

本資料のうち、枠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号炉審査資料	
資料番号	KK67-0074 改36
提出年月日	平成28年12月28日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について
(補足説明資料)

平成28年12月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

39 条

- 39-1 重大事故等対処設備の分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 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

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の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について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他の設備

46-11 代替自動減圧機能について

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 各号炉の弁名称及び弁番号

48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 48-2 単線結線図
- 48-3 計測制御系統図
- 48-4 配置図
- 48-5 系統図
- 48-6 試験及び検査
- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 接続図
- 48-9 保管場所図
- 48-10 アクセスルート図
- 48-11 その他の設備
- 48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 49-2 単線結線図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験及び検査
- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 その他設備
- 49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

- 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 各号炉の弁名称及び弁番号

51 条

- 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 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

52 条

- 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 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

- 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

54 条

- 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
- 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イ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

55 条

- 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

56 条

- 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

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査

- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

58 条

- 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

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図

- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図
- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書
- 62-9 その他設備

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

44-1
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		ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外（中央制御操作室）	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 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	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		

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		制御棒		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		44-3 配置図		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		44-3 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		44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b		
		関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
	関連資料				44-4 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		制御棒駆動機構（水圧駆動）		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		44-3 配置図		
	第2号	操作性		中央制御室操作	A		
		関連資料		44-3 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		44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b		
		関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
	関連資料			44-4 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		制御棒駆動系水圧制御ユニット		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	二次格納施設内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		44-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		44-3 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		44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
	関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
	関連資料		44-4 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		ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外 (中央制御操作室)	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 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	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 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	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について	

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		ほう酸水注入系ポンプ		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 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	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 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		ほう酸水注水系貯蔵タンク	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 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)	C	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	44-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の貯蔵能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

44-2
単線結線図

- (略語)
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンタ
 - MCC : モーター・コントローラ・センタ
- 【凡例】
- /◇ : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 切替装置

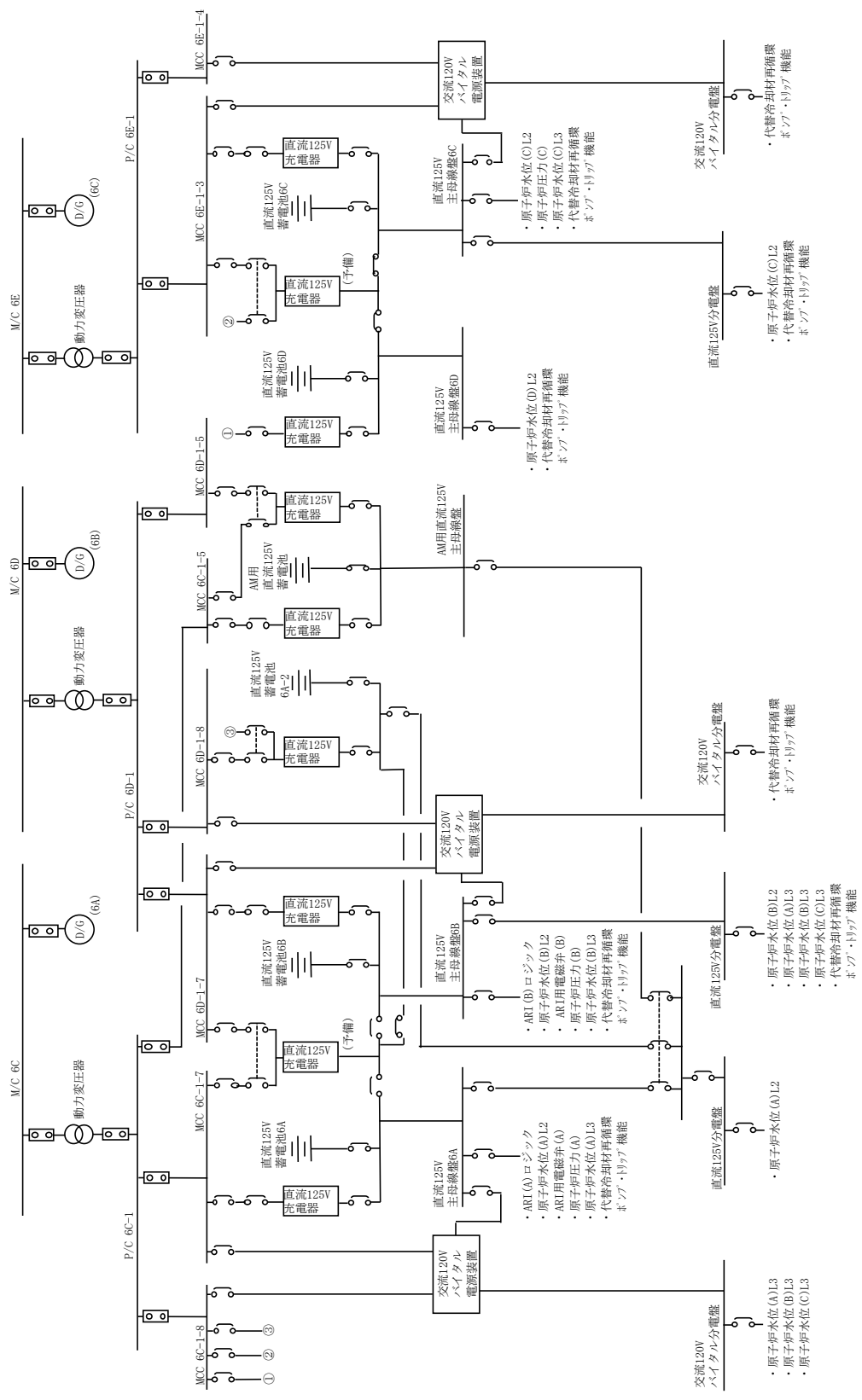
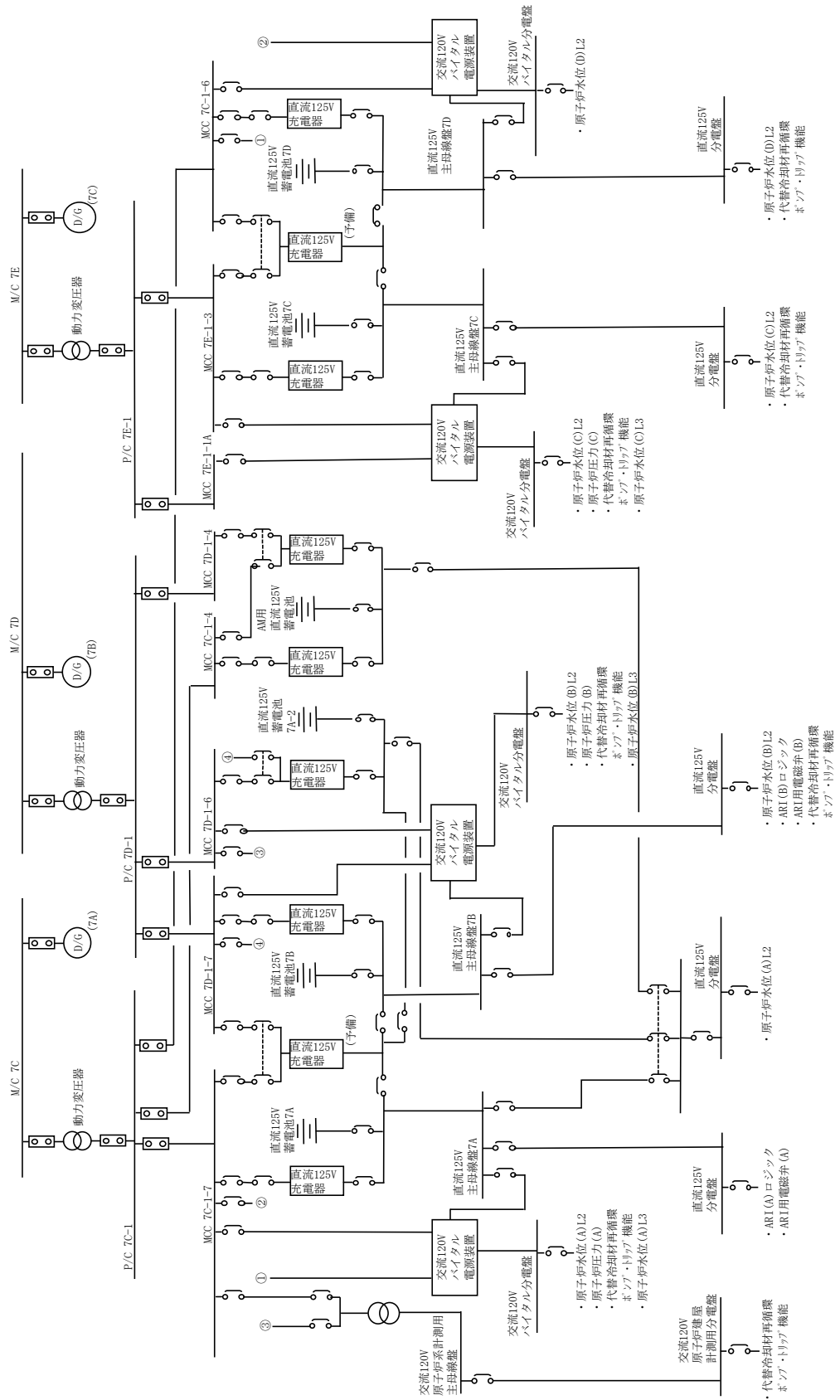
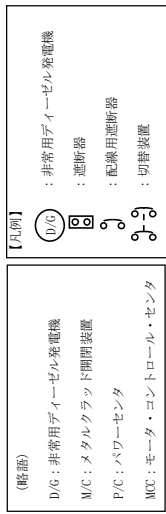


図1 6号炉 単線結線図



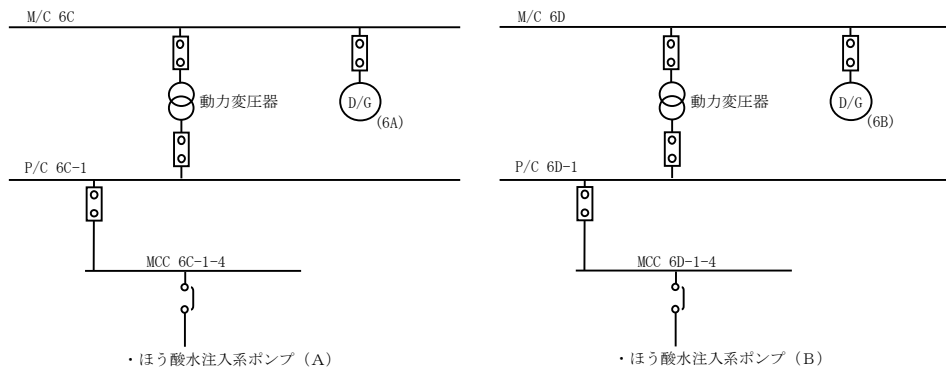
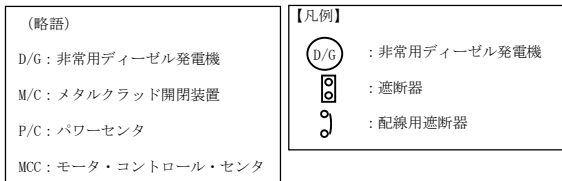


図 3 6号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

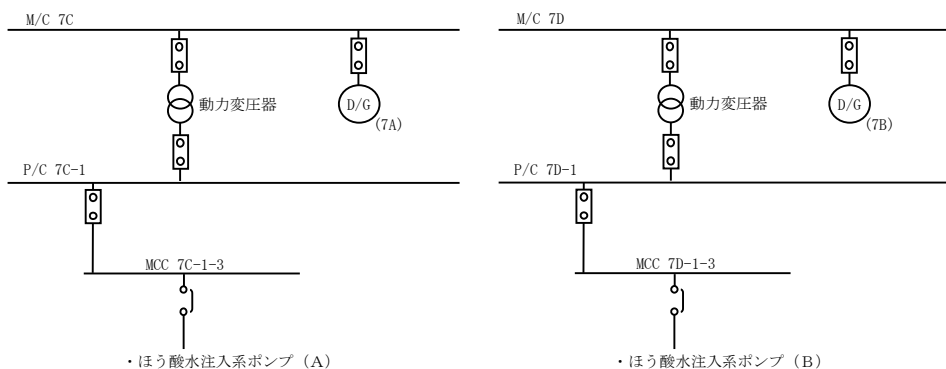
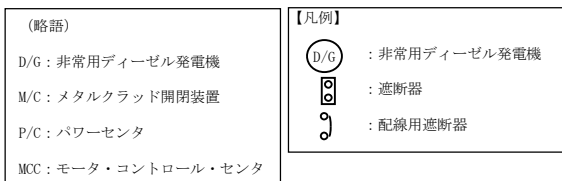
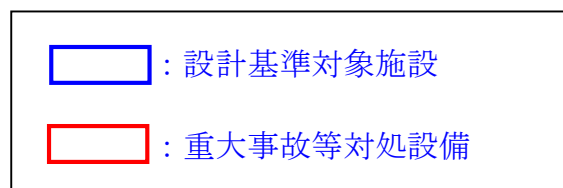


図 4 7号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

44-3
配置図



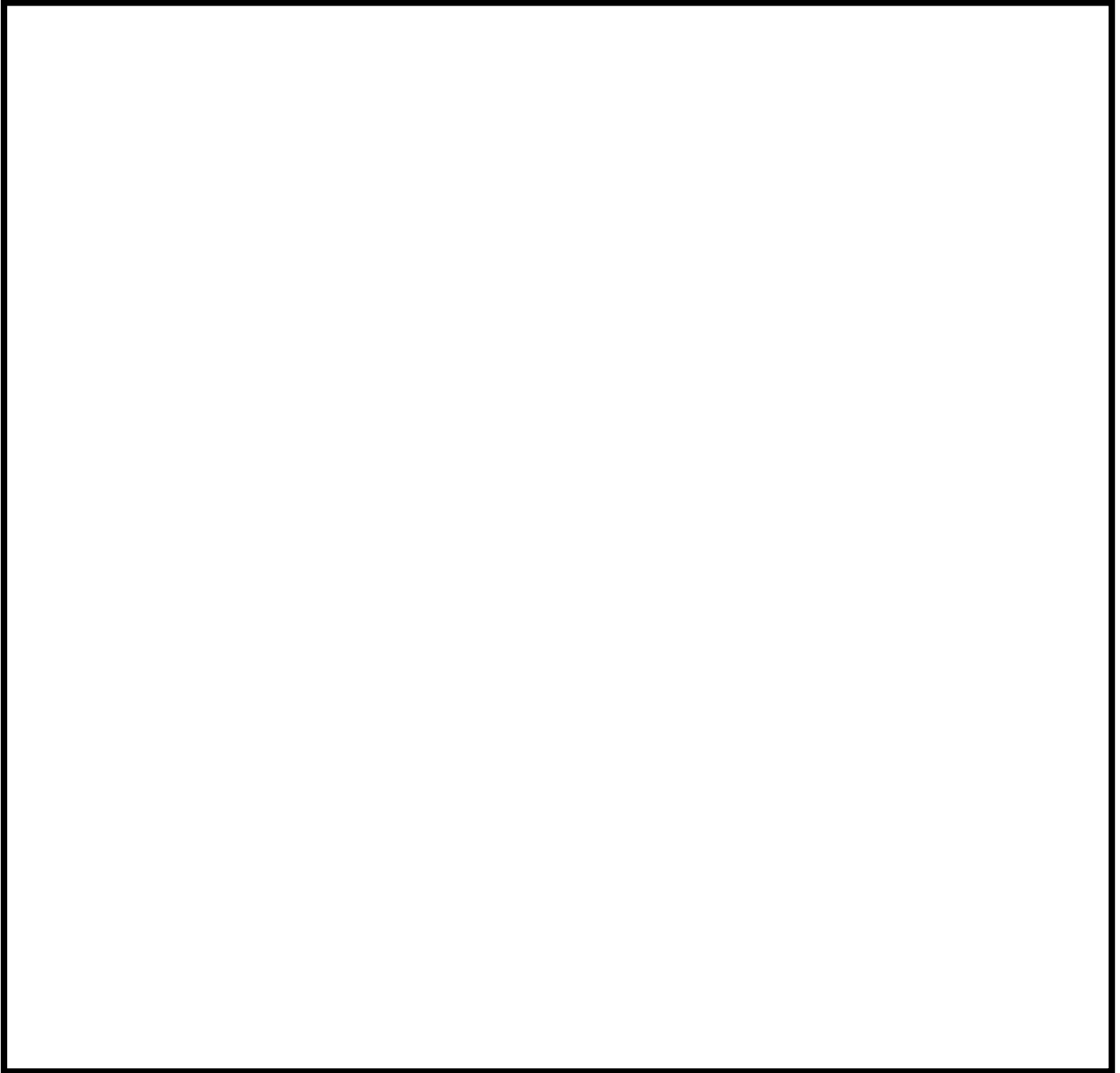


図1 ATWS 緩和設備（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

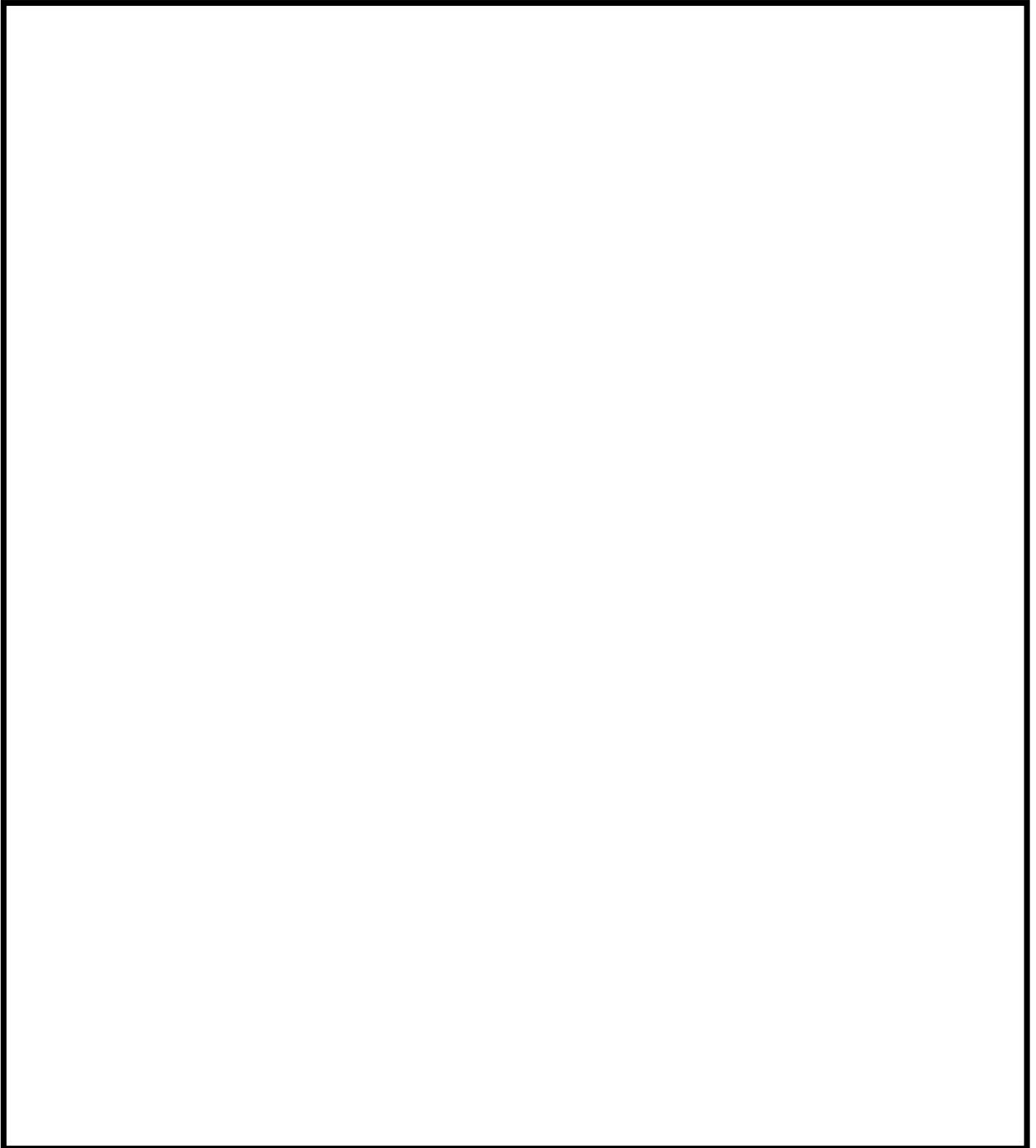


図 2 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)



図 3 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

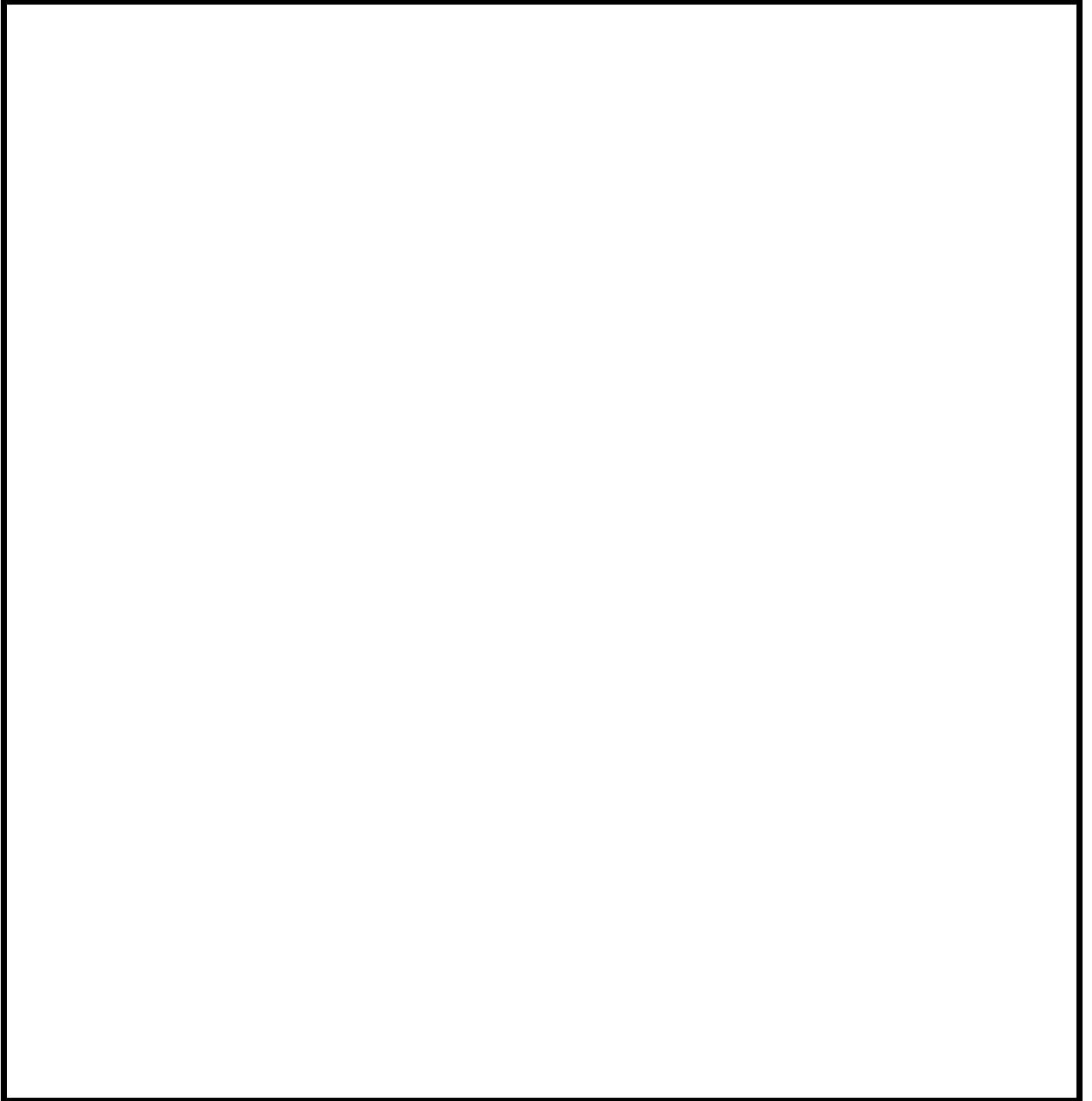


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

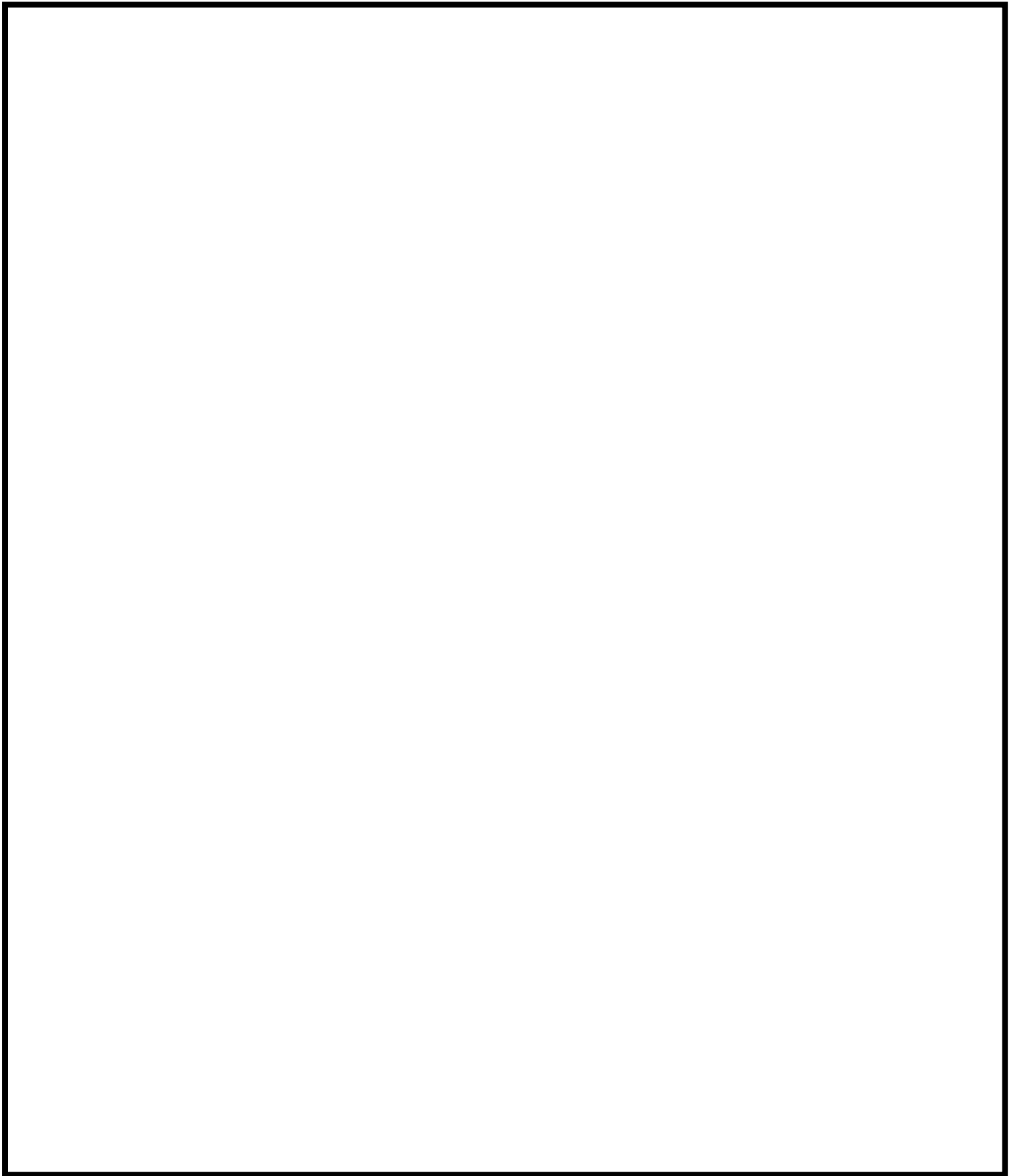


図 5 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

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。

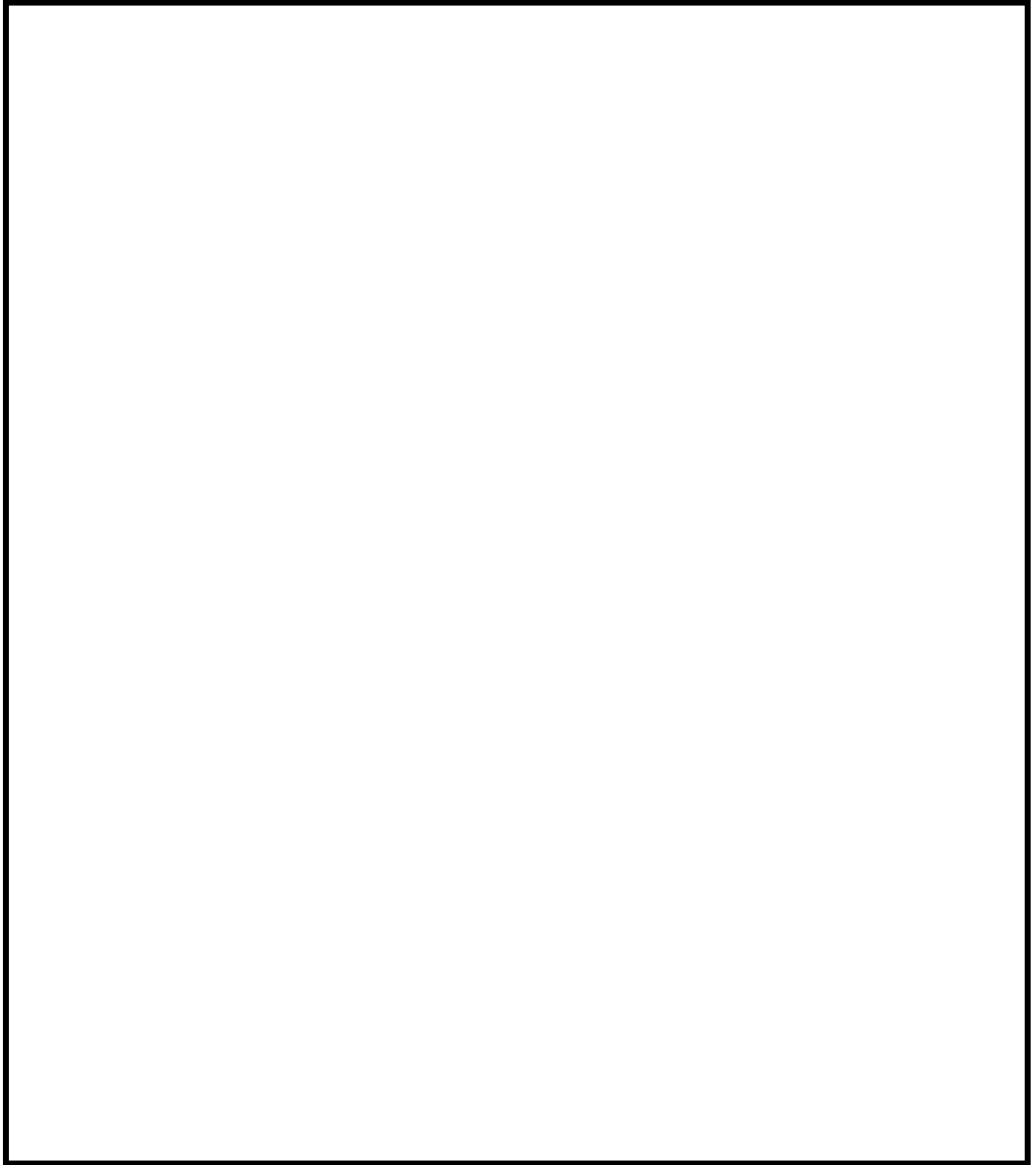


図 6 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

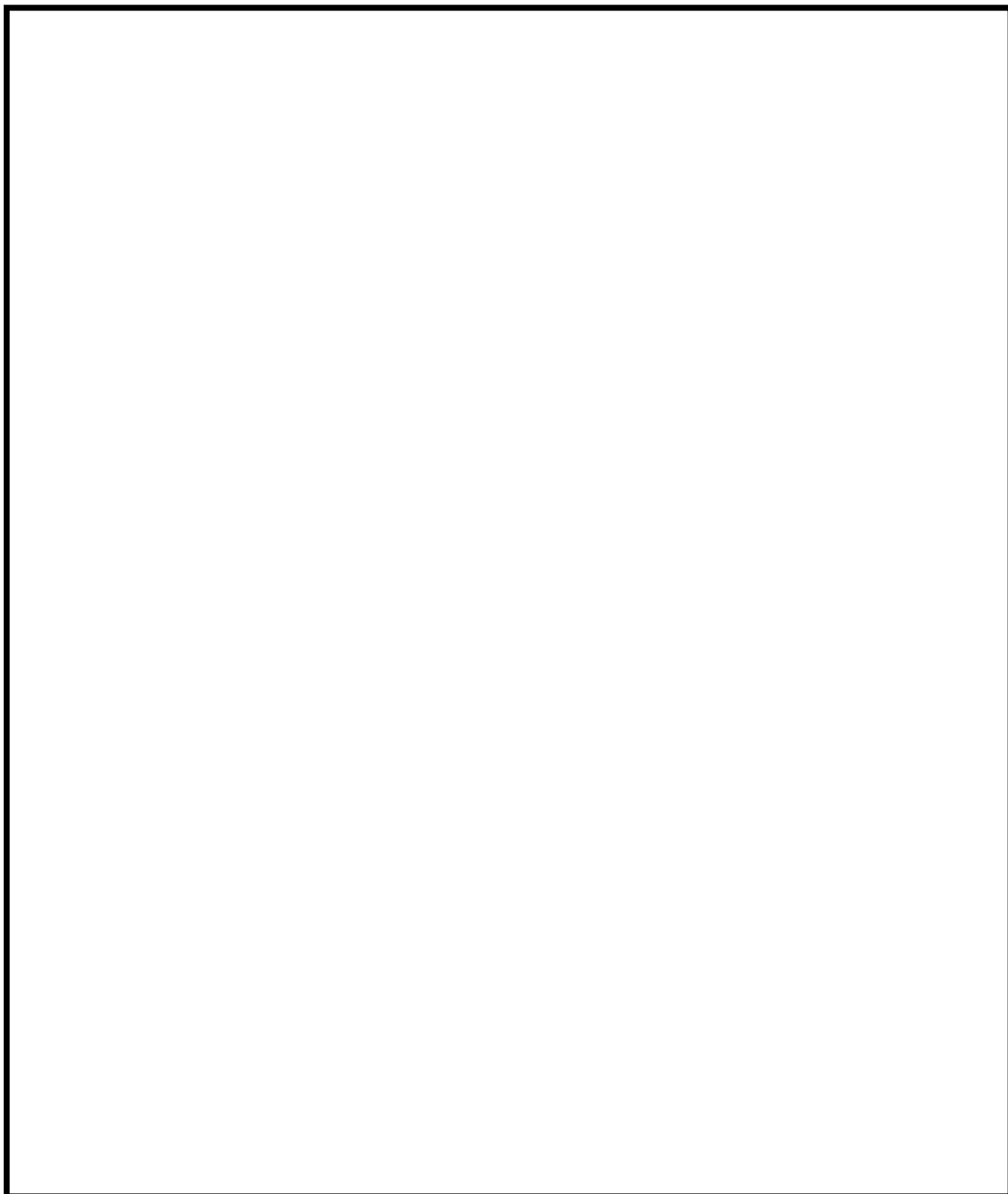


図 7 制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

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。

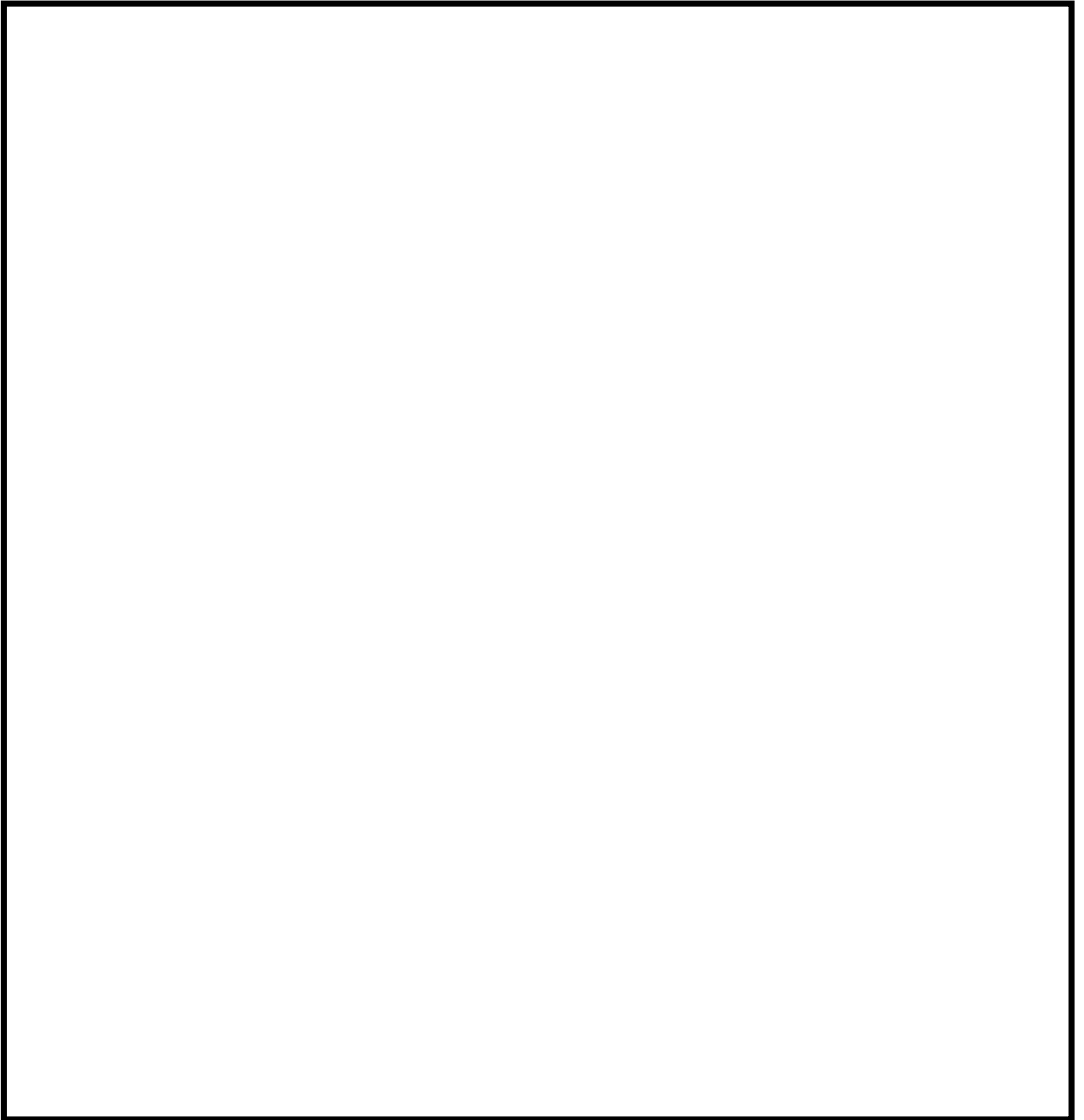


図8 ATWS 緩和設備（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）



図9 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

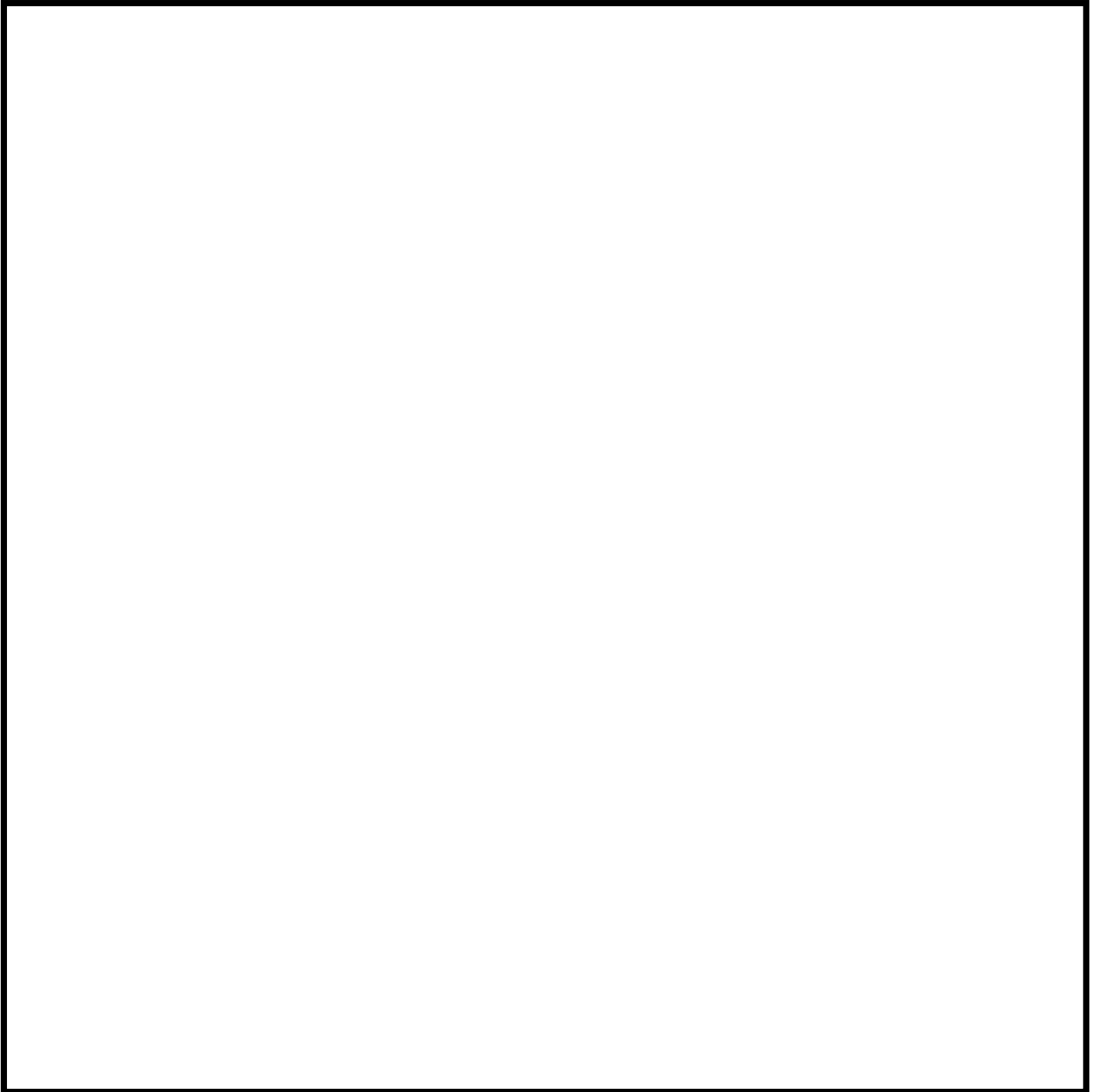


図 10 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

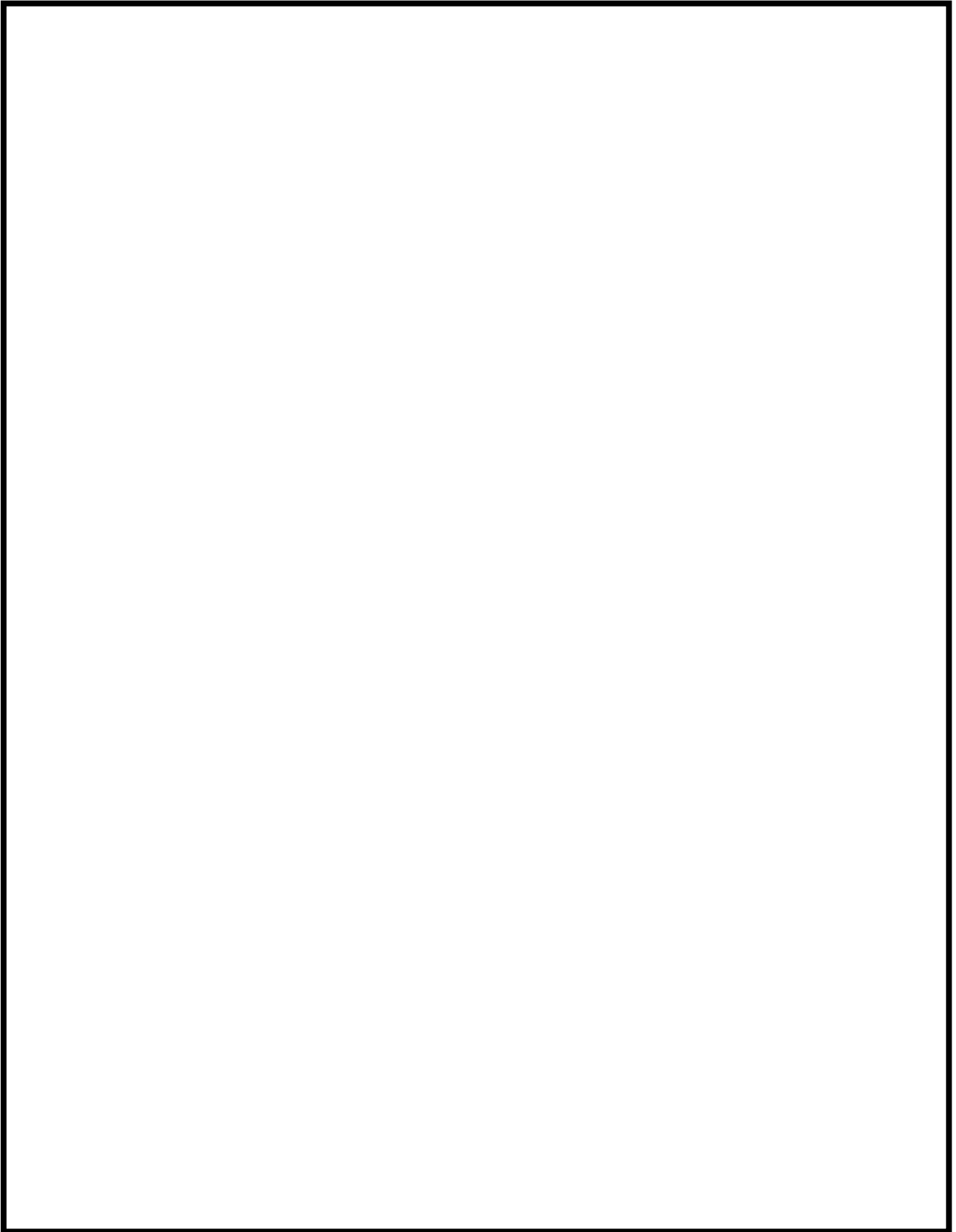


図 11 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

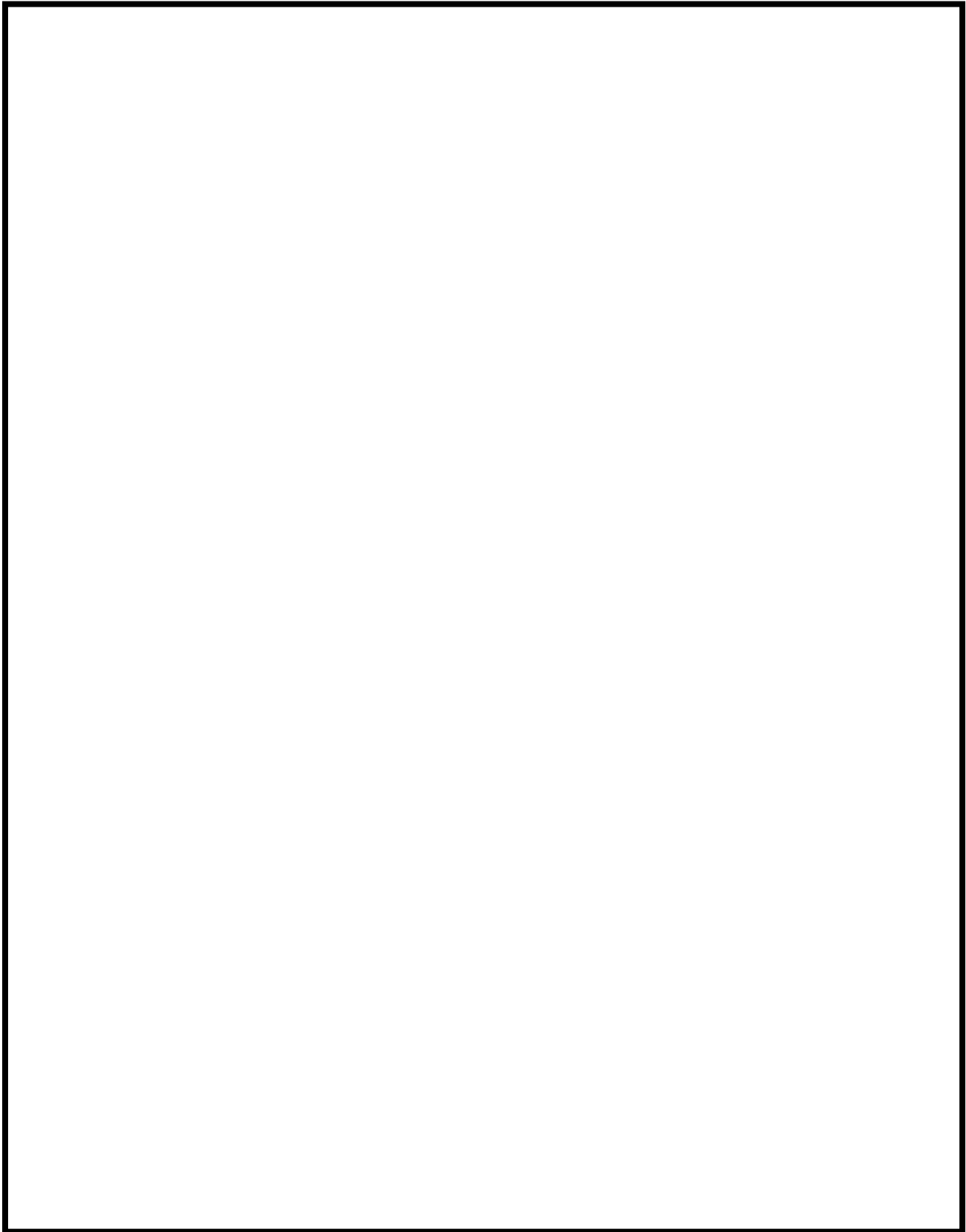


図 12 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

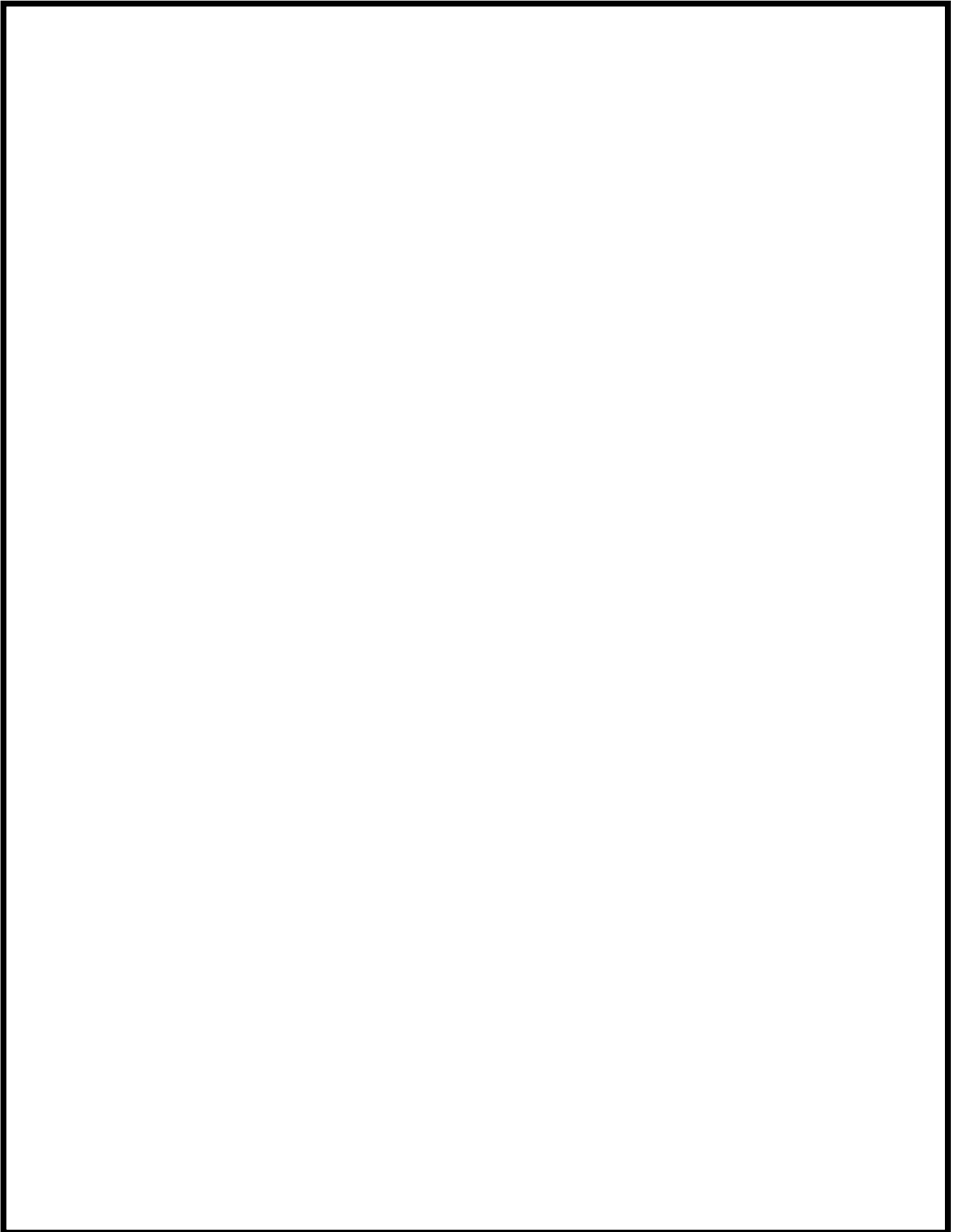


図 13 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

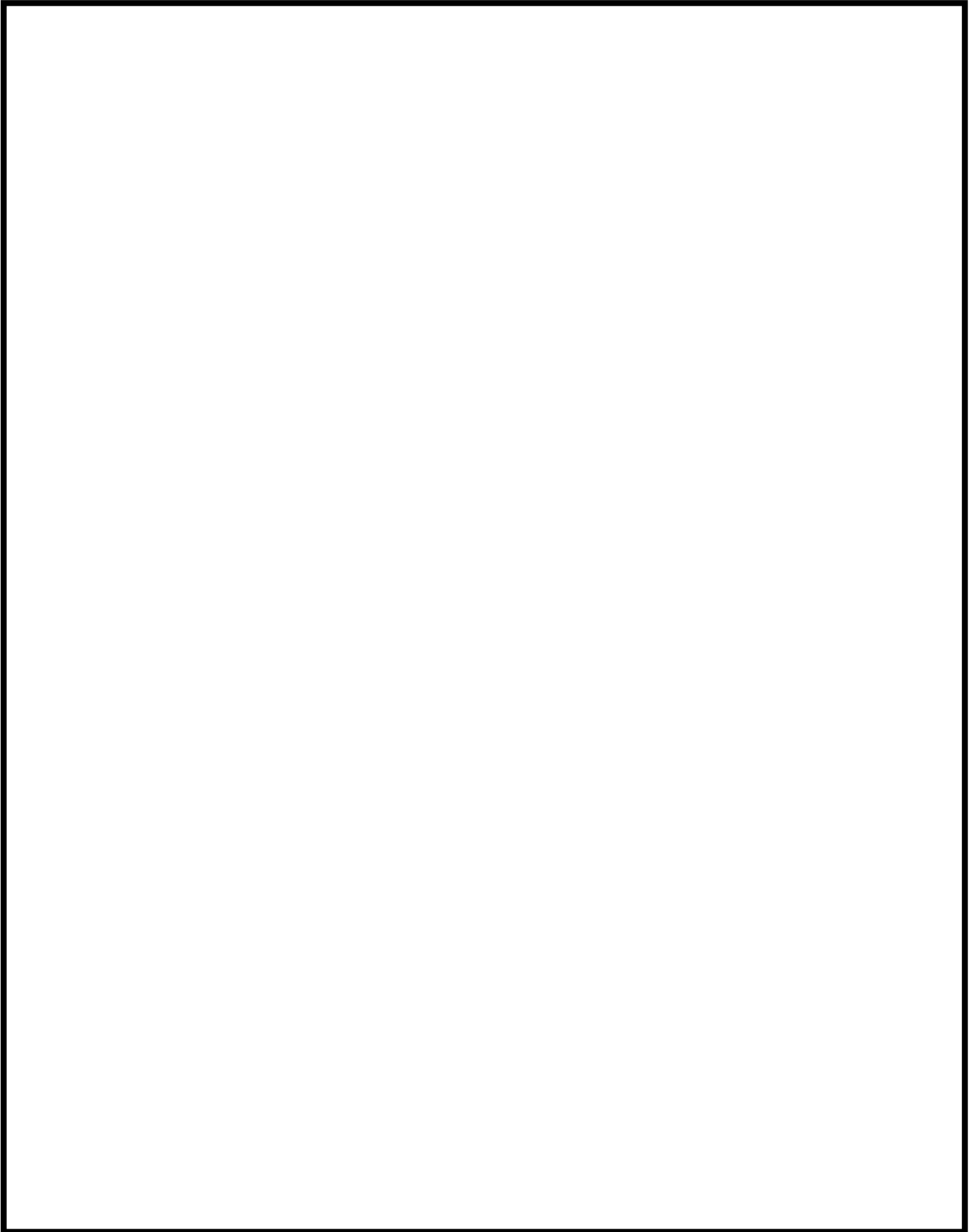


図 14 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

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。

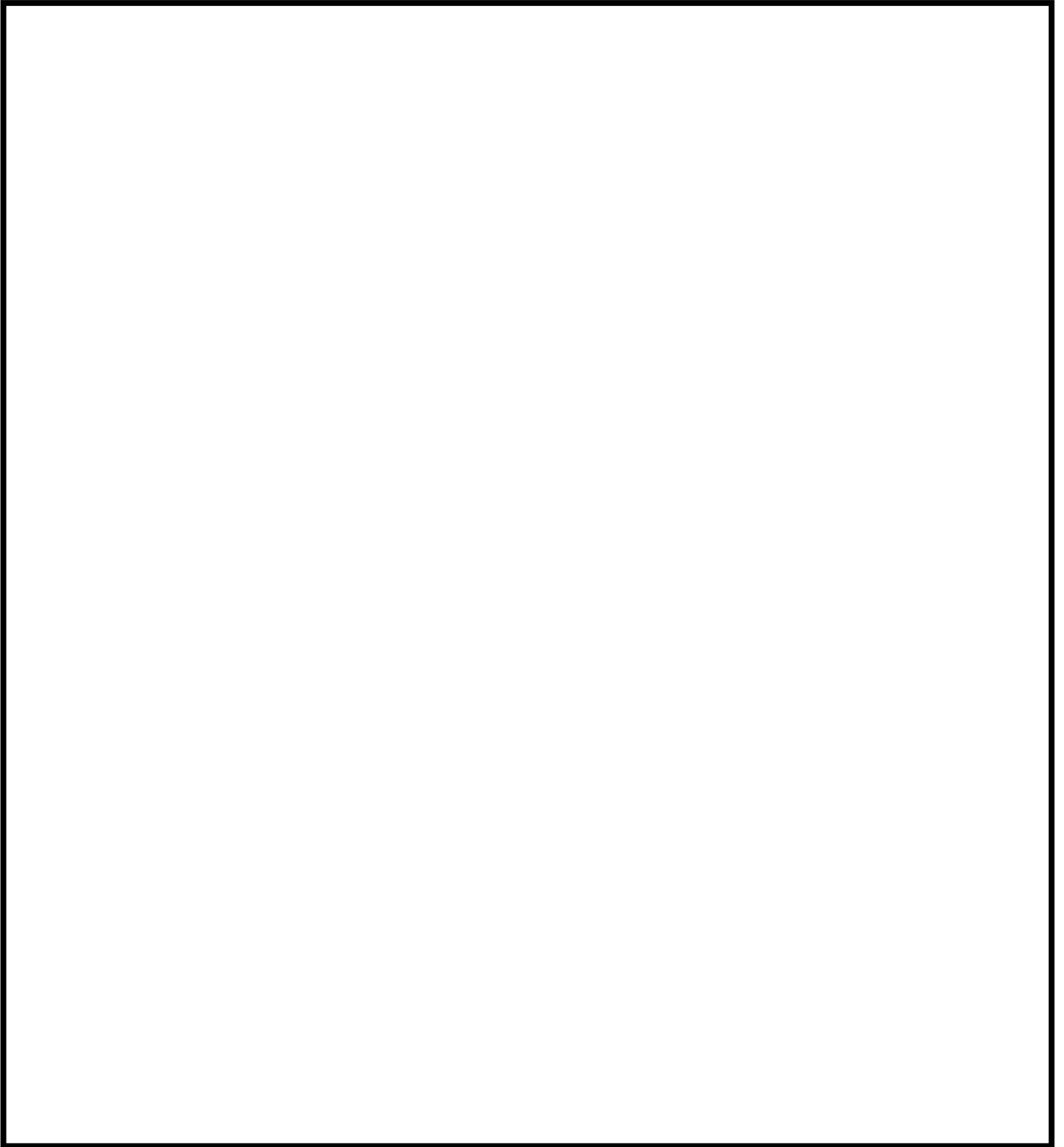
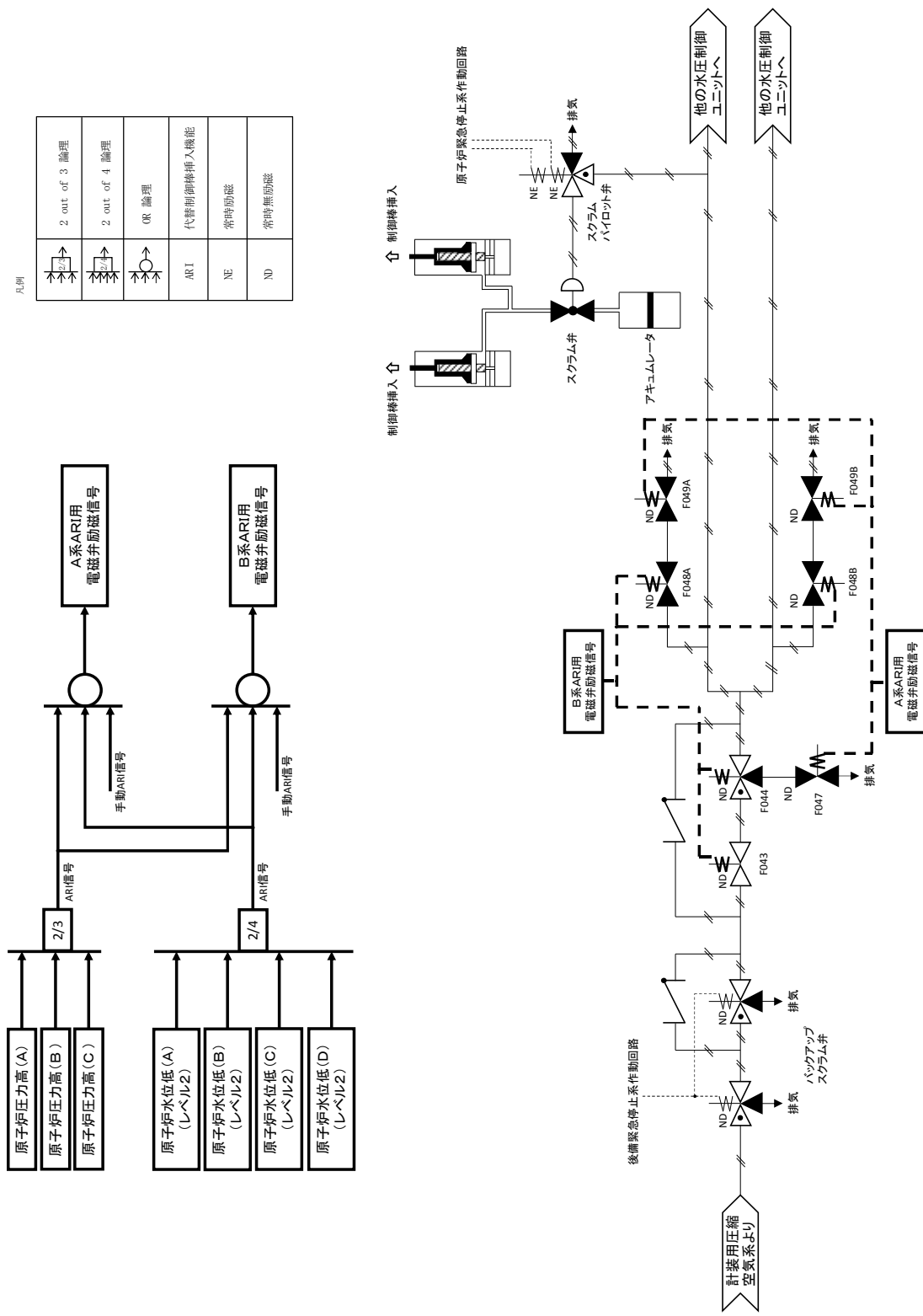


図 15 ATWS 緩和設備の配置図
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

44-4
系統図



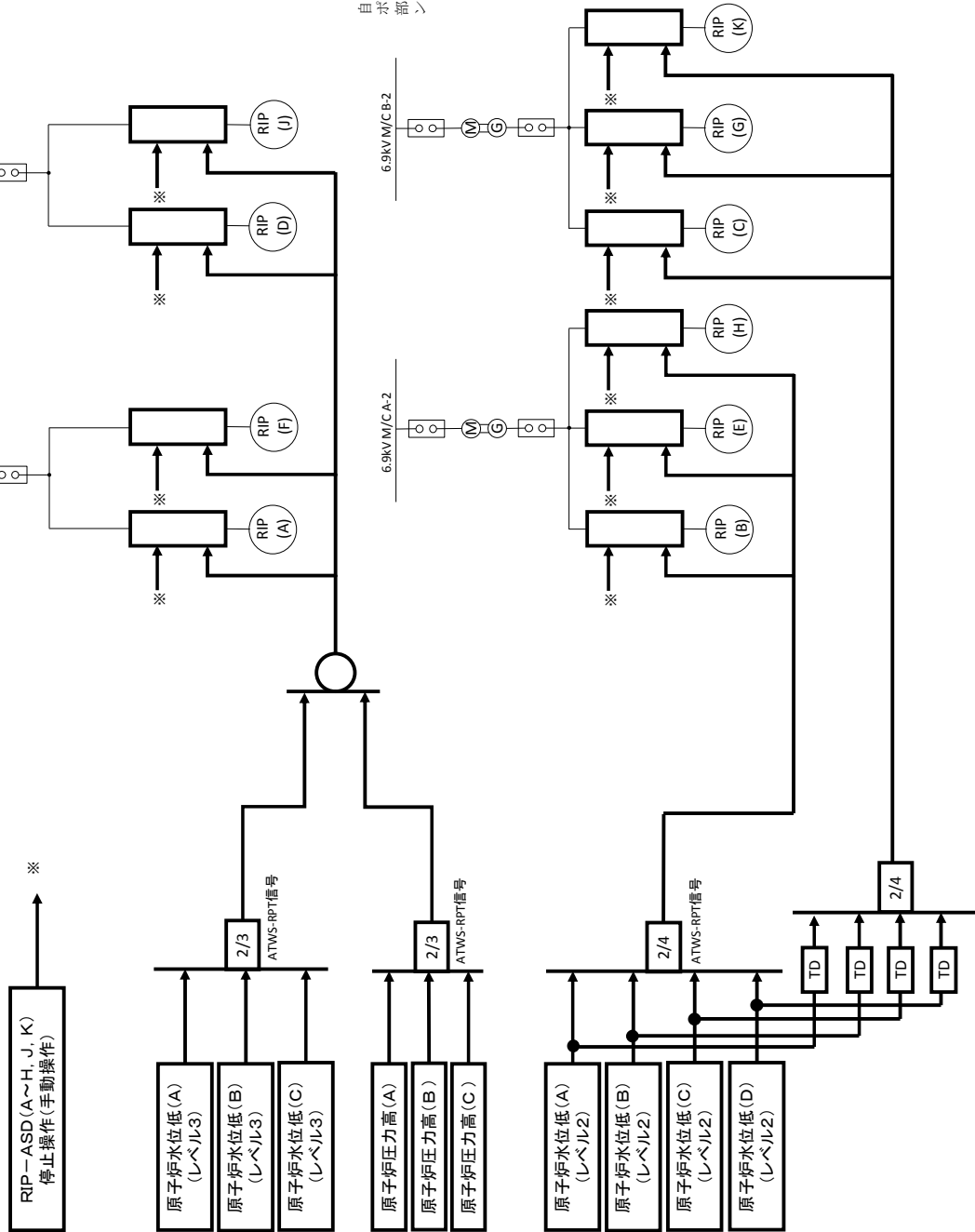
凡例

	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
	代替制御棒挿入機能
AR I	常時助磁
NE	常時無助磁
ND	常時無助磁

図 1 代替制御棒挿入機能の概念図

凡例

RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
	遮断器
	原子炉冷却材再循環ポンプ MGセット
	原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置
	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
TD	タイマー (6秒)



自動又は手動の信号にて、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の内、停止に必要な部位を動作させることで原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる。

図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の概念図

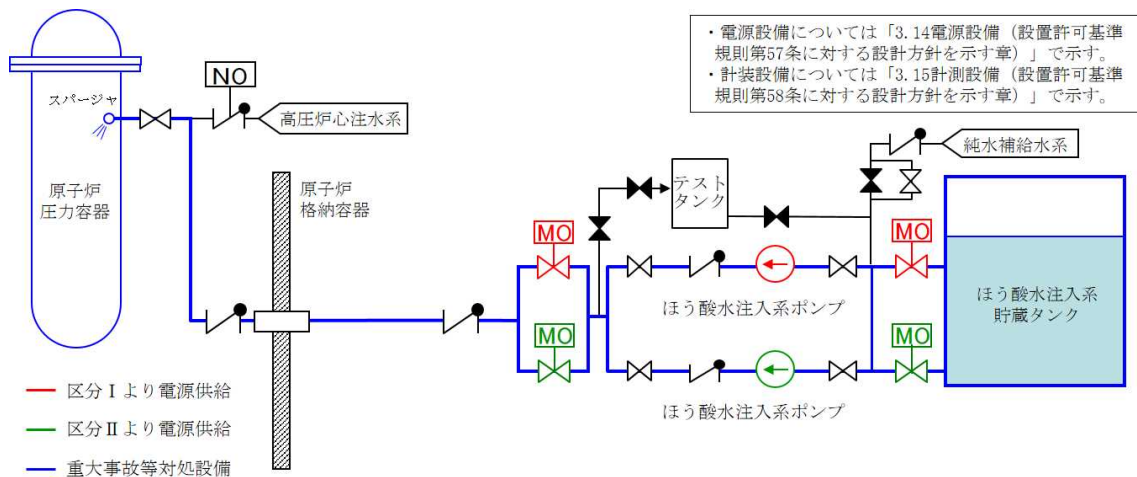


図3 ほう酸水注入系 系統概要図 (6号炉)

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	ほう酸水注入弁 (B)		

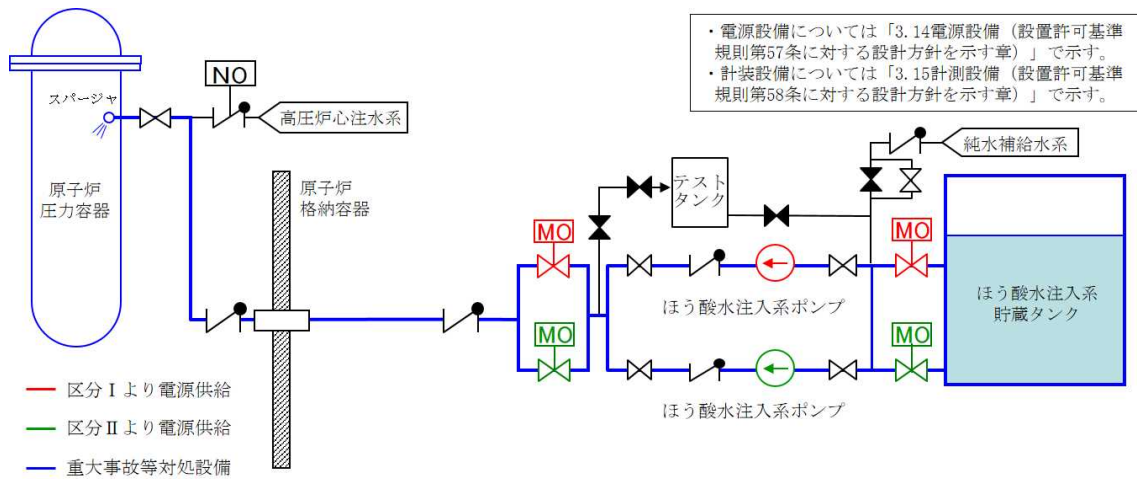


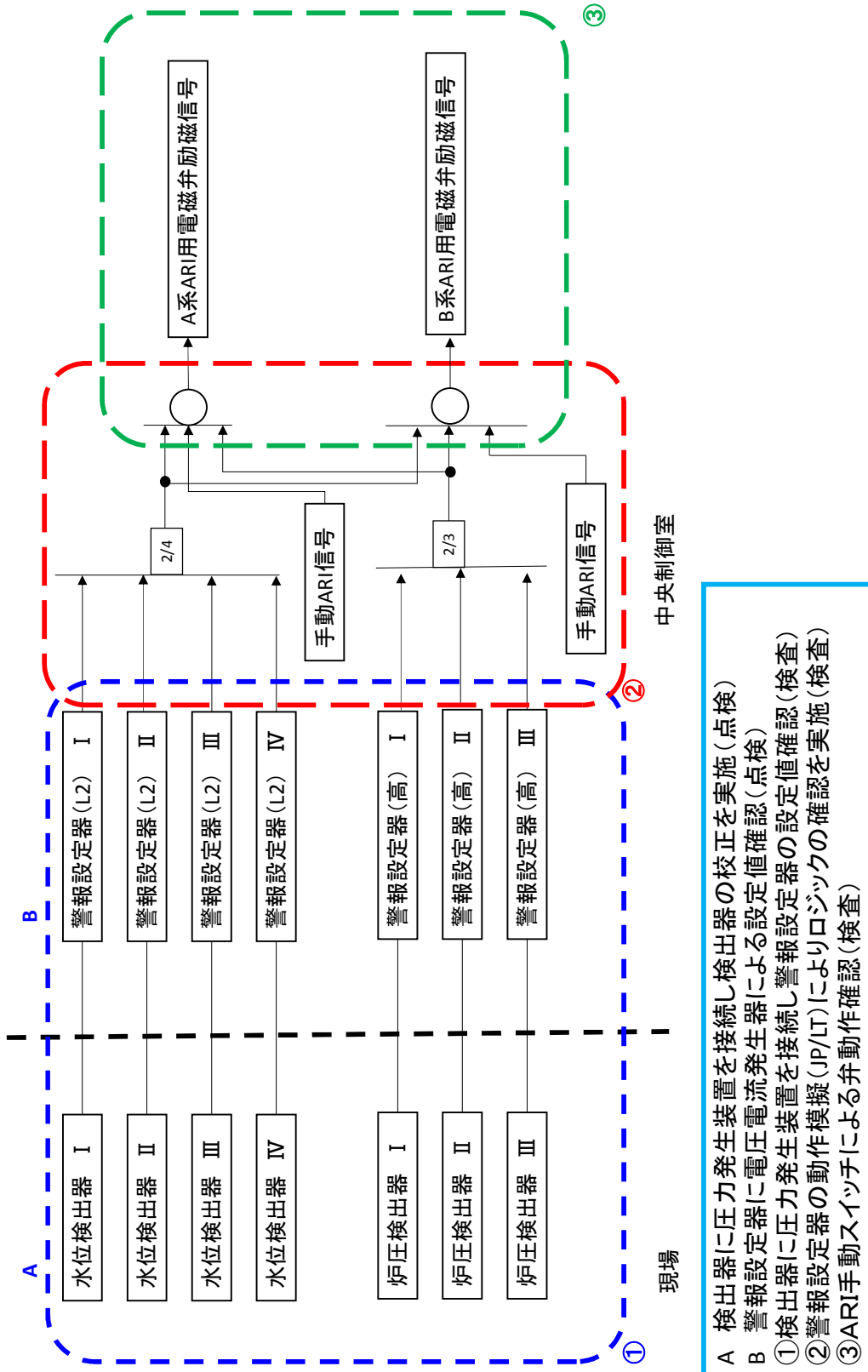
図4 ほう酸水注入系 系統概要図（7号炉）

表2 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)		

44-5
試験及び検査

代替制御棒挿入機能の試験・検査



- A 検出器に圧力発生装置を接続し検出器の校正を実施(点検)
- B 警報設定器に電圧電流発生器による設定値確認(点検)
- ①検出器に圧力発生装置を接続し警報設定器の設定値確認(検査)
- ②警報設定器の動作模擬(JP/LT)によりロジックの確認を実施(検査)
- ③ARI手動スイッチによる弁動作確認(検査)

図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験・検査

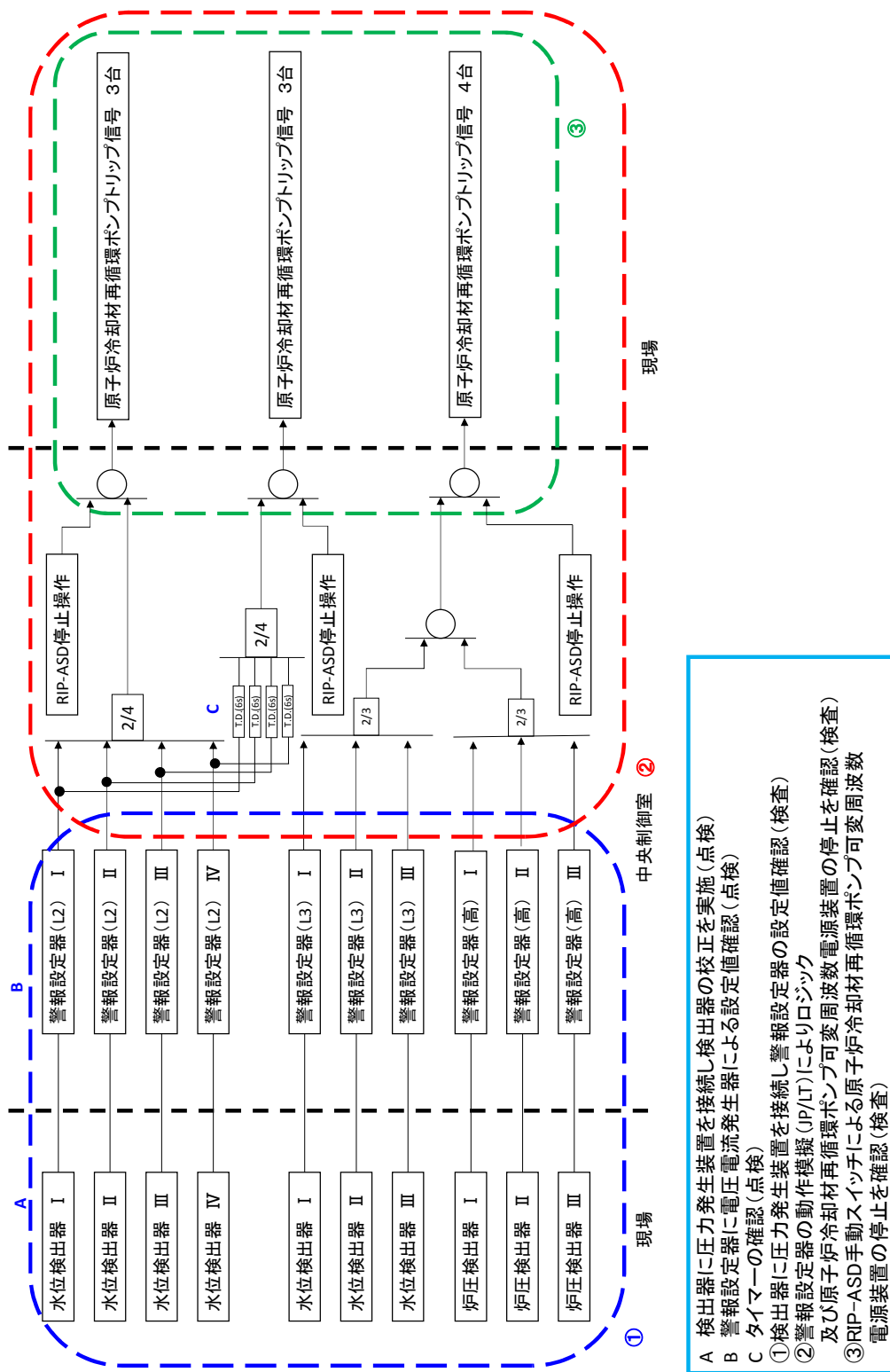


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について

1. 概要

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

このうち、ATWS緩和設備については、制御棒挿入機能や原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	ATWS緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。 また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討

ATWS緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失した時に期待される設備である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査毎として評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度*は、
と十分に低いことを確認しており、定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

*44-9 参考資料1参照

以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。

表 2 柏崎刈羽原子力発電所 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	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	—	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	—	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	7 8 M	—	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			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)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			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)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			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)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			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	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			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	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
		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	1 3 0 M	—	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	1 C	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	1 C 又は 1 3 M	—	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	1 C	—	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	1 C	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	1 C	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	1 3 0 M (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	1 3 0 M	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	1 3 0 M (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	1 3 0 M	—	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	1 C	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	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中

