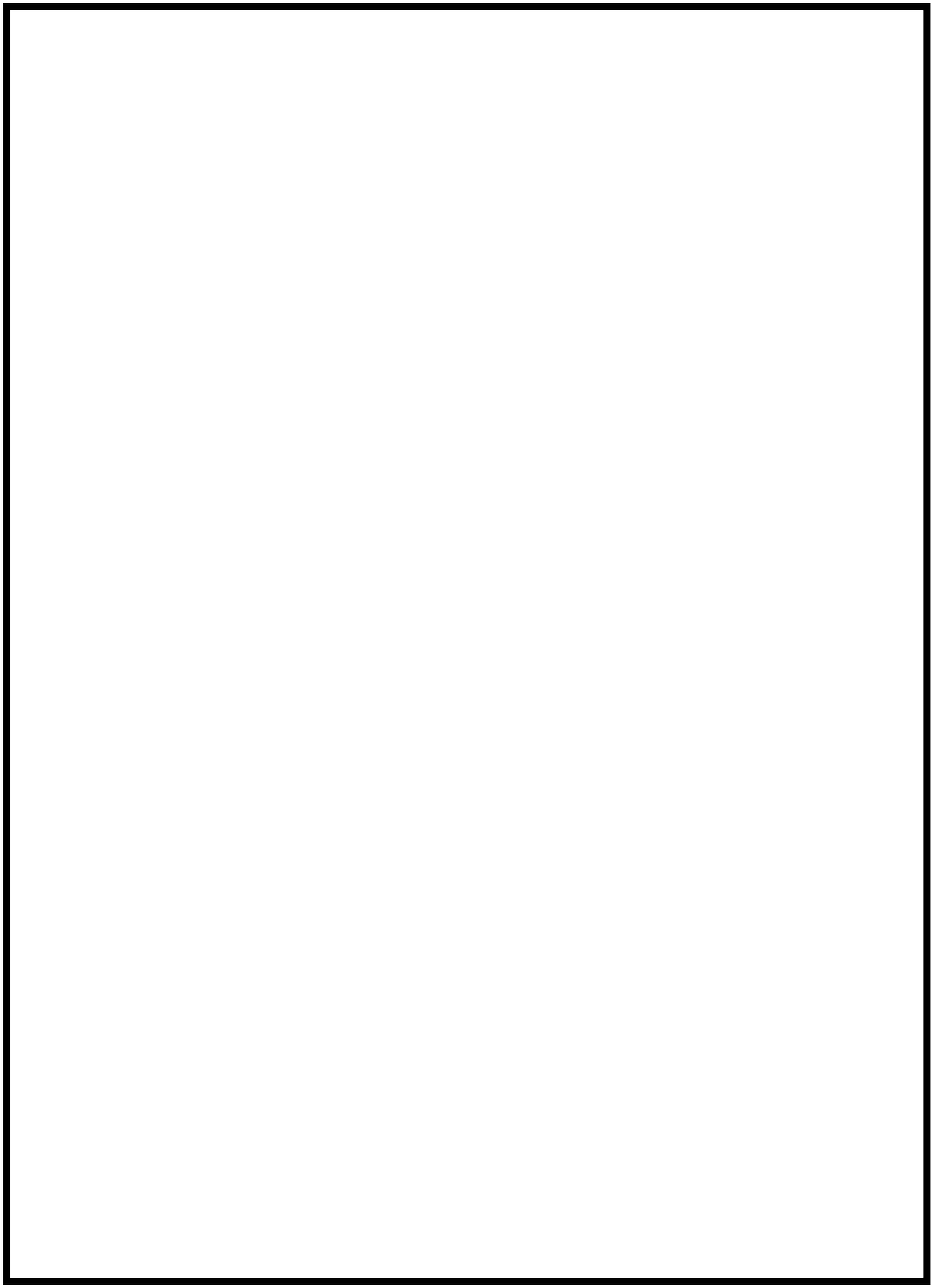


図51-23　6号炉原子炉建屋　地下2階

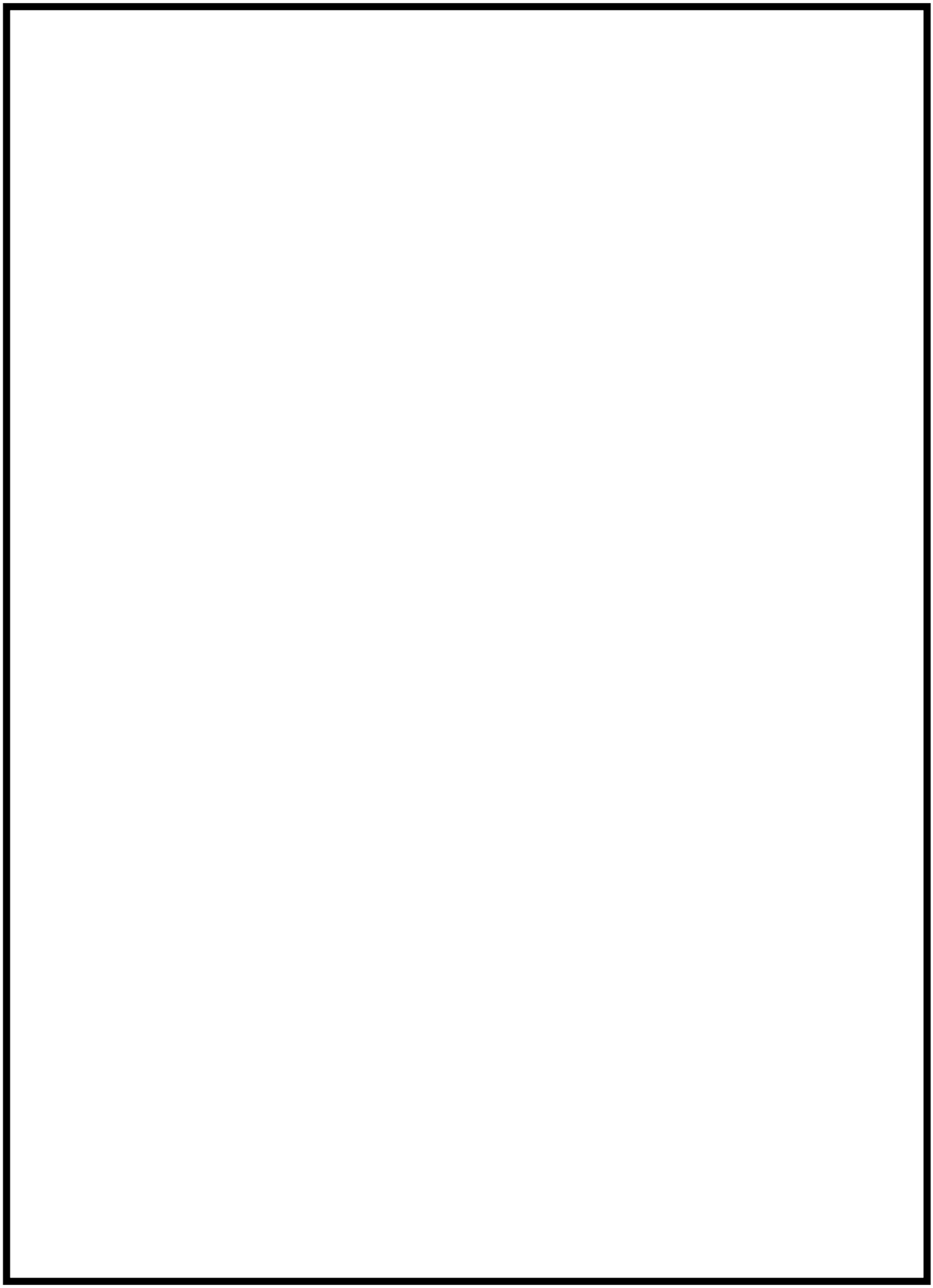


図51-24　6号炉原子炉建屋　地下1階及び中1階

図51-25　6号炉原子炉建屋　地上1階

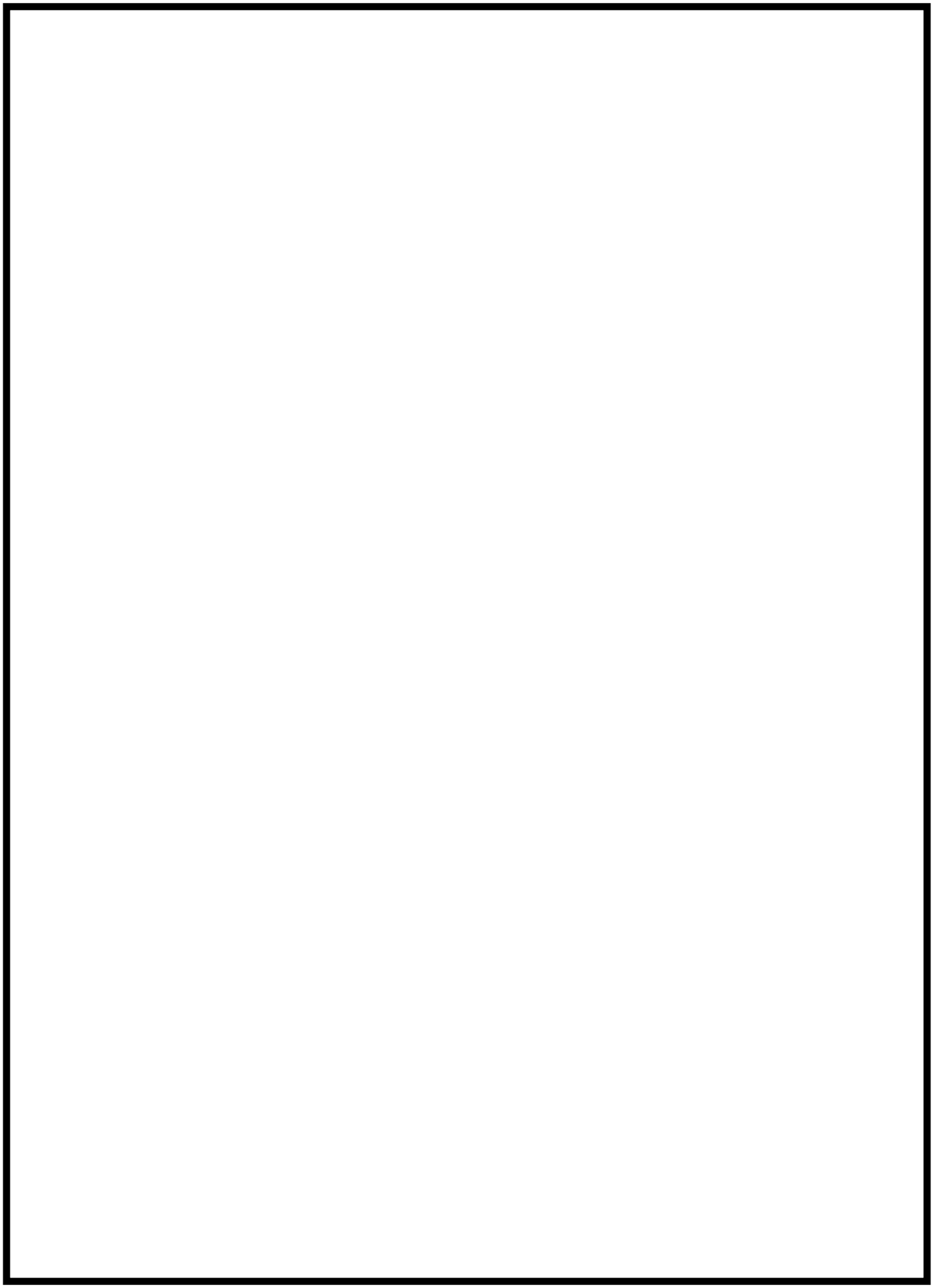


図51-26　6号炉原子炉建屋　地上2階

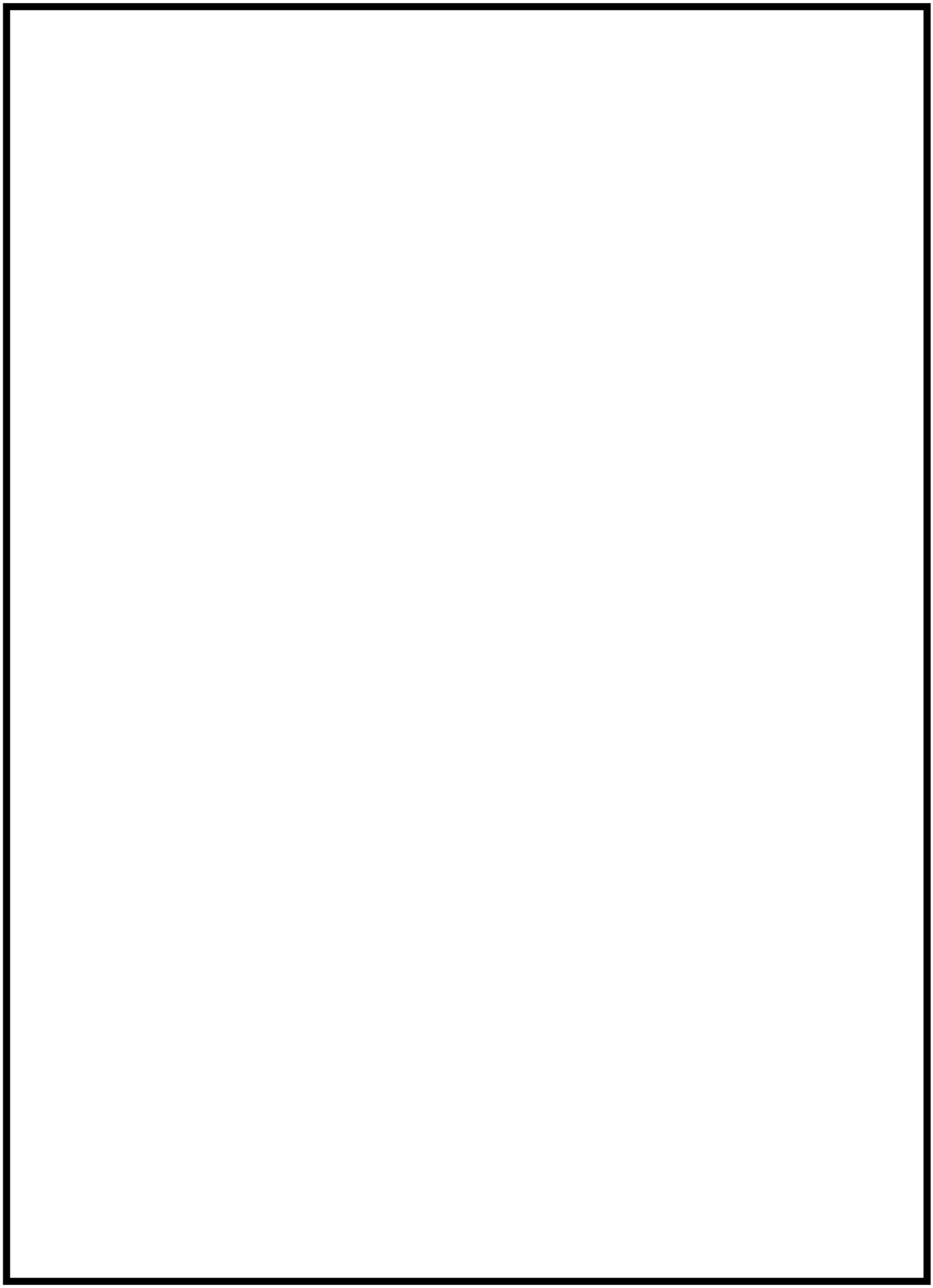


図51-27　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

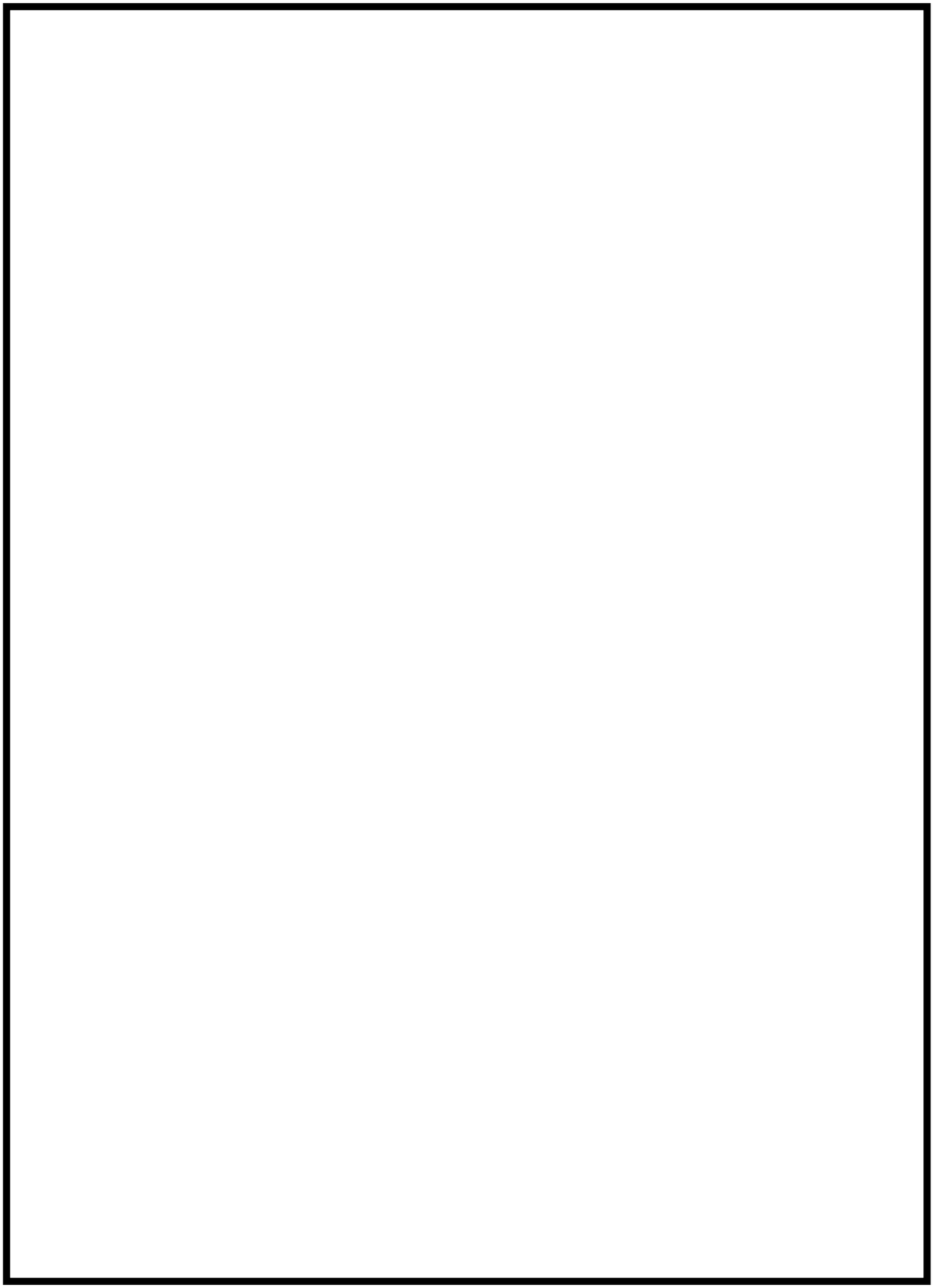


図51-28　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

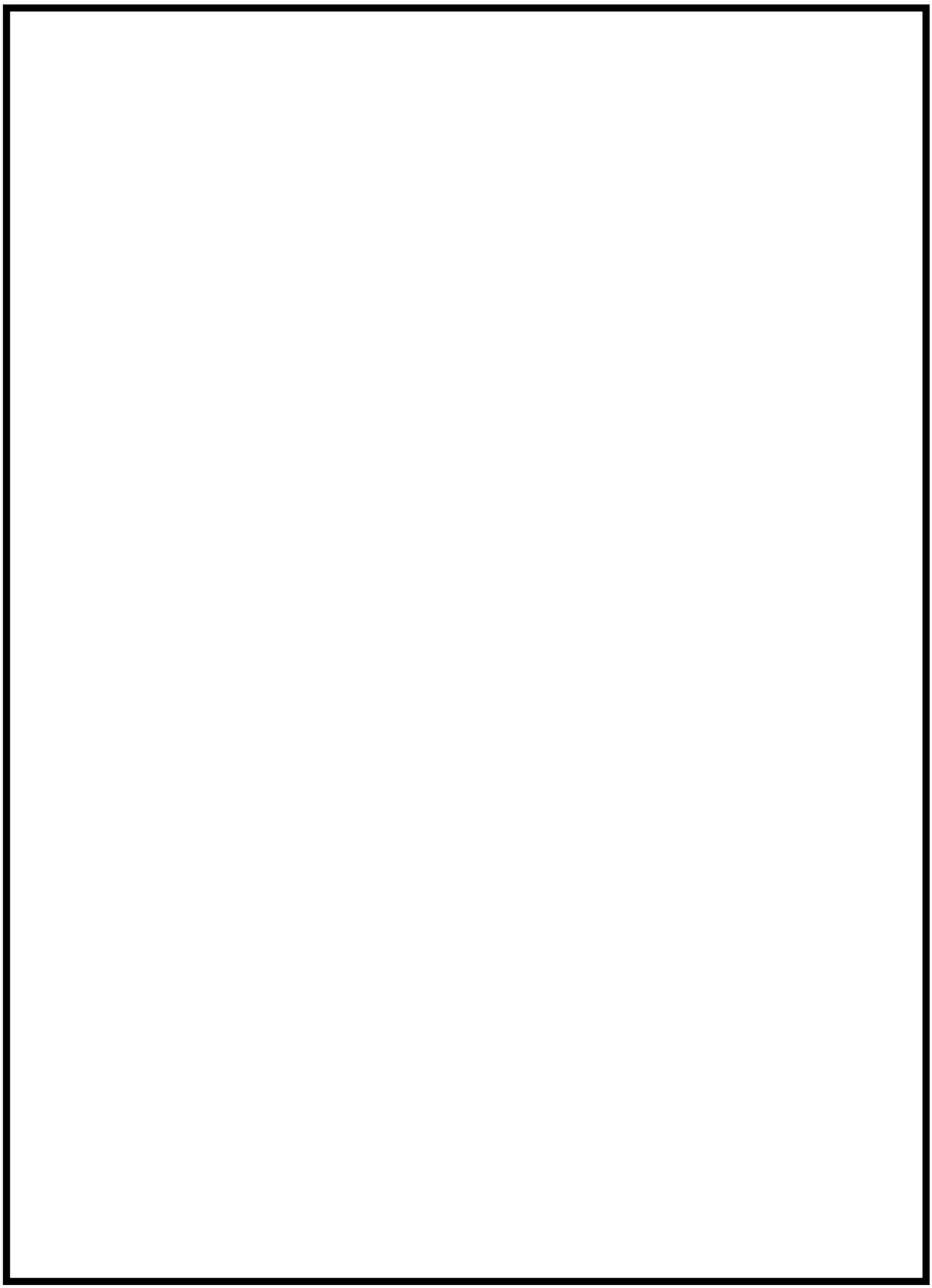


図51-29　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

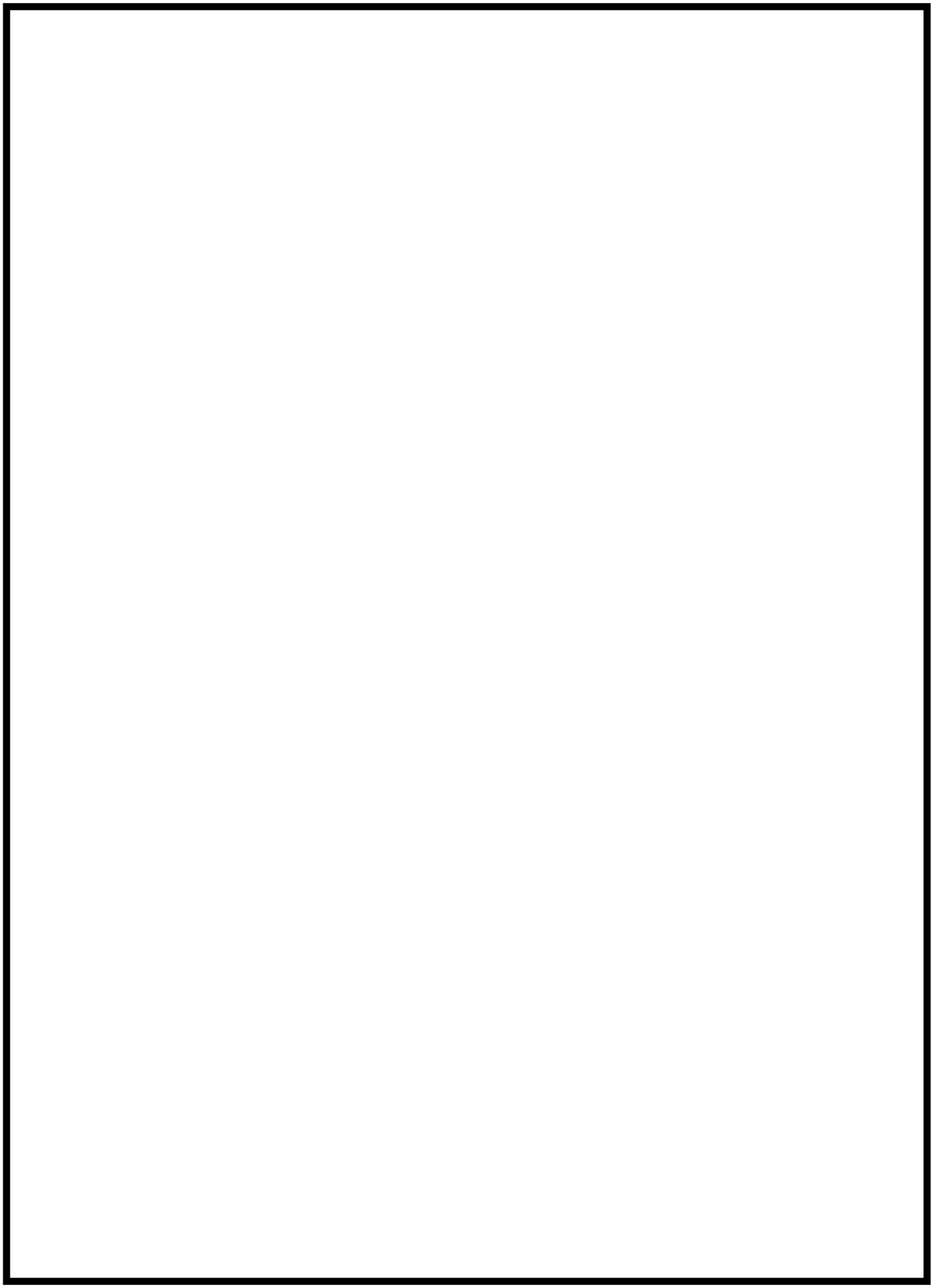


図51-30　7号炉原子炉建屋　地下3階

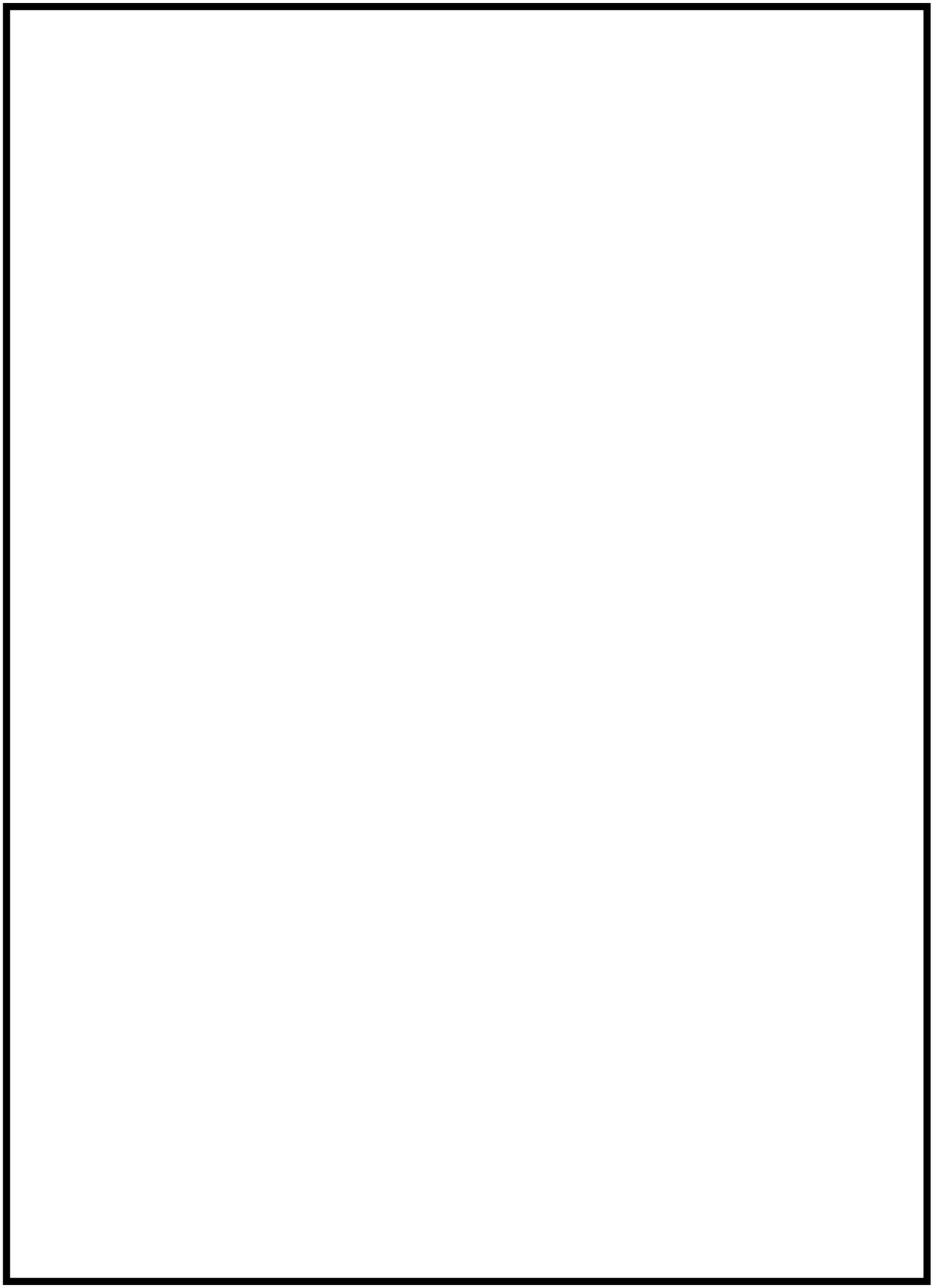


図51-31　7号炉原子炉建屋　地下2階

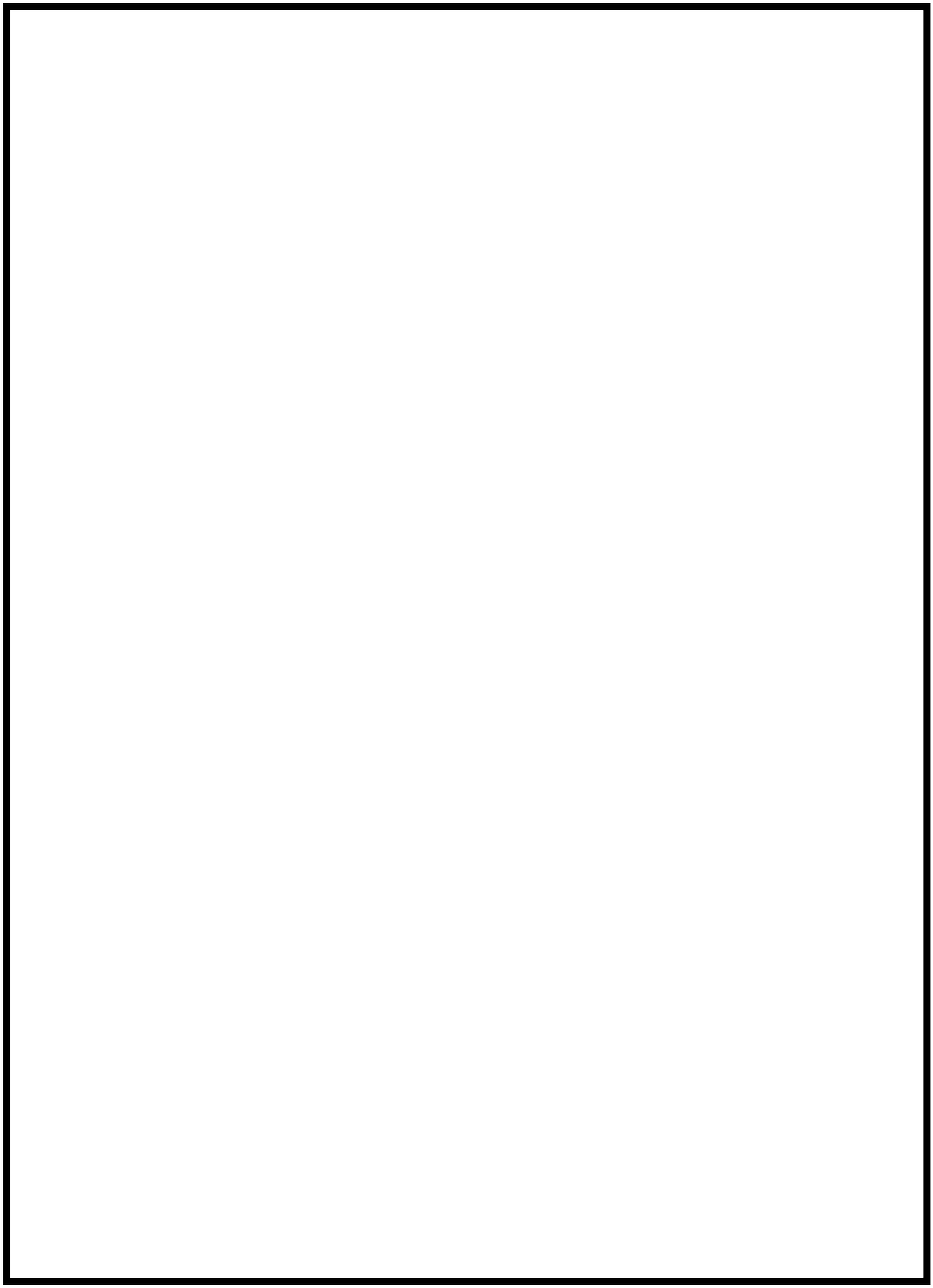


図51-32　7号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図51-33　7号炉原子炉建屋　地上1階

