

# 女川原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 30 年 3 月

東北電力株式会社

## 目次

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

下線部：今回提出資料

## 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 緊急停止失敗時に期待する設備について

44-8 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）に関する健全性について

44-9 その他設備

44-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B, C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	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	K		
		関連資料	44-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	44-3 配置図, 44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について			
	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	対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料		44-3 配置図, 44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について			

女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	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	N	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	44-4 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(流路, その他設備)	対象外
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象(サポート系あり) 一別的手段	C b
	関連資料	44-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 4 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	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	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	N		
		関連資料	44-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	44-4 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 (流路, その他設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) 一別的手段	C b
	関連資料		44-4 系統図			

女川原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第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			制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(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	N	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	44-4 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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	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	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポート系あり）一別的手段	C b
	関連資料	44-4 系統図			



女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第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 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)		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	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	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	K	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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(サポート系なし)	対象外
		関連資料	44-3 配置図, 44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について		
	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	対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料	44-3 配置図, 44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について			

女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	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		A	
		関連資料	44-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要		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(その他設備)	対象外	
		関連資料	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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分		B
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)		—
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	本文				

女川原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
		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)		容器	C
		関連資料		44-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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(その他設備)	対象外
		関連資料		44-4 系統図		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
	関連資料		44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	—
関連資料				—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
			サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料		本文			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 4 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 (自動減圧系作動阻止機能)		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	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	K	
		関連資料	44-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	44-4 系統図, 44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について		
	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	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料	44-3 配置図, 44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について			

44-2  
単線結線図

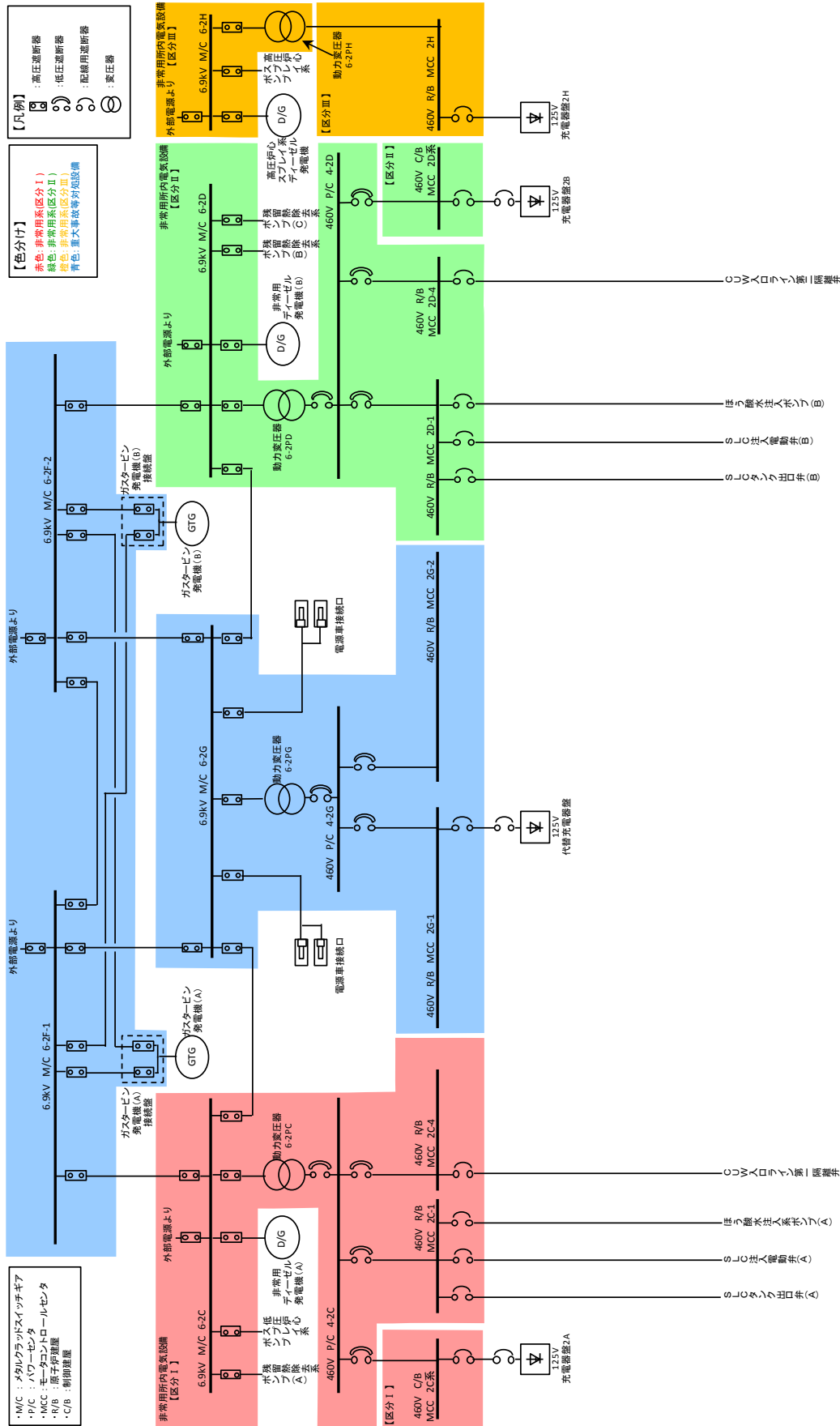


図 44-2-1 交流電源単線結線図

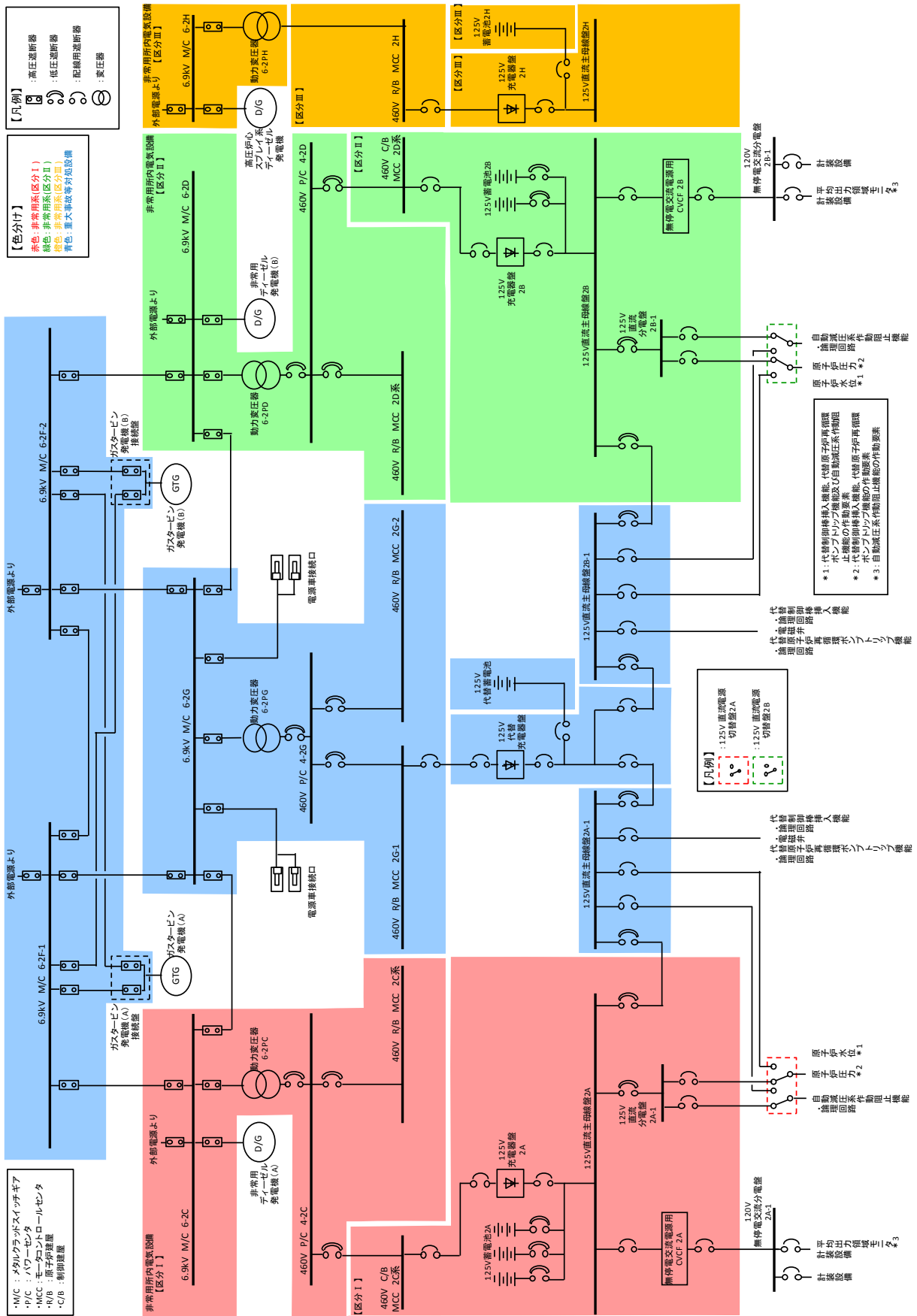
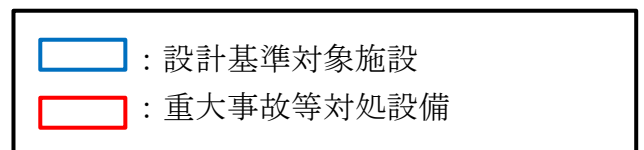


図 44-2-2 直流電源単線結線図

44-3  
配置図





【ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（計器）】

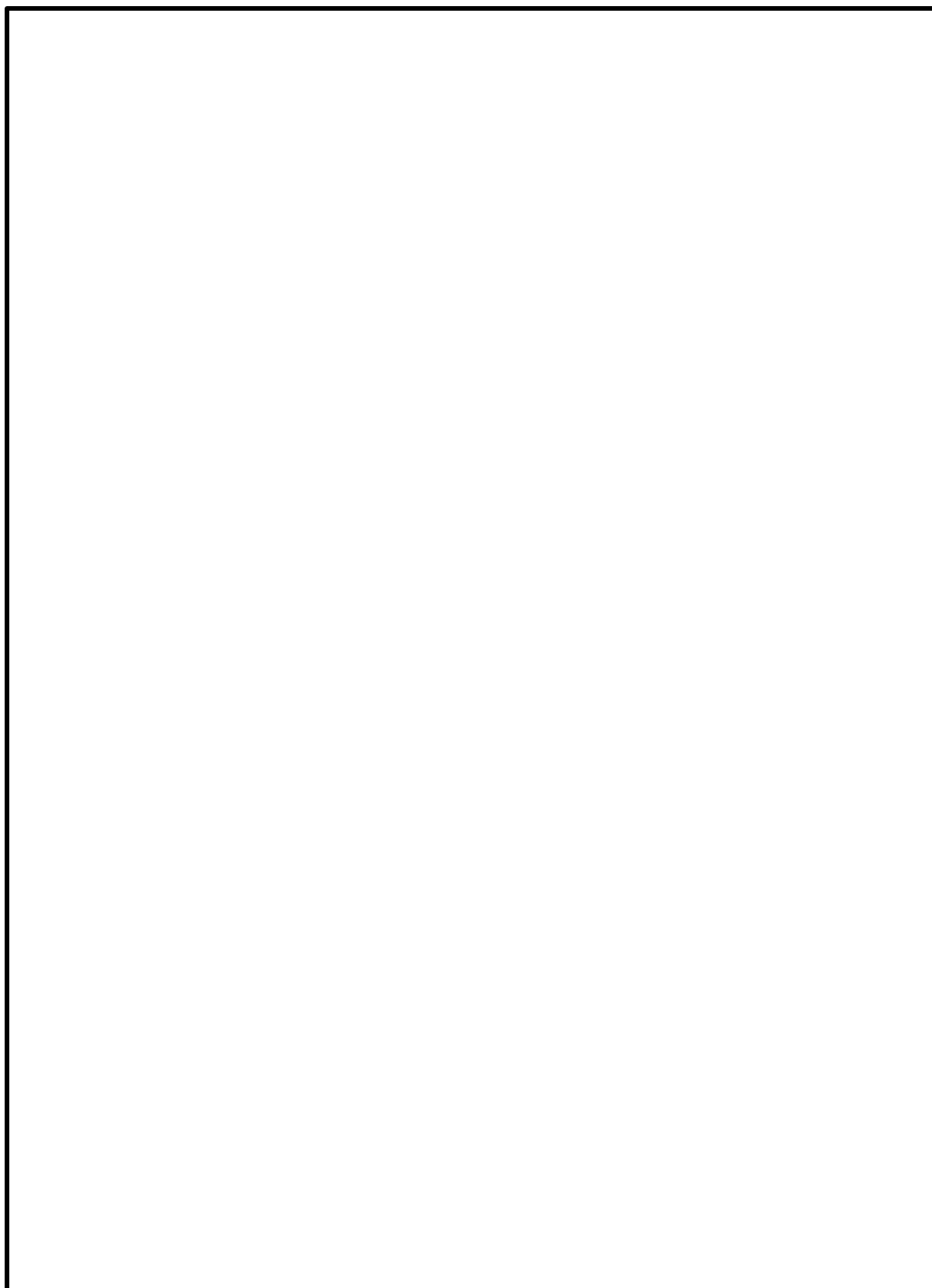


図 44-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ARI 用電磁弁）】

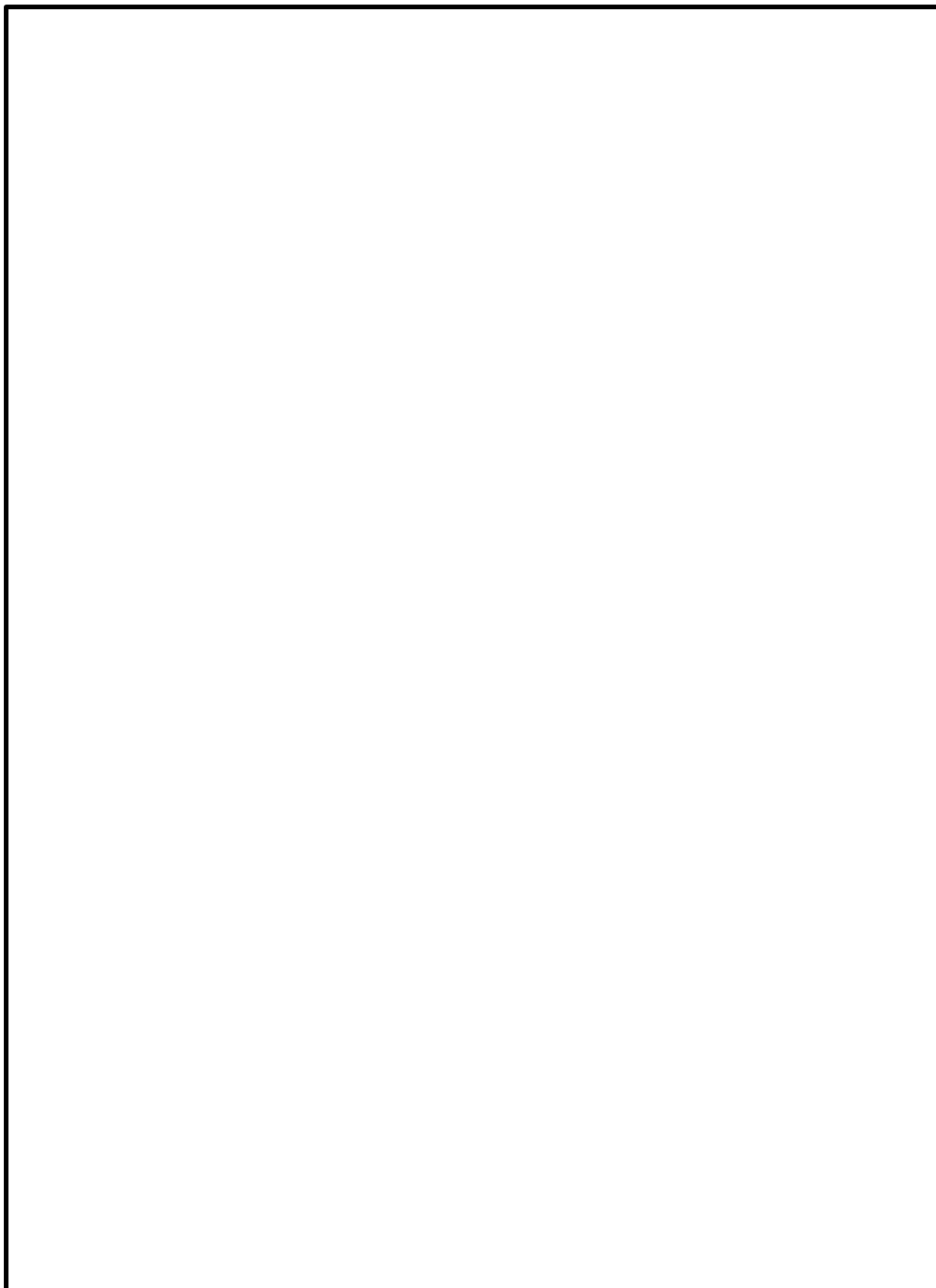


図 44-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（計器）】

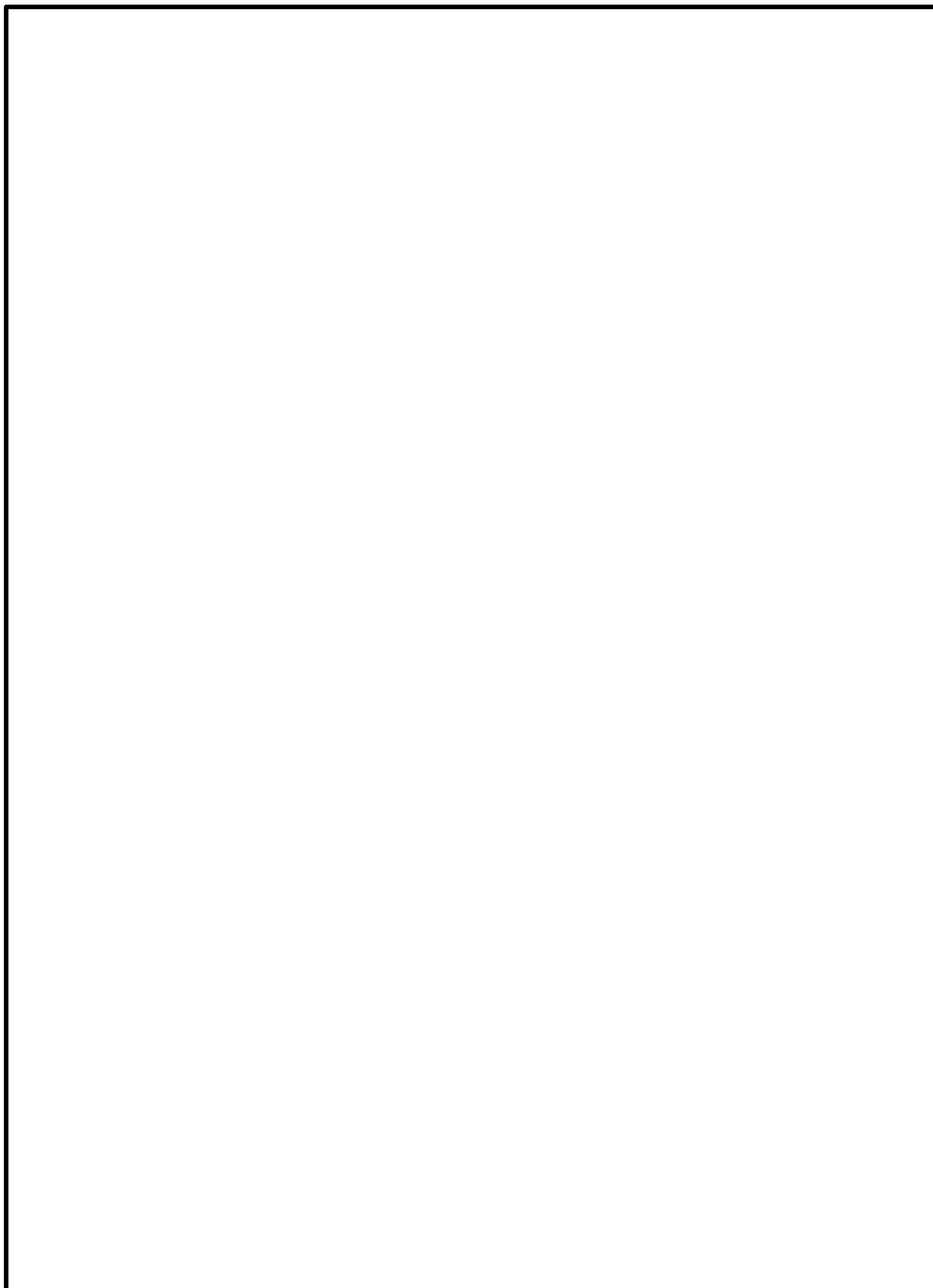


図 44-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（論理回路，手動スイッチ）】

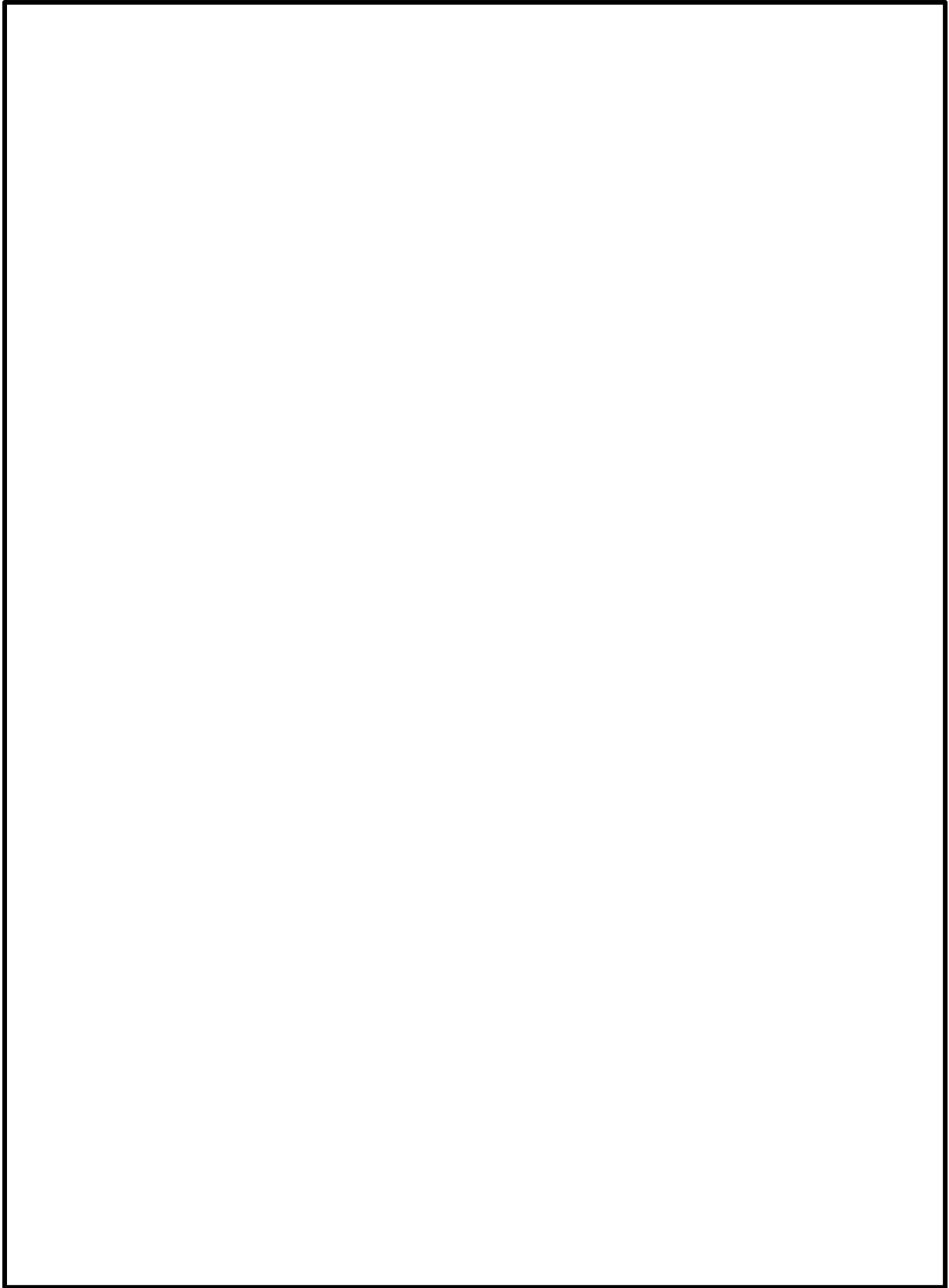


図 44-3-4 配置図（中央制御室（制御建屋  ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）  
（代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器）】