表 3 柏崎刈羽原子力発電所 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
	制御棒駆動水ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台 (全数)	1	分解点検	130 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	フィルタ (パージ水用) 103基	2	開放点検	13 M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基 (全数)	1	分解点検	130 M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	65 M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 (A) (B) 2系列	1	機能・性能試験	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (B)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ポンプ (B) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1 C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1 C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ (SRNM) 検出器 10個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ (LPRM) 検出器 208個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個 (炉心流量分)	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個 (上記以外)	1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ (SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ (APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置 (MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (プロセス計装)	定検停止中

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

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : 制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)
要領書番号 : K6-10-35-B-R-1

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

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査
要領書番号 : K6-10-33-A-燃

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

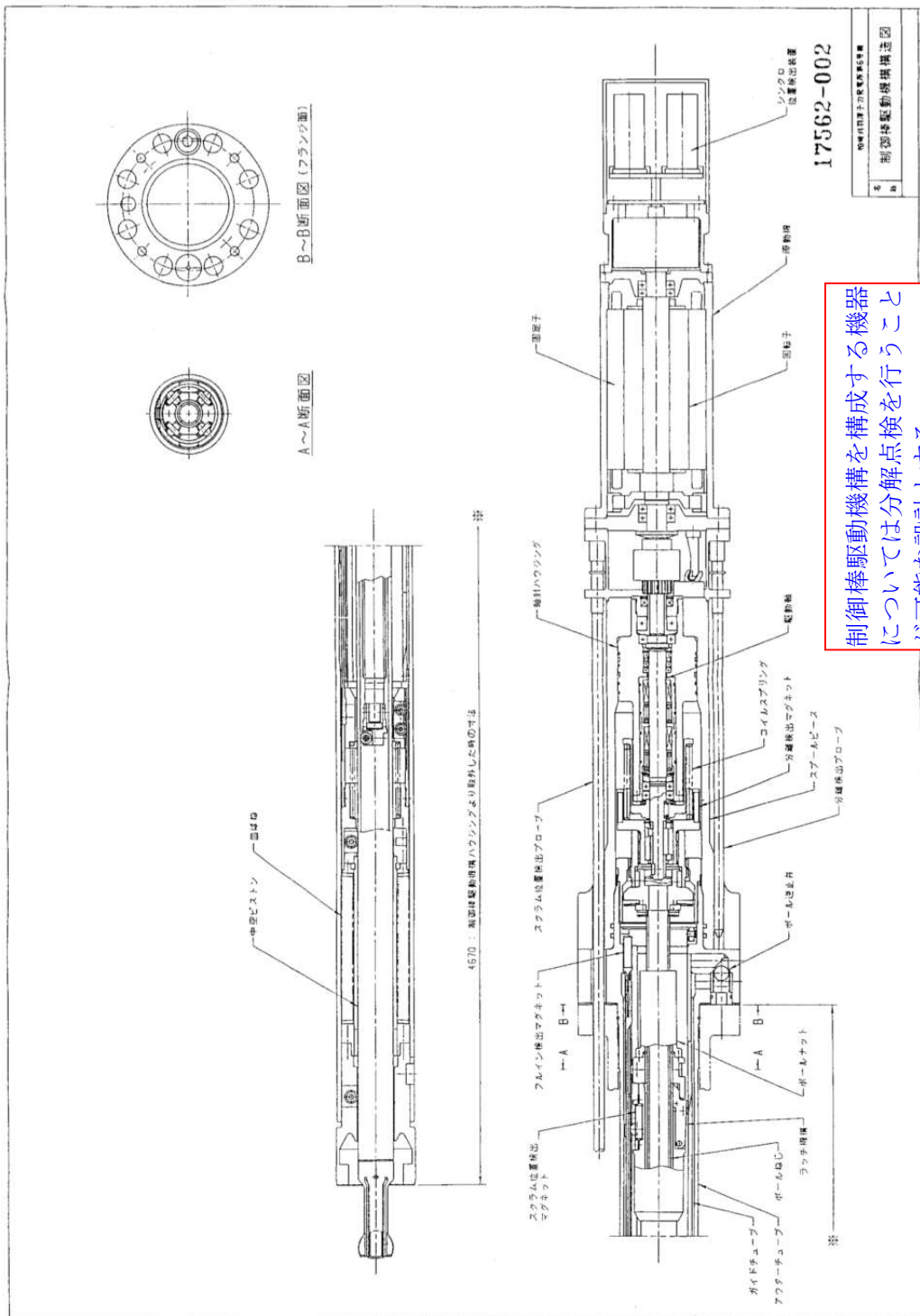
検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）
要領書番号：K6-10-115-C-R1

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

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査
要領書番号 : K6-10-37-B-運

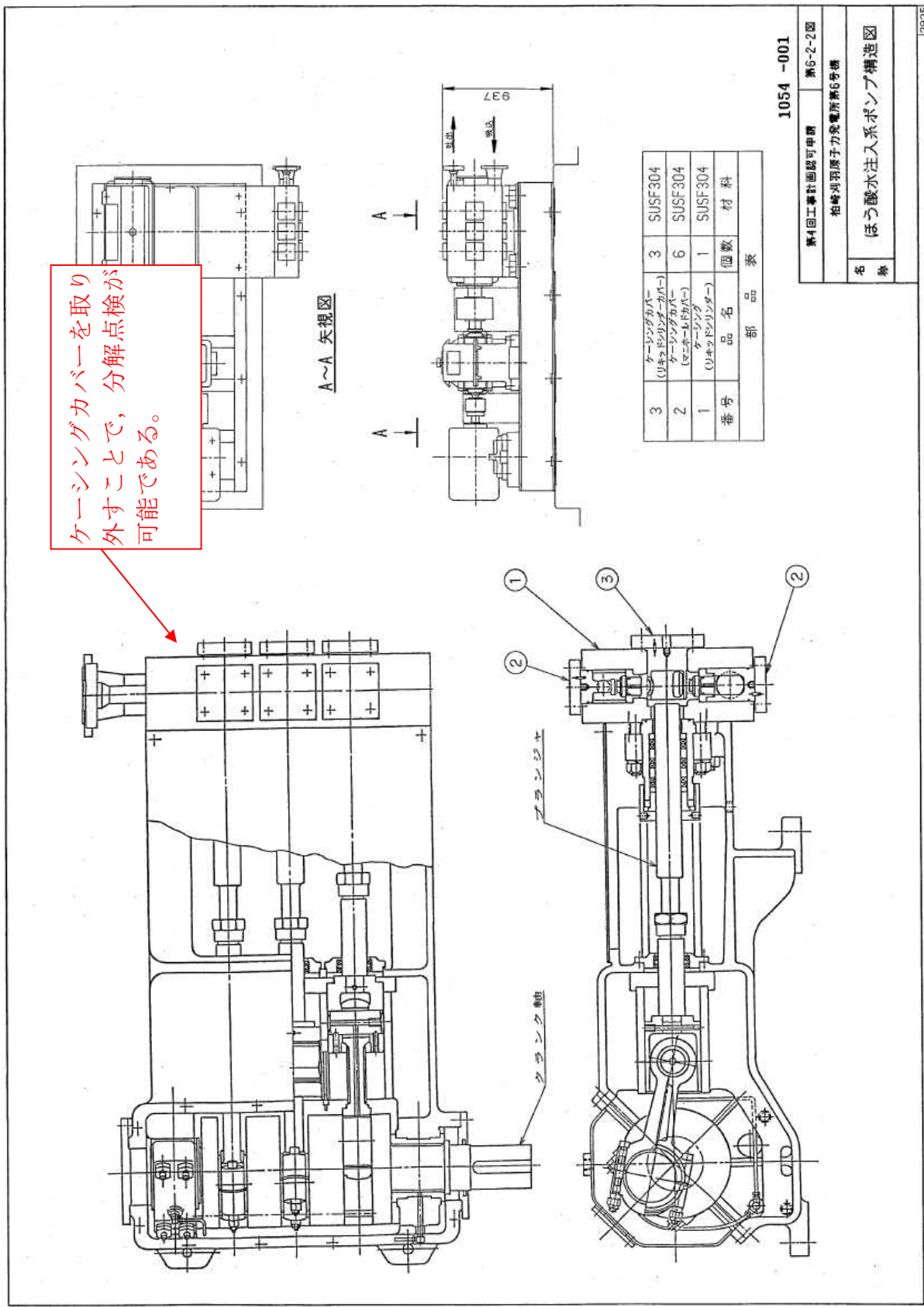
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査
要領書番号 : K 6 - 8 - 1 1 6 - 3 C - R



制御棒駆動機構を構成する機器
 については分解点検を行うこと
 が可能な設計とする。

図 3 制御棒駆動機構 構造図



1054 -001

第4回工事計画認可申請 第6-2-2図
 相崎刈羽原子力発電所第6号機

ほう酸水注入系ポンプ構造図

2225

図4 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

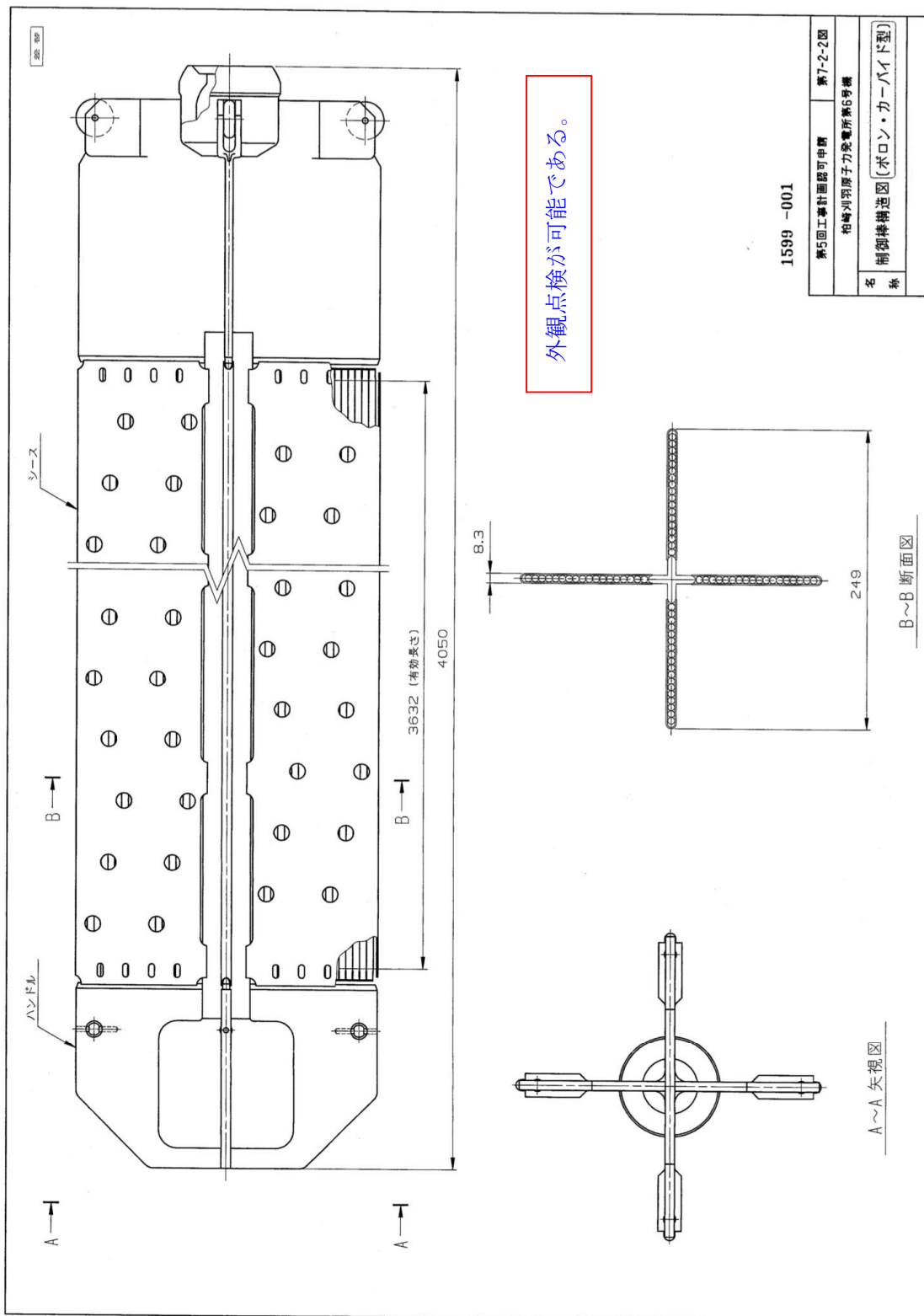
表 4 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

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	7 8 M		定検停止中		
	復水脱塩塔(D)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中		
	復水脱塩塔(E)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中		
	復水脱塩塔(F)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中		
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M		定検停止中		
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M		定検停止中		
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M		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	7 8 M		定検停止中		
補給水系	復水移送ポンプ(A)	3	分解点検	5 2 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)		
					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)	1 3 M		定検停止中
	復水移送ポンプ(B)	3	分解点検	5 2 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)		
					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)	1 3 M		定検停止中
	復水移送ポンプ(C)	3	分解点検	5 2 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)		
					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)	1 3 M		定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)		
					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	7 8 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)		
					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	7 8 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)		
					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		1 3 0 M		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	1 C	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	1 C 又は 1 3 M		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	1 C		定検停止中		

※外観点検については、「照射量による」以外の条件においても、必要に応じて実施する。
 本点検計画については、7号機も同様の内容である。

表5 柏崎刈羽原子力発電所 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
	制御棒駆動水ポンプ(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)
	制御棒駆動水ポンプ(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)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	フィルタ(パージ水用) 103基	2	開放点検	13M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中
	充填水ラインキユムレータ	3	分解点検	65M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

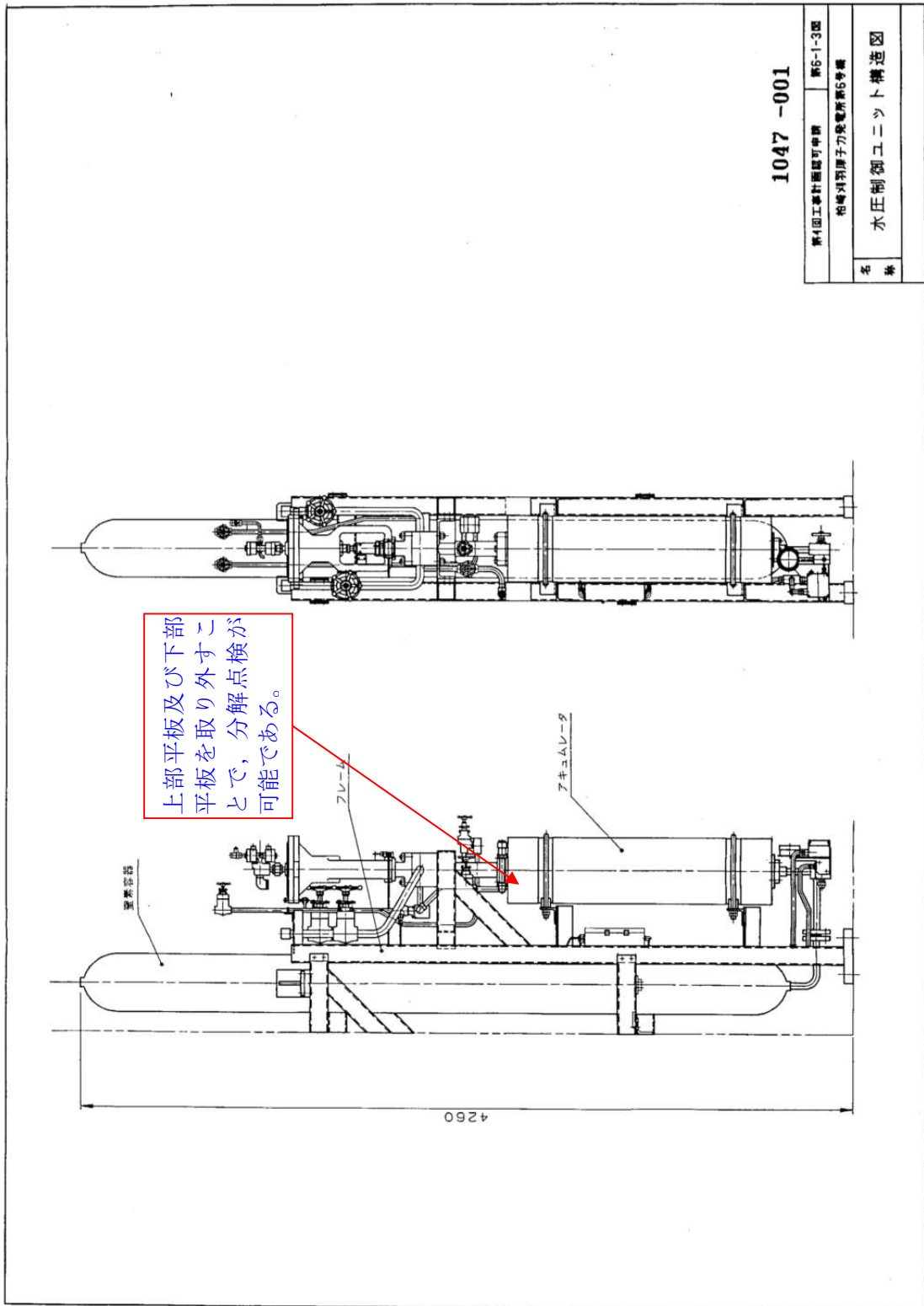


1599 -001

第5回工事計画認可申請	第7-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第6号機	
制御棒構造図〔ボロン・カーバイド型〕	
名	称

5113

図5 制御棒 構造図



上部平板及び下部
平板を取り外すこ
とで、分解点検が
可能である。

図6 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

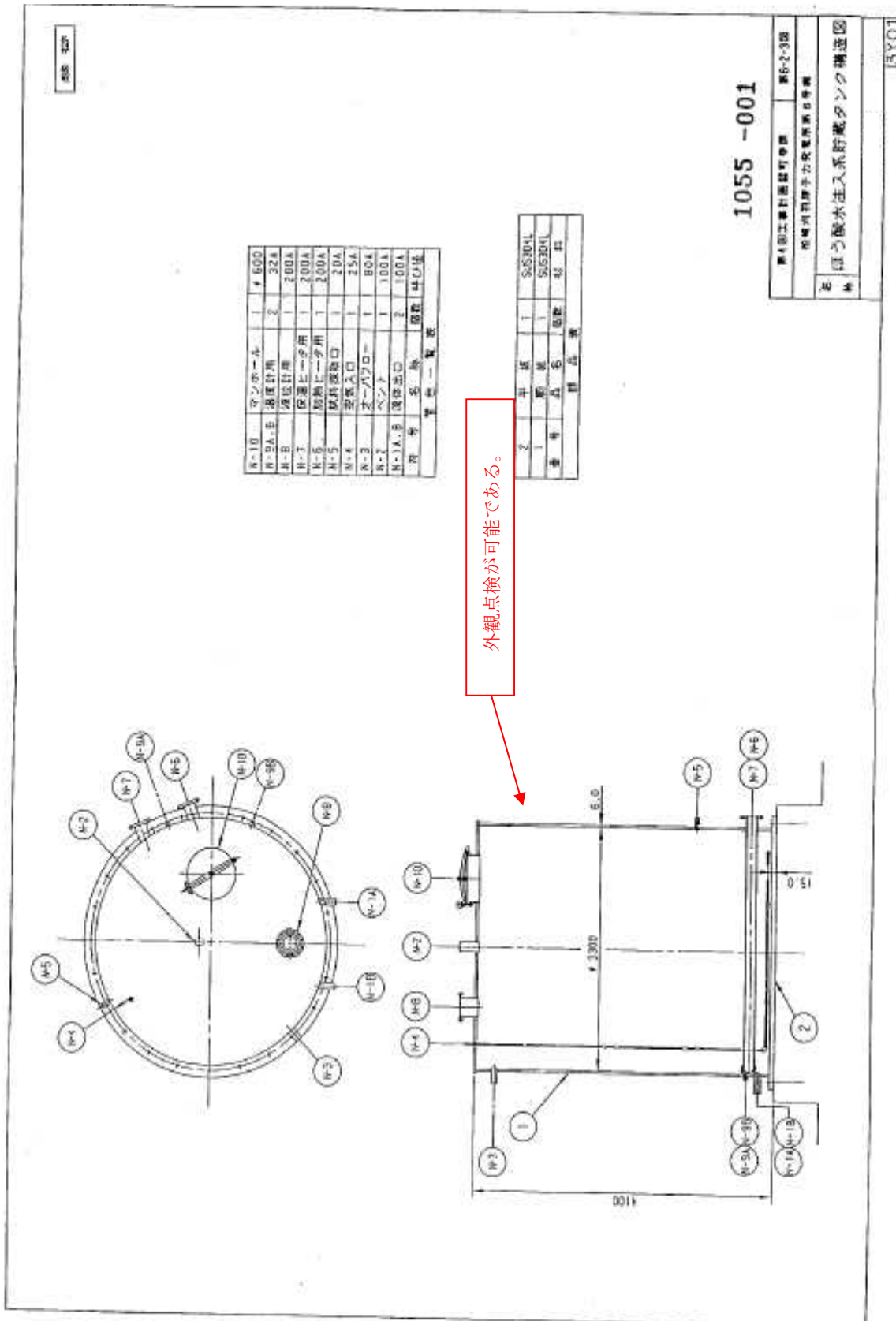


図7 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

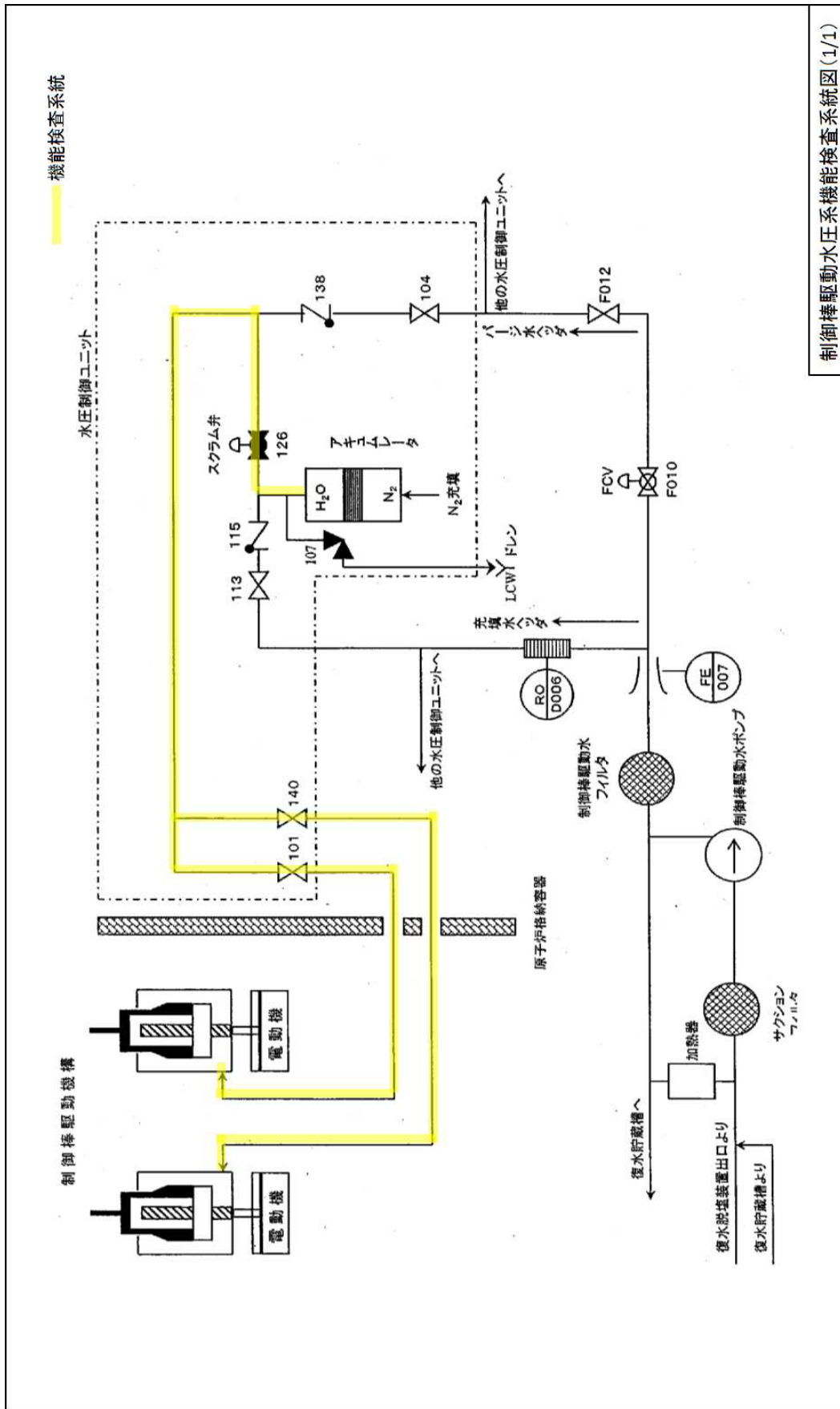
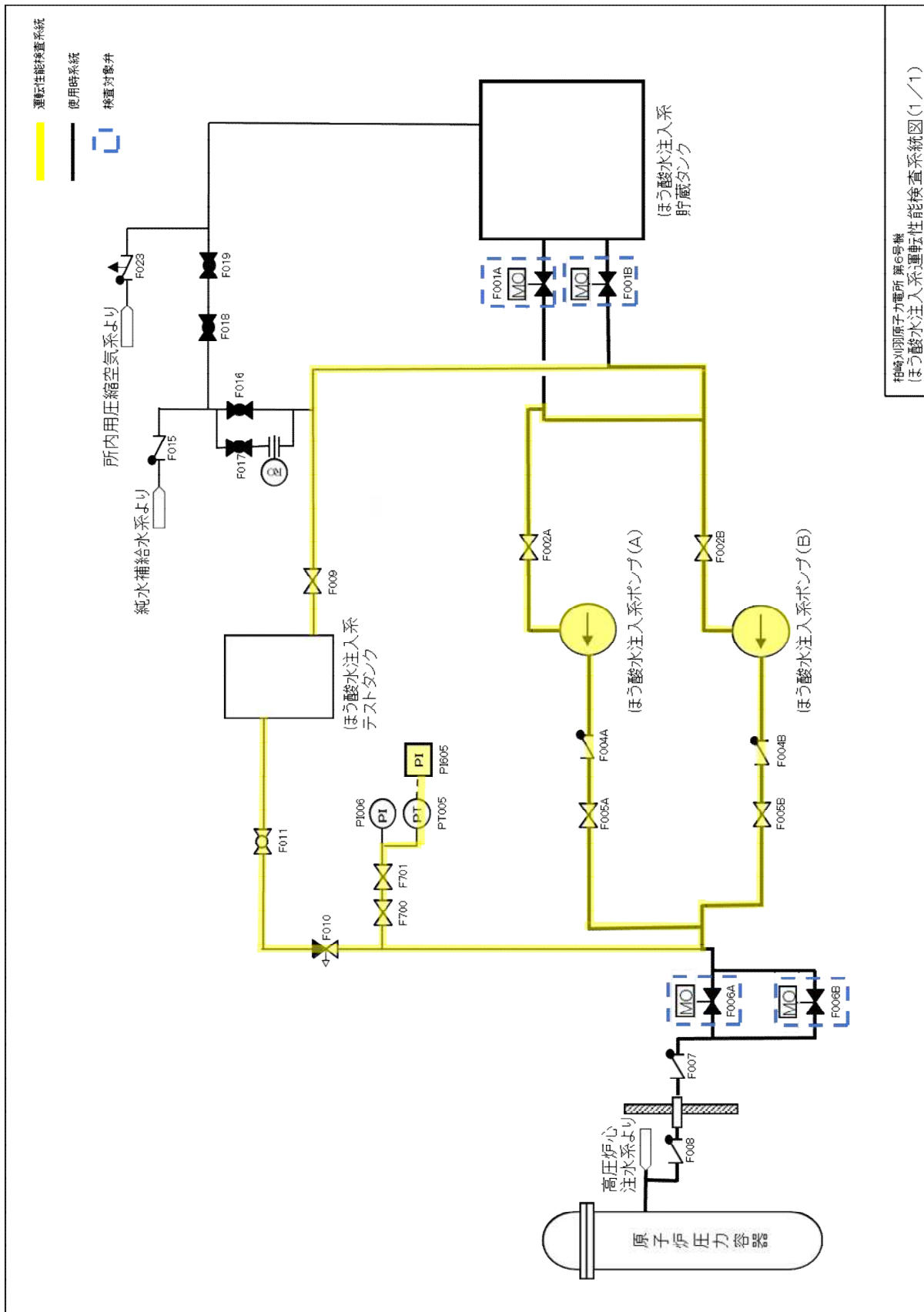


図 8 制御棒駆動系機能検査系統図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
 ほう酸水注入系運転性能検査系統図(1/1)

図9 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

表 6 柏崎刈羽原子力発電所 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	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	-	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	7 8 M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			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)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
				B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
				1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
				B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
				1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
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	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
			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	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M	-	定検停止中	
新鋼棒	新鋼棒	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)	1 C	-	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	1 C	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	1 C 又は 1 3 M	-	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	1 C	-	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 2 0 5 本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 2 0 5 本	1	機能・性能試験	1 C	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 2 0 5 本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (2 5 %)	制御棒駆動機構分解検査 (ABPR)	定検停止中
			分解点検	1 3 0 M (2 5 %)	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 2 0 5 個 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M	制御棒駆動機構分解検査 (ABPR)	定検停止中	

表 7 柏崎刈羽原子力発電所 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	
	制御棒駆動機構電動機 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)	
	制御棒駆動水ポンプ(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)	
	制御棒駆動水ポンプ(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)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中	
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	-	定検停止中	
	充填水ラインキユムレータ	3	備えい試験	65M	-	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
		ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
				簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
ほう酸水注入系ポンプ(B)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ヒーター 1式		3	簡易点検	1C	-	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク		1	簡易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中	
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	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10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : 制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)
要領書番号 : K7-10-35-B-R

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

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査
要領書番号 : K7-10-33-A-燃

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

検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）
要領書番号：K7-10-115-C-R1

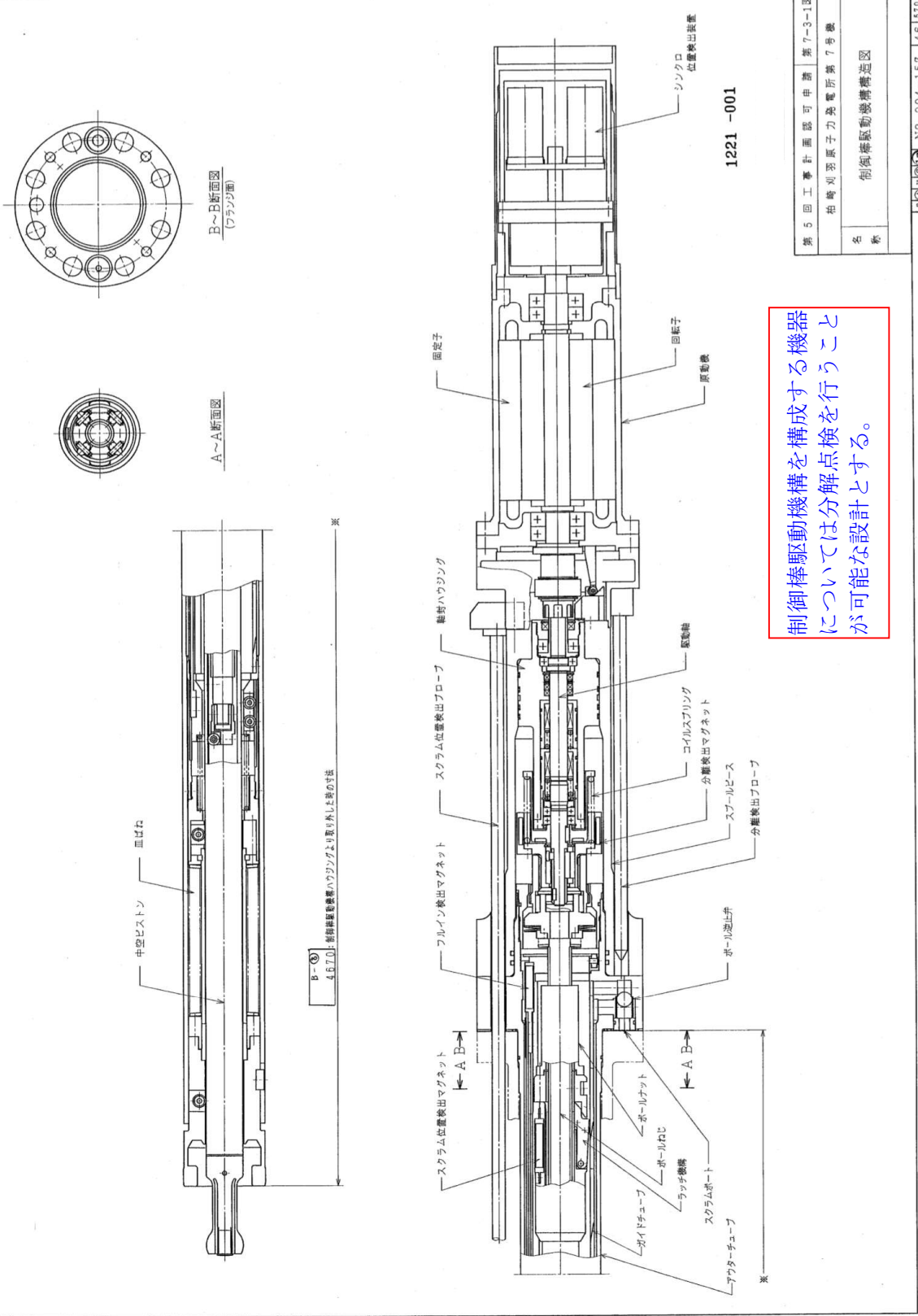
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：ほう酸水注入系機能検査
要領書番号：K7-10-37-B-運

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査
要領書番号 : K7-8-116-3C-R

1221-000-2N



1221 -001

制御棒駆動機構を構成する機器
 については分解点検を行うこと
 が可能な設計とする。

第5回工事計画認可申請 第7-3-1図
田崎川羽原子力発電所第7号機
名称 制御棒駆動機構構造図
8 3 H 3 N2-004-157 46 1508

図 10 制御棒駆動機構 構造図

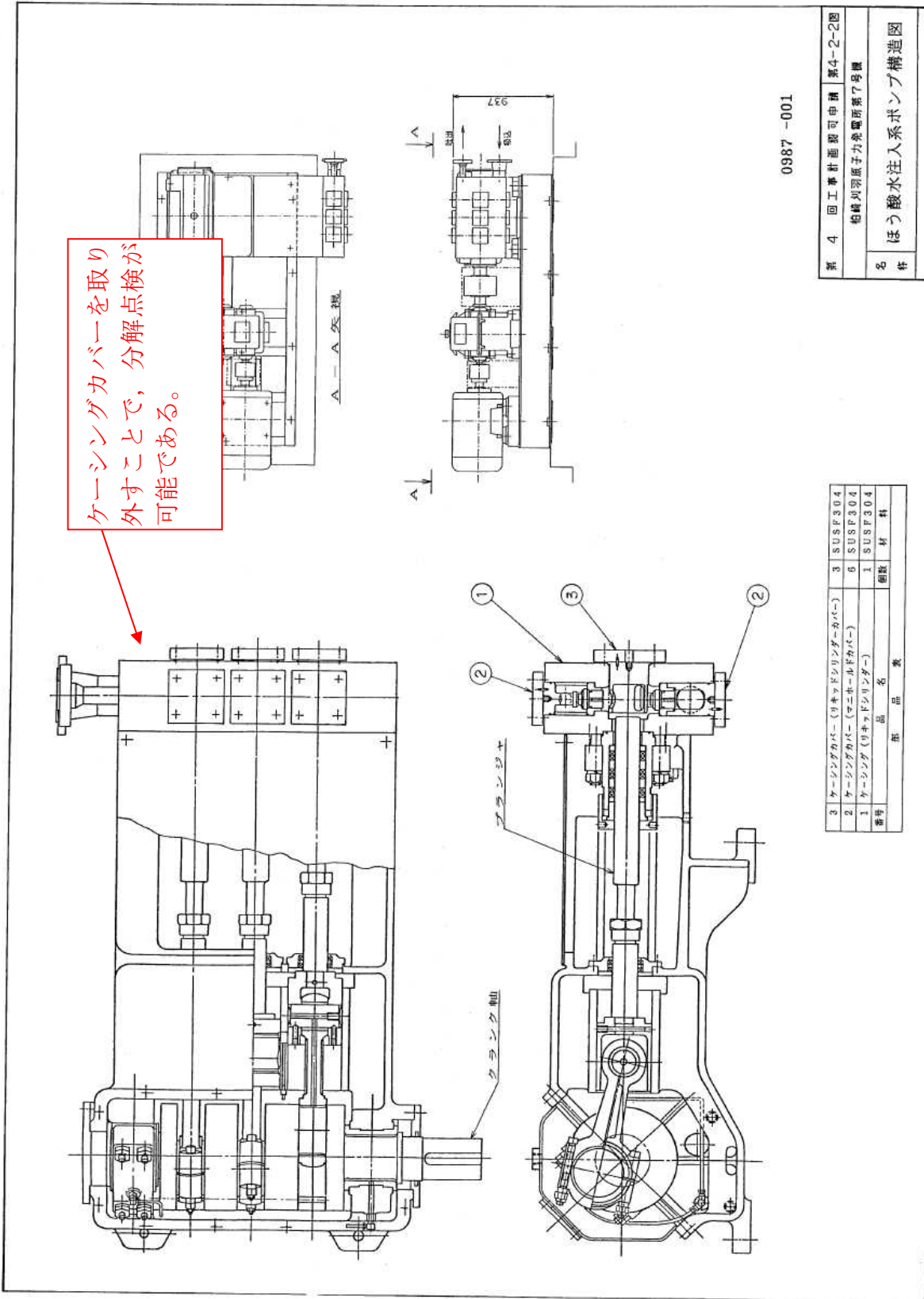
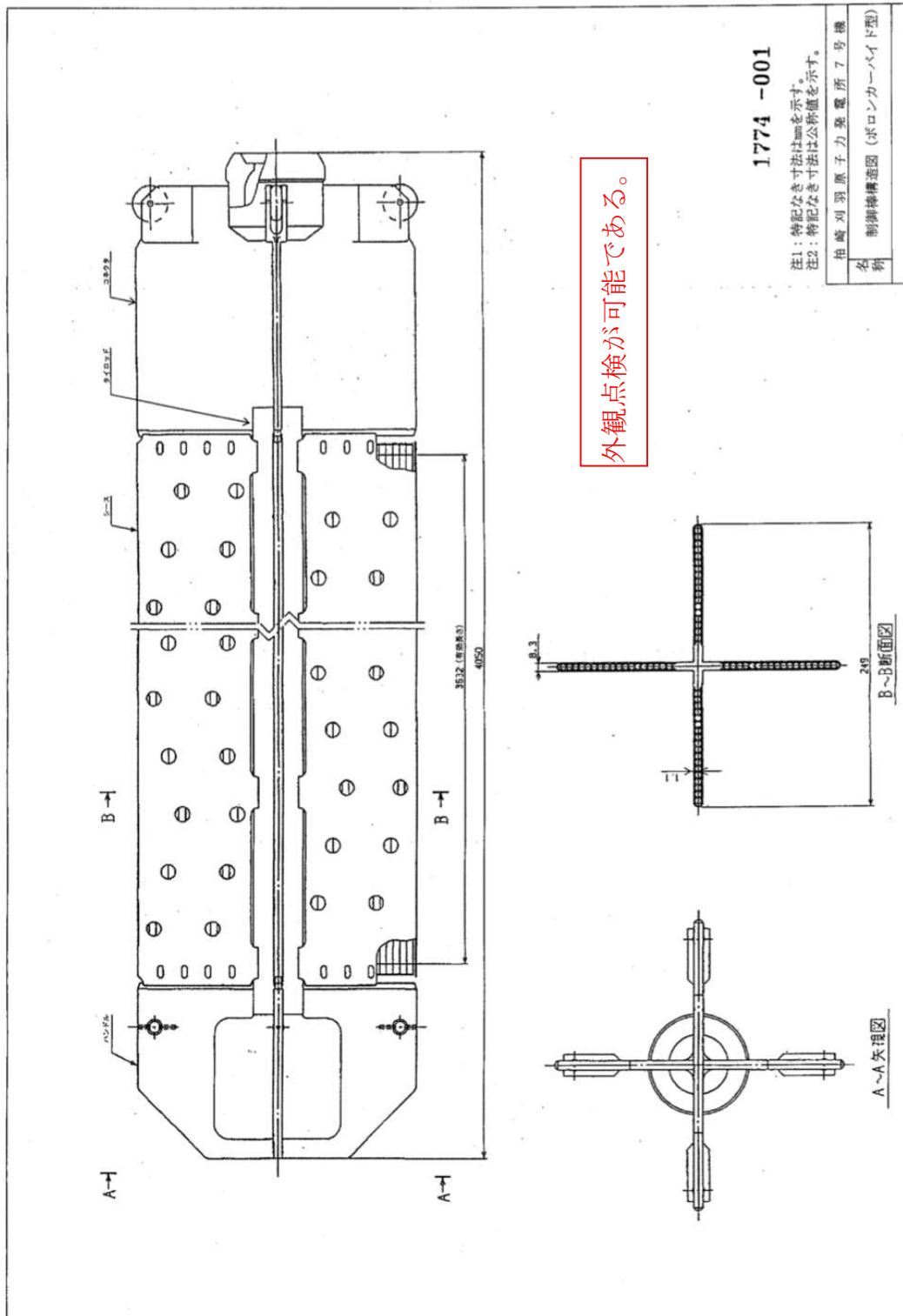


図 11 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表 8 柏崎刈羽原子力発電所 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	
	制御棒駆動機構電動機 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)	
	制御棒駆動水ポンプ(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)	
	制御棒駆動水ポンプ(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)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	—	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	—	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中	
	充填水フィンキユムレータ	3	漏えい試験	65M	—	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	—	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	—	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中		
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	



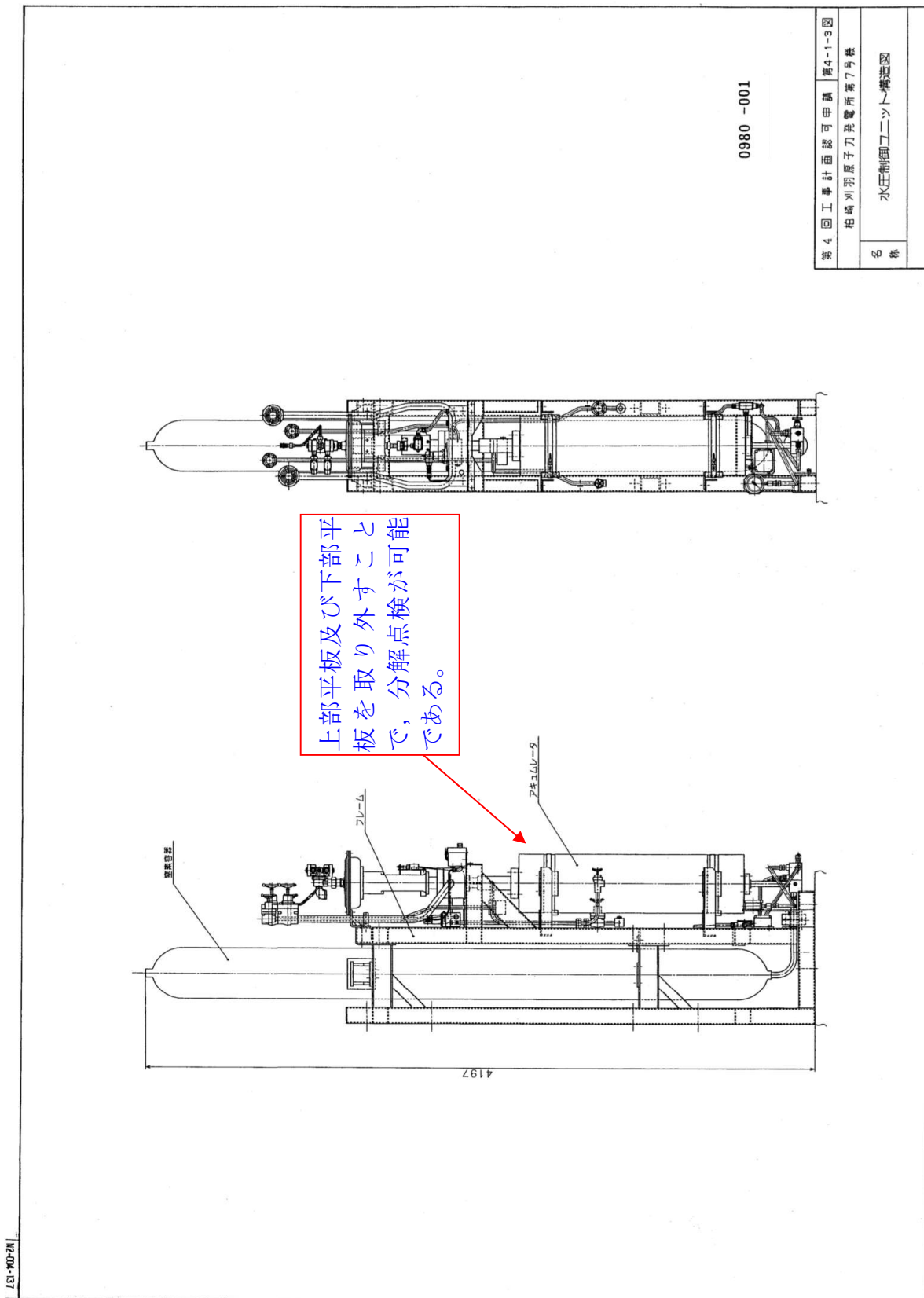
外観点検が可能である。

1774-001

注1: 特記なき寸法はmmを示す。
注2: 特記なき寸法は公称値を示す。

名称	柏崎刈羽原子力発電所7号機 制御棒構造図 (ボロンカーバイド型)
----	----------------------------------

図 12 制御棒 構造図



上部平板及び下部平板を取り外すことで、分解点検が可能である。

0980 -001

第 4 回 工 事 計 画 設 可 申 請 第 4-1-3 図		
柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機		
水圧制御ユニット構造図		
名 称		
5 5 5 5 5 5		N2-004-137
46		1907

図 13 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

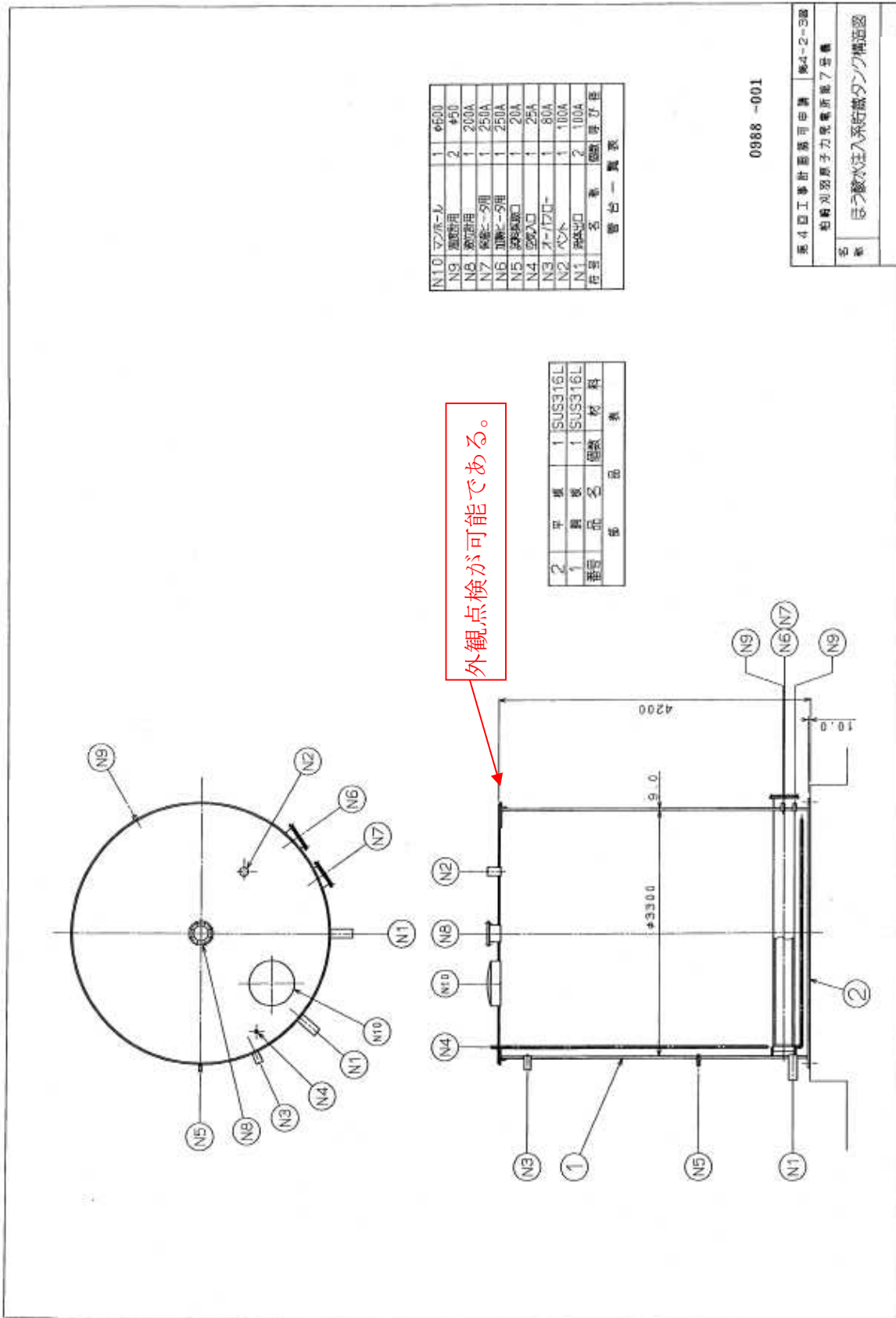


図 14 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

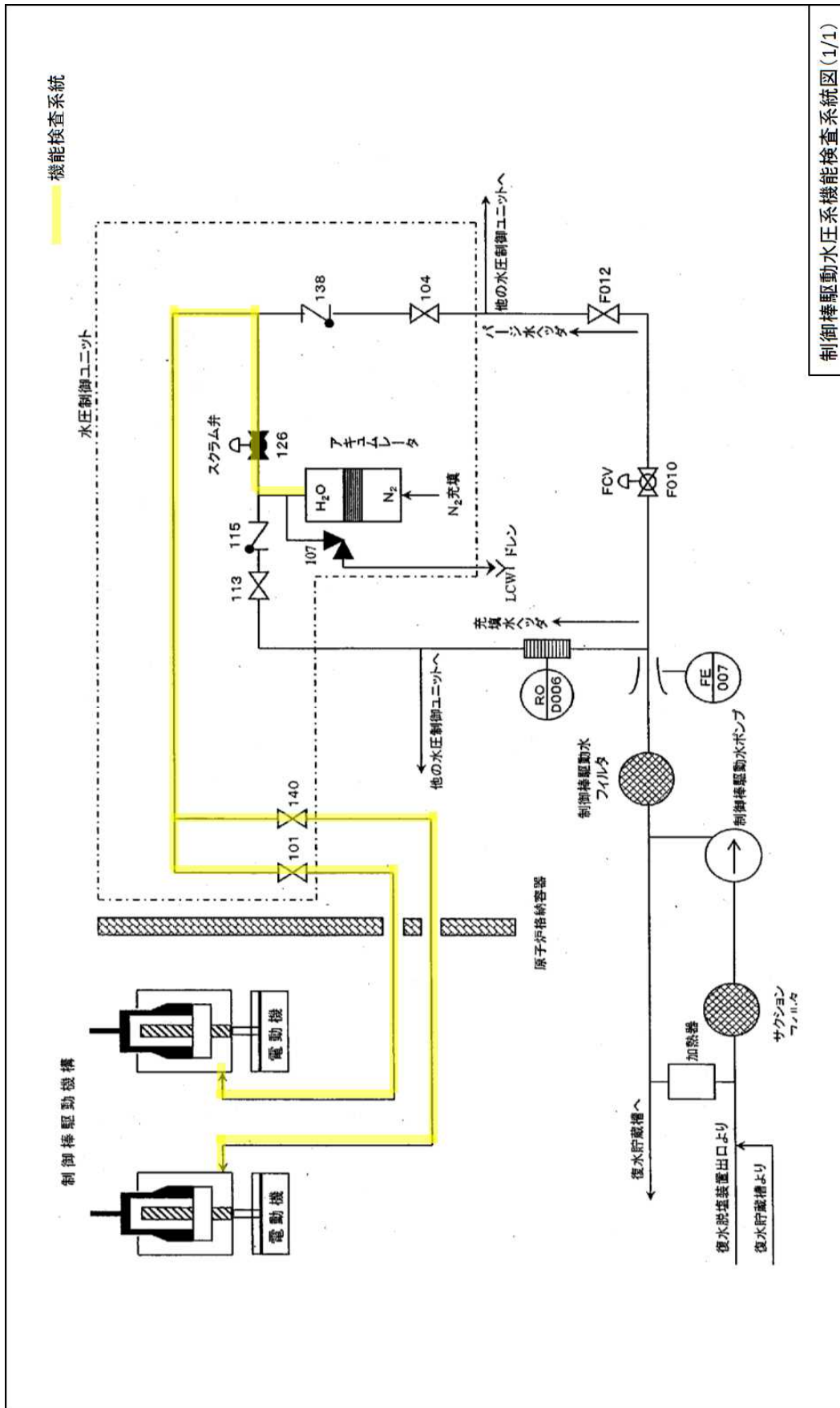
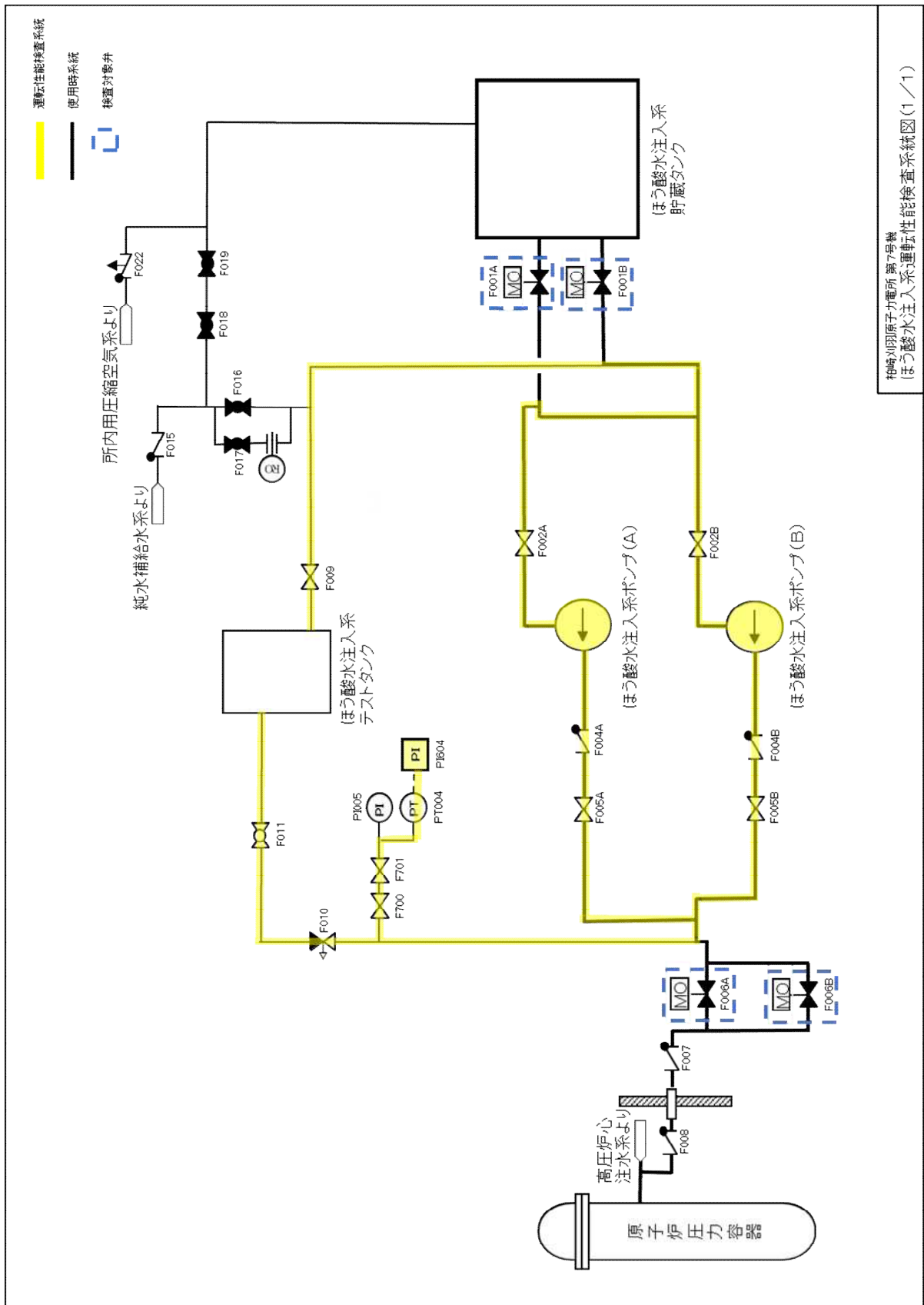


図 15 制御棒駆動系機能検査系統図



神崎川(旧)原子力研究所 第7号機
 ほう酸水注入系運転性能検査系統図(1/1)

図 16 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

44-6
容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

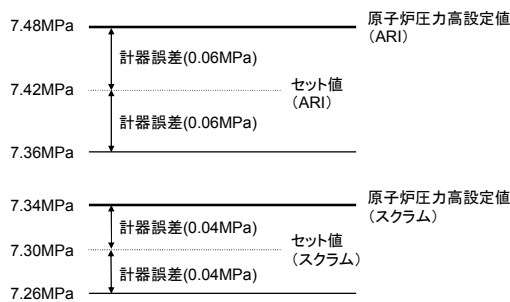
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

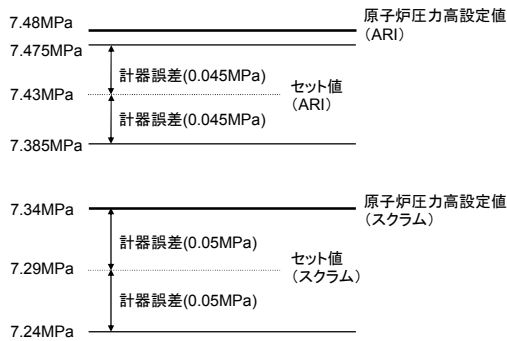


図 1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

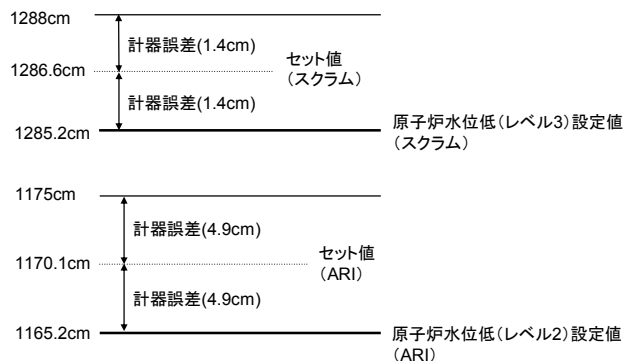
注記*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合，代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

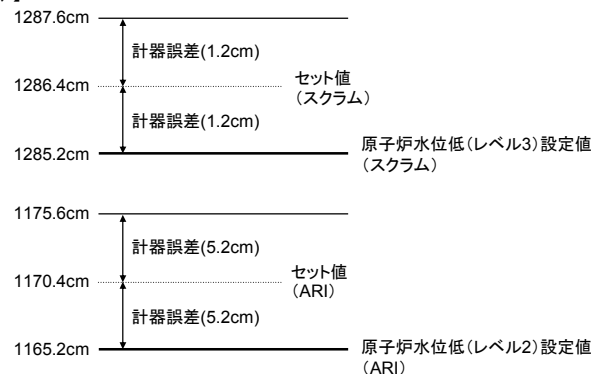


図 2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

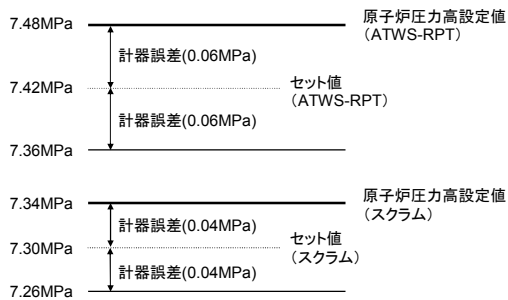
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し，原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し，逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し，原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合，一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の1.2倍（10.34MPa）を超えないようにする。

<参考>

【6号炉】



ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

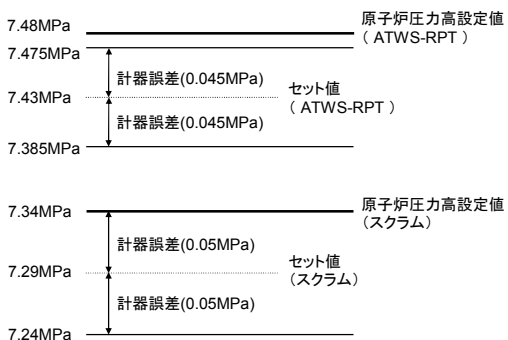


図3 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 3)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 3）を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

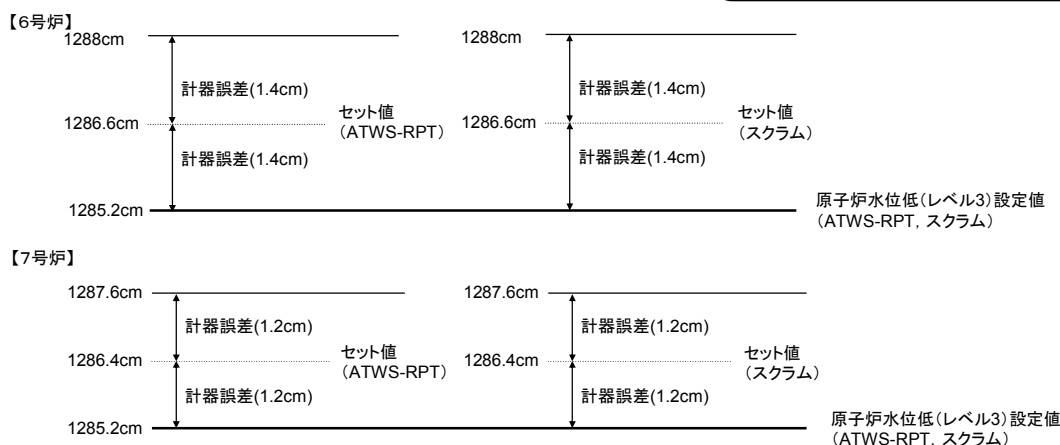


図 4 原子炉水位低（レベル 3）設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 2)
保 護 目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 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低（レベル 2）を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップさせ，原子炉出力を低下させる。（原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップし，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップする設計とする。）

<参考>

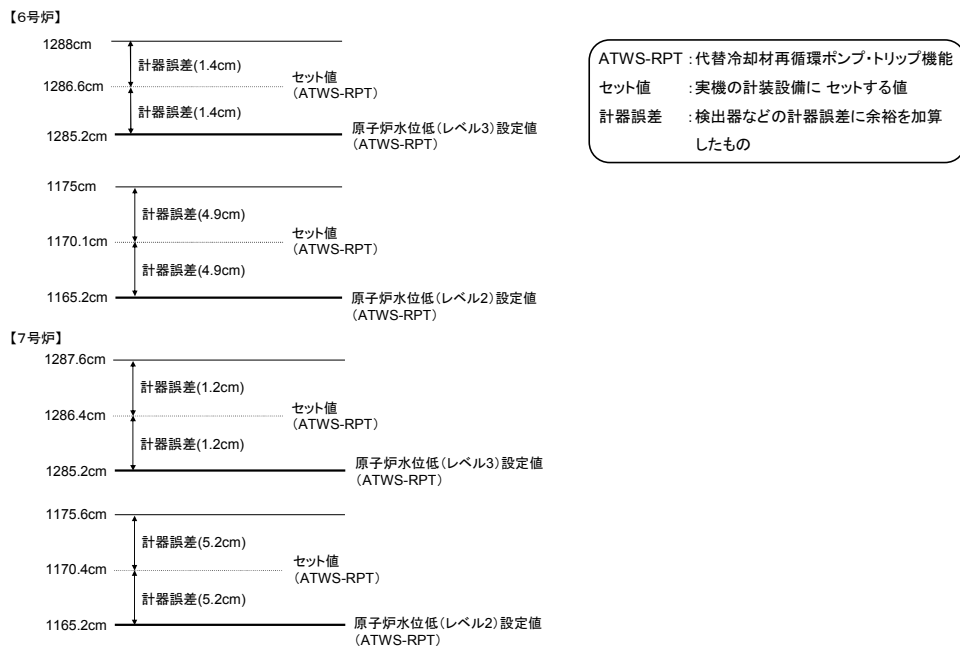


図 5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容量	L/個	約 45(注 1), (66(注 2)) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa	18.6MPa
最高使用温度	℃	66
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】

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を供給するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

1. 容量

アキュムレータの水容量は、下記の必要要領を考慮して決定する。

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量
- (b) ラビリンスシール通過容量
- (c) N₂ ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量

- ・ FMCRD のスクラムストローク : mm
- ・ FMCRD 中空ピストン断面積

$$\frac{\pi}{4} \times \text{}^2 = \text{} \text{ mm}^2$$

$$V_U = \text{} \text{ mm} \times \text{} \text{ mm}^2 \times 10^6 \div \text{} \text{ L/FMCRD}$$

- (b) ラビリンスシール通過容量

ラビリンスシール通過容量は、試験結果等に基づき ~7L/FMCRD で評価する。

- (c) N₂ ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

N₂ ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は、窒素容器容積 (200L) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (5L) を考慮すると下記となる。

$$V_g = (200 + 5) \times \frac{273 + 40}{273 + 20} = 219.0L$$

$$\Delta V = 219.0 - (200 + 5) = 14.0L$$

以上より、環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても、前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量設定する。アキュムレータ水の必要容量を纏めると下記となる。

・ピストン移動量	<input type="text"/>	L×2
・ラビリンスシール通過量	<input type="text"/>	L×2
・N ₂ ガス膨張		14.0L
合計	<input type="text"/>	L (≒ <input type="text"/> L)

これに余裕をとり、アキュムレータ公称容量は66Lとする。

2. 最高使用圧力

アキュムレータに駆動水を供給する、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力に合わせ18.6MPaとする。

3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側（復水給水系及び復水補給水系）の最高使用温度に合わせ66℃とする。

・ほう酸水注入系ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ (6号及び7号炉)
容量	m ³ /h/個	約10 (注1), (約11 (注2))
全揚程	m	6号炉: 約840, 7号炉: 約838 (注1), (約860 (注2))
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37MPa / 吐出側 10.8MPa
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	45
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】

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉1基あたり2台 (予備1台) 設置する。

1. 容量

ほう酸水注入系ポンプの容量は、タンク有効容量 m³ (全容量 31.7m³) を設計上の許容注入時間 (設計ボロン濃度 ppm を設計ボロン注入速度 ppm/min^{*} で注入する時間) で注入可能な容量とする。

※最低反応度印加速度に相当する必要ボロン注入速度 ppm/min に余裕を加えて定めた設計値

ポンプ容量 (1台当り)

= タンク容量 (ℓ) / 注入時間 (min)

= / (/)

≒ 174 ℓ / min = 10.44 m³/h

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、11.4m³/h/個とする。

2. 全揚程

ほう酸水注入系ポンプの全揚程は、注入先の圧力（原子炉圧力 MPa（逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 840m)

【7号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 838m)

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 860m とする。

3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、通常時吸込配管に補給水系から圧力が加わることを考慮し、補給水系の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

4. 最高使用温度

ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

5. 原動機出力

ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

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

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8311(2002)「往復ポンプ—試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) = (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} =$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

$$P =$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 45kW/個とする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク (6号及び7号炉)
容量	m ³ /h/個	約28 (注1), (約30 (注2))
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは炉1基あたり1基設置する。</p> <p>1. 容 量</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下の通り。</p> <p>原子炉停止時における通常水位までの水量は [] kg であり、</p> <p>原子炉を冷温停止状態にするために必要な注入ボロン量は、</p> <p>[] × [] ppm (設計ボロン濃度) = [] kg</p> <p>必要五ほう酸ナトリウム量は、</p> $\frac{10B}{Na_2B_{10}O_{16} \cdot 10H_2O} = 0.1831 \quad (\text{各原子量: } B=10.8, H=1, O=16, Na=23)$ <p>であることから、</p> <p>[] / [] = [] kg</p> <p>上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 ([] kg) を考慮した、最小必要五ほう酸ナトリウム量 ([] kg) をほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵することにより、十分な反応度制御能力を満足することができる。</p> <p>設計飽和温度 15℃の五ほう酸ナトリウム重量%は 13.4%、また、この重量%における 27℃での比重は 1.065 であり、これに対応するほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量は [] m³ となり、タンク無効容量 [] m³ を考慮し、タンク全容量は 31.7m³ とする。</p> <p>2. 最高使用圧力</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。</p>		

3. 最高使用温度

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの通常の温度制御範囲（°C）を上回るものとして、66°Cとする。

44-7
その他設備

以下に、原子炉を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下の通りである。

- (1) 手動スクラムボタン
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (2) 原子炉モードスイッチ
原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (3) スクラムテストスイッチ
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (4) スクラムソレノイドヒューズ
現場に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。

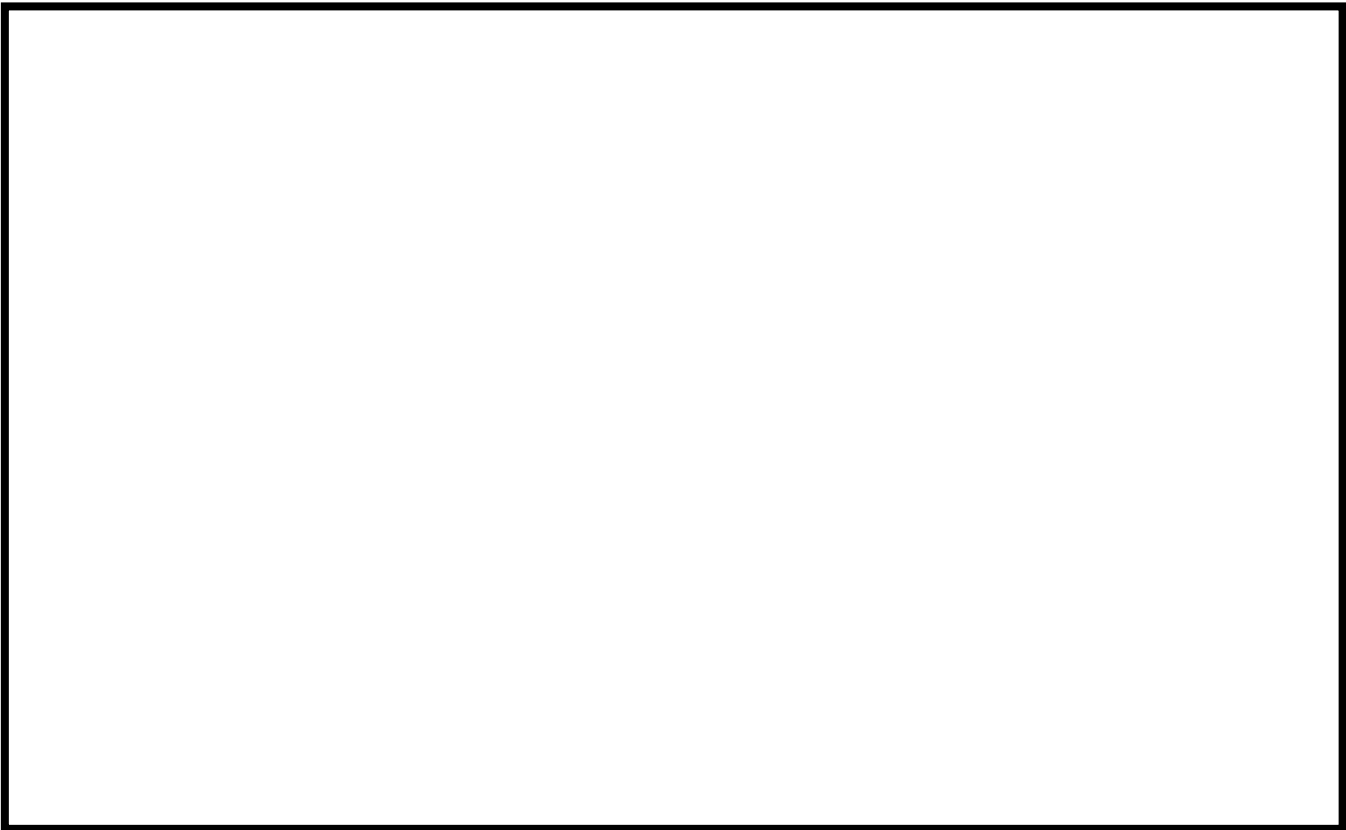


図1 配置図（自主対策設備）

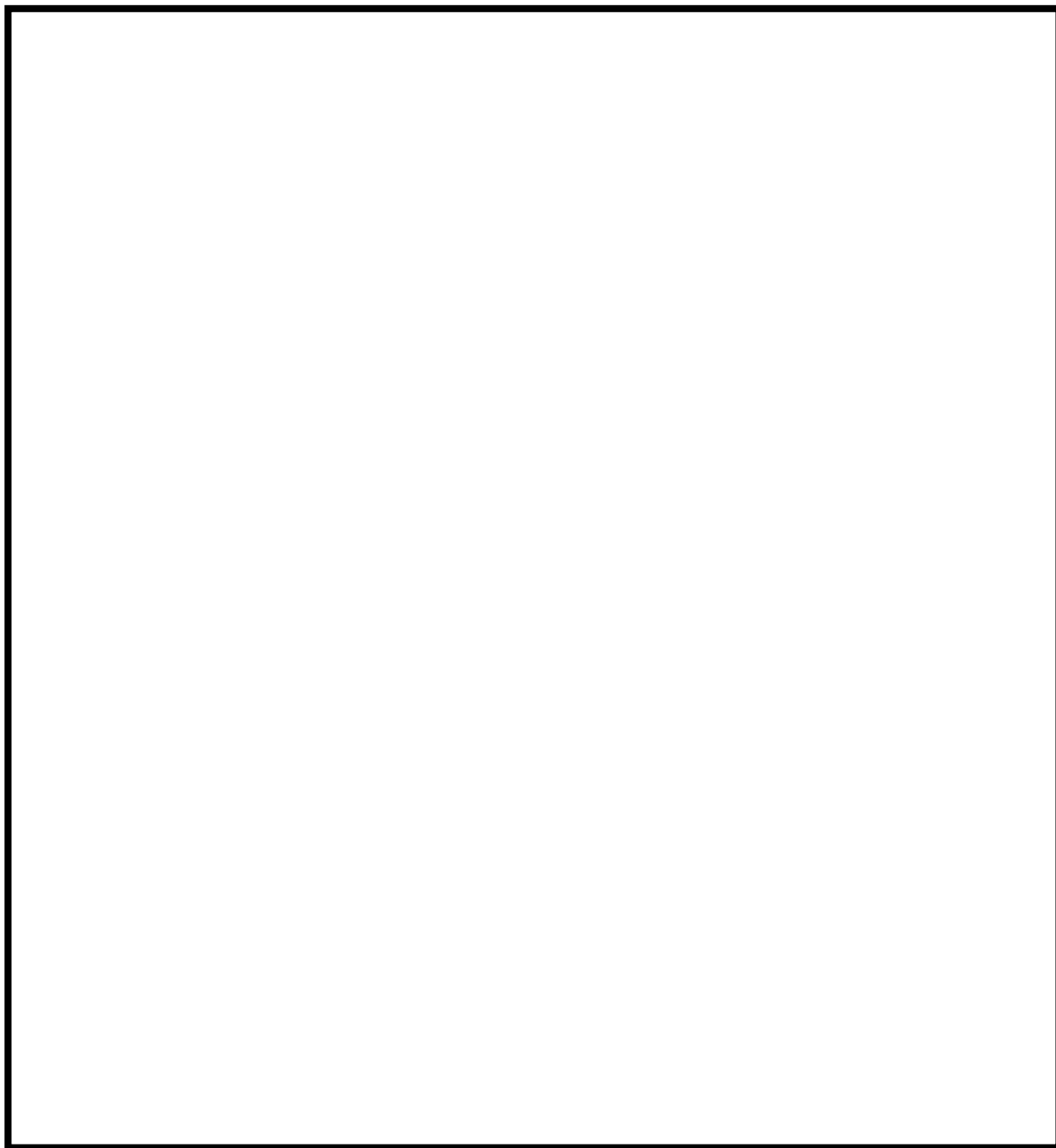


図 2 配置図（自主対策設備）

(5) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間，もしくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を自動若しくは手動にて電動駆動で挿入する手段として有効である。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，図 4 に示す。

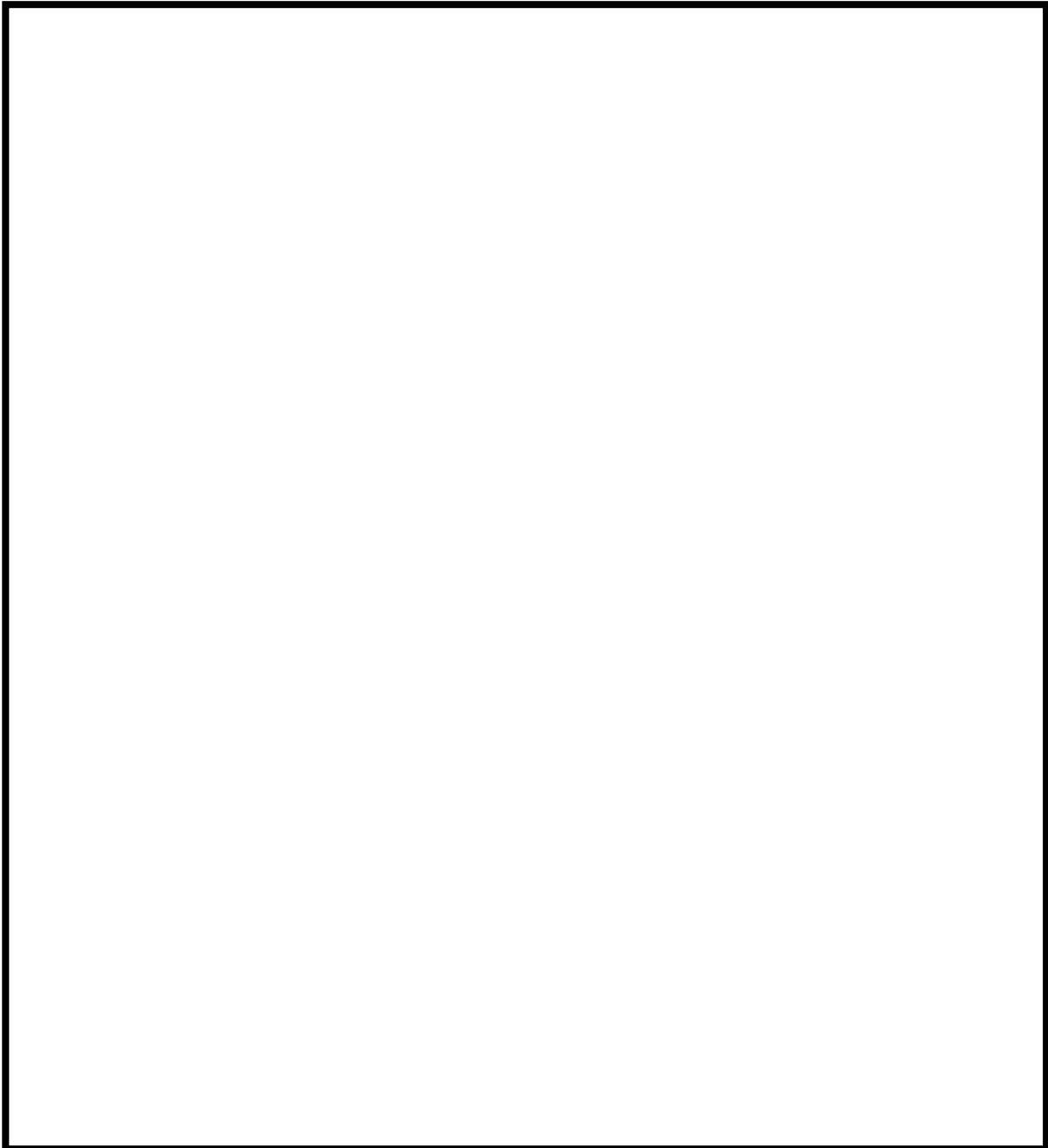


図 3 制御棒駆動機構 概要図

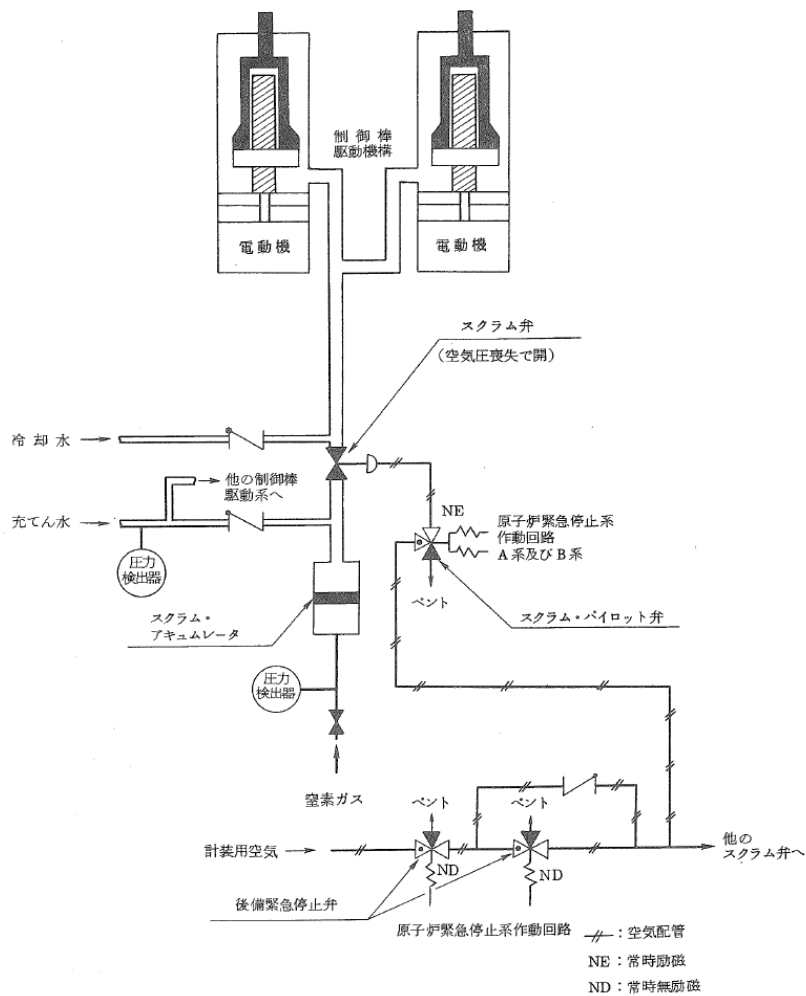


図4 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

- (6) 給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，
 高圧炉心注水系

給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

電動駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，ポンプ出口側に設置している流量調節弁の開度を制御することにより行う。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