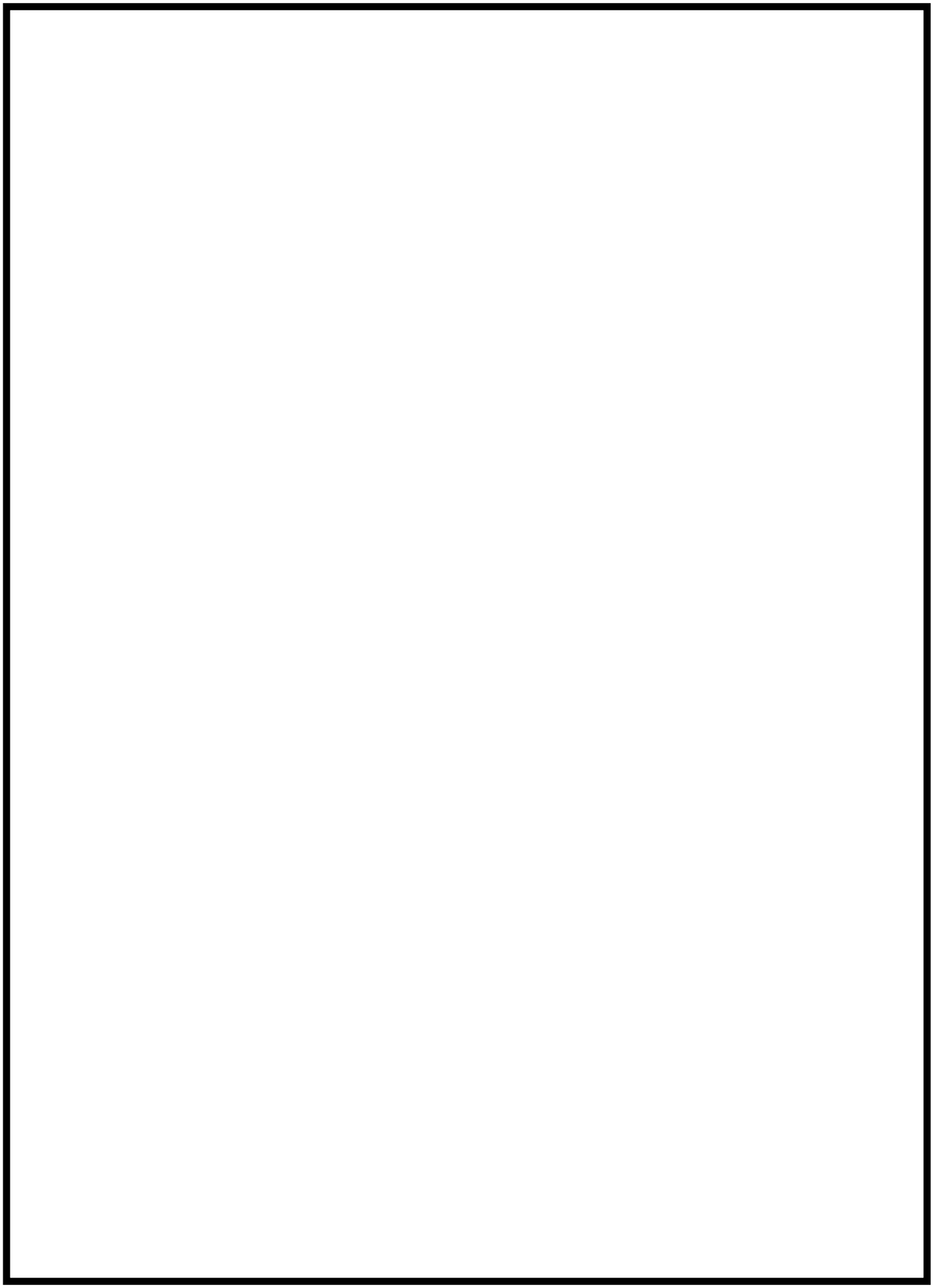


図51-34　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

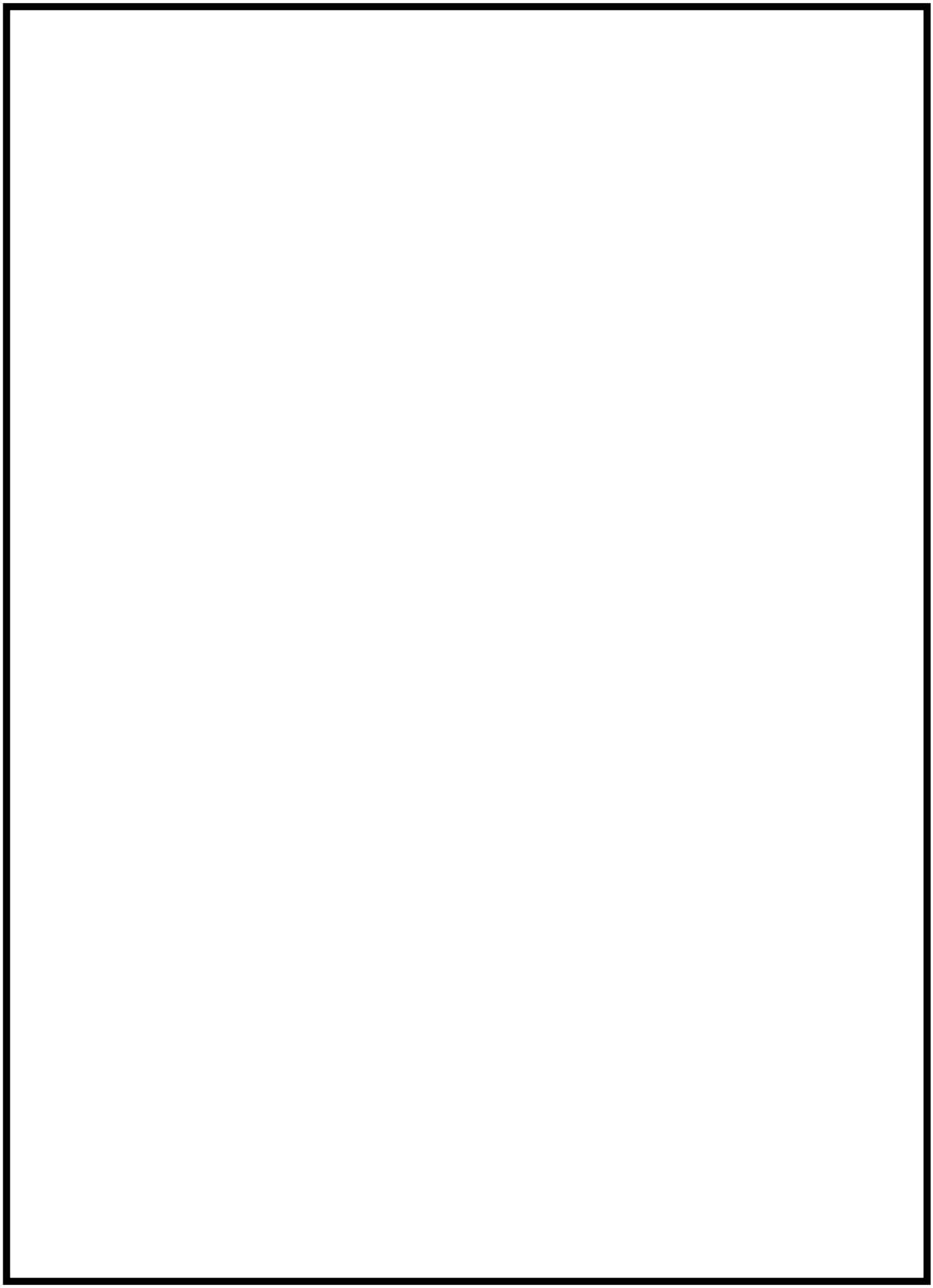


図51-35　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

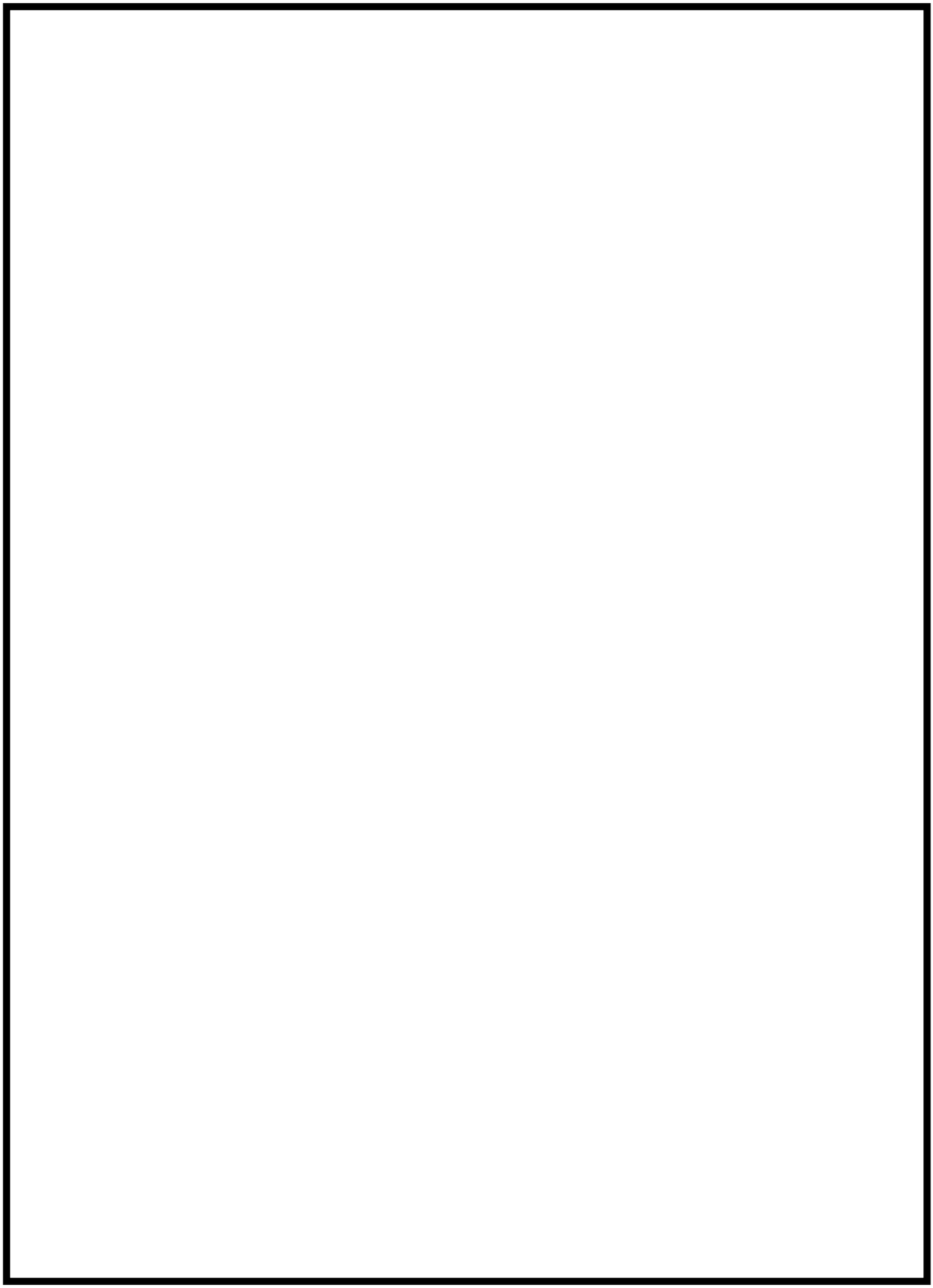


図51-36　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

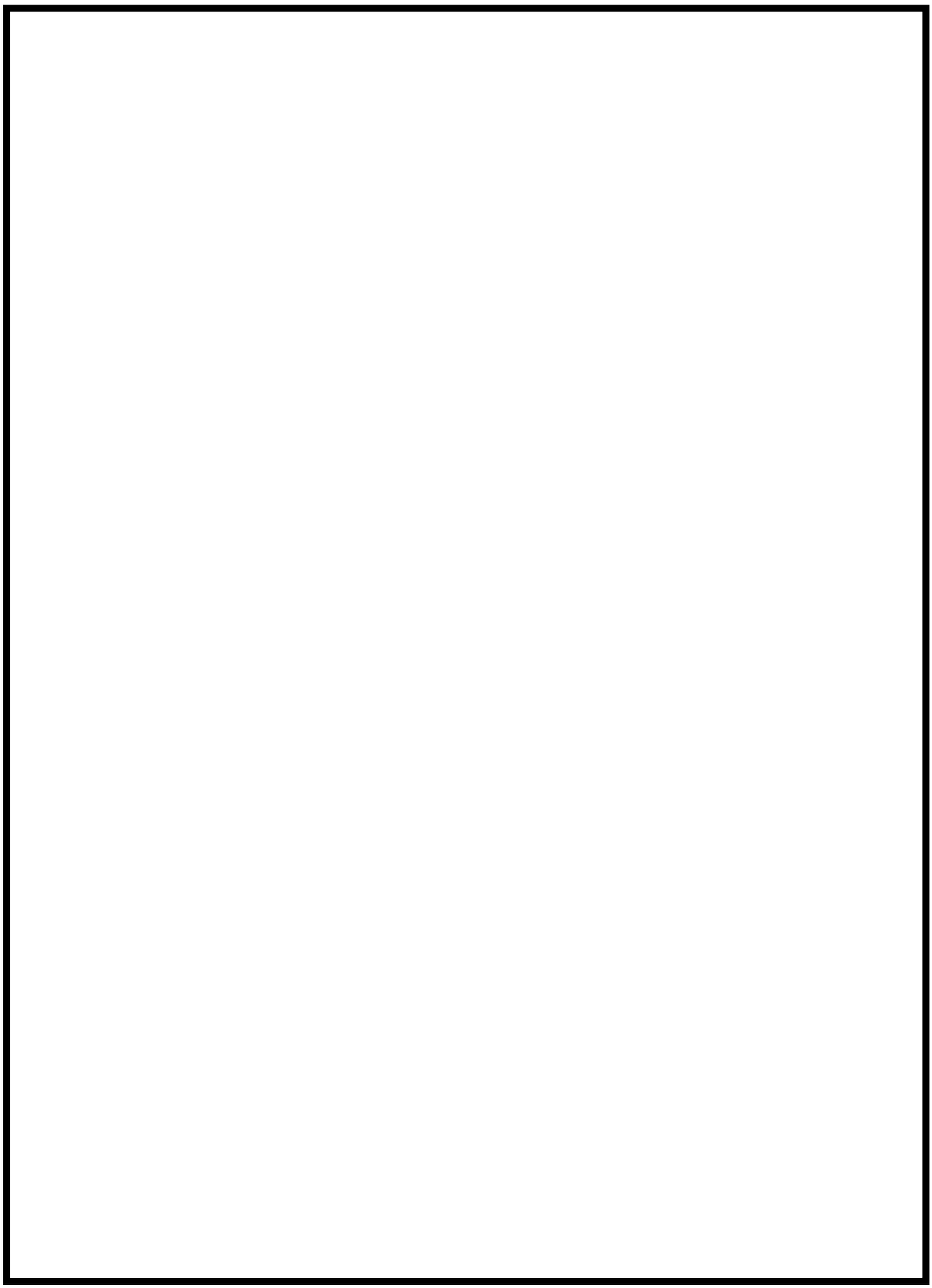


図51-37　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

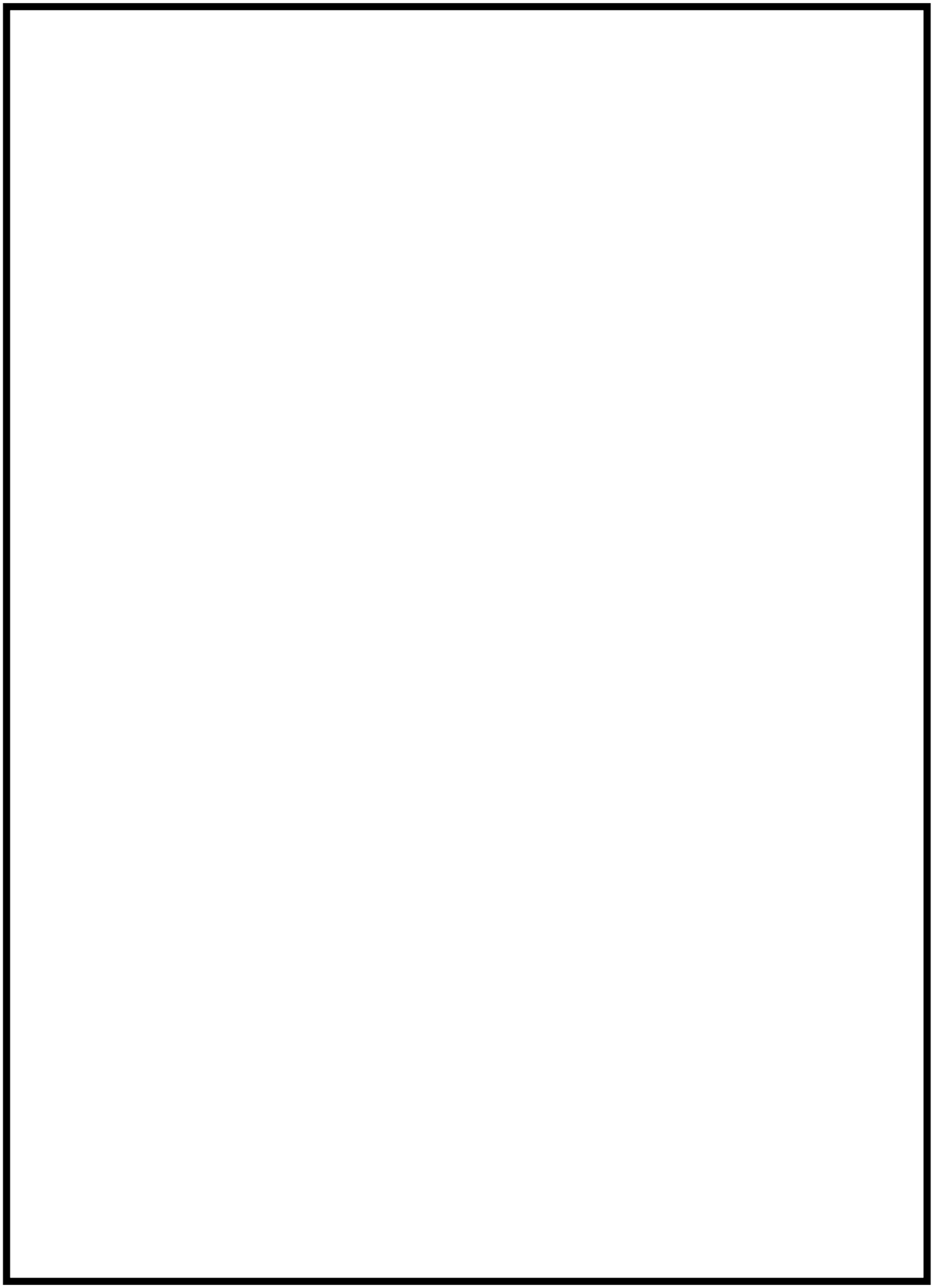


図51-38　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

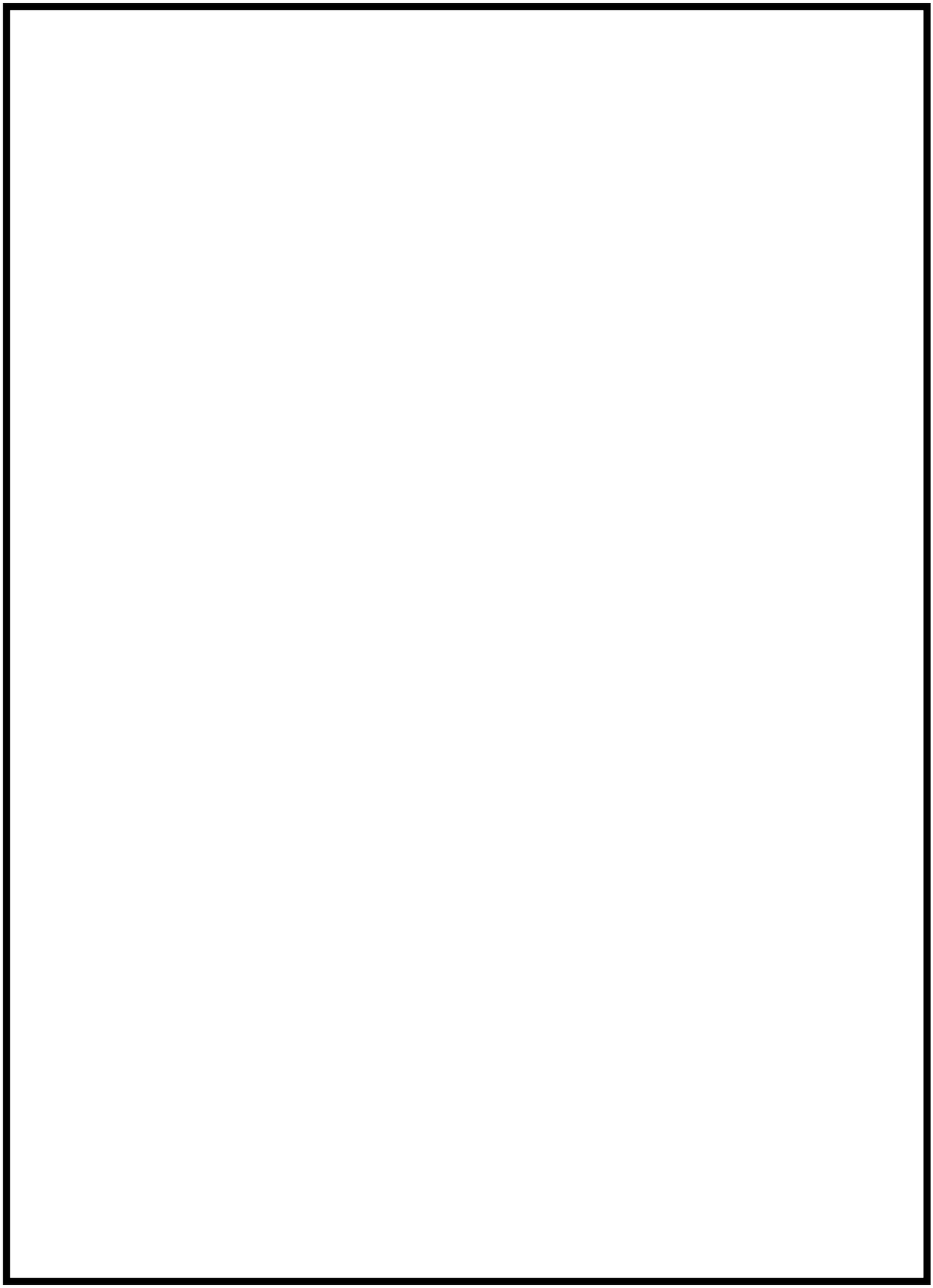


図51-39　6号炉原子炉建屋　地下2階

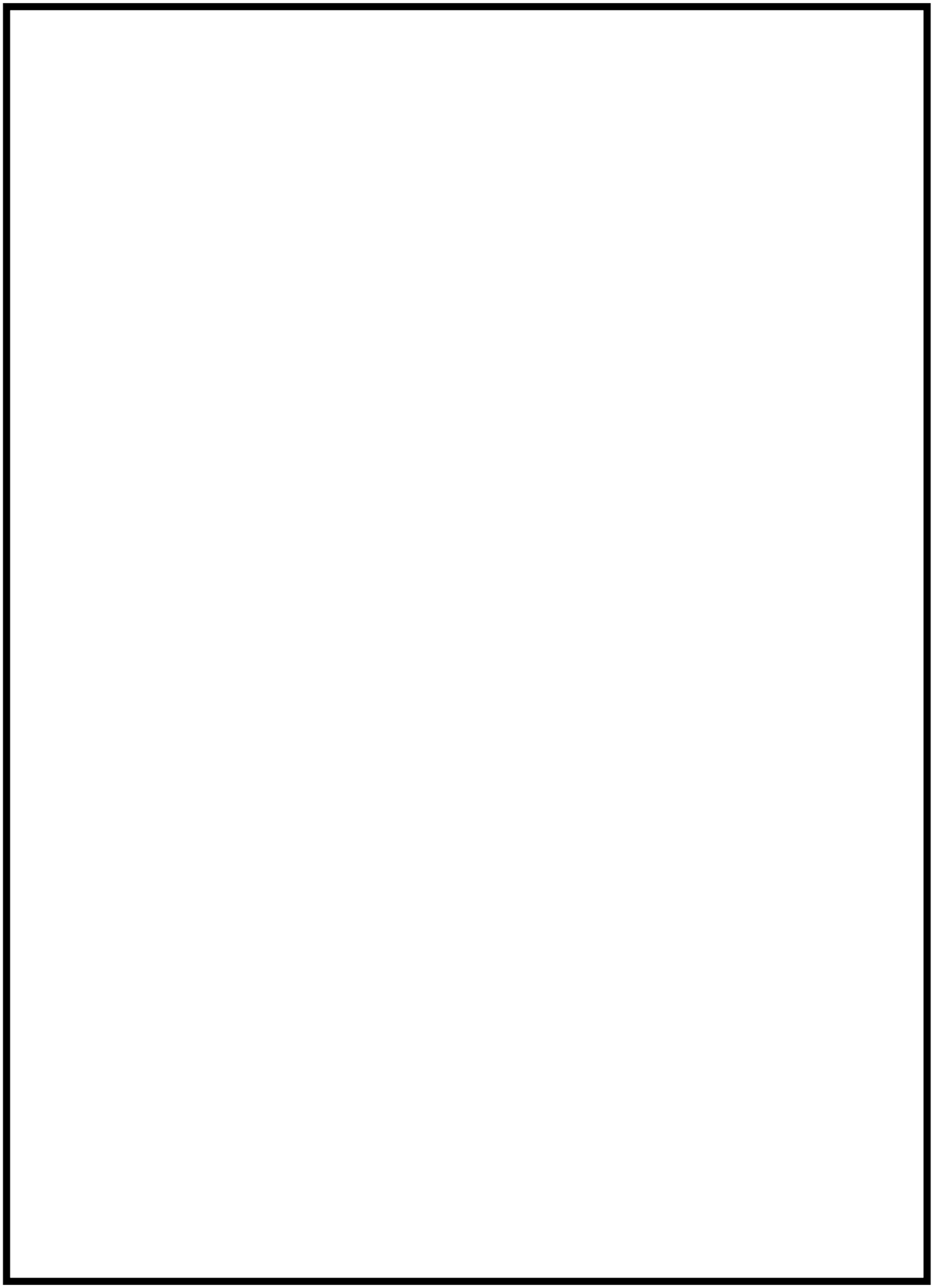


図51-40　6号炉原子炉建屋　地下1階及び地下中1階

図51-41　6号炉原子炉建屋　地上1階

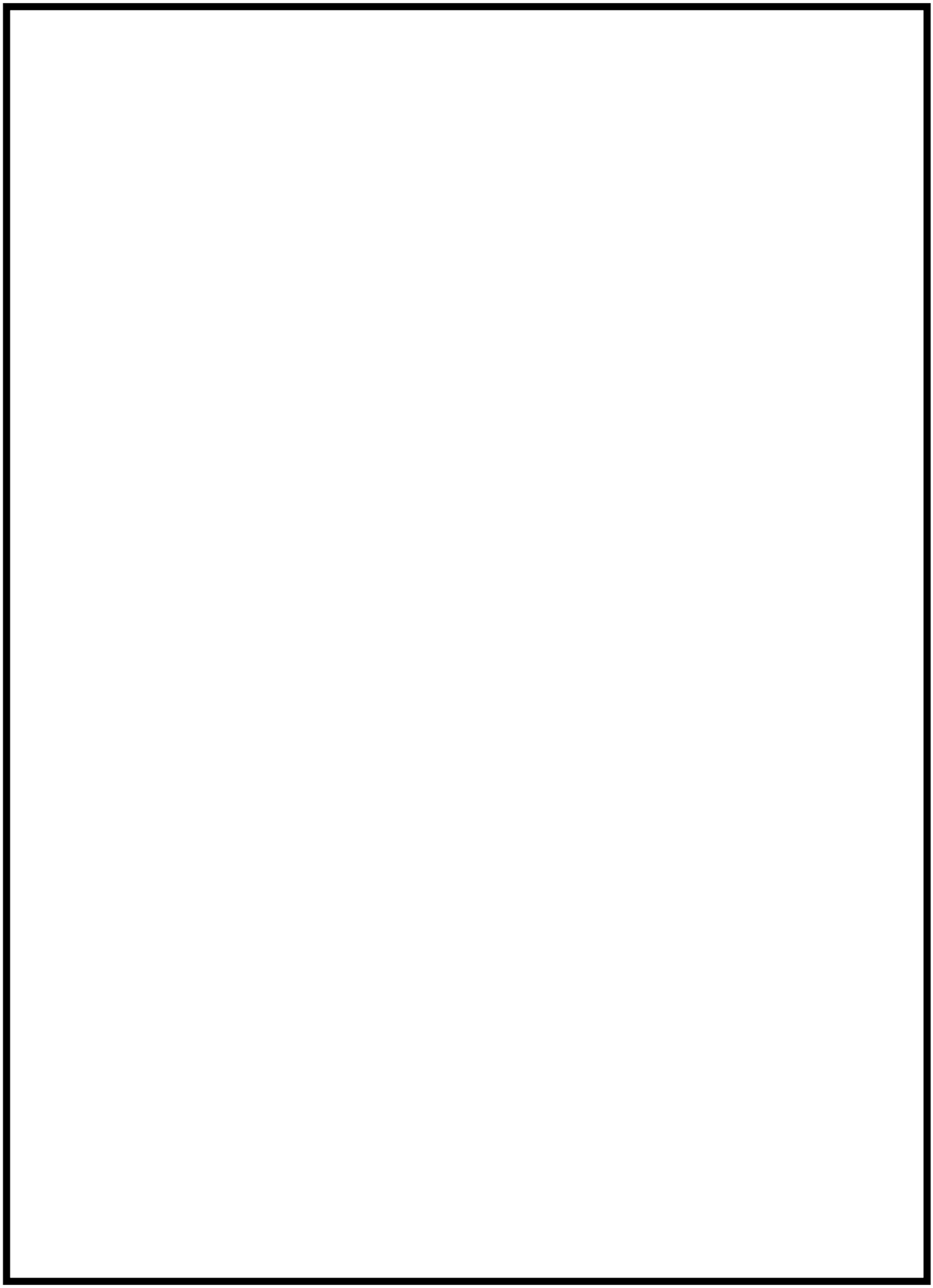


図51-42　6号炉原子炉建屋　地上2階

図51-43　6号炉原子炉建屋　地上3階

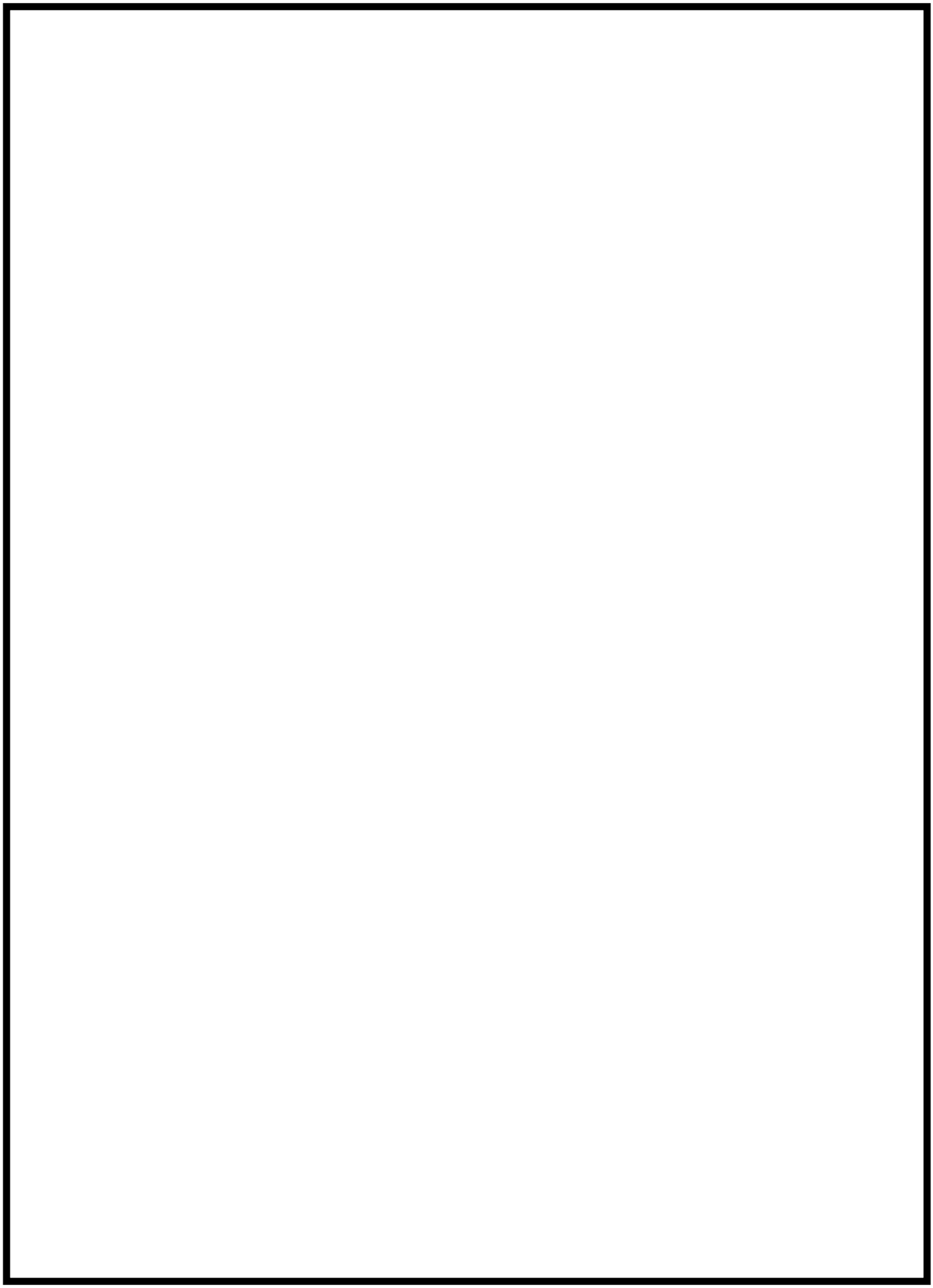


図51-44　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

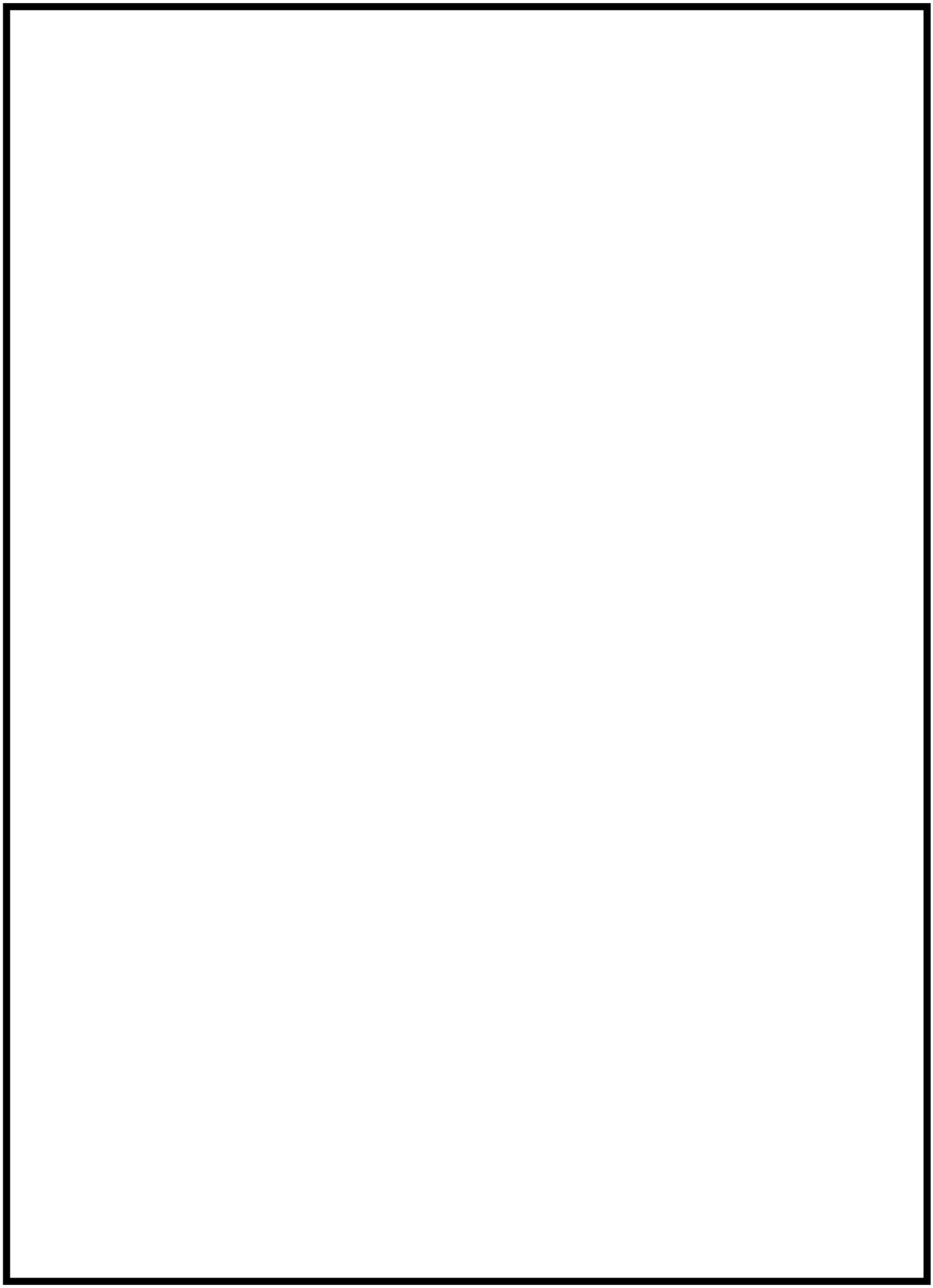


図51-45　6号炉原子炉建屋　地上4階

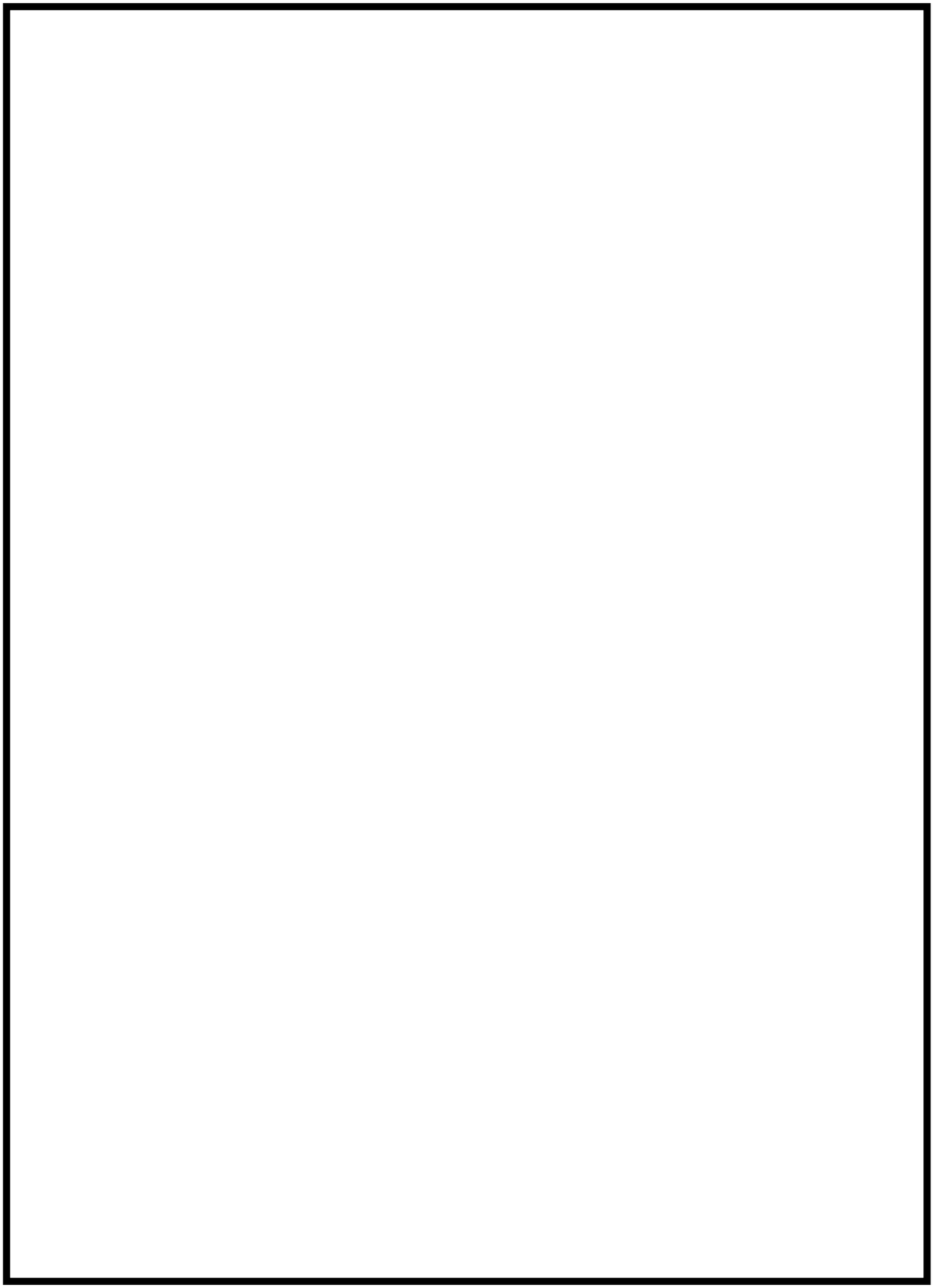


図51-46　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

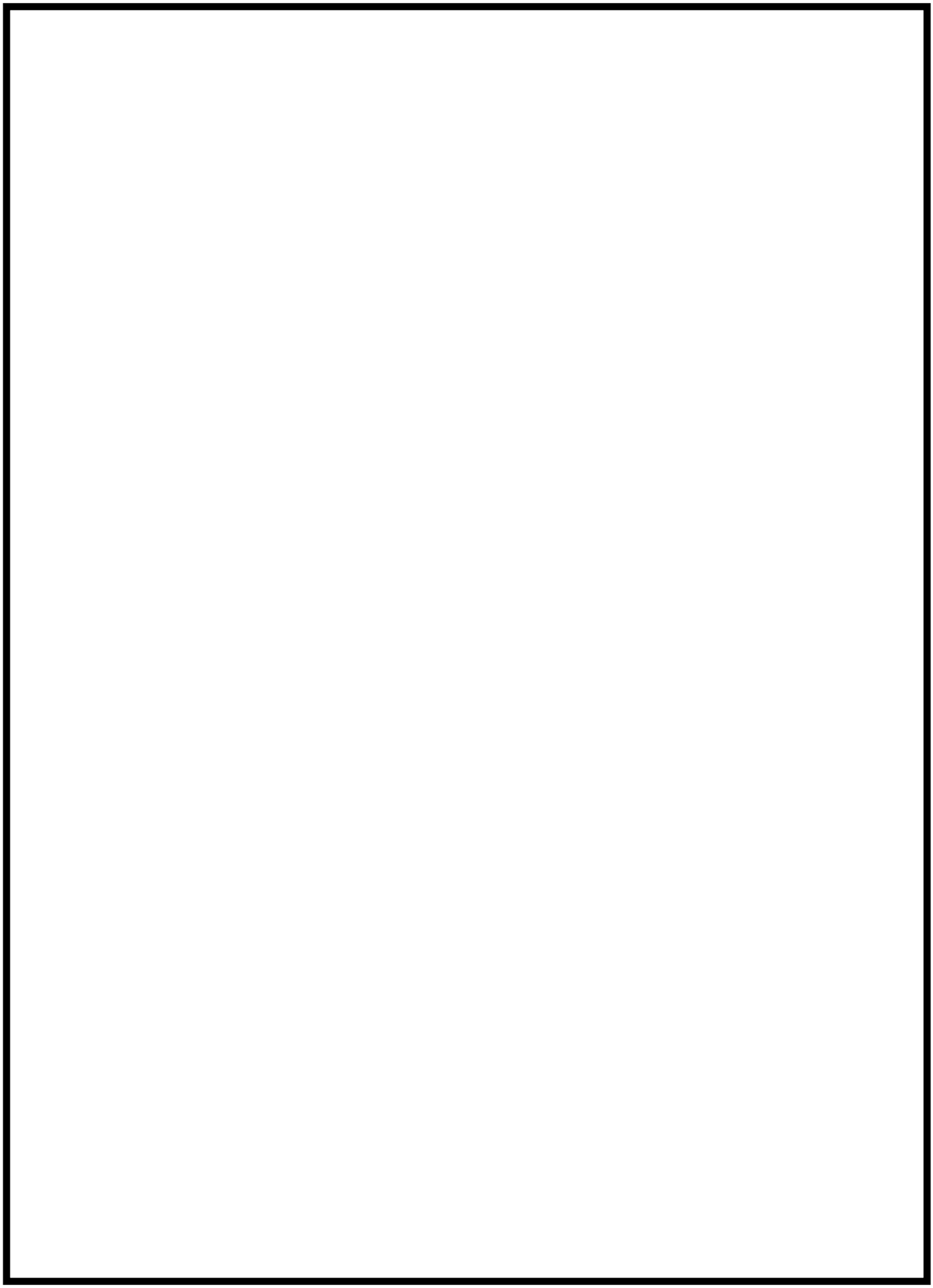


図51-47　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

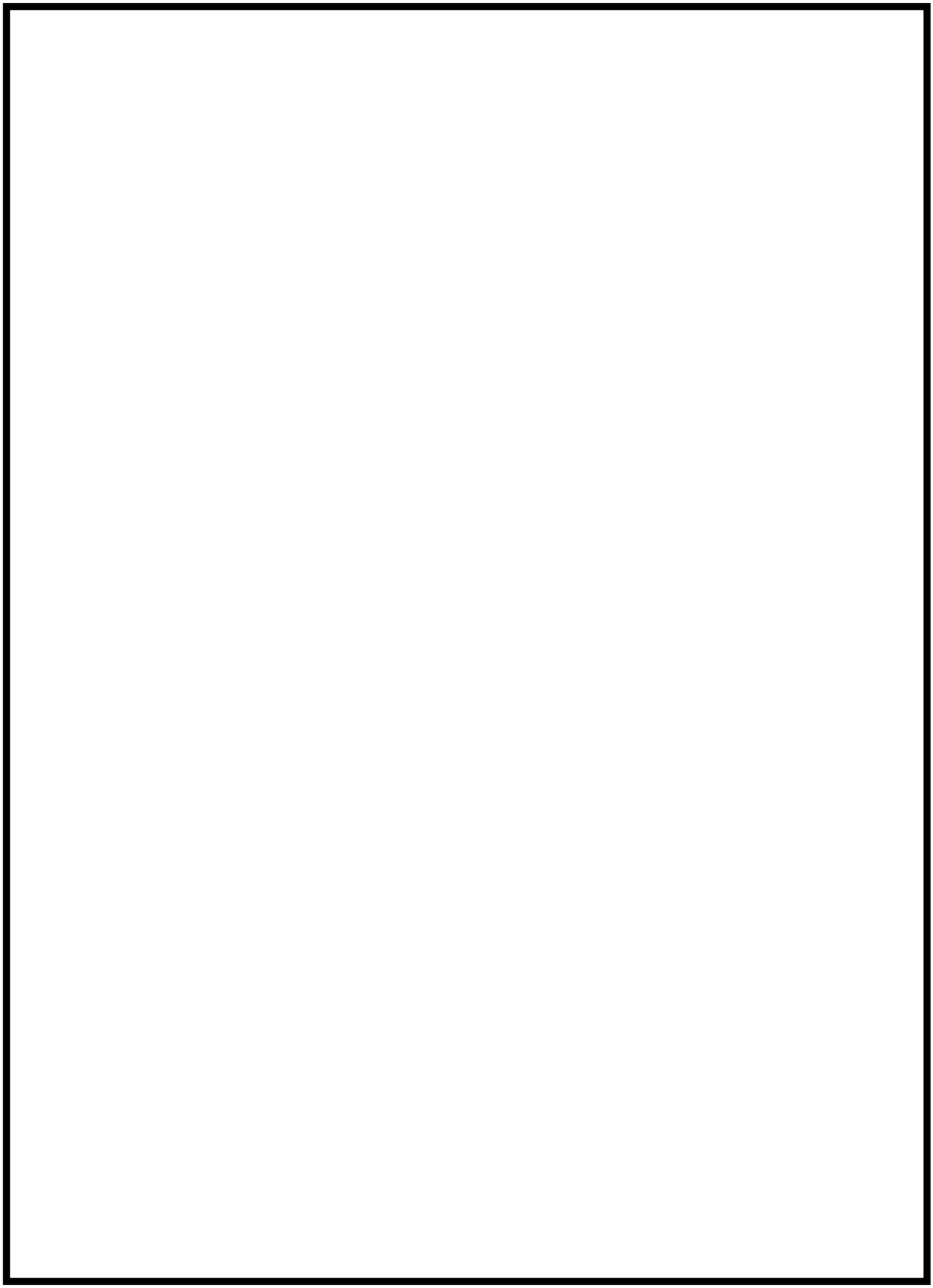


図51-48　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

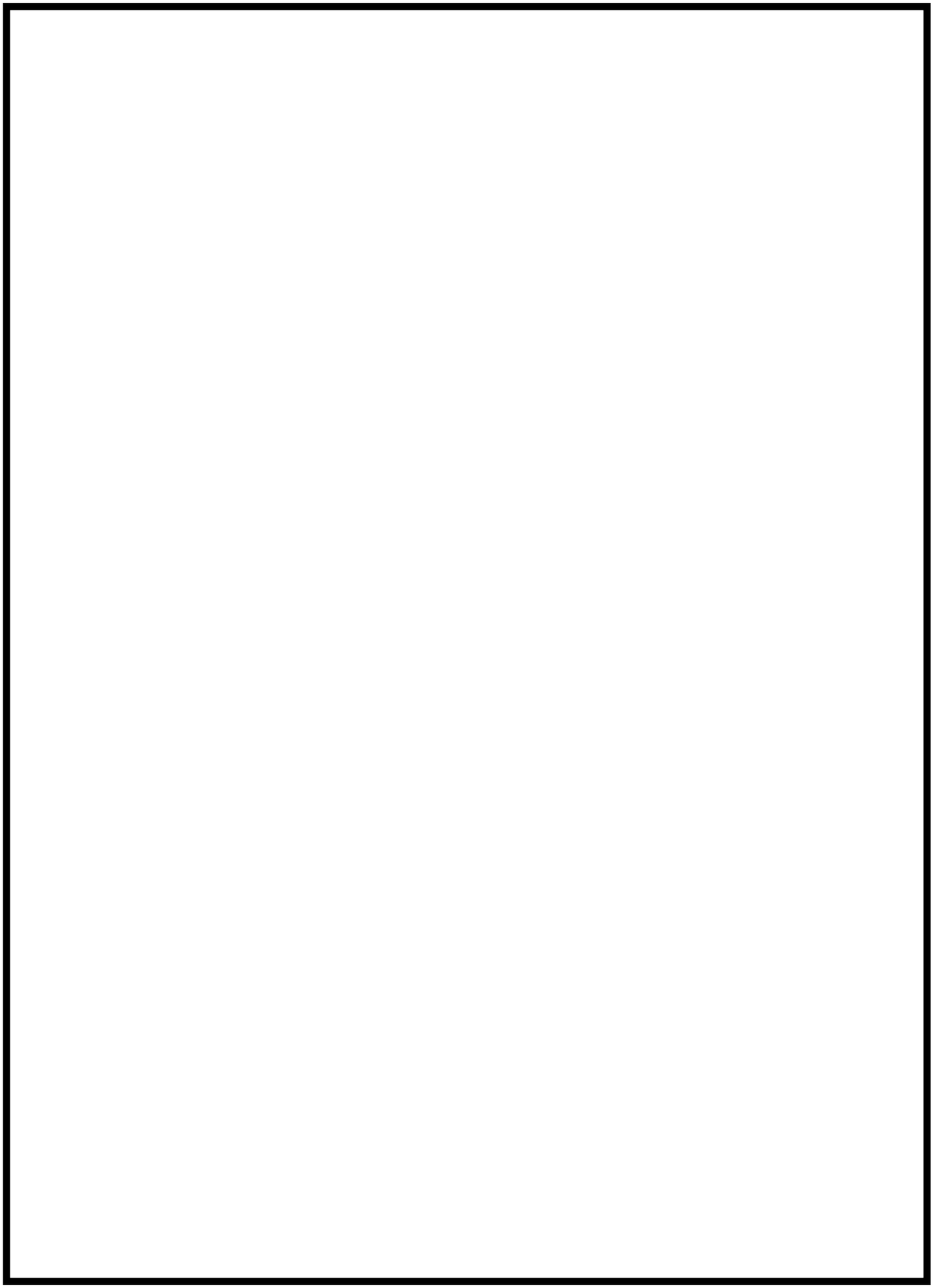


図51-49　7号炉原子炉建屋　地下2階

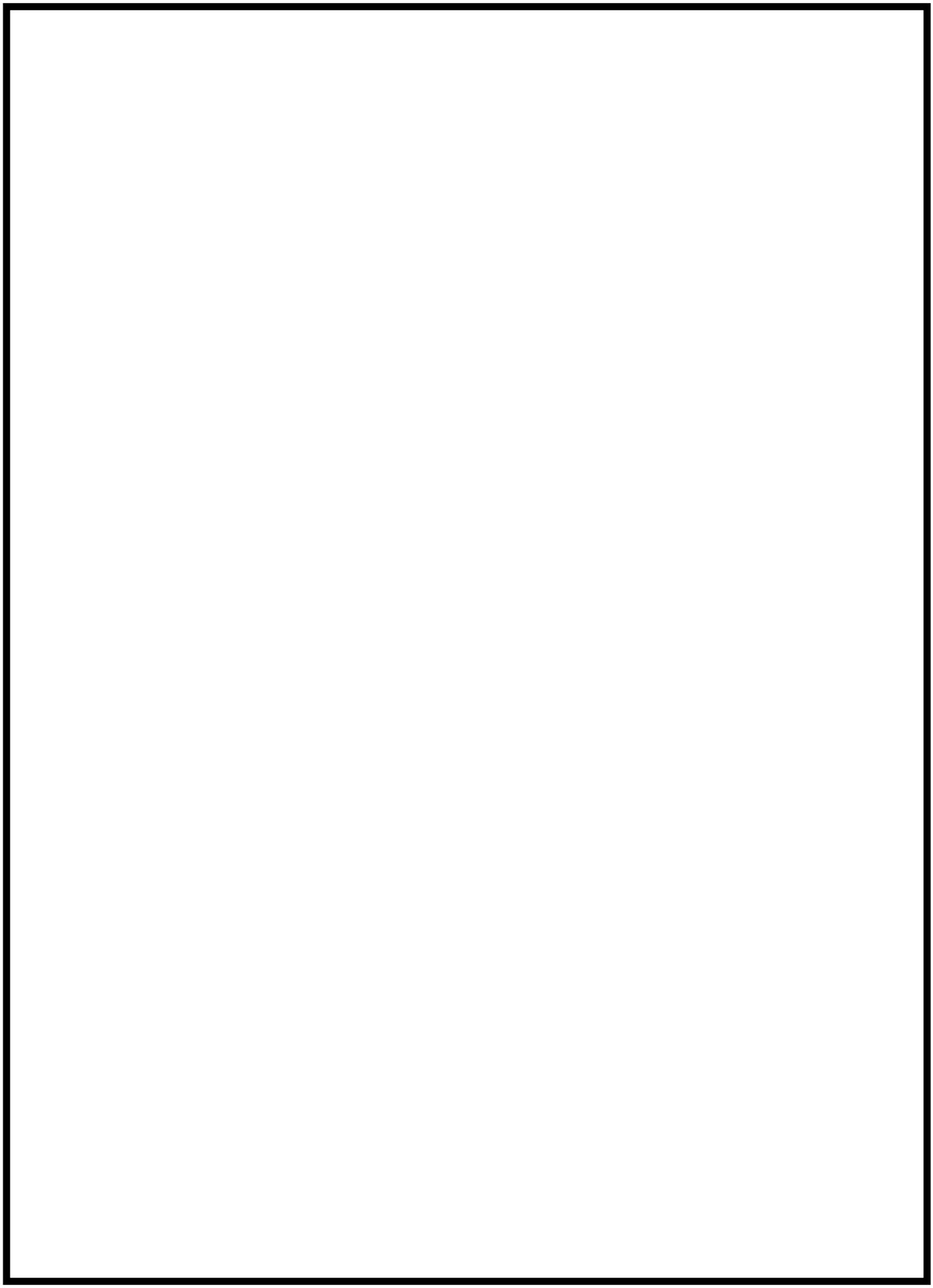


図51-50　7号炉原子炉建屋　地下1階

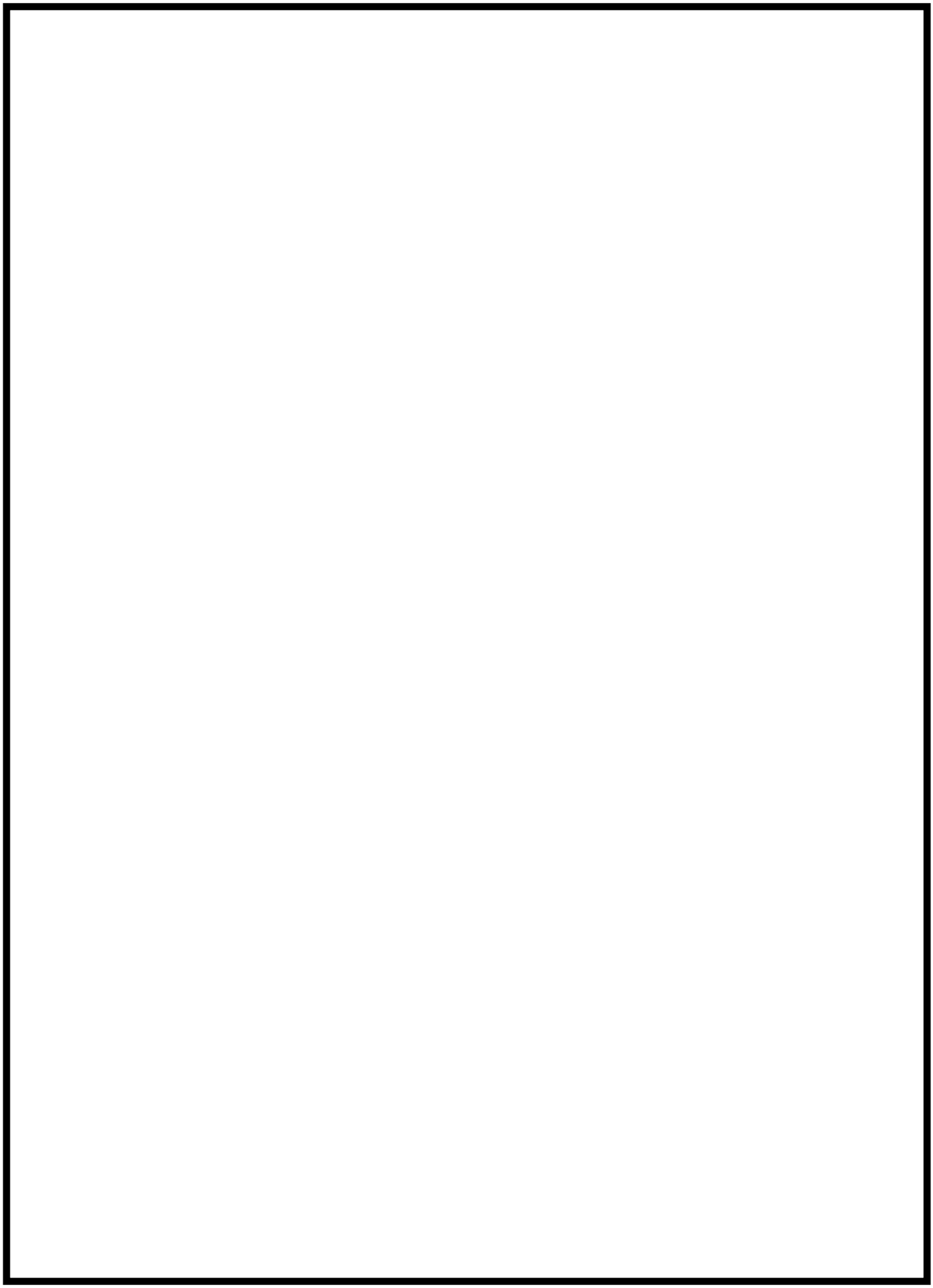


図51-51　7号炉原子炉建屋　地上1階

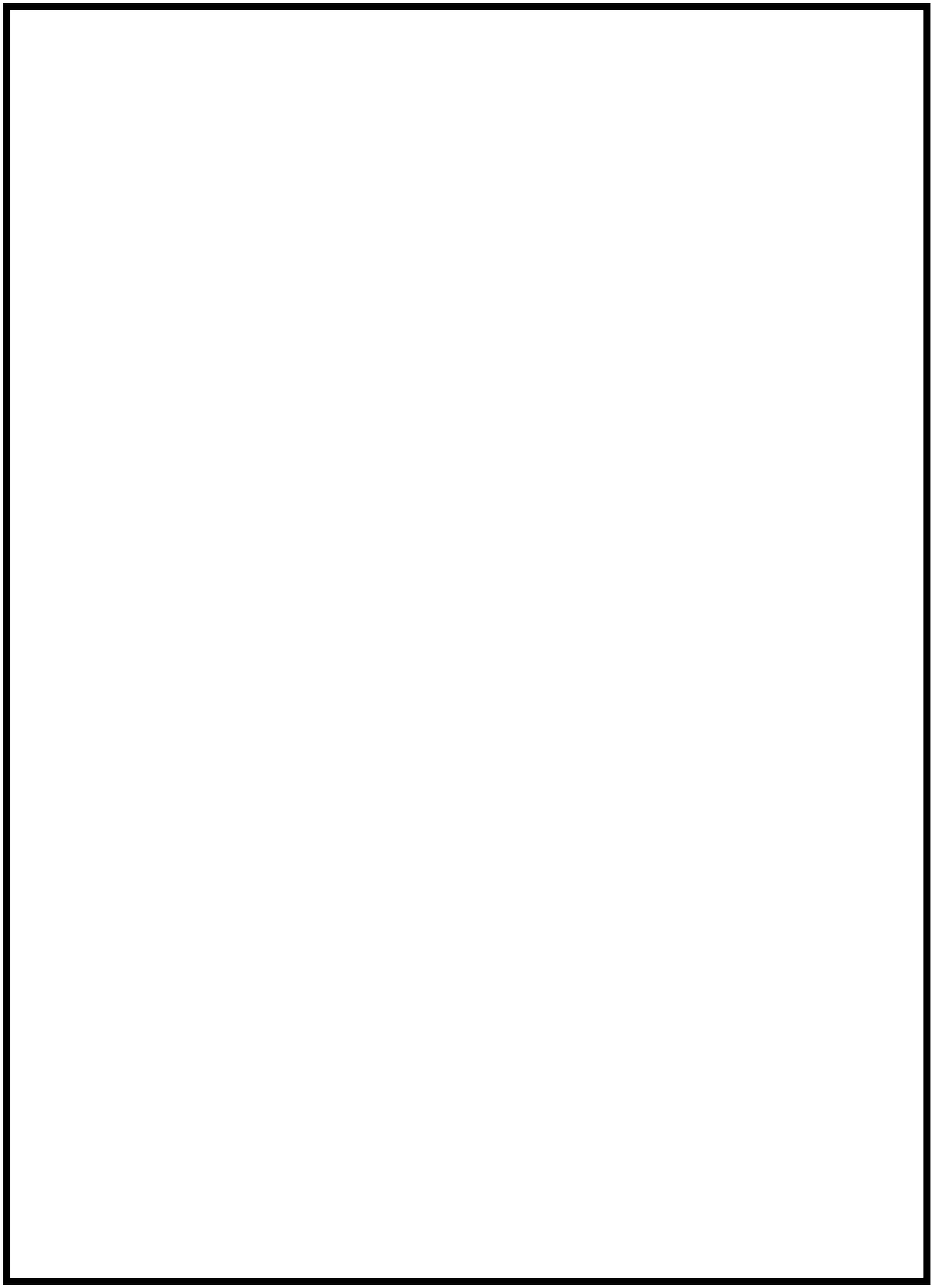


図51-52　7号炉原子炉建屋　地上2階

図51-53　7号炉原子炉建屋　地上3階

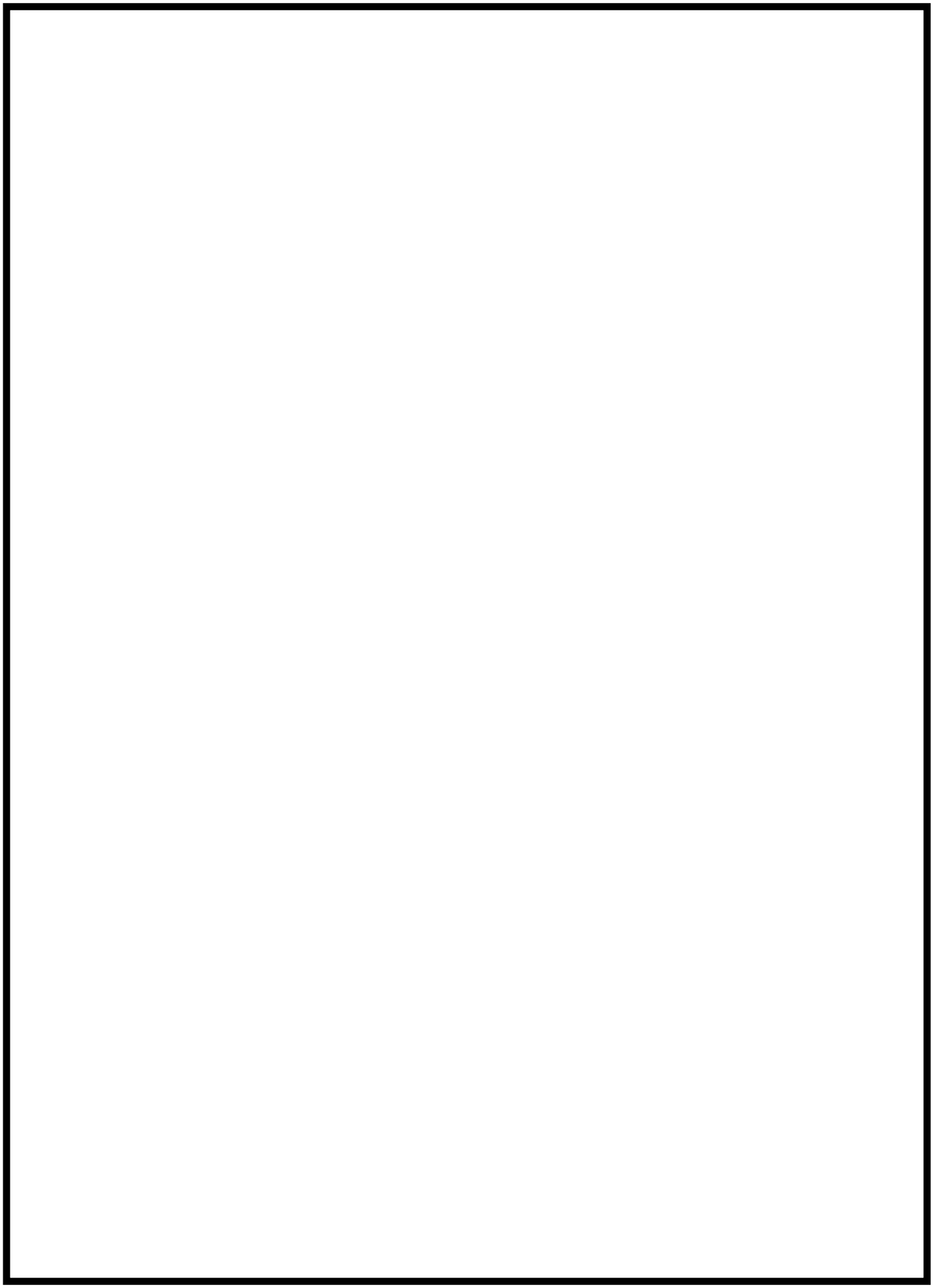


図51-54　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

図51-55　7号炉原子炉建屋　地上4階

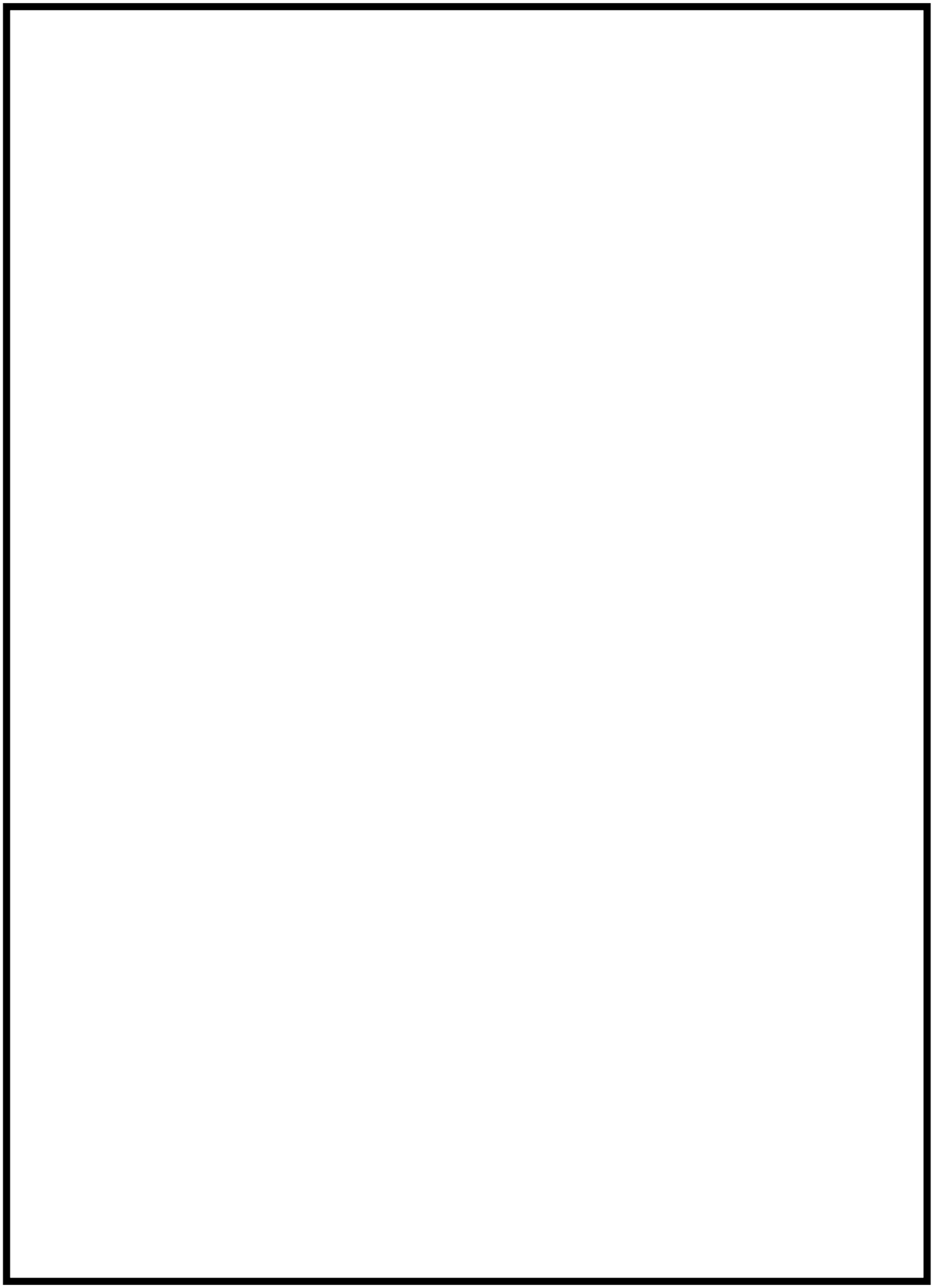


図51-56　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

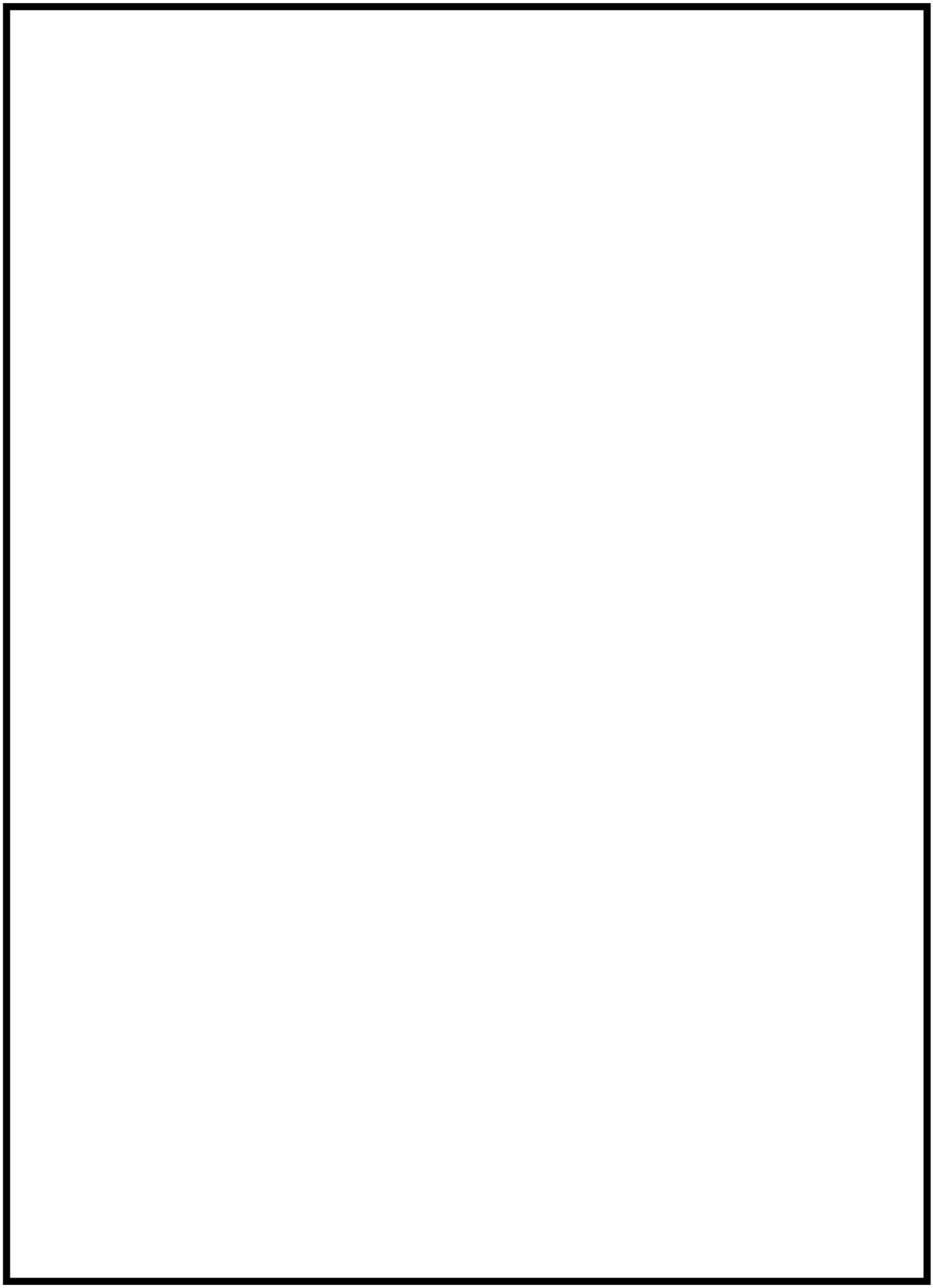


図51-57　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

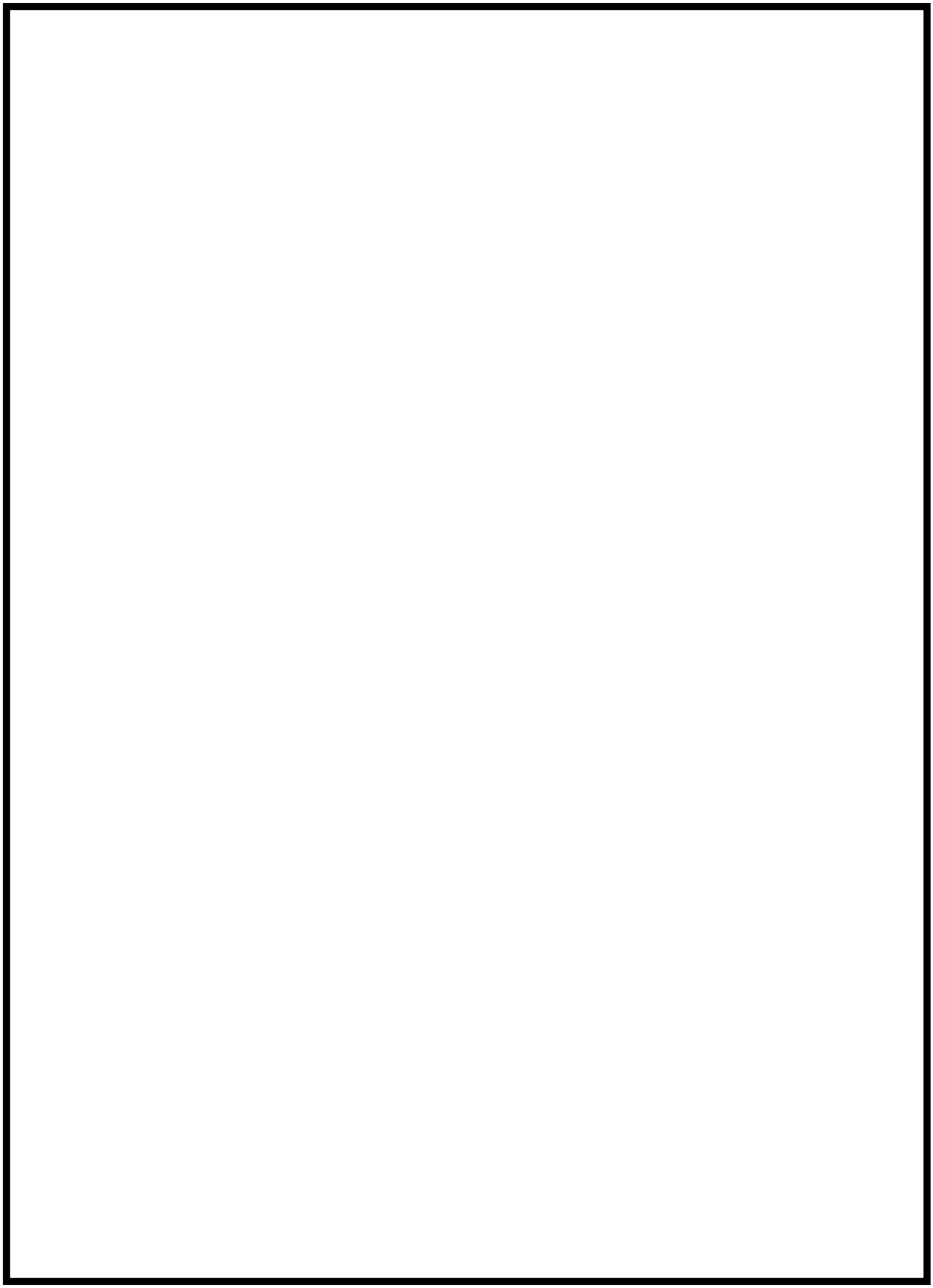


図51-58　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

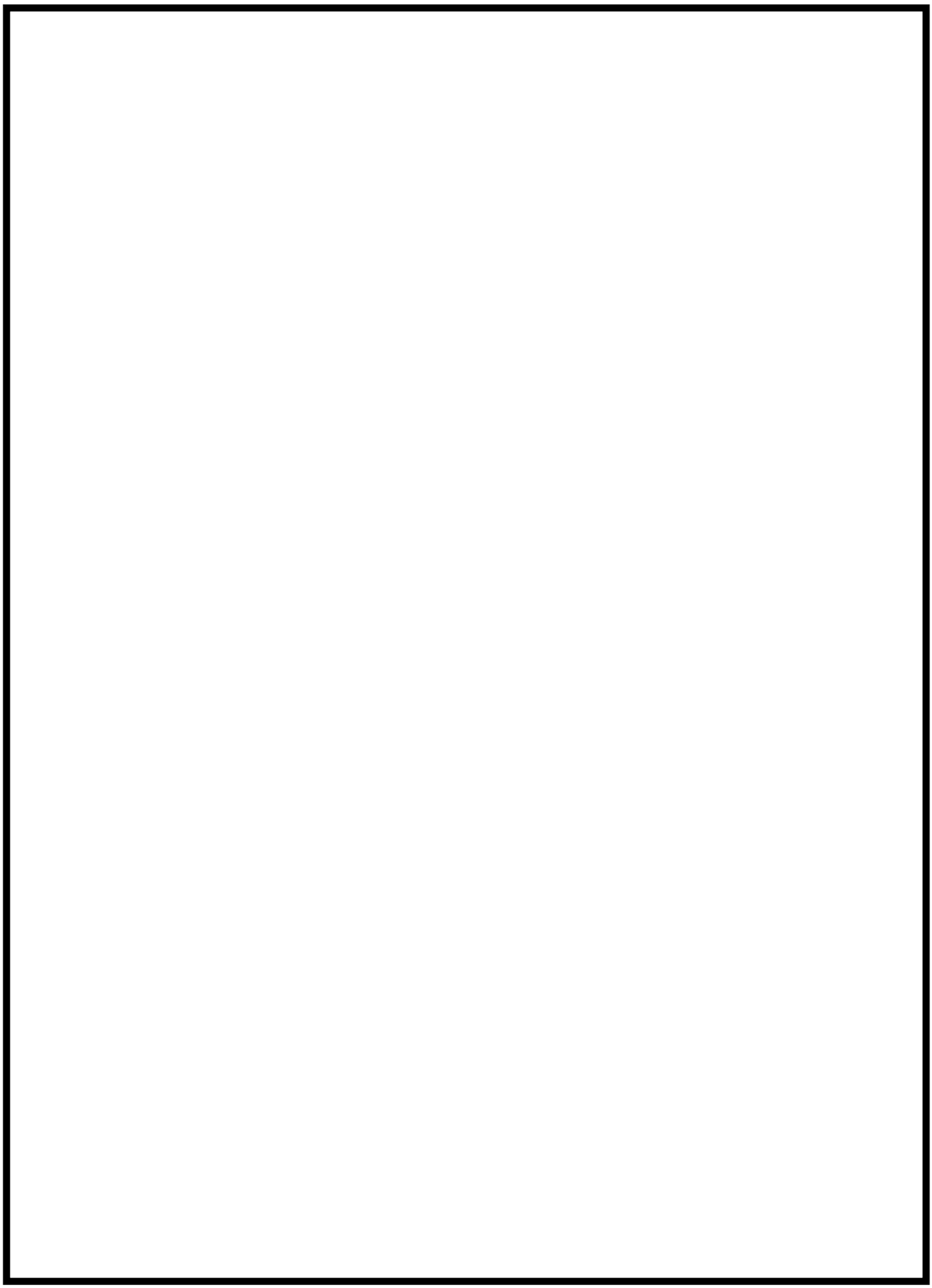


図51-59　7号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

図51-60　7号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

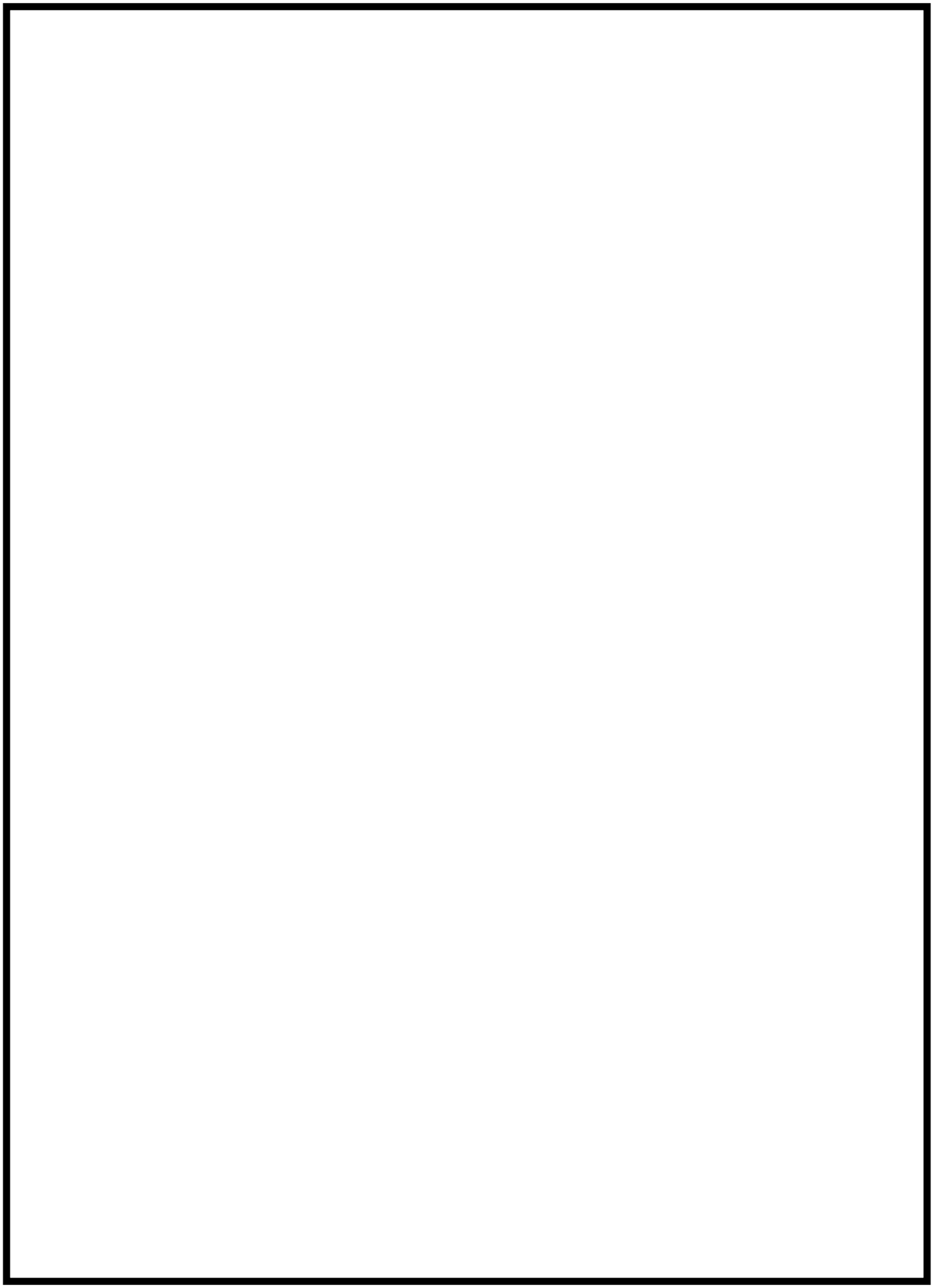


図57-1　　6号炉原子炉建屋　地下2階

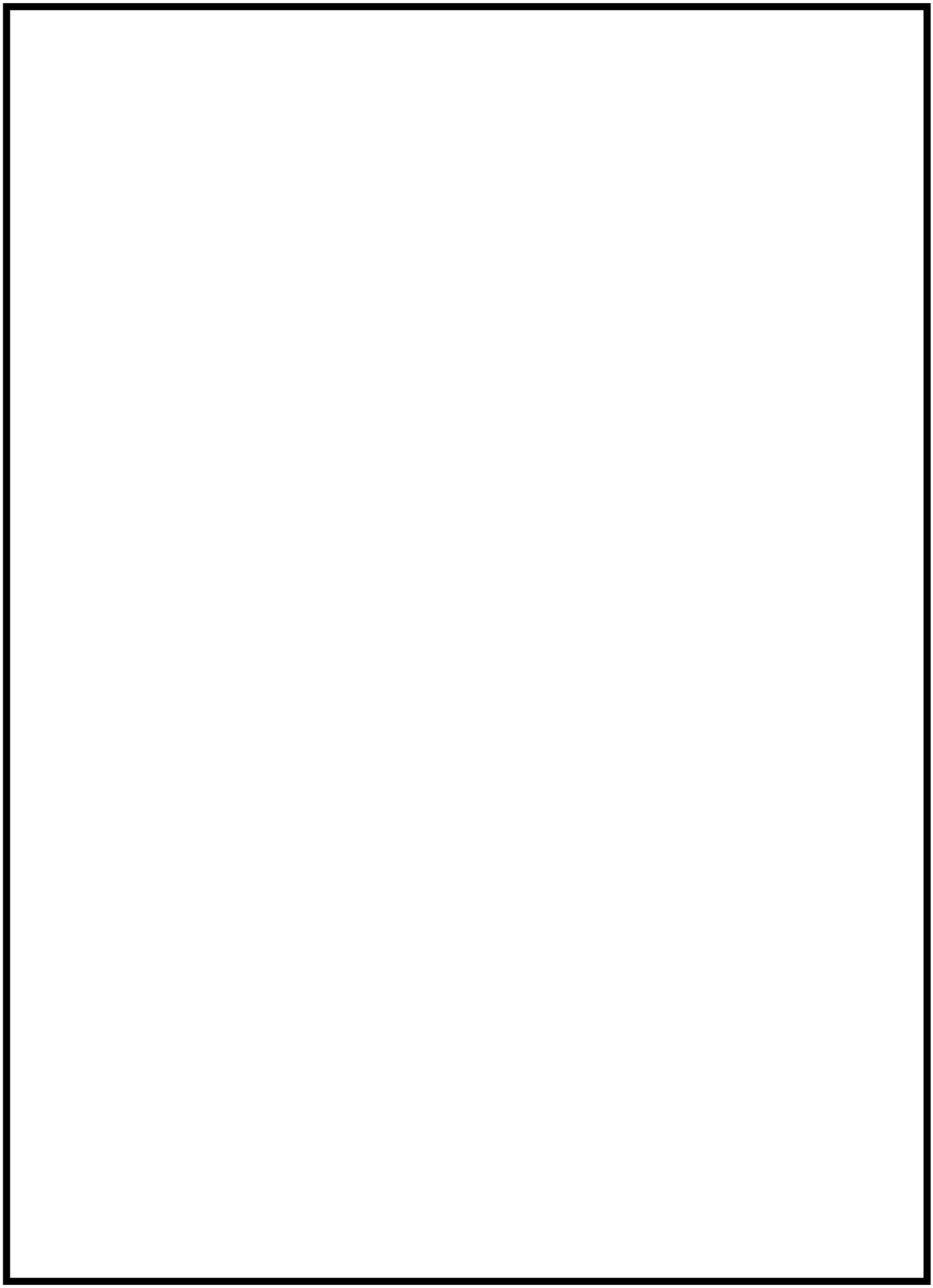


図57-2　　6号炉原子炉建屋　地下1階

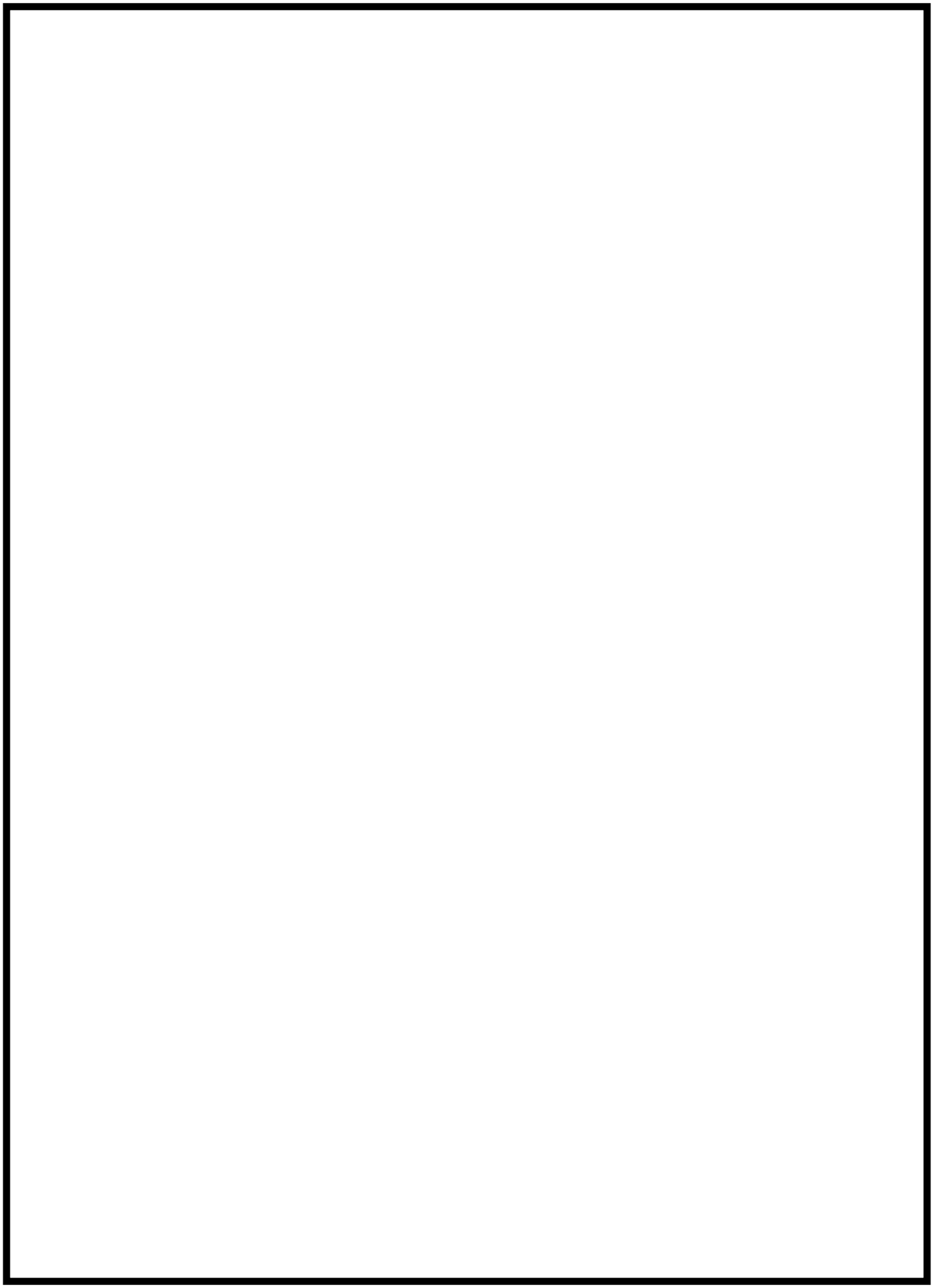


図57-3　　6号炉原子炉建屋　地上1階

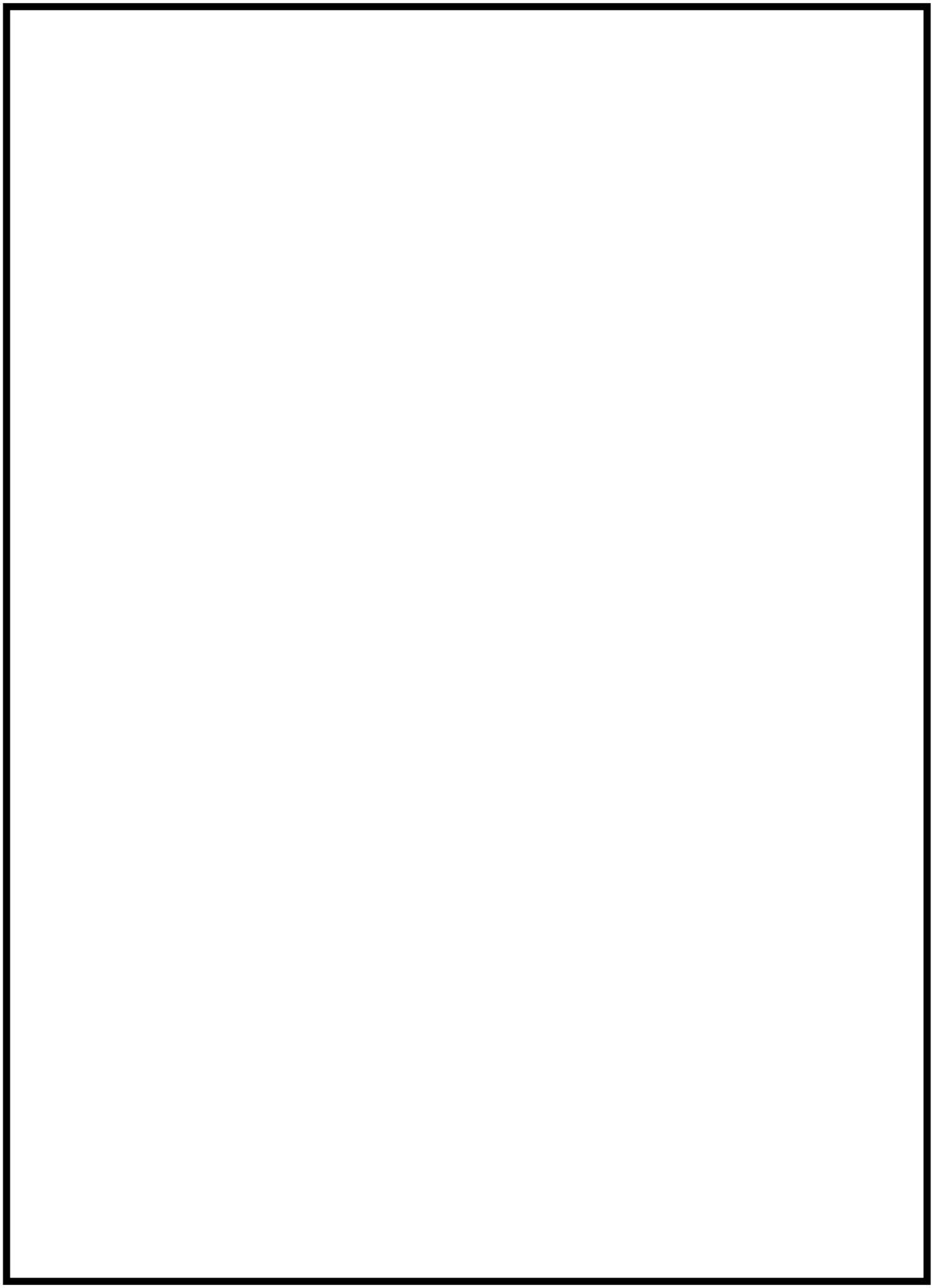


図57-4　　6号炉原子炉建屋　地上2階

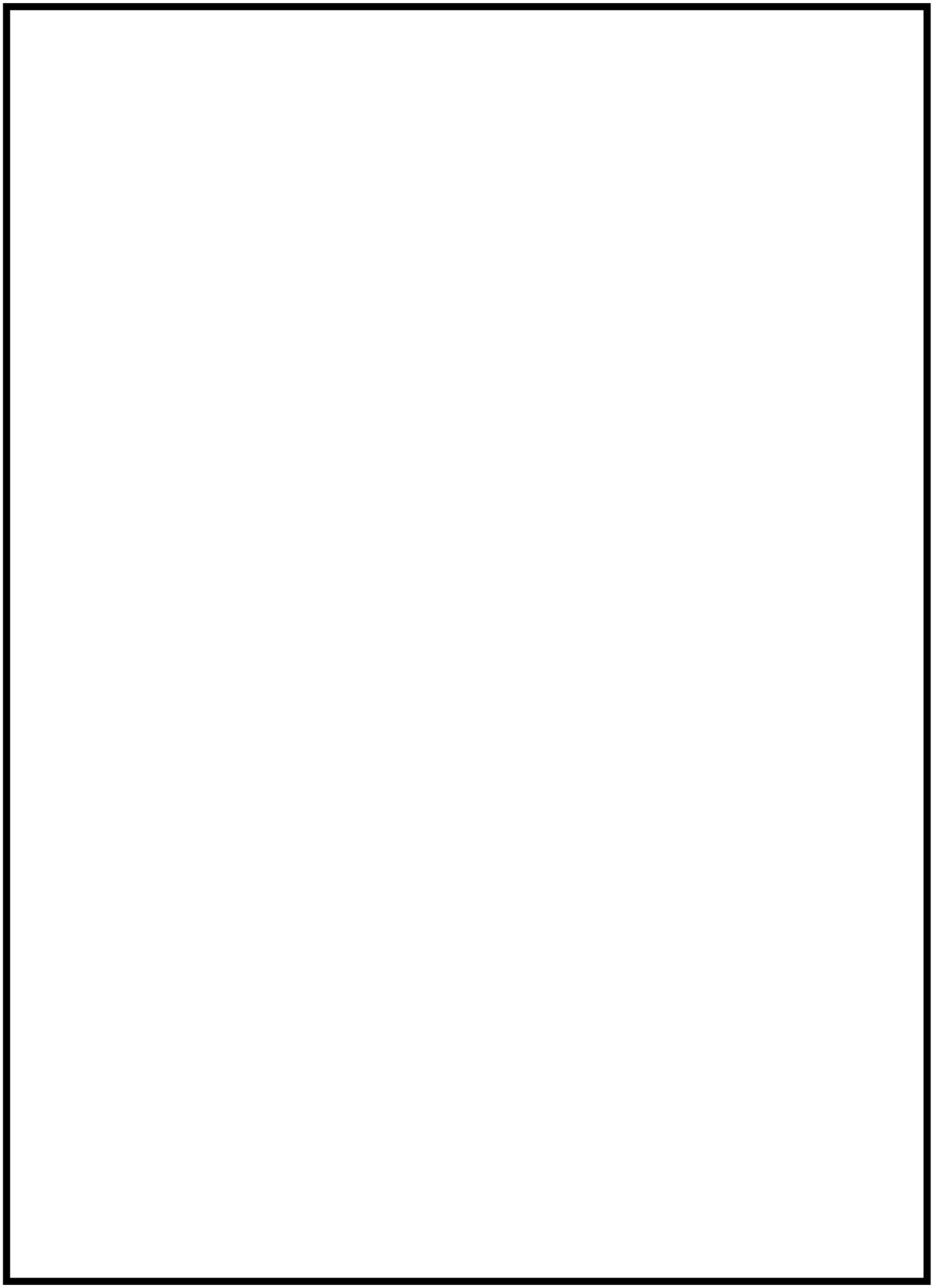


図57-5　　6号炉原子炉建屋　地上3階

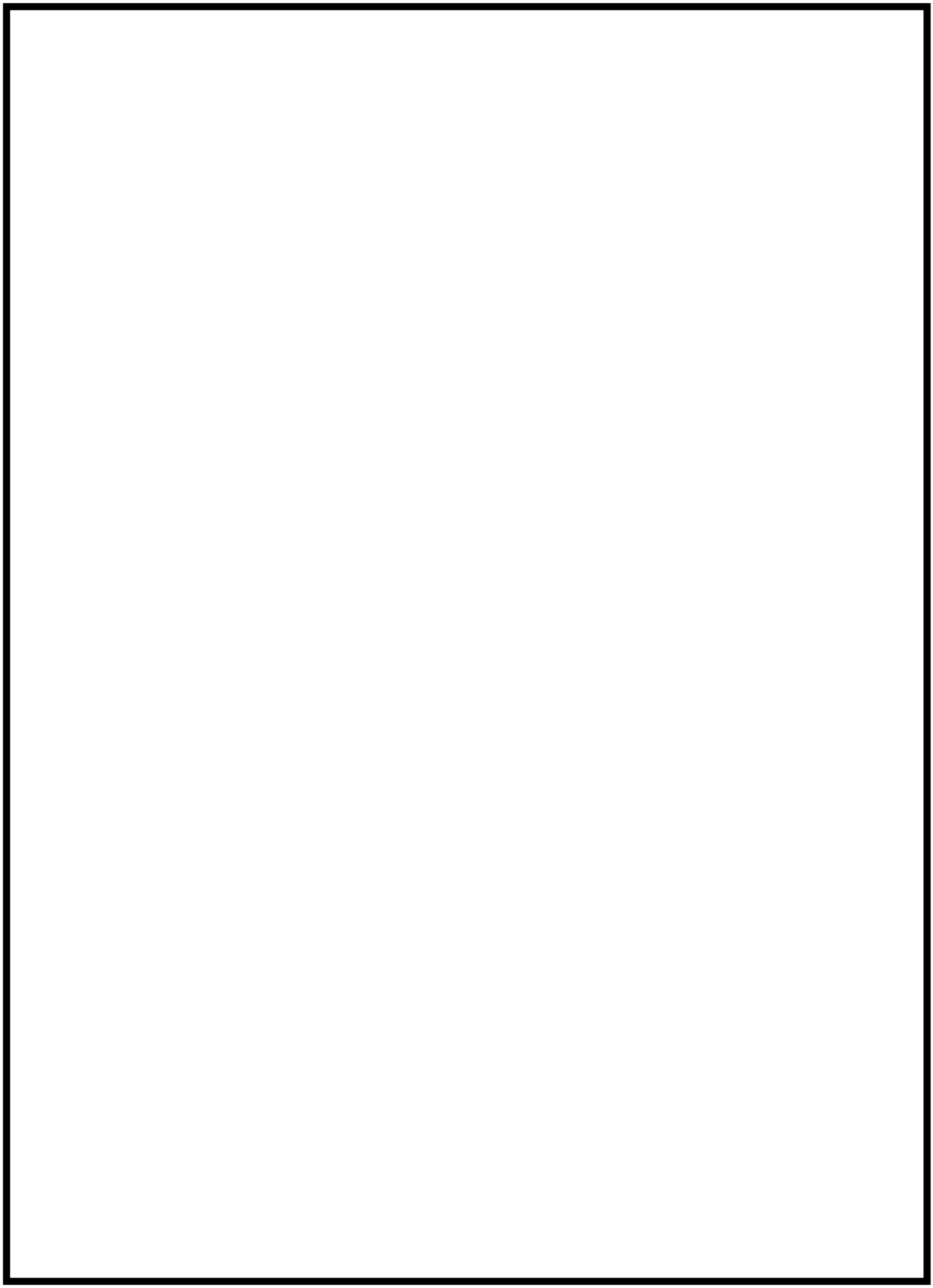


図57-6　　6号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

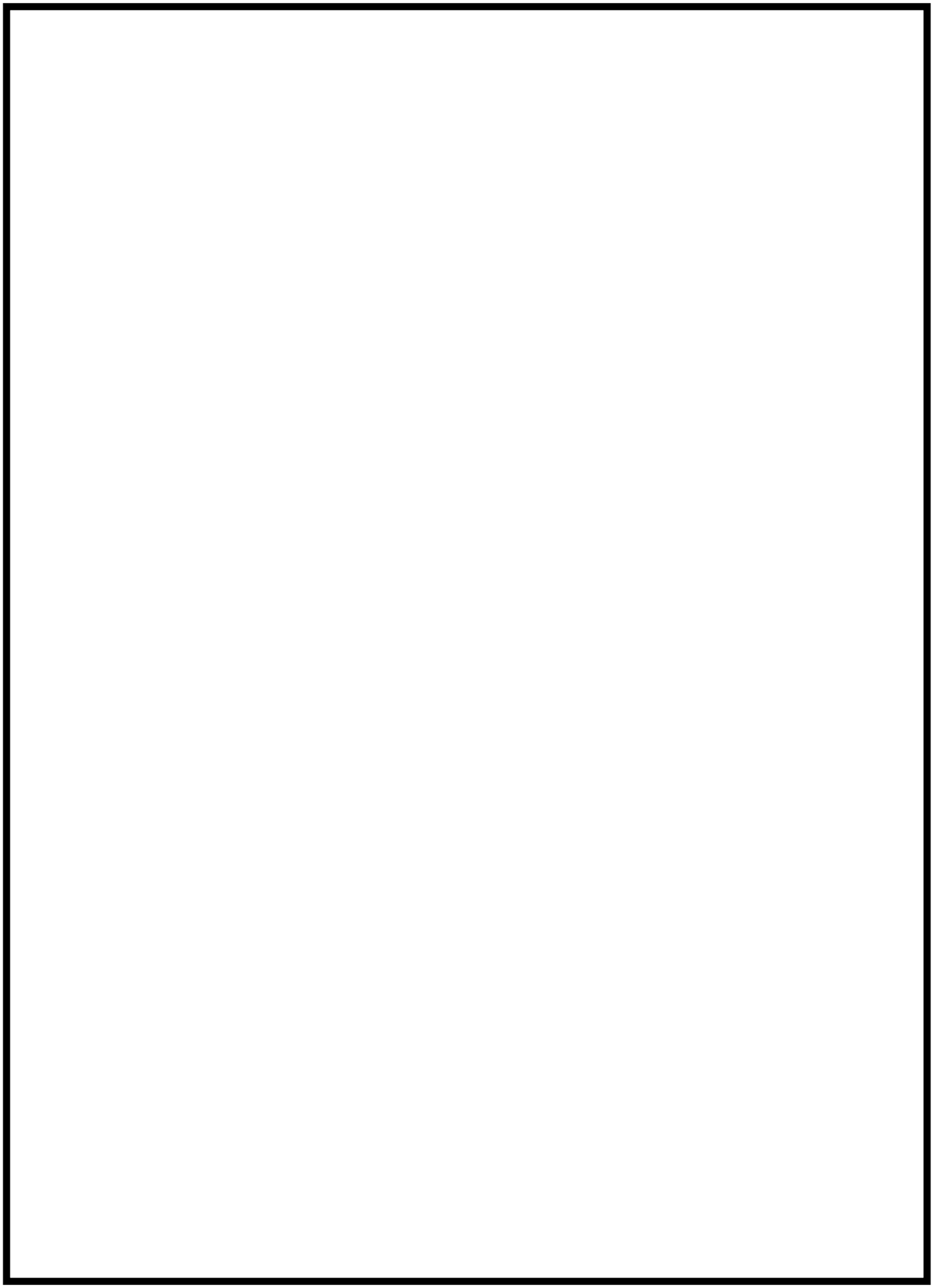


図57-7　　6号炉原子炉建屋　地上4階

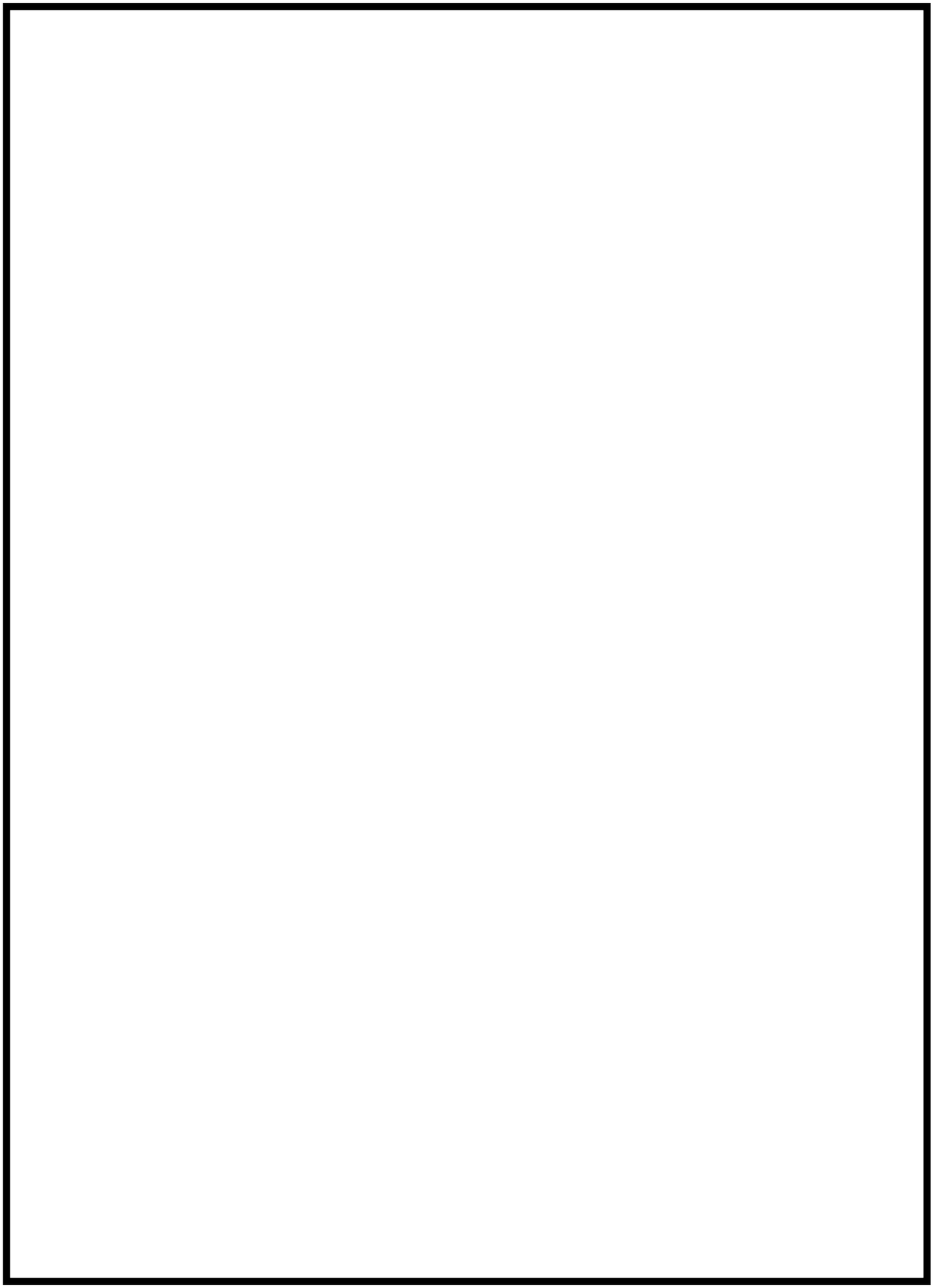


図57-8　　7号炉原子炉建屋　地下3階

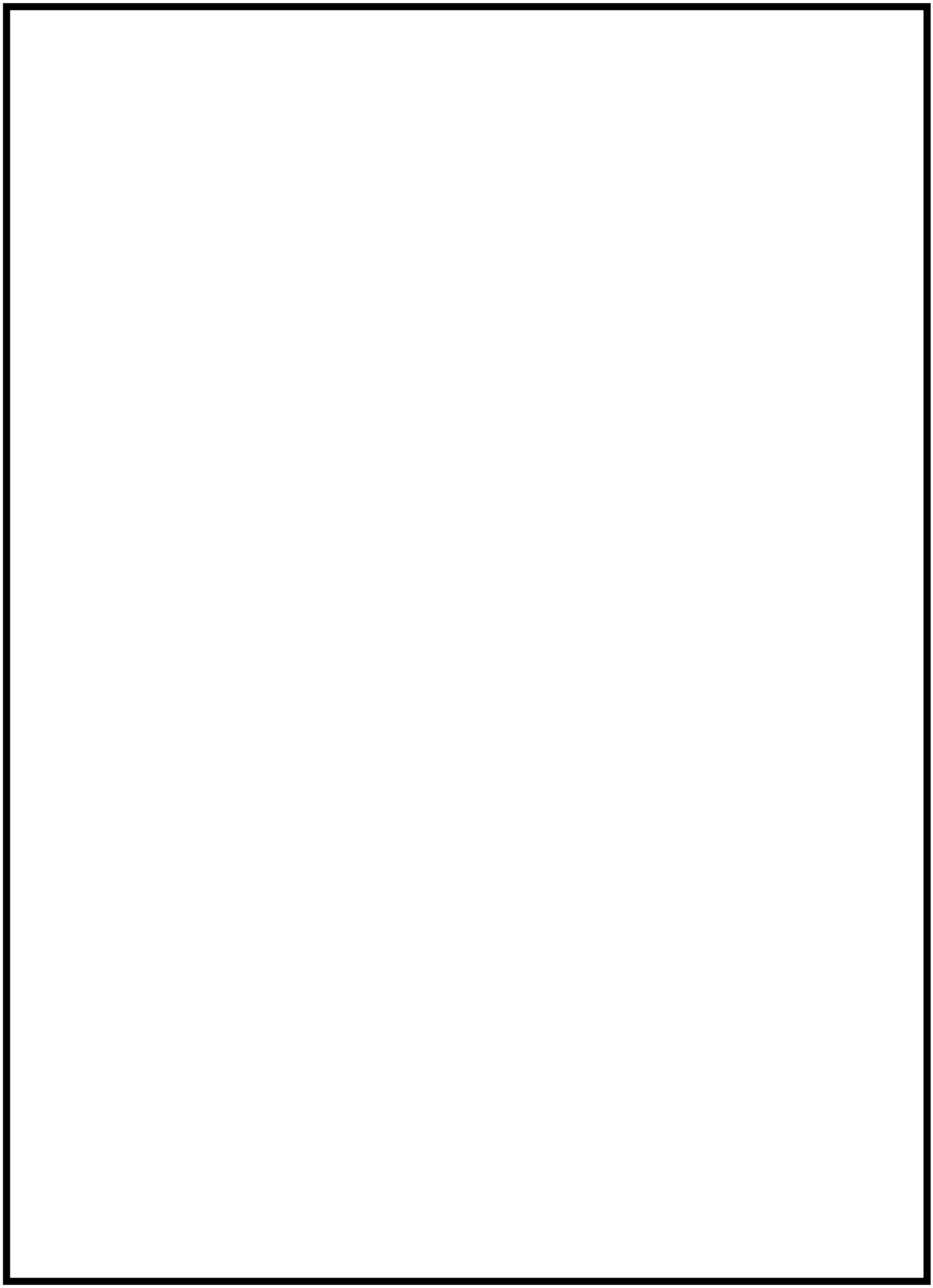


図57-9　　6号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

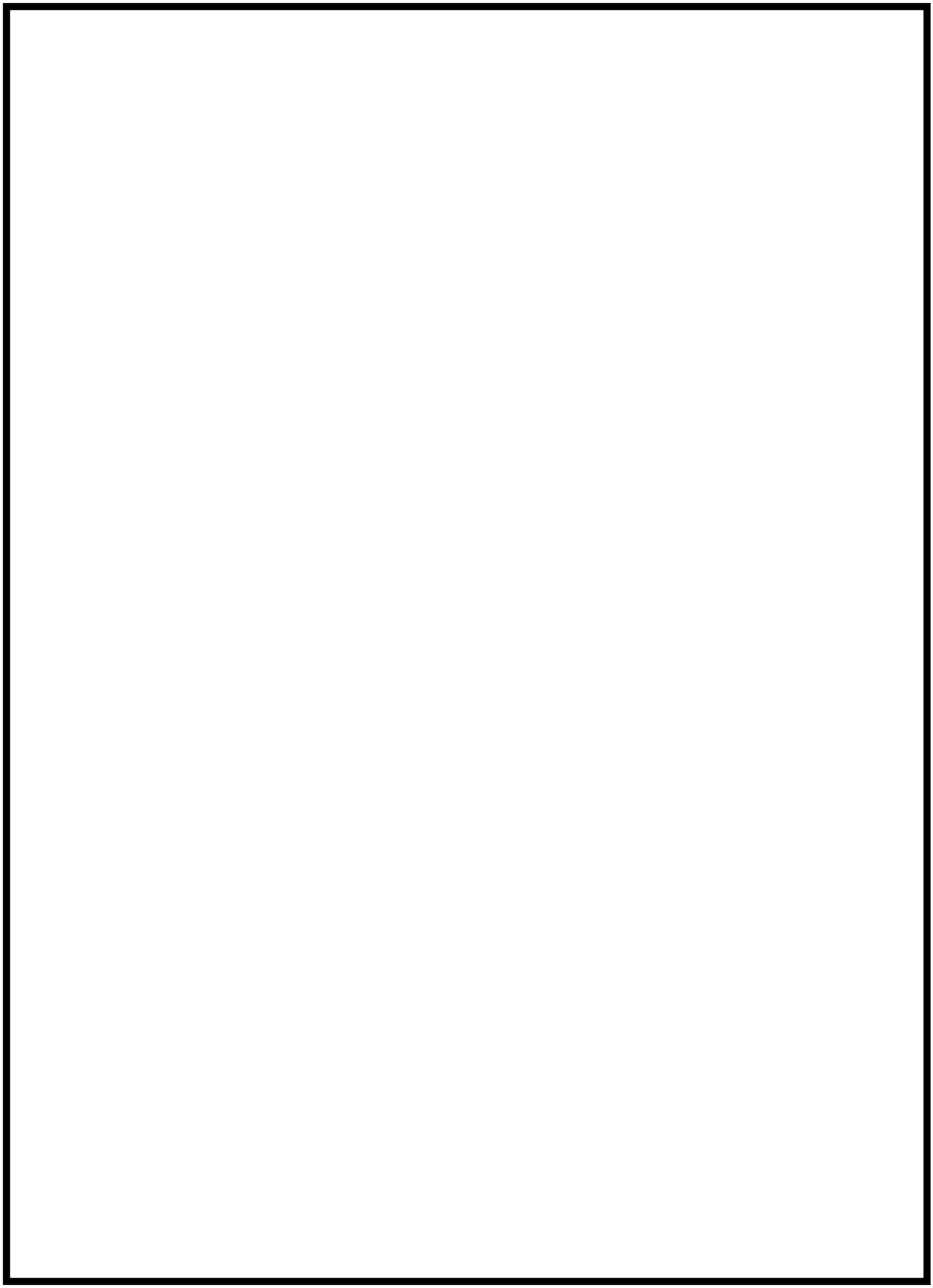


図57-10　6号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

図57-11　6号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

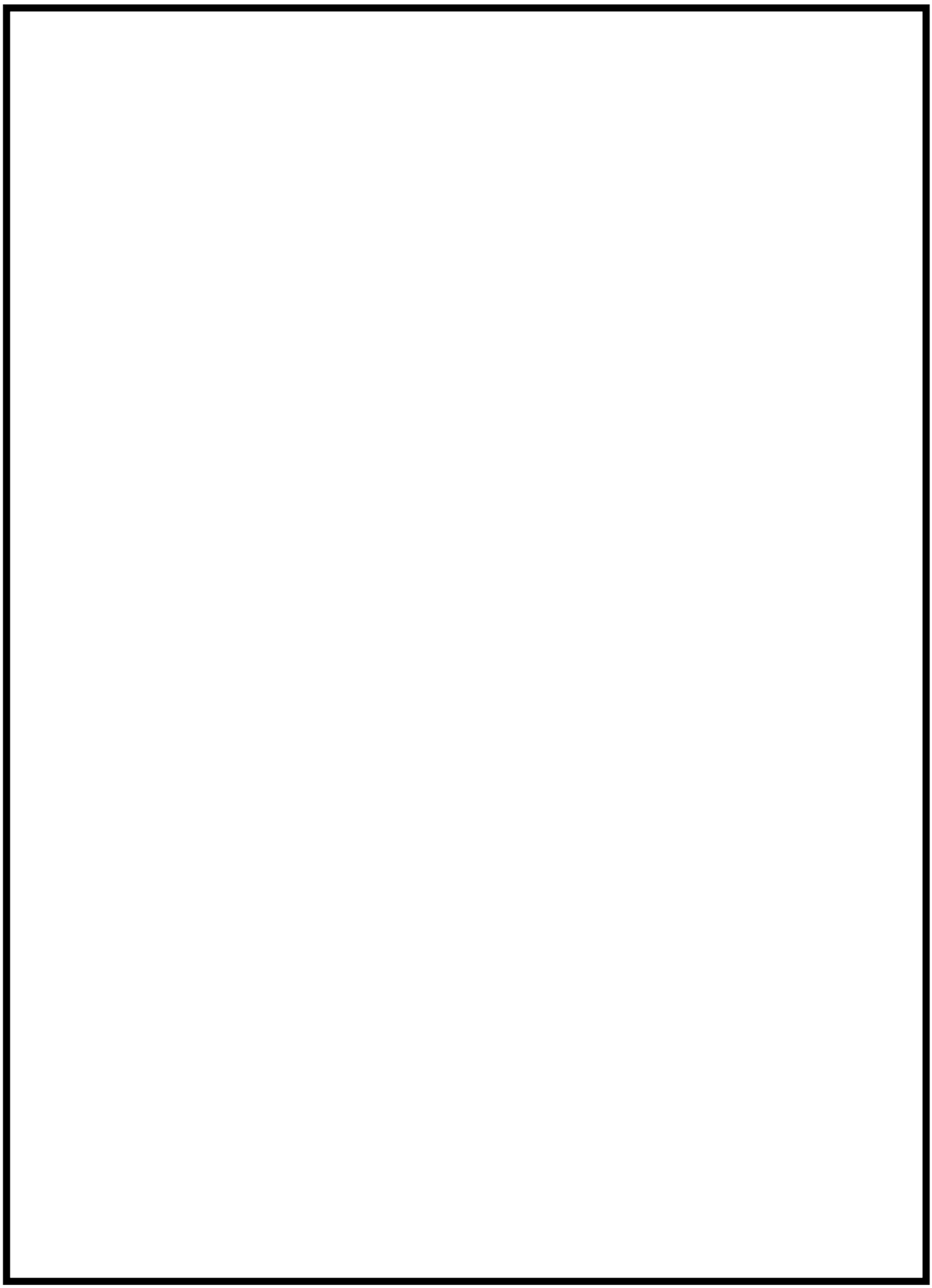


図57-12　6号炉廃棄物処理建屋　地下3階及び地下2階

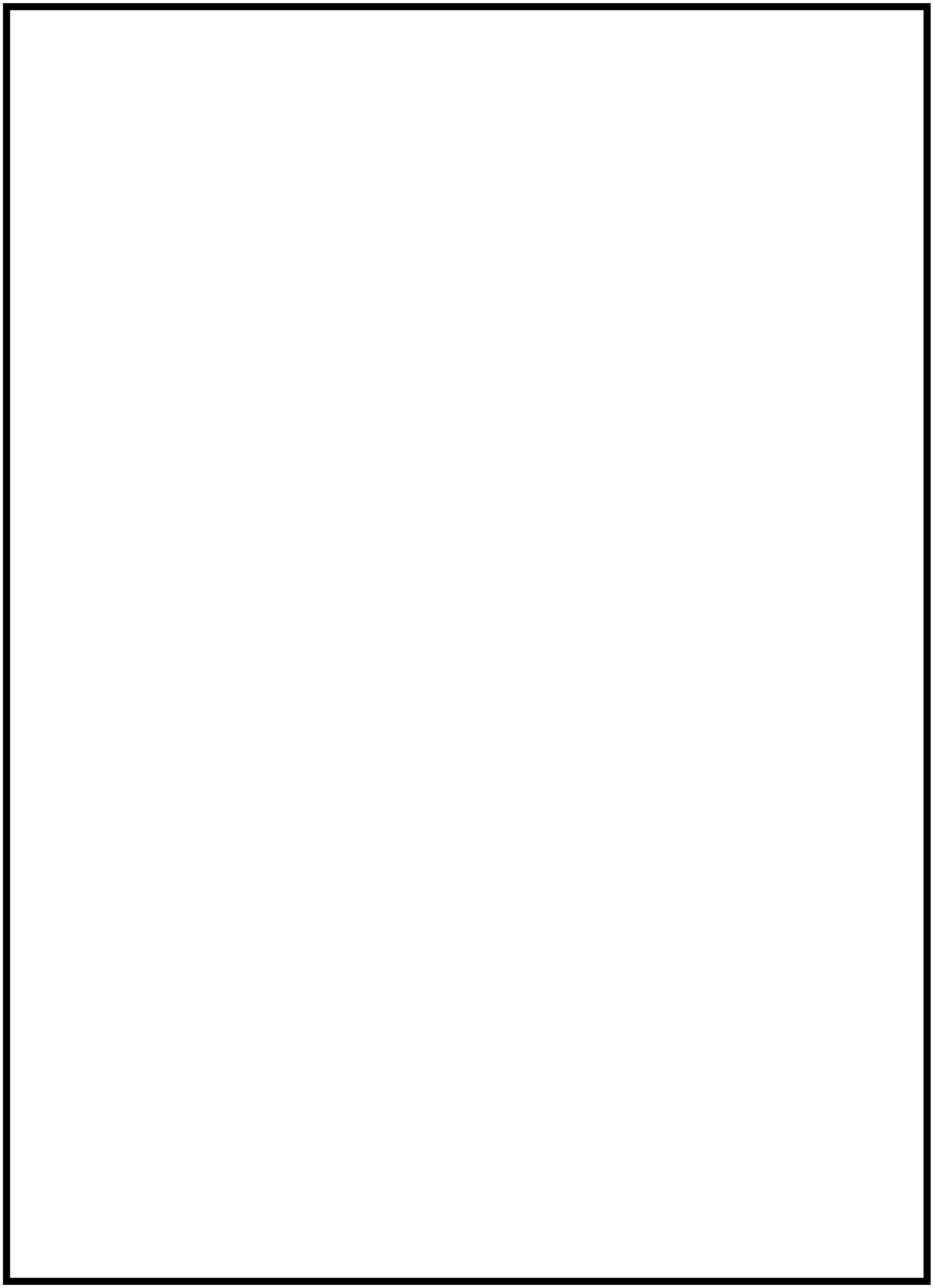


図57-13　6号炉廃棄物処理建屋　地下1階及び地上1階

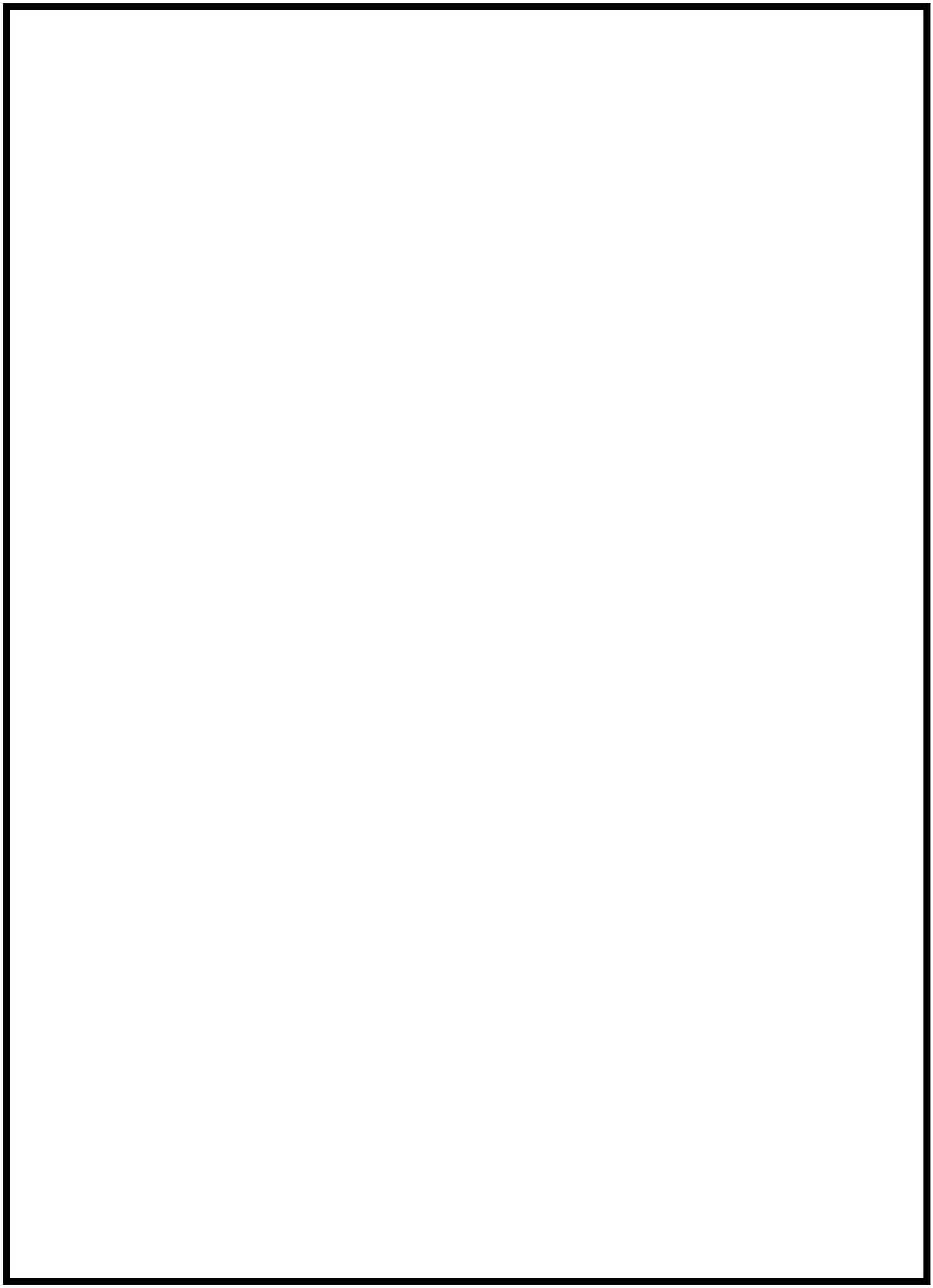


図57-14　7号炉原子炉建屋　地下3階

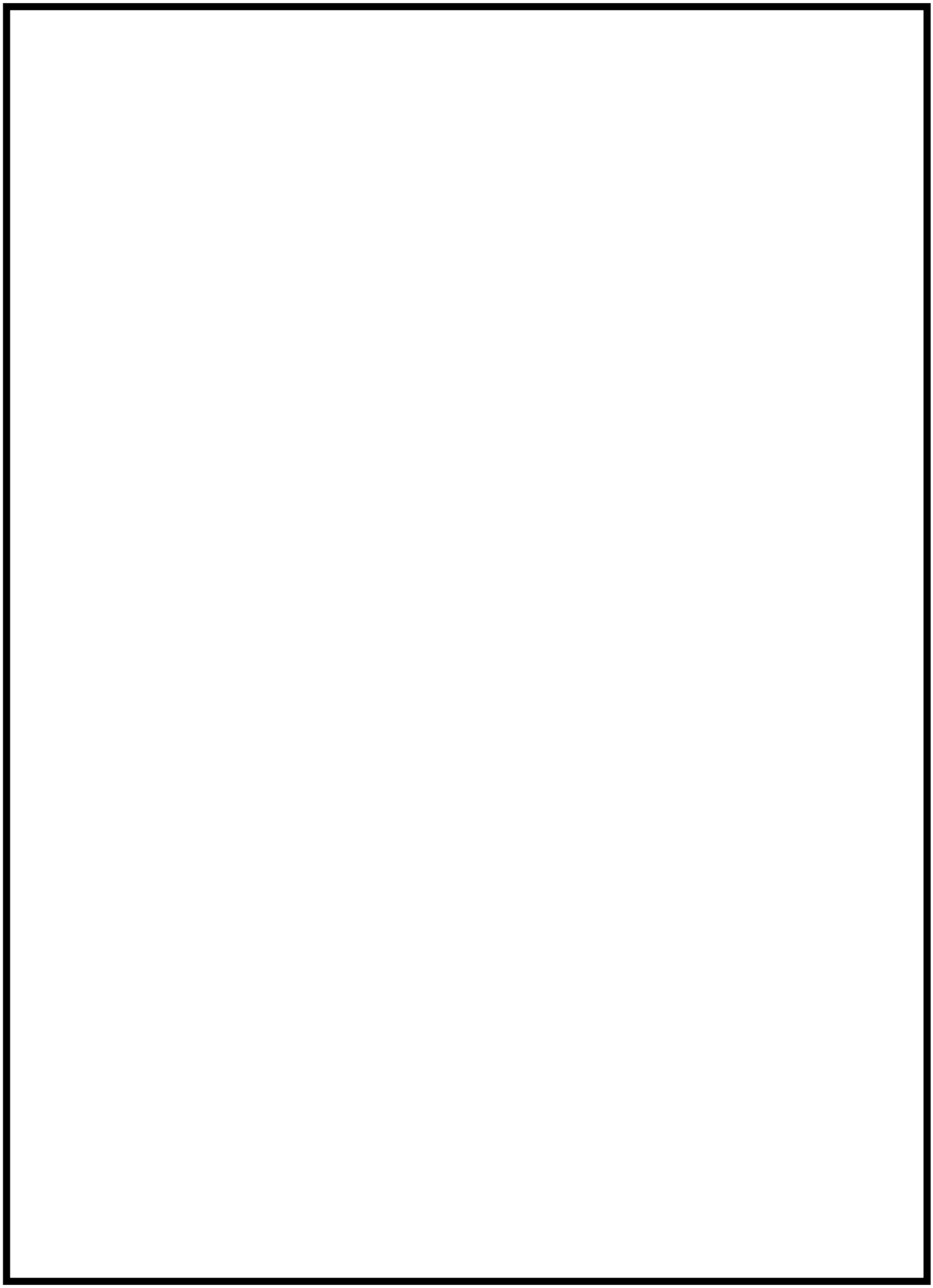


図57-15　7号炉原子炉建屋　地下1階

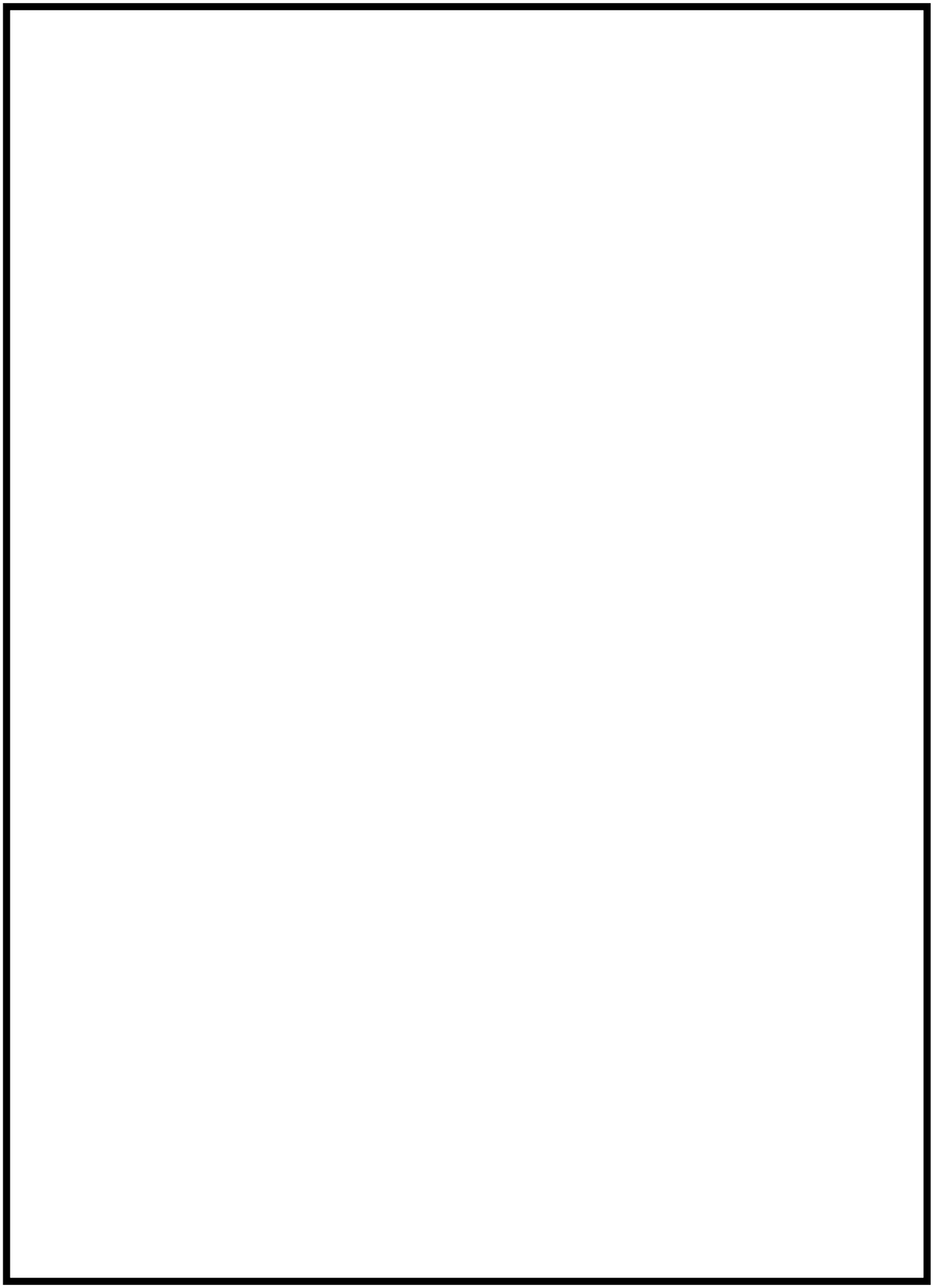


図57-16　7号炉原子炉建屋　地上1階

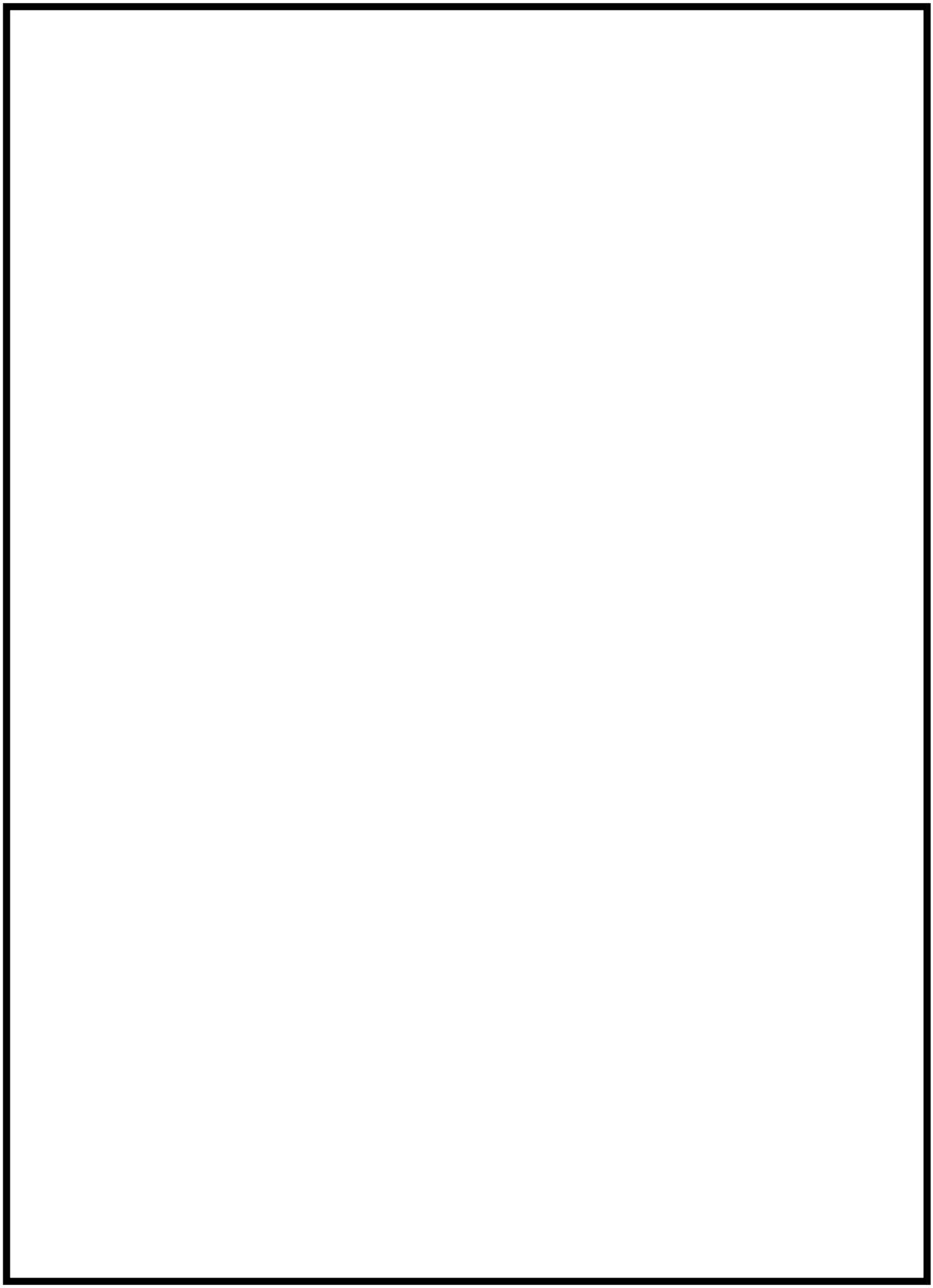


図57-17　7号炉原子炉建屋　地上2階

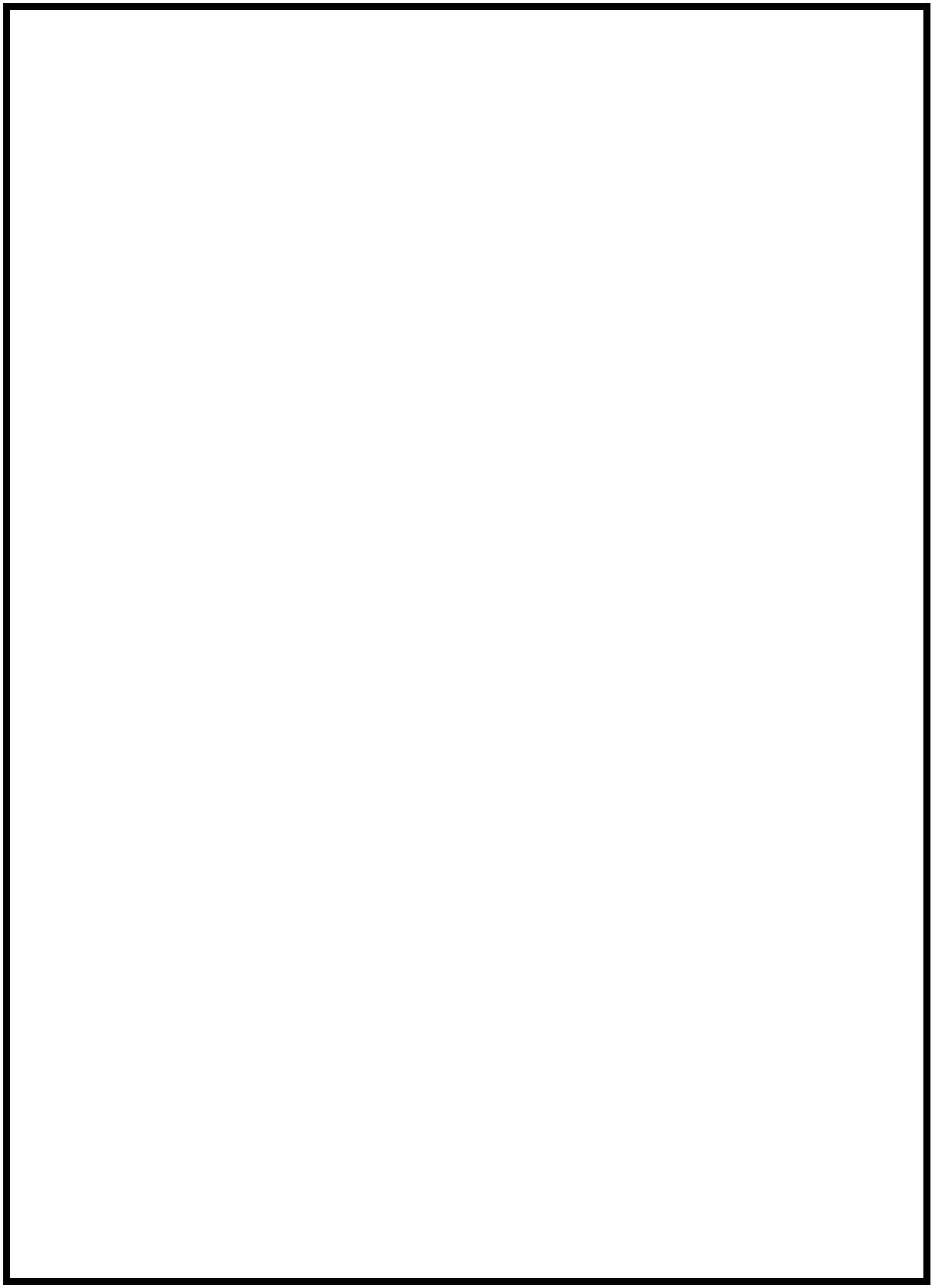


図57-18　7号炉原子炉建屋　地上3階

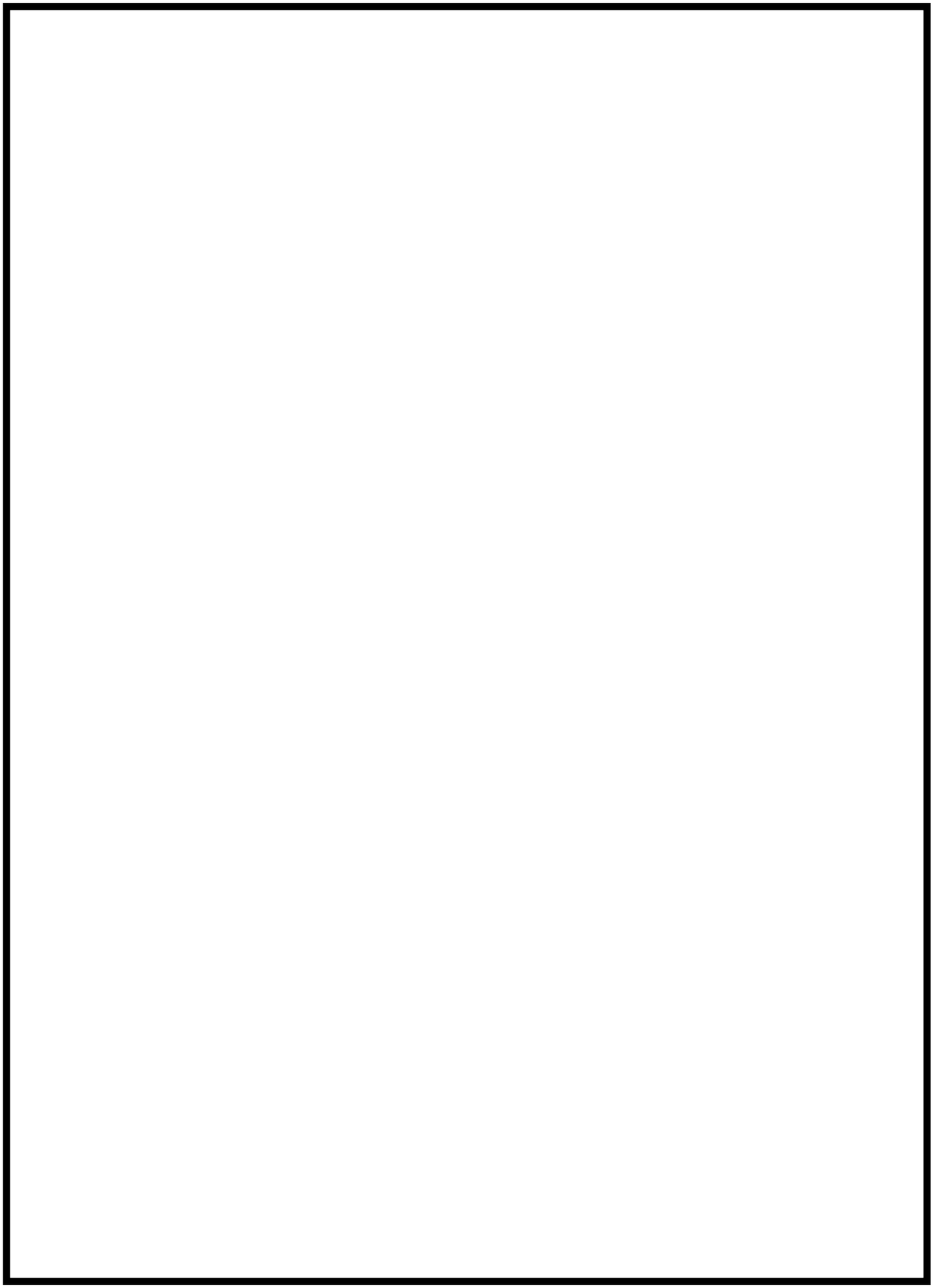


図57-19　7号炉原子炉建屋　地上3階(中間階)

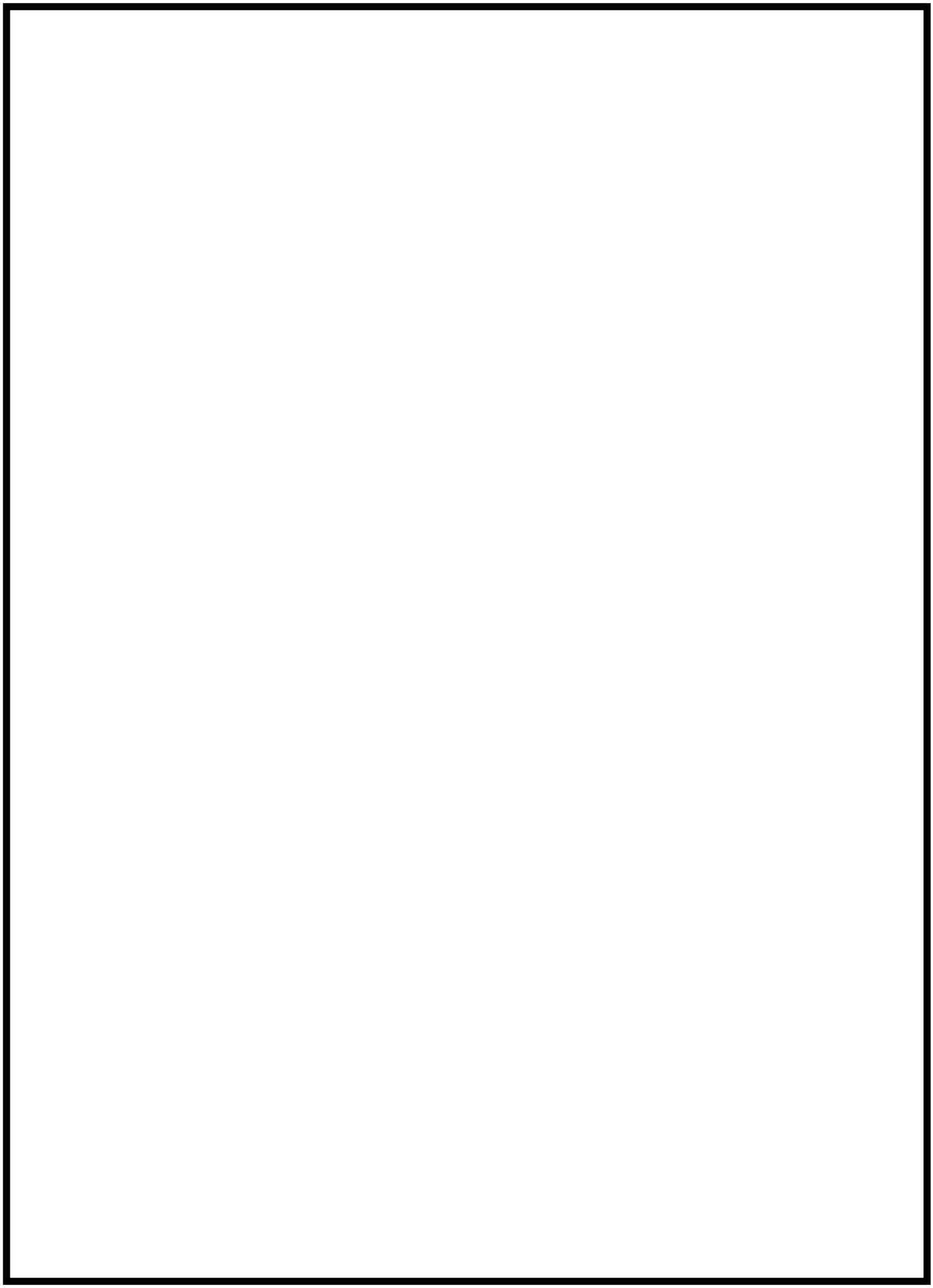


図57-20　7号炉原子炉建屋　地上4階

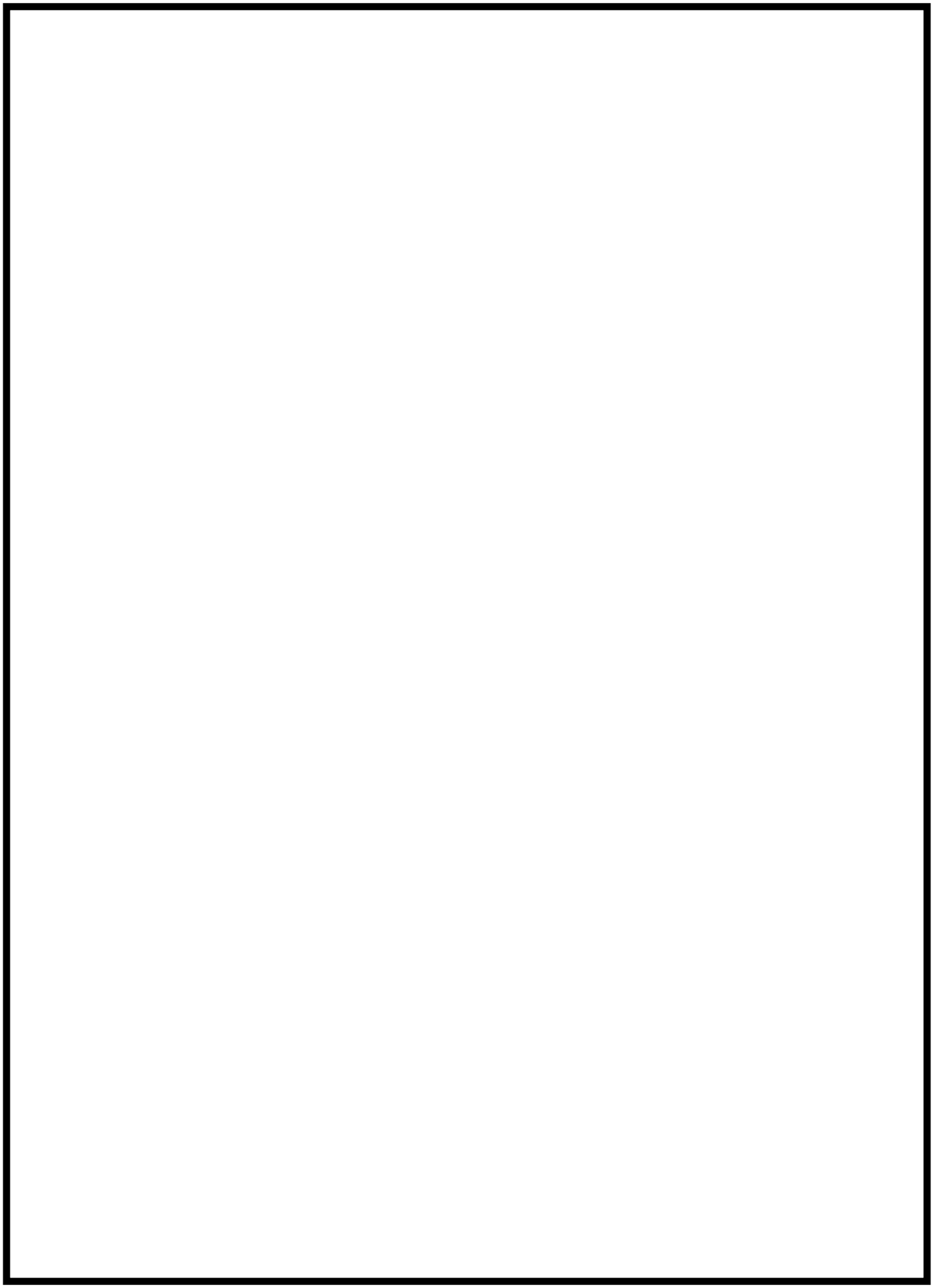


図57-21　7号炉コントロール建屋　地下2階及び地下中2階

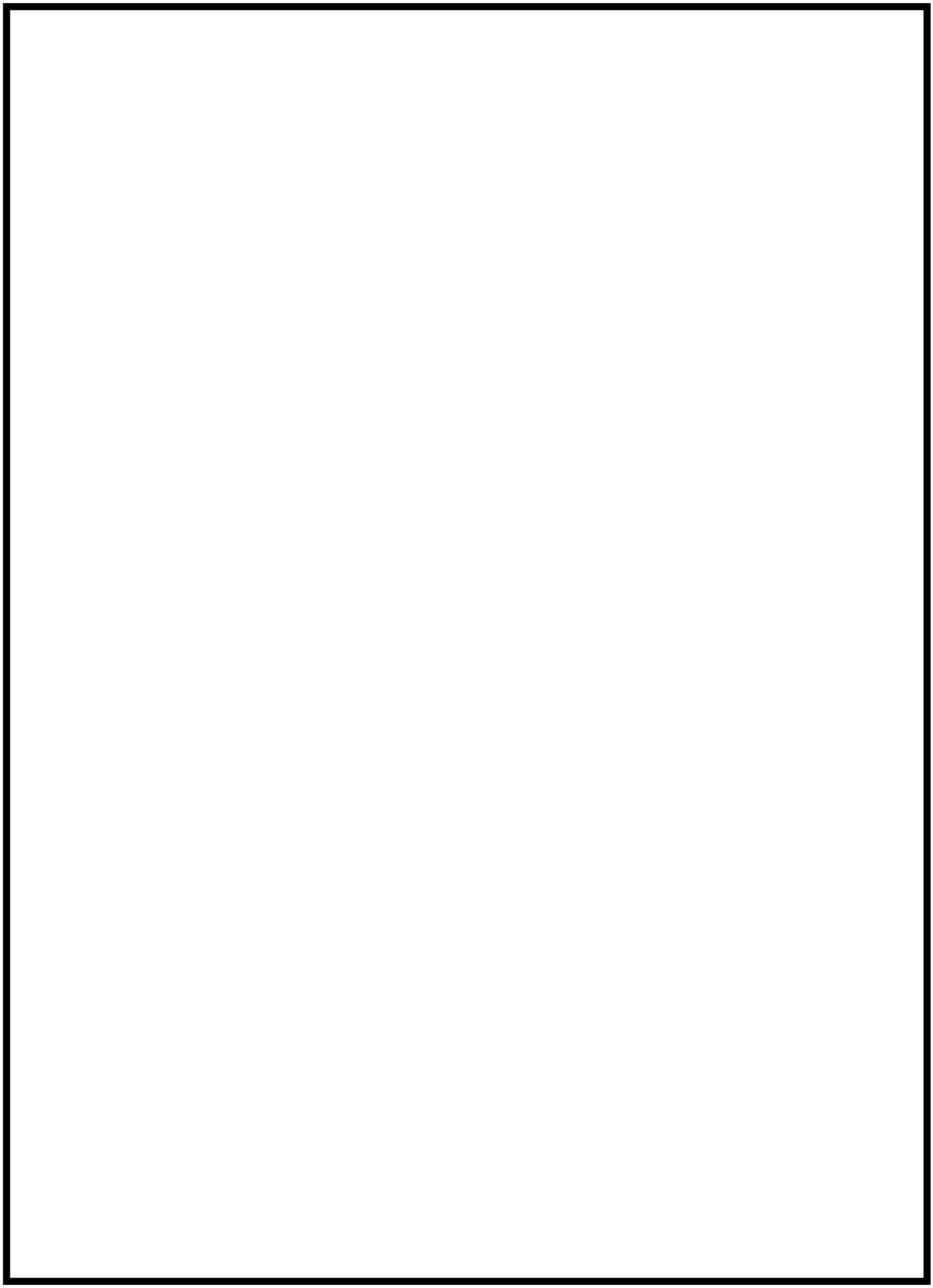


図57-22　7号炉コントロール建屋　地下1階及び地下中1階

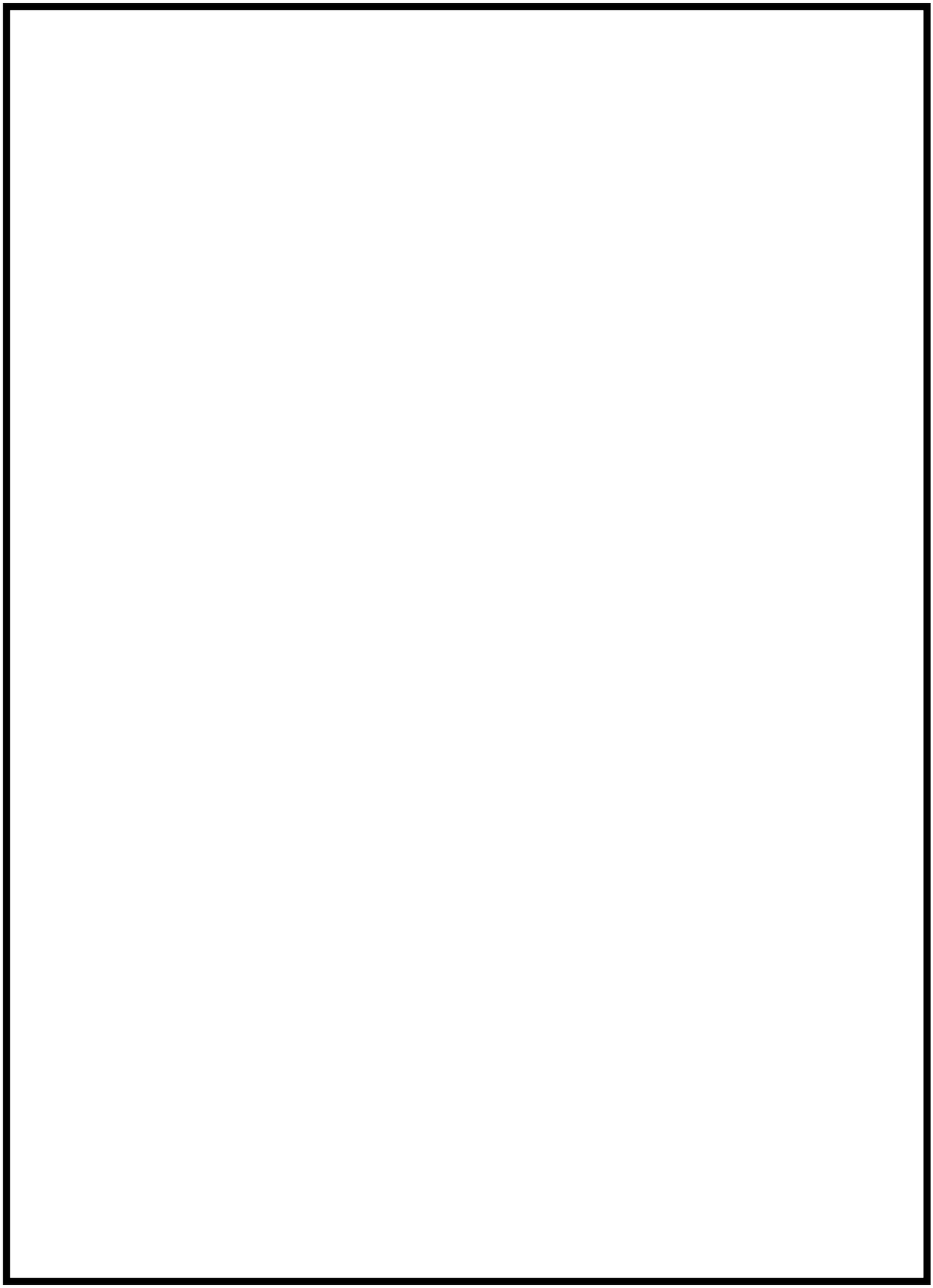


図57-23　7号炉コントロール建屋　地上1階及び地上2階

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）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