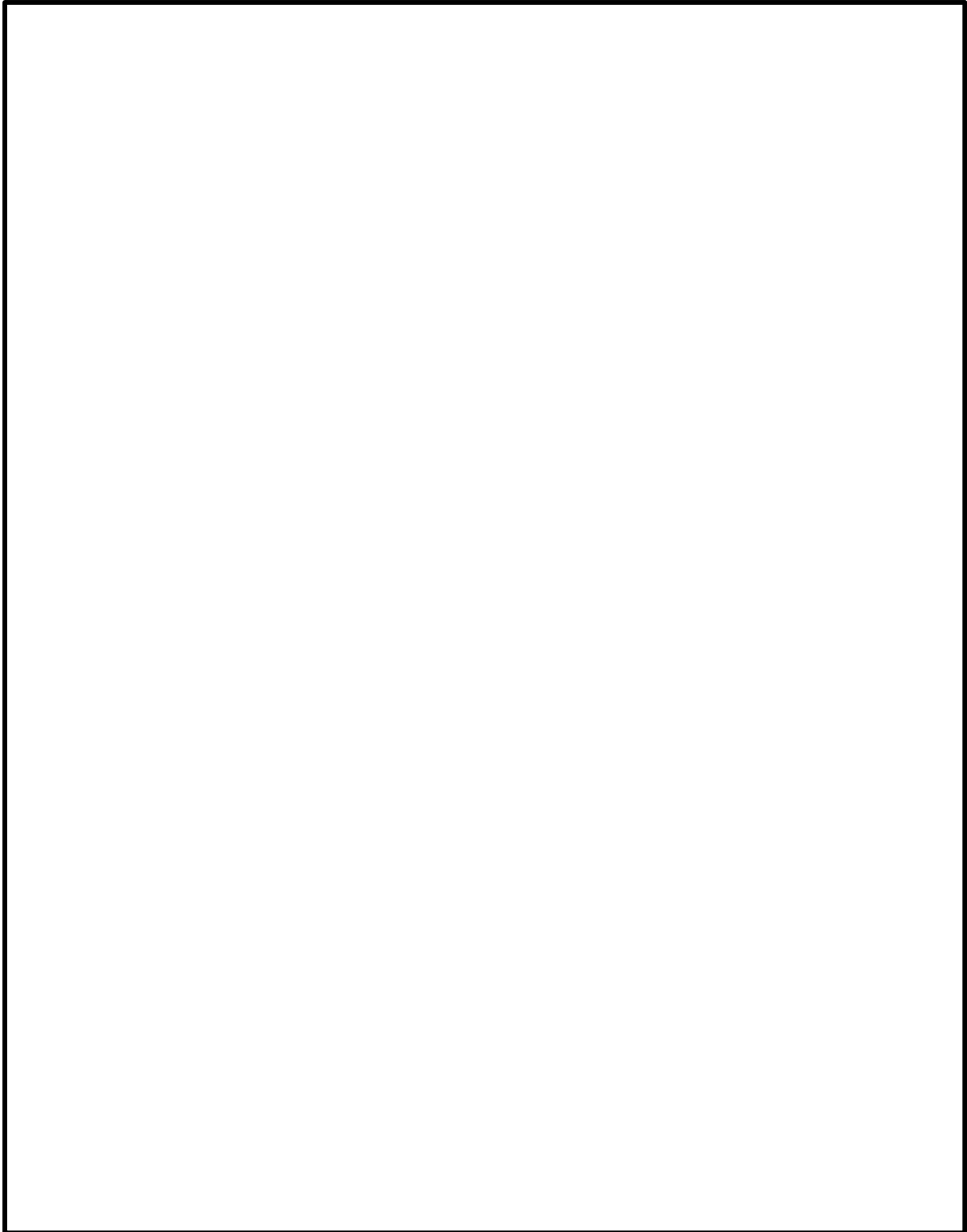


図 44-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（計器）】

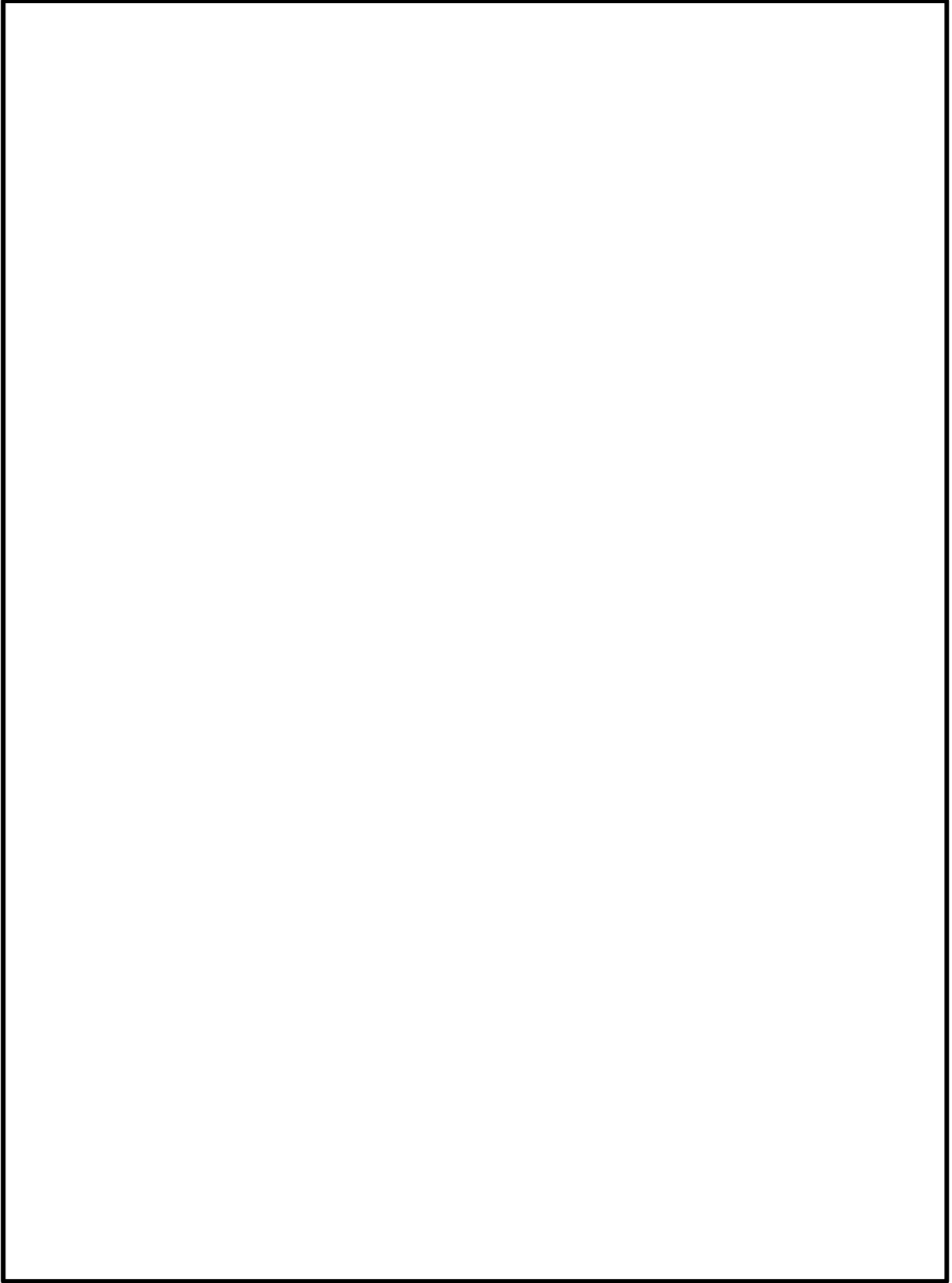


図 44-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（計器）】

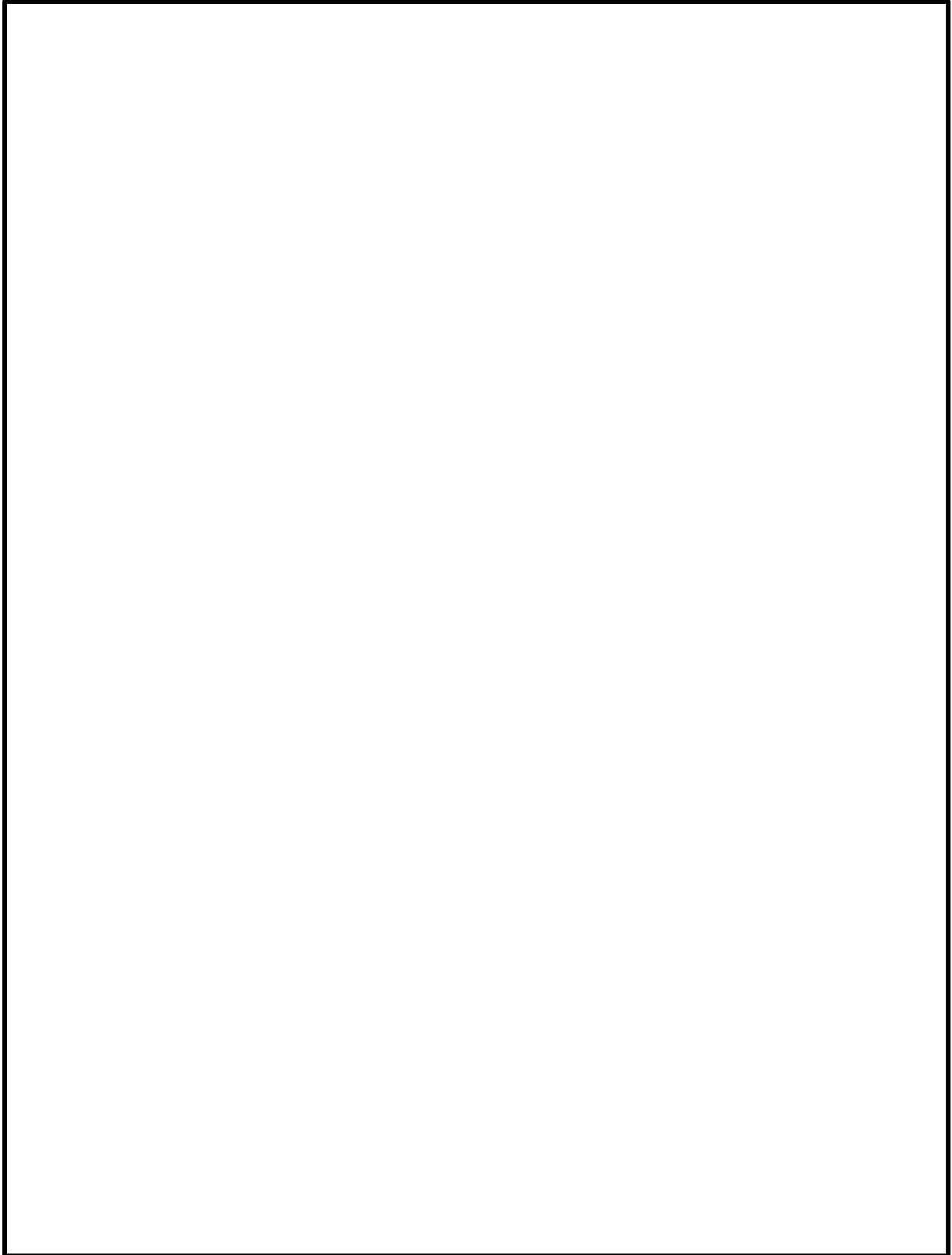


図 44-3-7 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）  
（論理回路，手動スイッチ）】

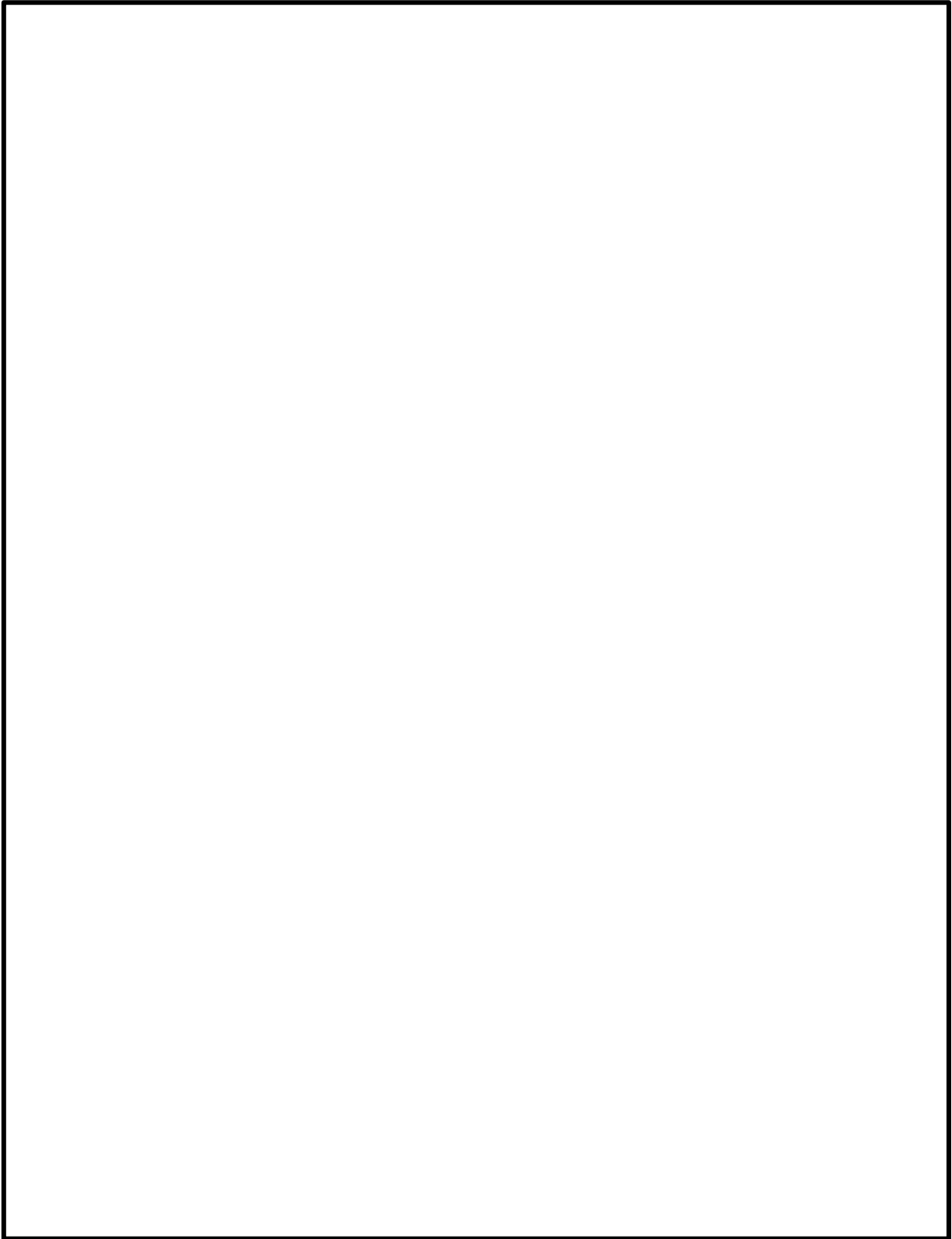


図 44-3-8 配置図（中央制御室（制御建屋  ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



【ほう酸水注入系】

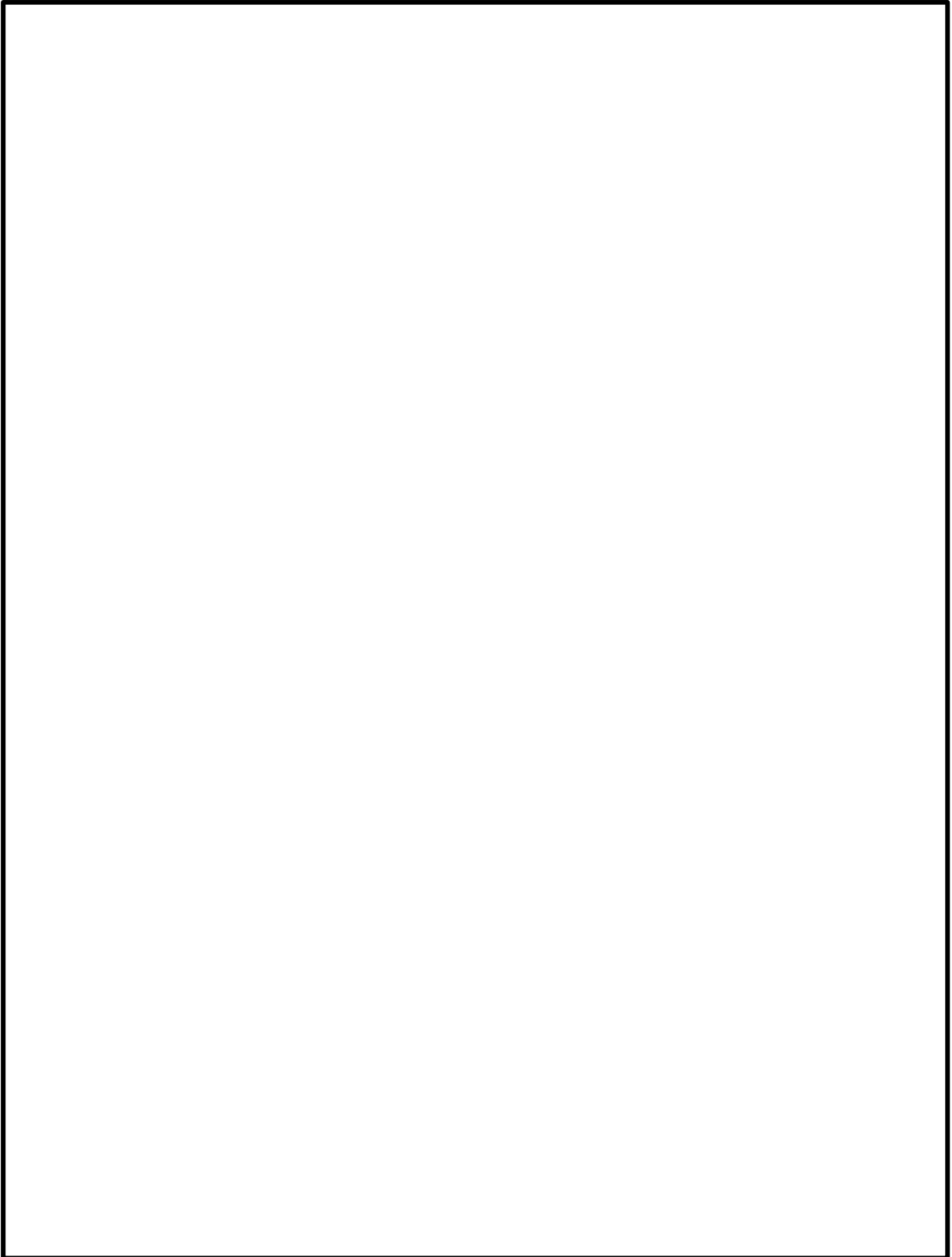


図 44-3-9 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ほう酸水注入系】

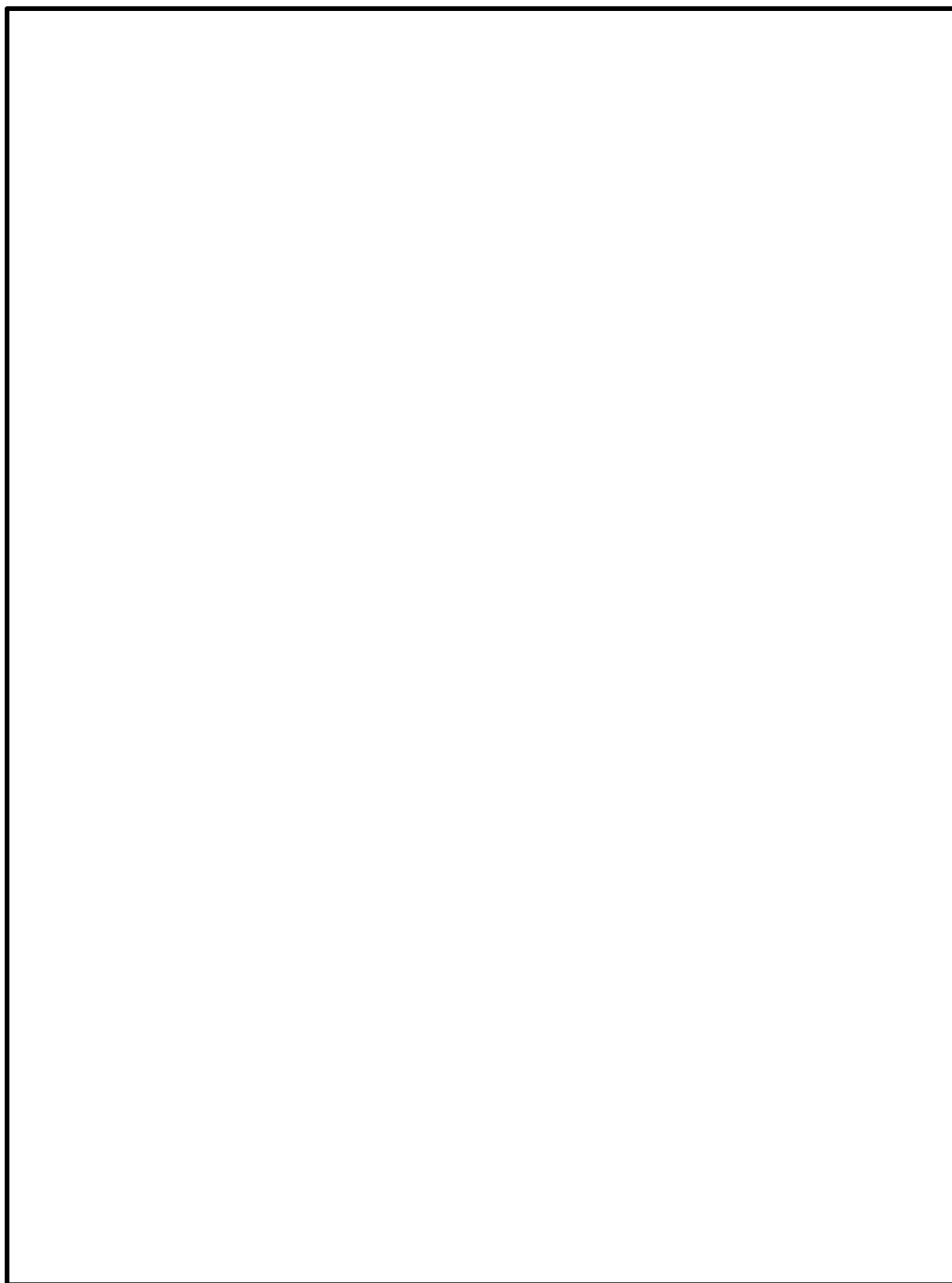



図 44-3-10 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ほう酸水注入系】

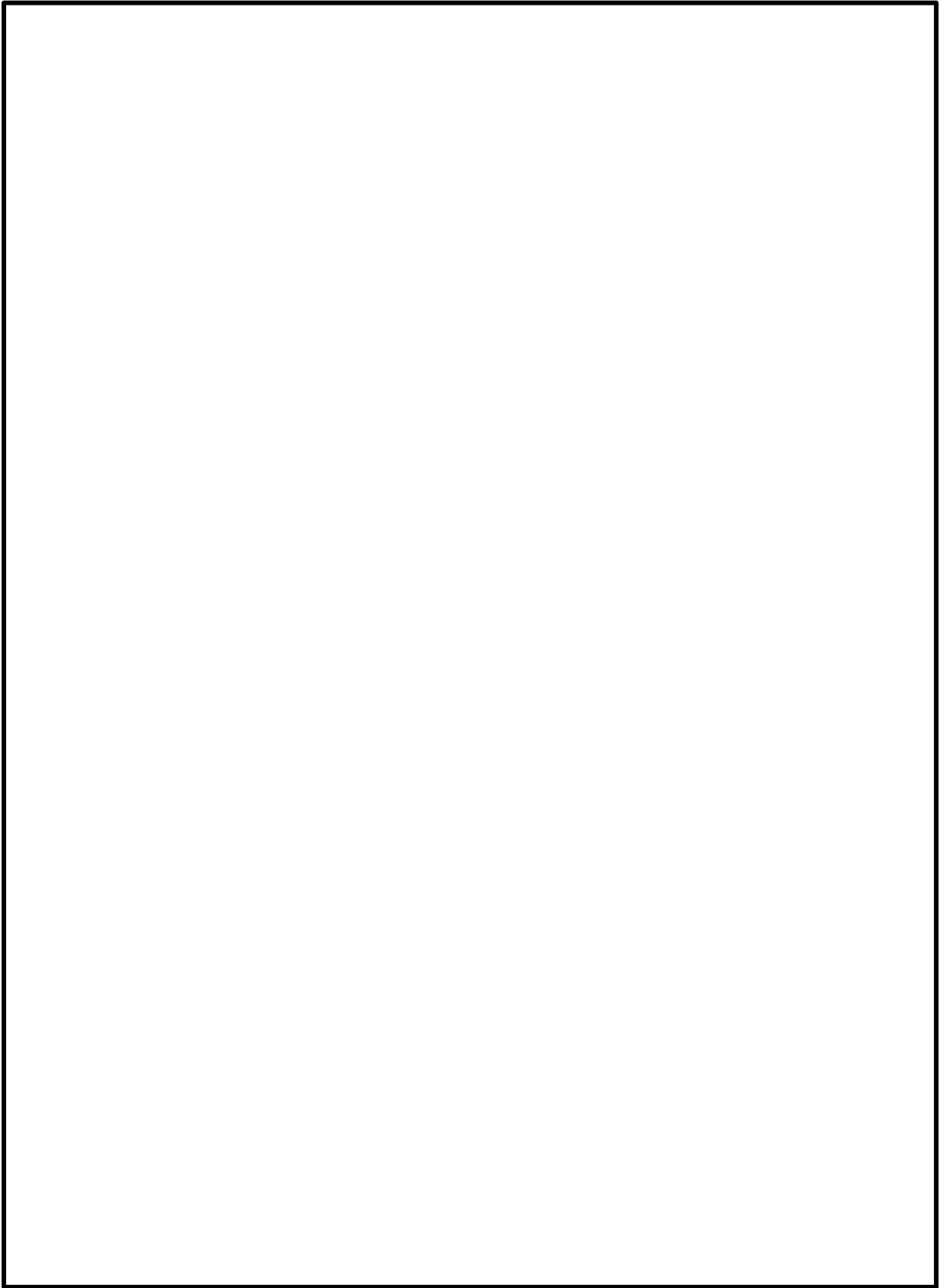


図 44-3-11 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（計器）】

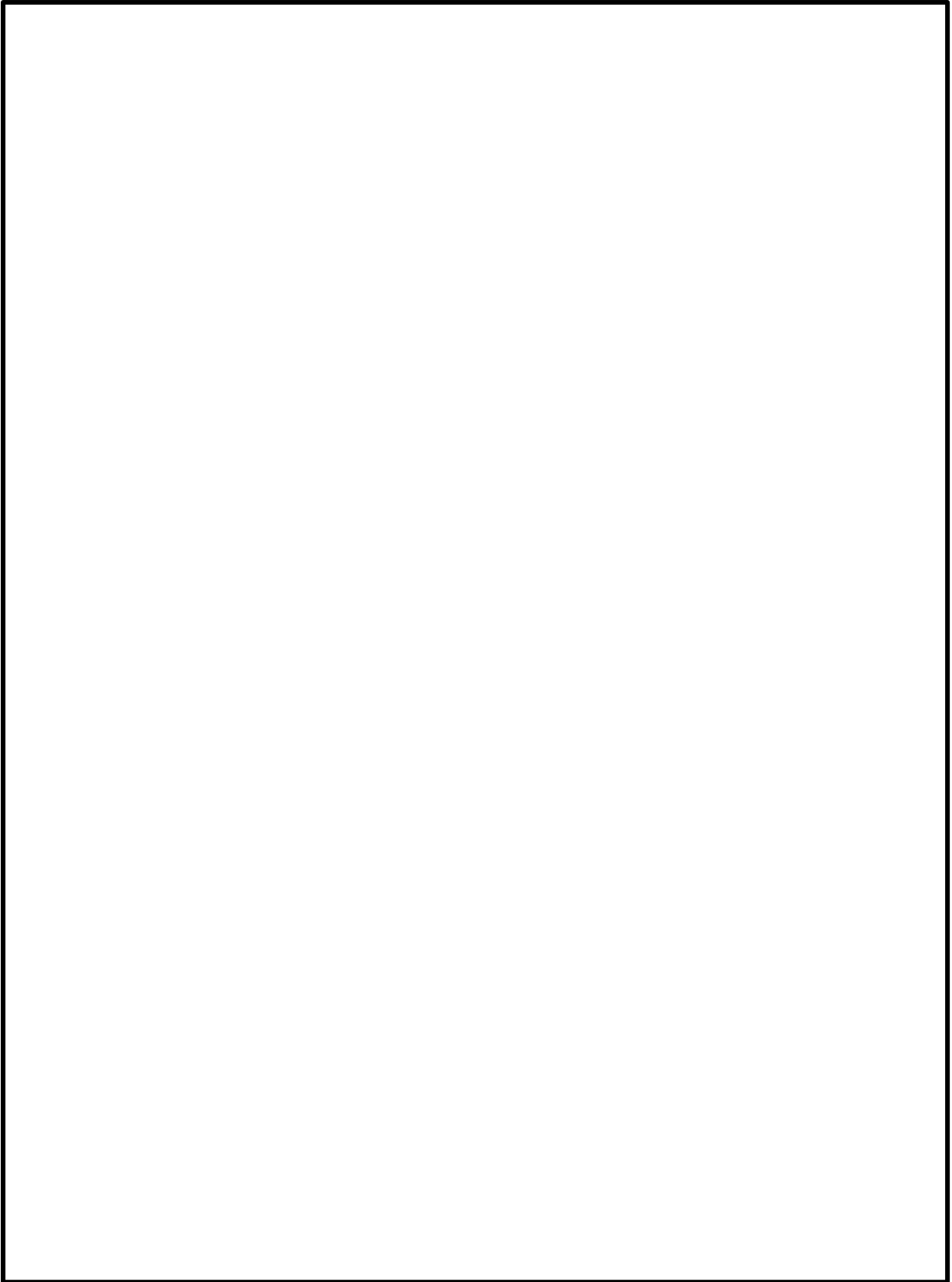


図 44-3-12 配置図（原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（論理回路）】



図 44-3-13 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

【制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）】

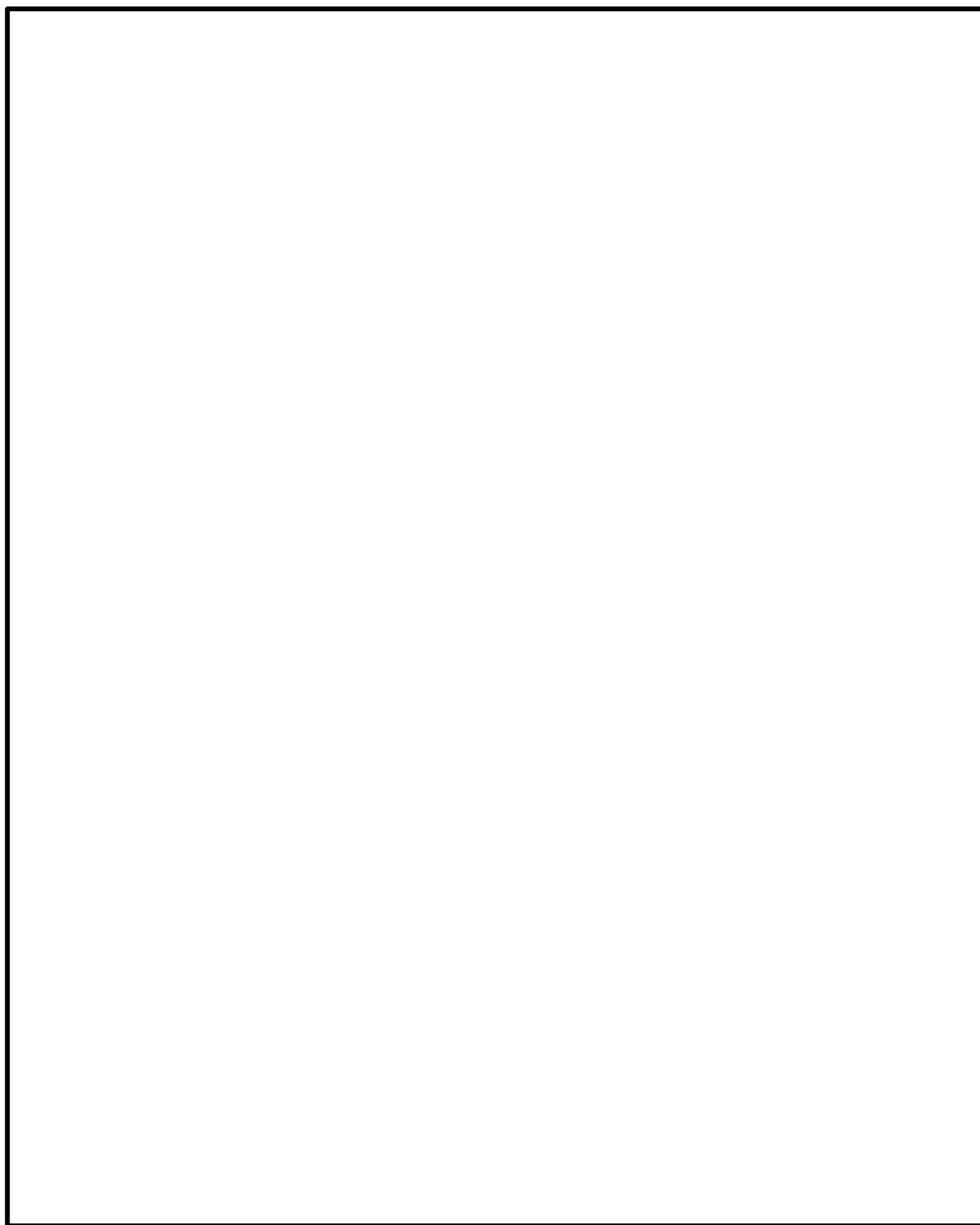


図 44-3-14 配置図（原子炉建屋  ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

44-4  
系統図

【ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）】

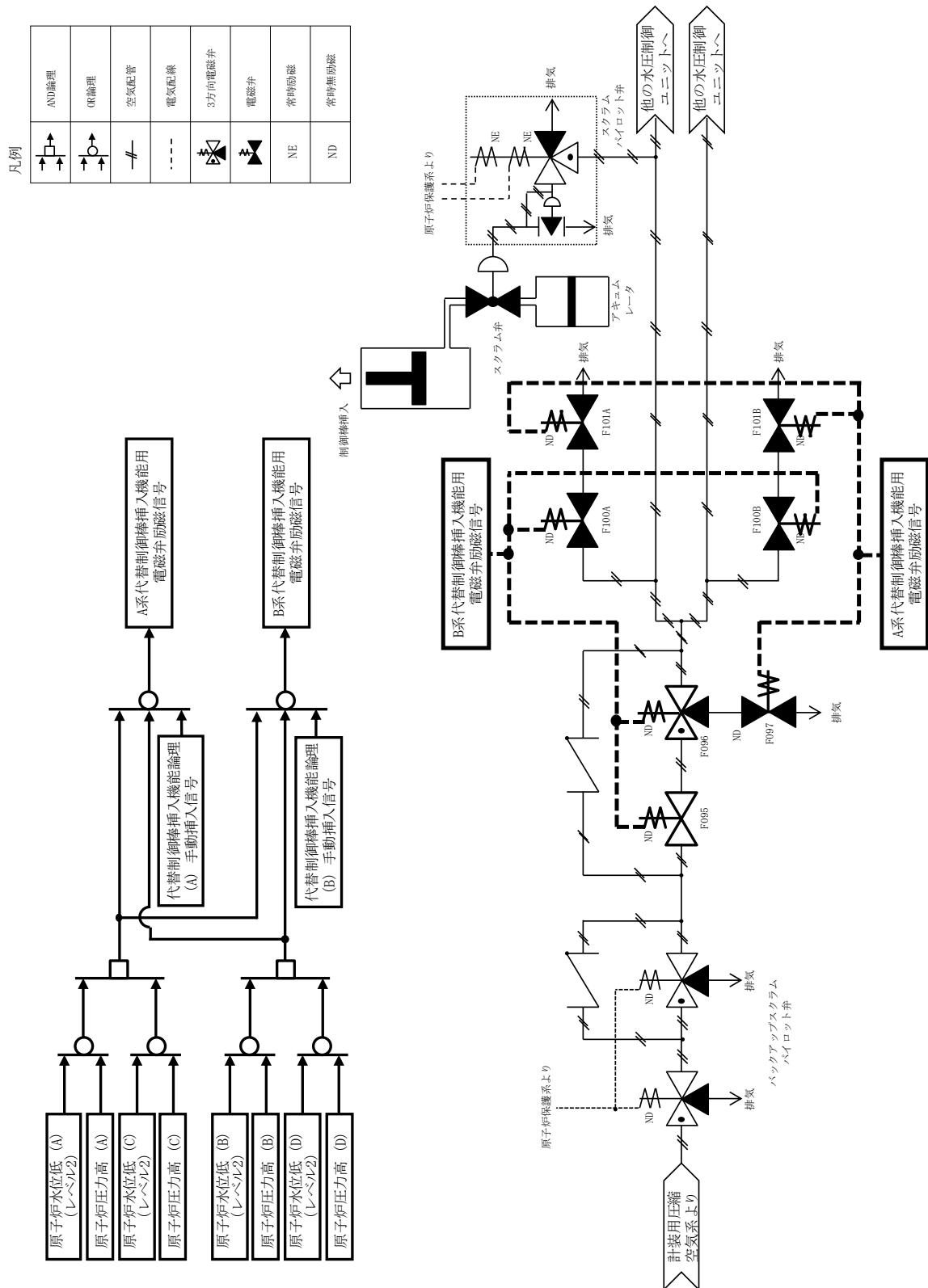


図 44-4-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 系統概念図



【ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）】

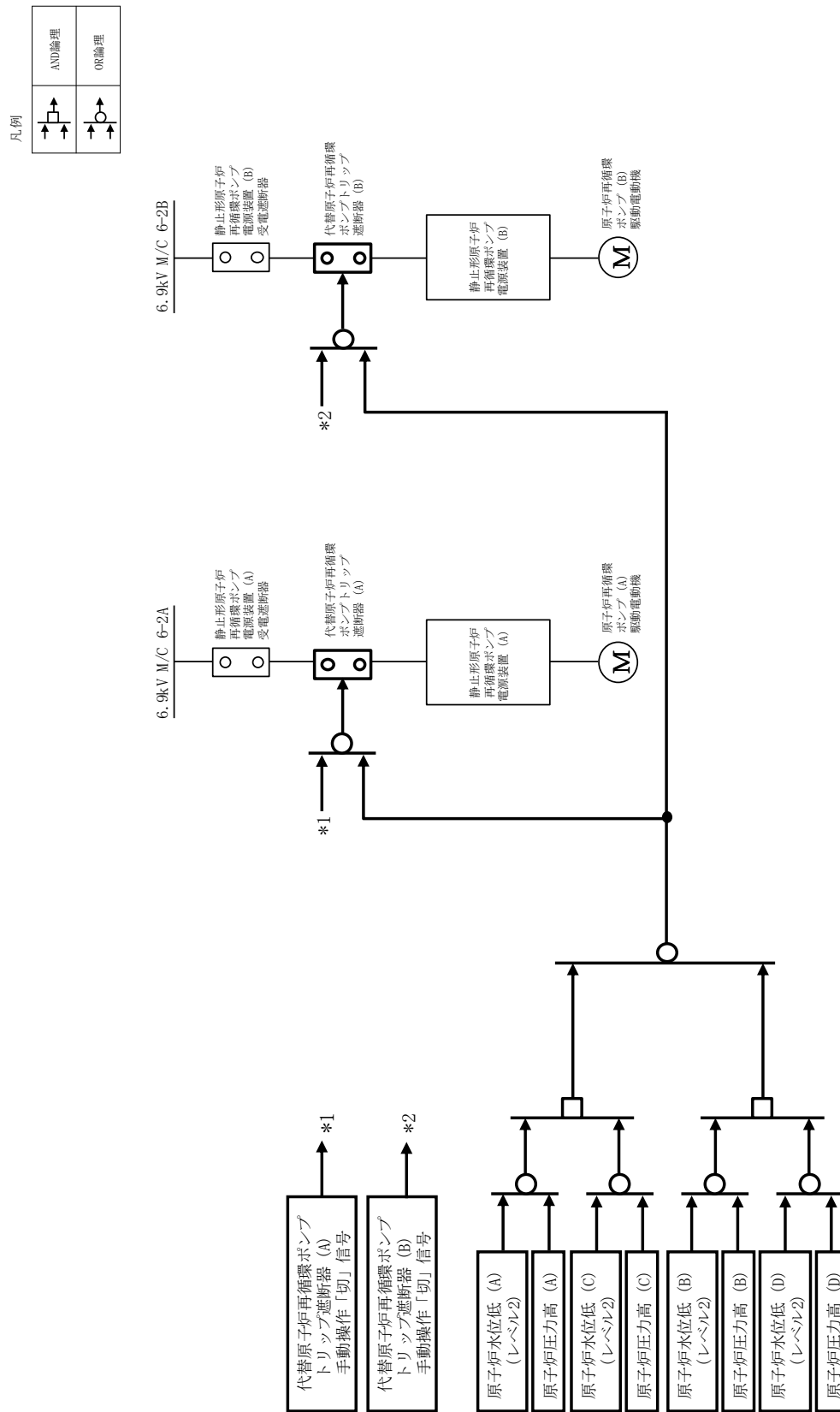


図 44-4-2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 系統概念図

【ほう酸水注入系】

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SLC タンク 出口弁 (A)	全閉→全開*	スイッチ操作	中央制御室	* ポンプ起 動で一括連 動
②	SLC タンク 出口弁 (B)	全閉→全開*			
③	SLC 注入電動弁 (A)	全閉→全開*			
④	SLC 注入電動弁 (B)	全閉→全開*			
⑤	ほう酸水注入系ポンプ (A)	停止→起動			
⑥	CUW 入口ライン第一隔離弁	全開→全閉*			
⑦	CUW 入口ライン第二隔離弁	全開→全閉*			

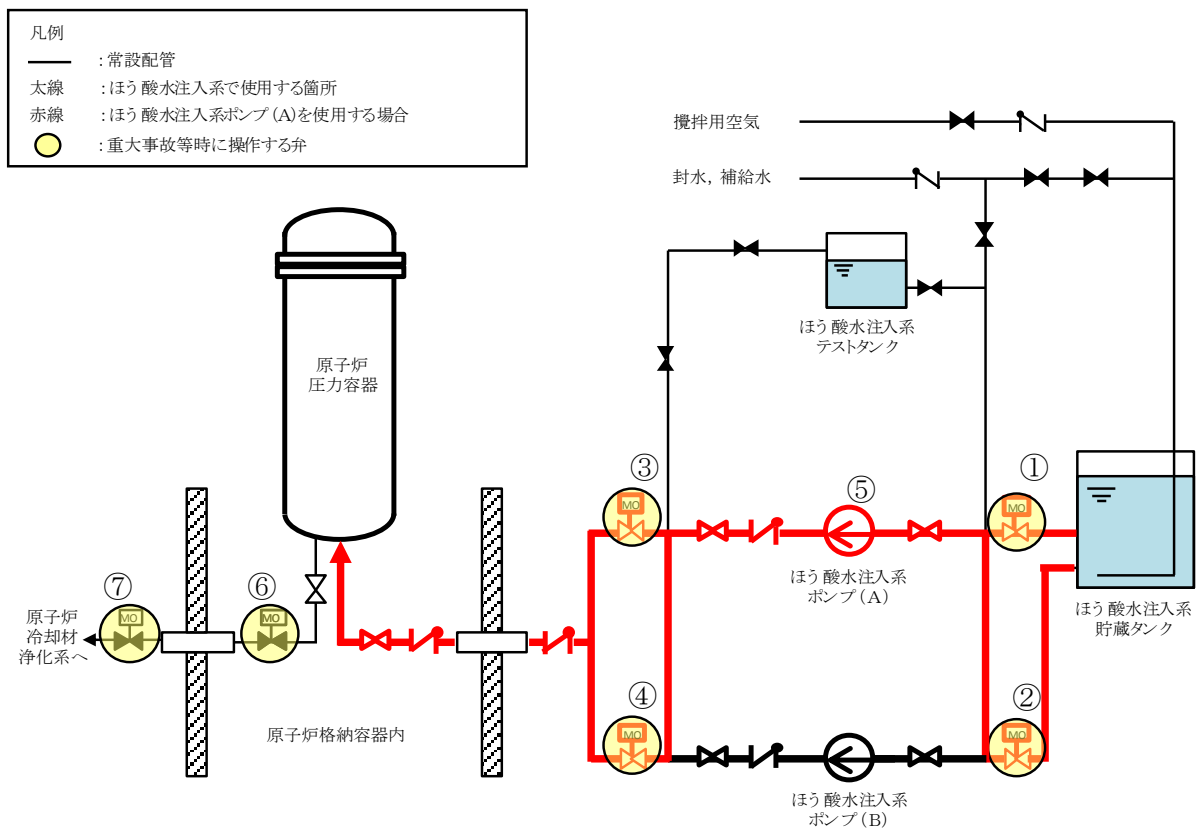


図 44-4-3 ほう酸水注入系 系統概要図  
(ほう酸水注入系 A 系から原子炉圧力容器へ注入する場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SLC タンク 出口弁 (A)	全閉→全開*	スイッチ操作	中央制御室	*ポンプ起 動で一括連 動
②	SLC タンク 出口弁 (B)	全閉→全開*			
③	SLC 注入電動弁 (A)	全閉→全開*			
④	SLC 注入電動弁 (B)	全閉→全開*			
⑤	ほう酸水注入系ポンプ (B)	停止→起動			
⑥	CUW 入口ライン第一隔離弁	全開→全閉*			
⑦	CUW 入口ライン第二隔離弁	全開→全閉*			

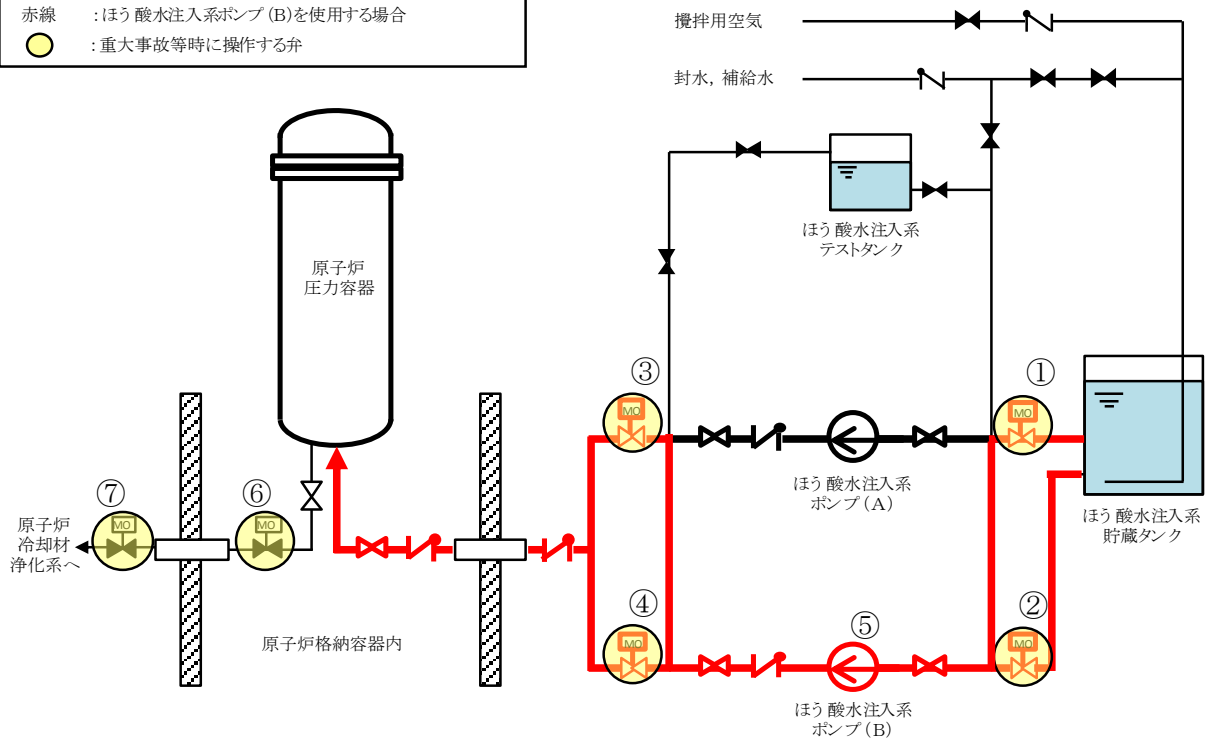
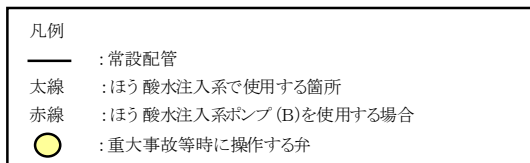


図 44-4-4 ほう酸水注入系 系統概要図  
(ほう酸水注入系 B 系から原子炉圧力容器へ注入する場合)

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）】

<自動減圧系作動阻止機能>

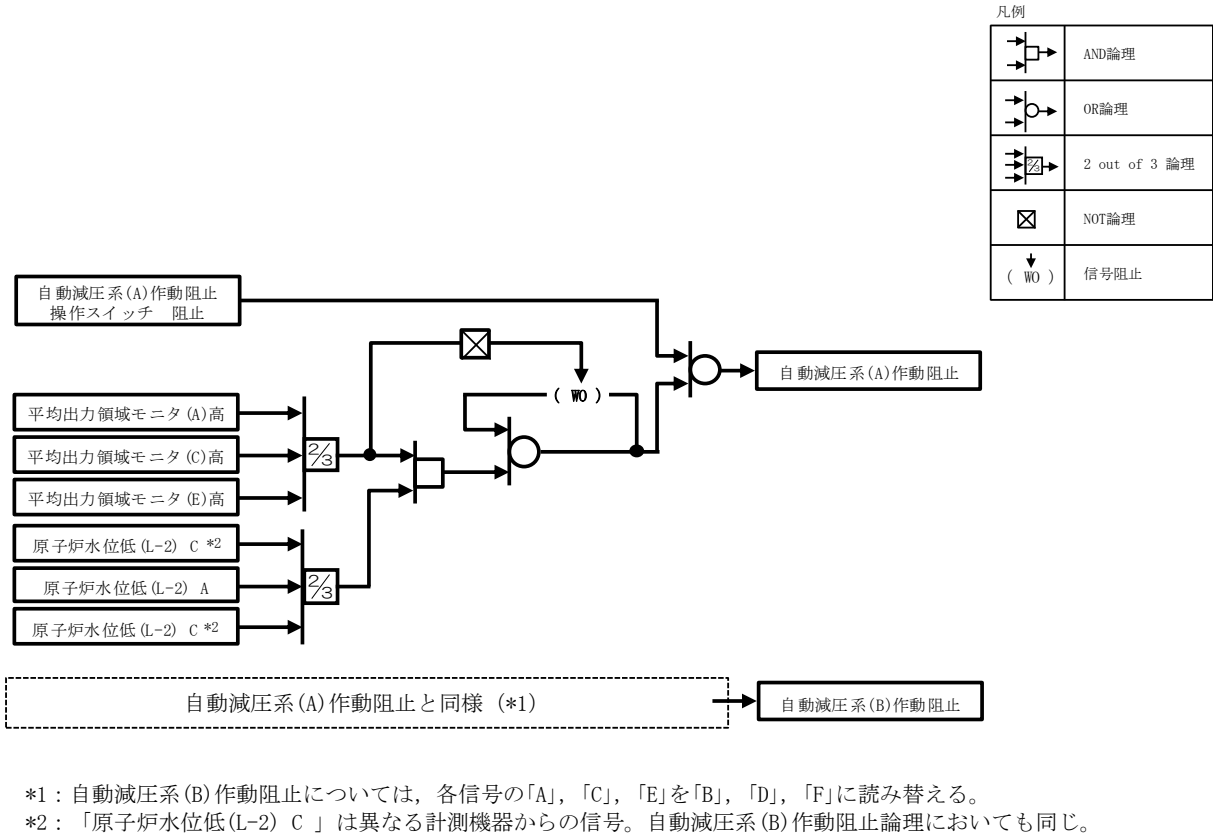
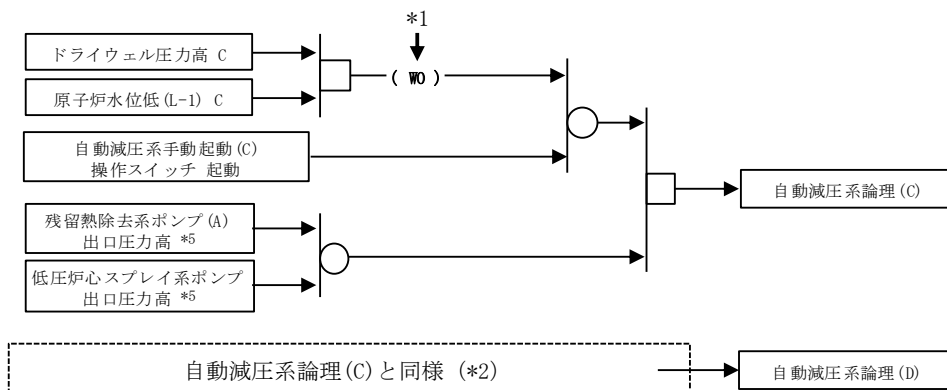
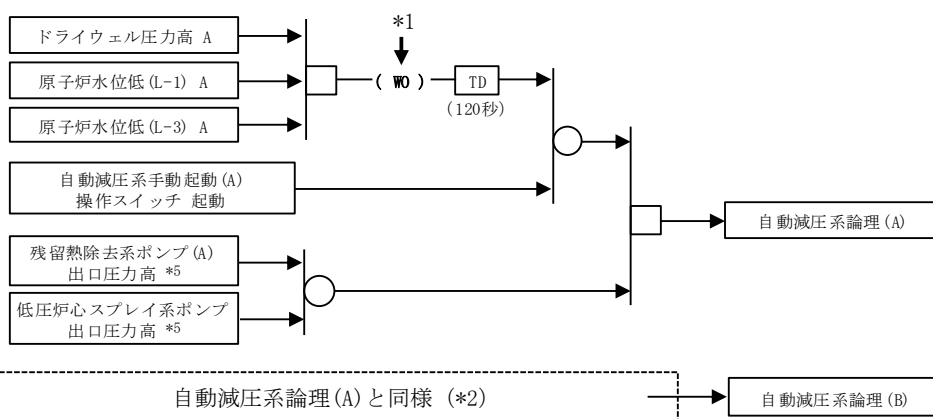
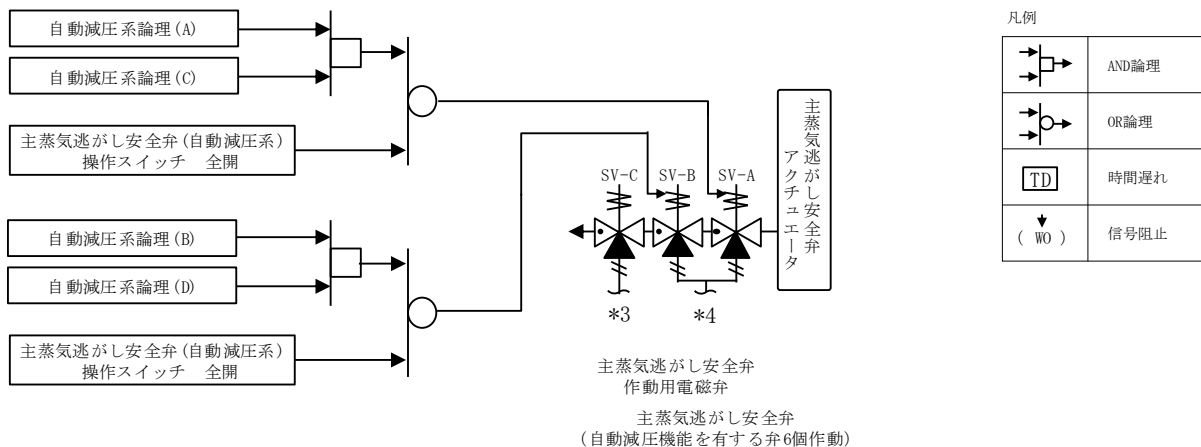


図 44-4-5 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） 系統概念図(1/3)