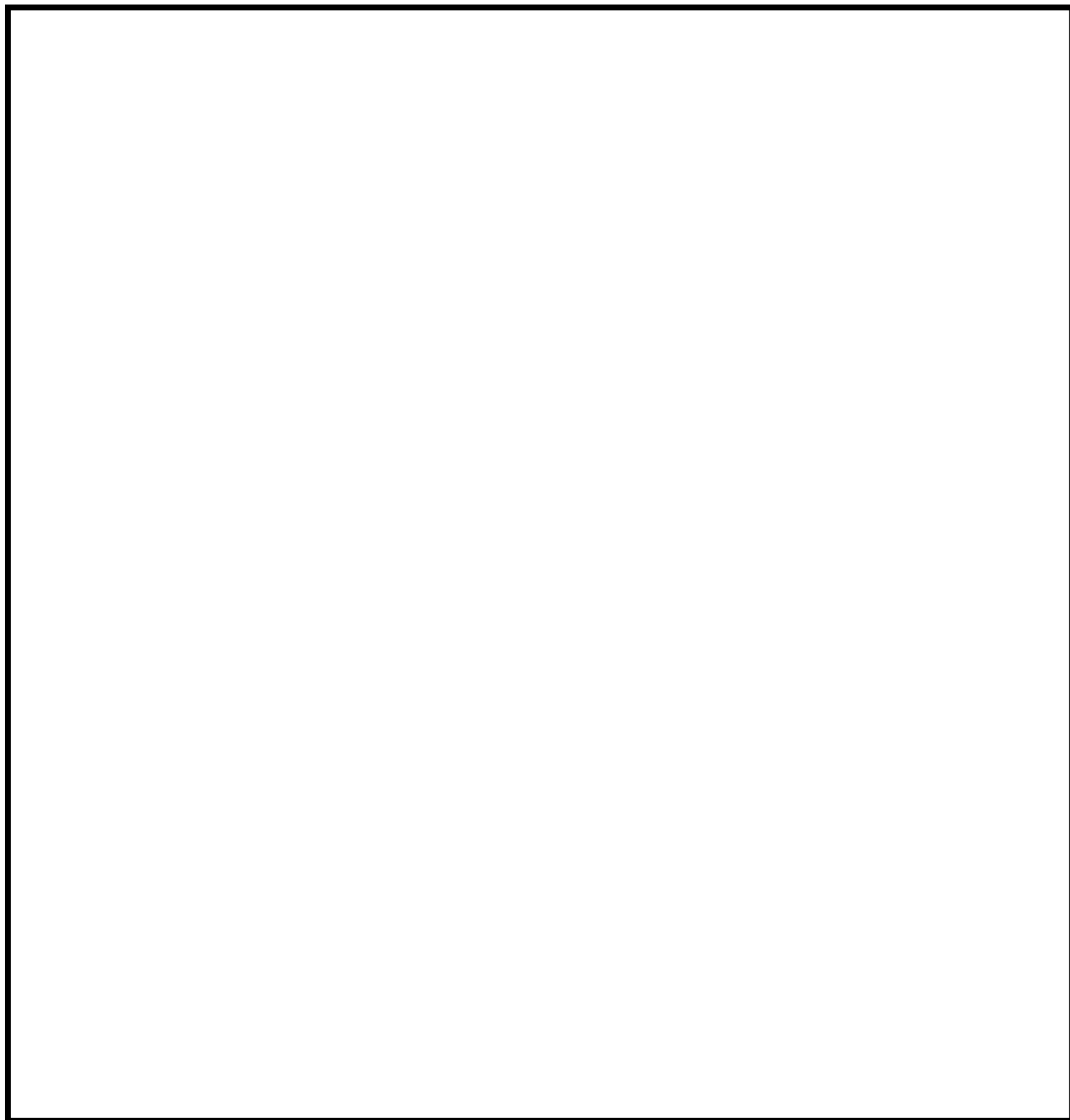


図 5 配置図（自主対策設備）

44-8
ATWS 緩和設備について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過度変化時における原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉の運転を緊急に停止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において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる事により原子炉を未臨界にするとともに、原子炉冷却材再循環ポンプを自動又は手動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、「ATWS緩和設備」という。）を設置する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

3. ATWS緩和設備の設計方針

ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

ATWS緩和設備は、中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室及び二次格納施設内の環境条件（温度、圧力、湿度、放射線及び地震、風（台風）、積雪の影響による荷重、電磁波）において、必要な機能を果たすことができる設計とする。

(2) 操作性

ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

なお、代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、手動によっても操作可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故時においても操作可能である。

(3) 悪影響防止

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

ATWS緩和設備は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能が損なわれない設計とする。

ATWS緩和設備の論理回路はアナログ回路であるが、原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系には、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を高圧炉心注水系のフラグダスパーージャより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定する重大事故（ATWS）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持するものとする。

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備は、共通要因故障によって原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

ATWS緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属管体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、ATWS/RPT盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、原子炉緊急停止系に対して内部火災及び内部溢水による影響は与えない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

ATWS緩和設備は図1のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、ATWS緩和設備が起因による火災により原子炉緊急停止系に影響を与えない設計とする。

なお、原子炉緊急停止系はフェイルセーフ設計であり、火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスクラム弁が没水した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁が作動する。そのため、火災・溢水等の共通要因故障により原子炉緊急停止機能が

喪失することはない。

また、ATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

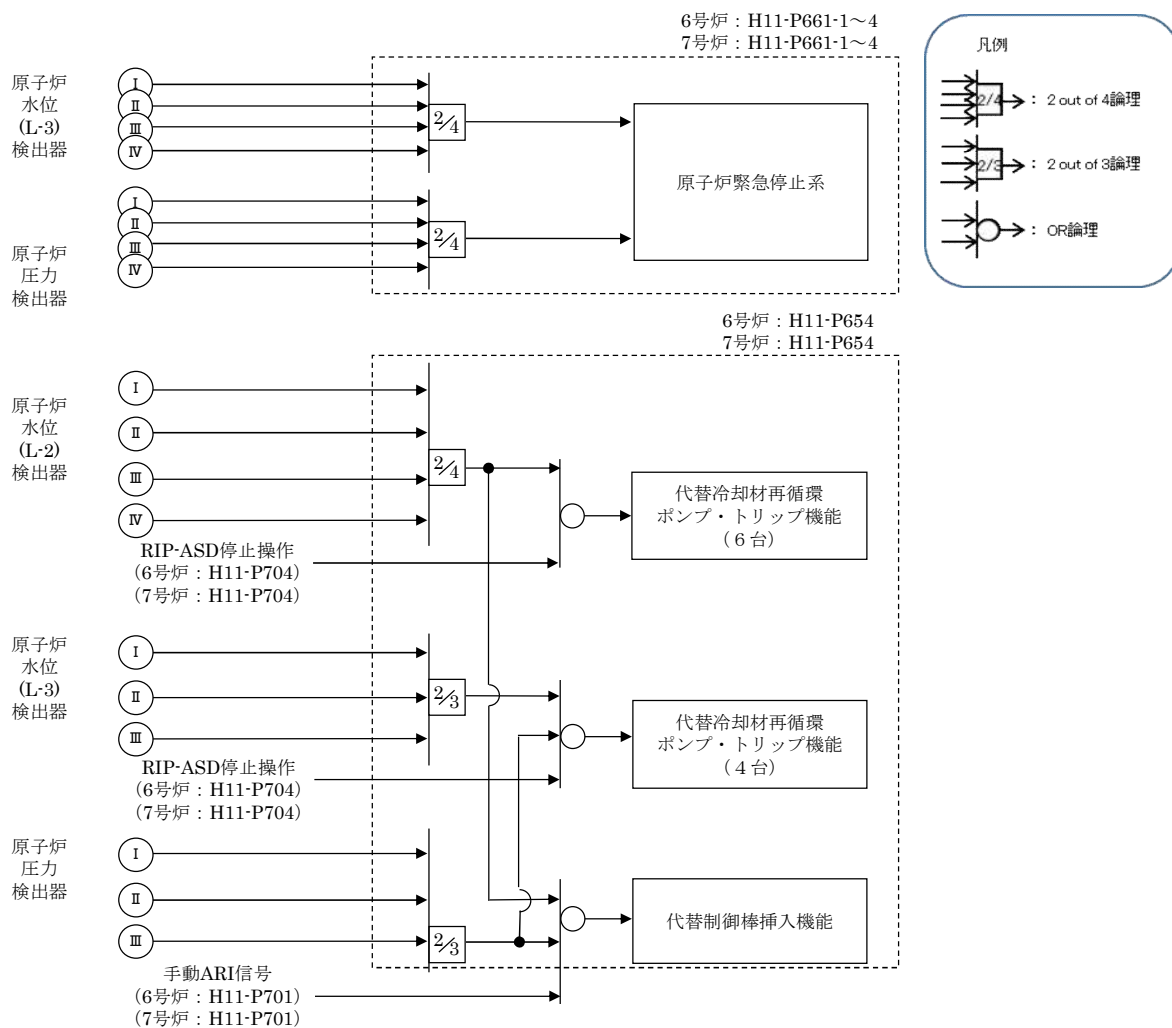


図1 原子炉緊急停止系及びATWS緩和設備ロジック図

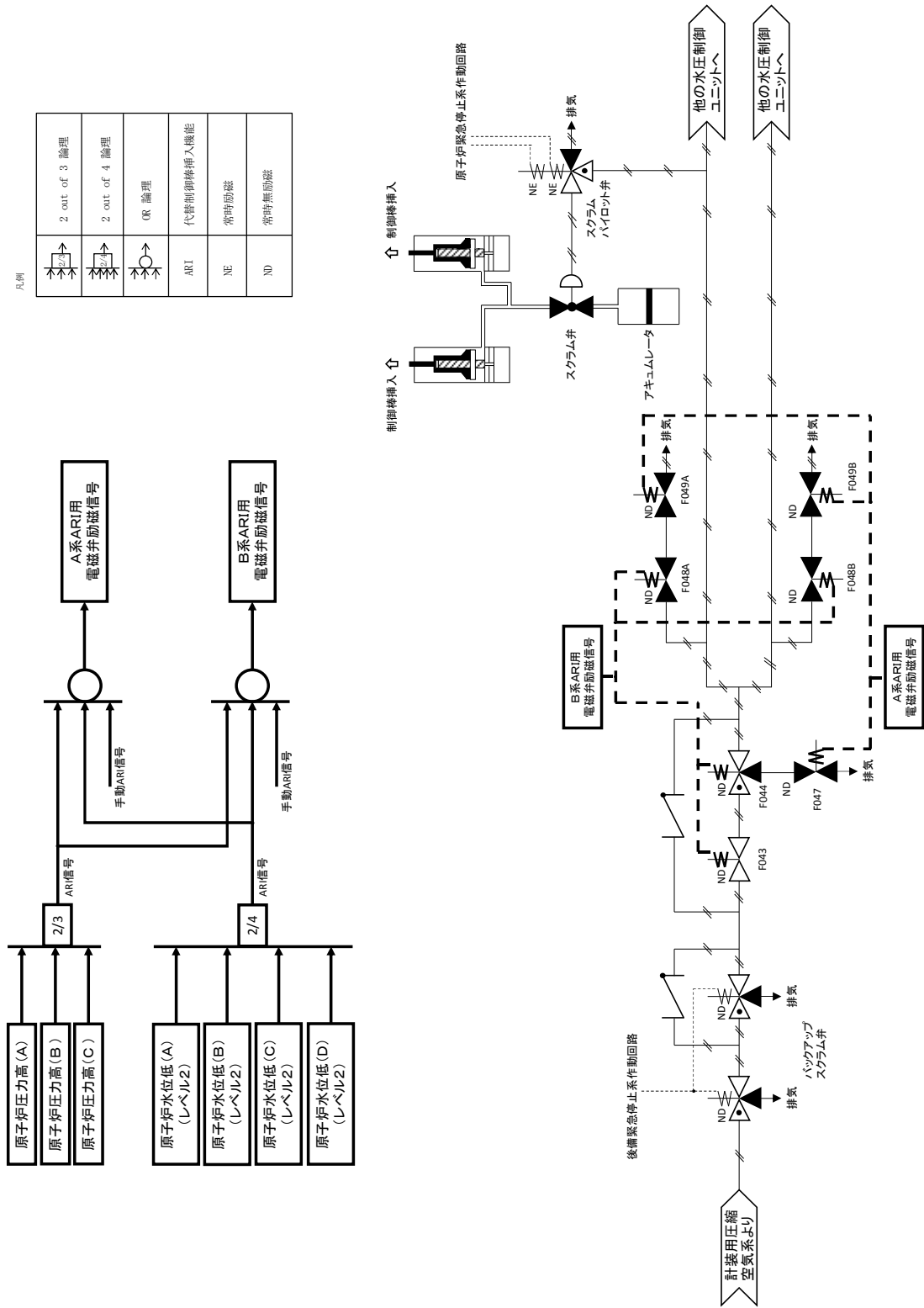


図2 電磁弁の分離について

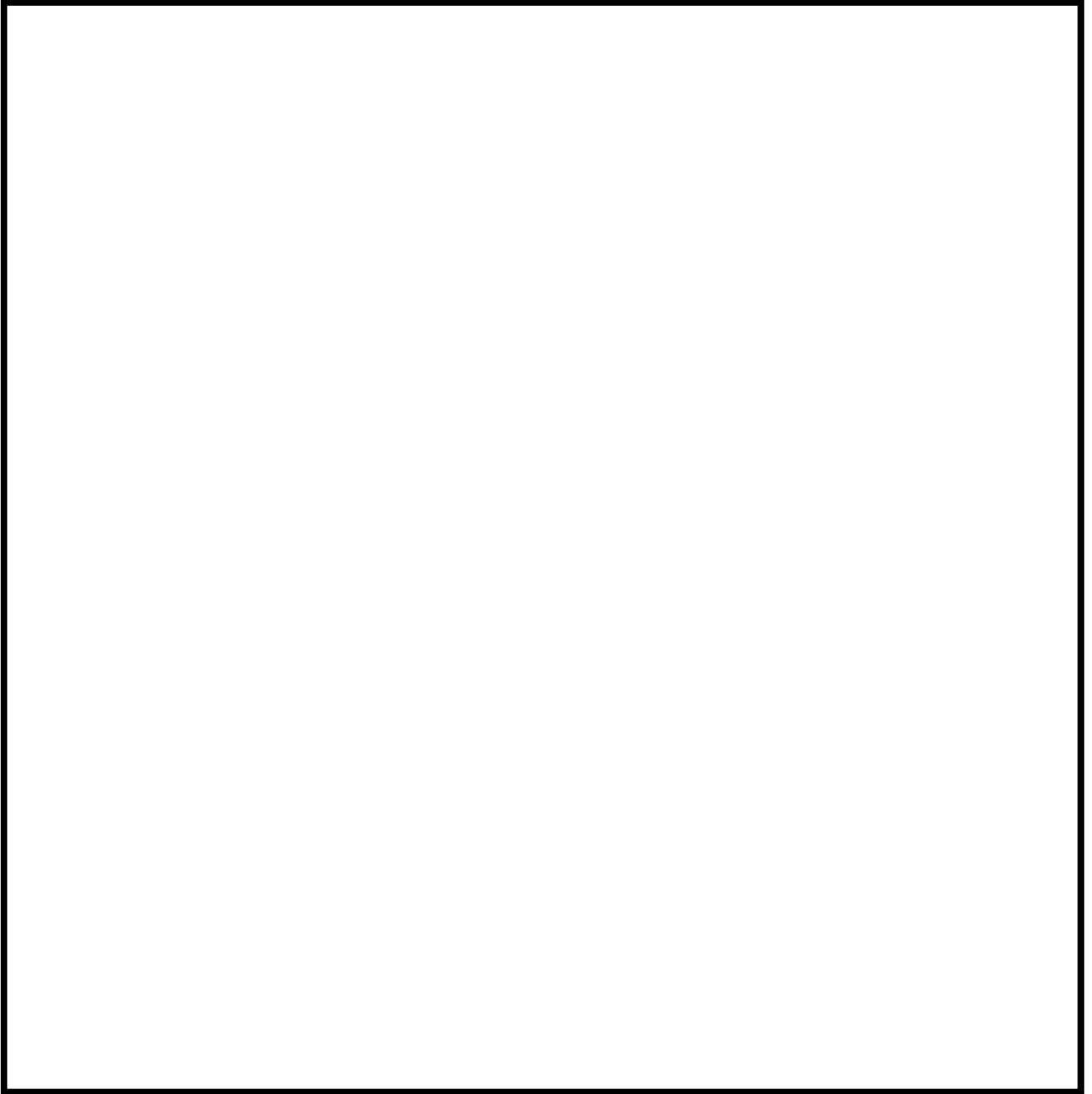


図 3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(6号炉)

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。

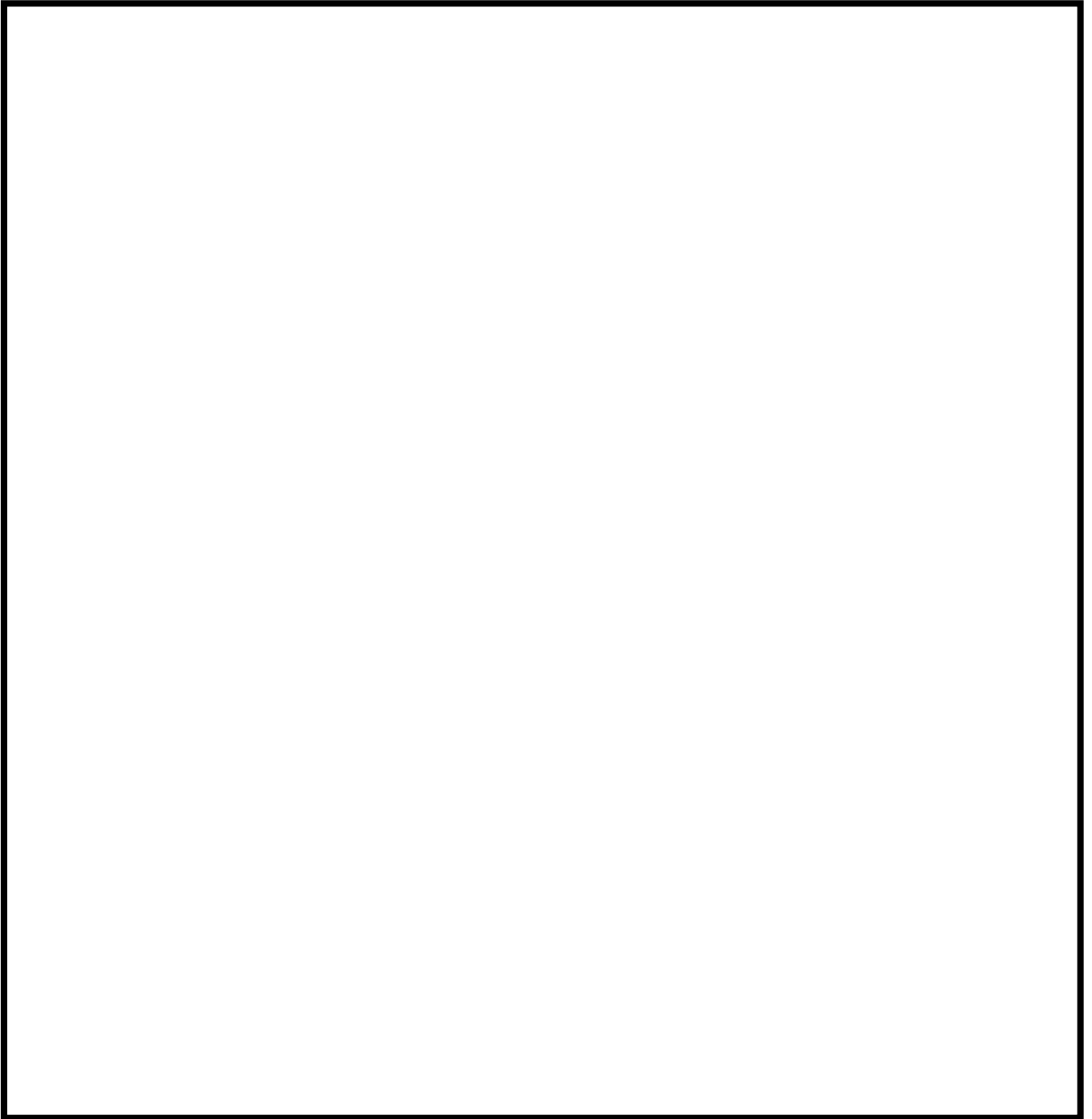


図 4 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(7号炉)

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。

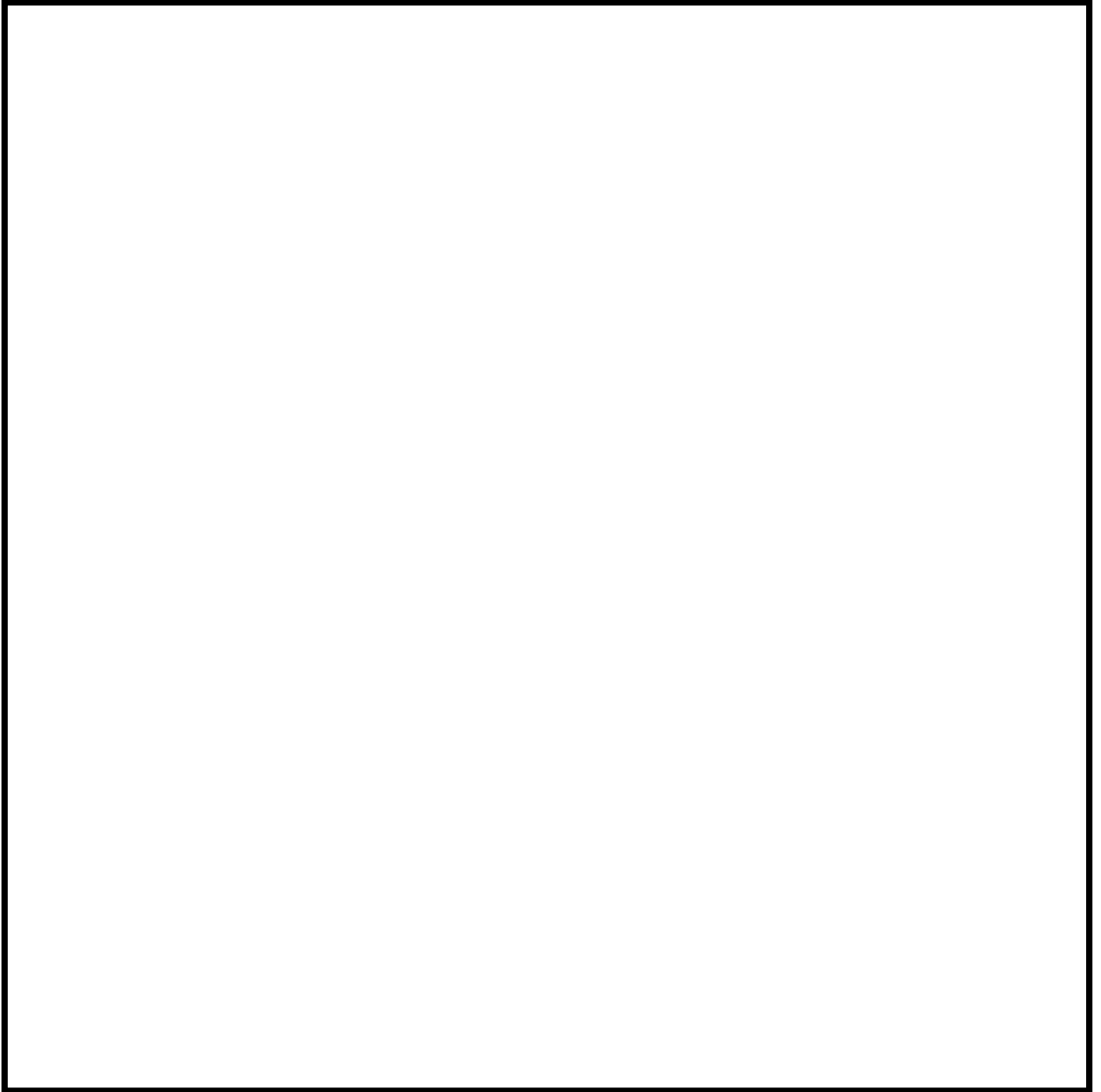


図 5 ATWS/RPT 盤及び安全保護系盤の設置場所

44-9

ATWS 緩和設備に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

ATWS緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下、「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にすることを目的とする。

(2) ATWSの発生要因

ATWSの発生要因としては、安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により、原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

(3) ATWS緩和設備に要求される機能

ATWS緩和設備には、①原子炉を未臨界にする、②原子炉の加圧を防止することが求められており、「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の解釈」の第四十四条2(1)に従い、以下の機能を設けている。

a) 代替制御棒挿入機能（ARI）

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉緊急停止系から独立した回路にて、制御棒を自動で挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障によるATWS事象発生時に原子炉を未臨界にする。

b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にするためのほう酸水注入系を第四十四条2(1)に従い設けている。

c) ほう酸水注入系（SLC）

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで、原子炉を未臨界にする。

(4) ATWS緩和設備の作動論理

主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉スクラムが必要になる。

このため、ATWS発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりATWS緩和設備を作動させるものとする。

ATWS緩和設備の作動論理としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、

2 out of 4 論理もしくは2 out of 3 論理とする。

代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。

(5) ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- a. ATWS緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. ATWS緩和設備は論理成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、ATWS緩和設備が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. ATWS緩和設備は、安全保護系に対して電氣的、物理的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) ATWS緩和設備の信頼性評価

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

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料1に示す。

表1 ATWS緩和設備の信頼性評価結果

	ATWS緩和設備	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2：ATWSが発生し，かつATWS緩和機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. ATWS緩和設備

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：原子炉緊急停止系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。ATWS緩和設備の機能は以下のとおり。

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入
- ②原子炉水位低(レベル2)による代替制御棒挿入
- ③原子炉圧力高による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ④原子炉水位低(レベル3)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑤原子炉水位低(レベル2)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑥手動起動による代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ

b. ATWS緩和設備作動信号

作動に要する信号：原子炉圧力高の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル3)の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル2)の“2 out of 4”信号

設定値：

原子炉圧力高 : 7.48MPa以下

原子炉水位低(レベル3)：原子炉圧力容器零レベル*より1285cm以上

原子炉水位低(レベル2)：原子炉圧力容器零レベル*より1165cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号 : 代替制御棒挿入信号

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号

作動信号を発信させない条件：該当なし

(2) 設定根拠

ATWS緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

【代替制御棒挿入機能 (ARI)】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

○原子炉水位 (レベル2)

- ・原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。ARI

機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、ARI が作動するため、事象発生後 1 分程度で原子炉を未臨界にする*。(SLC 注入は事象発生から約 11 分後であり、それよりも十分早く未臨界にする)

*44-9 参考資料2参照

【代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第 1 段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止＋スクラム失敗＋ARI 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の 1.2 倍 (10.34MPa) を超えないことを確認している。

○原子炉水位 (レベル 3)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 3) を設定値とする。

○原子炉水位 (レベル 2)

- ・原子炉水位低 (レベル 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低 (レベル 2) を設定値とする*。

*ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは回転慣性が小さいことから、10 台同時にトリップさせると燃料の冷却能力の低下を招くため、原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台をトリップさせ、原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台をトリップさせる設計とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップの設定値 (原子炉圧力高, 原子炉水位低 (レベル 2, レベル 3)) で動作することで、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブプレッションプール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

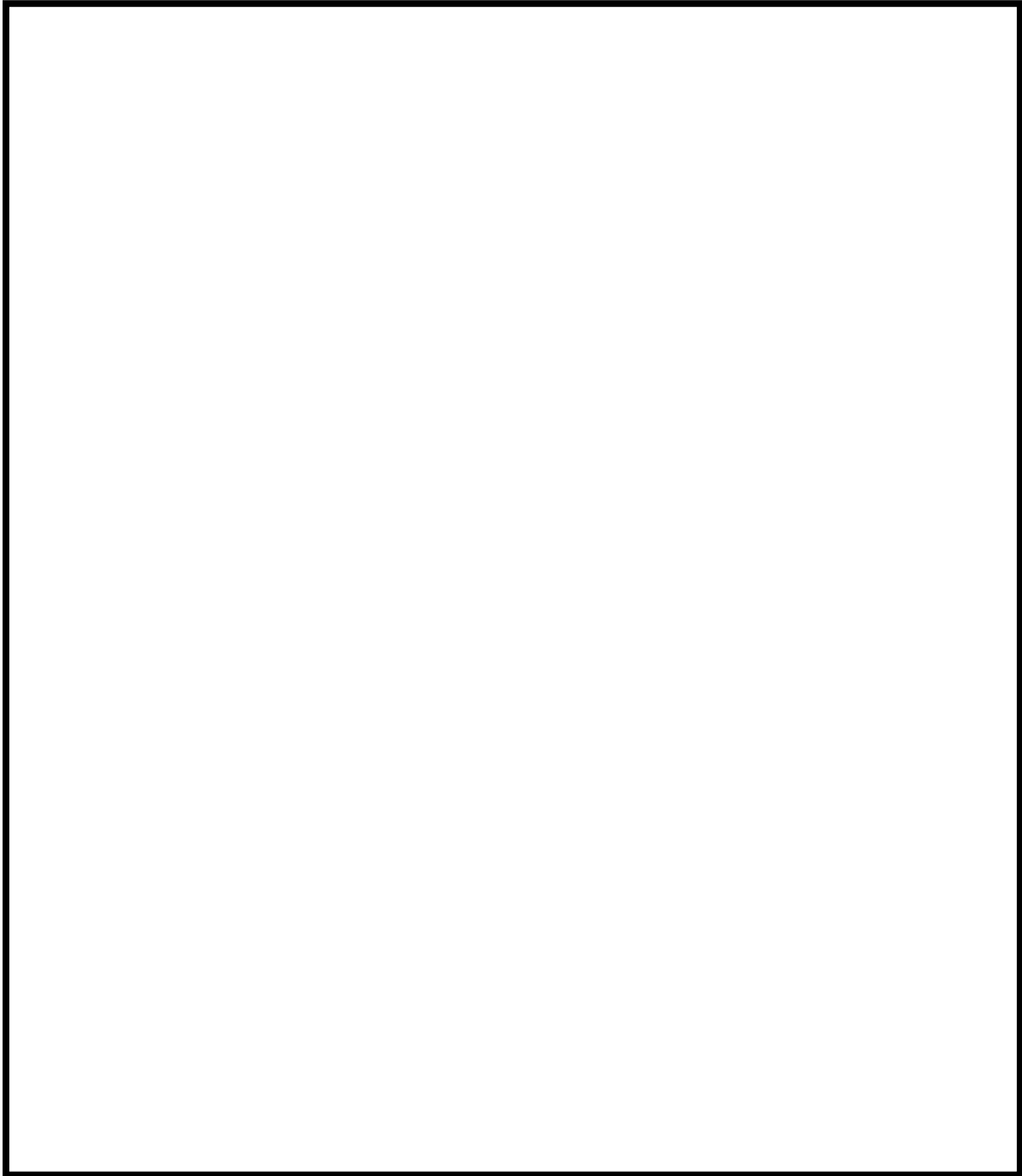


図1 ATWS緩和設備（ATWS／RPT盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計*とする。

*悪影響を与えない設計に関する説明は「44-8 ATWS 緩和設備について

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

原子炉水位低（レベル2）信号

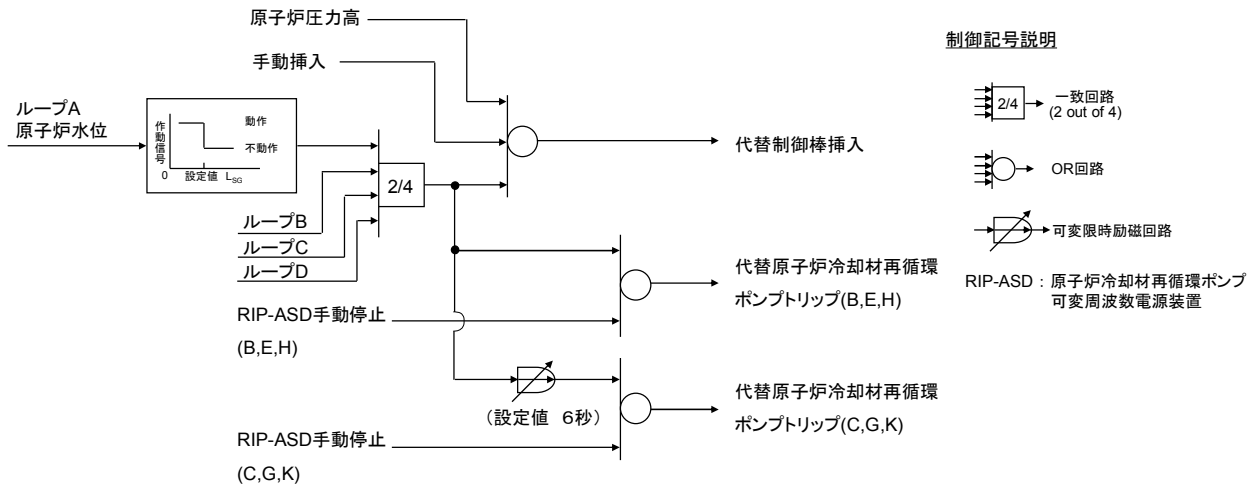


図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図
(原子炉水位低レベル2信号の例)

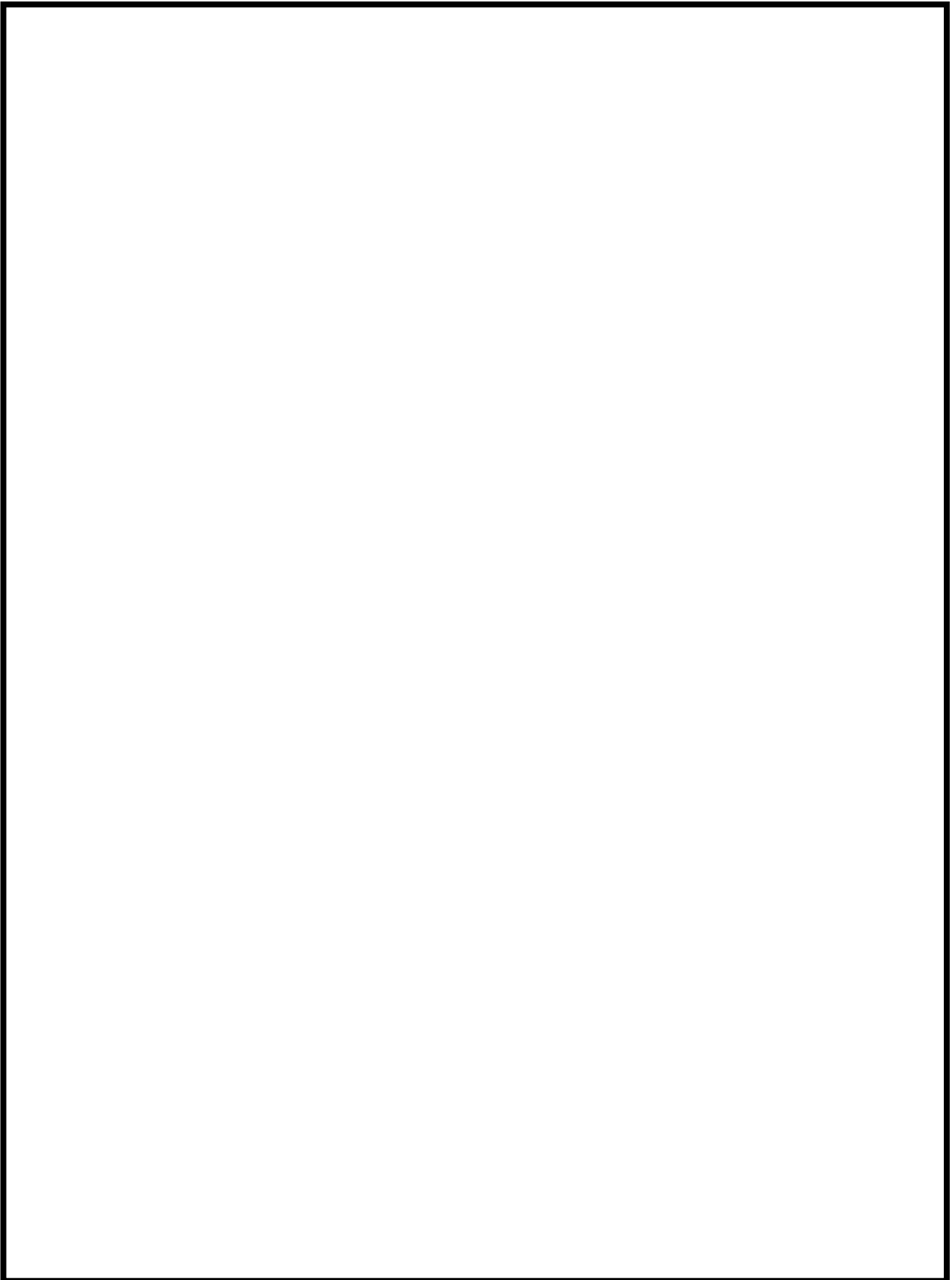
○タイマー設定根拠

原子炉水位低（レベル2）で原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ6台がトリップするが、まず始めに3台、6秒後に3台がトリップするよう6秒の時間遅れ回路を設ける。

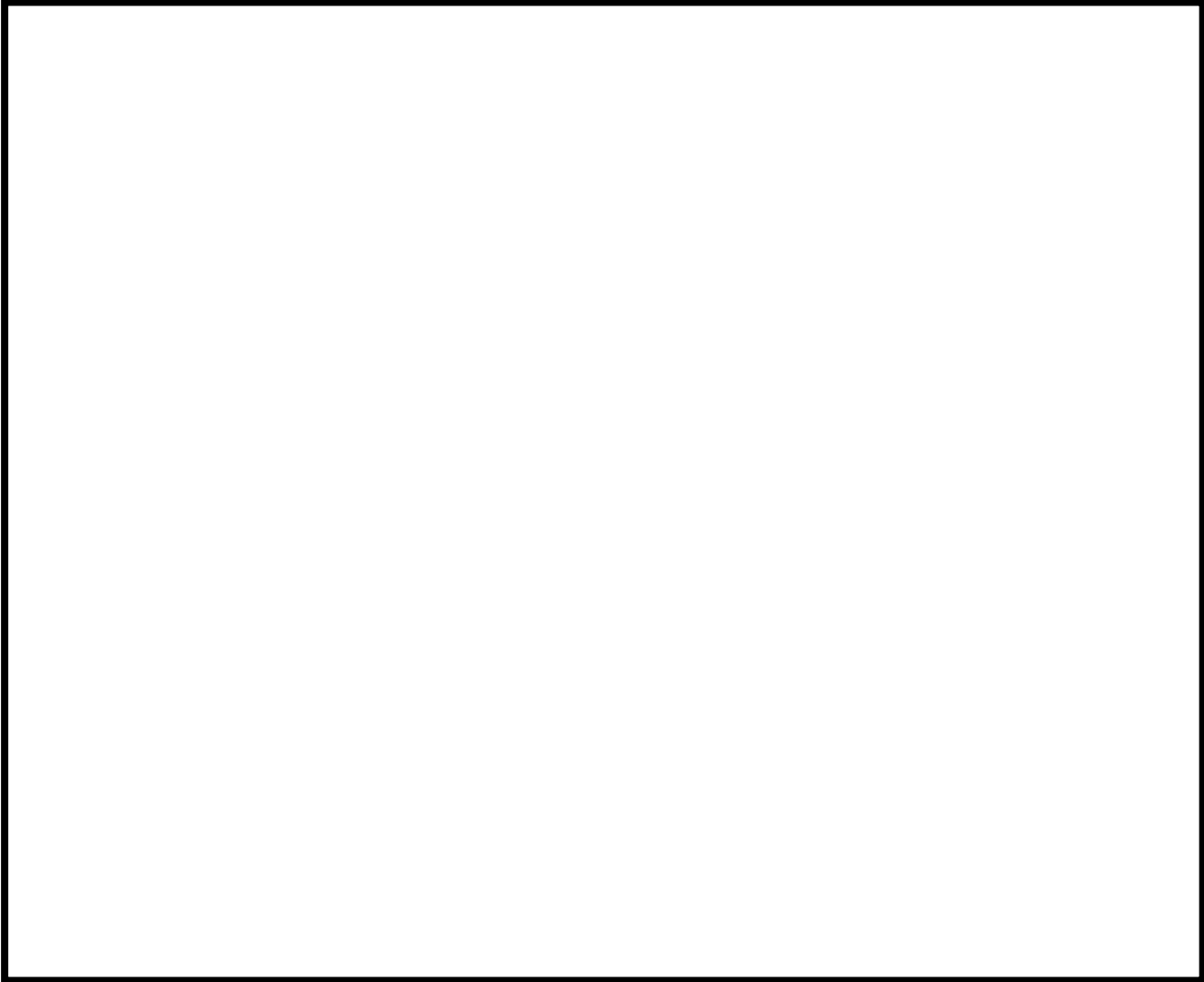
ABWRの原子炉冷却材再循環ポンプでは回転慣性が小さいことから、多数台の原子炉冷却材再循環ポンプが通常運転中に誤信号等により6台同時にトリップした場合、最小限界出力比は安全限界値を下回り沸騰遷移が発生する可能性があるため、これを回避する設定とする。

参考資料1

ATWS緩和設備の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



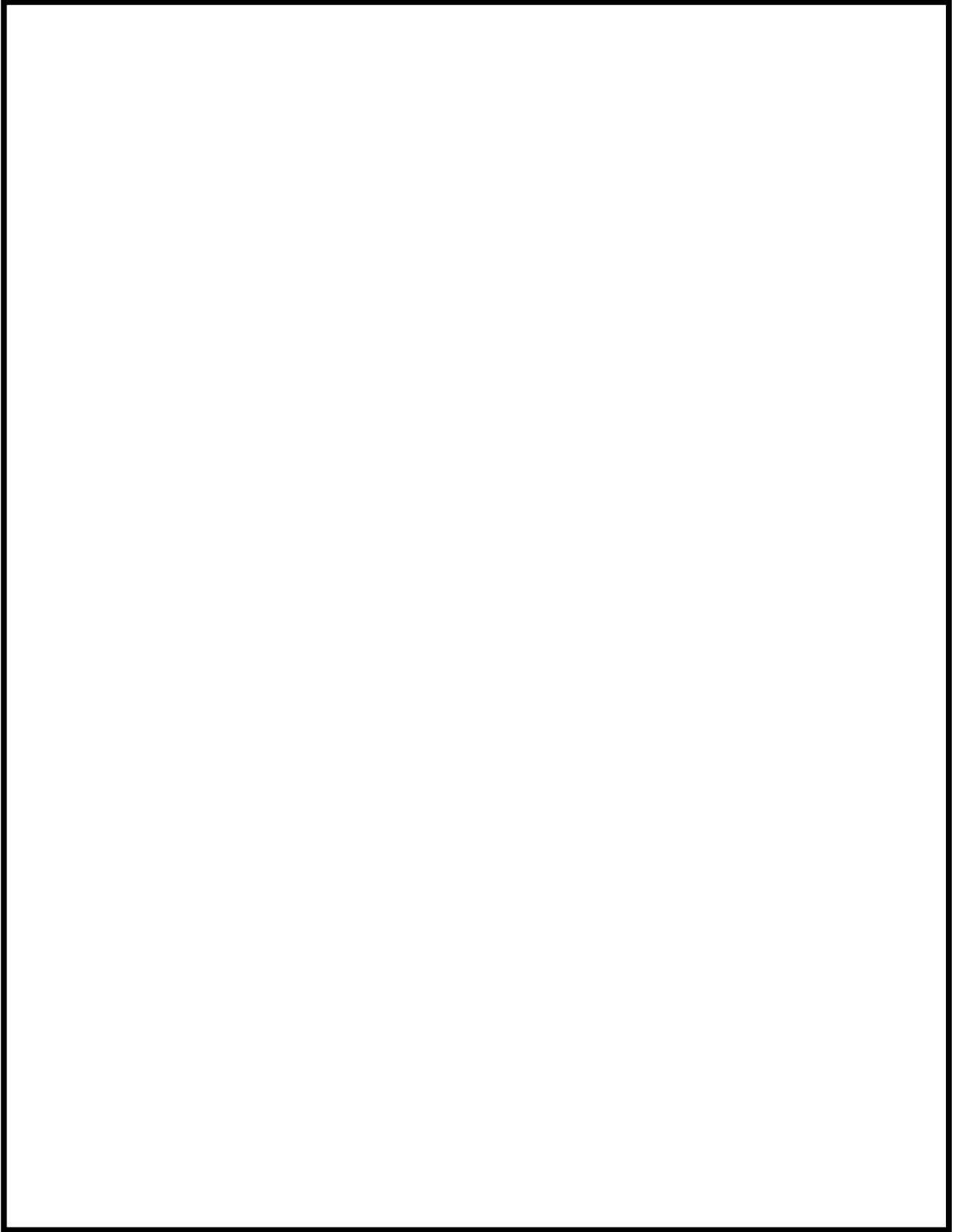


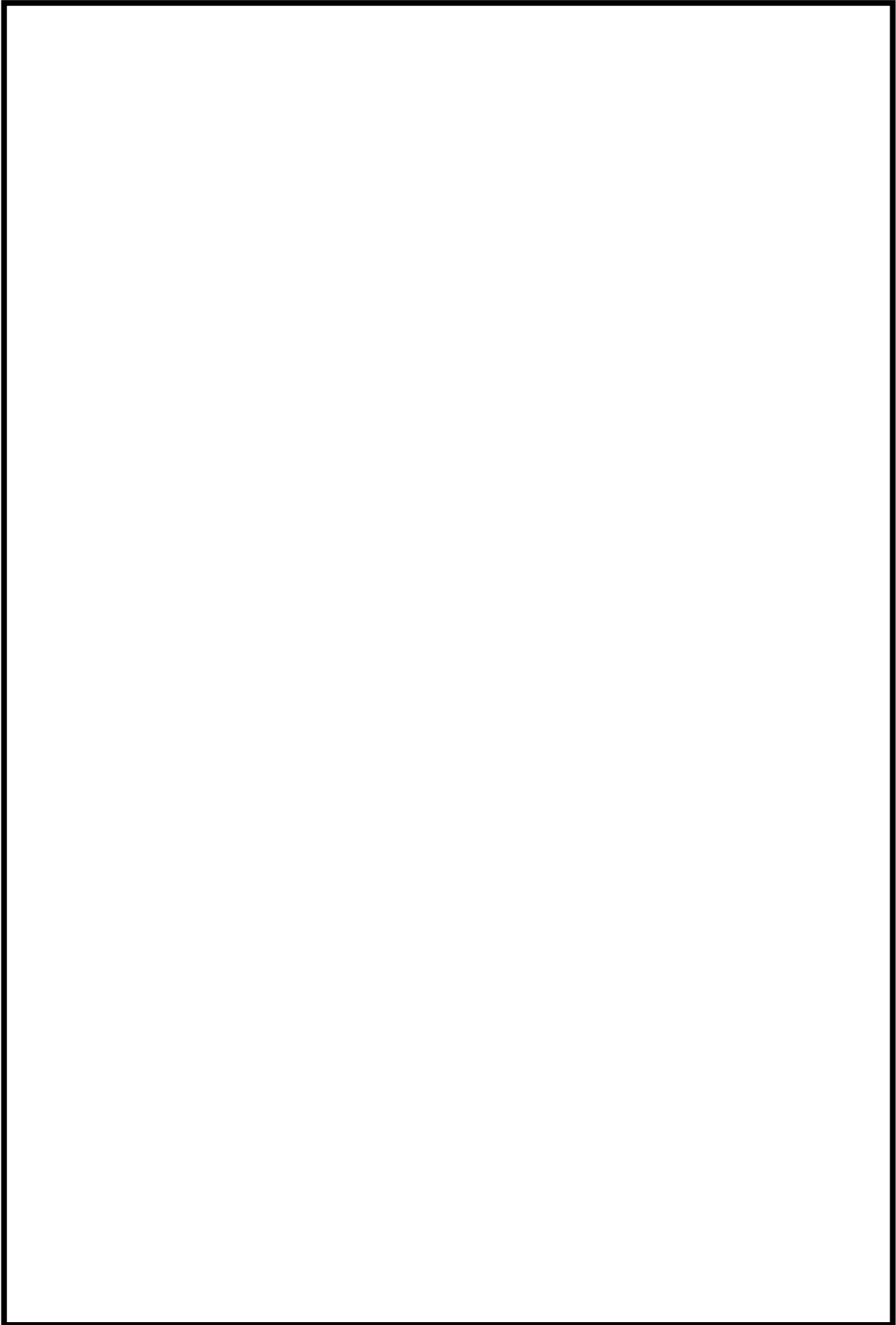
図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

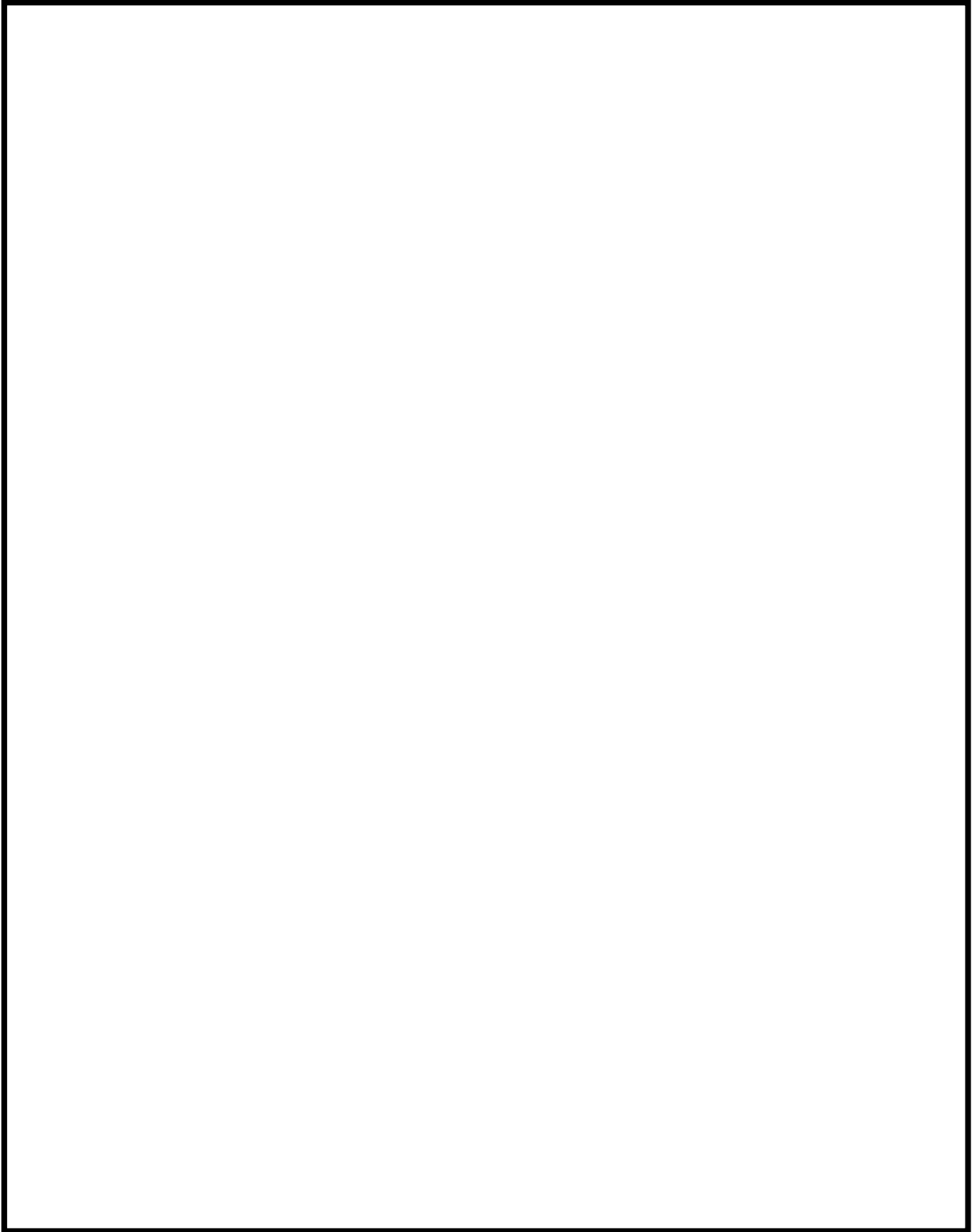


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



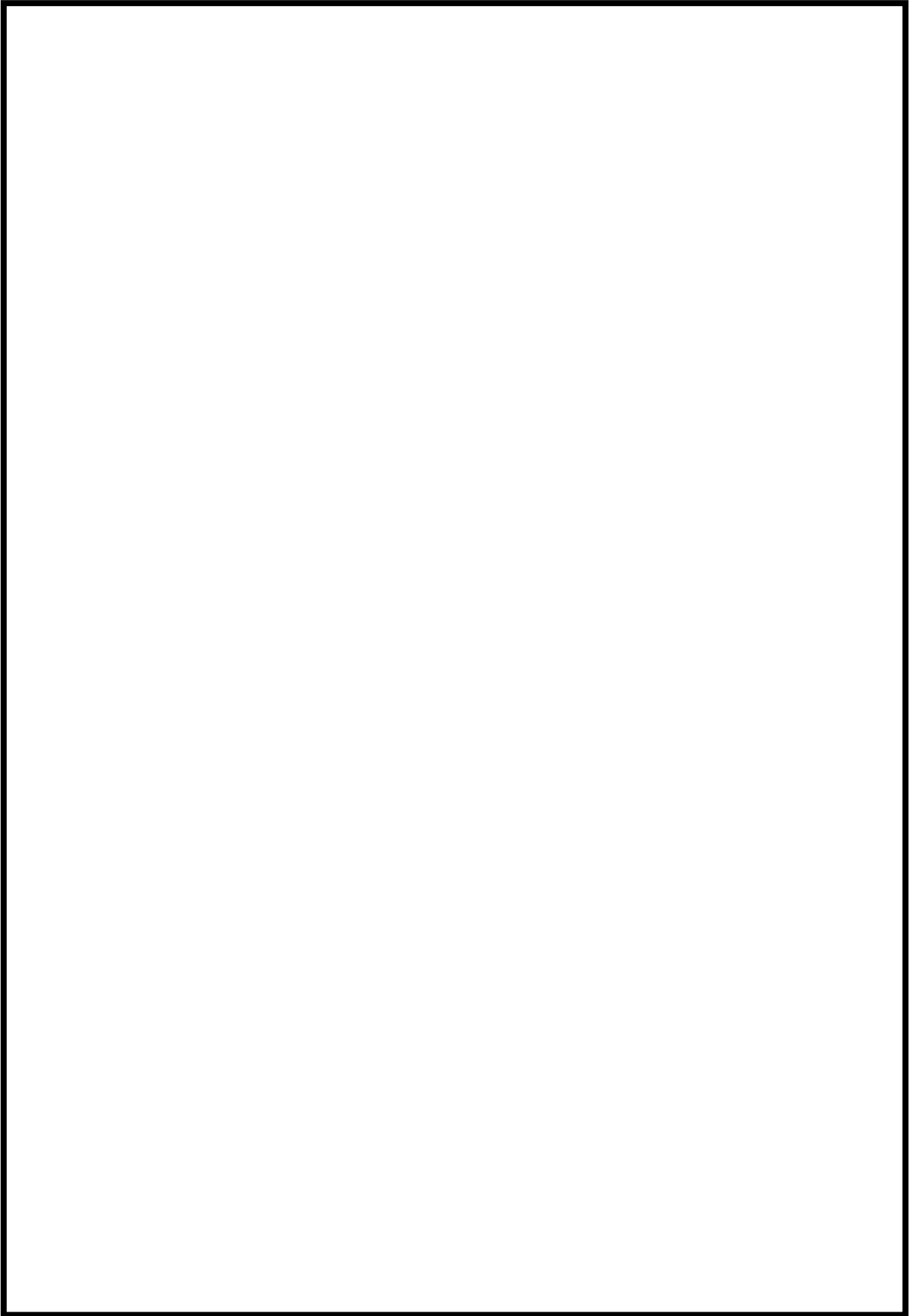


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

代替制御棒挿入機能（ARI）による原子炉停止機能について

1. 代替制御棒挿入機能（ARI）の設計の基本的考え方

プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段として ARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。

ARI が作動した場合、SLC を起動させる必要はないため、SLC を起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。

この要求を満足するため ARI の設計目標として、

- ① 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 15 秒以内に開始されること。
- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に完了されること。

の考え方にに基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。

- ・原子炉圧力高 設定圧力 7.48MPa
- ・原子炉水位低 設定水位 レベル 2
- ・手動起動要求

2. ARI による原子炉停止機能の評価について

有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、ARI による原子炉停止機能の確認を行った。

当評価に際して以下を解析条件とする。

- －過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- －ARI は、保守的に上記 1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。
- －代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の動作条件他、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果の纏めを表 1 に、燃料被覆管の温度変化を図 1 に示す。

本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴い MCPR が低下し、事象発生後約 2 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で再循環ポンプ（4 台）がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、事象発生後 25 秒には ARI による制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から 100 秒以降）は発生せず、燃料被覆温度は申請解析より低い結果となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後 25 秒に ARI による制御棒挿入が完了すると

の前提としたが、約 2 秒後には ARI 動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表 1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 920℃ (第 4 スペーサー位置)	約 770℃ (第 3 スペーサー位置)	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (第 3 スペーサー位置)	1%以下 (第 3 スペーサー位置)	15%以下

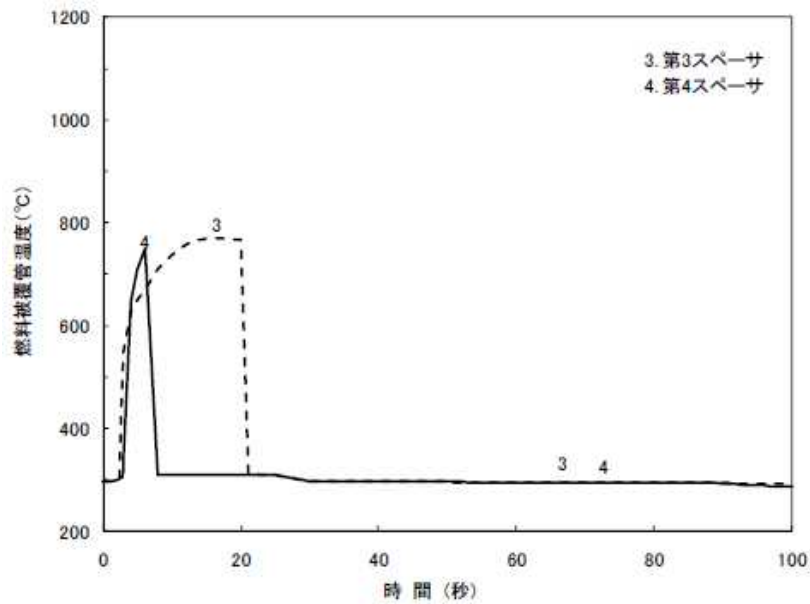


図 1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [ARI ケース]）

44-10
各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中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、表1の通り整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
ほう酸水注入系ポンプ (A)	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A
ほう酸水注入系ポンプ (B)	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B
ほう酸水注入系注入弁 (A)	ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A
ほう酸水注入系注入弁 (B)	ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の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について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 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

45-1

SA 設備基準適合性 一覽表

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

		第45条：原子炉冷却材圧力バウダ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	高圧代替注水系ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	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	45-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B b, B f	
	関連資料		45-3 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	45-5 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	45-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	十分な強度をもたせ, タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
		関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図, 45-7その他設備			
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A a, B		
		関連資料	45-3 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	45-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			45-4 系統図, 45-7その他設備			

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

第45条：原子炉冷却材圧力バウンダ高压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ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	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)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B		
		関連資料	—			
	第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
		関連資料	—			
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	十分な強度をもたせ、タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				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		—			

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

第45条：原子炉冷却材圧力バウнда高压時に発電用原子炉を冷却するための設備		高压炉心注水系ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	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)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	—	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B	
		関連資料	—		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	
		関連資料	—		
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料	—	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
			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	—		

45-2
単線結線図

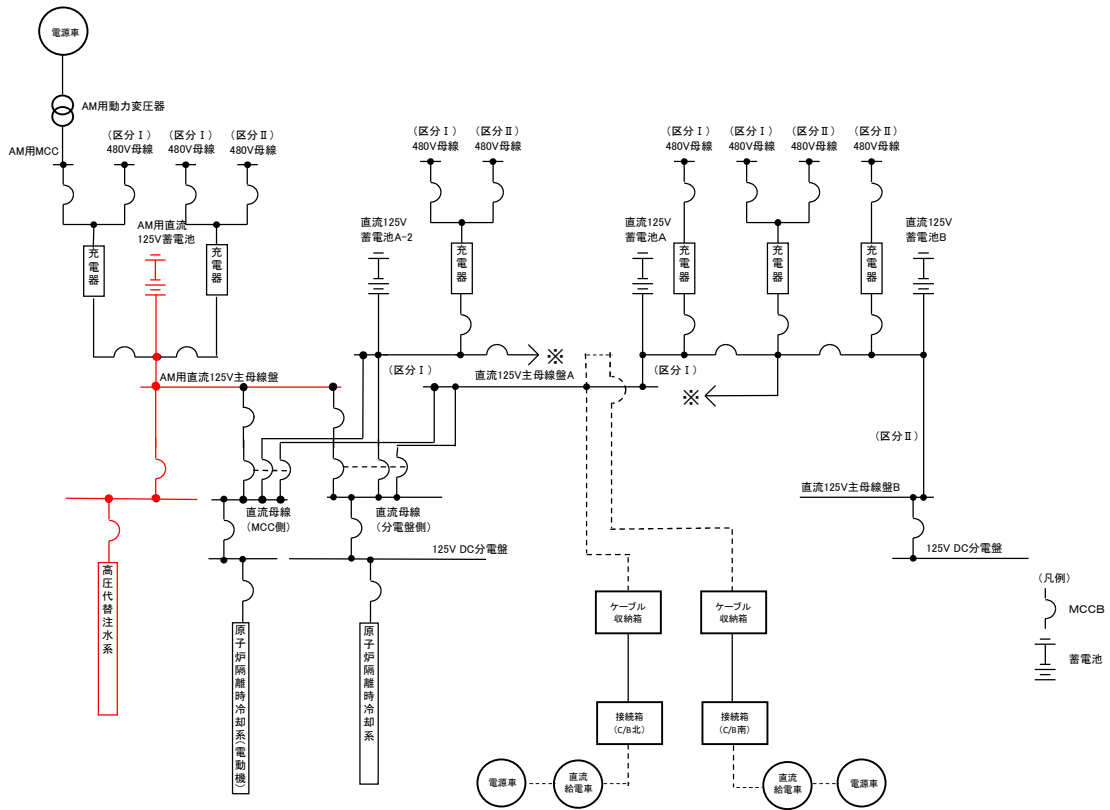


図1 6号炉 高压代替注水系 単線結線図

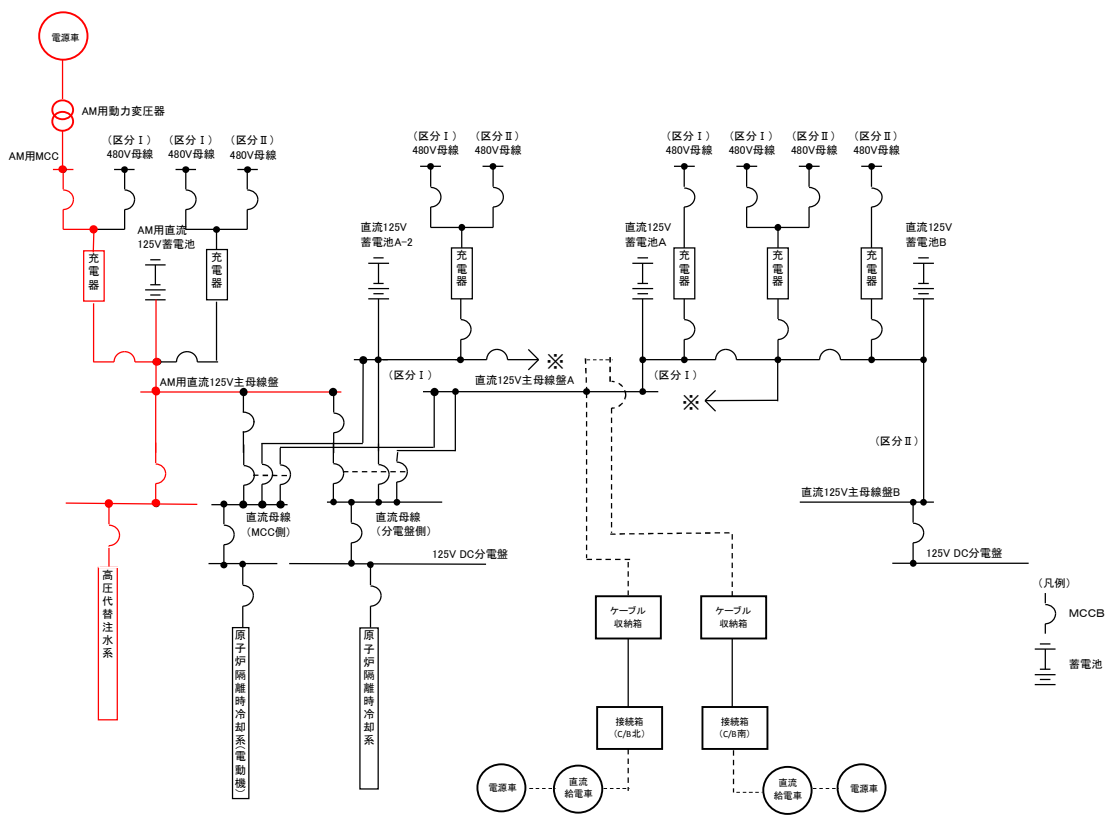


図2 6号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

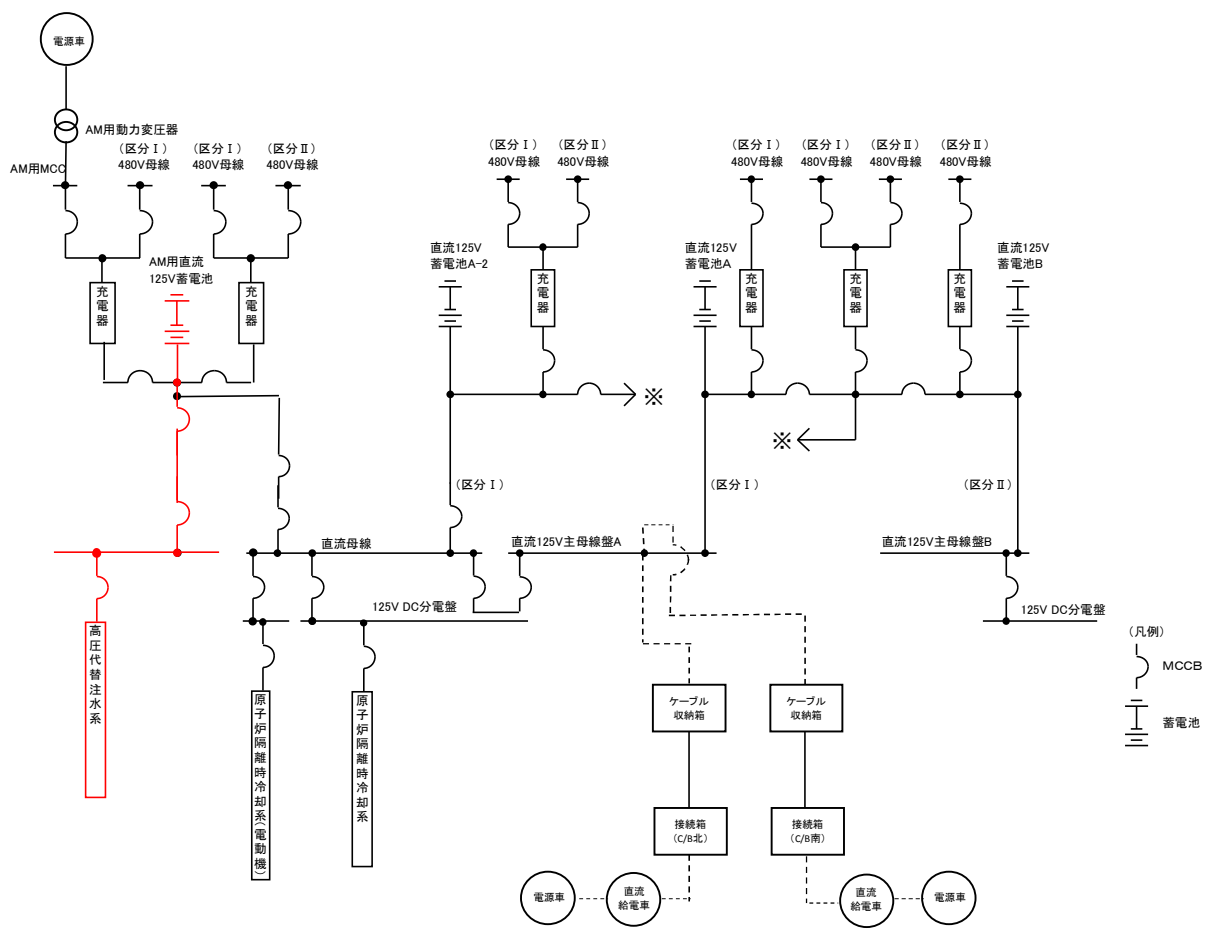


図3 7号炉 高圧代替注水系 単線結線図

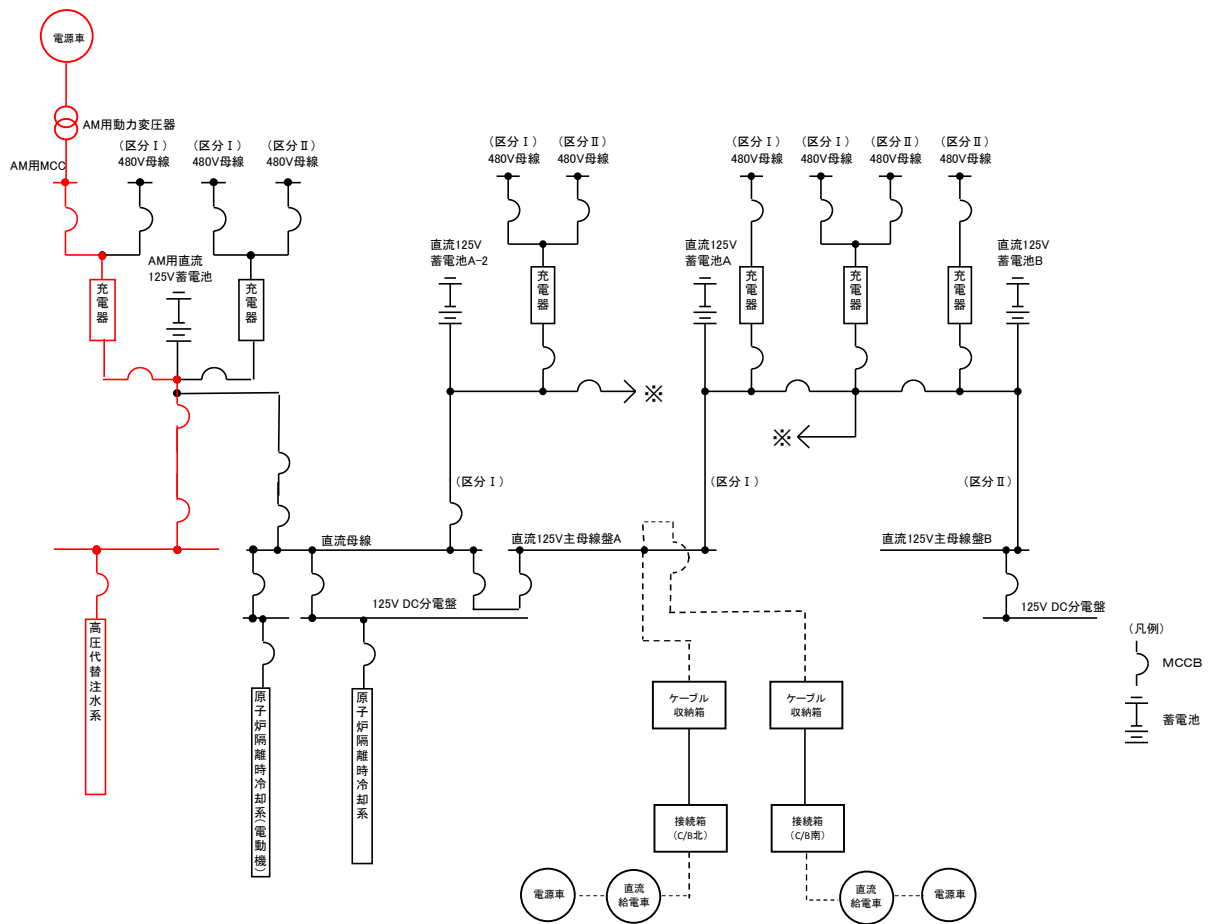



図4 7号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図


45-3
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。

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。

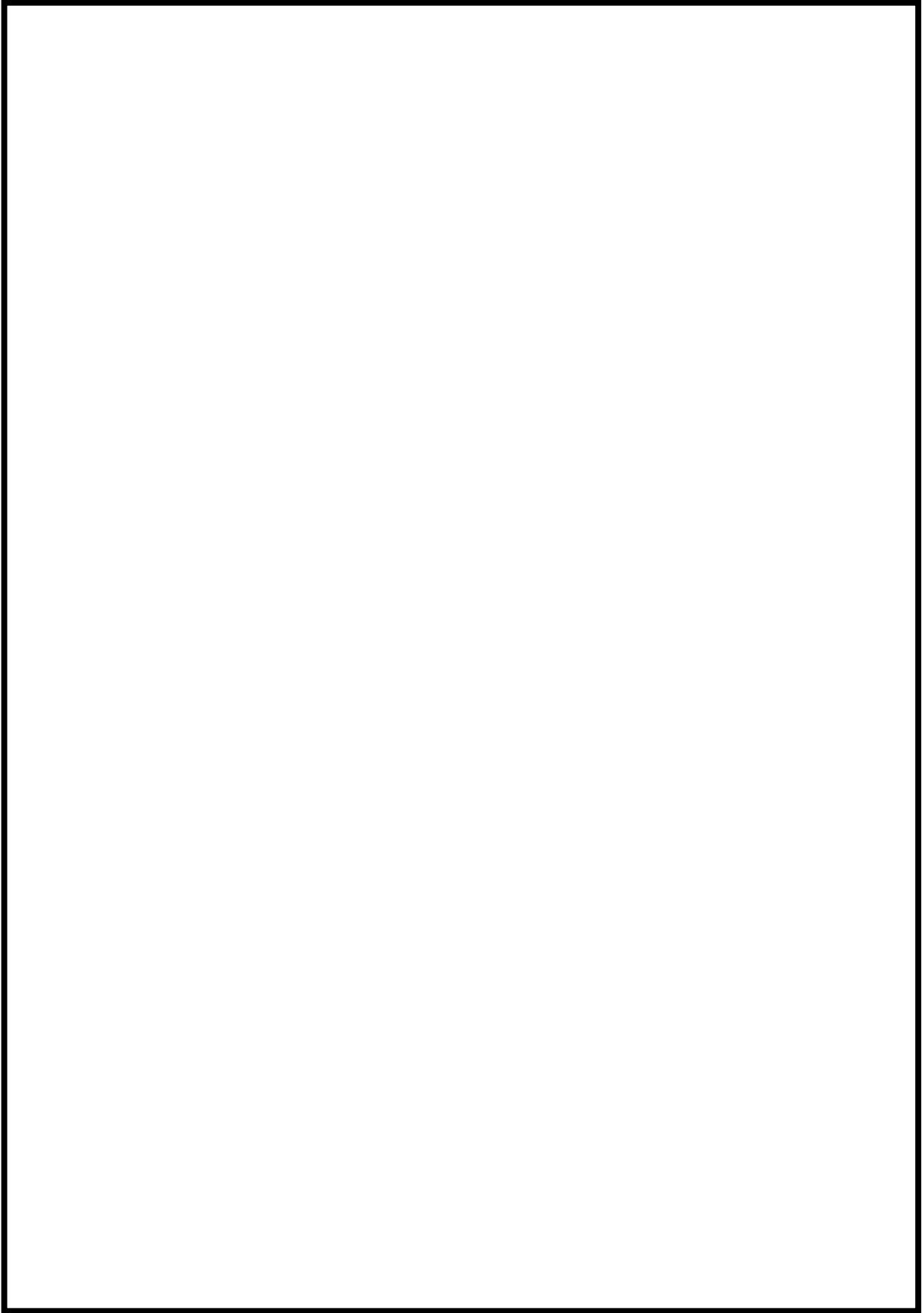


図 1 6 / 7 号炉高压代替注水系の配置図 (中央制御室操作スイッチ)