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。主要な負荷は非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路，計測制御系統施設，無停電電源装置等であり，設計基準事故時に非常用直流電源設備のいずれの 1 系統が故障しても残りの 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。蓄電池（非常用）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，蓄電池（非常用）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。

(2)　蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて，非常用直流電源設備は原子炉の安全停止，停止後の冷却に必要な電源を一定時間，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）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）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。蓄電池（非常用）は，常設代替交流電源設備（第一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。

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。

表 57-10-1　非常用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 6,000Ah （直流 125V 蓄電池 6A） 約 4,000Ah （直流 125V 蓄電池 6A-2）	125V 約 3,000Ah （直流 125V 蓄電池 6B）	125V 約 3,000Ah （直流 125V 蓄電池 6C）	125V 約 2,200Ah （直流 125V 蓄電池 6D）	125V 約 3,000Ah （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（直流 125V 蓄電池 6C 用）	1（直流 125V 蓄電池 6D 用）	1（AM 用直流 125V 蓄電池用）（6 号炉）
	1（予備）		1（予備）		1（予備）
充電方式	浮動（常時）				

表 57-10-2　非常用直流電源設備の主要機器仕様（7 号炉）

<table>
<tr><td></td><td colspan="4">設計基準事故対処設備</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td></td><td>直流 125V
蓄電池 7A,
直流 125V
蓄電池 7A-2
（区分Ⅰ）</td><td>直流 125V
蓄電池 7B
（区分Ⅱ）</td><td>直流 125V
蓄電池 7C
（区分Ⅲ）</td><td>直流 125V
蓄電池 7D
（区分Ⅳ）</td><td>AM 用直流 125V
蓄電池
（7 号炉）</td></tr>
<tr><td>蓄電池
電圧
容量</td><td>125V
約 6,000Ah
（直流 125V
蓄電池 7A）
約 4,000Ah
（直流 125V
蓄電池 7A-2）</td><td>125V
約 3,000Ah
（直流 125V
蓄電池 7B）</td><td>125V
約 3,000Ah
（直流 125V
蓄電池 7C）</td><td>125V
約 2,200Ah
（直流 125V
蓄電池 7D）</td><td>125V
約 3,000Ah
（AM 用直流 125V
蓄電池（7 号炉））</td></tr>
<tr><td>充電器
台数</td><td>1（直流 125V 蓄電池 7A 用）
1（直流 125V 蓄電池 7A-2 用）</td><td>1（直流 125V 蓄電池 7B 用）</td><td>1（直流 125V 蓄電池 7C 用）</td><td>1（直流 125V 蓄電池 7D 用）</td><td>1（AM 用直流 125V 蓄電池用）（7 号炉）</td></tr>
<tr><td></td><td colspan="2">1（予備）</td><td colspan="2">1（予備）</td><td>1（予備）</td></tr>
<tr><td>充電方式</td><td colspan="5">浮動（常時）</td></tr>
</table>

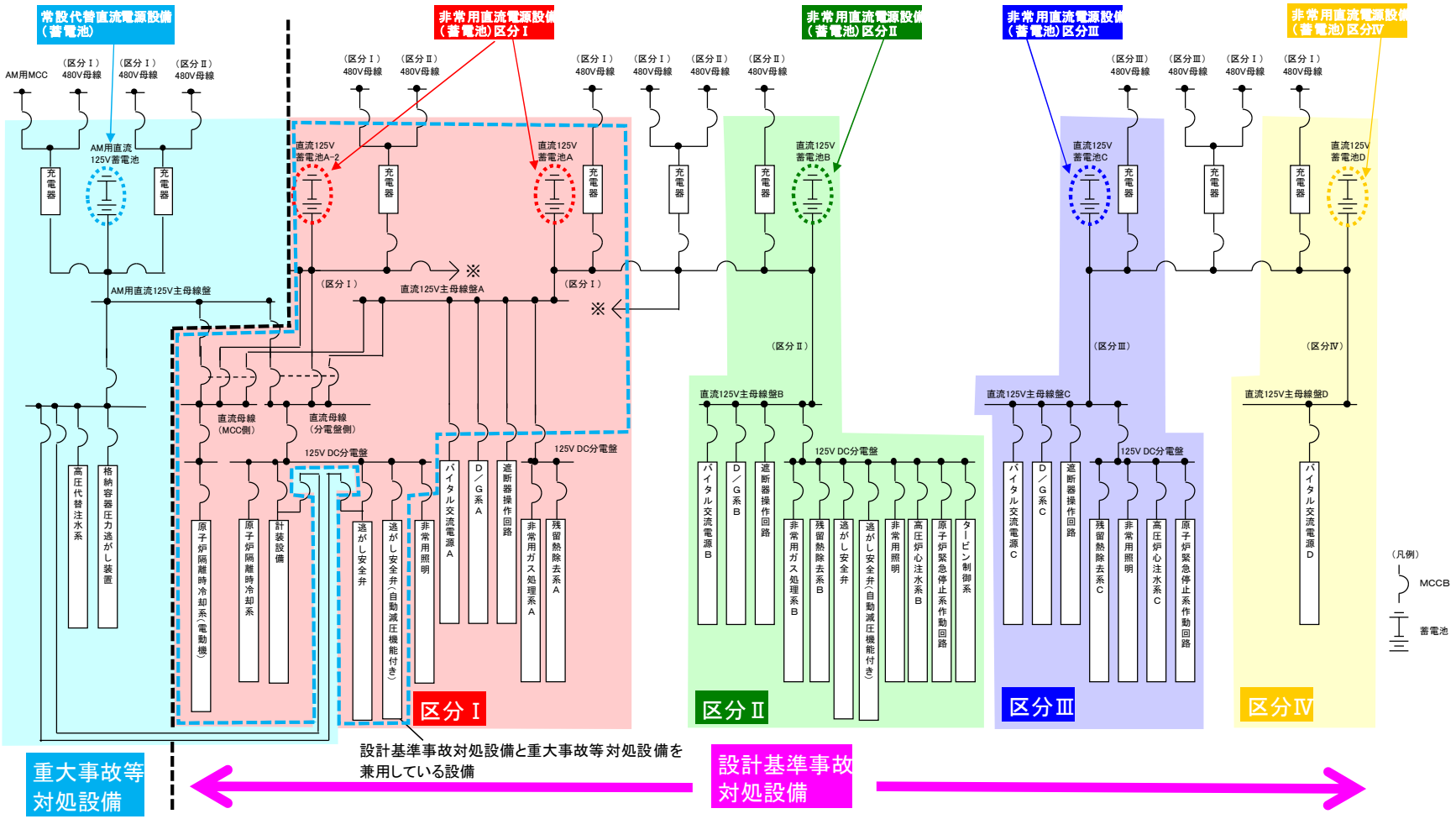


図 57-10-1　非常用直流電源設備　単線結線図（6 号炉）

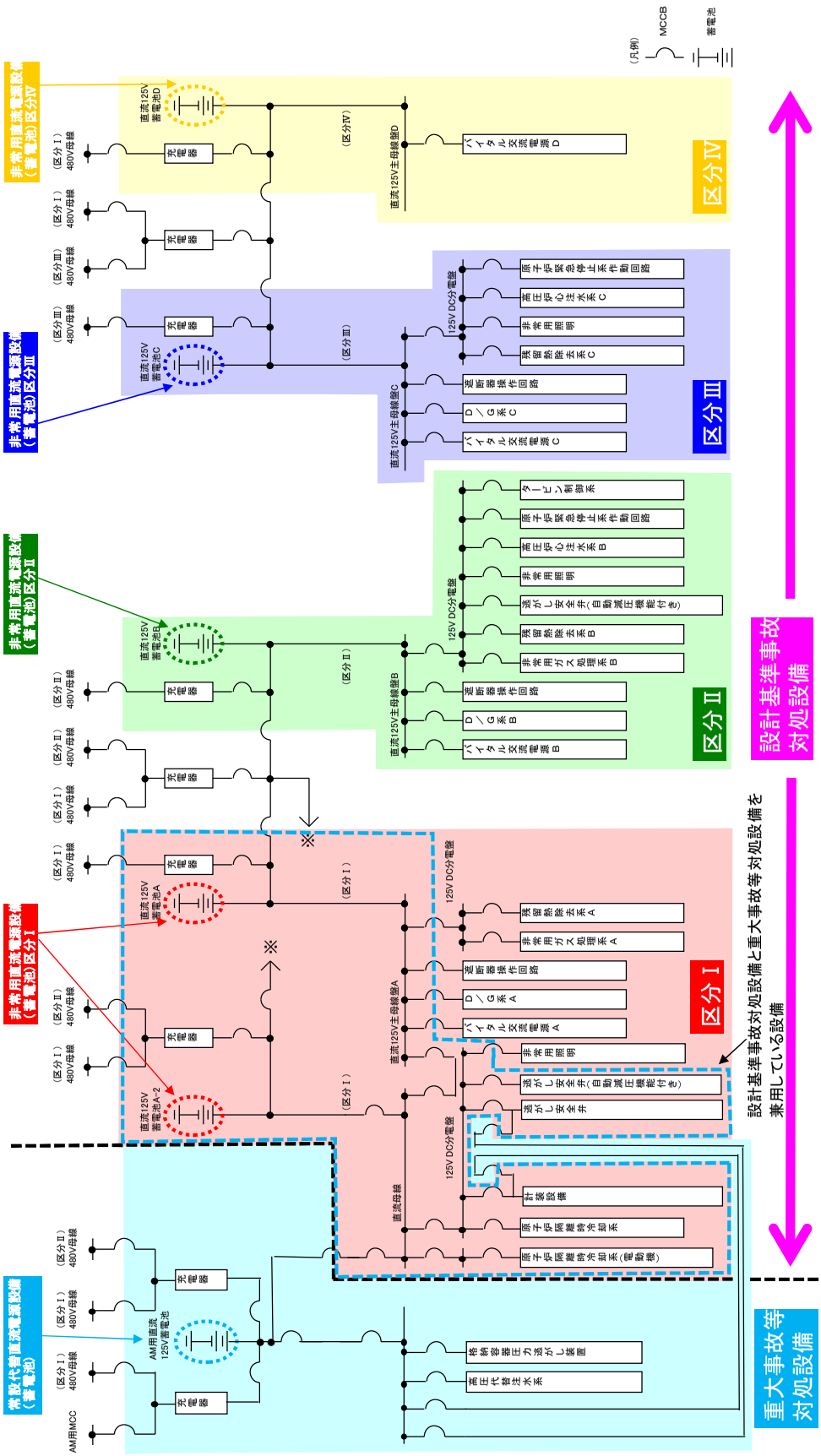


図 57-10-2　非常用直流電源設備　単線結線図（7 号炉）

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）建設段階から直流電源を供給することとしていた設備

（b）追加要求事項がある設置許可基準規則の第4条，第5条，第6条，第7条，第8条，第9条，第10条，第11条，第12条，第14条，第16条，第17条，第24条，第26条，第31条，第33条，第34条，第35条において，直流電源の供給を必要とする設備

b．重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第37条～第62条において，以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

（a）有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流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　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）

2.3.2　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗

2.3.3　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失

2.3.4　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

3. 重大事故

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

3.1.3　代替循環冷却系を使用しない場合

3.4　水素燃焼

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）炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，及び使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a．外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から1分まで

外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として，区分Ⅰ～Ⅲの各蓄電池（非常用）から非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路に電源供給を行う。電源供給時間は非常用ディーゼル発電機が起動するまでの約1分間給電可能な設計とする。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路

（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

（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，蓄電池（非常用）から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失から 60 分を経過した時点

蓄電池は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要時間電源供給するため，60 分を経過した時点で以下の負荷の切り離し※1 を行い，残りの負荷に対して継続して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

（表 57-10-3）

（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監視※2

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

※1. 区分Ⅰの蓄電池（非常用）は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉燃料体の損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから，設置許可基準規則第 57 条「電源設備」解釈第 1 項 b)を考慮し，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えい検出，原子炉隔離時冷却系，逃がし安全弁，原子炉水位（広帯域）（燃料域），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から 60 分を経過した時点から 12 時間まで

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）が起動すると充電器による直流電源供給が可能となるが，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）が起動できない場合を考慮し，以下の負荷については可搬型代替交流電源設備（電源車）から電源供給できる 12 時間を経過した時点となるまで蓄電池から電源供給が可能な設計とする。

（ⅰ）設計基準事故が拡張して全交流動力電源喪失に至ることを考慮し，設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備（交流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(ii)，直流非常灯(ii)，原子炉隔離時冷却系(i)，逃がし安全弁(i)，原子炉水位（広帯域）（燃料域）(i)，原子炉圧力(i)，格納容器内圧力(i)，サプレッション・チェンバ・プール水温度(DB)(i)，格納容器内雰囲気放射線レベル(i)，サプレッション・チェンバ・プール水位(DB)(i)，復水貯蔵槽水位(DB)(i)，無線連絡設備(ii)，衛星電話設備(ii)，データ伝送装置(ii)

（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，高圧代替注水系，逃がし安全弁，耐圧強化ベント装置，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（高レンジ・低レンジ），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），復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）（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，蓄電池（非常用）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：高圧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　非常用直流電源設備から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	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	運転時の異常な過都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 ライナー漏えい検出	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（高レンジ・低レンジ）（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（高レンジ・低レンジ）（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（高レンジ・低レンジ）（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									
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 電磁接触器の状態監視	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（広帯域）（燃料域） (58-3 と同じ) ※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 (58-5 と同じ) ※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	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ 水温度(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	－	－
			23-10	格納容器内水素濃度 (58-20 同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-11	格納容器内酸素濃度 (58-21 同じ)	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) (58-13 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	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ 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)
			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（59-2と同じ）	DB/SA	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	非常用高圧母線及び非常用低圧母線の遮断器操作回路	DB/SA	○	－	－	－	1分	－	1分間	1分間	1分間	－
			33-2	非常用ディーゼル発電機初期励磁	DB拡張	○	－	－	－	1分	－	1分間	1分間	1分間	－
			33-3	非常用ディーゼル発電機制御回路	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	－	－	－

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	35-2	衛星電話設備（62-2と同じ）	DB/SA	－	－	－	－	12時間	－	12時間以上	－	－	－
			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	交流電源が使用できることを前提									
			44-2	代替冷却材再循環ポンプトリップ機能	SA	交流電源が使用できることを前提									
			44-3	ほう酸水注入系	DB/SA	交流電源が使用できることを前提									
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※13	SA	－	○	－	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			45-2	原子炉隔離時冷却系※14（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※15（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	－	－

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	47-1	低圧代替注水系（常設）※16	SA	交流電源復旧後に使用									
			47-2	残留熱除去系※17	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	代替原子炉補機冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			48-4	原子炉補機冷却系※18	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（常設）※16	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	代替循環冷却系※19	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（常設）※16	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	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	－	－	－	－
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）		－	－	－

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
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-2	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	SA	－	－	－	○	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			54-3	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	SA	－	－	－	○	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			54-4	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	－	－	－
			54-5	燃料プール冷却浄化系	SA	交流電源復旧後に使用									
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
56条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
57条	電源設備	有	－	（電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う）											
58条	計装設備	有	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（広帯域）（燃料域）（23-5と同じ）※11	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間	12時間	（12時間以上）
			58-4	原子炉水位（SA）	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-5	原子炉圧力（23-6と同じ）※11	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上（区分Ⅰのみで12時間以上）		12時間	12時間	（12時間以上）
			58-6	原子炉圧力（SA）	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	（12時間以上）	－	－	－
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	－	○	－	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-8	格納容器内圧力（D/W,S/C）	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-9	ドライウェル雰囲気温度	SA	－	○	○	－	24時間	24時間以上	－	－	－	－
			58-10	サプレッション・チェンバ気体温度	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
58 条	計装設備	有	58-11	サプレッション・チェンバ・プール水温度	SA	－	－	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-12	格納容器内水素濃度（SA）	SA	－	－	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-13	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）		－	－	－
			58-14	サプレッション・チェンバ・プール水位	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-15	格納容器下部水位	SA	－	－	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-16	復水貯蔵槽水位（SA）	SA	－	○	○	○	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-17	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）※12	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-18	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）※12	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-19	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）※12	SA	－	－	○	－	24 時間	24 時間以上	－	－	－	－
			58-20	格納容器内水素濃度（23-10 と同じ）	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			58-21	格納容器内酸素濃度（23-11 と同じ）	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									
59 条	原子炉制御室	有	59-1	データ表示装置（SA）	SA	交流電源復旧後に使用									
			59-2	非常用ガス処理系（32-1 と同じ）	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
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	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	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：ドライウェル

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を行う。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使用済燃料プール内の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）から電源供給されるまでは専用電源から電源供給可能な設計とする。

※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おおむ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，専用電源から電源供給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，使用済燃料プール内の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（広帯域）（燃料域）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。

※12：復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）及び復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた原子炉圧力容器への注水，及び原子炉格納容器へのスプレイにおける流量監視に用いる。また，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた原子炉格納容器下部への注水における流量監視に用いる。

※13：高圧代替注水系系統流量を含む。

※14：原子炉隔離時冷却系系統流量を含む。

※15：高圧炉心注水系系統流量及び高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力を含む。

※16：復水移送ポンプ吐出圧力を含む。

※17：残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去系系統流量，残留熱除去系ポンプ吐出圧力及び残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を含む。

※18：原子炉補機冷却水系系統流量を含む。

※19：復水補給水系温度（代替循環冷却）を含む。

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（SA）	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（広帯域）（燃料域）	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（SA）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧代替注水系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	－	－	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	－	－	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	○
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）	－	－	－	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
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	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○

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
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	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉補機冷却水系系統流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○

（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	○	－	○	○	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
【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（SA）	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉水位（広帯域）（燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（SA）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
高圧代替注水系系統流量	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	○	－	○	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

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
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
原子炉補機冷却水系系統流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

（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，原子炉格納用器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するための設備のうち重大事故防止設備については，（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。

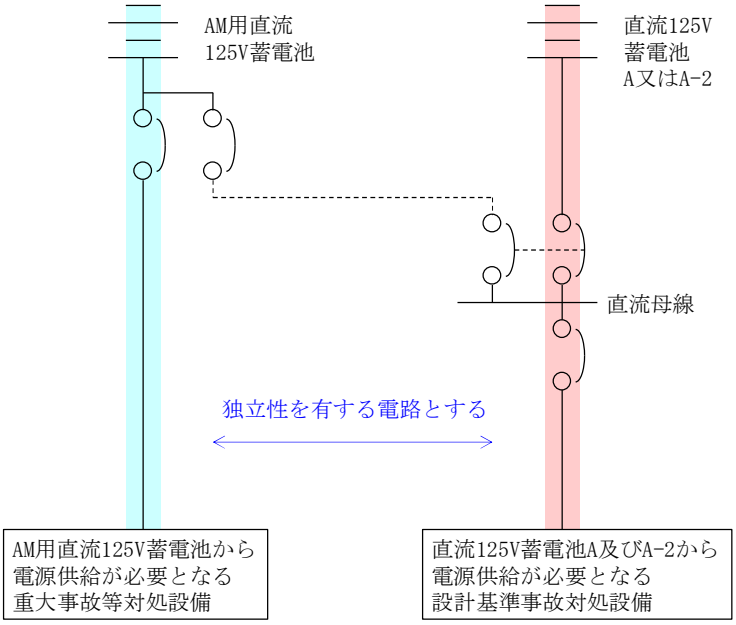


図 57-10-3　直流電源供給方法

（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）

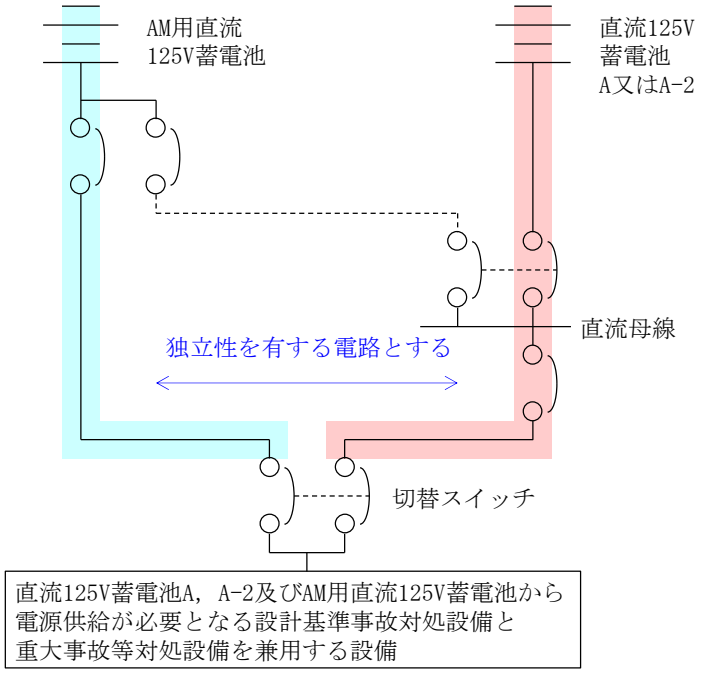


図 57-10-4　直流電源供給方法（設計基準事故等対処設備と重大事故防止設備の兼用の場合）

（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ケーブルで生じる故障が，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ケーブル，及び AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備へのケーブルの両方に，波及的影響を及ぼさない設計とする。

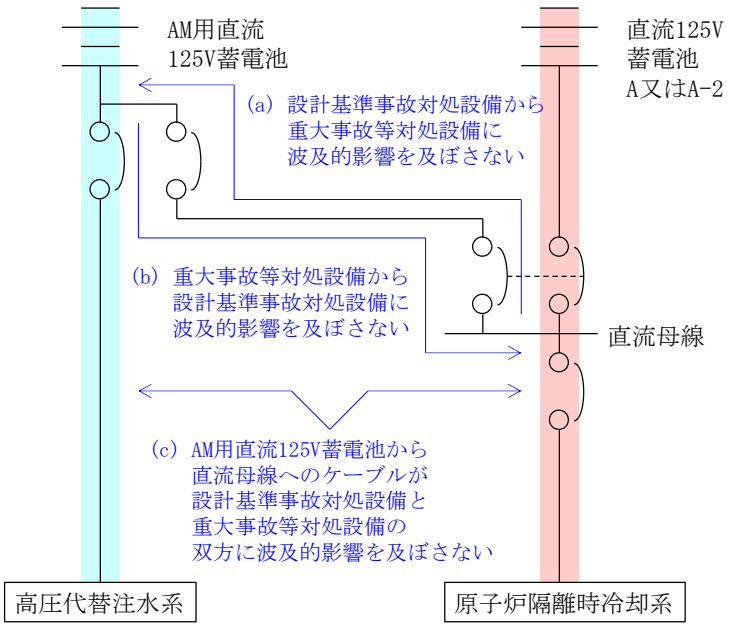


図 57-10-5　直流電源供給（原子炉隔離時冷却系）

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敷設されている（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敷設されている（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，10.3.1(3)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ことで，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ことで，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。

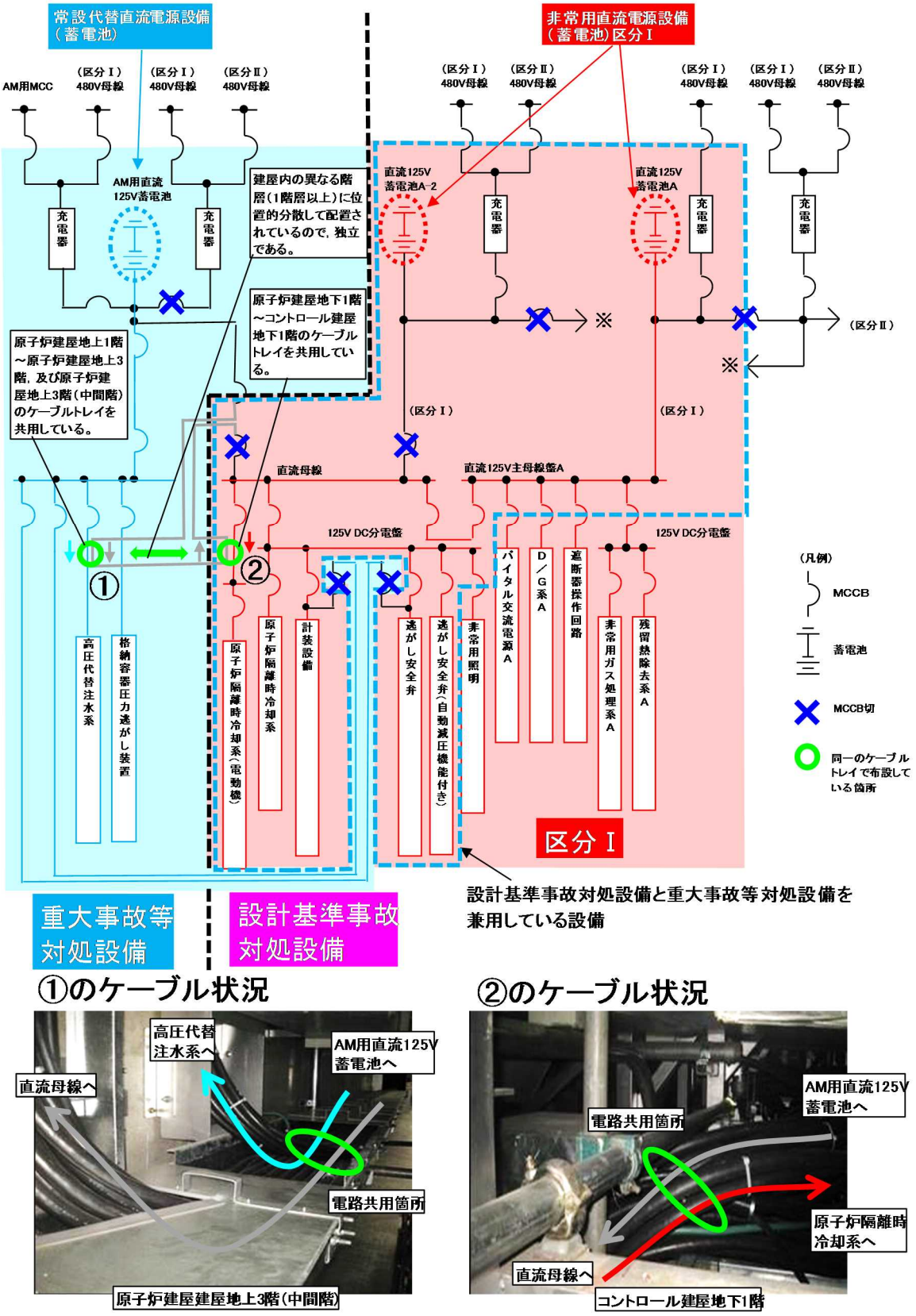
重大事故防止設備である所内蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備の設計基準事故等対処設備からの独立性は，電路を米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。

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。



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）

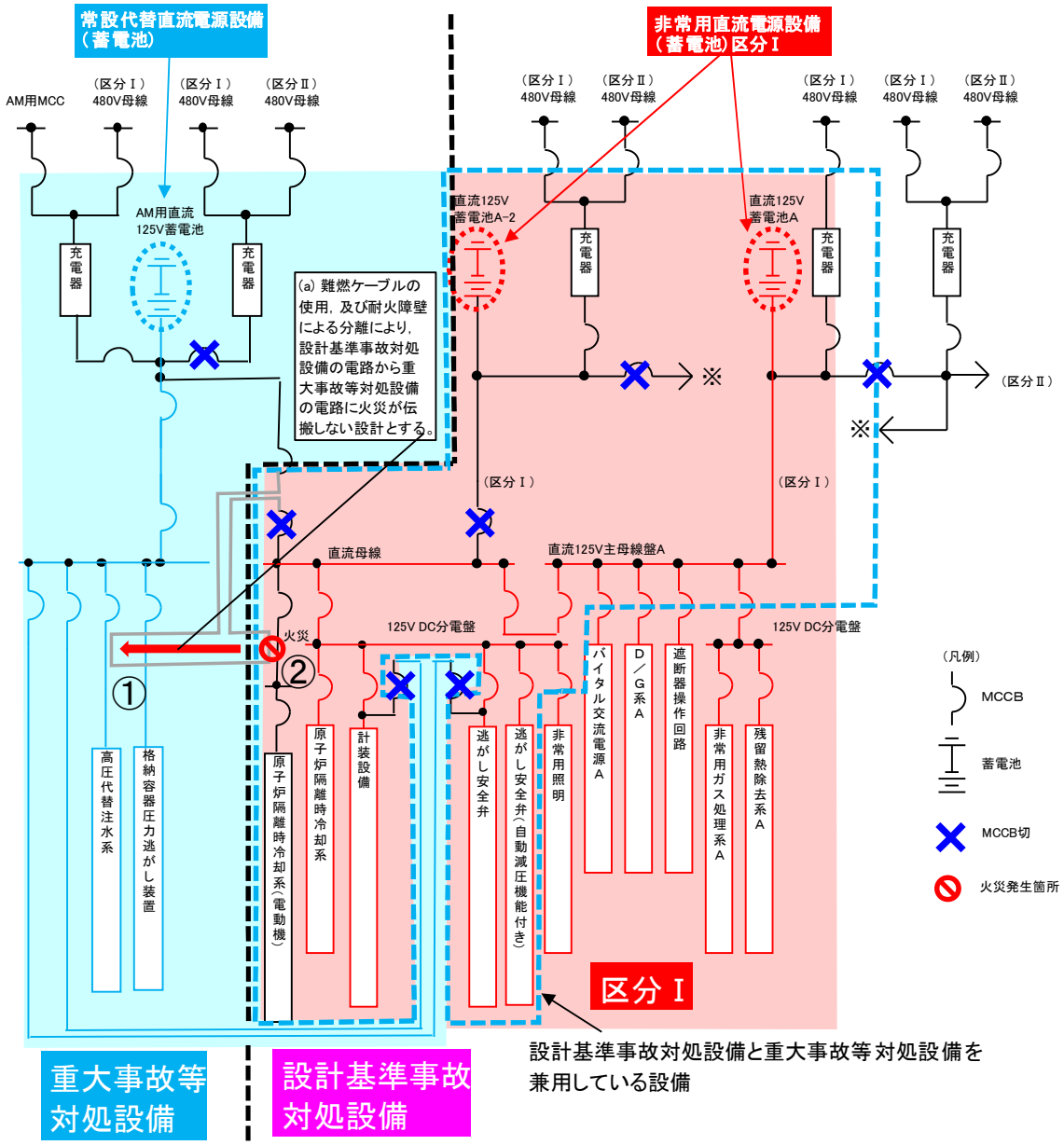


図 57-10-7　通常時に原子炉隔離時冷却系側で単一火災が発生した状態（7 号炉）

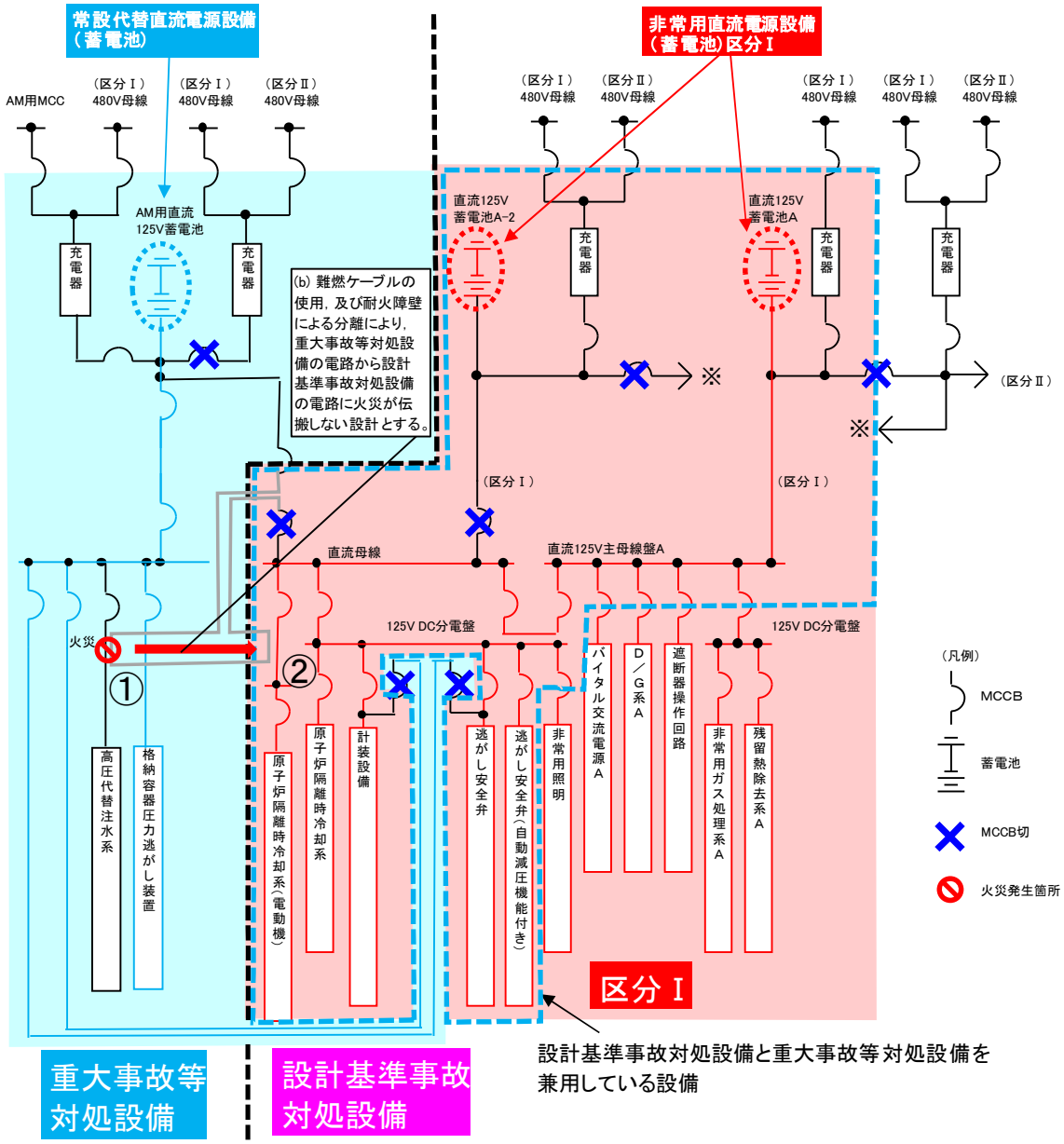


図 57-10-8　通常時に高圧代替注水系側で単一火災が発生した状態（7 号炉）

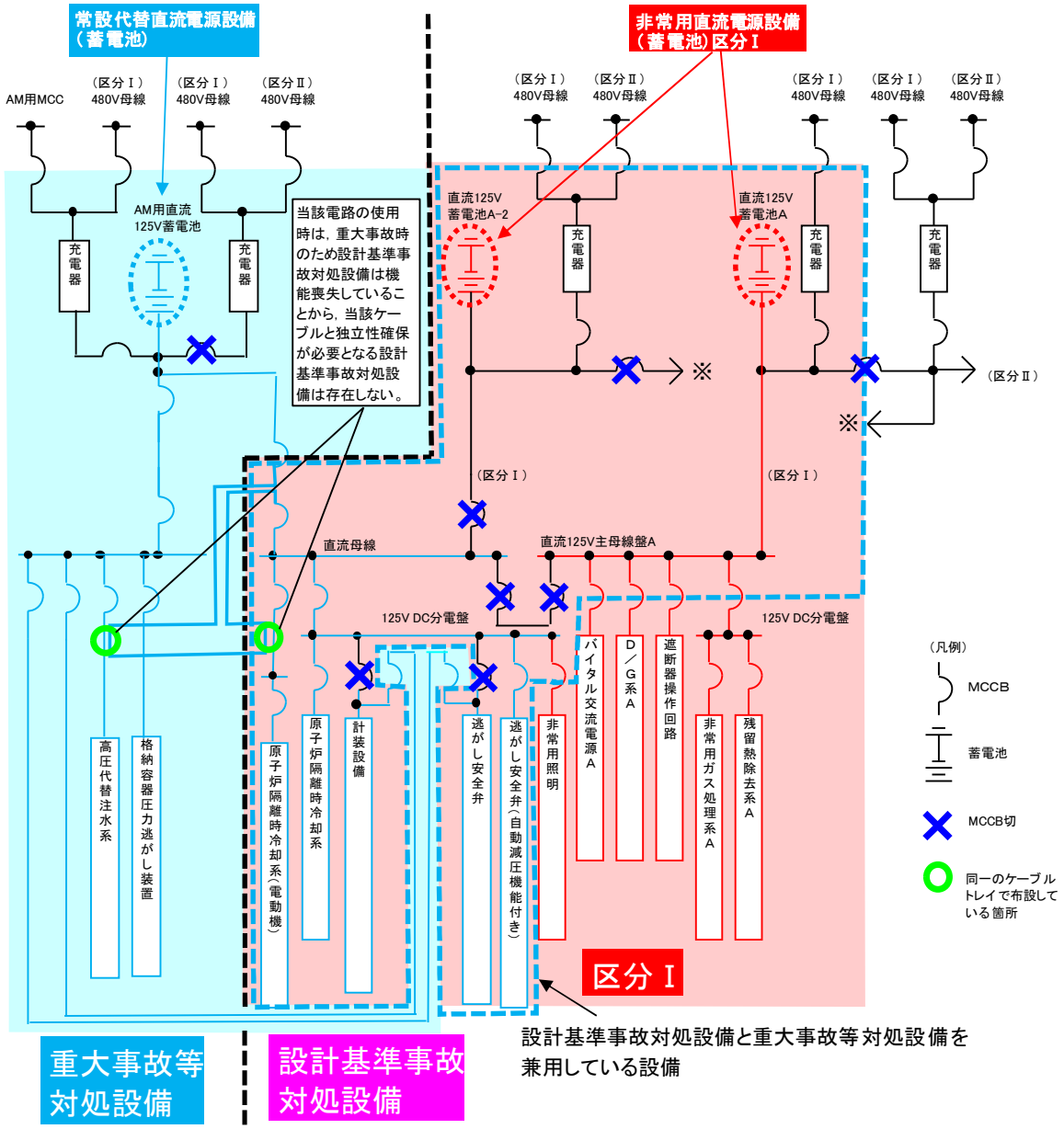


図 57-10-9　重大事故時の状態（7 号炉）

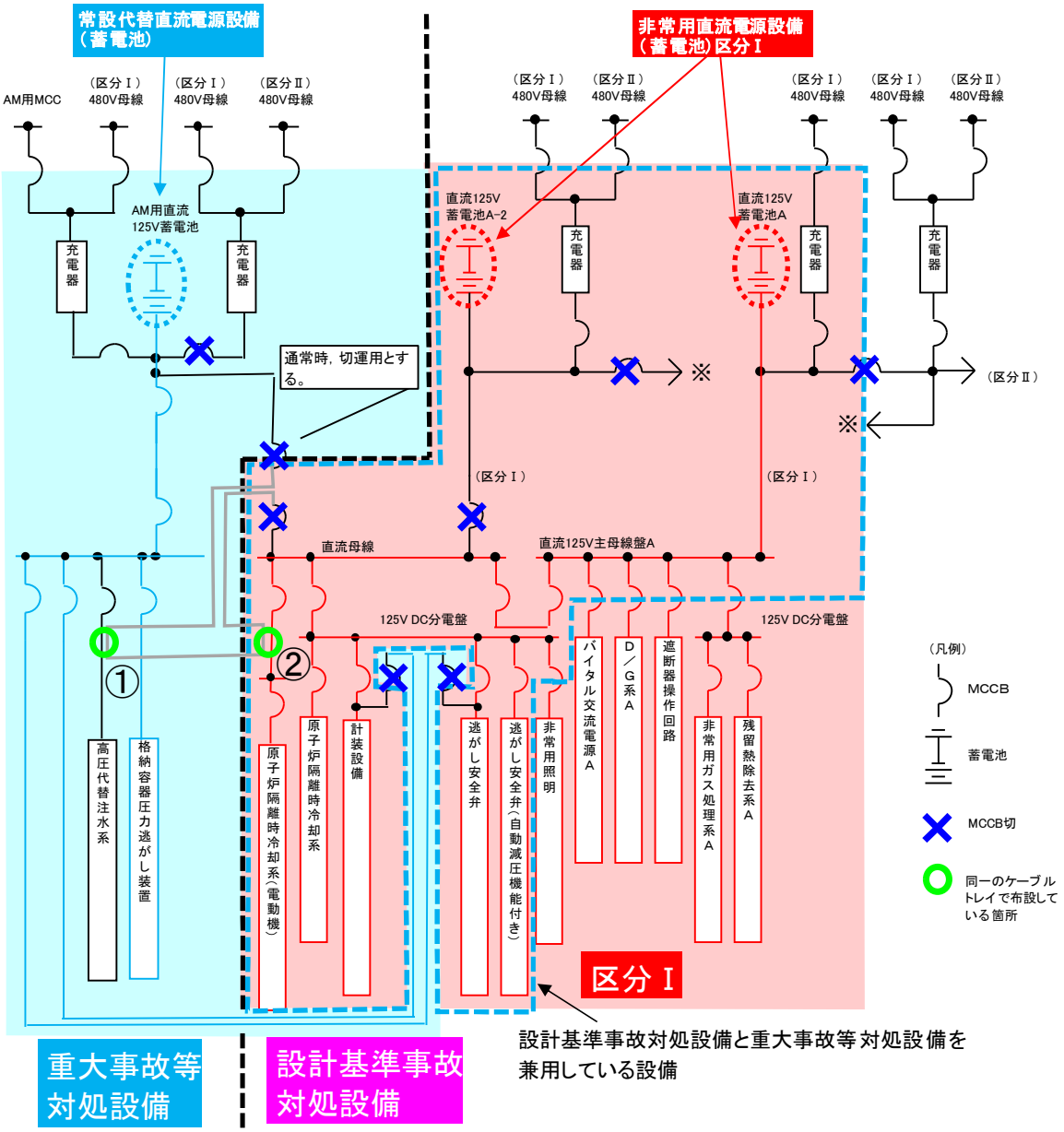
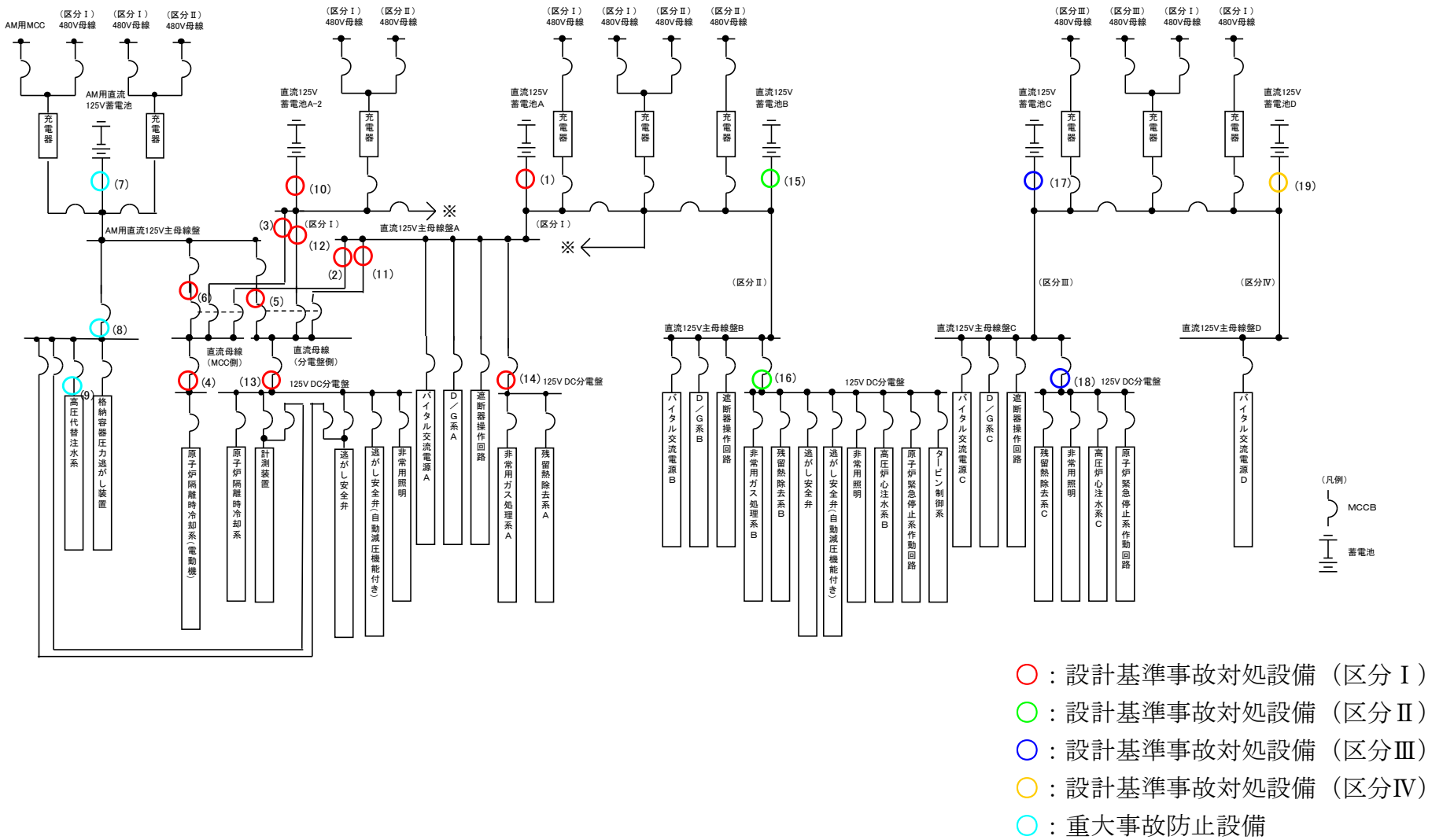
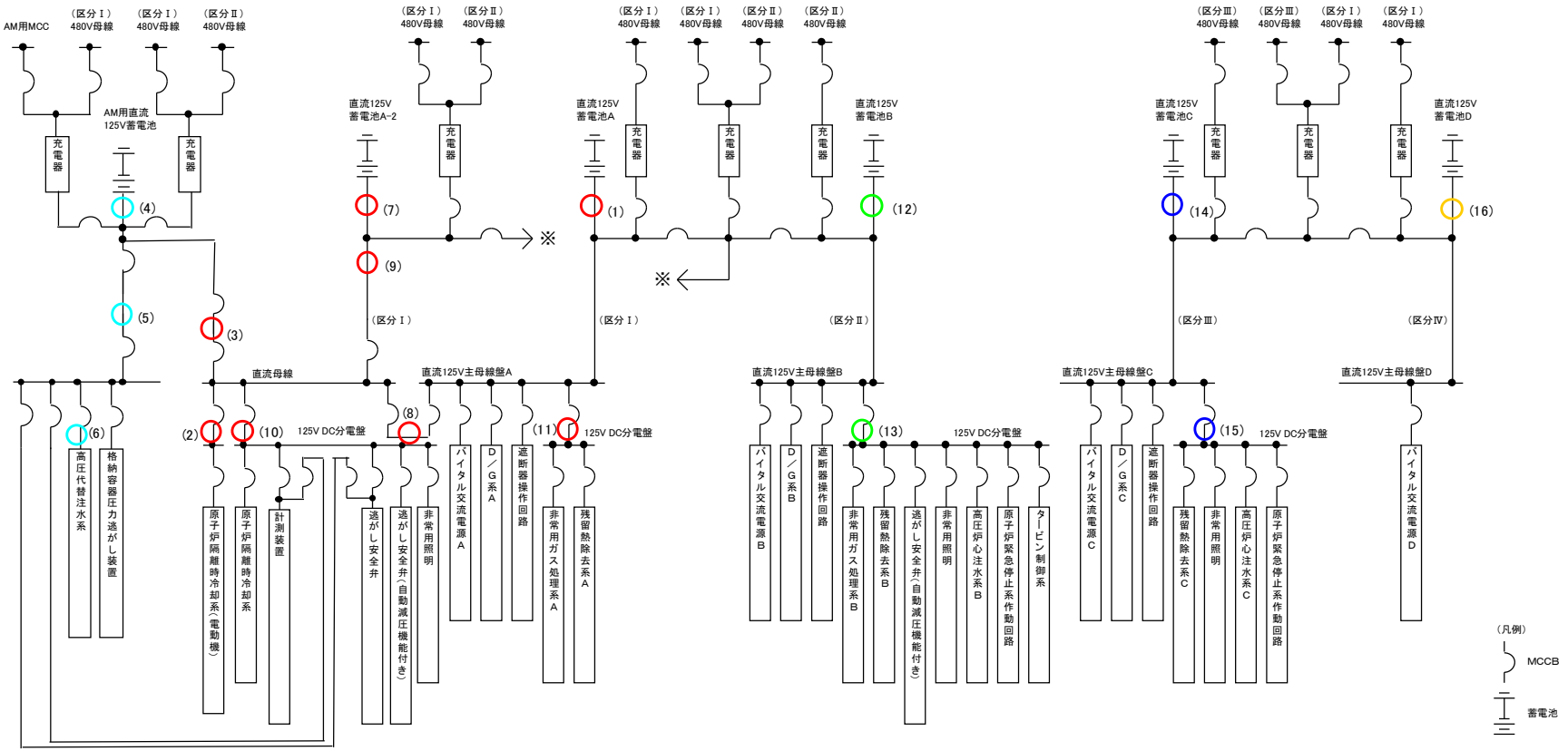


図 57-10-10　配線用遮断器の運用方法（7 号炉）



○：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

図 57-10-11　直流電源設備（57 条）（6 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

図 57-10-12　直流電源設備（57 条）（7 号炉）

（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敷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敷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 FMCRD 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敷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敷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敷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。

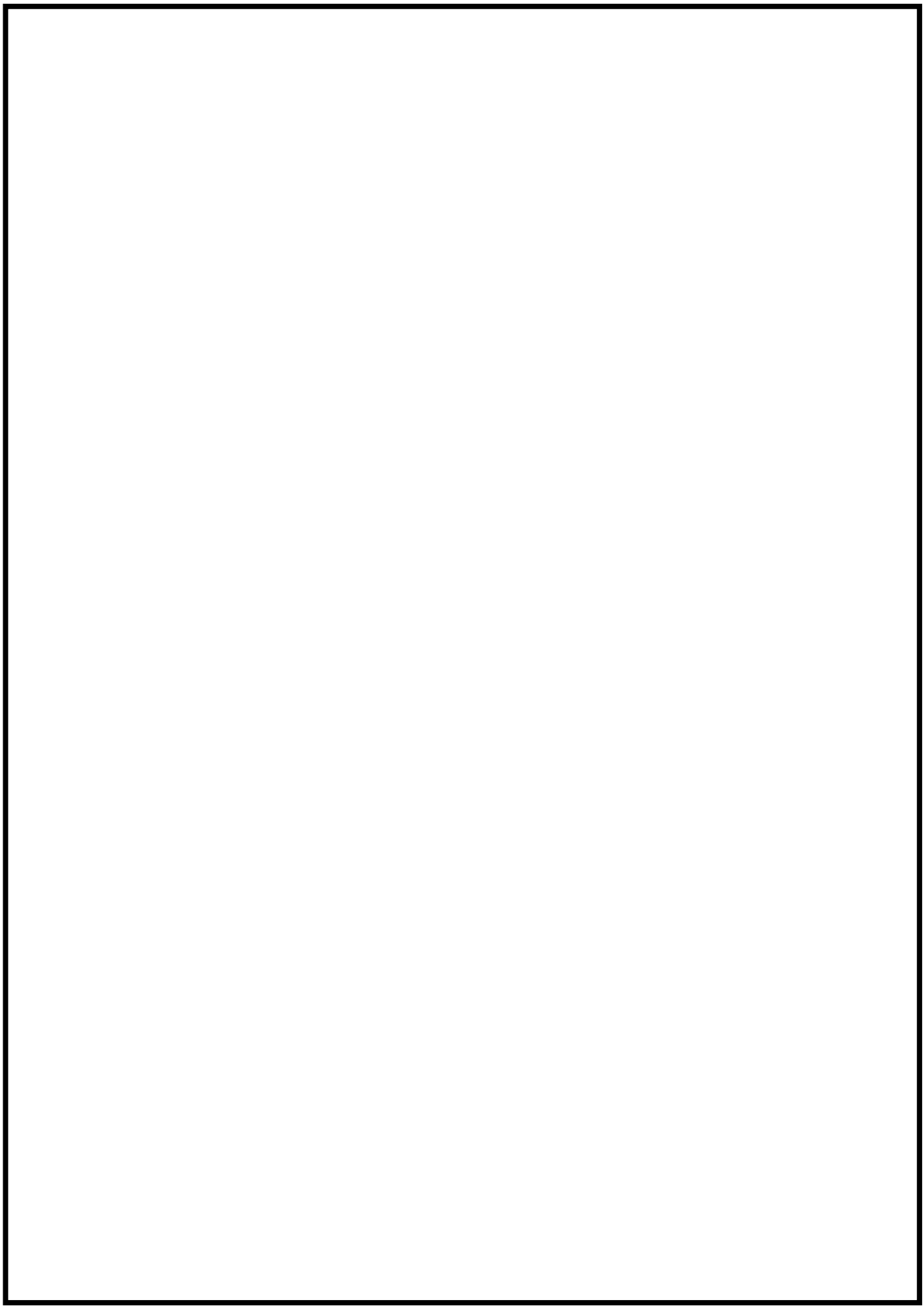


図1　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上3階（中間階）T.M.S.L.27200）

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

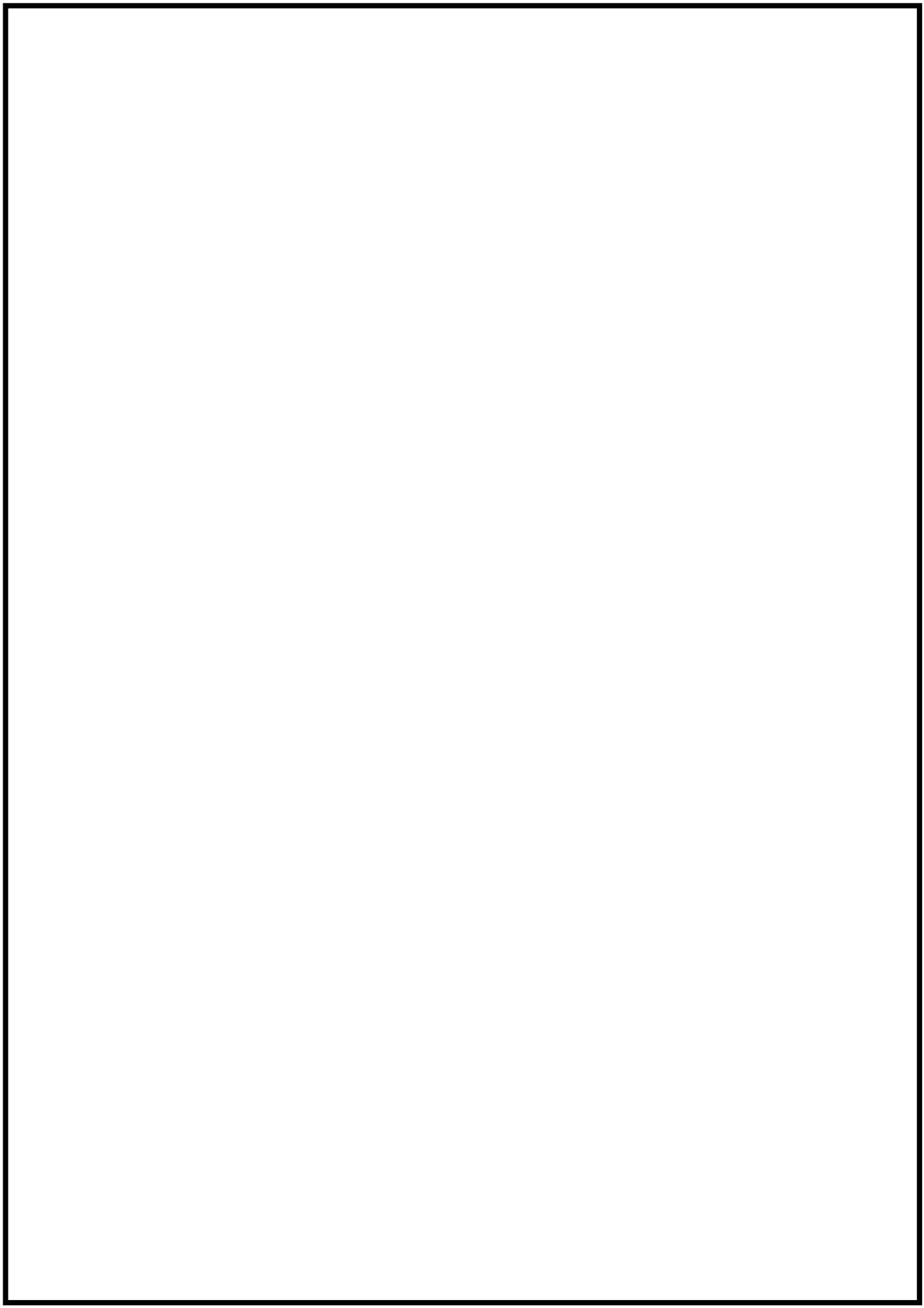


図3　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上2階 T.M.S.L.18100）

図4　火災区域及びケーブルルート図（原子炉建屋地上1階 T.M.S.L.12300）

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

図 57-10-(57-3)　原子炉建屋地上１階　電路ルート図

図 57-10-(57-4)　原子炉建屋地上２階　電路ルート図

図 57-10-(57-5)　原子炉建屋地上 3 階　電路ルート図

図 57-10-(57-6)　原子炉建屋地上中 3 階　電路ルート図

図 57-10-(57-7)　原子炉建屋地上４階　電路ルート図

図 57-10-(57-8)　コントロール建屋地下中２階　電路ルート図

図 57-10-(57-9)　コントロール建屋地下１階　電路ルート図

図 57-10-(57-10)　原子炉建屋地下 1 階　電路ルート図

図 57-10-(57-11)　原子炉建屋地下中１階　電路ルート図

図 57-10-(57-12)　原子炉建屋地上１階　電路ルート図

図 57-10-(57-13)　原子炉建屋地上 2 階　電路ルート図

図 57-10-(57-14)　原子炉建屋地上 3 階　電路ルート図

図 57-10-(57-15)　原子炉建屋地上中 3 階　電路ルート図

図 57-10-(57-16)　原子炉建屋地上４階　電路ルート図

図 57-10-(57-17)　コントロール建屋地下中２階　電路ルート図

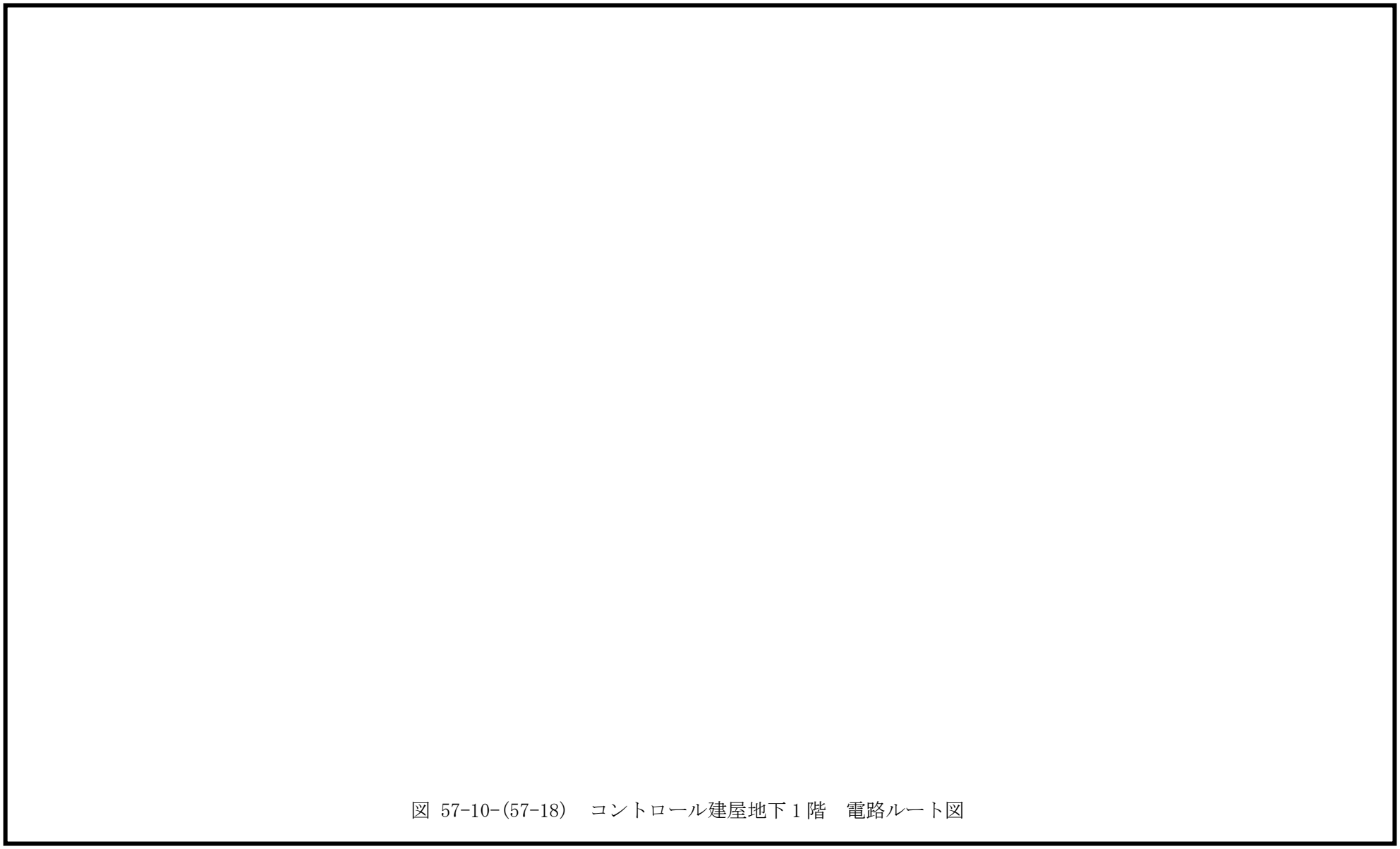


図 57-10-(57-18)　コントロール建屋地下１階　電路ルート図

57-11

燃料補給に関する補足説明資料

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

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

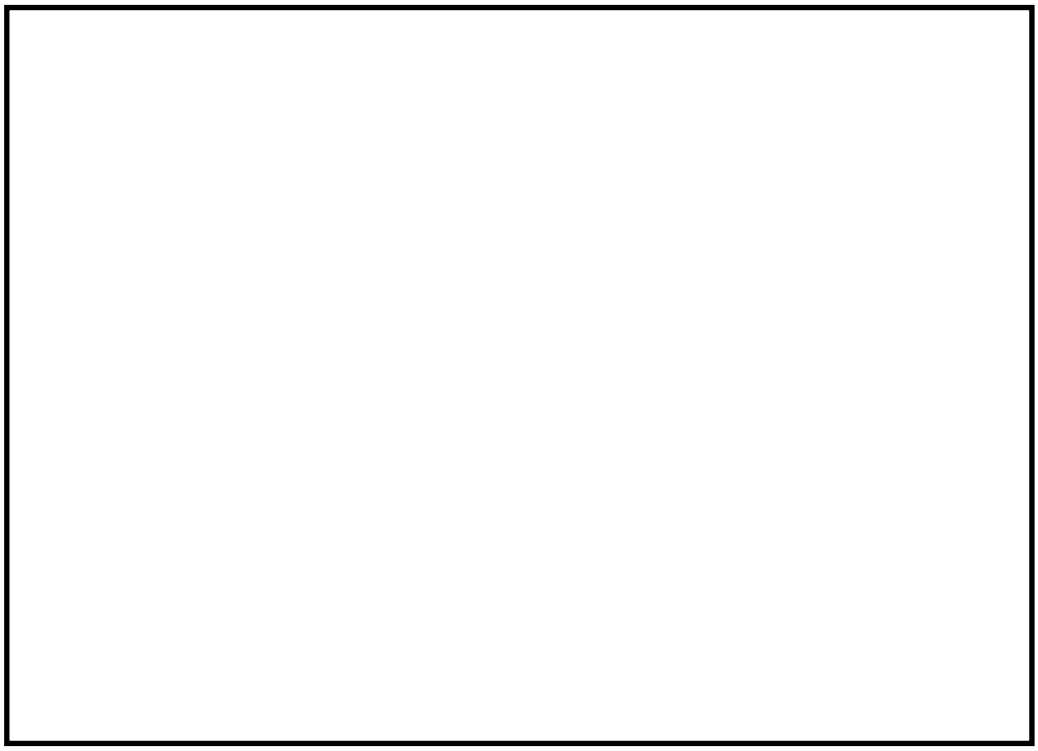


図 57-11-1　タンクローリ保管場所から軽油タンクまでの移動ルート

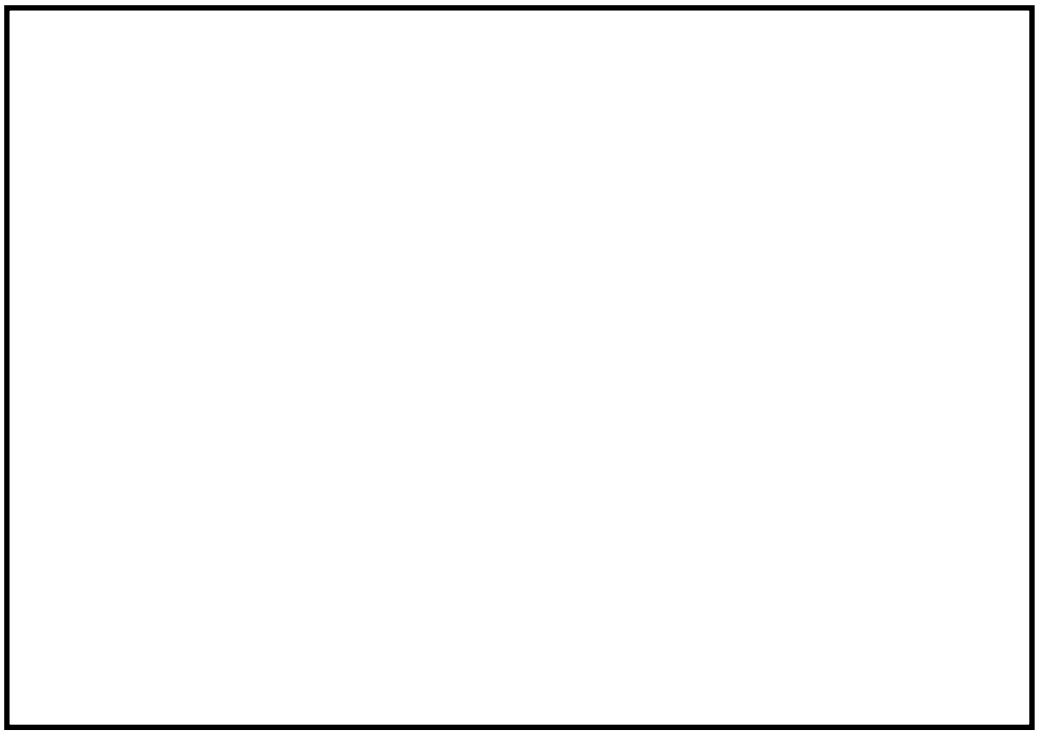


図 57-11-2　タンクローリＡ（電源車及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）給油用）給油ルート

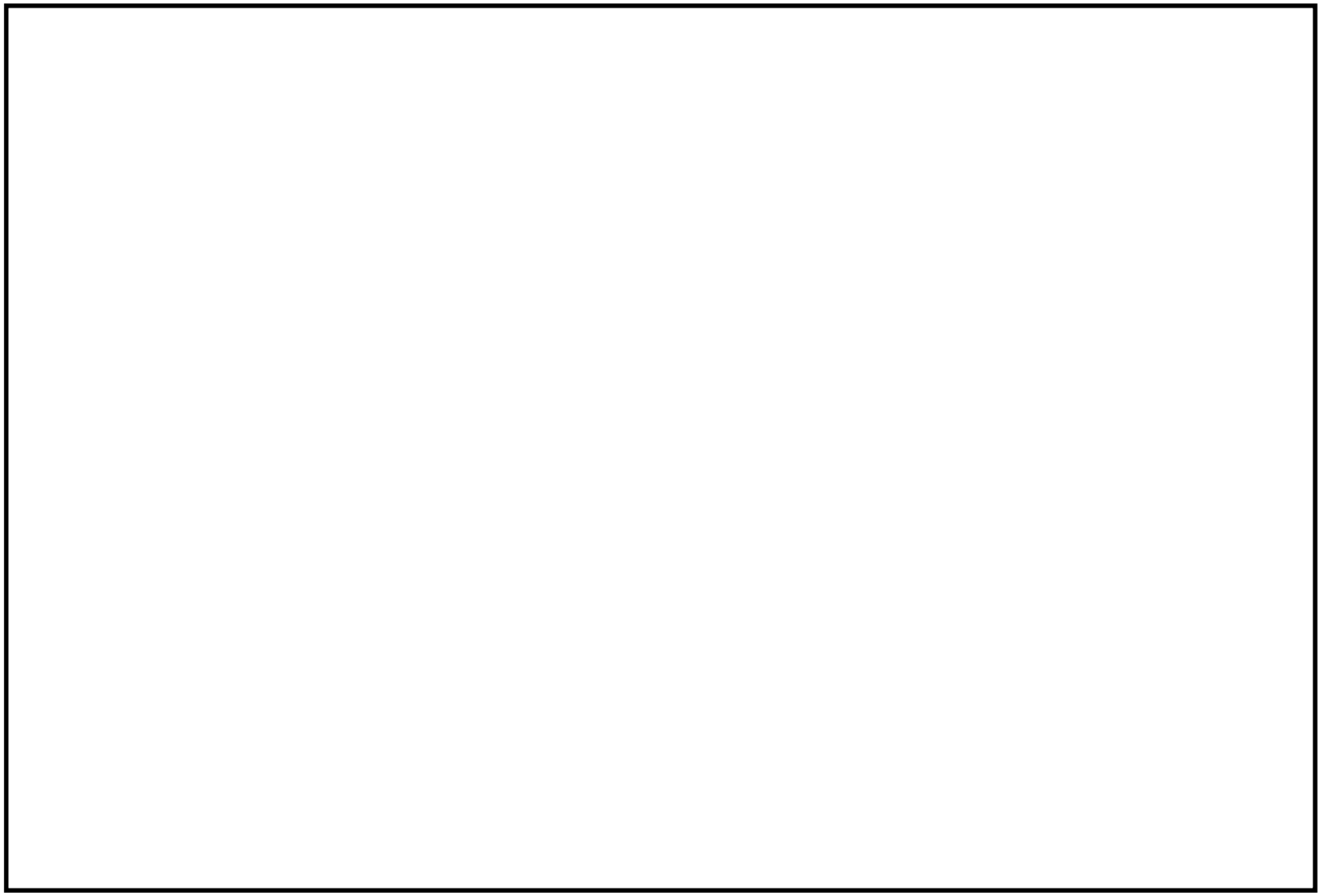


図 57-11-3　タンクローリＢ（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）給油用）給油ルート

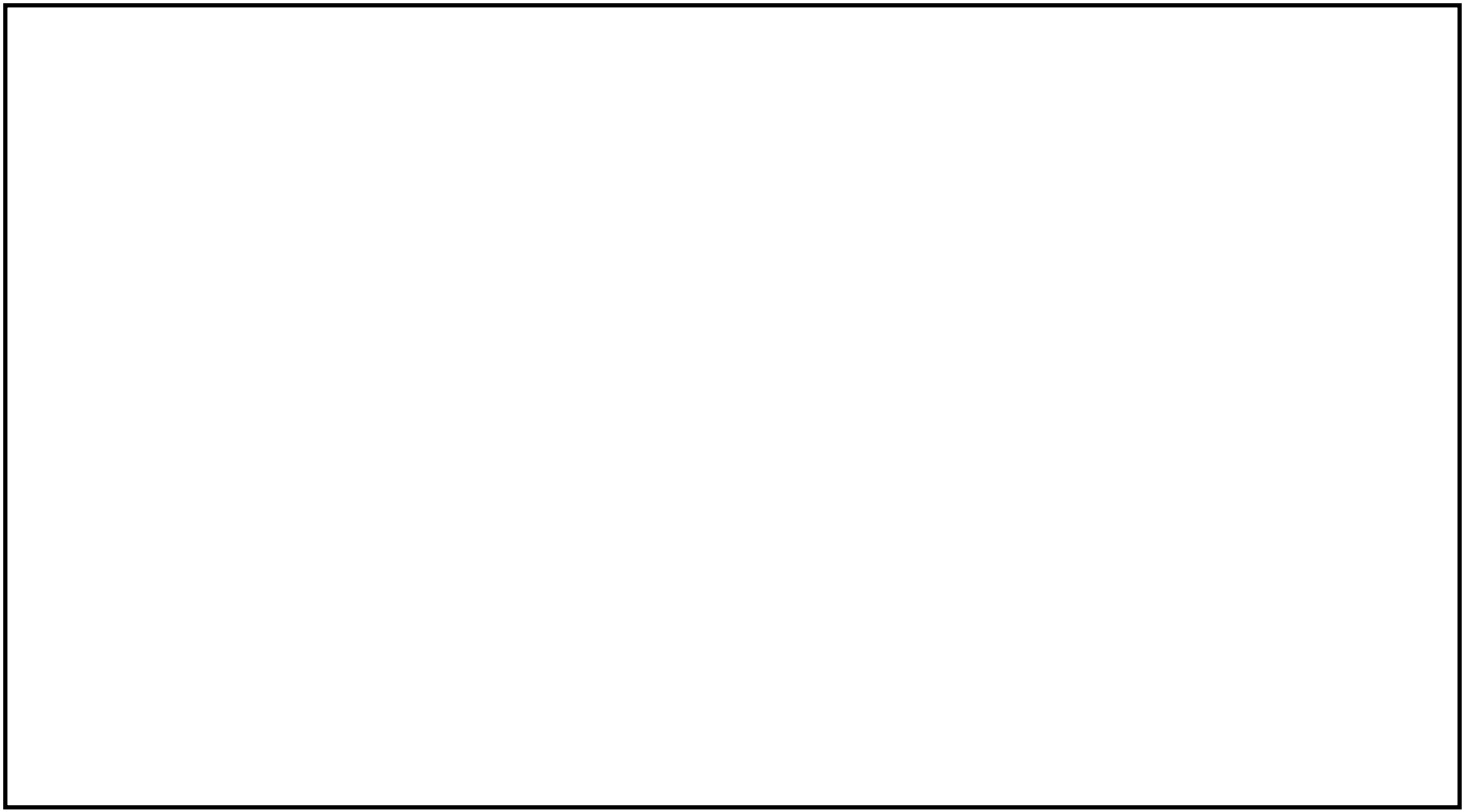


図 57-11-4　タンクローリＣ（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び
モニタリング・ポスト用発電機給油用）給油ルート

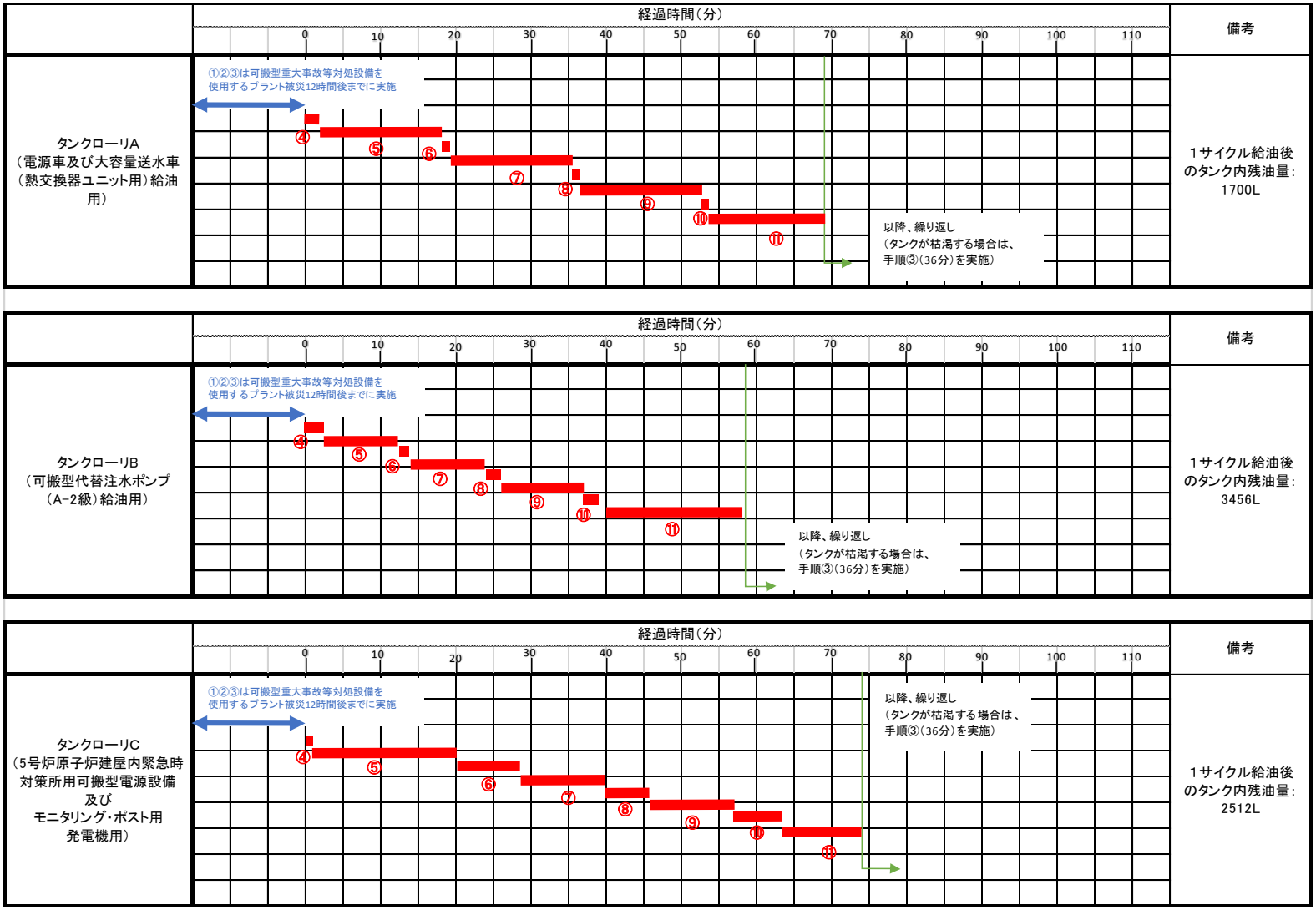


図 57-11-5　タンクローリ（4kL）による給油タイムチャート

タンクローリ（16kL）について

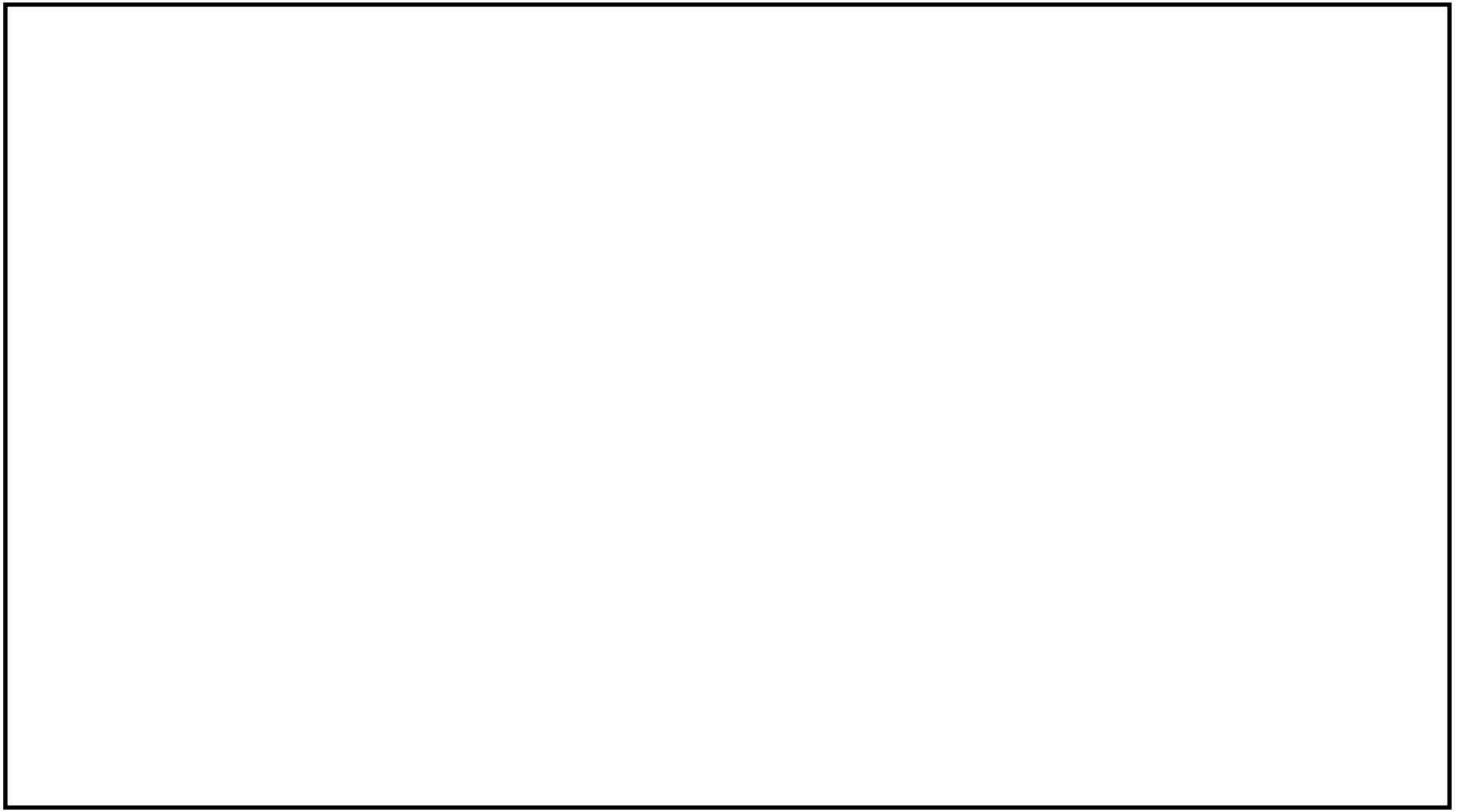


図 57-11-6　第一ガスタービン発電機用燃料タンク給油ルート

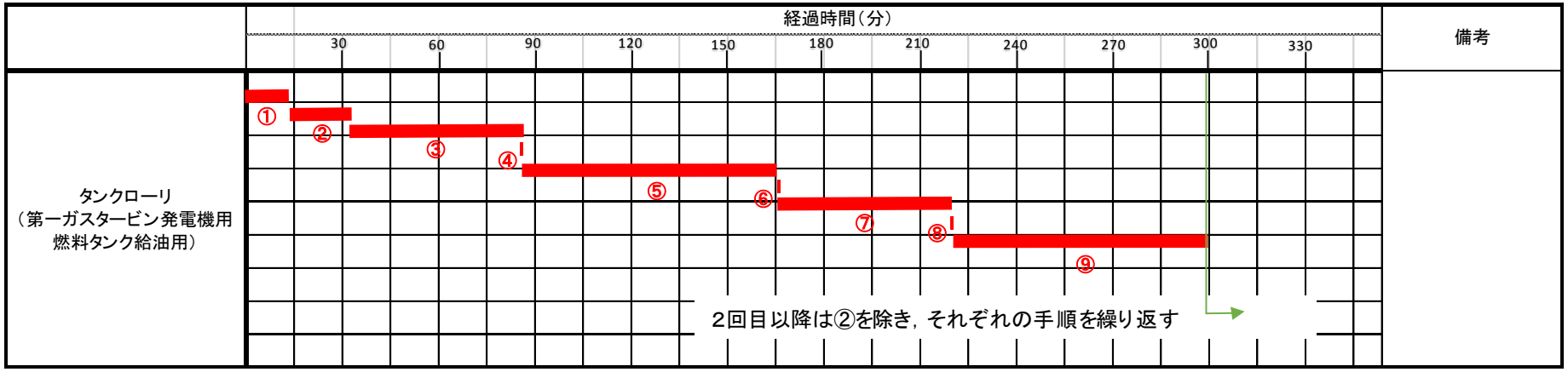


図 57-11-7　タンクローリ（16kL）による給油タイムチャート

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：第一ガスタービン発電機 1 台，
　　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台，
　　電源車 2 台，
　　大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台
7 号炉：第一ガスタービン発電機 1 台，
　　電源車 2 台，
　　大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台
6，7 号炉共用：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 1 台
　　モニタリング・ポスト用発電機 3 台

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

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，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，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，大容量送水車（熱交換器ユニット用）である。以下，連続運転可能時間の評価を行う。なお，実負荷による燃費評価が可能な設備については，実負荷による燃費から，連続運転可能時間の評価を行う。さらに，各々の設備への給油は配備しているタンクローリ（4kL）全数で並行して行うことを想定する。

【電源車】

電源車は 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 221kW，7 号炉：約 201kW と，電源車の定格出力（400kW）の約半分である。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 221kW での連続運転可能時間は，

250L÷60L/h＝4.1h

となる。

【5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備】

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の定格負荷 200kVA に対し，実負荷 60kVA を考慮すると，連続運転可能時間は

990L÷15L/h＝66h

となる。

【可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）】

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の連続運転可能時間は，

68L÷21L/h＝約 3.2h

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，

166L÷9L/h＝約 18.4h

となる。

【大容量送水車（熱交換器ユニット用）】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の連続運転可能時間は，

300L÷40L/h ＝約 7.5h（取水ポンプ）

350L÷25L/h＝約 14h（送水ポンプ）
となる。

上述のとおり，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が連続運転可能時間が一番短くなるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）給油作業に伴う被ばく線量は，給油に伴う現場作業を約 20 分と見積もると，約 84mSv となる。
※評価点は K7 原子炉建屋東側とし，評価値は作業時間当たりの平均値を記載。

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。また，格納容器ベントまでの間に必要となる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に要求される注水流量は約 130m^3/h であるが，格納容器ベント後に必要となる注水流量は 25m^3/h 以下であることから，格納容器ベント直前に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の注水流量を絞ることにより，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）のポンプ回転数を抑え，連続運転可能時間を延長することが可能である。その場合，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の給油作業に伴う被ばく線量は上記値よりも小さくなる。

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用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）である。以下，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（16kL）全数で並行して行うことを想定する。

【第一ガスタービン発電機】

第一ガスタービン発電機の連続運転可能時間は，

50kL÷1.0kL/h＝50h

となる。

上述のとおり，第一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 49 時間後（プラント被災から約 87 時間後）に再度給油を行う必要がある。第一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を約 90 分と見積もると，約 56mSv 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約 84mSv 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
常設代替交流電源設備のタイラインの運用

常設代替交流電源設備のタイラインの運用について

1　はじめに

常設代替交流電源設備は，重大事故等時において 6 号及び 7 号炉を緊急用断路器のタイラインを「入」運用とし，連系して使用する方針であった。

今回，故障発生時に常設代替交流電源設備から 6 号又は 7 号炉のいずれかが給電できなくなる確率を，ケース A：タイライン「入」運用とケース B：タイライン「切」運用で比較した結果，ケース A のほうが，故障発生時に常設代替交流電源設備から 6 号又は 7 号炉のいずれかが給電できなくなる確率が小さいという結果に変更は無かった。しかしながら，

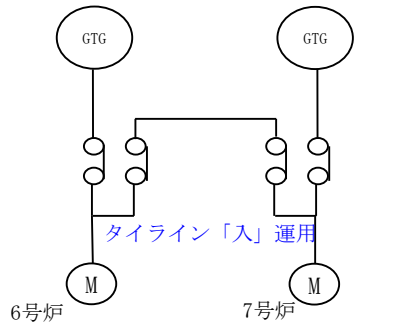
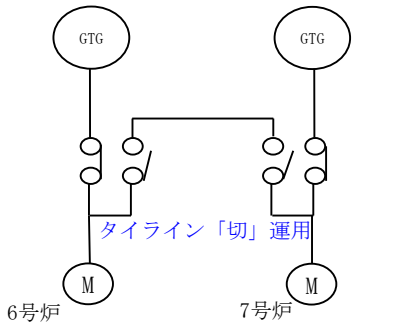
・ケース A と B で，上記の給電できなくなる確率の差は僅かであること

・6 号及び 7 号炉が同時に給電できなくなることの影響が大きいこと

から，号炉間の独立の原則に則り，ケース B で使用する方針に変更する。

常設代替交流電源設備のタイラインの運用の比較を表 57-12-1 に示す。

表 57-12-1　常設代替交流電源設備のタイラインの運用

	変更前	変更後
タイライン断路器の運用	**ケース A：タイライン「入」運用** 	**ケース B：タイライン「切」運用** 

2　詳細検討

2.1　当初の設計

・GTG からプラントに給電する電路にはタイラインを設け，通常は断路器を「入」運用とし，GTG を使用する場合も「入」運用で使用する。

・断路器の操作により 6 号及び 7 号炉を独立な電源構成で運用することも可能としていた。

詳細は図 57-12-1 を参照。

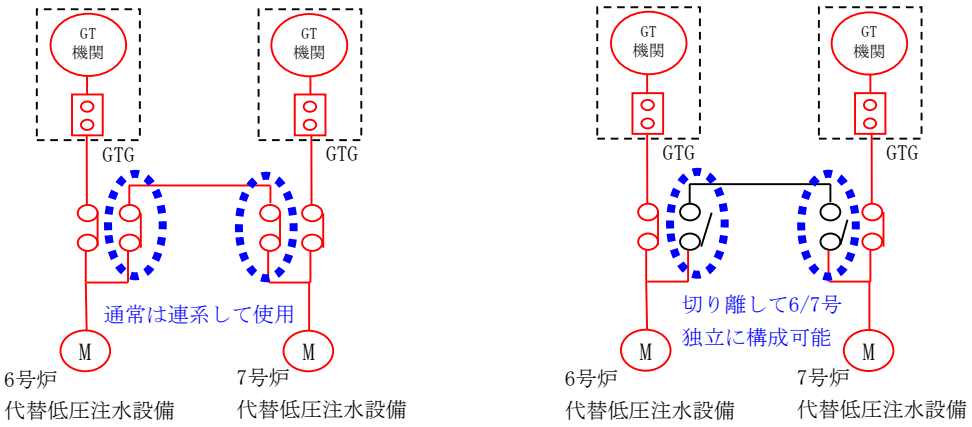


図 57-12-1　GTG タイライン連系に関する設計思想

2.2　従前のタイライン「入」「切」運用の比較

【GTG 待機状態】

・GTG の電路（タイラインを含む）が無電圧状態であるため，断路器を操作することで系統構成を変更可能である。よってタイラインが「入」「切」運用での差が無い。

【GTG 運転状態】

・GTG 運転状態での故障は重大事故と単一故障を重畳させているため，希頻度事象であるが，タイラインの運用によって GTG 故障時の影響に差が生じる。

(1) タイライン「入」運用で運転中の GTG での故障を考慮した場合，故障を遮断器で隔離できる。さらに GTG が故障した号炉の電源供給を無停電で継続できる。（図 57-12-2 参照）