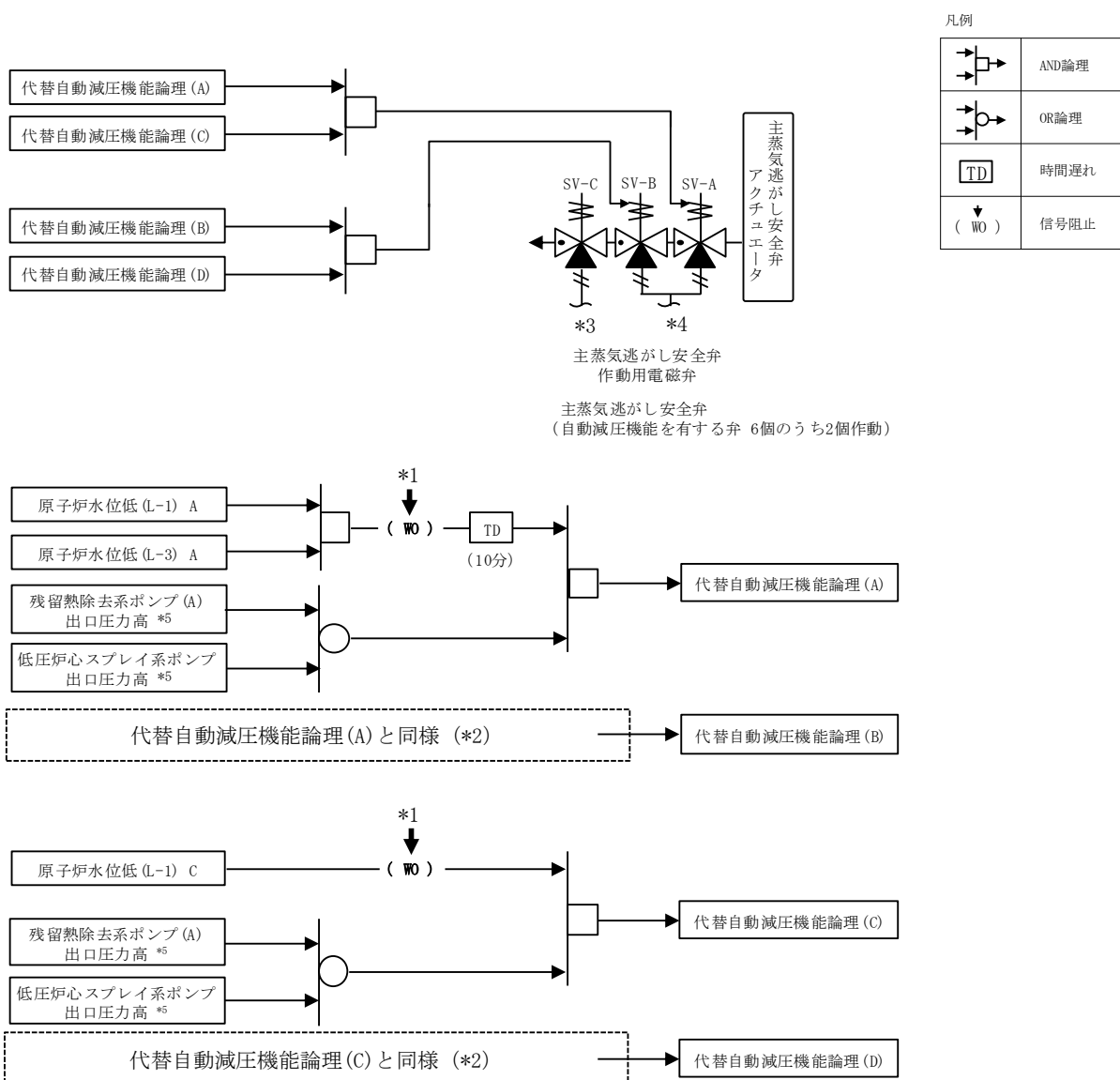
## <自動減圧系>



- \*1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号又は自動減圧系論理リセット信号。  
 \*2: 論理 (B) 及び論理 (D) については、各信号を下記のとおり読み替える。  
 ・ドライウェル圧力高 A, C → ドライウェル圧力高 B, D  
 ・原子炉水位低 (L-1) A, C → 原子炉水位低 (L-1) B, D  
 ・原子炉水位低 (L-3) A → 原子炉水位低 (L-3) B  
 ・残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力高  
 ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力高  
 ・自動減圧系 (A) 作動阻止信号 → 自動減圧系 (B) 作動阻止信号  
 \*3: 高圧窒素ガス供給系 (常用) より供給。  
 \*4: 高圧窒素ガス供給系 (常用) 又は (非常用) より供給。  
 \*5: 論理 (A) 及び論理 (C) の「残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高」, 「低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理 (B) 及び論理 (D) においても同じ。

図 44-4-6 ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) システム概念図 (2/3)

## <代替自動減圧機能>



\*1：自動減圧系(A)作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。

\*2：論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。

- ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
- ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
- ・残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力高
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力高
- ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号

\*3：高圧窒素ガス供給系(常用)より供給。

\*4：高圧窒素ガス供給系(常用)又は(非常用)より供給。

\*5：論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高」, 「低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 44-4-7 ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) システム概念図 (3/3)

44-5  
試験及び検査

【ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）】

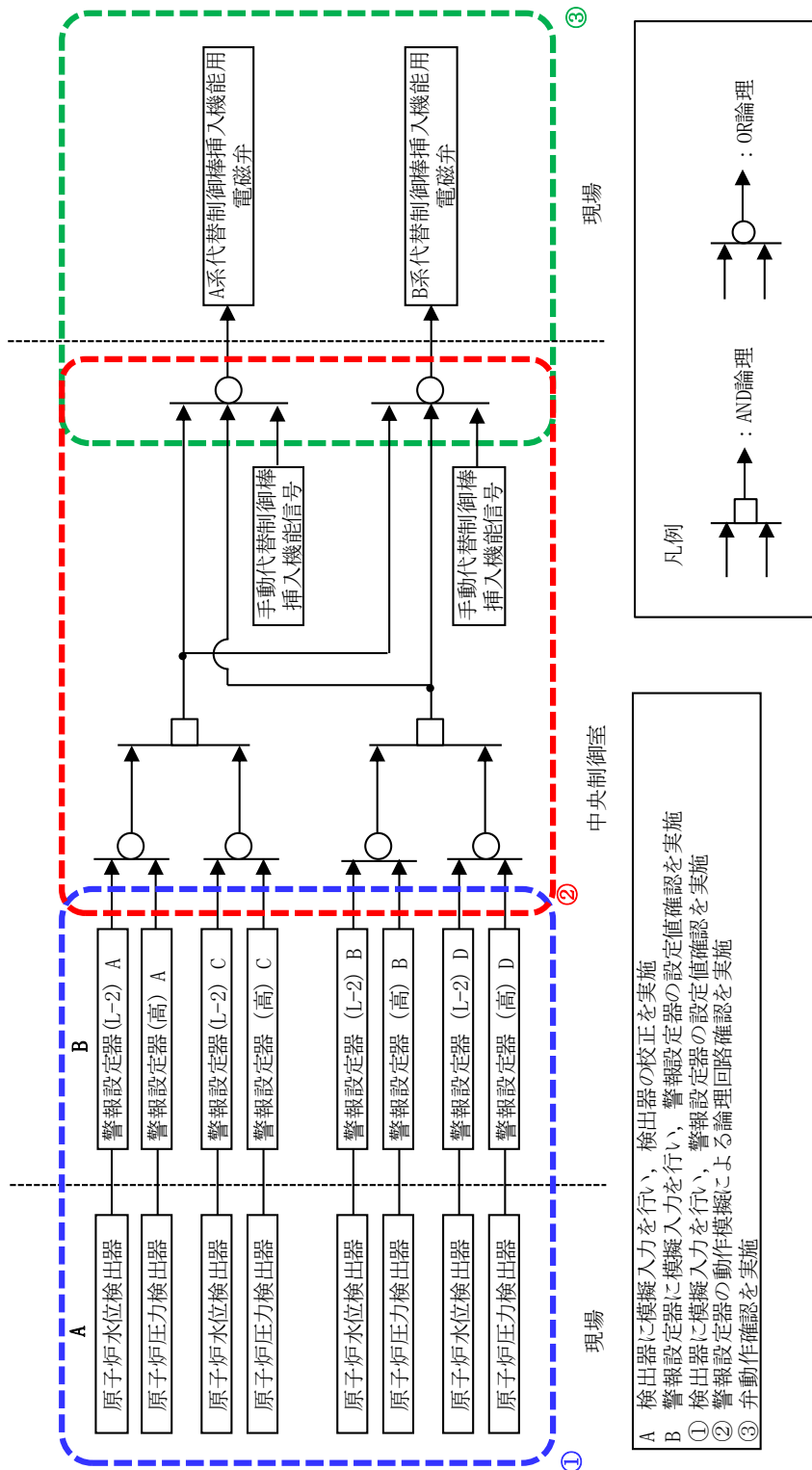


図 44-5-1 運転性能検査系統図  
(ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）)



【ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)】

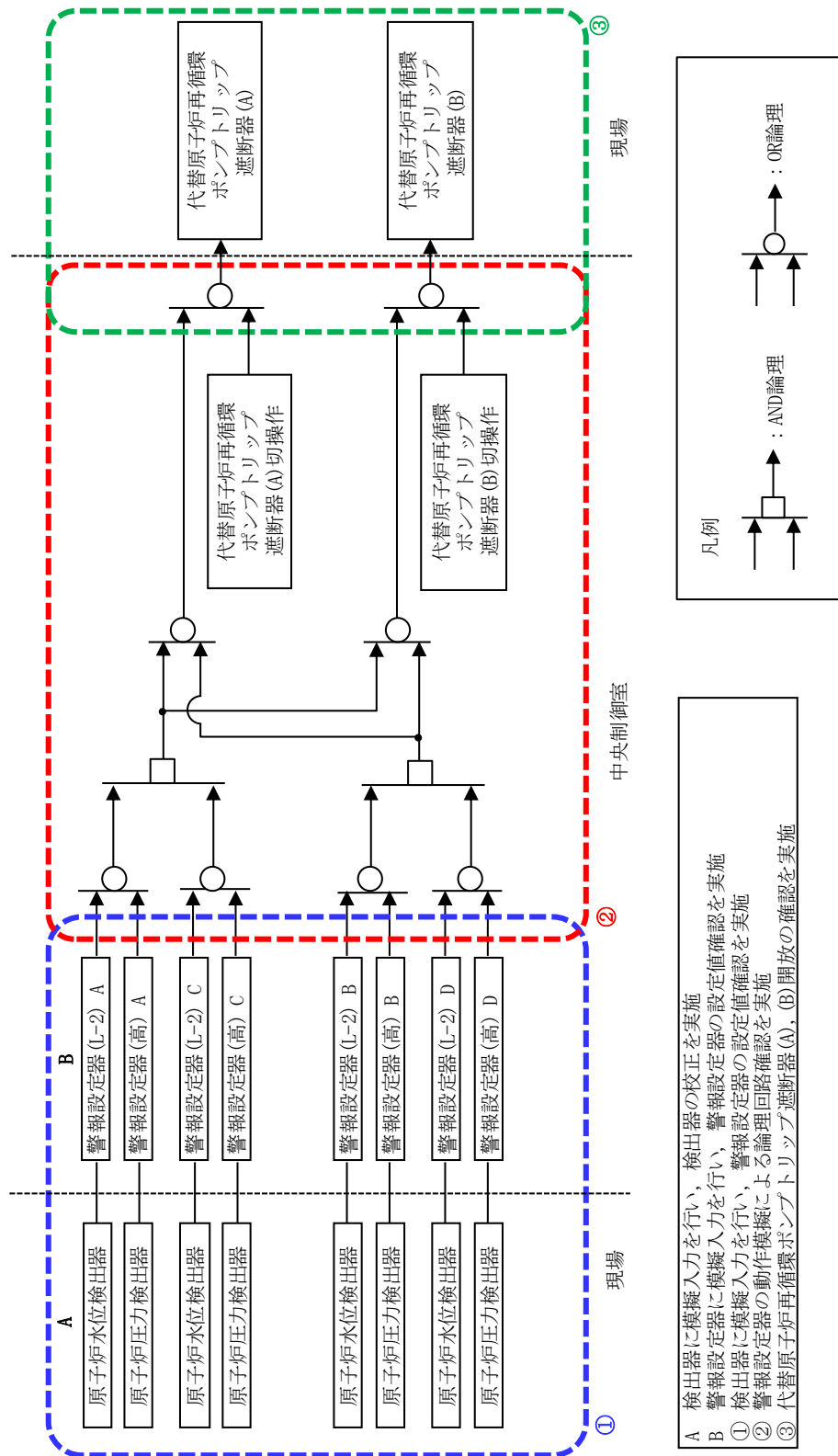
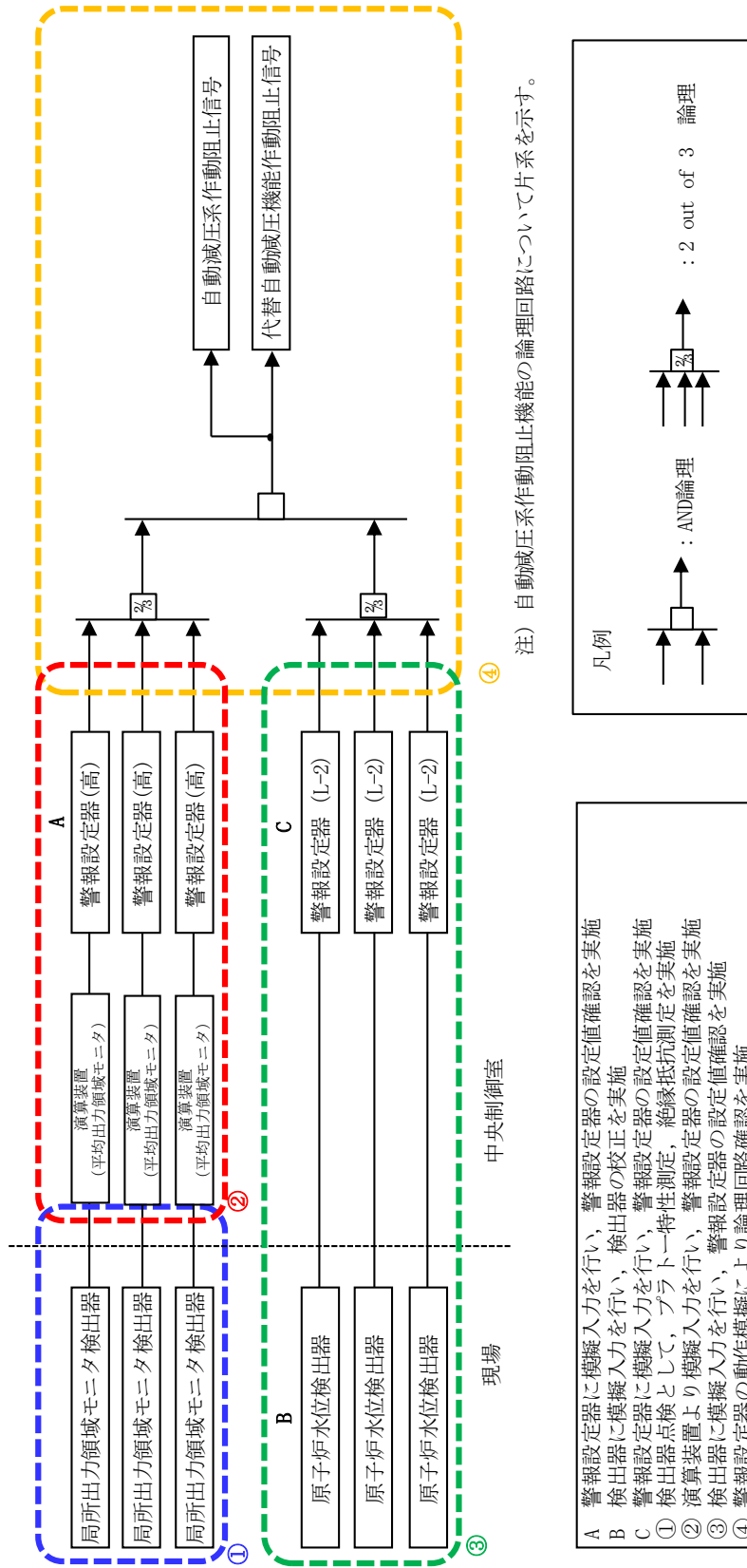


図 44-5-2 運転性能検査系統図

(ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能))

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）】



注) 自動減圧系作動阻止機能の論理回路について片系を示す。

- A 警報設定器に模擬入力を行い、警報設定器の設定値確認を実施
- B 検出器に模擬入力を行い、検出器の校正を実施
- C 警報設定器に模擬入力を行い、警報設定器の設定値確認を実施
- ① 検出器点検として、プラトー特性測定、絶縁抵抗測定を実施
- ② 演算装置より模擬入力を行い、警報設定器の設定値確認を実施
- ③ 検出器に模擬入力を行い、警報設定器の設定値確認を実施
- ④ 警報設定器の動作模擬により論理回路確認を実施

図 44-5-3 運転性能検査系統図

(ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）)

## 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，代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能の作動信号を発信するため，誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから，発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を実施する。

### 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 44-5-1 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	<p>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當な場合には、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。</p>	<p>発電用原子炉の停止中（定期検査時）に、実システムを用いた試験又は検査を実施する。なお、計器の校正，設定値の確認については，模擬入力により確認を行う。</p>
8-1	<p>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，この限りではない。また，多重性又は多様性を備えたシステム及び機器にあっては，各々が独立して試験又は検査ができること。</p>	<p>ATWS 緩和設備は代替制御棒挿入，代替原子炉再循環ポンプトリップ及び自動減圧系作動阻止信号を発信するため，誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから，発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を実施する。</p>
8-2	<p>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。</p>	<p>ATWS 緩和設備は代替制御棒挿入，代替原子炉再循環ポンプトリップ及び自動減圧系作動阻止信号を発信するため，誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから，発電用原子炉の運転中に試験又は検査は実施しない。</p>
8-3	<p>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。</p>	<p>発電用原子炉の停止中（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。</p>
9	<p>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。</p>	<p>ATWS 緩和設備は代替制御棒挿入，代替原子炉再循環ポンプトリップ及び自動減圧系作動阻止信号を発信するため，誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから，発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を実施する。</p>

### 3. ATWS 緩和設備の試験間隔の検討

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）は，設計基準事故対処設備が有する原子炉保護系の原子炉停止機能が喪失したときに期待される設備である。各機能に関する信頼性評価においては，試験頻度を定期検査ごととして評価し，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生し，かつ各機能の故障により期待する機能が動作しない状態が発生する頻度\*は代替制御棒挿入機能において [ ] [ ]，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能において [ ] [ ]，自動減圧系作動阻止機能において，[ ] と十分に低いことを確認しており，定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

\*：「44-8 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）に関する健全性について 参考資料 1」を参照

以上のことから，ATWS 緩和設備は，発電用原子炉の停止中（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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 44-5-2 女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11 保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ (B) 吐出弁【弁駆動部】	分解点検	低	65 M	—	定検停止時
	原子炉再循環ポンプ (B) 吐出弁	機能・性能試験	高	130 M	主要弁検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	PLR サンプルライン第一隔離弁【弁本体】	分解点検	A	52 M	—	定検停止時
	PLR サンプルライン第一隔離弁【弁駆動部】	分解点検	A	39 M	—	定検停止時
	PLR サンプルライン第一隔離弁	機能・性能試験	A	1 C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
	PLR サンプルライン第二隔離弁【弁本体】	分解点検	A	52 M	—	定検停止時
	PLR サンプルライン第二隔離弁【弁駆動部】	分解点検	A	78 M	—	定検停止時
	PLR サンプルライン第二隔離弁	機能・性能試験	A	1 C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
	原子炉再循環ポンプ (A) バージラインFRG	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	原子炉再循環ポンプ (B) バージラインFRG	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	原子炉再循環系パイプホップレストレイント	外観点検	高	10 Y	レストレイント検査	定検停止時
	原子炉再循環系の安全弁 一式	分解点検	低	39 M	—	定検停止時
		機能・性能試験	低	39 M	安全弁検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	原子炉再循環系の弁 一式	分解点検	高、低	13 M~ 195 M	—	定検停止時
	原子炉再循環系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	39 M~ 78 M	—	定検停止時
	流量計測装置 (記録計, 発信器) 9台	特性試験	A, 高	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (積計装)	定検停止時
	温度計測装置 (温度検出器) 2台	特性試験	低	1 C	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (原子炉計装)	定検停止時
	温度計測装置 (記録計) 1台	特性試験	低	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (原子炉計装)	定検停止時
制御棒	制御棒	外観点検	高	照射量による	—	定検停止時
		取替	高	照射量による	—	定検停止時
制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水圧系	機能・性能試験	高	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	制御棒駆動機構 13.7台	分解点検	A	91 M	制御棒駆動機構分解検査	定検停止時
		機能・性能試験	A	1 C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止時

表 44-5-3 女川原子力発電所 第 2 号機 保全計画 (第 11 保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
制御棒駆動水圧系	制御棒駆動機構 137台	機能・性能試験	A	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止時
	制御棒駆動水ポンプ (A)	分解点検	高	26 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
		簡易点検	高	13 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水ポンプ (A) 用電動機	分解点検	高	65 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
		簡易点検	高	13 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水ポンプ (B)	分解点検	高	26 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
		簡易点検	高	13 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水ポンプ (B) 用電動機	分解点検	高	65 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
		簡易点検	高	13 M	—	定検停止時
	サクシオンフィルタ (A)	開放点検	高	13 M	—	定検停止時
	サクシオンフィルタ (B)	開放点検	高	13 M	—	定検停止時
	C U W 戻り配管ストレートナ	開放点検	高	26 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水フィルタ (A)	開放点検	高	26 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水フィルタ (B)	開放点検	高	26 M	—	定検停止時
	駆動水安定弁フィルタ (A)	分解点検	高	13 M	—	定検停止時
	駆動水安定弁フィルタ (B)	分解点検	高	13 M	—	定検停止時
	方向制御弁フィルタ	分解点検	高	13 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系アキュムレータ 一式	開放点検	A	91 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系定置容器 一式	簡易点検	A	195 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系ラプチュアディスク 137台	開放点検	低	91 M	—	定検停止時
スクラム排出容器 (A)	外観点検	低	1 C	—	定検停止時	
スクラム排出容器 (B)	外観点検	低	1 C	—	定検停止時	
スクラム入口弁 137台	機能・性能試験	高	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉 保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時	
	機能・性能試験	高	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止時	
スクラム入口弁【弁本体】 137台	分解点検	A	91 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止時	
スクラム入口弁【弁駆動部】 137台	分解点検	高	65 M	—	定検停止時	
スクラム出口弁 137台	機能・性能試験	高	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉 保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時	

表 44-5-4 女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11 保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
制御棒駆動水圧系	スクラム出口弁 1 3 7 台	機能・性能試験	高	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止時
	スクラム出口弁【弁本体】 1 3 7 台	分解点検	A	91 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止時
	スクラム出口弁【弁駆動部】 1 3 7 台	分解点検	高	65 M	—	定検停止時
	CRD 駆動水安定弁 (A)	分解点検	高	13 M	—	定検停止時
	CRD 駆動水安定弁 (B)	分解点検	高	13 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系の安全弁 一式	分解点検	低	130 M	—	定検停止時
		機能・性能試験	低	130 M	安全弁検査 (定検：原子炉系)	定検停止時
	制御棒駆動水圧系の弁 一式	分解点検	高、低	26 M~ 195 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高、低	52 M~ 117 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系の弁【弁駆動部】 ・スクラム排出容器ベント弁 4 台 ・スクラム排出容器ドレン弁 4 台	機能・性能試験	低	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時
	制御棒駆動水圧系の電磁弁 一式	分解点検	A、高、低	39 M~ 65 M	—	定検停止時
	制御棒駆動水圧系の電磁弁 ・バックアップスクラムパイロット弁 2 台	機能・性能試験	低	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時
	水位計測装置 (スイッチ、発信器) 1 2 台	特性試験	A、高	13 M	安全保護系設定確認検査 (プロセス計装)	定検停止時
	水位計測装置 一式 ・論理回路	機能・性能試験	A、高	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時
	水位計測装置 (スイッチ) 4 台	分解点検	A、高	65 M	—	定検停止時
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系	機能・性能試験	高	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止時
		特性試験	高	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検：原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検：原子炉系)	定検停止時
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	開放点検	高	130 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系テストタンク	開放点検	高	130 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系アキュムレータ (A)	開放点検	低	52 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系アキュムレータ (B)	開放点検	低	52 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系ポンプ (A)	簡易点検	A	52 M	—	定検停止時
		分解点検	A	104 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項書による)



表 44-5-5 女川原子力発電所 第 2 号機 保全計画 (第 11 保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	検査方式又は頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ (A) 用電動機	分解点検	A	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
	ほう酸水注入系ポンプ (B)	簡易点検	高	52 M	—	定検停止時
		分解点検	高	104 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
	ほう酸水注入系ポンプ (B) 用電動機	分解点検	A	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
	ほう酸水注入系ポンプ潤滑油ポンプ (A)	分解点検	高	104 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系ポンプ潤滑油ポンプ (A) 用電動機	分解点検	高	52 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系ポンプ潤滑油ポンプ (B)	分解点検	高	104 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系ポンプ潤滑油ポンプ (B) 用電動機	分解点検	高	52 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系の主要弁 一式	分解点検	A, 高	26 M~ 130 M	主要弁検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	ほう酸水注入系の安全弁 一式	分解点検	低	52 M~ 65 M	—	定検停止時
		機能・性能試験	低	52 M~ 65 M	安全弁検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	ほう酸水注入系の弁 一式	分解点検	高, 低	52 195 M	—	定検停止時
	ほう酸水注入系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	A, 高	117 M	—	定検停止時
原子炉再循環流量制御系	静止形原子炉再循環ポンプ電源装置 2台	機能・性能試験	高	1 C	—	定検停止時
		特性試験	高	1 C	主要制御系およびタービンバイパス弁機能検査	定検停止時
	静止形原子炉再循環ポンプ電源装置 一式 ・論理回路	機能・性能試験	高	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉 保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時
	静止形原子炉再循環ポンプ電源装置入力変圧器 2台	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	静止形原子炉再循環ポンプ電源装置出力変圧器 4台	外観点検	高	1 C	—	定検停止時
	静止形原子炉再循環ポンプ電源装置受電しゃ断器 一式 ・論理回路	機能・性能試験	高	1 C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉 保護系・再循環ポンプトリップ系)	定検停止時
	PLR-VVVF冷却装置 (A) 送風機 (A-1)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時
	PLR-VVVF冷却装置 (A) 送風機 (A-1) 用電動機	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
	PLR-VVVF冷却装置 (A) 送風機 (A-2)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時
	PLR-VVVF冷却装置 (A) 送風機 (A-2) 用電動機	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)
	PLR-VVVF冷却装置 (B) 送風機 (B-1)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時
	PLR-VVVF冷却装置 (B) 送風機 (B-1) 用電動機	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 項による)

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

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 : 02-027

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

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

要領書番号 : O2-028

東北電力株式会社  
女川原子力発電所第2号機  
第10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 : ほう酸水注入系機能検査

要領書番号 : O2-030

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

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 : O2-150

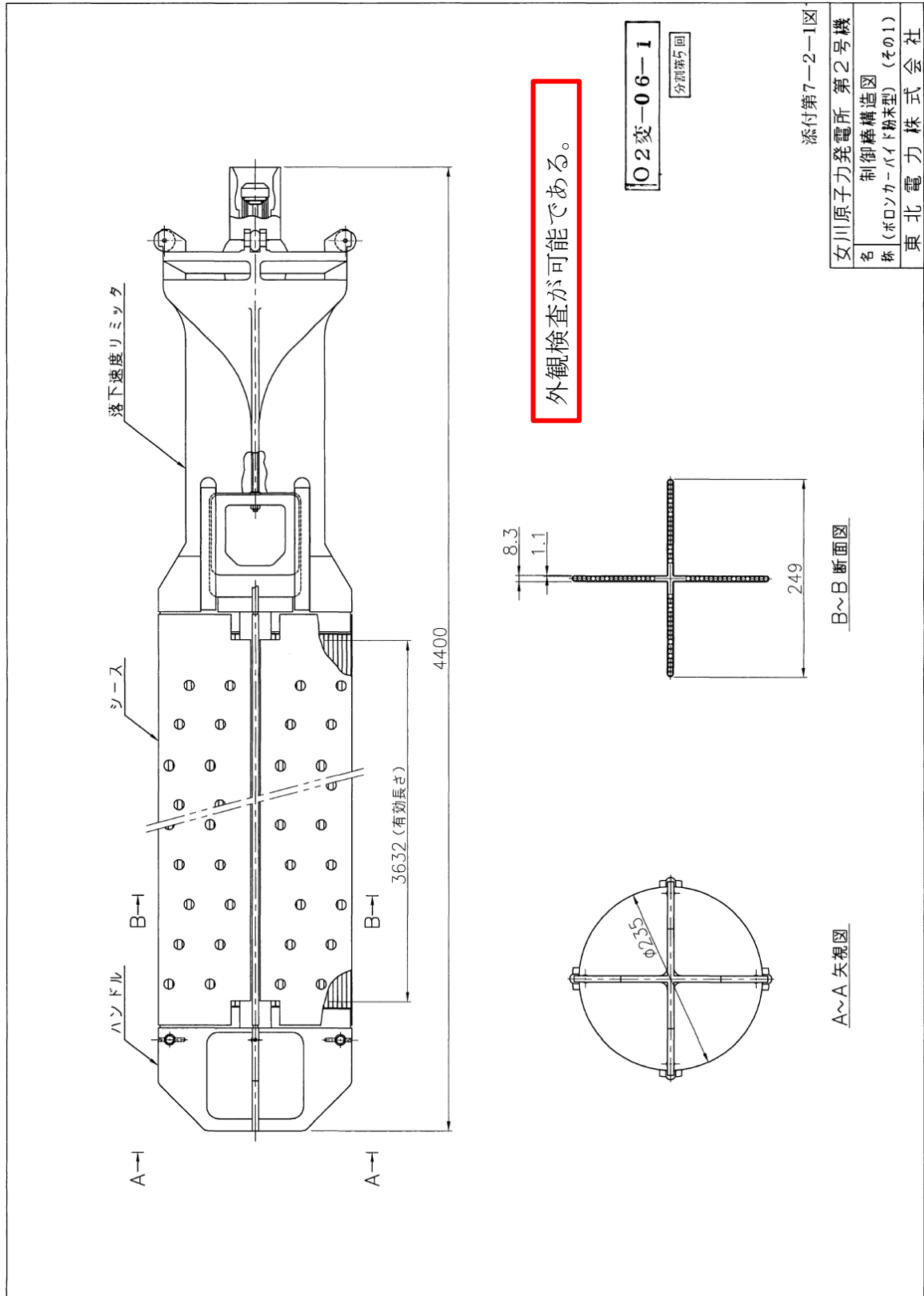


図 44-5-4 構造図 (制御棒)

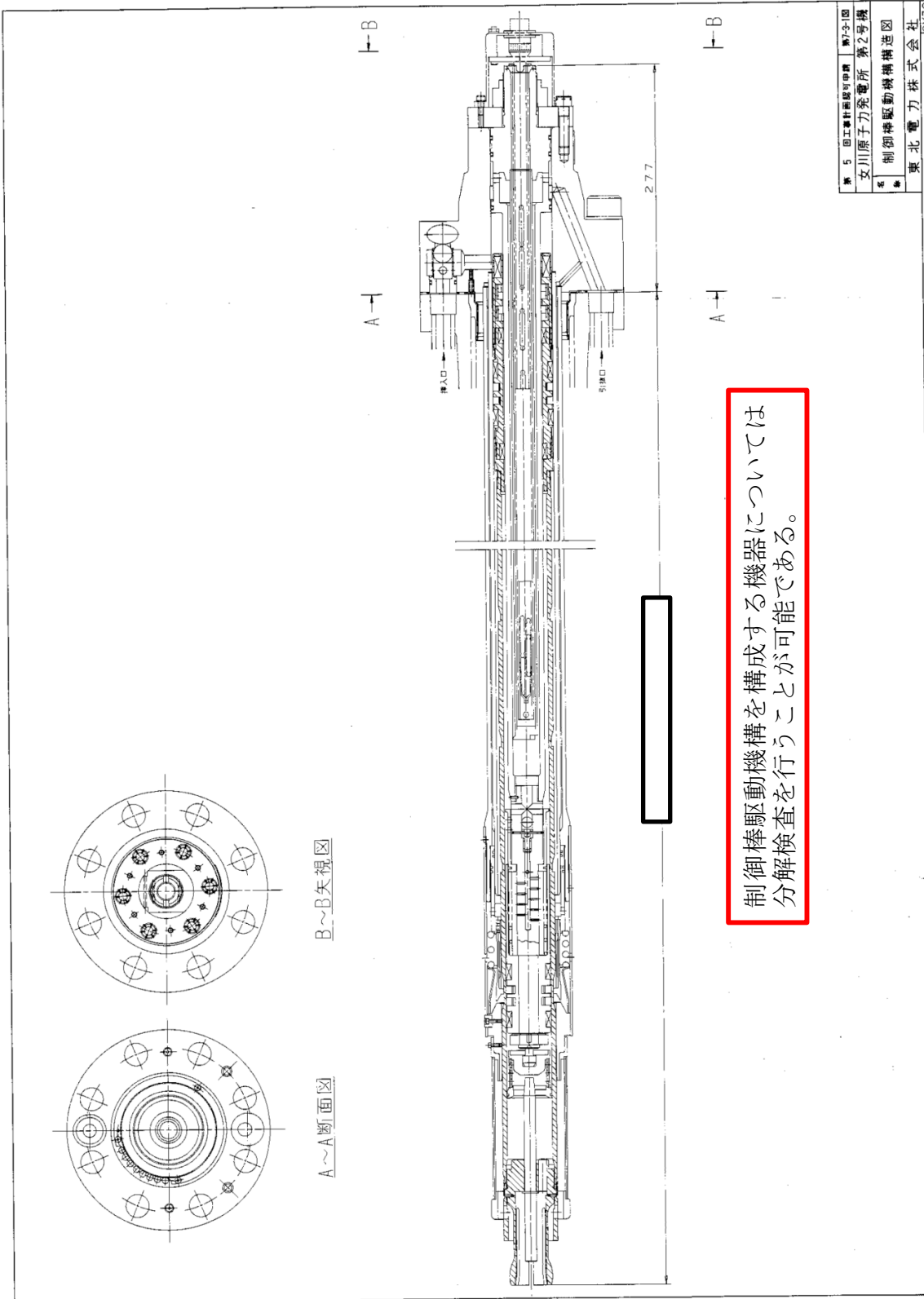
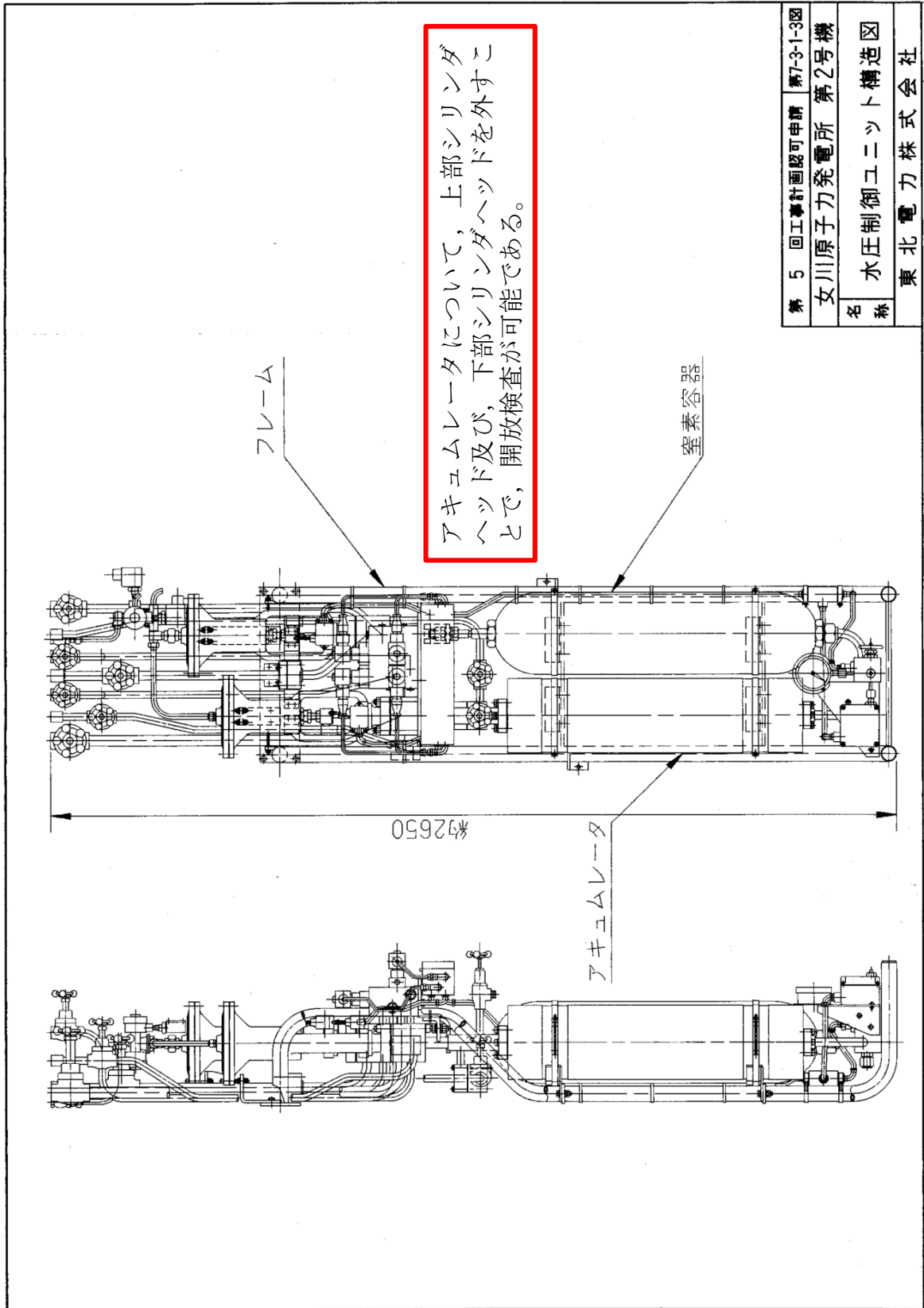


図 44-5-5 構造図 (制御棒駆動機構)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 5 回工事計画認可申請 第7-3-1-3図
女川原子力発電所 第2号機
名称 水圧制御ユニット構造図
東北電力株式会社
0227

図 44-5-6 構造図 (制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット))