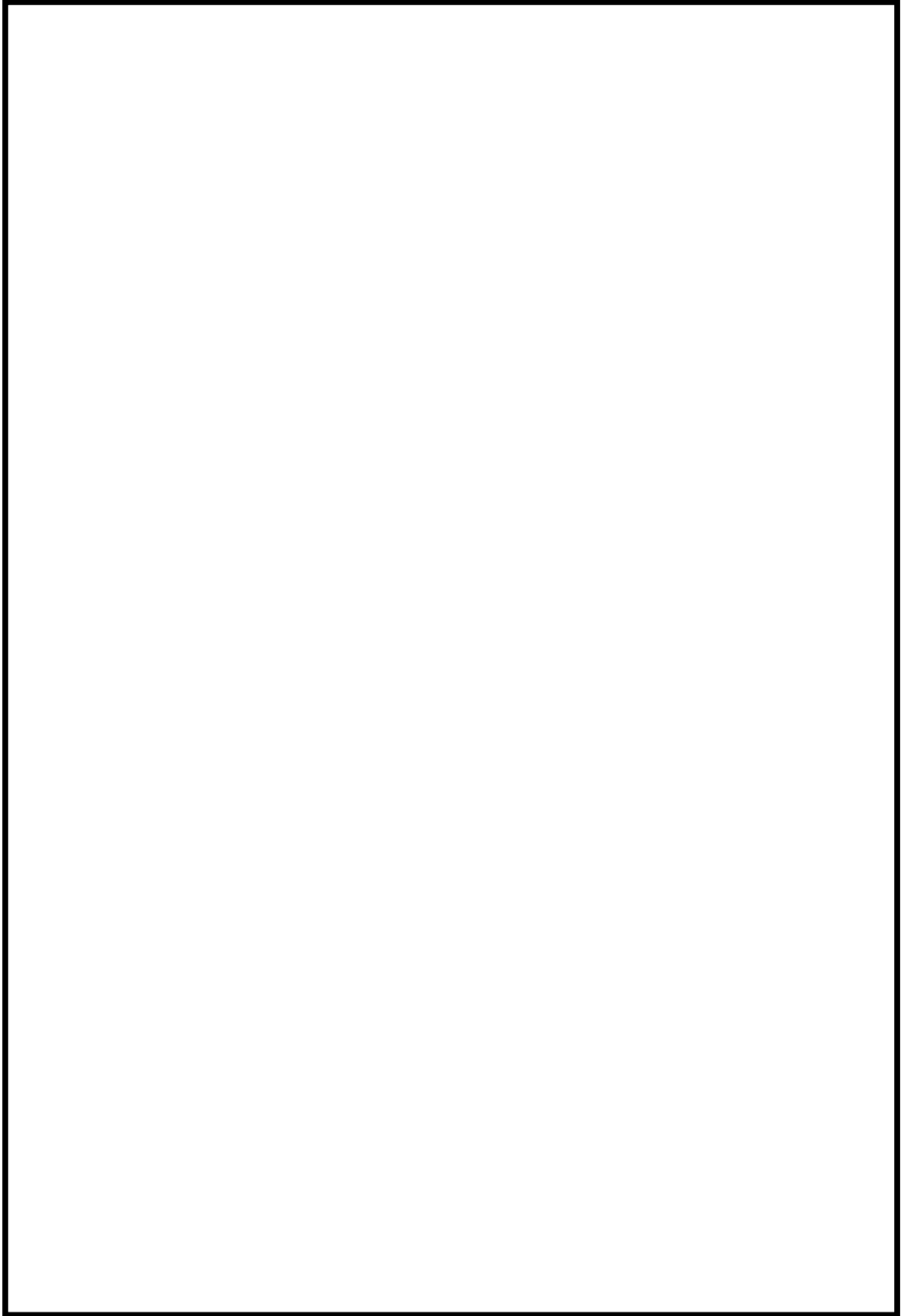


図 2 6号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

図3 6号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

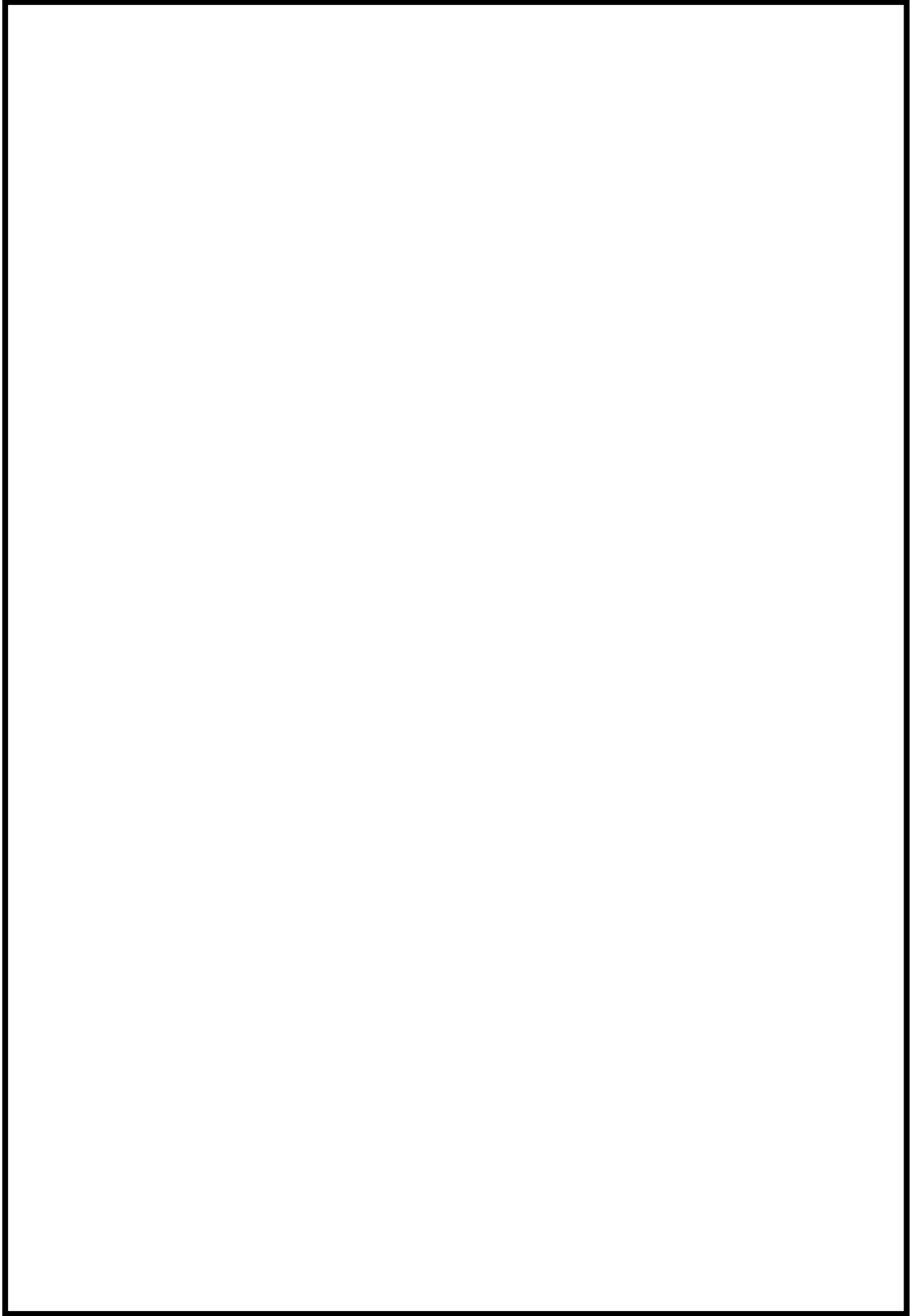


図 4 6号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

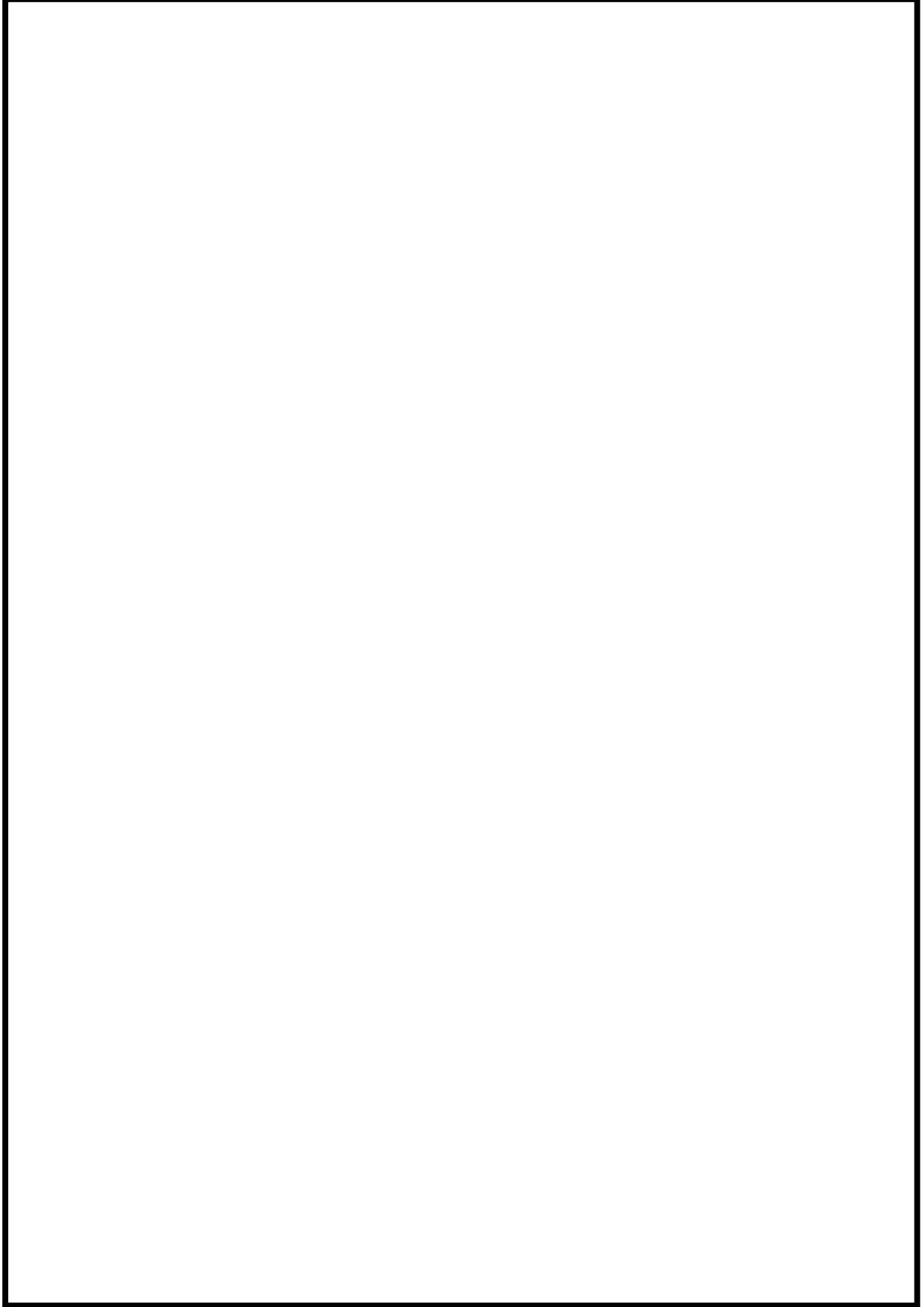


図 5 7号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

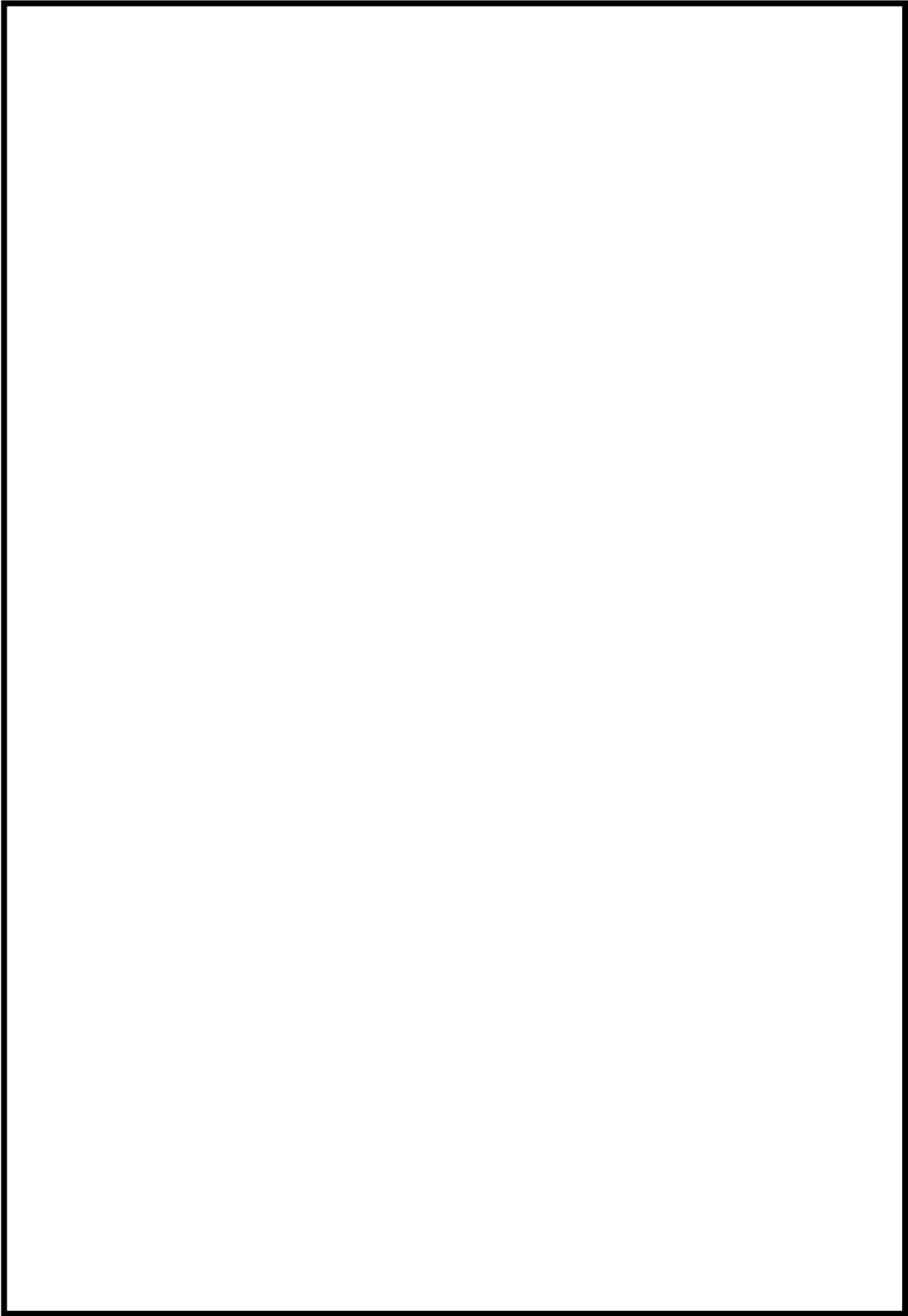


図 6 7号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

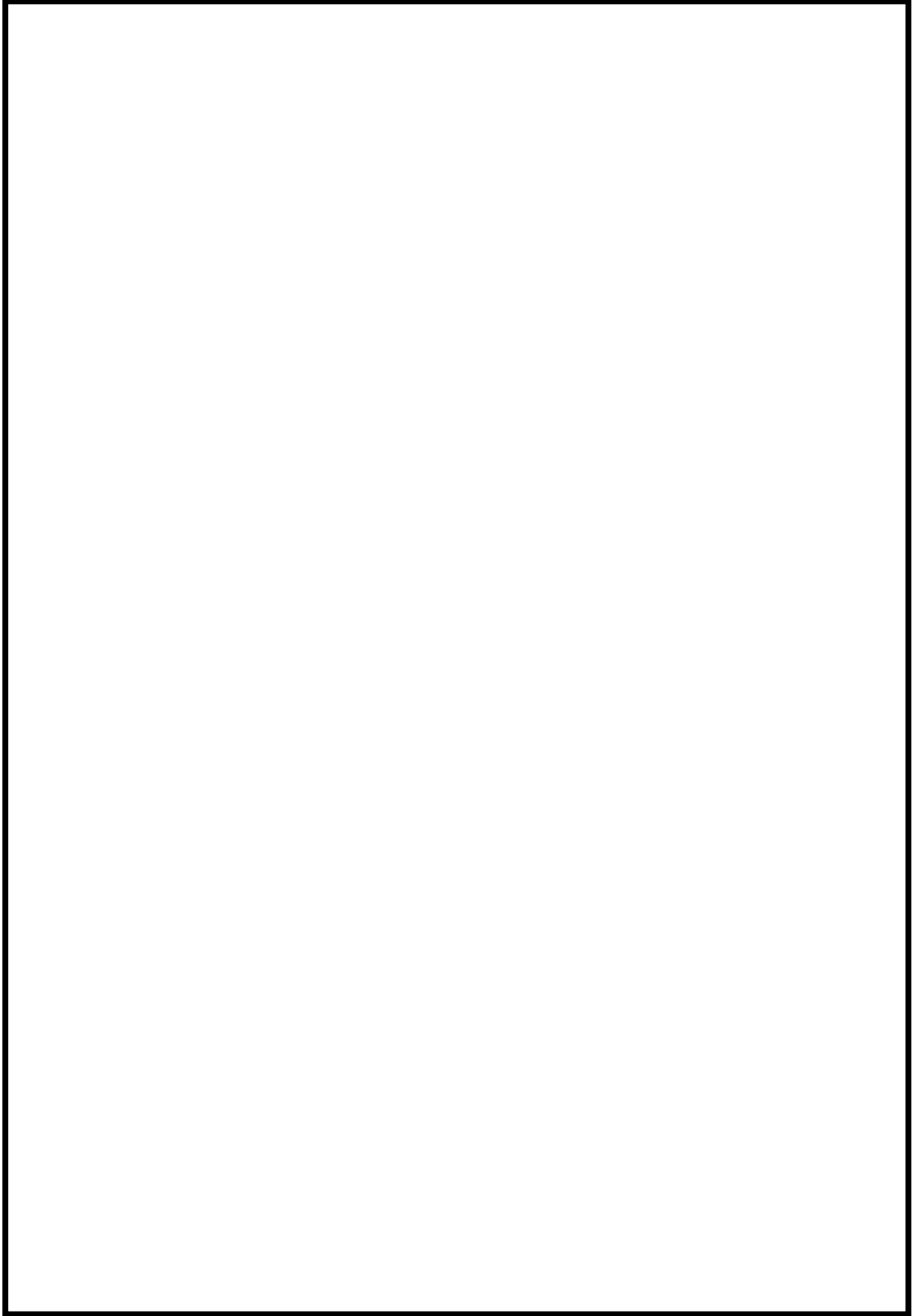


図 7 7号炉 高压代替注水系の配置図 (操作対象弁)

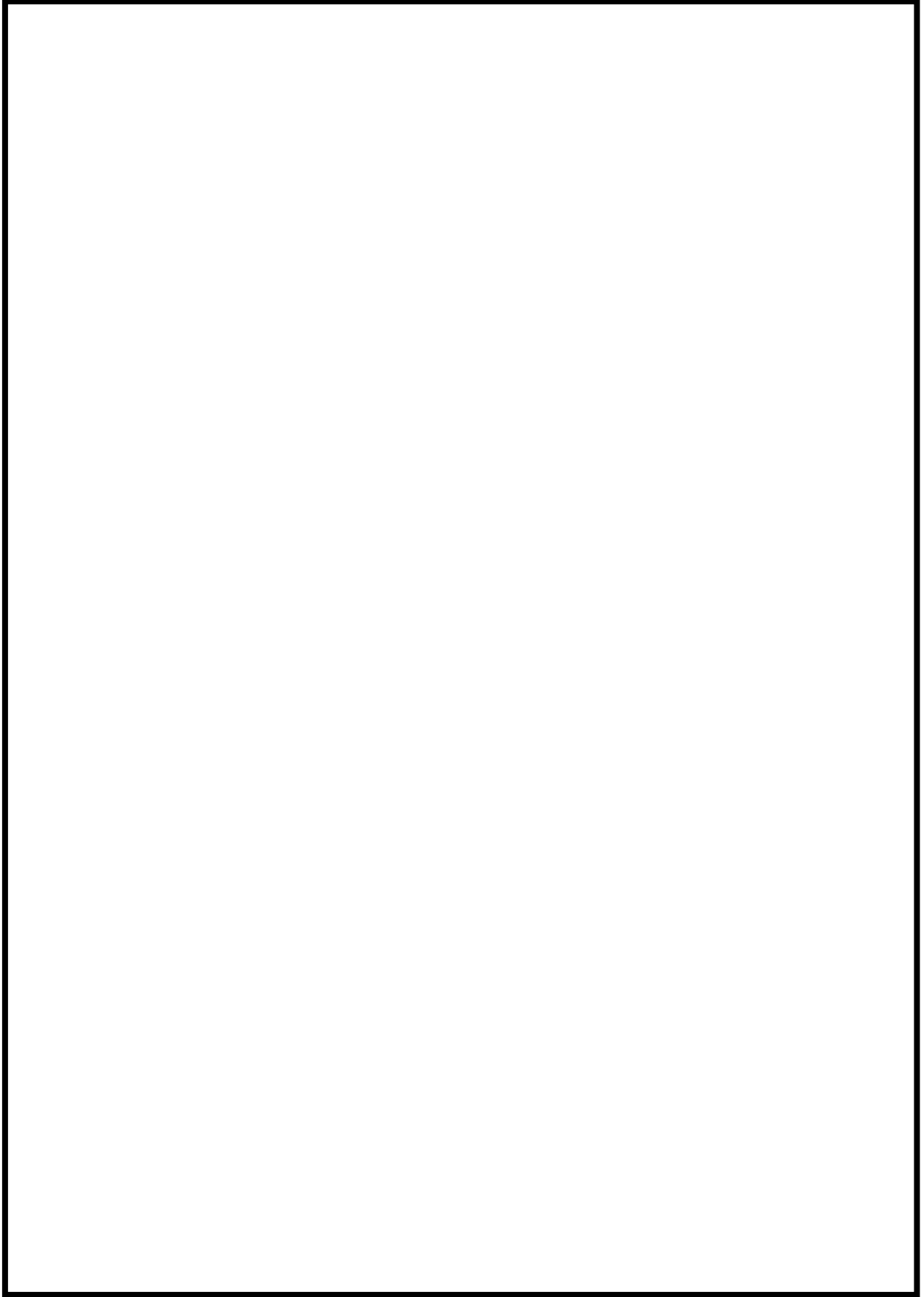


図8 7号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

45-4
系統図

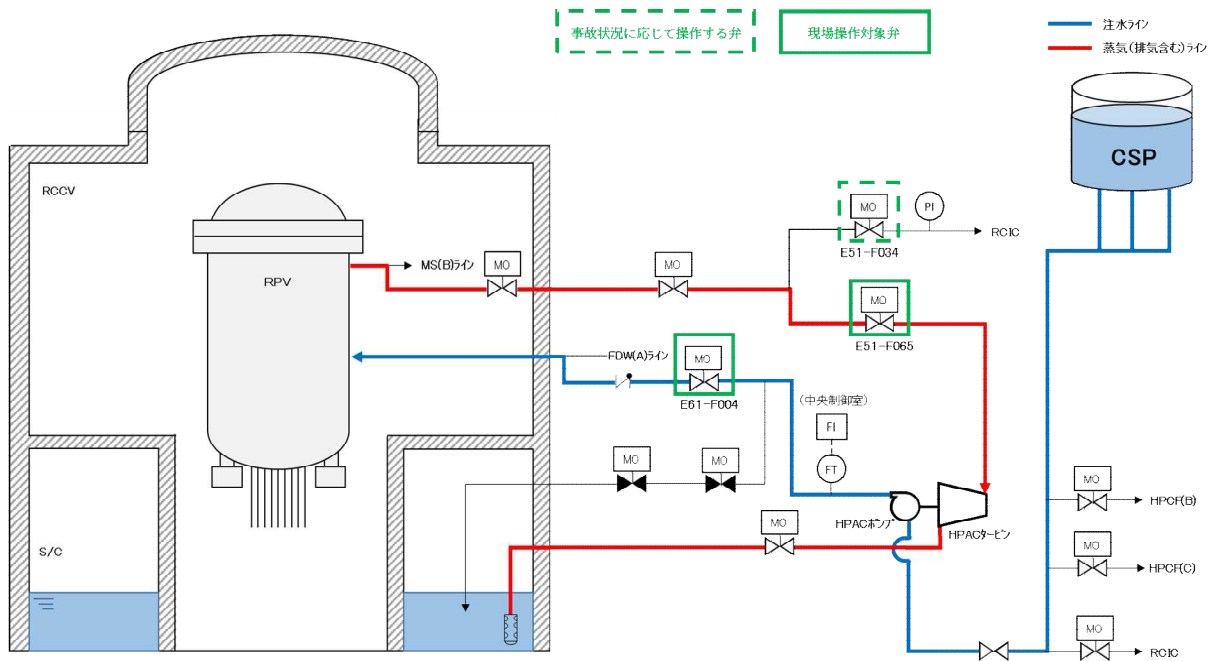


図1 高圧代替注水系（7号炉の例）系統概要

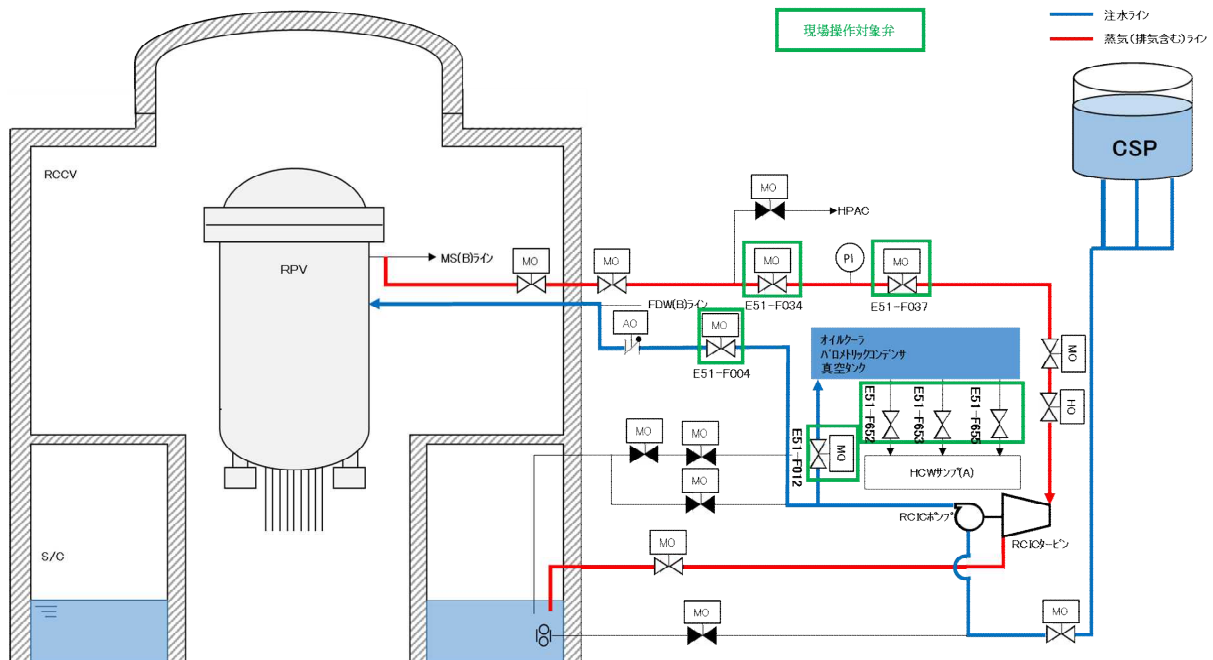


図2 原子炉隔離時冷却系（7号炉の例）系統概要

45-5
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。

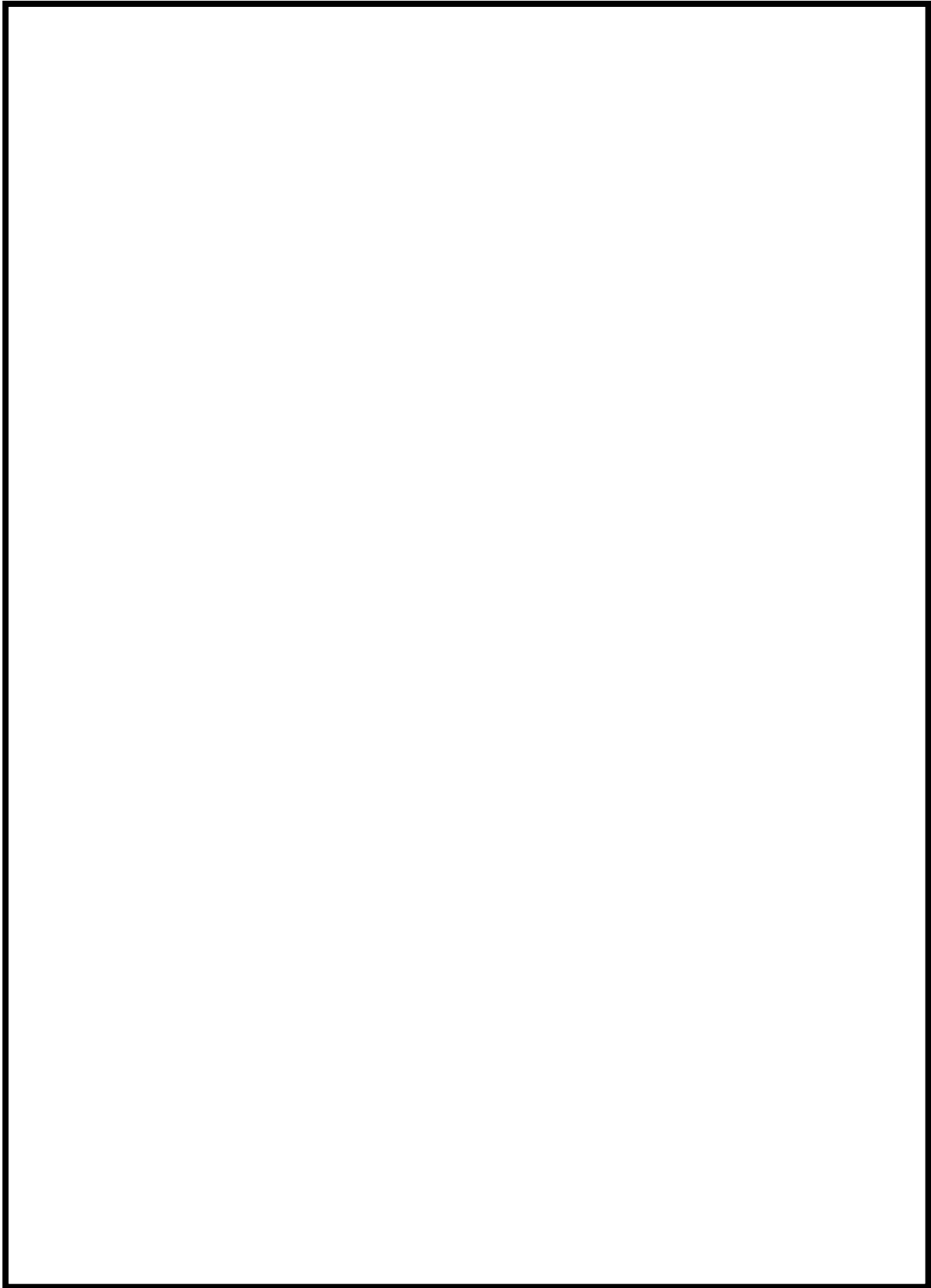


図 1 高压代替注水系運転性能検査系統図（6号炉）

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。

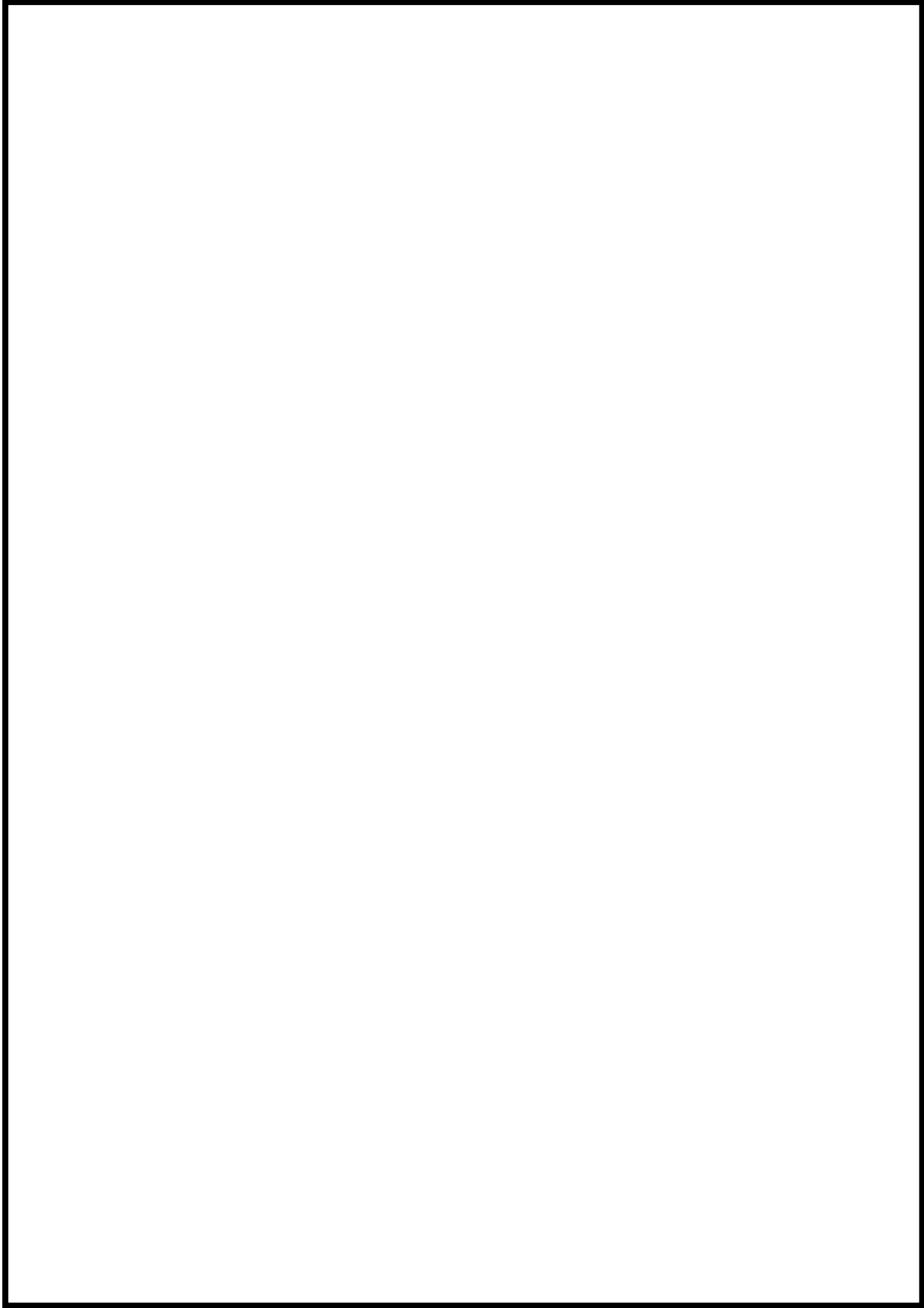


図 2 高压代替注水系ポンプ構造図 (6号炉)

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。

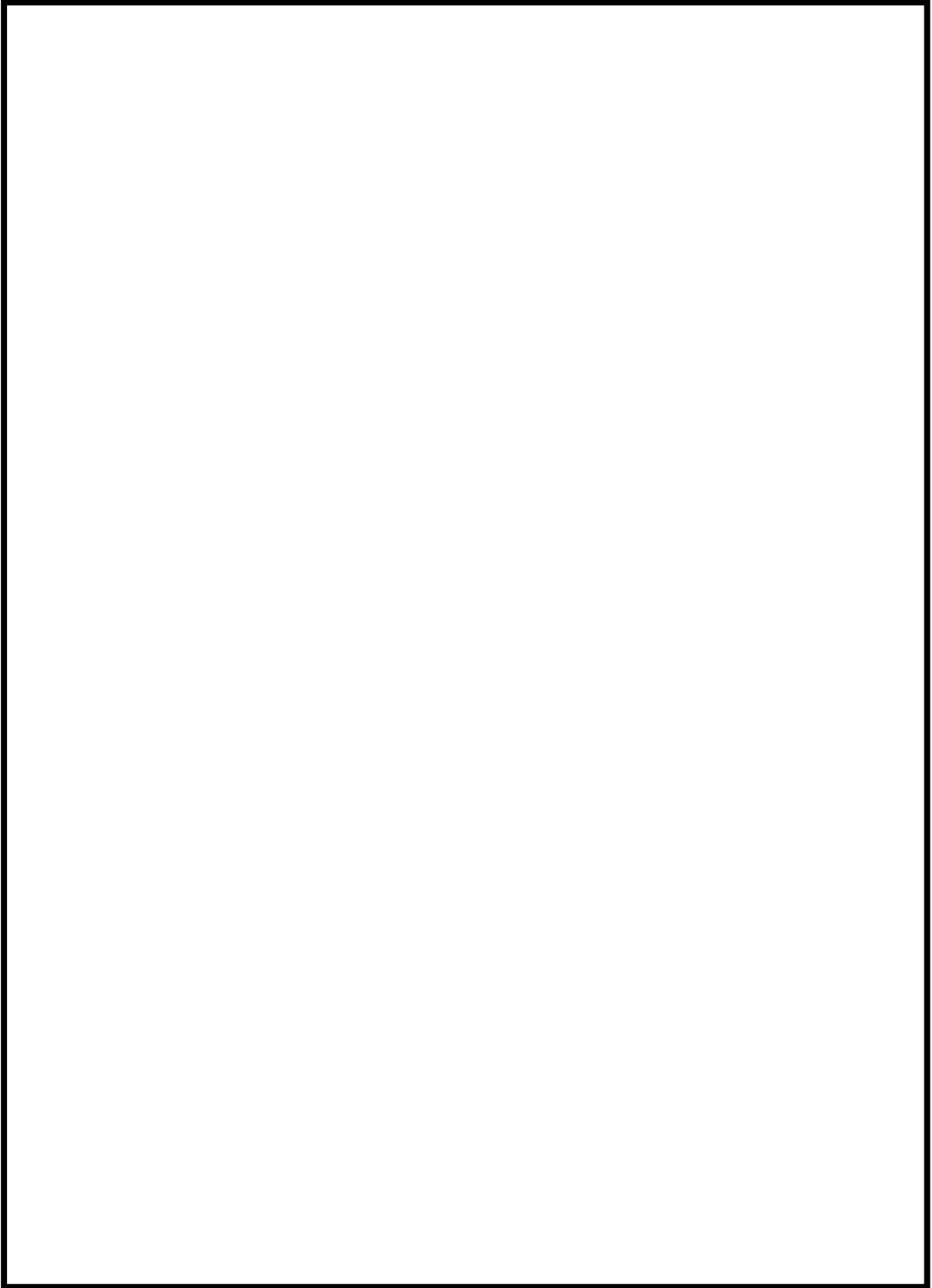


図 3 高圧代替注水系運転性能検査系統図（7号炉）

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。

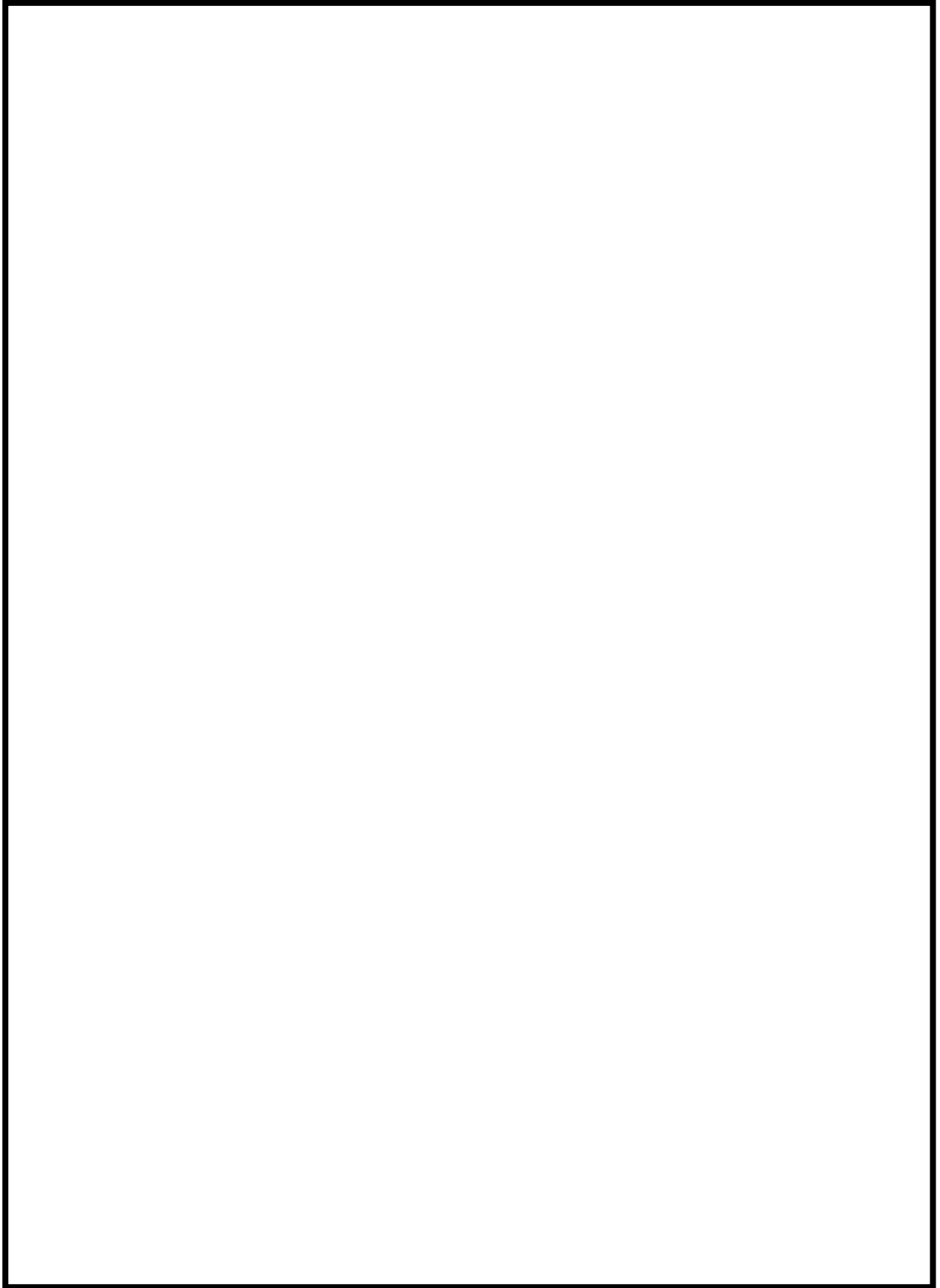


図 4 高圧代替注水系ポンプ構造図（7号炉）

45-6
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		高压代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h	182 以上 (注 1), (182 (注 2))
全揚程	m	900 以上 (注 1), (958 (注 2))
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.8
最高使用温度	℃	77
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】

高压代替注水系ポンプは、全交流動力電源喪失に加えて高压炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器への注水を行うため設置する。

高压代替注水系は全交流動力電源喪失した場合でも、高压注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。

高压代替注水系ポンプは、重大事故等対処設備として 1 個設置する。

1. 容量

高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止 30 分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 114m³/h 以上とし、同じく高压注水系である原子炉隔離時冷却系注水流量の 182m³/h 以上とし、公称値は 182m³/h とする。

2. 全揚程

高压代替注水系は、原子炉と水源の差圧が 8.12MPa のときに原子炉圧力容器に 182m³/h 以上の注水ができるように設計する。

- ① 原子炉圧力容器と復水貯蔵槽の圧力差
- ② 静水頭
- ③ 配管・機器圧力損失
- ④ ①～③の合計



上記を考慮し、高压代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉隔離時冷却系ポンプに合わせて 900m 以上とし、公称値は 958m とする。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

ポンプ吸込側の最高使用圧力は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。

(2) ポンプ吐出側

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、下記を考慮する。

- ① 復水貯蔵槽の圧力 :
- ② 静水頭 :
- ③ 締切り揚程 :
- ④ ①～③の合計 :

--

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、④を上回る値とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側配管と合わせて 11.8MPa とする。

4. 最高使用温度

最高使用温度は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用温度 66℃以上とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管に合わせて、77℃とする。

45-7
その他設備

設備概要（自主対策設備を含む）

以下に、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計基準対処設備，並びにその機能を代替可能な重大事故等対処設備，自主対策設備の設備概要を示す。

（１）高圧代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧代替注水系(HPAC)の系統概要を 45-4，単線結線図を 45-2 に示す。高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも，高圧状態の原子炉圧力容器に注水できる設計とする。高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプ，配管・弁類及び計測制御装置からなる。蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し，排気ラインは，原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは，高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し，ポンプ吐出ラインは，6号炉においては給水系注水ライン，7号炉においては残留熱除去系注水ラインに合流する。

また，高圧代替注水系は高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し，お互いに異なった設置場所にポンプ，電源を設置する。

高圧代替注水系は，全交流動力電源喪失，常設直流電源喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電，又は，現場での手動操作により，起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。さらに，設置許可基準規則第 57 条への適合のため，常設代替直流電源設備が喪失した場合でも，可搬型直流電源設備からの給電により，起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

なお，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」，現場手動操作については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.2 に示す。

また，高圧代替注水系ポンプの構造概要を図 1 に示す。高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが 1 つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり，軸封部の無い設計である。よって，原子炉隔離時冷却系と比較しグラウンドシール装置が不要となり，必要電源容量が少ない。また，高圧代替注水系ポンプは電源不要の機械式ガバナを用いることにより，ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し，リンク機構を通じて蒸気加減弁

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

を調整し、ポンプ流量を制御する設計となっている。また、軸受箱に流入する水により軸受が自滑水で潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。以上のことから、高圧代替注水系ポンプは系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作でポンプ起動停止操作が可能な設計となっている。

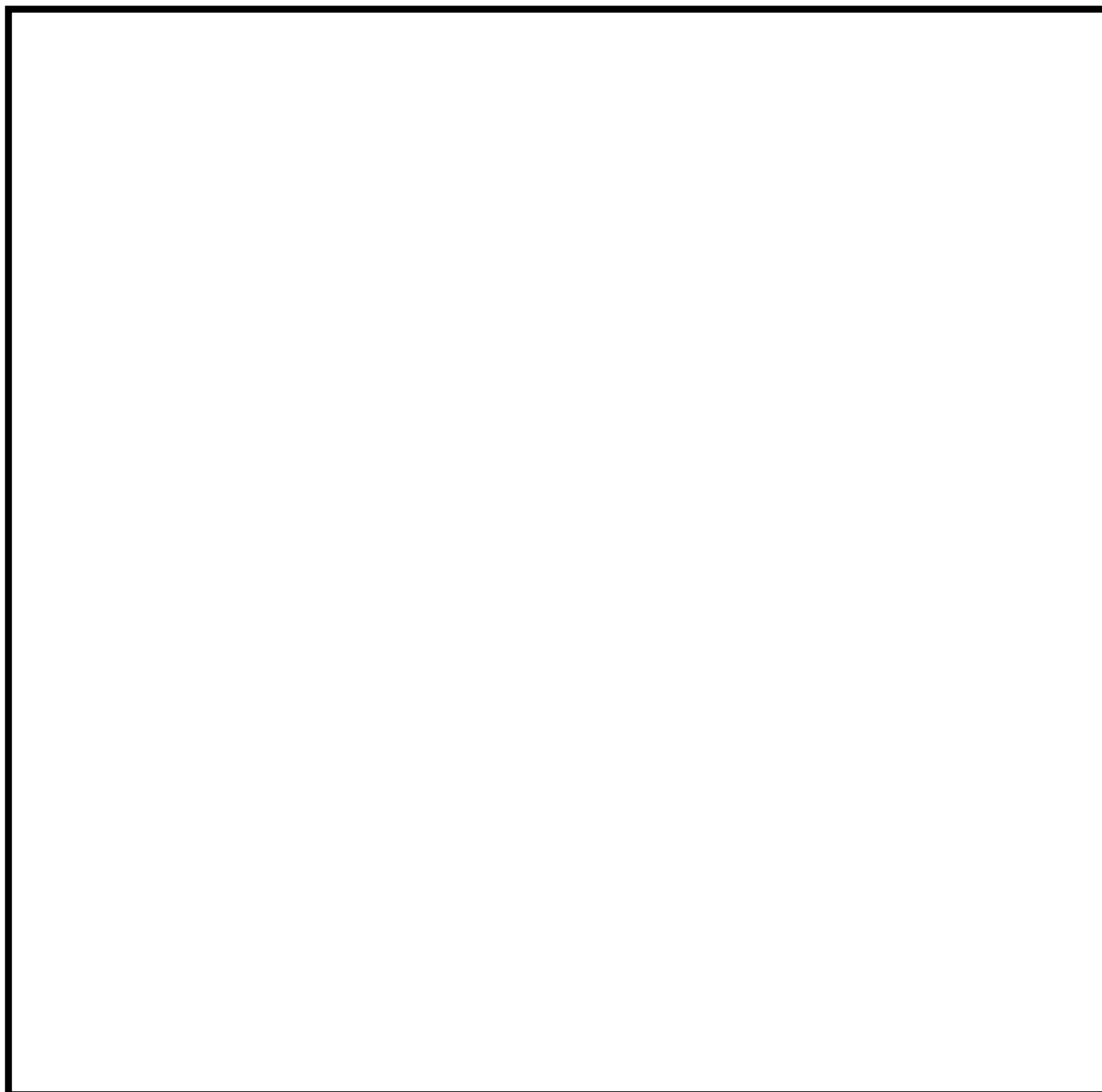


図 1 高圧代替注水系ポンプ 構造概要

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。

< 高圧代替注水系ポンプの動翼構造について >

高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。図 2 にタービン構造を示す。

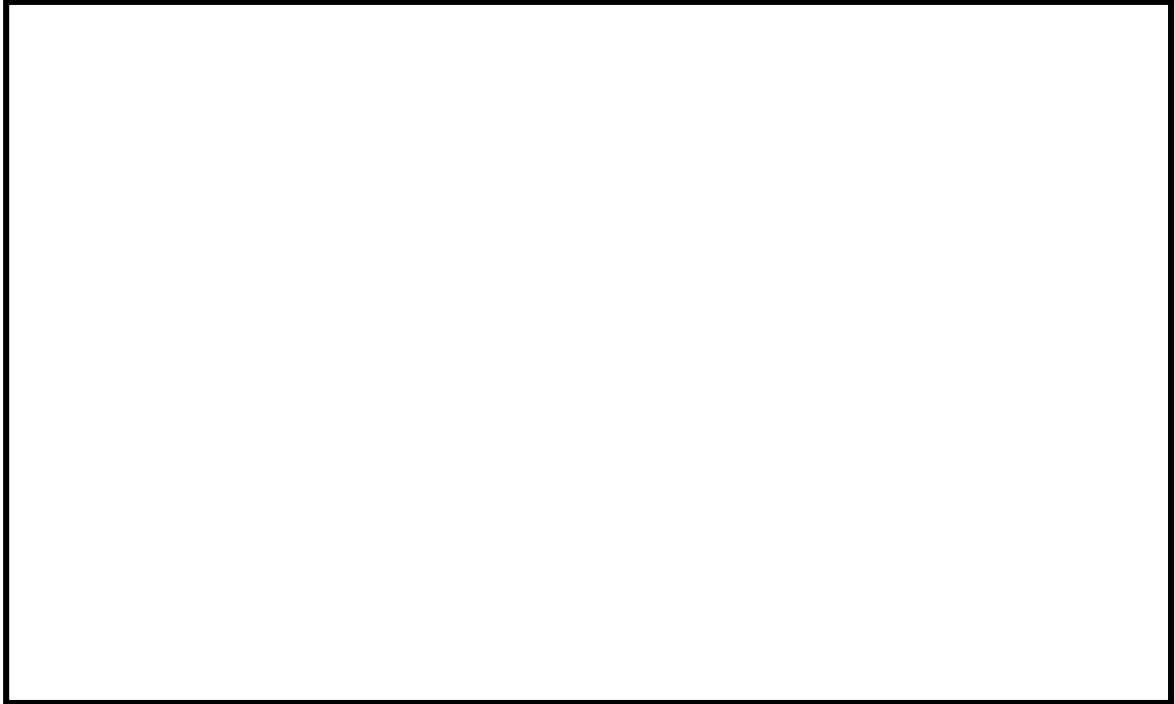


図 2 高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造

(2) 原子炉隔離時冷却系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、主蒸気管からの主蒸気を用いて蒸気駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ高圧注水する。

原子炉隔離時冷却系は、現場での手動操作により、起動及び運転継続することができるよう、必要な設備及び手順を整備する（図3参照）。

なお、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

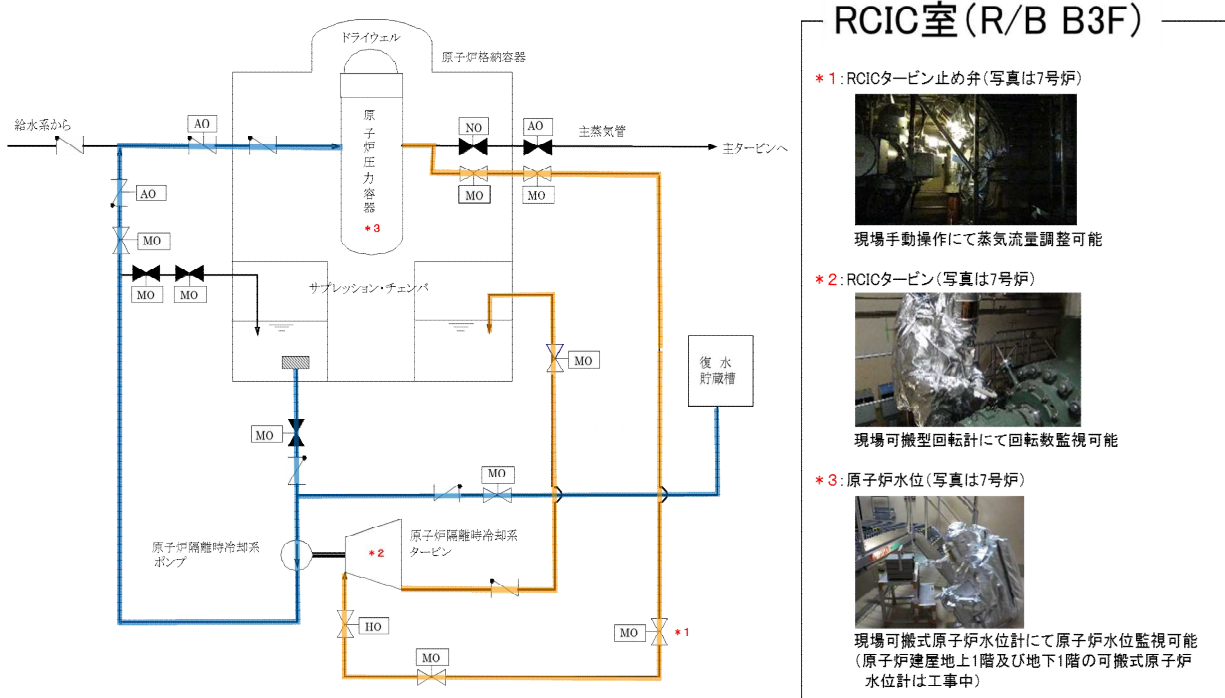


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要（現場手動操作）

(3) 高圧炉心注水系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心注水系(HPCF)の設備概要を図4に示す。高圧炉心注水系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ2台、スパージャ、配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水する。

ただし、自主対策として、全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する手順(高圧炉心注水系緊急注水)を整備する。

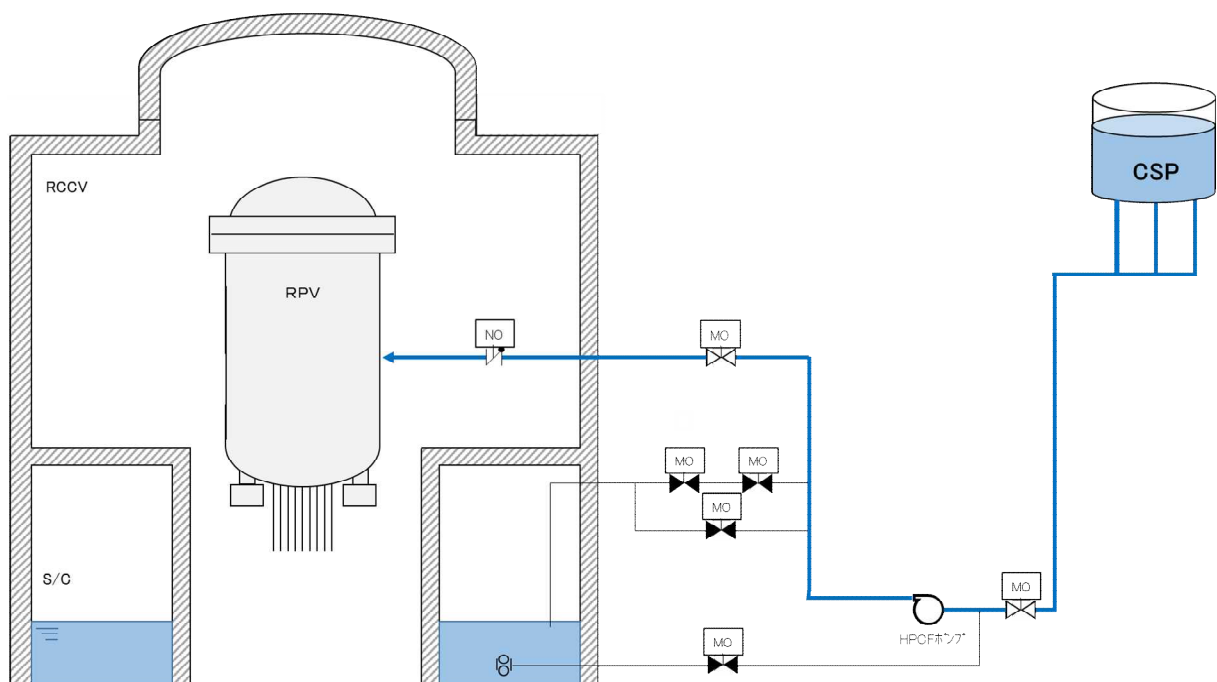


図4 高圧炉心注水系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(4) ほう酸水注入系による進展抑制【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注入系(SLC)の設備概要を図5に示す。ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入が失敗した場合に、反応度を制御するために十分な量のほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、高圧炉心注水スパーチャから原子炉圧力容器へ注入することで、原子炉を未臨界に移行させる。ポンプ吐出圧力約8.4MPaであるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

また、重大事故等発生時には、ATWS緩和設備として用いる他、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用する。

なお、ATWS緩和設備については、「3.1 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」にて記載する。

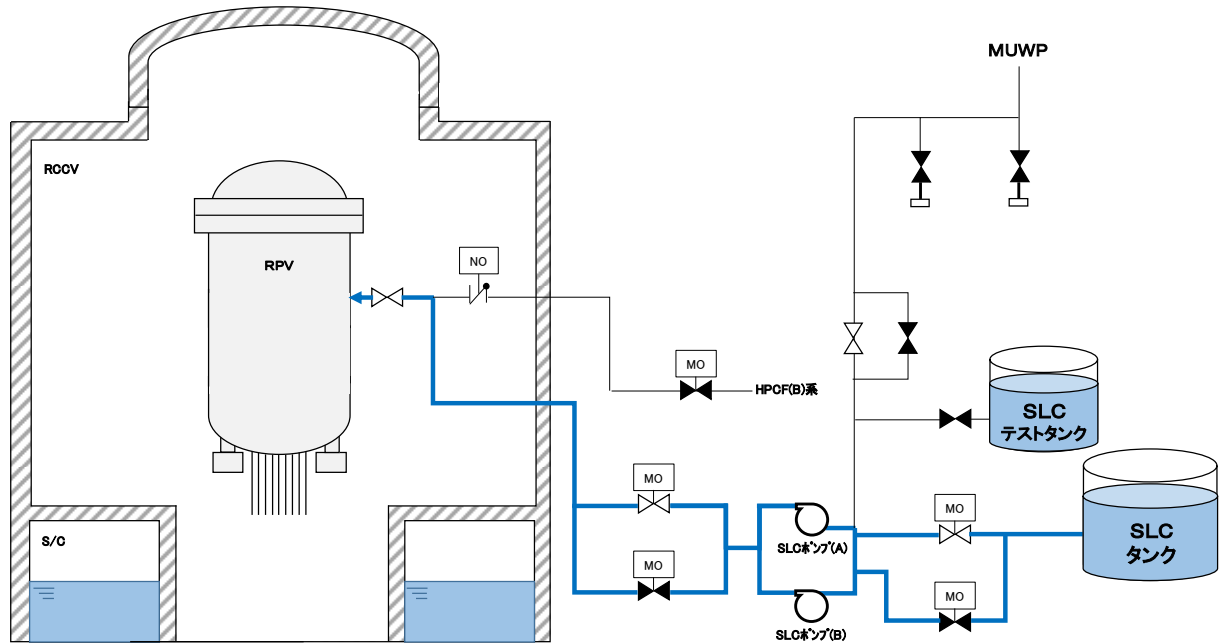


図5 ほう酸水注入系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(5) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉へ注水を継続させる場合）

【自主対策】

ほう酸水注入系（原子炉へ注水を継続させる場合）の設備概要を図6に示す。
 (4) ほう酸水注入系による進展抑制に加えて、純水補給水系（水源は純水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。また、仮設ホースを用いて接続することで復水補給水系（水源は復水貯蔵槽）又は消火系（水源はろ過水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。

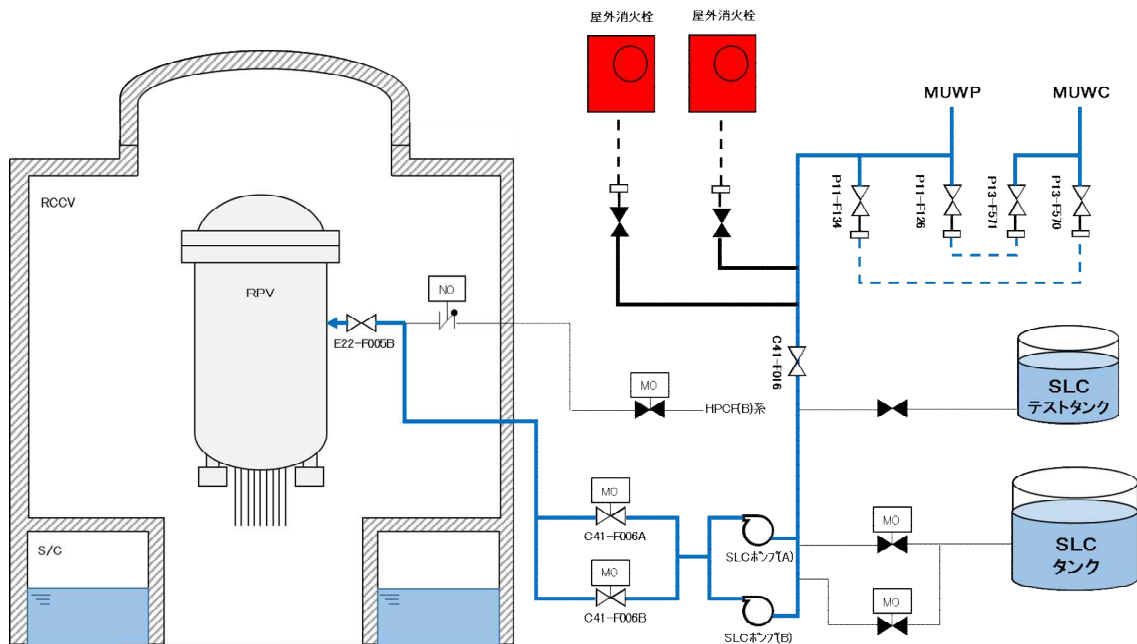


図6 ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水 設備概要
 (柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(6) 制御棒駆動系による進展抑制【自主対策】

制御棒駆動系の設備概要を図7に示す。制御棒駆動系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵槽(CSP)の水を制御棒駆動水系ポンプ(CRDポンプ)により加圧し、水圧制御ユニット(HCU)のアクムレータ充てん水、及び制御棒駆動機構のパーシ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力約15.3MPaであるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

重大事故等発生時に使用可能である場合は、復水貯蔵槽の水を制御棒駆動機構のパーシラインを通じて原子炉圧力容器へ注水する。

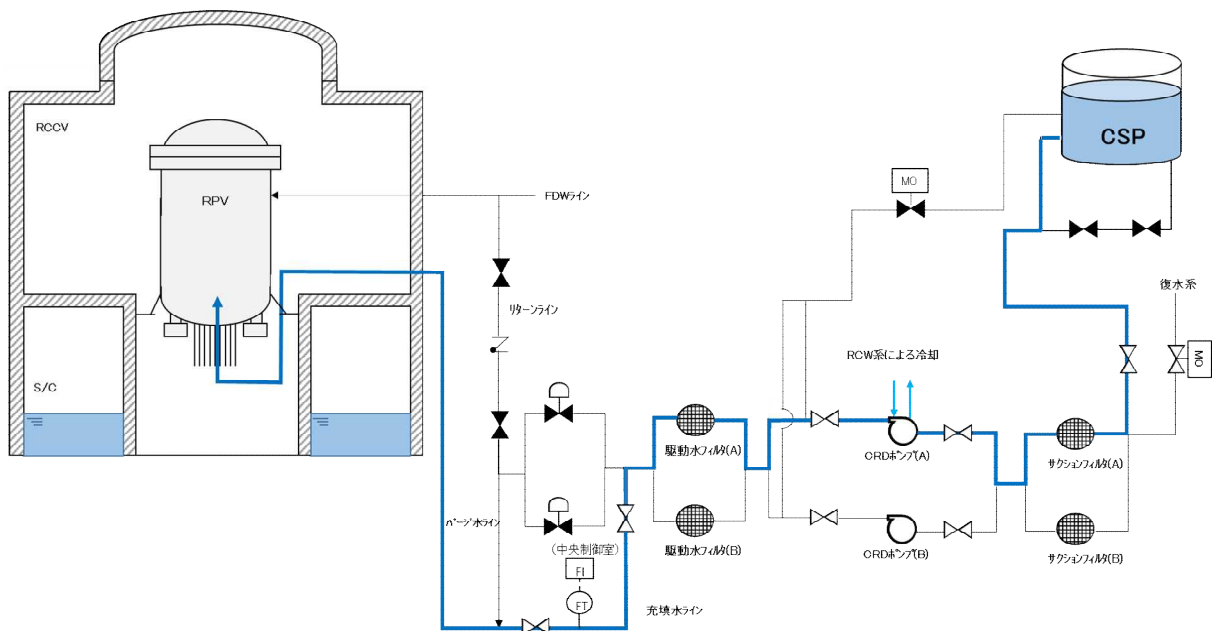


図7 制御棒駆動水系ポンプによる原子炉注水 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(7) 直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復【自主対策】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。

原子炉隔離時冷却系の運転には本来、制御装置及び電動弁操作の電源が必要であるが、全交流動力電源喪失、常設直流電源喪失した場合でも、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続することができるよう、自主対策として、直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復を整備する。(図 8,9 参照)。

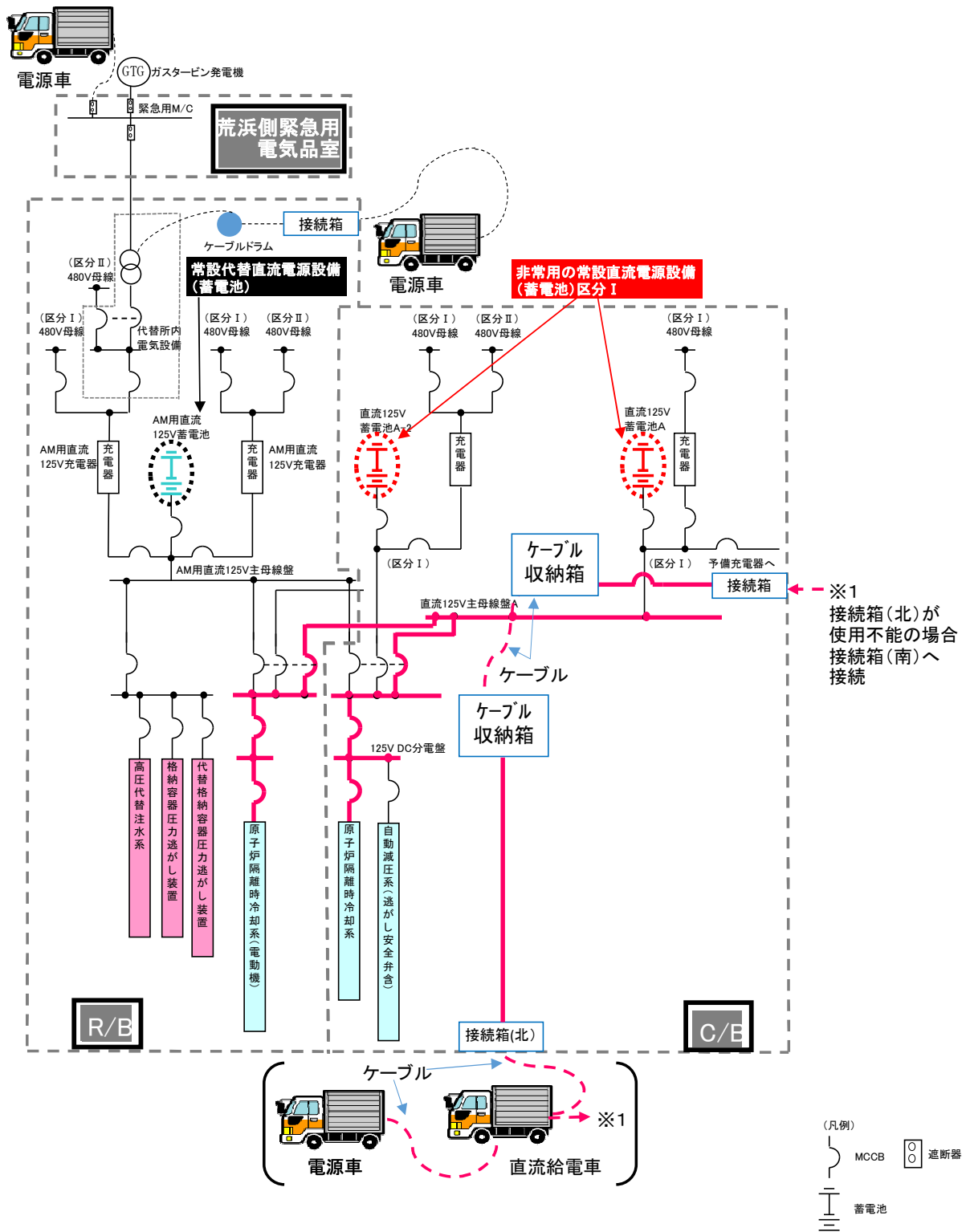


図 8 6号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

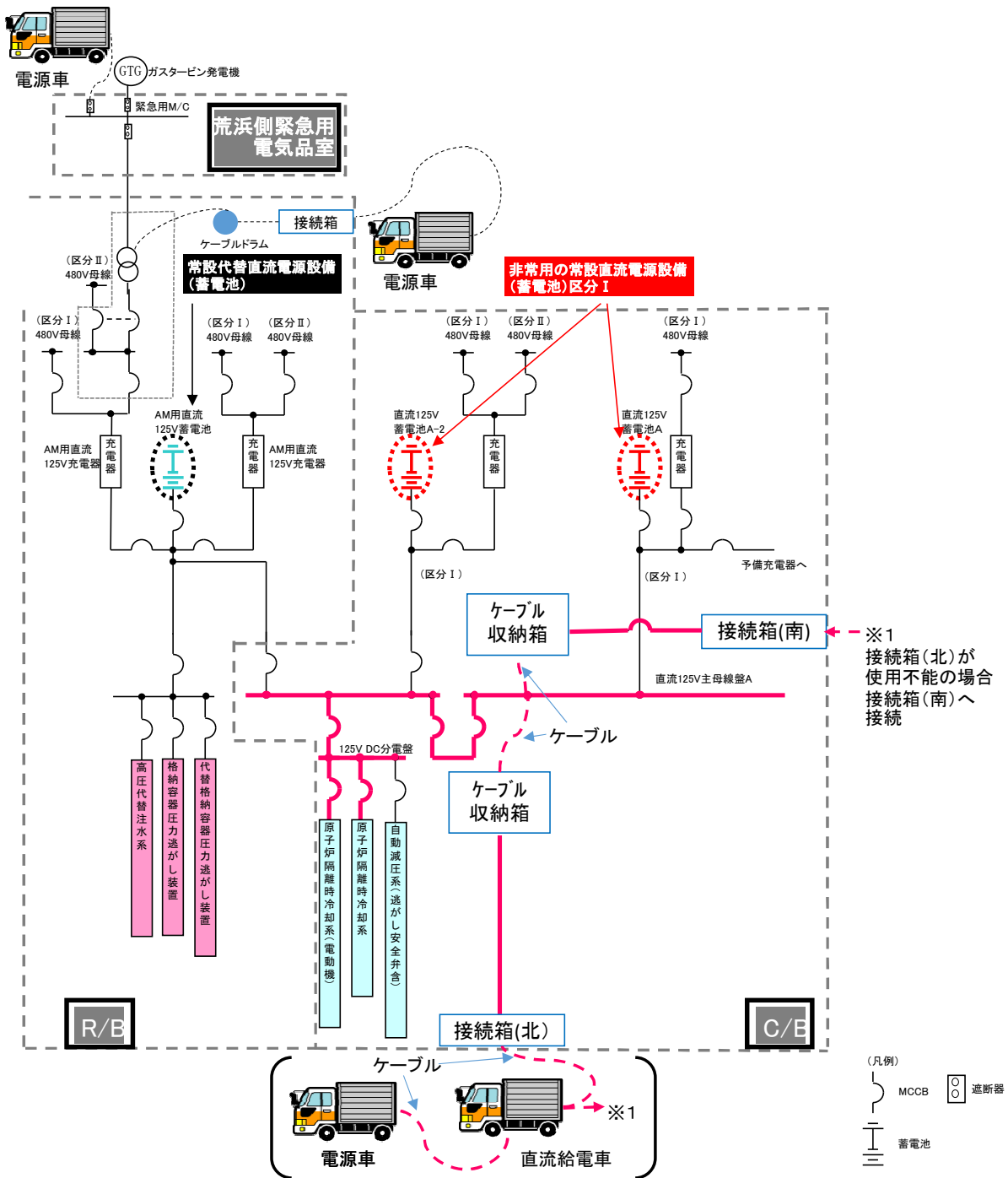


図9 7号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

45-8

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁は、制御装置からの開度指令信号を受けて、油圧制御により開度調整され、原子炉圧力、タービン入口蒸気圧力に関わりなく、ポンプ流量が所定の流量となるようにタービン回転数を制御する役割を担う。

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を下図に示す。蒸気加減弁の弁棒がレバーリンク機構を介して、油圧式アクチュエータに接続されており、開度指令信号が電油変換器を介して油圧式アクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。

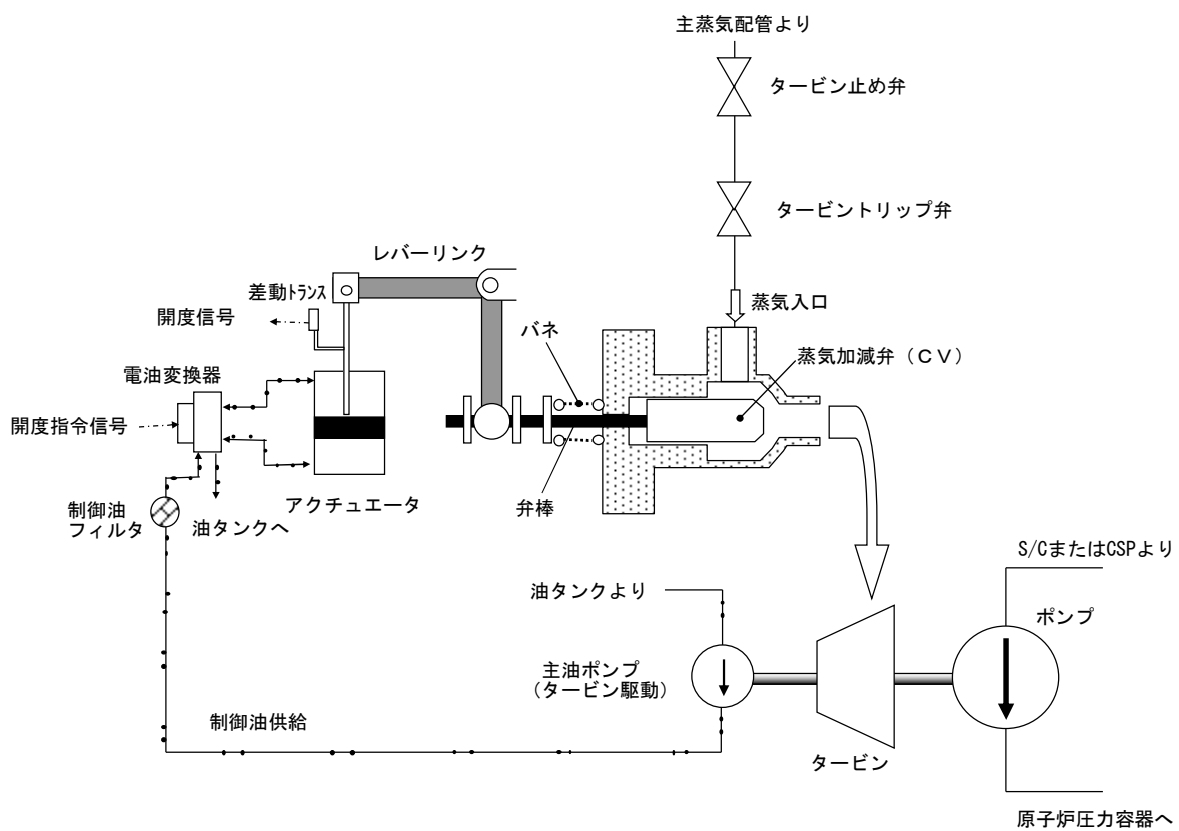


図 1 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

油圧式アクチュエータの作動油はタービン軸直結の主油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が切れることはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、電油変換器内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時、蒸気加減弁は全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認する。また、運転継続操作においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うこととする。

45-9

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、表1の通り整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
高压代替注水系 注入弁	高压代替注水系 注入弁	E61 -M0-F003	高压代替注水系 注入弁	E61 -M0-F004
	高压代替注水系 タービン止め弁	E51 -M0-F080	高压代替注水系 タービン止め弁	E51 -M0-F065
原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F071	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F034
	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004
原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037
	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012
原子炉隔離時冷却系 その他ドレン弁	原子炉隔離時冷却系 潤滑油冷却器出口ドレン弁	E51 -F511	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F652
	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F518	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管ドレン弁	E51 -F653
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系 真空ポンプ吐出外ドレン弁	E51 -F519	原子炉隔離時冷却系 セパレータードレン弁	E51 -F655

46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

46-1
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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁		類型 化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内		A
				荷重	(有効に機能を発揮する)		—
				海水	(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		—
				関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
			関連資料	46-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)		B	
			関連資料	46-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要		B b	
			関連資料	46-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
			関連資料	46-3 配置図			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)		B
	関連資料			46-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)		対象外	
			関連資料	—			
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備			代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内, その他の建屋内(原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 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	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について	

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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む） （中央制御室）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない）	—
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	46-3 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）	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のスイッチで設計）	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部 人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
		関連資料		46-11 代替自動減圧機能について		

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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁用可搬型蓄電池		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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作—接続作業	B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図	
		第6号	設置場所	現場操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
	第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図		
	第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	46-3 配置図		
	第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
関連資料			46-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止		環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所			

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				AM用切替装置 (SRV)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	(海水を通水しない)	対象外	
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備		I	
			関連資料	46-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要		B a	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	46-4 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
			関連資料	46-3 配置図			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	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	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内		A a
				サポート系故障	(サポート系なし)		対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 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				アキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用)	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	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 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)

第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				高圧窒素ガスポンペ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	—	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	46-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	46-3 配置図		
		第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
関連資料			46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
	サポート系要因		サポート系なし	対象外		
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所, 46-10 その他設備			

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				高圧炉心注水系注入隔離弁 (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	現場操作	B f	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)	B	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	当該弁の使用にあたり切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	-	
		第6号	設置場所	現場操作	A a	
			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 (DB施設と同仕様の容量等で設計)	B
	関連資料			-		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	-		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	-	