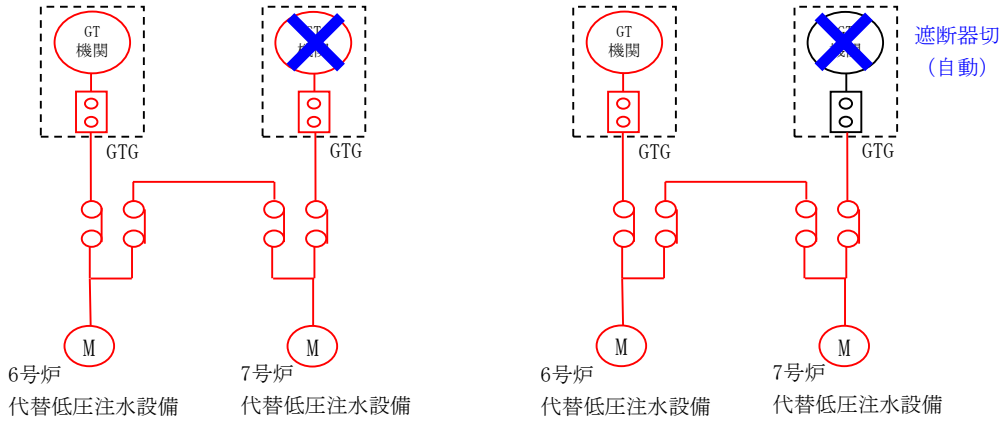


図 57-12-2　GTG 故障時の状態

(2) タイライン「入」運用で運転中のタイラインでの故障を考慮した場合，6 号及び 7 号炉の GTG 給電を同時に阻害する。（図 57-12-3 参照）

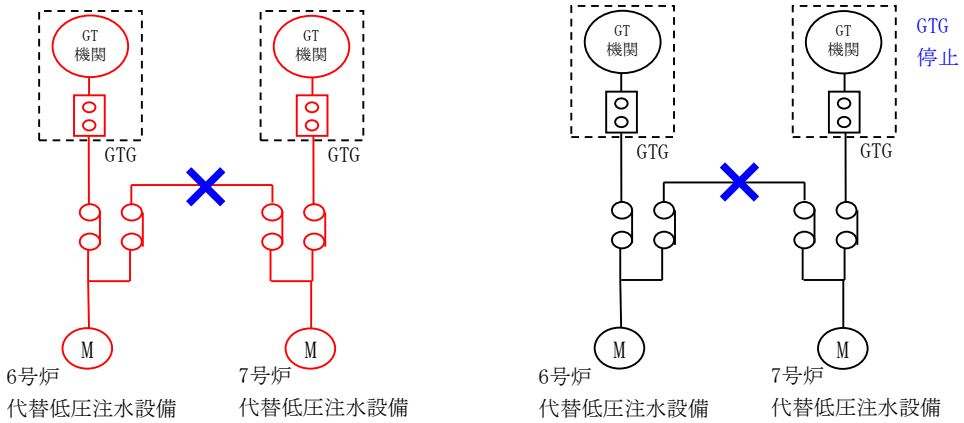


図 57-12-3　タイライン故障時の状態

・以上の(1)及び(2)を比較した場合，(1)の GTG 故障率が(2)の電路故障率より多いため，タイライン「入」運用を選択した。

2.3　詳細検討にて判明したこと

GTG の発電機の内部故障に対して，遮断器隔離（下線部の箇所）が実現できないことが判明した。（図 57-12-4 及び図 57-12-5 参照）

(1) 発電機内部故障時に遮断器を自動「切」する保護継電器（電流差動継電器（87））が存在しない※。

(2) 既設発電機は中性点を引き出していないため，電流差動継電器を追設することは困難である。

(3) GTG の発電機で内部故障は過電流継電器（51）で検知する。仮に 7 号炉の GTG の発電機で内部故障が発生すると，6 号炉の GTG にも過電流が流れる。6 号炉の過電流継電器が先に動作する可能性がある。

(4) 6 号炉と 7 号炉の GTG は保護協調を図るのは困難である。

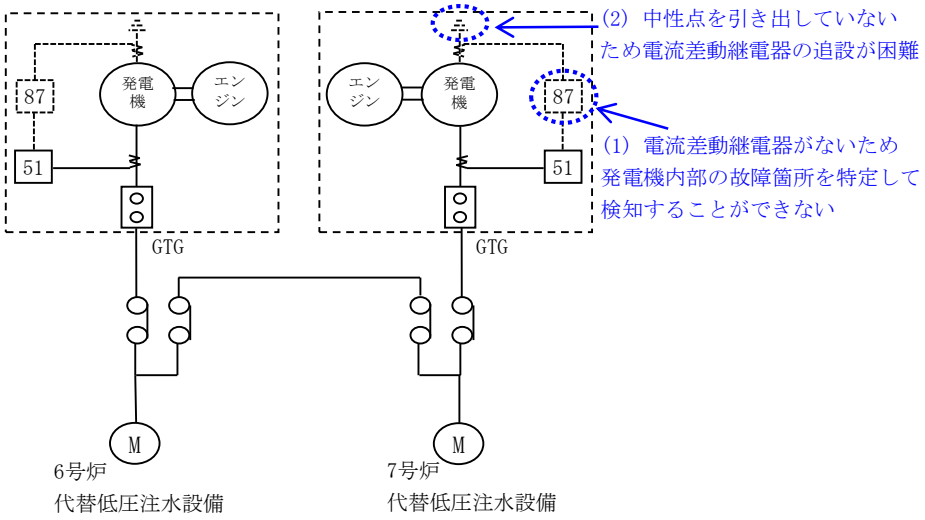


図 57-12-4　発電機内部故障の検知性

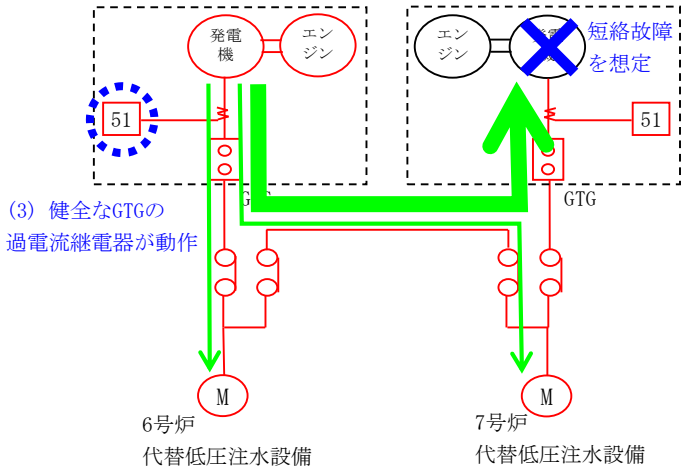


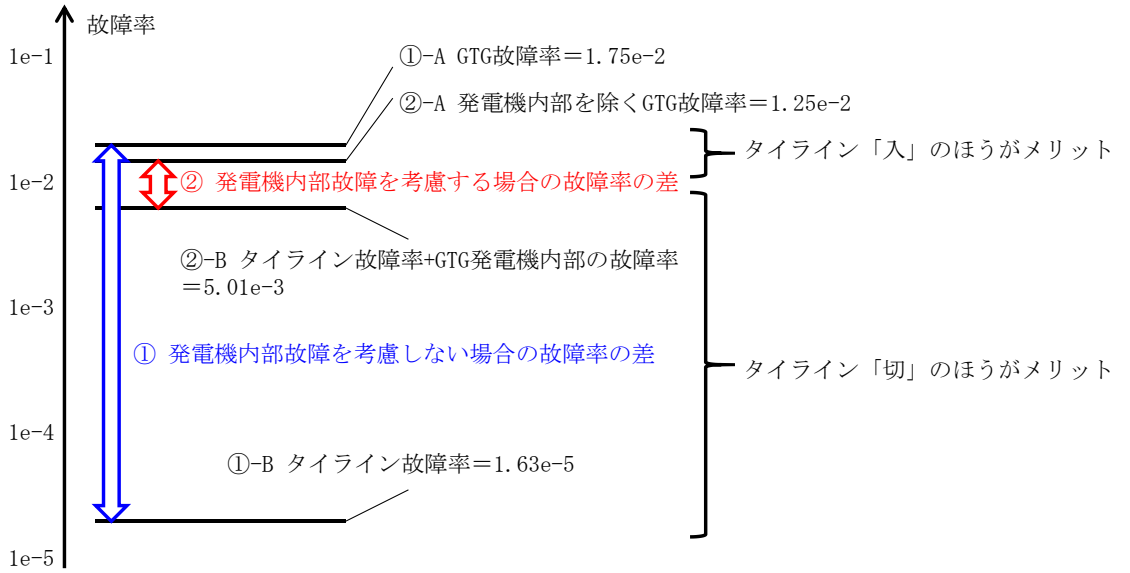
図 57-12-5　発電機内部故障発生時の隣接 GTG の動作

※原子力発電用工作物に係る電気設備の技術基準の解釈では，容量 10,000kVA 以上の発電機にて内部故障検知を要求しているため，容量 4,500kVA の第一ガスタービン発電機にて内部故障検知ができないことは，同基準に違反しない。

2.4　詳細検討を受けた対応方針

GTG のタイラインを「切」運用とする。

・発電機内部故障の考慮有無を含めて，GTG の故障率，タイラインの故障率を示すと図 57-12-6 の通りとなる。発電機の内部故障を考慮してもタイライン「入」運用でメリットがある確率が依然として高いが，僅かしか変わらず，当初想定していた 3 桁程度よりも差が小さいことが判明した。



注）機器の故障率は「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」（日本原子力技術協会　2009 年 5 月）を参照した。なお，GTG 発電機内部の故障率は原子力施設情報公開ライブラリーに公開された故障件数から推測した。

図 57-12-6　構成機器の故障率

・タイライン「入」運用での故障は 6 号及び 7 号炉の両方に影響するため，電源の復旧作業に要する人的リソースも 2 倍になり，影響が大きい。

以上の条件を考慮し，GTG のタイラインを常時「切」運用とするのが有効と判断した。

以上

58 条 計装設備

目次

58-1　SA 設備基準適合性一覧表
58-2　単線結線図
58-3　配置図
58-4　系統図
58-5　試験及び検査
58-6　容量設定根拠
58-7　アクセスルート図
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
58-9　可搬型計測器について
58-10　主要パラメータの耐環境性について
58-11　パラメータの抽出について

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					原子炉圧力容器温度	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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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（広帯域）	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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（燃料域）	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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					高圧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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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					高圧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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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（RHR A系代替注水流量）	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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（RHR B系代替注水流量）	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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（格納容器下部注水流量）	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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					ドライウェル雰囲気温度	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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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					サプレッション・チェンバ気体温度	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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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					サプレッション・チェンバ・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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	B b
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉格納容器内設備	A
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		操作スイッチ，弁操作	Ｂｄ，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	切替性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			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	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（サポート系あり）-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				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	屋外設備	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		操作スイッチ操作，弁操作	Ｂｄ，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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			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	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(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備 その他の建屋内設備	B C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備 その他の建屋内設備	B C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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					高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	B b
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	・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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		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	Ｃａ
				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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58-3　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ，弁操作	Ｂｄ，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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）	Aa
			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	Ｃａ
				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					安全パラメータ表示システム（SPDS） （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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58-3　配置図	
		第 2 号	操作性		操作不要（SPDS 表示装置を除く）， 操作スイッチ操作（緊急時対策所，SPDS 表示装置）	対象外， Ｂｄ
			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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-4　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第 6 号	設置場所		操作不要（SPDS 表示装置を除く）， 現場（設置場所）（緊急時対策所，SPDS 表示装置）	対象外， Ａａ
			関連資料		58-3　配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第 2 号	共用の禁止		共用する設備	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象（同一目的のＳＡ設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	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	その他の建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58-3 配置図	
		第2号	操作性		工具，接続作業	Ｂｂ，Ｂｇ
			関連資料		58-3 配置図，58-9　可搬型計測器について	
		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	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		58-9　可搬型計測器について	
		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	58-3 配置図	
		第6号	設置場所		現場（設置場所） 中央制御室操作	Ａａ Ｂ
			関連資料		58-3 配置図，58-9　可搬型計測器について	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備	C
			関連資料		58-3 配置図，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		58-9　可搬型計測器について	
		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)	Ａｂ
			関連資料		58-3 配置図，58-9　可搬型計測器について	
		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		58-3 配置図，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	同一機能の設備なし又は代替対象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	58-3 配置図，58-9　可搬型計測器について	

58-2
単線結線図

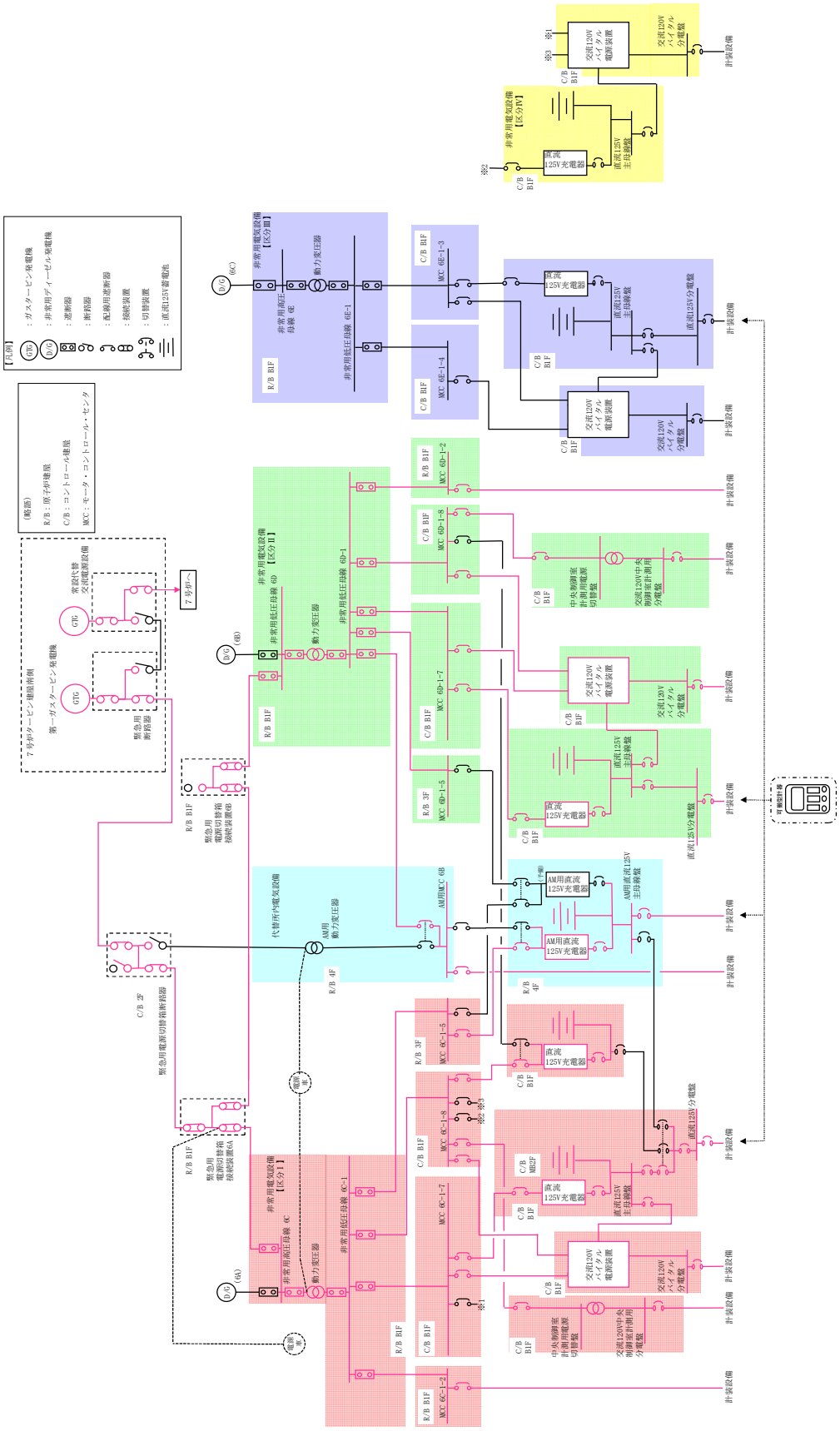


図 58-2-1　単線結線図（6 号炉）

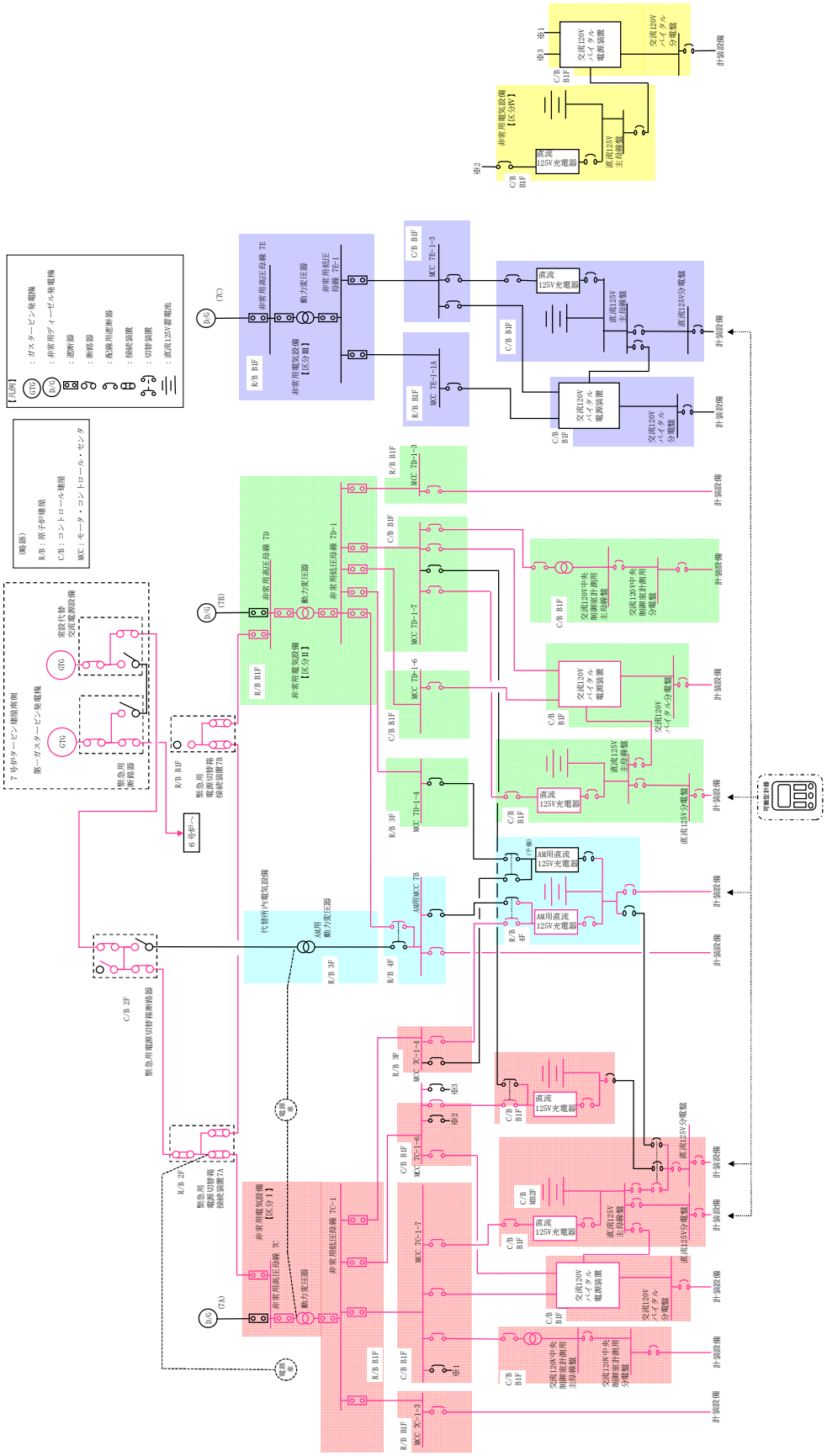


図 58-2-2　単線結線図（7 号炉）

58-3
配置図

表 58-3-1　配置図一覧表（6 号炉）（1/2）

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
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉圧力（SA）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位（広帯域）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位（燃料域）	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉水位（SA）	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
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
復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
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（格納容器下部注水流量）	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
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（SA）	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	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	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	図 58-3-13
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外	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入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
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
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
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
復水貯蔵槽水位（SA）	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
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
	原子炉建屋地下 1,2 階，地上 2 階	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

表 58-3-1　配置図一覧表（6 号炉）(2/2)

主要設備		設置場所	図番号
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（SA 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（SA）		原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
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
安全パラメータ表示システム（SPDS）	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	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-28
	SPDS 表示装置	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-28
可搬型計測器（6 号炉）		コントロール建屋地上 2 階	図 58-3-29
可搬型計測器（6 号及び 7 号炉共用）		5 号炉原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

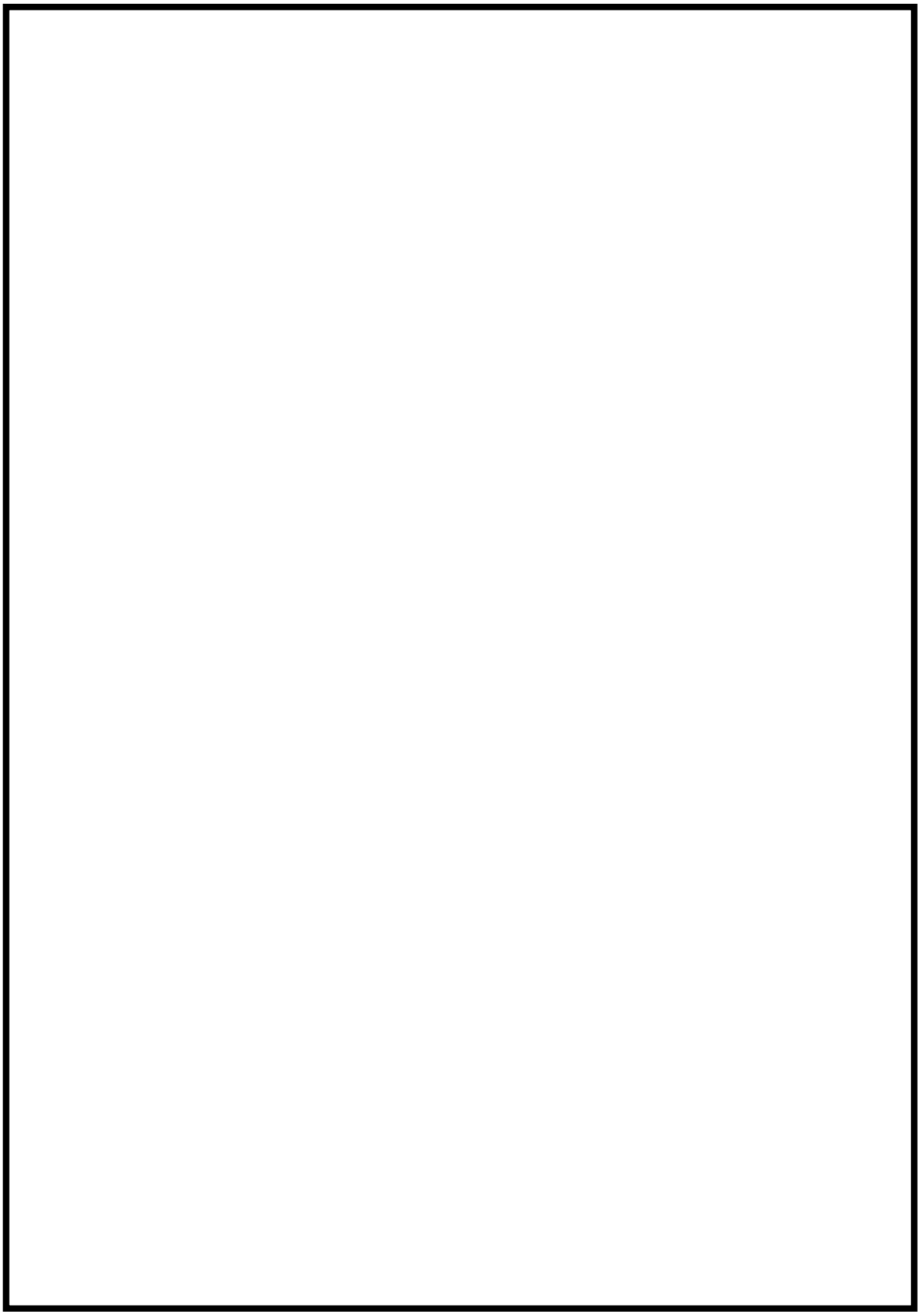


図 58-3-1　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-3-2　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

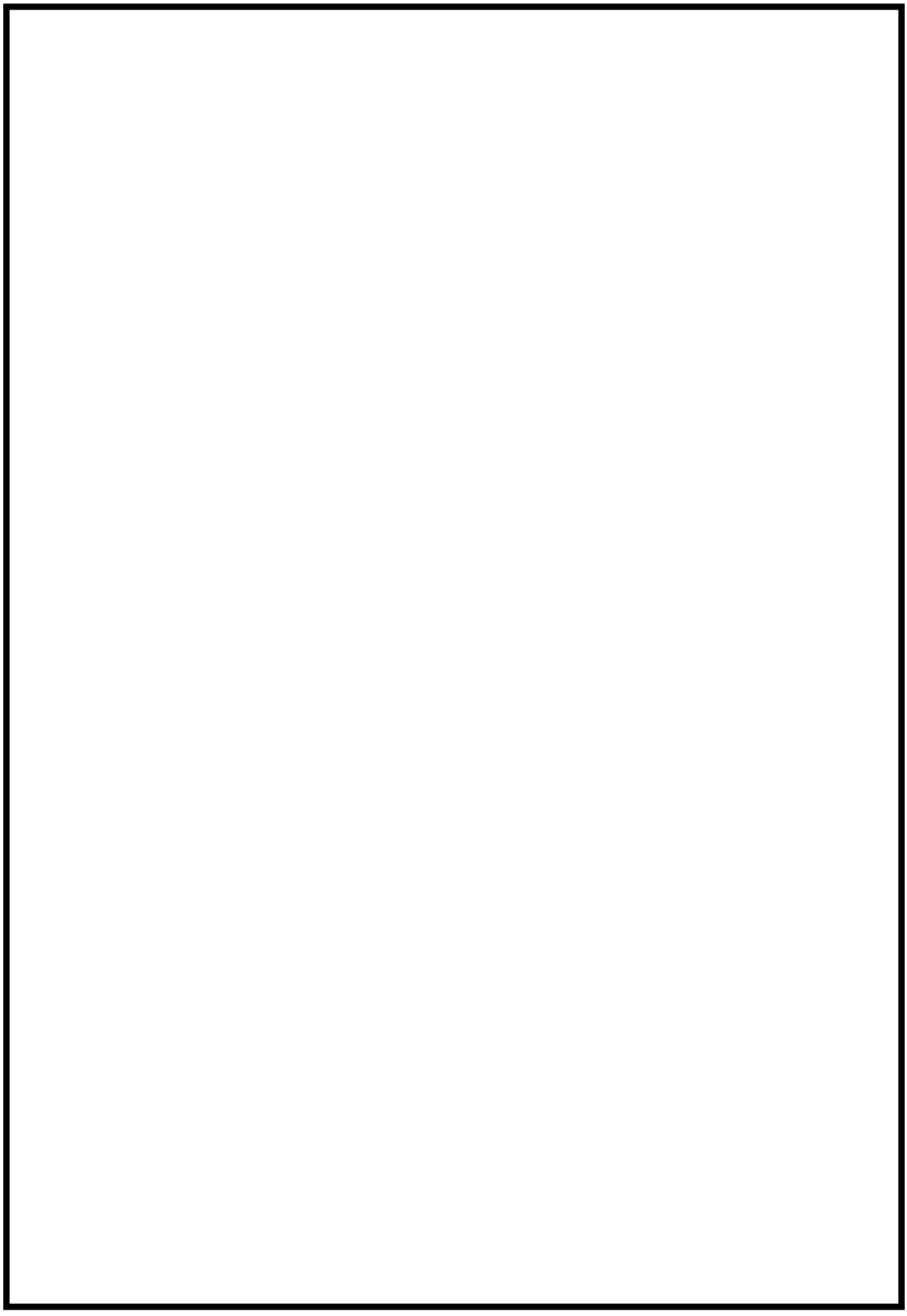


図 58-3-3　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

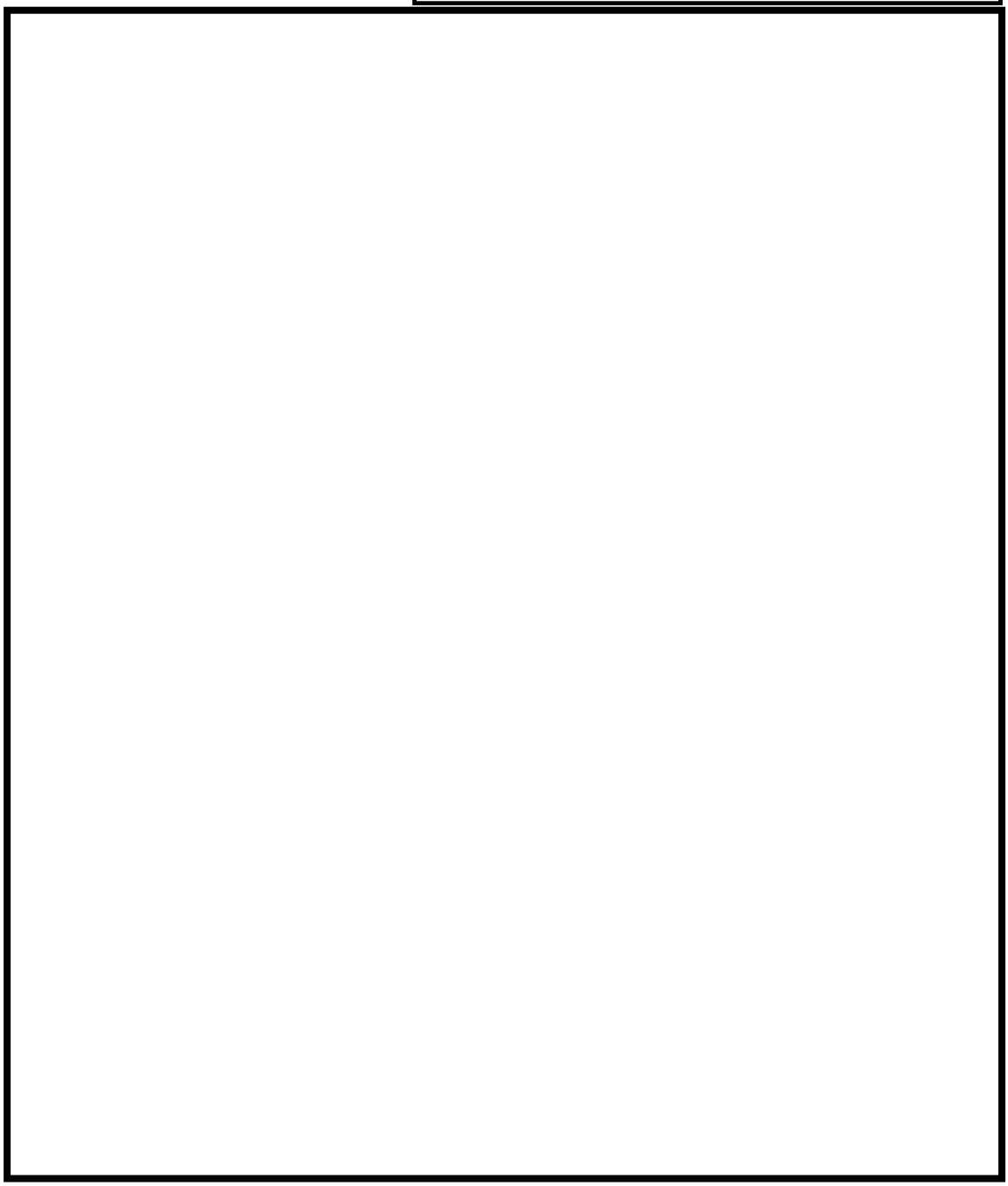


図 58-3-4　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地下中 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

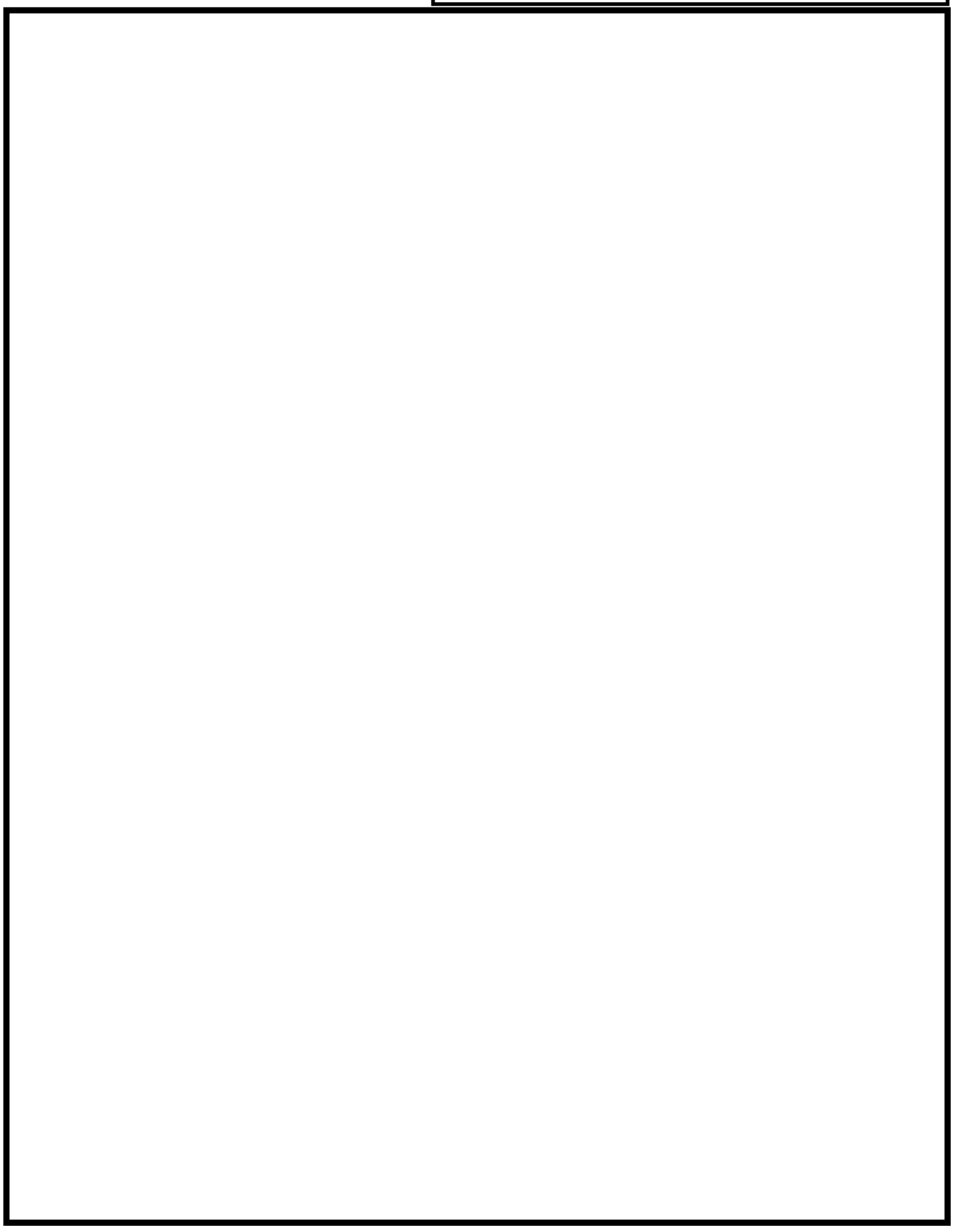


図 58-3-5　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-3-6　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-3-7　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

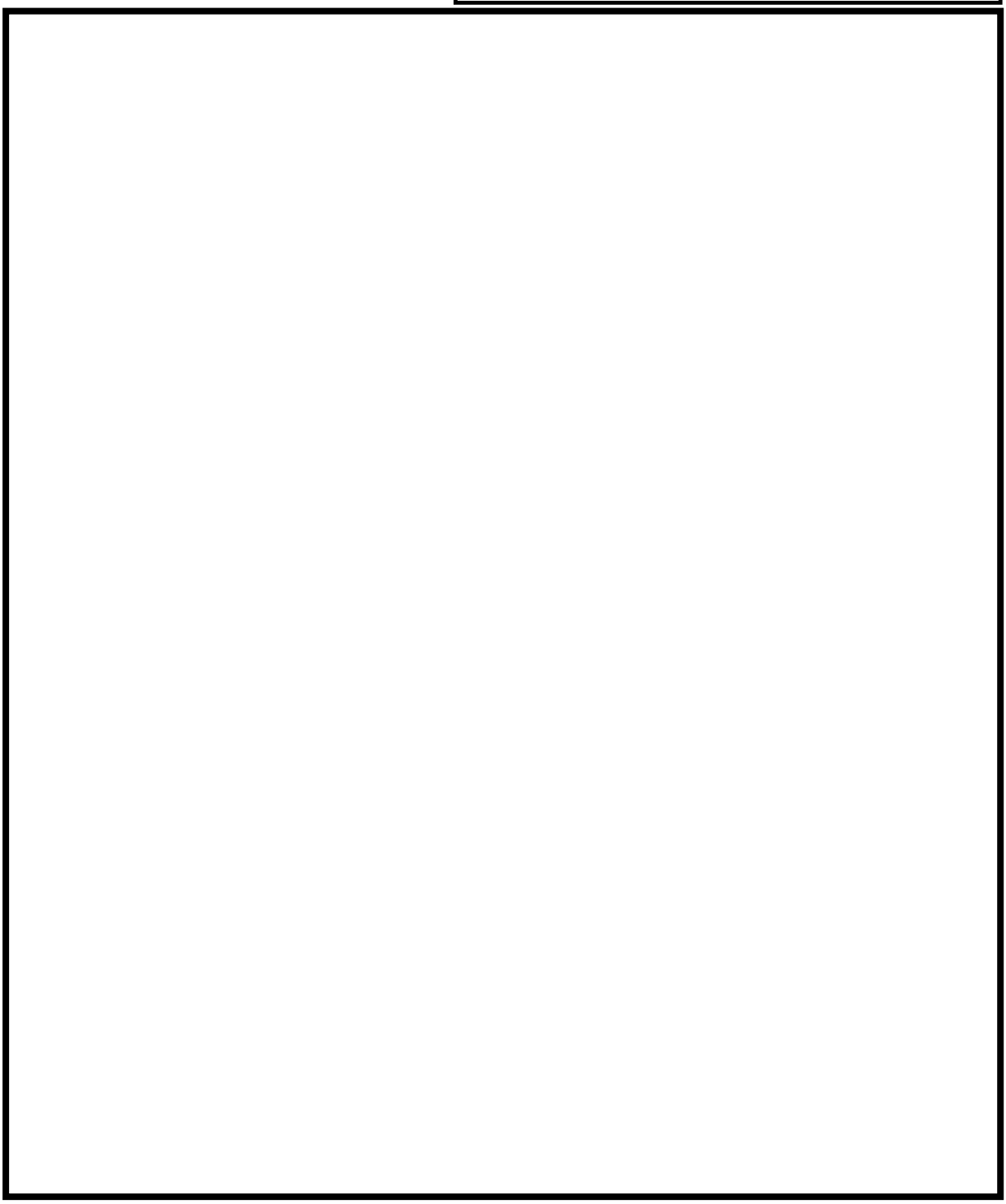


図 58-3-8　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-3-9　機器配置図（6 号炉　原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

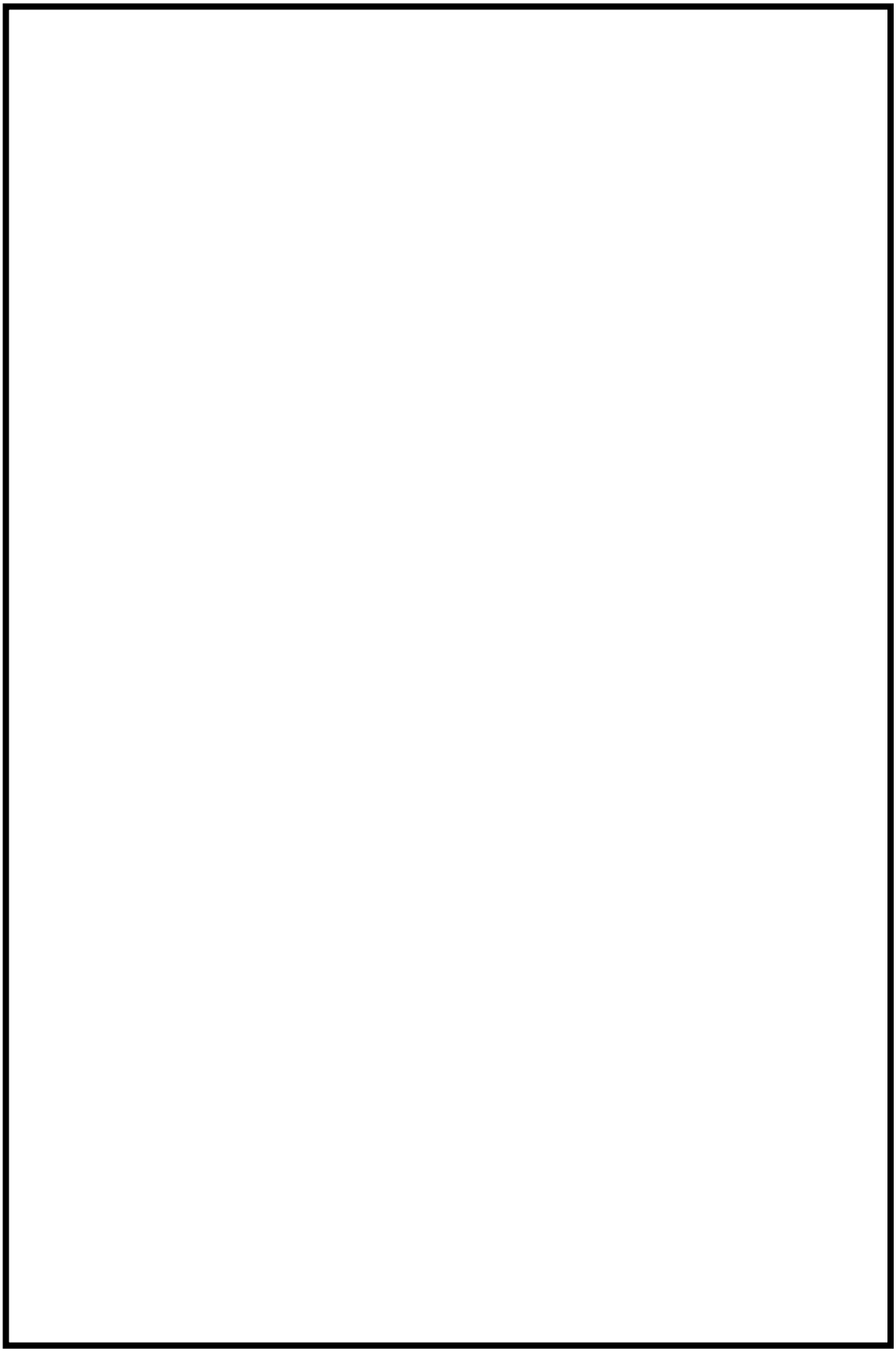


図 58-3-10　機器配置図（6 号炉　タービン建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

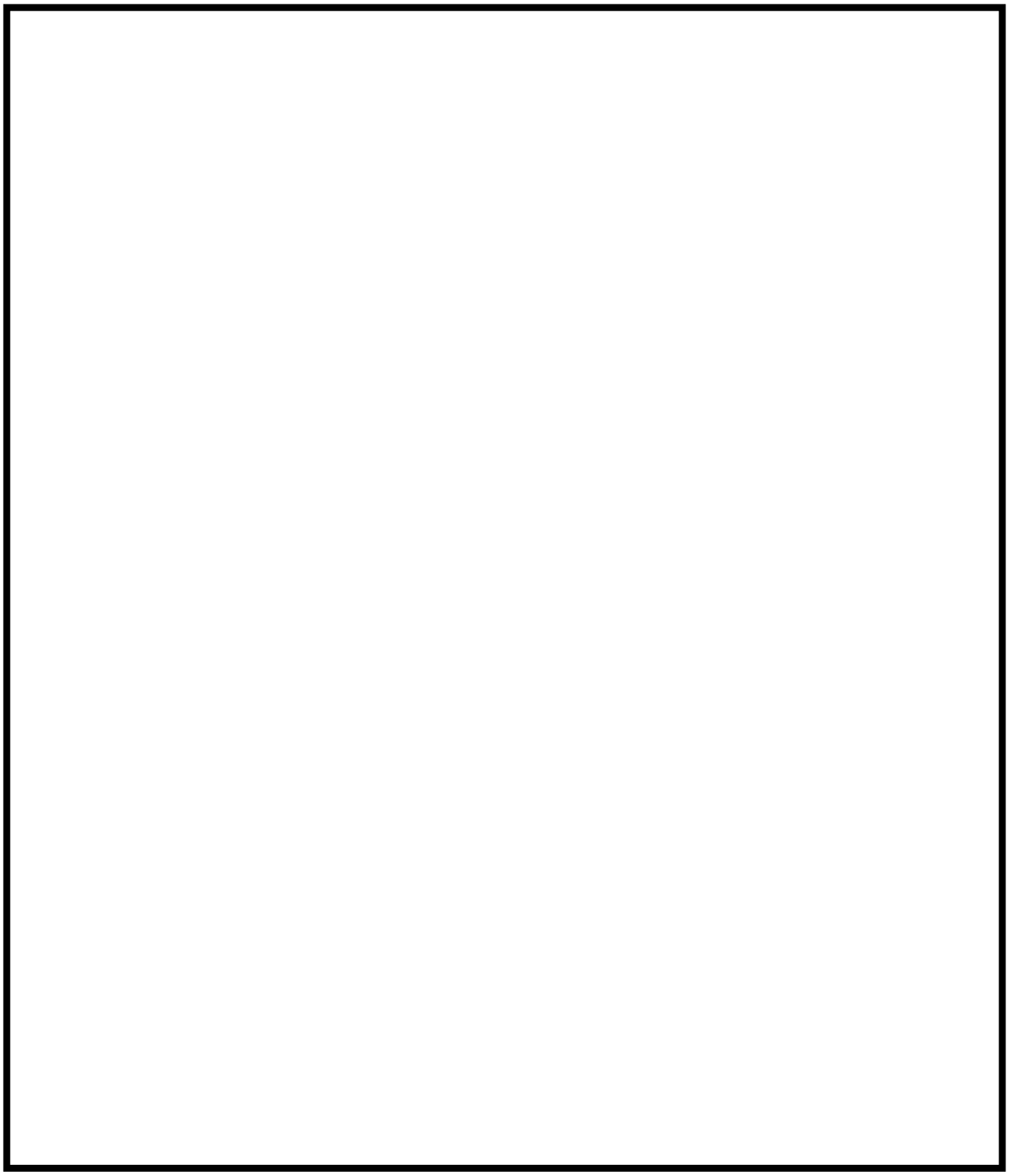


図 58-3-11　機器配置図（6/7 号炉　廃棄物処理建屋地下 3 階）

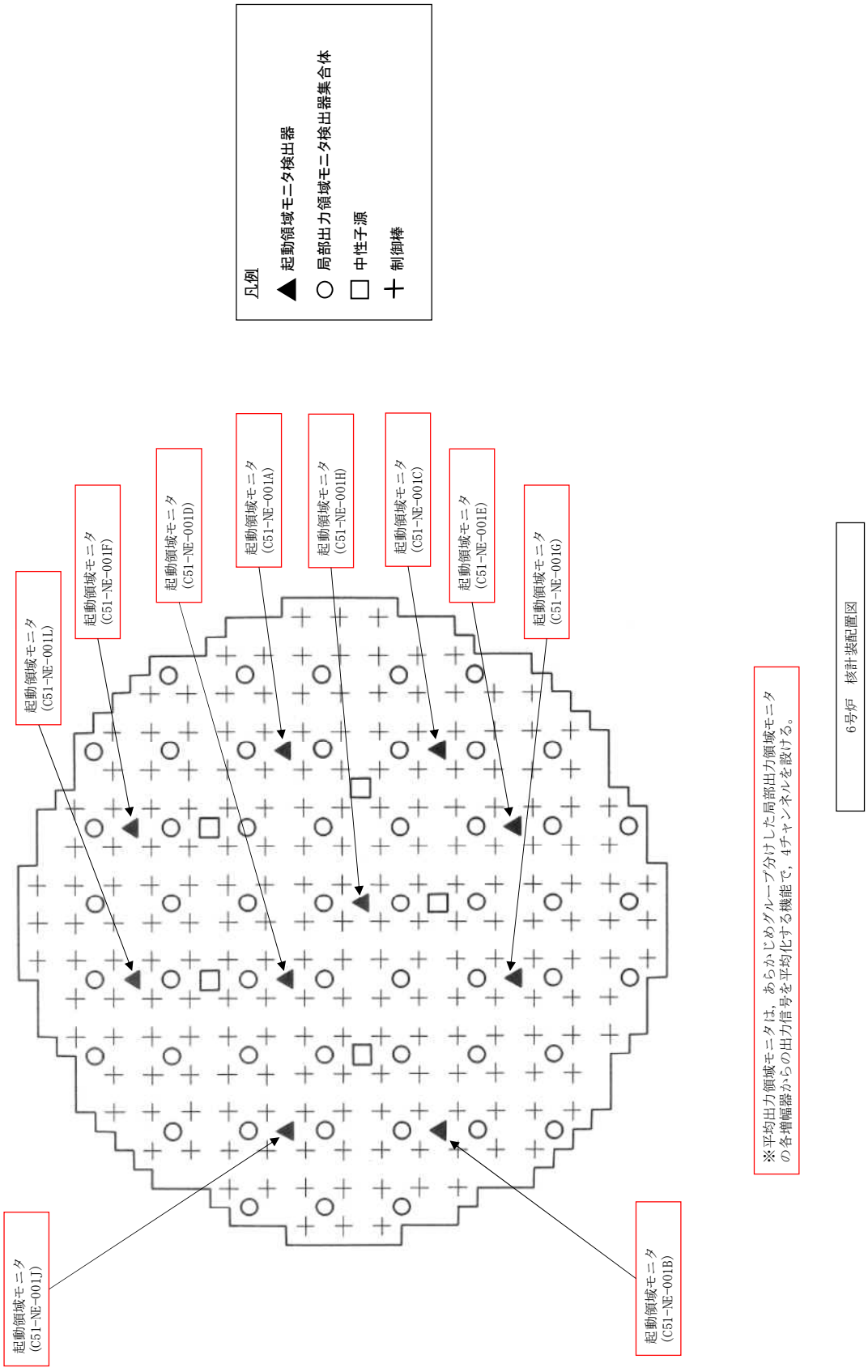


図 58-3-12　機器配置図（6 号炉　核計装配置図）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

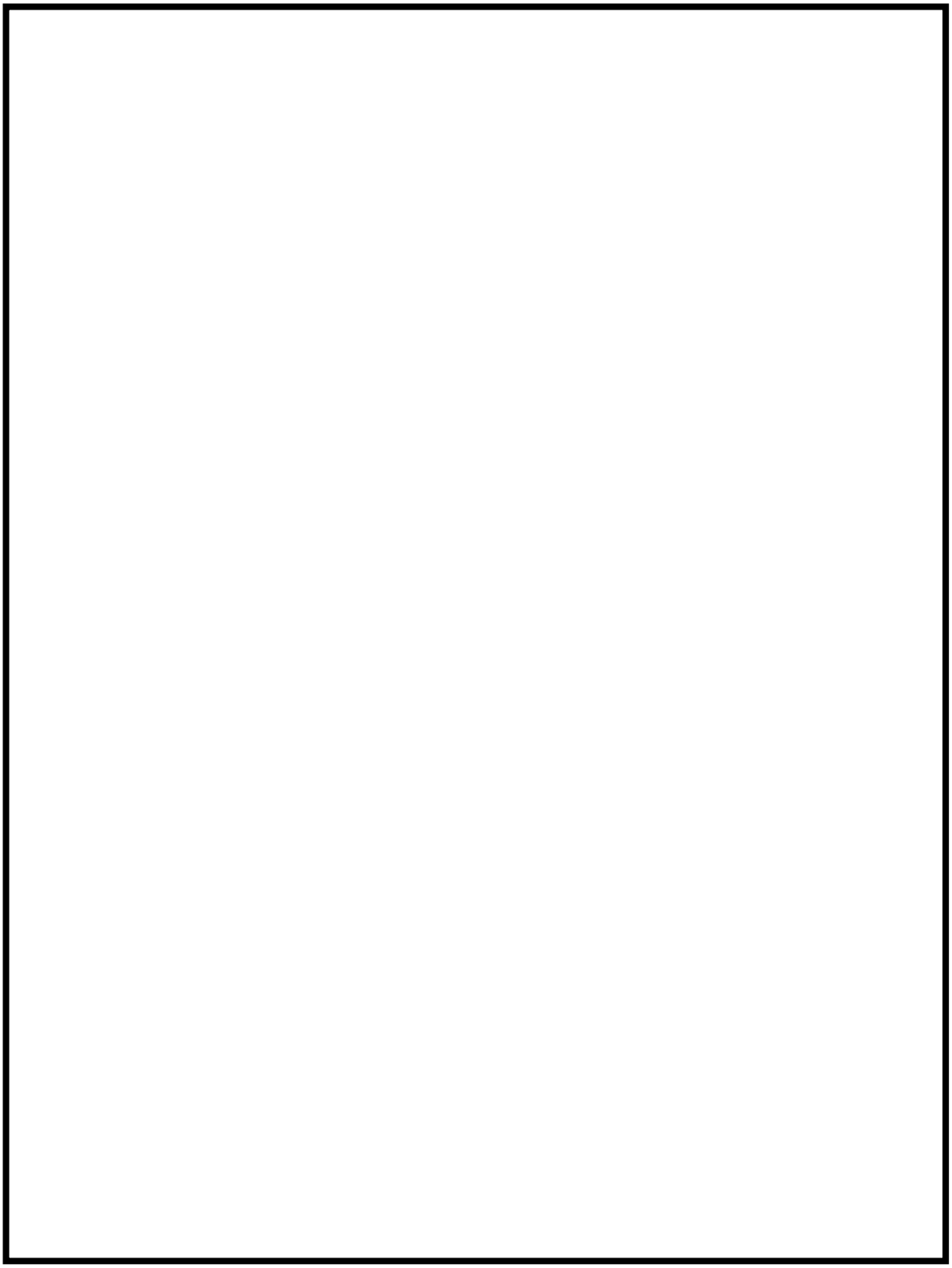


図 58-3-13　機器配置図（6 号炉　屋外）

表 58-3-2　配置図一覧表（7 号炉）（1/2）

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
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉圧力（SA）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位（広帯域）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位（燃料域）	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉水位（SA）	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
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
復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
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（格納容器下部注水流量）	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
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（SA）	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	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	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	図 58-3-26
フィルタ装置スクラバ水pH	屋外	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入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
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
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
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
復水貯蔵槽水位（SA）	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
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
	原子炉建屋地下 1,2 階,地上 2 階	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

表 58-3-2　配置図一覧表（7 号炉）(2/2)

主要設備		設置場所	図番号
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（SA 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（SA）		原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
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
安全パラメータ表示システム（SPDS）	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	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-28
	SPDS 表示装置	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-28
可搬型計測器（7 号炉）		コントロール建屋地上 2 階	図 58-3-29
可搬型計測器（6 号及び 7 号炉共用）		5 号炉原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

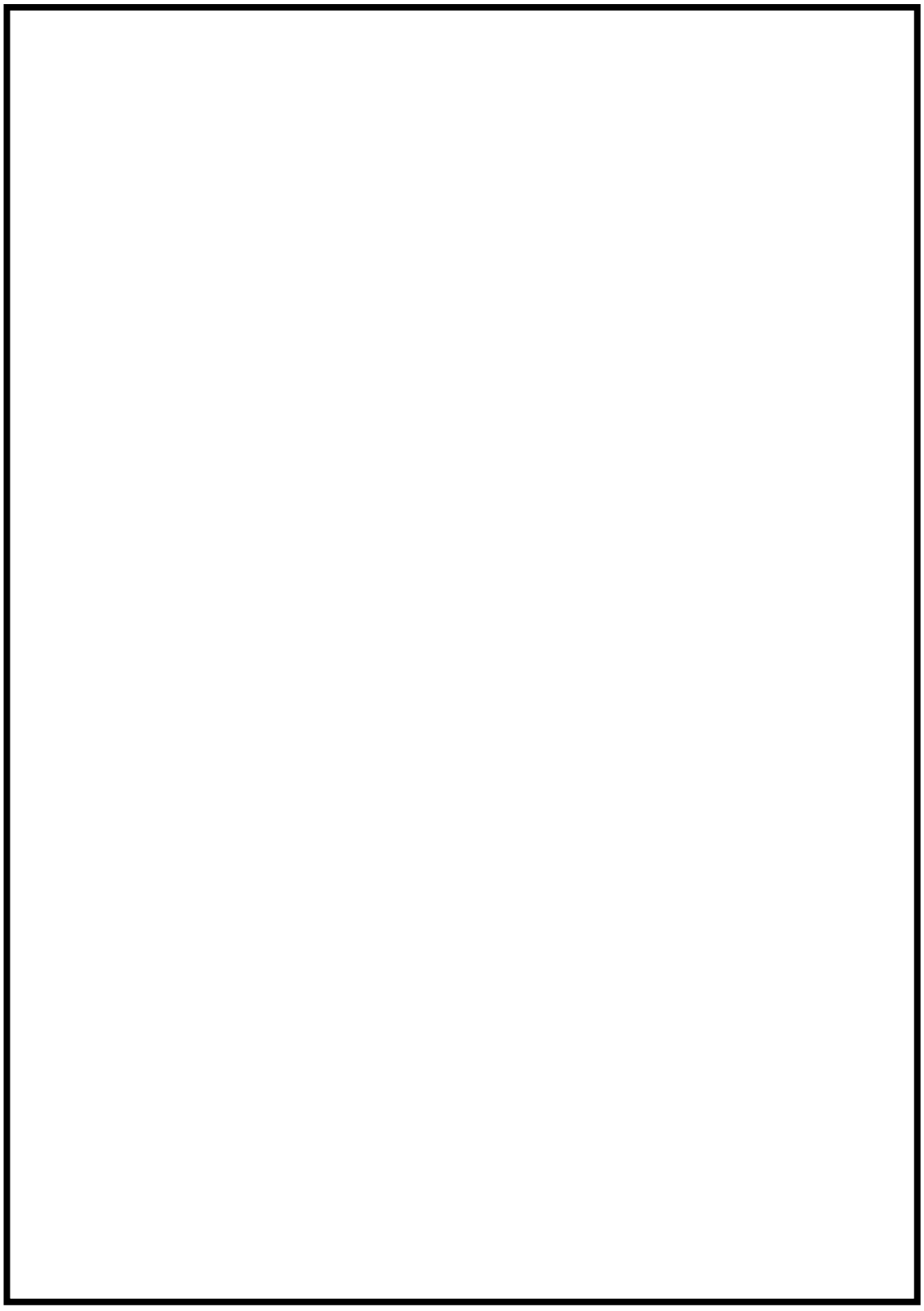


図 58-3-14　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

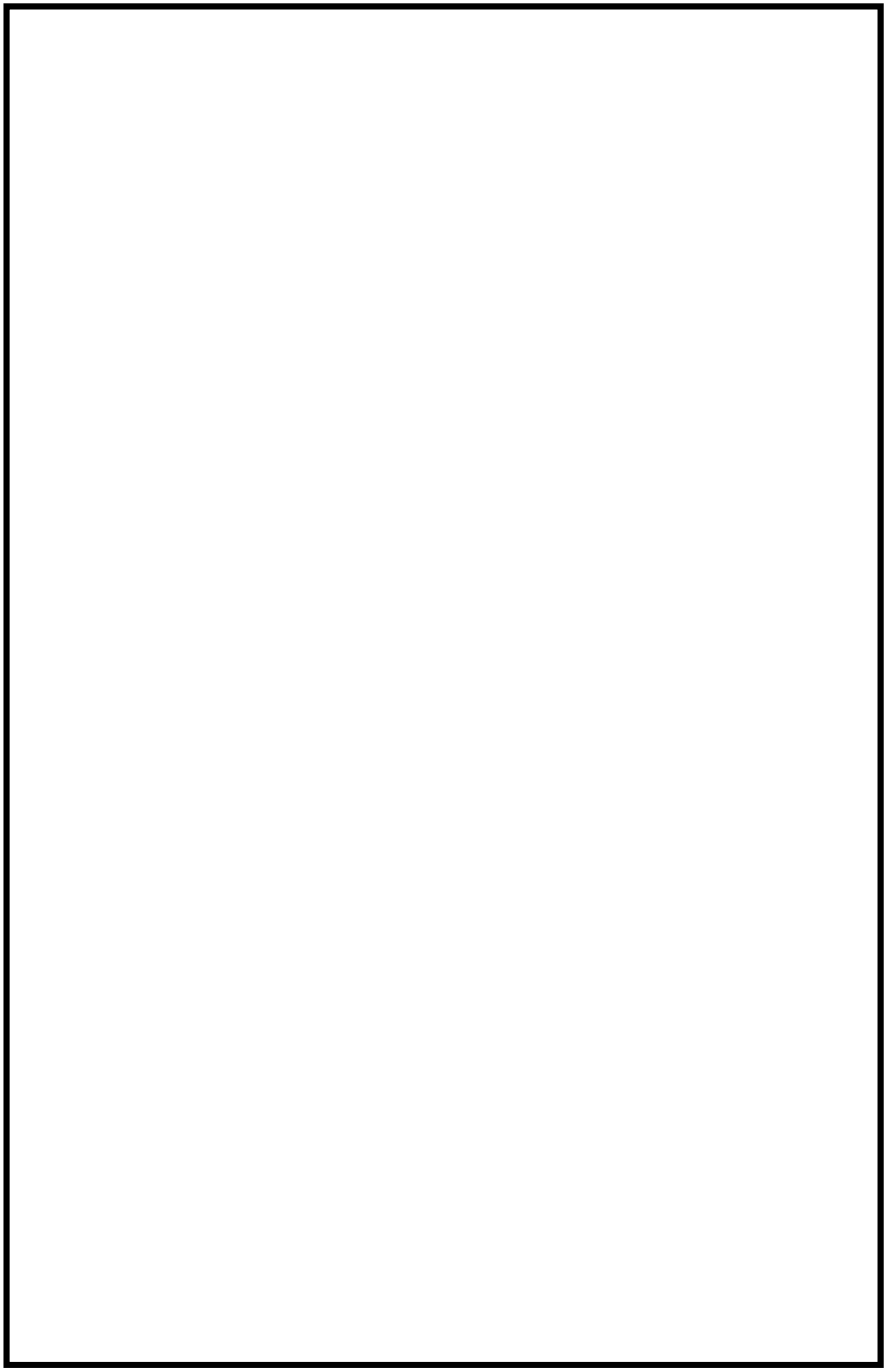


図 58-3-15　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

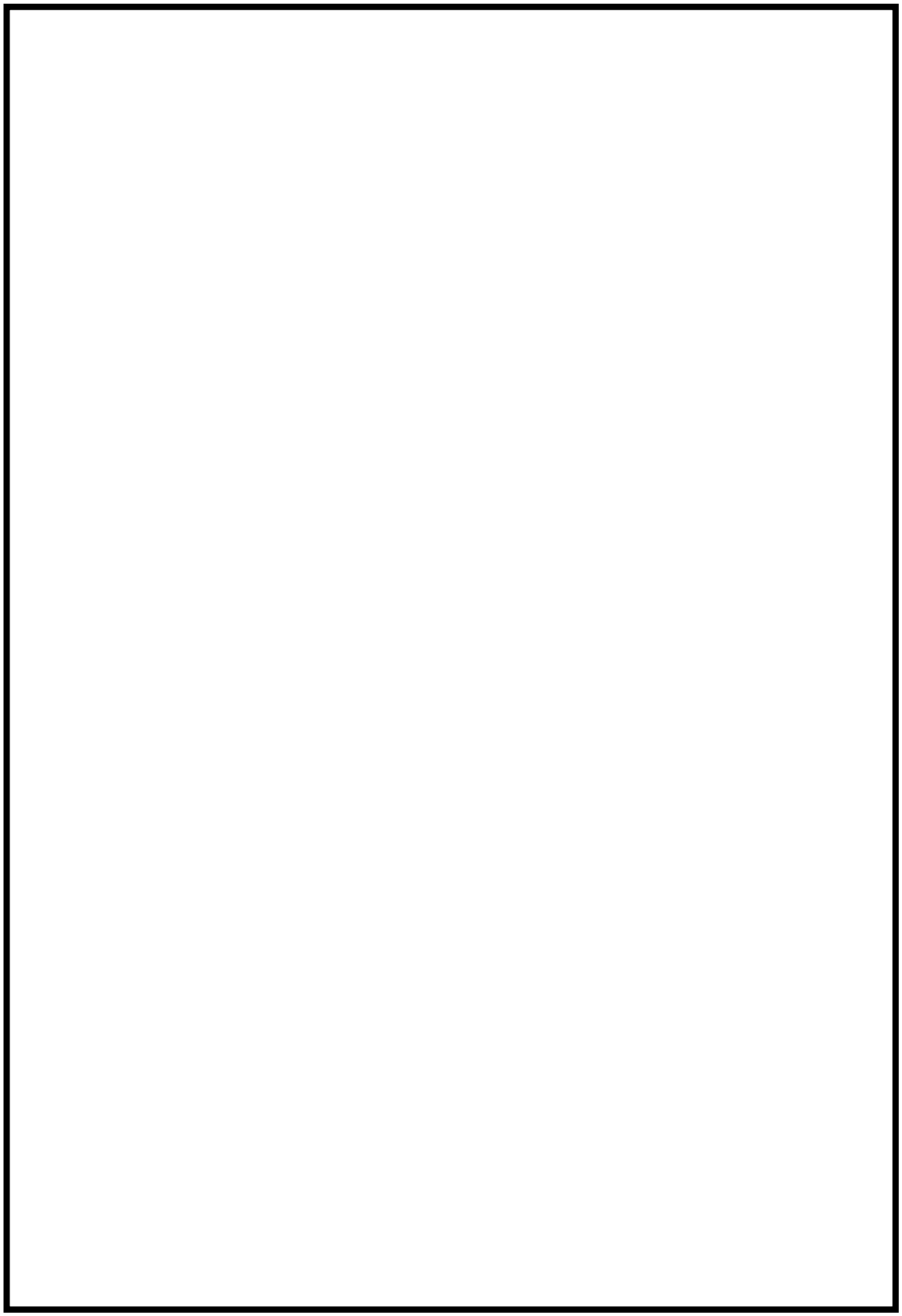


図 58-3-16　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-3-17　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

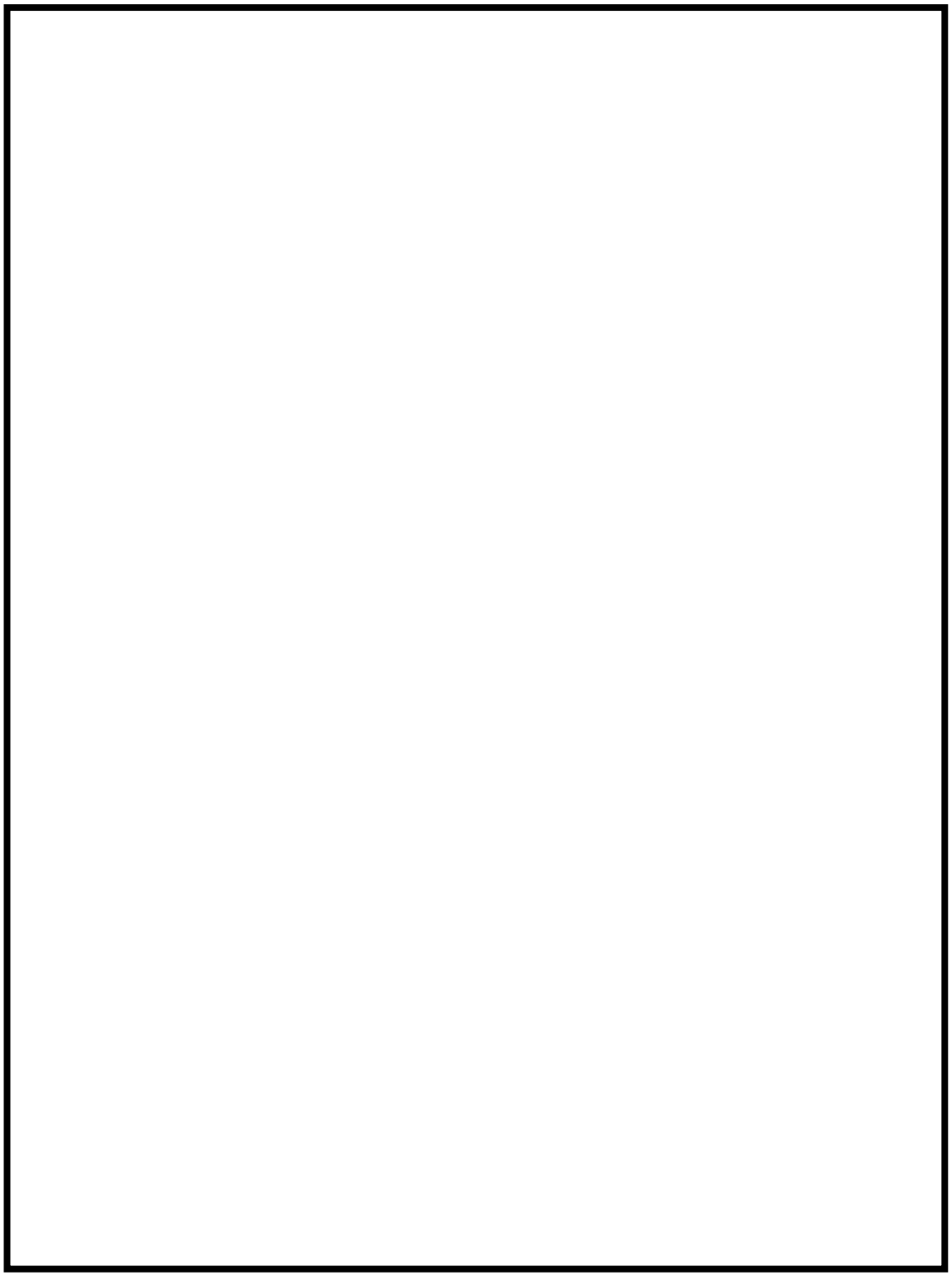


図 58-3-18　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

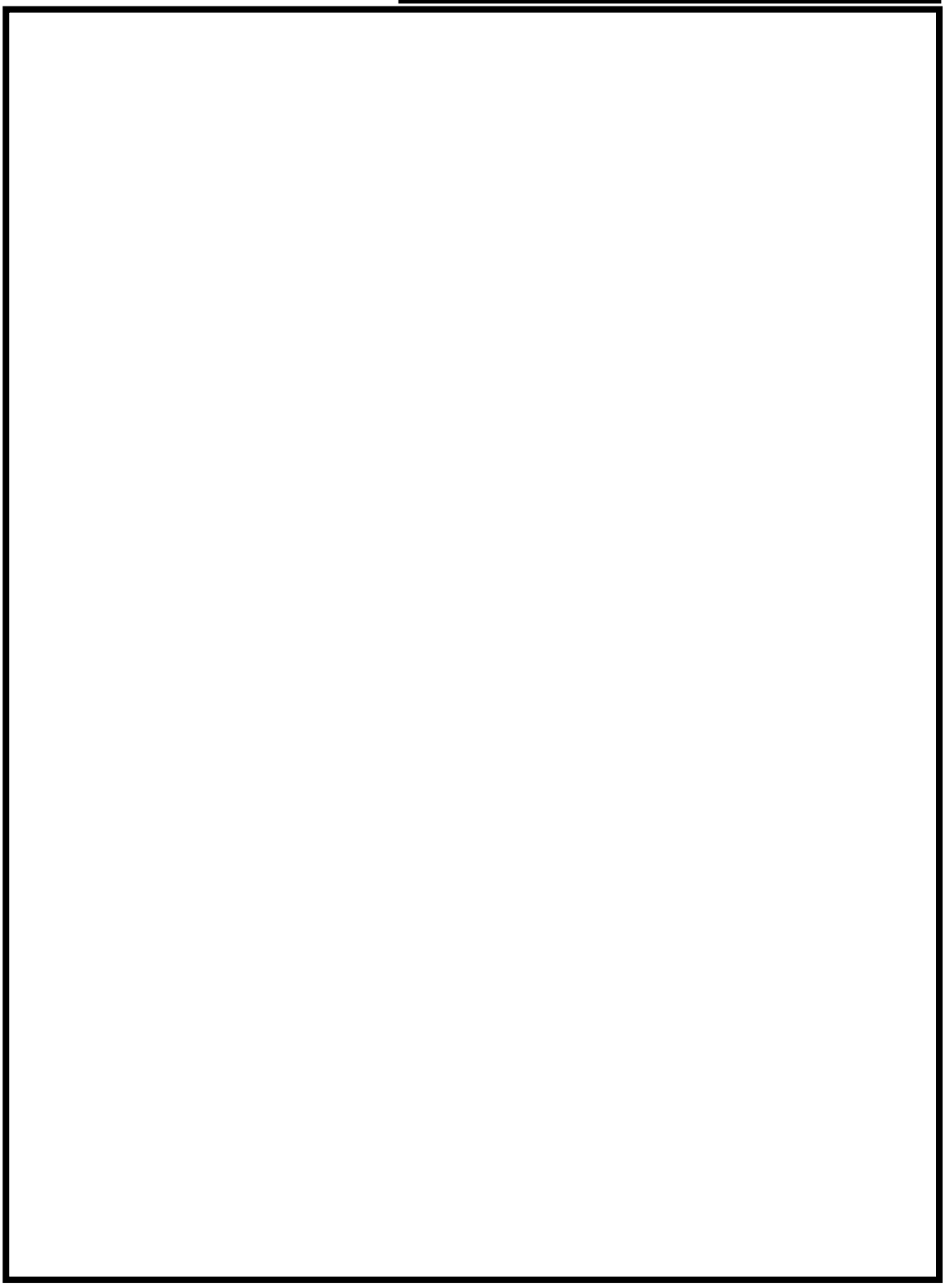


図 58-3-19　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

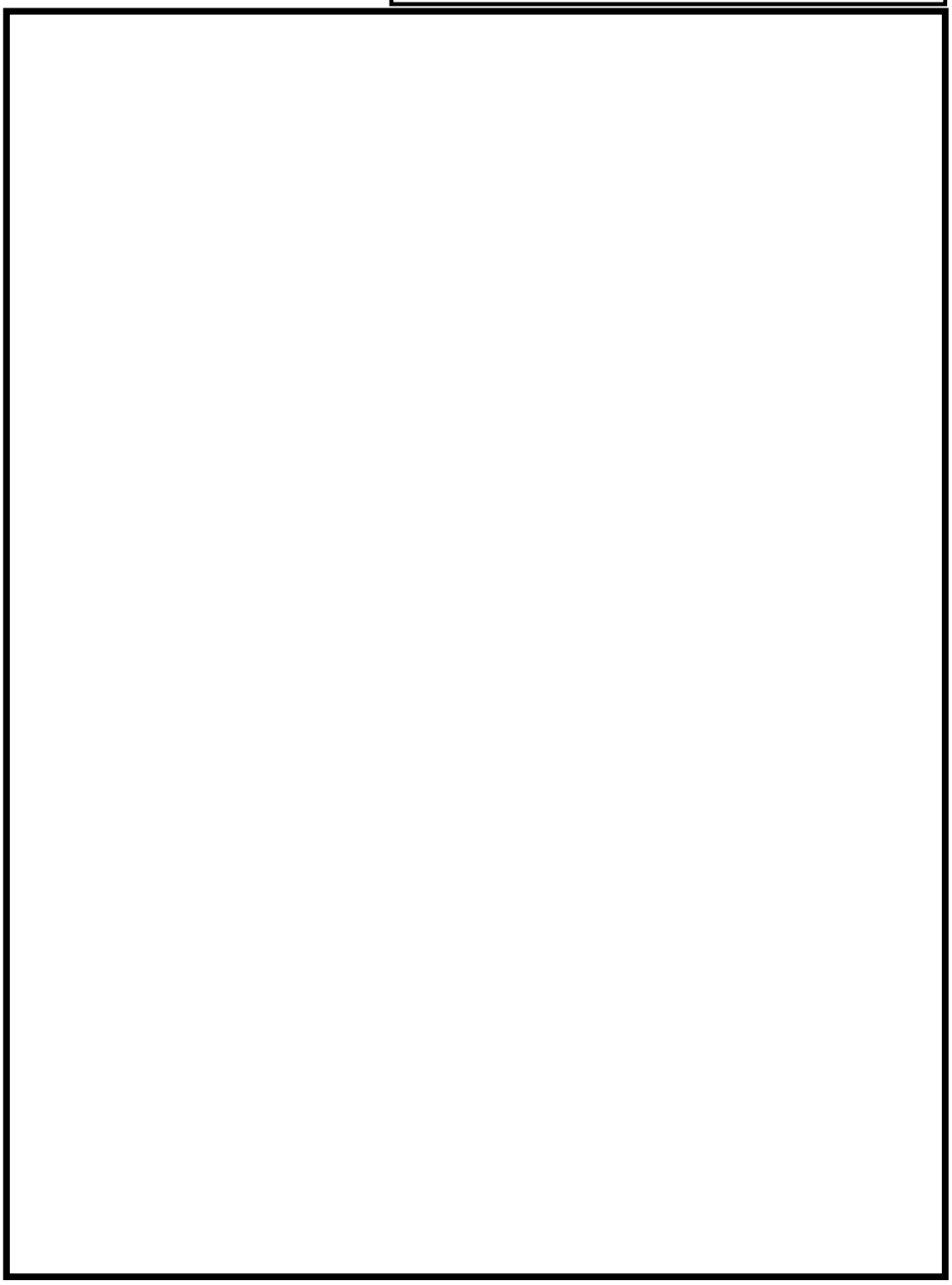


図 58-3-20　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上中 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-3-21　機器配置図（7 号炉　原子炉建屋地上 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

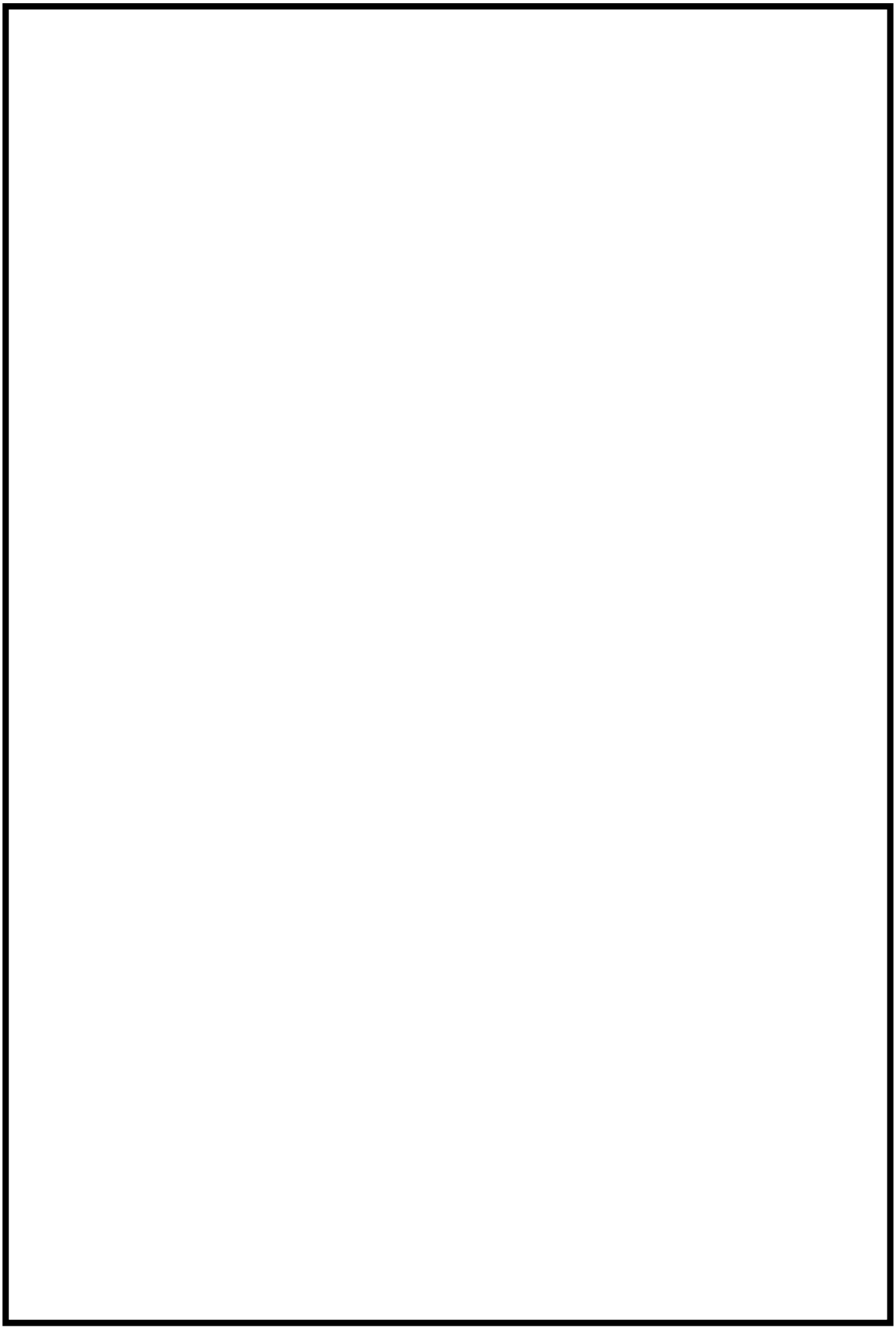


図 58-3-22　機器配置図（7 号炉　タービン建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

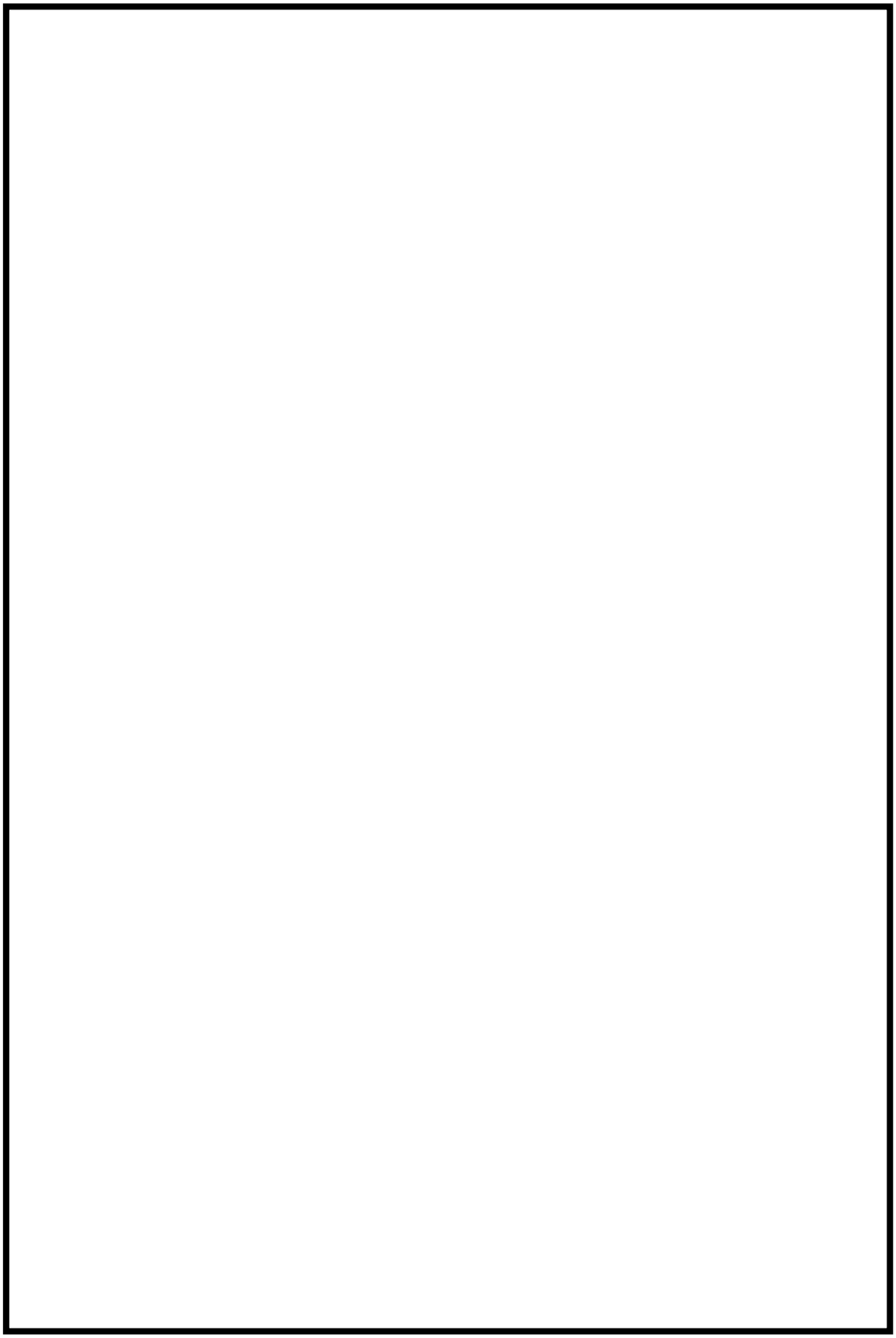


図 58-3-23　機器配置図（7 号炉　タービン建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

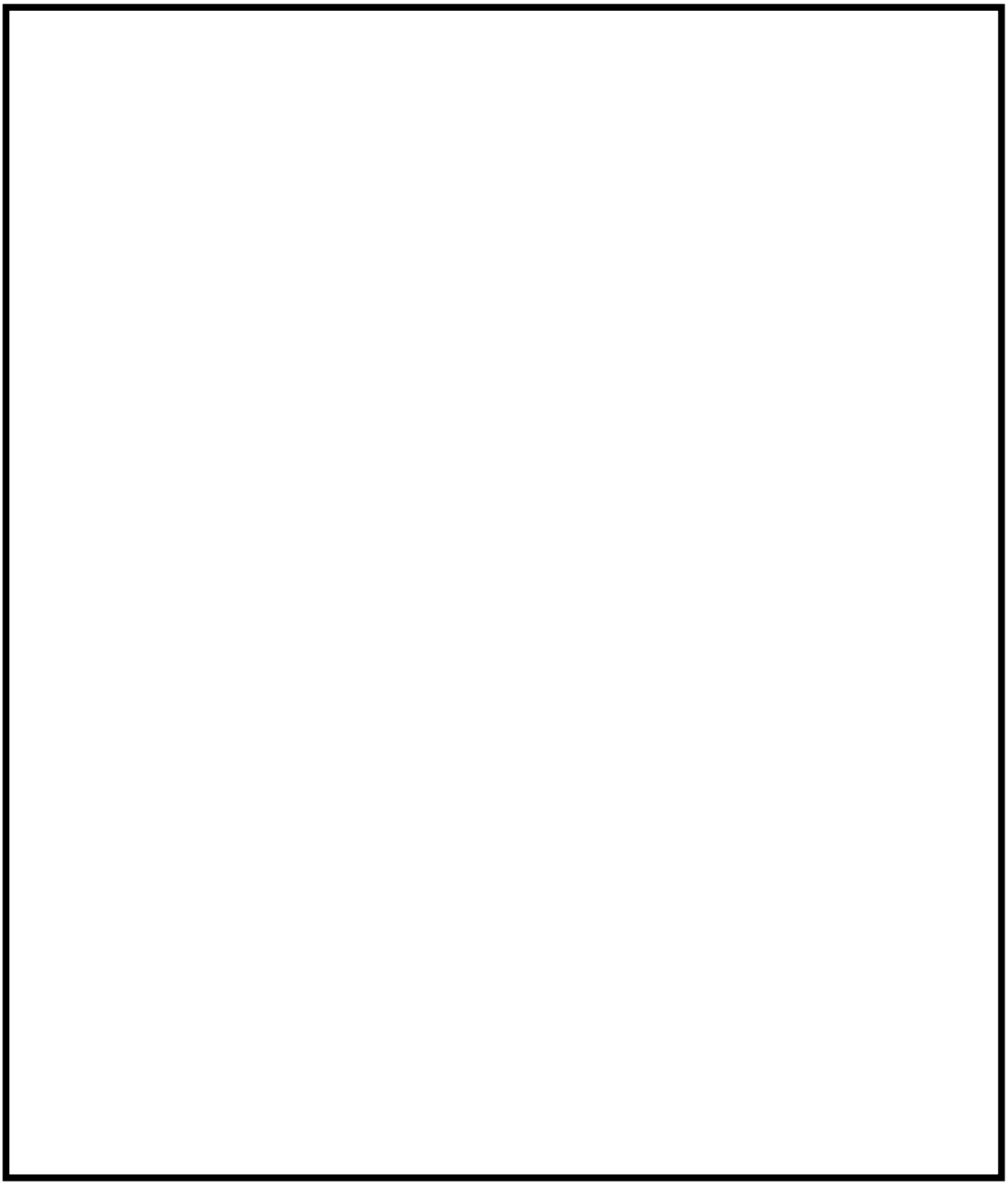
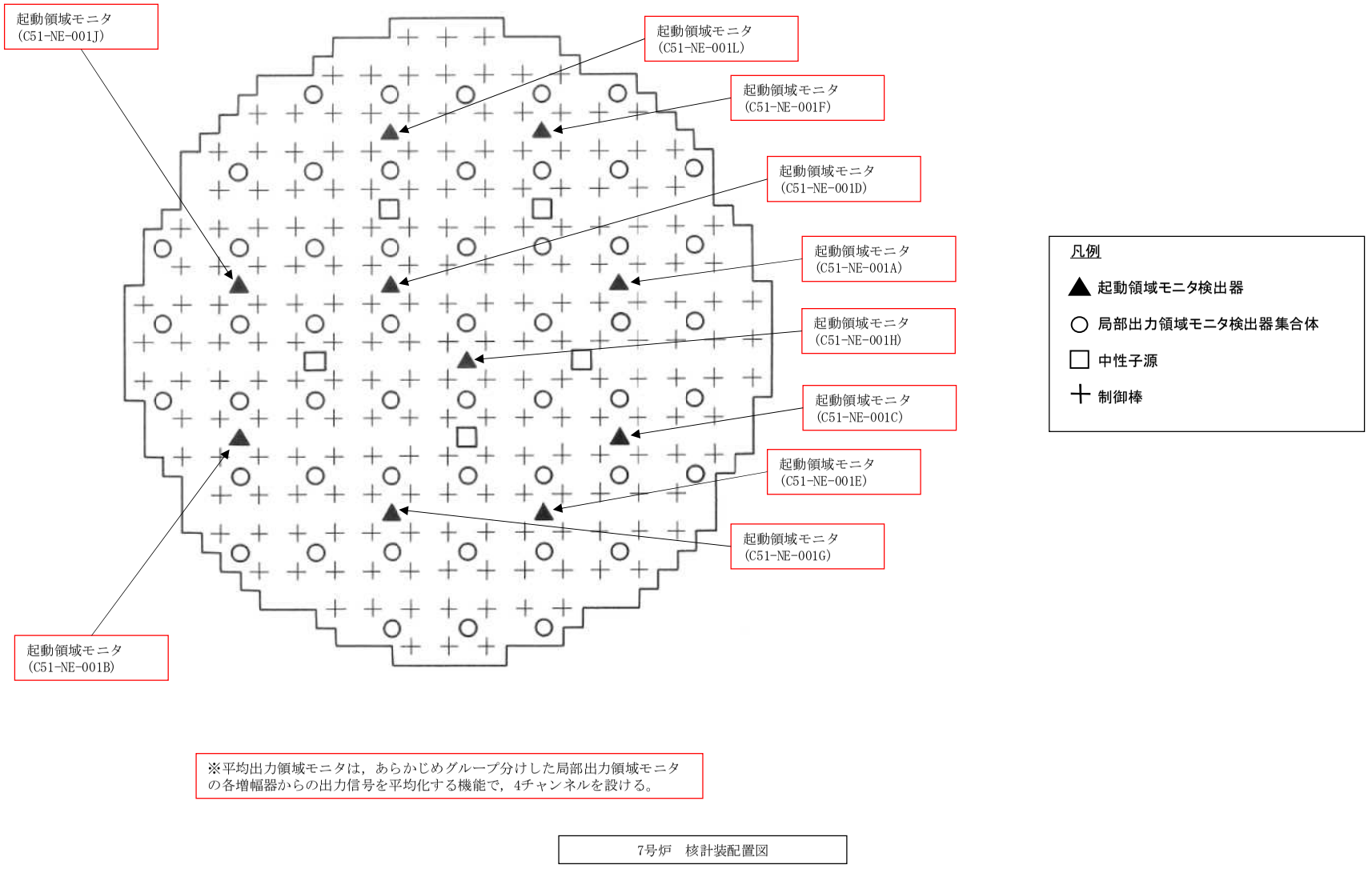


図 58-3-24　機器配置図（6/7 号炉　廃棄物処理建屋地下 3 階）



※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）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

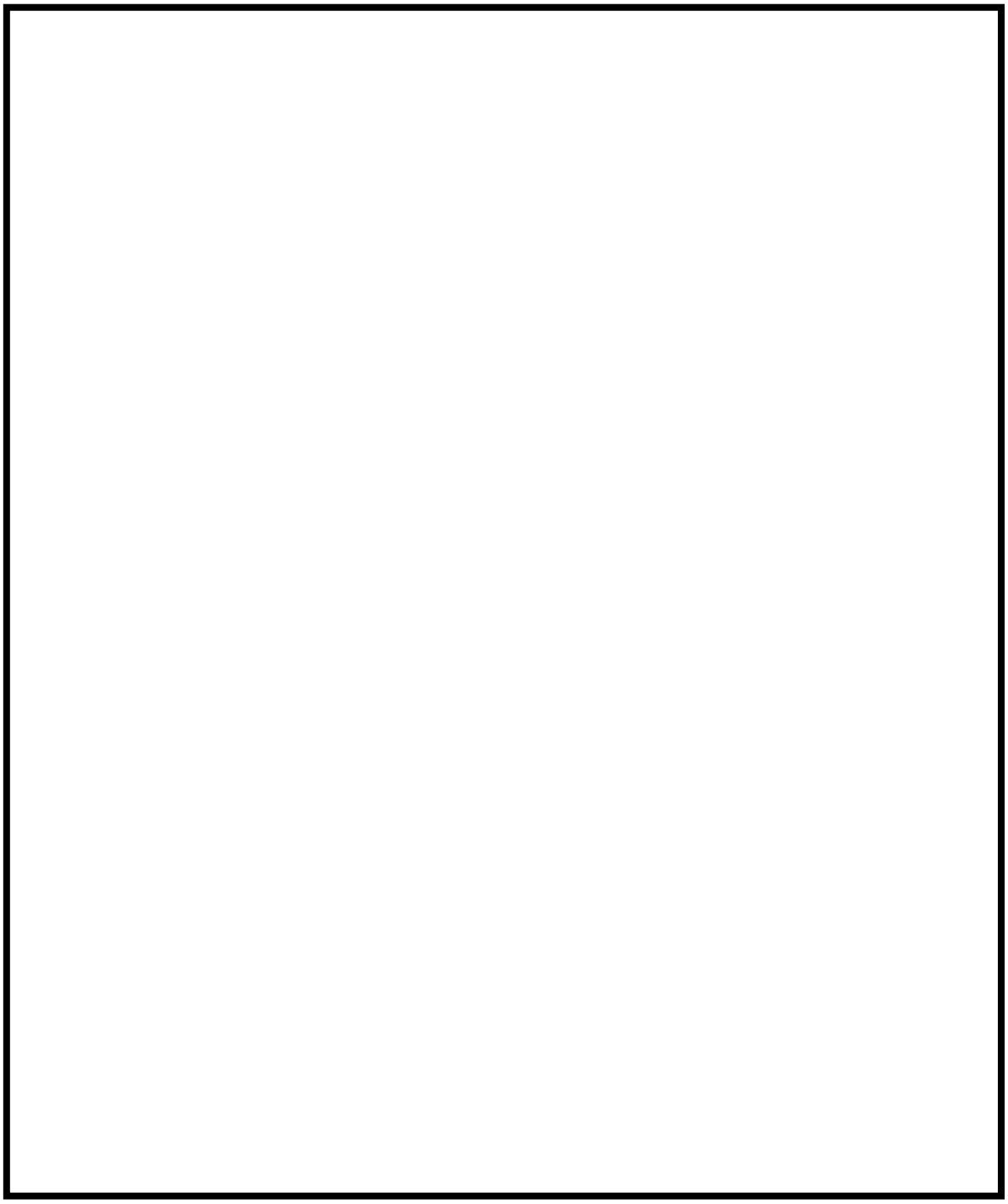
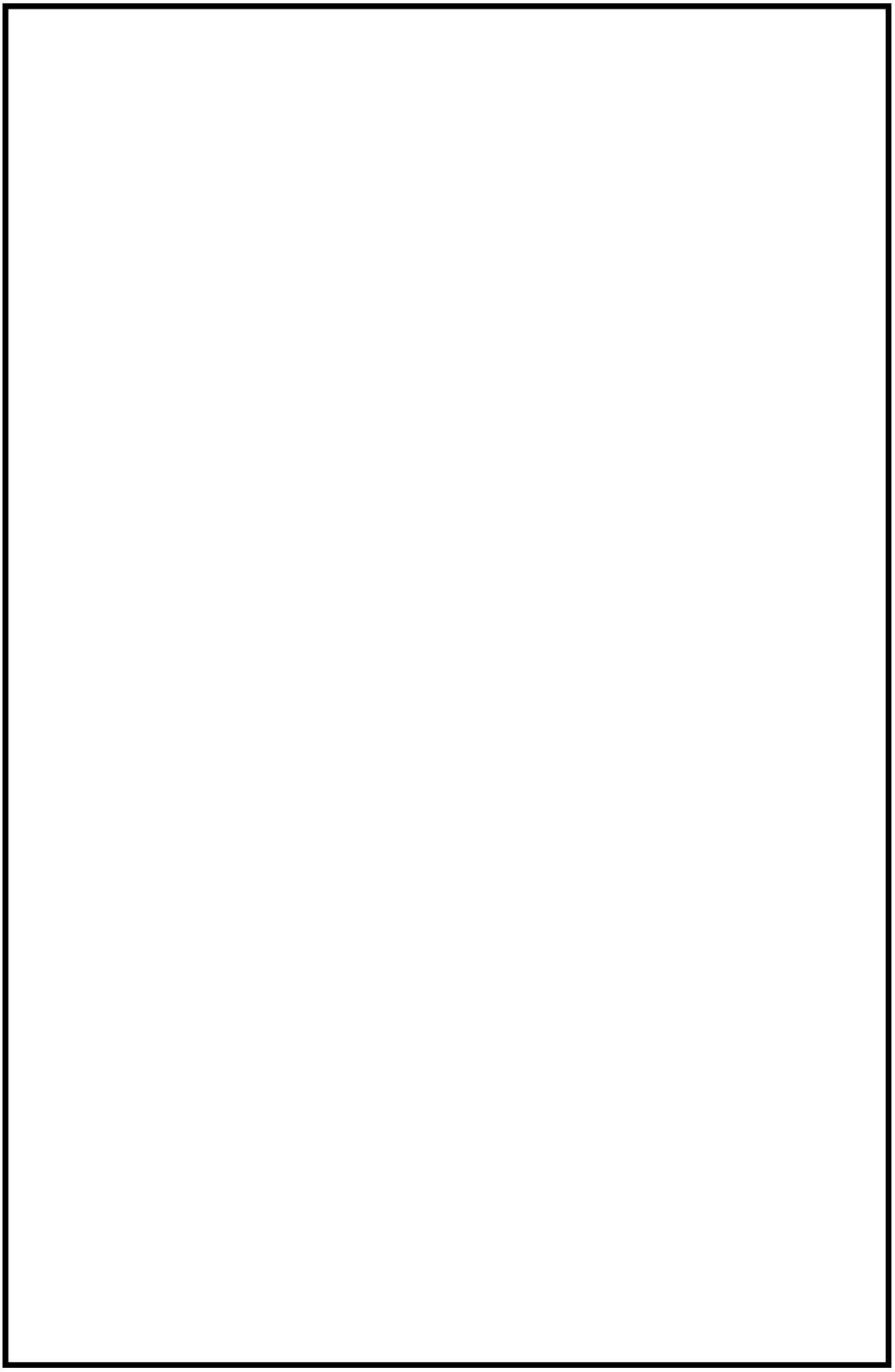