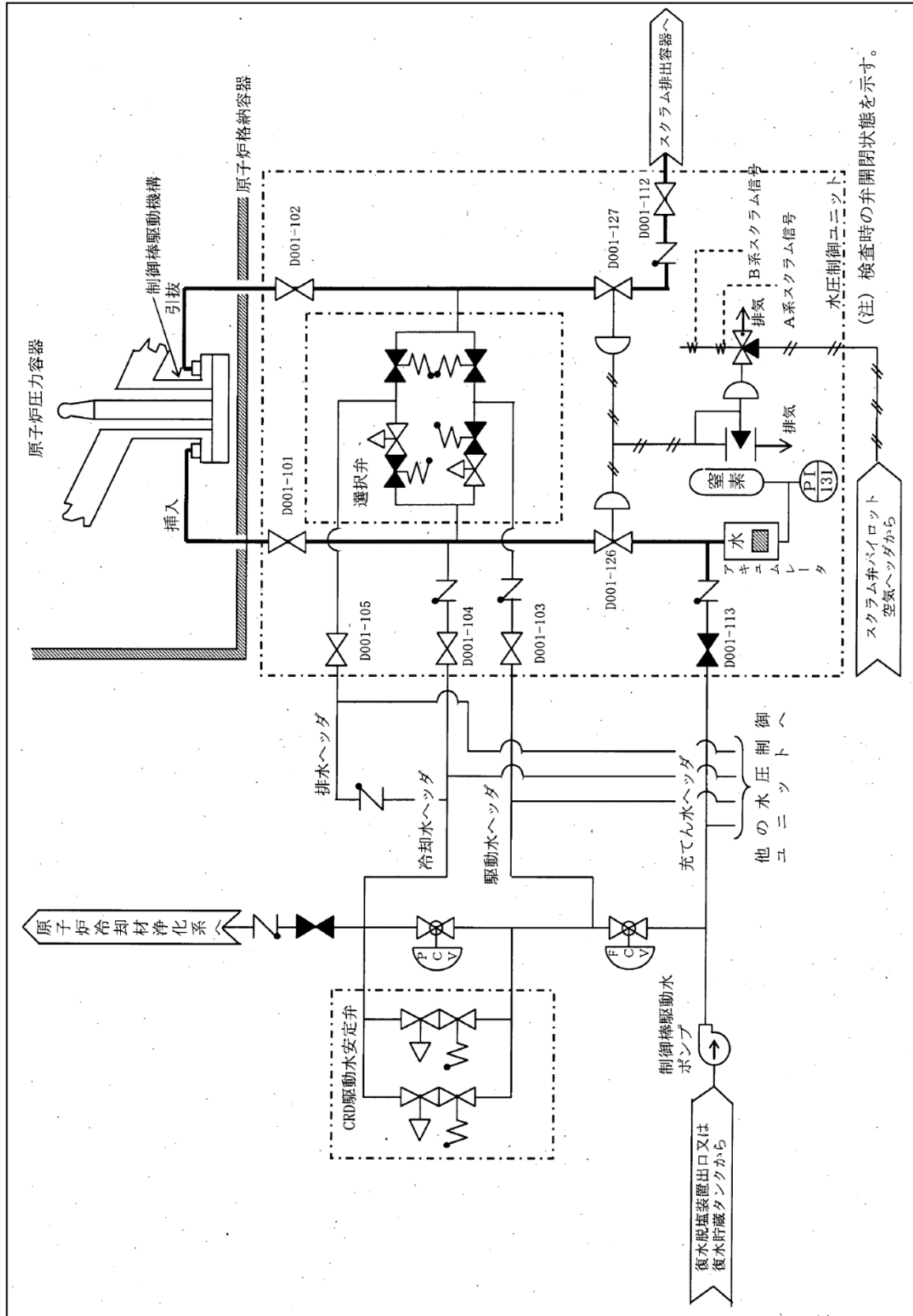


図 44-5-7 制御棒駆動水圧系機能検査系統図

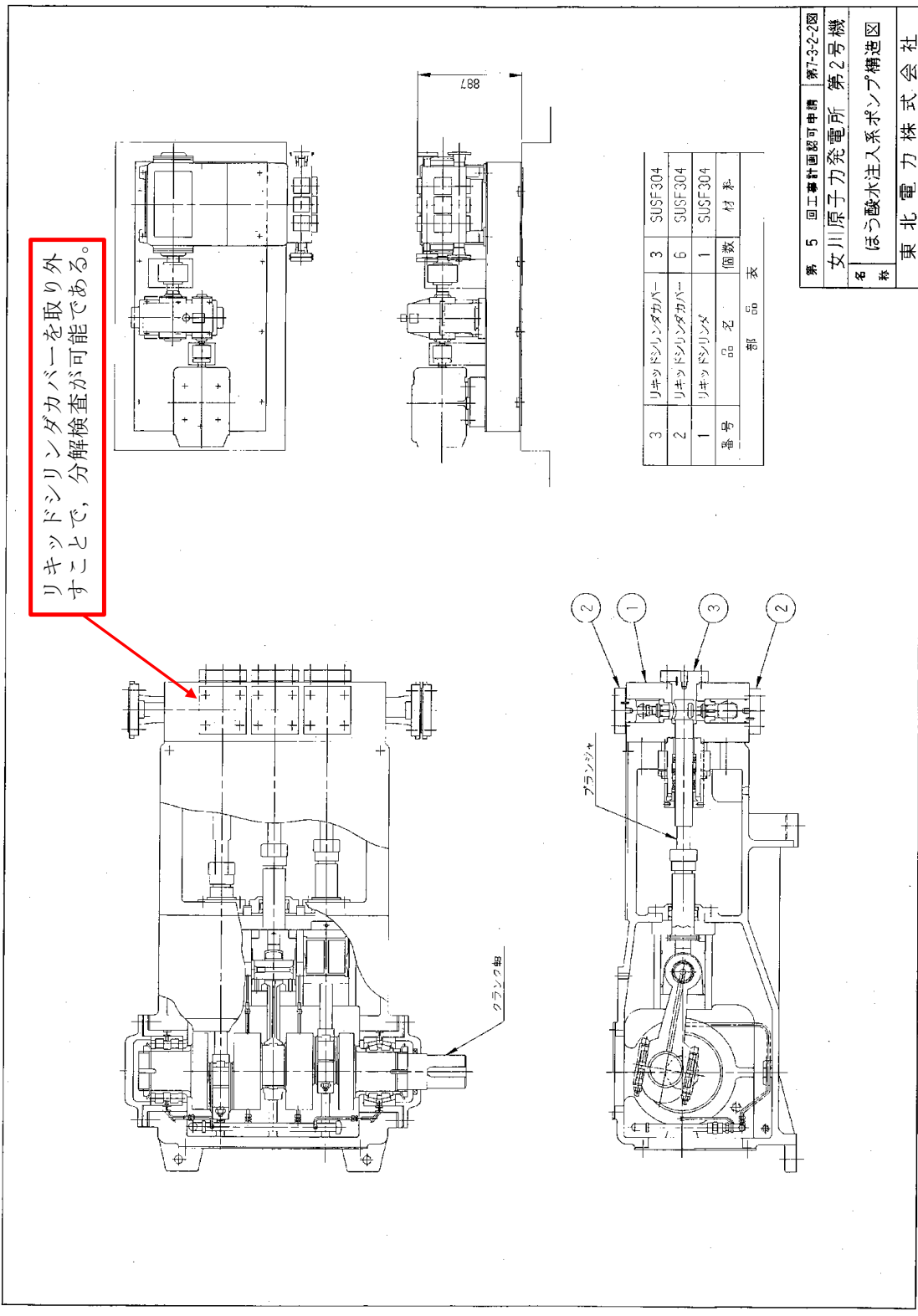
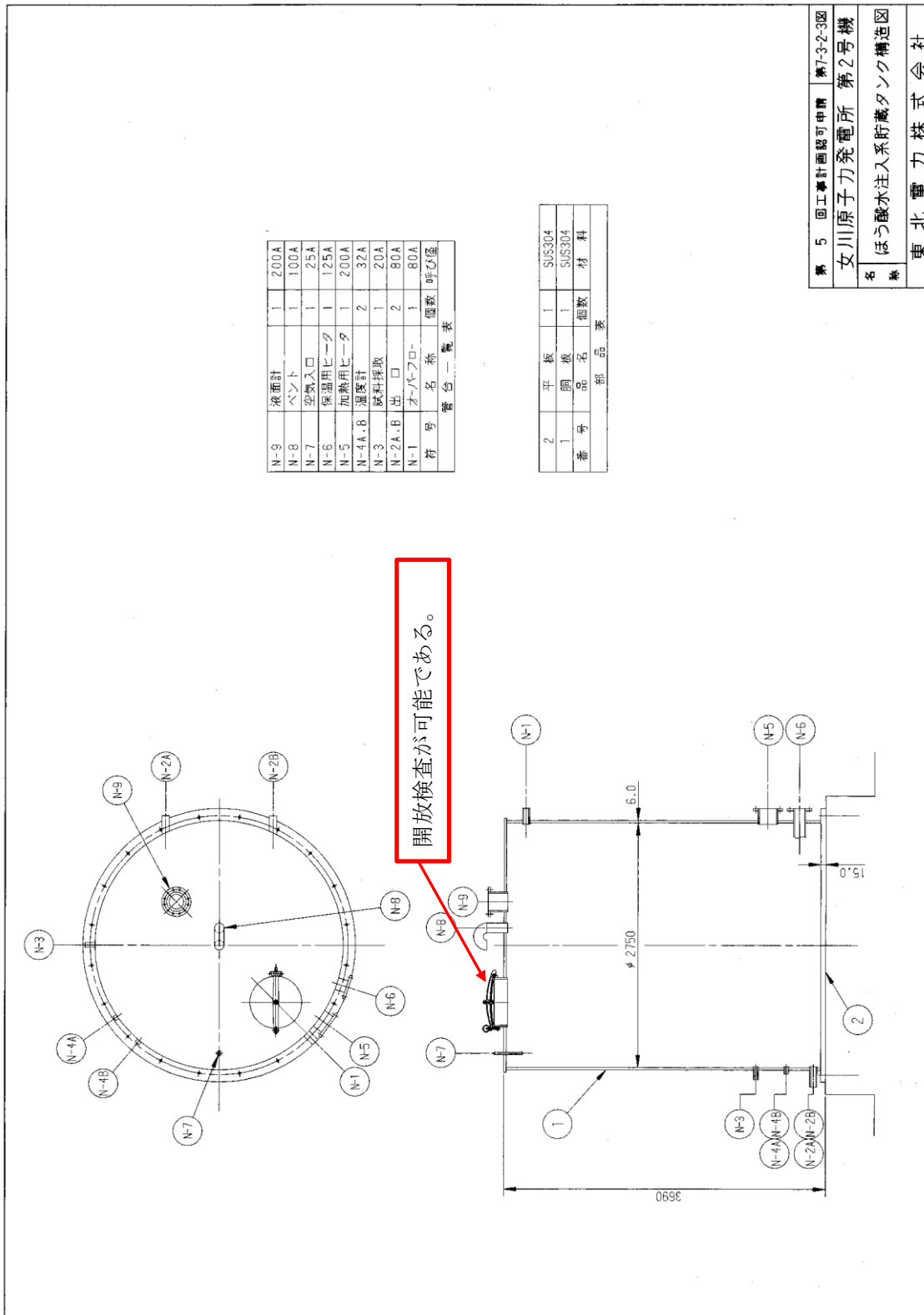


図 44-5-8 構造図 (ほう酸水注入系ポンプ)



第 5 回工事計画認可申請 第7-3-2-3図  
 女川原子力発電所 第2号機  
 ほう酸水注入系貯蔵タンク構造図  
 東北電力株式会社  
 1320

図 44-5-9 構造図 (ほう酸水注入系貯蔵タンク)

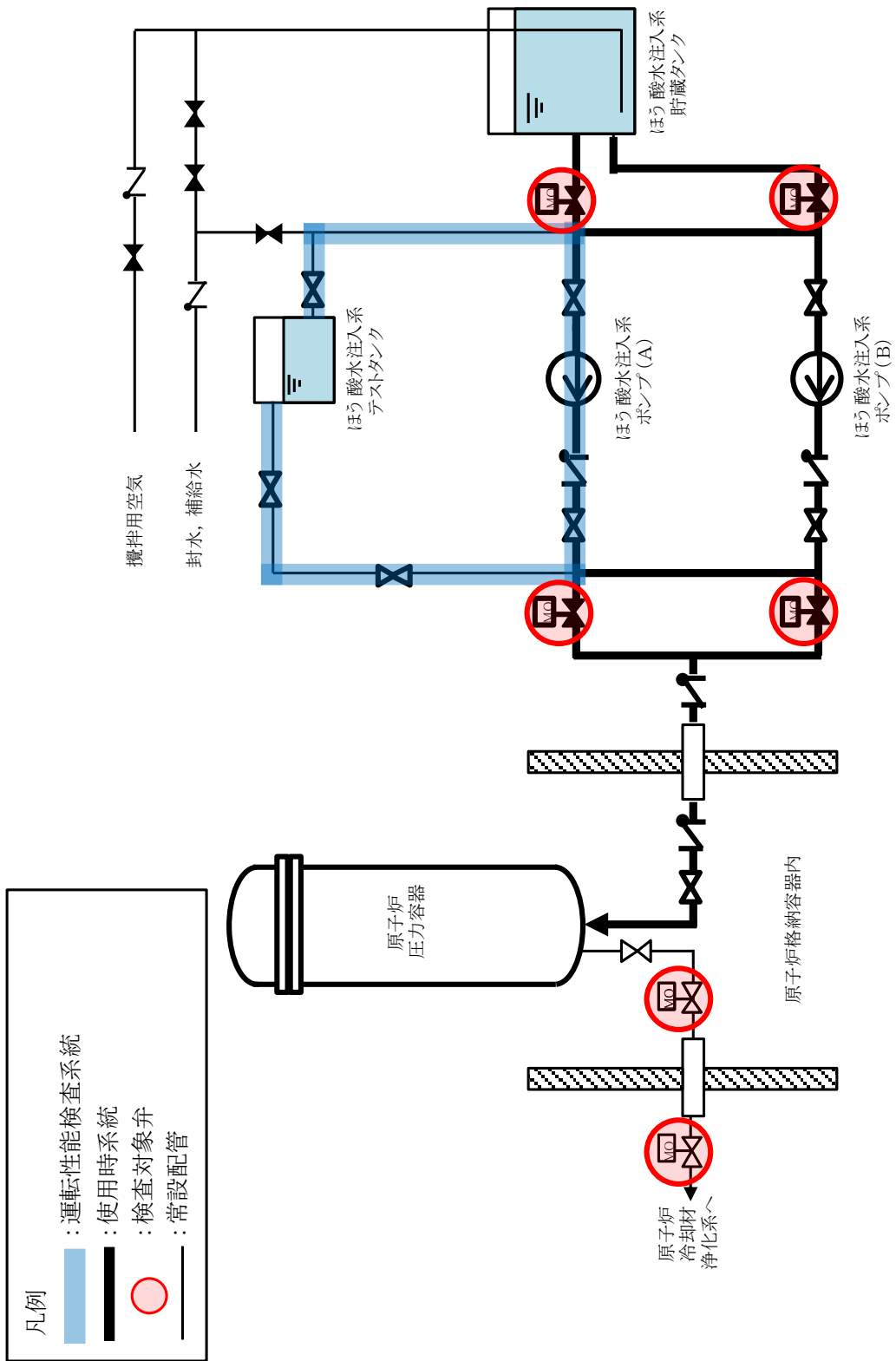


図 44-5-10 運転性能検査系統図 (ほう酸水注入系 (A系))

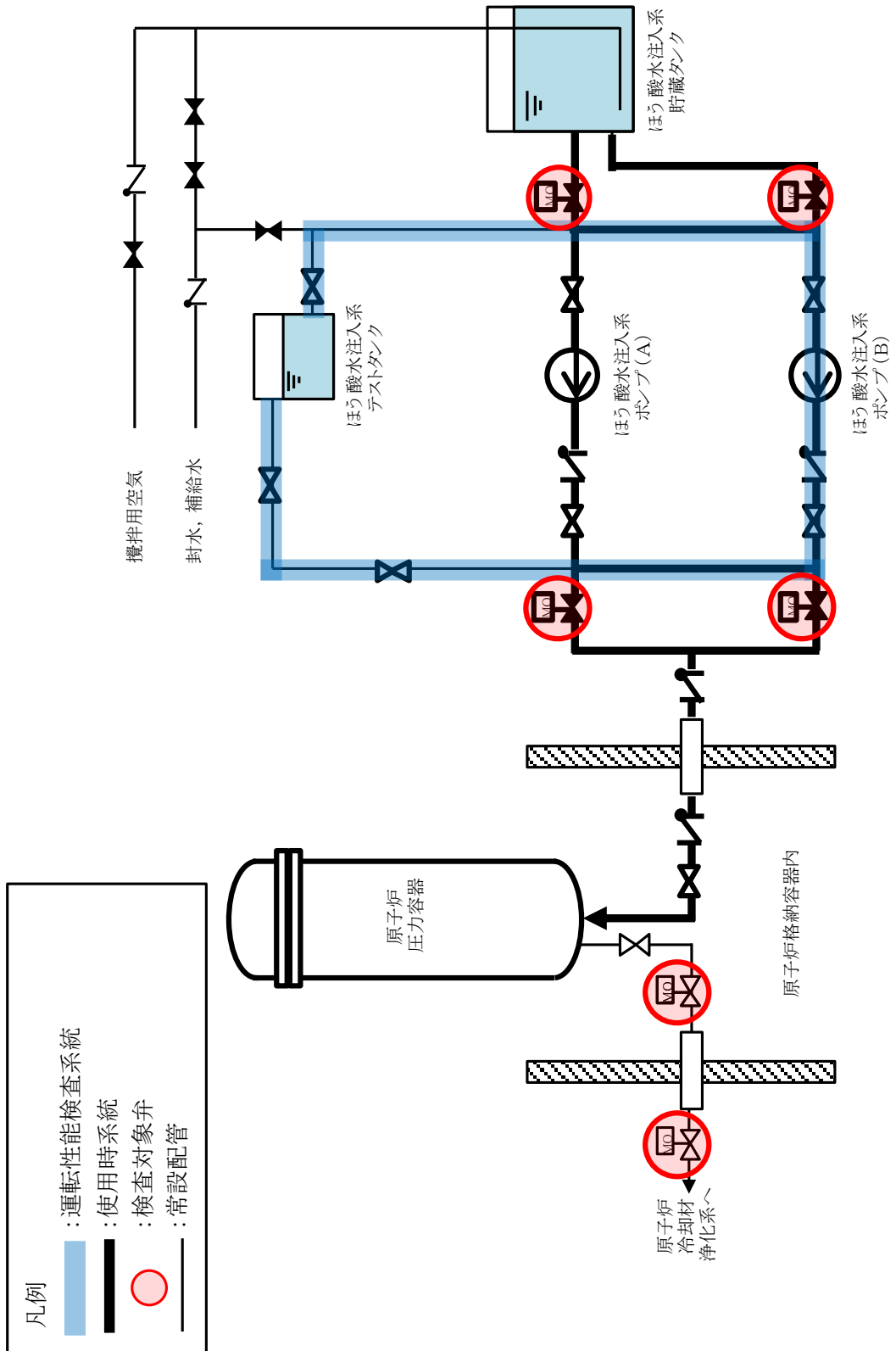


図 44-5-11 運転性能検査系統図 (ほう酸水注入系 (B系))

44-6  
容量設定根拠

【ATWS 緩和設備（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，発電用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，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	7.35MPa[gage]以下

【設定根拠】

設定値は，以下の事項を考慮して決定する。

- (1) 原子炉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（7.22MPa[gage]）より高い設定とする。
- (2) 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブレーションプールへの負荷を考慮し，主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第1段設定値（7.37MPa[gage]）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，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により発電用原子炉を未臨界に移行させる。

<参考>

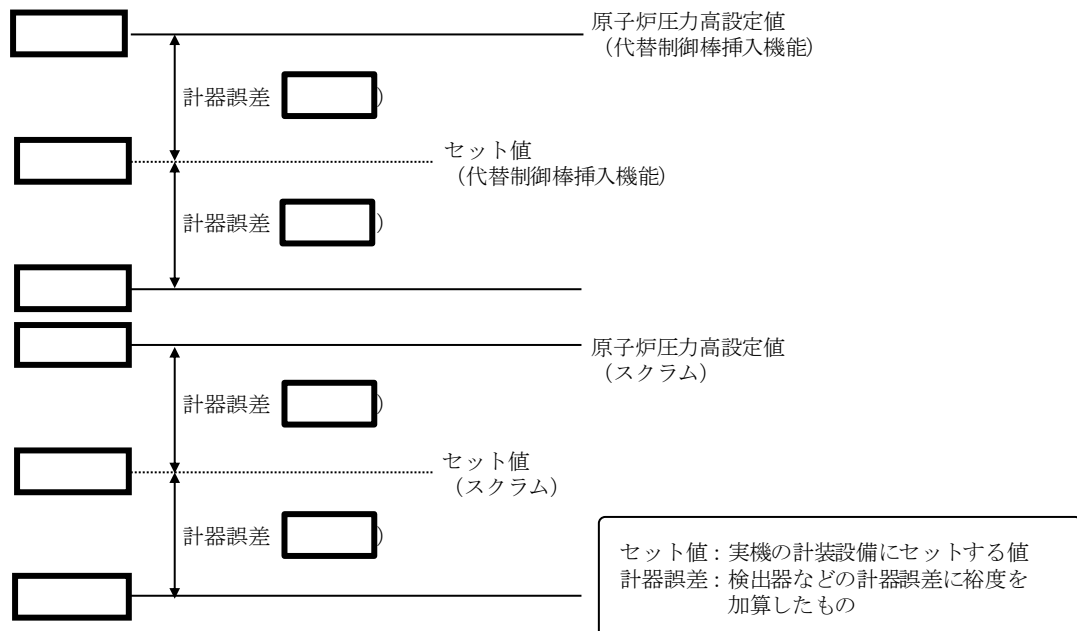


図 44-6-1 原子炉圧力高設定値の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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，発電用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，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 1,216cm 以上 (レベル2)

【設定根拠】

原子炉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，原子炉水位低スクラム設定値 (レベル3) より低い原子炉水位低 (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セパレータスカート下端より 1,278 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，ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) により発電用原子炉を未臨界に移行させる。

<参考>

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裕度を加算したもの

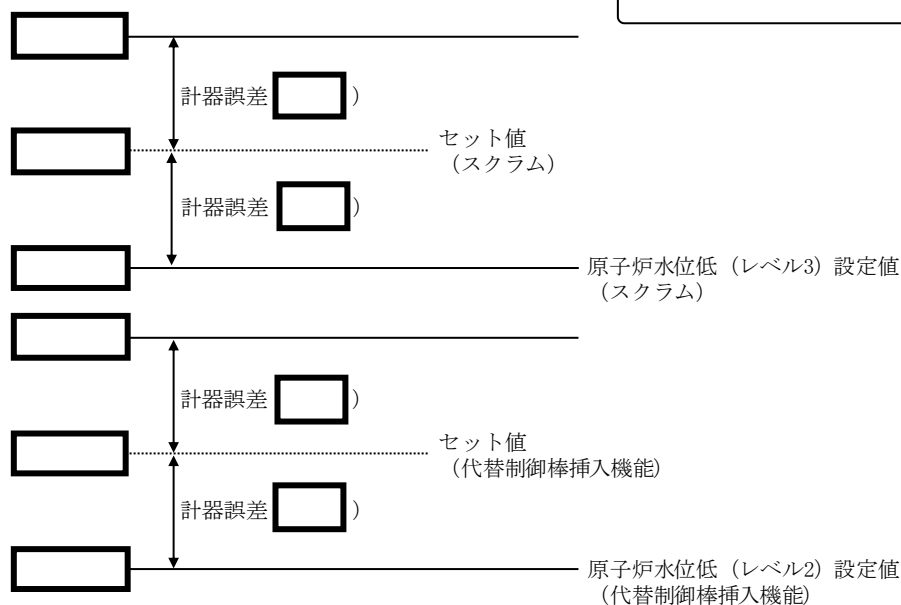


図 44-6-2 原子炉水位低 (レベル2) 設定値の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



【ATWS 緩和設備（代替原子炉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，発電用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，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，原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設 定 値	7.35MPa[gage]以下

【設定根拠】

設定値は，以下の事項を考慮して決定する。

- (1) 原子炉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（7.22MPa[gage]）より高い設定とする。
- (2) 主蒸気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，主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第1段設定値（7.37MPa[gage]）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原子炉圧力容器設計圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を超えないようにする。

<参考>

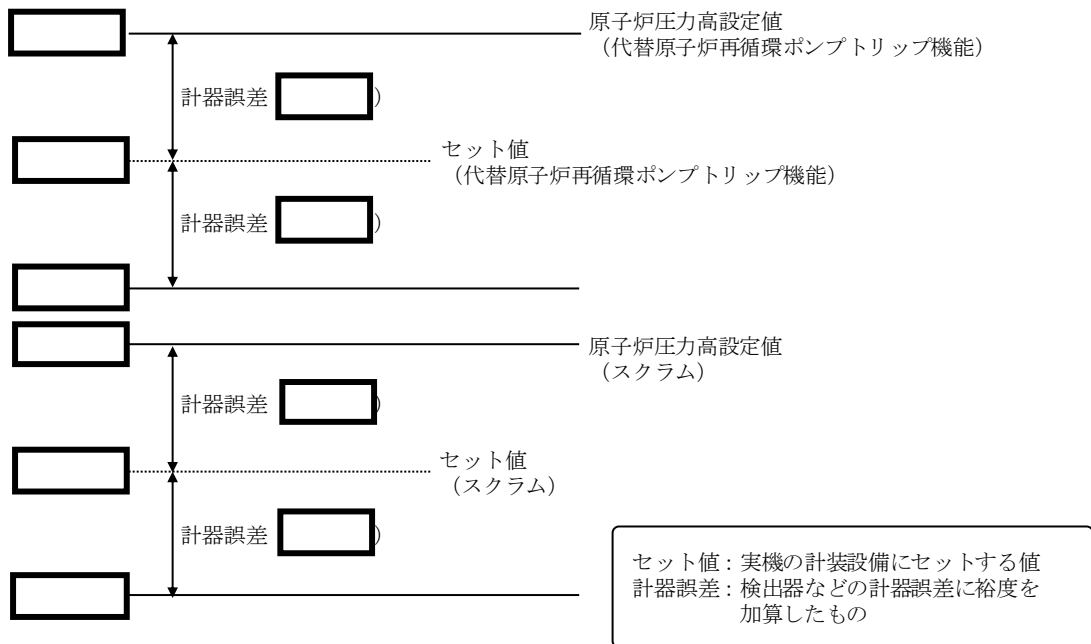
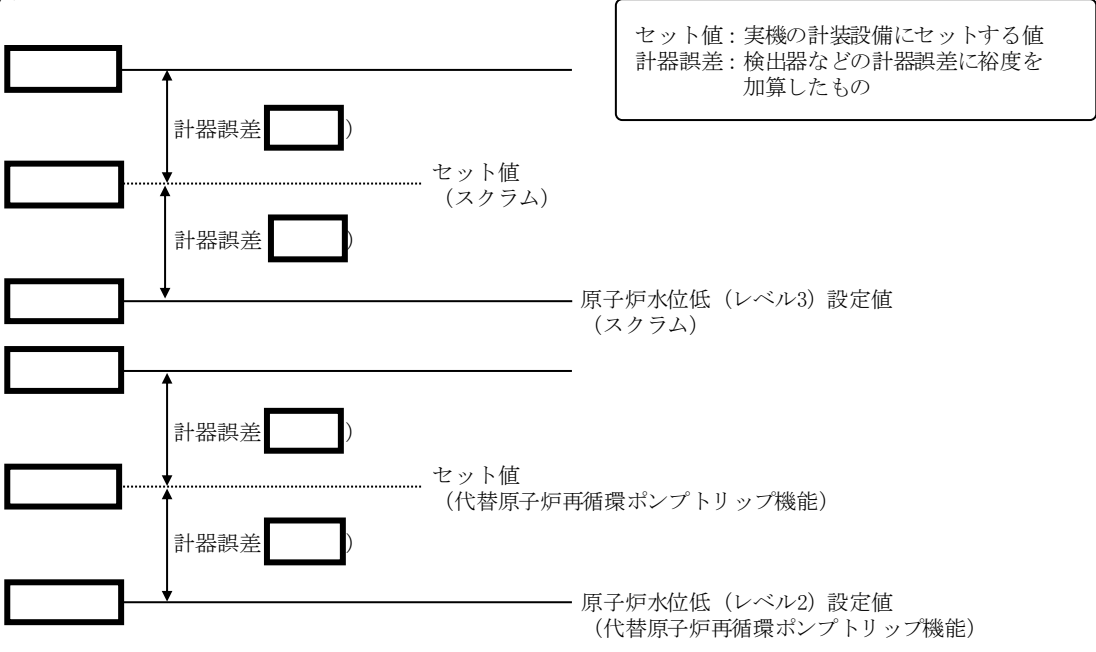


図 44-6-3 原子炉圧力高設定値の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 2)
保護目的 / 機能	<p>運転時の異常な過渡変化時において，発電用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，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，原子炉再循環ポンプの停止を行う。</p>
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1,216cm 以上 (レベル 2)
<p><b>【設定根拠】</b>            原子炉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，原子炉水位低スクラム設定値 (レベル 3) より低い原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。</p> <p>注記*：原子炉圧力容器零レベルはセパレータスカート下端より 1,278 cm 下</p> <p>&lt;補足&gt;            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，ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) により原子炉再循環ポンプを停止させ，原子炉出力を低下させる。</p> <p>&lt;参考&gt;</p>  <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>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裕度を加算したもの</p> </div> <p style="text-align: center;">図 44-6-4 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）】

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、発電用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、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することによって、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止し、炉心の健全性を維持する。
設 定 値	原子炉压力容器零レベル*より 1,216cm 以上（レベル 2）

設 定 根 拠】

自動減圧系の作動設定水位（レベル 1）より上の水位レベルを設定値とする。

注記\*：原子炉压力容器零レベルはセパレータスカート下端より 1,278 cm 下

<補足>

原子炉スクラムに失敗し、原子炉水位低（レベル 2）まで原子炉水位が低下した場合に、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

<参考>

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裕度を加算したもの

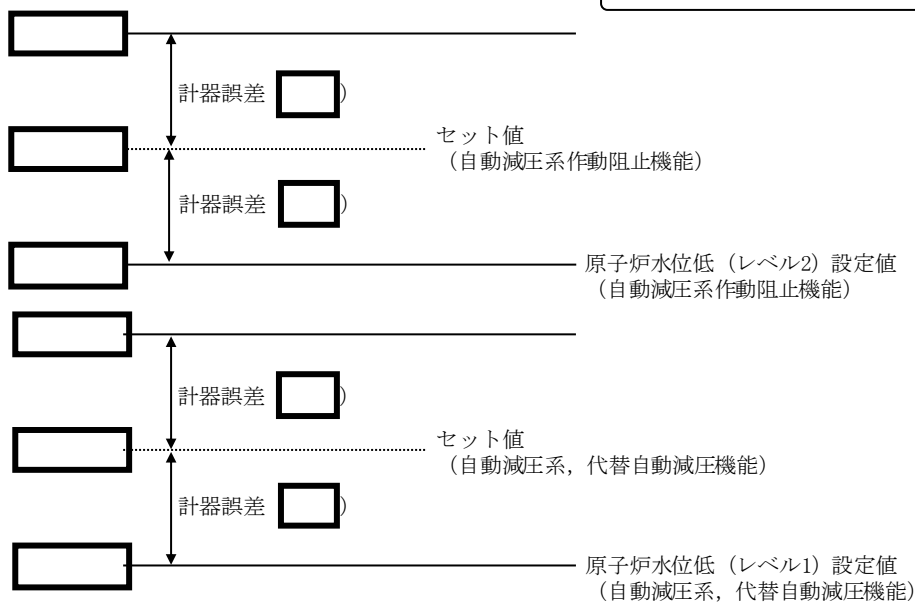


図 44-6-5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	中 性 子 束 高
保 護 目 的 / 機 能	運 轉 時 の 異 常 な 過 渡 変 化 時 に お い て ， 発 電 用 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 ， 自 動 減 圧 系 及 び 代 替 自 動 減 圧 回 路 （ 代 替 自 動 減 圧 機 能 ） の 作 動 を 阻 止 す る こ と に よ っ て ， 多 量 の 残 留 熱 除 去 系 又 は 低 圧 炉 心 ス プ レ イ 系 か ら の 冷 水 の 炉 心 注 入 に 伴 う 大 き な 正 の 反 応 度 印 加 を 防 止 し ， 炉 心 の 健 全 性 を 維 持 す る 。
設 定 値	10%*以下

【 設 定 根 拠 】

主蒸気隔離弁誤閉止時に全制御棒挿入に失敗した場合など、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象では、原子炉水位はレベル 1 を下回り自動減圧系作動条件が成立するため、原子炉出力が維持されている場合は自動減圧系作動阻止を行う。

レベル 1 での原子炉出力は 10%から 15%の範囲にあり、レベル 1 での自動減圧系作動阻止を行う原子炉出力（平均出力領域モニタの中性子束レベルに相当）として小さい値 10%を設定値とする。

注記\*：定格出力時の値に対する比率で示す。

< 補 足 >

原子炉スクラムに失敗し、原子炉水位低（レベル 2）まで原子炉水位が低下した場合に、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

< 参 考 >

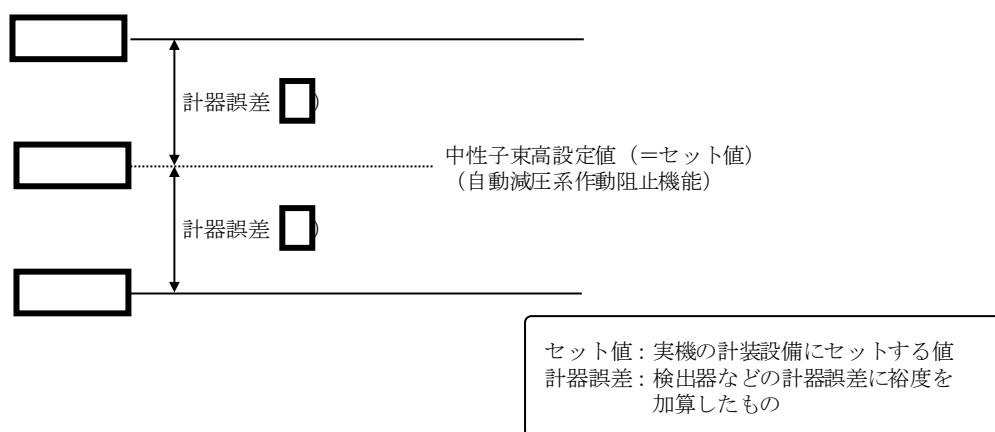


図 44-6-6 中性子束高設定値の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）】

名 称		制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）アキュムレータ
容量	ℓ/個	約 <input type="text"/> (注1), 18 (注2) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa [gage]	15.2
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】

制御棒駆動水圧系（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、下記の必要容量を考慮して決定する。

- (a) 制御棒駆動機構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) スクラム中の最大リーク量
- (c) N<sub>2</sub>ガスの周囲環境温度変化（20℃→40℃）に伴う体積膨張

- (a) 制御棒駆動機構駆動ピストンの全ストローク挿入に消費される容量V<sub>1</sub>

CRDのスクラムストローク： mm

CRDのドライブピストン断面積： mm<sup>2</sup>

$$V_1 = \text{} \times \text{} = \text{} \text{ ℓ/個}$$

- (b) スクラム中の最大リーク量

スクラム中の最大リーク量は、 ℓ/個で評価する。

- (c) N<sub>2</sub>ガスの周囲環境温度変化（20℃→40℃）に伴う体積膨張ΔV

N<sub>2</sub>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  ℓ) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 ( ℓ) を考慮すると下記になる。

$$\Delta V = (\text{} + \text{} + \text{} \text{ ℓ}$$

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、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まとめると下記になる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ピストン移動量		ℓ
スクラム中の最大リーク量		ℓ
N <sub>2</sub> ガスの体積膨張		ℓ
合計		ℓ=約 <span style="border: 1px solid black; width: 20px; height: 15px; display: inline-block;"></span> ℓ

これに余裕をとり、アキュムレータ公称容量は18ℓ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 15.2MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【ほう酸水注入系】

名 称		ほう酸水注入系ポンプ
容量	ℓ/min/個	<input type="text"/> 以上 (注 1), 約 163 (注 2)
吐出圧力	MPa[gage]	<input type="text"/> 以上 (注 1), 約 8.43 (注 2)
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込側 1.18 / 吐出側 10.80
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	37
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発電用原子炉を停止させるための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、2個（うち予備1）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18.6m<sup>3</sup>を設計上の許容注入時間min（設計ボロン濃度1000ppm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。

$$\begin{aligned}
 & \text{ポンプ容量 (1 個当り)} \\
 & = \text{タンク容量 (ℓ)} / \text{注入時間 (min)} \\
 & = 18.6 \times 10^3 / ( 1000 / \text{} ) \\
 & \approx \text{} \text{ ℓ/min}
 \end{aligned}$$

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、約 163ℓ/min/個とする。

2. 吐出圧力

ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は、注入先の圧力（原子炉圧力 MPa[gage]（主蒸気逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa[gage]
配管及び弁類の圧力損失	<input type="text"/>	MPa[gage]
-----		
合計	<input type="text"/>	MPa[gage]

以上より、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は、約 8.43MPa[gage]とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吸込配管の最高使用圧力と同じ、1.18MPa[gage]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、10.80MPa[gage]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。

$$P_u = 10^3 / 60 \times Q \times p$$
$$\eta = (P_u / P) \times 100$$
$$P = 10^3 / 60 \times Q \times p \times 100 / \eta$$

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

P : 軸動力 (kW)  
P<sub>u</sub> : 水動力 (kW)  
Q : 容量 (m<sup>3</sup>/min) = 163 × 10<sup>-3</sup>  
p : 吐出圧力 (MPa[gage]) = 8.43  
η : ポンプ効率 =  (計画値)

$$P = 10^3 / 60 \times 163 / 10^3 \times 8.43 / (\text{} / 100)$$
$$= \text{} \text{ kW}$$

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37kW/個とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク
容量	m <sup>3</sup>	13.9 (注1), 18.6 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	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

### 【設 定 根 拠】

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発電用原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、1個設置する。

#### 1. 容量

ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下のとおり。

原子炉停止時における通常水位までの水量は $321 \times 10^3$  kgであり、発電用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

$$321 \times 10^3 \times 1000 \text{ ppm (設計ボロン濃度)} = 321 \text{ kg}$$

必要五ほう酸ナトリウム量は

$$\frac{10B}{Na_2B_{10}O_{16} \cdot 10H_2O} = 0.1831 \quad (\text{各原子量 : B}=10.8, \text{H}=1, \text{O}=16, \text{Na}=23)$$

であることから、

$$321 / 0.1831 \doteq 1753 \text{ kg}$$

上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 (229 kg) を考慮した、最小必要五ほう酸ナトリウム量 (1982 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。

設計飽和温度15℃における五ほう酸ナトリウムの溶解度は13.4wt%で、この重量%における27℃での比重は1.066である。したがって、タンク内の五ほう酸ナトリウム量を1982 kgにするためには、13.9 m<sup>3</sup>のほう酸水を保持するよう管理すればよい。よって、ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量はこれを上回る値として、18.6m<sup>3</sup>とする。

#### 2. 最高使用圧力

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。

#### 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 (24～30 ℃) を上回るものとして、66℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

44-7

緊急停止失敗時に期待する設備について

## 1. 概要

本資料は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合、又は当該事象が発生した場合においても、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、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合、又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて制御棒を挿入させることにより発電用原子炉を未臨界に移行させるとともに、原子炉再循環ポンプを自動又は手動で停止させる ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）にて原子炉出力を制御し、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。

また、ATWS 緩和設備（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発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界に移行させる。

加えて、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、原子炉水位が低下し、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じることから、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）にて自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止し、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止する。

## 3. 設計方針

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ほう酸水注入系及び ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の設計方針を以下に示す。

### (1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

#### a. 環境条件

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室内、原子炉建屋   及び （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

#### b. 操作性

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し、原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い、「1 out of 2 twice」論理を通じて作動信号を自動的に発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

なお、中央制御室にて原子炉スクラムが失敗していることが確認された場合は、中央制御室の制御盤にて手動による ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作が可能な設計とする。

c. 悪影響防止

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系とは独立した構成とし、多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受電とし、静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と異なる電源とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

d. 耐震性

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。

e. 多様性

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(2) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

a. 環境条件

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室内、原子炉建屋 [ ] (原子炉建屋内の原子炉棟外)、原子炉建屋 [ ] 及び [ ] (原子炉建屋原子炉棟内) に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における中央制御室内、原子炉建屋内の原子炉棟外及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

b. 操作性

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し、原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い、「1 out of 2 twice」論理を通じて原子炉再循環ポンプトリップ信号を自動的に発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉再循環ポンプの停止操作が可能な設計とする。

c. 悪影響防止

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで設計基準事故対処設備である多重

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

化された原子炉保護系とは独立した構成とし、多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の電源は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受電とし、静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と異なる電源とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

d. 耐震性

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

e. 多様性

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(3) ほう酸水注入系

a. 環境条件

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋  （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

b. 操作性

ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系ポンプの操作スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

c. 悪影響防止

ほう酸水注入系は、通常時は原子炉圧力容器と隔離する系統構成とすることで、原子炉圧力容器に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、ほう酸水注入系の使用時も、他の設備から独立して使用可能とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

d. 耐震性

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設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

e. 多様性

ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、ほう酸水注入系ポンプを非常用ディーゼル発電機からの給電により駆動させることで、アキュムレータを駆動源とする制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）に対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

(4) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

a. 環境条件

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中央制御室内、原子炉格納容器内及び原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における中央制御室内、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

b. 操作性

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止信号を自動的に発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の制御盤にて手動による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止操作が可能な設計とする。

c. 悪影響防止

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要になる場合において、その減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

d. 耐震性

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）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。

e. 多様性

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧系及び重大事故等対処設備である代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のリセットボタンが設置される制御盤と異なる制御盤に配置することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

4. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の不具合による原子炉保護系への影響防止対策

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、共通要因によって原子炉保護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（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器は、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。

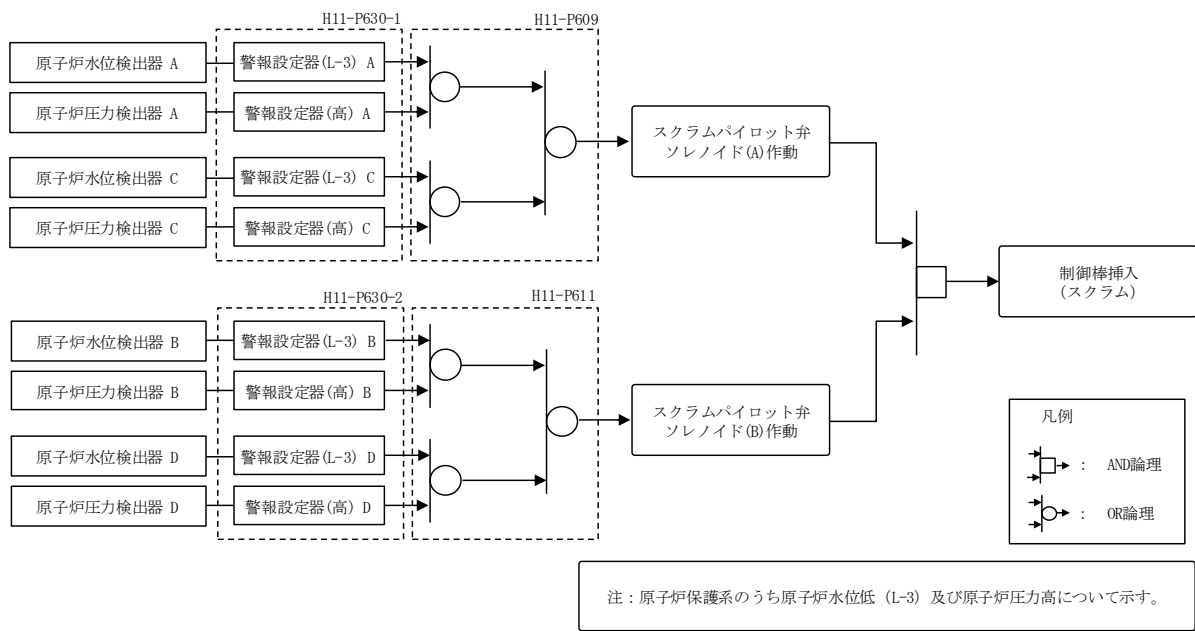
仮に、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路が設置される制御盤で火災が発生した場合、感知器で火災を検知し、運転員が消火器にて初期消火を行うことから、原子炉保護系に対して内部火災及び内部溢水による影響は及ぼさない。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は図 44-7-1 のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系から独立した構成とし、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が起因による火災により原子炉保護系に影響を及ぼさない設計とする。

なお、原子炉保護系はフェイルセーフ設計であり、火災によってスクラム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電磁弁が水没した場合でも、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、溢水等の共通要因により原子炉保護機能が喪失することはない。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、所内常設蓄電式直流電源設備から受電することで、静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