46-2
単線結線図

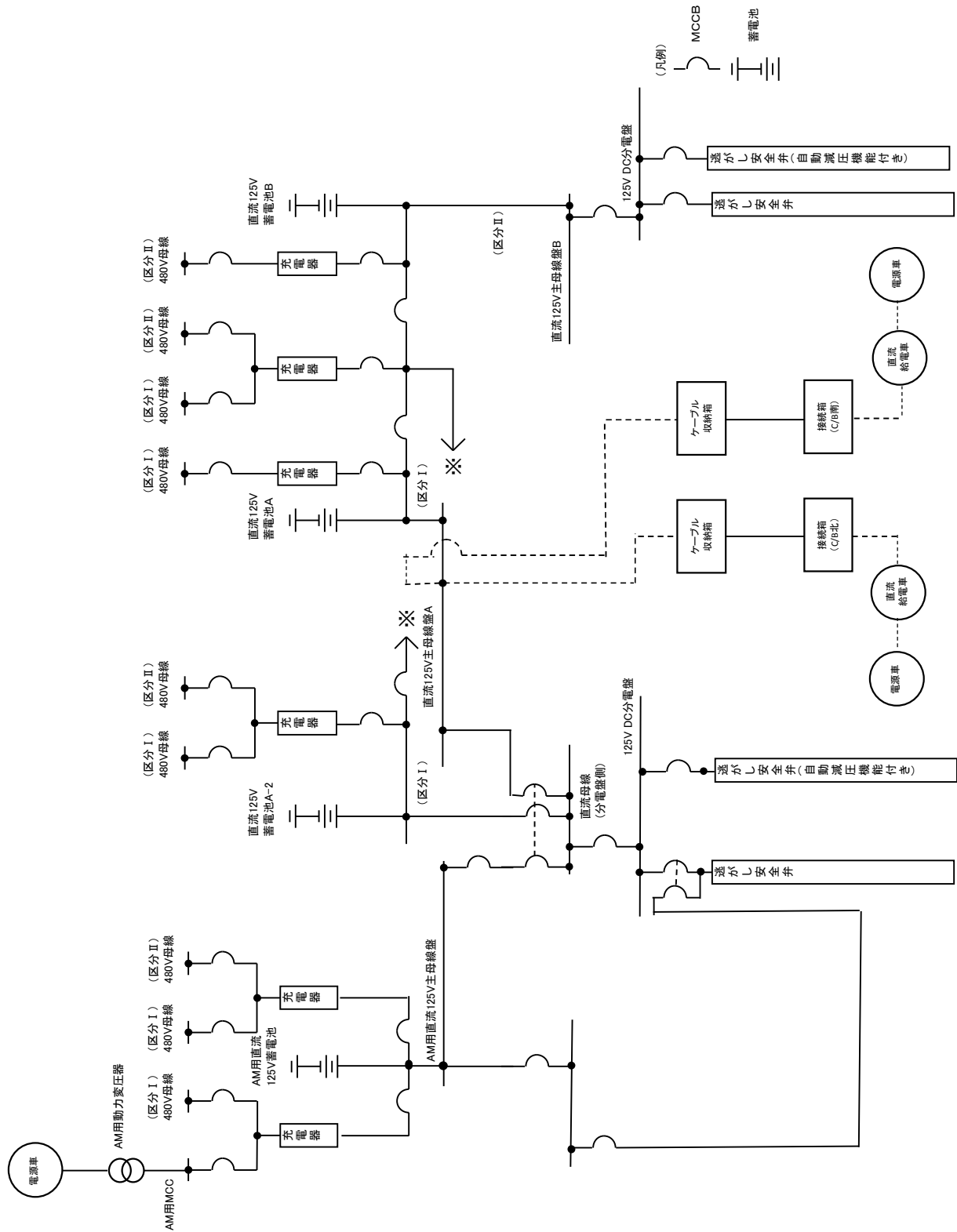


図1 6号炉 直流通源単線結線図

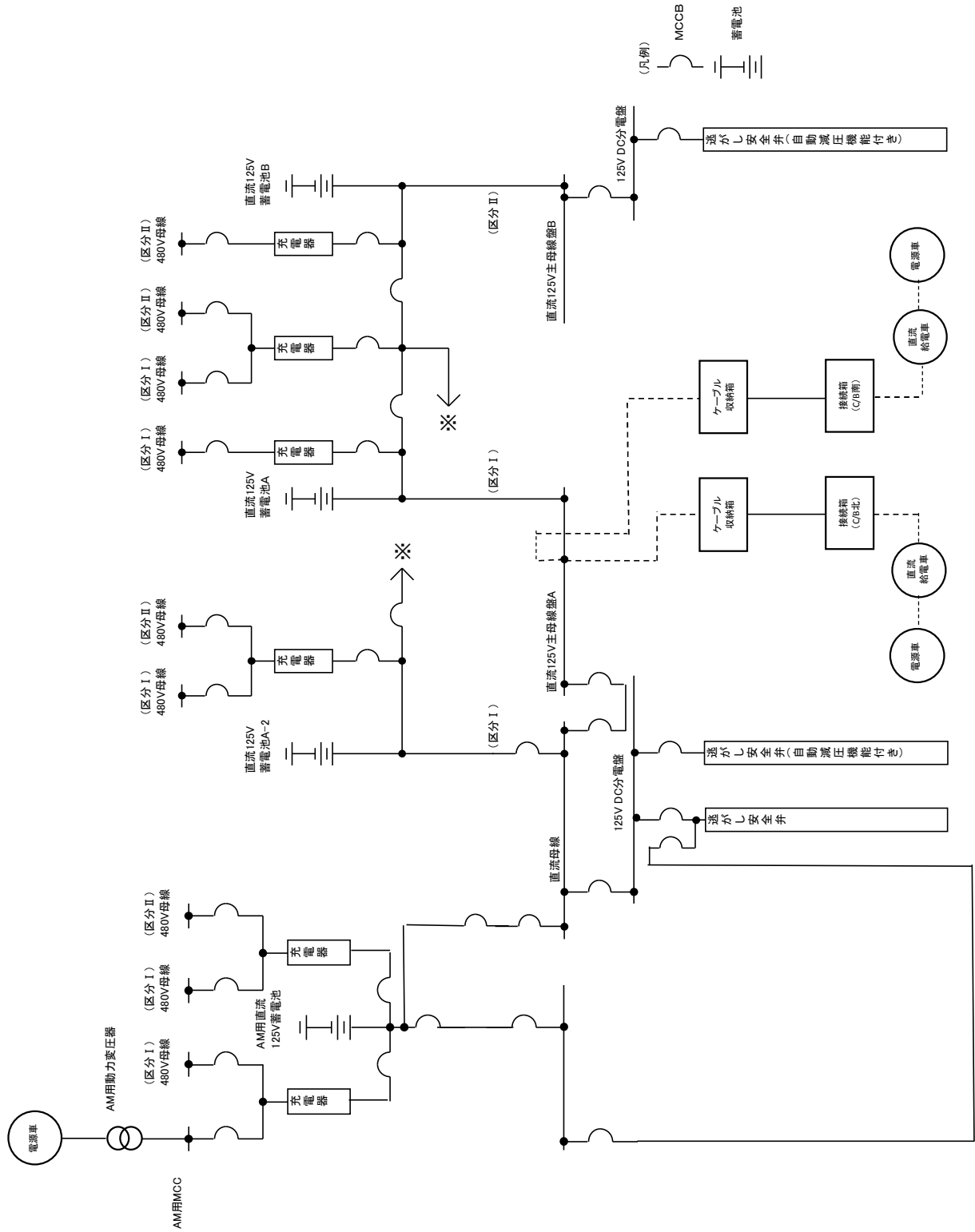


図2 7号炉 直流電源単線結線図

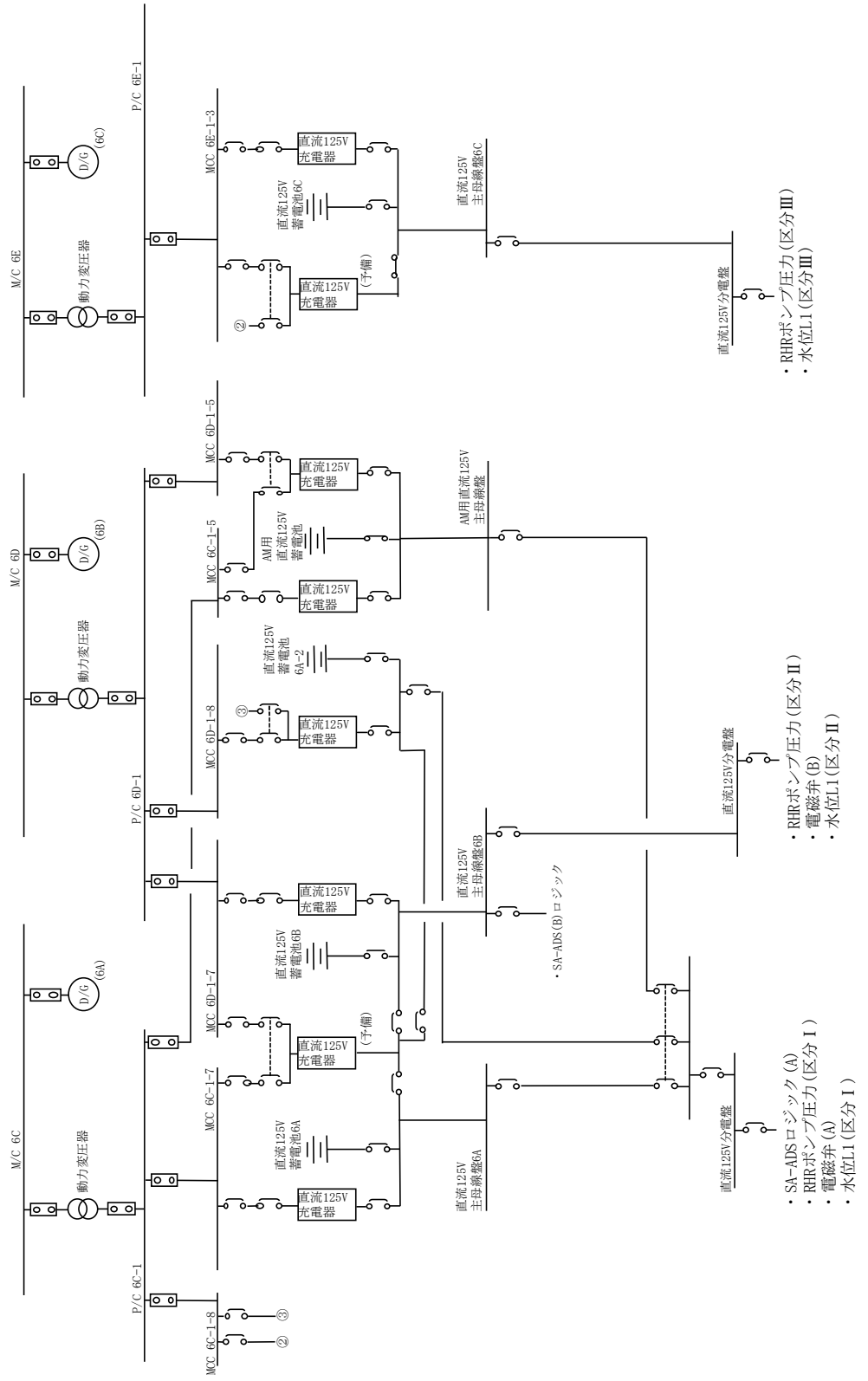
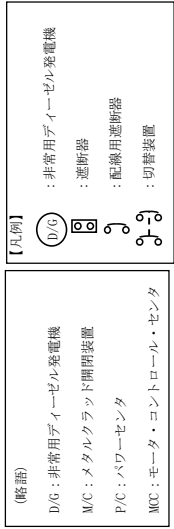


図3 6号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

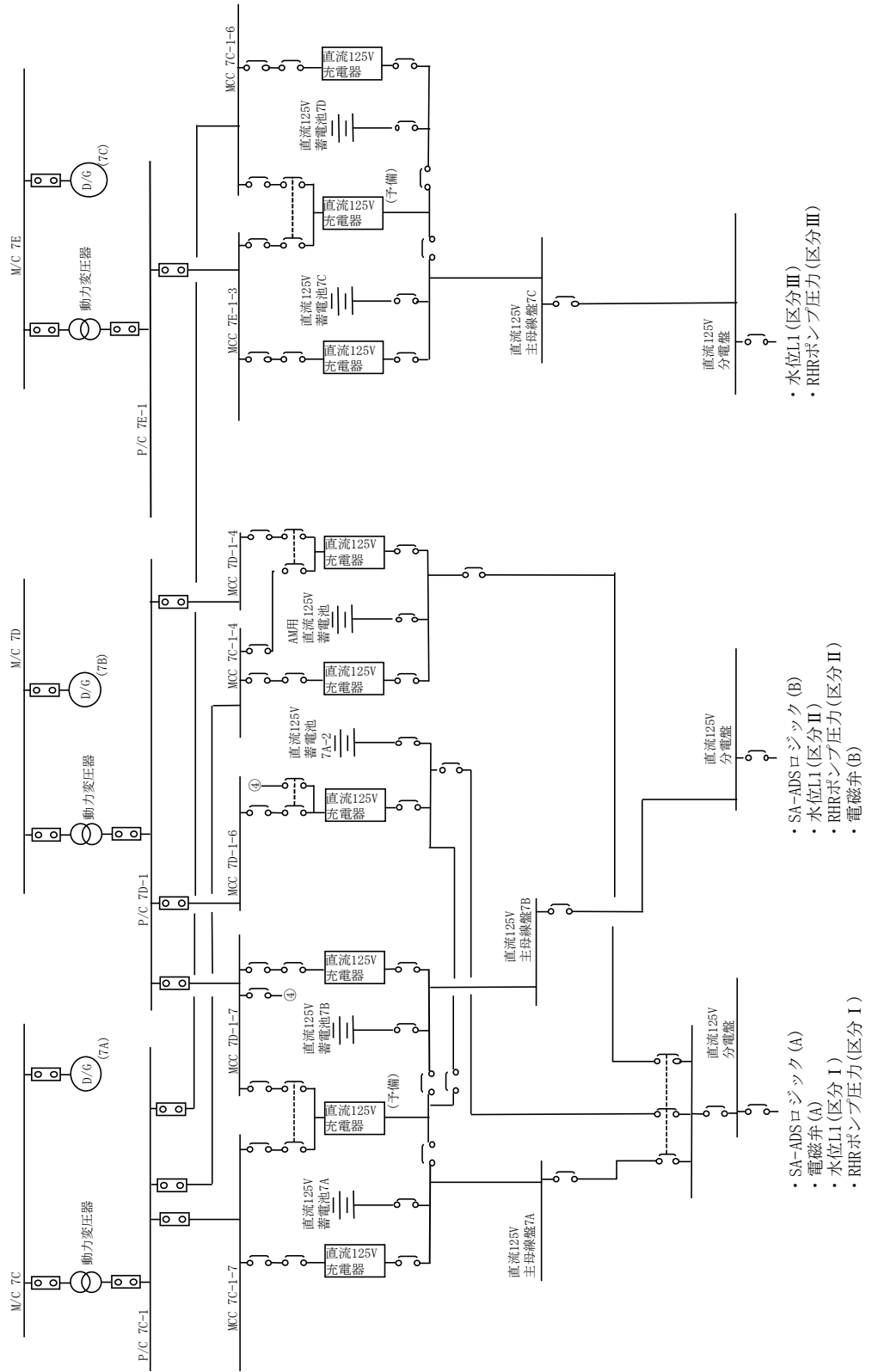
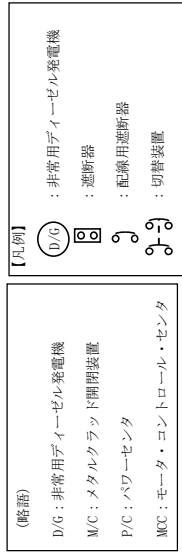


図4 7号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

46-3
配置図



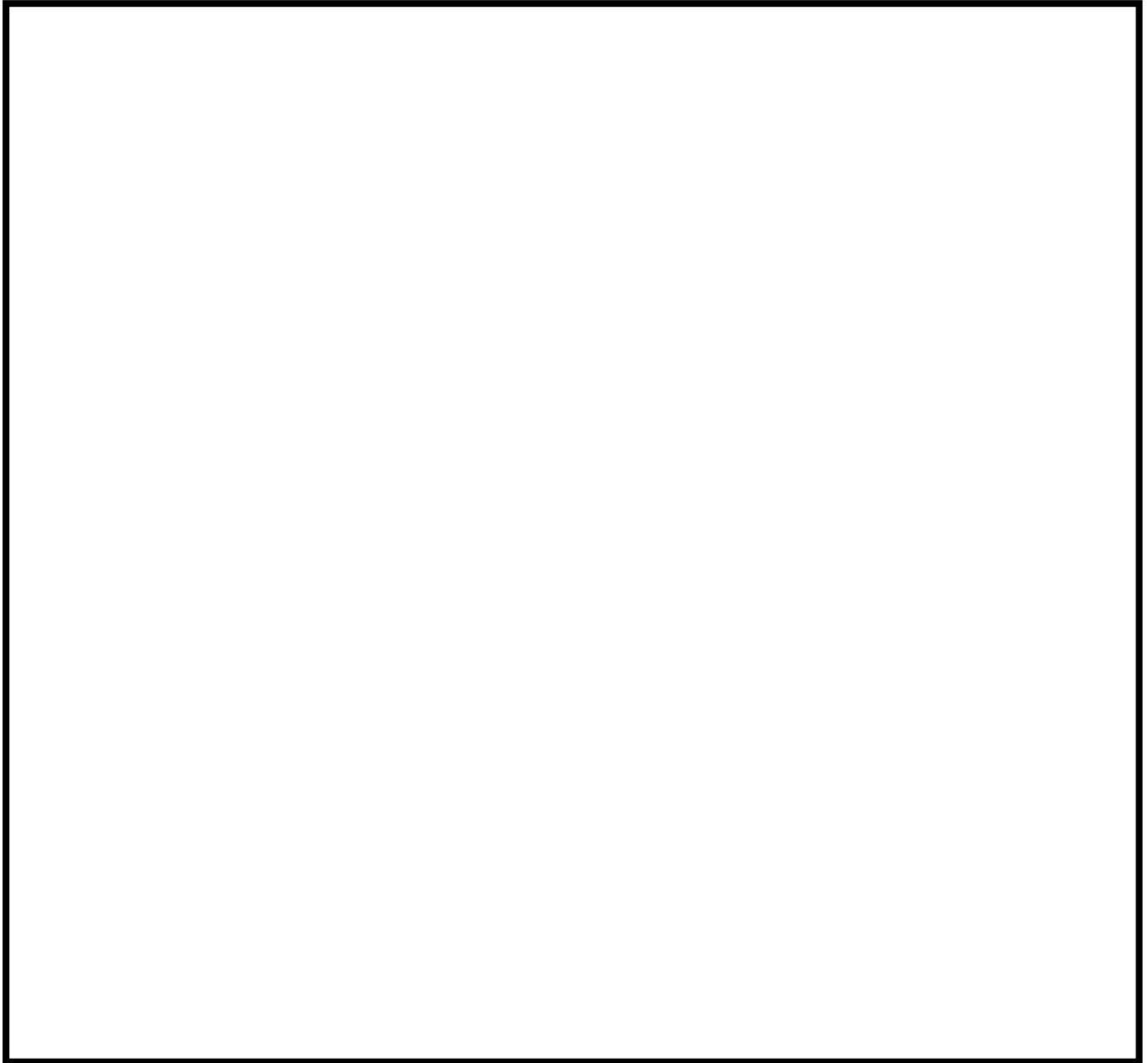


図1 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

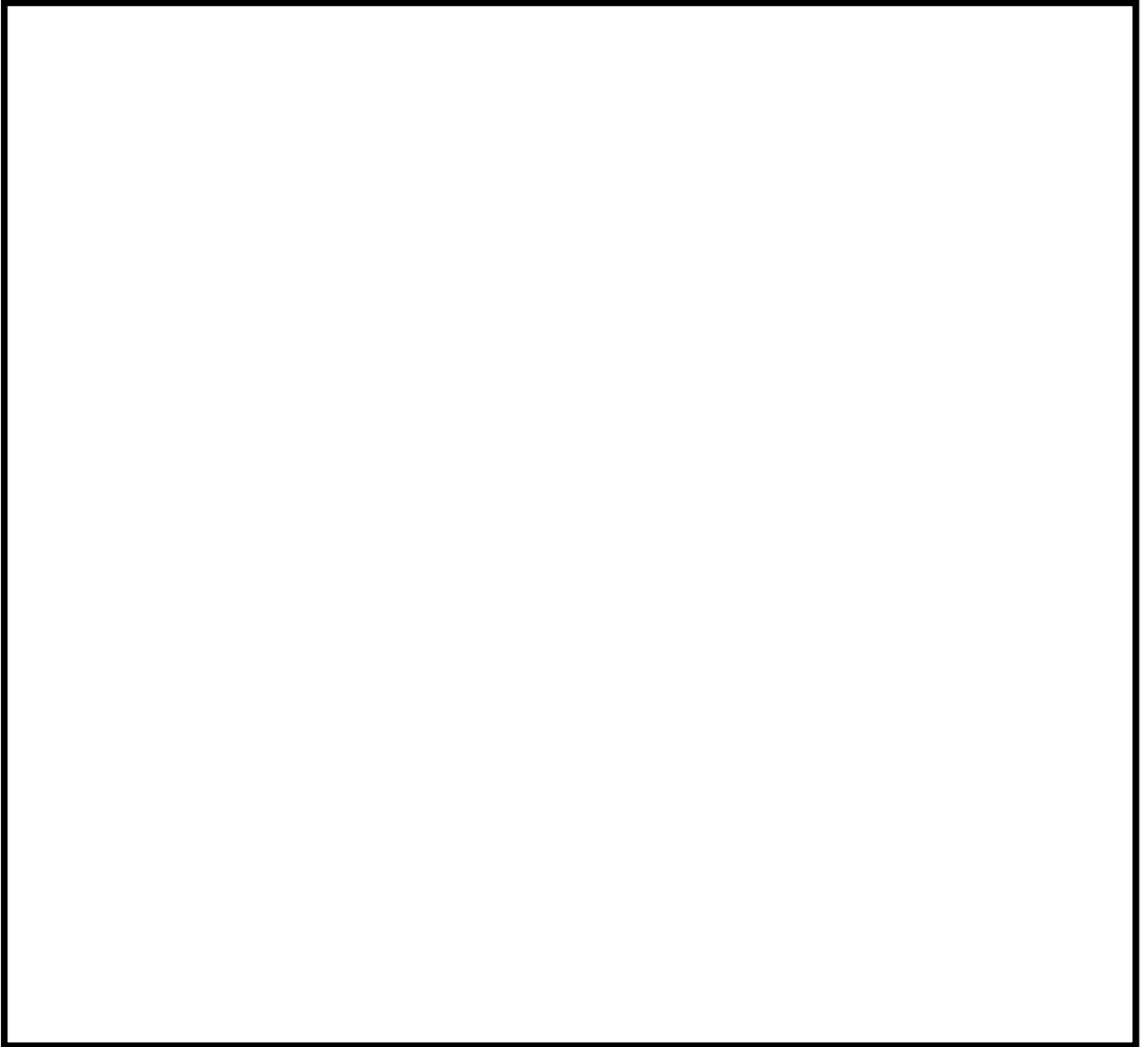


図 2 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

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。

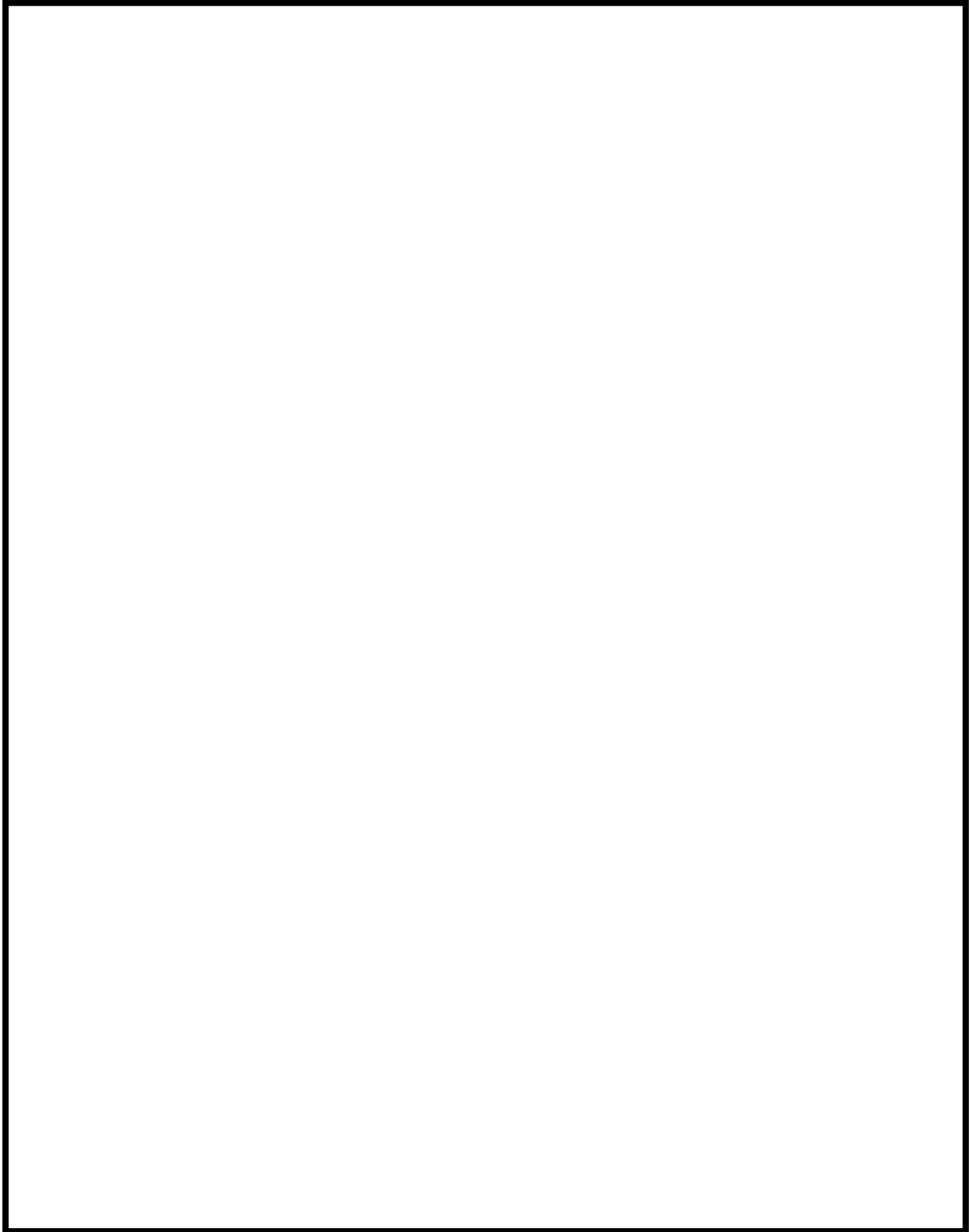


図3 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

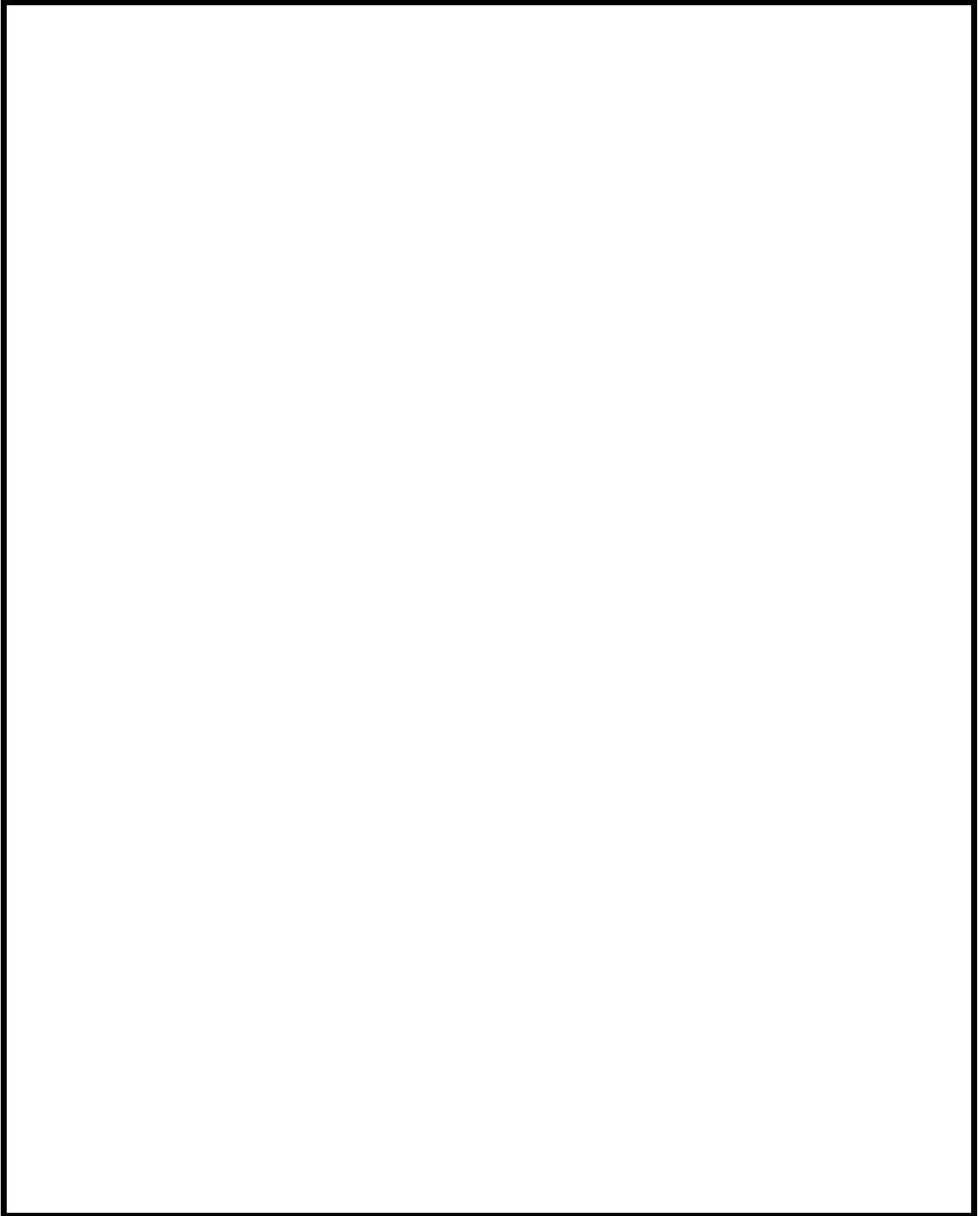


図 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

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5 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器
（高圧窒素ガスボンベラック）の配置図
（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。

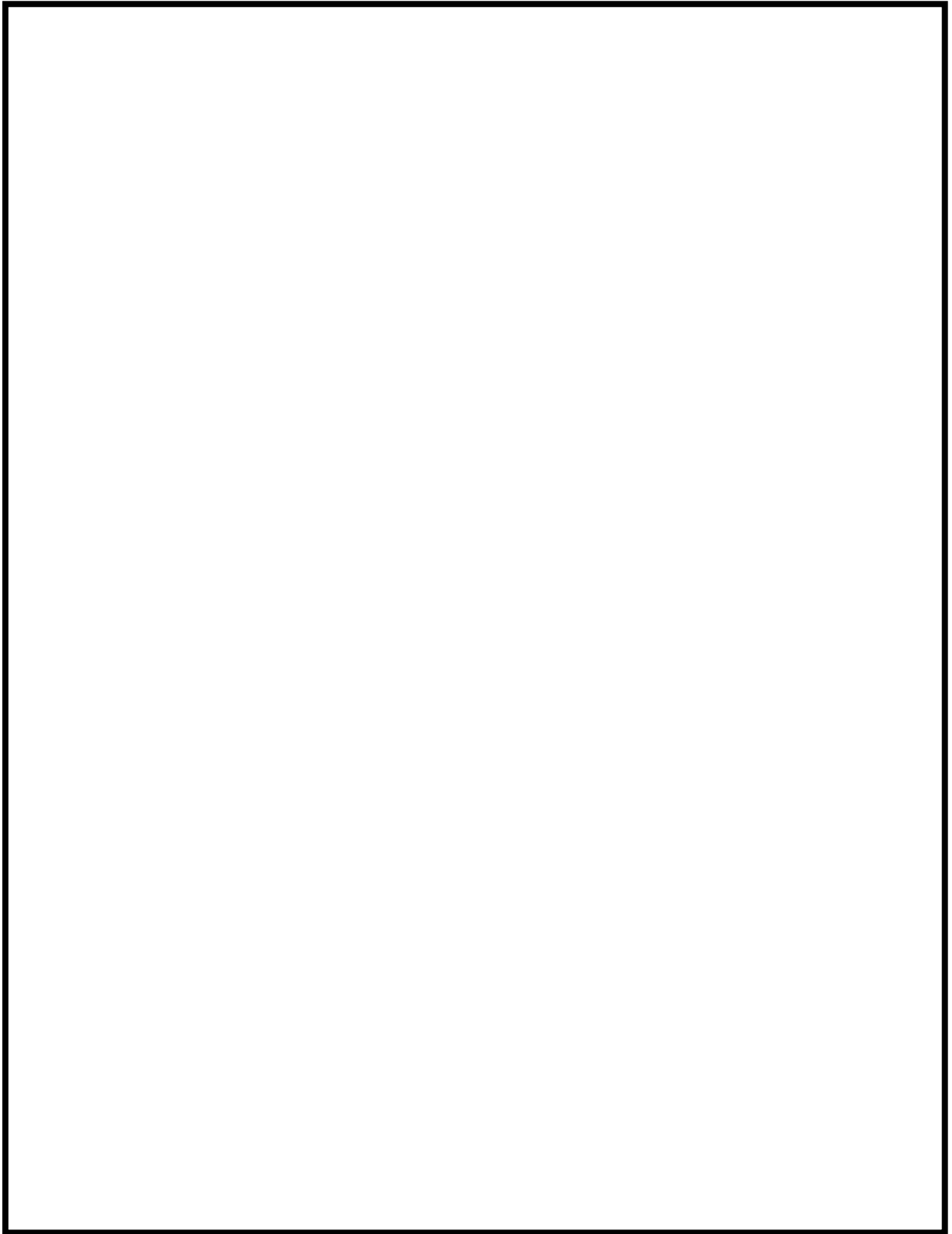


図 6 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

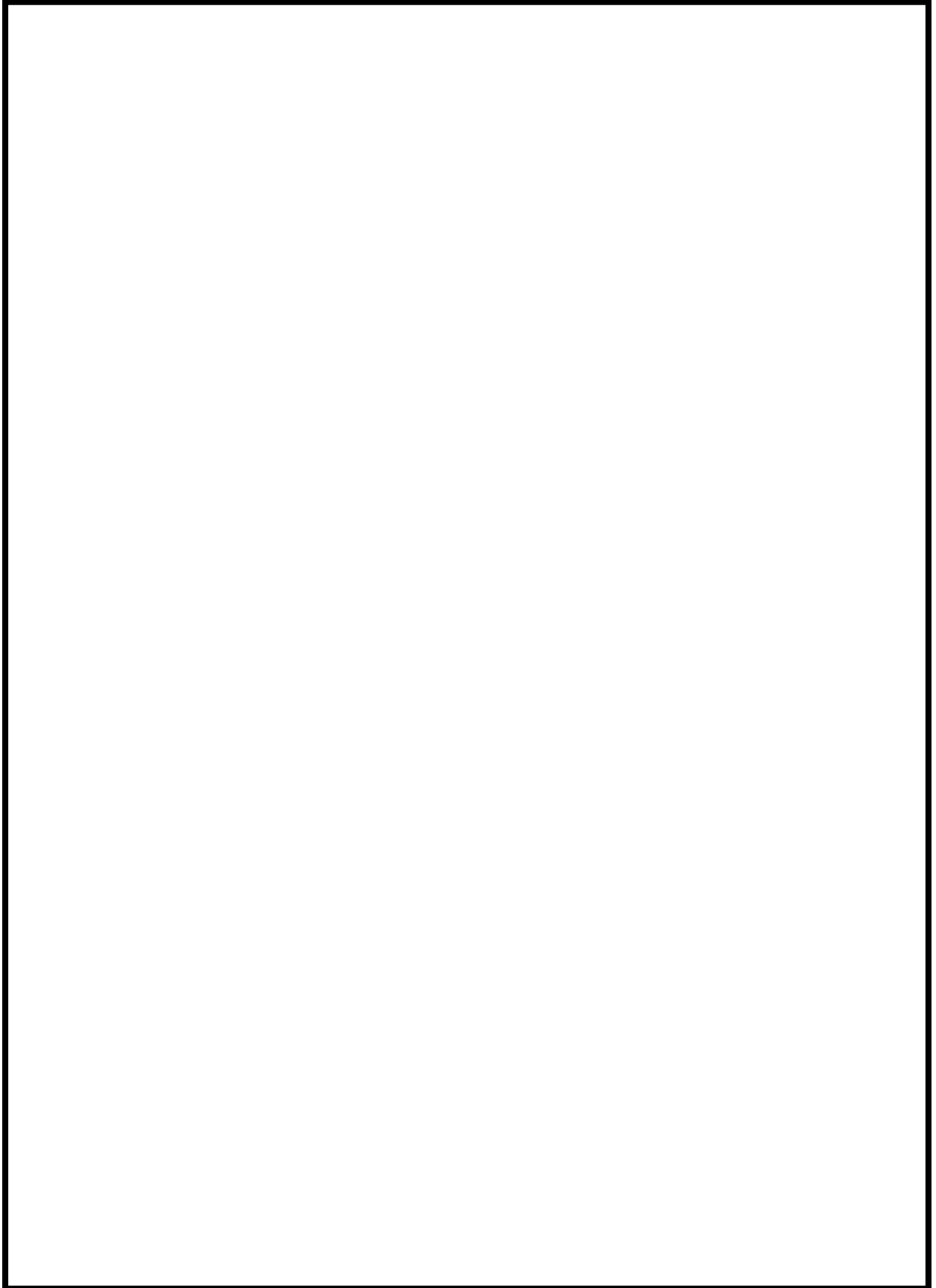


図 7 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

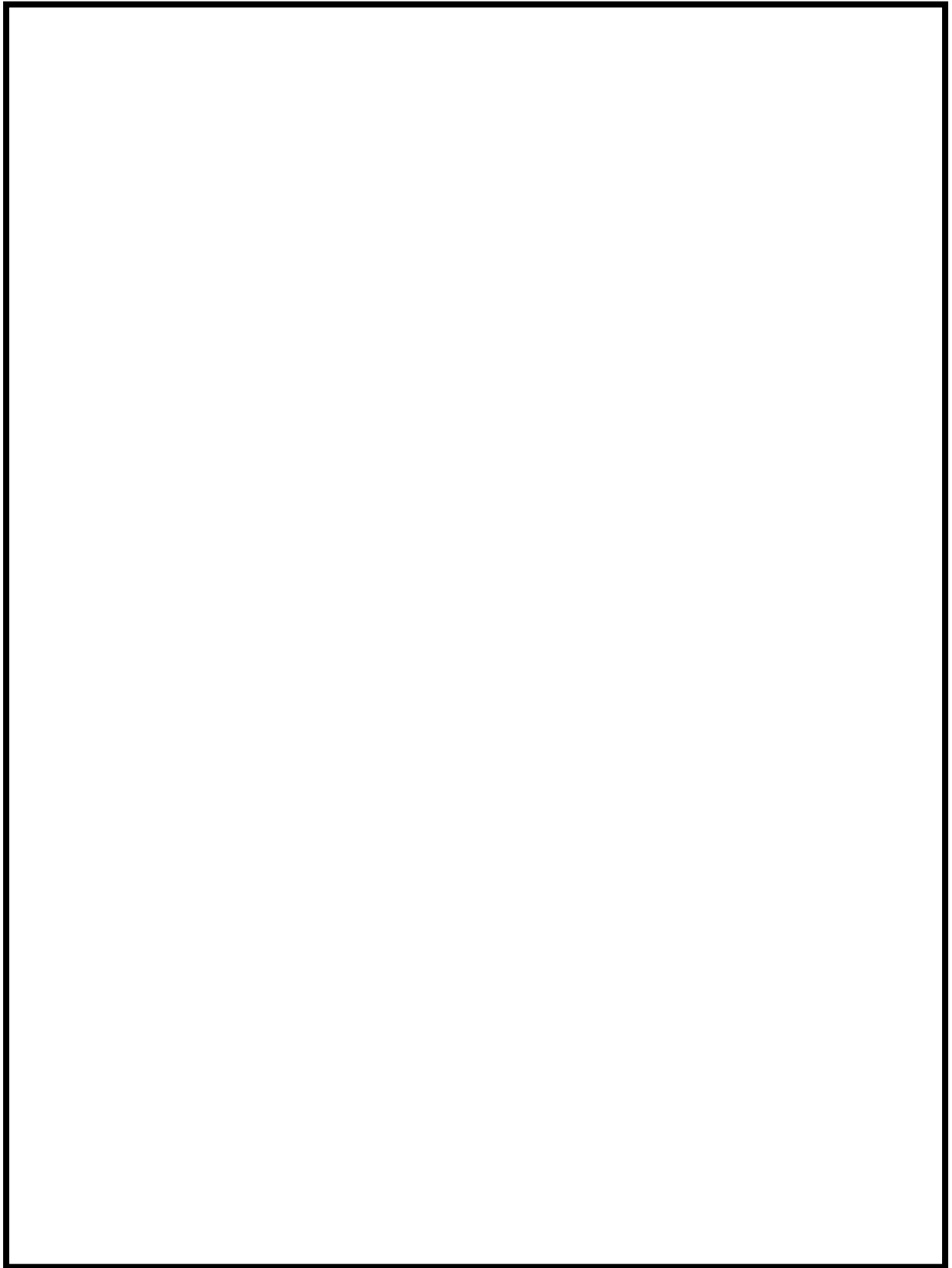


図 8 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
(6号炉 原子炉格納容器内)

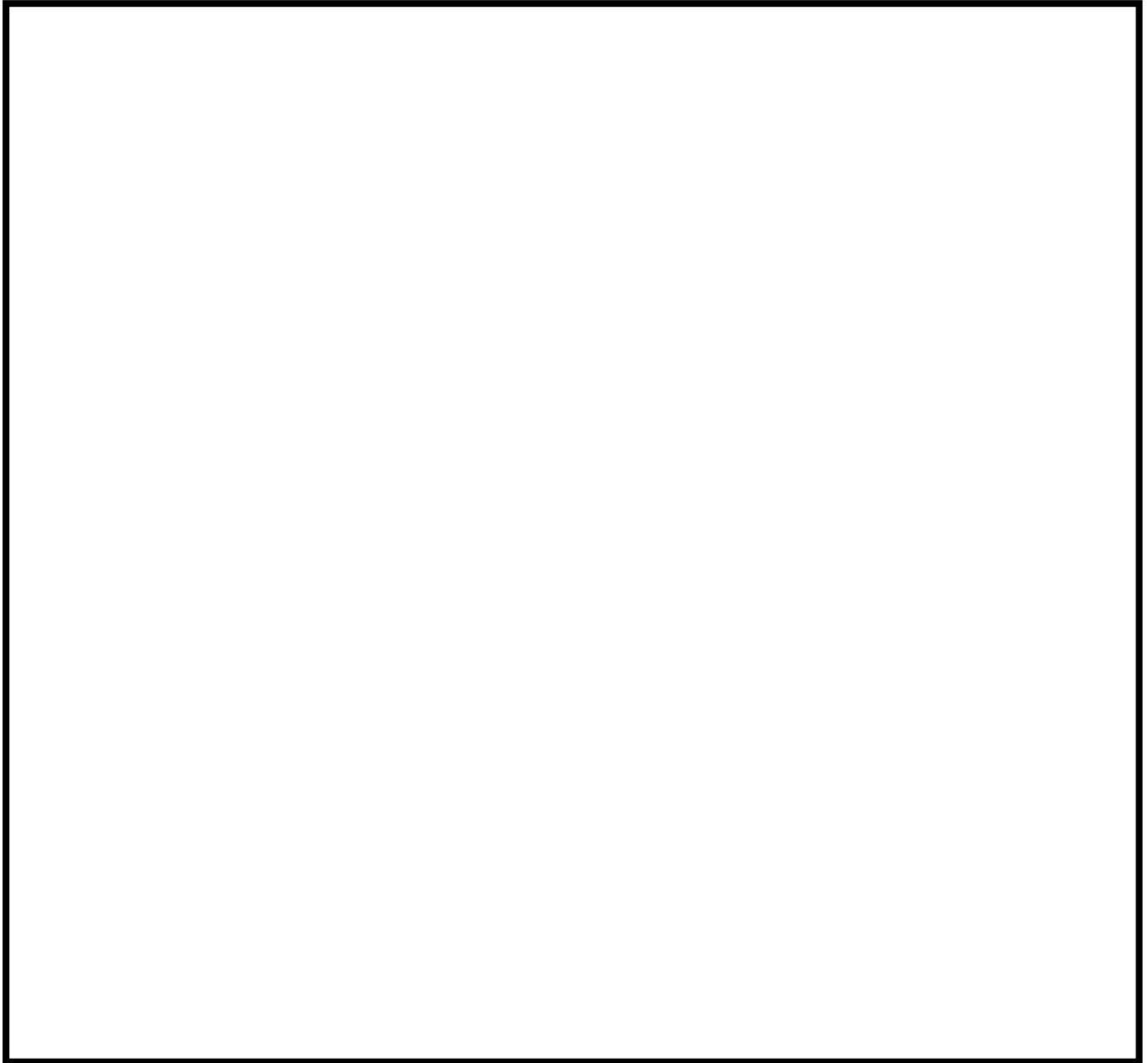


図 9 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

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。

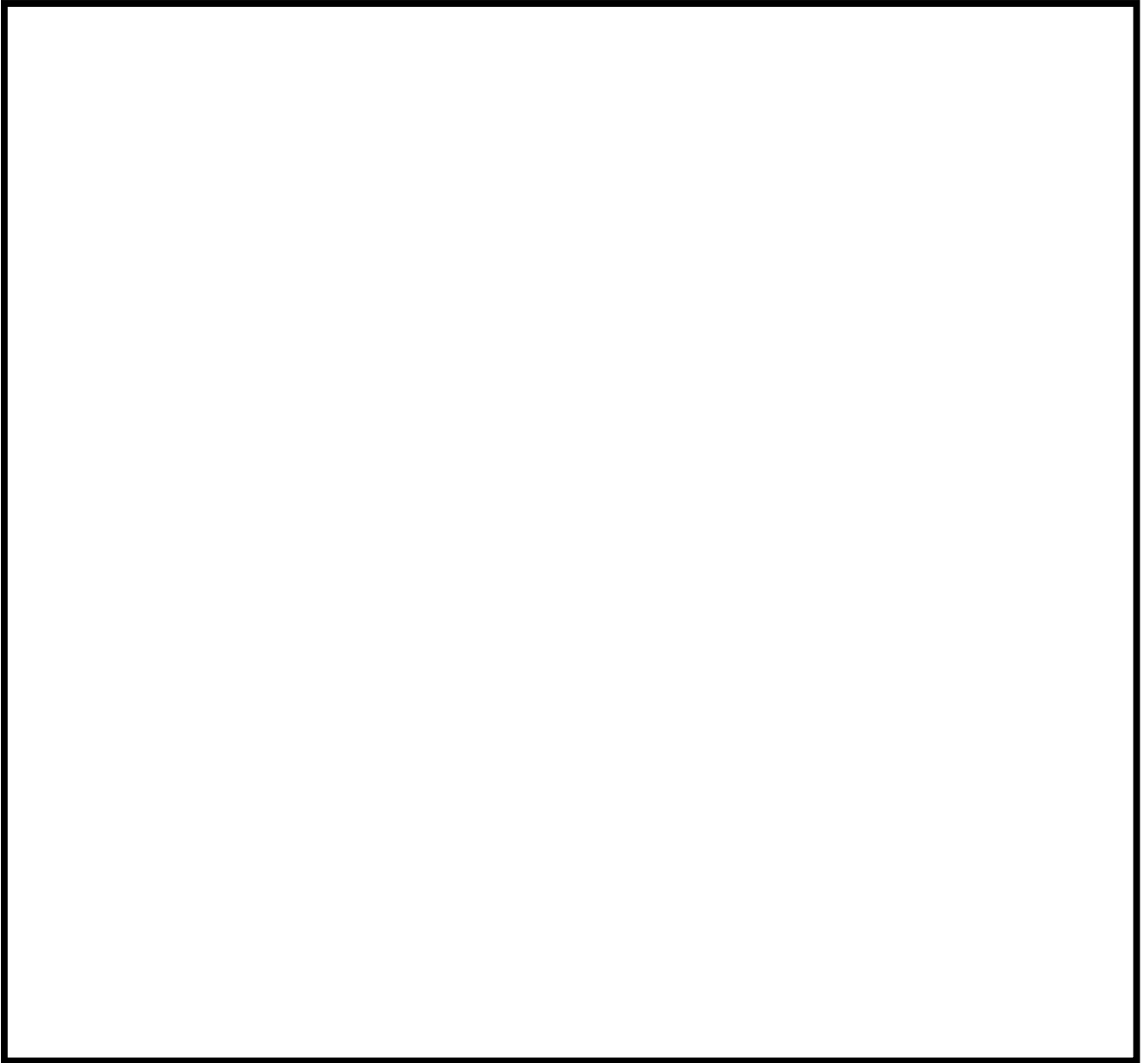


図 10 常設直流電源系統の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

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。

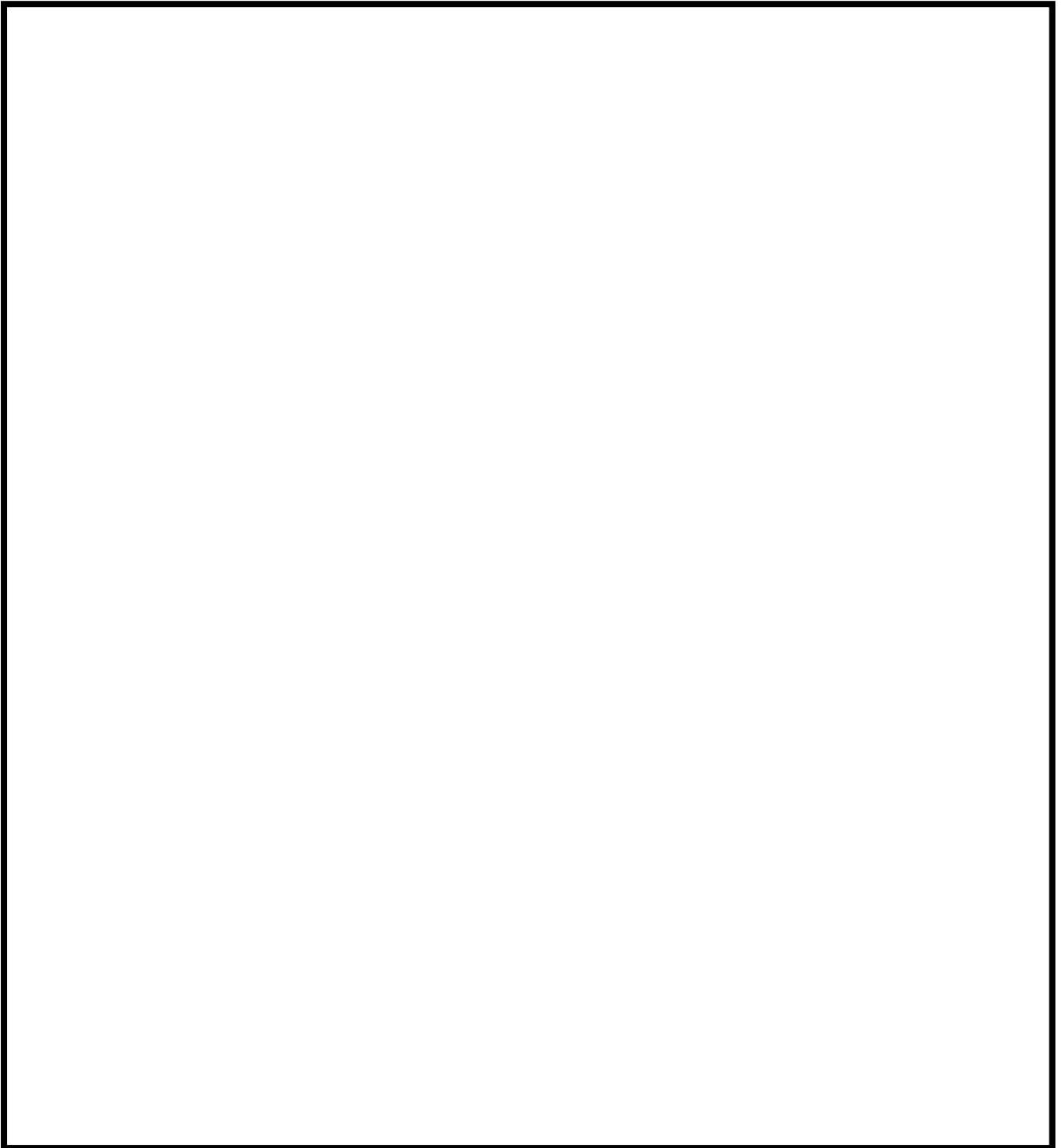


図 11 常設直流電源システムの配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

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。

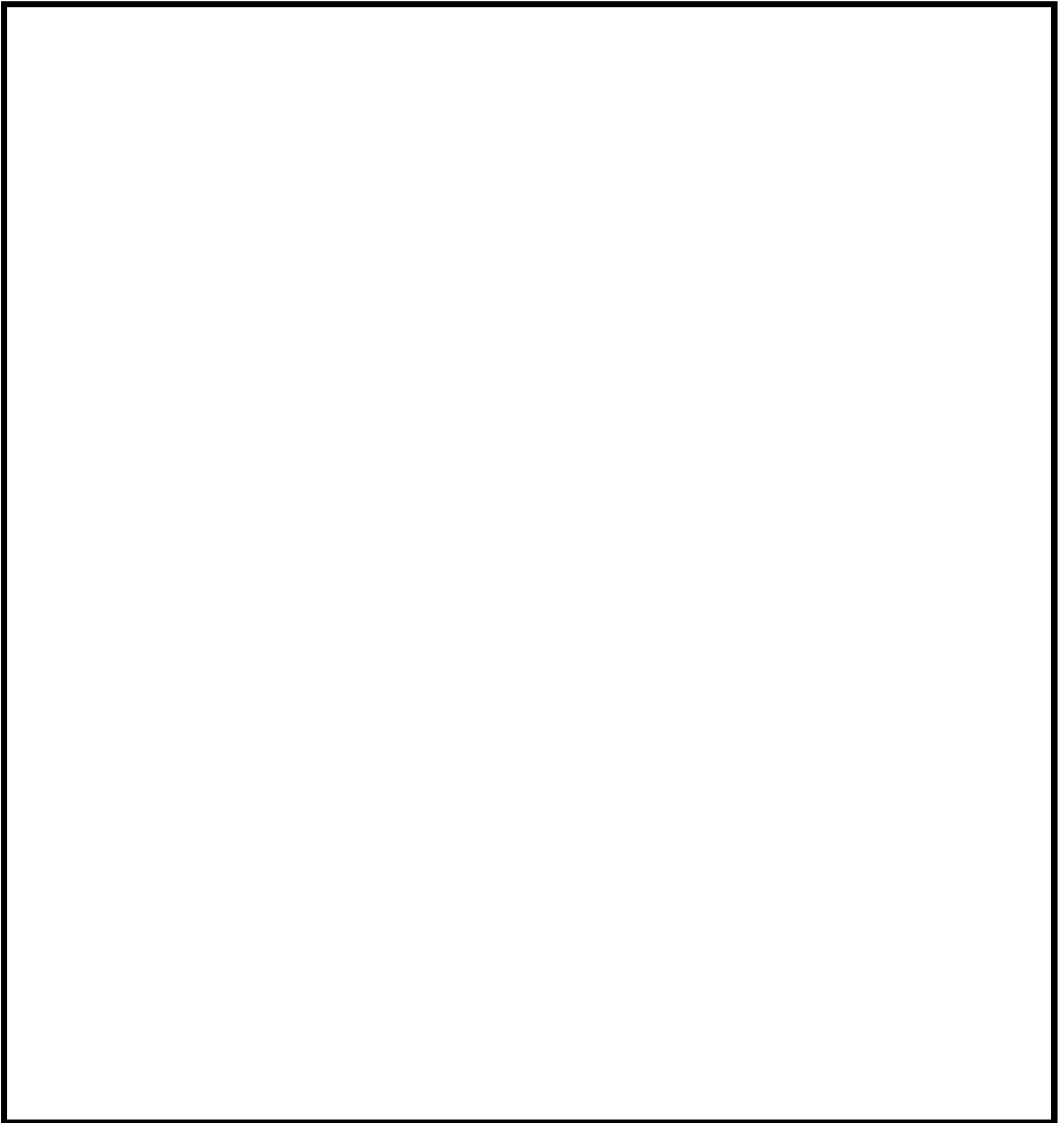


図 12 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

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。

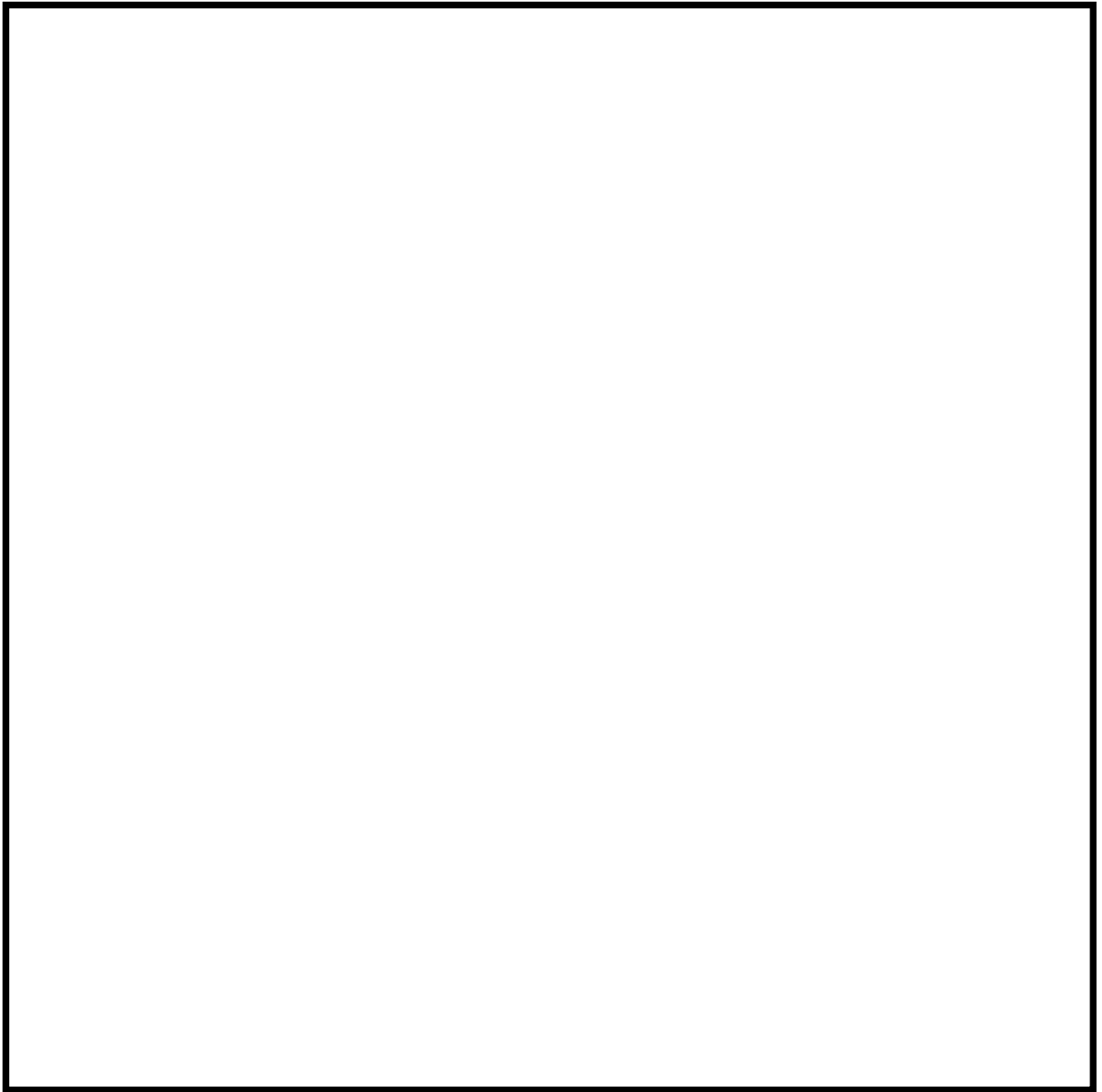


図 13 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

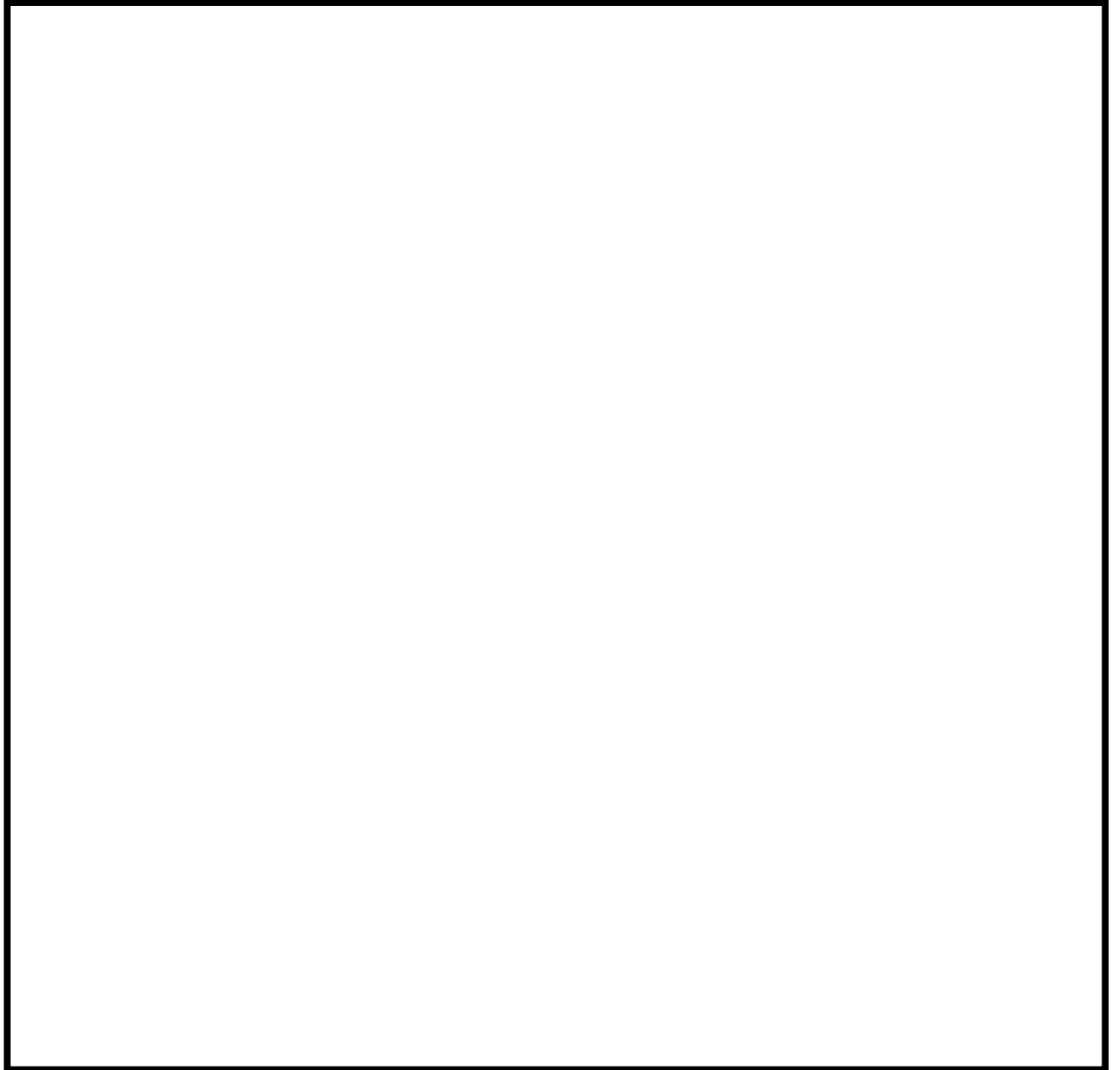


図 14 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

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。

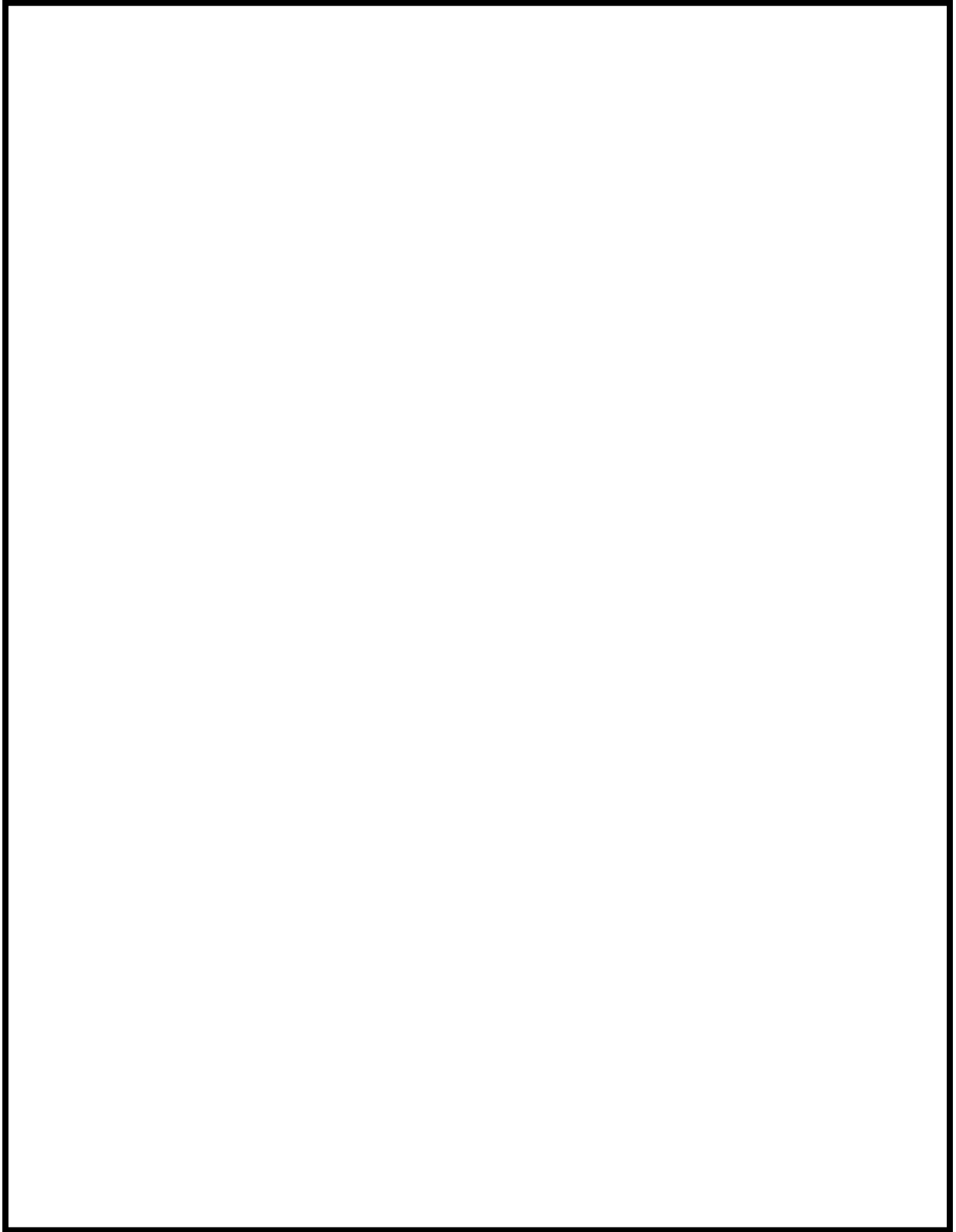


図 15 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

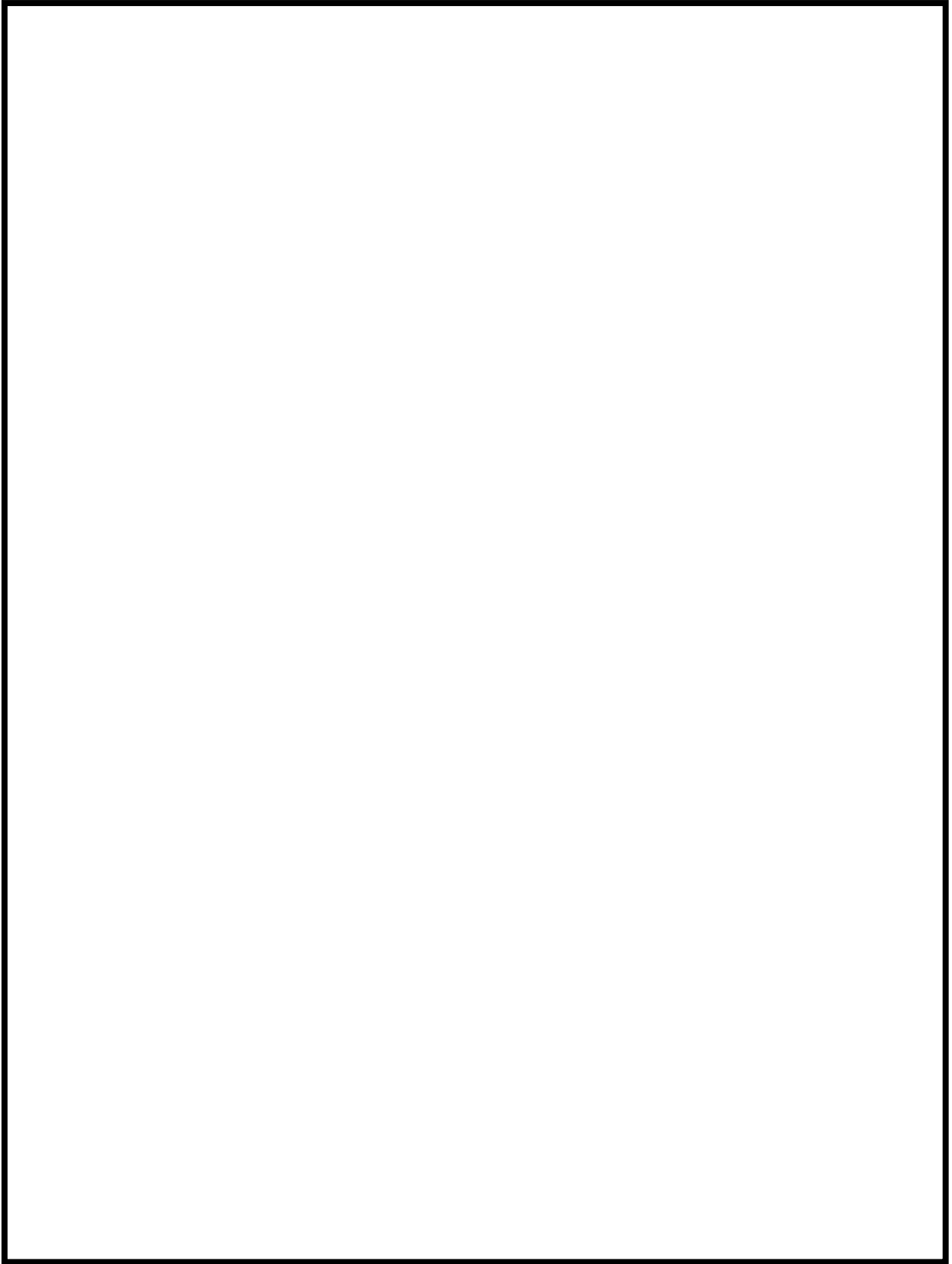


図 16 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

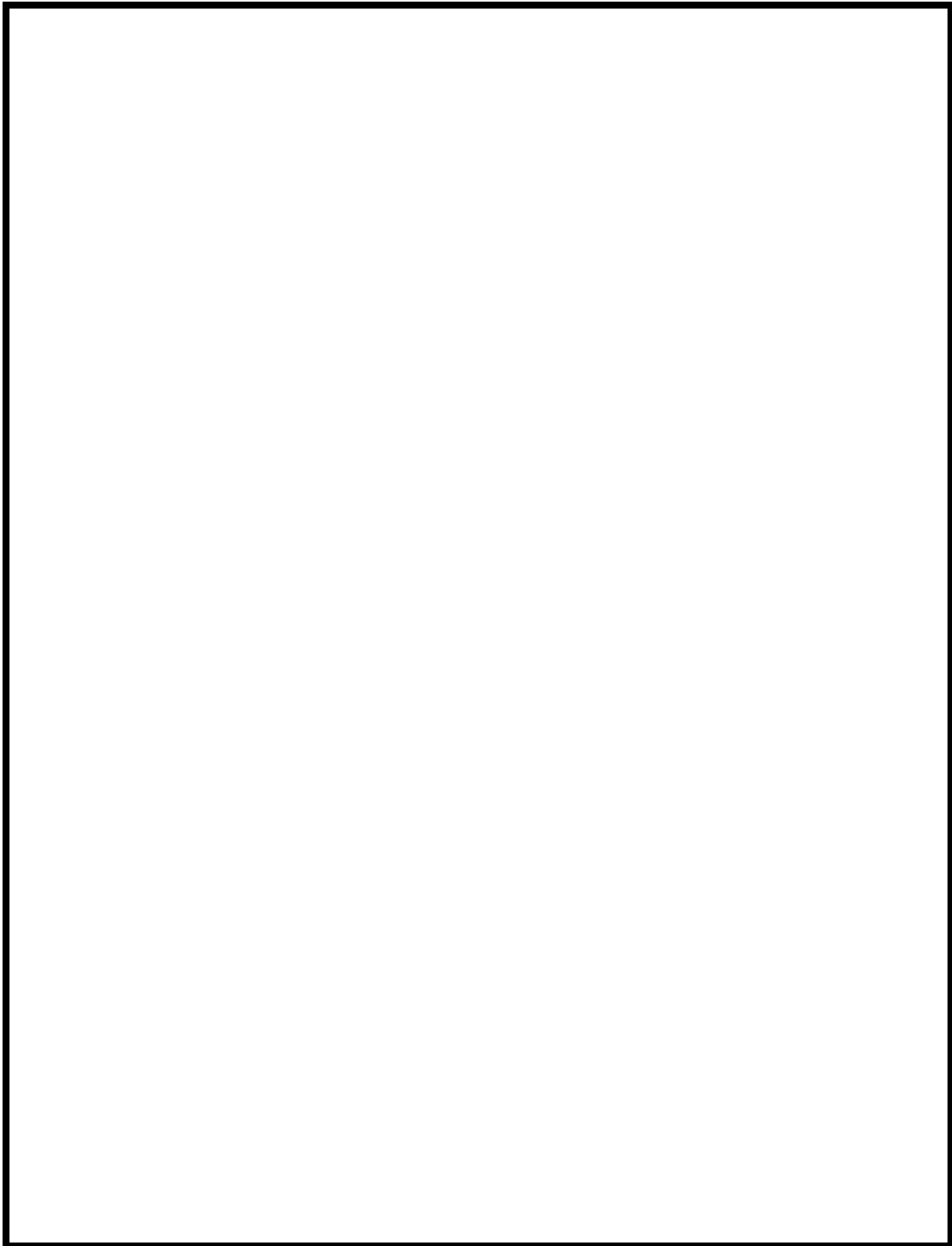


図 17 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器
（高圧窒素ガスポンベラック）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