図 58-3-26　機器配置図（7 号炉　屋外）

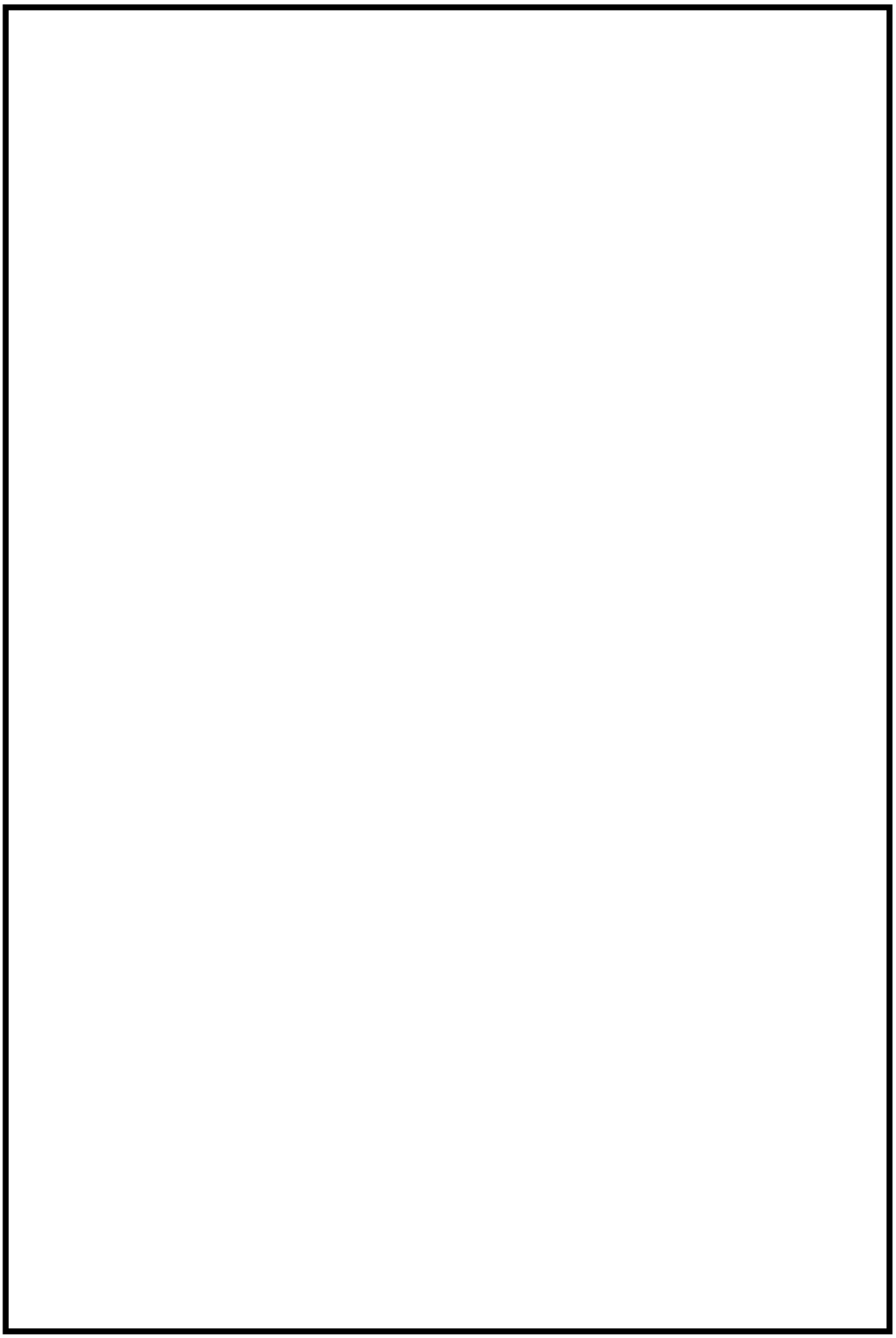
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・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　機器配置図（6/7 号炉　コントロール建屋地上１階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・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　機器配置図（5 号炉　原子炉建屋地上 3 階　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

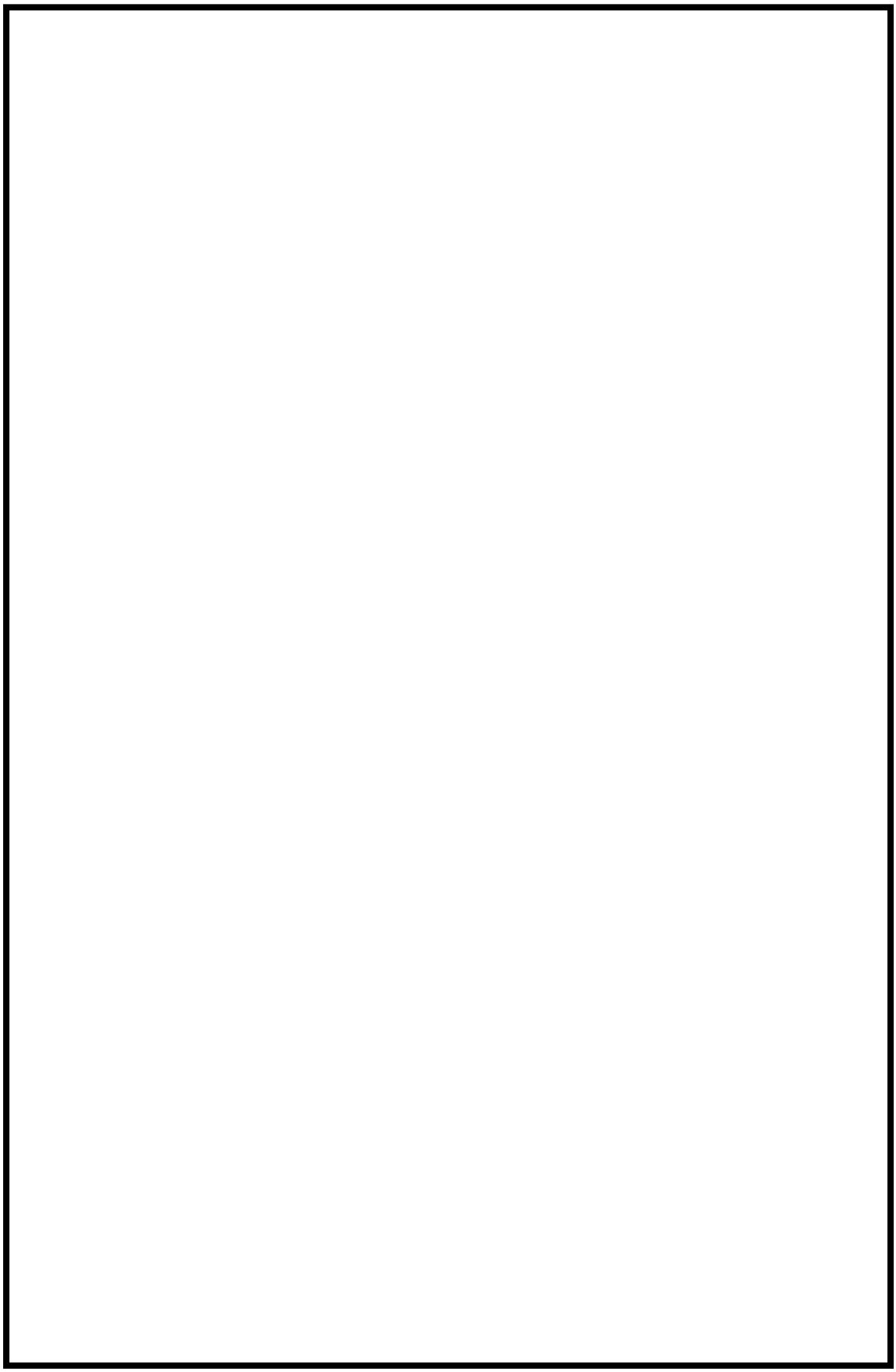


図 58-3-29　機器配置図（6/7 号炉　コントロール建屋地上 2 階　中央制御室）

58-4
系統図

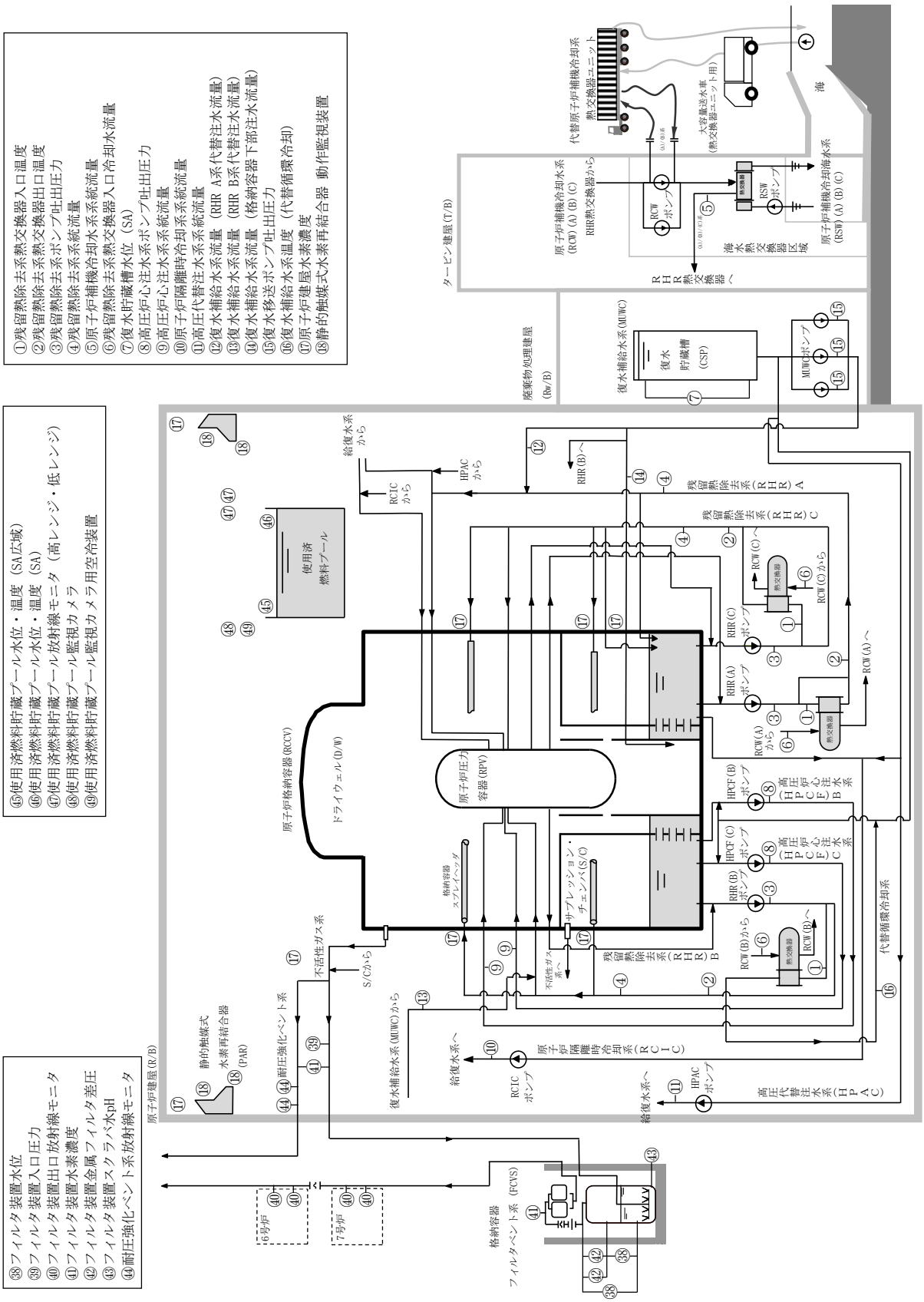


図 58-4-1　主要設備　概略系統図（1/3）

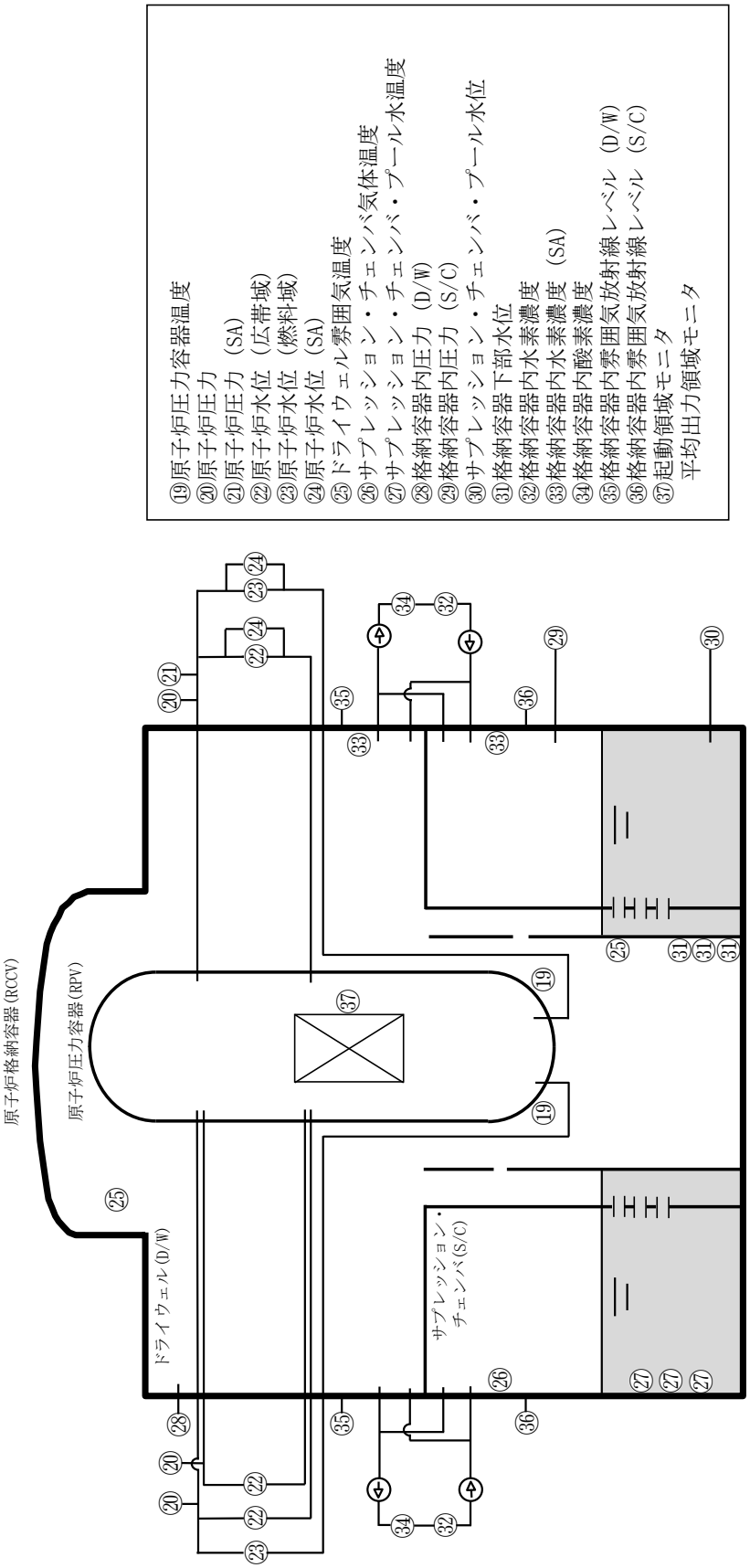


図 58-4-2　主要設備　概略系統図（2/3）

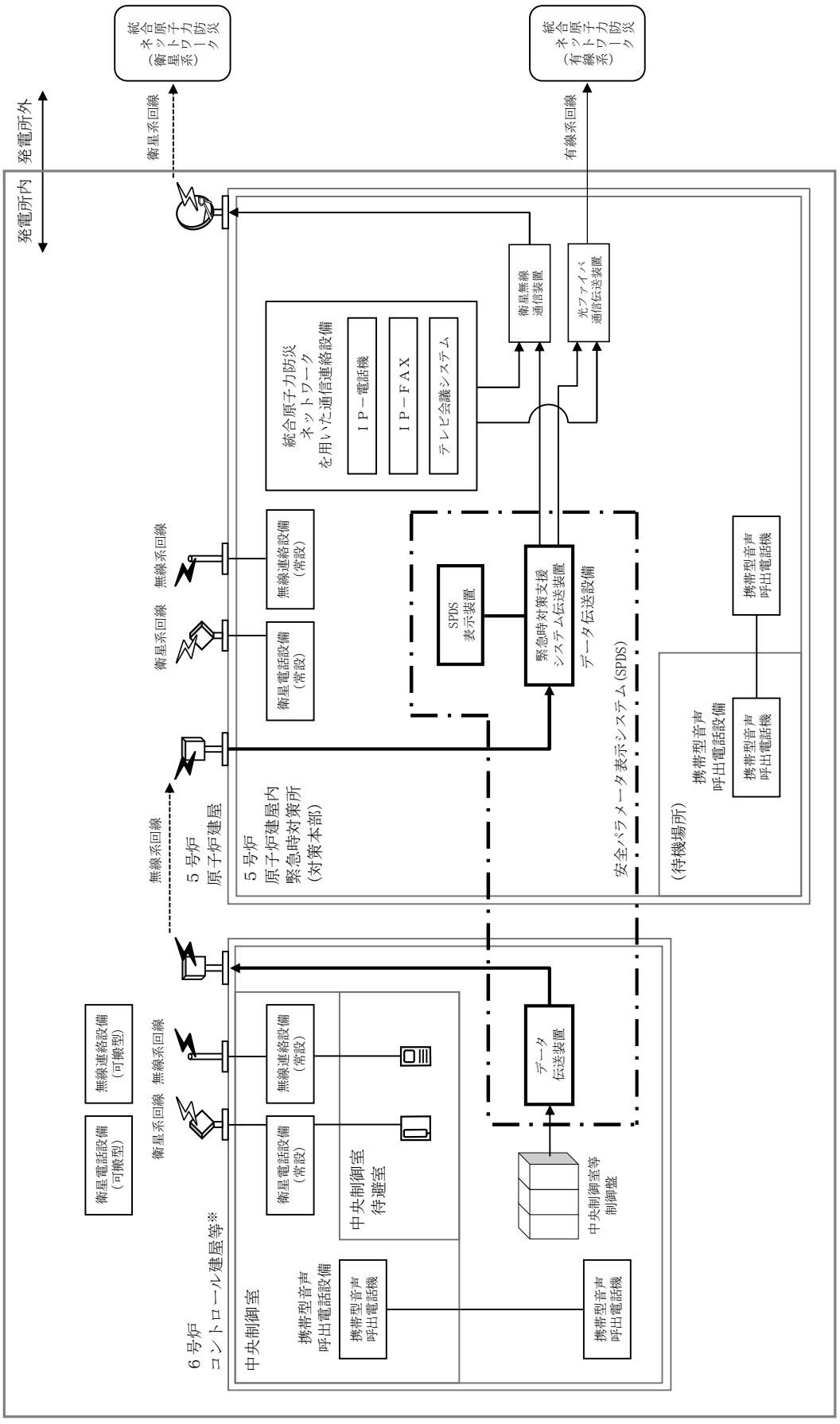


図 58-4-3　主要設備　概略系統図（3/3）

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，発電用原子炉の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。

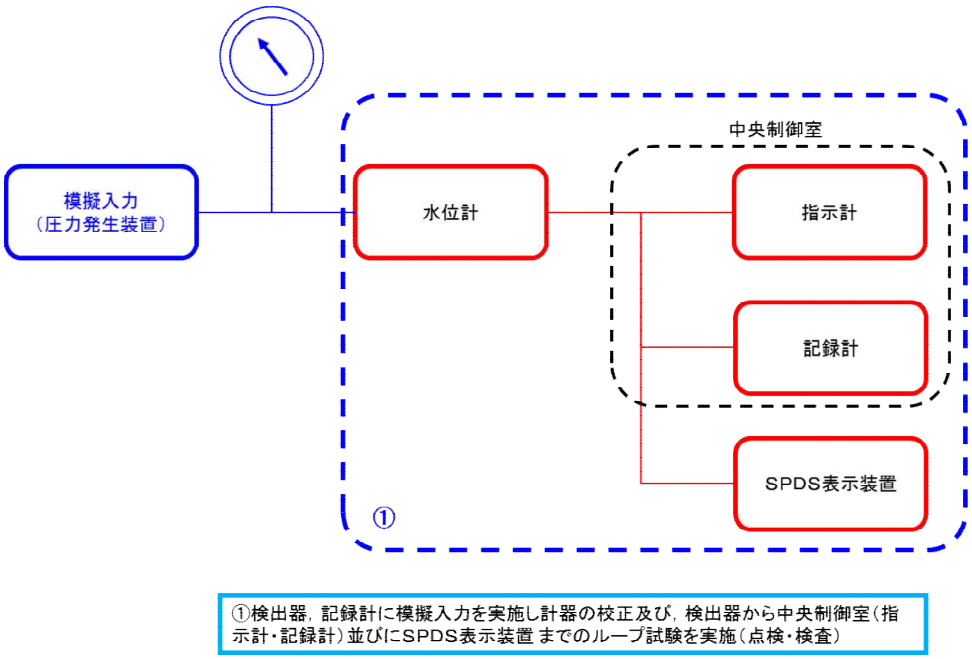


図 58-5-1　水位計の試験及び検査

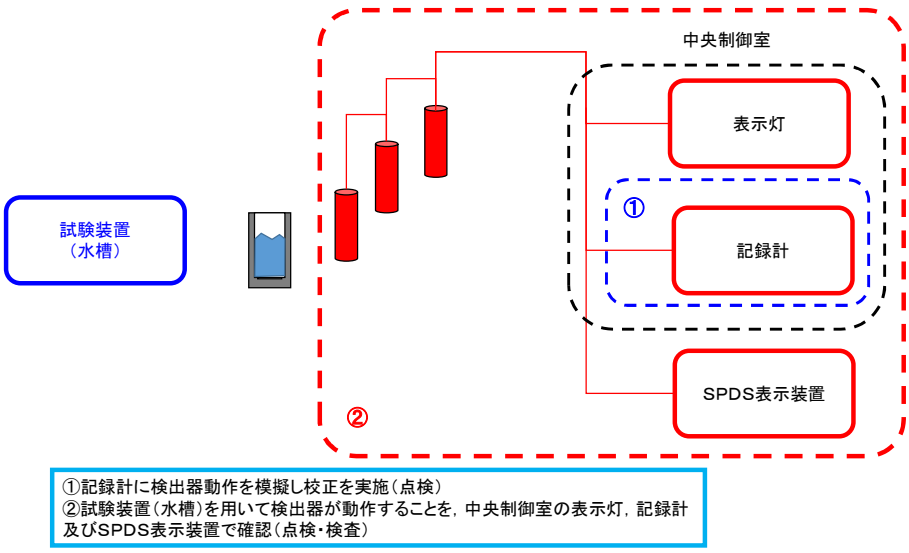


図 58-5-2　水位計の試験及び検査
（格納容器下部水位）

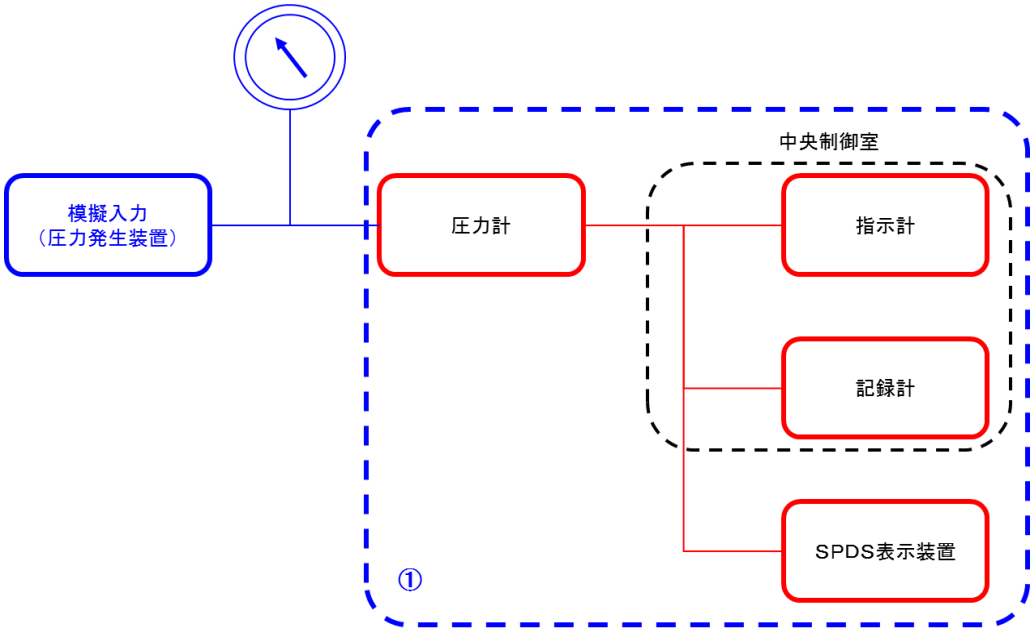


図 58-5-3　圧力計の試験及び検査

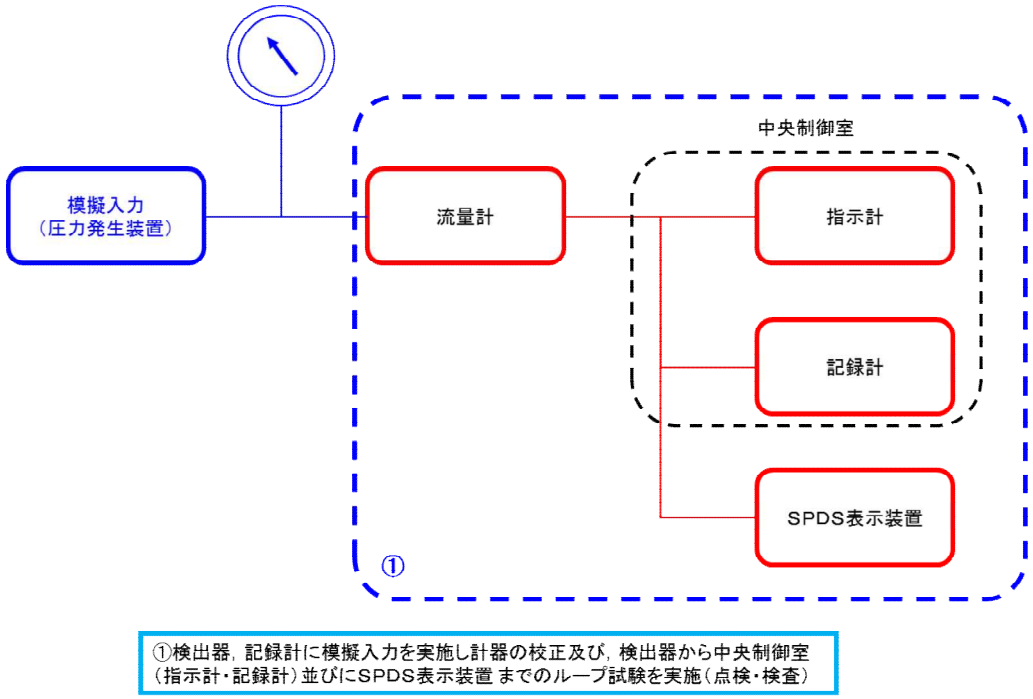


図 58-5-4　流量計の試験及び検査

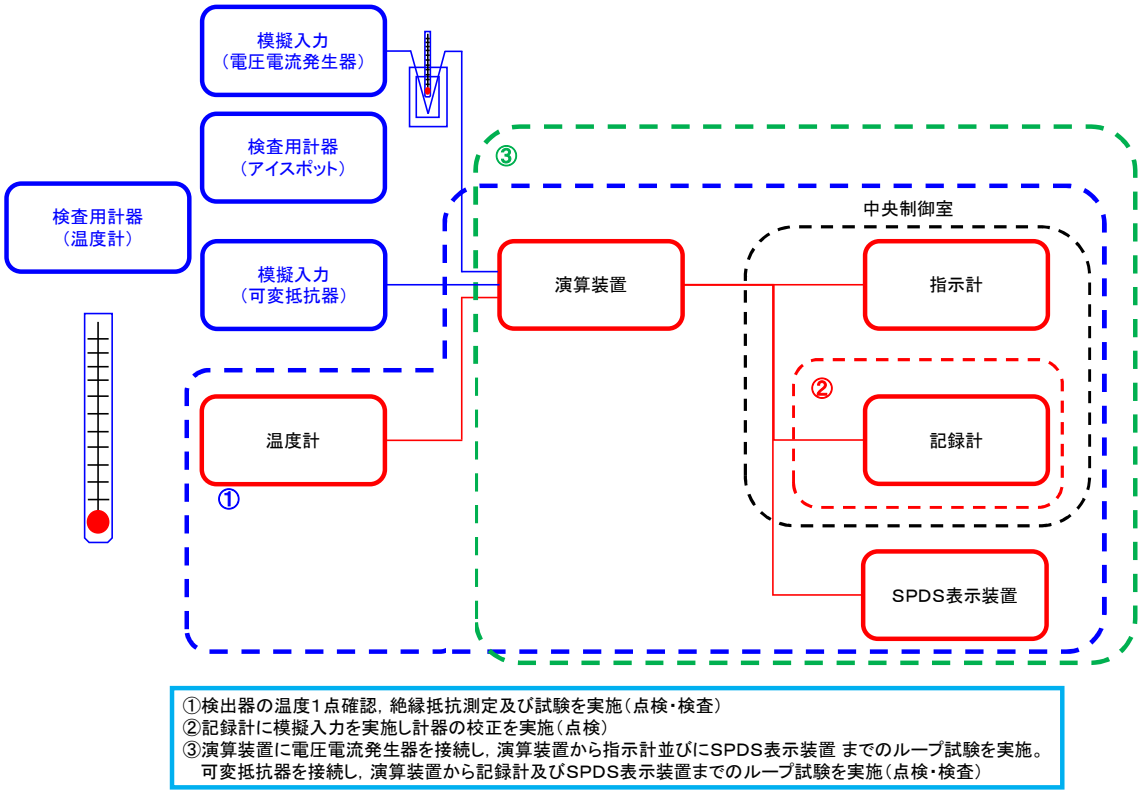


図 58-5-5　温度計の試験及び検査

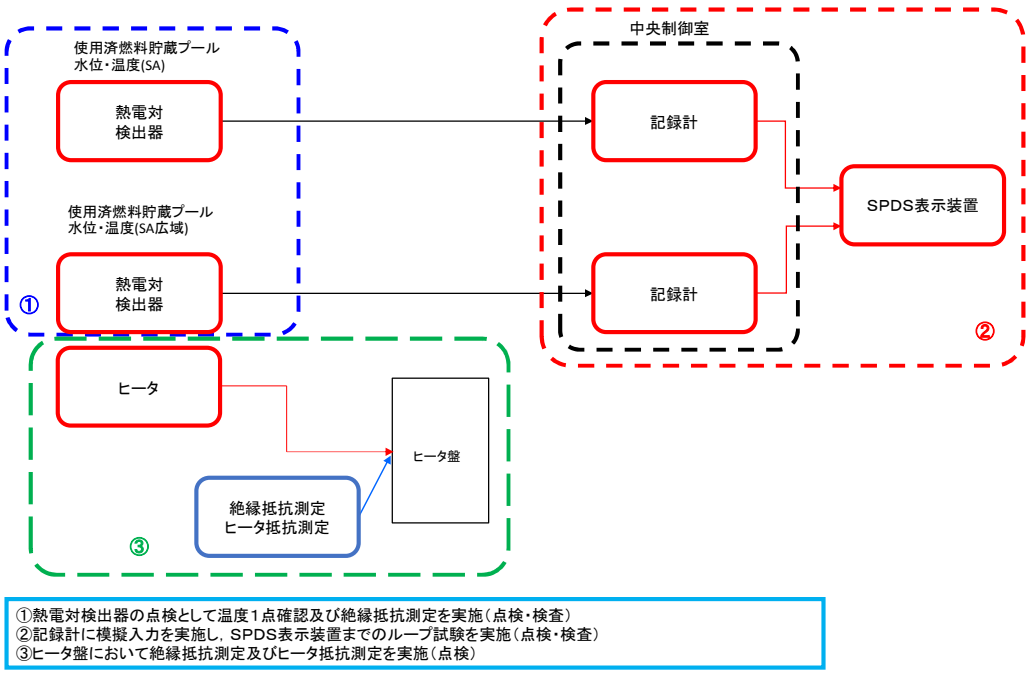
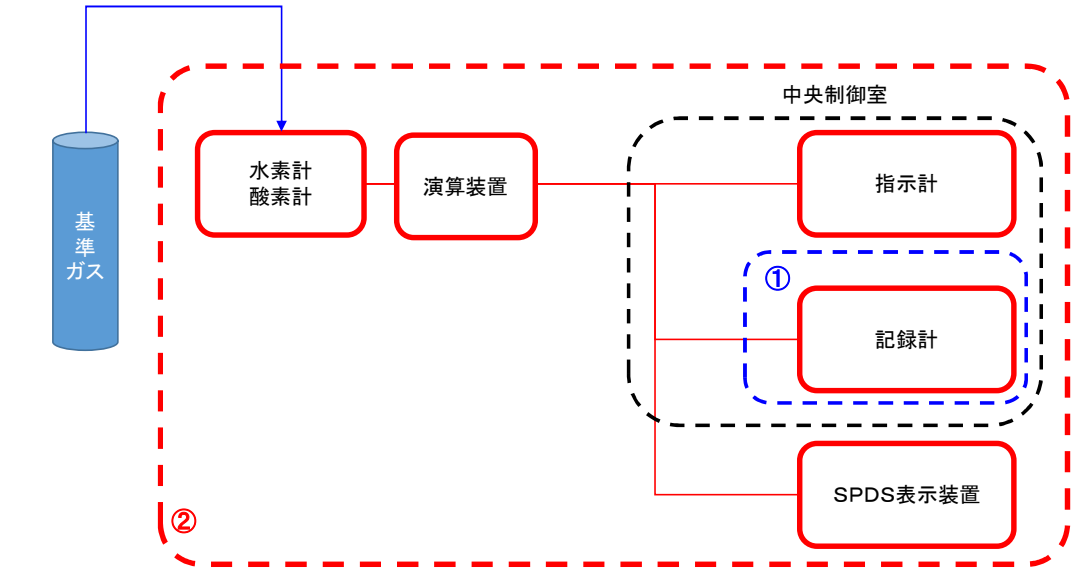
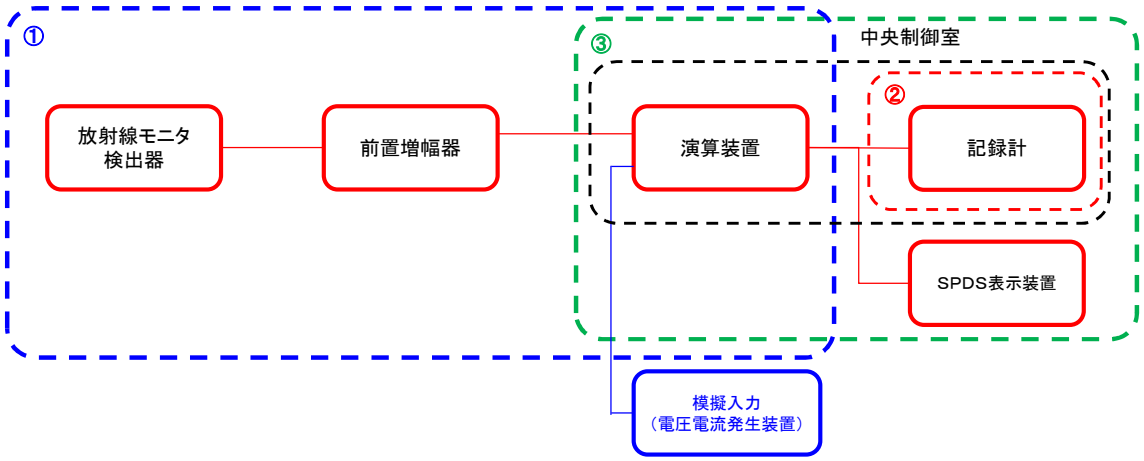


図 58-5-6　温度計の試験及び検査
（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び（SA））



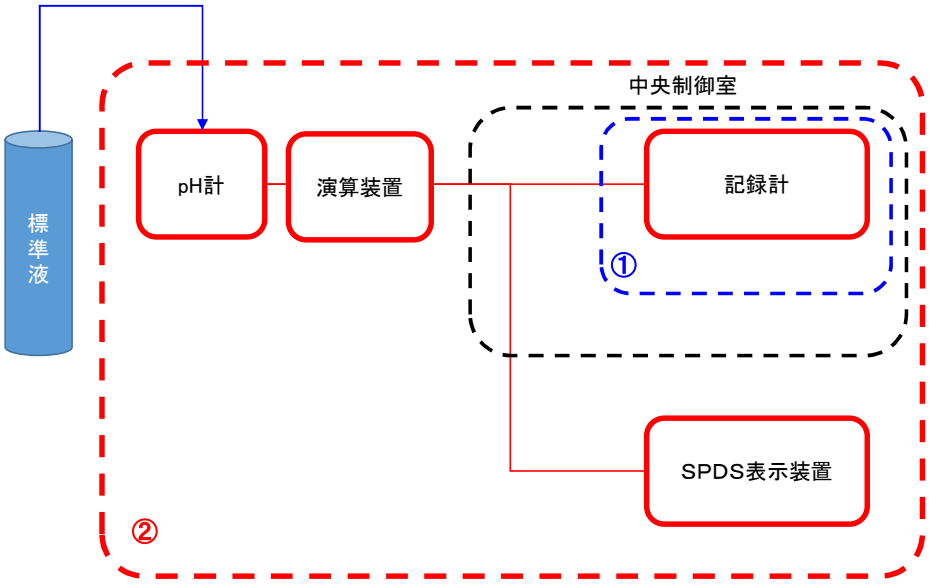
①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施（点検）
②基準ガスによる検出器の校正及び，中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-7　水素・酸素濃度計の試験及び検査



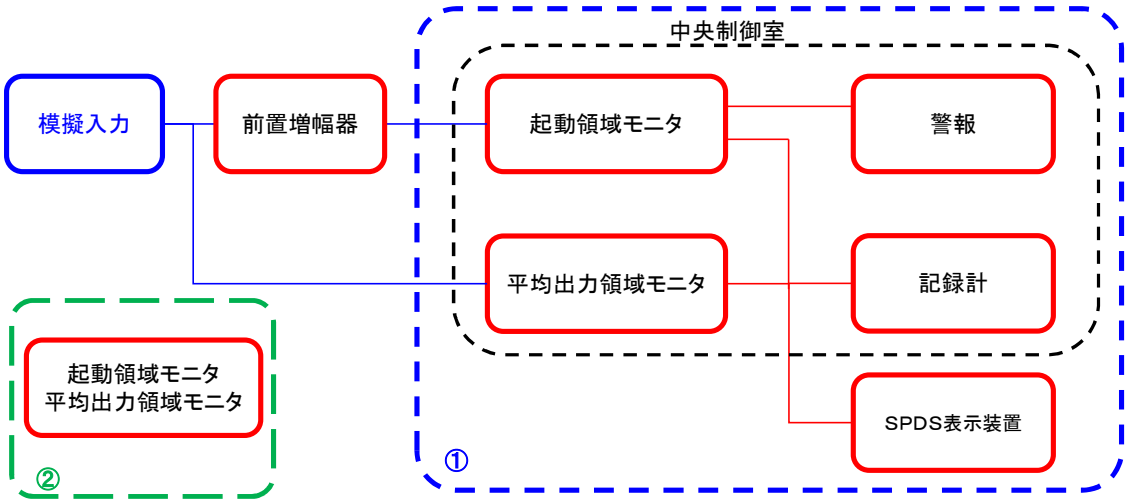
①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
②記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施（点検）
③演算装置に電圧電流発生器を接続し，演算装置から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

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並びにSPDS表示装置 までのループ試験を実施（点検・検査）
②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（点検）

図 58-5-10　起動領域モニタ，出力領域モニタの試験及び検査

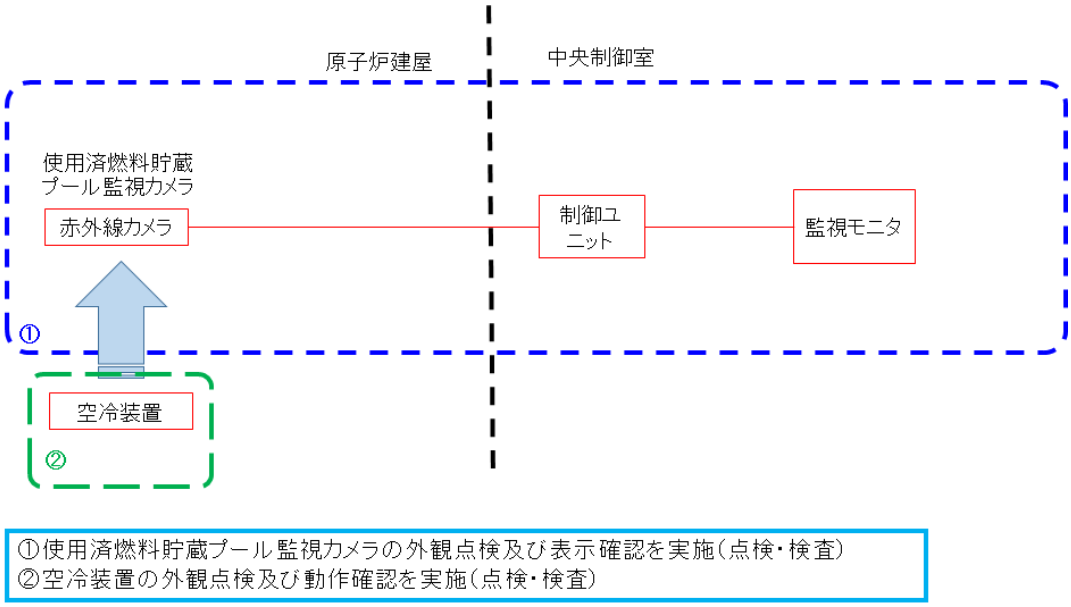
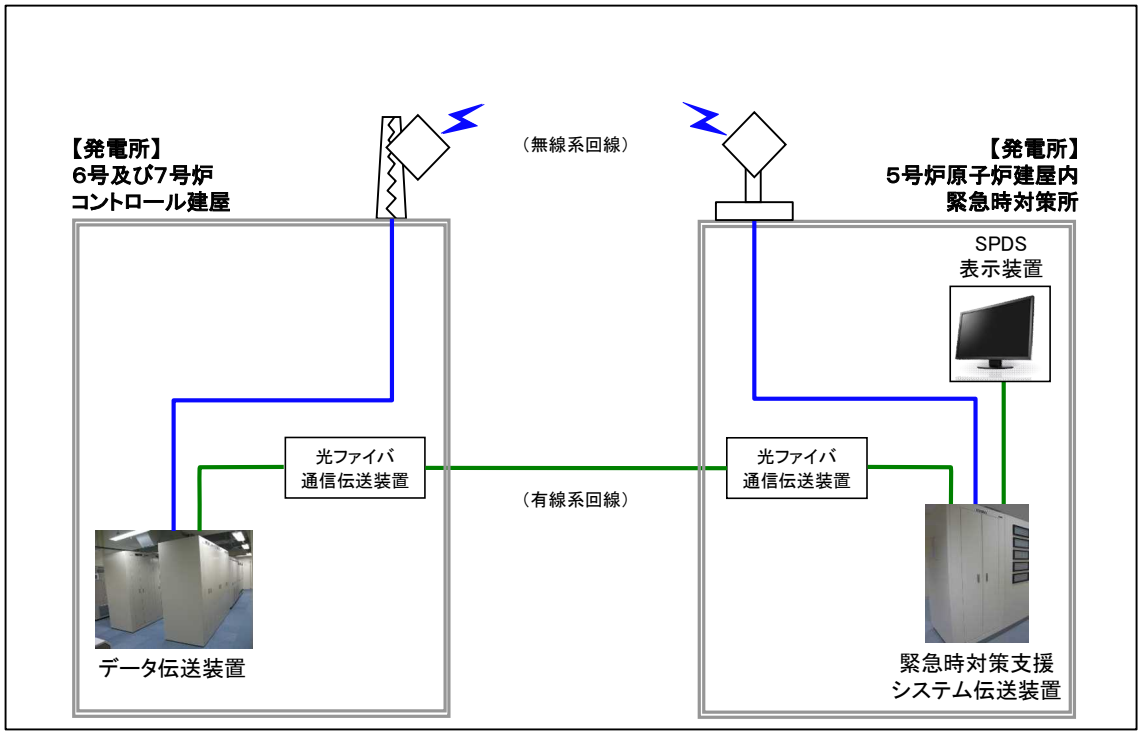


図 58-5-11　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査



※試験区間：6 号及び 7 号炉中央制御室　～　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 58-5-12　安全パラメータ表示システム（SPDS）の試験及び検査

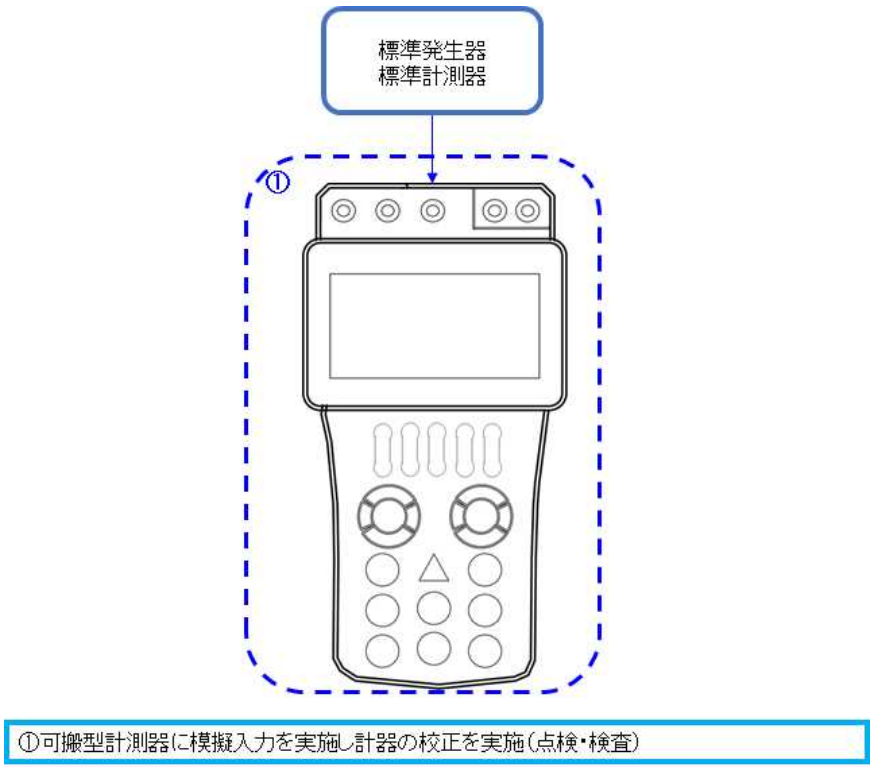


図 58-5-13　可搬型計測器の試験及び検査

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

重大事故等時において，発電用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 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，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，原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力），温度（残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，復水補給水系温度（代替循環冷却））及び流量（残留熱除去系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量））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 原子炉圧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，原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力，原子炉圧力（SA））及び水位（原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（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。

2.4　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・チェンバ気体温度，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（格納容器下部注水流量））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。

2.6　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，溶融炉心の冷却に必要な水深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，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)，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放射線量率（フィルタ装置出口放射線モニタ)，耐圧強化ベント系の放射線量率（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放射線量率（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（原子炉圧力容器温度，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，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，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置，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。

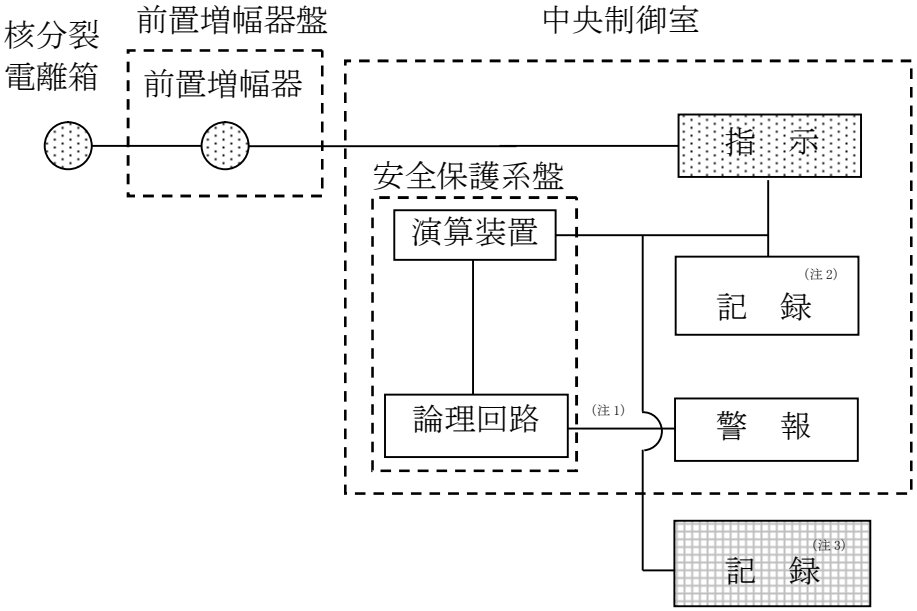
3.　計測装置の構成

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，核分裂電離箱からのパルス信号を,前置増幅器で増幅し,中央制御室の指示部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）短原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

(注 2) 記録計

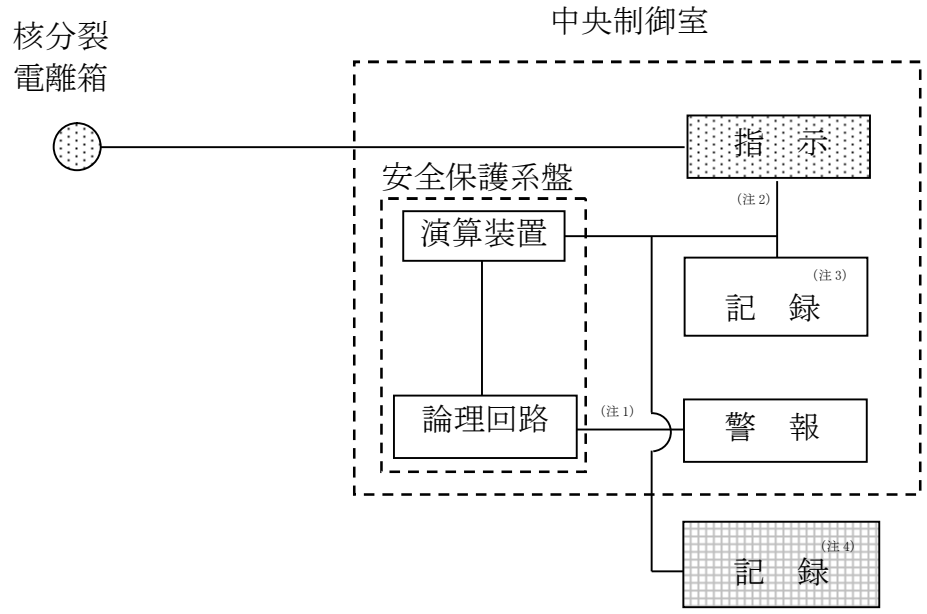
(注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

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,核分裂電離箱からの電流信号を,中央制御室の指示部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 58-6-2「平均出力領域モニタの概略構成図」参照。）



（注 1）中性子束高原子炉スクラム
　　中性子束計装動作不能原子炉スクラム
（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

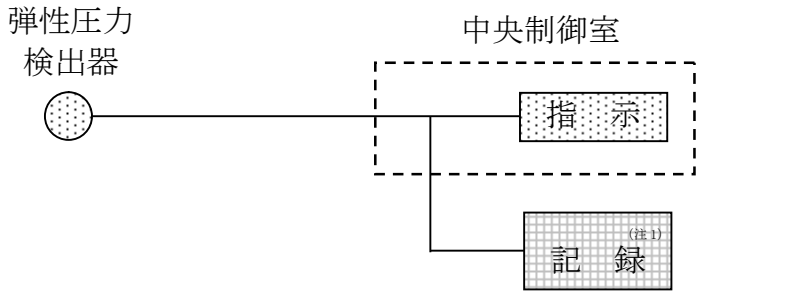
図 58-6-2　平均出力領域モニタの概略構成図

3.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，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　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力

高圧炉心注水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，高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-3「高圧炉心注水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

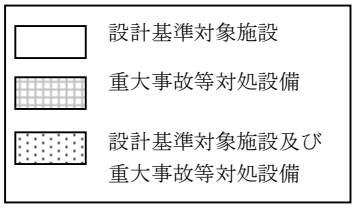


図 58-6-3　高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 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，弾性圧力検出器からの電流信号を,中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，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58-6-4「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）

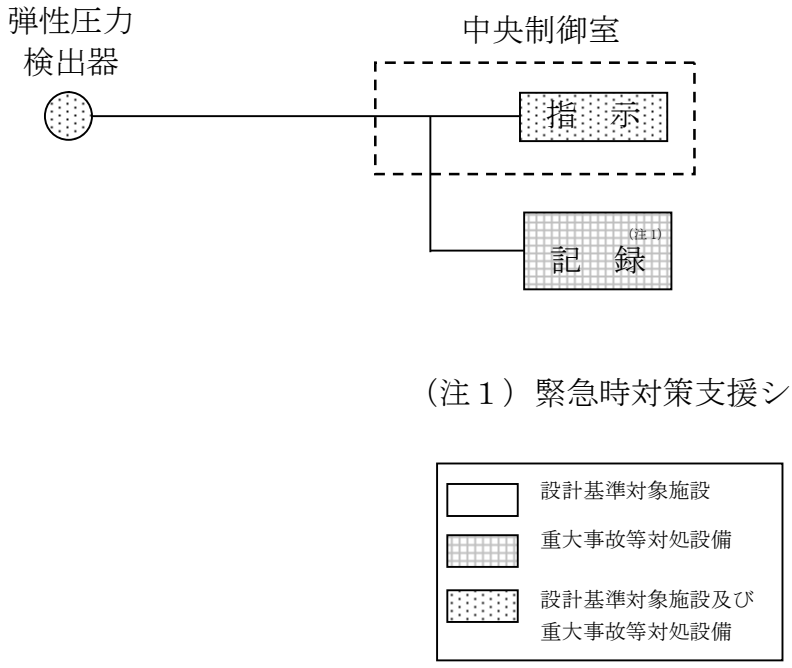
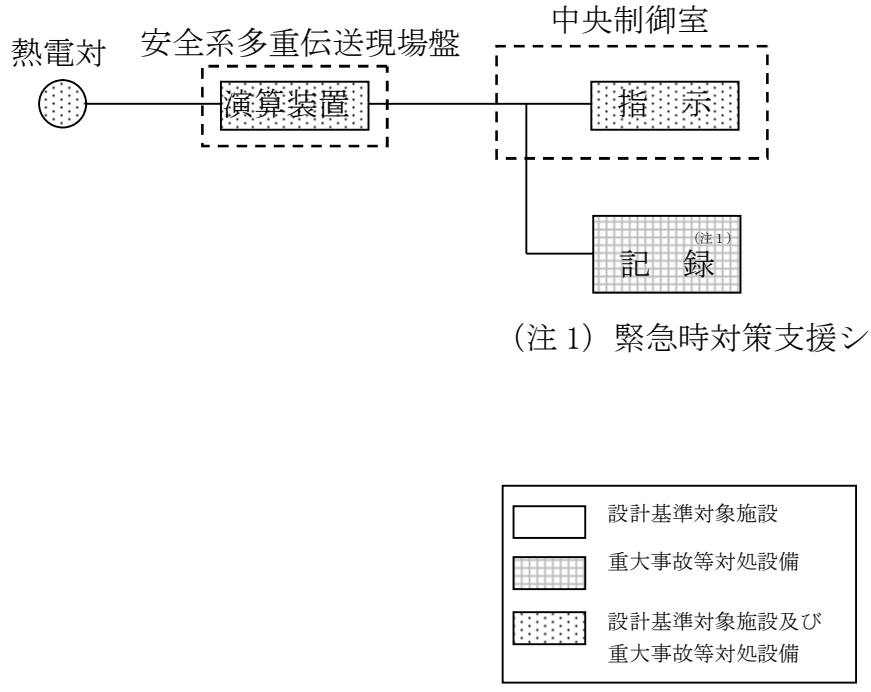


図 58-6-4　残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

3.2.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

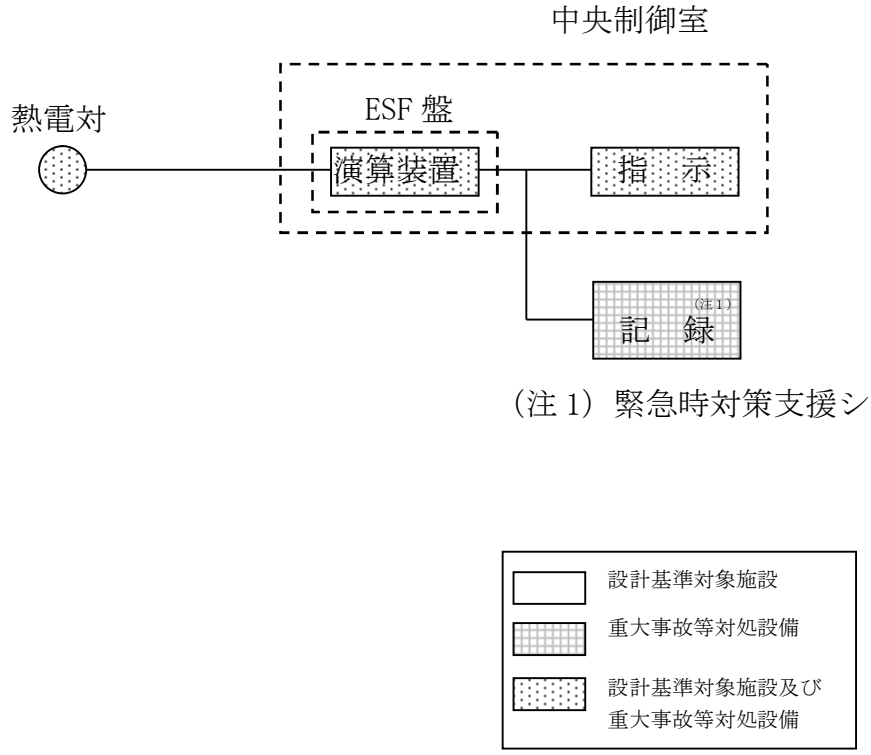
6 号炉残留熱除去系熱交換器入口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，安全系多重伝送現場盤内の演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-5「6 号炉残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-5　6 号炉残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

7 号炉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，熱電対からの起電力を，ESF 盤内の演算装置を経由して指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，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 58-6-6「7 号炉残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）

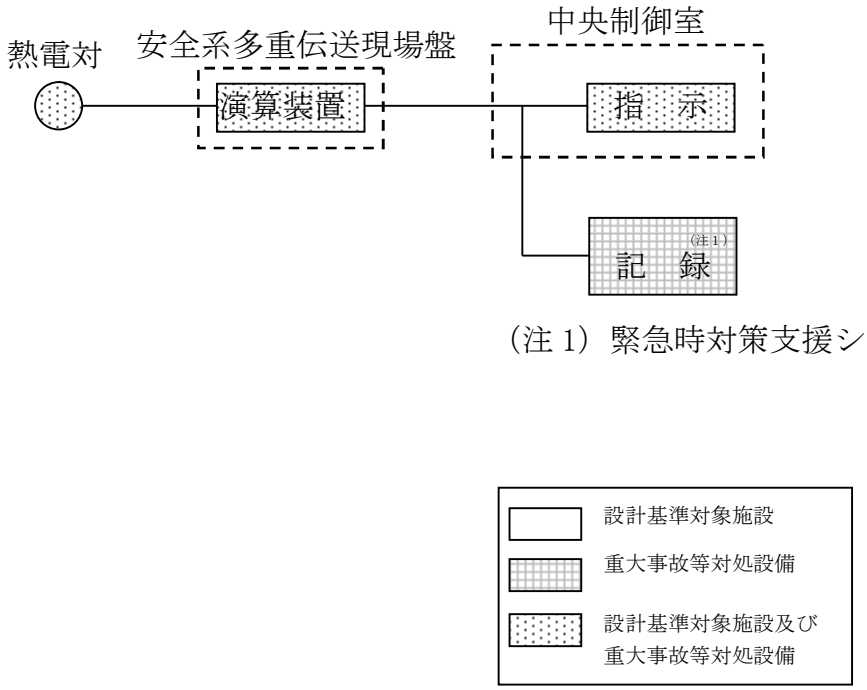


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-6　7 号炉残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

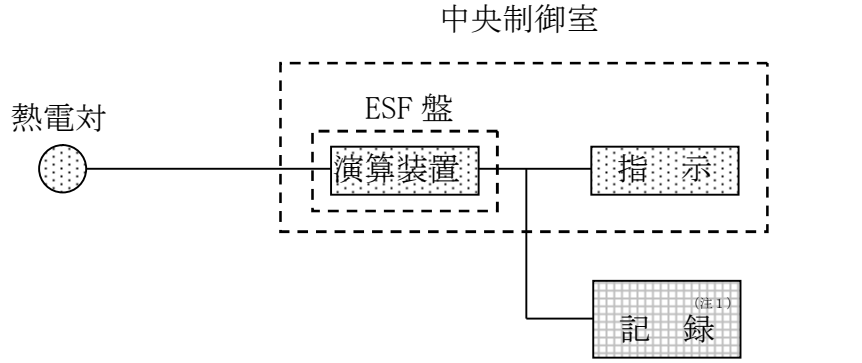
6 号炉残留熱除去系熱交換器出口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，安全系多重伝送現場盤内の演算装置を経由して中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-7「6 号炉残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-7　6 号炉残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

7 号炉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，熱電対からの起電力を，ESF 盤内の演算装置を経由して指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，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 58-6-8「7 号炉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

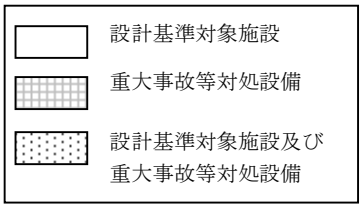
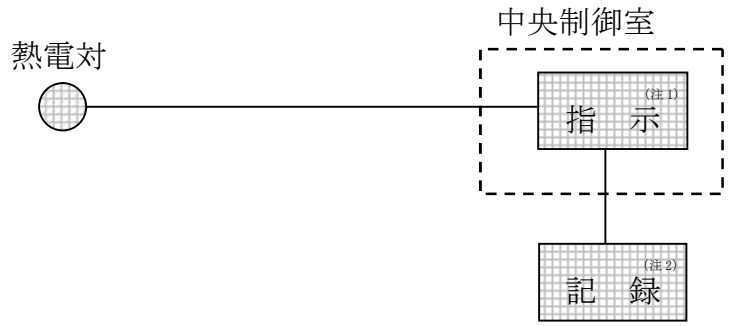


図 58-6-8　7 号炉残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

(3) 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,熱電対からの起電力を,中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,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 58-6-9「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

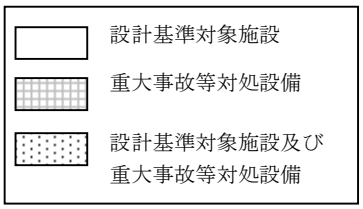
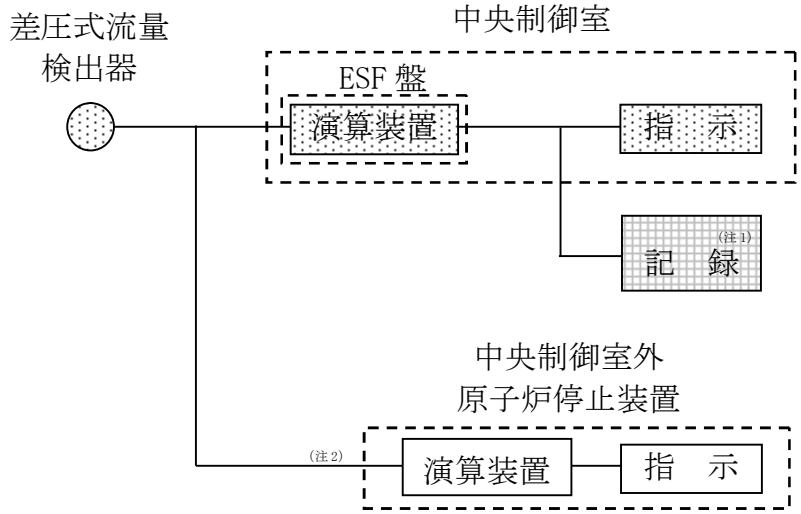


図 58-6-9　復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

3.2.3　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 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，差圧式流量検出器からの電流信号を，ESF 盤内の演算装置を経由して指示部にて流量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 58-6-10「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 58-6-10　残留熱除去系系統流量の概略構成図

(2) 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，差圧式流量検出器からの電流信号を，ESF 盤内の演算装置を経由して指示部にて流量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 58-6-11「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。）

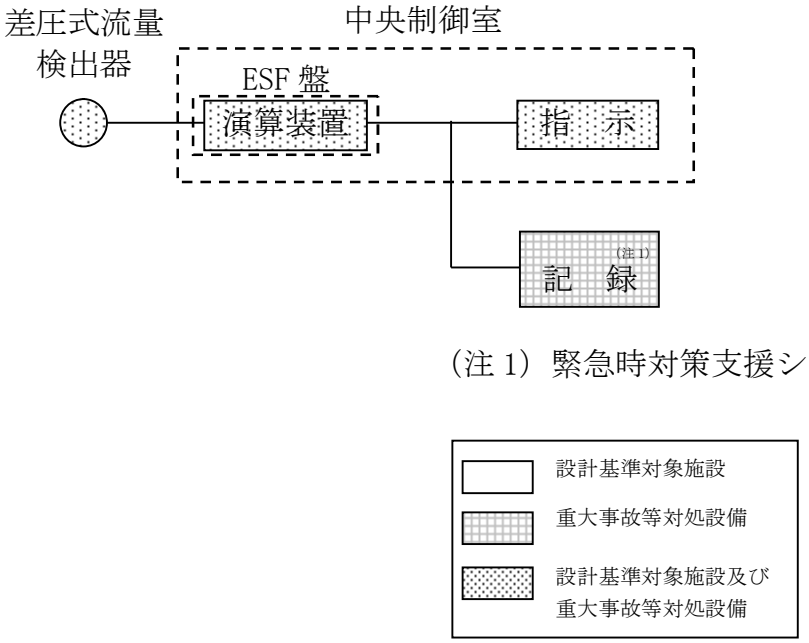
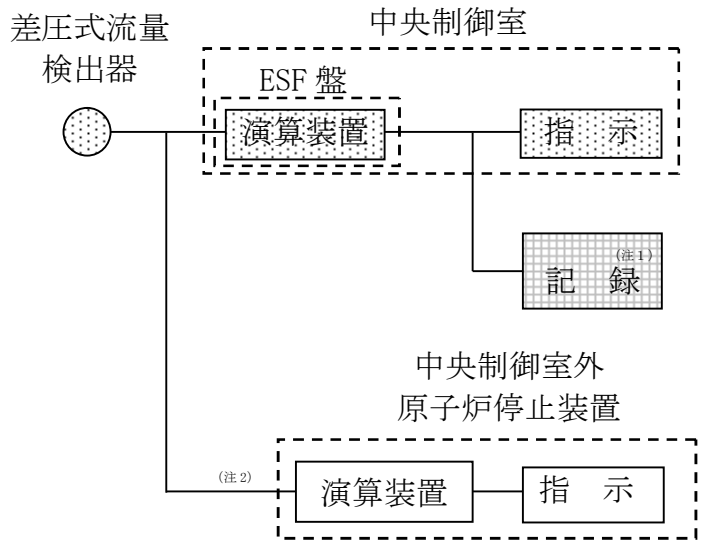


図 58-6-11　原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(3) 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，差圧式流量検出器からの電流信号を，ESF 盤内の演算装置を経由して指示部にて流量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 58-6-12「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」参照。）

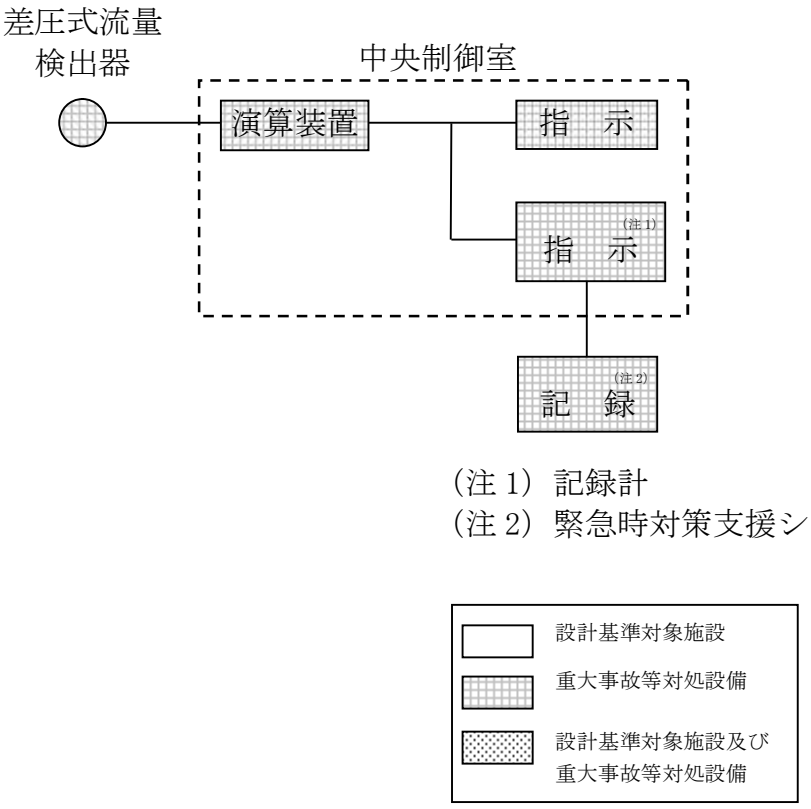


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置
（注 2）区分Ⅱのみ

図 58-6-12　高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

(4) 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，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量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 58-6-13「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。）

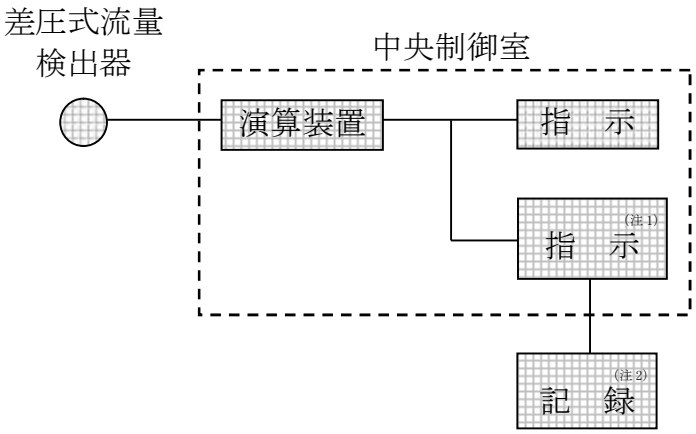


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-13　高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(5) 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）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（RHR A 系代替注水流量）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を,中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-14「復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）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

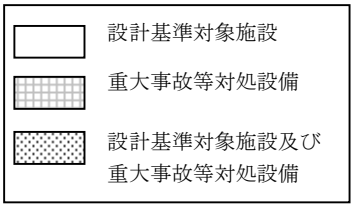
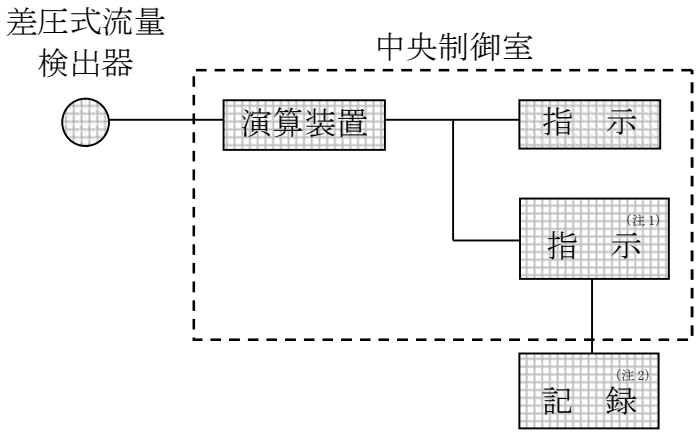


図 58-6-14　復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の概略構成図

(6) 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）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（RHR B 系代替注水流量）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を,中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-15「復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）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

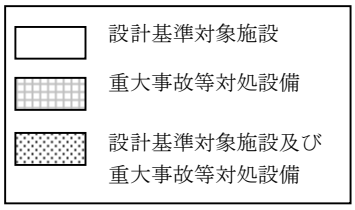


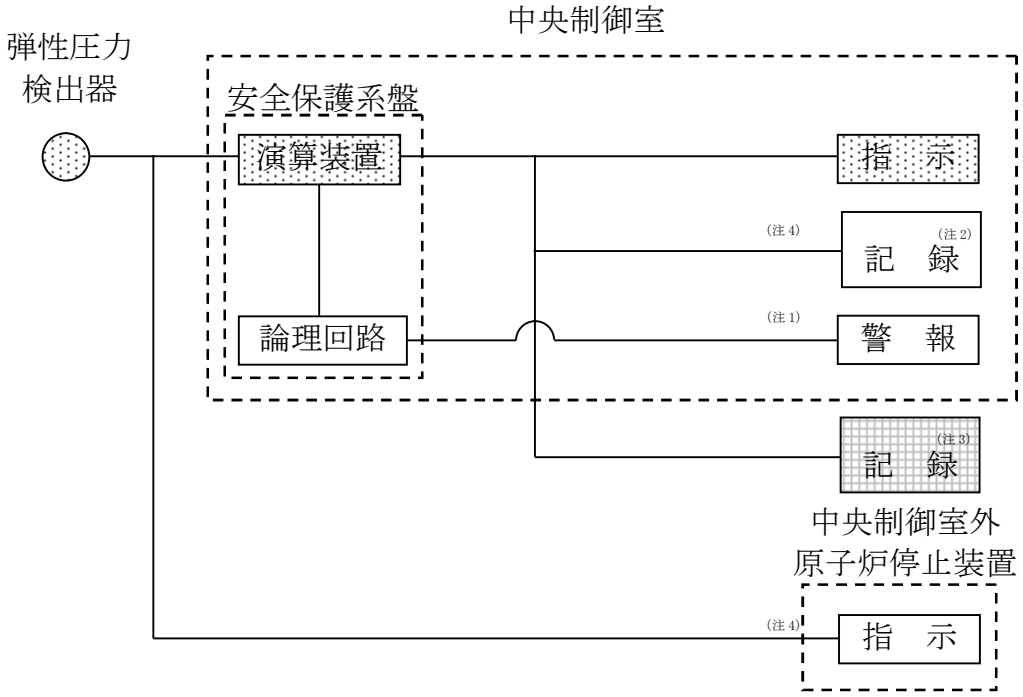
図 58-6-15　復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の概略構成図

3.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1　原子炉圧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，弾性圧力検出器からの電流信号を，安全保護系盤内の演算装置を経由して指示部にて圧力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 58-6-16「原子炉圧力の概略構成図」参照。）



（注 1）原子炉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

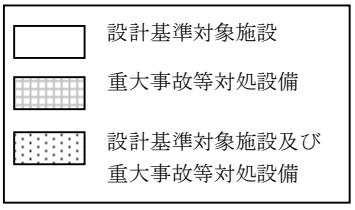
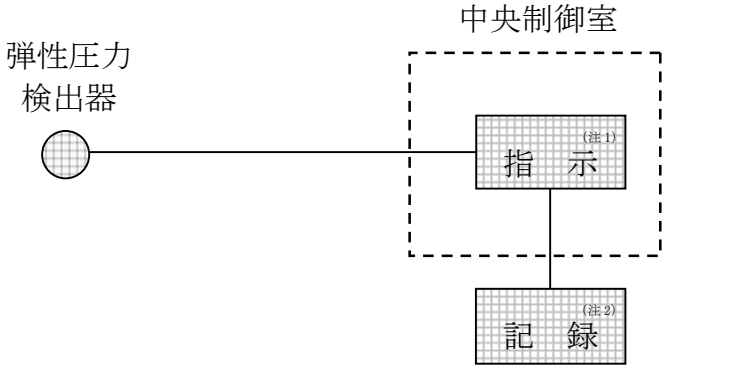


図 58-6-16　原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力（SA）

原子炉圧力（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力（SA）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-17「原子炉圧力（SA）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

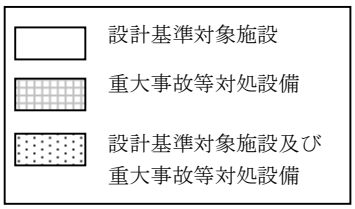
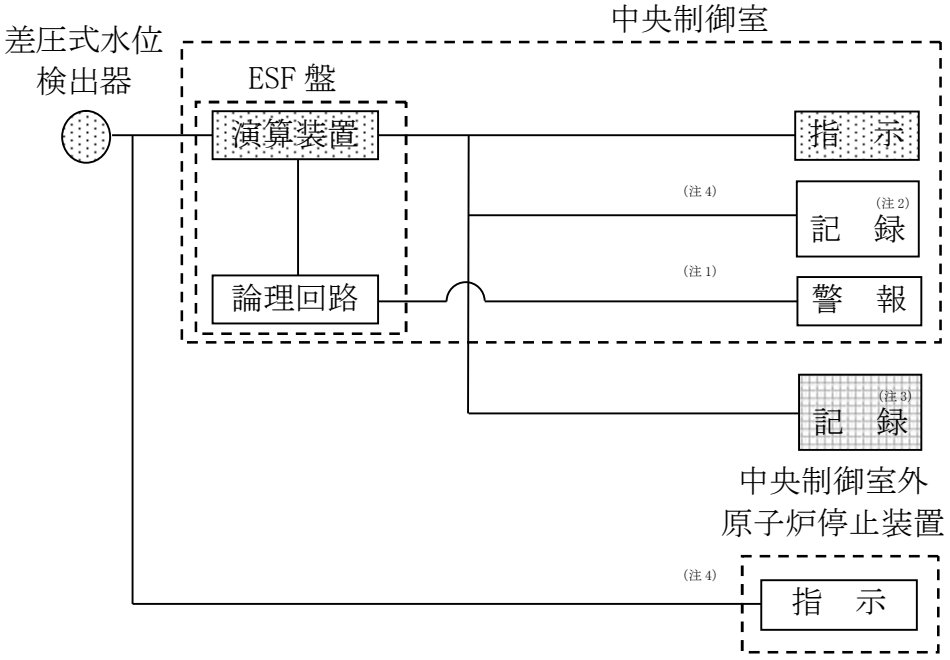


図 58-6-17　原子炉圧力（SA）の概略構成図

3.3.2　原子炉圧力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）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，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，ESF 盤の演算装置を経由して指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-18「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



（注 1）主蒸気隔離弁閉（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）
その他の原子炉格納容器隔離弁閉（原子炉水位低）
原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）（原子炉水位低）
高圧炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）
残留熱除去系（低圧注水系）起動（原子炉水位低）
自動減圧系作動（ドライウェル圧力高と原子炉水位低の同時信号）

（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のみ

図 58-6-18　原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(2) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）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，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-19「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）

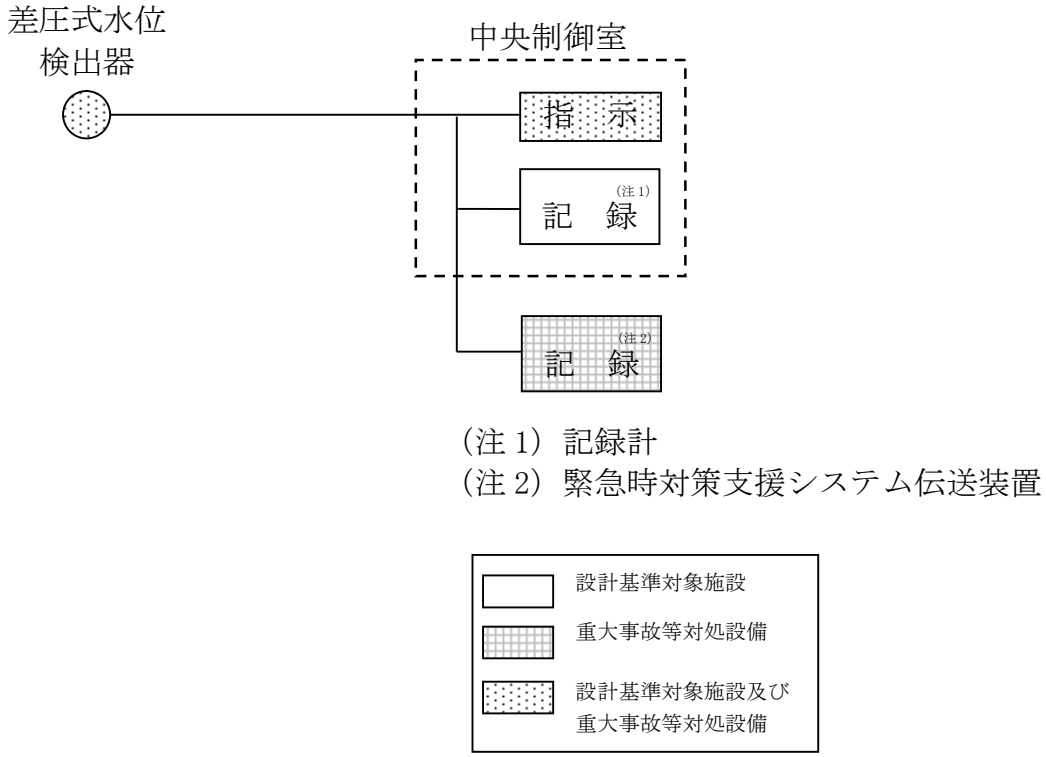
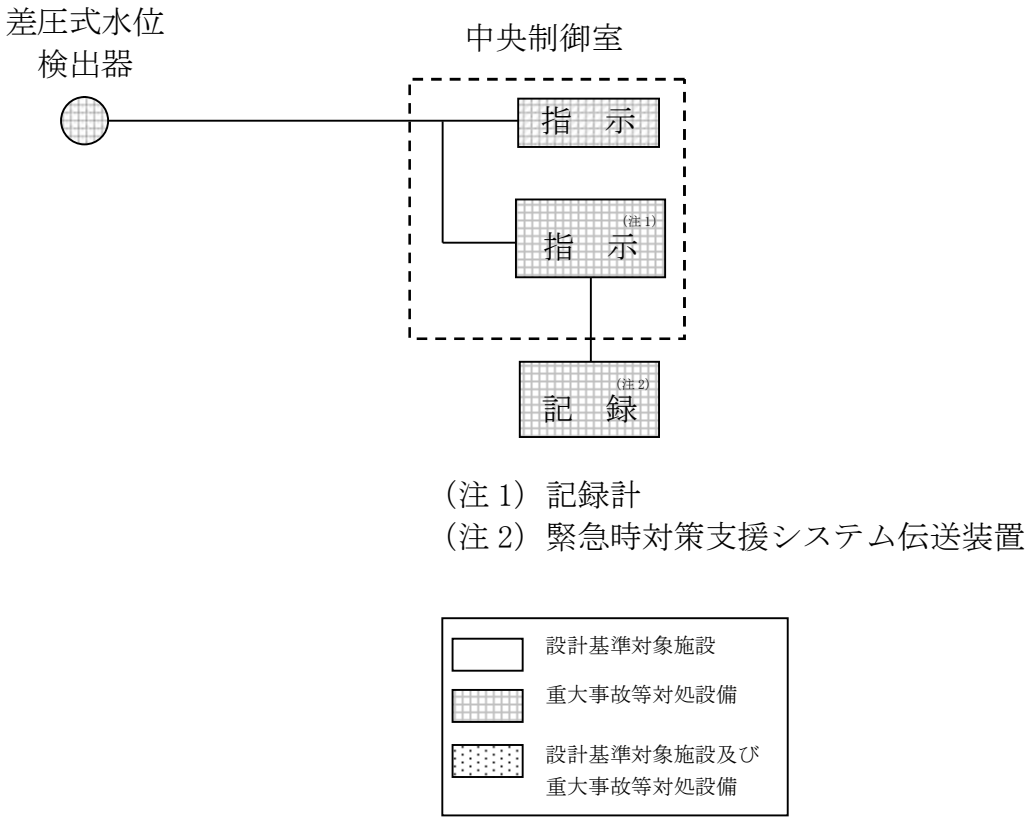


図 58-6-19　原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3) 原子炉水位（SA）

原子炉水位（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（SA）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（SA）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-20「原子炉水位（SA）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

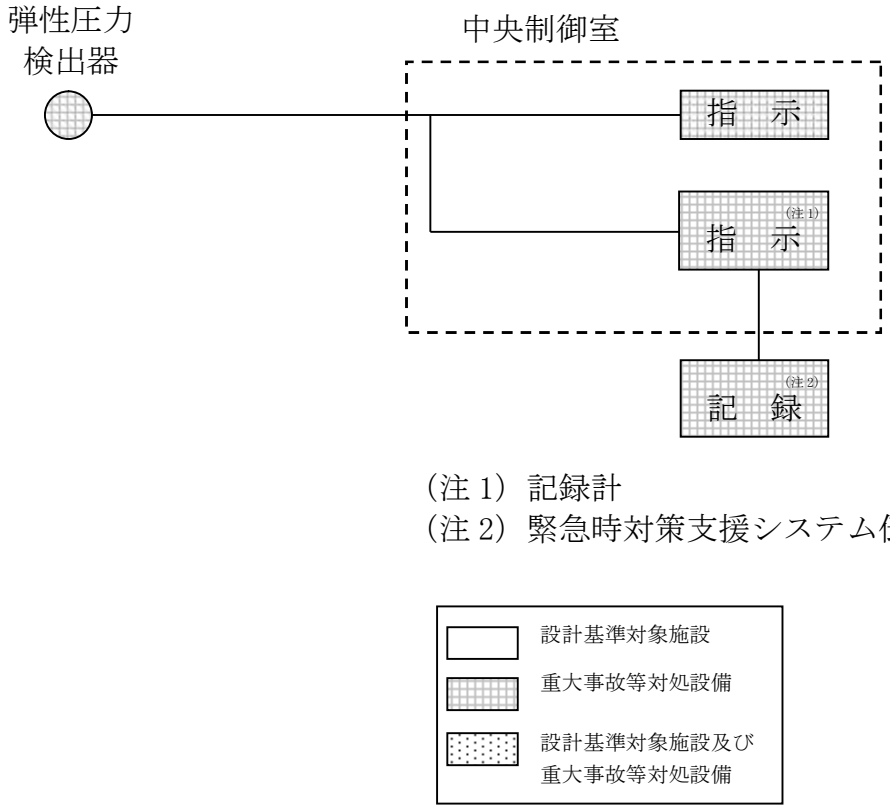
図 58-6-20　原子炉水位（SA）の概略構成図

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，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，格納容器内圧力（D/W）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-21「格納容器内圧力（D/W）の概略構成図」参照。）

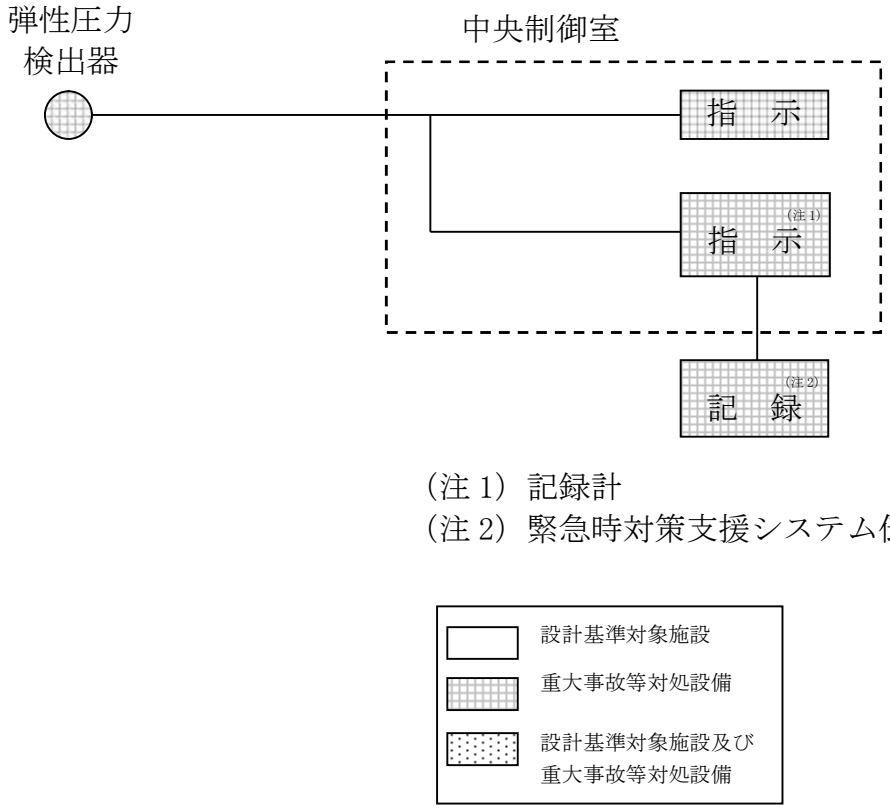


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-21　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，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，格納容器内圧力（S/C）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-22「格納容器内圧力（S/C）の概略構成図」参照。）



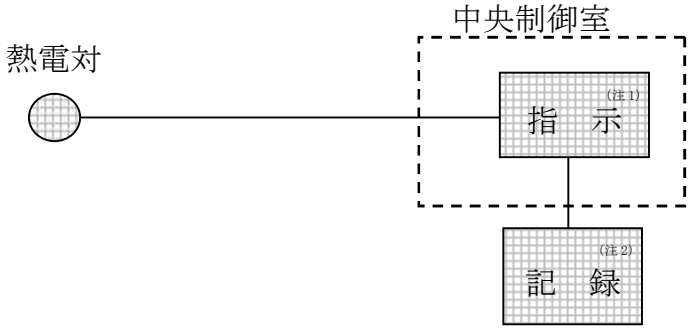
（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-22　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) ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル雰囲気温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-23「ドライウェ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

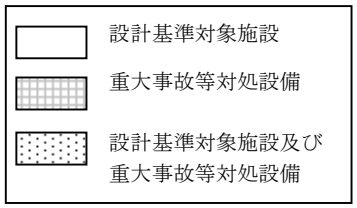


図 58-6-23　ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

(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，熱電対から起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，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 58-6-24「サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図」参照。）

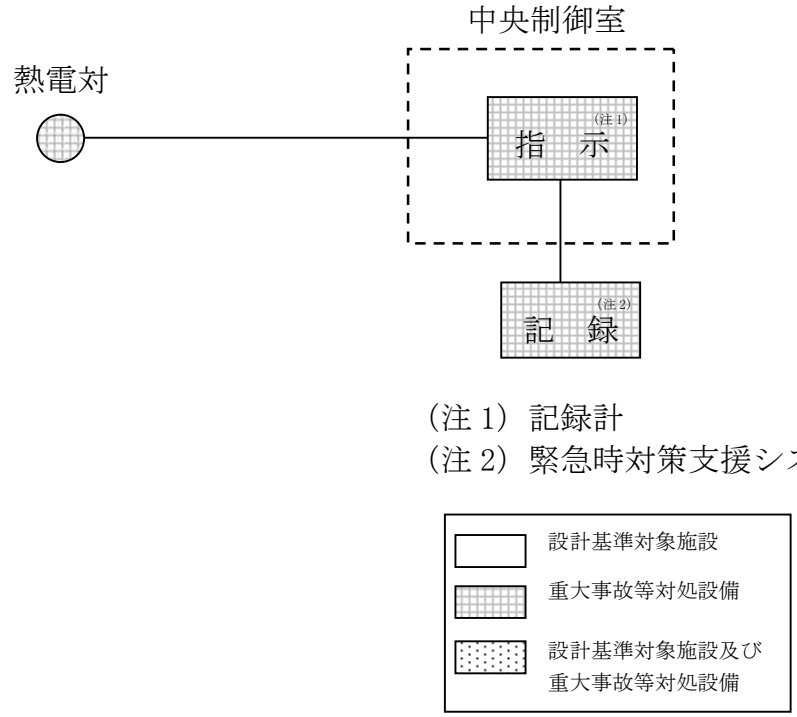
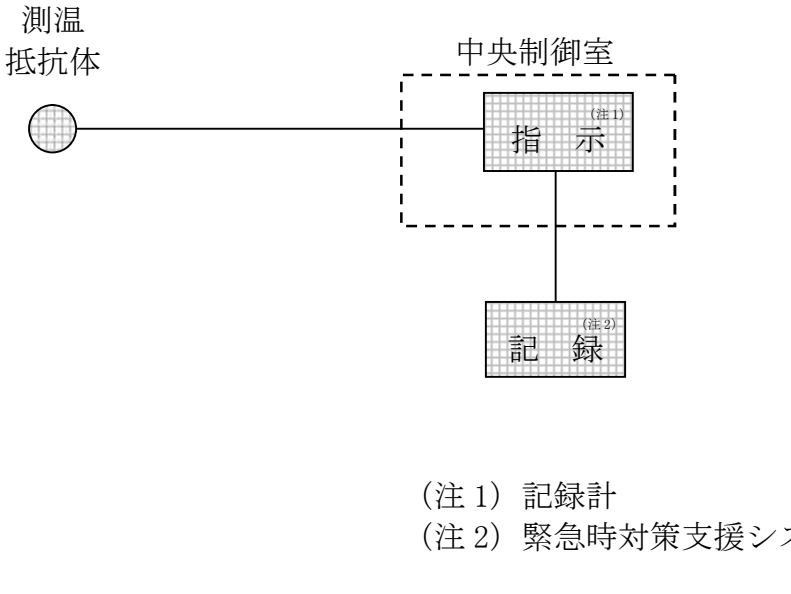


図 58-6-24　サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図

(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，測温抵抗体の抵抗値を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，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 58-6-25「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。）



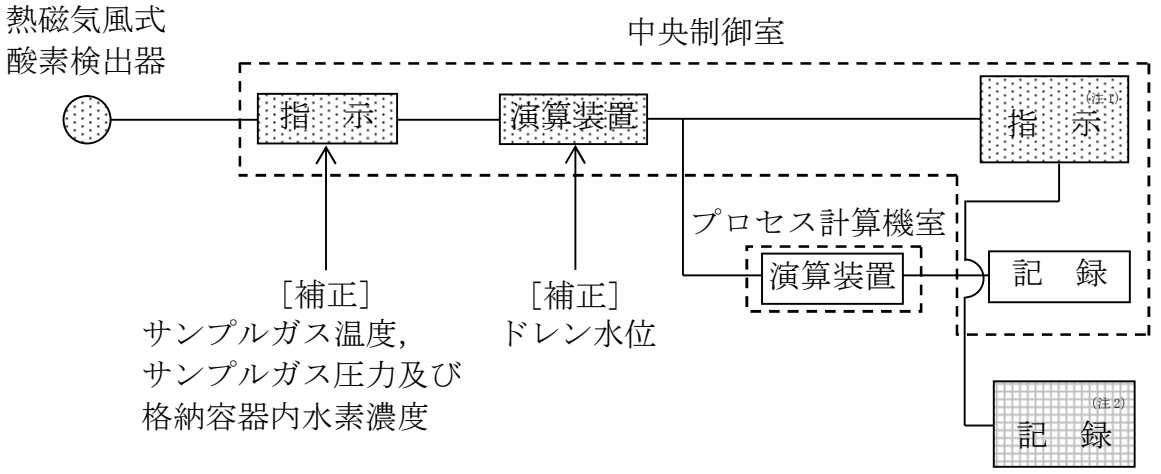
（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-25　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