### 【原子炉保護系】



### 【ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)】

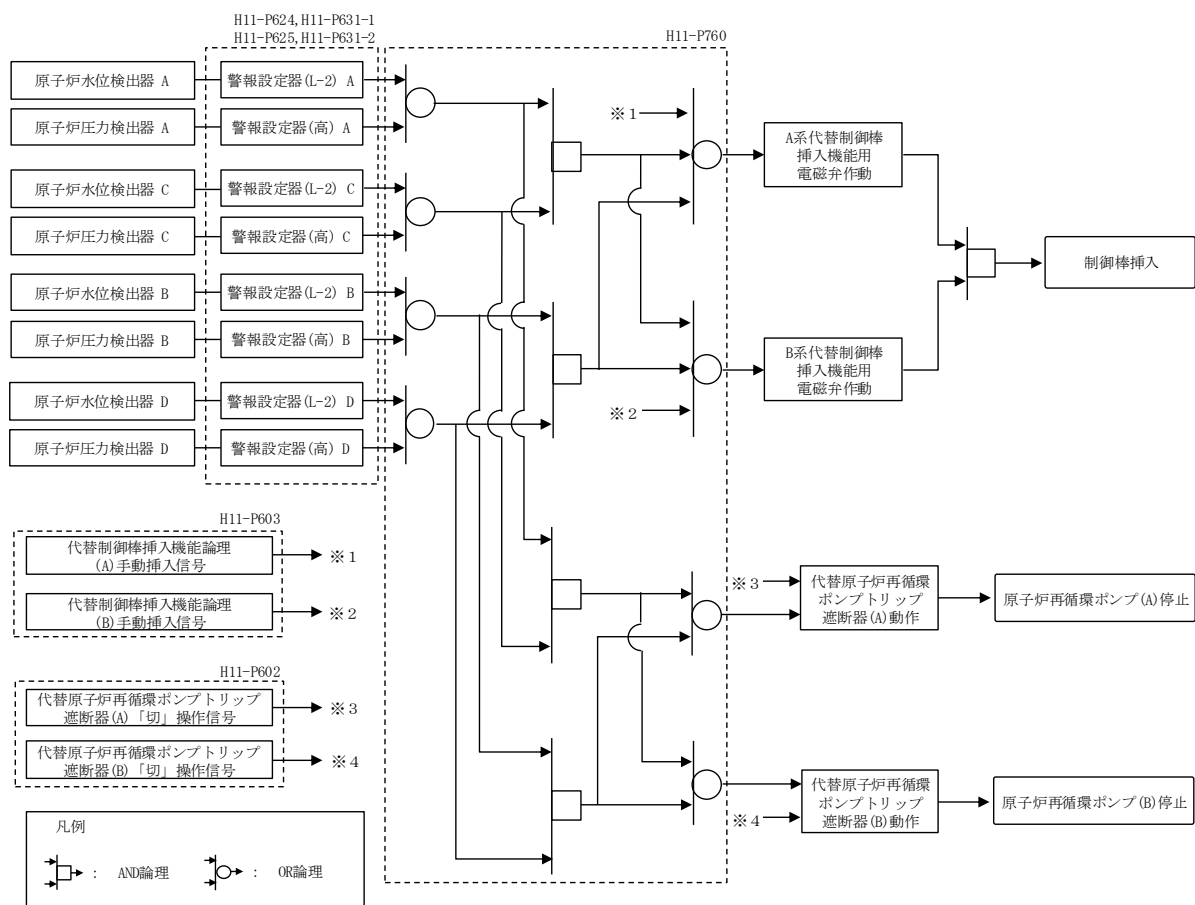


図 44-7-1 原子炉保護系及び ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 論理回路図



凡例

	AND論理
	OR論理
	空気配管
	電気配線
	3方向電磁弁
	電磁弁
NE	常時励磁
ND	常時無励磁

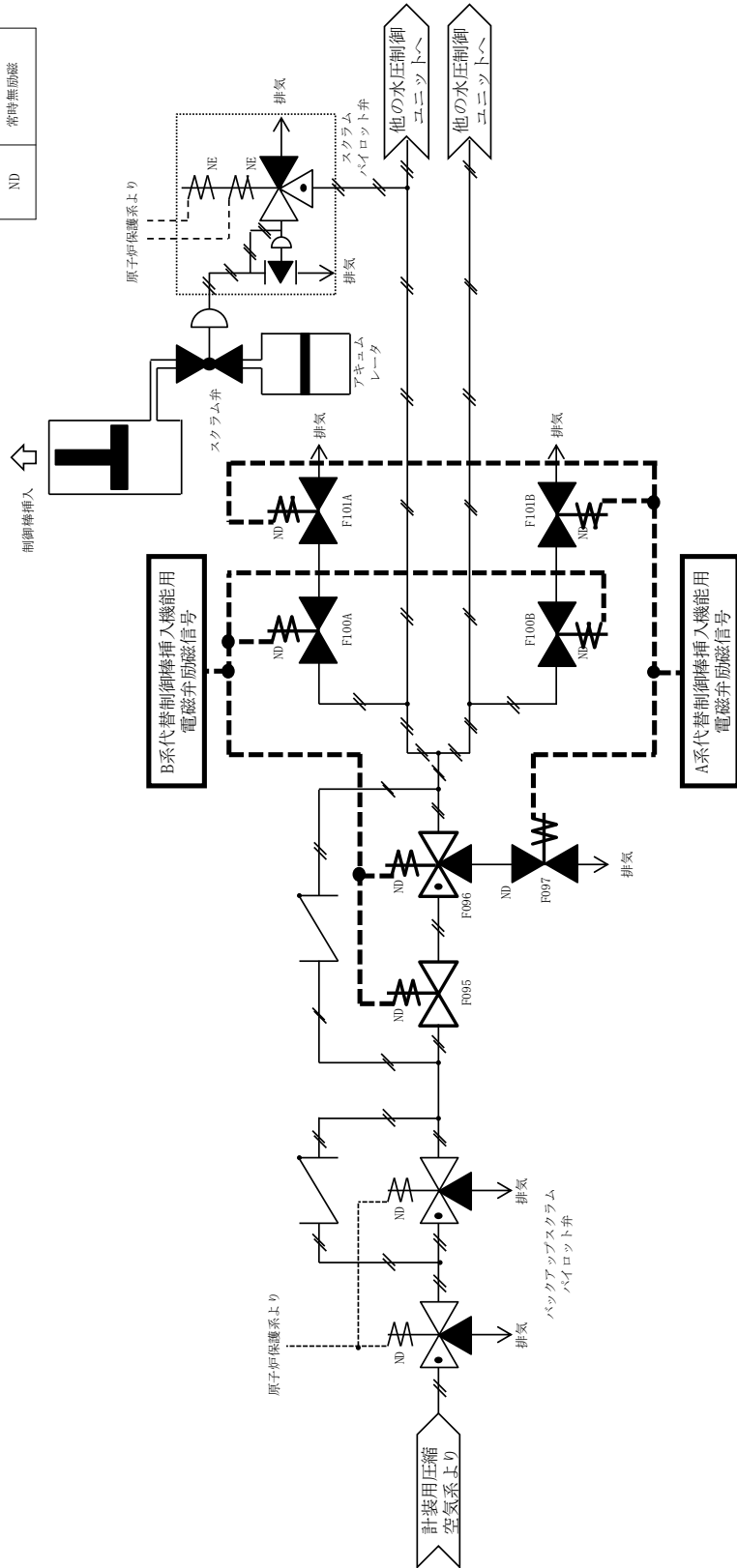


図 44-7-2 電磁弁の分離について

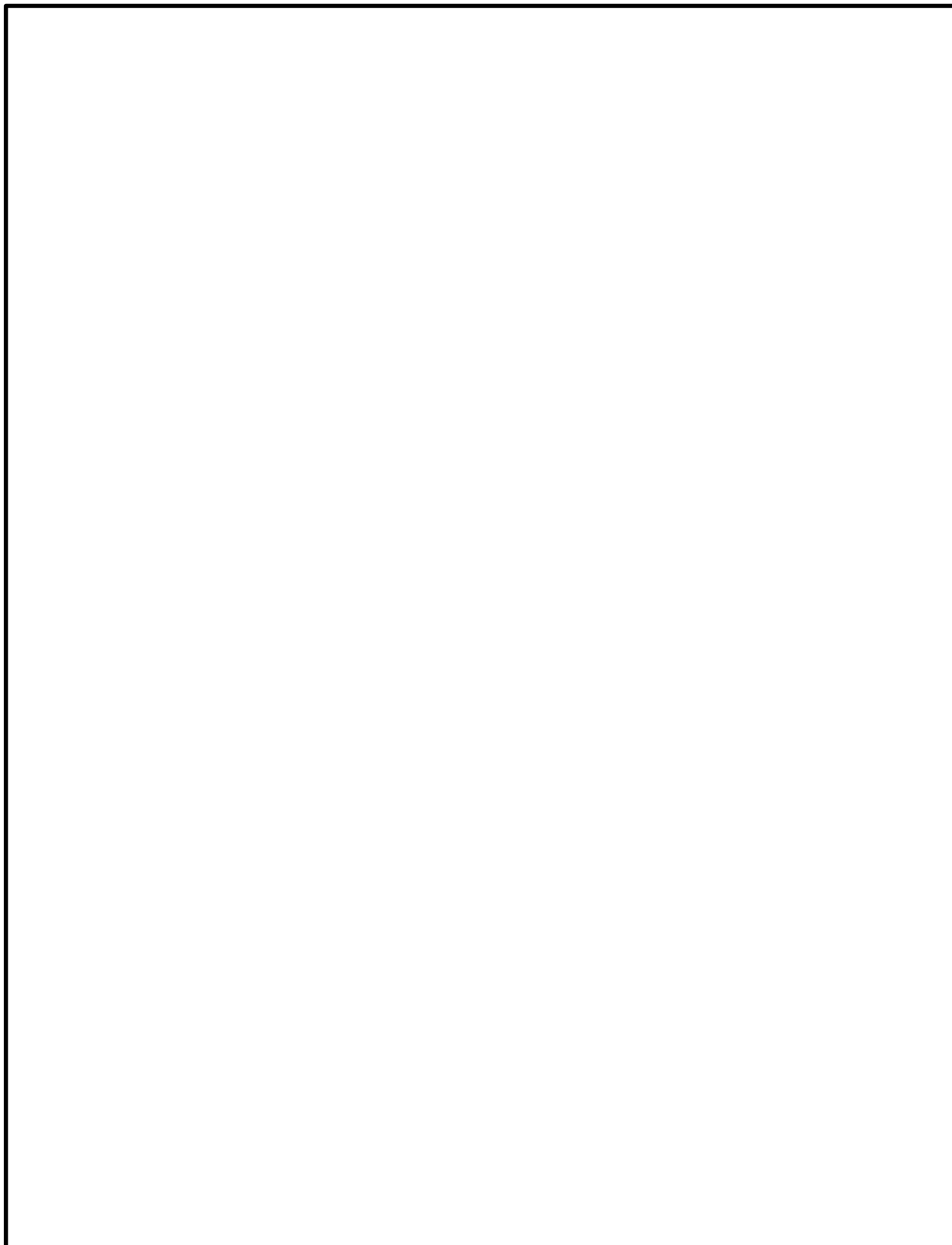


図 44-7-3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

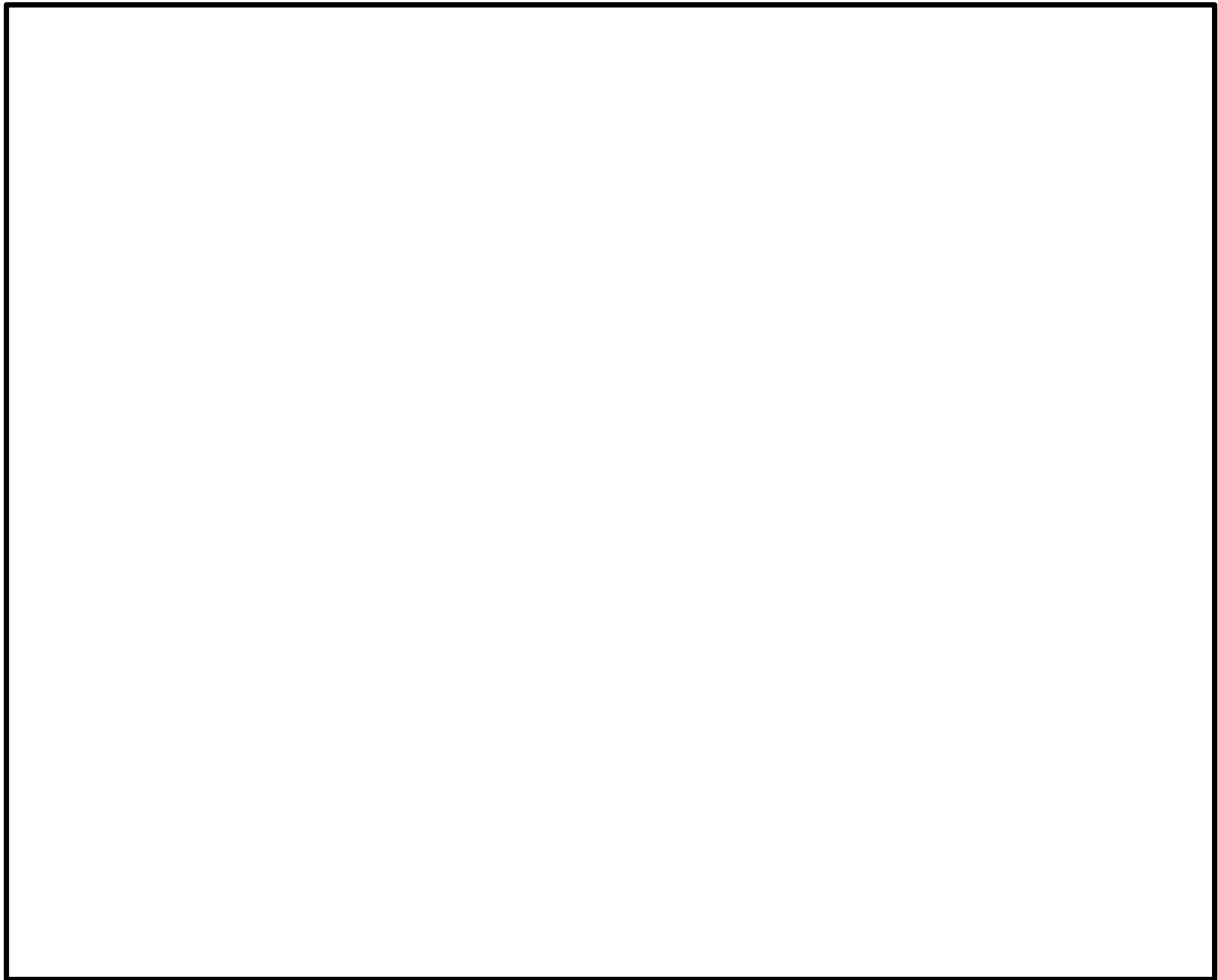


図 44-7-4 AM 制御盤及び原子炉保護系盤の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

5. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の不具合による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）への影響防止対策

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は図 44-7-5 に示すように、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要になる場合において、その減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は図 44-7-5、図 44-7-6 及び図 44-7-7 に示すように、自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の論理回路は、図 44-7-8 に示すように、設計基準事故対処設備である自動減圧系及び重大事故等対処設備である代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理リセット操作を行う制御盤と異なる制御盤に配置することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）】

< 自動減圧系作動阻止機能 >

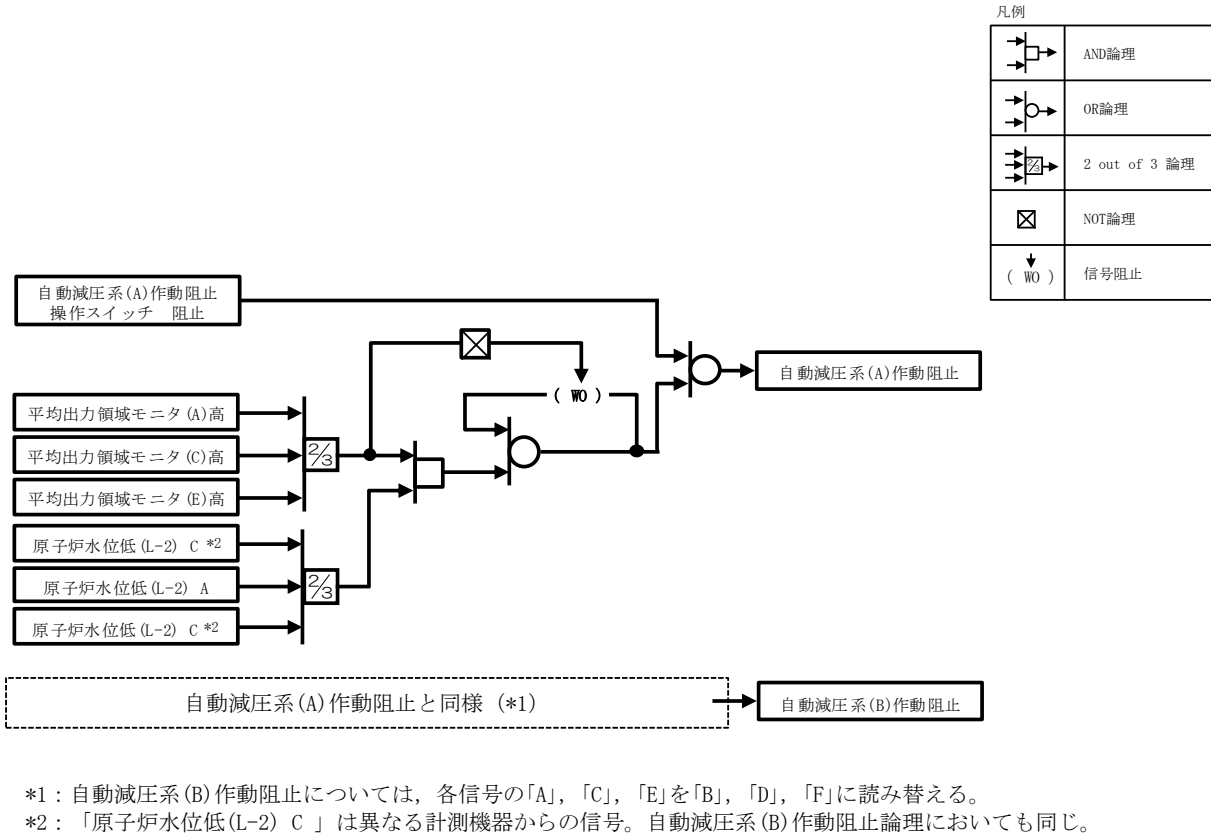
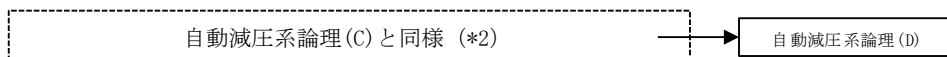
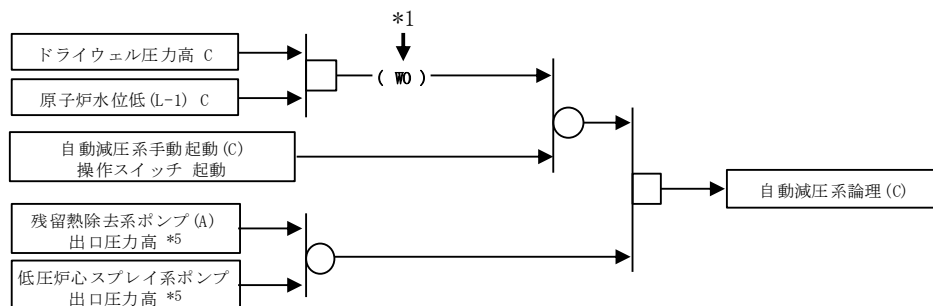
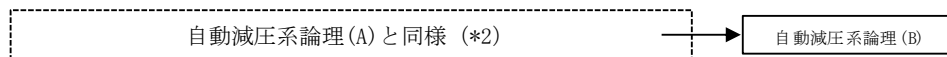
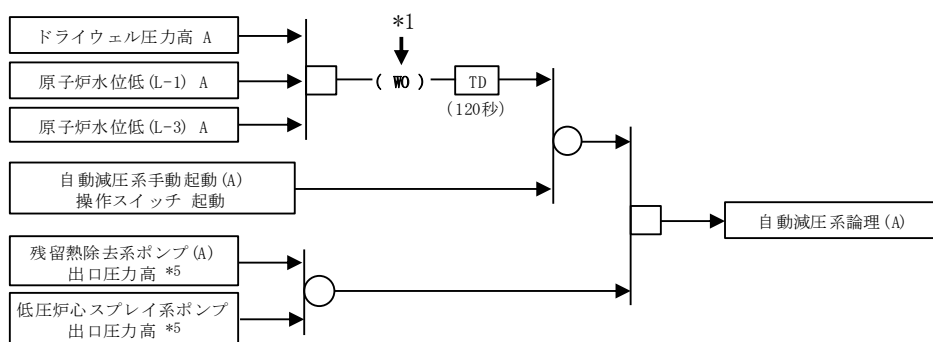
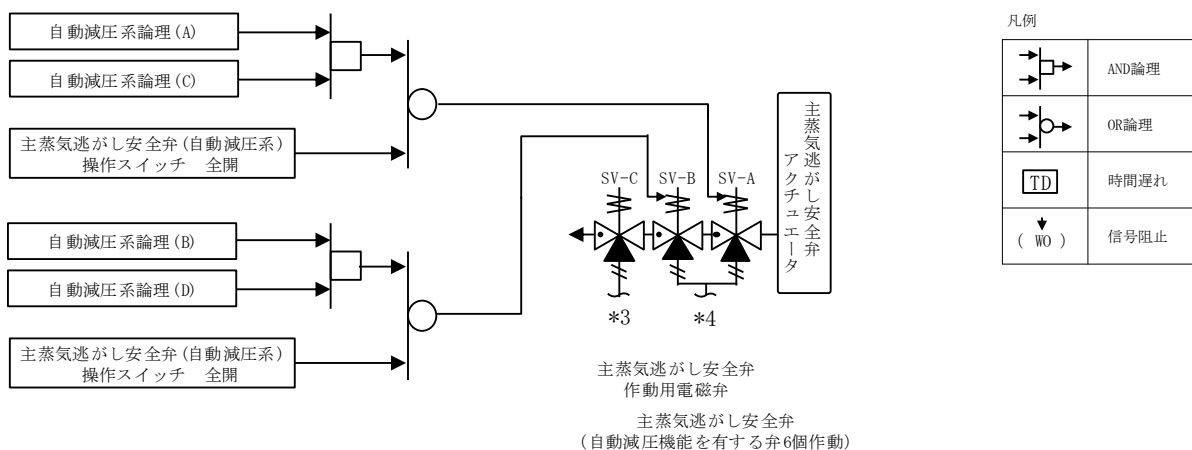


図 44-7-5 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） 系統概念図(1/3)

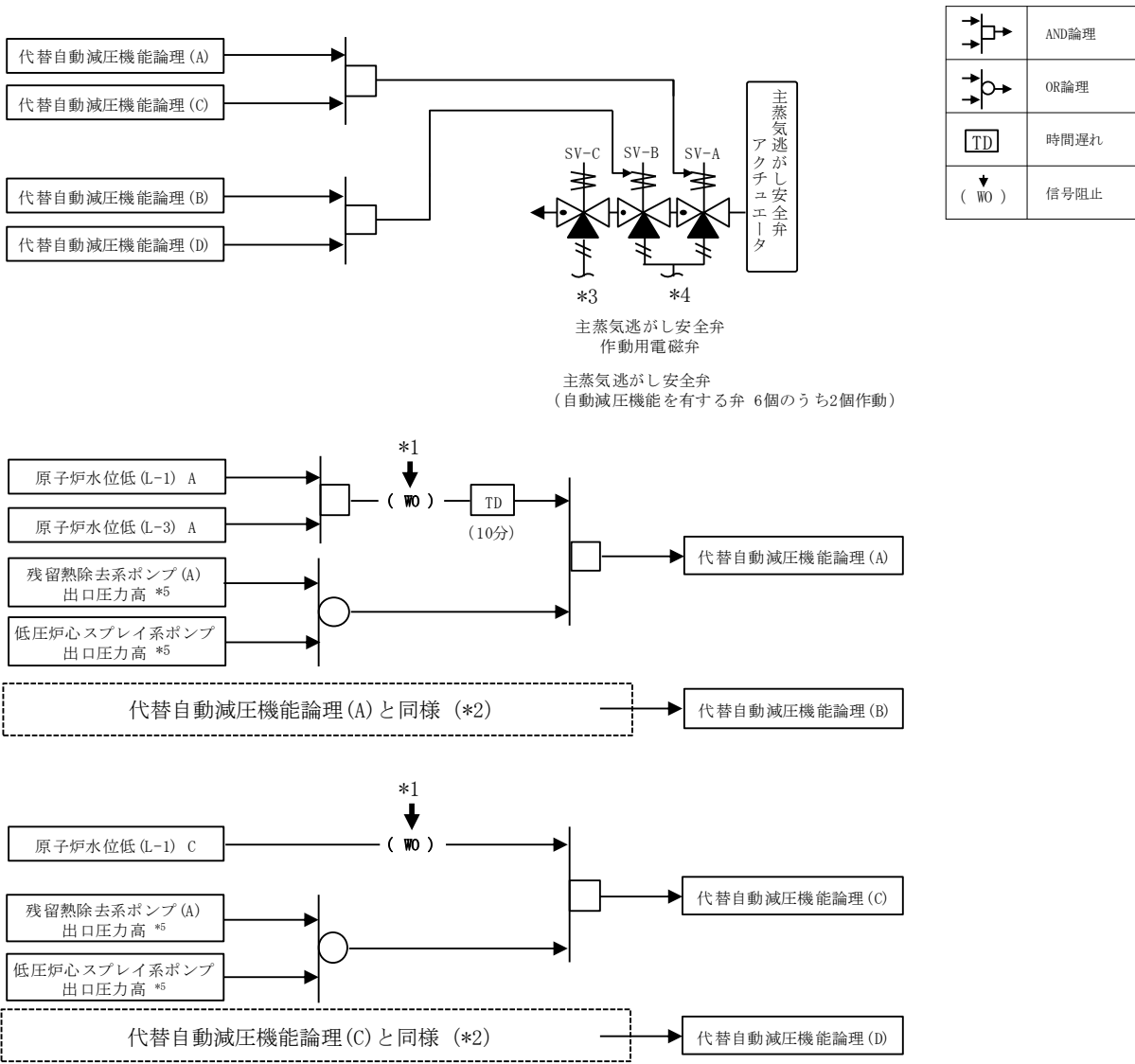
## <自動減圧系>



- \*1: 自動減圧系(A)作動阻止信号又は自動減圧系論理リセット信号。
- \*2: 論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
  - ・ドライウェル圧力高 A, C → ドライウェル圧力高 B, D
  - ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
  - ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
  - ・残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力高
  - ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力高
  - ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号
- \*3: 高圧窒素ガス供給系(常用)より供給。
- \*4: 高圧窒素ガス供給系(常用)又は(非常用)より供給。
- \*5: 論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高」, 「低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 44-7-6 ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 系統概念図(2/3)

# <代替自動減圧機能>



凡例

	AND論理
	OR論理
	時間遅れ
	信号阻止

- \*1: 自動減圧系(A)作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- \*2: 論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
  - ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
  - ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
  - ・残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B) 出口圧力高
  - ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C) 出口圧力高
  - ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号
- \*3: 高圧窒素ガス供給系(常用)より供給。
- \*4: 高圧窒素ガス供給系(常用)又は(非常用)より供給。
- \*5: 論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力高」, 「低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 44-7-7 ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 系統概念図 (3/3)

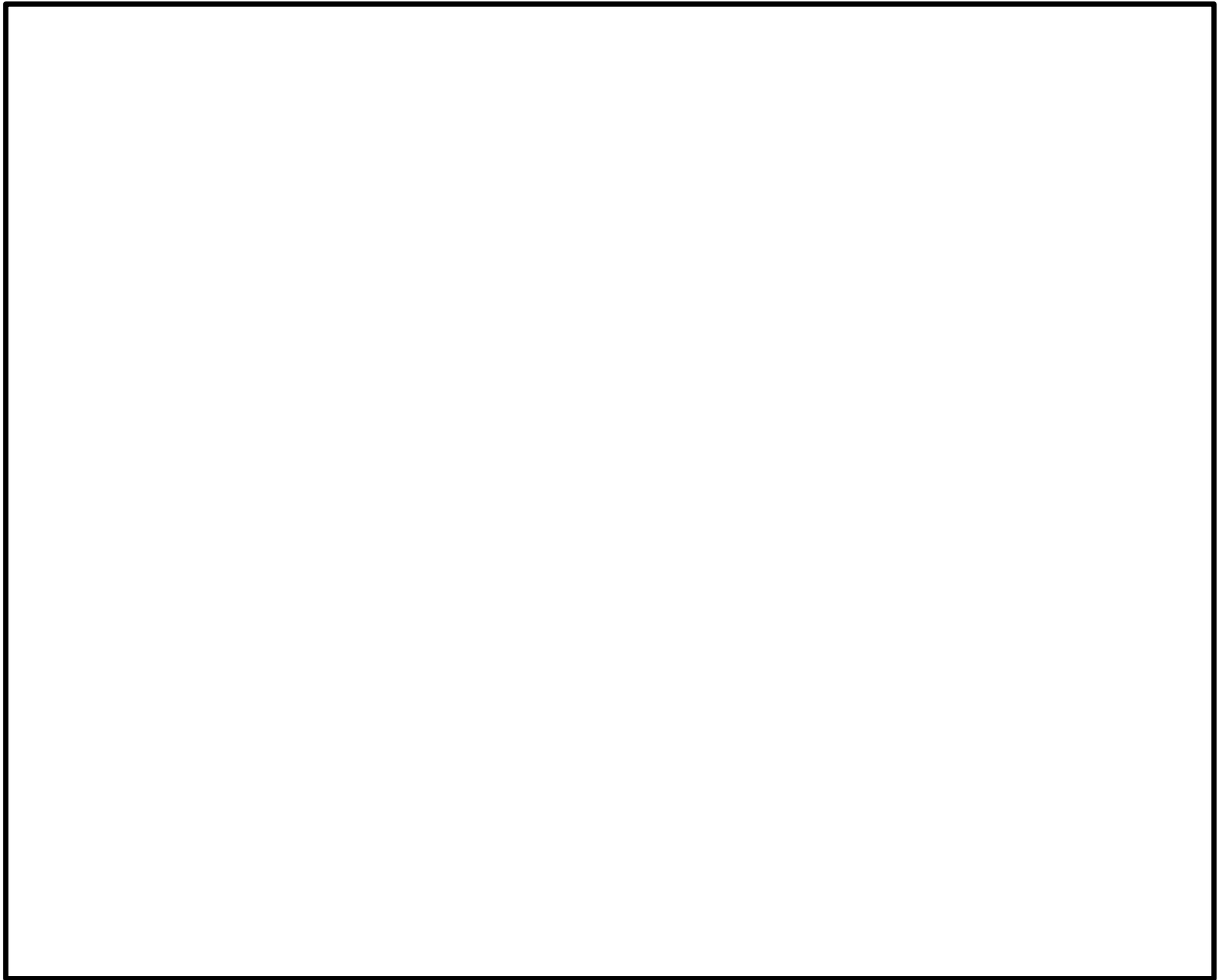


図 44-7-8 減圧リセットボタン及び自動減圧系作動阻止機能の論理回路の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



44-8

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）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（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、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、発電用原子炉を未臨界に移行させることを目的とする。

また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止することを目的とする。

### (2) 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象の発生要因

発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象の発生要因としては、原子炉保護系の故障により、原子炉保護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) 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象の発生時の ATWS 緩和設備に要求される機能

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）には①発電用原子炉を未臨界に移行する、②発電用原子炉の過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 44 条第 2 項 (1) に従い、以下の設備を設ける。

#### a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉保護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、原子炉保護系の故障による発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象発生時にも発電用原子炉を未臨界に移行させる。

#### b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

原子炉格納容器内に設置する原子炉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、原子炉出力を制御し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、ATWS 緩和設備（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、ほう酸水を発電用原子炉に注入することで発電用原子炉を未臨界に移行させるためのほう酸水注入系を「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 44 条第 2 項 (1) に従い、設ける。

c. ほう酸水注入系

ATWS 緩和設備（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系を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉圧力容器に注入することで、発電用原子炉を未臨界に移行させる。

加えて、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するため、「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」の第 44 条に従い、以下の設備を設ける。

d. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

(4) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）の作動論理

a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

主蒸気隔離弁の閉止等により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、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合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（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を作動させるものとする。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動論理は、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し、原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い、「1 out of 2 twice」論理を通じて作動信号を発生させるものとする。

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室の制御盤で手動操作により作動させることが可能な設計とする。

b. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

主蒸気隔離弁閉等による原子炉スクラム信号が発生するが、原子炉スクラムが失敗した場合、原子炉出力が維持されるため、主蒸気逃がし安全弁より蒸気が流出し原子炉水位が低下する。原子炉水位の低下に伴い、高圧の注水系が起動し注水が行われるものの、原子炉給水ポンプが停止することにより原子炉水位がさらに低下する。

原子炉水位が原子炉水位低（レベル 1）に到達した場合、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプにより注水が開始されると、正の反応度印加により急激な出力上昇が生じる。この急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する必要がある。

このため、原子炉出力を検知する平均出力領域モニタの中性子束の信号に加え、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位より高いレベルの水位を検知することにより、減圧機能の作動を阻止させるものとする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の作動論理は、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、作動阻止信号を発生させるものとする。

(5) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の不具合による原子炉保護系への影響防止対策

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の故障による原子炉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（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。

b. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発報することから、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（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉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（自動減圧系作動阻止機能）の不具合による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）への影響防止対策

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の故障による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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（自動減圧系作動阻止機能）の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）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（自動減圧系作動阻止機能）が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発報することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。

(7) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）の信頼性評価

a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の信頼性評価結果として、発電用原子炉の稼働性に影響を与えるような誤動作発生頻度及び不動作発生頻度を表 44-8-1 に示す。表 44-8-1 より本設備の誤動作により発電用原子炉に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、誤動作発生頻度及び不動作発生頻度の評価の詳細は、参考資料 1 に示す。

表 44-8-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の信頼性評価結果

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）		
誤動作発生頻度		
不動作発生頻度	原子炉圧力高	
	原子炉水位低	

\* : 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生し、かつ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が不動作である事象が発生する頻度。

b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の信頼性評価結果として、発電用原子炉の稼働性に影響を与えるような誤動作発生頻度及び不動作発生頻度を表 44-8-2 に示す。表 44-8-2 により本設備の誤動作により発

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

電用原子炉に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、誤動作発生頻度及び不動作発生頻度の評価の詳細は、参考資料 1 に示す。

表 44-8-2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の信頼性評価結果

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）		
誤動作発生頻度		
不動作発生頻度		原子炉圧力高
		原子炉水位低

\* : 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生し、かつ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が不動作である事象が発生する頻度。

c. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の信頼性評価として発電用原子炉の稼働性に影響を与えるような誤動作発生頻度及び不動作発生頻度を表 44-8-3 に示す。表 44-8-3 により、本設備の誤動作により発電用原子炉に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、誤動作発生頻度及び不動作発生頻度の評価の詳細は、参考資料 1 に示す。

表 44-8-3 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の信頼性評価結果

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）	
誤動作発生頻度	
不動作発生頻度	

\* : 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生し、かつ ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）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（代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）

(a) 設置場所

制御建屋  中央制御室

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(b) 設備概要

原子炉保護系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉停止機能喪失時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ための設備に作動信号を発信する設備である。各機能は以下のとおり。

- ①原子炉水位低又は原子炉圧力高による代替制御棒挿入信号の発信
- ②原子炉水位低又は原子炉圧力高による代替原子炉再循環ポンプトリップ信号の発信
- ③手動操作による代替制御棒挿入信号の発信及び代替原子炉再循環ポンプトリップ信号の発信
- ④中性子束高及び原子炉水位低による自動減圧系並びに代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止
- ⑤手動操作による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止

b. 代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能の作動信号等

(a) 代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

- i. 作動に要する信号 : 原子炉圧力高又は原子炉水位低の種類
- ii. 設定値 : 原子炉圧力高 7.35MPa[gage]以下  
原子炉水位低 レベル2(原子炉圧力容器零レベル\*より1216cm以上)
- iii. 作動信号 : 代替制御棒挿入機能作動信号  
代替原子炉再循環ポンプトリップ機能作動信号
- iv. 作動信号を発生させない条件 : なし

\* : 原子炉圧力容器零レベルはセパレータスカート下端より1278cm下

(b) 自動減圧系作動阻止機能

- i. 作動に要する信号 : 原子炉水位低及び中性子束高の種類\*<sup>1</sup>
- ii. 設定値 : 原子炉水位低 レベル2(原子炉圧力容器零レベル\*<sup>2</sup>より1216cm以上)  
中性子束高 10%\*<sup>3</sup>以下
- iii. 作動信号 : 自動減圧系作動阻止信号  
代替自動減圧機能作動阻止信号
- iv. 作動信号を発生させない条件 : なし

- \*1：作動信号の選定理由については参考資料 2 を参照
- \*2：原子炉圧力容器零レベルはセパレータスカート下端より 1278cm 下
- \*3：定格出力時の値に対する比率で示す。

(2) 設定根拠

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ及び自動減圧系作動阻止機能）作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

- a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
- (a) 原子炉水位低（レベル 2：原子炉圧力容器零レベルより 1216cm 以上）
    - ・原子炉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，原子炉水位低スクラム設定値（レベル 3）より低い原子炉水位低（レベル 2）を設定値とする。
  - (b) 原子炉圧力高（7.35MPa[gage]以下）
    - ・原子炉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（7.22MPa[gage]）より高い設定とする。
    - ・主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮し，主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定値（7.37MPa[gage]）程度以下とする。

なお，重大事故等対策の有効性評価「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＋代替制御棒挿入機能不作動を仮定した評価を実施している。ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が作動するため，事象発生後 1 分程度で発電用原子炉を未臨界へ移行させる\*（有効性評価でのほう酸水注入は事象発生から約 11 分後である。代替制御棒挿入機能によりほう酸水注入よりも十分早く未臨界へ移行させる。）。

また，本設定値で原子炉再循環ポンプ 2 台が停止すれば，原子炉圧力のピークが原子炉圧力容器設計圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を超えないことを確認しており，また，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系を用いた原子炉水位の維持，ほう酸水注入系を用いた原子炉圧力容器へのほう酸水の注入，残留熱除去系を用いたサ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。

\*：参考資料 3 参照

- b. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）
- (a) 原子炉水位低（レベル 2：原子炉圧力容器零レベルより 1216cm 以上）
    - ・自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動設定水位（レベル 1）より上の水位レベルを設定値とする。



(b) 中性子束高 (10%\*以下)

- 主蒸気隔離弁誤閉止時に全制御棒挿入に失敗した場合等の発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象では、原子炉水位はレベル 1 を下回り自動減圧系作動条件が成立するため、原子炉出力が維持されている場合は自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止を行う。
- レベル 1 での原子炉出力は 10%から 15%の範囲にあり、レベル 1 での自動減圧系作動阻止を行う原子炉出力（平均出力領域モニタの中性子束レベルに相当）として小さい値 10%を設定値とする。

\*：定格出力時の値に対する比率で示す。

(3) 設備概要

a. 代替制御棒挿入機能

(a) 設置場所

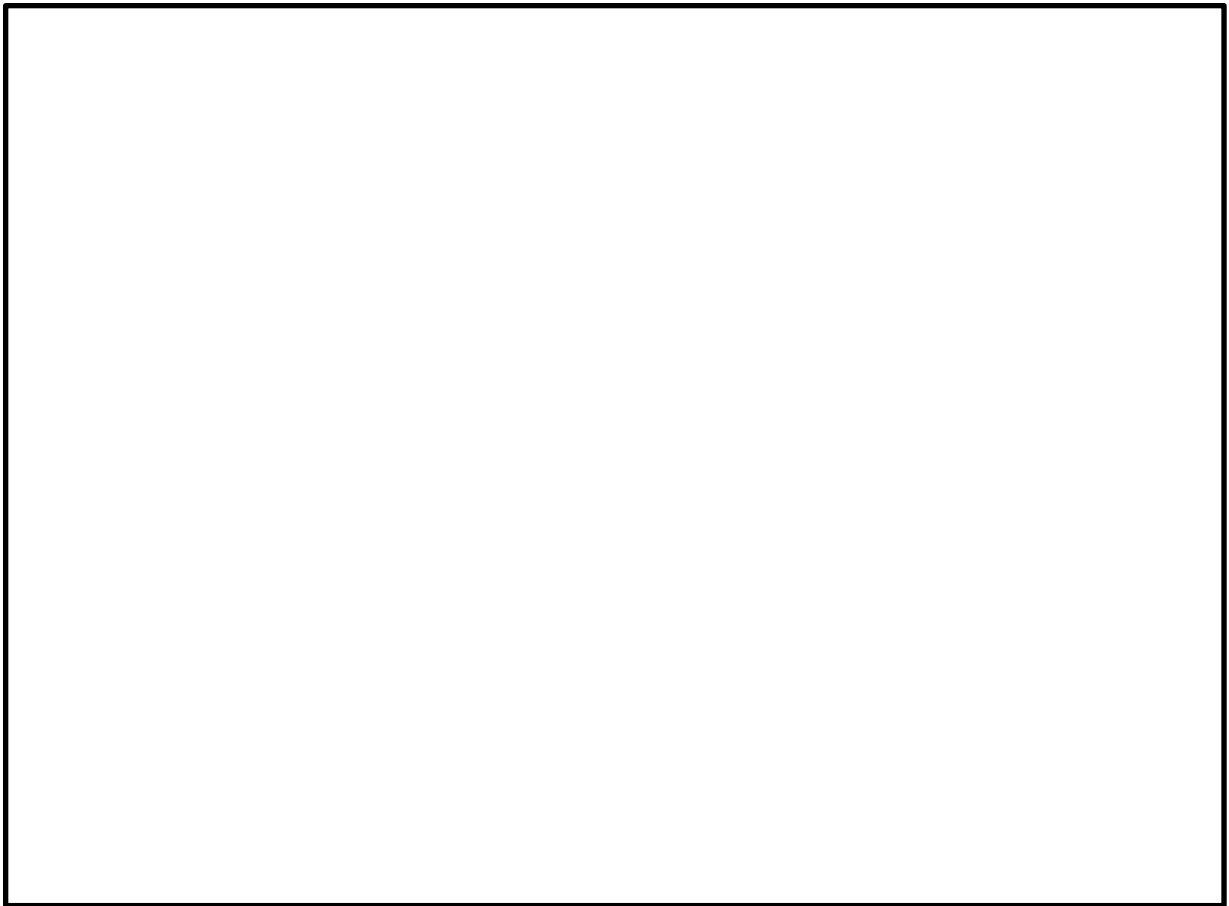


図 44-8-1 代替制御棒挿入機能論理回路の設置場所

(b) 回路構成

- i. 原子炉保護系と代替制御棒挿入機能の回路構成概略及び設計上の考慮  
代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで，原子炉保護系から独立した構成とし，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計\*とする。