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。

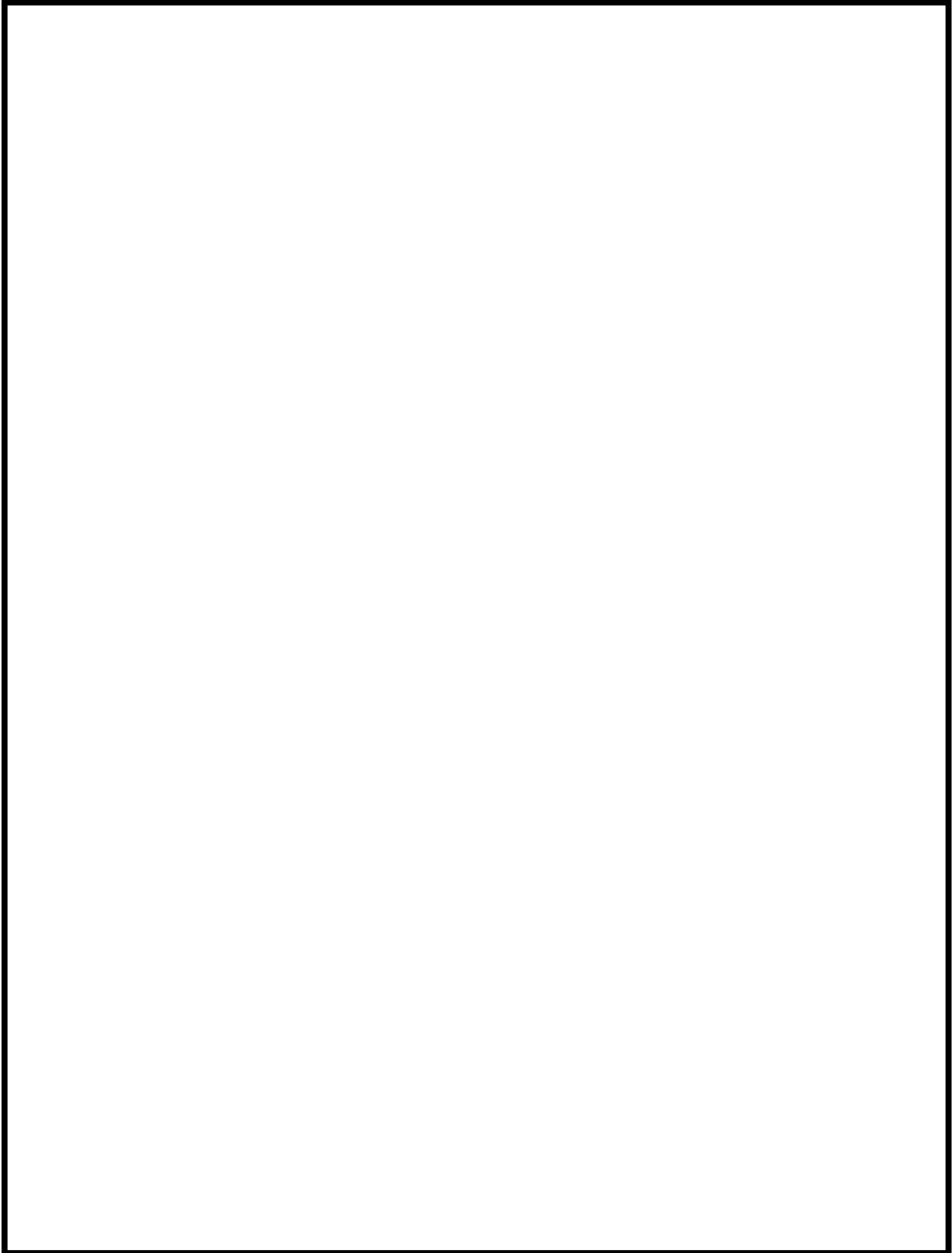


図 18 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

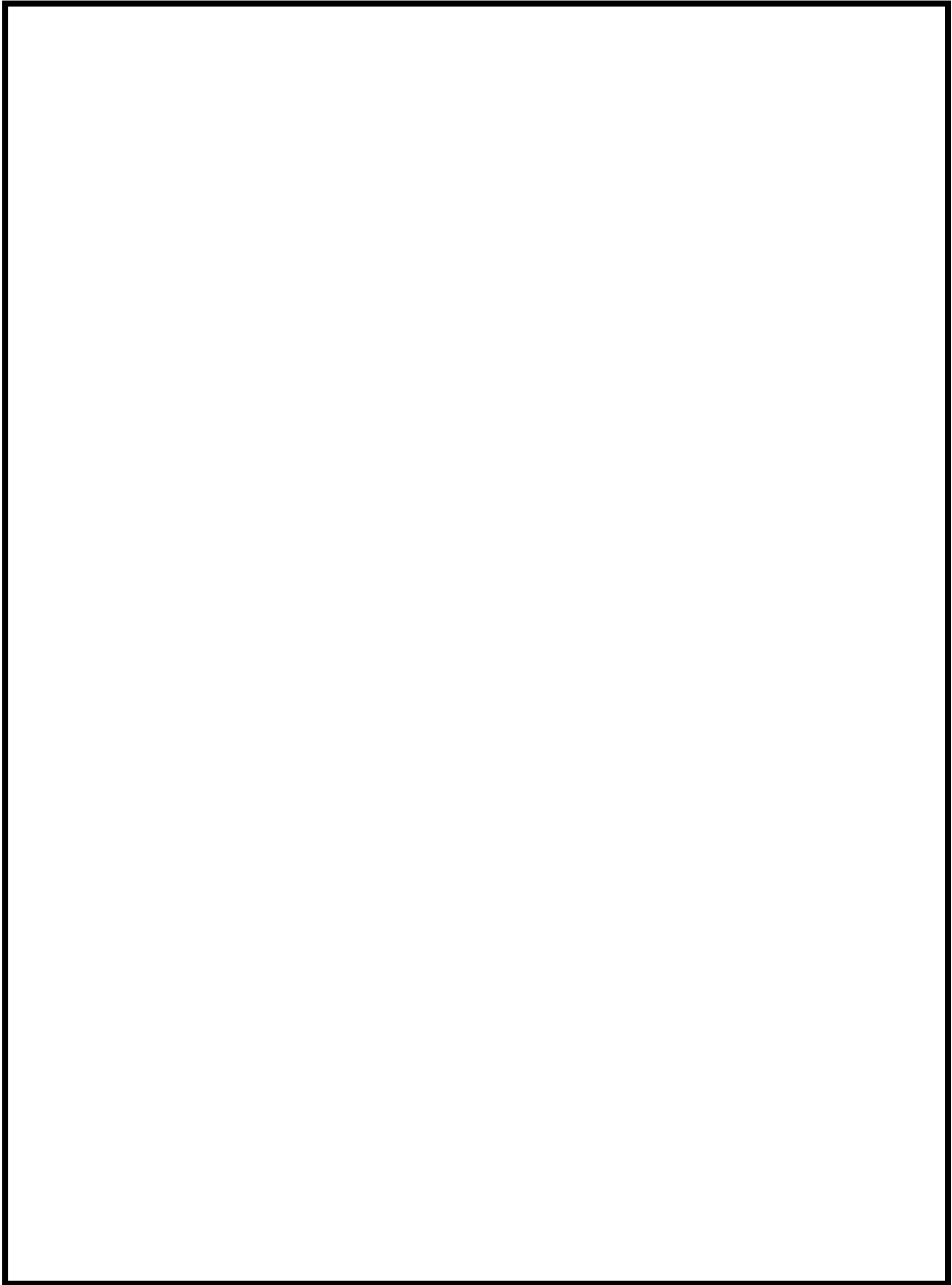


図 19 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

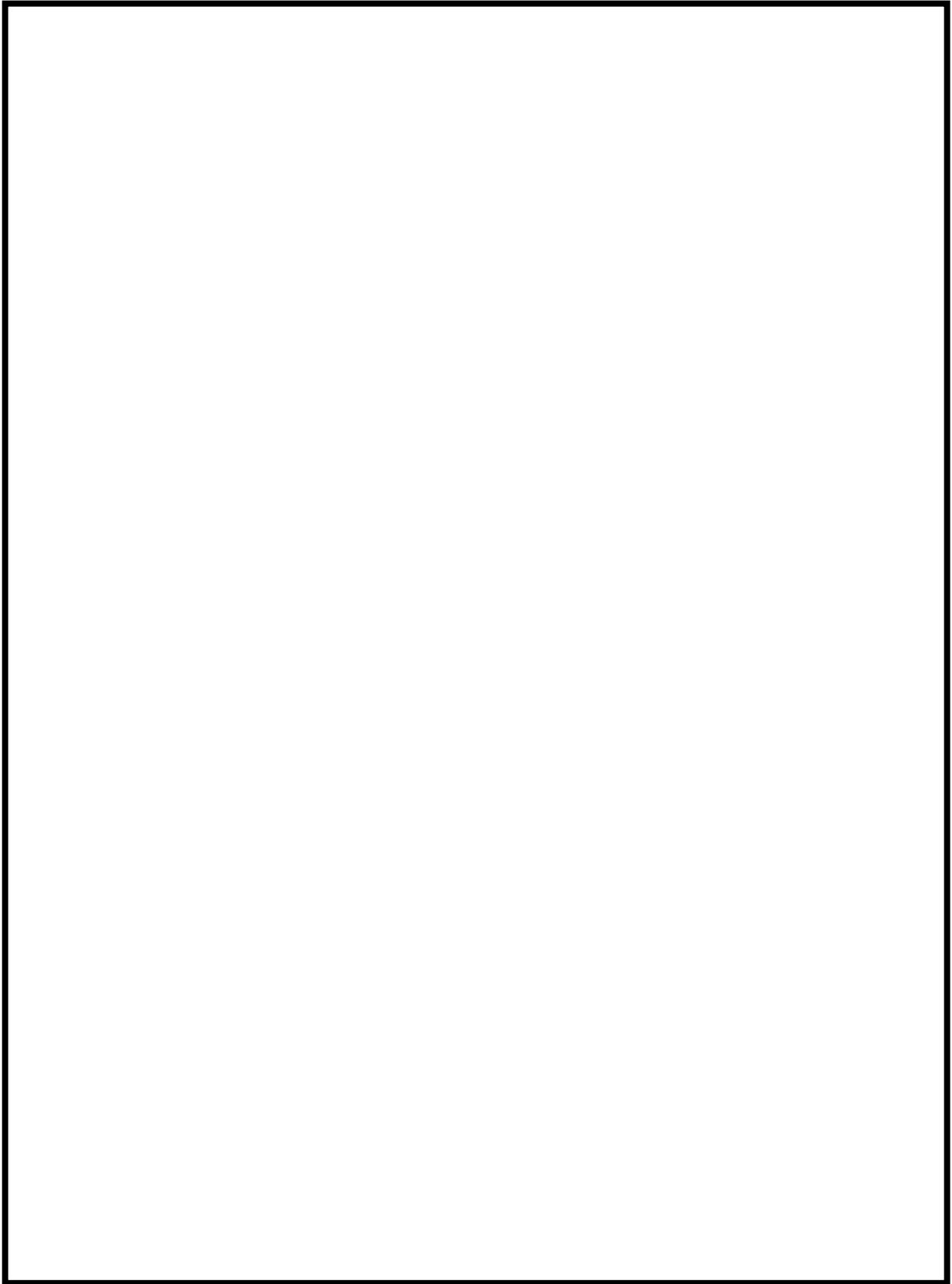


図 20 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

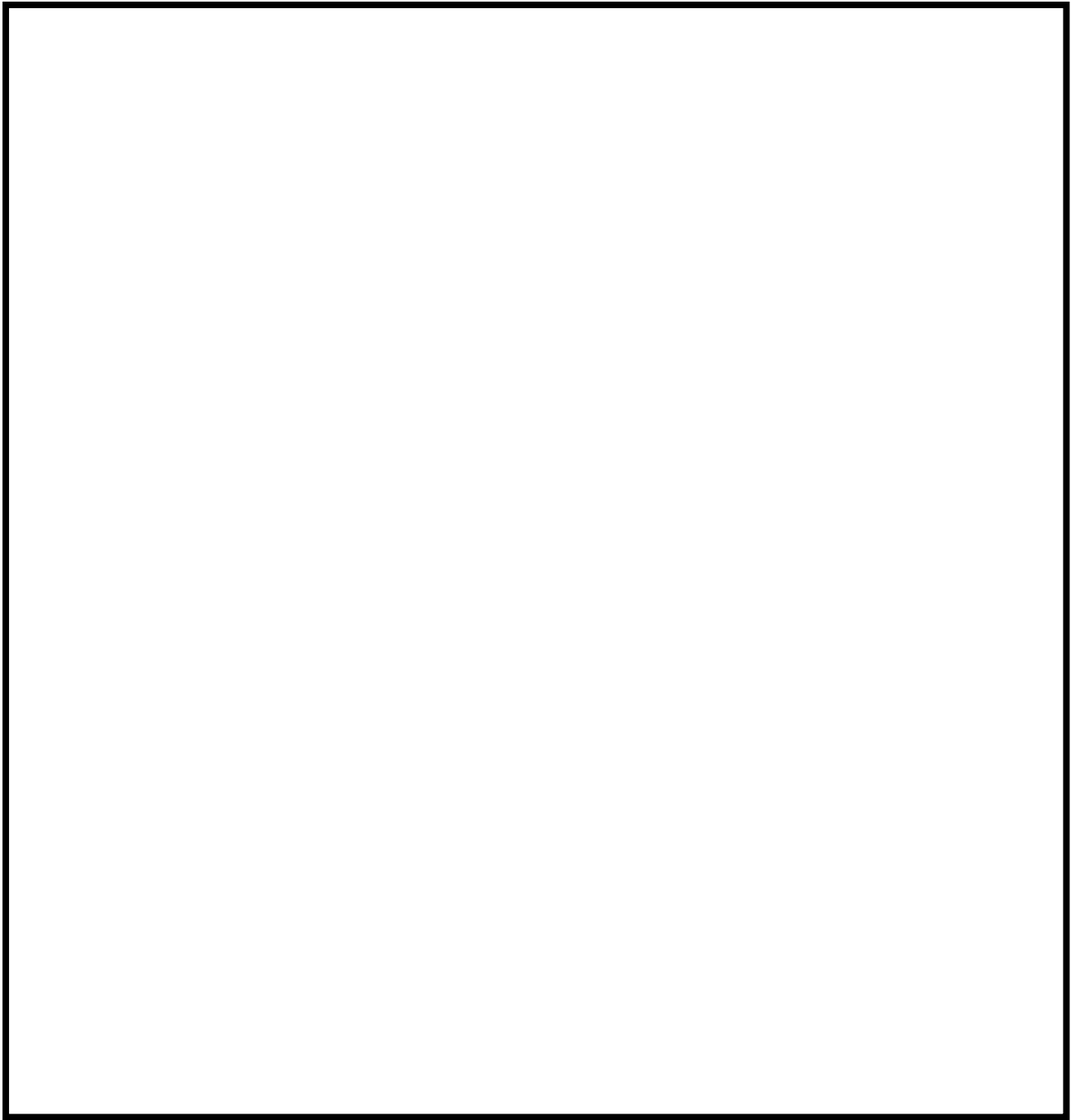


図 21 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

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。

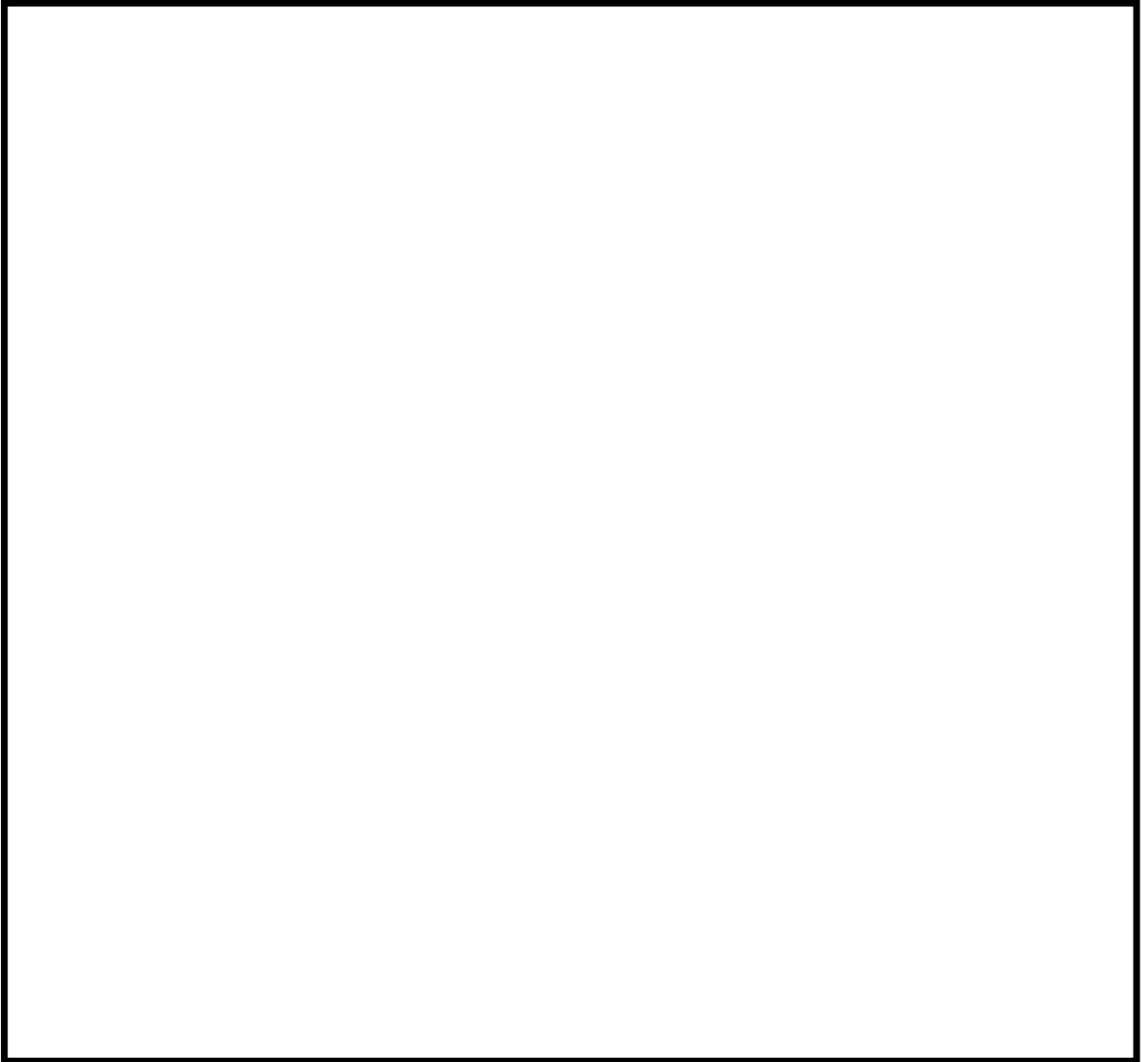


図 22 常設直流電源系統の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

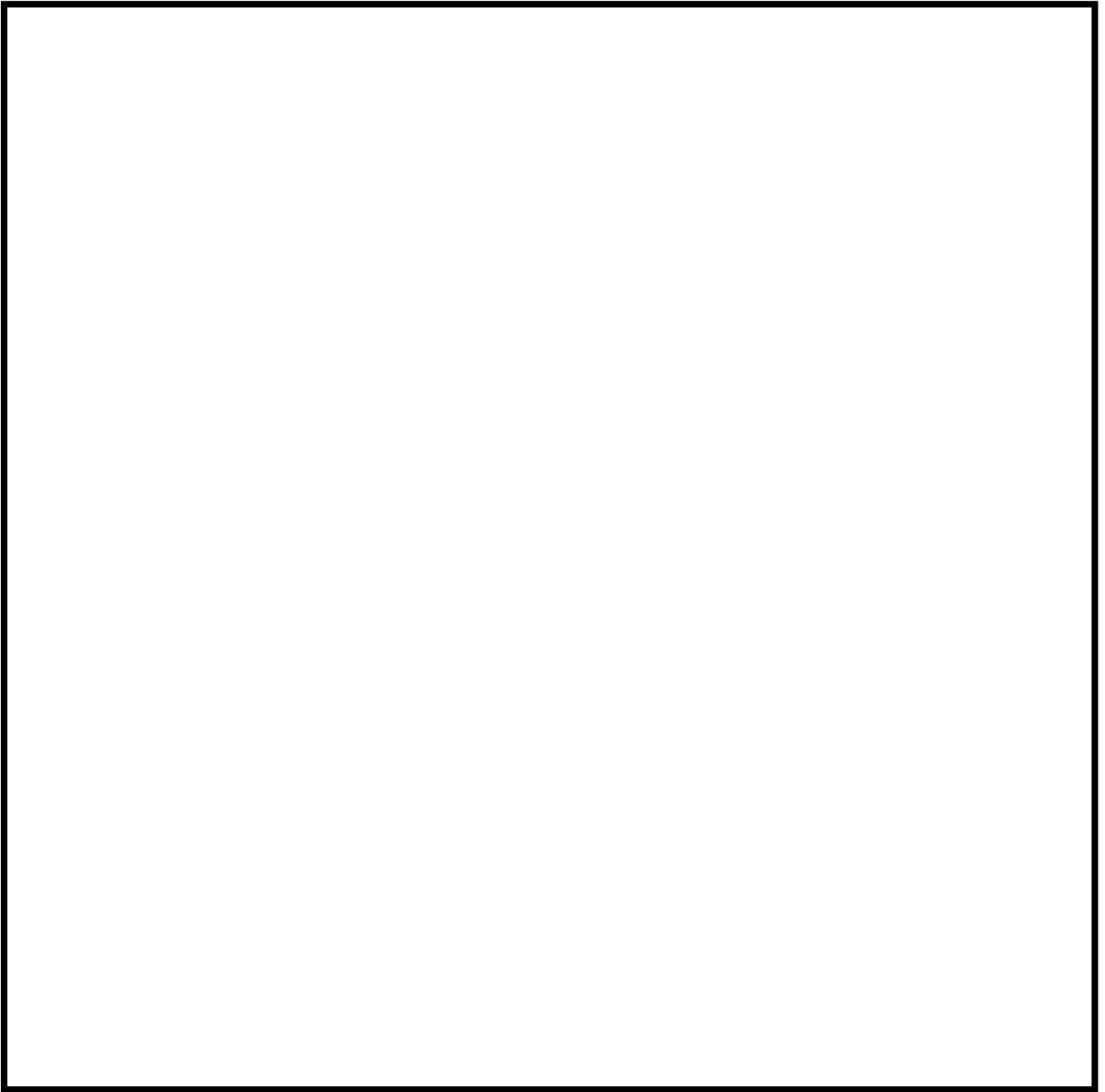


図 23 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

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。

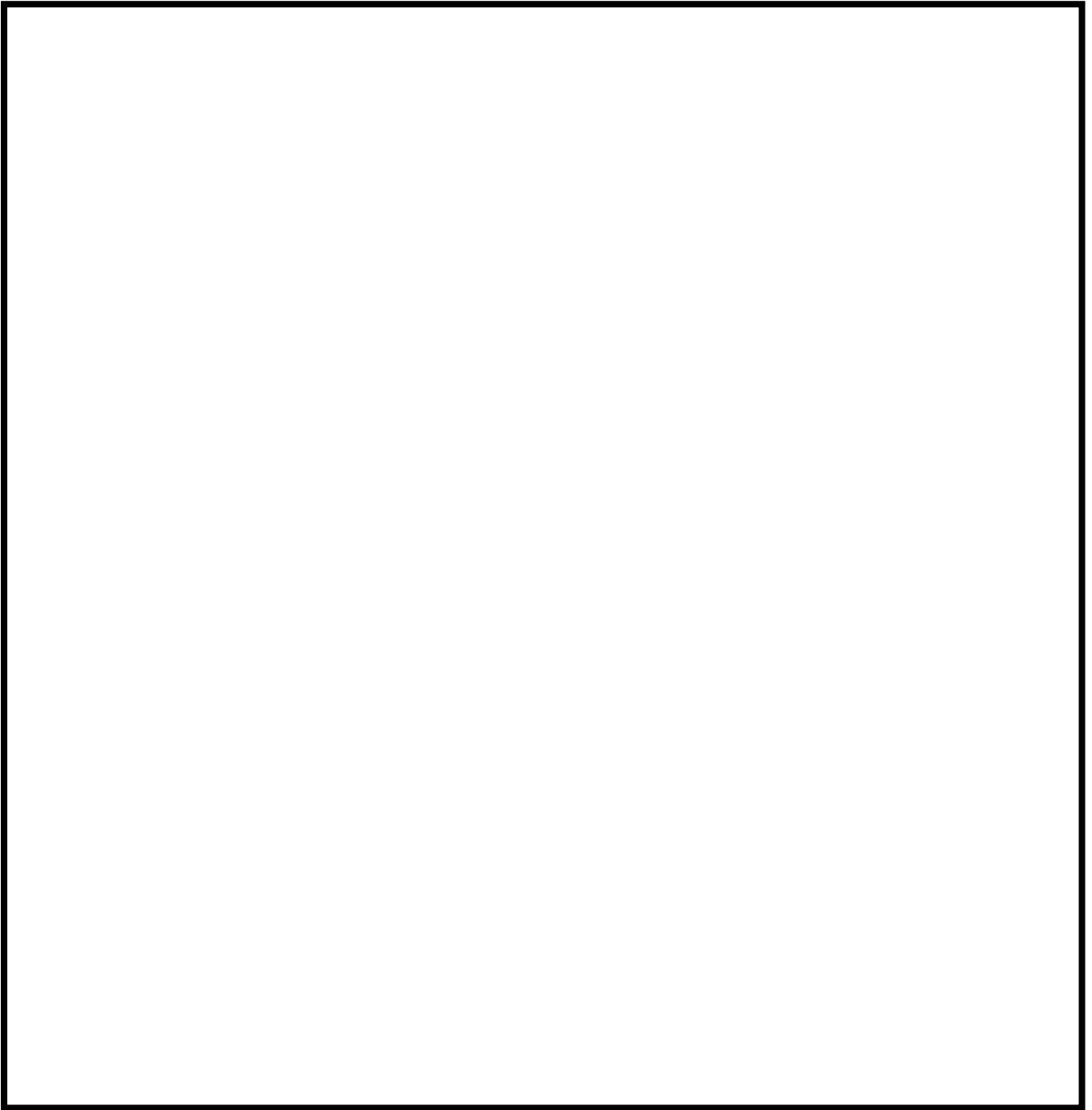


図 24 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

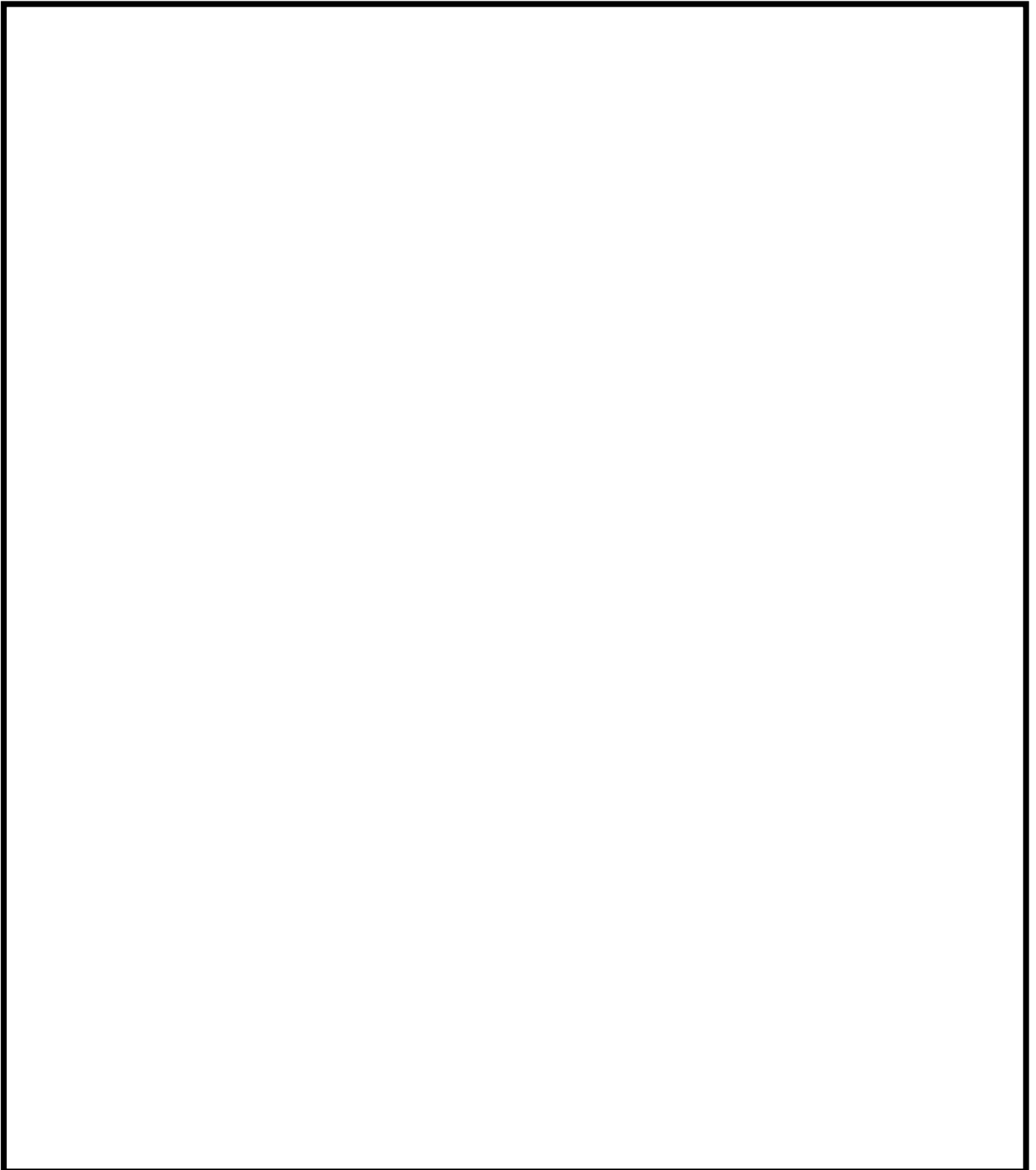


図 25 代替自動減圧機能（ロジック機能）の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

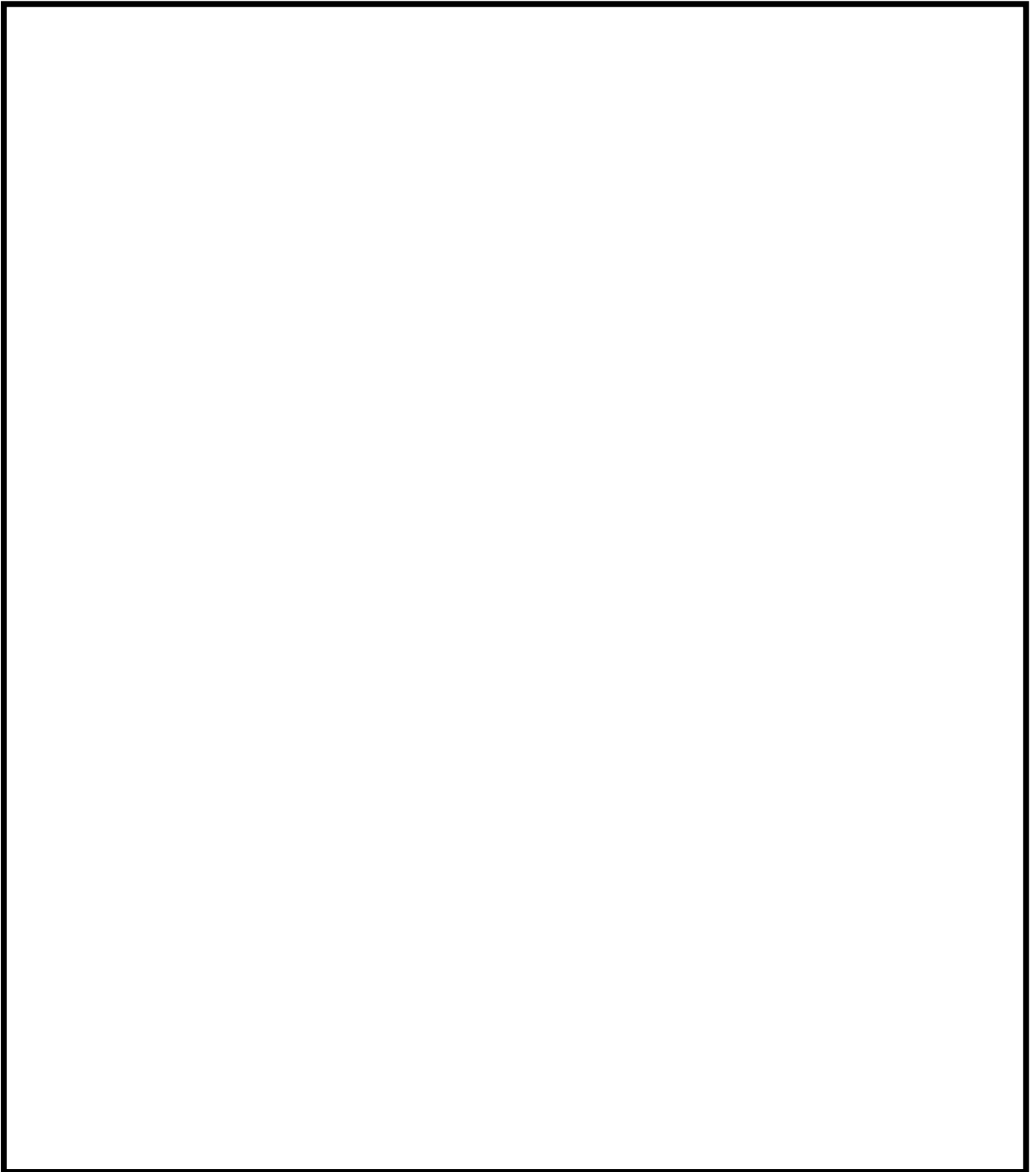


図 26 AM 用切替装置の配置図
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

46-4
系統図

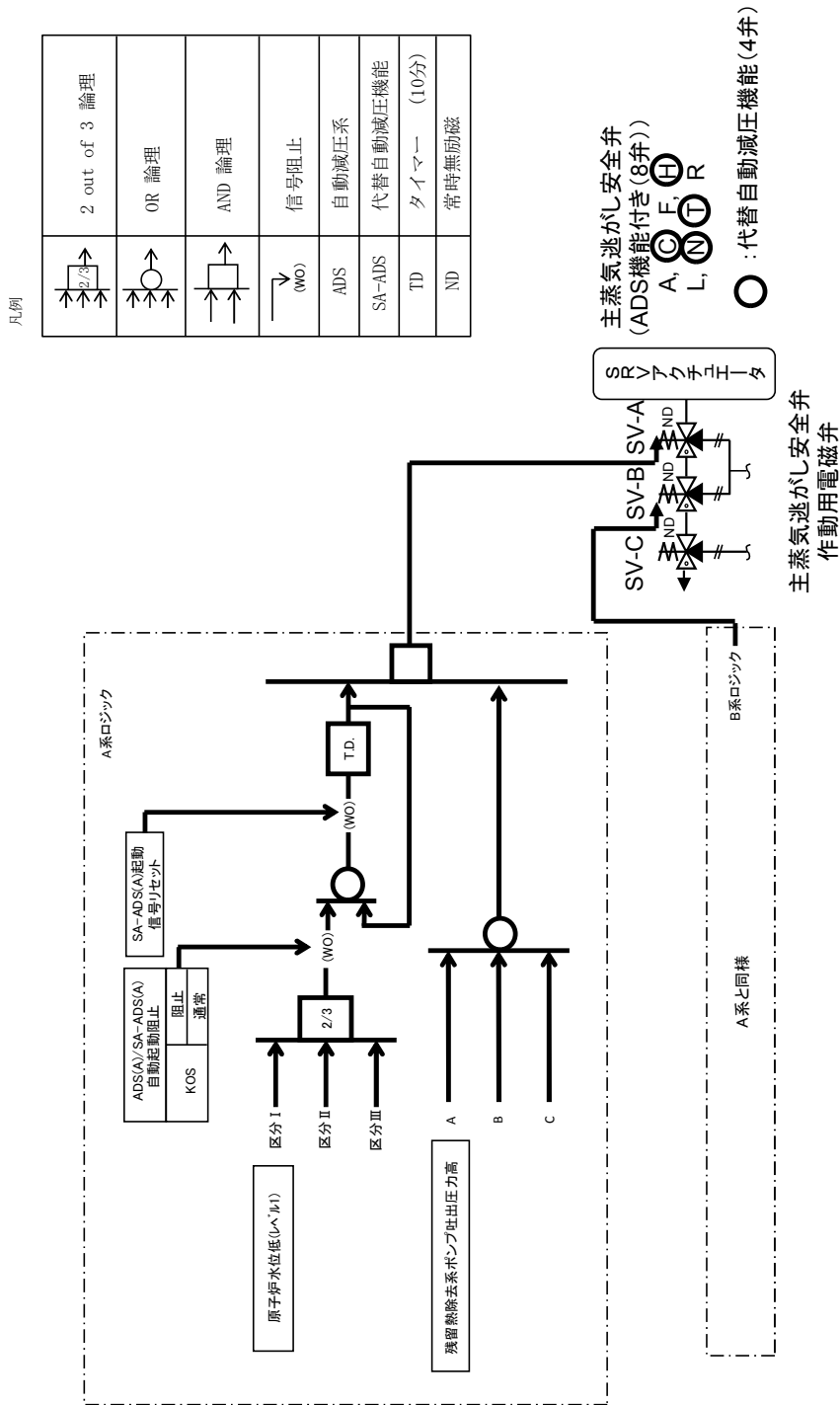


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

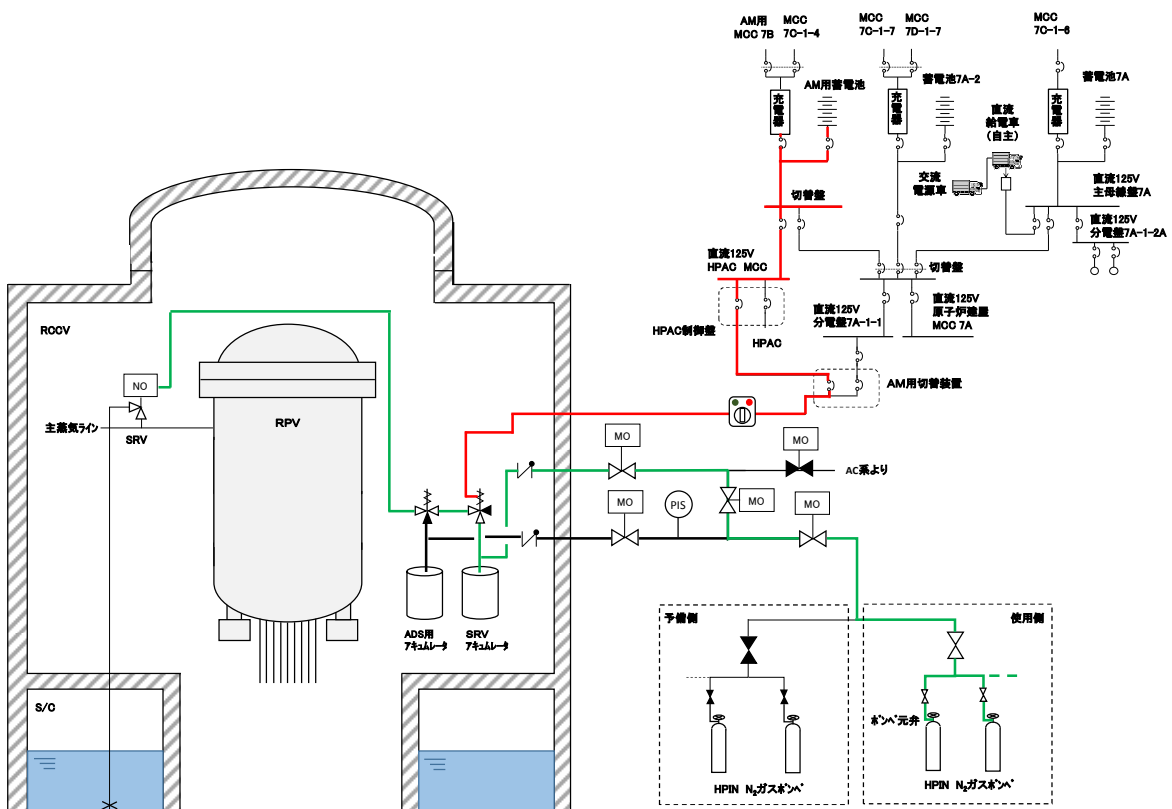


図2 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

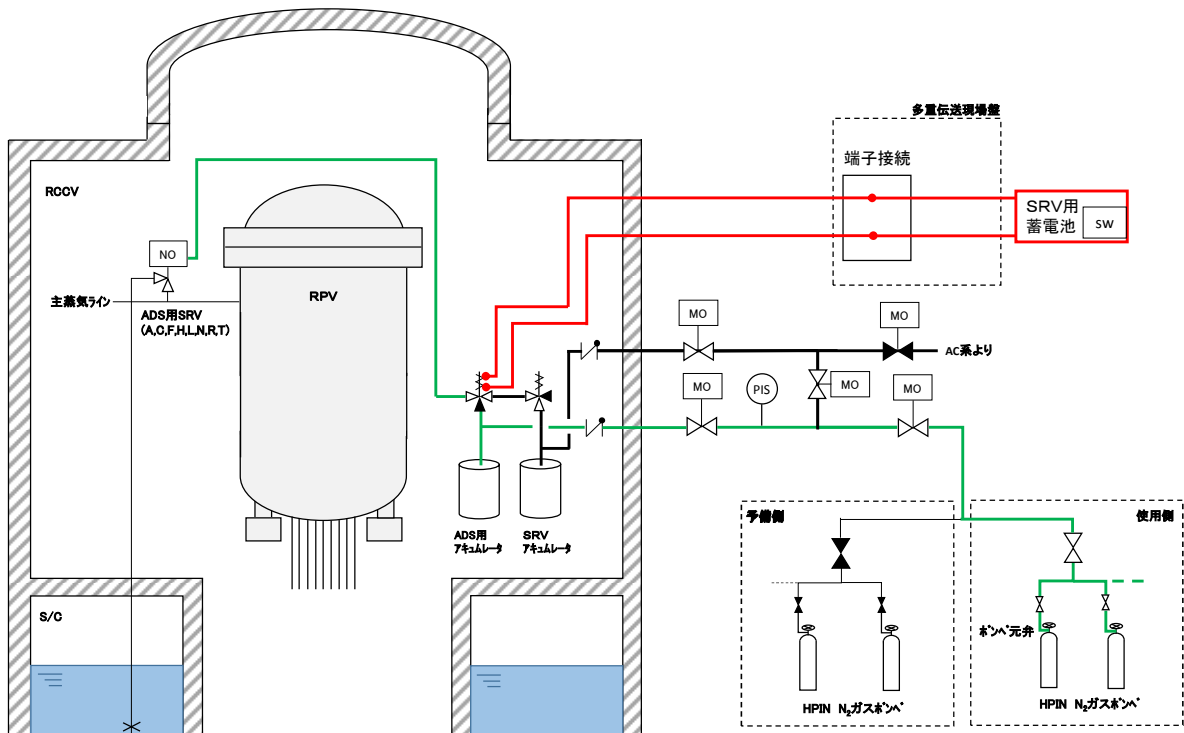


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図

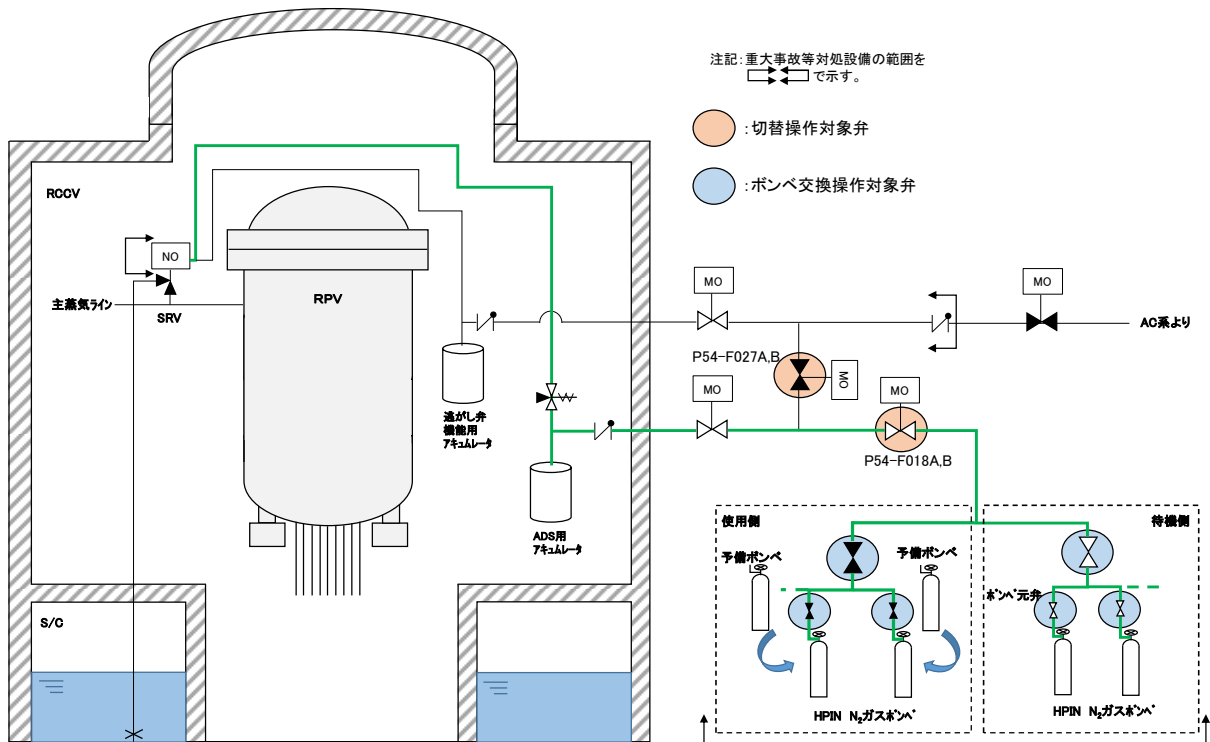


図4 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（6号炉）

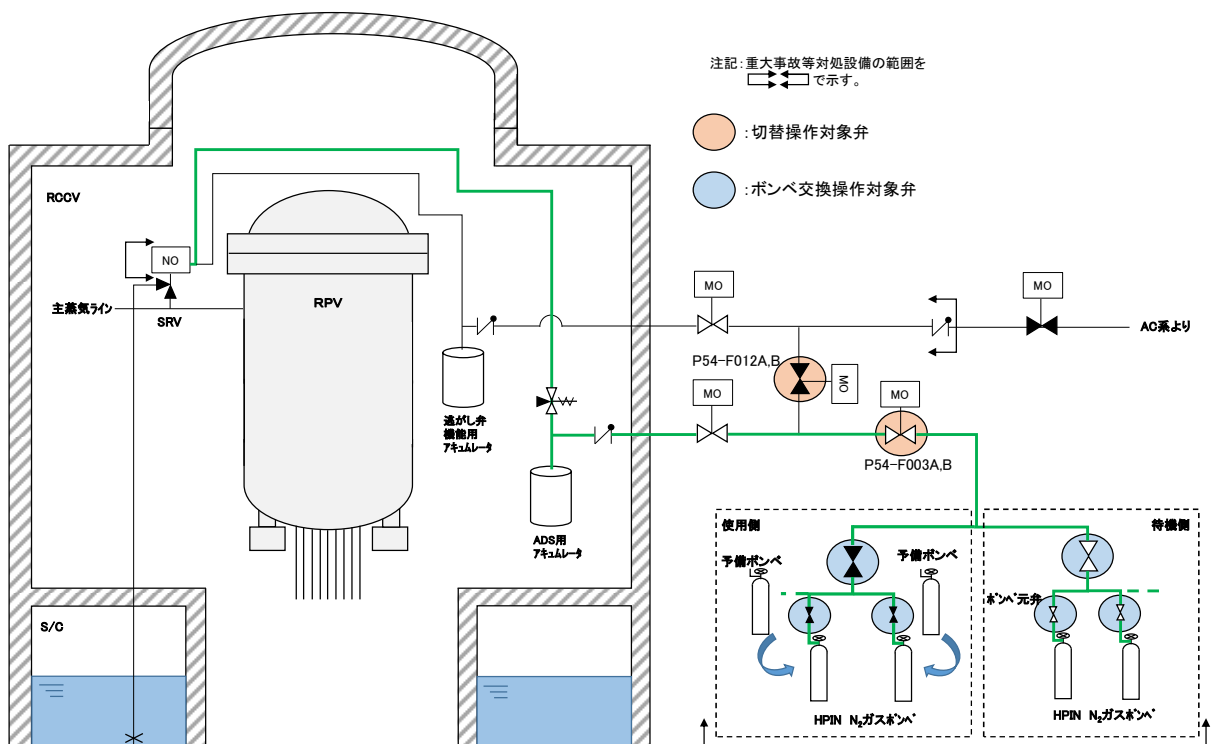


図5 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（7号炉）

表1 6号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F027A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F027B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給元弁	P54-M0-F018A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F018B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベラック元弁	P54-F017A, C	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F017B, D	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F016 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
(ボンベ元コック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
		ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外

表2 7号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F012A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F012B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	P54-M0-F003A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-M0-F003B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁	P54-F002A, C	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F002B, D	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口弁	P54-F001 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F001 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
(ポンベ元コック弁)	(B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
		ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設

46-5
試験及び検査

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材パウンダリ(クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	1	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	-	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	1	開放点検	13M	-	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 ISIプログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 ISIプログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(I, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その2)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
	圧カスライツァ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(I, O, Q除く)	A	外観点検	1C	-	定検停止中
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁 18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	-	定検停止中

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

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：K6-10-8-B-R

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：安全弁検査（その2）
要領書番号：K6-9-152-C-R2

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

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号：K6-9-9-B-M

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

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K6-10-10-B-R

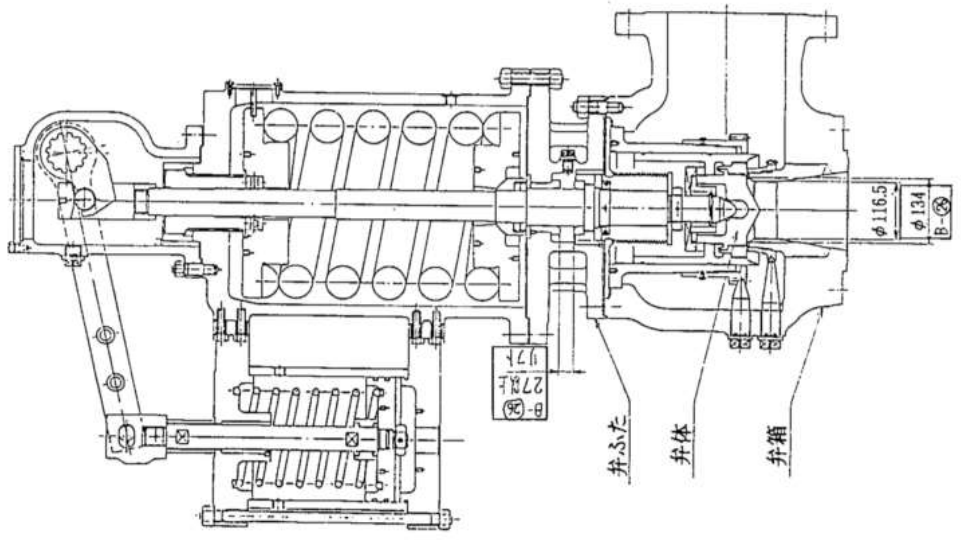
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：自動減圧系機能検査

要領書番号：K6-10-32-A-運

名称	種類	主器寸法 (呼び径A)	材料 (弁箱)	個数	取付箇所
主蒸気逃がし安全弁	平衡型	150	SCPH2	18	原子炉格納容器内



0463 -001

第2回工事計画認可申請	第2-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	
名称	主蒸気逃がし安全弁構造図

図1 主蒸気逃がし安全弁 構造図

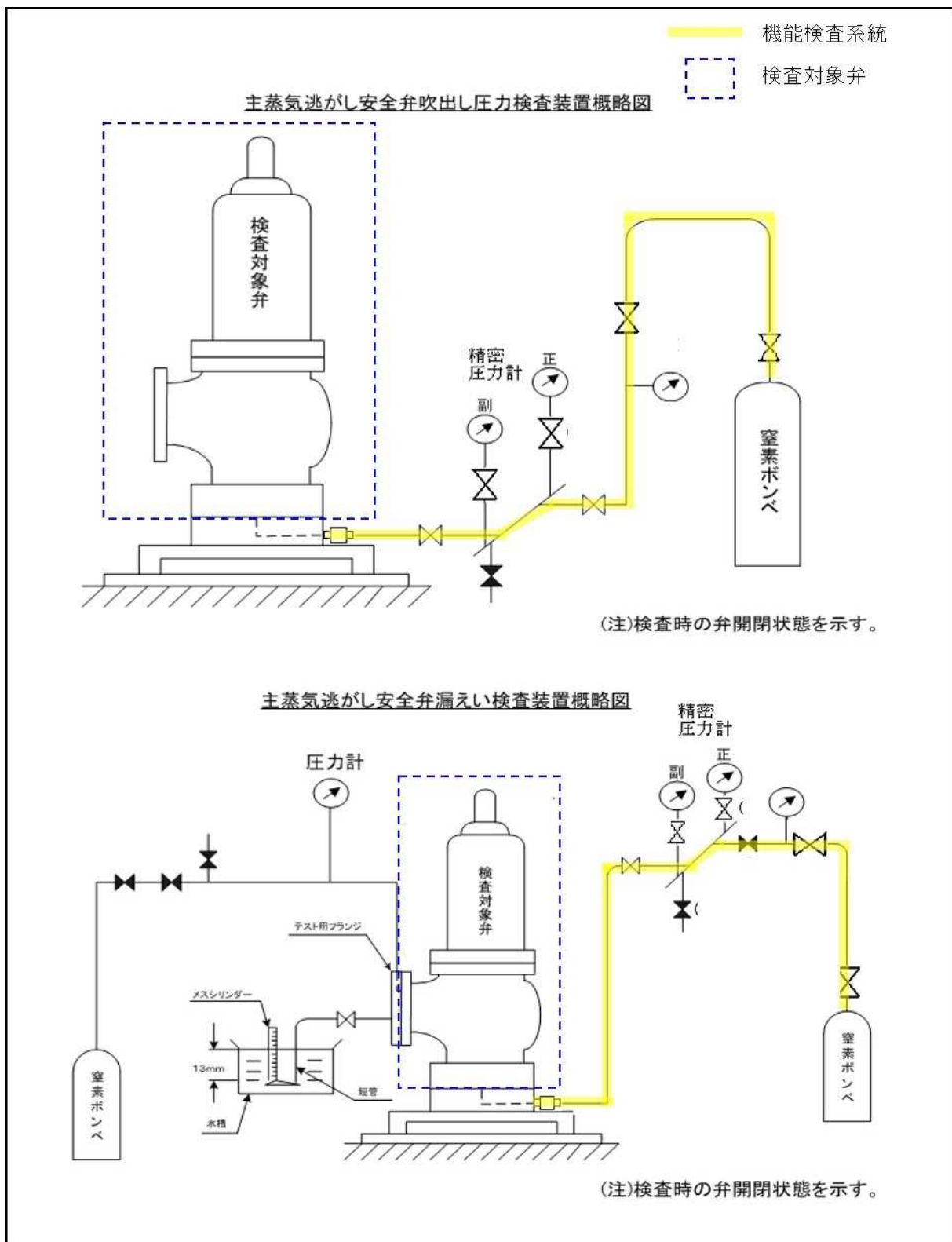


図 2 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材バウンダリ (クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	A	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器、原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	—	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	A	開放点検	1C	—	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 1S1プログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 1S1プログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(1, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その1)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
圧力スイッチ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中	
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(1, O, Q除く)	A	外観点検	1C	—	定検停止中	
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	—	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10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：K7-10-8-B-R

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：安全弁検査（その1）
要領書番号：K7-9-152-C-R

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号 : K7-10-9-B-M

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

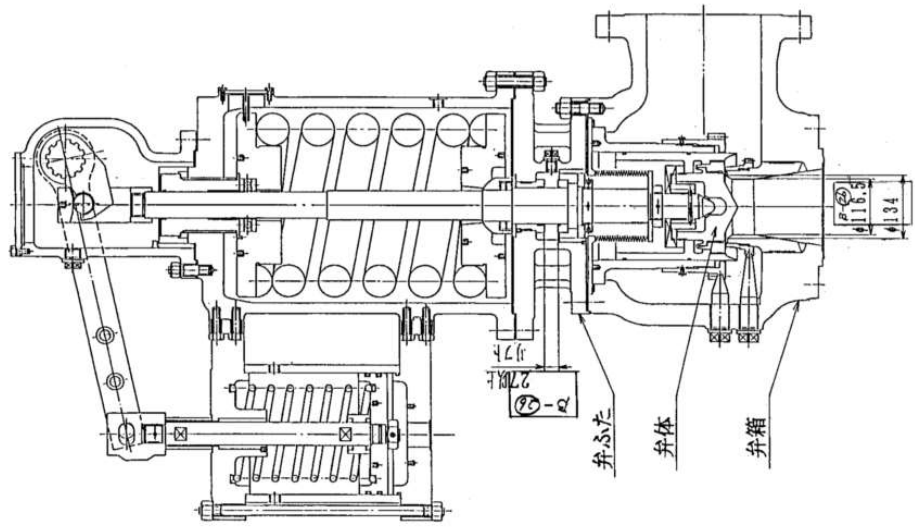
設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K7-10-10-B-R

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

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：自動減圧系機能検査
要領書番号：K7-10-32-A-運

986・ECO・2N

名称	種類	主要寸法 (呼び径A)	材料(弁箱)	個数	取付箇所
主蒸気逃がし安全弁	平衡型	150	SCPH2	18	原子炉格納容器内



配管よりフランジを切り離すことにより弁の分解点検が可能

0455 - 001

第2回工事計画認可申請 第2-1-4図	
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	主蒸気逃がし安全弁構造図
NRMS SIAHIG N2-003-986 P.203	

図3 主蒸気逃がし安全弁 構造図

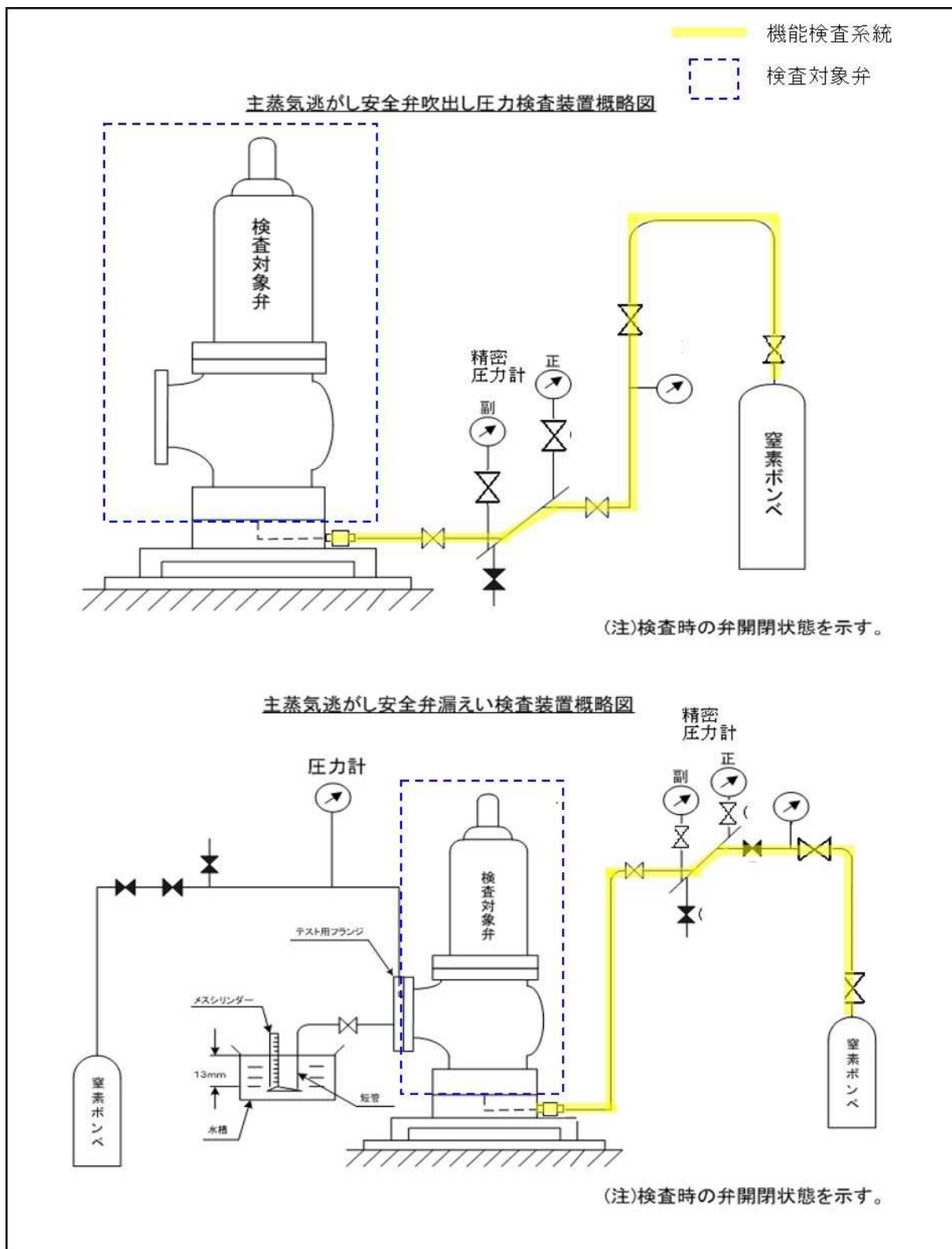


図 4 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

代替自動減圧機能の試験・検査

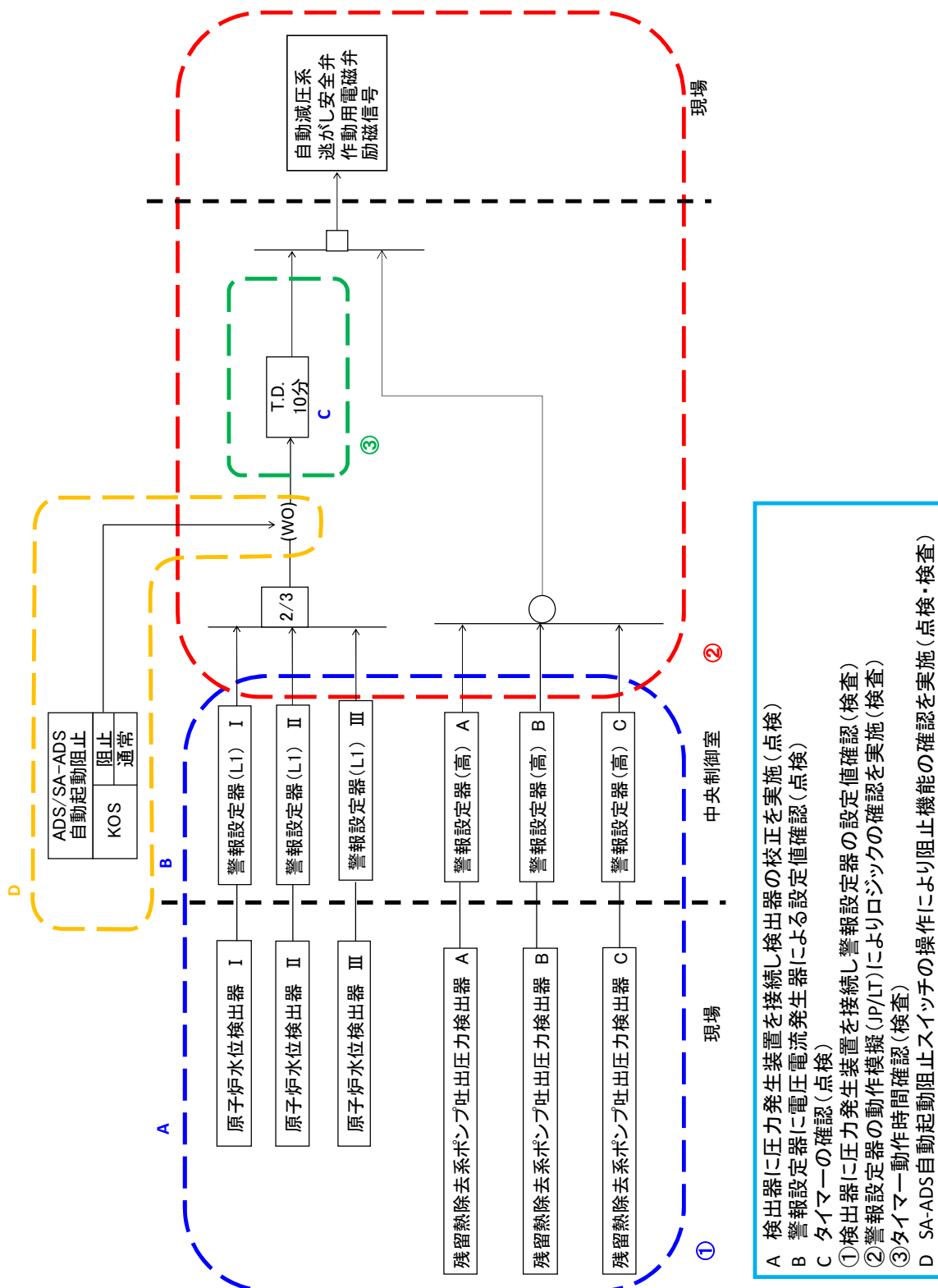


図 5 代替自動減圧機能の試験及び検査

- A 検出器に圧力発生装置を接続し検出器の校正を実施(点検)
- B 警告設定器に電圧電流発生器による設定値確認(点検)
- C タイマーの確認(点検)
- ①検出器に圧力発生装置を接続し警告設定器の設定値確認(検査)
- ②警告設定器の動作模擬(JP/LT)によりロジックの確認を実施(検査)
- ③タイマー動作時間確認(検査)
- D SA-ADS自動起動阻止スイッチの操作により阻止機能の確認を実施(点検・検査)

代替自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

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

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

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

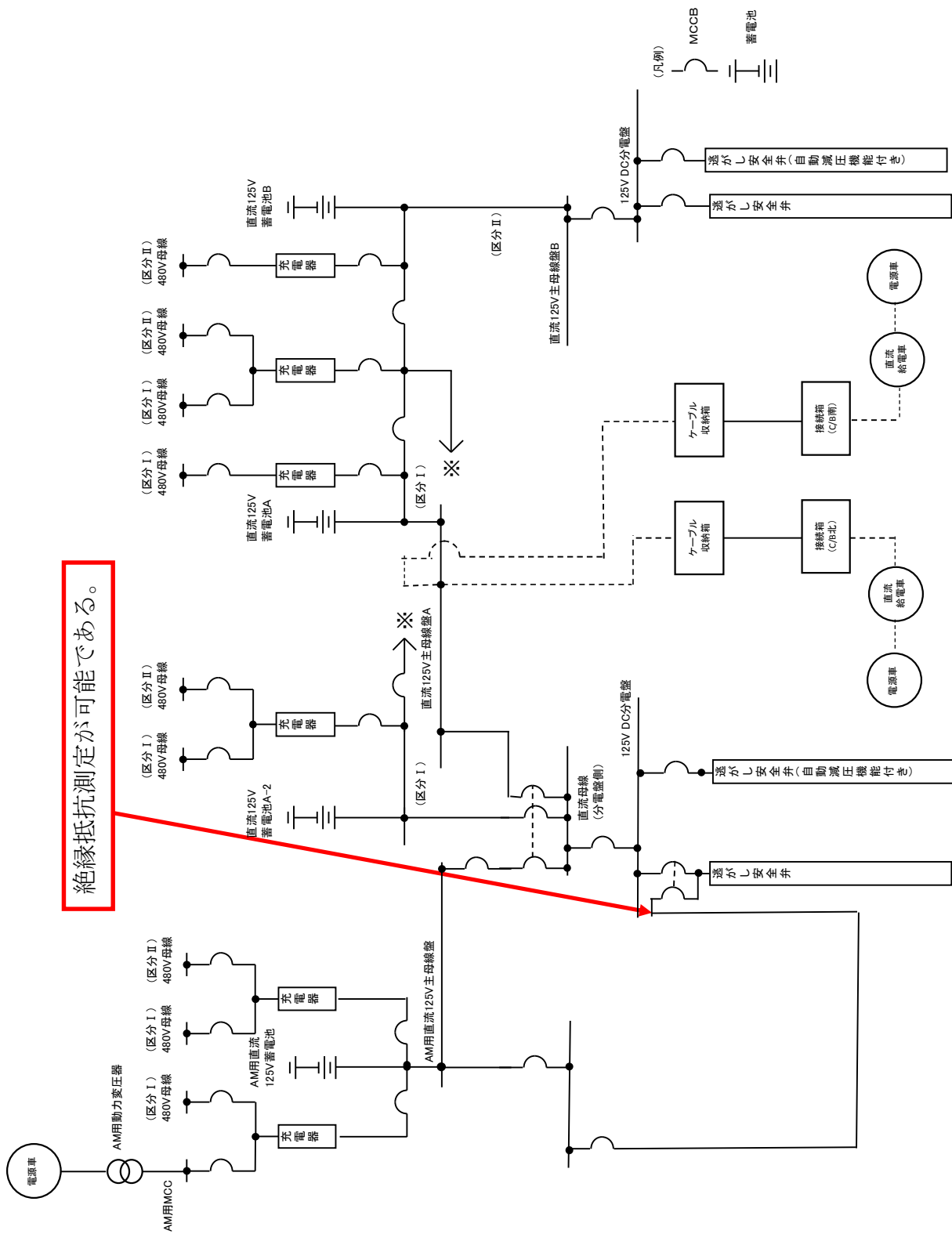
第十二条解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8—1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性及び多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある為、停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8—2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8—3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

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

*46-12 参考資料参照

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



絶縁抵抗測定が可能である。

図6 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (6号炉)

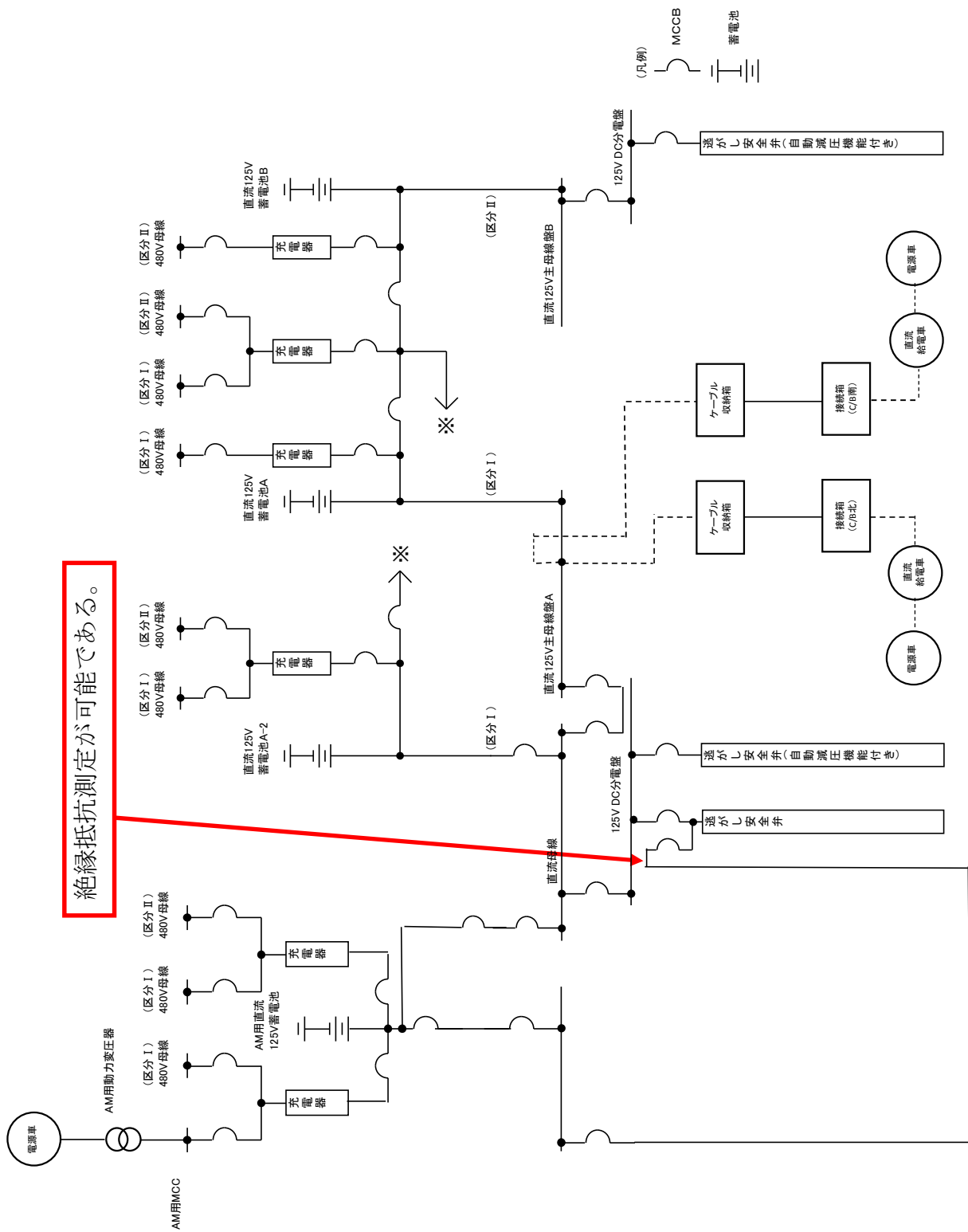


図7 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (7号炉)

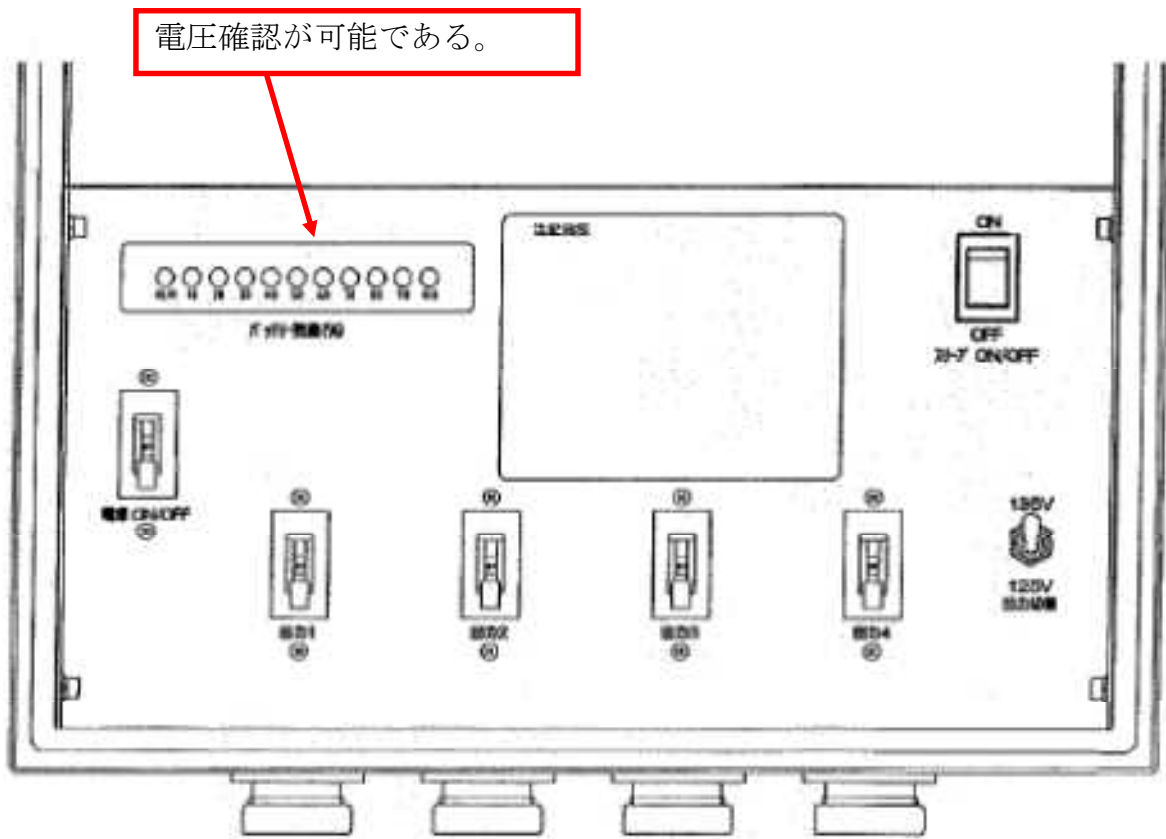
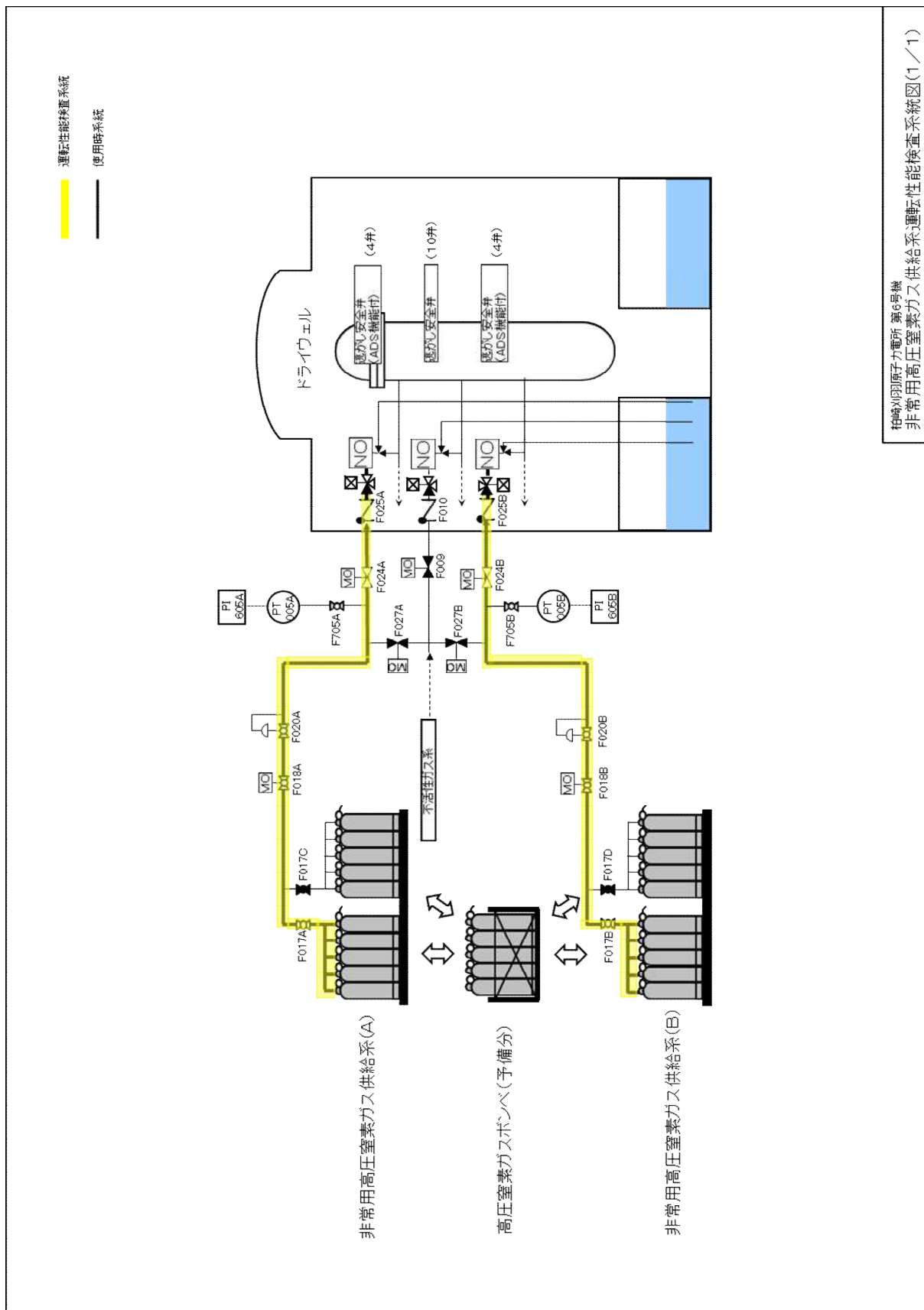
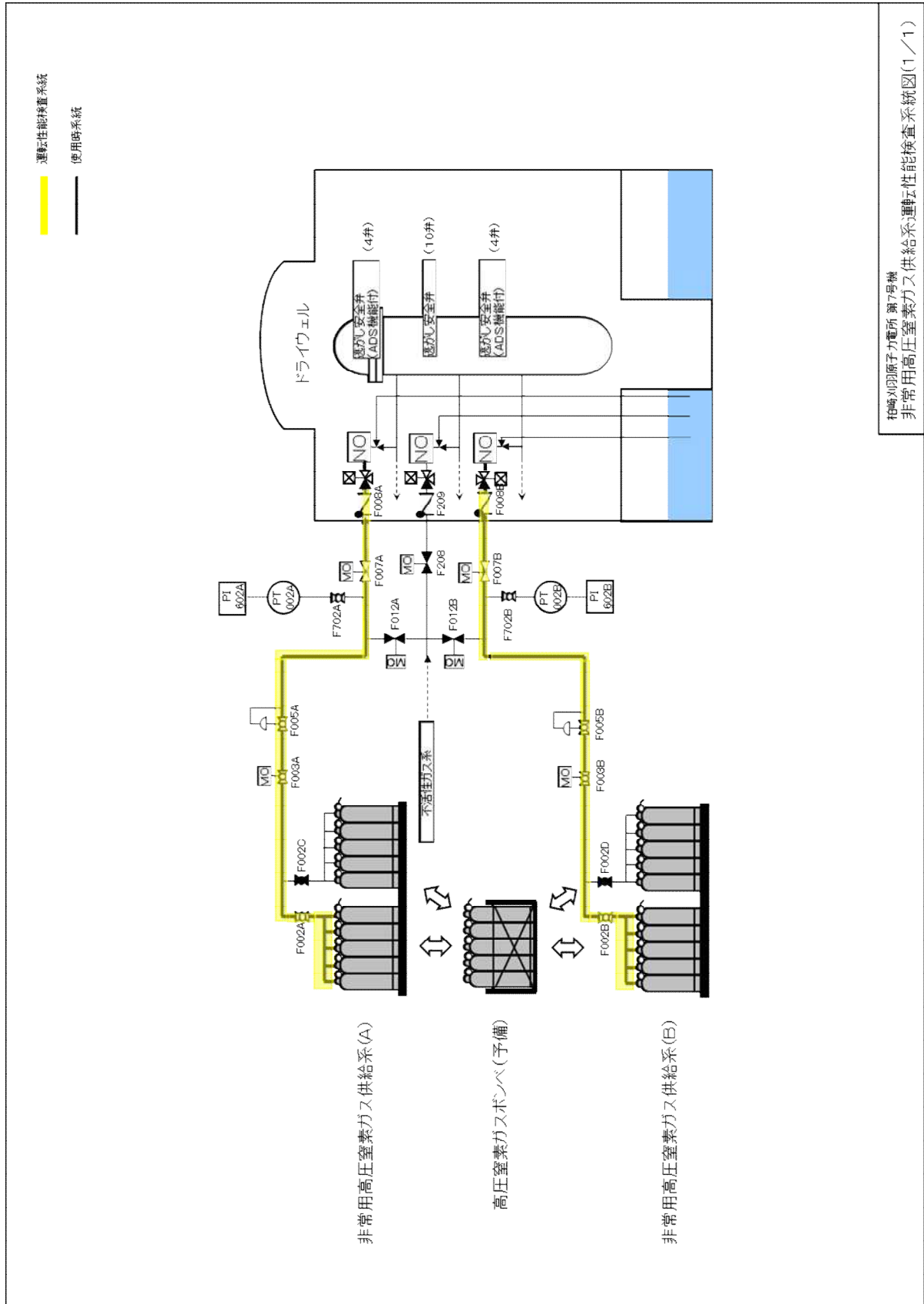


図 8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
非常用高圧窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図 9 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（6号炉）



種崎川原子力発電所 7号炉
非常用高压窒素ガス供給系、運転性能検査系統図(1/1)

図 10 高压窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（7号炉）

46-6
容量設定根拠

・逃がし安全弁

名 称		逃がし安全弁
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

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

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

・逃がし弁機能

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

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)
逃がし 弁機能	1	363
	1	367
	4	370
	4	373
	4	377
	4	380

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

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

・逃がし安全弁機能用アキュムレータ

名 称		逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	L/個	□ 以上(注 1), (15(注 2))
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設 定 根 拠】

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

1. 容量

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

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

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

$$\begin{aligned}
 V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\
 P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\
 P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c
 \end{aligned}$$

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

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

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

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.523} \quad (0.523 : \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}})$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 = 1.433

(保守的に 0°C, 1.5MPa を考慮)

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

=

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

= 1.231

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

=

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\frac{\text{}}{(1.231)}^{1/1.433}}{1 - \frac{\text{}}{(1.231)}^{1/1.433}} \times 10 = \text{} = \text{} \ell$$

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

2. 最高使用圧力

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

3. 最高使用温度

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171°C とする。

・自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		自動減圧機能用アキュムレータ
容量	L/個	<input style="width: 30px;" type="text"/> 以上(注 1), (200(注 2))
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。18 個の逃がし安全弁のうち 8 個に自動減圧機能を持たせるため、自動減圧機能用アキュムレータも 8 個設置する。

1. 容量

自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

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

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 = 1.433
(保守的に 0℃, 1.5MPa を考慮)

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

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) = 1.231

上記の式及び値により逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{10}{\frac{1}{(1.231)^{1.433}} - 1} \cdot \text{} = \text{} \text{ L}$$

上記から、自動減圧機能用アキュムレータの容量（要求値）は□□ℓ/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして200ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ1.77MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて171℃とする。

・代替自動減圧機能

名 称	原子炉水位低 (レベル1)
保護目的 / 機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損 (炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。) を防止するため、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm以上

【設定根拠】

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

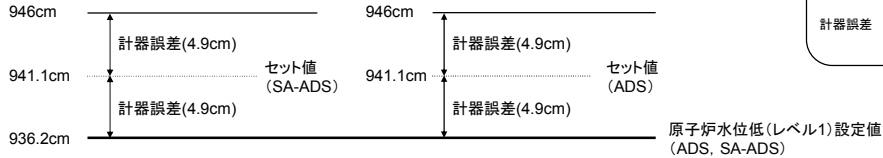
注記* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1,224 cm下

<補足>

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

<参考>

【6号炉】



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

【7号炉】

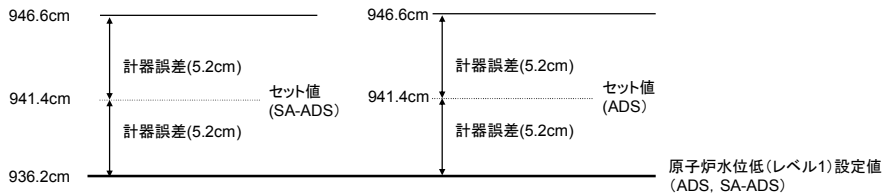


図1 原子炉水位低 (レベル1) 設定値の概要図

・逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個 数	個	2 (予備 1)
容 量	Wh/個	2072
<p>【設定根拠】 常設直流電源が喪失した場合，逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能なように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。</p> <p>1. 容量 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。 逃がし安全弁を動作させるために必要な容量は，直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。</p> $C = \frac{P_1 \times 2 \times t}{\eta} + P_2$ <p>ここで C :24時間での必要容量[Wh] P₁: 逃がし安全弁用電磁弁(1個)の消費電力[Wh] = 30 P₂: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池内部消費電力[Wh] = 45 t : 逃がし安全弁用電磁弁への給電時間[h] = 24 η : DC/DCコンバータ変換効率 = 0.8</p> $C = \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45$ $= 1845Wh$ <p>以上より，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，1845Wh に対し十分な余裕を有する 2072Wh とする。</p>		

・ 高圧窒素ガスボンベ

名 称		高圧窒素ガスボンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15 ^{注1}

【設 定 根 拠】

高圧窒素ガスボンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

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

1. 容量

高圧窒素ガスボンベの容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を7日間、開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。

1.1 窒素ガス消費量

(1) 高圧窒素ガス供給系を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量

$$\begin{aligned}
 S_1 &= (V_p [\ell] \times P_p [\text{MPa}] / P_N [\text{MPa}] \times T_N [\text{K}] / T_p [\text{K}]) \\
 &\quad - (V_p [\ell] \times P_L [\text{MPa}] / P_N [\text{MPa}] \times T_N [\text{K}] / T_p [\text{K}]) \\
 &= \boxed{} [\text{MPa}] - \boxed{} [\text{MPa}] \times \boxed{} [\ell] / 0.1013 [\text{MPa}] \times 273 [\text{K}] / 273 [\text{K}] \\
 &= \boxed{} [\text{N}\ell]
 \end{aligned}$$

ここで、

S_1 : システムを加圧するのに 必要なガス量 [Nℓ]

V_p : 窒素ガス供給ライン 容積 = $\boxed{}$ [ℓ]

(配管容積は保守的に 50 ASch40の配管 $\boxed{}$ m分と仮定。

加えて ADSアキュムレータ 200ℓ×4)

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{}$ [MPa]

P_L : アキュムレータ機能 喪失時の圧力 = $\boxed{}$ [MPa]

注1 最高充填圧力を示す。

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に 0°Cとする)

P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa]

T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(2) 高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を開動作するための消費量

$$S_2 = V_s[\ell] \times N[\text{個}] \times P_p[\text{MPa}] / P_N[\text{MPa}] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]$$

$$= \boxed{}[\ell] \times 4[\text{個}] \times \boxed{}[\text{MPa}] / 0.1013[\text{MPa}] \times 273[\text{K}] / 273[\text{K}]$$

$$= \boxed{}[\text{N}\ell]$$

ここで、

S_2 : 開動作に必要な消費量[Nℓ]

V_s : SRVシリンダー容量 = $\boxed{}$ [ℓ]

N : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4[個]

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{}$ [MPa]

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に 0°Cとする)

P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa]

T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(3) 高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を7日間開保持するための消費量

$$S_3 = \lambda[\text{N}\ell / \text{min} / \text{個}] \times N[\text{個}] \times D[\text{day}] \times 24[\text{hr} / \text{day}] \times 60[\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{}[\text{N}\ell / \text{min} / \text{個}] \times 4[\text{個}] \times 7[\text{day}] \times 24[\text{hr} / \text{day}] \times 60[\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{}[\text{N}\ell]$$

ここで、

S_3 : 開保持するために必要な系統漏えい量 [Nℓ]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 = $\boxed{}$ [Nℓ/min/個]

N : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4[個]

D : 開保持期間（7日間） = 7[day]

以上より、SRV 4弁を全て7日間、開維持できるガス容量は

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列を
重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量 : $\boxed{}$ [NL]

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4
弁を開動作するための消費量 : $\boxed{}$ [NL]

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4
弁を7日間開保持するための消費量 : $\boxed{}$ [NL]

合計 : $\boxed{}$ [NL]

なお、7日間の減圧機能維持に必要なSRV台数は2台であるが、保守的に4台開保持を考慮している。

1.2 高圧窒素ガスポンベ) による供給量

$$\begin{aligned}
 S_b &= \frac{(P_1[\text{MPa(absolute)}] - P_2[\text{MPa(absolute)}])}{P_N[\text{MPa(absolute)}]} \times V_b[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\
 &= \frac{\square[\text{MPa(absolute)}] - \square[\text{MPa(absolute)}]}{0.1013[\text{MPa(absolute)}]} \times 46.7[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\
 &= \square[\text{NL/本}] \times M[\text{本}]
 \end{aligned}$$

ここで

S_b : ポンベによる供給量[NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力 = \square [MPa(absolute)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = \square [MPa(absolute)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa(absolute)]

V_b : ポンベ容量 = 46.7[L/本]

M : 必要ポンベ本数[本]

開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量 (S_b) が必要であり、

$$S_b > \square$$

上記の関係式より

$$\square \times M > \square$$

$$M > \square$$

よって、必要ポンベ本数は、1基当たり5本(約47L/本)/セットとする。

高圧窒素ガスポンベは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であるため、保有数は1基当たり1セットに、6号及び7号炉それぞれで故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップ5本以上を加え、保守的に25本(予備20本)を保有する。