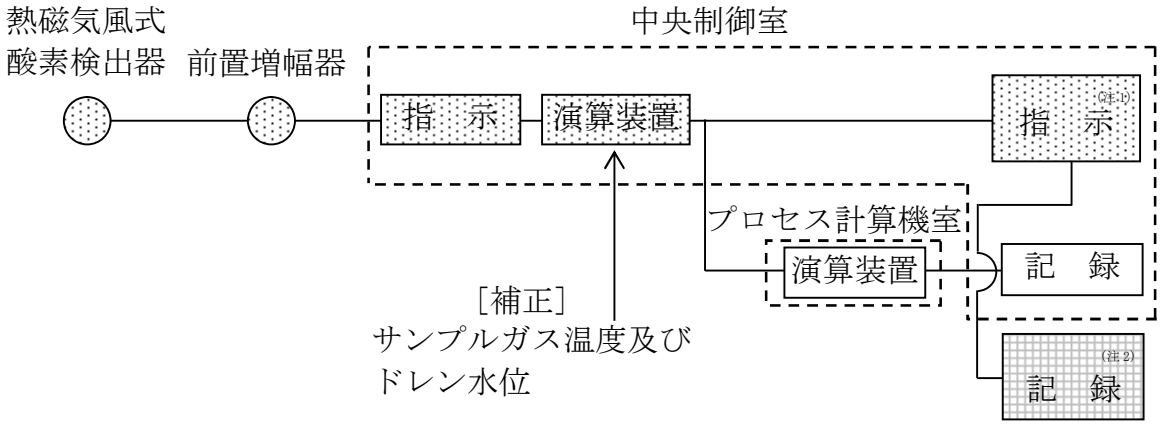
6 号炉格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-26「6 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-26　6 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

7 号炉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からの電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて酸素濃度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 58-6-27「7 号炉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

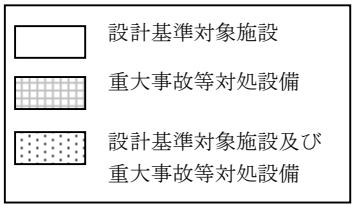
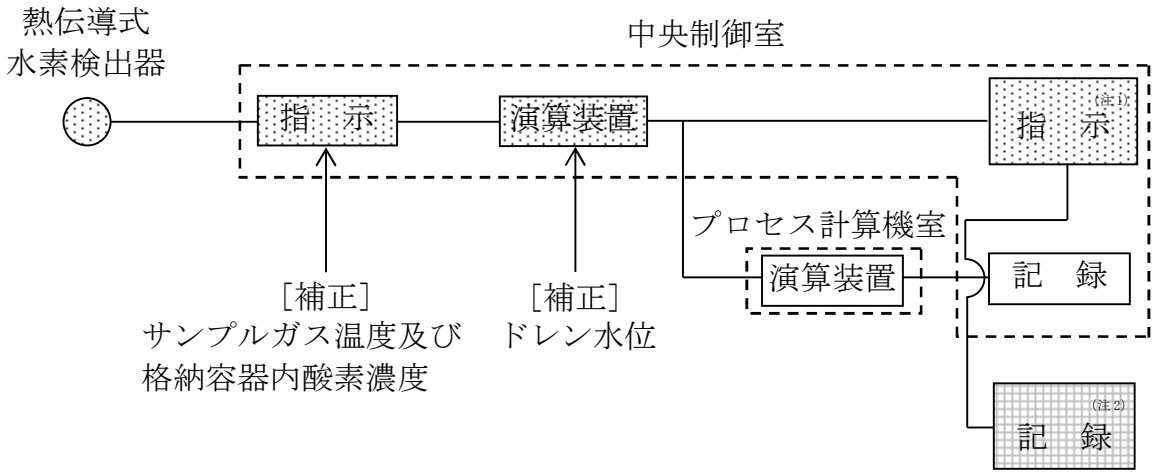


図 58-6-27　7 号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

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

6 号炉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からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度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 58-6-28「6 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）

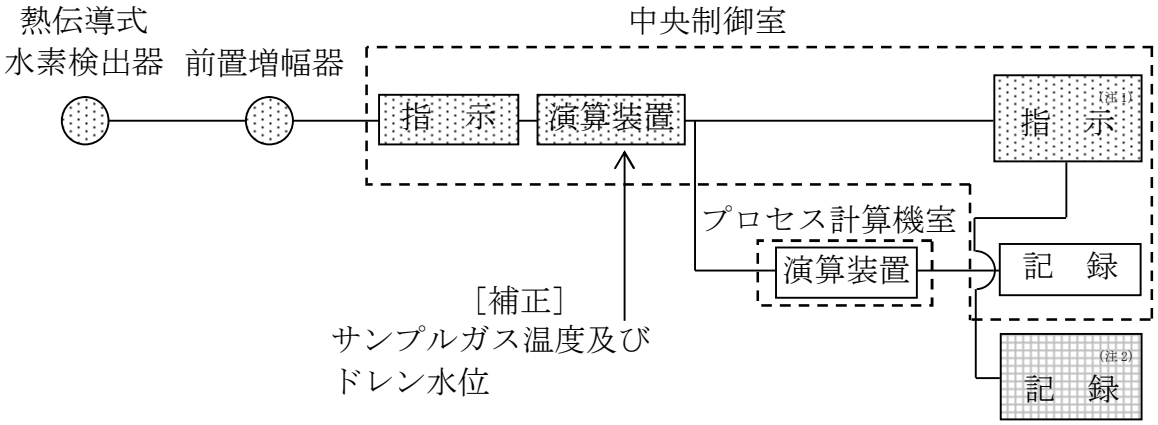


（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-28　6 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

7 号炉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からの電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて水素濃度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 58-6-29「7 号炉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

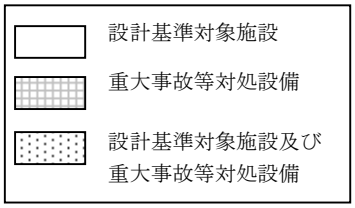
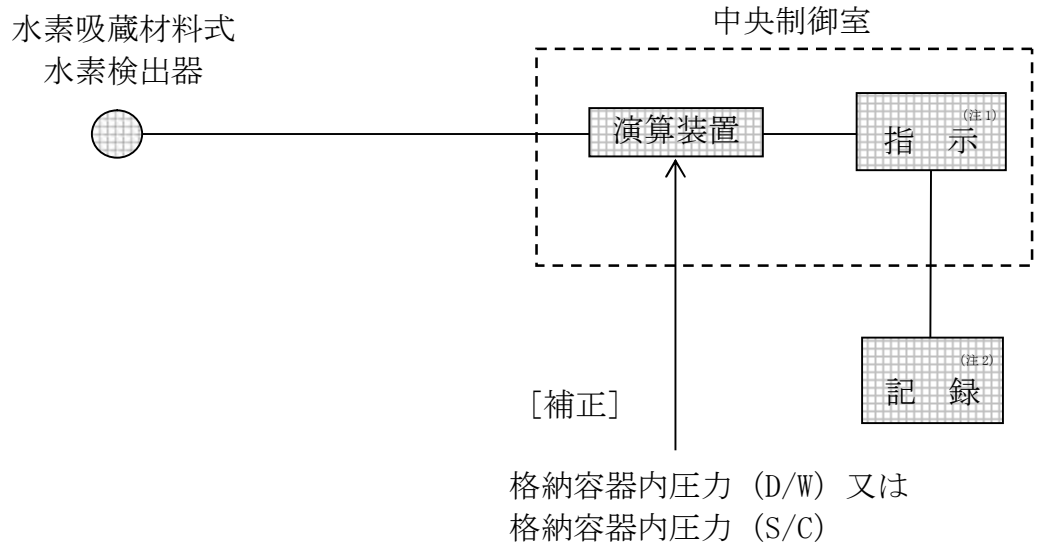


図 58-6-29　7 号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度（SA）

格納容器内水素濃度（SA）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（SA）の検出信号は，水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度（SA）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-30「格納容器内水素濃度（SA）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　格納容器内水素濃度（SA）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（格納容器下部注水流量）

復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）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（格納容器下部注水流量）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-31「復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図」参照。）

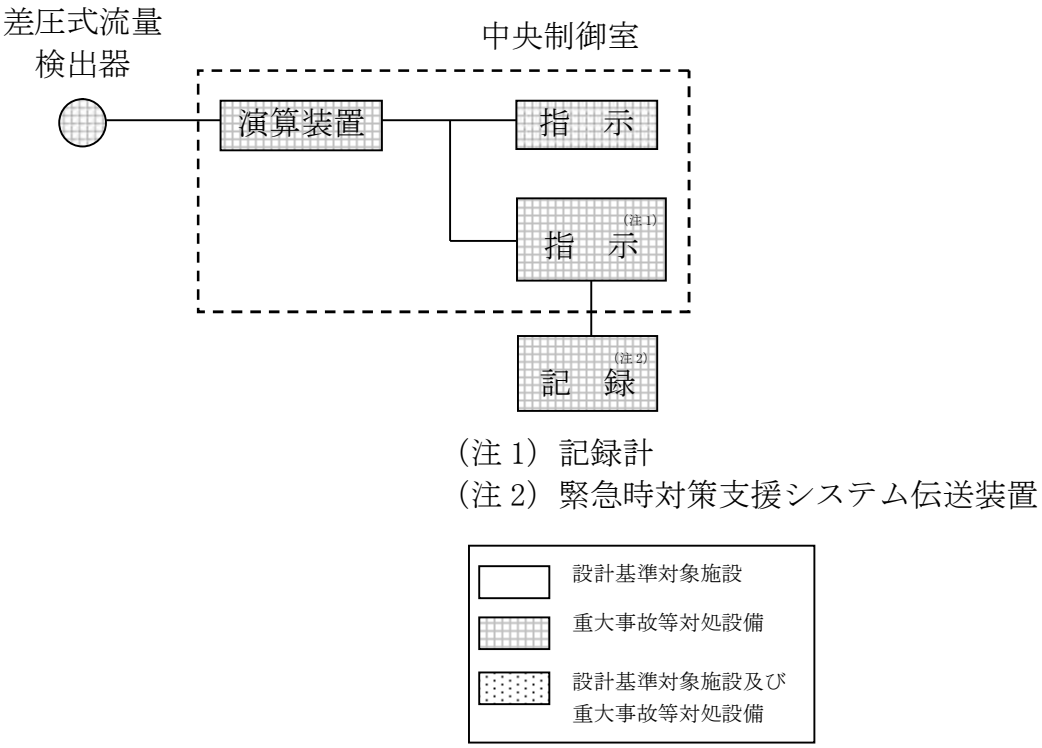
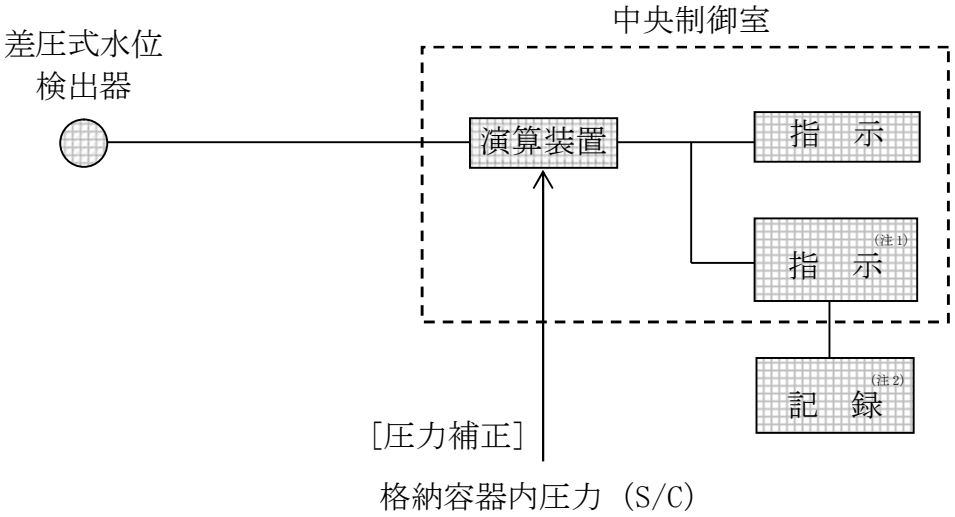


図 58-6-31　復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図

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，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて水位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 58-6-32「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

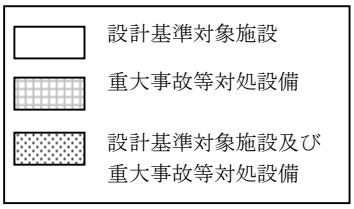


図 58-6-32　サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図

(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，電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を，中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-33「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）

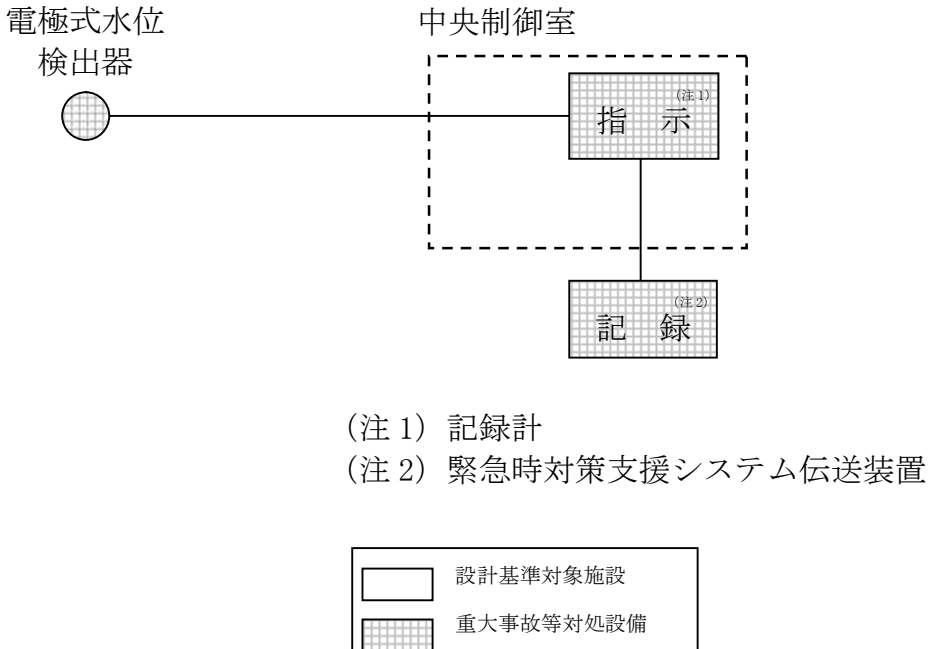


図 58-6-33　格納容器下部水位の概略構成図

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からの電気信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度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 58-6-34,35「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

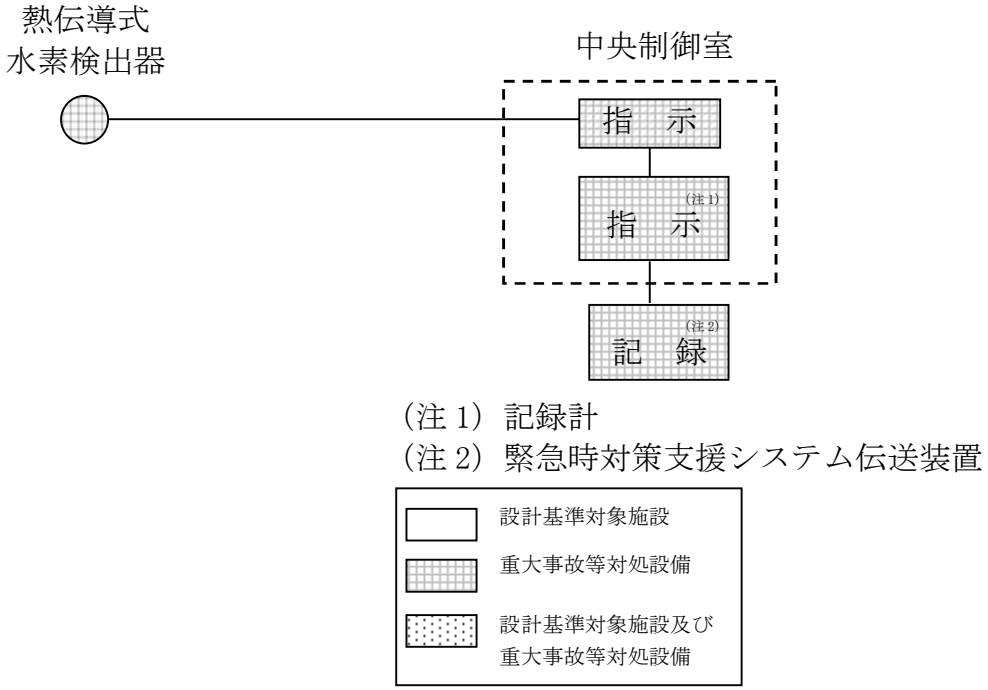


図 58-6-34　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

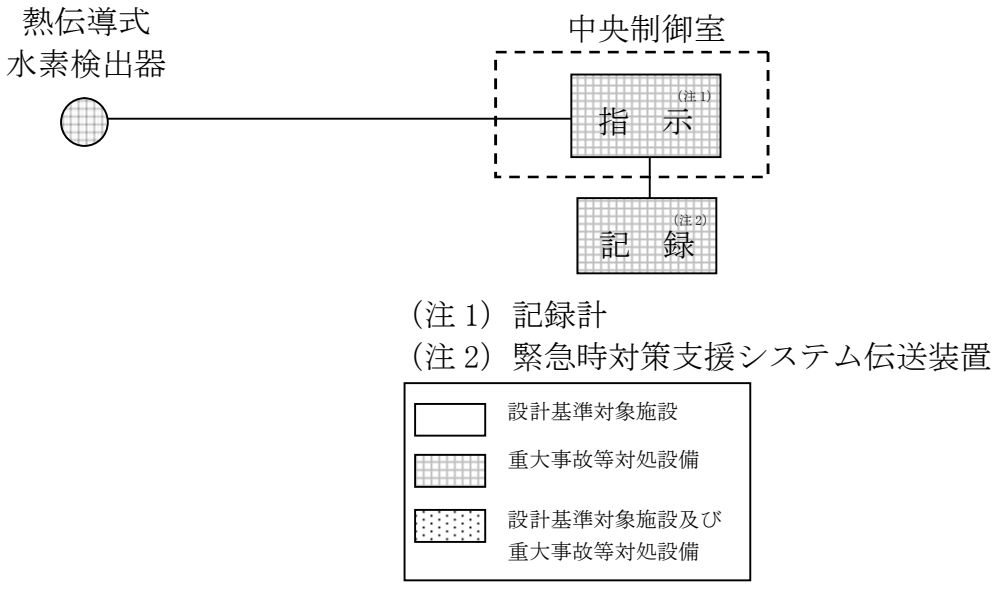
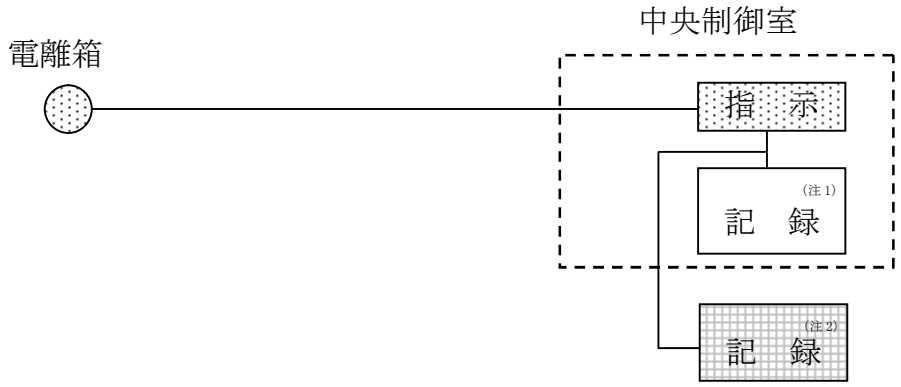


図 58-6-35　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

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）

6 号炉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，ドライウェル内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-36「6 号炉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 58-6-36　6 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の概略構成図

7 号炉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，ドライウェル内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-37「7 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の概略構成図」参照。）

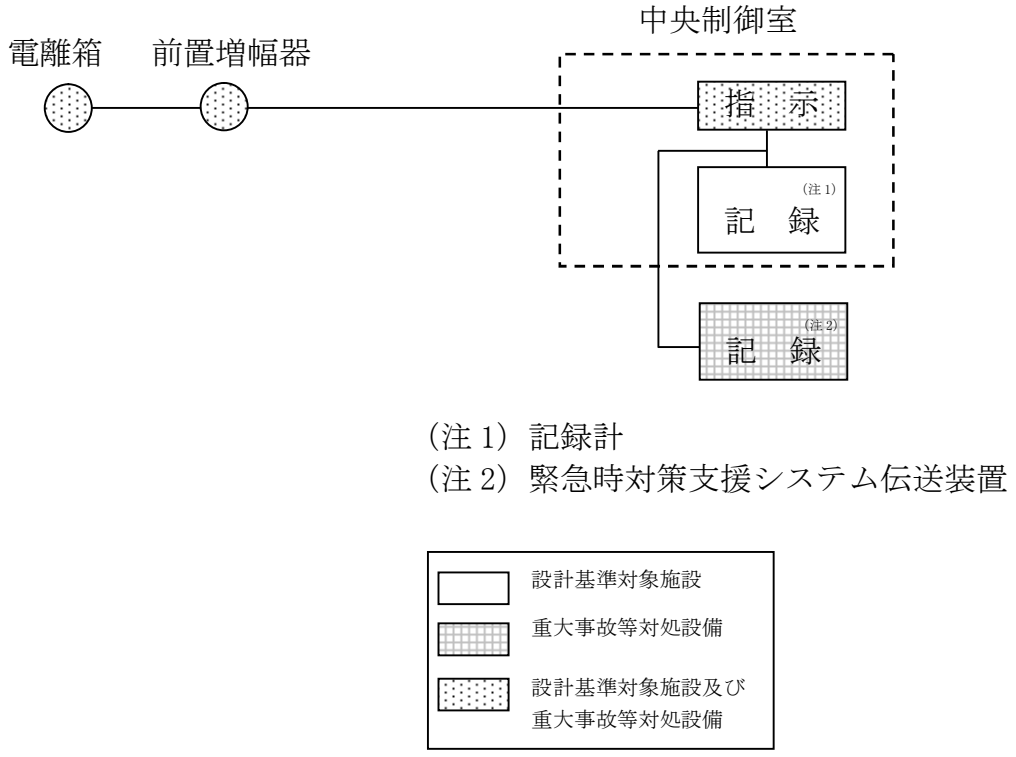


図 58-6-37　7 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）

6 号炉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，サプレッション・チェンバ内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-38「6 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の概略構成図」参照。）

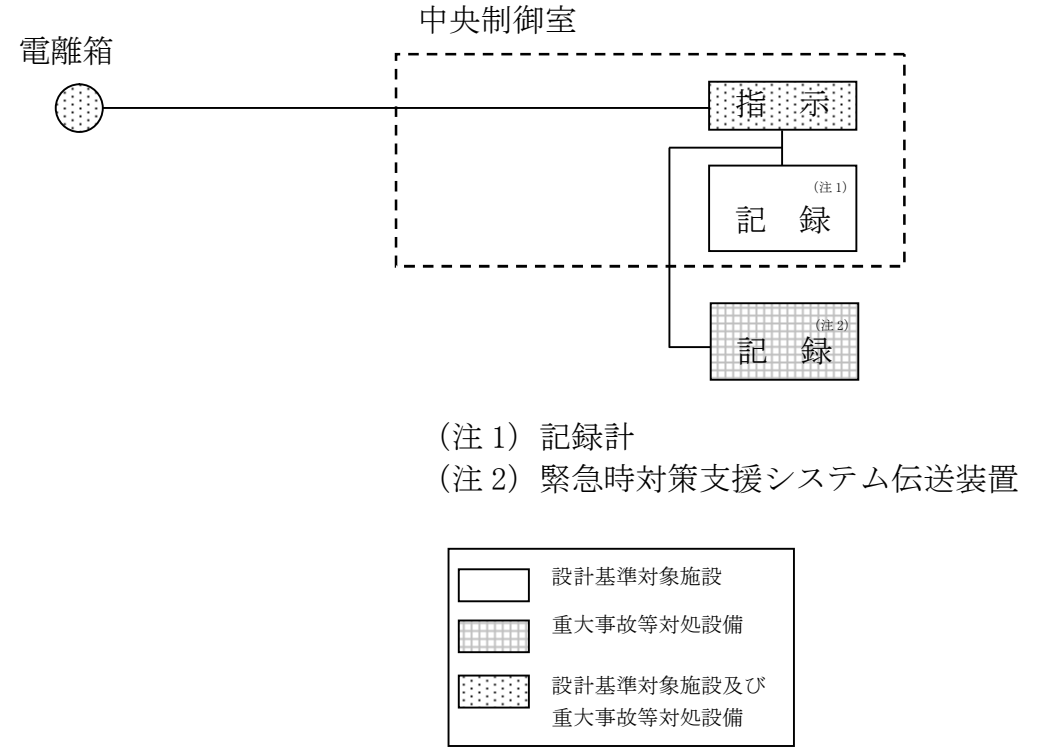


図 58-6-38　6 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の概略構成図

7 号炉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，サプレッション・チェンバ内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-39「7 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の概略構成図」参照。）

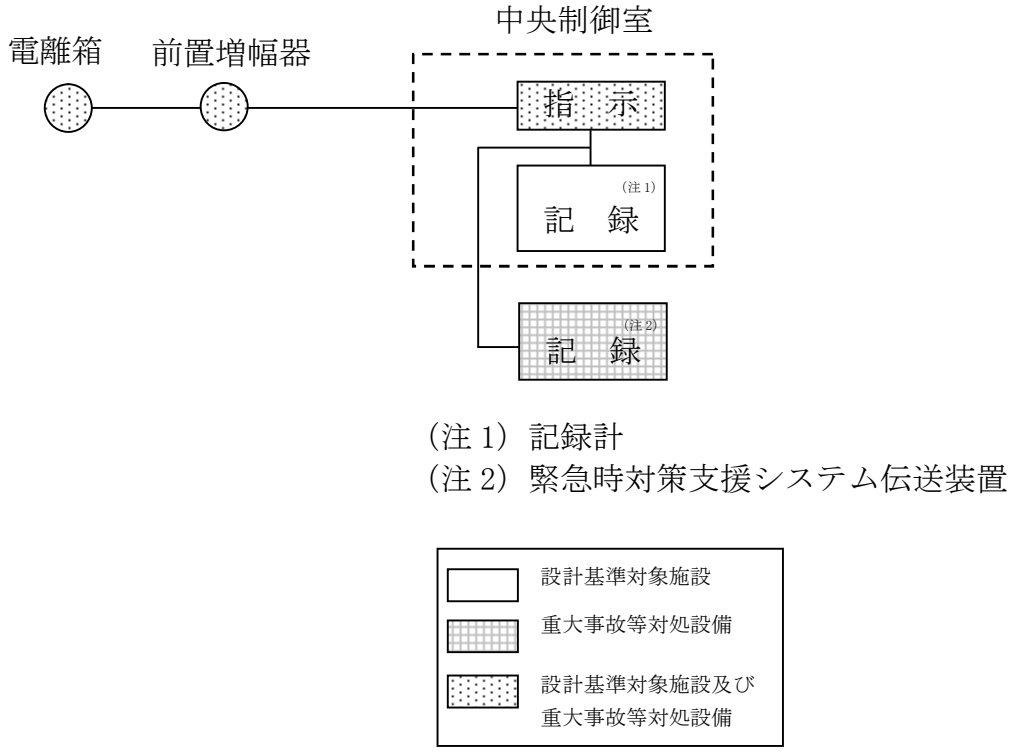
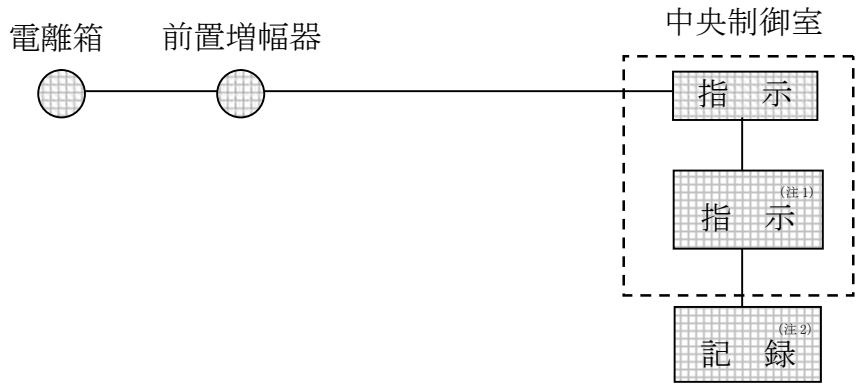


図 58-6-39　7 号炉格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の概略構成図

(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,電離箱からの電流信号を,前置増幅器で増幅し,中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後,放射線量率を中央制御室に指示し,記録する。(図 58-6-40「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

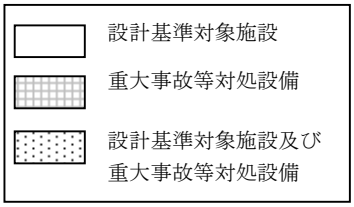
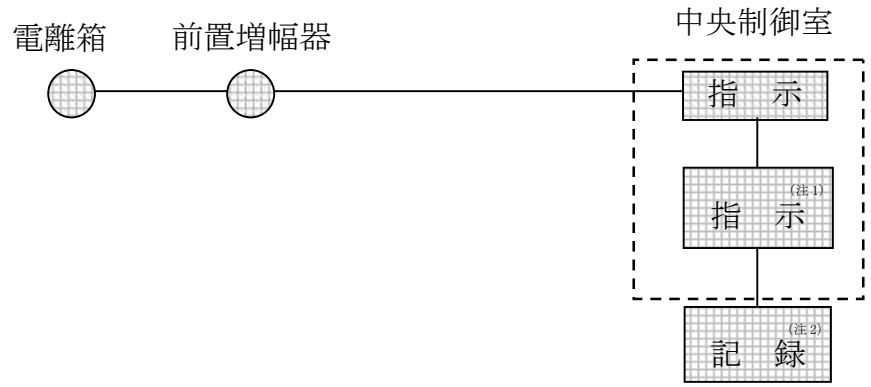


図 58-6-40　フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(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,電離箱からの電流信号を,前置増幅器で増幅し,中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後,放射線量率を中央制御室に指示し,記録する。(図 58-6-41「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

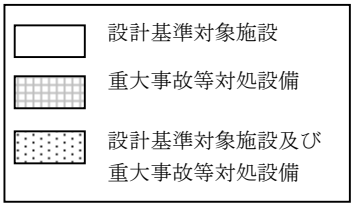
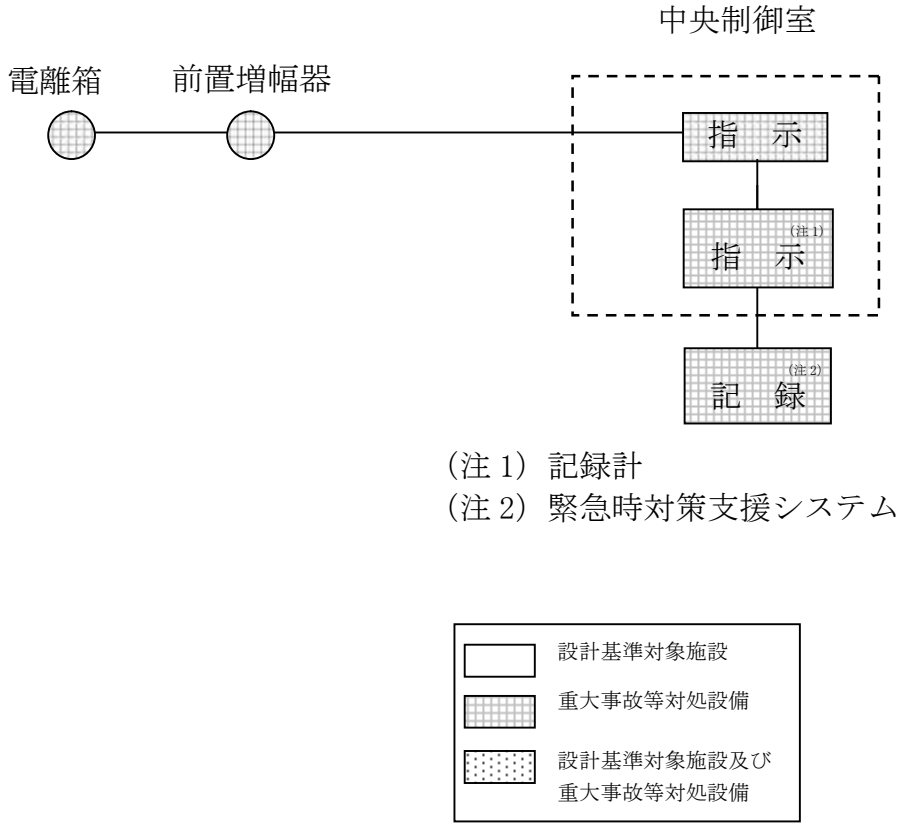


図 58-6-41　耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(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，使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-42「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。）



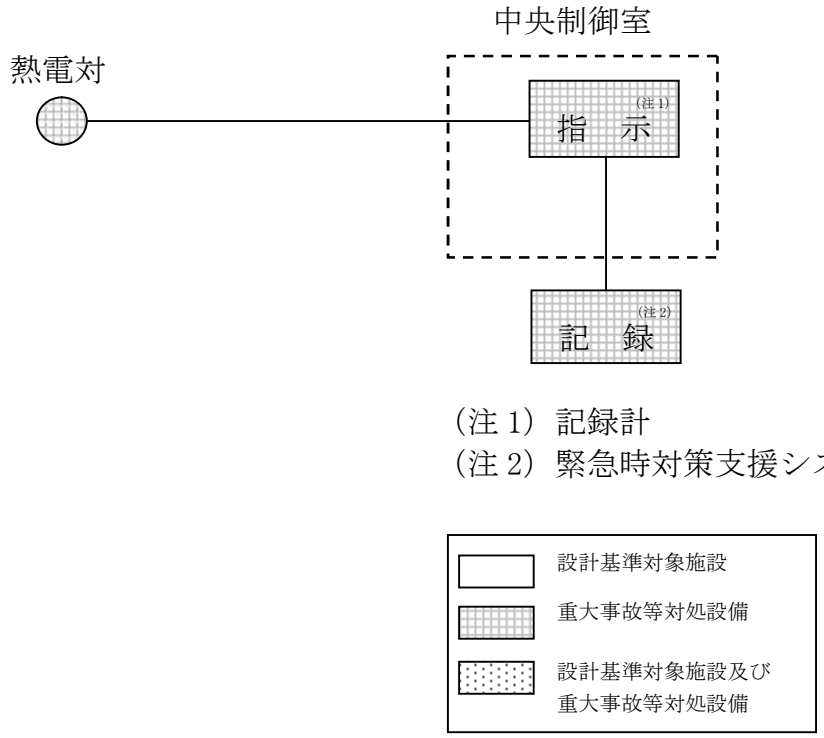
（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-42　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) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力容器温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-43「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。）



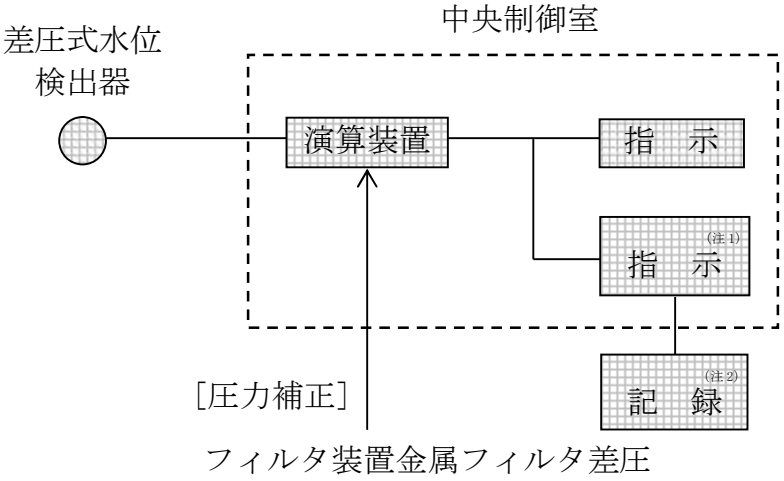
（注 1）記録計

（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-43　原子炉圧力容器温度の概略構成図

(2) 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，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を経由し，指示部にて水位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 58-6-44「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

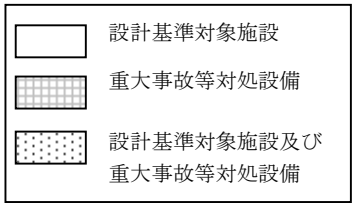
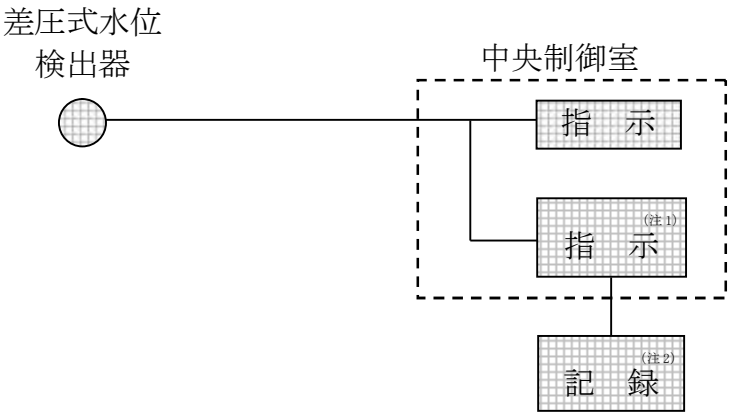


図 58-6-44　フィルタ装置水位の概略構成図

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，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-45「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

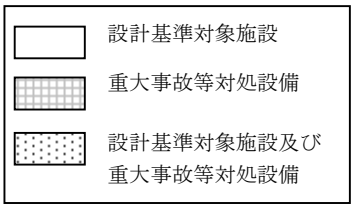
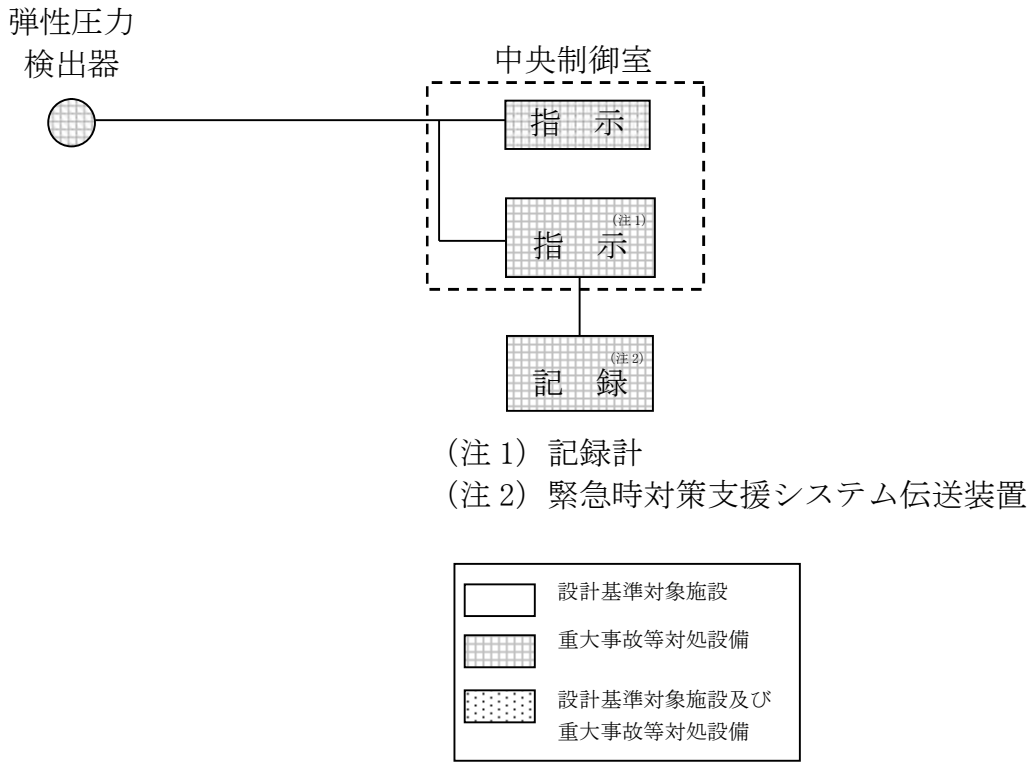


図 58-6-45　フィルタ装置水位の概略構成図

(3) 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，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，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 58-6-46「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 58-6-46　フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(4) 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からの電流信号を前置増幅器にて増幅し，中央制御室の指示部にて水素濃度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 58-6-47「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）

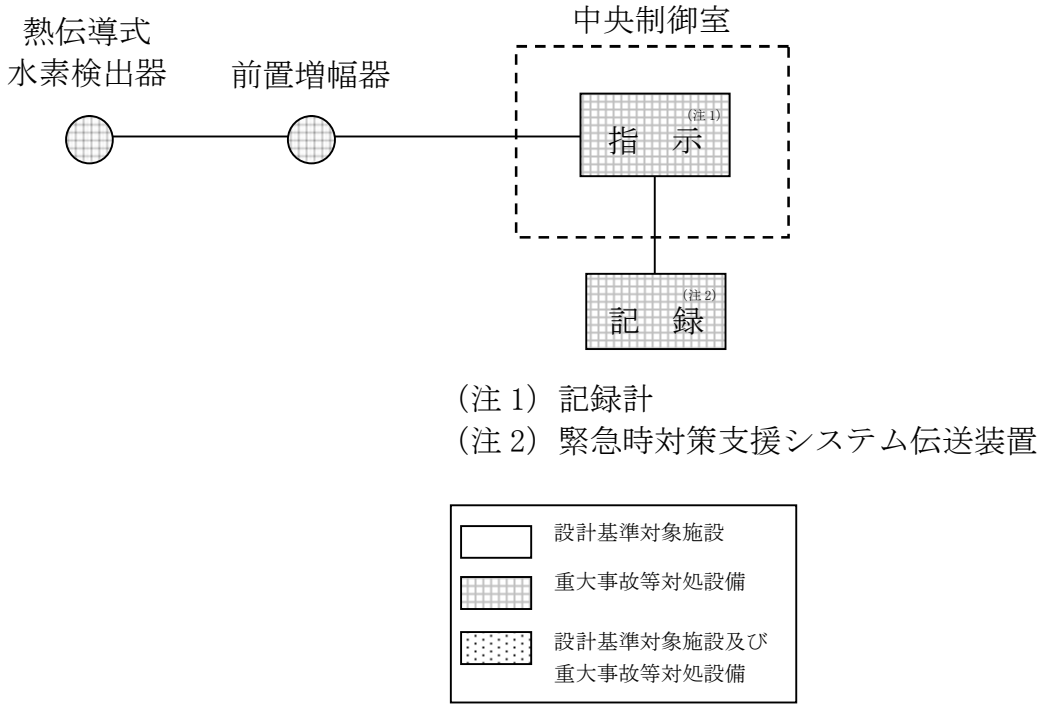


図 58-6-47　フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(5) 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,差圧式圧力検出器からの電流信号を,中央制御室の指示部にて差圧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 58-6-48「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。)

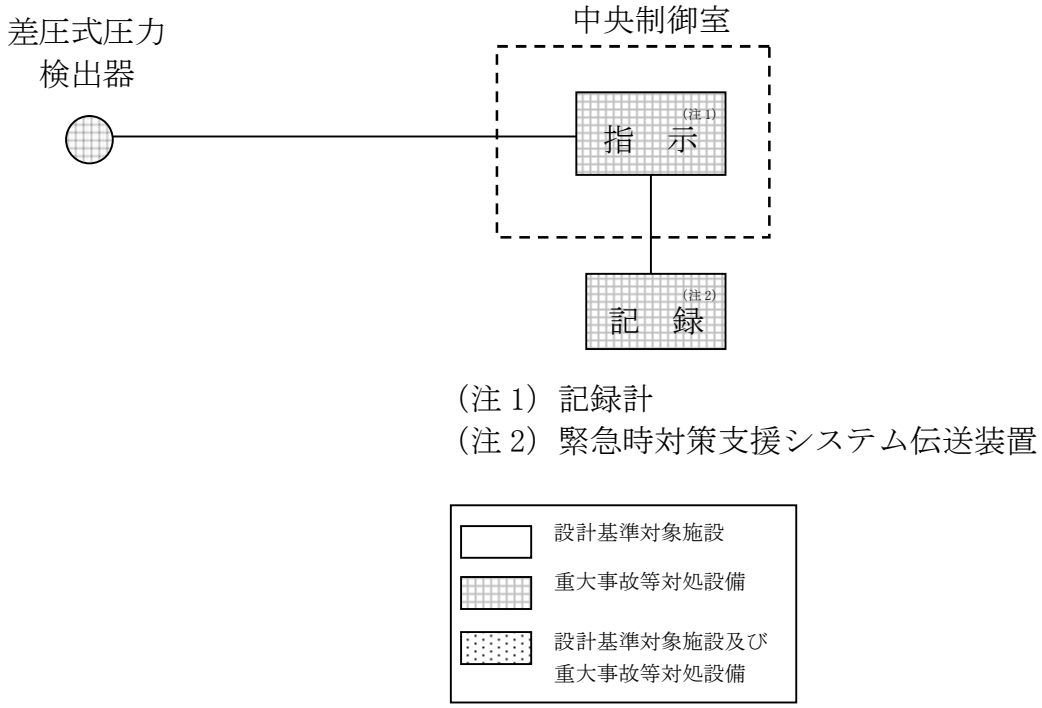


図 58-6-48　フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(6) 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，重大事故等対処設備の機能を有しており，pH 検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて pH 信号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 58-6-49「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）

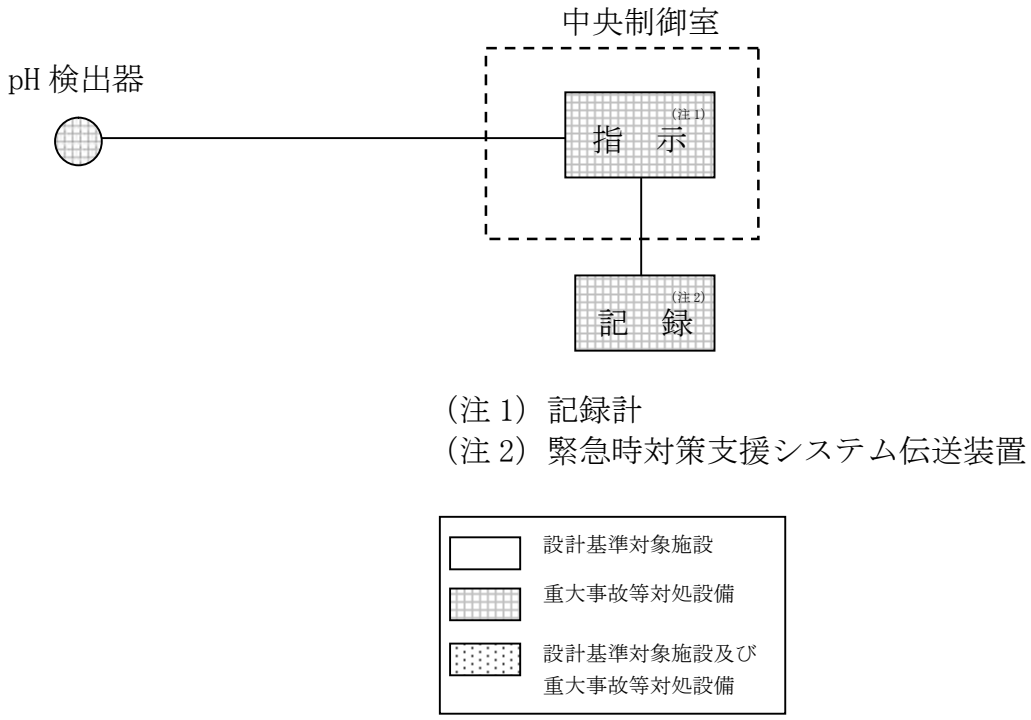
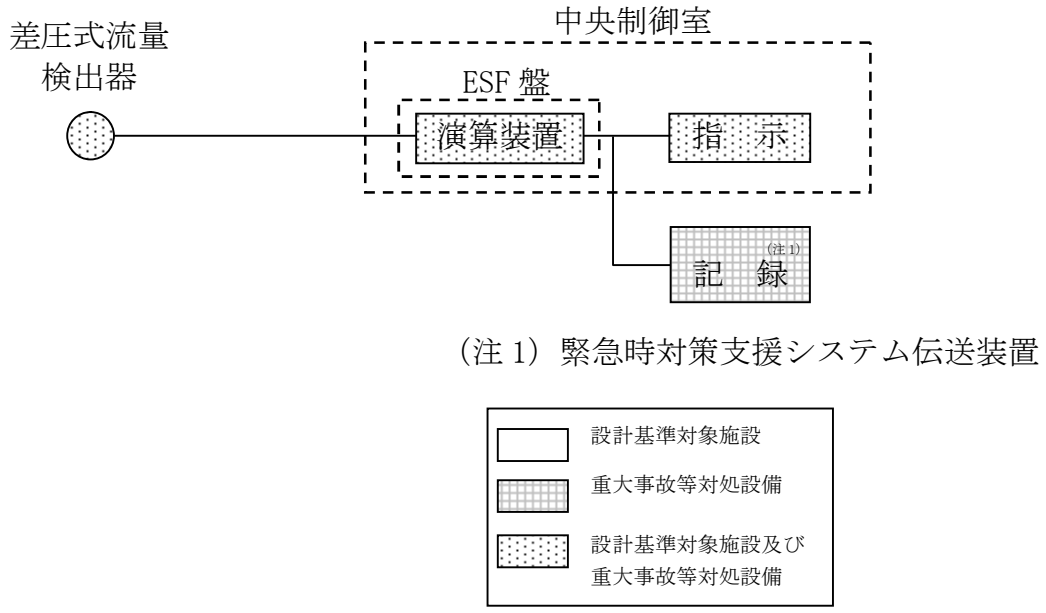


図 58-6-49　フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(7) 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，差圧式流量検出器からの電流信号を，ESF 盤内の演算装置を経由し，中央制御室の指示部にて流量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 58-6-50「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）

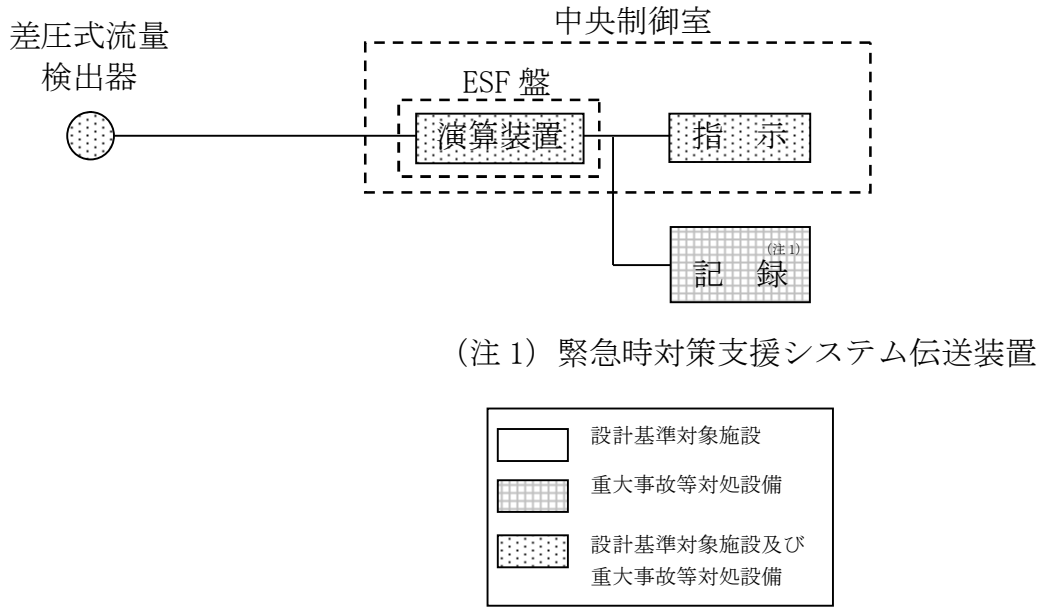


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-50　原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(8) 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，差圧式流量検出器からの電流信号を，ESF 盤内の演算装置を経由し，中央制御室の指示部にて流量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 58-6-51「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。）

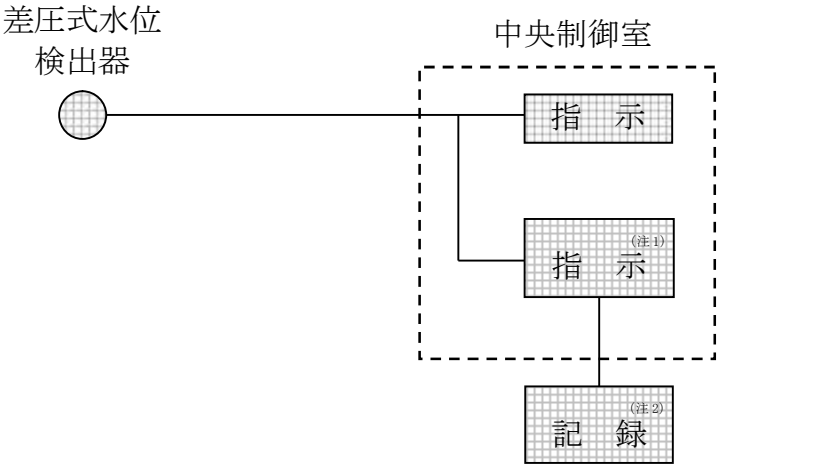


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-51　残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

(9) 復水貯蔵槽水位（SA）

復水貯蔵槽水位（SA）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（SA）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，復水貯蔵槽水位（SA）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-52「復水貯蔵槽水位（SA）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

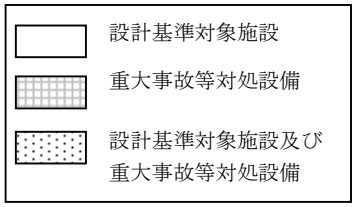
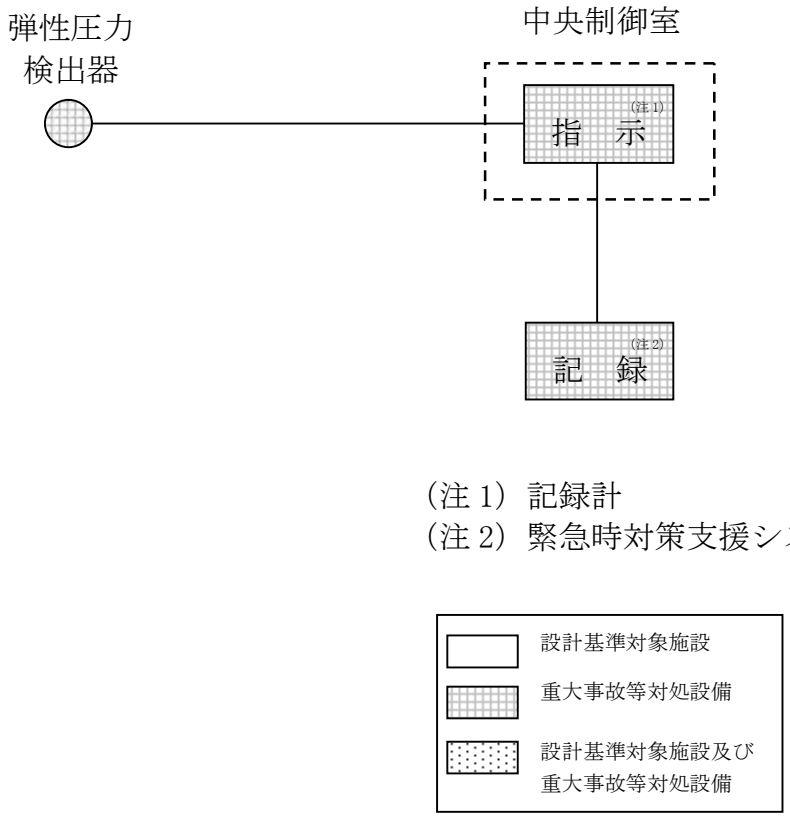


図 58-6-52　復水貯蔵槽水位（SA）の概略構成図

(10) 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，弾性圧力検出器からの電流信号を，中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，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 58-6-53「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）

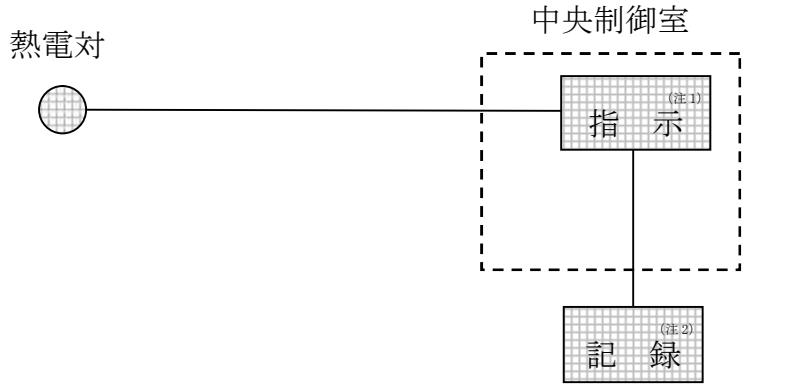


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-53　復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

(11) 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,熱電対からの起電力を,中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し,記録する。(図58-6-54「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 58-6-54　静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(12) 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温度（SA 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（SA 広域）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-55「使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図」参照。）

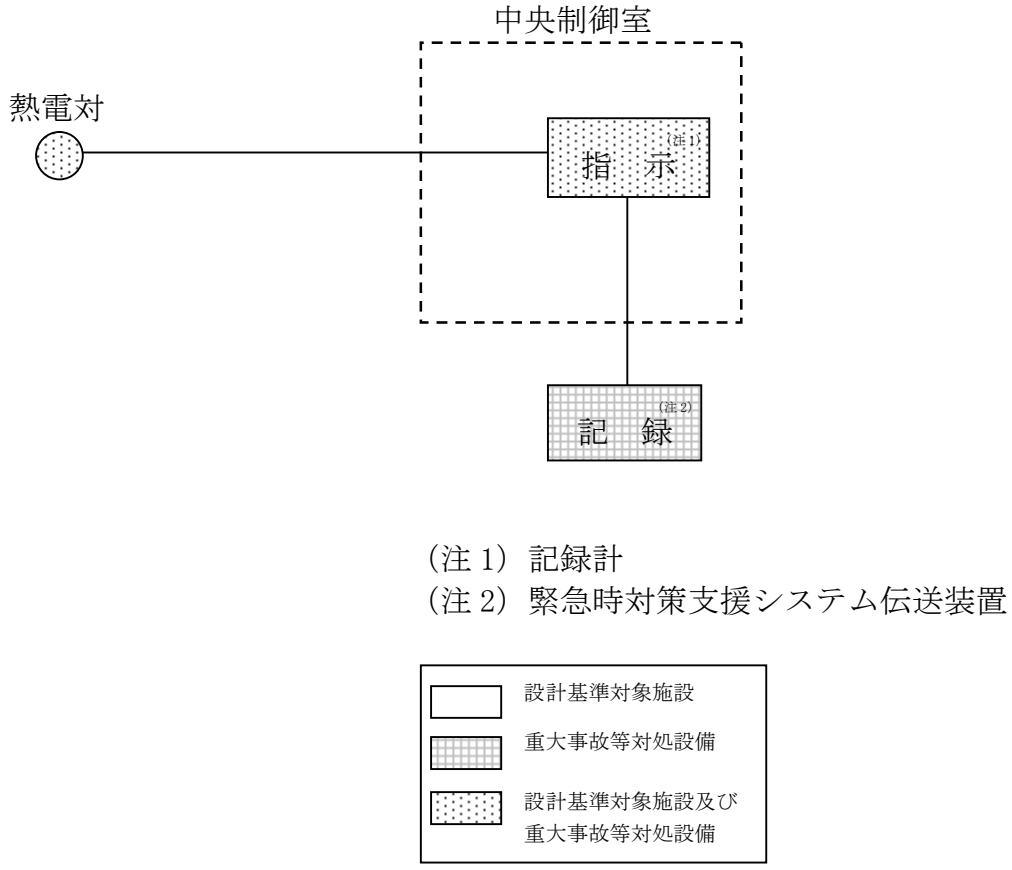


図 58-6-55　使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の概略構成図

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 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からの起電力を，中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）を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 58-6-56「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図」参照。）

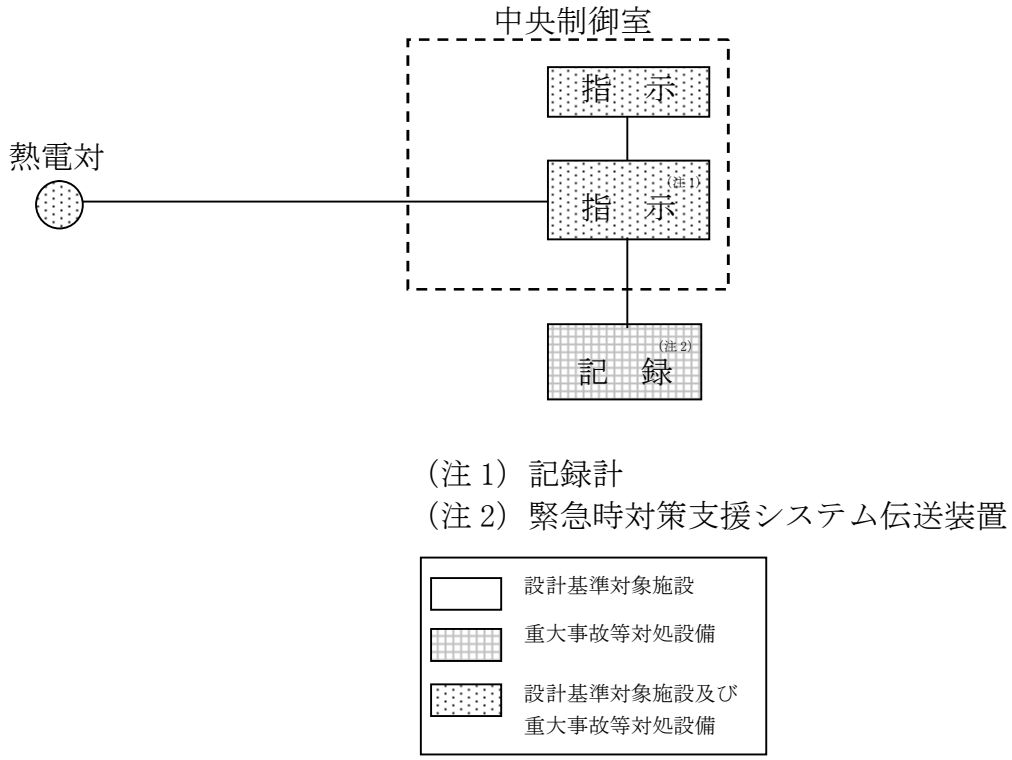


図 58-6-56　使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図

(13) 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温度（SA）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（SA）の検出信号は，熱電対からの起電力を，中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール温度（SA）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（SA）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からの起電力を,中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料貯蔵プール水位（SA）を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 58-6-57「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図」参照。）

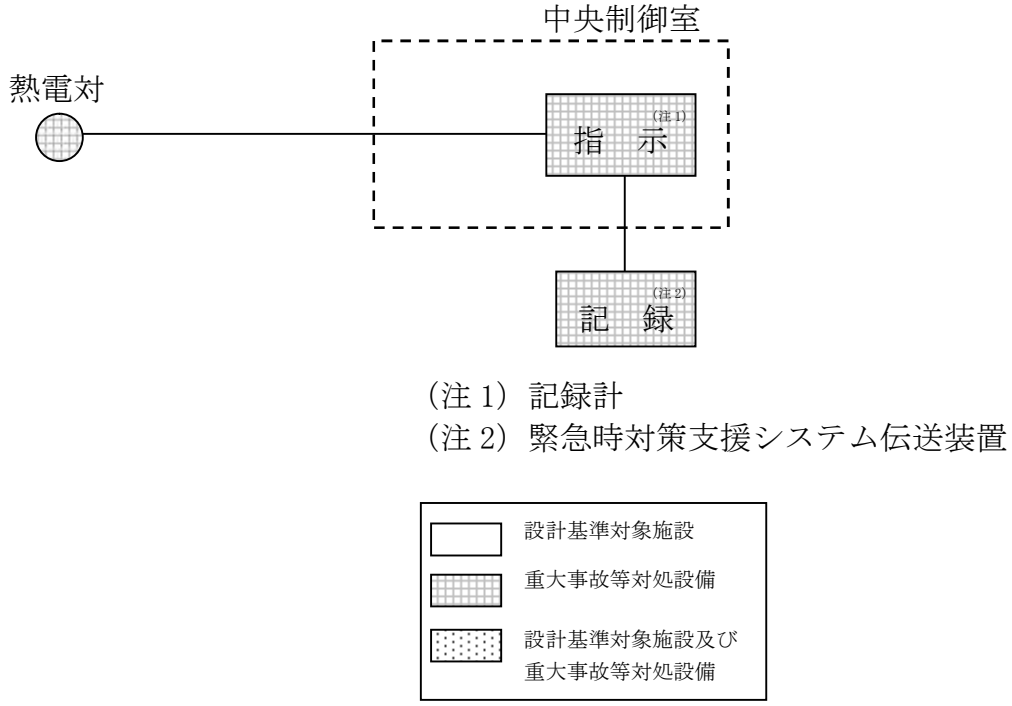
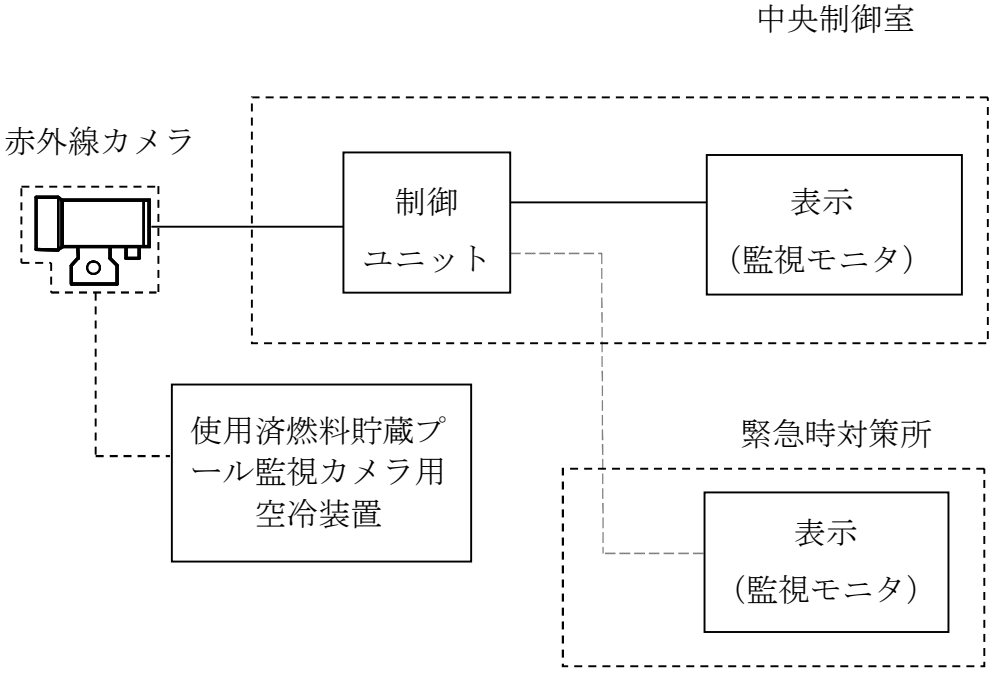


図 58-6-57　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の概略構成図

(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 58-6-58「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策所までは無線通信
(注 2) 本設備は全て重大事故等対処設備

図 58-6-58　使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

(15) 可搬型計測器

可搬型計測器は，重大事故等対処設備の機能を有しており，重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に，特に重要なパラメータとして，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発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する計器について，検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後，その計測結果を換算表を用いて温度，圧力，水位及び流量に換算し，監視するとともに，従事者が記録用紙に記録し，保存する。（図 58-6-59　可搬型計測器の概略構成図」表 58-6-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。）

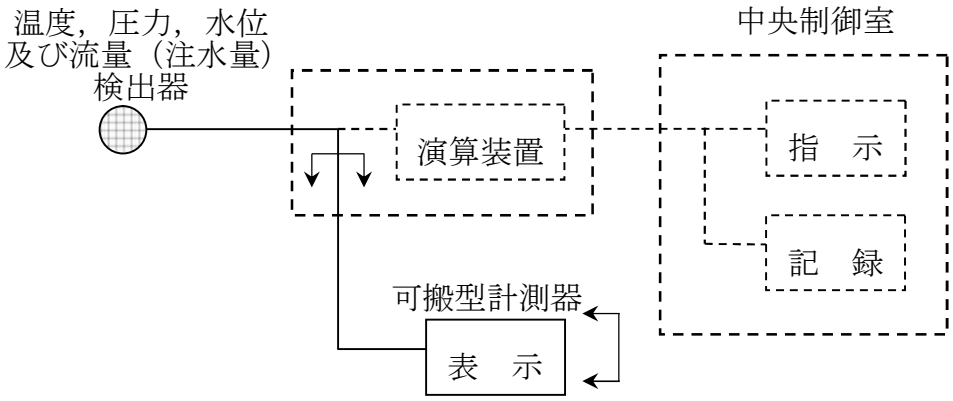


図 58-6-59　可搬型計測器の概略構成図

表 58-6-1　可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度	サプレッション・チェンバ・プール水位
原子炉圧力	格納容器下部水位
原子炉圧力（SA）	復水補給水系温度（代替循環冷却）
原子炉水位（広帯域）	フィルタ装置水位
原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置入口圧力
原子炉水位（SA）	フィルタ装置金属フィルタ差圧
高圧代替注水系系統流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
高圧炉心注水系系統流量	原子炉補機冷却水系系統流量
復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	復水貯蔵槽水位（SA）
ドライウェル雰囲気温度	復水移送ポンプ吐出圧力
サプレッション・チェンバ気体温度	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
サプレッション・チェンバ・プール水温度	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）
格納容器内圧力（D/W）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
格納容器内圧力（S/C）	―

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 58-6-2,3 に示す。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（1/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域モニタ	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	約 100～$10^{4}s^{-1}$前後	定格出力の約 10 倍	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	－	原子炉の停止時から起動時の中性子束（約 100～$10^{4}s^{-1}$前後）を測定できる範囲として10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$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%（1.0×10^{8}～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	10^{8}～$10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$		－	－	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1.0×10^{8}～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$に設定している。
平均出力領域モニタ	0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）*2	0～100%		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。 なお，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，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，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 58-6-2　計測装置の計測範囲（2/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	0～12MPa [gage]	0～11.8MPa [gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心注水系の運転時における，高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa）を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa [gage]	0～3.5MPa [gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa[gage]）を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	－	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の最高使用温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	－	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の最高使用温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 （代替循環冷却）	0～200℃	－	－	－	最大値： 85℃	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。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（3/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系 系統流量	0～1500m^3/h	0～954m^3/h	0～954m^3/h	0～954m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m^3/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^3/h	0～182m^3/h	0～182m^3/h	0～182m^3/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ポンプの最大注水量（182m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0～1000m^3/h	0～727m^3/h	0～727m^3/h	0～727m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0～300m^3/h	－	－	0～182m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 （RHR A 系代替注水流量）	0～200m^3/h （6 号炉） 0～150m^3/h （7 号炉）	－	－	0～90m^3/h	0～90m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（RHR A 系ライン）における最大注水量（90m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 （RHR B 系代替注水流量）	0～350m^3/h	－	－	0～300m^3/h	0～140m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（RHR B 系ライン）における最大注水量（300m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（4/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa[gage]	7.07MPa [gage]	最大値：8.48MPa[gage]	最大値：8.92MPa[gage]（ATWS）*3	最大値：約 7.8MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.92MPa[gage]）を包絡するように，原子炉圧力（0～10MPa[gage]）を設定する。 なお，主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており，監視可能である。 また，原子炉圧力（SA）にて原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能である。
原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	7.07MPa [gage]	最大値：8.48MPa[gage]	最大値：8.92MPa[gage]（ATWS）*3	最大値：約 7.8MPa[gage]	
原子炉水位（広帯域）	-3200～3500mm[*4]	1179 mm[*5]	-6872～1650mm[*4]	-7742～1650mm[*4] -4550～4843mm[*5]	1179mm[*4]以下 4372mm[*5]以下	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）及び有効燃料棒底部まで監視可能である。
原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm[*5]	4372 mm[*5]	-3680～4843 mm[*5,6]			
原子炉水位（SA）	-3200～3500mm[*4]	1179 mm[*4]	-6872～1650mm[*4]			
	-8000～3500mm[*4]					
格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	5.2kPa [gage]	最大値：246kPa[gage]	最大値：310kPa[gage]	620kPa[gage]未満	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（2Pd：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]	5.2kPa [gage]	最大値：177kPa[gage]	最大値：310kPa[gage]	最大値：550kPa[gage]	

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（5/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	57℃以下	最大値：138℃	最大値：140℃	最大値：207℃	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。また，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能である。
サプレッション・チェンバ気体温度	0～300℃	57℃以下	最大値：138℃	最大値：146℃	最大値：169℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ気体温度（約 169℃）に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能である。
サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	35℃以下	最大値：97℃	最大値：139℃	最大値：158℃	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，サプレッション・チェンバ・プール水温度（約 158℃）に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約 166℃）を監視可能である。
格納容器内酸素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol%（7 号炉）	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能である。
格納容器内水素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能である。なお，6 号炉については，格納容器内水素濃度が 30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。
格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	0vol%	0～6.2vol%	0vol%	0～38vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能である。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（6/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～150m^3/h（6 号炉） 0～100m^3/h（7 号炉）	－	－	－	0～90m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器下部注水系の最大注水量（90m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m （T.M.S.L.-7150～+9850mm）[*7]	0m （T.M.S.L.-1150mm）[*7]	-2.59～0m （T.M.S.L.-3740～-1150mm）[*7]	0～5.77m （T.M.S.L.-1150～+4665mm）[*7]	0～9.1m （T.M.S.L.-1150～+7950mm）[*7]	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握できる範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ・プール水位（0～9.1m）に余裕を見込んだ設定とする。 （なお，サプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動（低下）水位：-2.59m についても監視可能である。）
格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m （T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm）[*7]	－	－	－	+2m 以上 （T.M.S.L.-4600mm 以上）[*7]	原子炉納容器下部における注水状況を確認するため，溶融炉心の冷却に必要な水深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。
原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－	－	0vol%	2vol%以下	重大事故等時において，水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（7/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2×10^{-1}Sv/h	10Sv/h 未満[*8]	10Sv/h 未満[*8]	4.3×10^{3}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^{-2}～10^{5}Sv/h	1×10^{-2}Sv/h	10Sv/h 未満[*8]	10Sv/h 未満[*8]	3×10^{4}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。
フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	－	－	約 7×10^{4}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放射線量率（約 7×10^{4}mSv/h）を監視可能。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	－	－	約 4×10^{4}mSv/h 以下	耐圧強化ベント実施時に，想定される耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置の最大放射線量率（約 4×10^{4}mSv/h）を監視可能。
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^{1}～10^{8}mSv/h 10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）	－	－	1.0×10^{-1}mSv/h 以下		重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲（5×10^{-2}～10^{7}mSv/h）にわたり放射線量率を監視可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（8/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～350℃	287℃以下	最大値：300℃（制御棒落下）	最大値：304℃	最大値：300℃[*9]	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，原子炉圧力容器温度（0～350℃）を設定する。
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]	－	－	最大値：0.31MPa[gage]	最大値：0.62MPa[gage]	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力（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。
フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－	－	0vol%	0～38vol%	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（4vol%）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（38vol%（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	－	－	最大値：28kPa	最大値：28kPa	金属フィルタの差圧 [redacted] が監視可能。
フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－	－	pH12 以上	pH12 以上	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（9/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～2600m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2200m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 0～1600m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～2200m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1700m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 0～2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1600m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～2200m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1700m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 0～2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1600m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～600m³/h	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（2600m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ），2200m³/h（6 号炉区分Ⅲ），2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1600m³/h（7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量（600m³/h）を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7 号炉）	0～1200m³/h	0～1200m³/h	0～1200m³/h	0～470m³/h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量（1200m³/h）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（470m³/h）を監視可能。
復水貯蔵槽水位（SA）	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]	－	－	最大値：1.37MPa[gage]	最大値：1.7MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，重大事故等時における，復水補給水系の最高使用圧力（約 1.7MPa[gage]）を監視可能。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	－	－	最大値：100℃以下	最大値：300℃以下	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

表 58-6-2　計測装置の計測範囲（10/10）

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[*1]	設計基準事故時[*1]（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時[*1]		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	T.M.S.L.20180～31170mm（6 号炉）[*7] T.M.S.L.20180～31123mm（7 号炉）[*7]	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）[*7] T.M.S.L.31390mm（7 号炉）[*7]	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）[*7] T.M.S.L.31390mm（7 号炉）[*7] （通常水位付近）	通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30195mm）[*7]　（6 号炉） 通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30190mm）[*7]　（7 号炉）		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	T.M.S.L.23420～30420mm（6 号炉）[*7] T.M.S.L.23373～30373mm（7号炉）[*7]	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）[*7] T.M.S.L.31390mm（7 号炉）[*7]	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）[*7] T.M.S.L.31390mm（7 号炉）[*7] （通常水位付近）	通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30195mm）[*7]　（6 号炉） 通常水位から-1.2m（T.M.S.L.30190mm）[*7]　（7 号炉）		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
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使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。

＊1：プラントの状態の定義は，以下のとおり。

・ 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・ 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・ 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・ 重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

＊2：定格出力時の値に対する比率で示す。

＊3：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合

＊4：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）

＊5：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）

＊6：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

＊7：T.M.S.L. =東京湾平均海面

＊8：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。

＊9：300℃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。

表 58-6-3　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，ペリオド 10 秒以上を設定値とする。
	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 120%以下とする。
		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に誤トリップを起こさない値として 15%以下とする。
		自動可変設定 （0.68W＋54%以下*1 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（0.68W＋54%）以下又は 115%とする。

表 58-6-3　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，原子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，原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下を設定値とする。
		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，原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下を設定値とする。

表 58-6-3　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*2	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，原子炉水位-590mm 以上を設定値とする。
		-2040mm 以上*2	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）にあわせ原子炉水位-2040mm 以上を設定値とする。
		-2880mm 以上*2	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原子炉水位-2880mm 以上を設定値とする。
		-590mm 以上*2	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原子炉水位-590mm（L-2）以上を設定値とする。

＊1：W は定格炉心流量に対する炉心流量(%)

＊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）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

参考資料

原子炉水位，使用済燃料プール水位の概要図と計測範囲との関係

1　原子炉水位

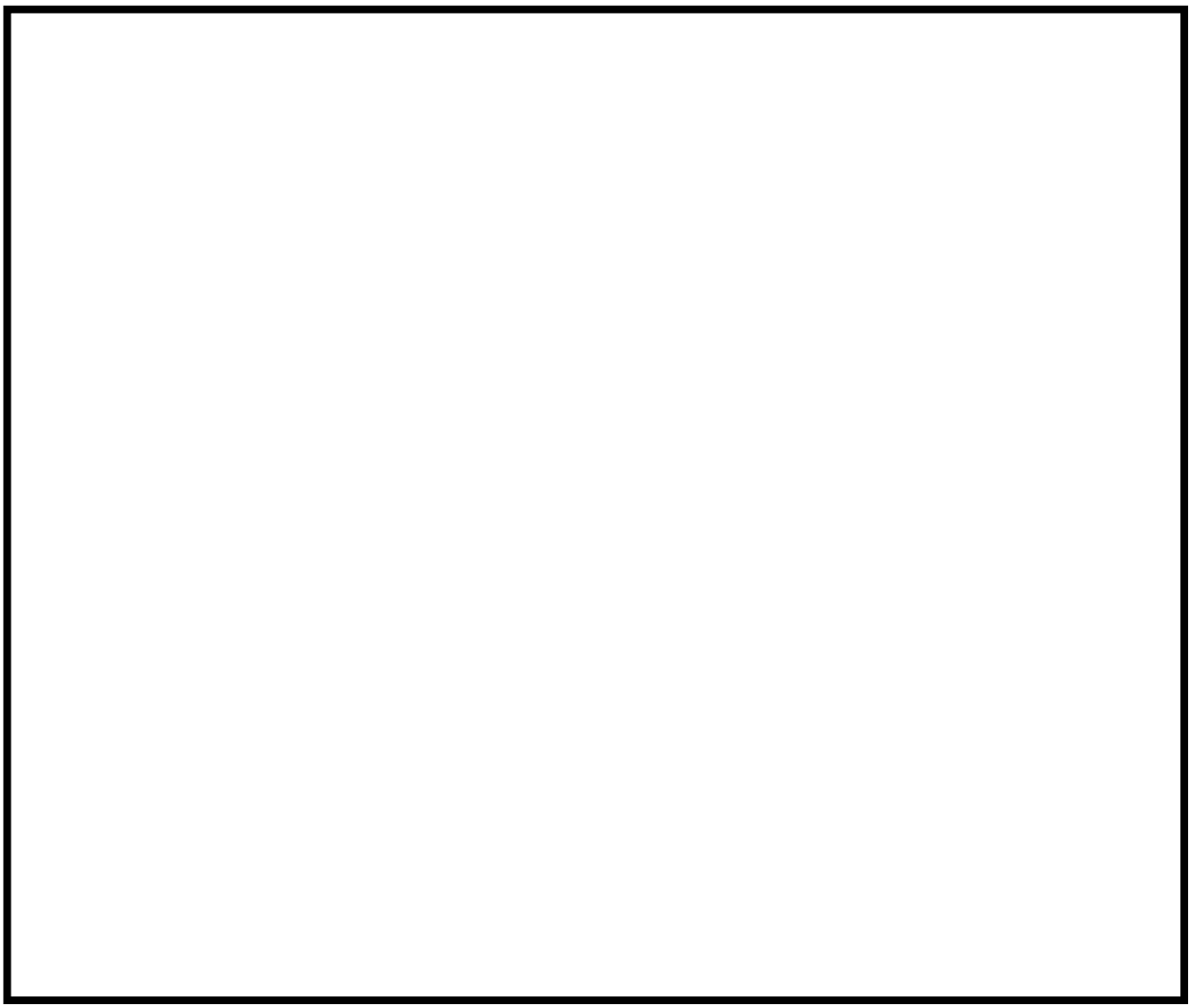


図 58-6-60　原子炉水位の概要図

2　使用済燃料貯蔵プール水位

（1）使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

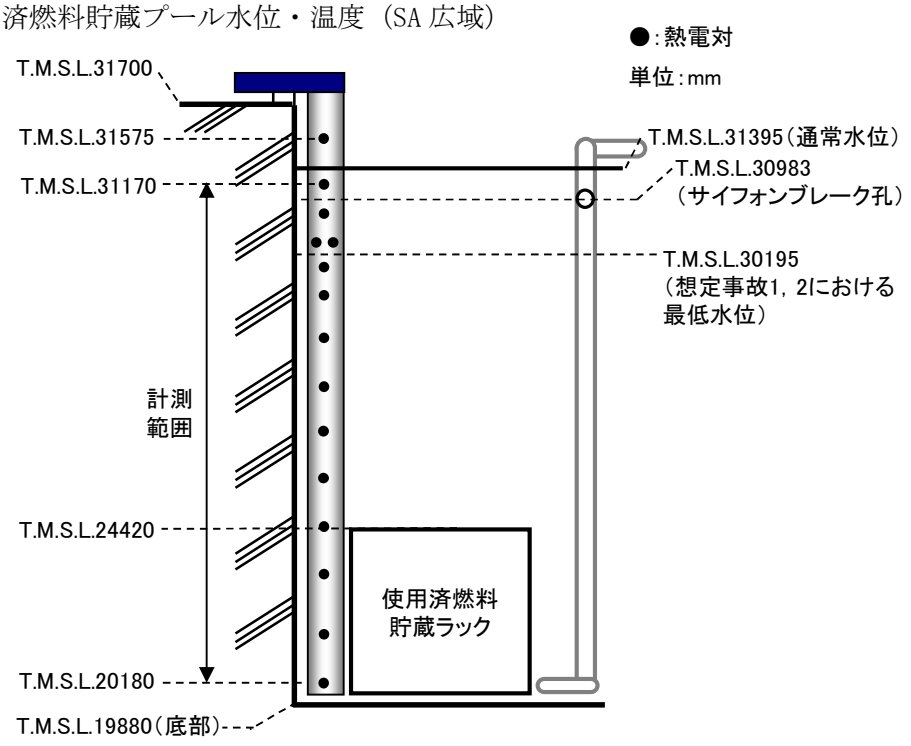


図 58-6-61　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）（6 号炉）の概要図

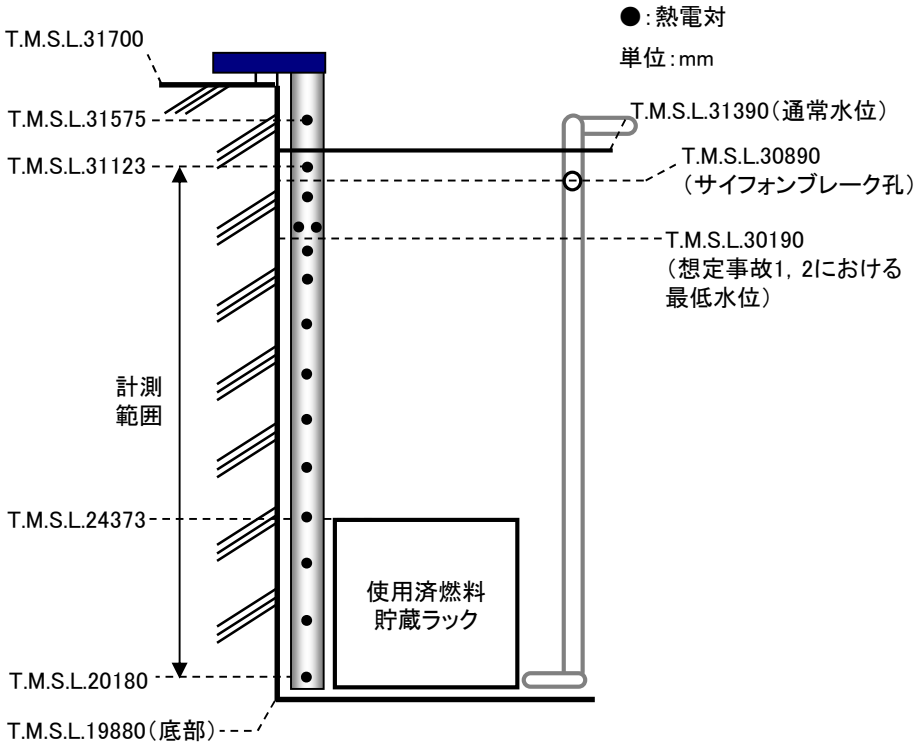


図 58-6-62　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）（7 号炉）の概要図

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

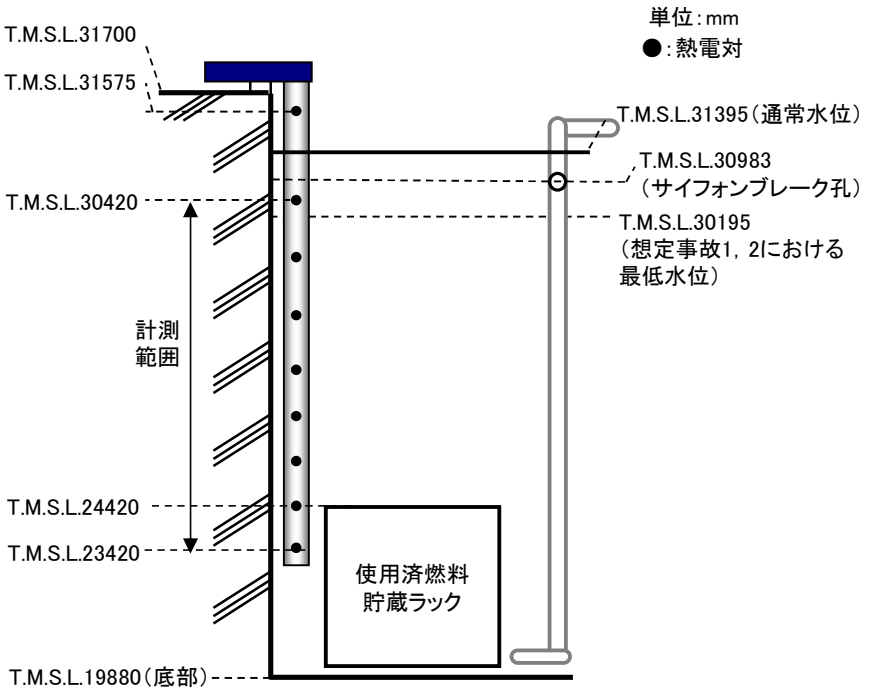


図 58-6-63　使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (6 号炉) の概要図

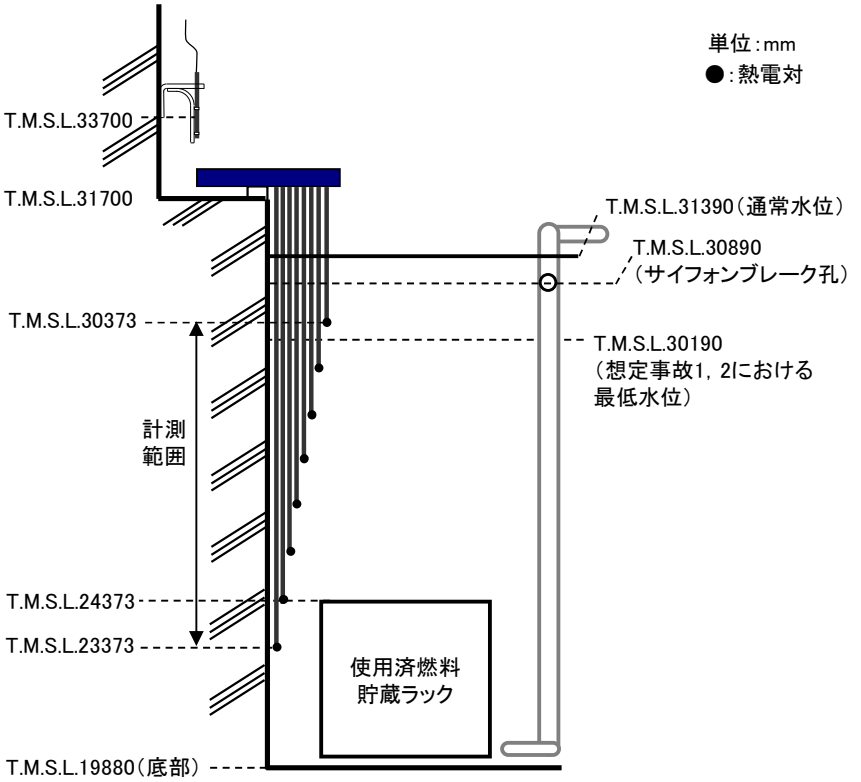


図 58-6-64　使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (7 号炉) の概要図

58-7
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

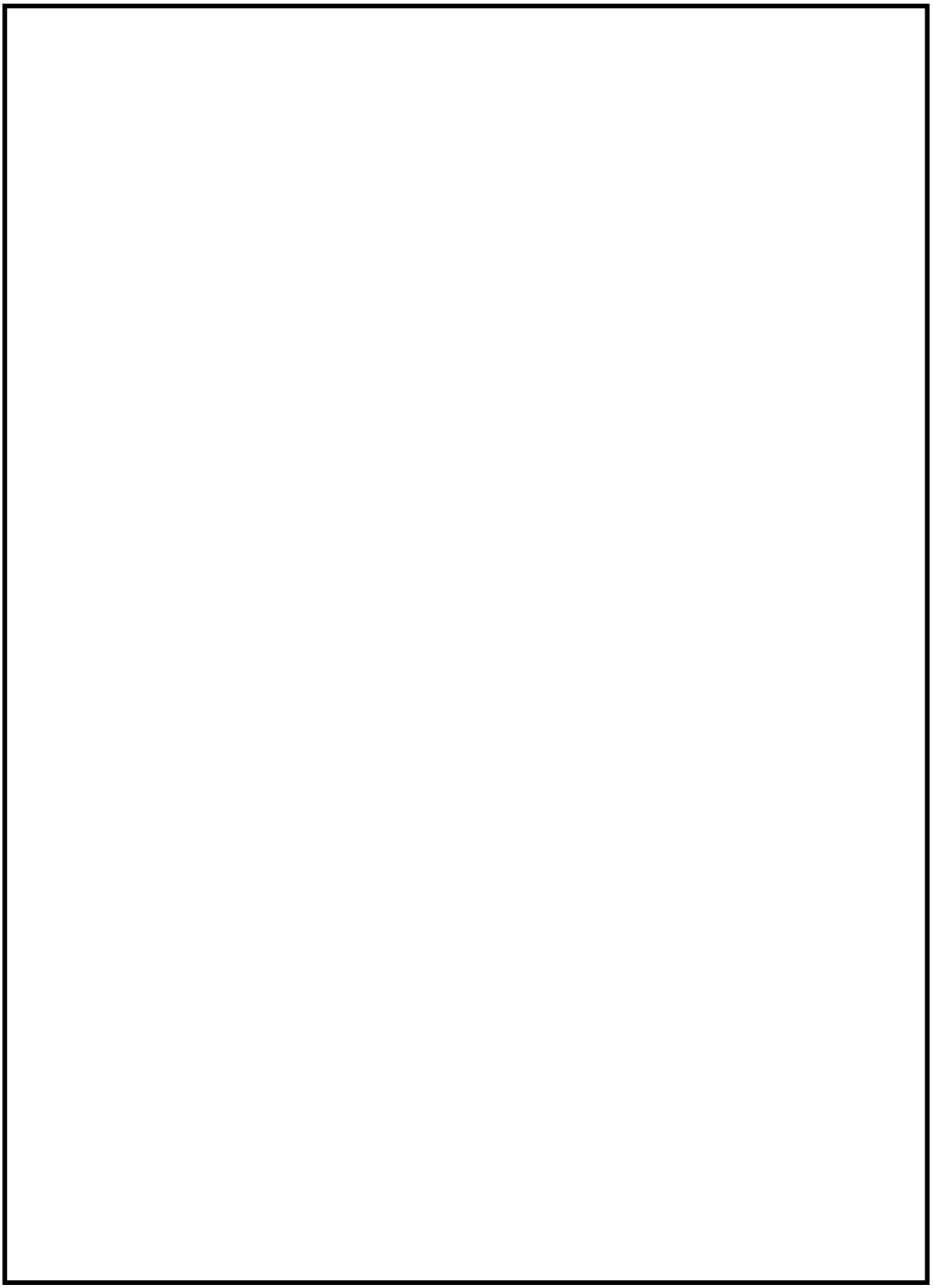


図 58-7-1　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

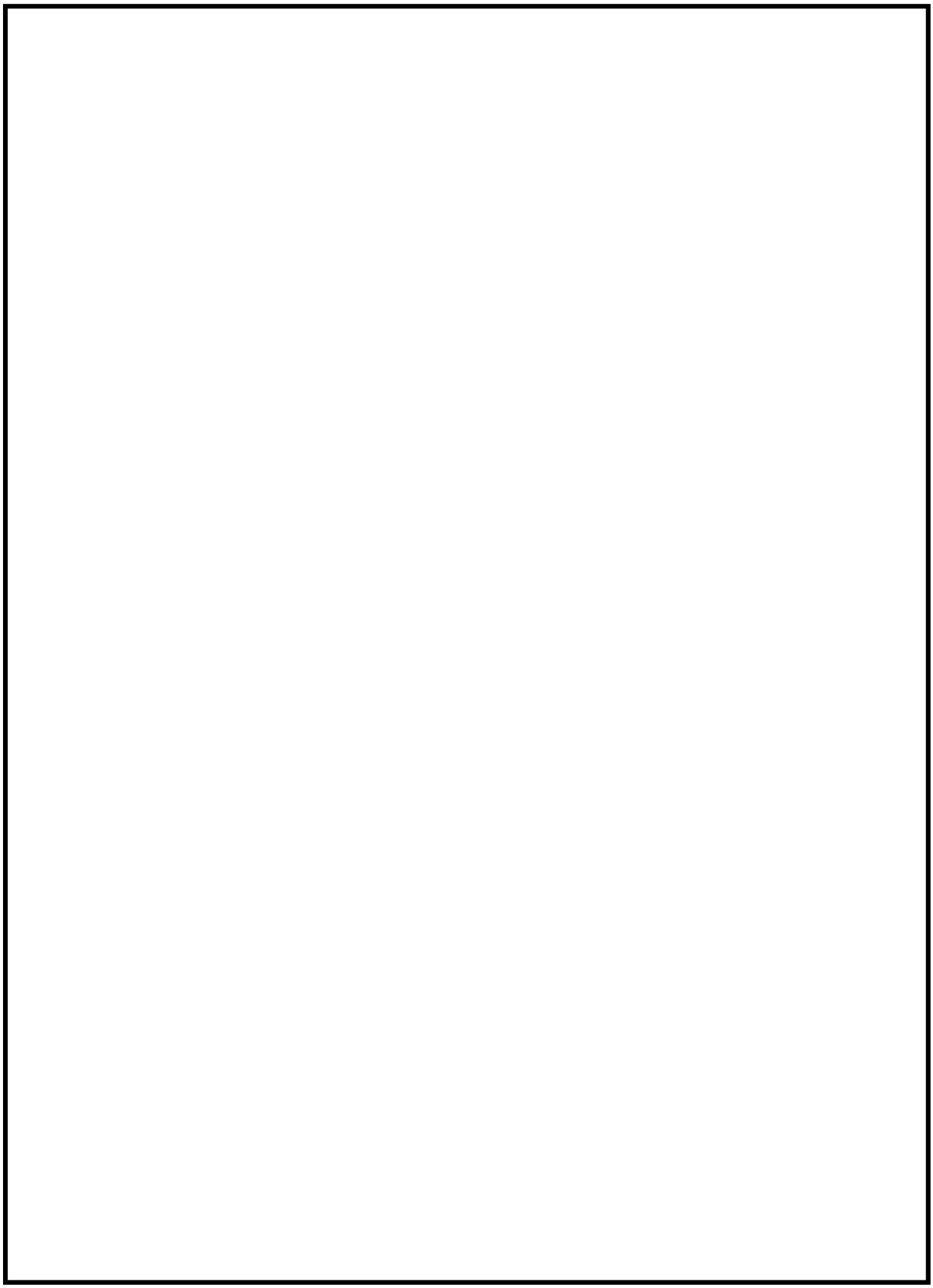


図 58-7-2　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(2/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