\* : 悪影響を及ぼさない設計に関する説明は「44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について 4. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の不具合による原子炉保護系への影響防止対策」を参照

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ii. 代替制御棒挿入機能の構成概略図

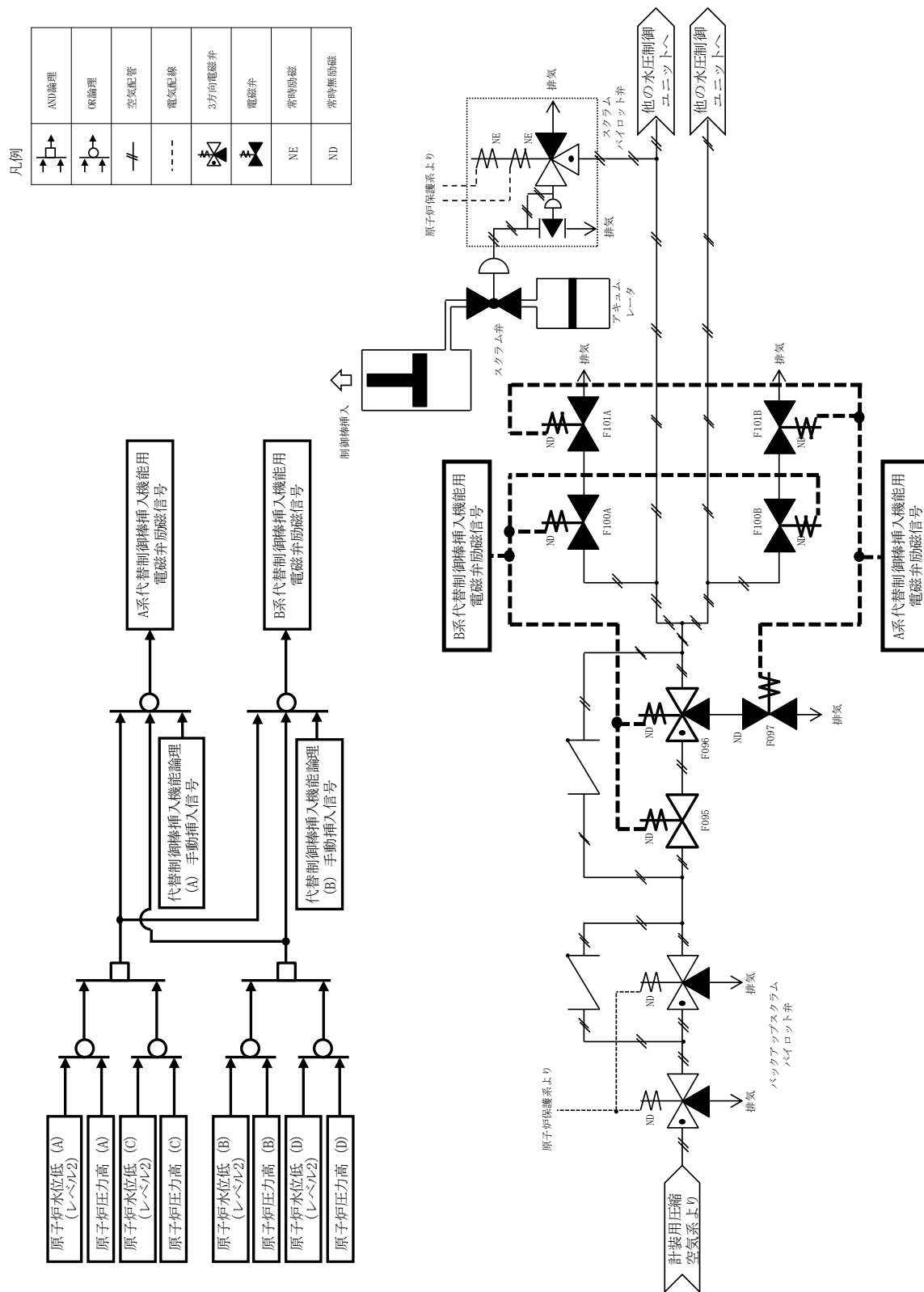


図 44-8-2 代替制御棒挿入機能の構成概略図

b. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

(a) 設置場所

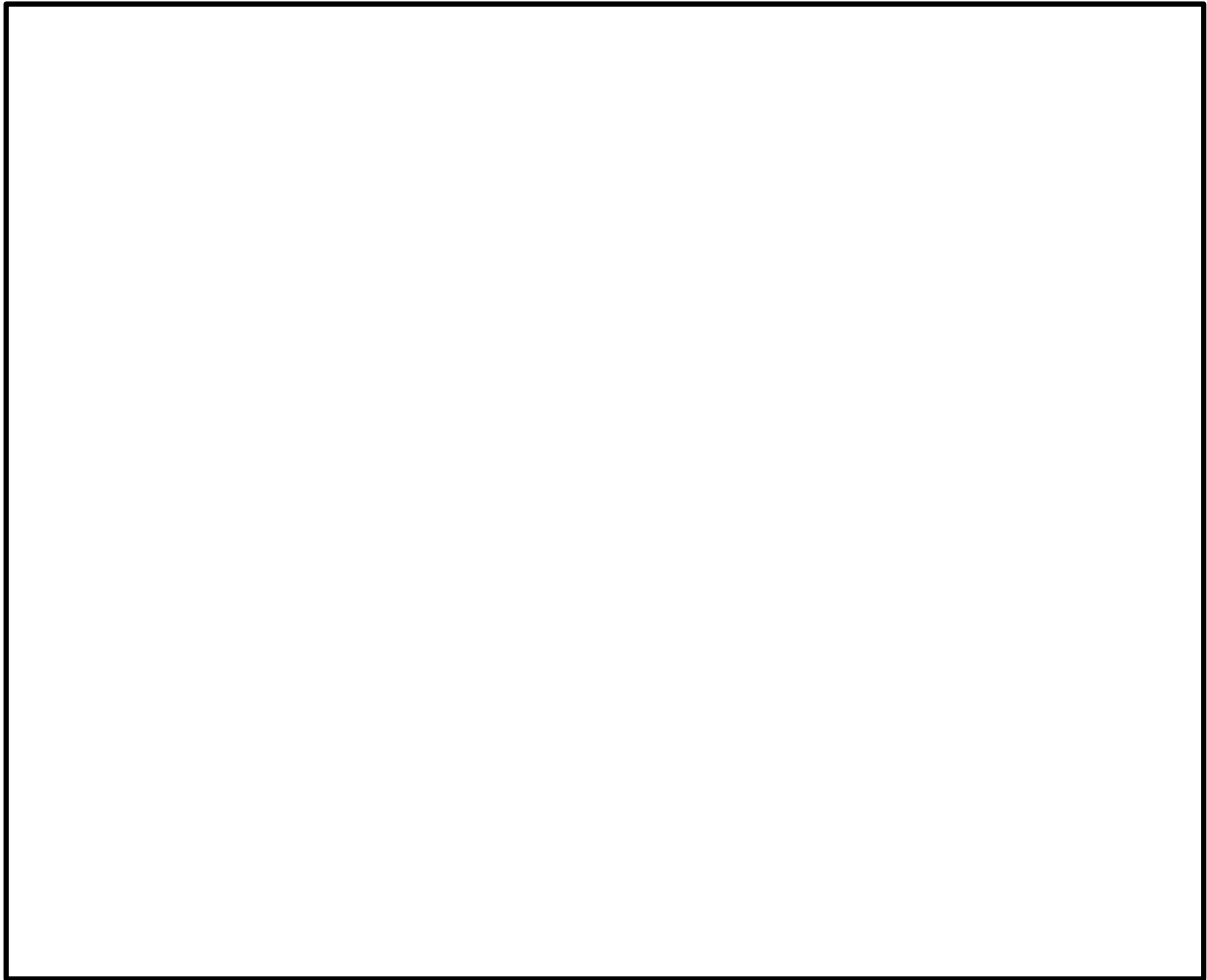


図 44-8-3 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能論理回路の設置場所

(b) 回路構成

- i. 原子炉保護系と代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の回路構成概略及び設計上の考慮

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで、原子炉保護系から独立した構成とし、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計\*とする。

- \* : 悪影響を及ぼさない設計に関する説明は「44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について 4. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の不具合による原子炉保護系への影響防止対策」を参照

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ii. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の構成概略図

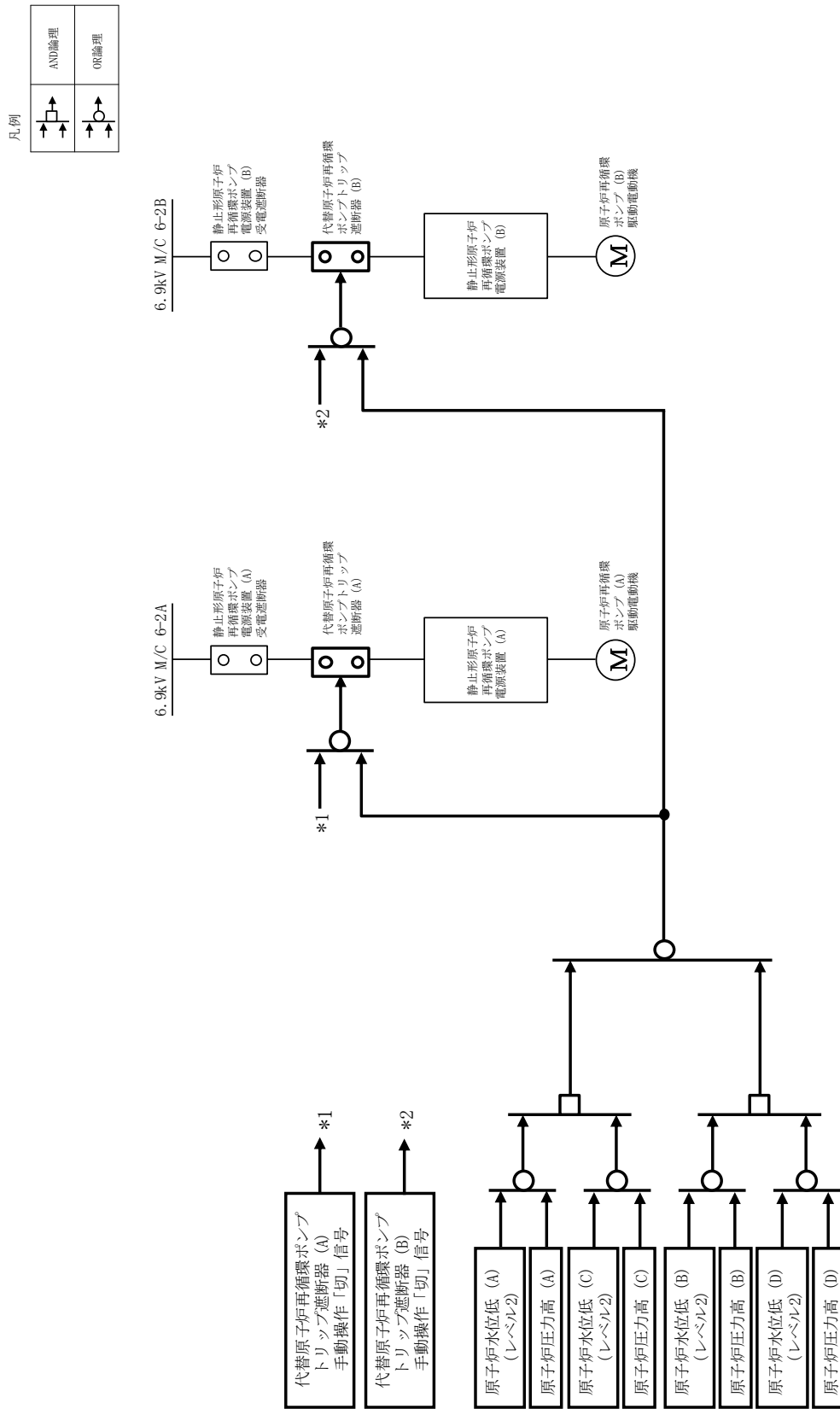


図 44-8-4 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の構成概略図

c. 自動減圧系作動阻止機能

(a) 設置場所

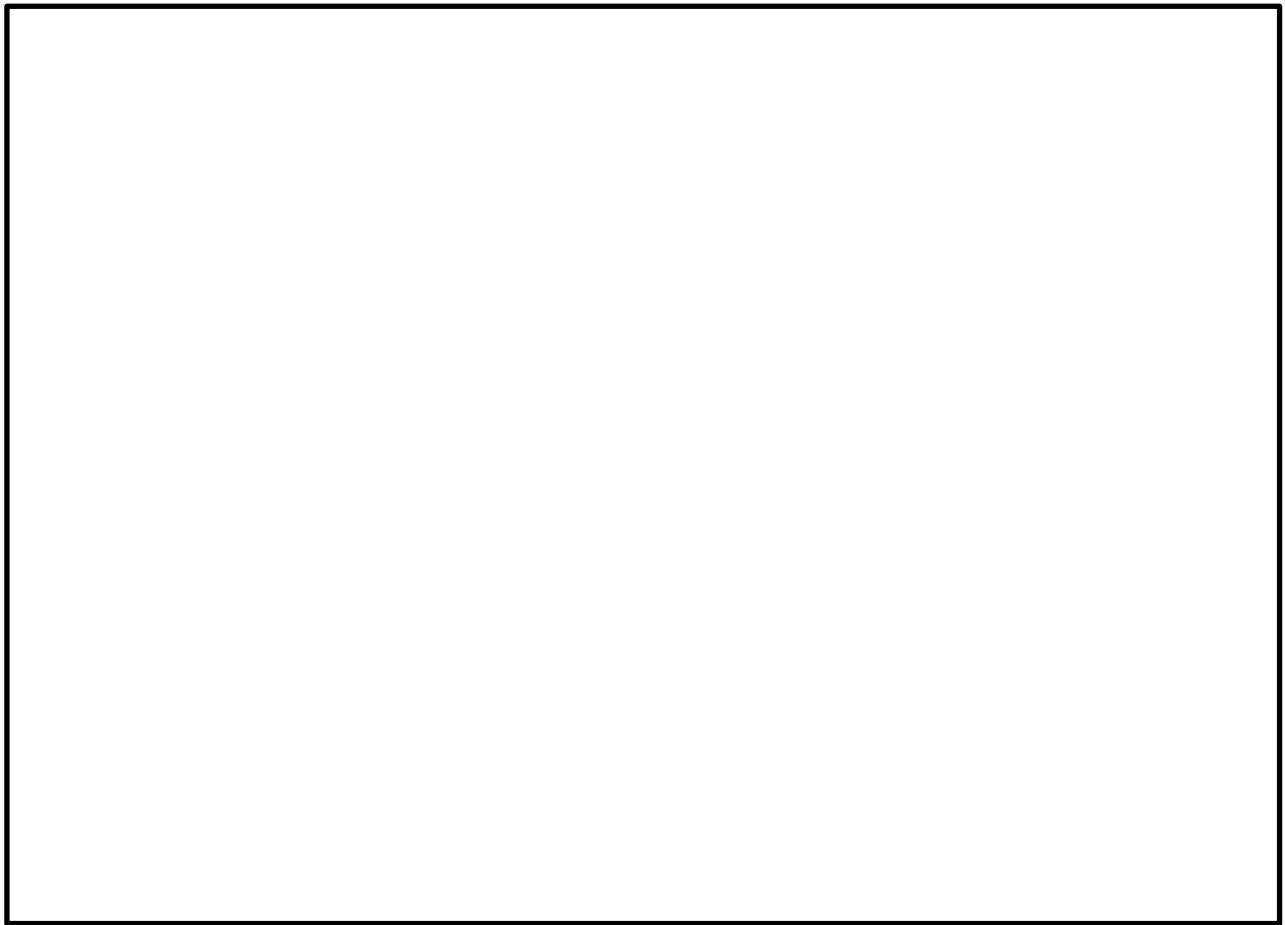


図 44-8-5 自動減圧系作動阻止機能論理回路の設置場所

(b) 回路構成

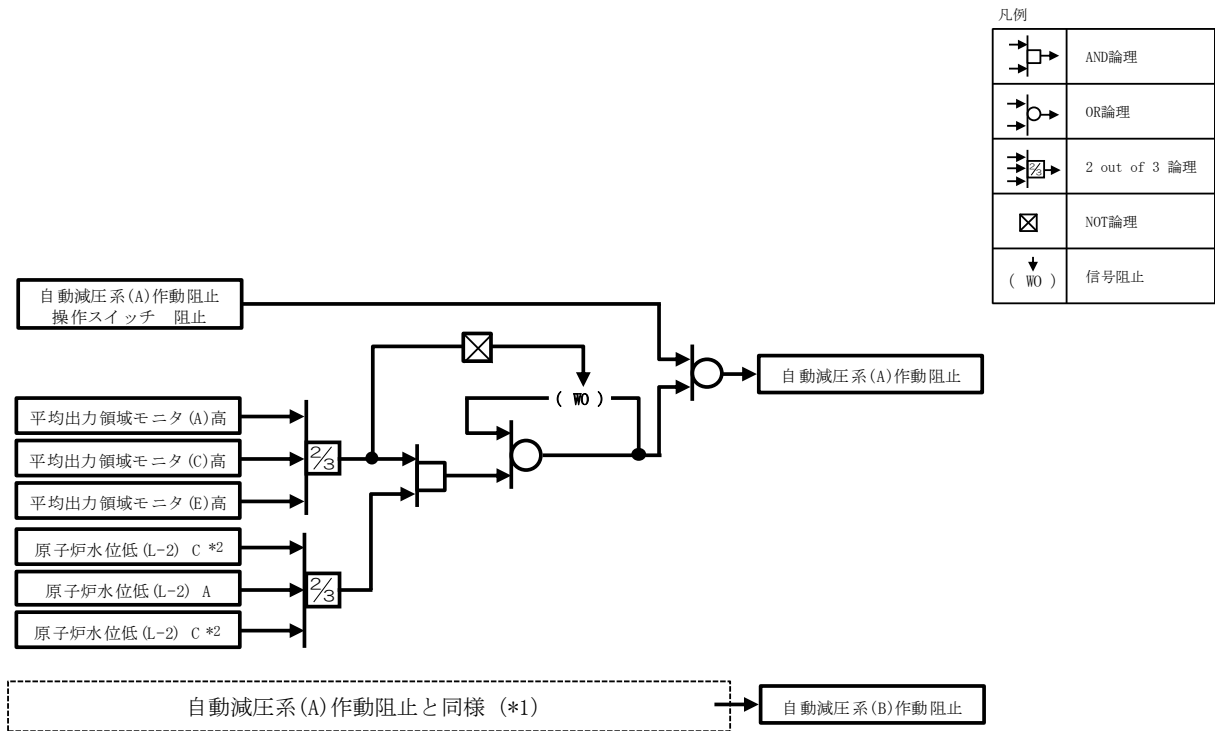
i. 自動減圧系作動阻止機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系作動阻止機能の論理回路は、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に対して、十分に信頼性のある回路構成とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要になる場合において、その減圧機能に悪影響を及ぼさない設計\*とする。

\* : 悪影響を及ぼさない設計に関する説明は「44-7 緊急停止失敗時に期待する設備について 5. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の不具合による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）への影響防止対策」を参照

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ii. 自動減圧機能作動阻止機能の構成概略図



\*1: 自動減圧系(B)作動阻止については、各信号の「A」, 「C」, 「E」を「B」, 「D」, 「F」に読み替える。  
 \*2: 「原子炉水位低(L-2) C」は異なる計測機器からの信号。自動減圧系(B)作動阻止論理においても同じ。

図 44-8-6 自動減圧系作動阻止機能 系統概念図

## ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）の信頼性評価

## 1. 誤動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）の誤動作の発生頻度（誤動作率）を評価するために用いた，各機能のロジックのモデルを図 44-8-7，図 44-8-9 及び図 44-8-11 に示す。また，誤動作発生頻度を評価するために用いたフォールトツリーの概略図を図 44-8-8，図 44-8-10 及び図 44-8-12 に示す。これらにより，発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような誤動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は，女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月，（中）日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 44-8-3 に示す。
- ・計装品等の平均修復時間は考慮していない。
- ・共通要因故障 (CCF) の発生確率は，MGL (Multiple Greek Letter) 法を用いて計算した。パラメータは NUREG/CR-2771 を参照し，検出器及び警報設定器の  $\beta$  ファクタは 0.082， $\gamma$  ファクタは 0.67 とした。
- ・誤動作については，発電用原子炉の通常運転時に回路が誤動作することで発電用原子炉の運転や他の安全設備に悪影響を与えることを想定し，1 年間で誤動作が生じる頻度（誤動作率）として評価した。

これらの考え方をもとに評価した各 ATWS 緩和設備の誤動作発生頻度を表 44-8-4 に示す。



表 44-8-3 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作） [h]
水位トランスミッタ	$2.2 \times 10^{-8}$
圧力トランスミッタ	$3.5 \times 10^{-8}$
放射線検出器	$7.3 \times 10^{-8}$
リレー	$3.0 \times 10^{-9}$
遅延リレー	$4.7 \times 10^{-9}$
警報設定器	$9.5 \times 10^{-9}$
手動スイッチ	$1.1 \times 10^{-9}$

表 44-8-4 誤動作発生頻度評価結果一覧

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [年]
原子炉水位低論理 <sup>※1</sup>		
原子炉圧力高論理 <sup>※1</sup>		
ATWS 論理回路		
電磁弁励磁回路		
代替制御棒挿入機能		
VVVF トリップ論理 <sup>※2</sup>		
代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 <sup>※2</sup>		
原子炉水位低論理		
中性子束高論理		
自動減圧系作動阻止機能		

※1 1チャンネルに対する誤動作発生頻度を記載。

※2 原子炉水位低論理，原子炉圧力高論理，ATWS 論理回路は代替制御棒挿入機能と共通である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

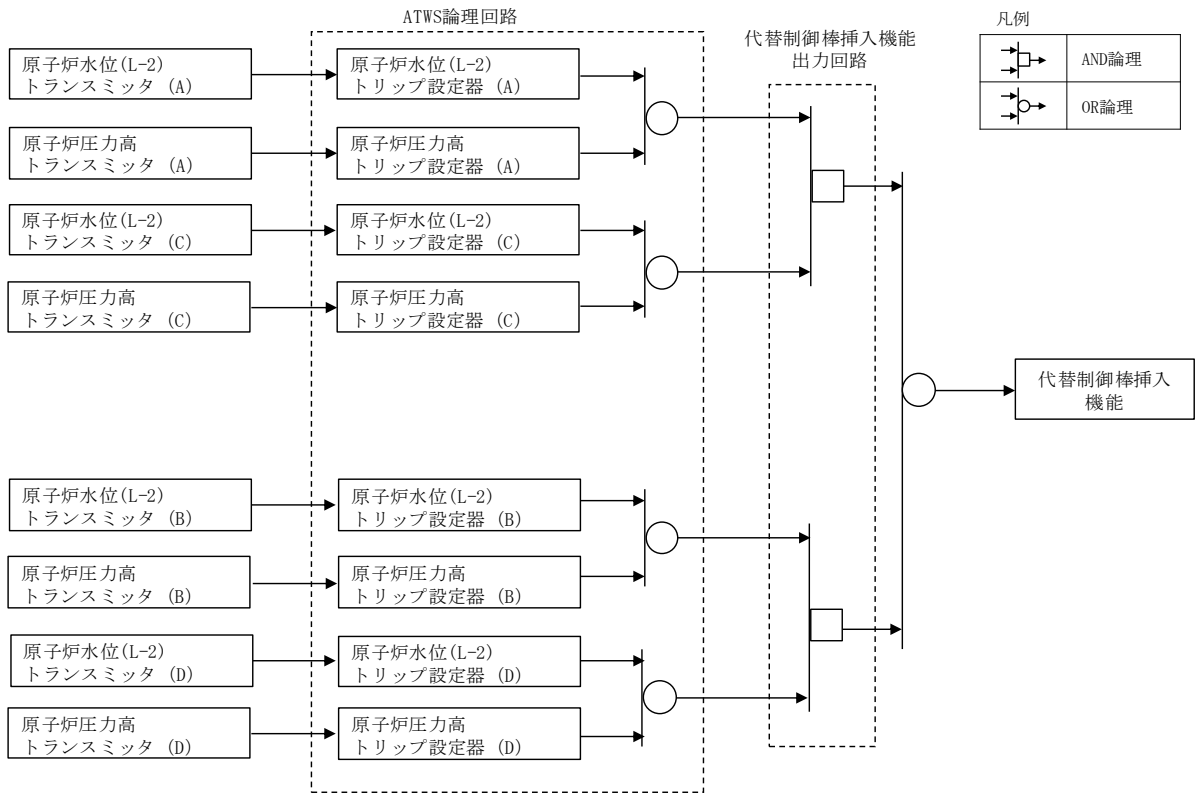


図44-8-7 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の誤動作発生頻度評価に適用したロジックのモデル

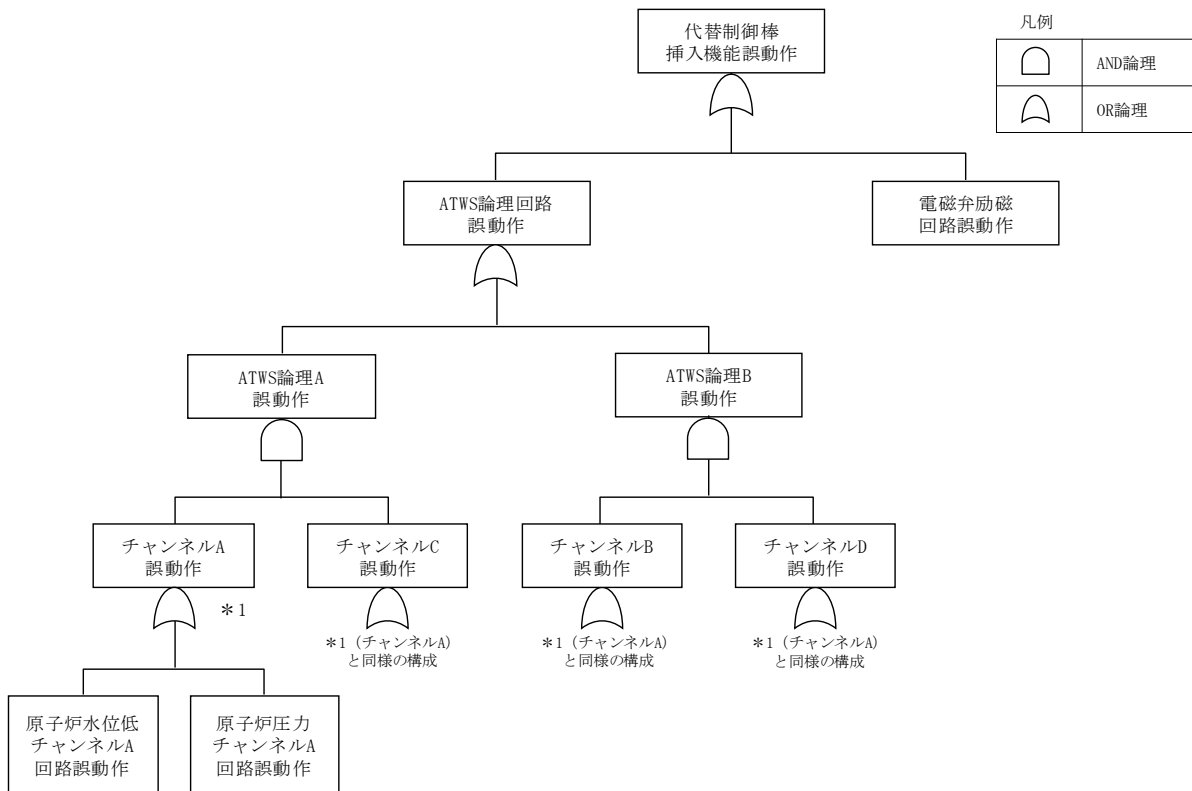


図 44-8-8 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

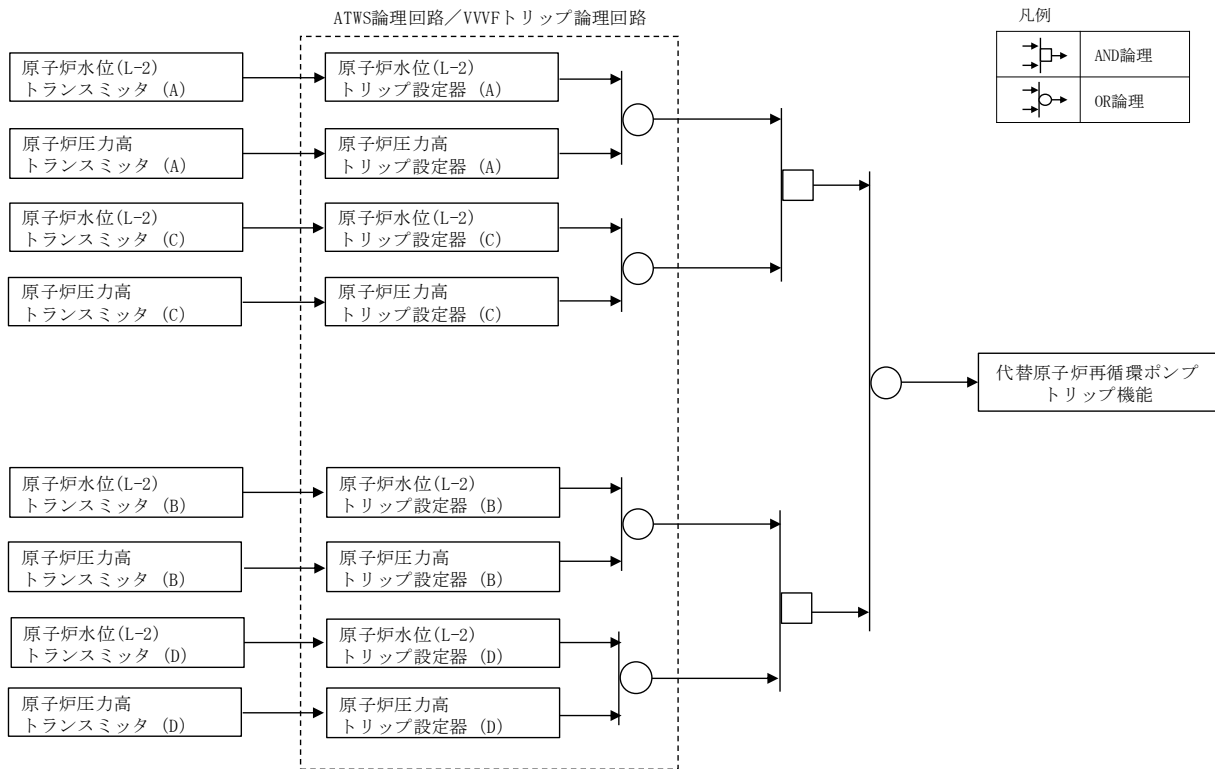


図44-8-9 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の誤動作発生頻度評価に適用したロジックのモデル

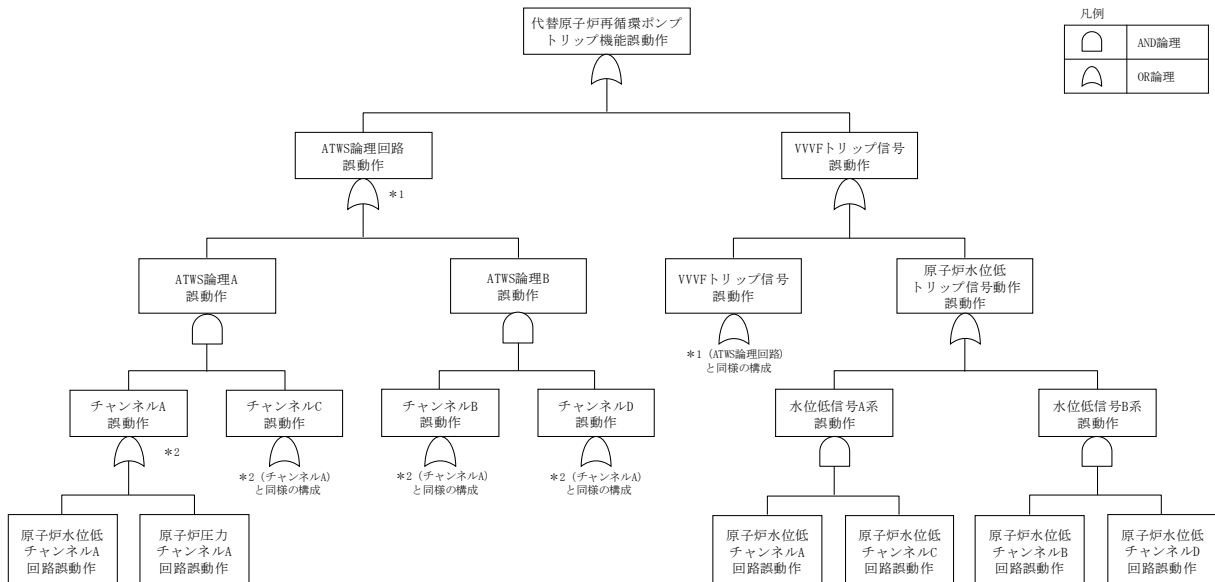


図44-8-10 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

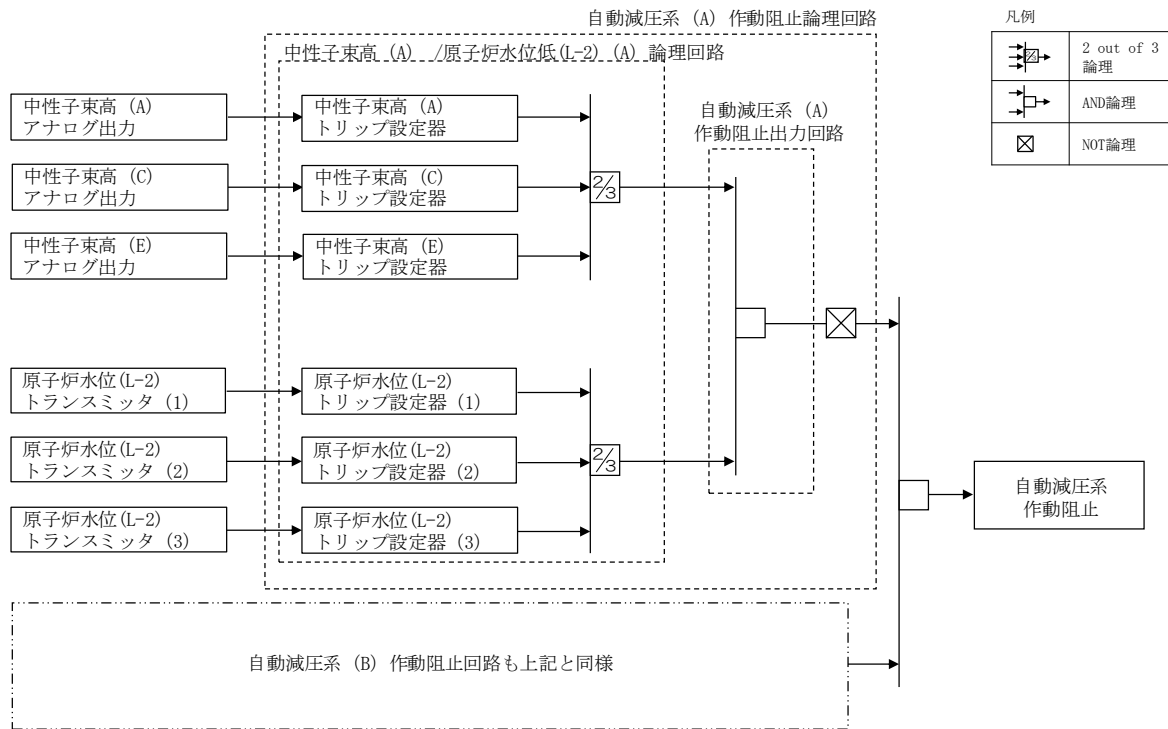


図44-8-11 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の誤動作発生頻度評価に適用したロジックのモデル

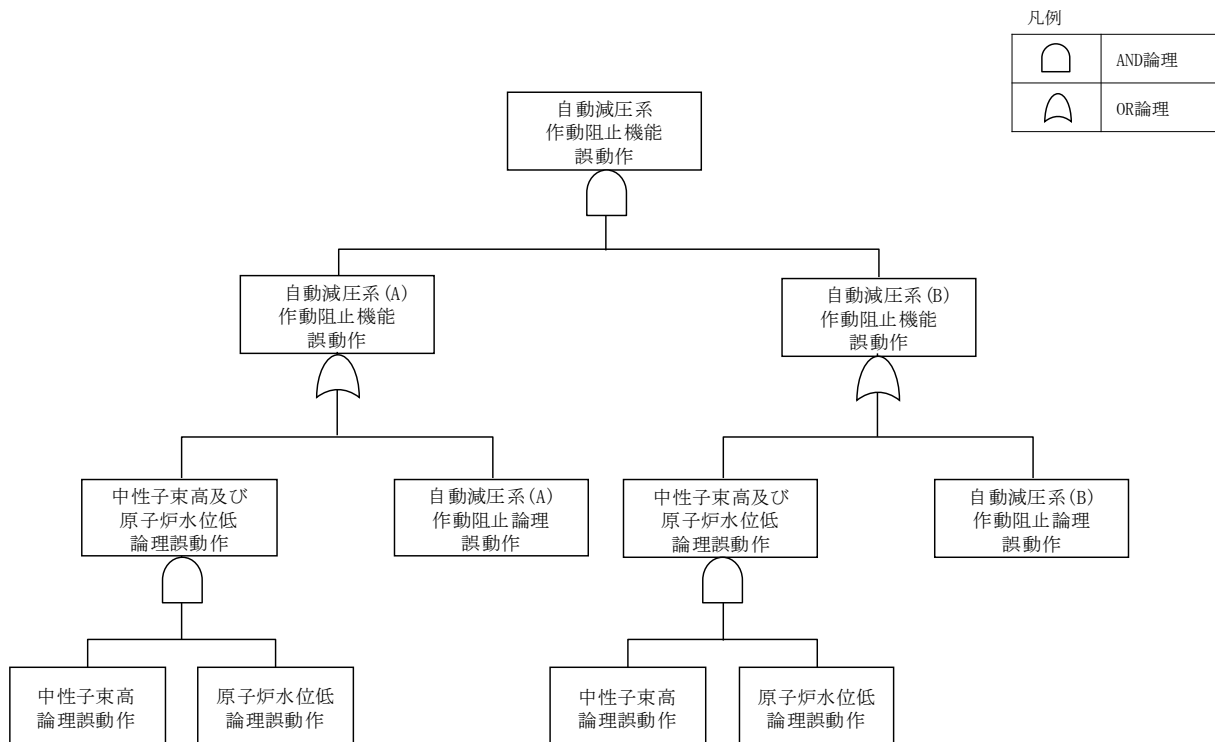


図 44-8-12 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

## 2. 不動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や信頼性に影響を与えるような、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及び自動減圧系作動阻止機能）の非信頼度（不動作確率）を評価するために用いた、各機能のロジックのモデルを図 44-8-13、図 44-8-15 及び図 44-8-17 に示す。また、不動作確率を評価するために用いたフォールトツリーの概略図を図 44-8-14、図 44-8-16 及び図 44-8-18 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や信頼性に影響を与えるような不動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月、(中)日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 44-8-5 に示す。
- ・共通要因故障 (CCF) の発生確率は、MGL (Multiple Greek Letter) 法を用いて計算した。パラメータは以下を用いた。
  - ・検出器及び警報設定器： $\beta$  ファクタ = 0.082  
 $\gamma$  ファクタ = 0.67 (NUREG/CR-2771)
  - ・非常用 D/G： $\beta$  ファクタ = 0.021 (NUREG-1150)
  - ・蓄電池： $\beta$  ファクタ = 0.008 (NUREG-1150)
- ・故障確率  $P$  は  $P = 1 - 1 / \lambda T \times (1 - \exp(-\lambda T))$  で評価した。（ $\lambda$ ：故障率， $T$ ：健全性確認間隔）
- ・常時監視下にあるためヒューズの故障確率  $P$  は保全時間モデル ( $P = \lambda T_r$ （ $\lambda$ ：故障率， $T_r$ ：平均修復時間））で評価し、平均修復時間は WASH-1400 を参照し、6 時間とした。