2. 最高使用圧力

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

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

名 称		高圧窒素ガス供給系（非常用）
供給圧力	MPa	□以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「□MPa以上」とする。</p> <p>1. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開動作条件 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{(F_{S1} + F_{S3})}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p>F_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力によるピストン押し上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力 S_2：ピストン受圧面積[mm²] F_R：原子炉圧力による弁体の揚力 $F_R = \square$ [N] ※安全側の仮定として原子炉圧力として大気圧を用いている。 n：レバー比 $n = \square$ F_{S2}：シリンダスプリング荷重 $F_{S2} = \square$ [N] F_V：可動部重力 $F_V = \square$ [N] F_P：格納容器圧力によるピストン押し下げ力 $F_P = P_p \times S_2$ P_p：格納容器圧力（2Pd= 0.620 [MPa]を想定する） F_{S1}：弁本体のスプリング荷重 $F_{S1} = \square$ [N] F_{S3}：弁体付きベローズ荷重 $F_{S3} = \square$ [N]</p>		

F_F : ピストンリング摩擦力
 $F_F = \square$ [N]

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開条件が成立する。

したがって、高圧窒素ガス供給系圧力が \square [MPa] 以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍の圧力であっても、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は開可能である。

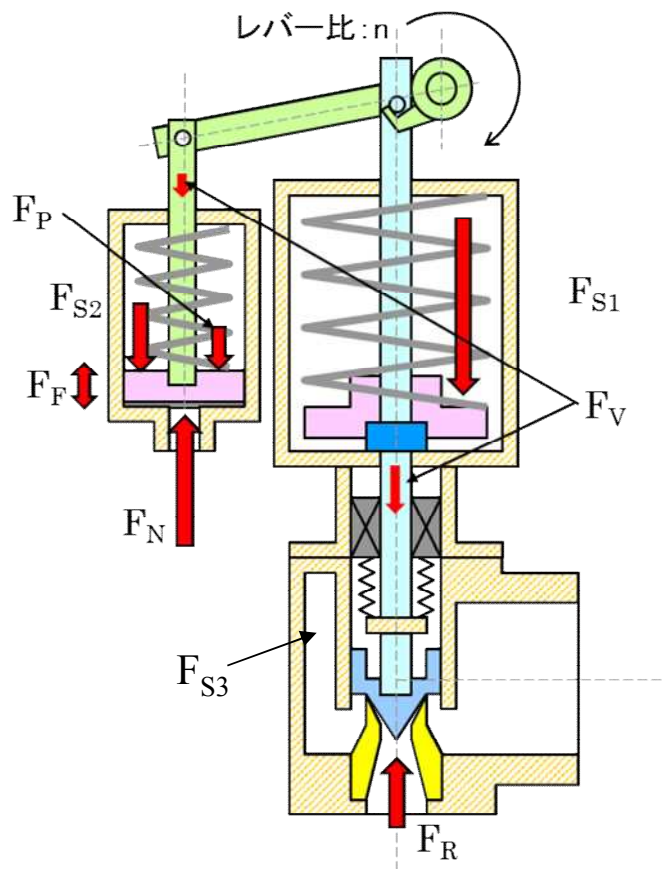


図 2 逃がし安全弁 機構概要図

46-7
接続図

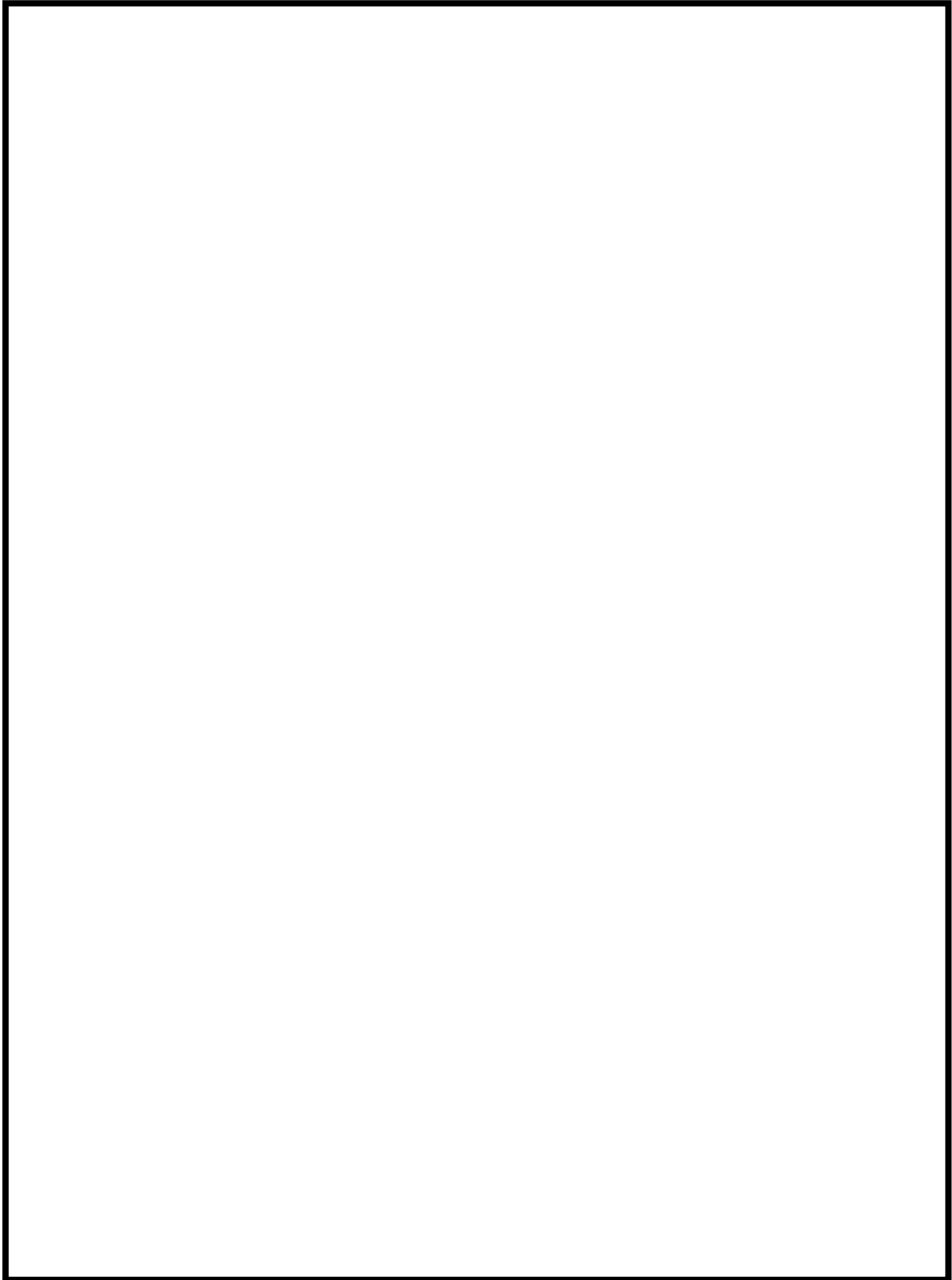


図1 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (6号炉)

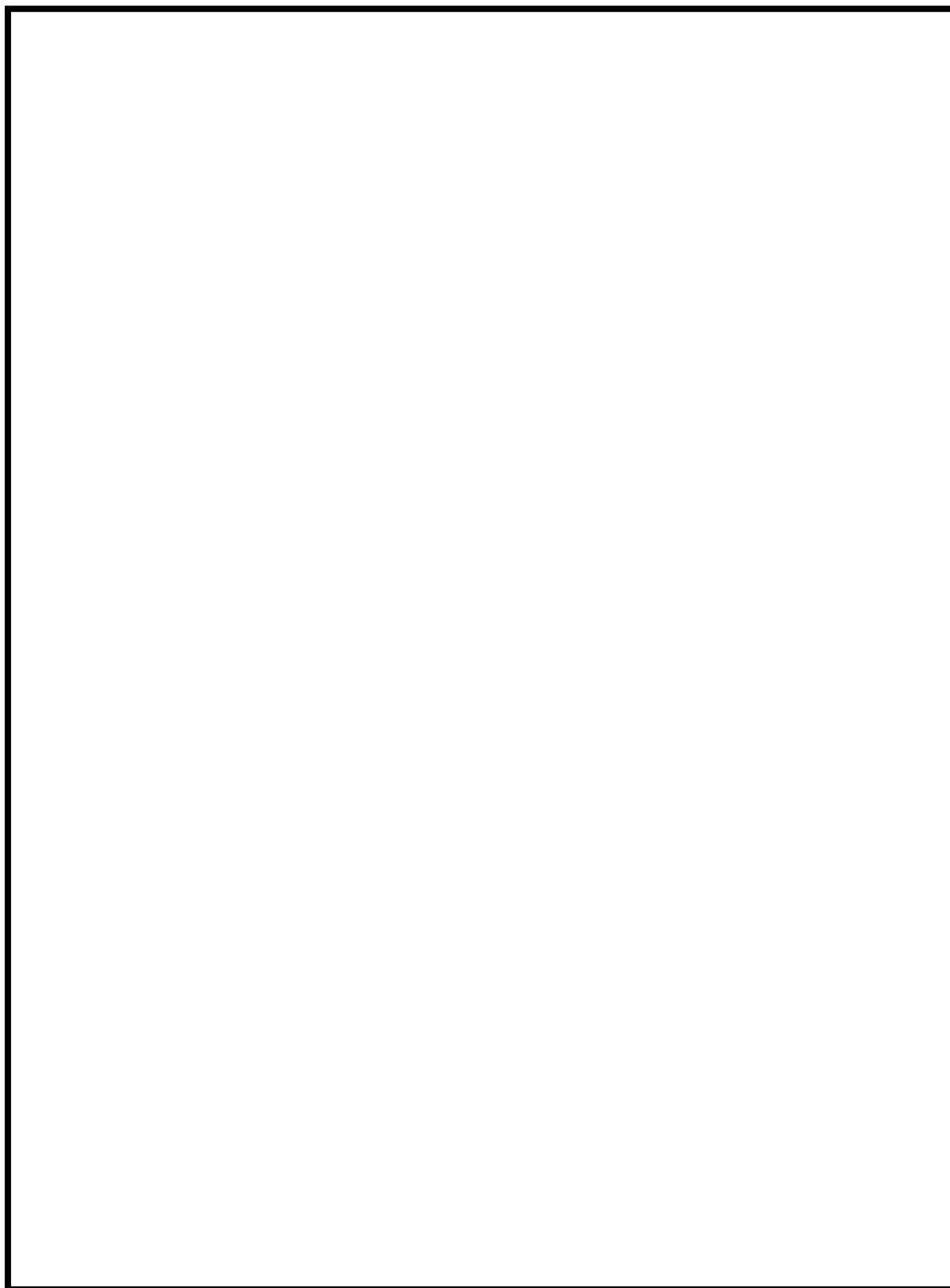


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (7 号炉)

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。

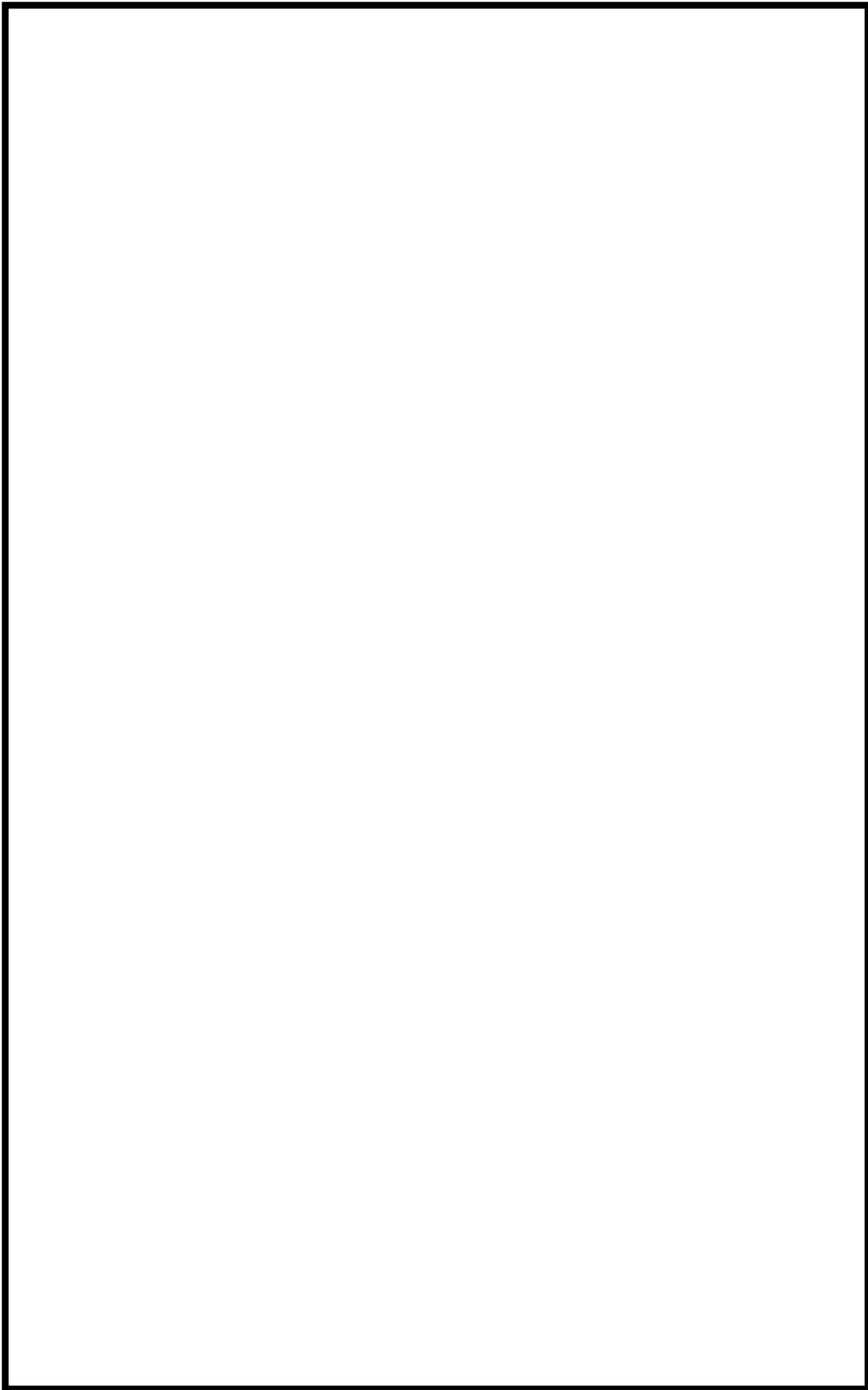


図 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

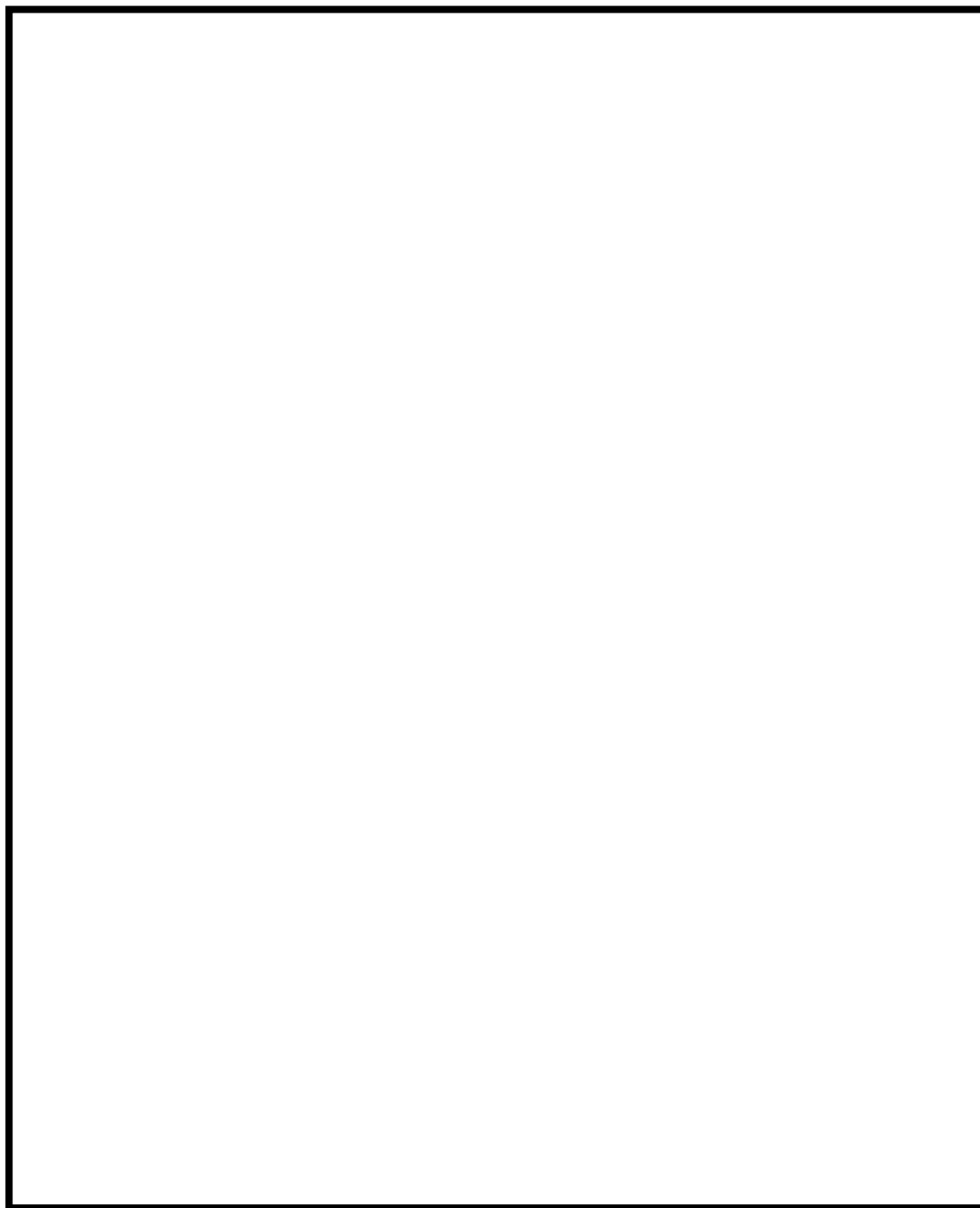


図 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

46-8
保管場所図

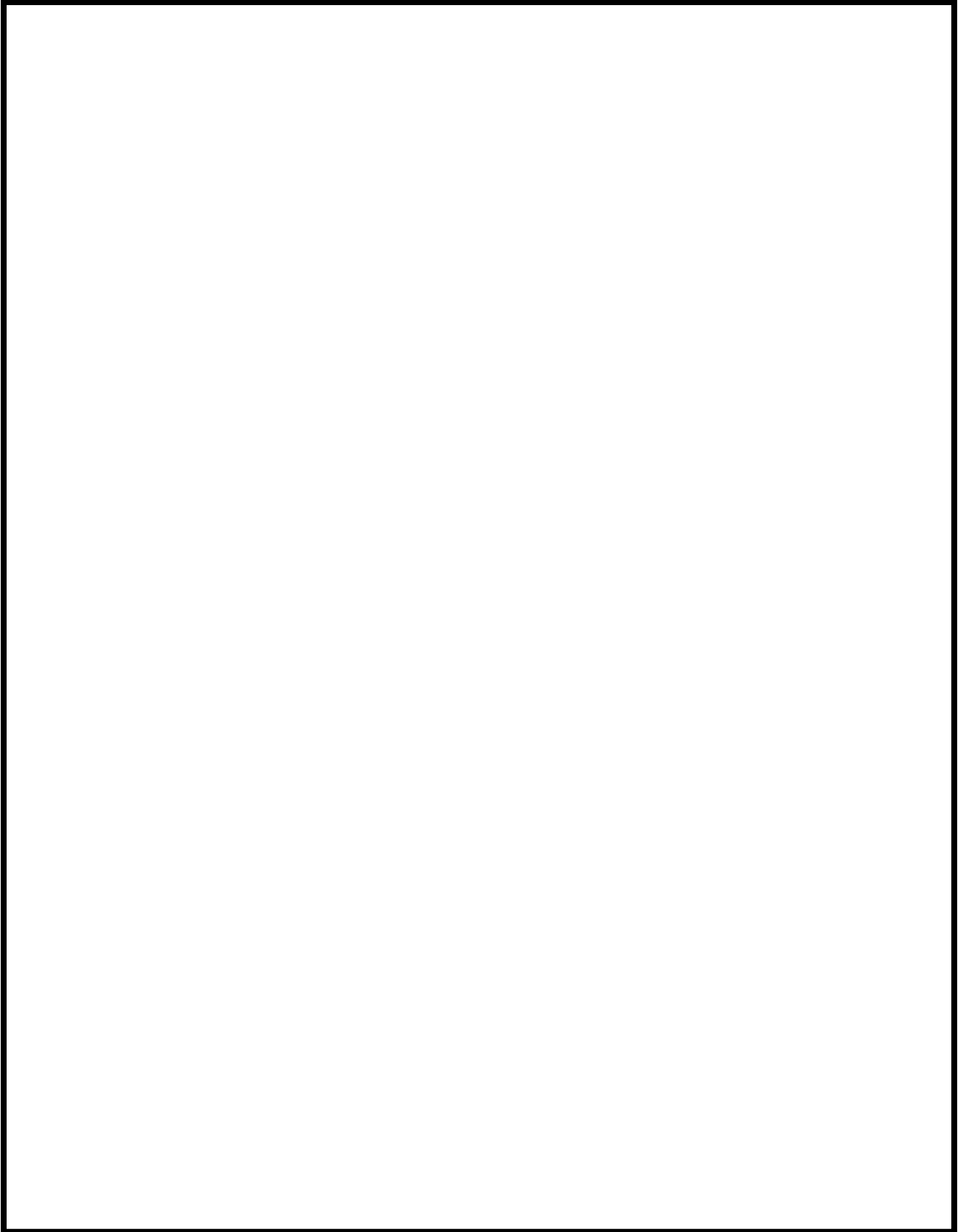


図1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

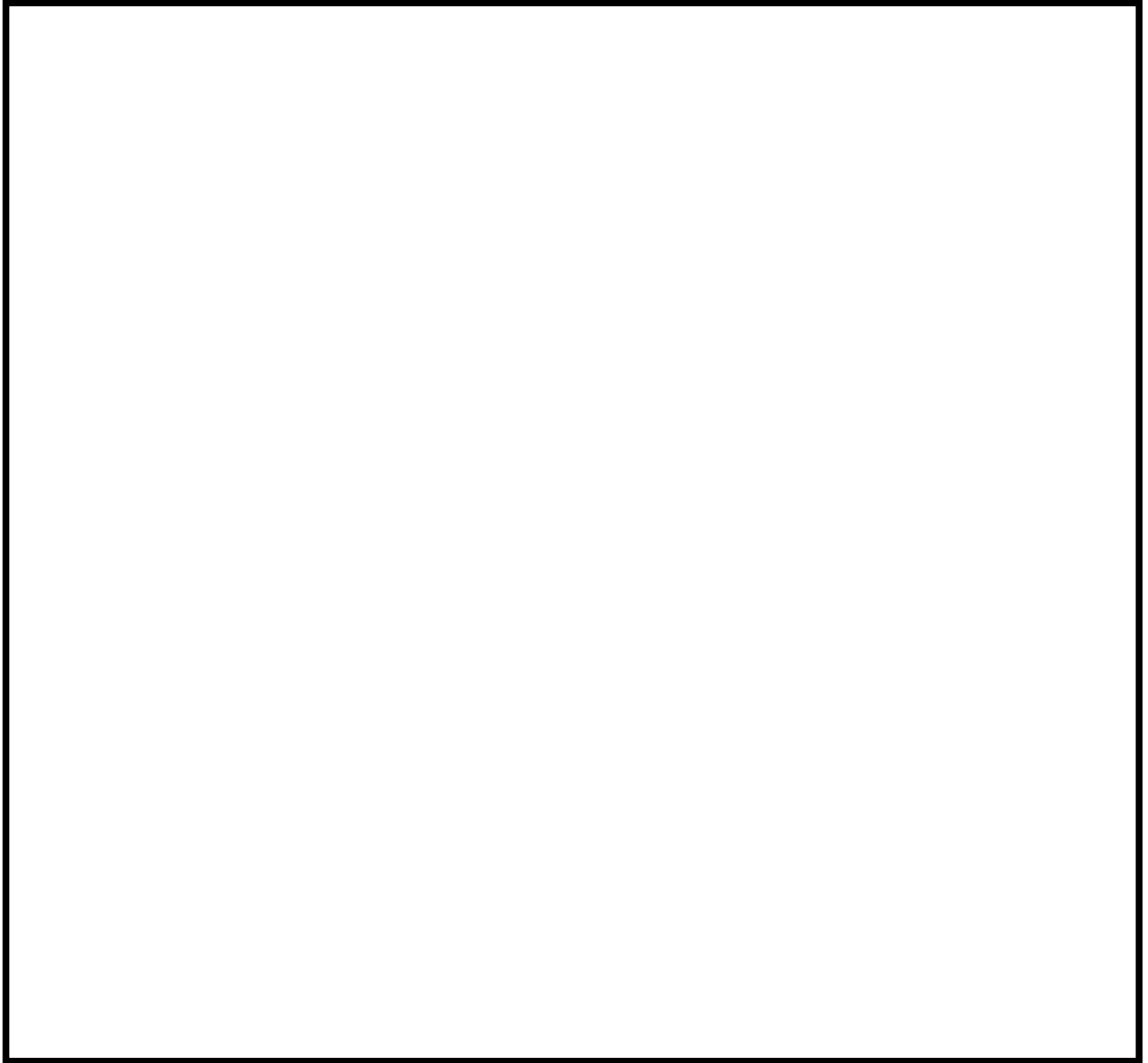


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

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。

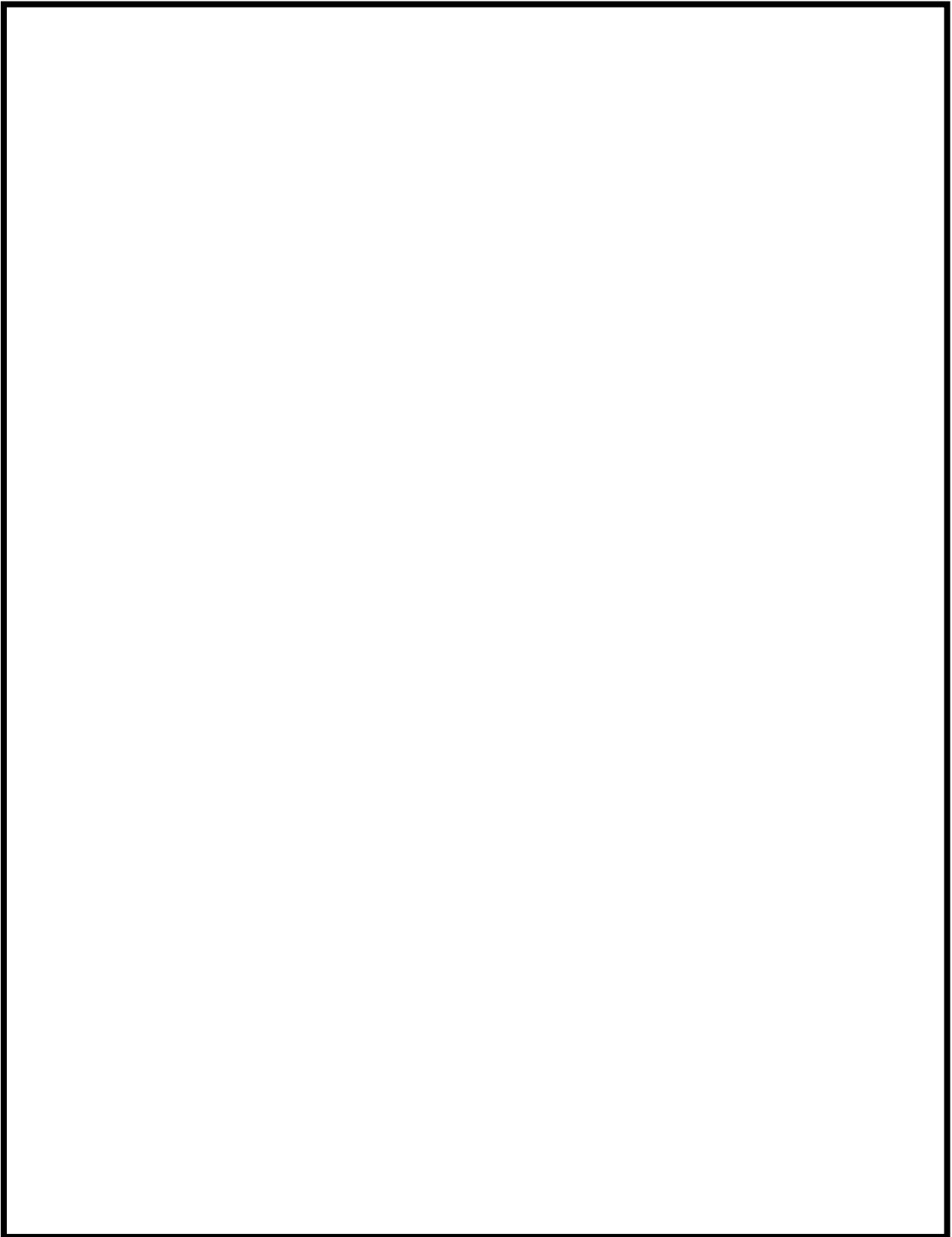


図 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

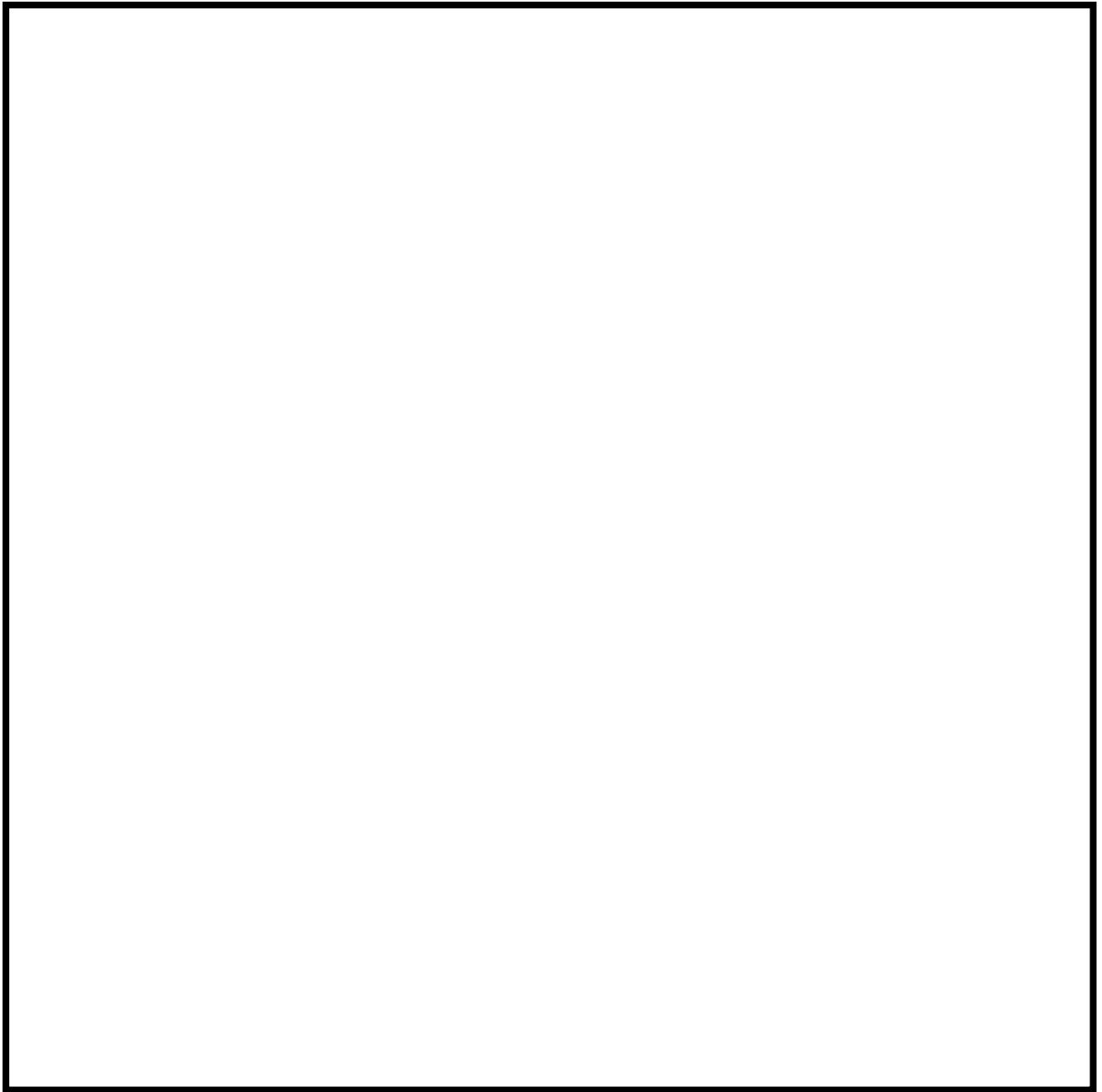


図 4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

46-9
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

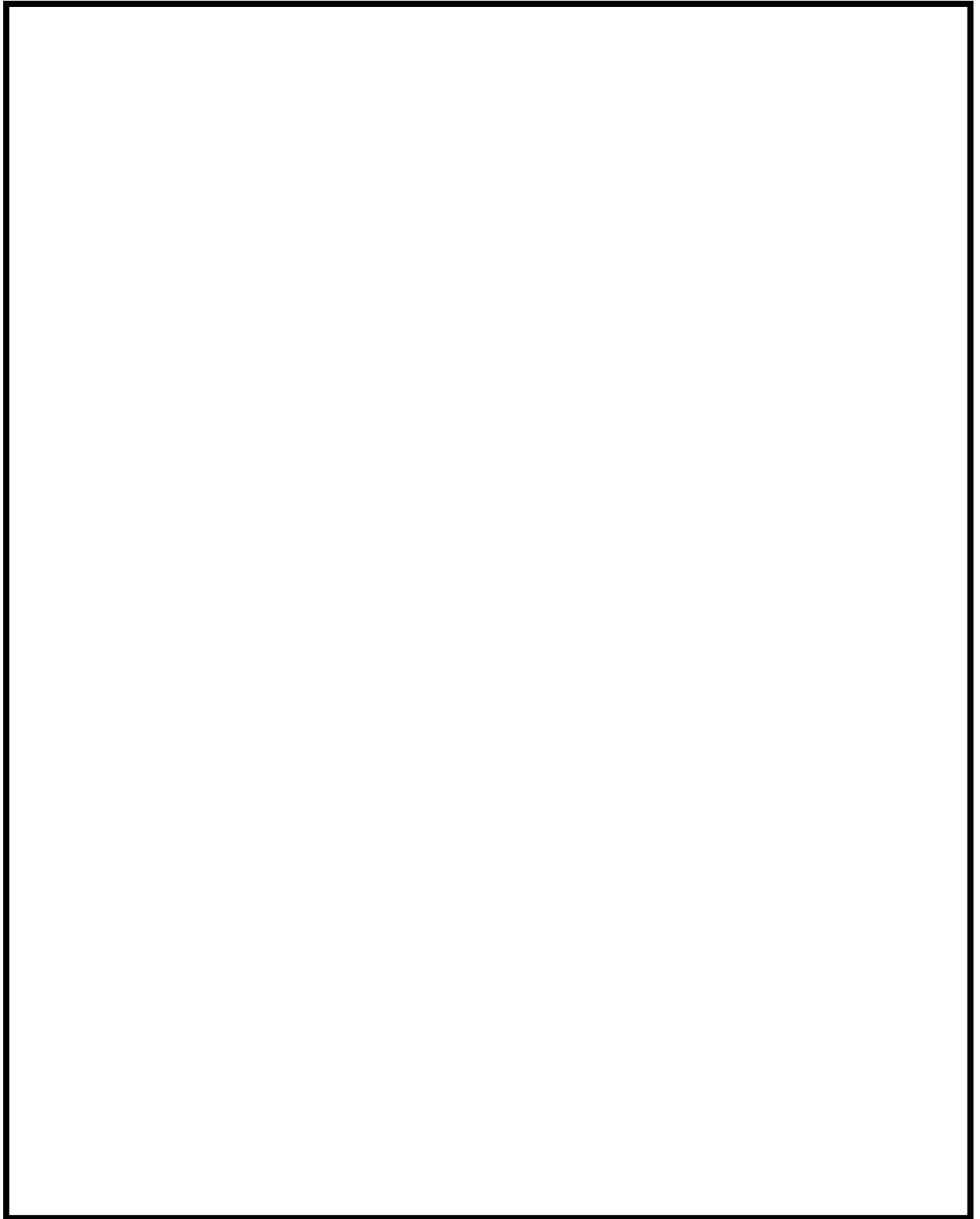


図1 屋内アクセスルート ルート図 (1/6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

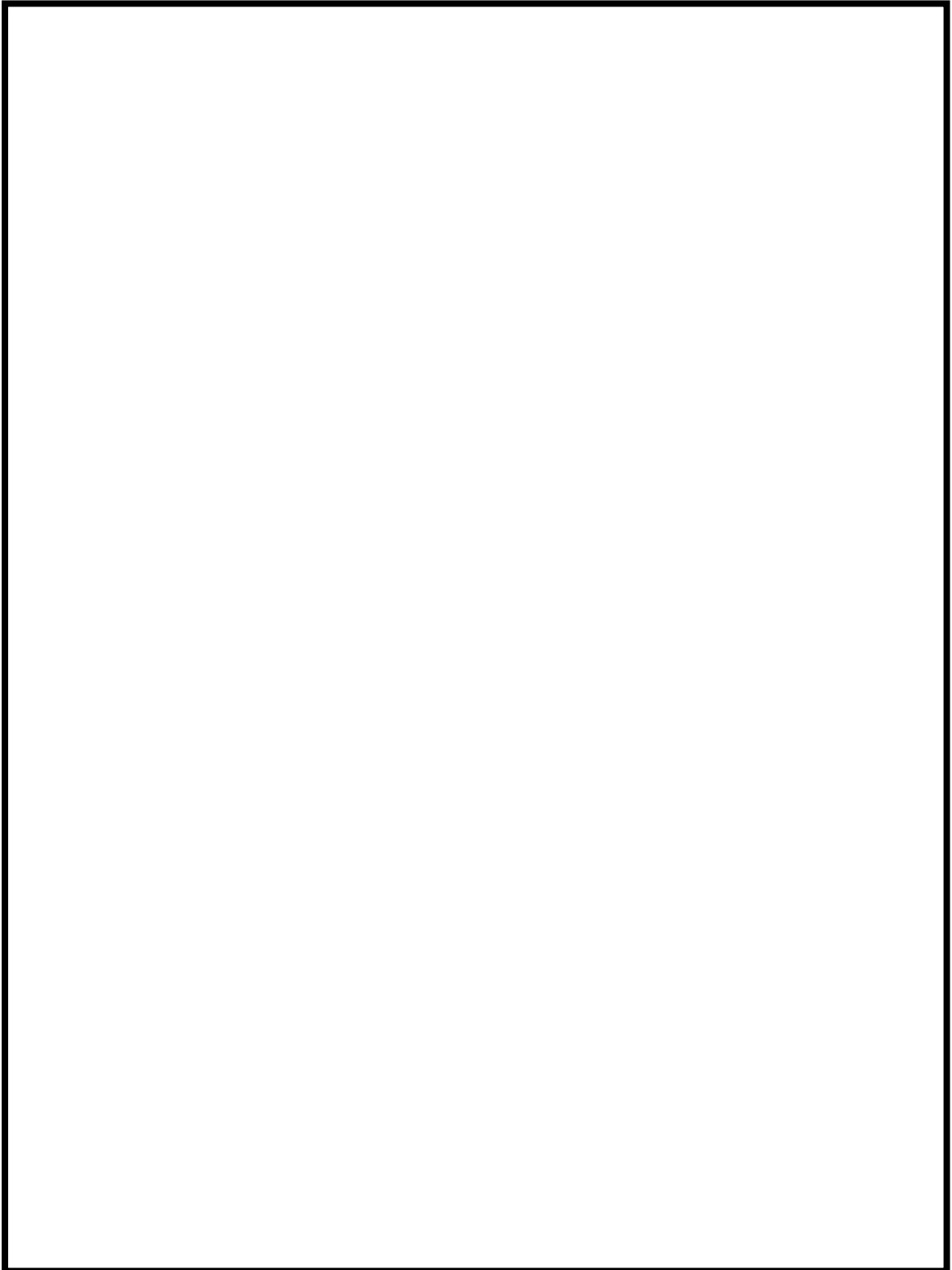


図 2 屋内アクセスルート ルート図 (2/6)

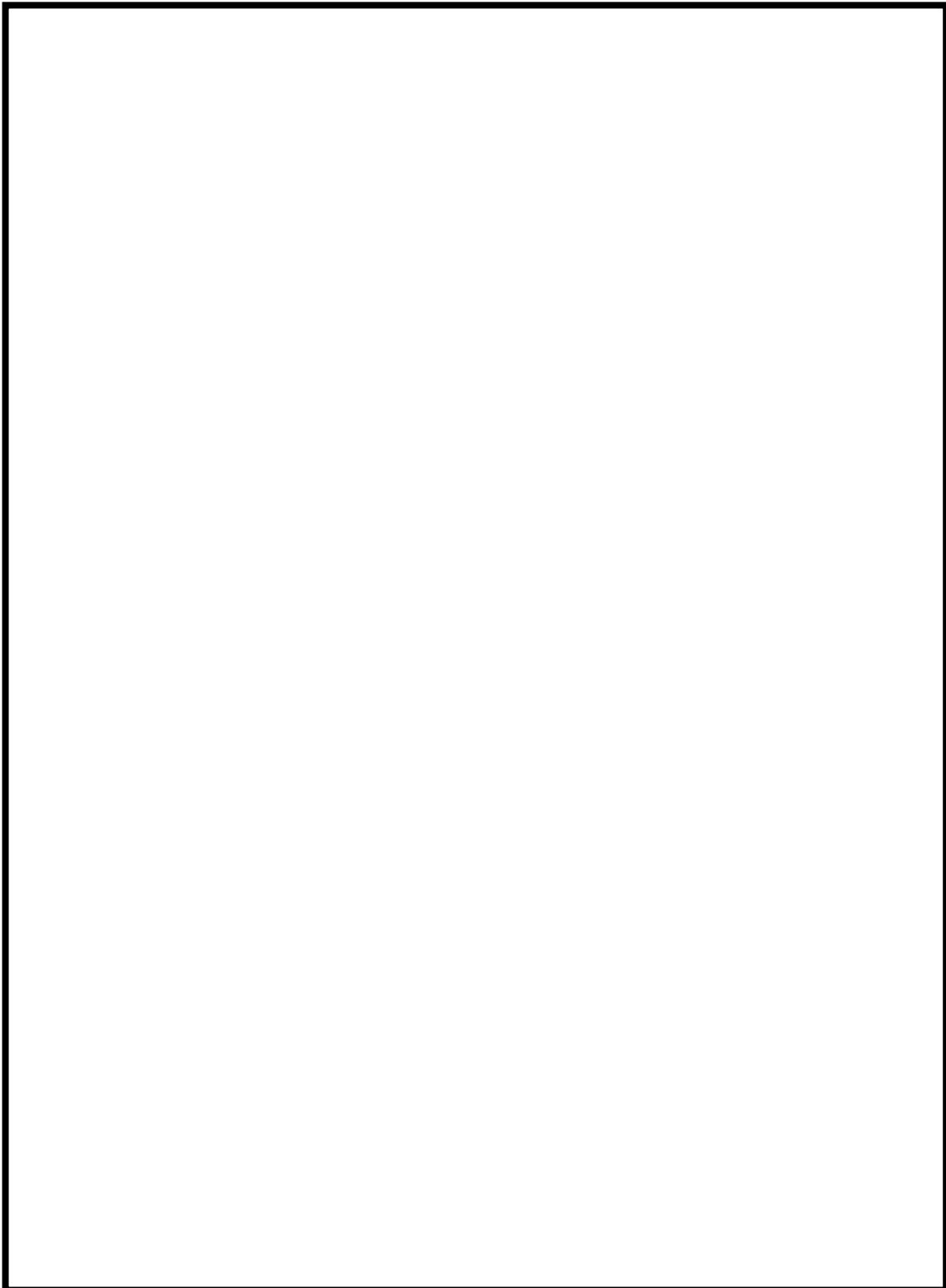


図 3 屋内アクセスルート ルート図 (3/6)

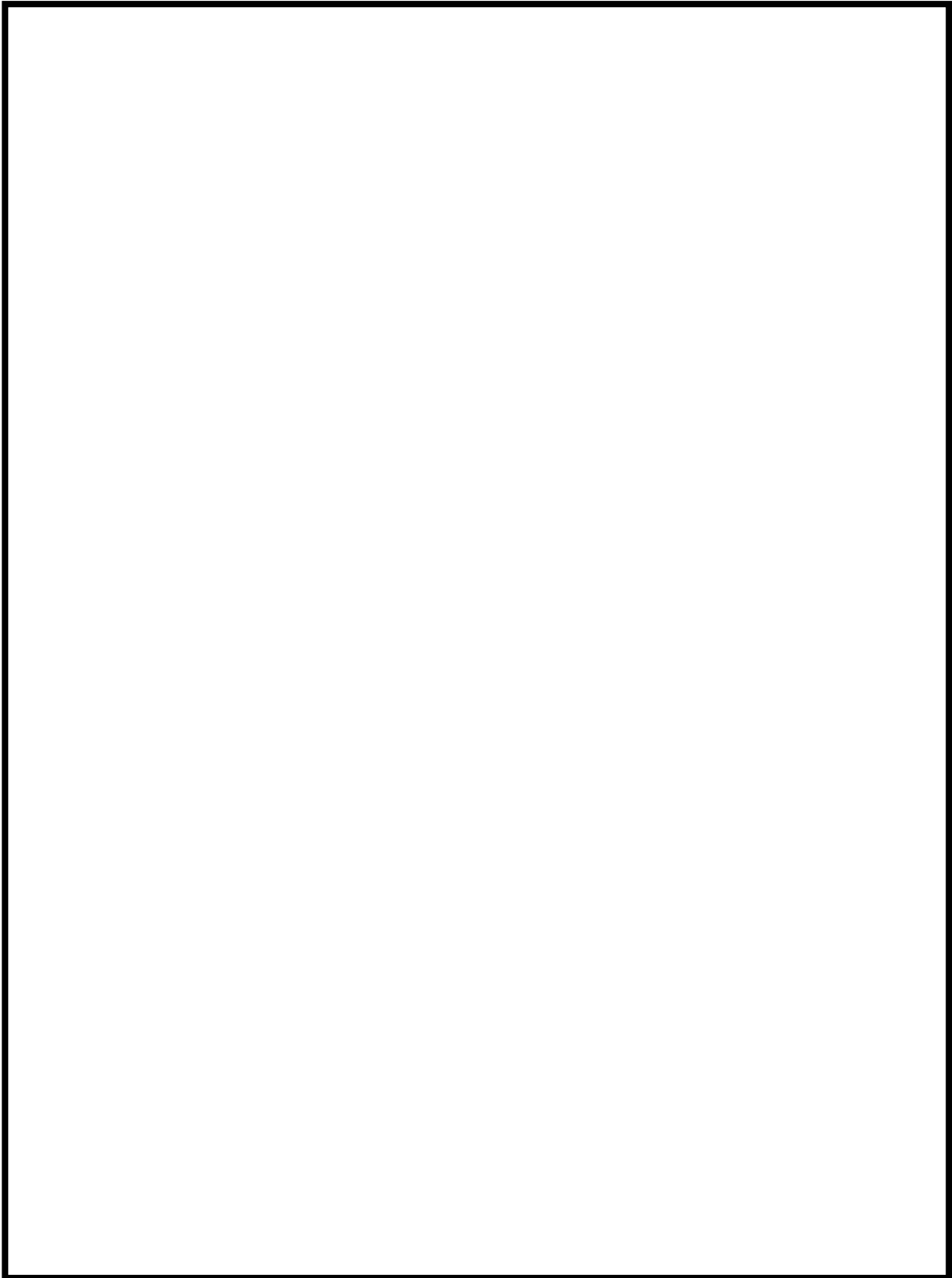


図4 屋内アクセスルート ルート図 (4/6)

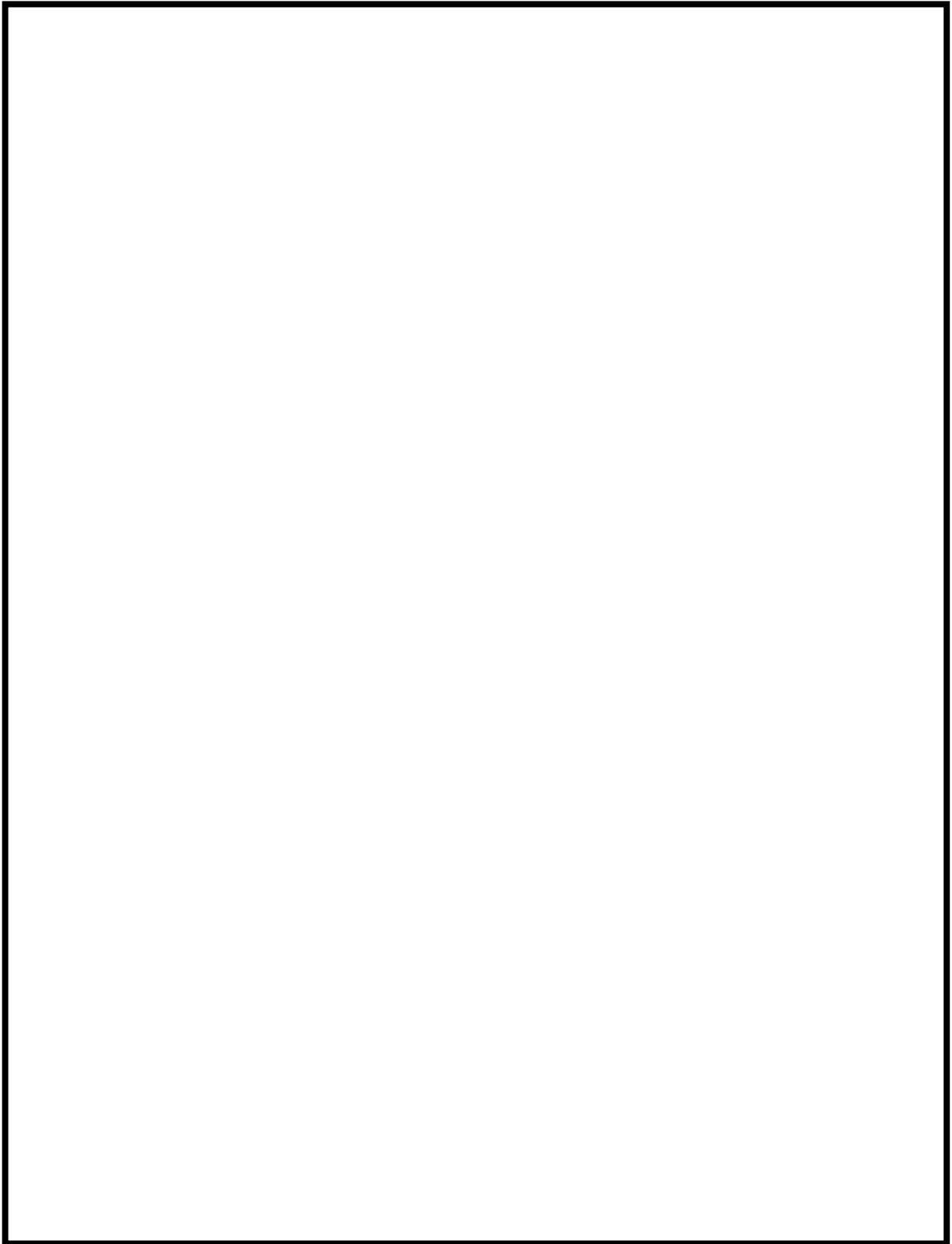


図 5 屋内アクセスルート ルート図 (5/6)

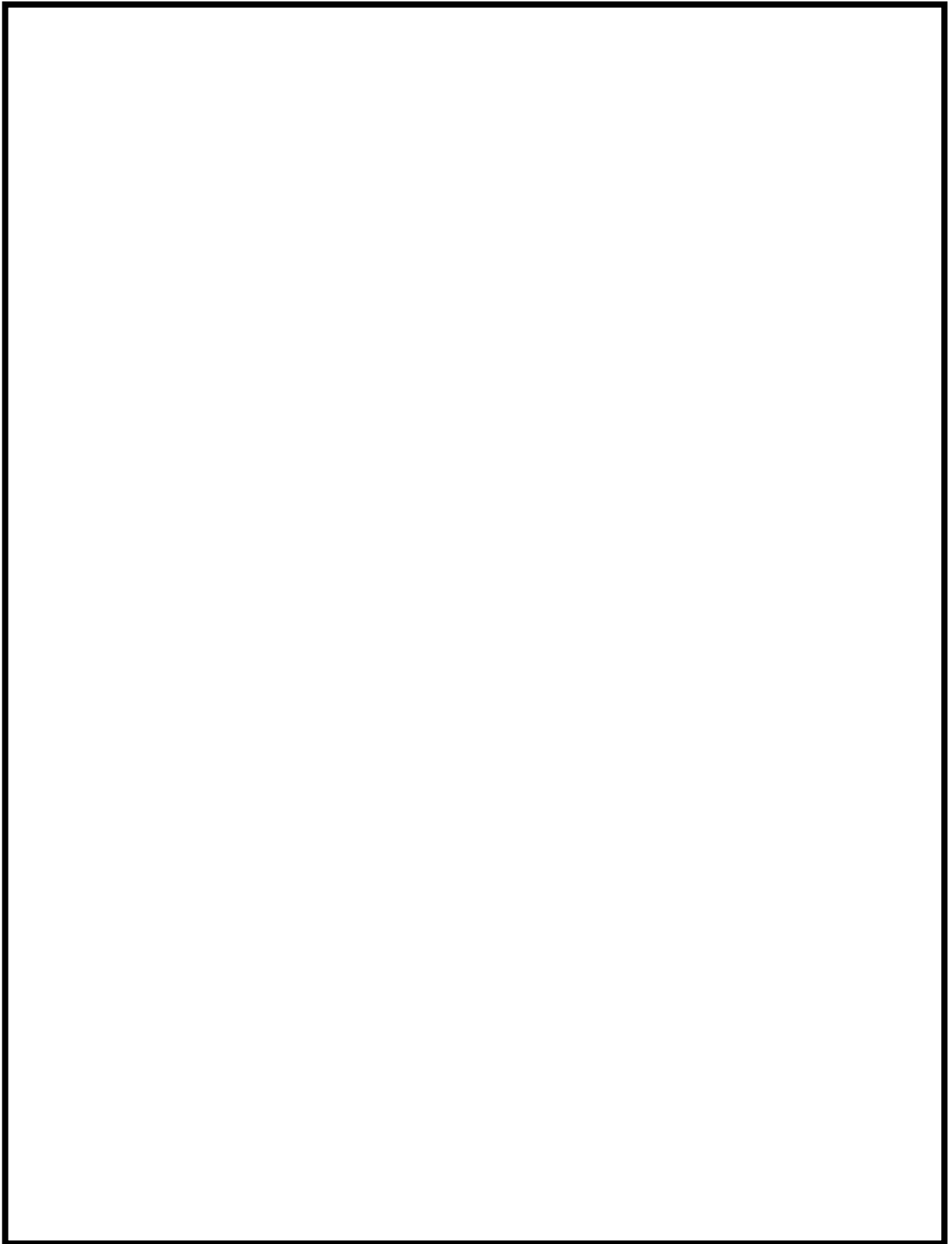


図 6 屋内アクセスルート ルート図 (6/6)

46-10
その他設備

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

(1) タービンバイパス弁，タービン制御系

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

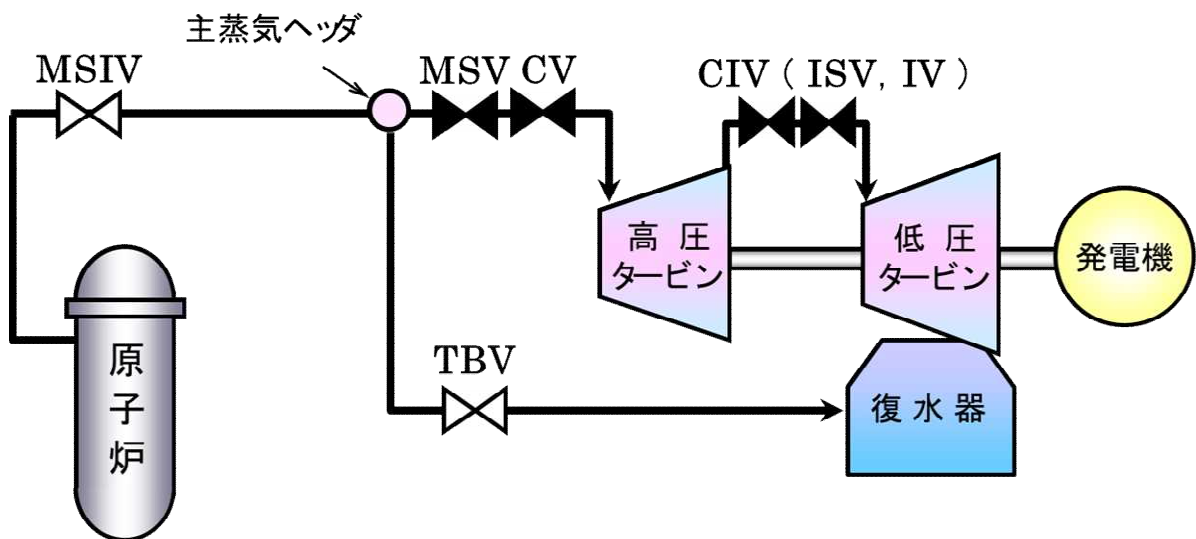


図1 タービン制御系 概要図

(2) 直流給電車

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について，補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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

本系統は，高圧窒素ガスポンプ，減圧弁等により構成する。また，高圧窒素ガスは，逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U，7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ供給される。

なお，本系統は，既設の高圧窒素ガス供給系とは別に，高圧窒素ガスポンプを配備する。

本系統は，電磁弁操作を必要とせず，高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に，

自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U, 7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ，高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを減圧し，供給を行う。また，設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし，電源に依存しないものとする。

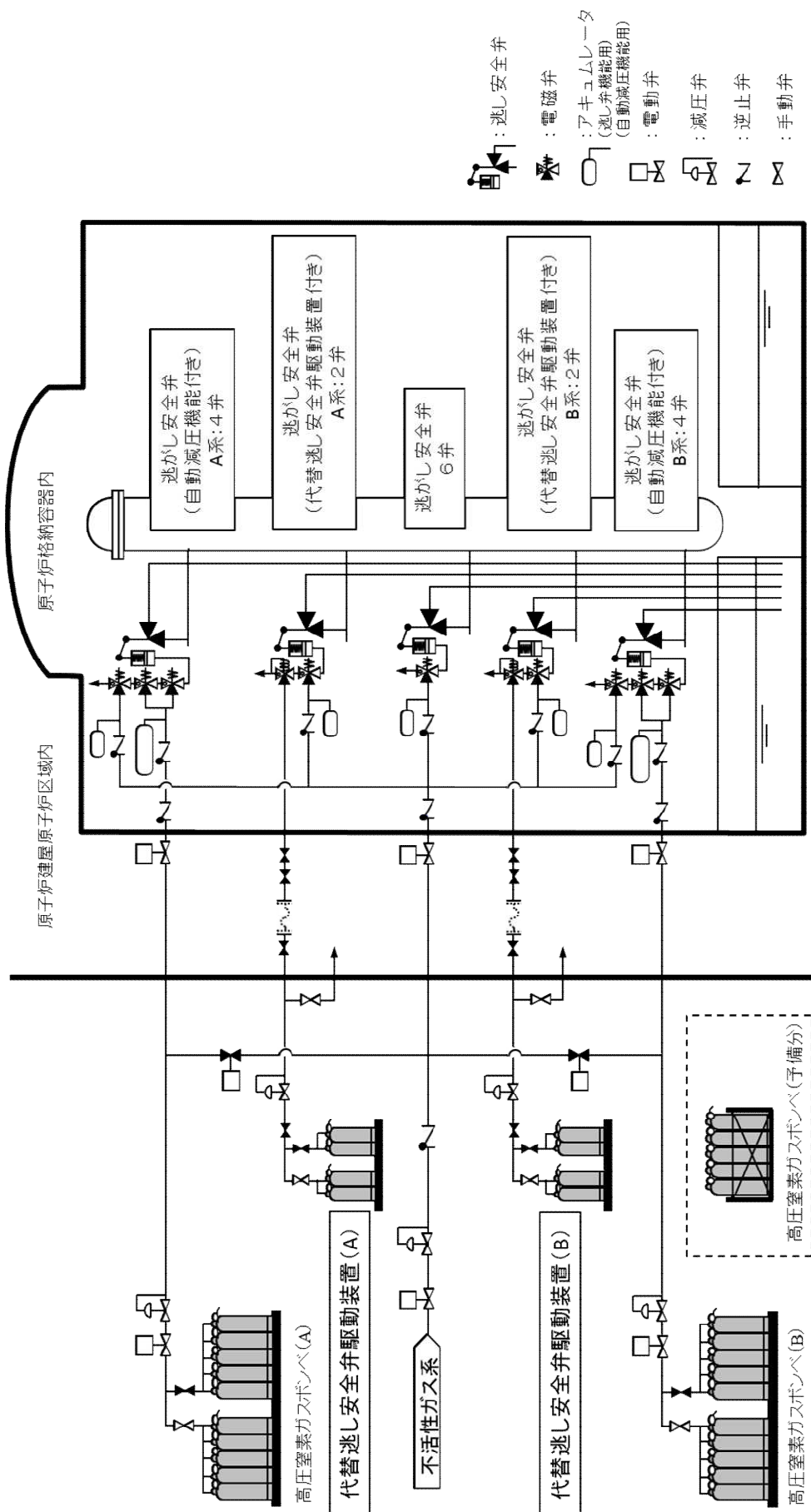


図3 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

(参考)

逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は、以下3つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18個の逃がし安全弁のうち、8個がこの機能を有している。

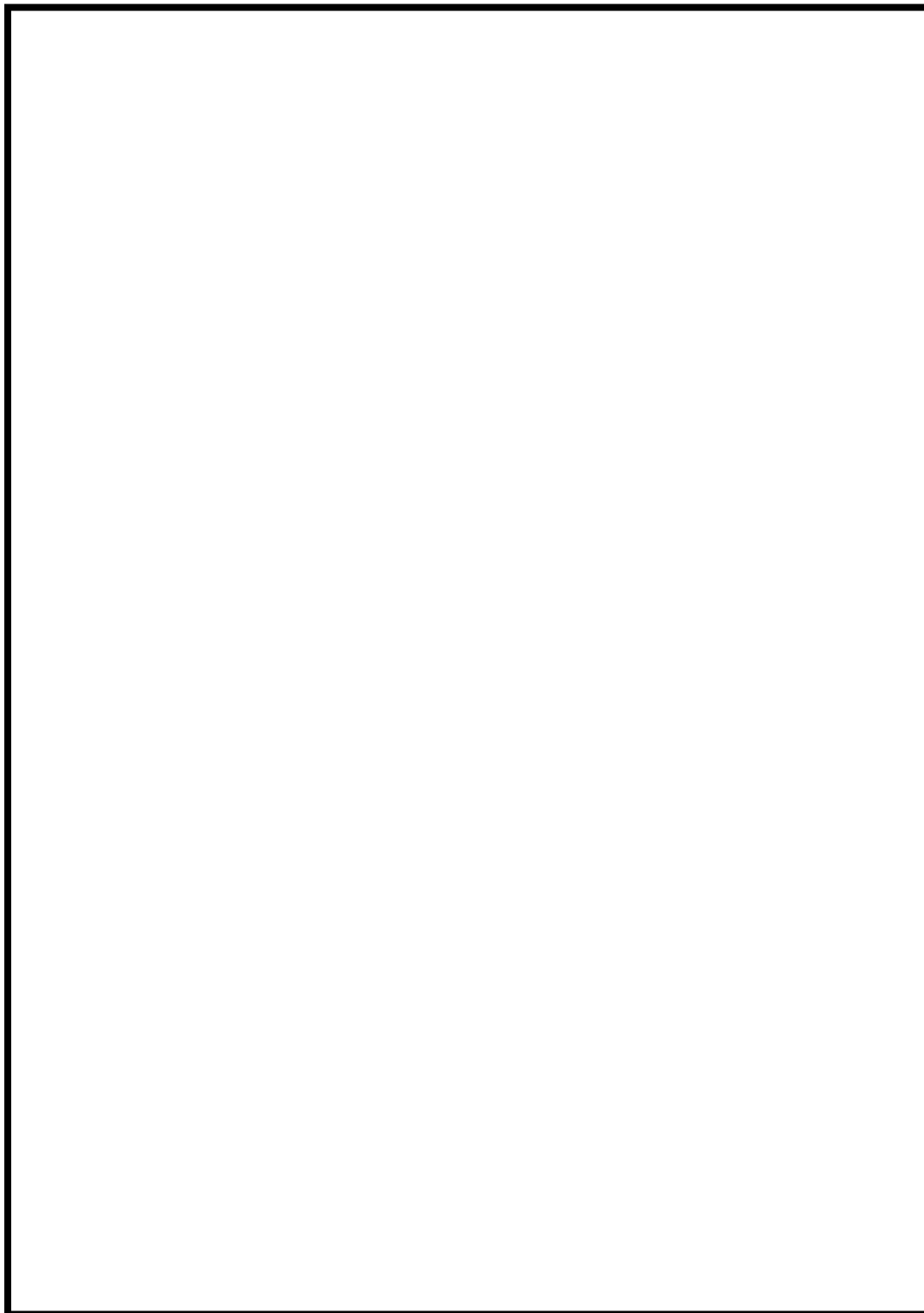
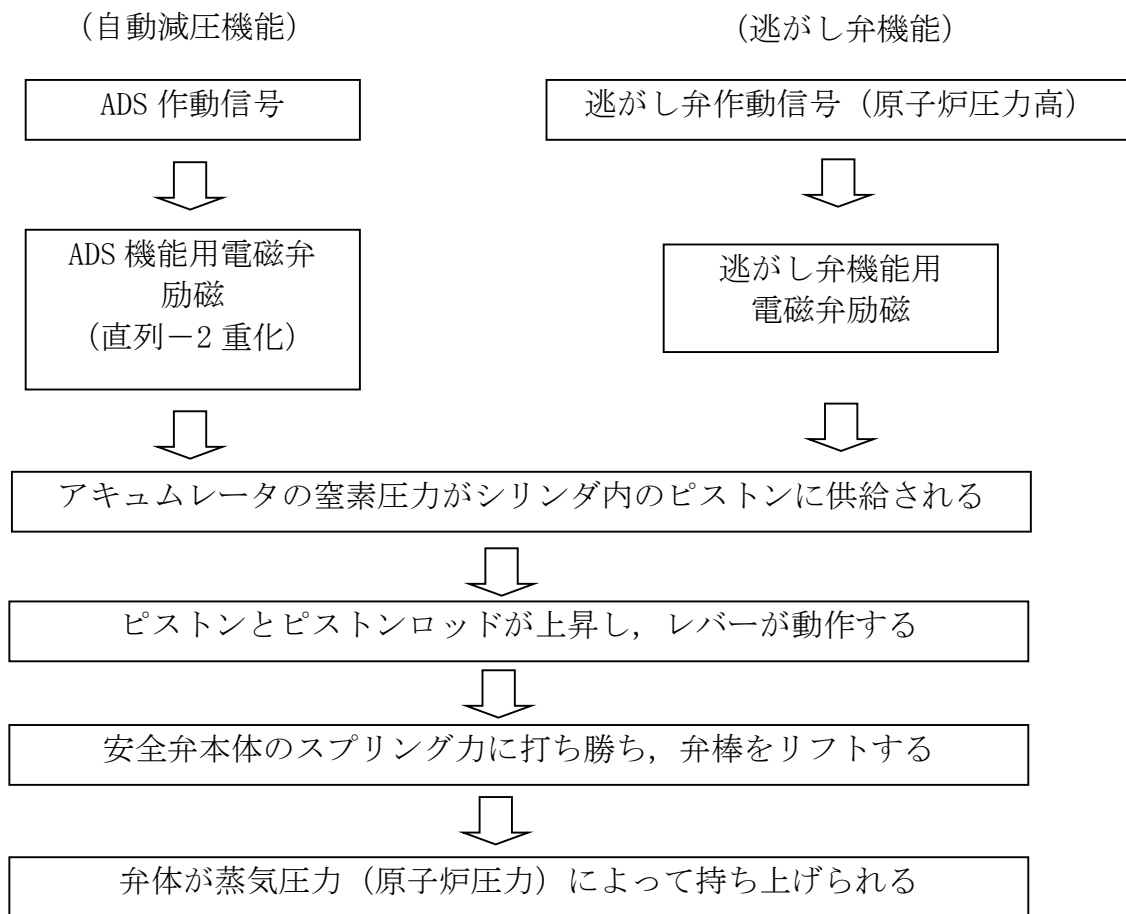


図3 逃がし安全弁 設備概要図

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

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

46-11
代替自動減圧機能について

1. 概要

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

2. 基本方針

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

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、想定される重大事故（原子炉減圧機能喪失）が発生した場合における環境条件下（温度、圧力、放射線等）において、重大事故に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ運転中で自動的にインターロックが動作する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作及び監視性を考慮しており、確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、万が一故障が生じて、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧機能は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

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

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

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

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

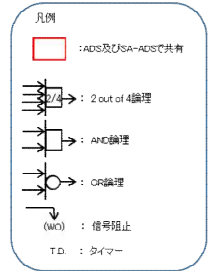
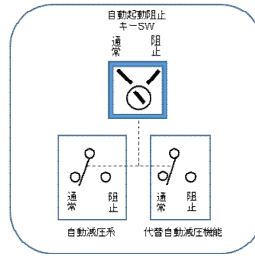
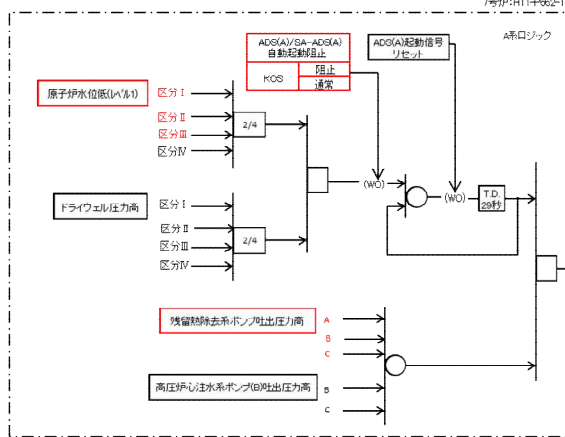
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

また、代替自動減圧機能の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、自動減圧系と同時に機能が損なわれない設計とする。

自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路

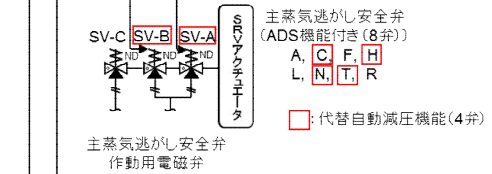
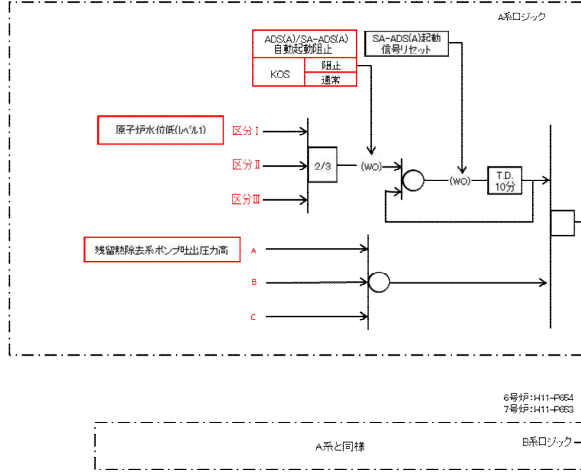


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路

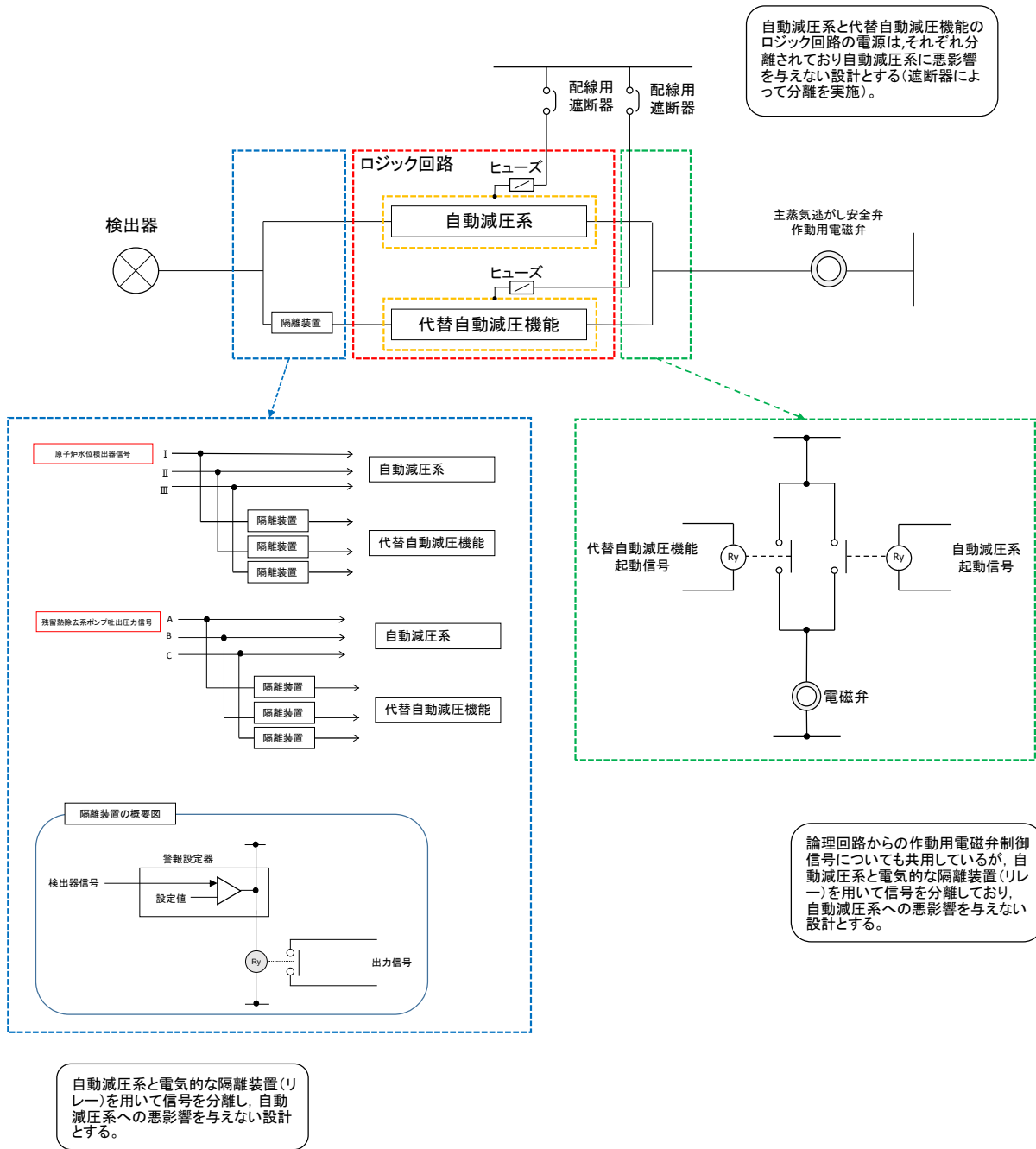


図2 信号の分離について

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。

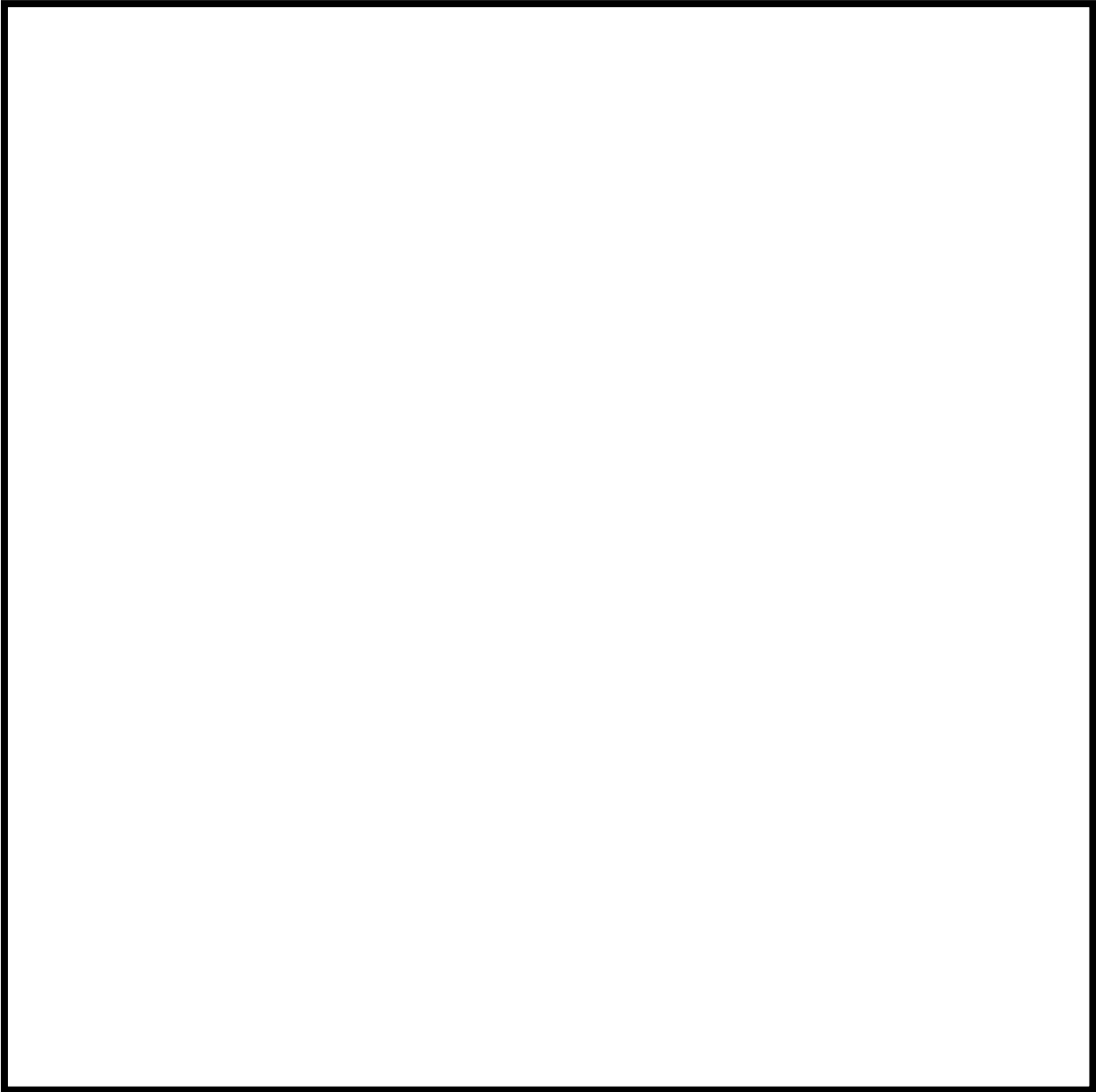


図 3 代替自動減圧機能及び ESF 盤の設置場所

46-12

代替自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

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

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

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

(3) 代替自動減圧機能に要求される機能

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

- ・代替自動減圧機能

原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

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

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、残留熱除去系ポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の 2 out of 3 論理とする。

(5) 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

- 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- 代替自動減圧機能はロジック成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、代替自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 代替自動減圧機能の信頼性評価

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

い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替自動減圧機能が誤動作する頻度

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

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧機能

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁4弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去系ポンプ運転中における
原子炉水位低（レベル1）の“2 out of 3”信号

設定値：

原子炉水位低（レベル1）：原子炉圧力容器零レベル*より936cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号：代替自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低（レベル1）

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

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値（レベル1）が動作してから10分後で逃がし安全弁4弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び除熱を実施することにより、炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