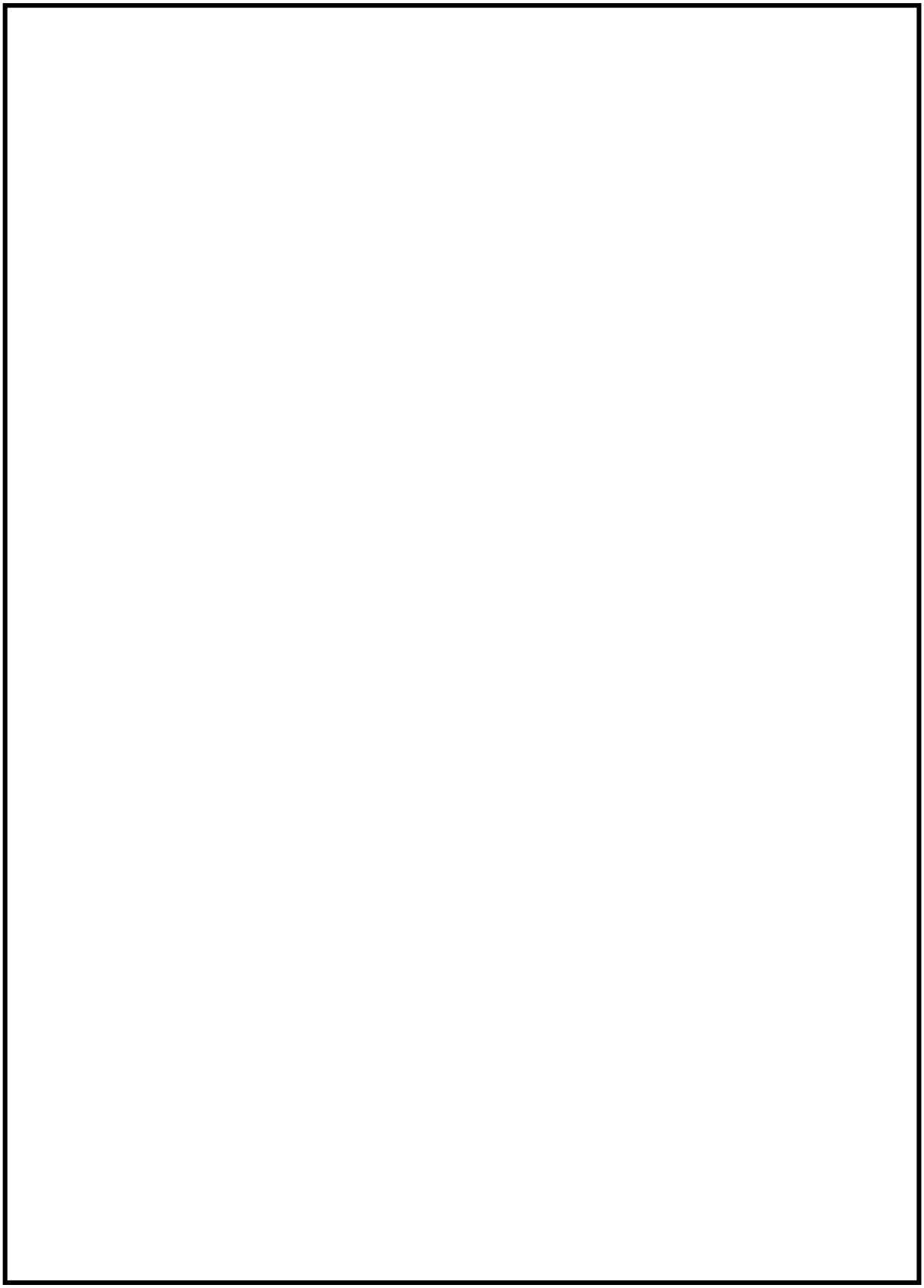


図 58-7-3　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(3/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

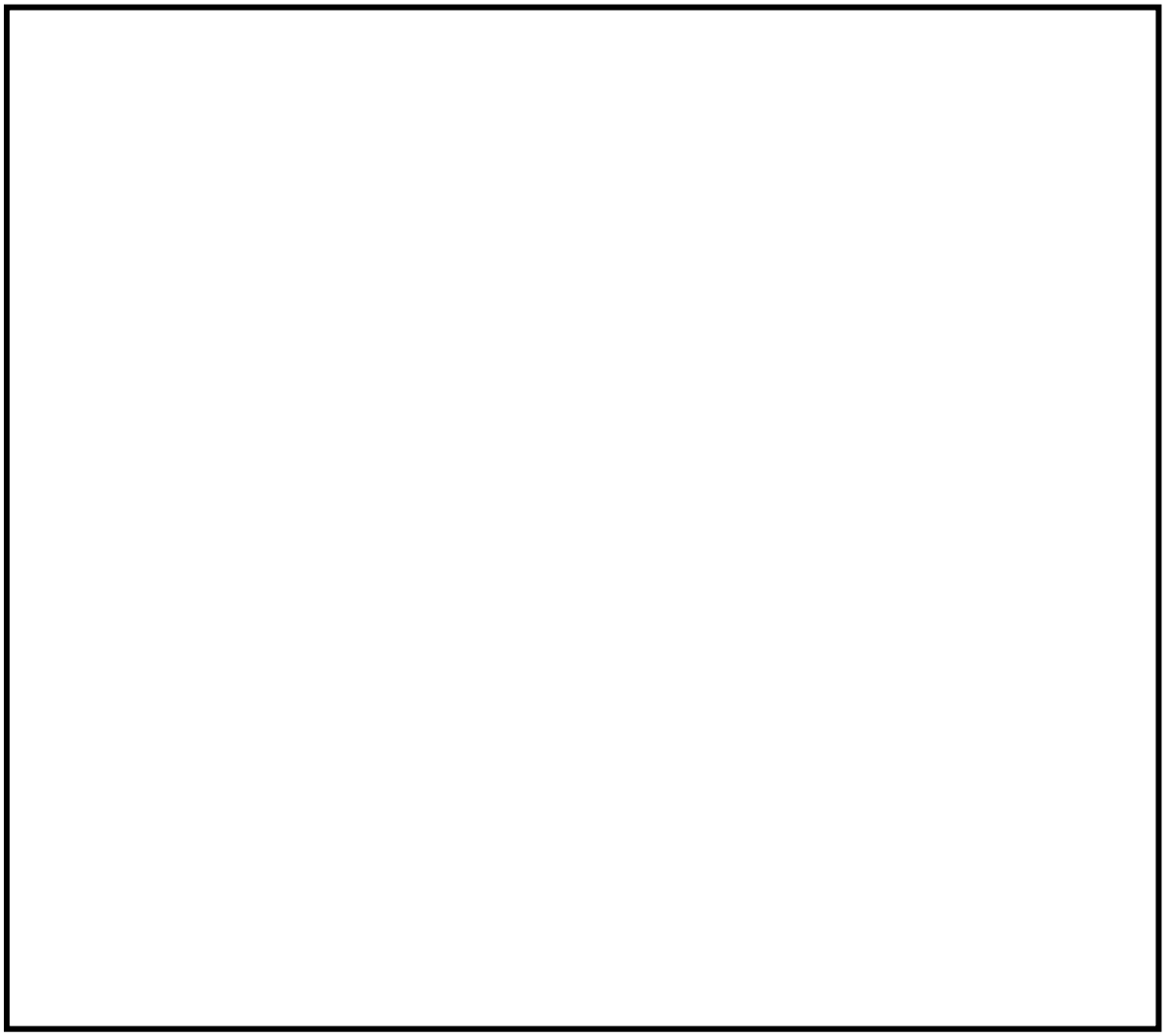


図 58-7-4　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

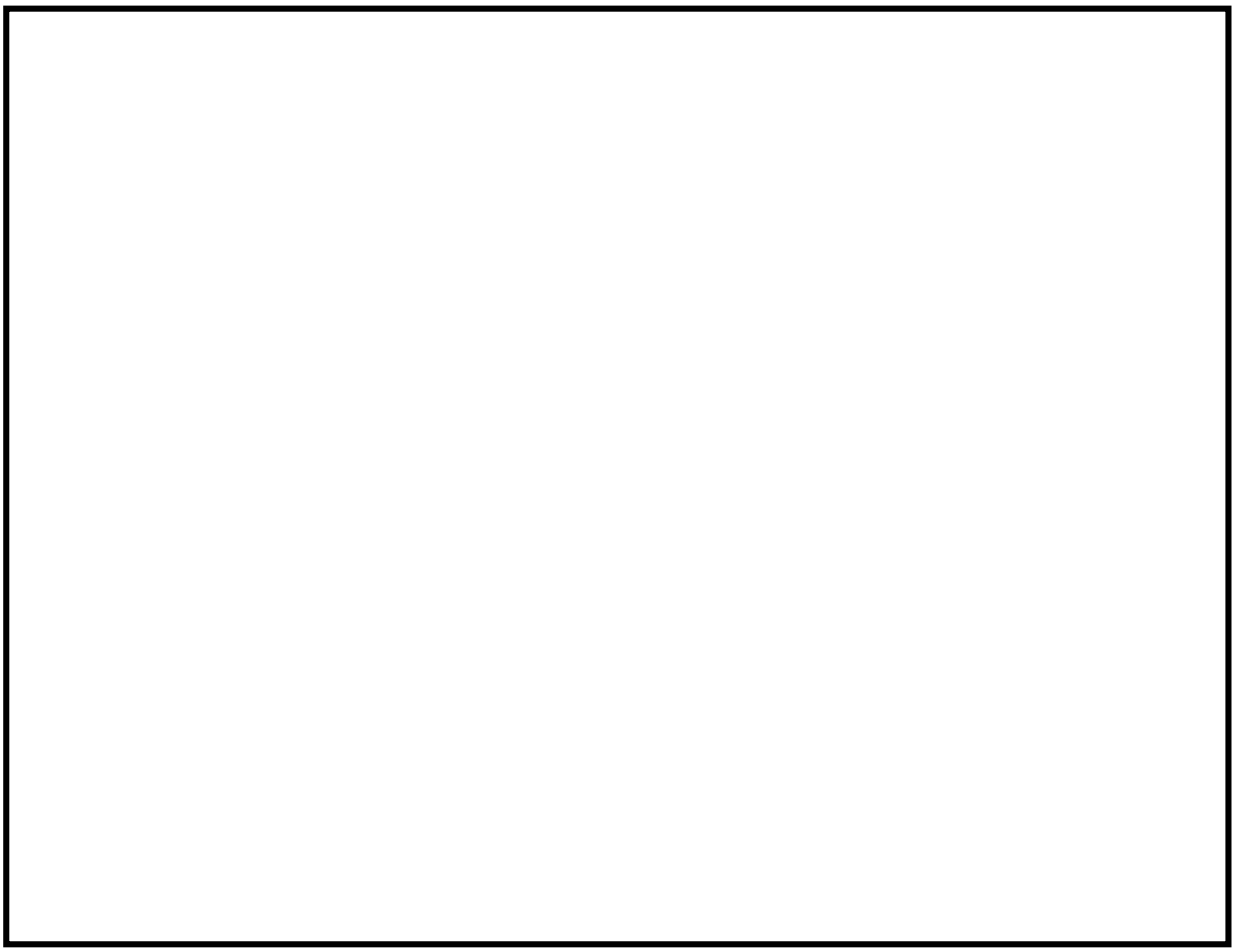


図 58-7-5　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

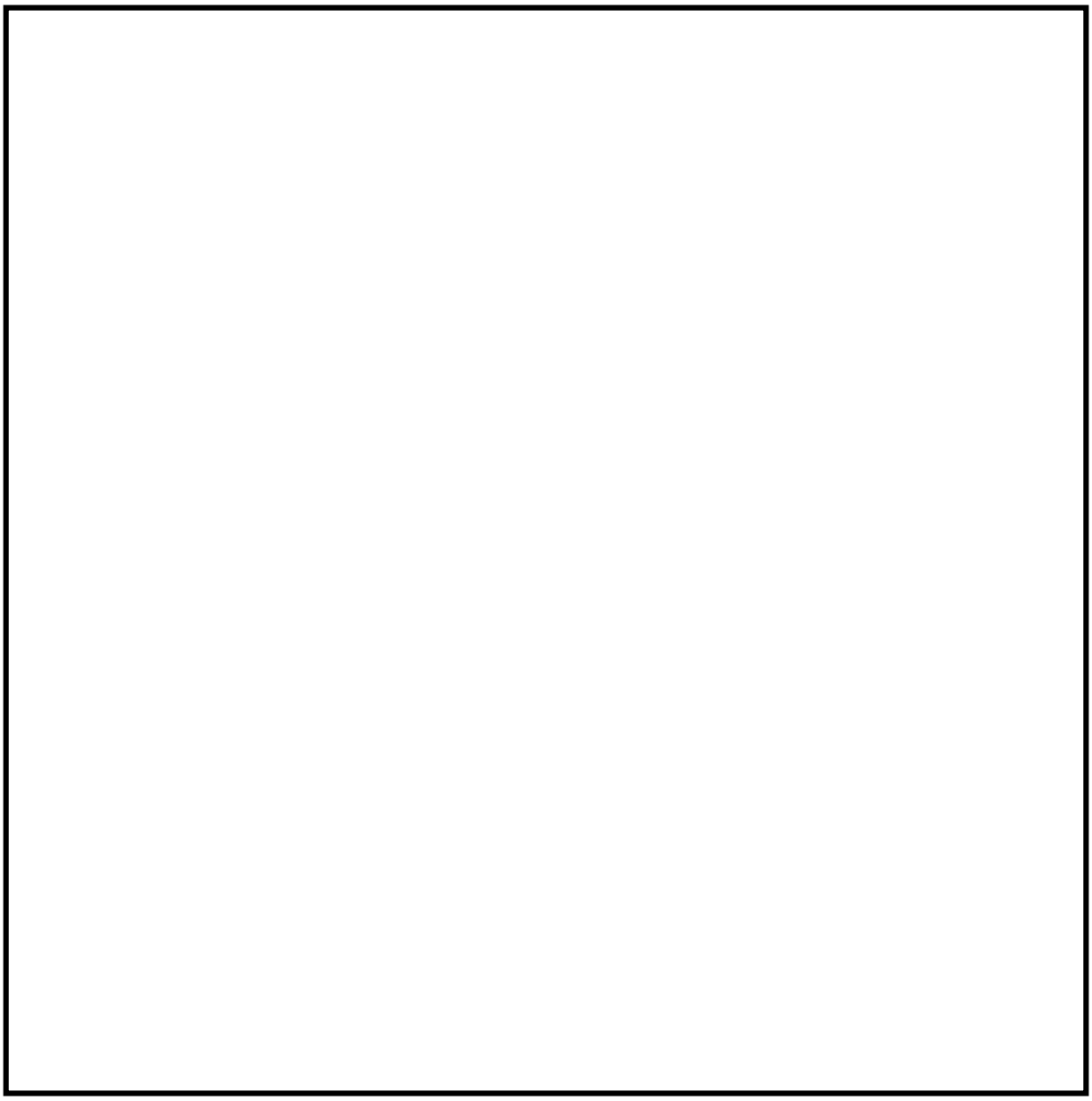


図 58-7-6　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(6/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

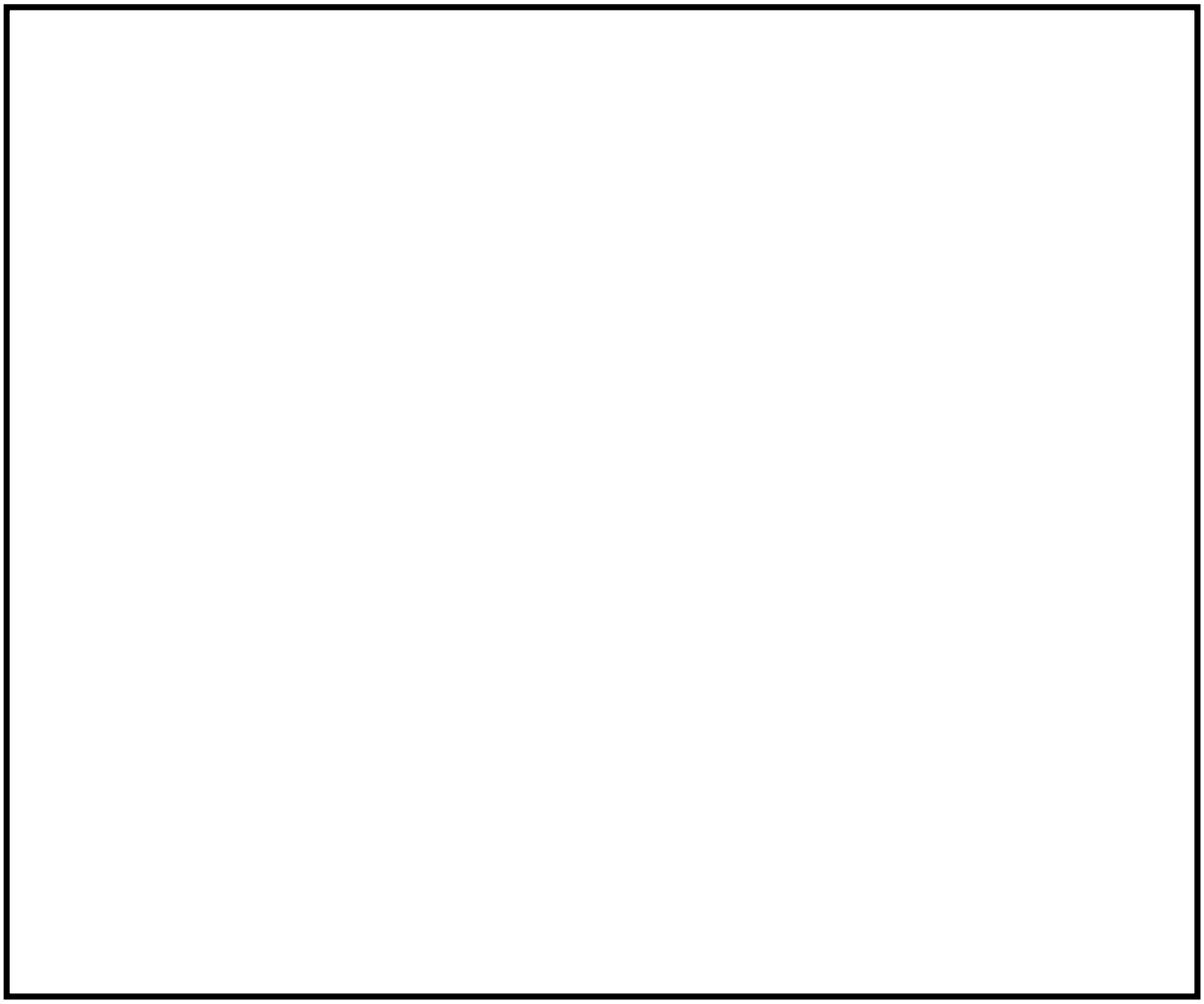


図 58-7-7　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

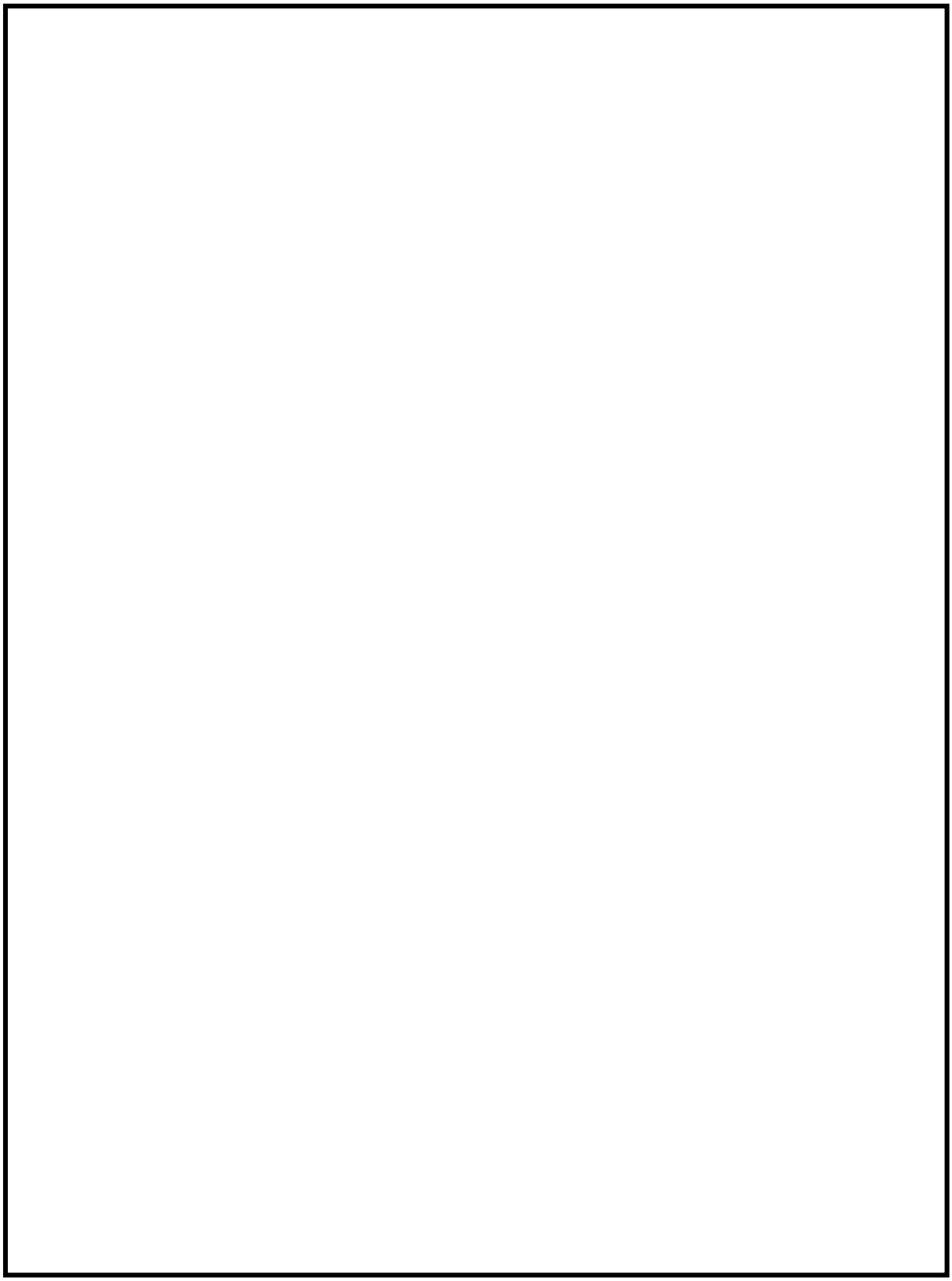


図 58-7-8　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

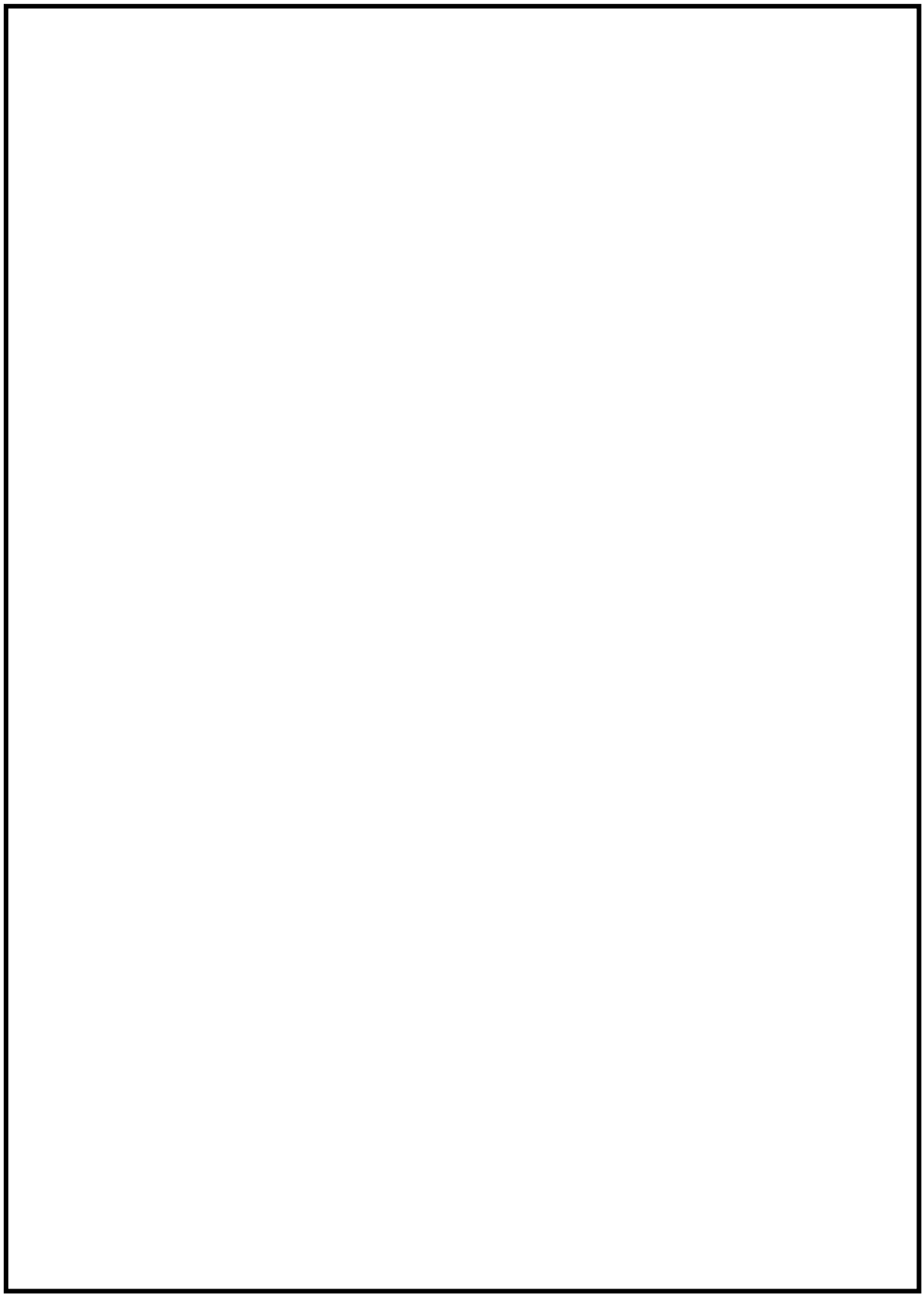


図 58-7-9　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(9/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

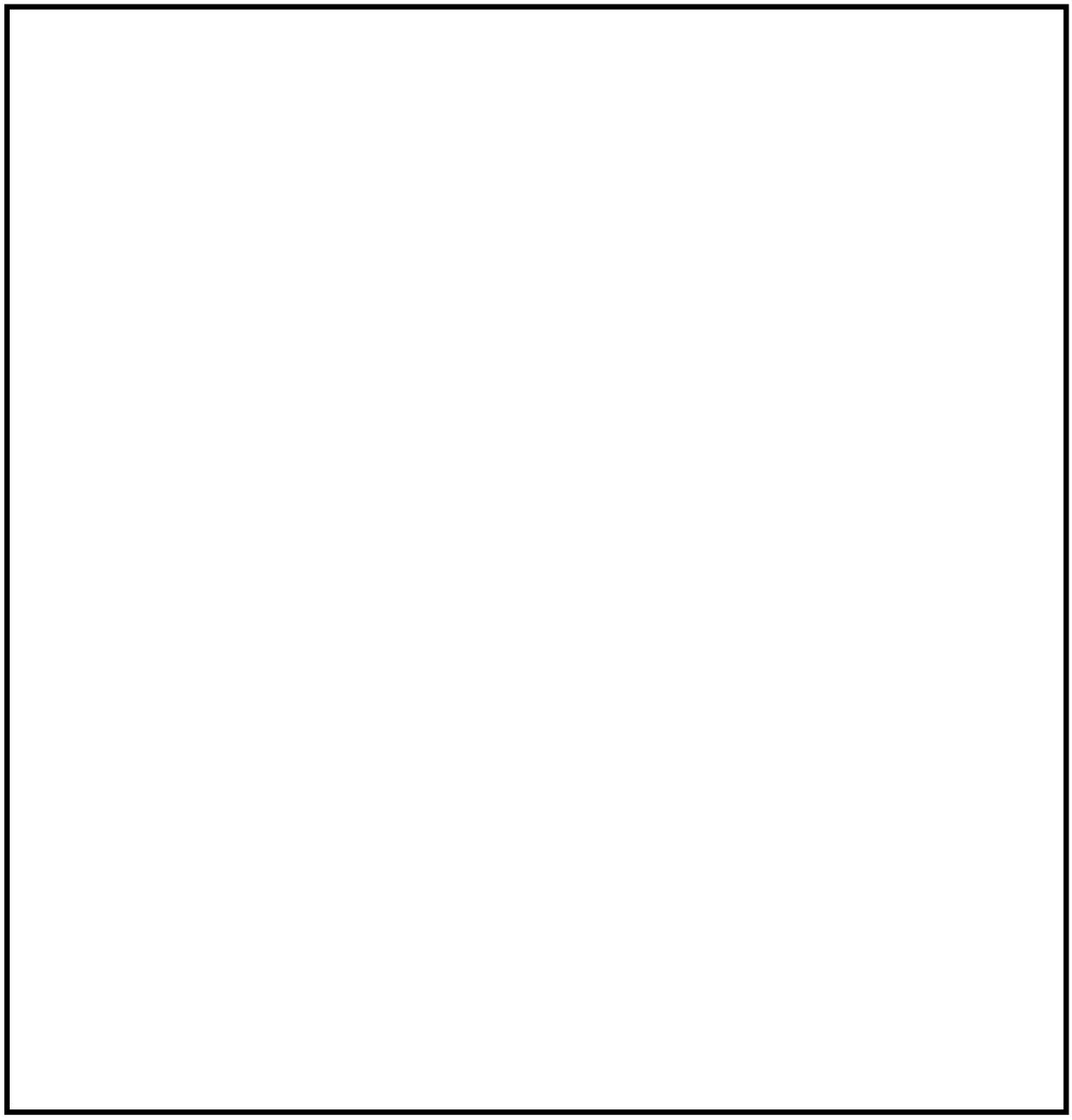


図 58-7-10　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

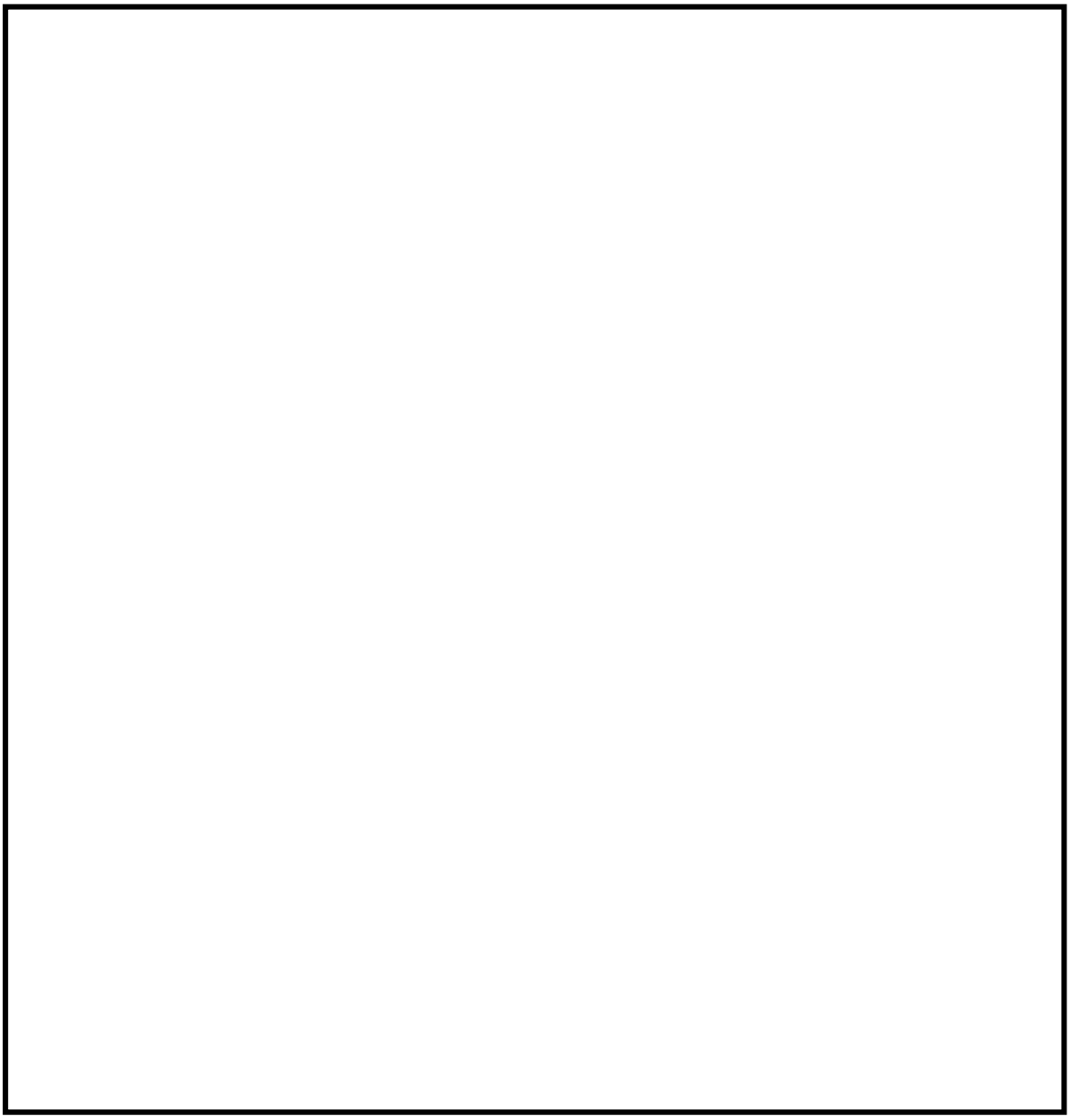


図 58-7-11　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

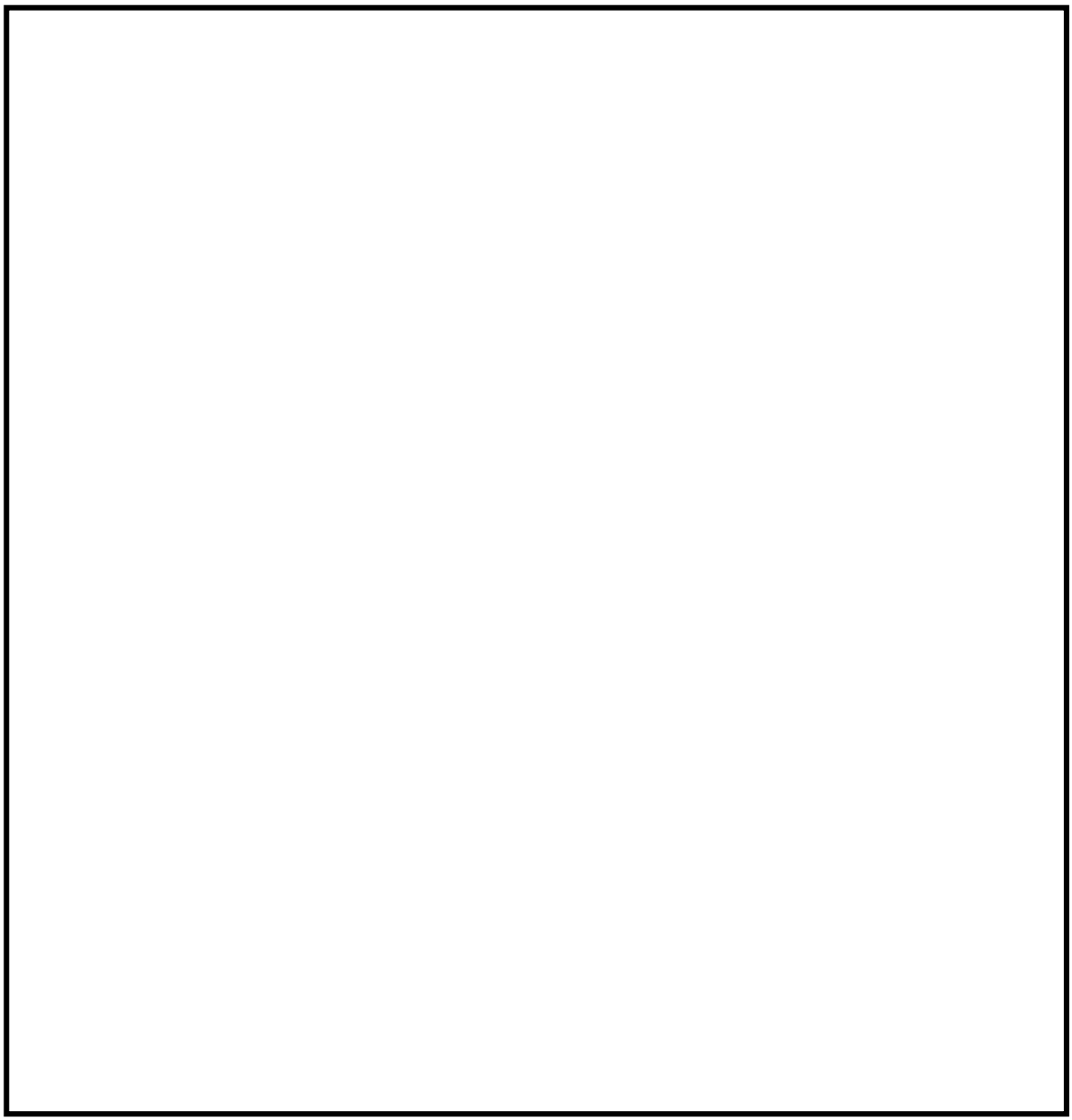


図 58-7-12　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

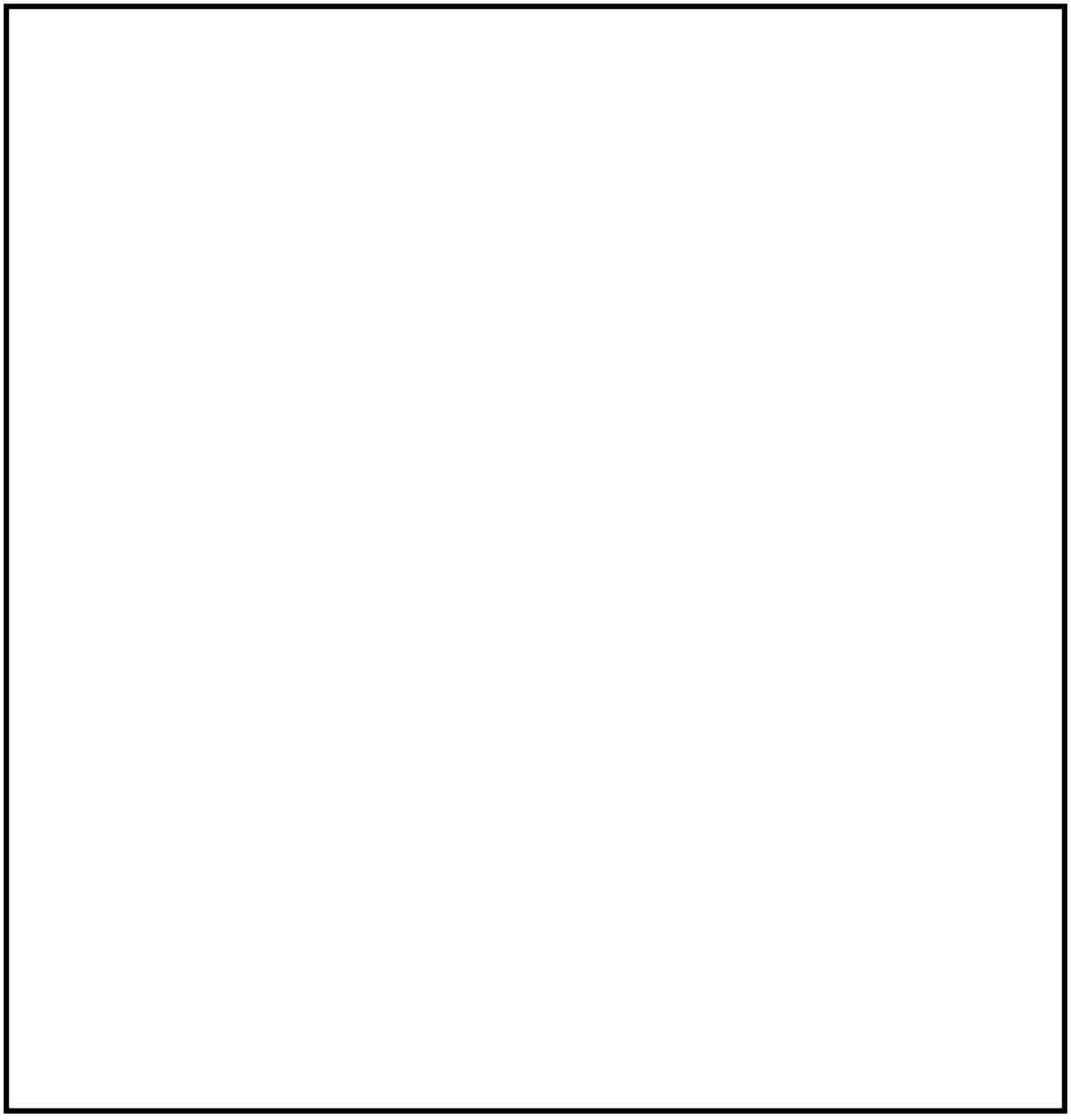


図 58-7-13　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(13/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

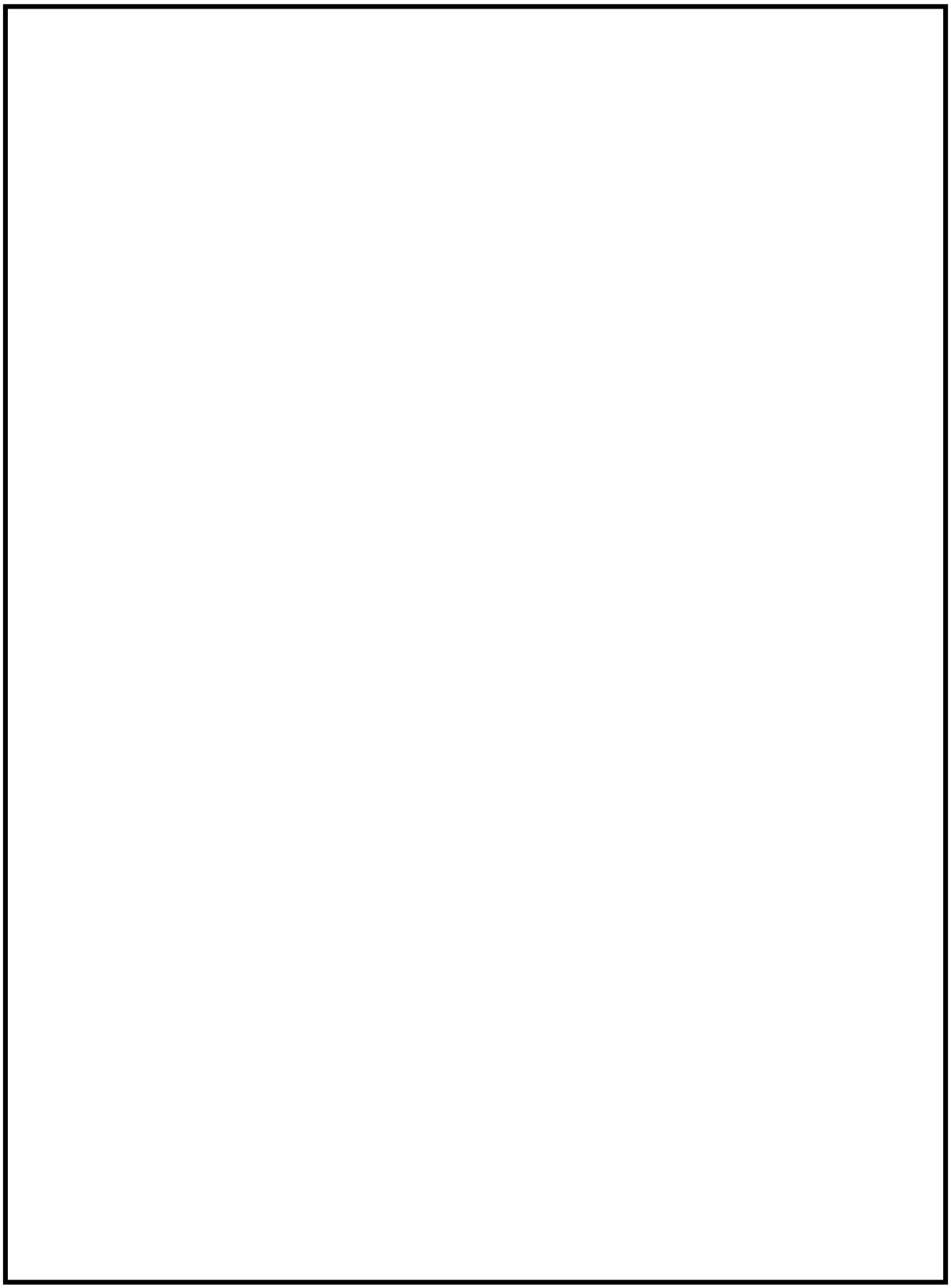


図 58-7-14　FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

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（原子炉圧力容器内の温度）

項　目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～350℃	最大値：300℃
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	①原子炉水位（広帯域）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	①原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	①原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	最大値：182℃
	*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

重大事故等時において，主要パラメータにて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る。

特に原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉圧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。

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圧力容器内の温度を監視することが重要である。

推定方法

原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧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圧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圧力容器内の温度を推定する。

また，スクラム後，原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）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。

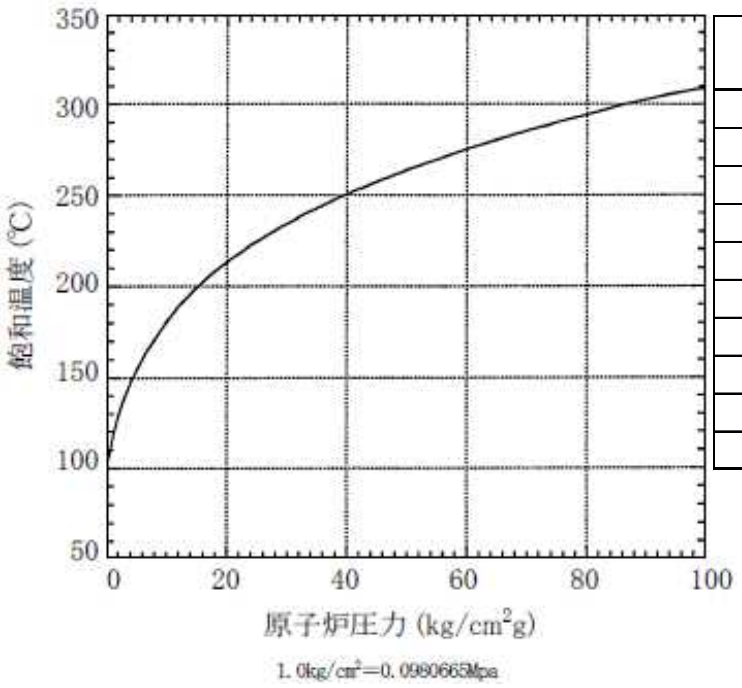
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。

推定方法は，以下のとおりである。

①原子炉圧力，原子炉圧力（SA）

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圧力容器内の温度を推定する。

推定可能範囲：100～約 320℃



飽和温度（℃）	原子炉圧力（MPa gage）
311	9.9
312	10.0
313	10.2
314	10.3
315	10.5
316	10.6
317	10.7
318	10.9
319	11.0
350	16.4

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（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉水位が TAF 以下の場合には，原子炉水位が TAF 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，TAF 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】

原子力発電所略称*1	KK-7
タイムステップ[s]*2	10.0

【評価結果】

時間*3 [min]	原子炉水位*4（燃料域） [mm]		崩壊熱 [MW]	燃料表面温度 [℃]	蒸気温度 [℃]
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

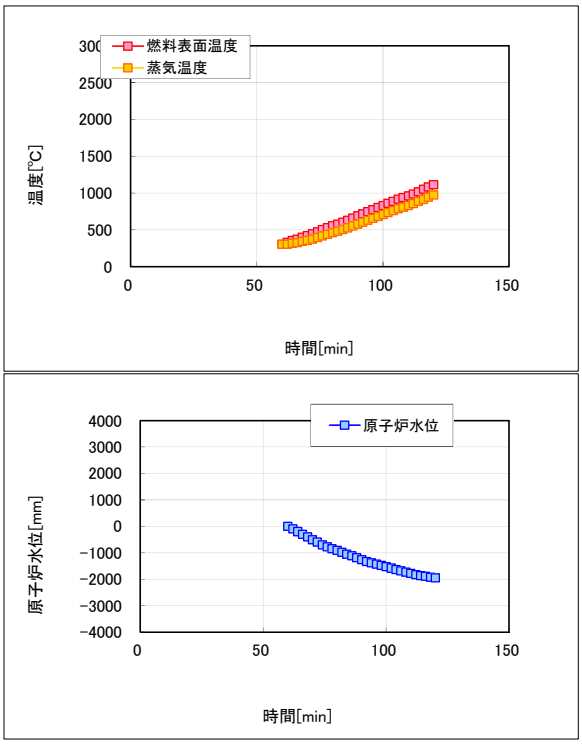


図 58-8-2　原子炉内燃料温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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推定する。

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が TAF 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飽和温度／圧力の関係から推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位が TAF 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＞

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，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA））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℃）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.08MPa から温度に換算した場合は 287±1℃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（残留熱除去系交換器入口温度の誤差：±3.6℃）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。

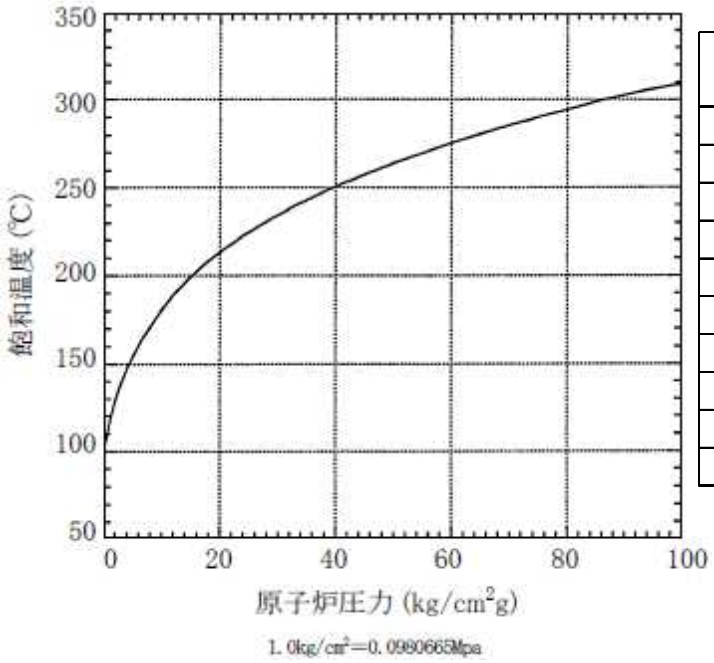
(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の圧力）

<table>
<tr><td>項　目</td><td colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</td></tr>
<tr><td></td><td>監視パラメータ</td><td>計測範囲</td><td>設計基準</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要
パラメータ</td><td>原子炉圧力</td><td>0～10MPa[gage]</td><td>最大値：
8.48MPa[gage]</td></tr>
<tr><td>原子炉圧力（SA）</td><td>0～11MPa[gage]</td><td>最大値：
8.48MPa[gage]</td></tr>
<tr><td rowspan="7">代替
パラメータ</td><td>①原子炉圧力（SA）
（原子炉圧力の代替）</td><td>0～11MPa[gage]</td><td>最大値：
8.48MPa[gage]</td></tr>
<tr><td>①原子炉圧力
（原子炉圧力（SA）の代替）</td><td>0～10MPa[gage]</td><td>最大値：
8.48MPa[gage]</td></tr>
<tr><td>②原子炉水位（広帯域）</td><td>-3200～3500mm*1</td><td>-6872～1650mm*1</td></tr>
<tr><td>②原子炉水位（燃料域）</td><td>-4000～1300mm*2</td><td>-3680～4843mm*2</td></tr>
<tr><td>②原子炉水位（SA）</td><td>-3200～3500mm*1
-8000～3500mm*1</td><td>-6872～1650mm*1</td></tr>
<tr><td>②原子炉圧力容器温度</td><td>0～350℃</td><td>最大値：300℃</td></tr>
<tr><td colspan="3">＊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）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータに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原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を実施することである。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">原子炉圧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（SA）（原子炉圧力（SA）を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。
原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧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。

推定方法は，以下のとおりである。

①原子炉圧力，原子炉圧力（SA）
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により推定する。

②原子炉圧力容器温度
飽和温度／圧力の関係を利用し，図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお，原子炉圧力容器の破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。
推定可能範囲：0～約 16.4MPa[gage]</td></tr>
</table>

<table>
<tr>
<td></td>
<td>


<table>
<tr><th>飽和温度
（℃）</th><th>原子炉圧力
（MPa gage）</th></tr>
<tr><td>311</td><td>9.9</td></tr>
<tr><td>312</td><td>10.0</td></tr>
<tr><td>313</td><td>10.2</td></tr>
<tr><td>314</td><td>10.3</td></tr>
<tr><td>315</td><td>10.5</td></tr>
<tr><td>316</td><td>10.6</td></tr>
<tr><td>317</td><td>10.7</td></tr>
<tr><td>318</td><td>10.9</td></tr>
<tr><td>319</td><td>11.0</td></tr>
<tr><td>350</td><td>16.4</td></tr>
</table>
図 58-8-3　飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定
</td>
</tr>
<tr>
<td>推定の評価</td>
<td>
①原子炉圧力，原子炉圧力（SA）
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により推定する。

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原子炉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（原子炉圧力の誤差：±0.07MPa，原子炉圧力（SA）の誤差：±0.08MPa）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。（なお，原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は，-0.148MPa 程度ずれる可能性があり，このずれを考慮した上で対応する。以下，原子炉圧力を代替パラメータとして用いた場合も同様。）
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℃），定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：約±3.4℃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±0.4MPa[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。
</td>
</tr>
</table>

(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（原子炉圧力容器内の水位）

項　目	原子炉圧力容器内の水位		
	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（広帯域）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
代替パラメータ	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA）の代替）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	①原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA）の代替）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	①原子炉水位（SA） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	②高圧代替注水系系統流量	0～300m^3/h	-
	②復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	0～200m^3/h（6 号炉） 0～150m^3/h（7 号炉）	-
	②復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	0～350m^3/h	-
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m^3/h	0～182m^3/h
	②高圧炉心注水系系統流量	0～1000m^3/h	0～727m^3/h
	②残留熱除去系系統流量	0～1500m^3/h	0～954m^3/h
	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	③格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[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	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）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（SA）（原子炉水位（SA）を推定する場合は原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）にて推定），②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），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）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。また，③原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定方法は，以下のとおりである。 ①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 重大事故等時に，設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し，水位不明と判断した場合は下記の「②原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

②原子炉圧力容器への注水流量

図 58-8-4 より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。

原子炉水位変化率[mm/min]
＝原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m^3/h]/60min/
原子炉圧力容器量レベル換算
推定可能範囲：全範囲

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

③原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C）

原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧が [gage]以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。

推定の評価	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の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，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 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。 ③原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C） 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C）による推定方法は，原子炉水位の計測が困難＊となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における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。 ＊原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力と格納容器内雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。 なお,大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサプレッション・チェンバ・プール水位上昇傾向変化により推定する。 ＜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（原子炉水位（広帯域）の誤差：±49mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±36mm，原子炉水位（SA）の誤差：±180mm）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（高圧代替注水系系統流量の誤差：±7m^3/h，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）：±4m^3/h，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）：±9m^3/h，原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±6m^3/h，高圧炉心注水系系統流量の誤差：±21m^3/h，残留熱除去系系統流量の誤差：±31m^3/h）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，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C））による推定では，原子炉圧力の誤差：±0.08MPa[gage]，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±0.0156MPa[gage]から，原子炉圧力と格納容器内圧力（S/C）の差圧誤差：約 0.1MPa[gage]であるが，満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより，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（原子炉圧力容器への注水量）

項　目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	高圧代替注水系系統流量	0～300m^3/h	－
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	0～200m^3/h（6 号炉） 0～150m^3/h（7 号炉）	－
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	0～350m^3/h	－
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m^3/h	0～182m^3/h
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m^3/h	0～727m^3/h
	残留熱除去系系統流量	0～1500m^3/h	0～954m^3/h
代替パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA） （高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧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（広帯域）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	②原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	②原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	＊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	重大事故等時において，主要パラメータに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る。		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

推定方法	原子炉圧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又はサプレッション・チェンバ・プール，注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧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（SA） 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。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲 図 58-8-5　復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線 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併せて確認する。 格納容器注水量[m^3/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：[　　]

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 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（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）
（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^3/h]
＝ ×原子炉水位変化率[mm/min]×60min＋崩壊熱除去に必要な注水量[m^3/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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

推定の評価	①復水貯蔵槽水位（SA） 復水貯蔵槽水位（SA）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ほか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（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA） 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（SA），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。（「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より，復水貯蔵槽水位（SA）の誤差：±0.263m から流量に換算した場合は[redacted]程度。「サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線」より，サプレッション・チェンバ・プール水位の誤差：±0.27m から流量に換算した場合は[redacted]程度。） 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（原子炉水位（広帯域）の誤差：±49mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±36mm，原子炉水位（SA）の誤差：±180mm）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（原子炉格納容器への注水量）

<table>
<tr><td>項　目</td><td colspan="3">原子炉格納容器への注水量</td></tr>
<tr><td></td><td>監視パラメータ</td><td>計測範囲</td><td>設計基準</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要
パラメータ</td><td>復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)</td><td>0～350m³/h</td><td>－</td></tr>
<tr><td>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</td><td>0～150m³/h（6 号炉）
0～100m³/h（7 号炉）</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="4">代替
パラメータ</td><td>①復水貯蔵槽水位（SA）</td><td>0～16m（6 号炉）
0～17m（7 号炉）</td><td>0～15.5m（6 号炉）
0～15.7m（7 号炉）</td></tr>
<tr><td>②格納容器内圧力（D/W）</td><td>0～1000kPa[abs]</td><td>最大値：
246kPa[gage]</td></tr>
<tr><td>②格納容器内圧力（S/C）</td><td>0～980.7kPa[abs]</td><td>最大値：
177kPa[gage]</td></tr>
<tr><td>②格納容器下部水位
（復水補給水系流量(格納容器下部注水流量）の代替）</td><td>+1m, +2m, +3m
(T.M.S.L.-5600mm,
-4600mm, -3600mm)</td><td>－</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉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。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">原子炉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（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）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原子炉格納容器への注水量を推定することができる。
復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）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。

推定方法は，以下のとおりである。
①復水貯蔵槽水位（SA）
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。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，原子炉格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</td></tr>
</table>

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。

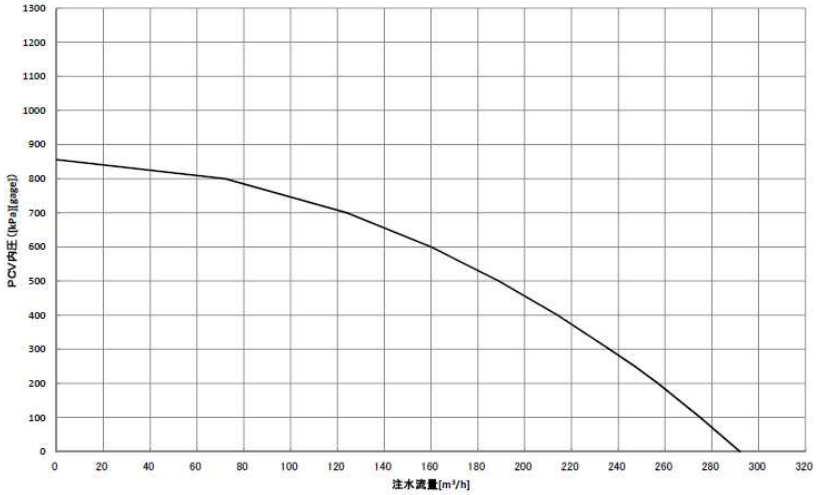


図 58-8-9　復水移送ポンプによる注水特性

②格納容器下部水位

原子炉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，原子炉格納容器下部の平面積：約 90m^2 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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

推定の評価	①復水貯蔵槽水位（SA） 復水貯蔵槽水位（SA）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 原子炉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，原子炉格納容器下部への注水の目的は，原子炉格納容器下部に落下した溶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＞ 原子炉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（SA））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。（「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より，復水貯蔵槽水位（SA）の誤差：±0.263m から流量に換算した場合は [redacted] 程度。） 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 233m^3/h に対して，格納容器内圧力の誤差：±15.6kPa から流量に換算した場合は 233±5m^3/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（格納容器下部水位の誤差：-0～+100mm）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（原子炉格納容器内の温度）

※：重要監視パラメータの常用計器

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℃	最大値：138℃
	サプレッション・チェンバ気体温度	0～300℃	最大値：138℃
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	最大値：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]	最大値：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℃	最大値：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）	0～300℃	最大値：138℃
	②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・チェンバ気体温度の代替）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	③[サプレッション・チェンバ気体温度] ※（サプレッション・チェンバ気体温度の代替）	0～200℃	最大値：138℃
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて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る。		
推定方法	原子炉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（原子炉格納容器内のほかの計測箇所）により原子炉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。 ①格納容器内圧力（D/W） 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：100～170℃		

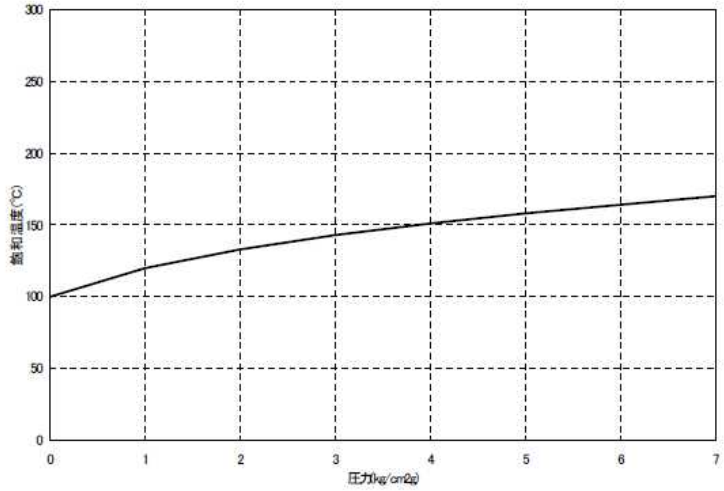


図 58-8-10　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

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，以下のとお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・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，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・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，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。

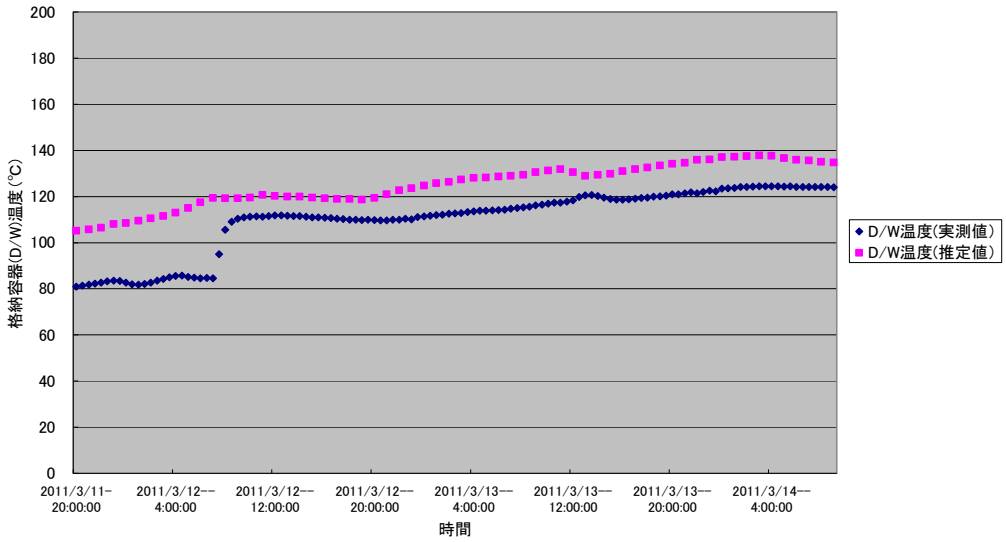


図 58-8-11　福島第二原子力発電所 1 号炉におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

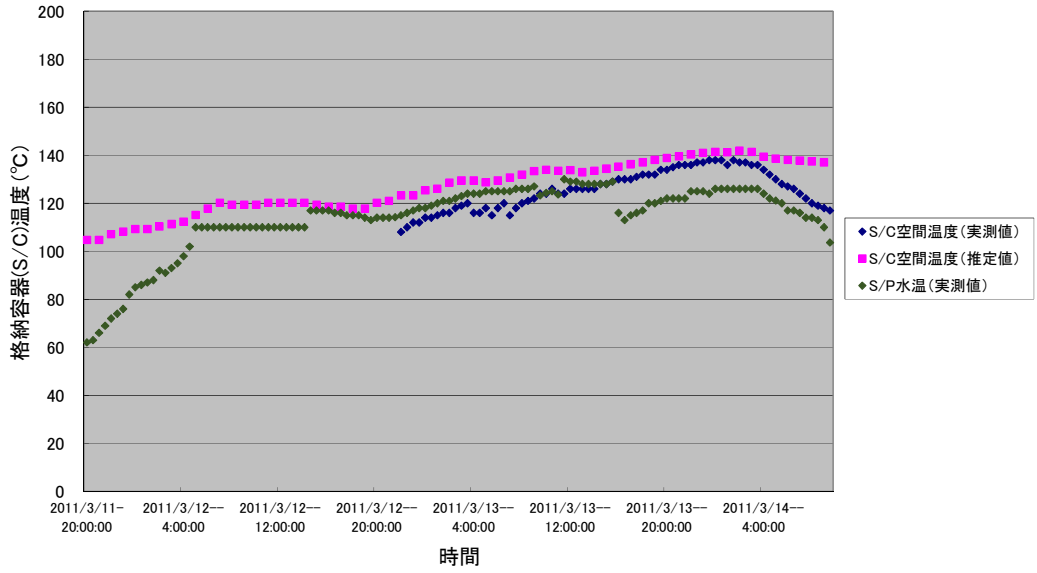


図 58-8-12　福島第二原子力発電所 1 号炉におけるサプレッション・チェンバ気体温度と推定温度の関係

③[サプレッション・チェンバ気体温度]
　常用計器でサプレッション・チェンバ気体温度を計測することにより,推定する。

推定の評価	①格納容器内圧力（D/W） 　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，原子炉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。

	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 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,原子炉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。 ②格納容器内圧力（S/C） ①格納容器内圧力（D/W）と同様。 ③[サプレッション・チェンバ気体温度] 監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ気体温度を計測することにより,原子炉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。 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，原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから,原子炉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。 ＜誤差による影響について＞ 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±15.6kPa から温度に換算した場合は 145±2℃程度。） 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（サプレッション・チェンバ気体温度の誤差：±2.1℃，サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：±1.7℃）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。 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原子炉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。

(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（原子炉格納容器内の圧力）

※：重要監視パラメータの常用計器

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]	最大値：246kPa[gage]
	格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[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]	最大値：177kPa[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]	最大値：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℃	最大値：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）	0～300℃	最大値：138℃
	③[格納容器内圧力(D/W)]※ （格納容器内圧力（D/W）の代替）	0～500kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	③[格納容器内圧力(S/C)]※ （格納容器内圧力（S/C）の代替）	0～500kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータに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る。		
推定方法	原子炉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（原子炉格納容器内のほかの計測箇所），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。 ①格納容器内圧力（D/W），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）。 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 原子炉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。 推定可能範囲：101～787.7kPa[abs] ③[格納容器内圧力（D/W）]，[格納容器内圧力（S/C）] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，推定する。		

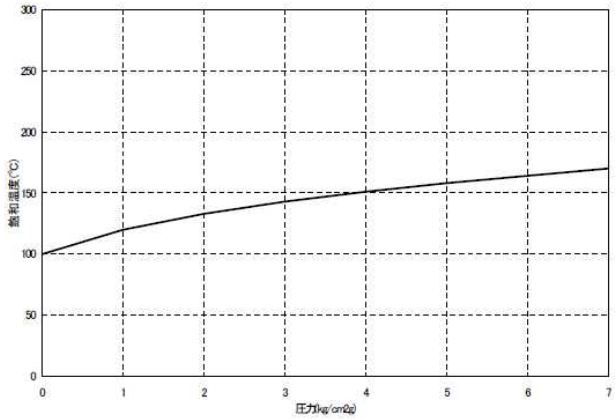


図 58-8-13　飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号炉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。

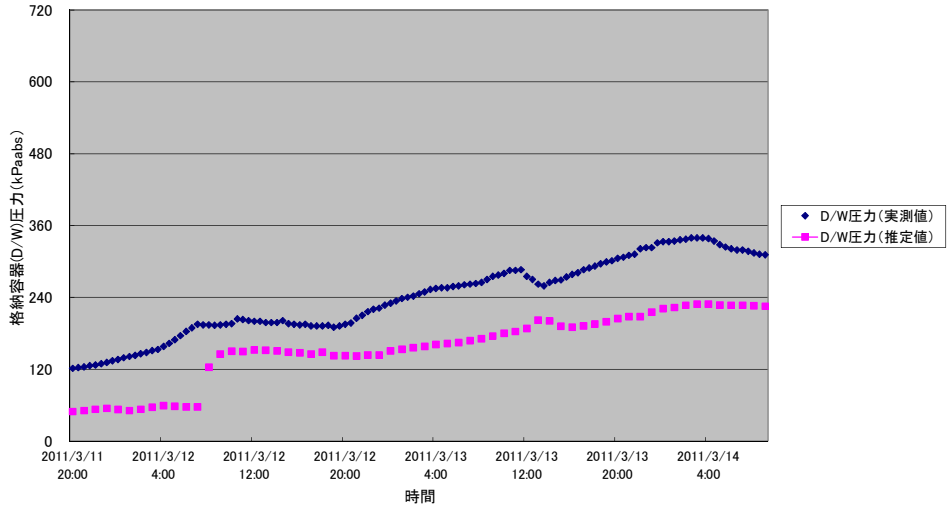


図 58-8-14　福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力（D/W）と推定圧力の関係

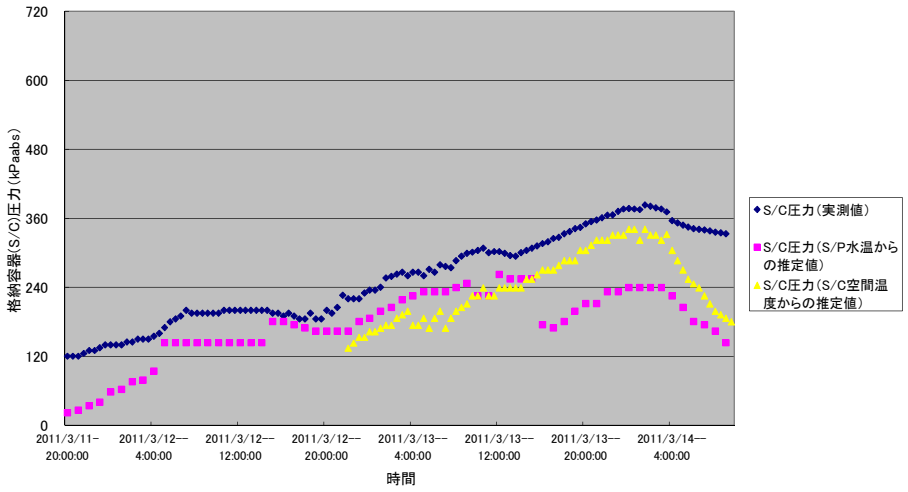


図 58-8-15　福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力（S/C）と推定圧力の関係

推定の評価	①格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C） 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，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ②ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度 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，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ③[格納容器内圧力（D/W）]，[格納容器内圧力（S/C）] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより,原子炉格納容器の過圧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，原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差（格納容器内圧力（D/W）の誤差：±15kPa，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±15.6kPa）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。 なお，D/W スプレイ時は，S/C 圧力＞D/W 圧力の関係になるため，真空破壊装置により差圧 13.7kPa 以内で推移する。(代替循環冷却系運転時や PCV ベント前まではほぼ同じ挙動） また，S/C 側の除熱（PCV ベントや S/C クーリング等）を実施する時は，S/C 圧力＜D/W 圧力の関係になるため，D/W 側から連通孔－ベント管を通して S/C 側へ圧力がかかるため，D/W 圧力から S/P の水頭圧分（水平吐出管の高さ）を除いた値が S/C 圧力と同じ挙動を示す。(例えば，NWL レベル：床面から約 7m の時，水頭圧は約 31.4kPa であり，D/W 圧力＝S/P 圧力＋31.4kPa の関係)（例えば，ベントライン-1m：床面から約 16m の時，水頭圧は約 121kPa であり，D/W 圧力＝S/P 圧力＋121kPa の関係) 代替パラメータ（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）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，原子炉格納容器内の温度の誤差：約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa[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，原子炉格納容器内は窒素等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原子炉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（原子炉格納容器内の水位）

※：重要監視パラメータの常用計器

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（RHR B 系代替注水流量） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～350m^3/h	-
	①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） （格納容器下部水位の代替）	0～150m^3/h（6 号炉） 0～100m^3/h（7 号炉）	-
	②復水貯蔵槽水位（SA）	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]	最大値：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]	最大値：177kPa[gage]
	④[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・プール水位の代替）	-6200～2000mm (T.M.S.L.-7350～850mm)(6 号炉) -5500～550mm (T.M.S.L.-6650～-600mm)(7 号炉)	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～-1150mm)
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉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原子炉格納容器下部への注水量の確認である。		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

推定方法	原子炉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。 ・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（RHR B系代替注水流量）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ェルの差圧により格納容器内の水位を推定できる。 ・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（格納容器下部注水流量）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。 推定方法は，以下のとおりである。 ①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）から注水量を算出し，注水先であるサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。また，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）から注水量を算出し，注水先である格納容器下部水位を推定する。なお，原子炉格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 ・サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器注水量[m^3/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] 推定可能範囲：通常水位～約 10m（サプレッション・チェンバ ベントライン付近） サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：［　　］ ［　　］ 図 58-8-16　サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

	・格納容器下部水位 原子炉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（ペデスタル）の平面積：約 90m^2 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。 推定可能範囲：0m 以上 ②復水貯蔵槽水位（SA） 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。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，原子炉格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 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（D/W），格納容器内圧力（S/C） 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原子炉格納容器内の水位を推定する。 h1≒Ps－Pd＋10.40m h1：格納容器内水位，Ps：格納容器内圧力（S/C），Pd：格納容器内圧力（D/W） 推定可能範囲：約 10.40～27.2m ④[サプレッション・チェンバ・プール水位] 常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより，推定する。
推定の評価	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）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（SA） 復水貯蔵槽水位（SA）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の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

上記①②の推定方法は，注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており，サプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的（ウェットウェルベントの操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。

③格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）
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（RHR B 系代替注水流量），復水貯蔵槽水位（SA））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。

④[サプレッション・チェンバ・プール水位]
監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。

＜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（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量））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（RHR B 系代替注水流量）の誤差：約±9m^3/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[redacted]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[redacted]。原子炉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^3/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±0.263m から注水量に換算した場合の誤差は約[redacted]で，サプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約[redacted]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[redacted]。また，原子炉格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は[redacted]）
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，誤差はほかの推定手段の誤差と比較して大きくなるが，上記の推定手段と併せて原子炉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）の最大誤差：約±30.6kPa から，原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±3.10m。）

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（原子炉格納容器内の水素濃度）

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	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7 号炉）	0～6.2vol%
	格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	0～6.2vol%
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）	0～100vol%	0～6.2vol%
	①格納容器内水素濃度 （格納容器内水素濃度（SA）の代替）	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7 号炉）	0～6.2vol%
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉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	原子炉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。 推定方法は，以下のとおりである。 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。 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。		
推定の評価	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ため，推定方法として妥当である。 なお，6 号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は 0～30vol%であるが，格納容器の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉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（格納容器内水素濃度の誤差：±2.0vol%，格納容器内水素濃度（SA）の誤差：±2.1vol%）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。		

（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（原子炉格納容器内の放射線量率）

※：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}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	①[エリア放射線モニタ]※	10^{-4}～1mSv/h	－
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉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	原子炉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）及び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，エリア放射線モニタの指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①[エリア放射線モニタ] 原子炉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，その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 ＜推定方法＞ 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，配管近傍は放射線量率が上昇することが予想される。 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放射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 内の放射線量率を推定する。		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

＜評価条件＞
・PCV 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 PCV 内に均一に充満すると仮定し，AO 弁手前までの配管内には PCV 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。
・PCV 内線量は PCV 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。

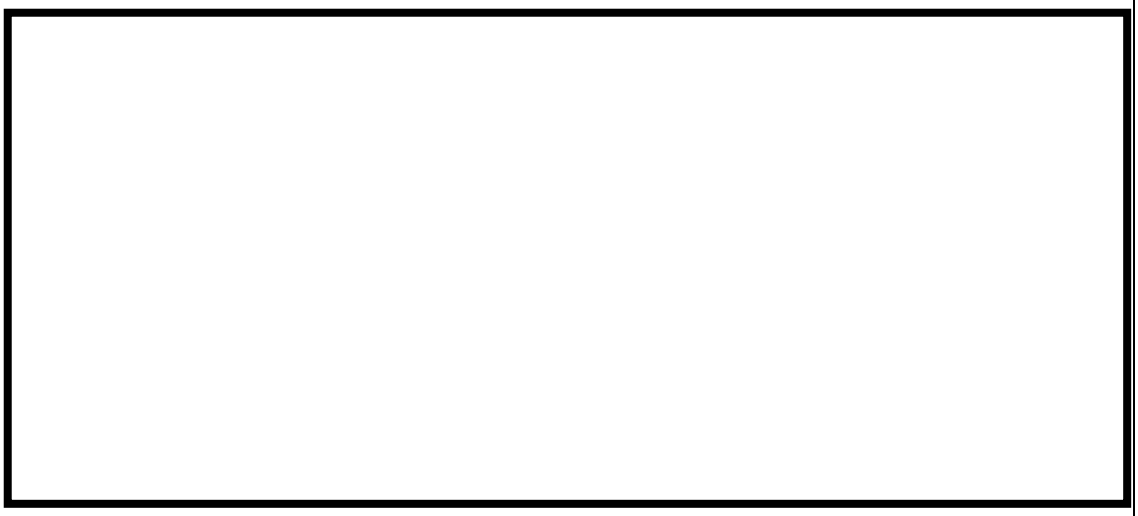


図 58-8-18　6 号炉エリア放射線モニタ No.22 の位置と放射線量率評価値

図 58-8-19　6 号炉エリア放射線モニタ No.11 の位置と放射線量率評価値

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 58-8-20　7 号炉エリア放射線モニタ No.10 の位置と放射線量率評価値

図 58-8-21　7 号炉エリア放射線モニタ No.18 の位置と放射線量率評価値

図 58-8-22　6 号炉，7 号炉の PCV 内放射線量推定値

推定の評価	①[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格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）及び格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の他チャンネルにより推定できるため，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 　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。

(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（未臨界の維持又は監視）

※：有効監視パラメータ

項　目	未臨界の維持又は監視		
	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}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}$ $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	定格出力の約 10 倍
	平均出力領域モニタ	0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	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%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	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}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}$ $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	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	重大事故等時において，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	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。 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。 推定方法は，以下のとおりである。 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。 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。		

推定の評価	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。 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。 ＜誤差による影響について＞ 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（起動領域モニタの誤差：$7.24\times10^{N-1}$～$1.38\times10^{N}s^{-1}$，N:-1～6 又は±2.5%，平均出力領域モニタの誤差：±2.5%）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。 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。

(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（最終ヒートシンクの確保）

項　目	最終ヒートシンクの確保		
	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		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	最大値：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（RHR A 系代替注水流量）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	－
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	0～350m³/h	－
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～150m³/h（6 号炉） 0～100m³/h（7 号炉）	－
	格納容器圧力逃がし装置		
	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^{-2}～10^{5}mSv/h	－
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	－
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	最大値：182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	最大値：182℃
	残留熱除去系系統流量	0～1500m³/h	0～954m³/h
代替パラメータ	代替循環冷却系		
	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，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の代替）	0～300℃	最大値：138℃
	①サプレッション・チェンバ・プール水温度（復水補給水系温度（代替循環冷却），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の代替）	0～200℃	最大値：97℃
	①原子炉水位（広帯域）（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の代替）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	①原子炉水位（燃料域）（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の代替）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	①原子炉水位（SA）（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の代替）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	－
	①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の代替）	0～150m³/h（6 号炉） 0～100m³/h（7 号炉）	－
	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）（復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～350m³/h	－

	の代替)		
	①復水移送ポンプ吐出圧力（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の代替)	0～2MPa[gage]	-
	①格納容器内圧力（S/C)（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の代替)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	①サプレッション・チェンバ・プール水位（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の代替)	-6～11m（T.M.S.L.-7150～+9850mm)	-2.59～0m（T.M.S.L.-3740～-1150mm)
	②格納容器下部水位（復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の代替)	+1m,+2m,+3m（T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
	②原子炉圧力容器温度（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の代替))	0～350℃	最大値：300℃
	②ドライウェル雰囲気温度（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の代替))	0～300℃	最大値：138℃
	格納容器圧力逃がし装置		
	①格納容器内圧力（D/W)（フィルタ装置入口圧力の代替)	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	①格納容器内圧力（S/C)（フィルタ装置入口圧力の代替)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	①格納容器内水素濃度（SA)（フィルタ装置水素濃度の代替)	0～100vol%	0～6.2vol%
	①フィルタ装置水位（フィルタ装置スクラバ水 pH の代替)	0～6000mm	-
	耐圧強化ベント系		
	①格納容器内水素濃度（SA)（フィルタ装置水素濃度の代替)	0～100vol%	0～6.2vol%
	残留熱除去系		
	①原子炉圧力容器温度（残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～350℃	最大値：300℃
	①サプレッション・チェンバ・プール水温度（残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～200℃	最大値：97℃
	①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の代替)	0～300℃	最大値：182℃
	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力（残留熱除去系系統流量の代替)	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[gage]
	①原子炉補機冷却水系系統流量（残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0～4000m^3/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m^3/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m^3/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～2200m^3/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1700m^3/h（6 号炉区分Ⅲ） 0～2600m^3/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1600m^3/h（7 号炉区分Ⅲ）
	①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出口温度の代替)	0～2000m^3/h（6 号炉） 0～1500m^3/h（7 号炉）	0～1200m^3/h
	*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	重大事故等時において，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。 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。
推定方法	推定方法は，以下のとおりである。 １．代替循環冷却系 （１）サプレッション・チェンバ・プール水温度 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・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあると仮定し，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 （２）復水補給水系温度（代替循環冷却） ①サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度（代替循環冷却）の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。 熱交換器ユニットの熱交換量評価（例として，サプレッション・チェンバ・プール側：約160℃に対して出口側は約 80℃の評価）から，サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度（代替循環冷却）を推定する。 （３）復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA） 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の原子炉水位及びの水位変化により復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）を推定する。（詳細は，(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（原子炉圧力容器への注水量）参照） ②原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器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。 （４）復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，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 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器側の復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器側への注水量を推定する。 揚程及びシステム抵抗[m]の算出方法 ・運転中の復水移送ポンプ吐出圧力と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力との差 ・運転中の復水移送ポンプ吐出圧力と格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位による水頭圧，吸込配管圧損等を考慮した圧力との差（別添資料－2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性 別紙 2 参照）

図 58-8-23　復水移送ポンプ性能曲線

②サプレッション・チェンバ・プール水温度，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

代替循環冷却系による冷却において，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度，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。

（５）復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，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

復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器側の復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器側への注水量を推定する。

②格納容器下部水位

復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。

２．格納容器圧力逃がし装置

（１）フィルタ装置入口圧力

①格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）

フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。

フィルタ装置入口圧力を格納容器内圧力との関係から推定する。（別添資料－１ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について 別紙 18 参照）。

	（２）フィルタ装置水素濃度 ①格納容器内水素濃度（SA） フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 （３）フィルタ装置スクラバ水 pH ①フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は，フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。 ３．耐圧強化ベント系 （１）フィルタ装置水素濃度 ①格納容器内水素濃度（SA） フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 ４．残留熱除去系 （１）残留熱除去系熱交換器入口温度 ①原子炉圧力容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・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。 （２）残留熱除去系熱交換器出口温度 ①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の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②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 原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 （３）残留熱除去系系統流量 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

<table>
<tr><td></td><td>
図 58-8-24　残留熱除去系ポンプによる注水特性</td></tr>
<tr><td>推定の評価</td><td>１．代替循環冷却系
（１）サプレッション・チェンバ・プール水温度
①サプレッション・チェンバ気体温度
サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，サプレッション・チェンバ・プール水温度を推定することができ，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。（サプレッション・チェンバ気体温度の誤差：±2.1℃）

（２）復水補給水系温度（代替循環冷却）
①サプレッション・チェンバ・プール水温度
熱交換器ユニットの熱交換量評価から，サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度（代替循環冷却）を推定することができる。
また，除熱対象であるサプレッション・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（サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：±1.7℃）。

（３）復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）
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，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（原子炉水位（広帯域）の誤差：±49mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±36mm，原子炉水位（SA）の誤差：±180mm）。

②原子炉圧力容器温度
除熱対象である原子炉圧力容器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（原子炉圧力容器温度の誤差：±3.4℃）。</td></tr>
</table>

（４）復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）

①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，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

復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は，原子炉圧力容器側の復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位にて，復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し，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（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の誤差：±4m³/h，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の誤差：±3m³/h と，「復水移送ポンプ性能曲線」より例えば流量 190m³/h に対して，復水移送ポンプ吐出圧力の誤差：±0.02MPa，運転中と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力の差の最大誤差：±0.04MPa から流量に換算した場合は 190[redacted]m³/h であるが，下記②の原子炉格納容器内の温度の低下傾向を併せて確認することで，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）。

②サプレッション・チェンバ・プール水温度，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

除熱対象であるサプレッション・チェンバ・プール水温度，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（サプレッション・チェンバ気体温度の誤差：±2.1℃，ドライウェル雰囲気温度：±2.9℃，サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：±1.7℃）。

（５）復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，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

復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は，原子炉格納容器側の復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位にて，復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器下部側への注水量を確認し，プラントの状態を考慮した推定としており，原子炉格納容器下部への注水量を把握する上で適用できる（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の誤差：±9m³/h，と，「復水移送ポンプ性能曲線」より例えば流量 190m³/h に対して，復水移送ポンプ吐出圧力の誤差：±0.02MPa，運転中と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力の差の最大誤差：±0.04MPa から流量に換算した場合は 190[redacted]m³/h であるが，下記②の原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための初期水張り水位を併せて確認することで，事故対応を行う上で必要な状態を把握する上で適切である）。

②格納容器下部水位

原子炉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，原子炉格納容器下部への注水の目的は，原子炉格納容器下部に落下した溶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（格納容器下部水位の誤差：-0～+100mm）。

２．格納容器圧力逃がし装置
（１）フィルタ装置入口圧力
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（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，フィルタ装置入口圧力を推定する（格納容器内圧力（D/W）の誤差：約±15kPa，格納容器内圧力（S/C）の誤差：約±15.6kPa）。

（２）フィルタ装置水素濃度
①格納容器内水素濃度（SA）
格納容器内水素濃度（SA）による推定は，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（格納容器内水素濃度（SA）の誤差：±2.1vol%）。

（３）フィルタ装置スクラバ水 pH
①フィルタ装置水位
フィルタ装置水位による推定は，フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することが目的であり，フィルタ装置水位の水位変化を確認することで，必要な pH 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（フィルタ装置水位の誤差：約±97.3mm）。
なお，スクラバ水を低下させる要因として，ベントガスに含まれる酸性物質，無機よう素のイオン化及び水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈が考えられるが，pH の変動評価においてこれらの影響は軽微であり，水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈をフィルタ装置水位により把握することで，フィルタ装置スクラバ水 pH の推定は可能である（別添資料－１ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について 別紙 27 参照）。

３．耐圧強化ベント系
（１）フィルタ装置水素濃度
①格納容器内水素濃度（SA）
格納容器内水素濃度（SA）による推定は，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（格納容器内水素濃度（SA）の誤差：約±2.1vol%）。

４．残留熱除去系
（１）残留熱除去系熱交換器入口温度
①原子炉圧力容器温度，サプレッション・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，サプレッション・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（原子炉圧力容器温度の誤差：±3.4℃，サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：約±1.7℃）。

（２）残留熱除去系熱交換器出口温度
①残留熱除去系熱交換器入口温度
熱交換器ユニットの熱交換量評価から，残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる（残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：約±3.6℃）。

②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
原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却さ

	れるため，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（原子炉補機冷却水系系統流量の誤差：約±27m³/h），残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の誤差：約±32m³/h）。 （３）残留熱除去系系統流量 ①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による推定方法は，残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し，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(「残留熱除去系ポンプ注水特性」より，例えば流量 900m³/h に対して，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±0.1MPa から流量に換算した場合は 900±100m³/h 程度である。なお，原子炉圧力容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を併せて確認することで，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)。 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。 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。

(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（格納容器バイパスの監視）

※：有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

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	原子炉圧力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	最大値：138℃
	格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	原子炉建屋内の状態		
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0～12MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[gage]
代替パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	①原子炉水位（SA）（原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	①原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（SA）の代替）	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力の代替）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	②原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	0～350℃	最大値：300℃
	原子炉格納容器内の状態		
	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]	最大値：177kPa[gage]
	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]	最大値：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℃	最大値：138℃
	③［格納容器内圧力（D/W）］※ （格納容器内圧力（D/W）の代替）	0～500kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	原子炉建屋内の状態		
	①原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	②［エリア放射線モニタ］※	10^{-4}～1mSv/h	-

	＊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	重大事故等時において，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。 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。
推定方法	１．原子炉圧力容器内の状態 ①原子炉水位（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 ①原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 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により推定する。 ②原子炉水位（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し，図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧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。 推定可能範囲：0～約 16.4MPa[gage] ２．原子炉格納容器内の状態 ①格納容器内圧力（D/W） 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：100～170℃ ①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。 ②ドライウェル雰囲気温度 原子炉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（D/W）の推定を行う。 推定可能範囲：101～787.7kPa[abs] ③［格納容器内圧力（D/W)］ 常用計器で格納容器内圧力（D/W）を計測することにより，推定する。 ３．原子炉建屋内の状態 ①原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 格納容器バイパスが発生した場合は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で，高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち，隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）により推定する。

	②［エリア放射線モニタ］ エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
推定の評価	１．原子炉圧力容器内の状態 ①原子炉水位（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，適用可能である（原子炉水位（広帯域）の誤差：約±49mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：約±36mm，原子炉水位（SA）の誤差：約±180mm）。 ①原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 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，適用可能である（原子炉圧力の誤差：約±0.07MPa，原子炉圧力（SA）の誤差：約±0.08MPa）。 ②原子炉水位（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），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。 ２．原子炉格納容器内の状態 ①格納容器内圧力（D/W） 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，適用可能である（格納容器内圧力（D/W）の誤差：約±15kPa）。 ①格納容器内圧力（S/C） 原子炉格納容器内の S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ，適用可能である（格納容器内圧力（S/C）の誤差：約±15.6kPa）。 ②ドライウェル雰囲気温度 ドライウェル雰囲気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，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる（例えば，格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差：約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa[gage]程度）。 ③［格納容器内圧力（D/W)］ 監視可能であれば常用計器で格納容器内圧力（D/W）を計測することができる。 ３．原子炉建屋内の状態 ①原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから，破断検知をする上で適用可能である（原子炉圧力の誤差：

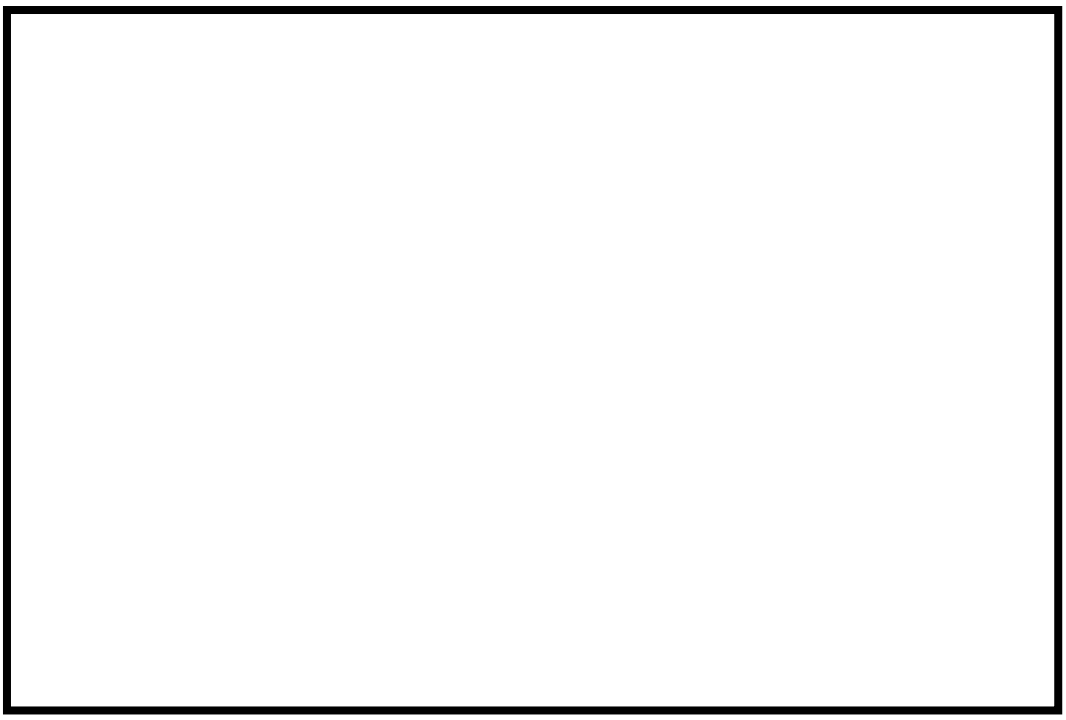
	±0.07MPa，原子炉圧力（SA）の誤差：±0.08MPa)。 ②［エリア放射線モニタ］ エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより，格納容器バイパスが発生したことを推定することができ，適用可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(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（水源の確保）

※：重要監視パラメータの常用計器

項　目	水源の確保		
	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（SA）	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（SA）の代替）	0～300m^3/h	-
	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	0～200m^3/h(6 号炉) 0～150m^3/h(7 号炉)	-
	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	0～350m^3/h	-
	①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	0～150m^3/h(6 号炉) 0～100m^3/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（SA）の代替）	0～300m^3/h	0～182m^3/h
	①高圧炉心注水系系統流量 （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	0～1000m^3/h	0～727m^3/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^3/h	0～954m^3/h
	②復水移送ポンプ吐出圧力	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]	最大値：3.5MPa[gage]
	②原子炉水位（広帯域） （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	-3200～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	②原子炉水位（燃料域） （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	-4000～1300mm*2	-3680～4843mm*2
	②原子炉水位(SA) （復水貯蔵槽水位（SA）の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-6872～1650mm*1
	③[復水貯蔵槽水位]※ （復水貯蔵槽水位（SA）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)
	③[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・プール水位の代替）	-6200～2000mm (T.M.S.L.-7350～850mm)(6 号炉) -5500～550mm (T.M.S.L.-6650～-600mm)(7 号炉)	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～-1150mm)
	＊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）		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

計測目的	重大事故等時において，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の確認である。
推定方法	復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量，吐出圧力，あるいは注水先の原子炉水位から，復水貯蔵槽水位（SA）又はサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 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流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲：0～16m(6 号炉)，0～17m(7 号炉)  図 58-8-25　復水貯蔵槽の水位容量曲線 ①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と経過時間より算出した注水量から推定する。 ①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：

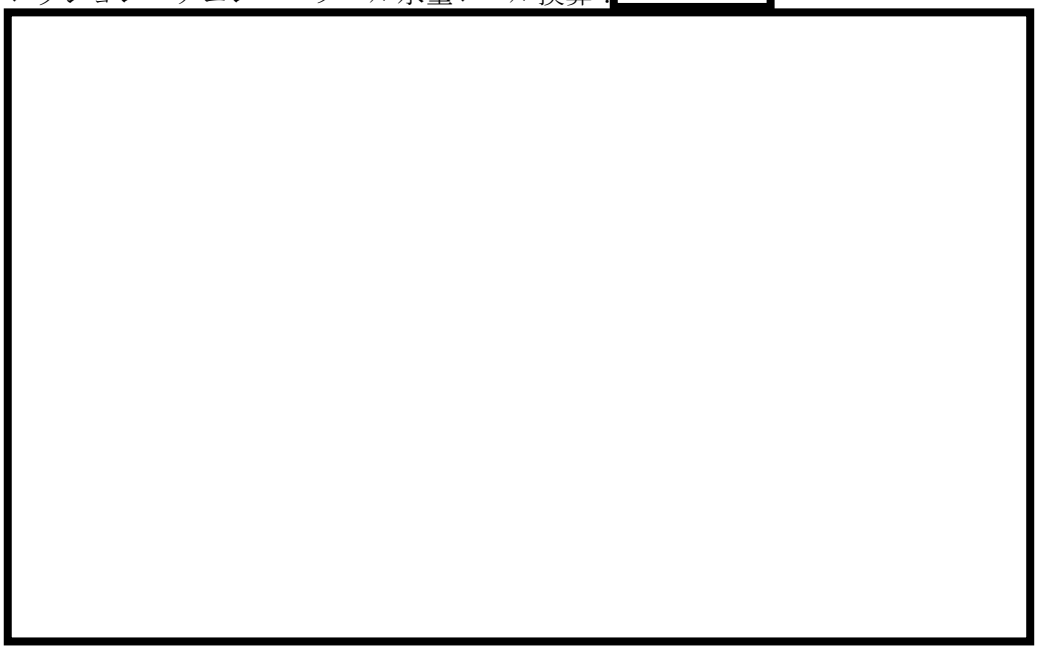


図 58-8-26　サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力
　復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送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，水源である復水貯蔵槽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。