これらの考え方をもとに評価した各緩和設備の非信頼度（不動作確率）を表 44-8-6 に示す。

また、この非信頼度（不動作確率）と、内部事象 PRA において ATWS 緩和設備に期待する状況の発生頻度 ( $4.1 \times 10^{-9}$  / 炉年)<sup>1</sup> の積をとることにより、原子炉スクラムに至る状態であって、安全保護系による発電用原子炉の停止機能が喪失し、かつ、ATWS 緩和設備の故障により緩和設備が動作しない状態の発生頻度、つまり、ATWS 緩和設備不動作の頻度を求めた。各 ATWS 緩和設備の不動作の発生頻度を表 44-8-6 に示す。

<sup>1</sup> ATWS 緩和設備によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は、重大事故等対処設備に期待しない前提での PRA モデルから評価した。原子炉スクラムに至る各起因事象の発生頻度の和 ( $0.24$  / 炉年) と原子炉保護系の非信頼度 ( $1.7 \times 10^{-8}$ ) の積 ( $4.1 \times 10^{-9}$  / 炉年) を当該状況の発生頻度とした。

表 44-8-5 各構成部品の故障率及び健全性確認間隔

構成部品		故障率（不動作） [1/h]	健全性確認間隔 [h]
水位 トランスミッタ	不動作	$1.4 \times 10^{-8}$	
	高出力	$2.2 \times 10^{-8}$	
圧力 トランスミッタ	不動作	$2.9 \times 10^{-9}$	
	低出力	$3.5 \times 10^{-8}$	
放射線検出器	不動作	$3.4 \times 10^{-8}$	
	低出力	$7.3 \times 10^{-8}$	
リレー		$1.5 \times 10^{-9}$	
遅延リレー		$4.7 \times 10^{-9}$	
警報設定器		$2.3 \times 10^{-9}$	
ヒューズ※1		$5.5 \times 10^{-9}$	
手動スイッチ		$1.9 \times 10^{-9}$	
電源装置※2		$7.4 \times 10^{-7}$	

※1 常時監視下にあることから，故障確率Pは保全時間モデル（ $P = \lambda T_r$ （ $\lambda$ ：故障率， $T_r$ ：平均修復時間））で評価した。

※2 母線，遮断器等をモデル化し，直流電源設備の非信頼度を評価した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 44-8-6 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度		
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [/年] ※1	
原子炉水位低論理※2			
原子炉圧力高論理※2			
論理電源※2			
電磁弁励磁回路			
代替制御棒挿入機能			原子炉圧力高※3
			原子炉水位低※3
代替原子炉再循環※4 ポンプトリップ機能			原子炉圧力高※3
			原子炉水位低※3
原子炉水位低論理			
中性子束高論理			
論理電源			
自動減圧系作動阻止機能			

※1 内部事象 PRA において ATWS 緩和設備に期待する状況の発生頻度 ( $4.1 \times 10^{-9}$ /炉年) を乗じることにより, 不動作の発生頻度を求めた。

※2 1 チャンネルに対する非信頼度を示す。

※3 代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は, 原子炉圧力高信号と原子炉水位低信号の OR 回路であり, いずれかの信号で作動する回路であるため, それぞれの信号に対する非信頼度を評価した。

※4 原子炉水位低論理, 原子炉圧力高論理, 論理電源は代替制御棒挿入機能と共通である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

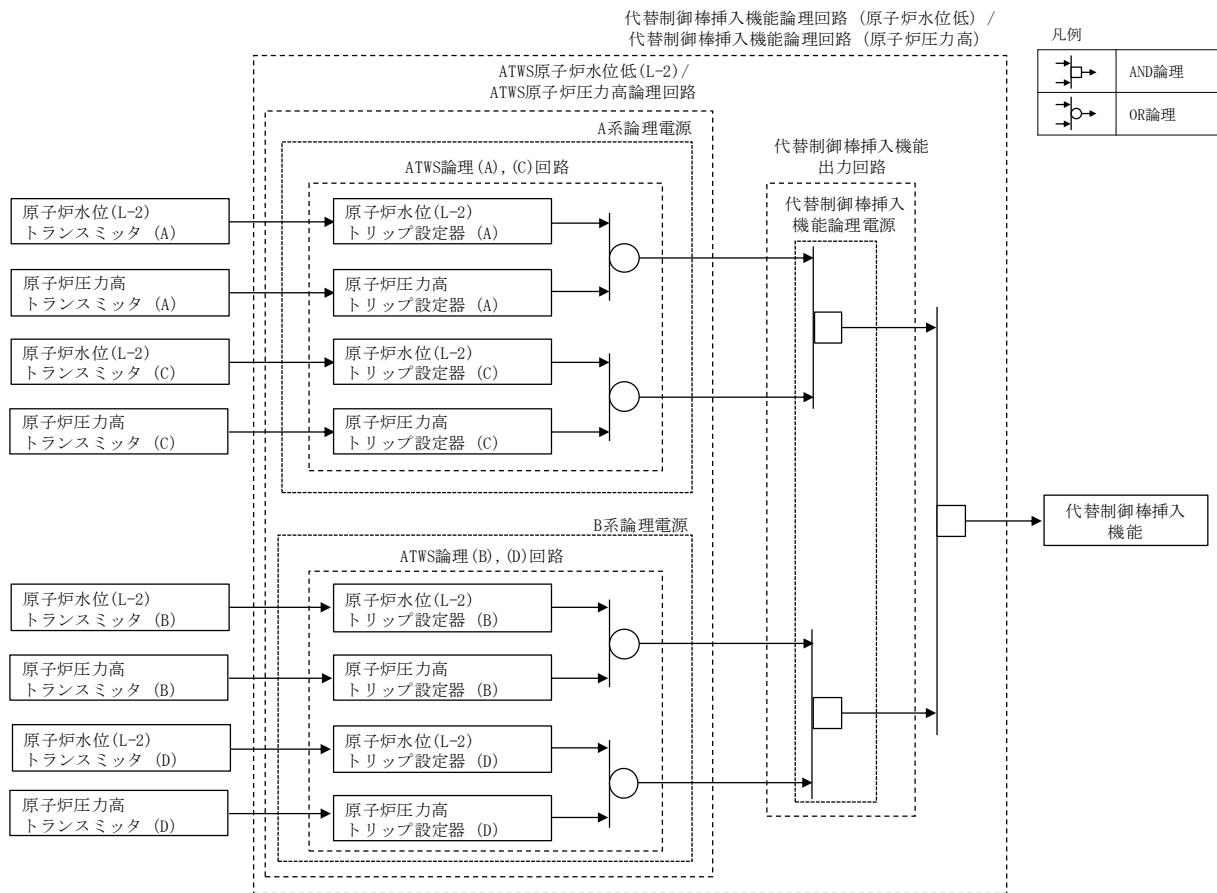


図44-8-13 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

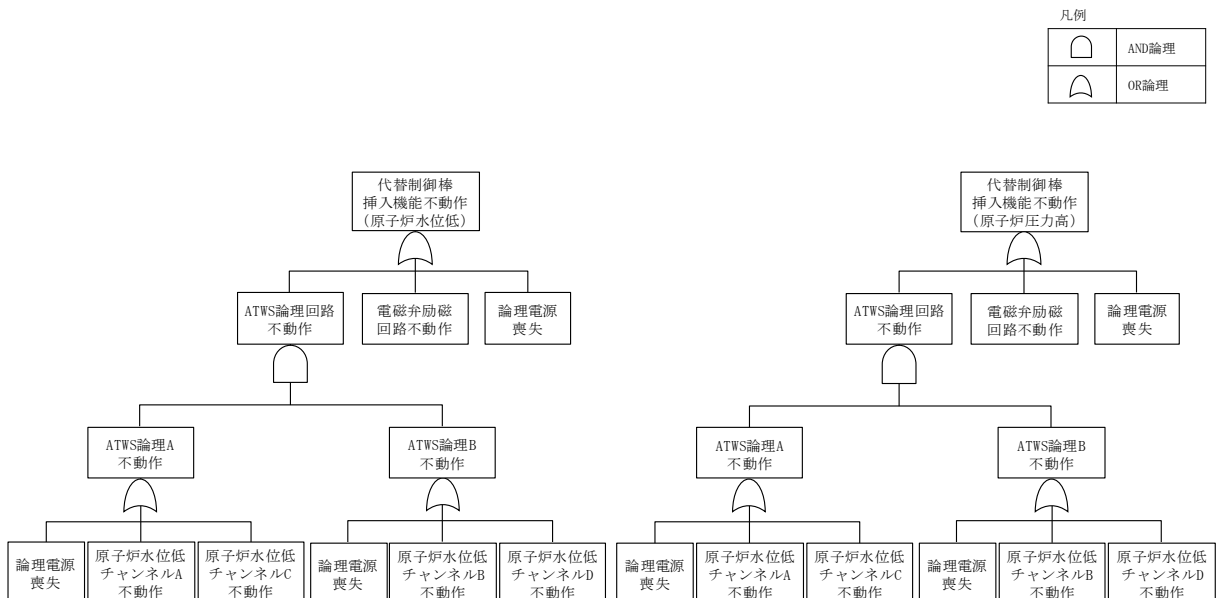


図44-8-14 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）



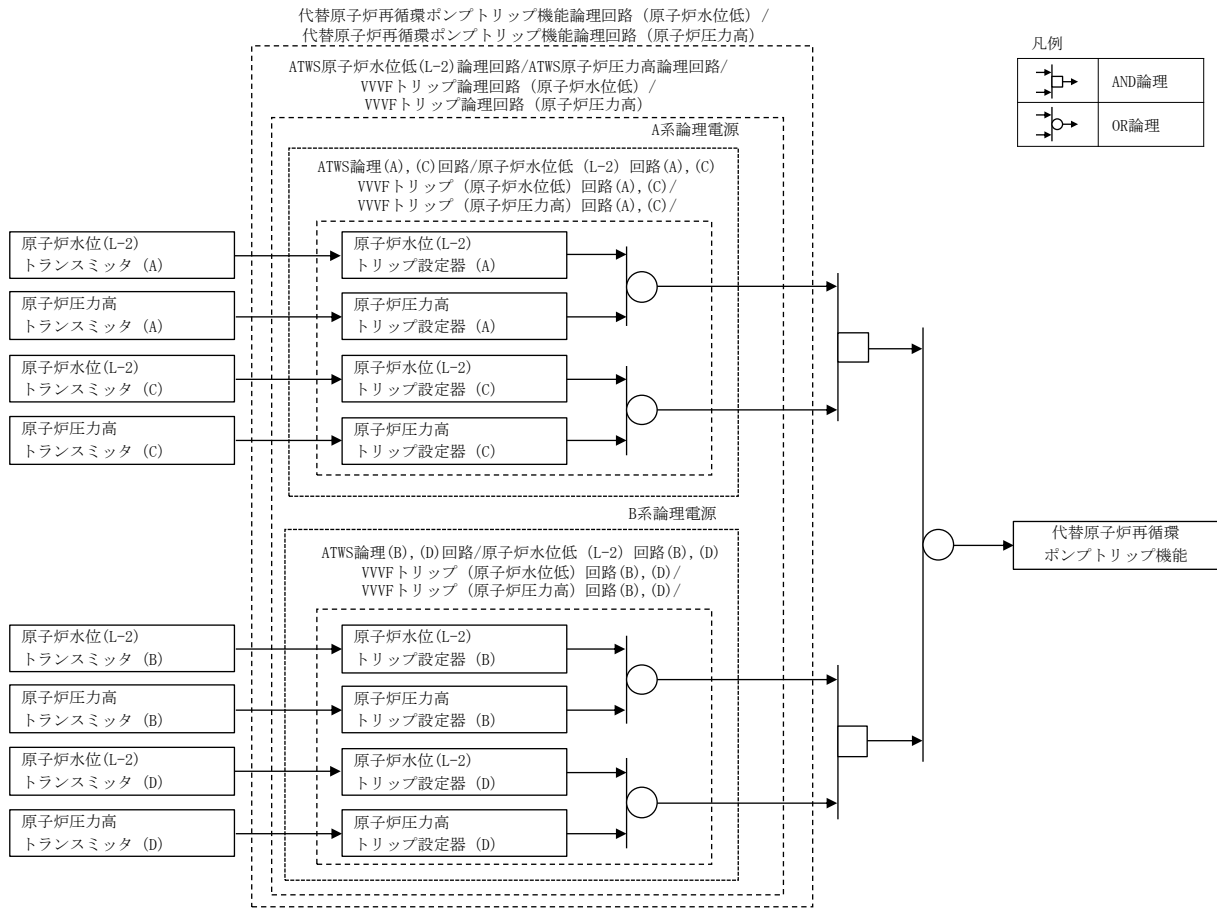


図44-8-15 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

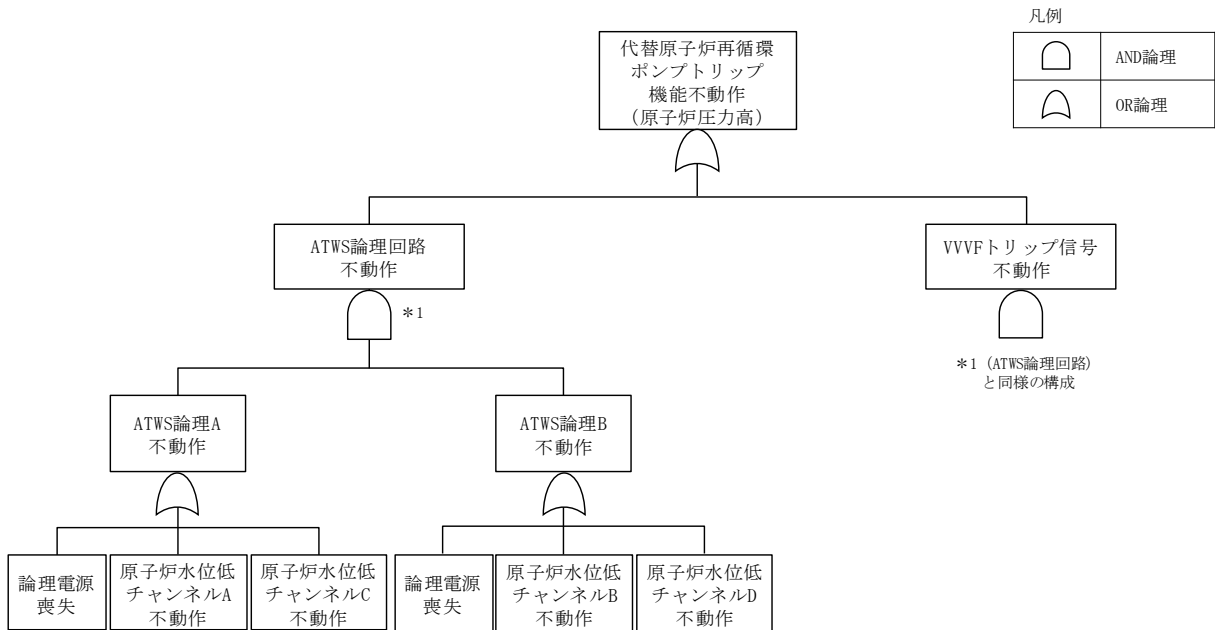
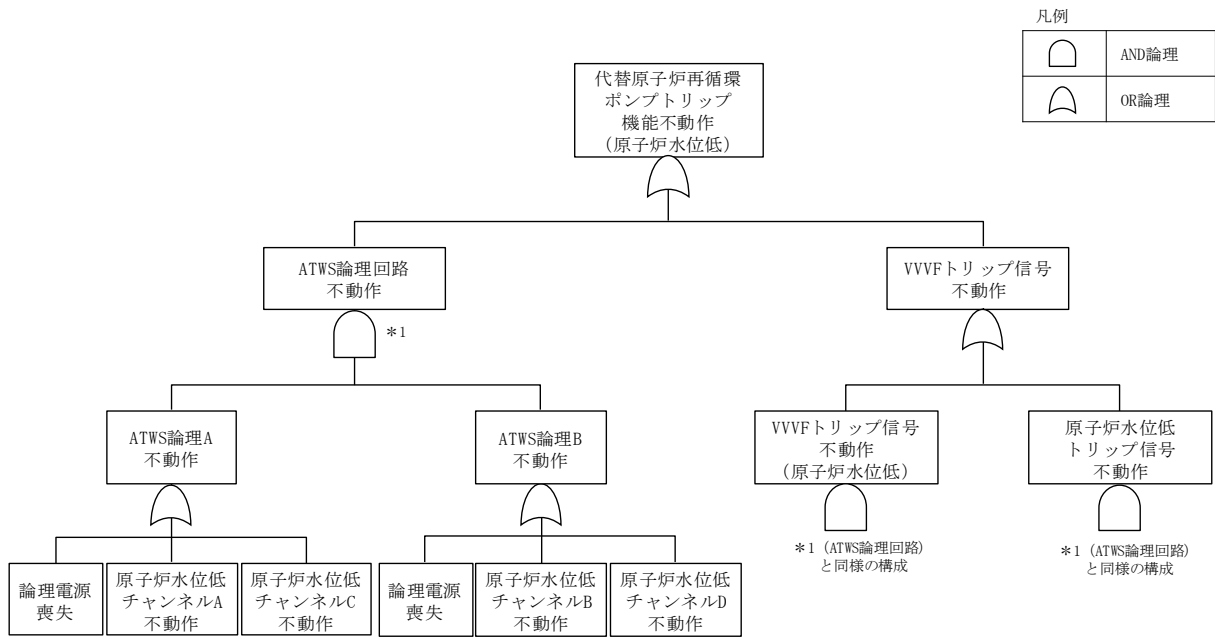


図44-8-16 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

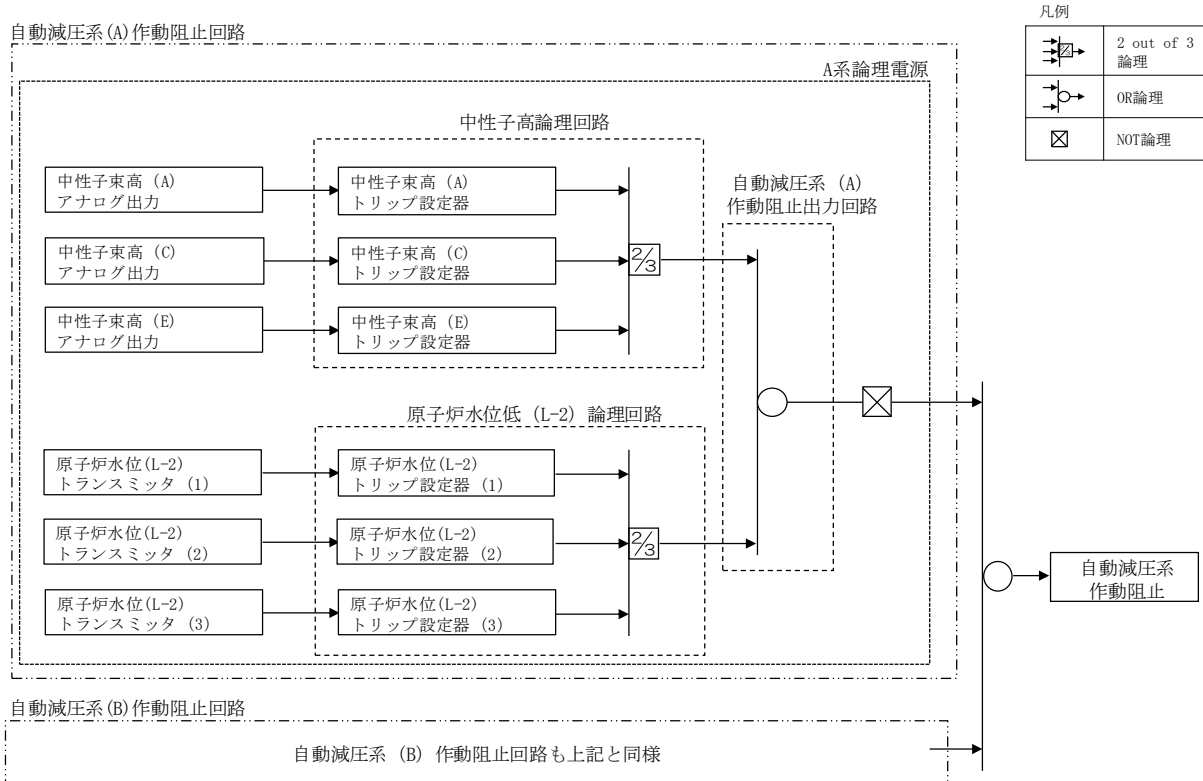


図44-8-17 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

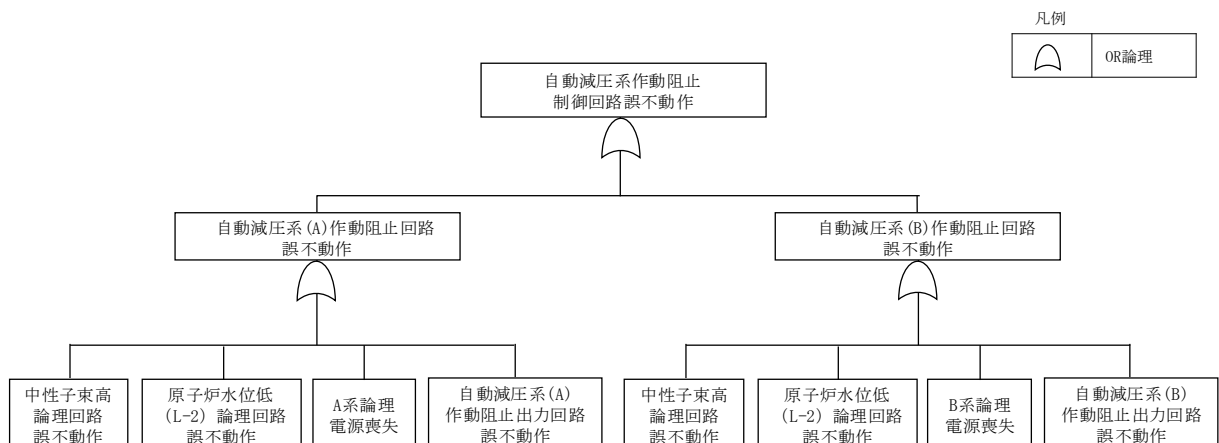


図44-8-18 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

## ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の作動信号の選定について

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、運転時の異常な過渡変化時において、発電用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、「中性子束高」信号（平均出力領域モニタ）の「2 out of 3」論理及び「原子炉水位低（レベル 2）」信号（原子炉水位検出器）の「2 out of 3」論理の AND 条件により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することで、多量の残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止し、炉心の健全性を維持するものである。

以下に、自動減圧系作動阻止機能の作動要素である平均出力領域モニタの中性子束信号及び原子炉水位信号の選定理由を示す。

自動減圧系作動阻止機能は、原子炉停止機能喪失時において自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止するための機能である。そのため、原子炉の停止機能が喪失している状況を把握する観点から原子炉の出力を監視するパラメータを作動要素として選定する必要がある。原子炉の出力を監視するパラメータとしては、平均出力領域モニタ、起動領域モニタがあるが、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止が必要なときの原子炉出力レベル及び炉心平均値を確認できる平均出力領域モニタを選定した。

また、平均出力領域モニタの信号のみで回路を構成した場合、通常運転時において常に作動阻止の信号が発生するため、原子炉の出力とは別の観点から自動減圧系作動阻止機能の作動に必要な条件を選定する必要がある。

自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する場合は原子炉の水位が原子炉水位低（レベル 1）まで低下していることから、自動減圧系作動阻止機能は、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止するための機能であることを考慮すると、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動条件が成立する前に自動減圧系作動阻止の機能が求められる。

そのため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に共通する作動要素である原子炉水位低（レベル 1）より高くかつ原子炉スクラム設定点である原子炉水位低（レベル 3）より低い原子炉水位低（レベル 2）を選定した。

## ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による原子炉停止機能について

## 1. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の設計の基本的考え方

発電用原子炉に過渡事象が発生し、通常の原子炉スクラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段として ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）が作動した場合、ほう酸水注入系を起動させる必要はないため、ほう酸水注入系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 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の設計目標として、

- ① ATWS 緩和設備（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 ATWS 緩和設備（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 7.35MPa[gage]
- ・原子炉水位低 設定水位 レベル 2
- ・手動起動要求

## 2. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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、印加反応度の観点で最も厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- －ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。
- －ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動条件のほか、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。

解析結果を表 44-8-7 に、燃料被覆管の温度変化を図 44-8-19 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、原子炉圧力高で原子炉再循環ポンプ（2 台）が停止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反応度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反応度フィードバックにより出力が低下する。代替制御棒挿入機能が作動するまでのこれら挙動は有効

性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となり、燃料被覆管最高温度は申請解析と同じ値となる。

その後、事象発生約 27 秒後には ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒挿入が完了することから、有効性評価より早く燃料被覆管はリウエットするとともに、出力は低下して事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水加熱喪失による出力上昇（事象発生から約 60 秒以降）は発生しない。

なお、本評価ではトリップ設定値到達してから ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒挿入が完了するまで 25 秒以内と保守的な評価としたが、実作動ではトリップ設定値到達から制御棒挿入完了まで 25 秒より早く挿入完了でき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 44-8-7 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 (代替制御棒挿入機能 ケース)	判断基準
燃料被覆管最高温度	約 961℃ (14 ノード)	約 961℃ (14 ノード)	1200℃以下
燃料被覆管の酸化量	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下 (14 ノード)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下 (14 ノード)	酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下

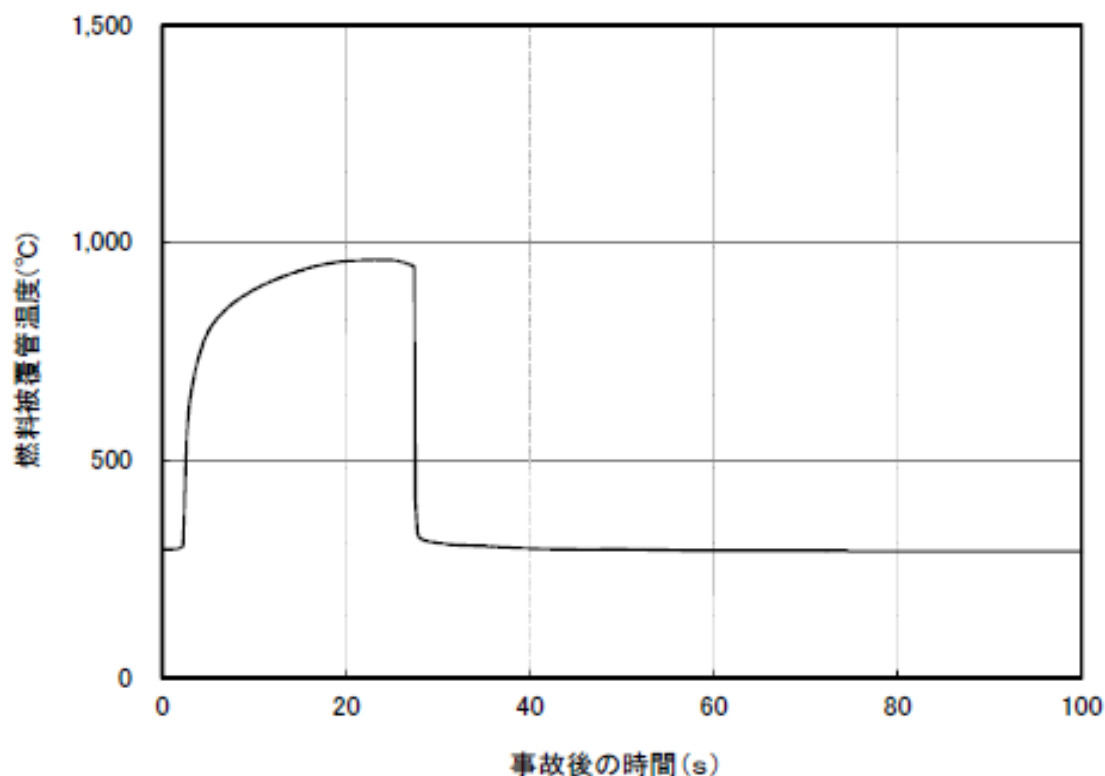


図 44-8-19 燃料被覆管温度変化  
 (主蒸気隔離弁誤閉止 [代替制御棒挿入機能ケース])

44-9

その他設備

以下に、発電用原子炉を未臨界に移行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とおりである。

(1) 原子炉手動スクラムボタン

原子炉手動スクラムボタンの操作により制御棒の緊急挿入が可能であることから、原子炉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「停止」

原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入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

全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、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。

(4) スクラムソレノイドヒューズ

中央制御室に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜き、スクラムパイロット弁励磁コイルの電源を遮断することで制御棒のスクラム動作が可能である。

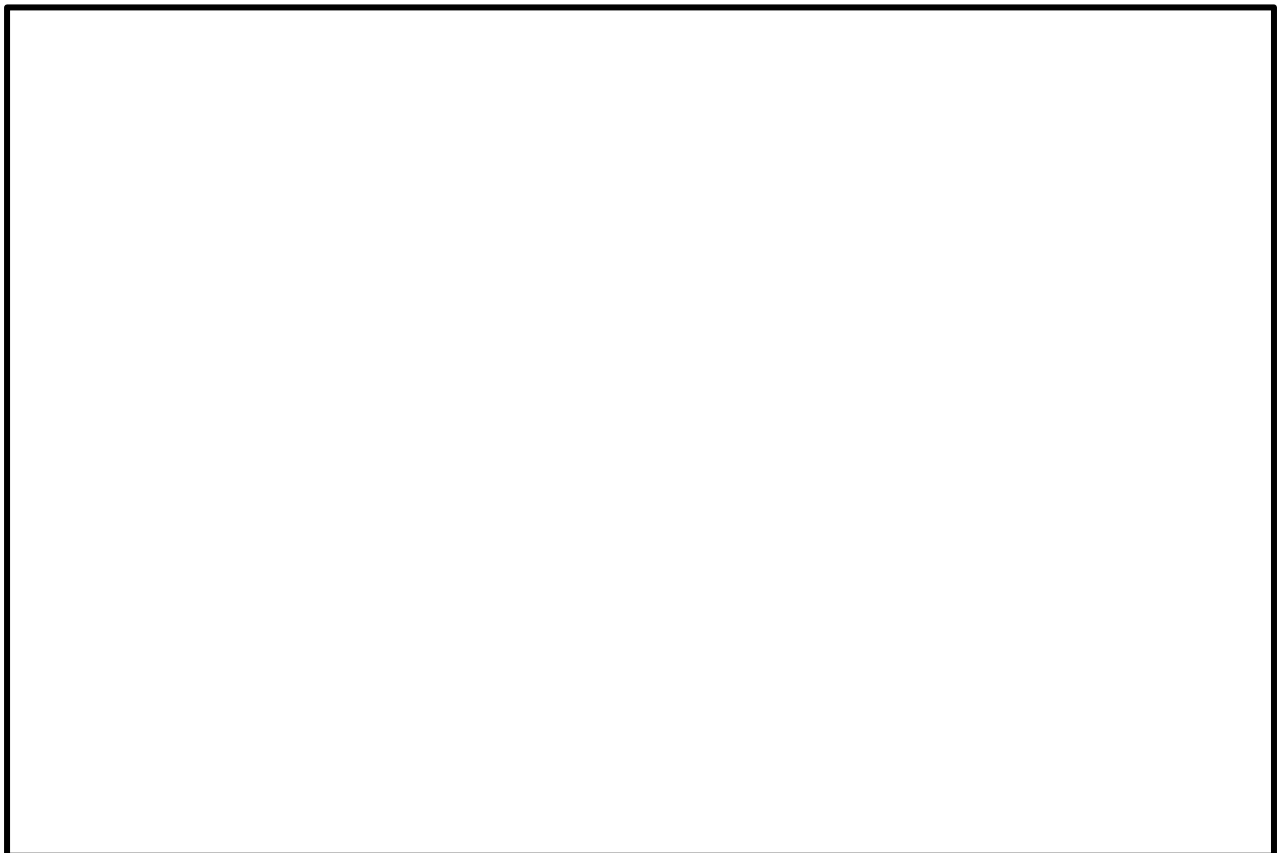


図 44-9-1 配置図（自主対策設備）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



(5) 原子炉手動制御系，制御棒駆動水圧系

スクラムテストスイッチ若しくはスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間又はこれらの操作が実施できない場合に，原子炉手動制御系及び制御棒駆動水圧系により，制御棒の駆動水圧を確保し，手動挿入が可能である。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，図 44-9-2 に示す。

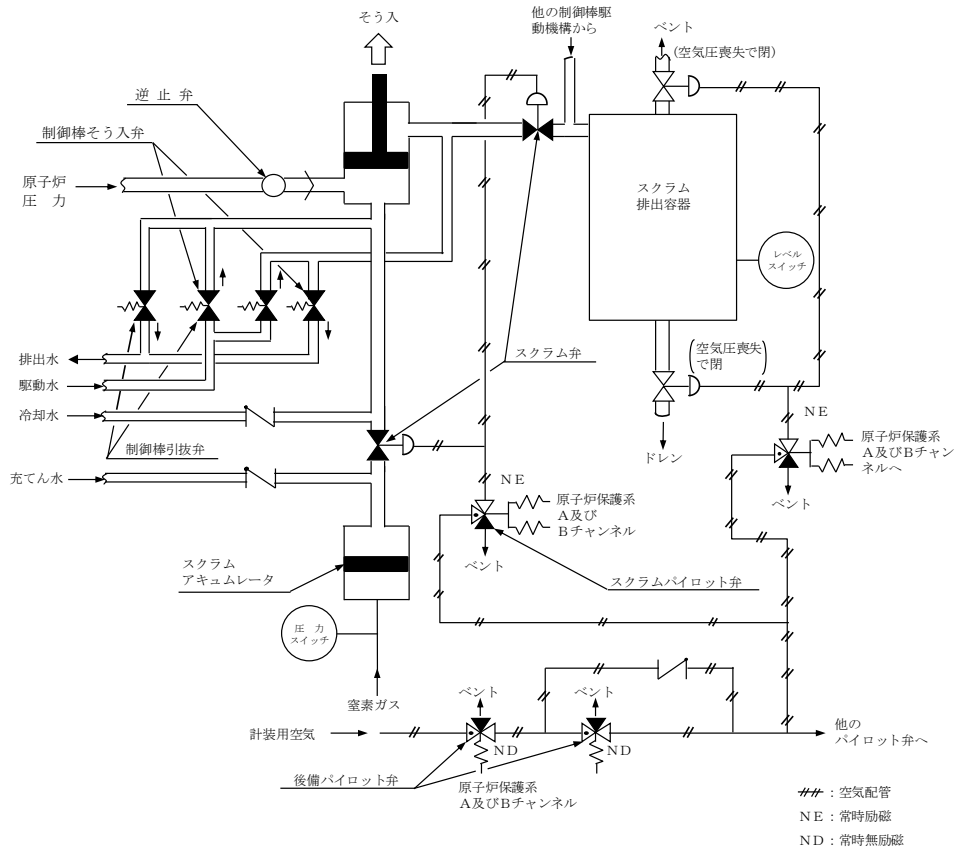


図 44-9-2 原子炉保護系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

(6) 原子炉水位低下で使用する設備

電動機駆動原子炉給水ポンプによる発電用原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下できることから，発電用原子炉の出力抑制が可能である。なお，原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水が行われている場合は，これらのポンプによる原子炉水位制御を優先する。

## 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 代替高圧窒素ガス供給系について
- 46-11 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について
- 46-12 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について
- 46-13 主蒸気逃がし安全弁の遮熱板について
- 46-14 その他設備
- 46-15 原子炉建屋ブローアウトパネルについて

46-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	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		B	
		関連資料	46-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要		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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		—
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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 (その他設備)	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
関連資料			46-3 配置図, 46-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	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		K	
		関連資料	46-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用—切替不要		B b	
		関連資料	46-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) について 46-12 代替自動減圧回路 (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	対象外 (サポート系なし)		対象外
	関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) について				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		高圧窒素ガスポンベ (高圧窒素ガス供給系 (非常用))		類型化区分			
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料		46-3 配置図		
		第 2 号	操作性		現場操作 (弁操作)	B f	
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器	C	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料		46-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他 (飛散物)		対象外 (その他設備)	対象外
			関連資料		46-4 系統図		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で作可能)	A a		
		関連資料		46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する設備	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		46-3 配置図, 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		46-7 接続図		
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
			関連資料		46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第 5 号	保管場所		屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
			関連資料		46-3 配置図, 46-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料		46-9 アクセスルート図			
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a		
		サポート系要因		対象外 (サポート系なし)	対象外		
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (可搬型)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		高圧窒素ガスポンプ (代替高圧窒素ガス供給系)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		46-3 配置図	
	第 2 号	操作性		現場操作 (弁操作)	B f	
		関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器	C	
		関連資料		46-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		46-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外 (その他設備)	対象外
			関連資料		46-4 系統図	
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		46-3 配置図, 46-7 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する設備	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		46-3 配置図, 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		46-7 接続図	
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
関連資料				46-3 配置図, 46-7 接続図		
第 5 号		保管場所		屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
		関連資料		46-3 配置図, 46-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料		46-9 アクセスルート図		
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a
			サポート系要因		対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図			



女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		原子炉建屋ブローアウトパネル		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉等内 屋外	B D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	46-3 配置図	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		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)	その他	M	
		関連資料	46-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	46-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
		その他 (飛散物)	対象外 (その他設備)		
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	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)	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
		サポート系故障	対象外 (サポート系なし)		
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		HPCS注入隔離弁 (設計基準拡張)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉等内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		—	
	第 2 号	操作性		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	B	
		関連資料		—		
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		—		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		流路, その他設備	対象外
			関連資料		46-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	—
			関連資料		—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料		—			