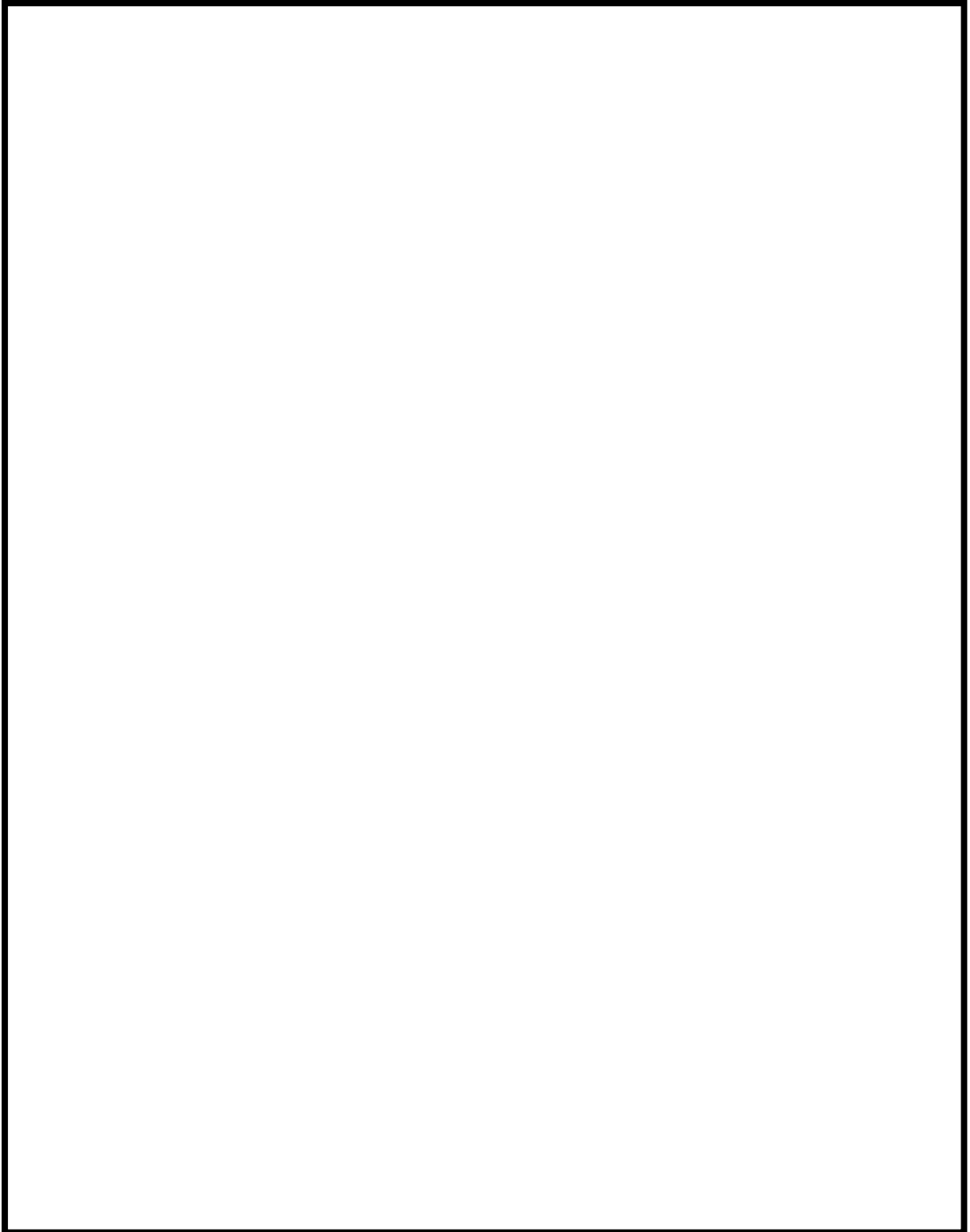


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

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

*悪影響を与えない設計に関する説明は「46-11 代替自動減圧機能について

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠

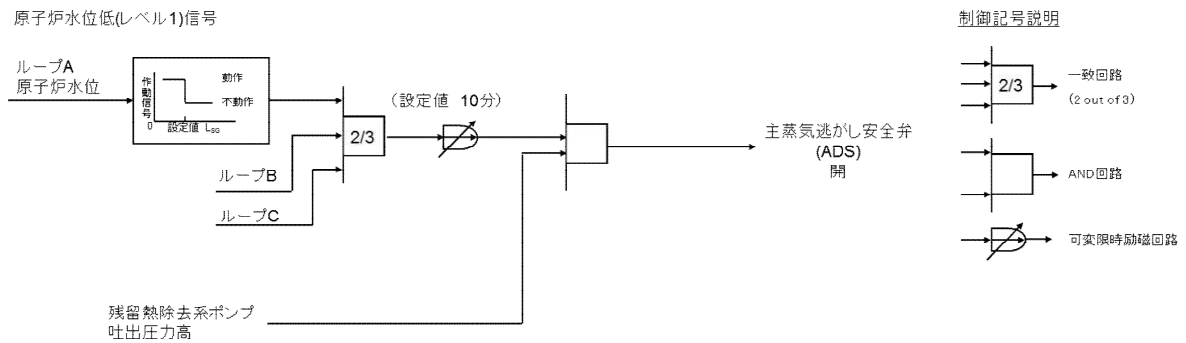


図2 タイマー設定根拠

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

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後29秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これより、代替自動減圧機能論理回路タイマー設定値は10分とする。なお、事象発生から10分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低压注水系により十分な炉心冷却が可能である。

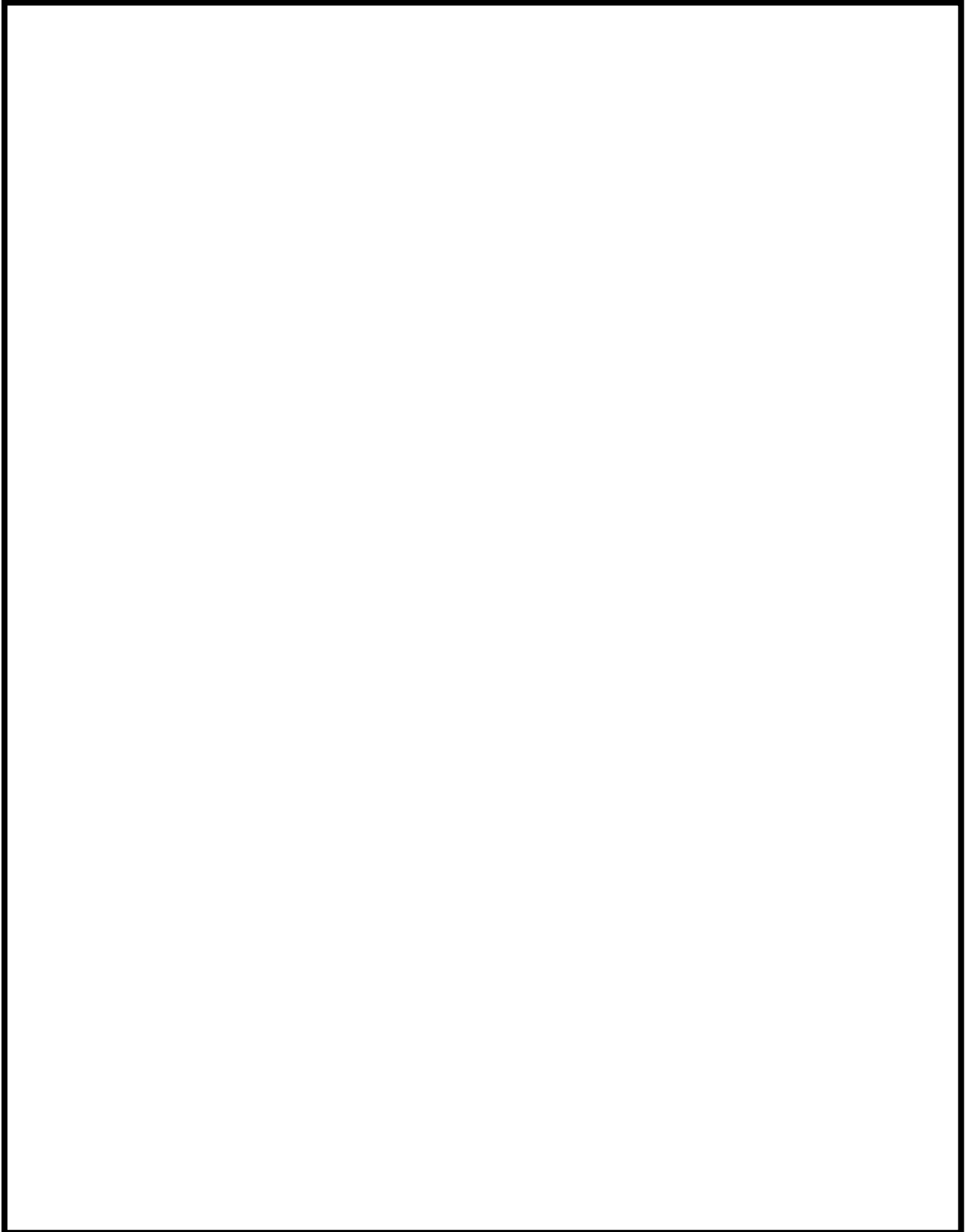
表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS起動遅延
自動減圧系自動起動信号	29秒*
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

※：低压注水ポンプの確立に要する時間を考慮

参考資料

代替自動減圧機能の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

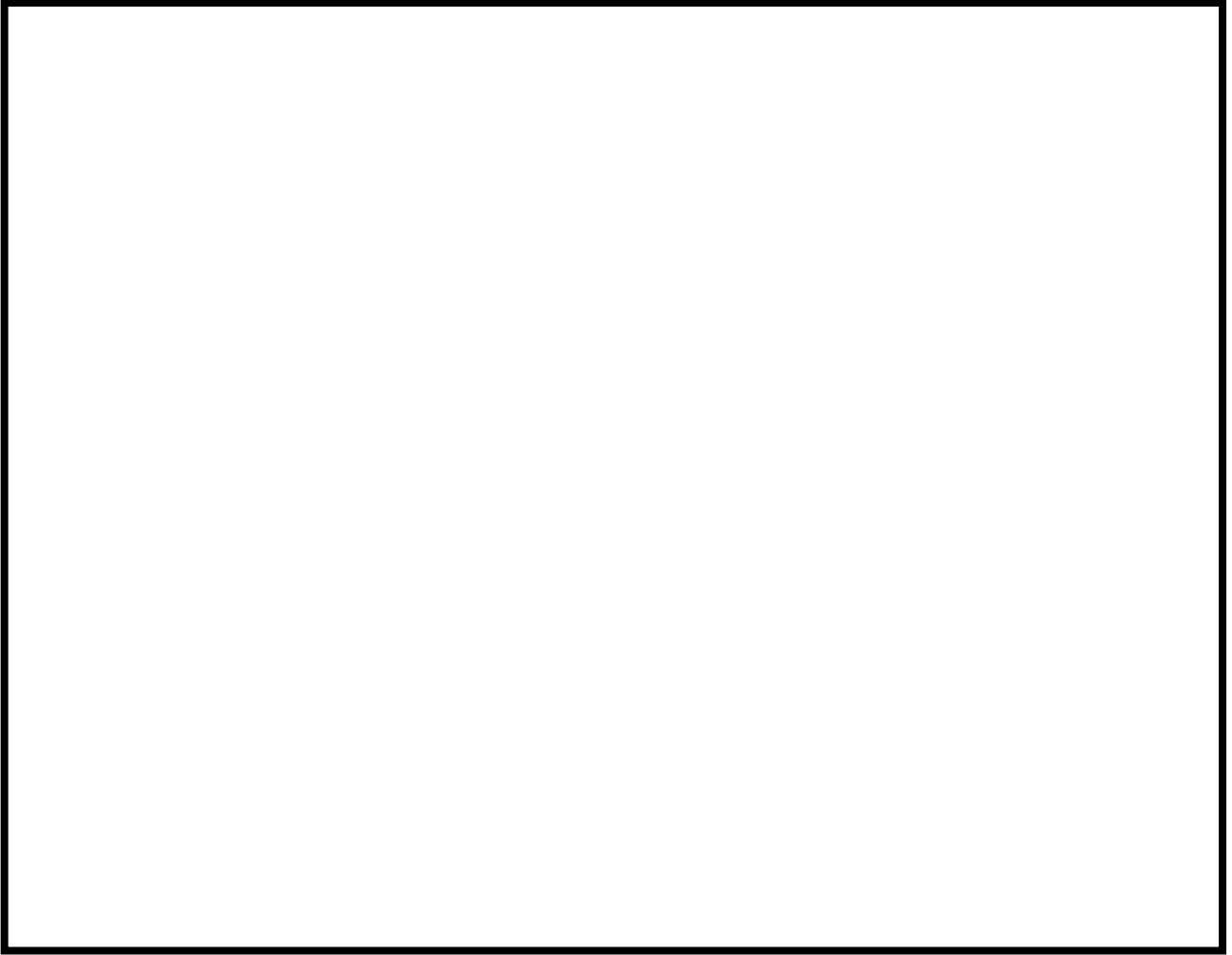


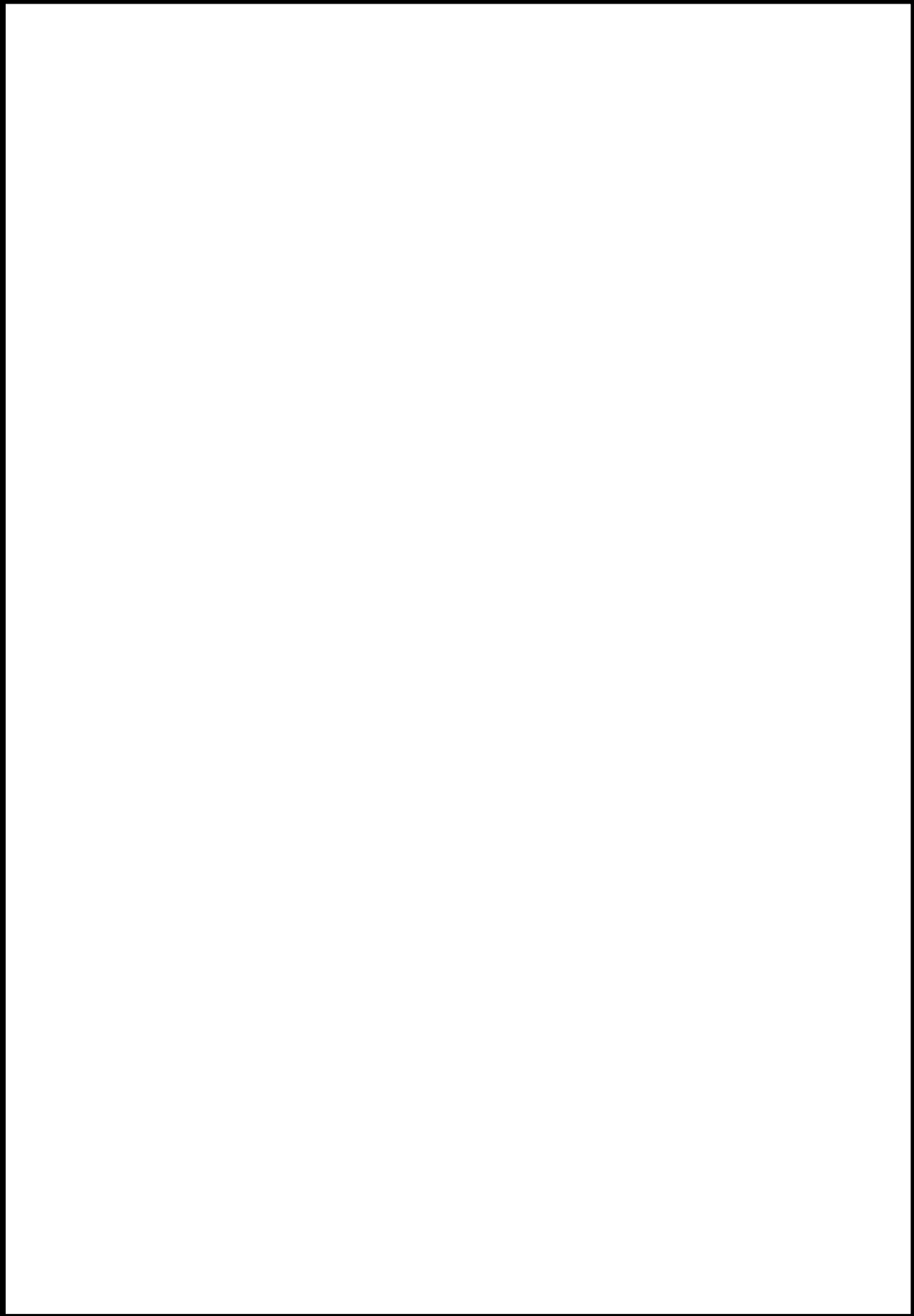


図1 誤動作率評価モデル



図 2 誤動作率評価フォルトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

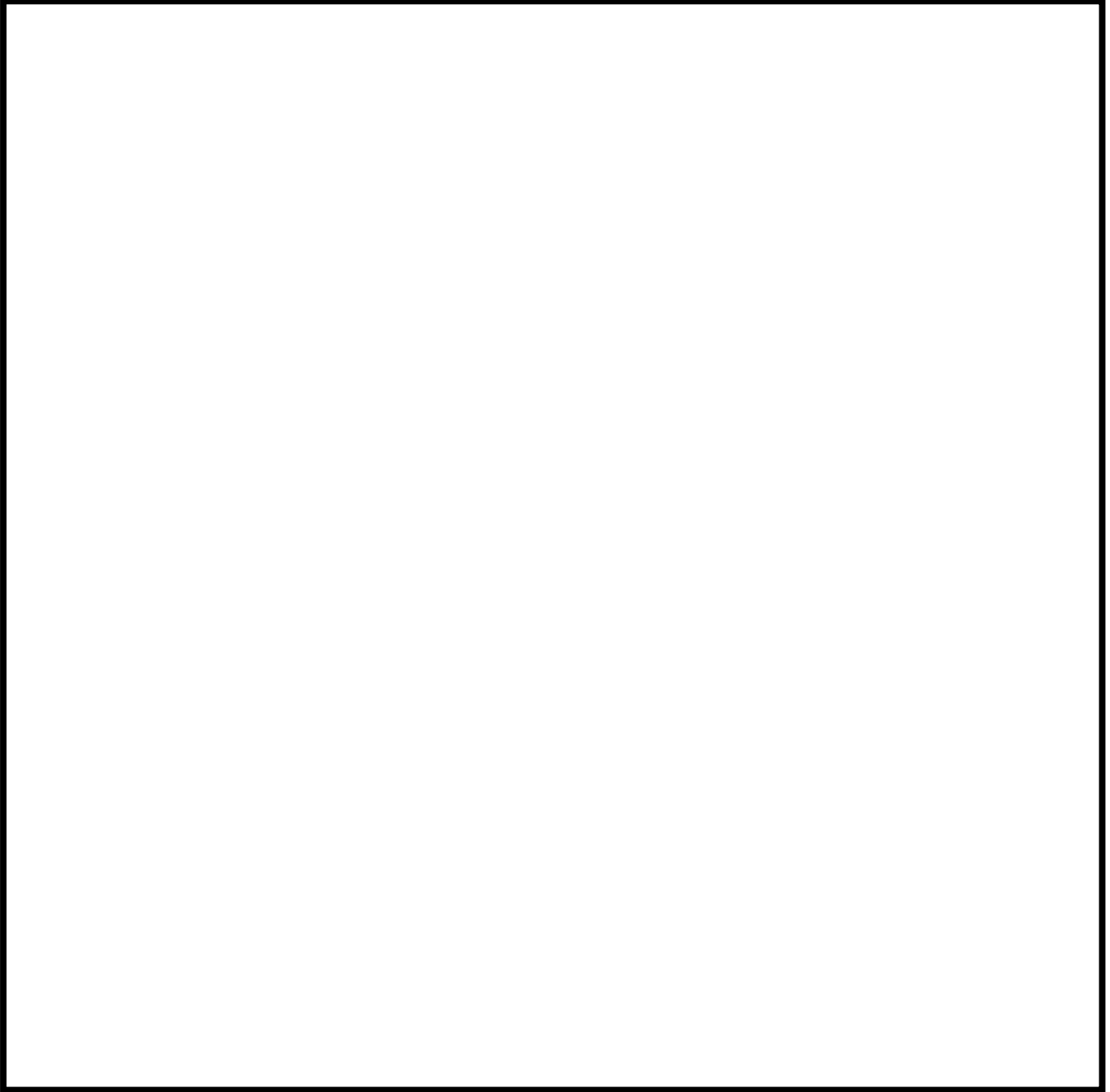




図3 アンアベイラビリティ評価モデル

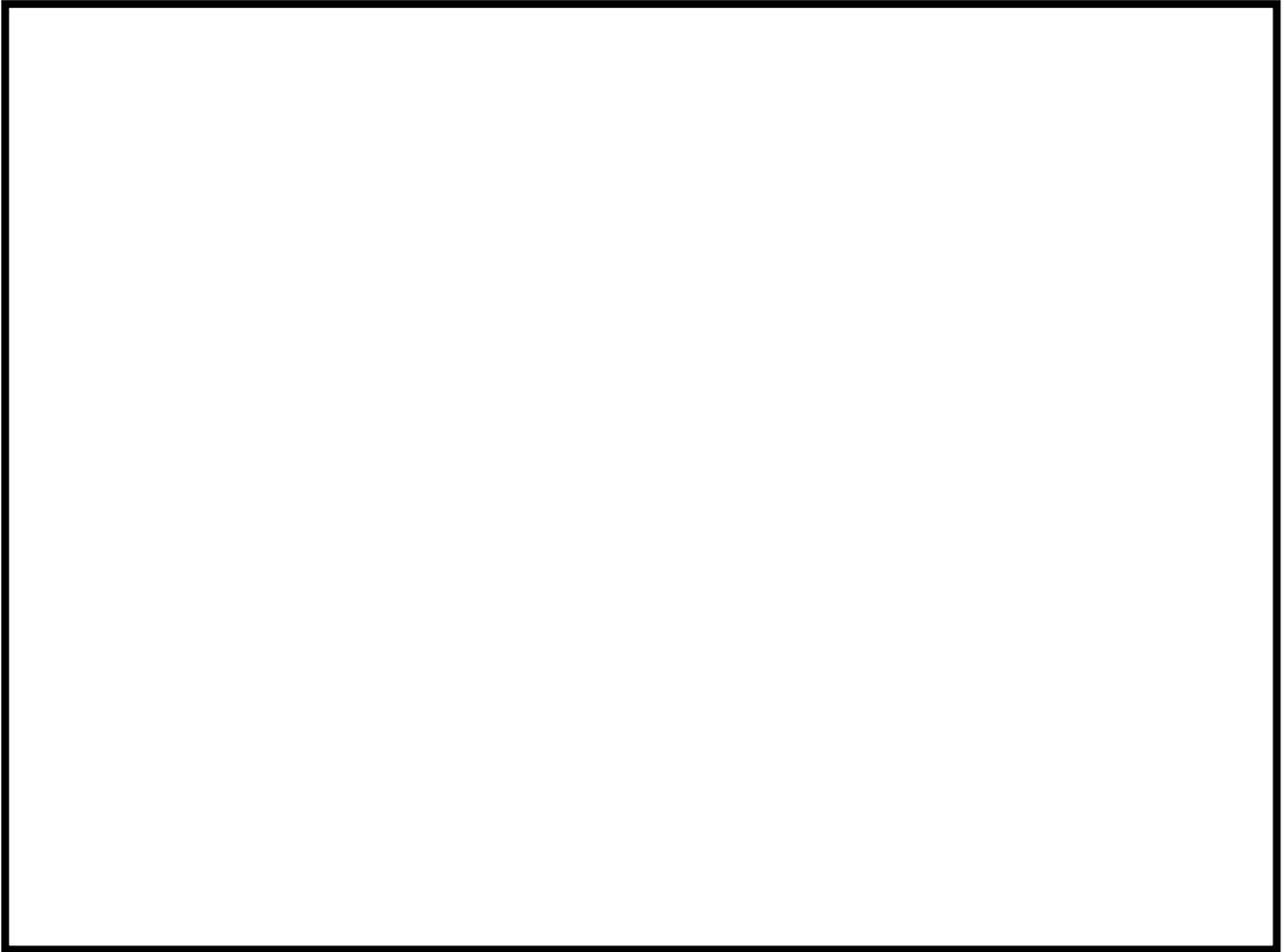


図4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー

53-1 SA 設備基準適合性 一覽表

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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
	関連資料		53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	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	C a	
			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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
	関連資料		53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	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	C a	
			関連資料	53-2 単線結線図 53-3 配置図		

53-2 単線結線図

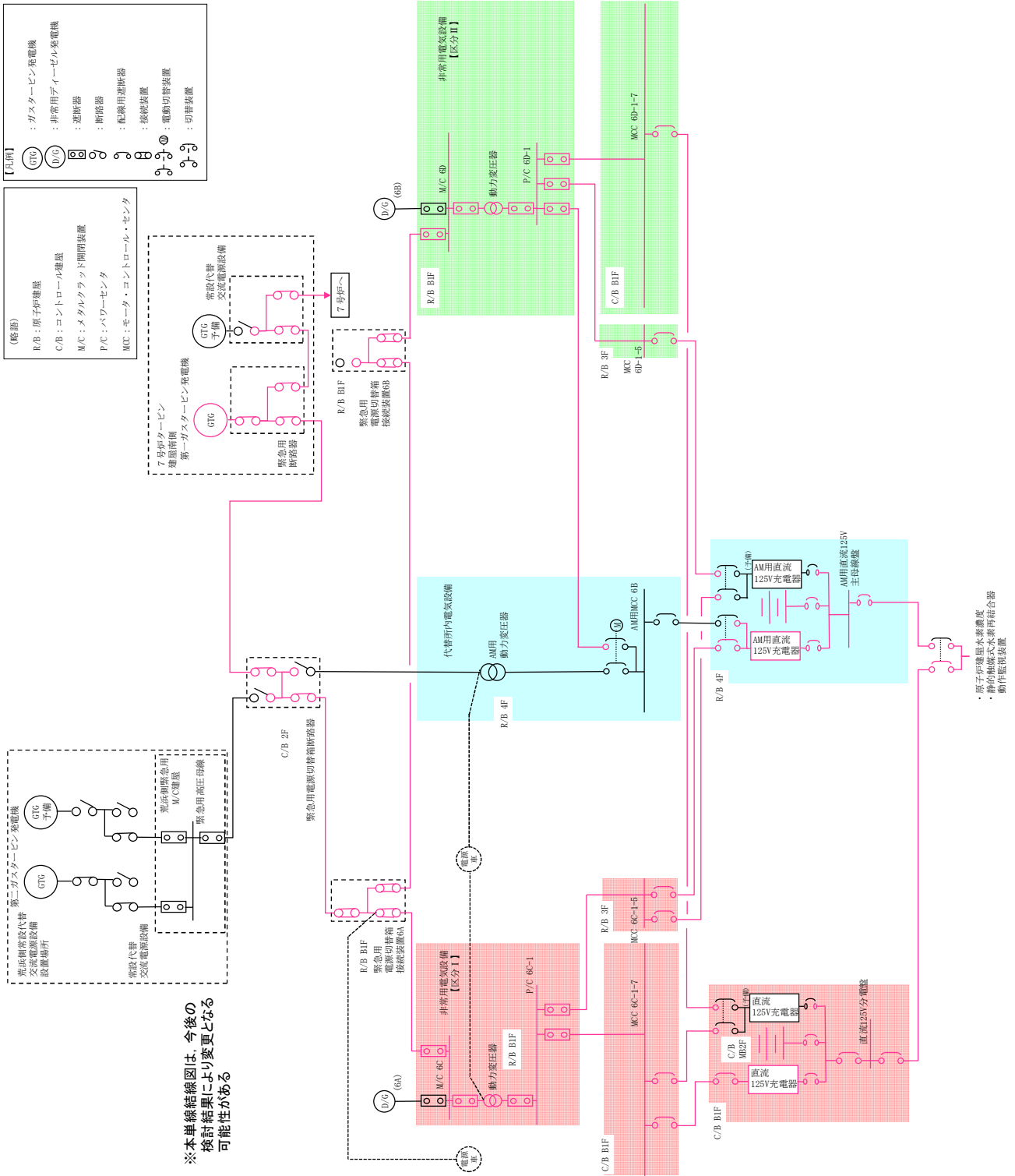


図1 単線結線図 (6号炉)

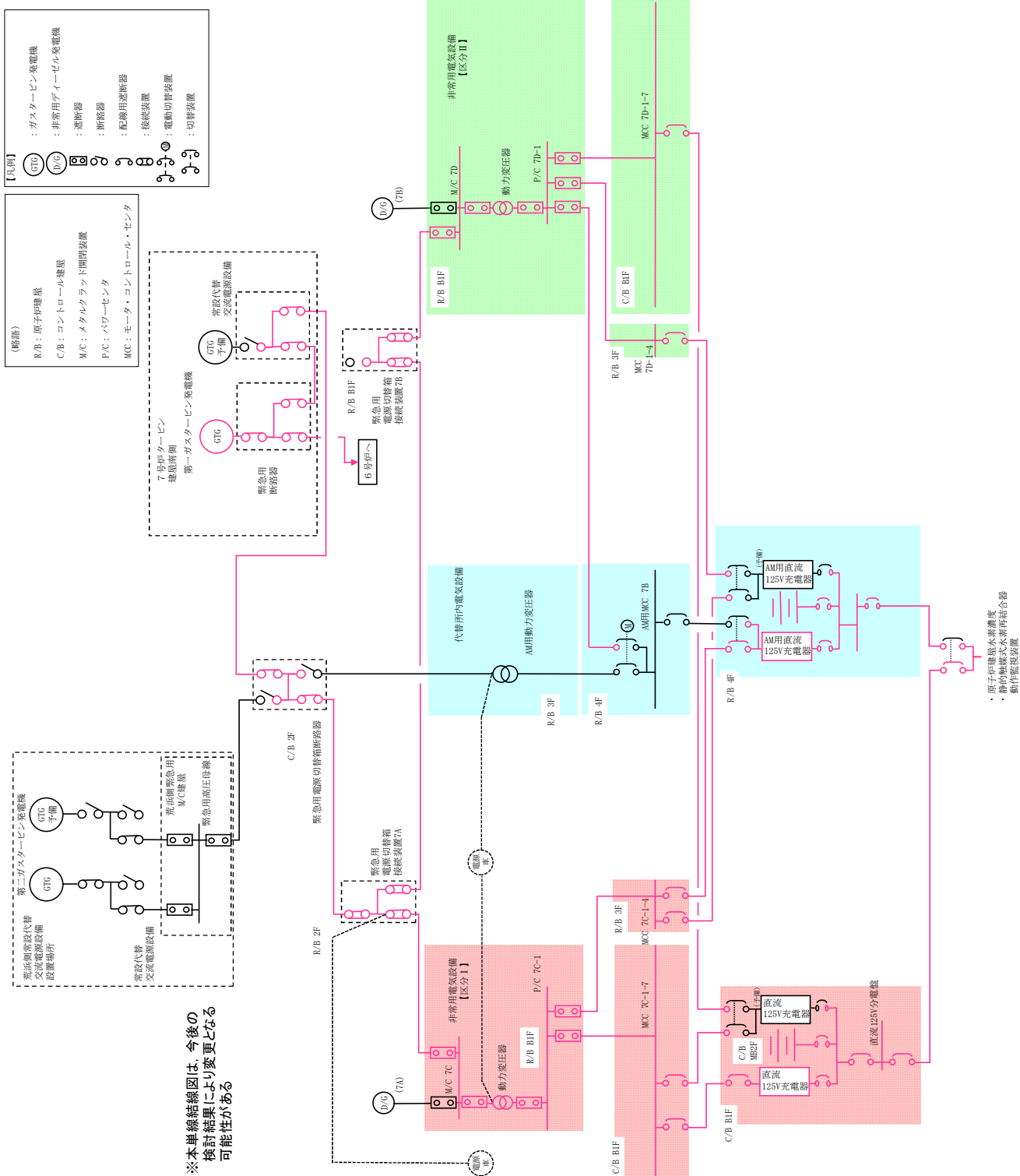


図2 単線結線図 (7号炉)

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

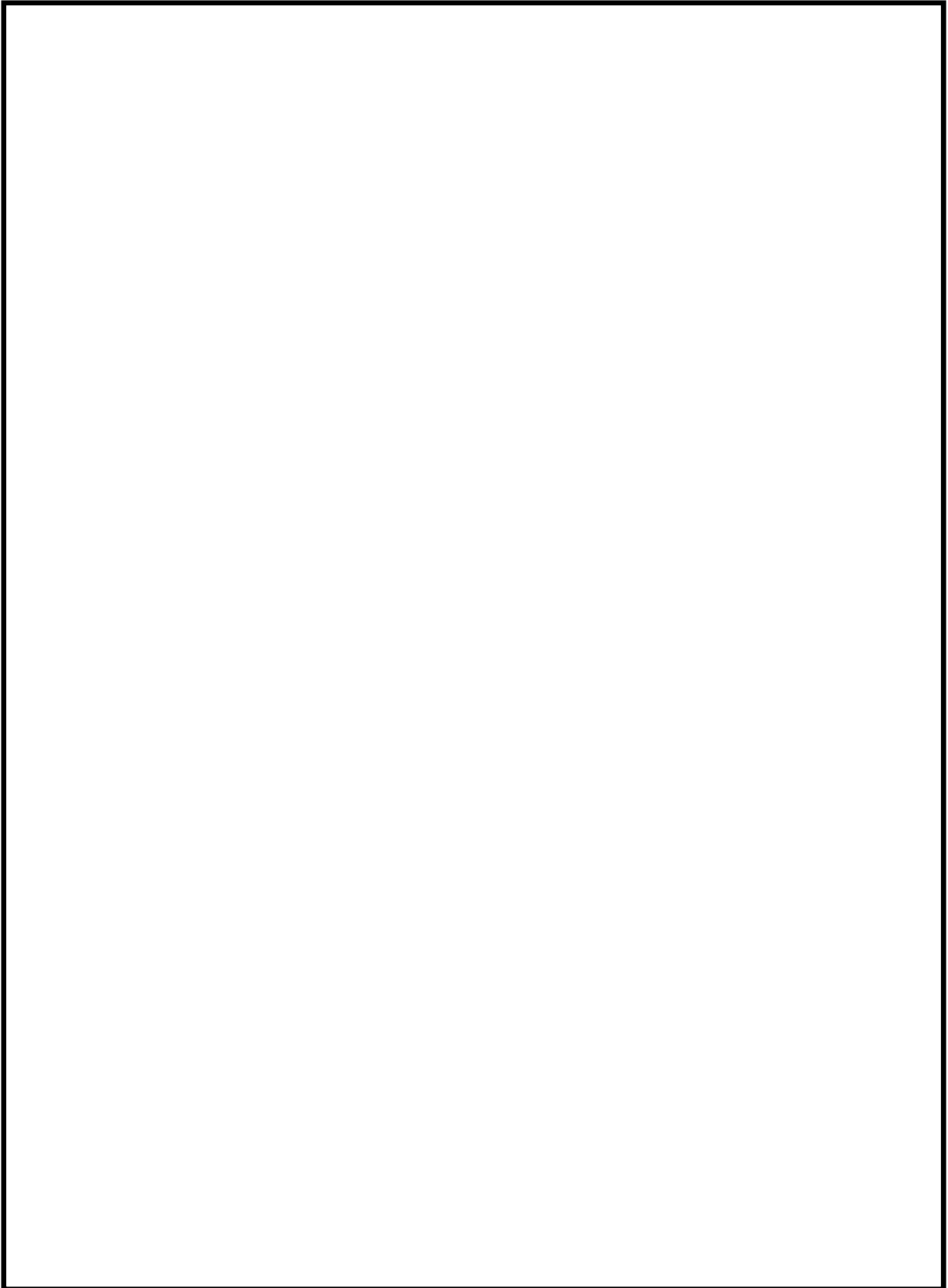


図1 機器配置図 (6号炉地上4階)

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

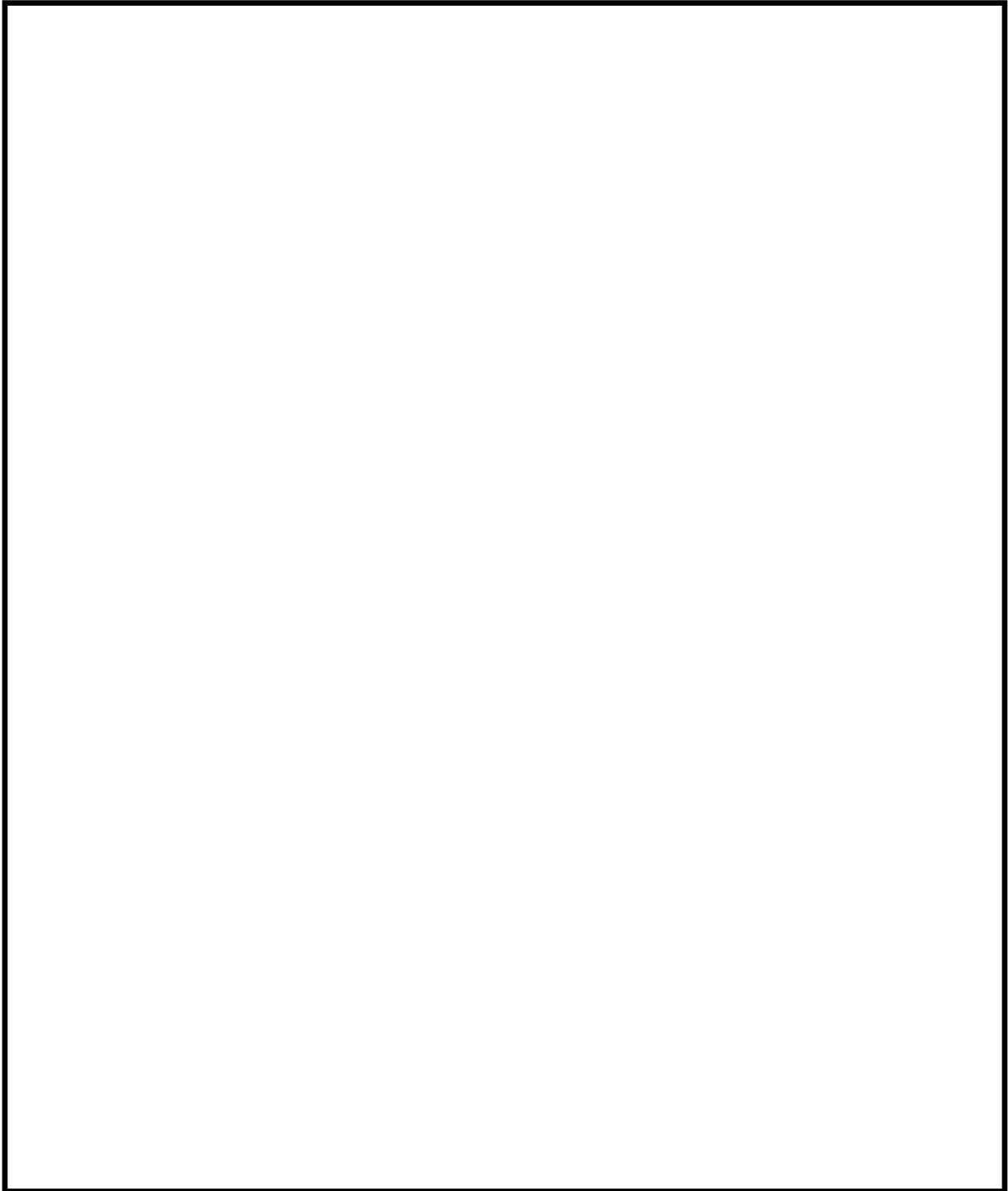


図 2 機器配置図 (6号炉地上2階)

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

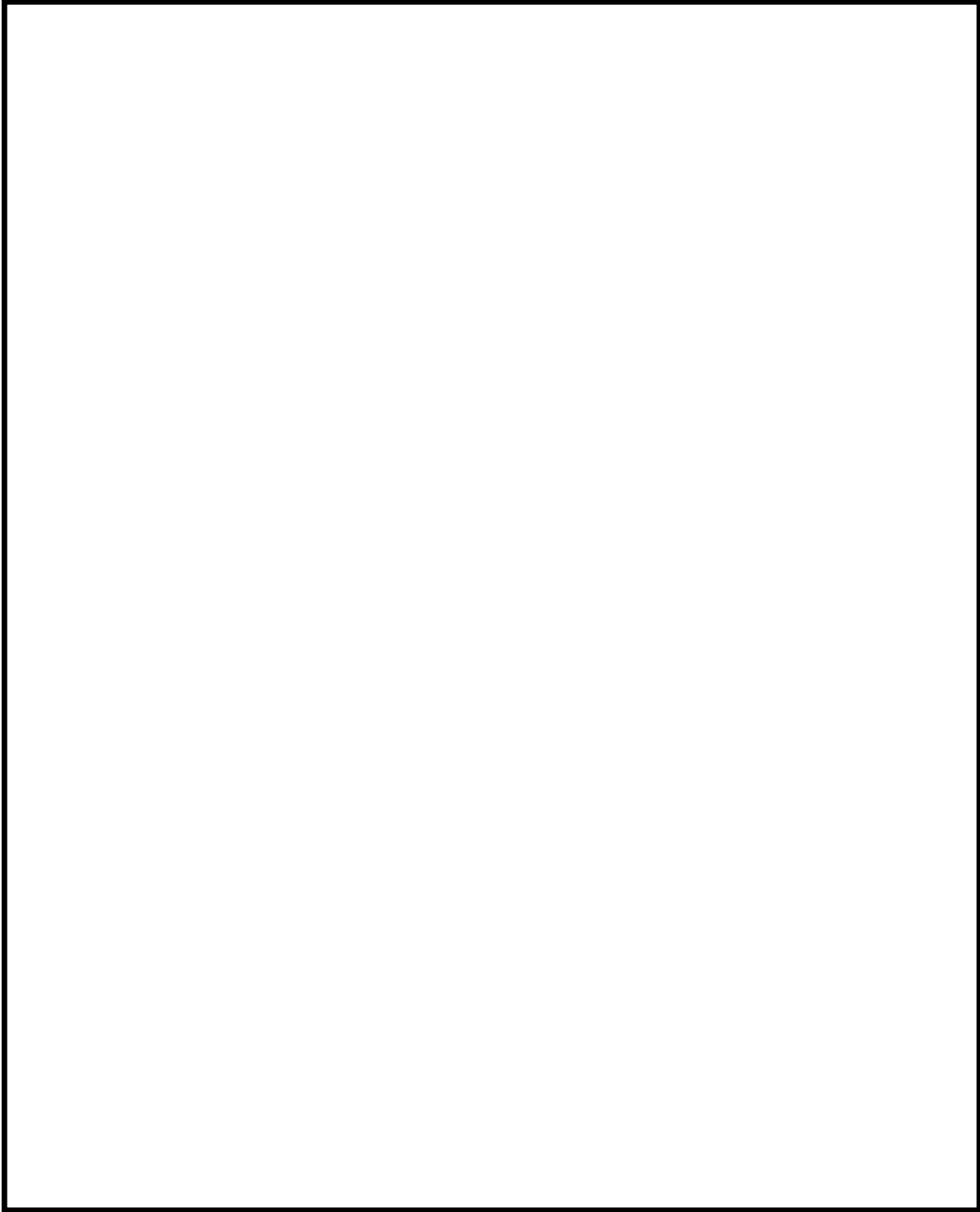


図3 機器配置図 (6号炉地下1階)

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

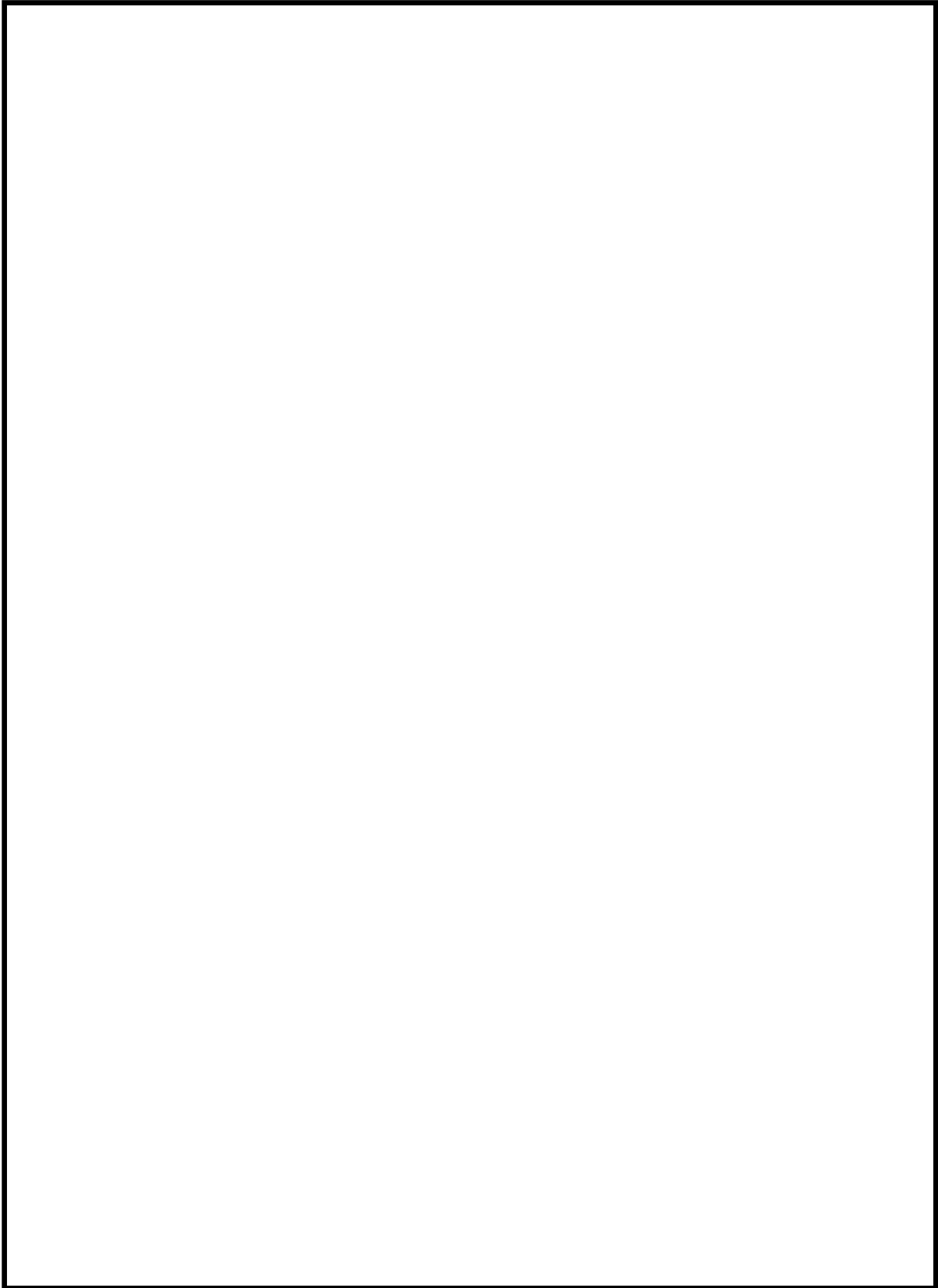


図 4 機器配置図 (6号炉地下中2階及び地下2階)

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

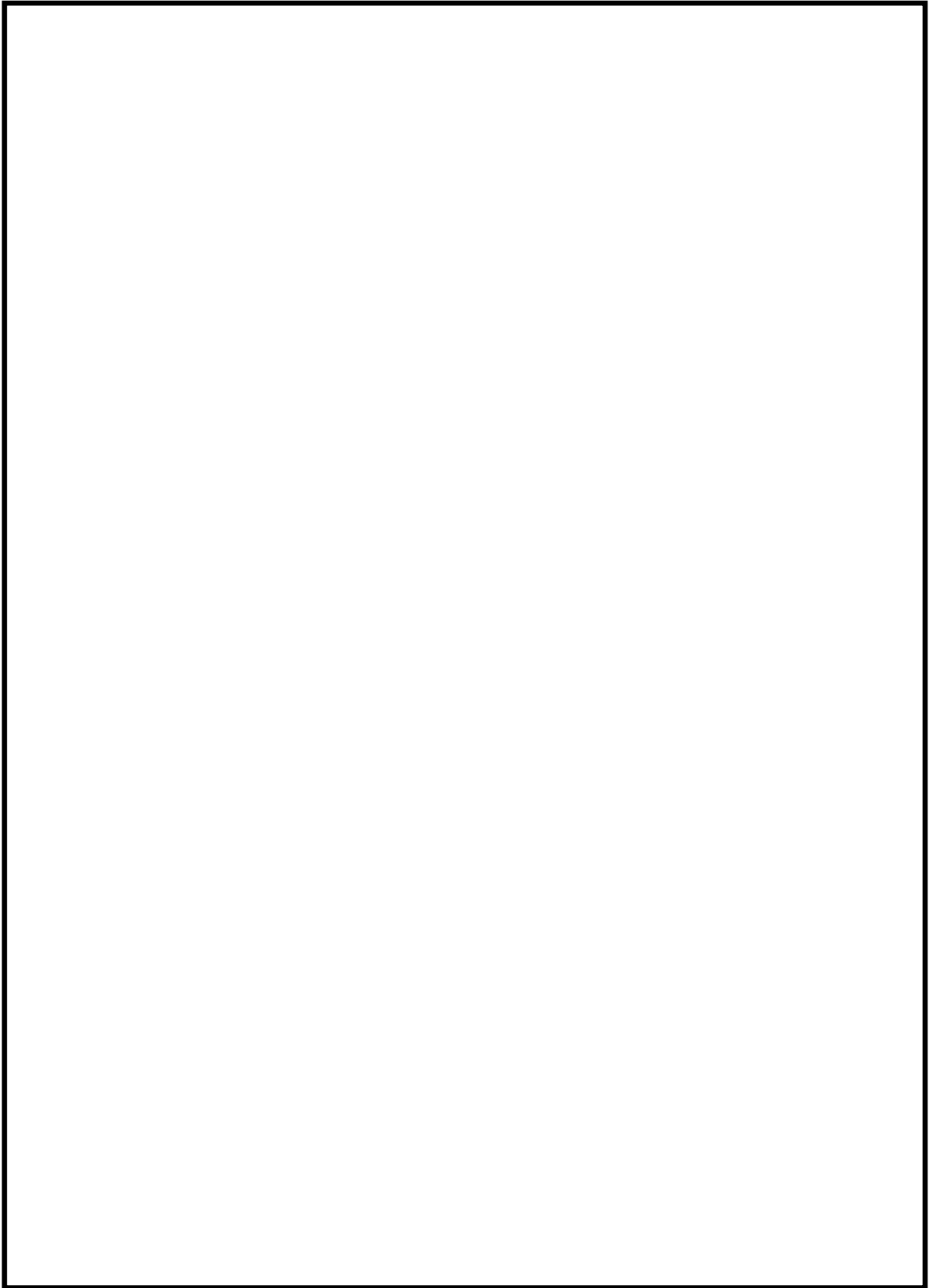


図 5 機器配置図 (7号炉地上4階)

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

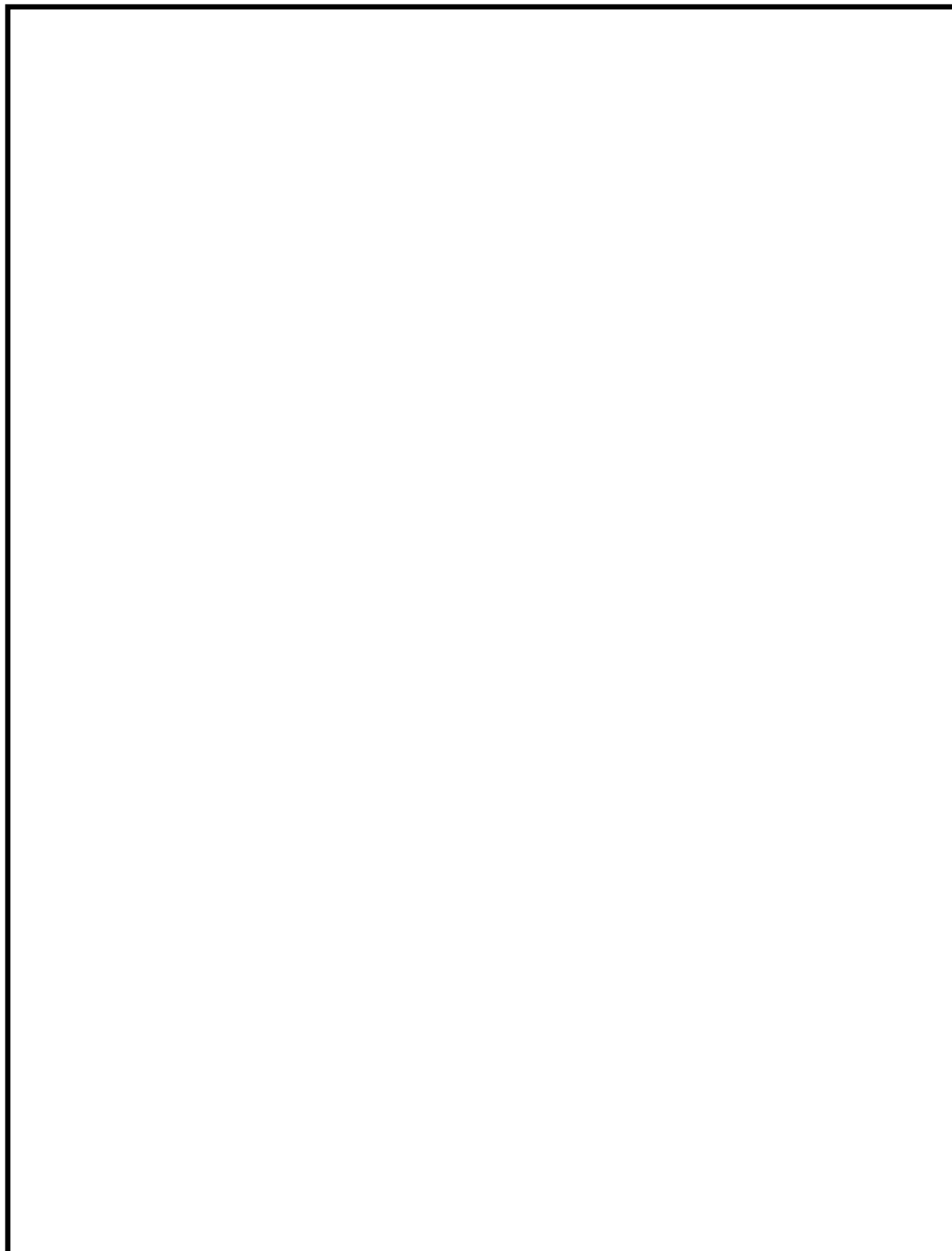


図 6 機器配置図 (7号炉地上2階)

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

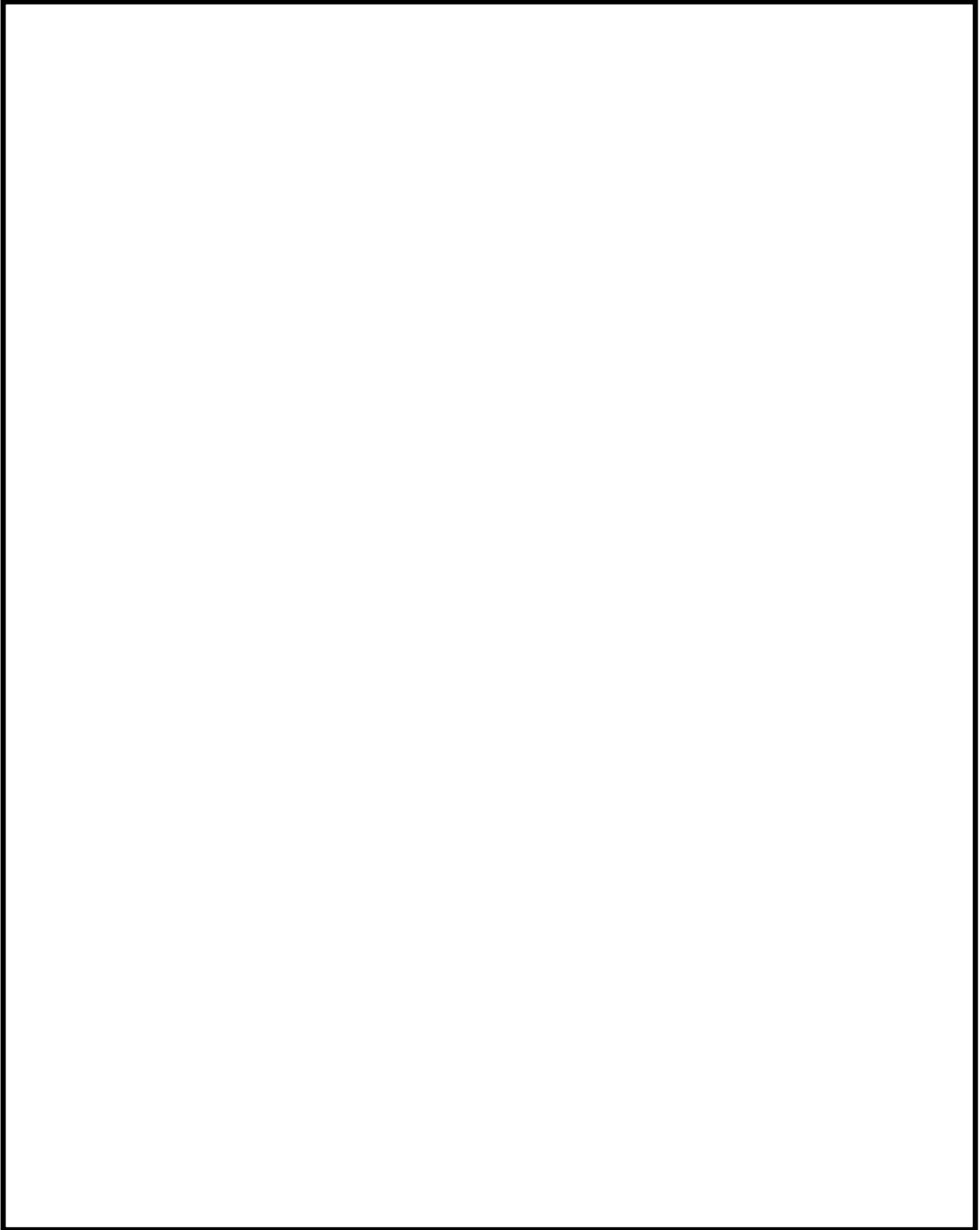


図 7 機器配置図 (7号炉地下1階)

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 号炉地下中 2 階及び地下 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。

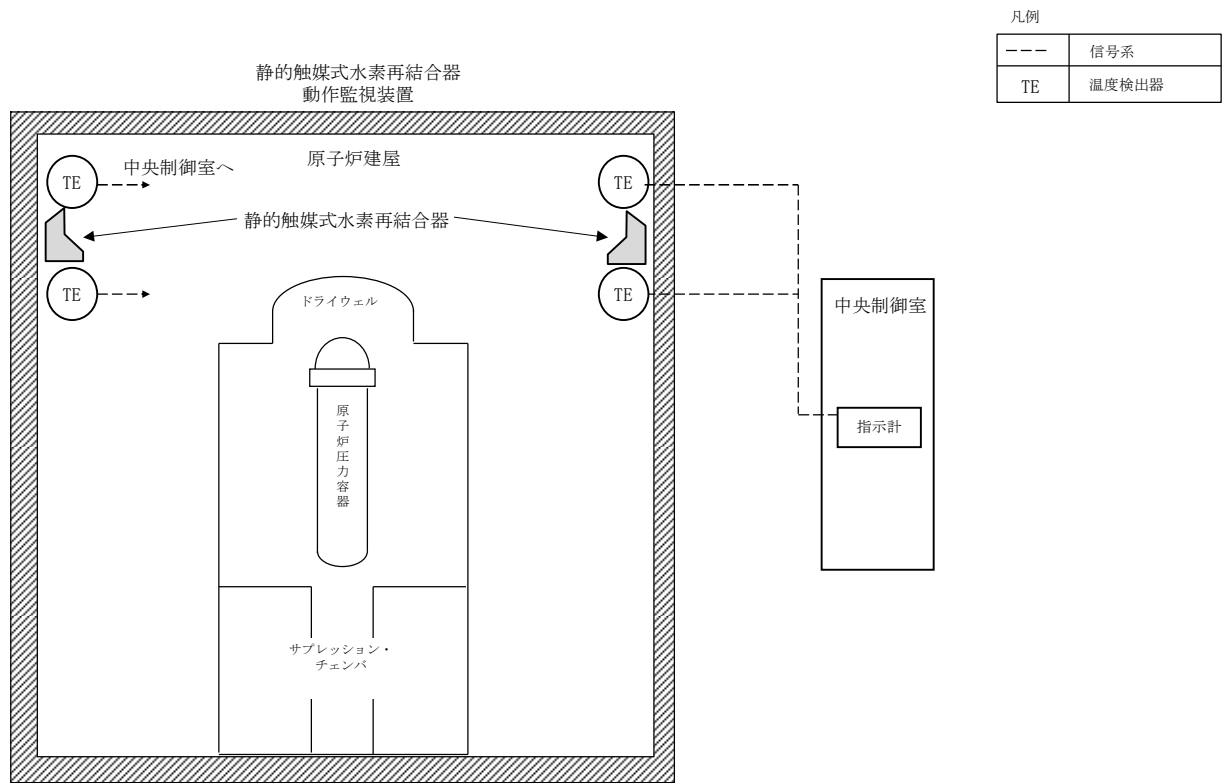


図 1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

凡例

---	信号系
H2E	水素検出器

原子炉建屋水素濃度

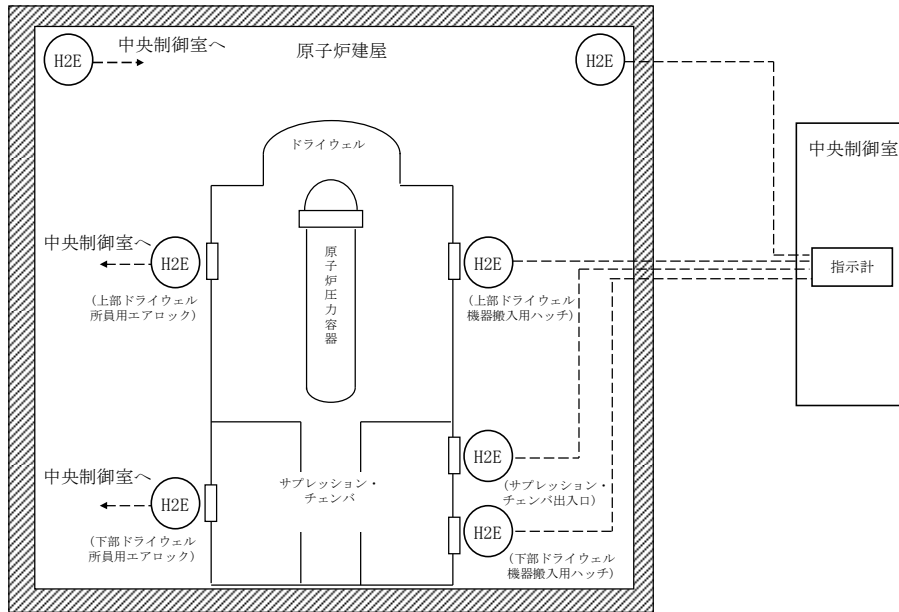


図 2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

53-5 試験及び検査

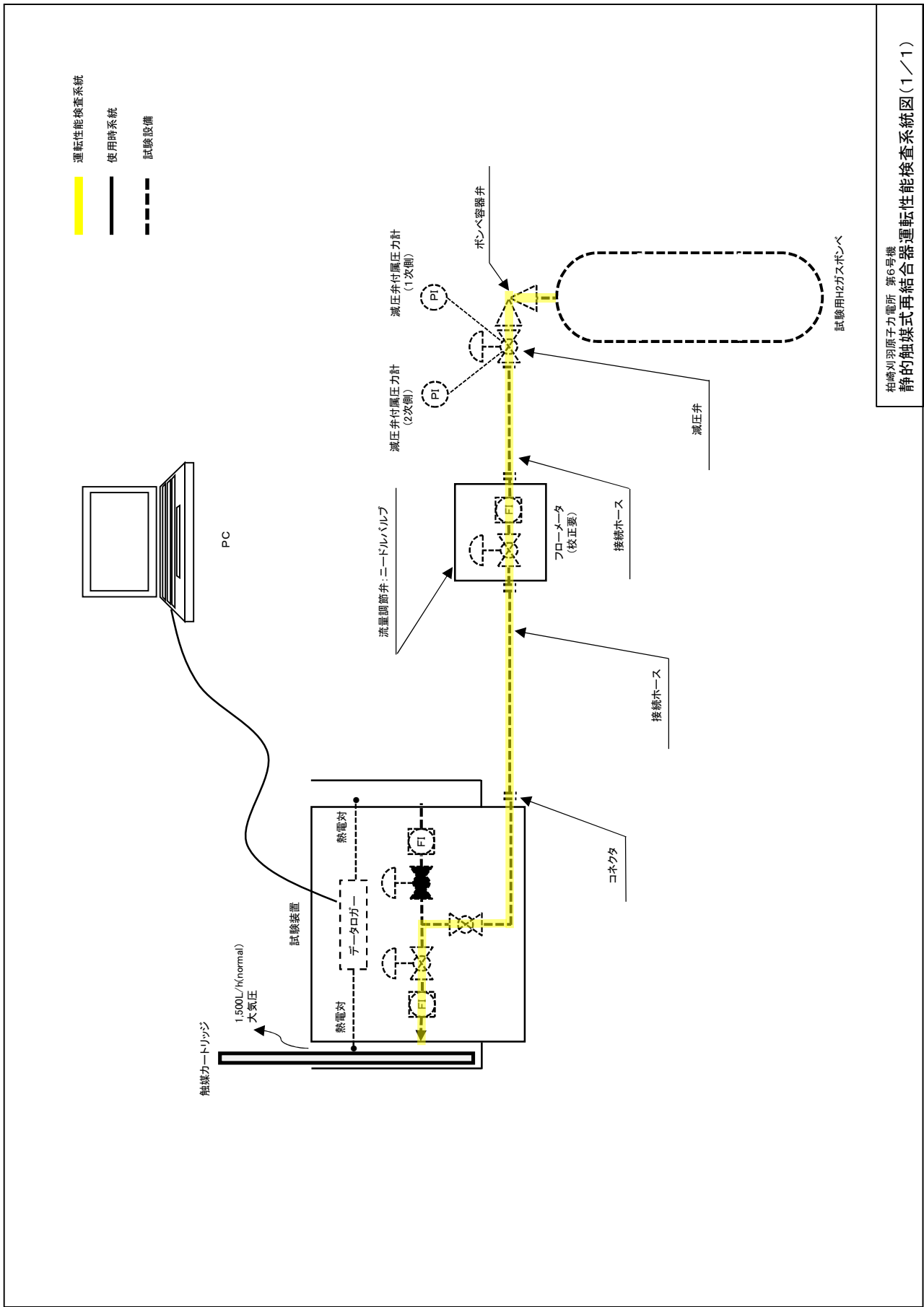


図1 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査 (6号炉の例)

○計装設備の試験・検査について

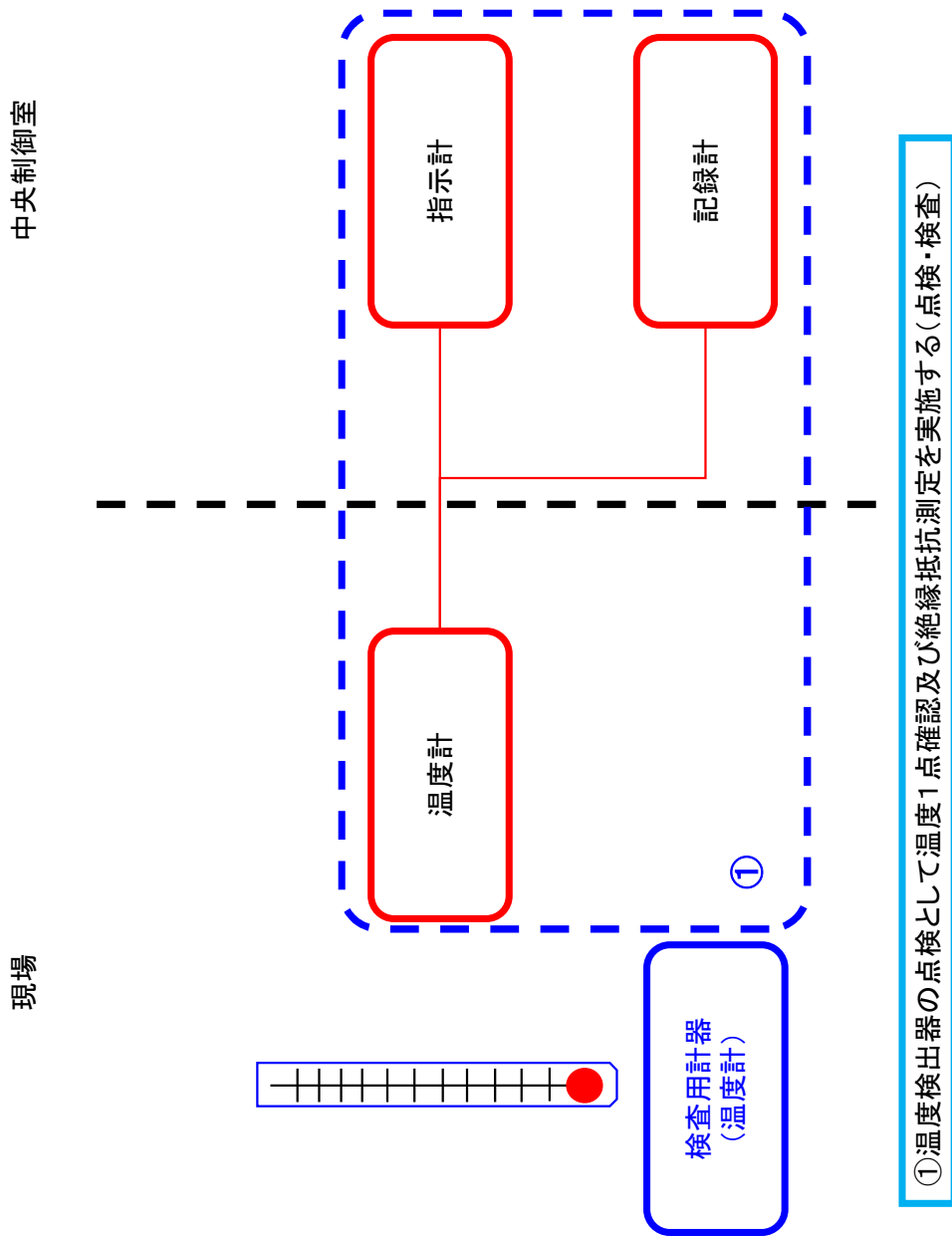
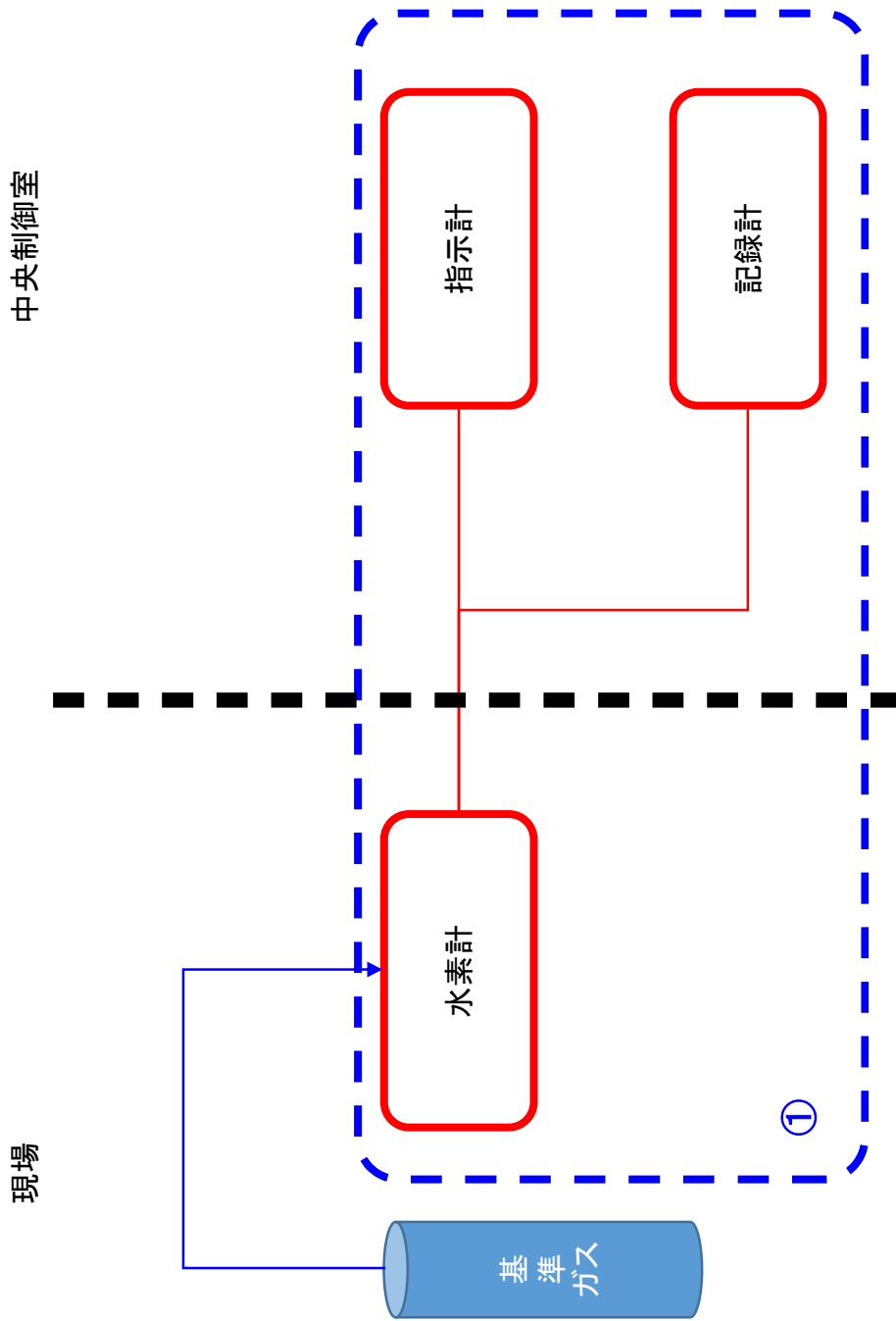


図2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査



①検出器の点検として水素濃度1点の確認を基準ガスによる校正により実施する(点検・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

・ 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、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。メーカー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

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots (式 1)$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : 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_{H_2}
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°C (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°C=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°C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、重大事故時に格納容器内に存在するガス状水素による 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

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \quad \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H_2} : 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 (-)

1) 必要個数の計算

格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故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。

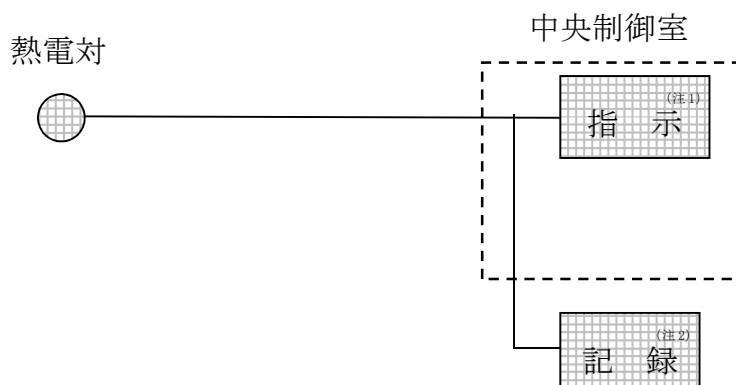
・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(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、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。(図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。)



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

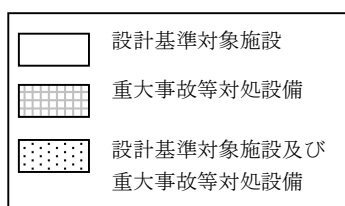


図1 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(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℃	—	—	—	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：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であつて、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：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つて、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。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：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にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図2,3「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。)

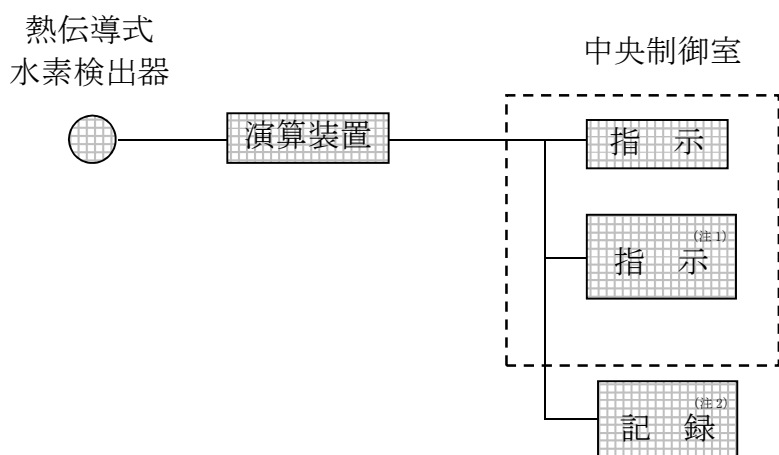
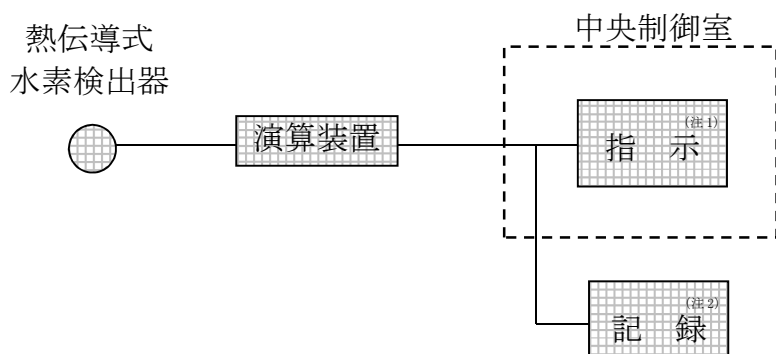


図2 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

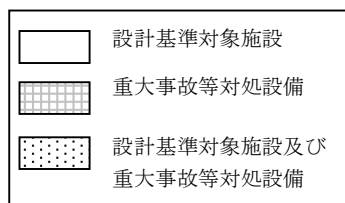


図3 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(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	熱伝導度方式	0~20vol%	7	原子炉建屋地上4階:2個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下中2階:1個 原子炉建屋地下2階:1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%	—	—	—	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。

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であつて、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：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つて、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。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：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、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有する。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、格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温、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、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、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閉じ込め機能強化を図る。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、閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。

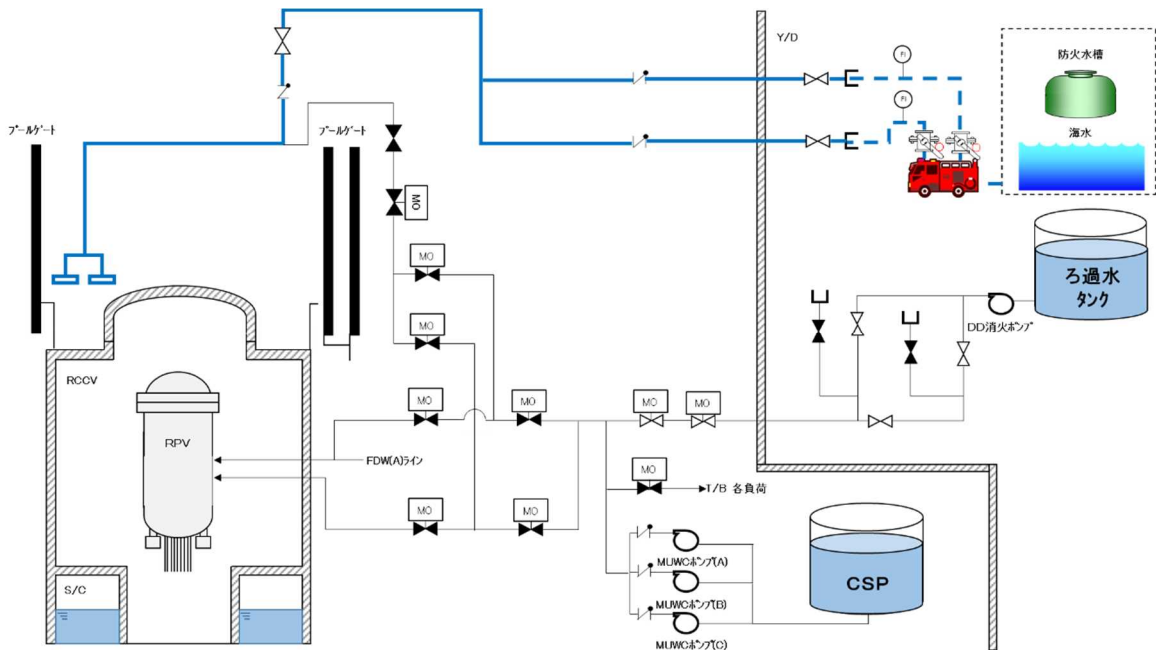


図1 格納容器頂部注水系 概要図

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、重大事故等発生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。

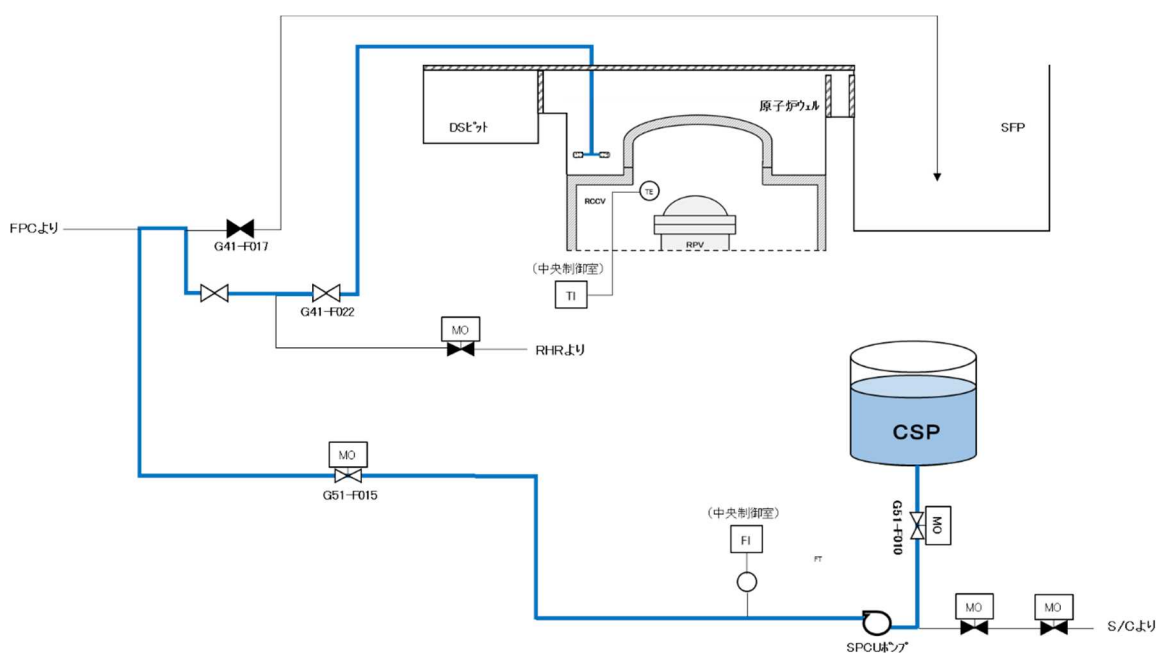


図2 サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水 概要図

(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 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」で示す。