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）
　注水先である原子炉水位を計測することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。

③[復水貯蔵槽水位]
　常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより，推定する。

③[サプレッション・チェンバ・プール水位]
　常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより，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復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 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サプレッション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため，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。 ①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ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サプレッション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため，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復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり，復水移送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，必要な水源である復水貯蔵槽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。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA） 本推定方法の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり，注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで，必要な水源である復水貯蔵槽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。 ③[復水貯蔵槽水位] 監視可能であれば常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することができる。 ③[サプレッション・チェンバ・プール水位] 監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。 ＜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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

	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。（高圧炉心注水系系統流量の誤差：約±21m³/h から，復水貯蔵槽の水位に換算した場合の誤差は約[redacted]。残留熱除去系系統流量の誤差：約±31m³/h から，サプレッション・チェンバの水位に換算した場合の誤差は約[redacted]。復水移送ポンプ吐出圧力の誤差：約±0.02MPa，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±0.1MPa。原子炉水位（広帯域）の誤差：約±49mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：約±36mm，原子炉水位（SA）の誤差：約±180mm。） 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。

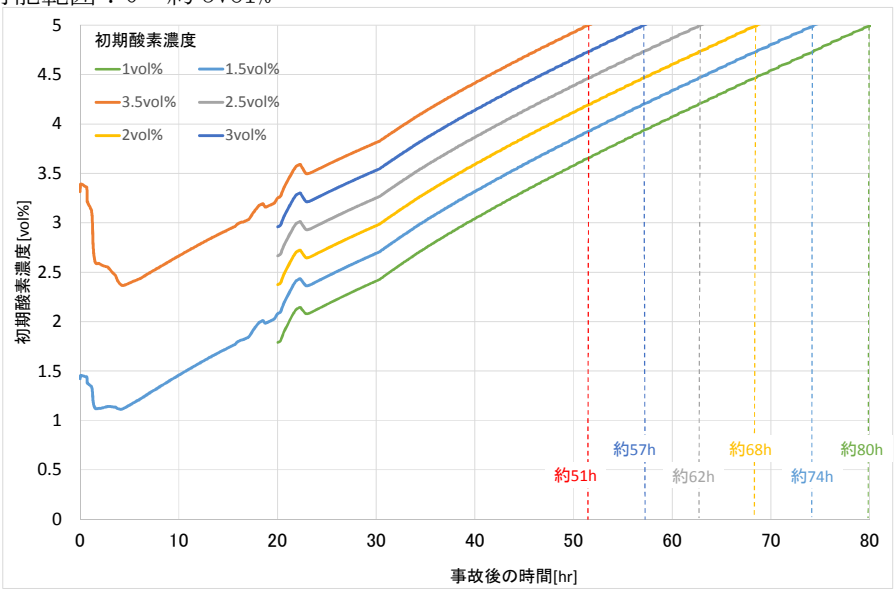
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(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（原子炉建屋内の水素濃度）

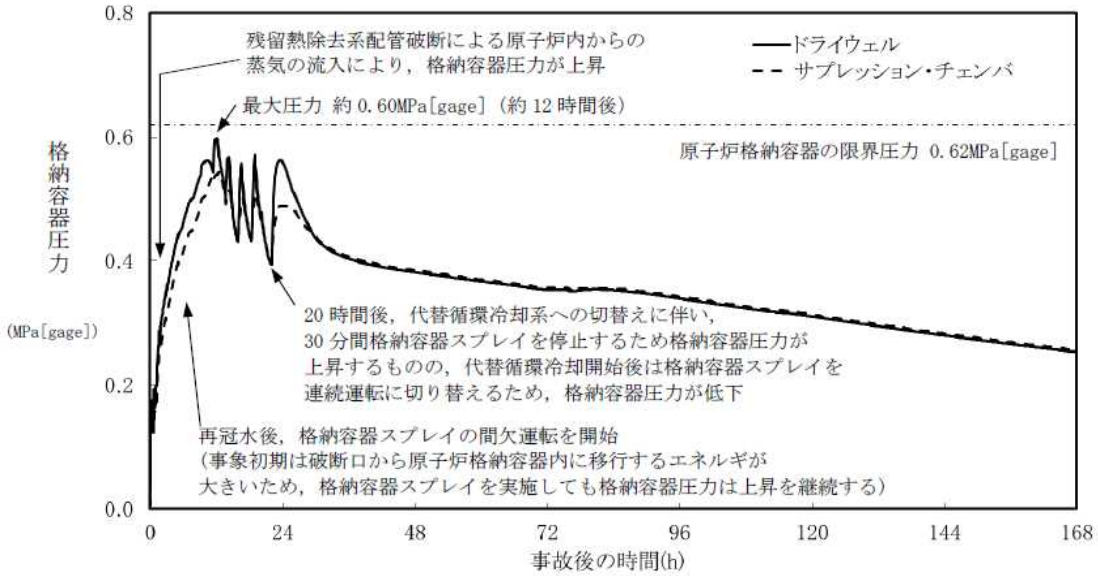
項　目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	－
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 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入口/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。 図 58-8-27　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 水素濃度 1vol%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 4vol%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。 推定可能範囲：0～約 4vol%		

推定の評価	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 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。 ＜誤差による影響について＞ 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±2.9℃から差温度として最大5.8℃程度の誤差。） 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) 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（原子炉格納容器内の酸素濃度）

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	0～30vol%(6 号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7 号炉)	4.9vol%以下
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}～10^{5}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}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満
	①格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	①格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において，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ガス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	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。 また，事故後の格納容器内圧力を監視することで，原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し，水素ガスが燃焼を生じる可能性を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 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） 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($G(H_2)$=0.4，$G(O_2)$=0.2)を入力とした評価結果(解析結果）により推定する。 推定可能範囲：0～約 5vol%  図 58-8-28　格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内酸素濃度変化		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

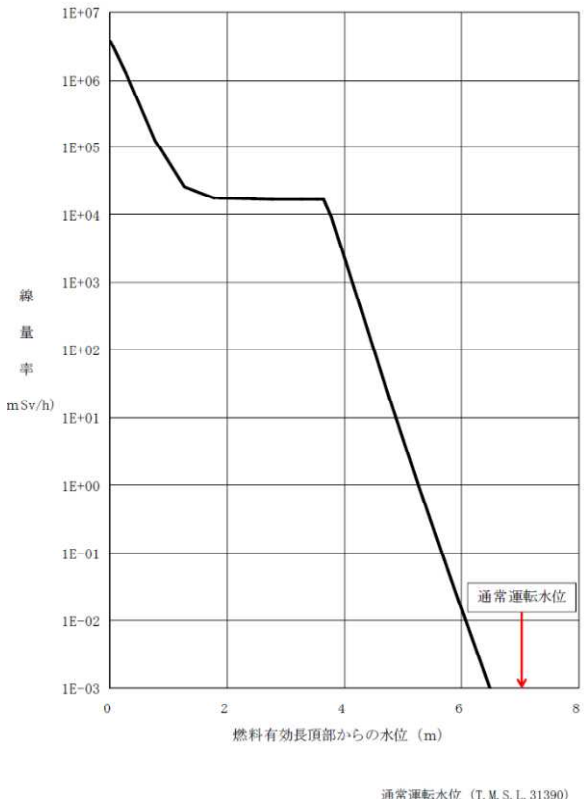
	①格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C） 原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては，事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。 格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 なお，事故時操作手順において，格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）が [redacted] 以上であることを確認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（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の変化を図 58-8-29 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 58-8-29　格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内圧力の推移
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目的のためには，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ガス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濃度の傾向及び

	インリークの有無の傾向を把握でき，計器誤差（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}Sv/h，N:-2～5，格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}Sv/h，N:-2～5，格納容器内圧力（D/W）の誤差：±15kPa，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±15.6kPa）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（使用済燃料プールの監視）

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（SA 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℃	最大値：66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	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)
		0～150℃	最大値：66℃
	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^{1}～10^{8}mSv/h	－
		10^{-2}～10^{5}mSv/h(6 号炉) 10^{-3}～10^{4}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（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)	T.M.S.L.31395mm(6 号炉) T.M.S.L.31390mm(7 号炉)
		0～150℃	最大値：66℃
	①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℃	最大値：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（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監視カメラの代替）	10^{1}～10^{8}mSv/h	－
		10^{-2}～10^{5}mSv/h(6 号炉) 10^{-3}～10^{4}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（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）の代替）	－	－
計測目的	重大事故等時において，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。		

推定方法	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（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）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて，下記のとおり推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 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（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により推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）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（SA 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。 ・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（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監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる状況把握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（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）により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ＜使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）＞ ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 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（SA）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 58-8-30 より必要な水位が確保されていることを推定する。 推定可能範囲：有効燃料棒頂部～有効燃料棒頂部＋約 6m 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。 ＜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）と同じ。 ＜使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）＞ 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（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-30 より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。 推定可能範囲：5×10^{-2}～10^{7}mSv/h 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。 ＜使用済燃料貯蔵プール監視カメラ＞ ①使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる状況把握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（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）により，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定可能範囲：各計測設備の計測範囲

	 図 58-8-30　水位と放射線量率の関係
推定の評価	＜使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）＞ ①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水位・温度（SA）による推定方法は，同じ仕様のもので使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。 　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）による推定方法は，水位／放射線量の関係を利用して，必要な水位が確保されていることを推定でき，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。 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監視カメラにより，使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。 ＜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）と同じ。 ＜使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）＞ ①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） 　水位／放射線量の関係を利用して，必要な水位が確保されていることを推定でき，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

	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監視カメラにより,使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。 ＜使用済燃料貯蔵プール監視カメラ＞ ①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放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 　上記パラメータにより，使用済燃料プールの状態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（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）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（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の誤差：±1.7℃，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の誤差：±1.7℃，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）の誤差：$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h，N:1～8，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）の誤差：(6 号炉）$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h，N:-2～5，(7 号炉）$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h，N:-3～4）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。

（参考）表 58-8-1　計装設備の計器誤差について（1/3）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～350℃	2	原子炉格納容器内	±3.4℃	±3.4℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	3	原子炉建屋地下1階	±0.07MPa	±0.07MPa
原子炉圧力（SA）	弾性圧力検出器	0～11MPa[gage]	1	原子炉建屋地下1階	±0.08MPa	±0.08MPa
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器	-3200～3500mm*1	3	原子炉建屋地下1階	±48mm	±49mm
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器	-4000～1300mm*2	2	原子炉建屋地下3階	±36mm	±35mm
原子炉水位（SA）	差圧式水位検出器	-3200～3500mm*1	1	原子炉建屋地下1階	±104mm	±104mm
		-8000～3500mm*1	1	原子炉建屋地下3階（6号炉） 原子炉建屋地下2階（7号炉）	±180mm	±178mm
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～300m³/h	1	原子炉建屋地下2階	±7m³/h	±7m³/h
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	0～300m³/h	1	原子炉建屋地下3階	±4m³/h	±6m³/h
高圧炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～1000m³/h	2	原子炉建屋地下3階	±16m³/h	±21m³/h
復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	差圧式流量検出器	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7号炉）	1	原子炉建屋地下1階	±4m³/h	±3m³/h
復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	差圧式流量検出器	0～350m³/h	1	原子炉建屋地下1階（6号炉） 原子炉建屋地上1階（7号炉）	±8m³/h	±9m³/h
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	0～1500m³/h	3	原子炉建屋地下3階	±31m³/h	±31m³/h
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	差圧式流量検出器	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	1	原子炉建屋地下2階	±3m³/h	±2m³/h
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内	±2.8℃	±2.9℃
サプレッション・チェンバ気体温度	熱電対	0～300℃	1	原子炉格納容器内	±2.0℃	±2.1℃
サプレッション・チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0～200℃	3	原子炉格納容器内	±1.2℃	±1.7℃
格納容器内圧力（D/W）	弾性圧力検出器	0～1000kPa[abs]	1	原子炉建屋地上中3階（6号炉） 原子炉建屋地上3階（7号炉）	±15kPa	±15kPa
格納容器内圧力（S/C）	弾性圧力検出器	0～980.7kPa[abs]	1	原子炉建屋地上1階	±15.6kPa	±15.5kPa
サプレッション・チェンバ・プール水位	差圧式水位検出器	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*3	1	原子炉建屋地下3階	±0.27m	±0.27m
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1m, +2m, +3m（T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm）*3	3	原子炉格納容器内	-0～+100mm	-0～+100mm

（参考）表 58-8-1　計装設備の計器誤差について（2/3）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	2	原子炉建屋地上3,中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）	±0.6vol%	±0.4vol% /±2.0vol%
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.1vol%	±2.1vol%
格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	原子炉建屋地上1階	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}Sv/h N:-2～5	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5
格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	原子炉建屋地下1階	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}Sv/h N:-2～5	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5
起動領域モニタ	核分裂電離箱	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125% （$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}$ $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	10	原子炉格納容器内	$7.24\times10^{N-1}$～ $1.38\times10^{N}s^{-1}$ N:-1～6 又は±2.5%	$7.24\times10^{N-1}$～ $1.38\times10^{N}s^{-1}$ N:-1～6 又は±2.5%
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0～125% （1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	4*4	原子炉格納容器内	±1.3%	±2.5%
復水補給水系温度（代替循環冷却）	熱電対	0～200℃	1	原子炉建屋地下3階	±2.1℃	±2.2℃
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	0～6000mm	2	屋外(フィルタベント遮蔽壁内)	±97.3mm	±94.8mm
フィルタ装置入口圧力	弾性圧力検出器	0～1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）	±0.016MPa	±0.016MPa
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	10^{-2}～10^{5}mSv/h	2	屋外（原子炉建屋屋上）	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5
フィルタ装置水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉建屋地上3階	±2.1vol%	±2.1vol%
フィルタ装置金属フィルタ差圧	差圧式圧力検出器	0～50kPa	2	屋外(フィルタベント遮蔽壁内)	±0.30kPa	±0.39kPa
フィルタ装置スクラバ水pH	pH検出器	pH0～14	1	屋外(フィルタベント遮蔽壁内)	pH±0.1	pH±0.1
耐圧強化ベント系放射線モニタ	電離箱	10^{-2}～10^{5}mSv/h	2	原子炉建屋地上4階	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5	$5.3\times10^{N-1}$～ 1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～300℃	3	原子炉建屋地下3階	±3.2℃	±3.6℃
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0～300℃	3	原子炉建屋地下2階（6号炉） 原子炉建屋地下3階（7号炉）	±3.2℃	±3.6℃

（参考）表 58-8-1　計装設備の計器誤差について（3/3）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 （6号炉） タービン建屋 地下1,2階 （7号炉）	±27m³/h	±20m³/h
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	差圧式流量検出器	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7号炉）	3	原子炉建屋地下2,3階 （6号炉） 原子炉建屋地下3階 （7号炉）	±32m³/h	±31m³/h
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～12MPa[gage]	2	原子炉建屋地下3階	±0.08MPa	±0.08MPa
復水貯蔵槽水位（SA）	差圧式水位検出器	0～16m（6 号炉） 0～17m（7号炉）	1	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.250m	±0.263m
復水移送ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.02MPa	±0.01MPa
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階	±0.1MPa	±0.1MPa
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	8	原子炉建屋地下1,2階，地上2,4階	±1.0vol%	±1.0vol%
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0～300℃	4	原子炉建屋地上4階	±2.9℃	±2.9℃
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol% （7号炉）	2	原子炉建屋地上3,中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階 （7号炉）	±0.6vol%	±0.2vol% /±0.6vol%
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	熱電対	T.M.S.L.20180～31170mm（6 号炉）*3 T.M.S.L.20180～31123mm（7 号炉）*3	1*5	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
		0～150℃				
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	熱電対	T.M.S.L.23420～30420mm（6 号炉）*3 T.M.S.L.23373～30373mm（7 号炉）*3	1*6	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
		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）	電離箱	10^{1}～10^{8}mSv/h	1	原子炉建屋地上4階	$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h N:1～8	$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h N:1～8
		10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7号炉）	1	原子炉建屋地上4階	$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h N:-2～5	$5.3\times10^{N-1}$～1.9×10^{N}mSv/h N:-3～4
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	赤外線カメラ	－ （映像）	1	原子炉建屋地上 4 階	－ （映像）	－ （映像）

＊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）
＊3：T.M.S.L. =東京湾平均海面
＊4：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。
＊5：検出点は 14 箇所
＊6：検出点は 8 箇所
＊7：検出器～SPDS 表示装置等の誤差（詳細設計により，今後変更となる可能性がある）

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	0～350℃	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。
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（SA）	0～11MPa[gage]	0～11MPa[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（広帯域）	-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。
	原子炉水位（燃料域）	-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（SA）	-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	高圧代替注水系系統流量	0～300m³/h	0～300m³/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	0～300m³/h	0～300m³/h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m³/h	0～1000m³/h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7号炉）	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7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。
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	0～350m³/h	0～350m³/h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0～1500m³/h	0～1500m³/h	3		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（RHR B系代替注水流量）	0～350m³/h	0～350m³/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。
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	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	ドライウェル雰囲気温度	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。
	サプレッション・チェンバ気体温度	0～300℃	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。
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	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	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*4	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*4	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）*4	+1m，+2m，+3m（T.M.S.L.-5600mm，-4600mm，-3600mm）*4	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	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	－	2	－*5	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（SA）	0～100vol%	－	2	－*5	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}～10^{5}Sv/h	－	2	－*5	電離箱	－	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}～10^{5}Sv/h	－	2	－*5	電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$ （1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}$ $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	－	10	－*5	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% （1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）*6	－	4*7	－*5	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度 （代替循環冷却）	0～200℃	0～350℃*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}～10^{5}mSv/h	－	2	－*5	電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－	2	－*5	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	2	1	差圧式圧力検出器	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。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－	1	－*5	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}～10^{5}mSv/h	－	2	－*5	電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	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。
	残留熱除去系熱交換器 出口温度	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。

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	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～4000m³/h （6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/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	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7 号炉）	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7 号炉）	3		差圧式流量検出器	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。
格納容器バイパスの監視	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0～12MPa[gage]	0～12MPa[gage]	2	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。
	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	
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	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
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－	8	－*5	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	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol%（7 号炉）	－	2	－*5	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（SA 広域）	0～150℃	0～350℃*1	1*8	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（SA）	0～150℃	0～350℃*1	1*9		熱電対	中央制御室	
	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^{1}～10^{8}mSv/h	－	1	－*5	電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）	－	1		電離箱	－	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－	1	－*5	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 24 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 24 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：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
＊5：全交流動力電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，pH 監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅰ及びⅡ）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）により電源供給されるため，監視計器は使用可能である。
＊6：定格出力時の値に対する比率で示す。
＊7：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。
＊8：検出点は 14 箇所
＊9：検出点は 8 箇所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

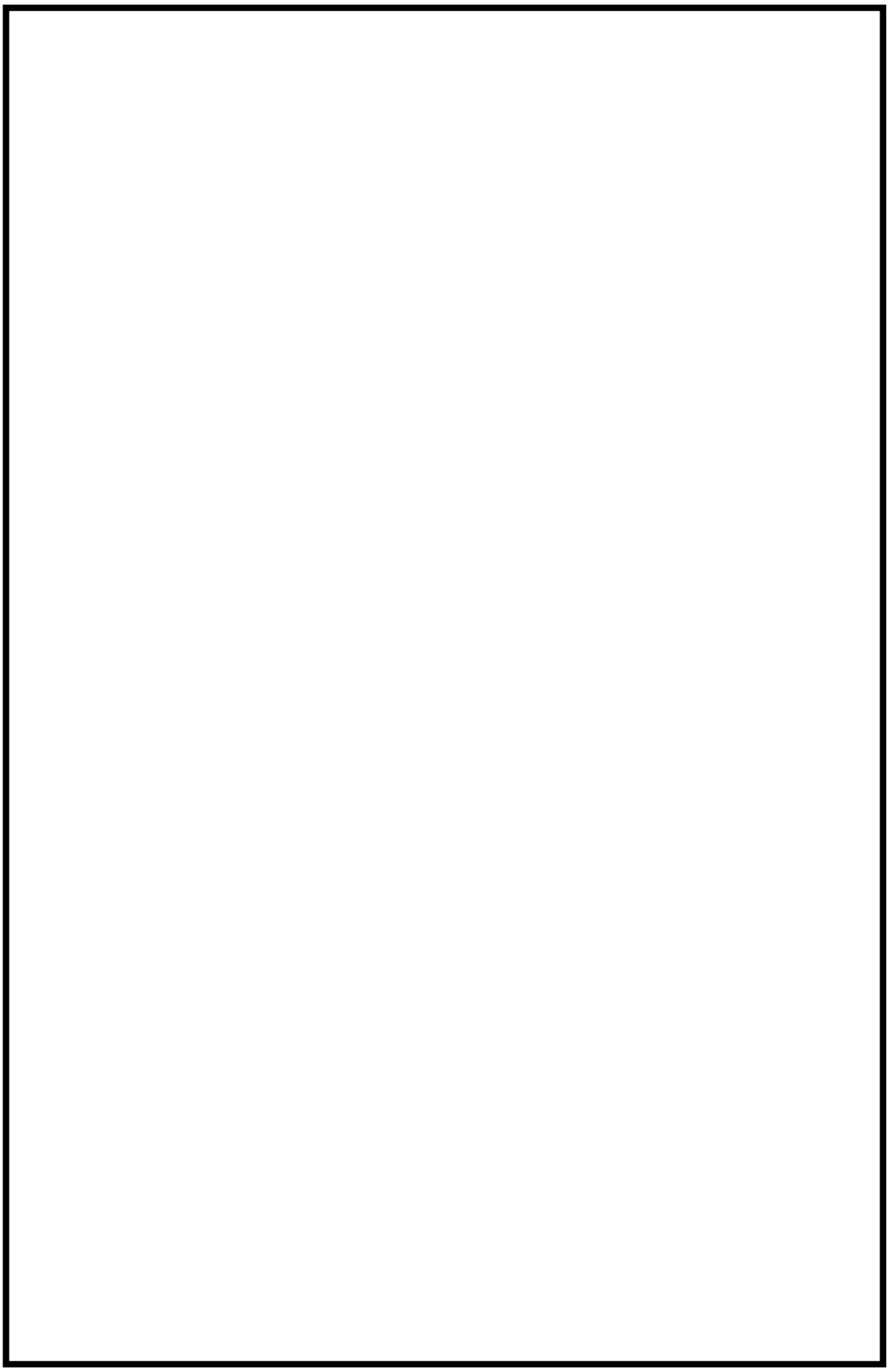


図 58-9-1　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（1/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

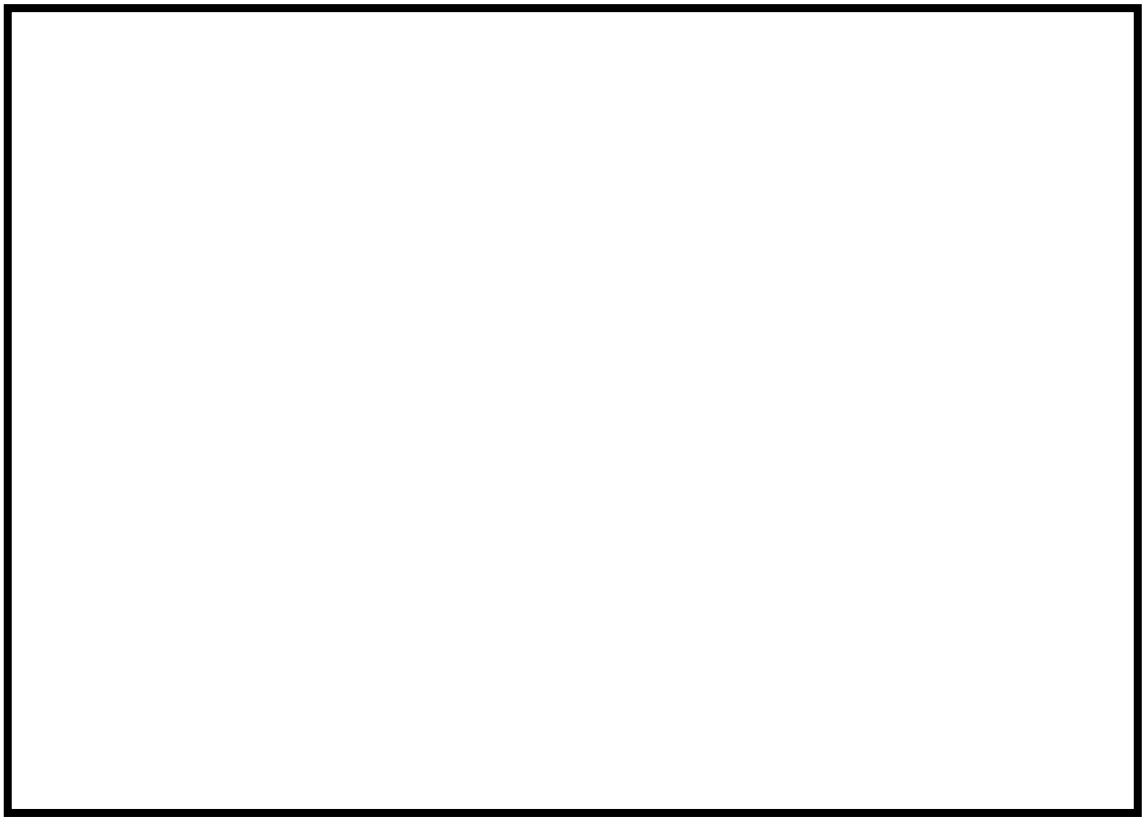


図 58-9-2　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（2/8）

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）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

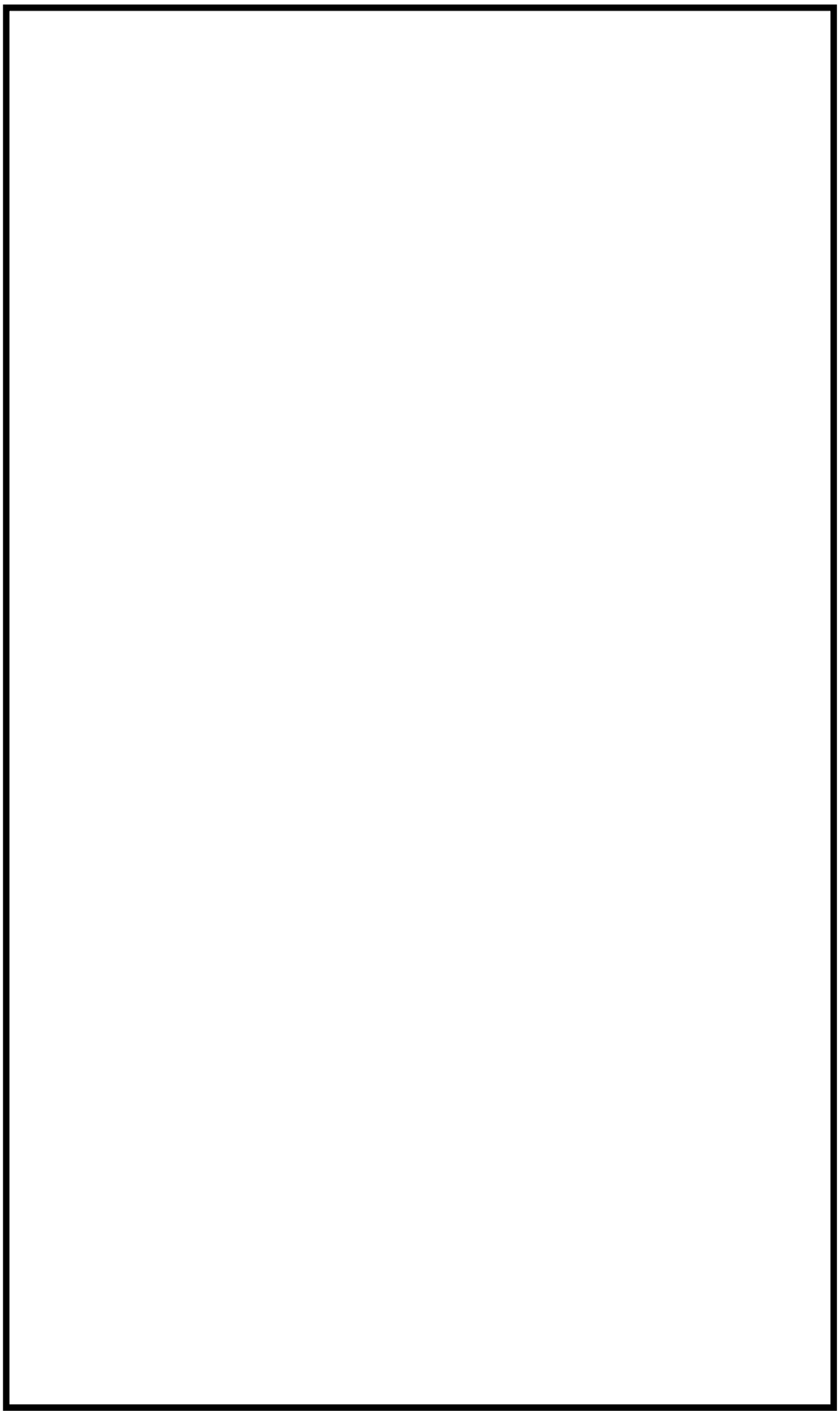


図 58-9-4　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（4/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 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）

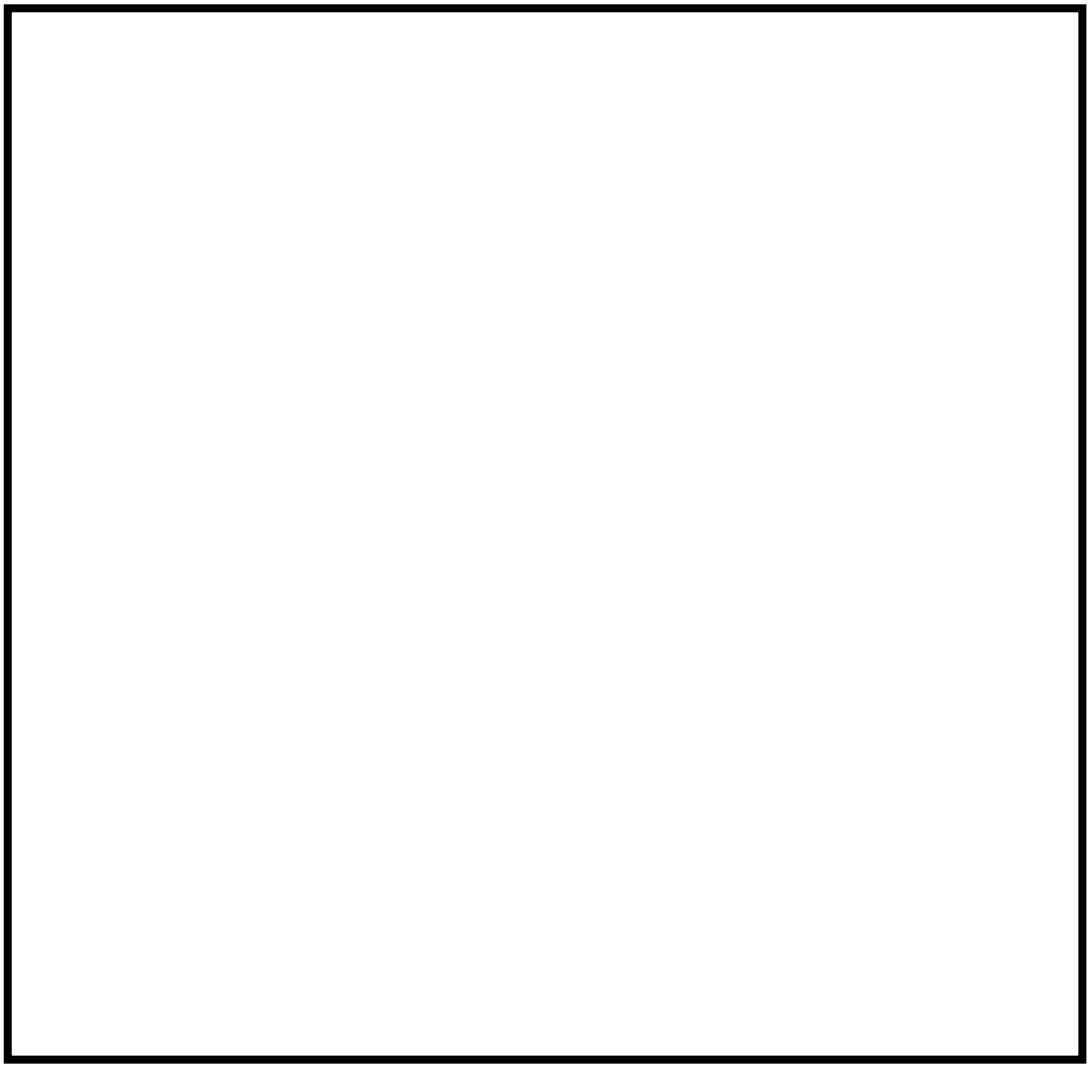


図 58-9-6　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（6/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

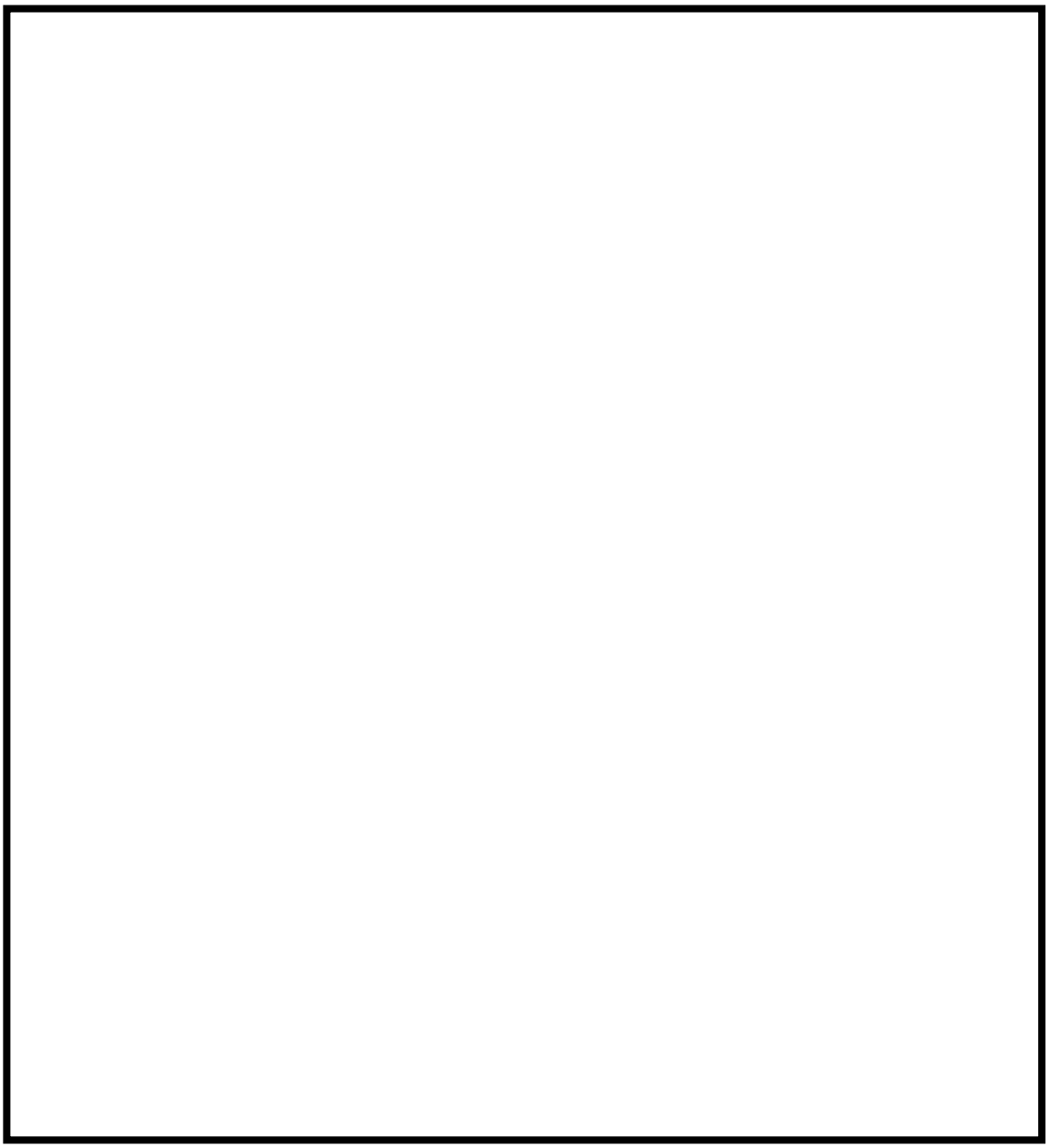


図 58-9-7　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（7/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

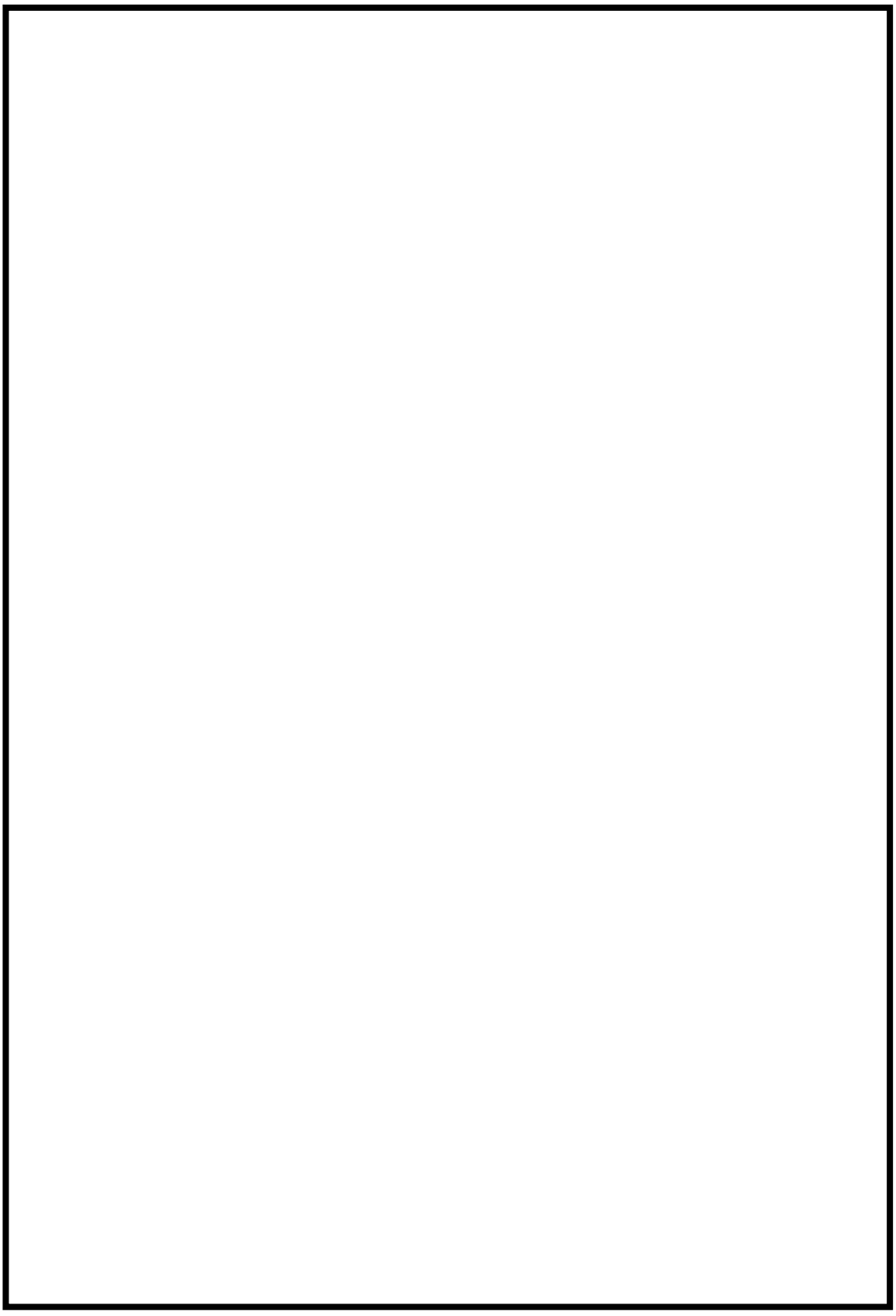


図 58-9-8　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（6 号炉）（8/8）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

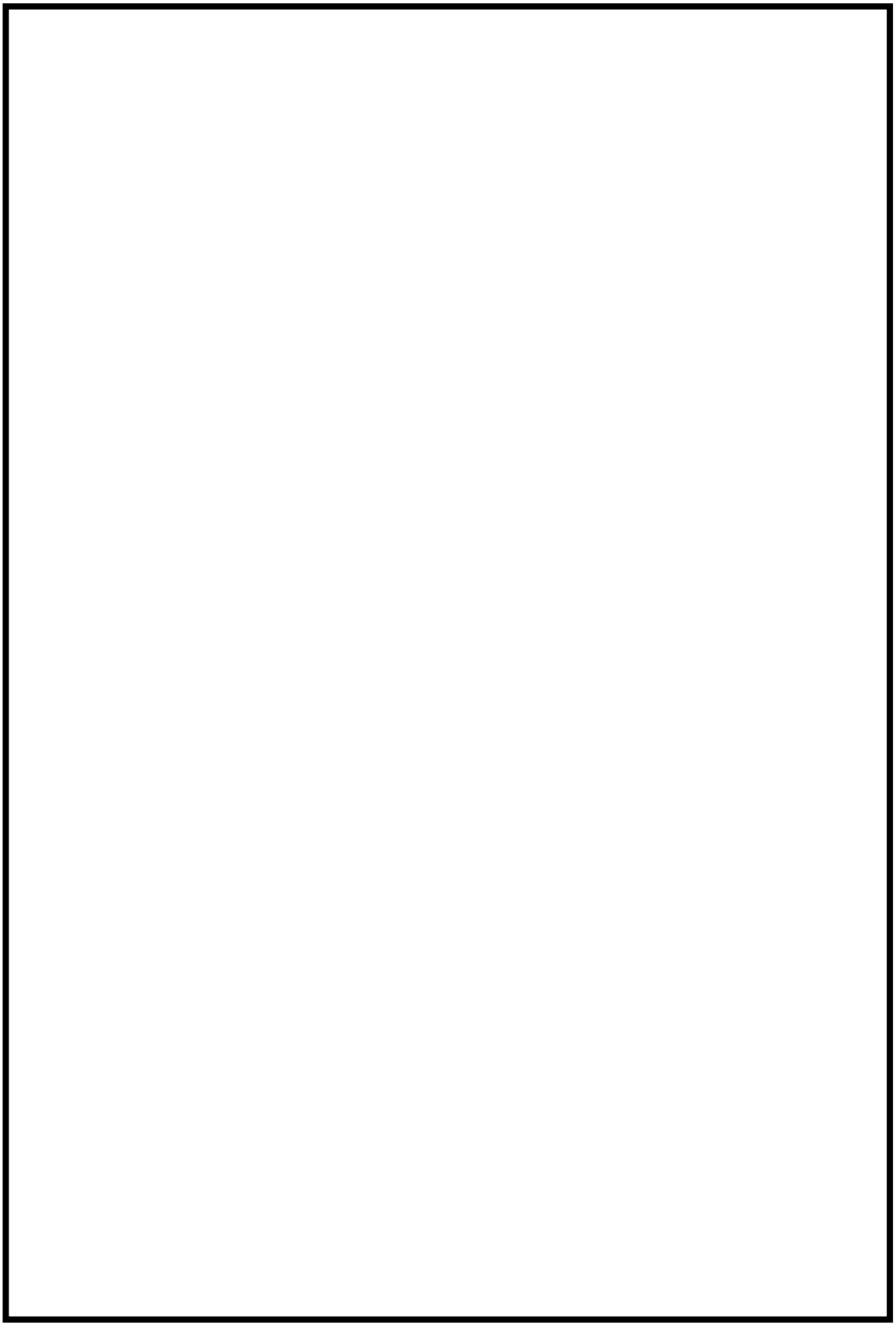


図 58-9-9　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（1/4）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

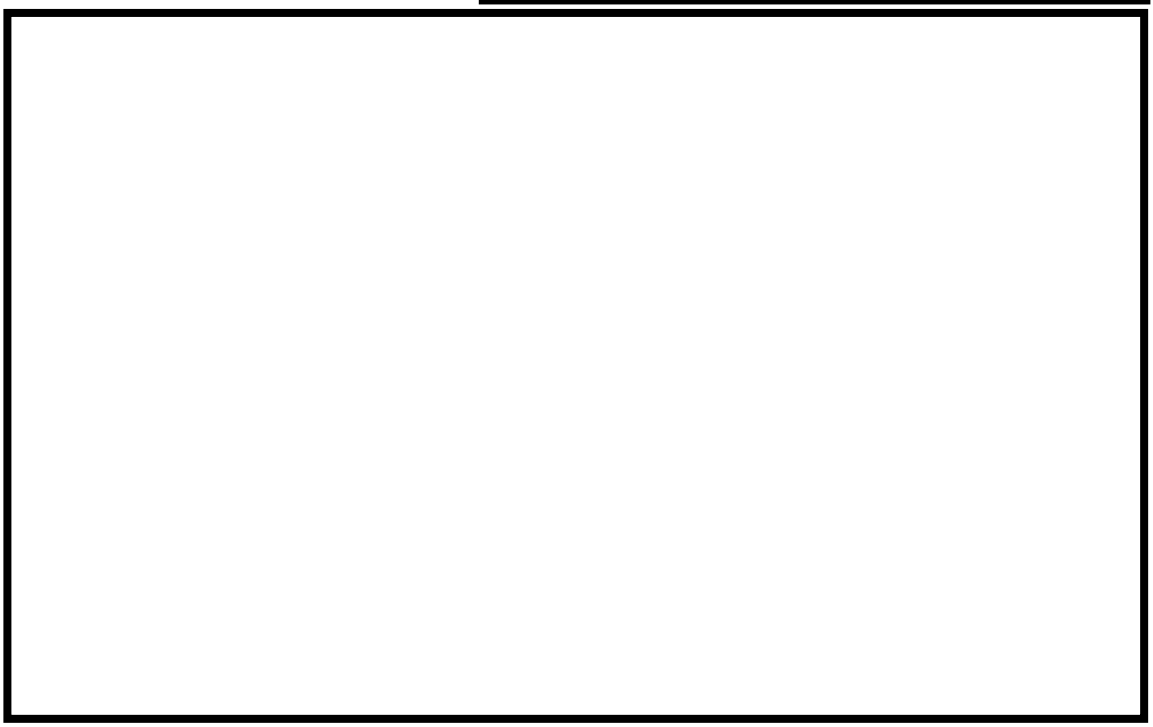


図 58-9-10　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（2/4）

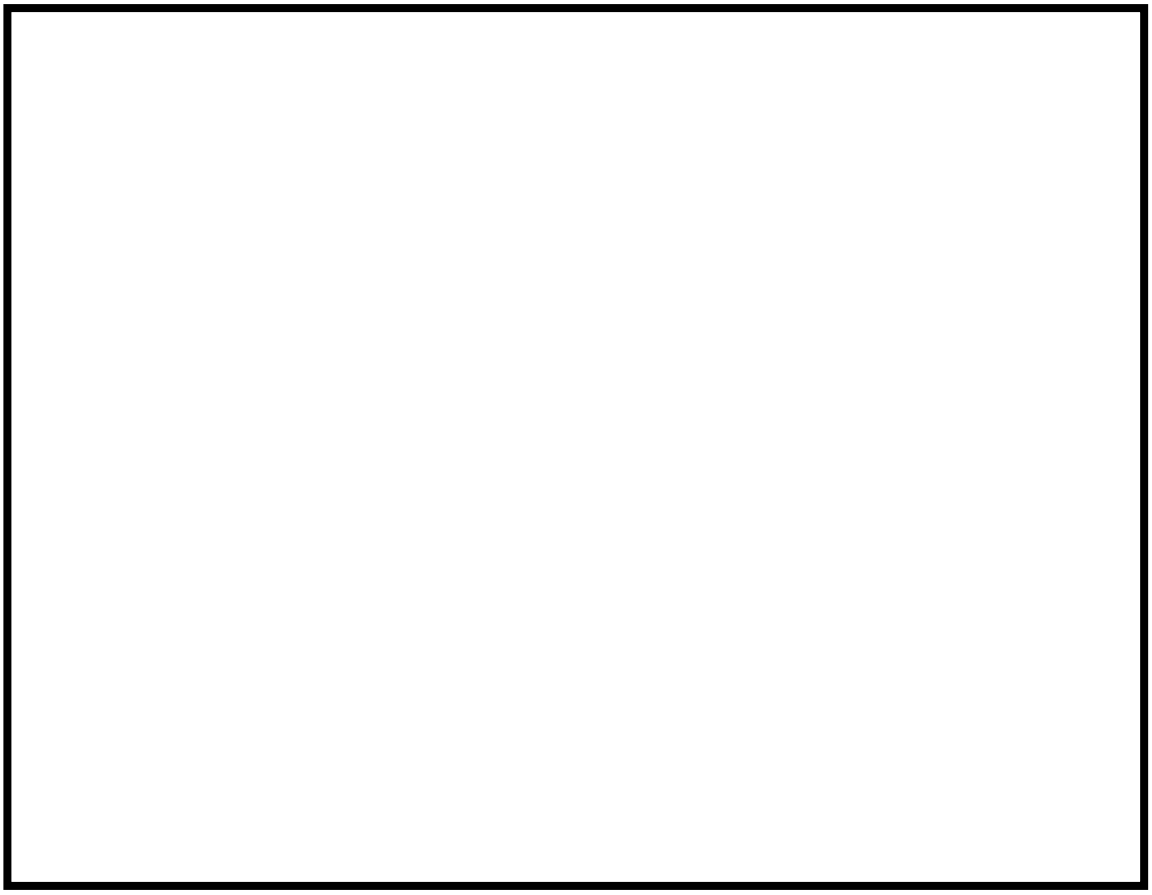


図 58-9-11　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（3/4）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

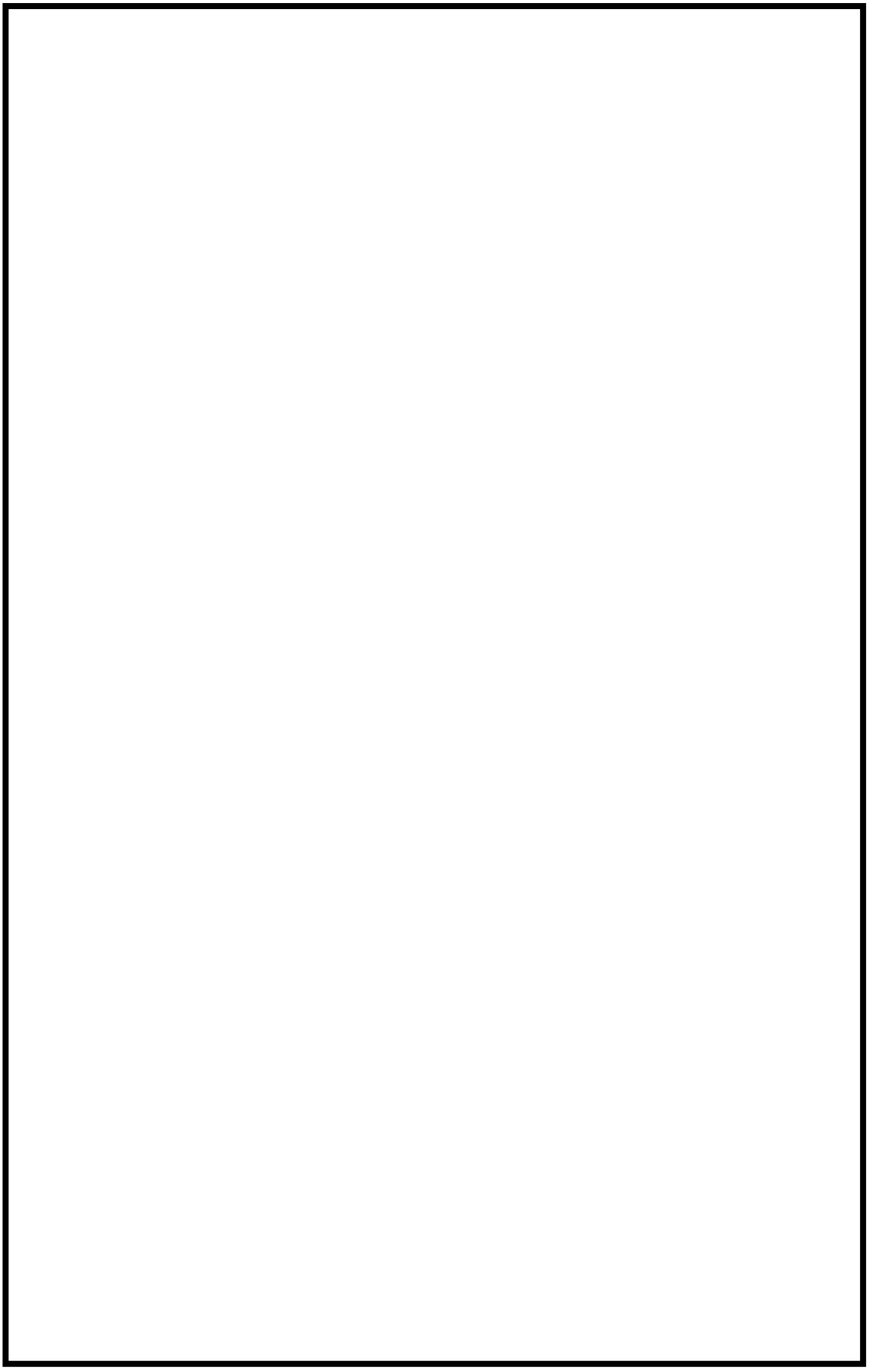


図 58-9-12　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（7 号炉）（4/4）

58-10

主要パラメータの耐環境性について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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

原子炉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圧・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」における最大温度，圧力，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）	[redacted]

表 58-10-2　耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評　価
原子炉圧力容器温度	熱電対	[redacted]	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）	水素吸蔵材料式 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．原子炉建屋原子炉区域内，その他の建屋内，屋外

重大事故等時の原子炉建屋原子炉区域内，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。

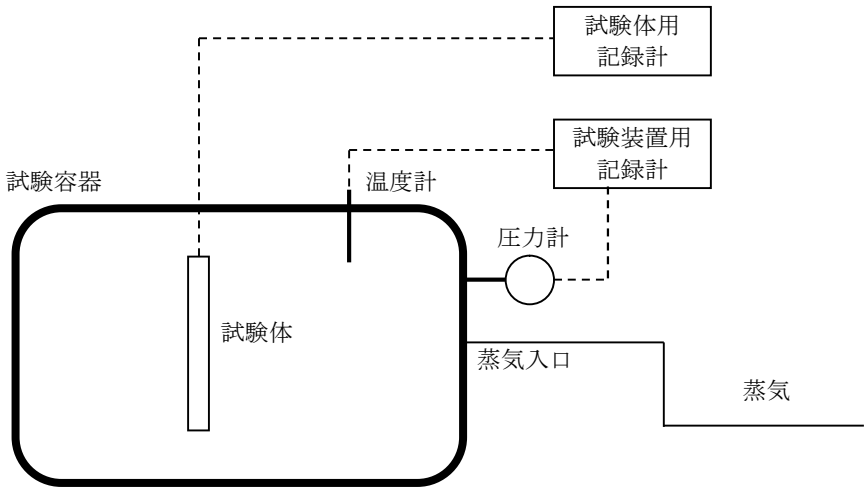
別紙１

１．原子炉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の環境が厳しくなるのは，原子炉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原子炉格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは，格納容器過圧・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」である。次項以降において，重大事故等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

原子炉格納容器内設置計器のうち重大事故等時に監視機能を期待される計器については，重大事故等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重大事故等時環境（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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

３．原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境試験結果

重大事故等時模擬試験の結果，圧力0.62MPa(gage)以上で，温度200℃以上，積算線量[redacted]以上（無機物で構成している検出器は除く）の重大事故等時環境の印加に対し，試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており，同試験条件が原子炉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　耐環境性試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評　価
原子炉圧力容器温度	熱電対	[redacted]	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）	水素吸蔵材料式 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発電用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※3																
	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（広帯域）（燃料域）		○	○												○	○	○	○	○	○	○	○		○						○	○	○	
原子炉水位（SA）		○	○	○											○	○	○	○	○	○	○	○		○						○	○	○	
高圧代替注水系系統流量		○													○			○															
復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）				○			○								○			○					○										
復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）				○		○	○								○	○		○	○		○		○	○							○		
復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）							○	○							○									○									
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）					○	○	○		○						○	○		○	○	○	○	○	○	○									
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　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				○	○	○									○															○			
原子炉補機冷却水系系統流量				○	○	○									○																		
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量				○	○	○									○																		
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力			○												○							○											

※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 及び 3.5 は 3.2 のシナリオに包絡　※3：有効性評価の 3.4 は 3.1 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（1/22）

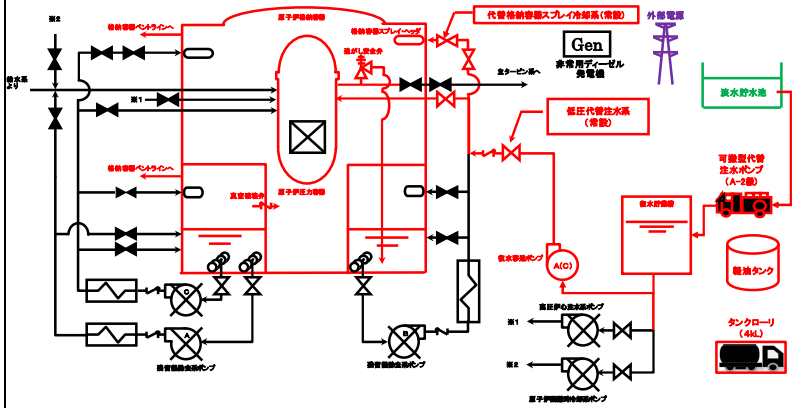
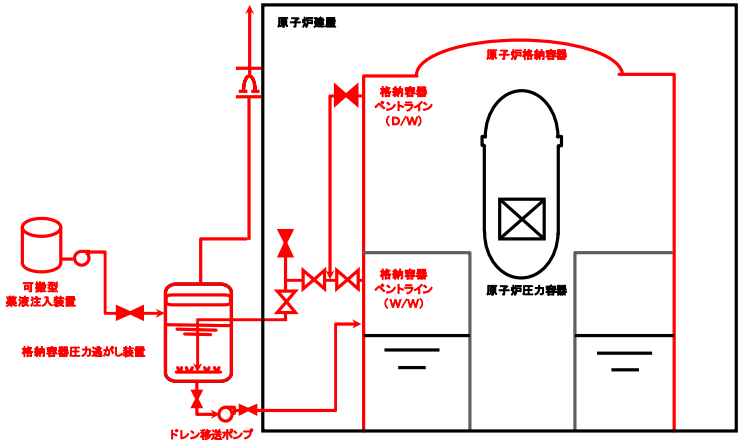
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	 	復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ(4kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系スパージャ（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	48 条（ベント元），49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			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（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 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（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			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（RHR B系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			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）
			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（2/22）

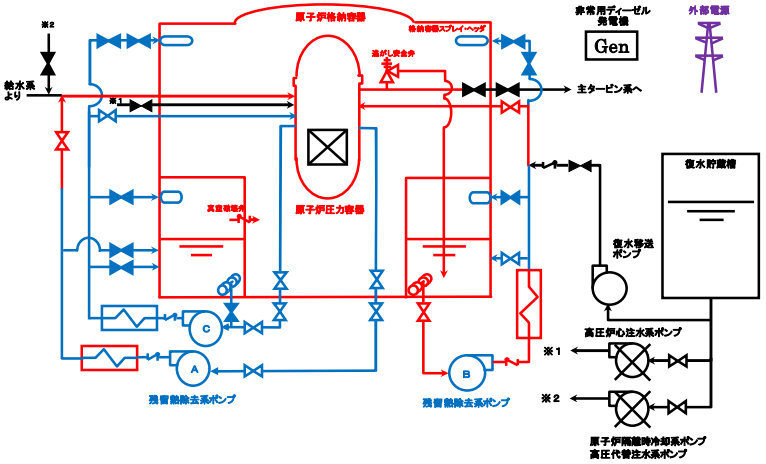
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（代替自動減圧機能）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			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
			残留熱除去系スパージャ（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（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			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
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			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）
			代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	46 条（ロジック）
			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（広帯域），（燃料域） 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（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			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）

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（3/22）

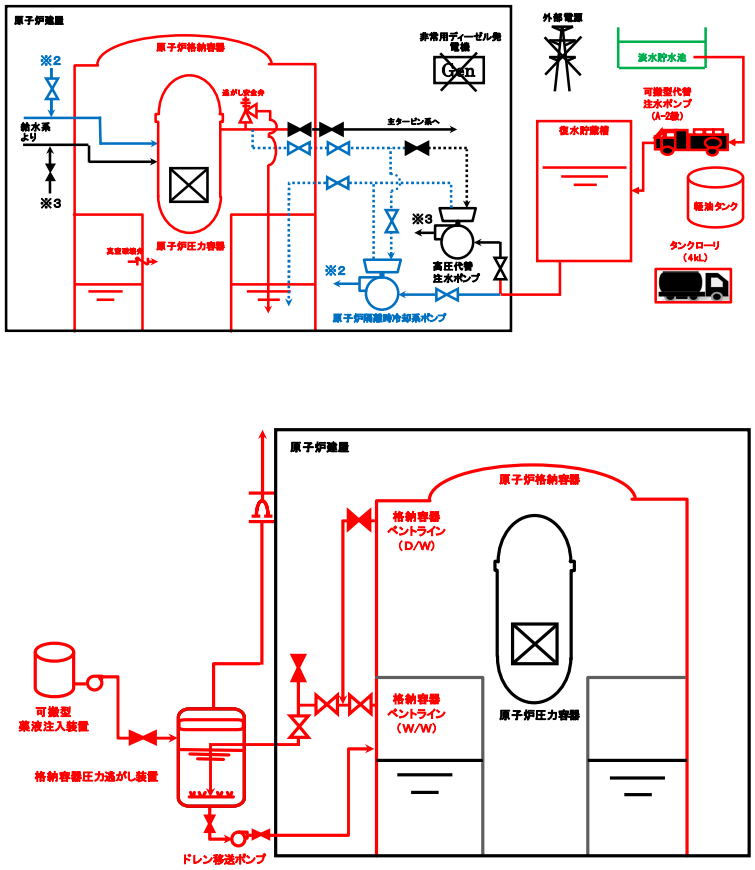
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失（外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失）	 	原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（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）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	57 条（直流電源）
			蓄電池Ａ－２（電源）	57 条（直流電源）
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ(4kL,16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 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）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			格納容器スプレイ・ヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			原子炉格納容器	48 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（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）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

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（4/22）

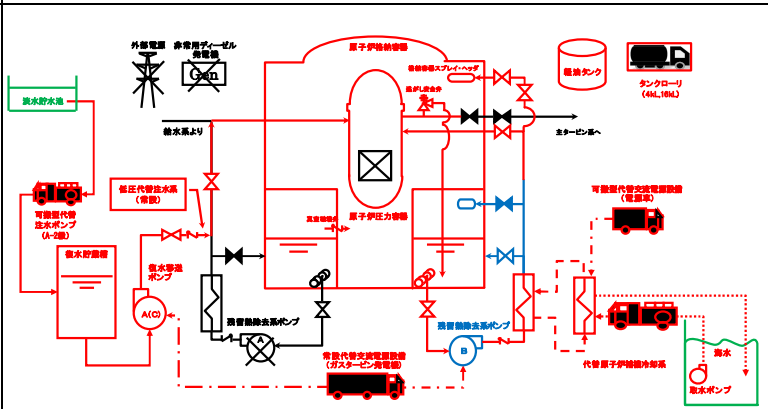
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋D／G 喪失） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）	48 条（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）
			ドライウェル雰囲気温度	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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	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（RHR A 系代替注水流量）	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（5/22）

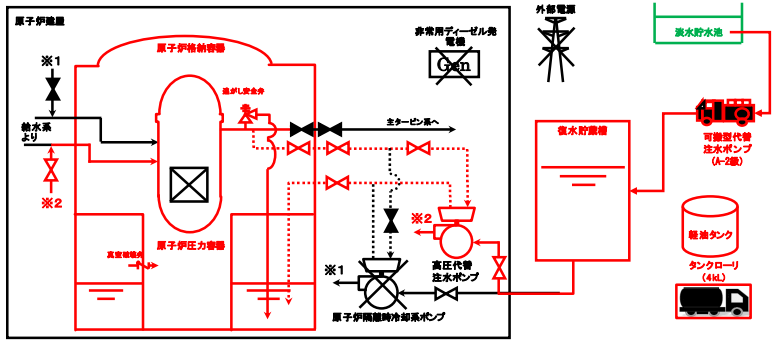
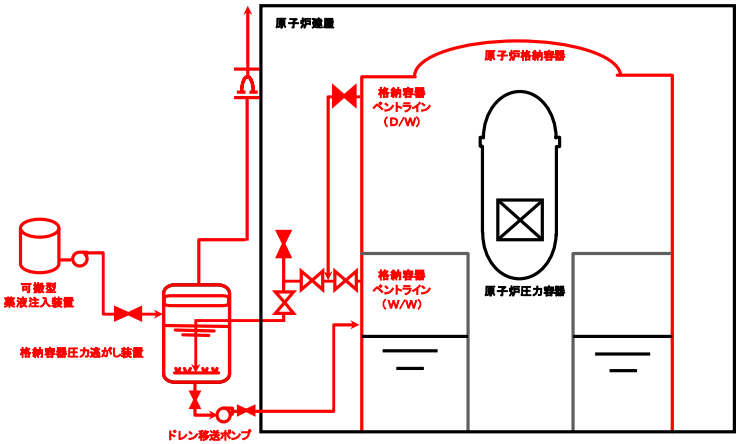
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋D／G喪失 ＋ＲＣＩＣ失敗）	 	高圧代替注水系	45 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	45 条（水源），47 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（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）	57 条
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ(4kL, 16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条（注入先），47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			格納容器スプレイ・ヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			原子炉格納容器	48 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（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）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

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（6/22）

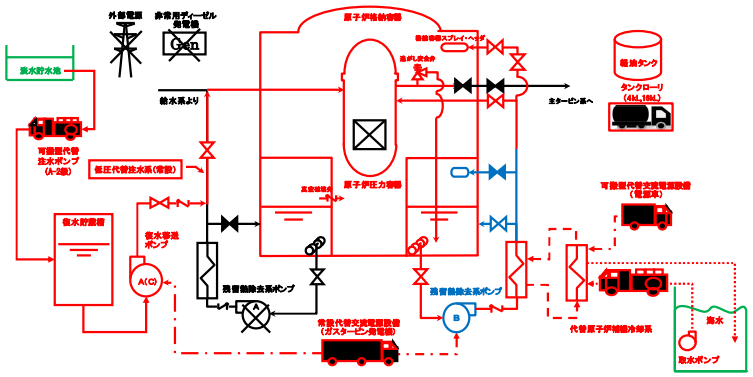
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋D／G喪失 ＋ＲＣＩＣ失敗） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	45 条（高圧時の原子炉冷却） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			高圧代替注水系系統流量	45 条（高圧時の原子炉冷却） 58 条（高圧代替注水確認）
			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）
			ドライウェル雰囲気温度	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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	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（RHR A 系代替注水流量）	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（7/22）

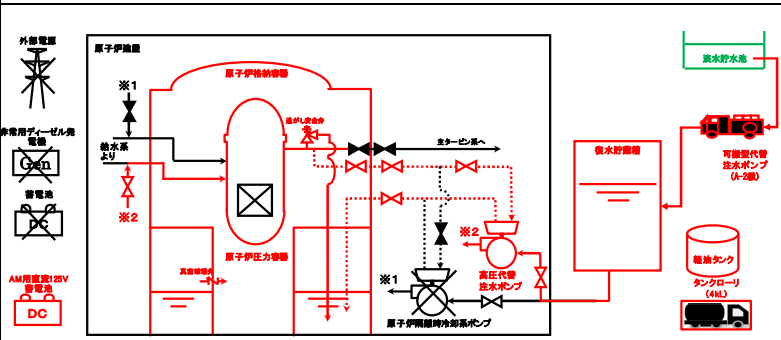
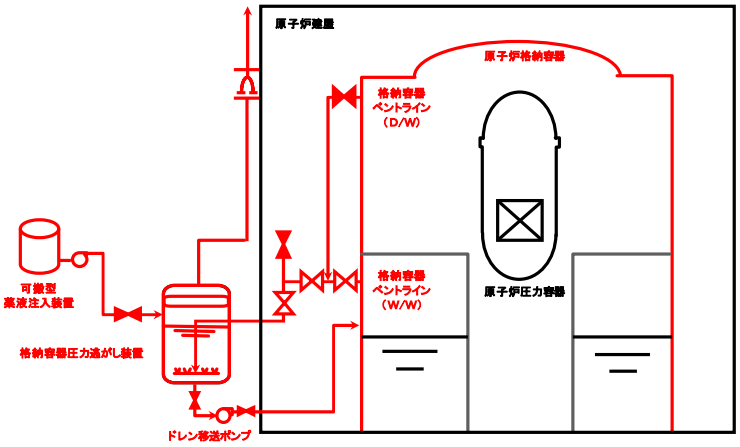
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋D／G喪失 ＋直流電源喪失）	 	逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			高圧代替注水系	45 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	45 条（水源），47 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（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）	57 条
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ(4kL, 16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系配管（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系弁（高圧代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条（注入先），47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			格納容器スプレイ・ヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	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
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			原子炉格納容器	48 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（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）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

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（8/22）

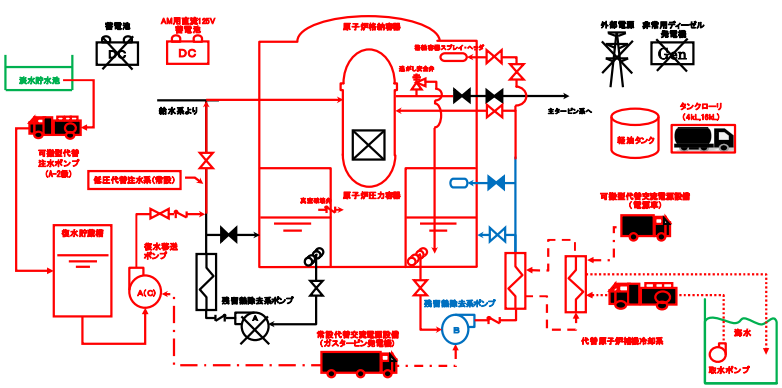
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋D／G 喪失 ＋直流電源喪失） （つづき）		原子炉水位（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	45 条（高圧時の原子炉冷却） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			高圧代替注水系系統流量	45 条（高圧時の原子炉冷却） 58 条（高圧代替注水確認）
			格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（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）
			ドライウェル雰囲気温度	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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	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（RHR A 系代替注水流量）	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（9/22）

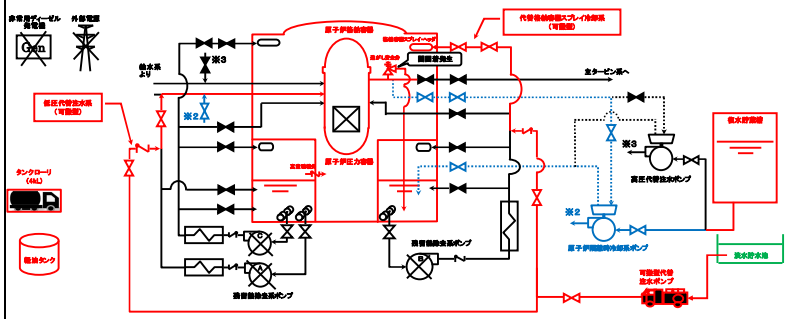
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失 ＋ＳＲＶ再閉失敗）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			淡水貯水池（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			常設代替交流電源設備	57 条
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・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
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	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
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ(4kL,16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（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）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）

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（10/22）

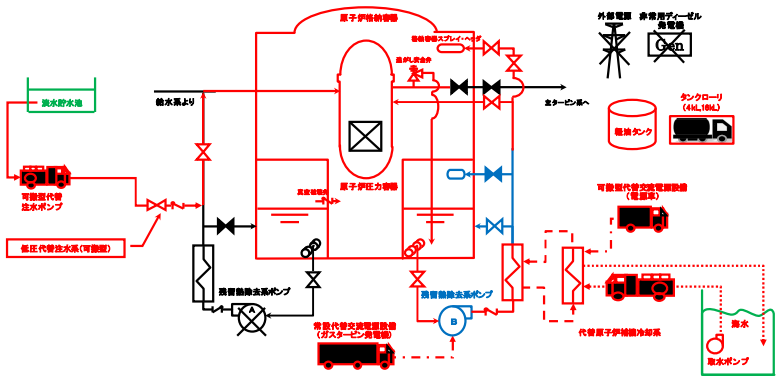
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源＋Ｄ／Ｇ喪失 ＋ＳＲＶ再閉失敗） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域），原子炉水位（SA）	47 条（低圧時の原子炉冷却）58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（D/W），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） 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）
			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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			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（11/22）

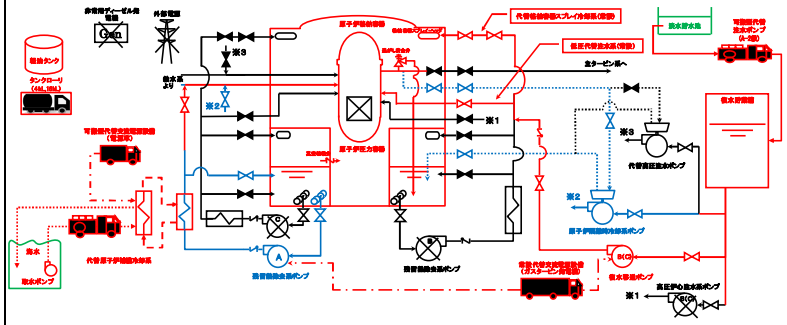
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			常設代替交流電源設備	57 条
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ	47 条，49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（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）	57 条
			蓄電池 A（電源）	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
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ(4kL, 16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（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）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			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（広帯域），（燃料域），原子炉水位（SA）	47 条（低圧時の原子炉冷却），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）
			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（RHR B 系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（D/W），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）
			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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（12/22）

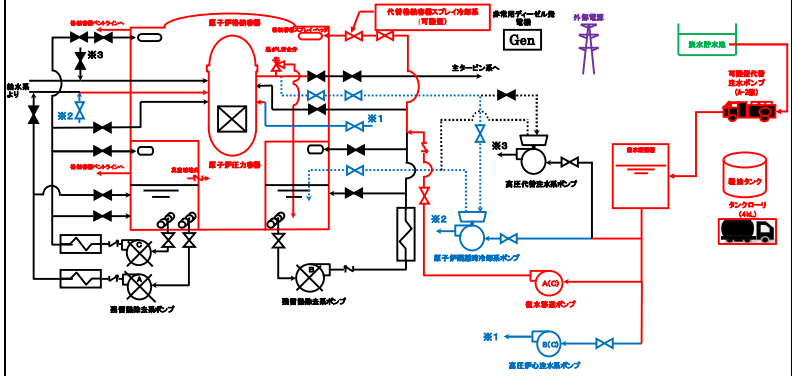
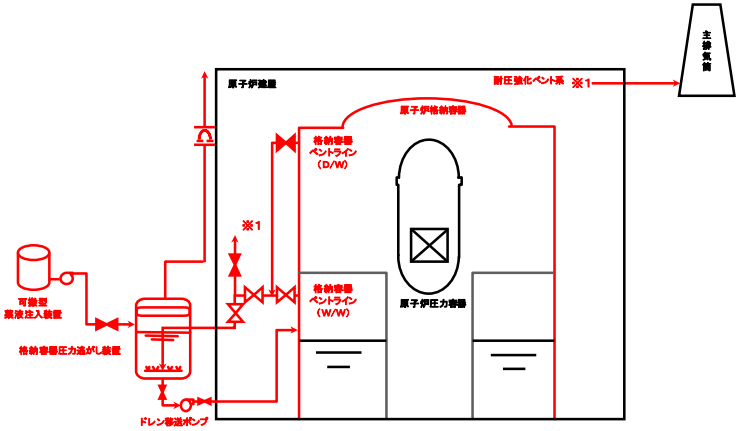
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系故障）	 	原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁 高圧炉心注水系ポンプ 復水移送ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 復水貯蔵槽（水源） 淡水貯水池（代替水源） 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送） タンクローリ(4kL)（給油） 軽油タンク 外部電源（電源） 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 高圧炉心注水系配管（高圧注水流路） 高圧炉心注水系弁（高圧注水流路） 原子炉圧力容器 復水補給水系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 復水補給水系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 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・ヘッダ（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（広帯域），（燃料域），原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 高圧炉心注水系系統流量 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 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	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条（ポンプ） 48 条 48 条 49 条（水源） 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） 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） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 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（流路） 49 条（流路） 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） 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（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58 条（格納容器状態確認） 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） 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） 49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認） 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）

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（13/22）

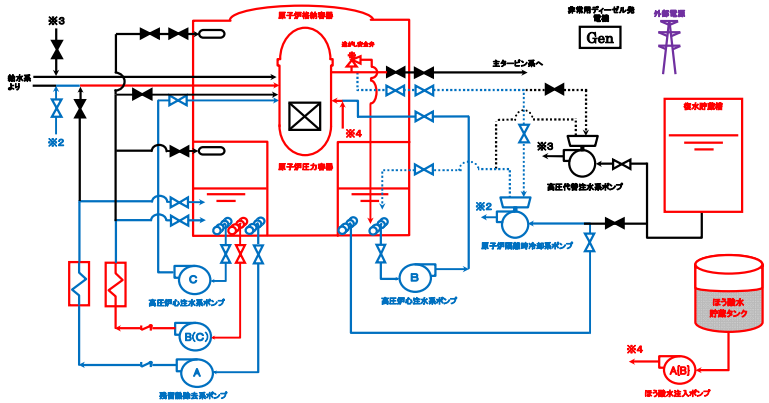
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御系（自動運転モード）	DB（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）　※ポンプの自動起動のみ（注水はしない）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			自動減圧系の起動阻止スイッチ	46 条（減圧制御）
			ほう酸水注入系ポンプ	44 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却ﾓｰﾄﾞ）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	44 条
			電動駆動給水ポンプ	DB（解析上使用を仮定）
			サプレッション・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
			復水貯蔵槽（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
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系配管（高圧注水流路）（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			高圧炉心注水系弁（高圧注水流路）（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系貯蔵タンク	44 条
			ほう酸水注入系配管	44 条（流路）
			ほう酸水注入系弁	44 条（流路）
			原子炉圧力容器	44 条（注入先）
			残留熱除去系配管（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			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
			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）
			平均出力領域モニタ	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認）
			起動領域モニタ	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認，（未臨界確認）
			格納容器内圧力（D/W） 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）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域） 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）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（ＲＨＲポンプ起動確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	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）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（14/22）

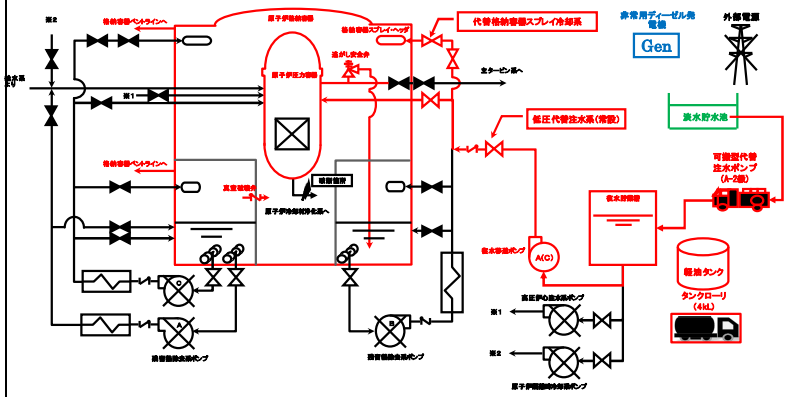
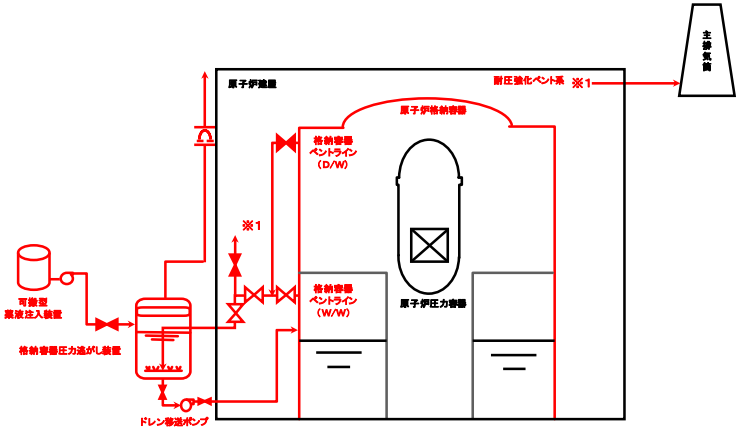
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA 時注水機能喪失 （中小破断 LOCA）	 	復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			格納容器圧力逃がし装置	48 条
			耐圧強化ベント系	48 条
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ(4kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			非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）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			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（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 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（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			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（RHR B 系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			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）
			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（15/22）

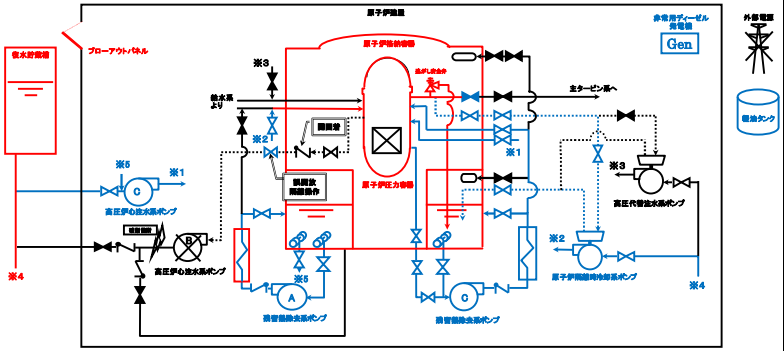
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス （ｲﾝﾀｰﾌｪｲｽｼｽﾃﾑ LOCA）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ブローアウトパネル	46 条（作業環境確保）
			主蒸気隔離弁	DB（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			サプレッション・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
			復水貯蔵槽（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）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注水系配管（高圧注水流路）	45 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
			高圧炉心注水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心注入隔離弁	46 条設計基準拡張（手動操作による隔離）
			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（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			残留熱除去系弁（ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ・ﾌﾟｰﾙ水冷却流路）	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
			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）
			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（広帯域），（燃料域） 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）
			ドライウェル雰囲気温度	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内圧力（D/W）	58 条（格納容器状態確認）
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張 （系統過圧及び ISLOCA 発生を確認）
			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）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器冷却確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（16/22）

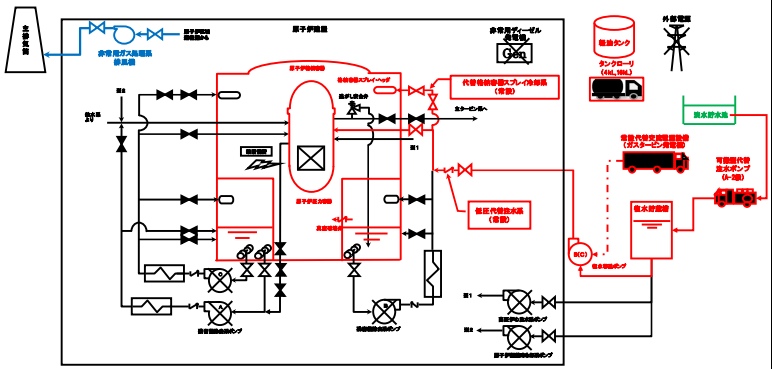
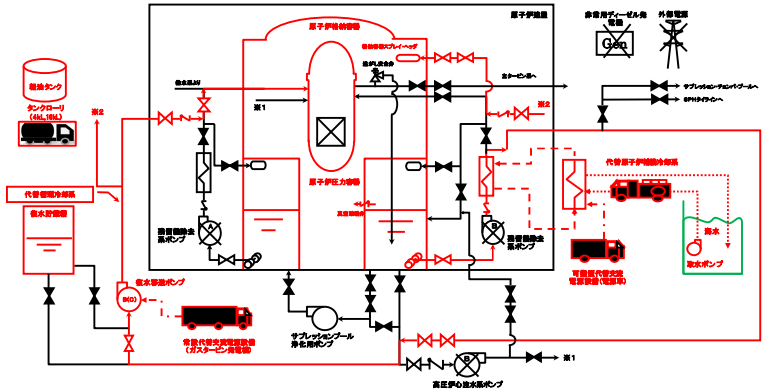
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系使用）	 	常設代替交流電源設備	57 条
			蓄電池 A（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			非常用ガス処理系	59 条（作業環境維持）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			代替循環冷却－復水移送ポンプ	50 条（ポンプ）
			代替循環冷却－代替原子炉補機冷却系	50 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	50 条（水源）
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（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）	57 条
			タンクローリ(4kL,16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（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）	47 条（流路），50 条（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）	47 条（流路），50 条（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）	47 条（流路），50 条（流路）
			代替循環冷却配管	50 条（流路）
			代替循環冷却弁	50 条（流路）
			高圧炉心注水系配管（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			高圧炉心注水系弁（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			給水系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			給水系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）	47 条（流路），50 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先），50 条（注入先）
			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）	49 条（流路），50 条（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）	49 条（流路），50 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先），50 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	50 条（S/P 蓄熱補助）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（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）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			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
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			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）
			格納容器内水素濃度(SA)	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内水素濃度	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内酸素濃度	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（RHR B 系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	49 条（格納容器の冷却），58 条（代替スプレイ確認）
			復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	50 条（代替循環冷却確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	50 条（代替循環冷却確認）
			格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）	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）
			ドライウェル雰囲気温度	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）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（17/22）

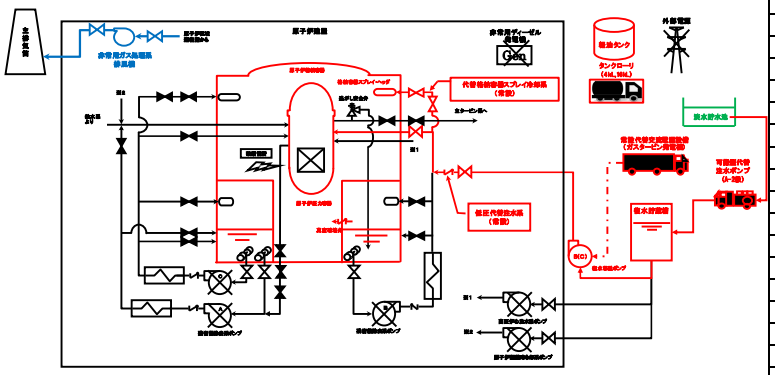
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系不使用）		常設代替交流電源設備	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			非常用ガス処理系	59 条（作業環境維持）
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ），49 条（ポンプ）
			格納容器圧力逃がし装置	50 条
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源），49 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ(4kL,16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	50 条（S/P 蓄熱補助）
			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
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			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）
			格納容器内水素濃度(SA)	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（RHR Ｂ系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			復水補給水系流量（RHR Ｂ系代替注水流量）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）	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）
			ドライウェル雰囲気温度	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）
			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	50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（18/22）

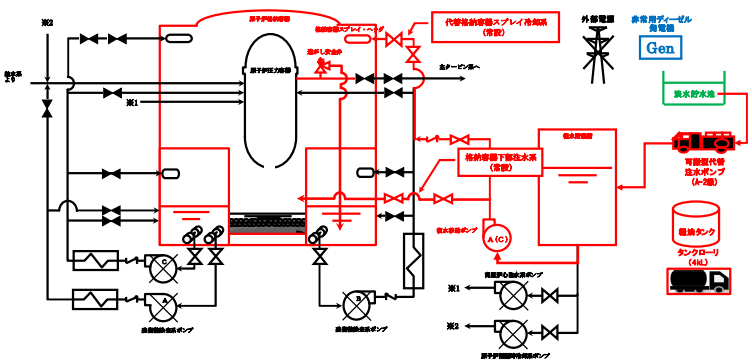
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		非常用ガス処理系	59 条（作業環境維持）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水移送ポンプ	51 条（ポンプ）
			復水貯蔵槽（水源）	51 条（水源）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			タンクローリ(4kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			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）	49 条（流路），50 条（流路），51 条（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）	49 条（流路），50 条（流路），51 条（流路）
			格納容器下部注水系配管	49 条（流路），50 条（流路），51 条（流路）
			格納容器下部注水系弁	51 条（流路）
			原子炉格納容器	51 条（注入先）
			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）	49 条（流路），50 条（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）	49 条（流路），50 条（流路）
			格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）	49 条（流路），50 条（流路）
			代替循環冷却－復水移送ポンプ	50 条（ポンプ）
			代替循環冷却－代替原子炉補機冷却系	50 条（ポンプ，Hx）
			サプレッション・チェンバ（水源）	50 条（水源）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			代替循環冷却配管	50 条（流路）
			代替循環冷却弁	50 条（流路）
			高圧炉心注水系配管（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			高圧炉心注水系弁（代替循環冷却流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（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）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	50 条（流路）
			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
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			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）
			格納容器内水素濃度(SA)	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域），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）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），（格納容器下部注水流量）	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（代替スプレイ確認）
			原子炉圧力容器温度	58 条（原子炉状態確認）
			格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）	58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル雰囲気温度	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			格納容器下部水位	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）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（19/22）

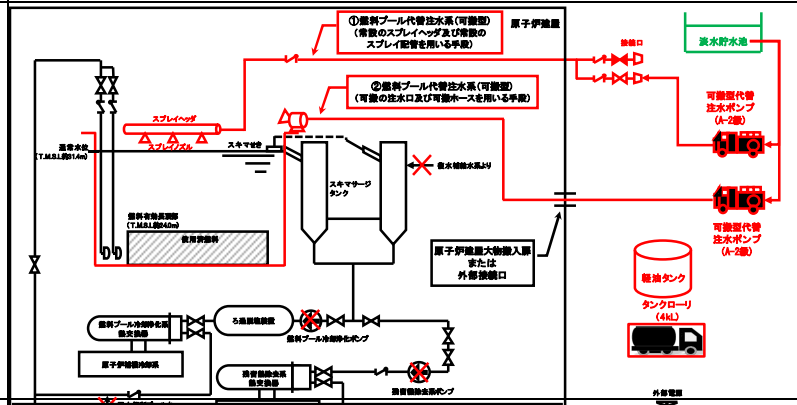
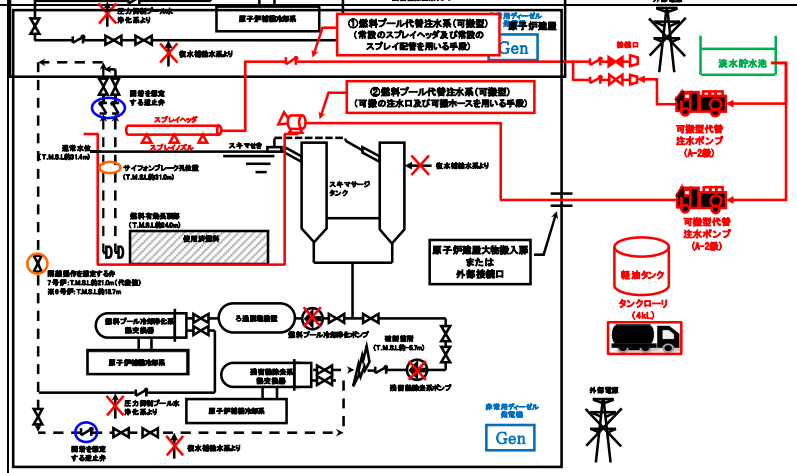
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用		—	—
3.4	水素燃焼		—	—
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用		—	—
4.1	想定事故１ （使用済燃料貯蔵プール）		可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	54 条（ポンプ）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ(4kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			燃料プール代替注水系配管	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系弁	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系スプレイヘッダ	54 条（流路）
			使用済燃料プール	54 条（注入先）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			復水移送ポンプ吐出圧力	58 条（SFP 補給機能喪失を確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	54 条（SFP 状態確認）
			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（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(A-2 級)	54 条（ポンプ）
			淡水貯水池（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ(4kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			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）
			燃料プール代替注水系配管	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系弁	54 条（流路）
			燃料プール代替注水系スプレイヘッダ	54 条（流路）
			使用済燃料プール	54 条（注入先）
			使用済燃料プール冷却浄化系配管手動弁	DB（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（SFP 冷却機能喪失を確認）
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			復水移送ポンプ吐出圧力	58 条（SFP 補給機能喪失を確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	54 条（SFP 状態確認）
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	54 条（SFP 状態確認）
			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（SFP 上部空間線量確認）

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（20/22）

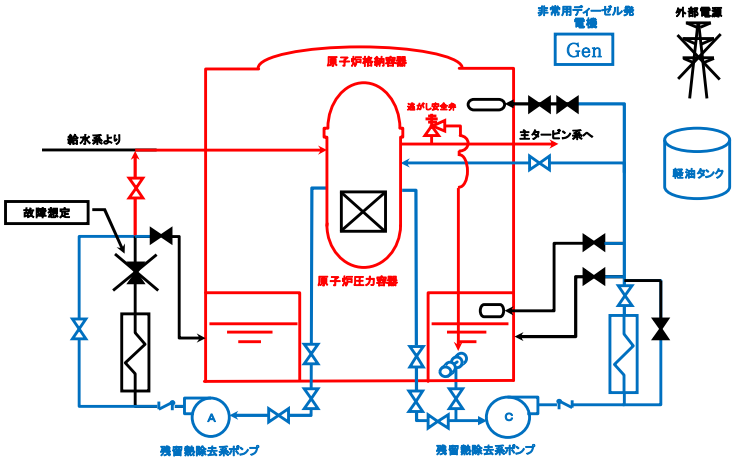
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 （運転停止中の原子炉）		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで 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） 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）
			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）
			残留熱除去系熱交換器出口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域），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（21/22）

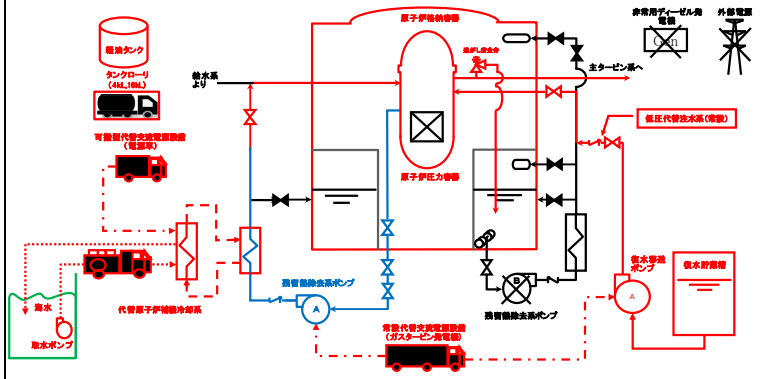
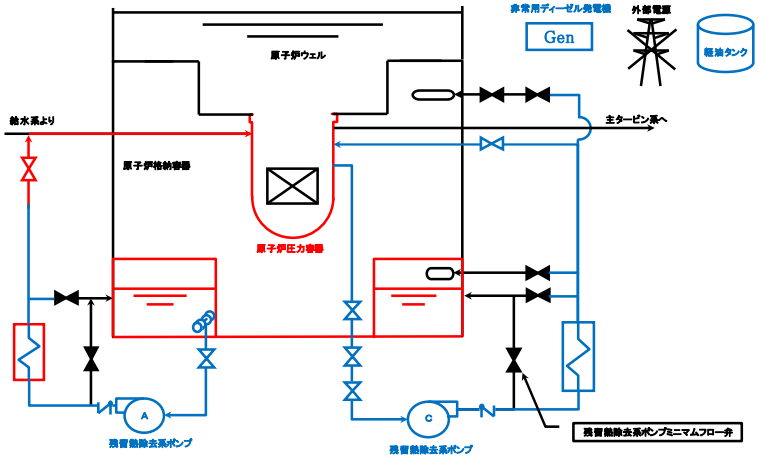
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 （運転停止中の原子炉）		常設代替交流電源設備	57 条
			復水移送ポンプ	47 条（ポンプ）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替原子炉補機冷却系	48 条（ポンプ，Hx）
			復水貯蔵槽（水源）	47 条（水源）
			海水（水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）	57 条
			蓄電池Ａ（電源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池（電源）	57 条（直流電源）
			タンクローリ(4kL,16kL)（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条（燃料源）
			軽油タンク	57 条（燃料源）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			復水補給水系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			復水補給水系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			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
			原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（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）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	48 条（流路）
			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）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	47 条（低圧時の原子炉冷却），58 条（代替注水確認）
			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）
			原子炉圧力容器温度	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）
			復水貯蔵槽水位（SA）	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（22/22）

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）
			原子炉水位（広帯域），（燃料域） 原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			サプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
5.4	反応度の誤投入 （運転停止中の原子炉）		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）	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）	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