46-2

単線結線図



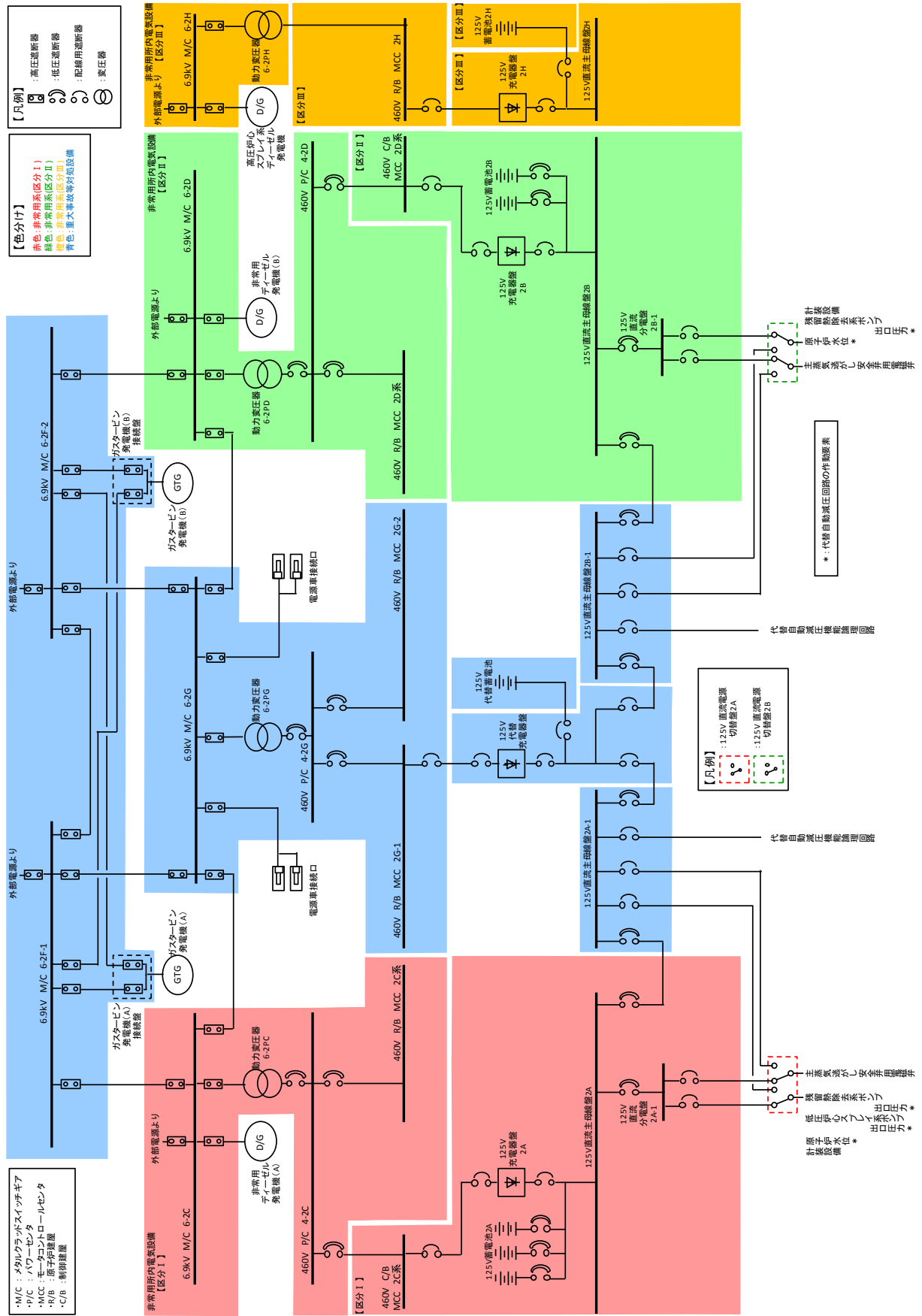


図 46-2-2 直流電源単線結線図

46-3

配置図



: 設計基準対象施設



: 重大事故等対処設備

・主蒸気逃がし安全弁

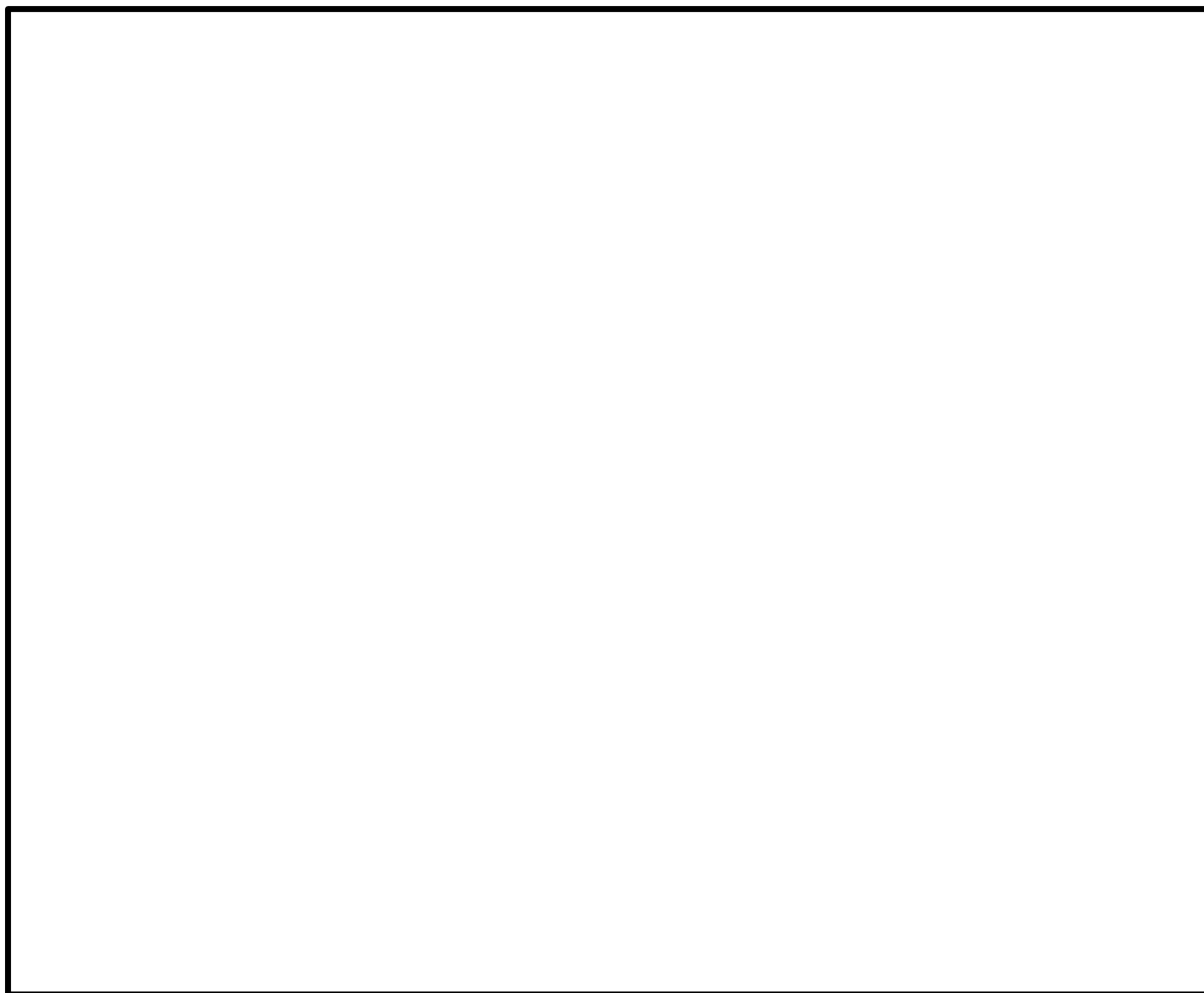


図 46-3-1 配置図 (主蒸気逃がし安全弁)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁

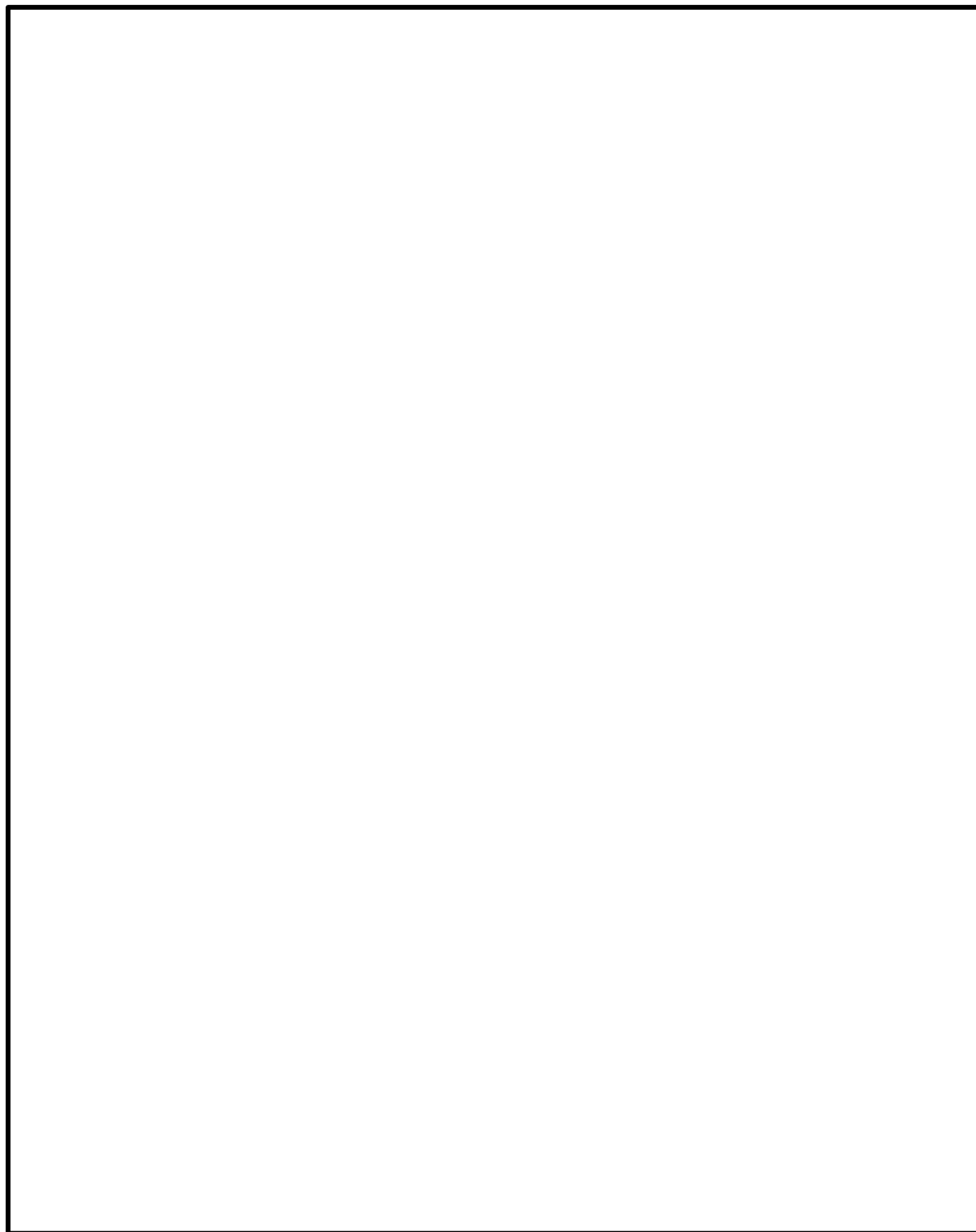


図 46-3-2 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



・主蒸気逃がし安全弁

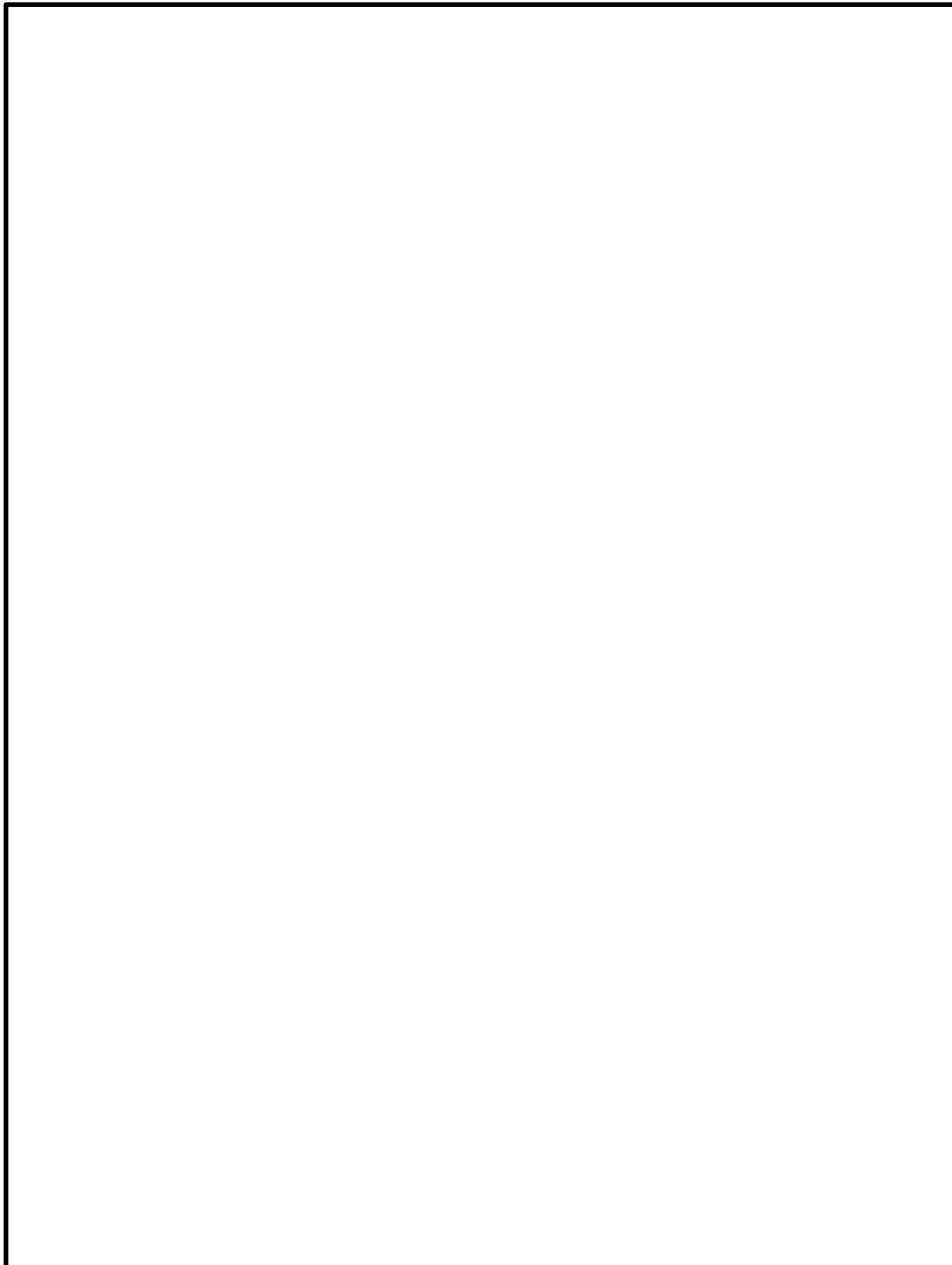


図 46-3-3 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

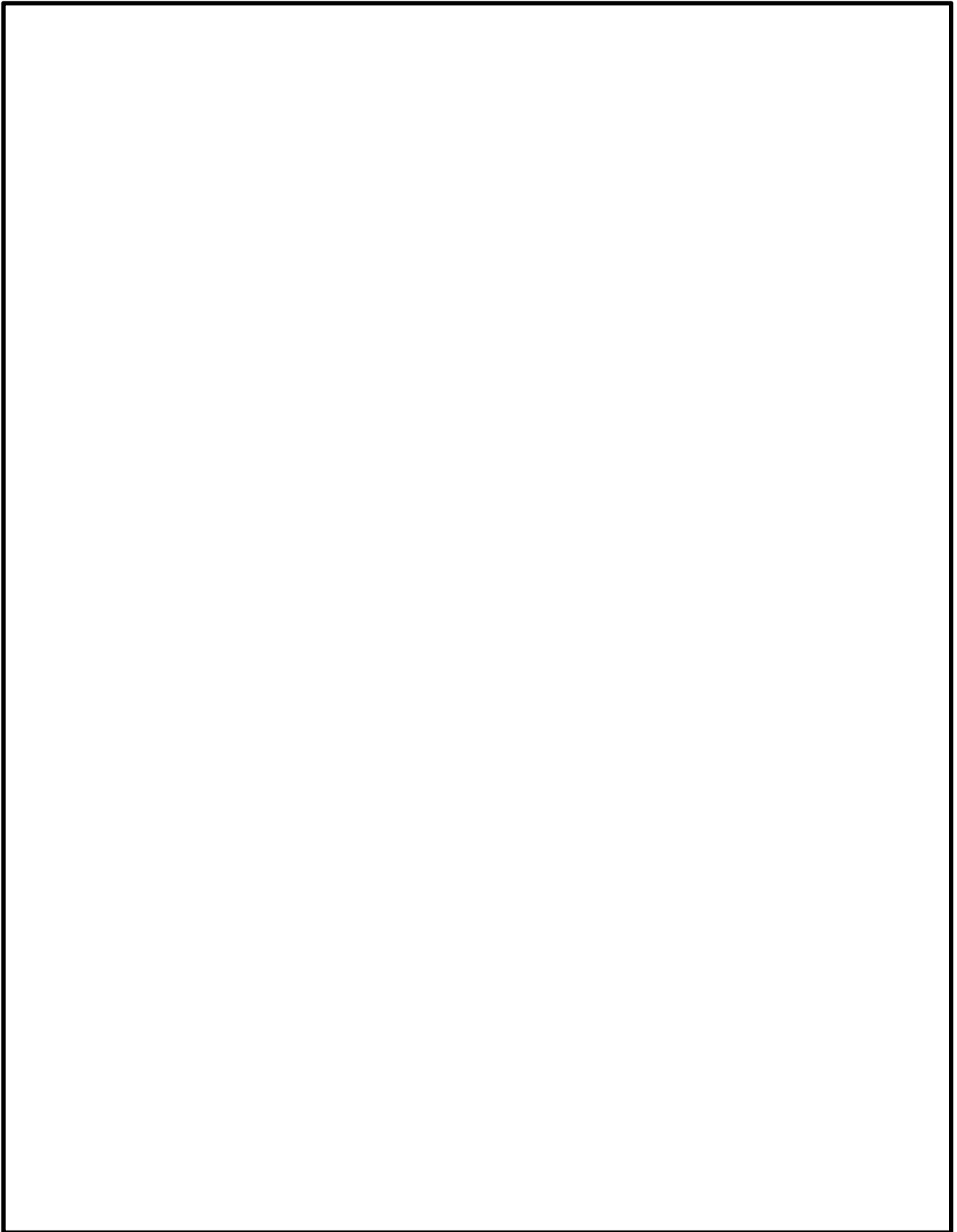


図 46-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

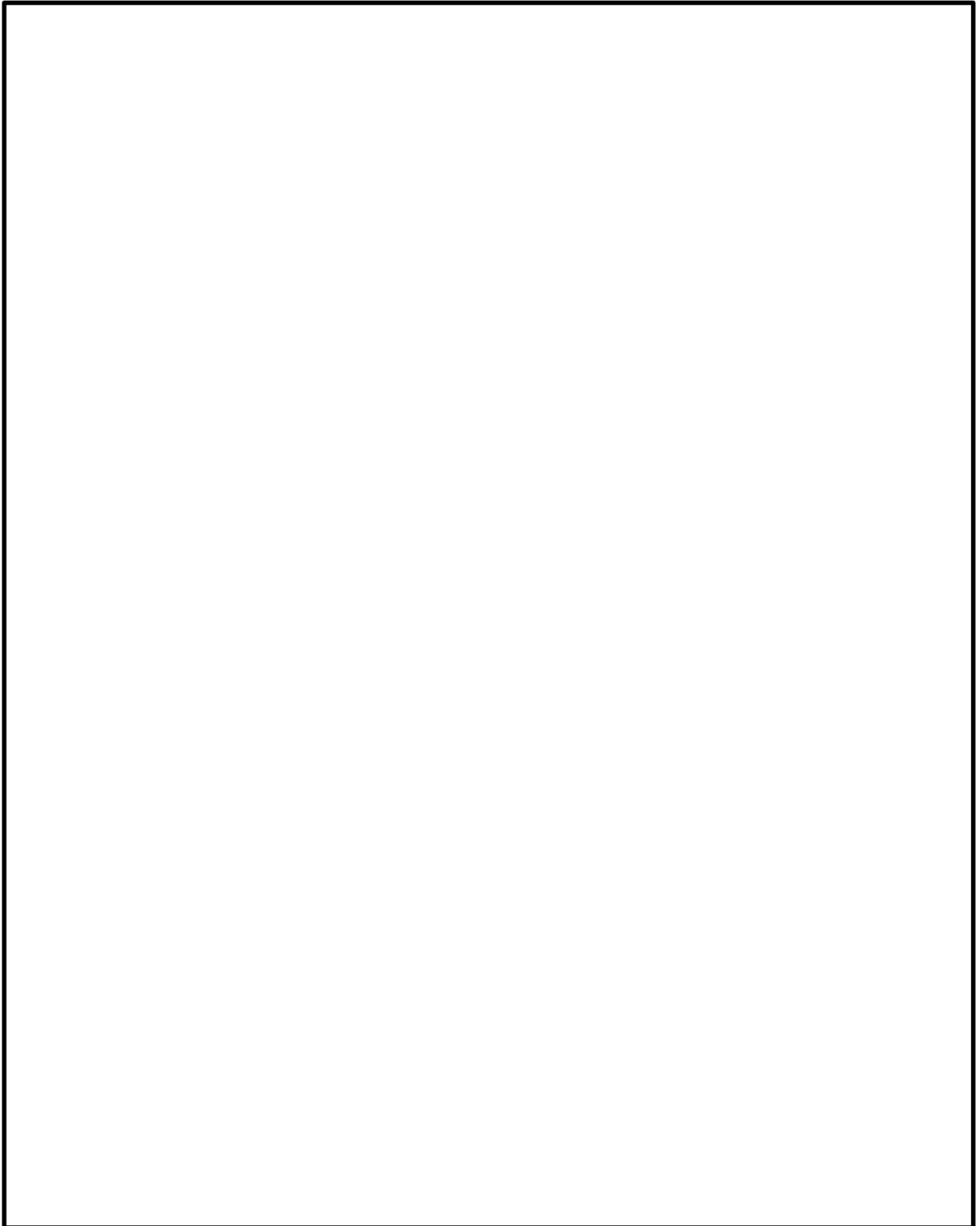


図 46-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

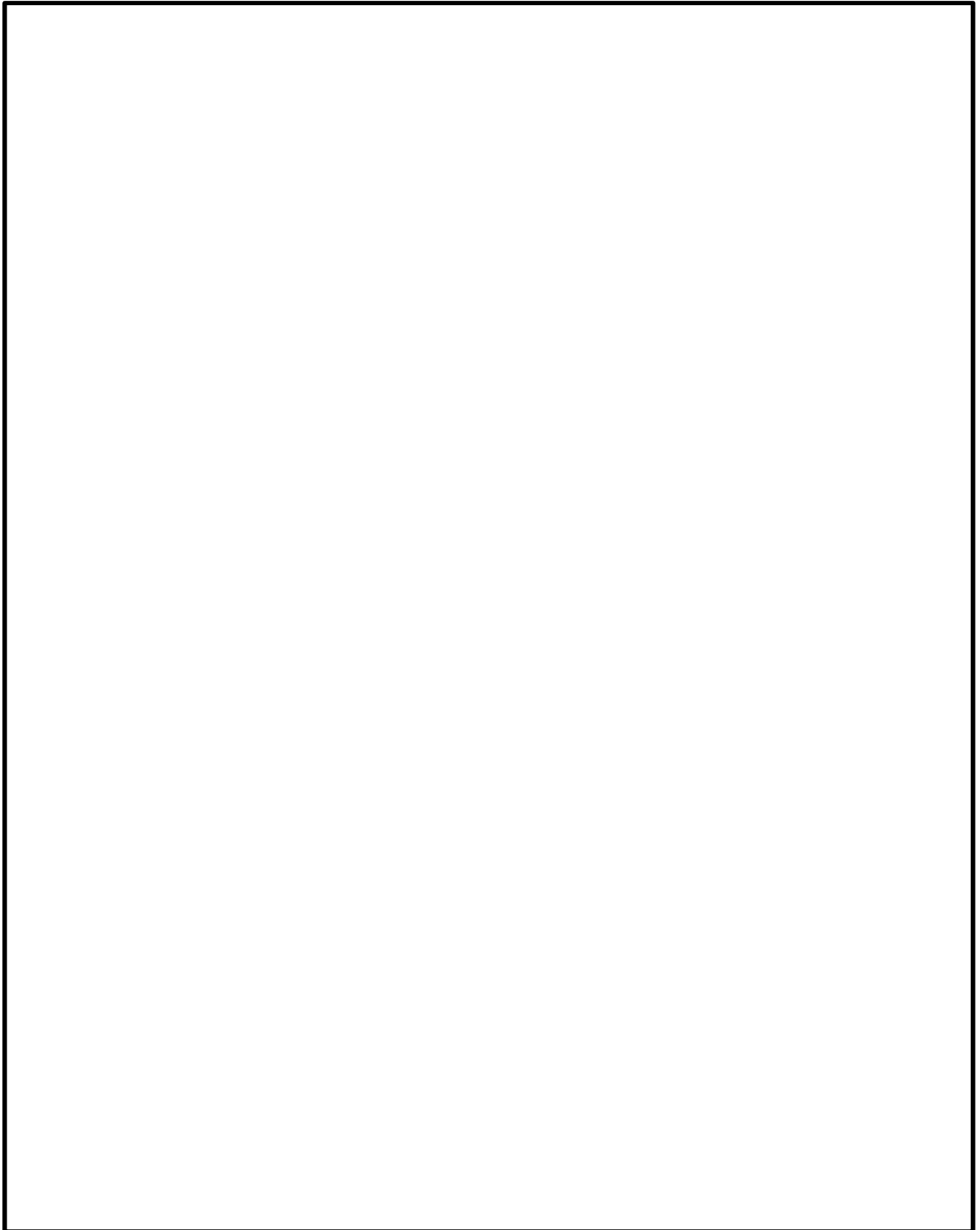


図 46-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

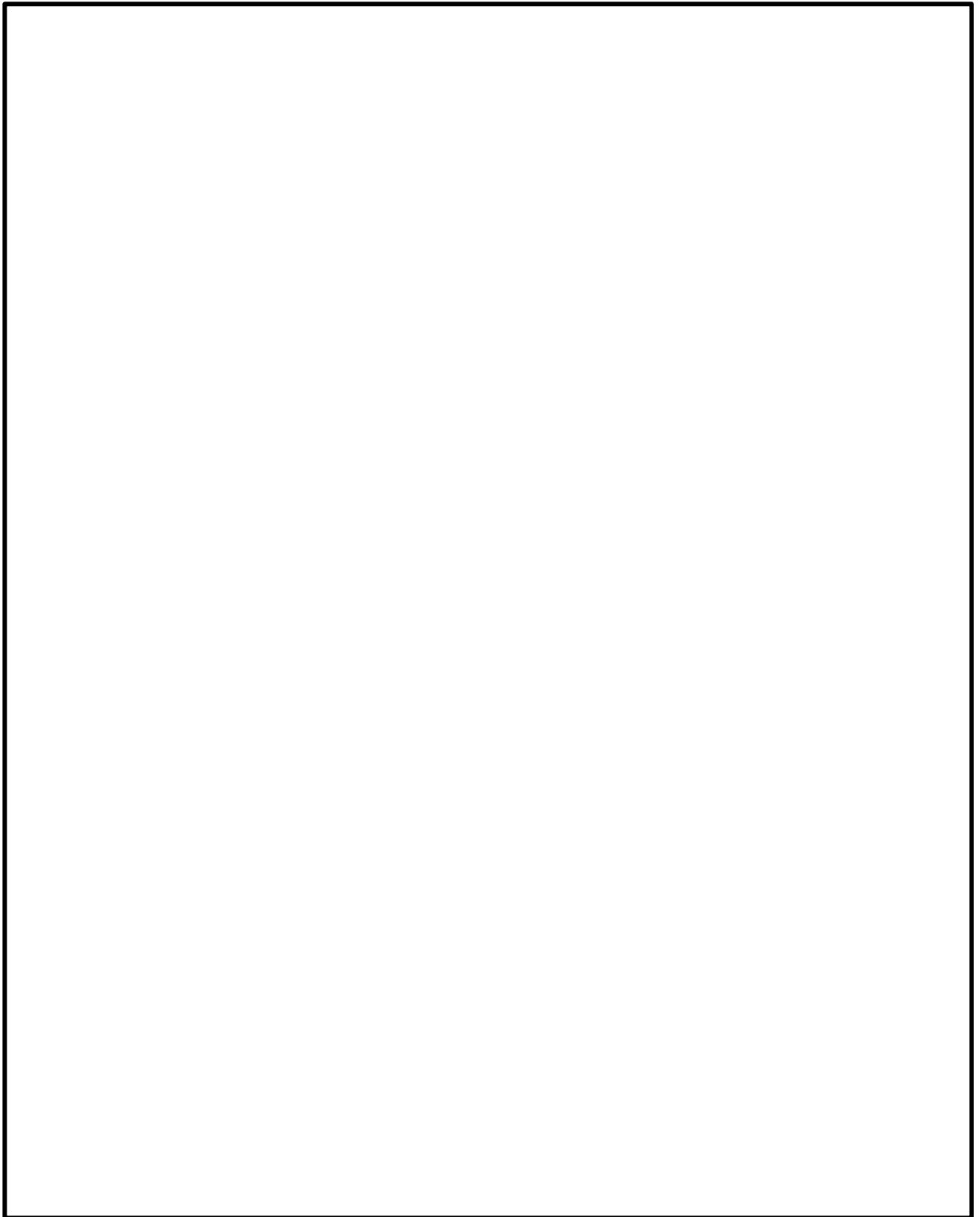


図 46-3-7 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（論理回路）

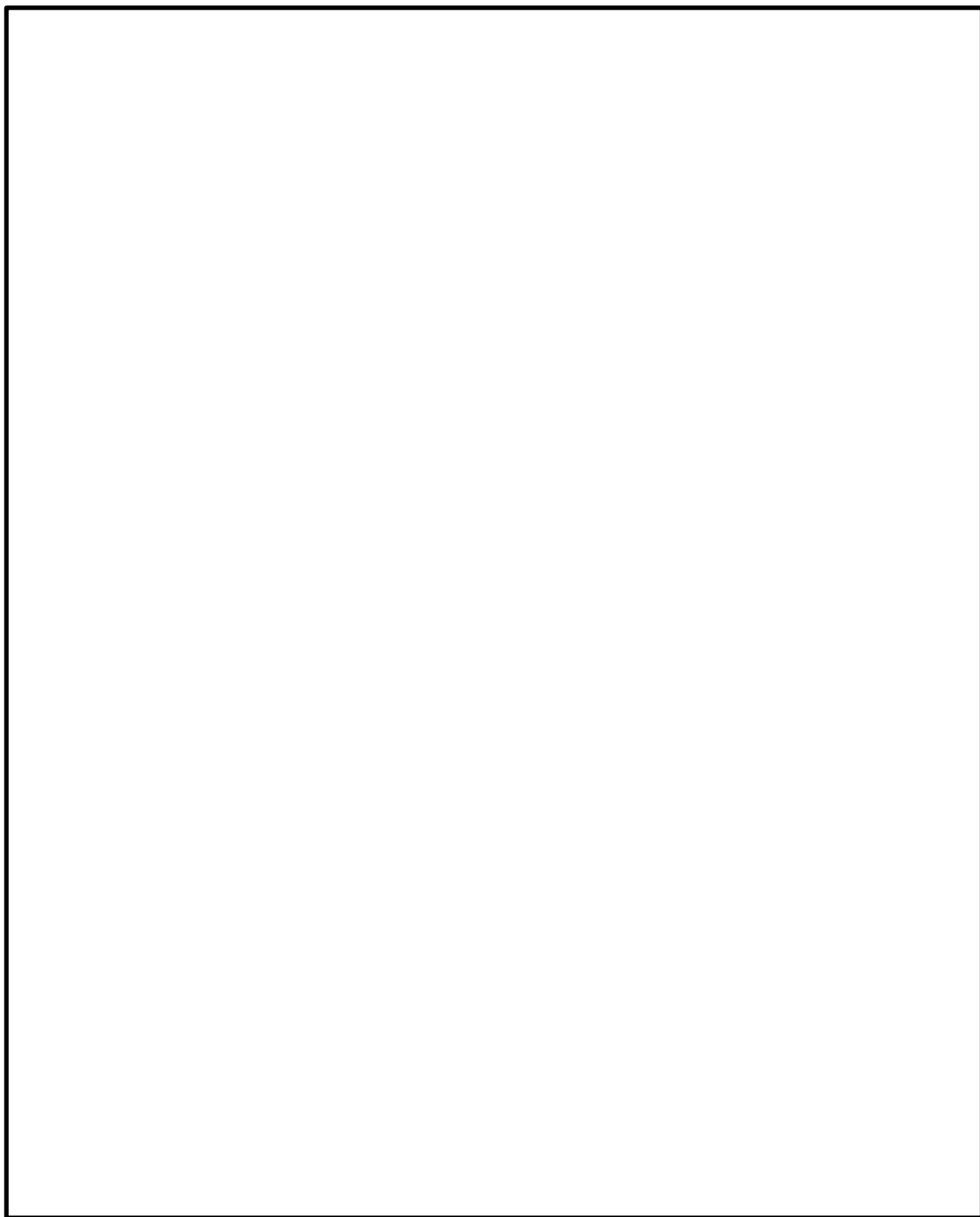


図 46-3-8 配置図（中央制御室（制御建屋  ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

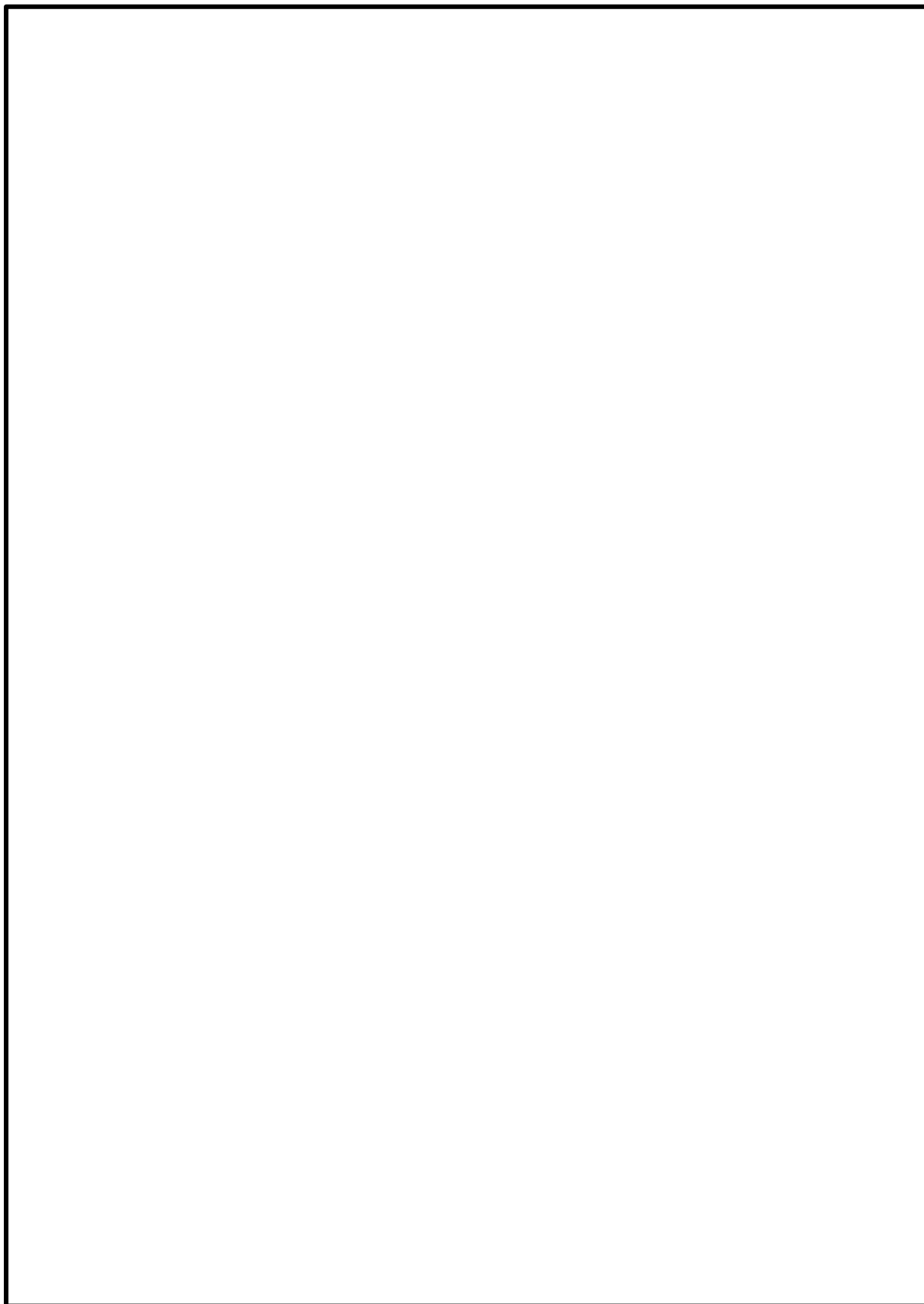


図 46-3-9 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

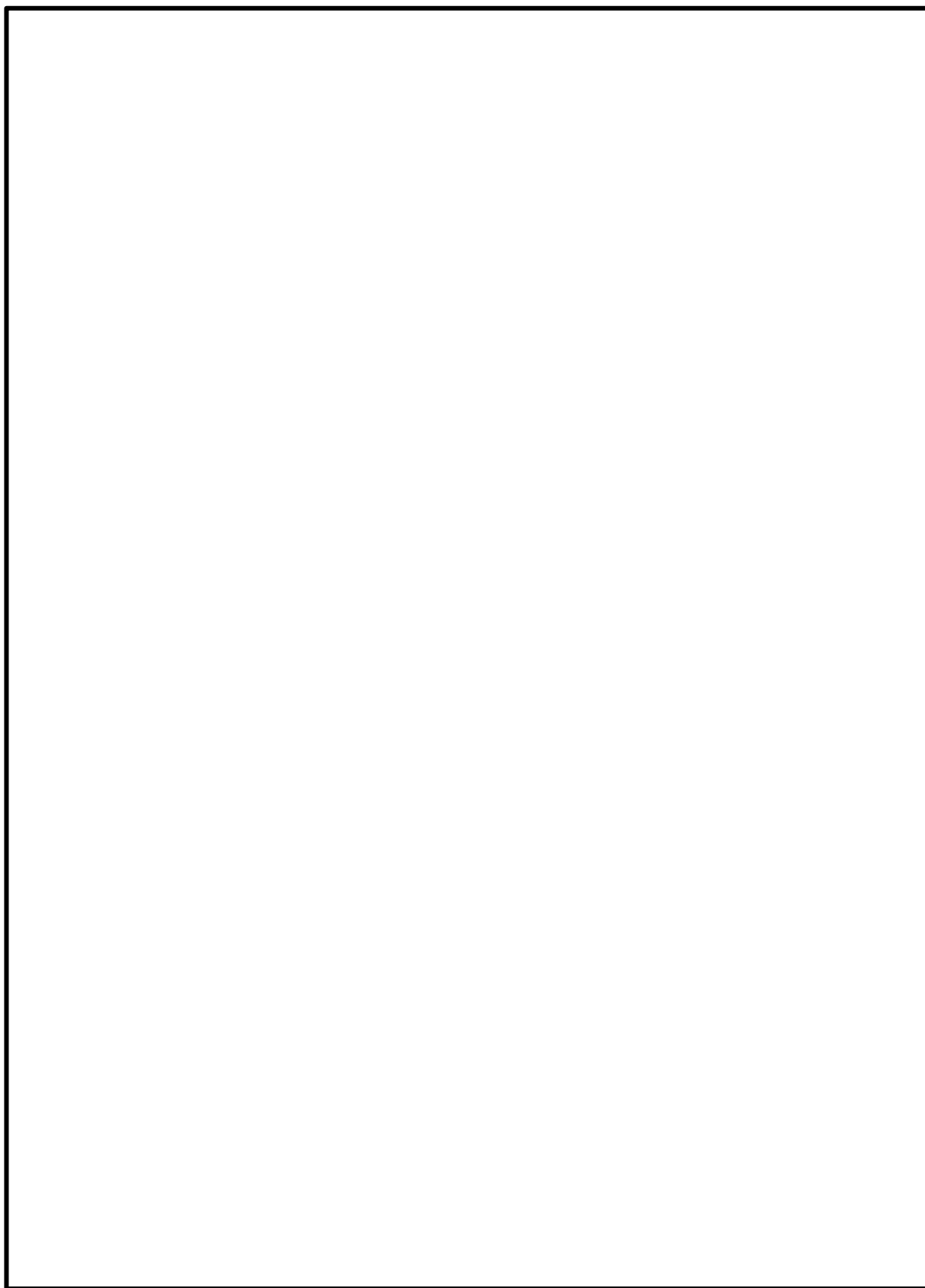


図 46-3-10 配置図（高圧窒素ガスボンベラック）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

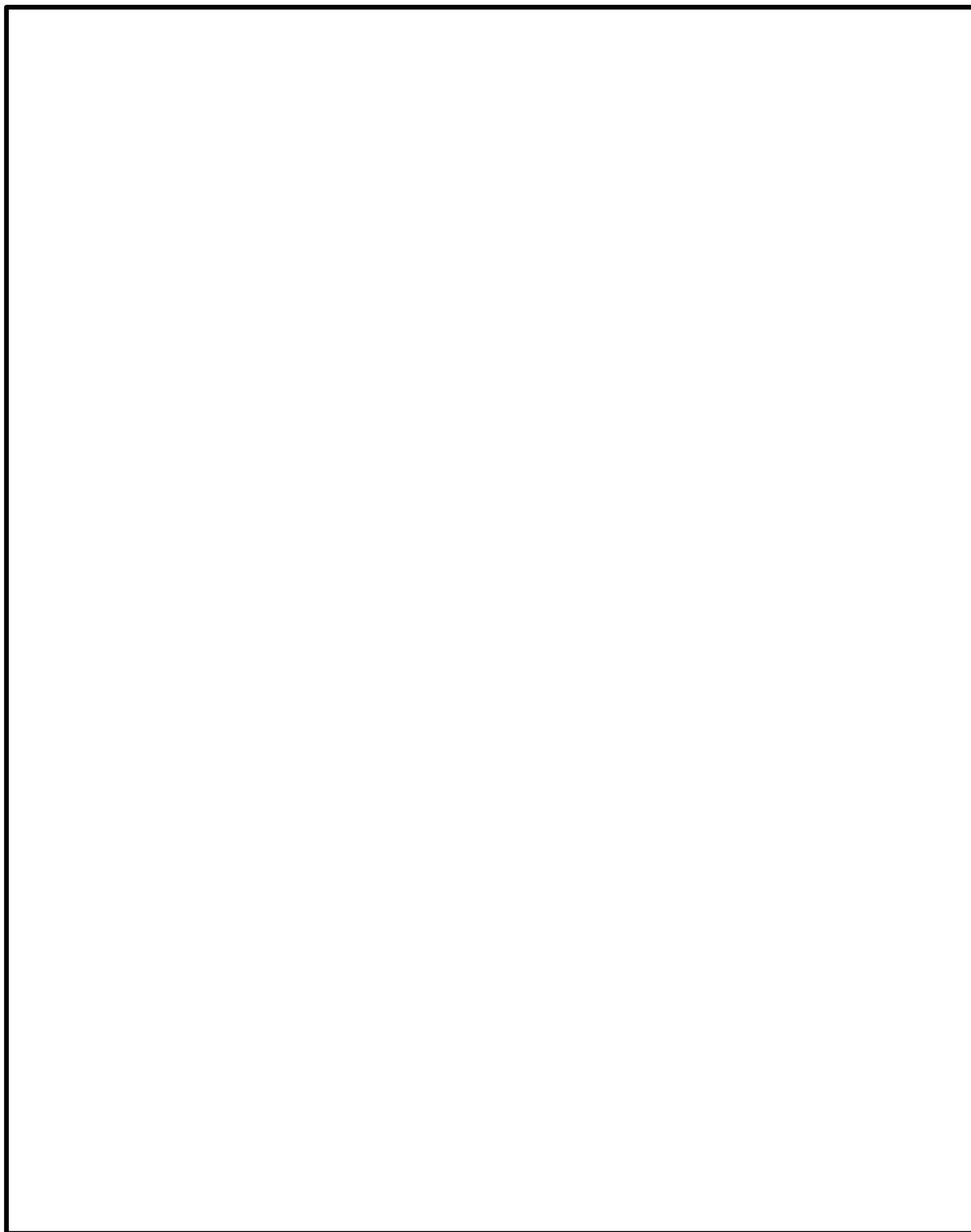


図 46-3-11 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

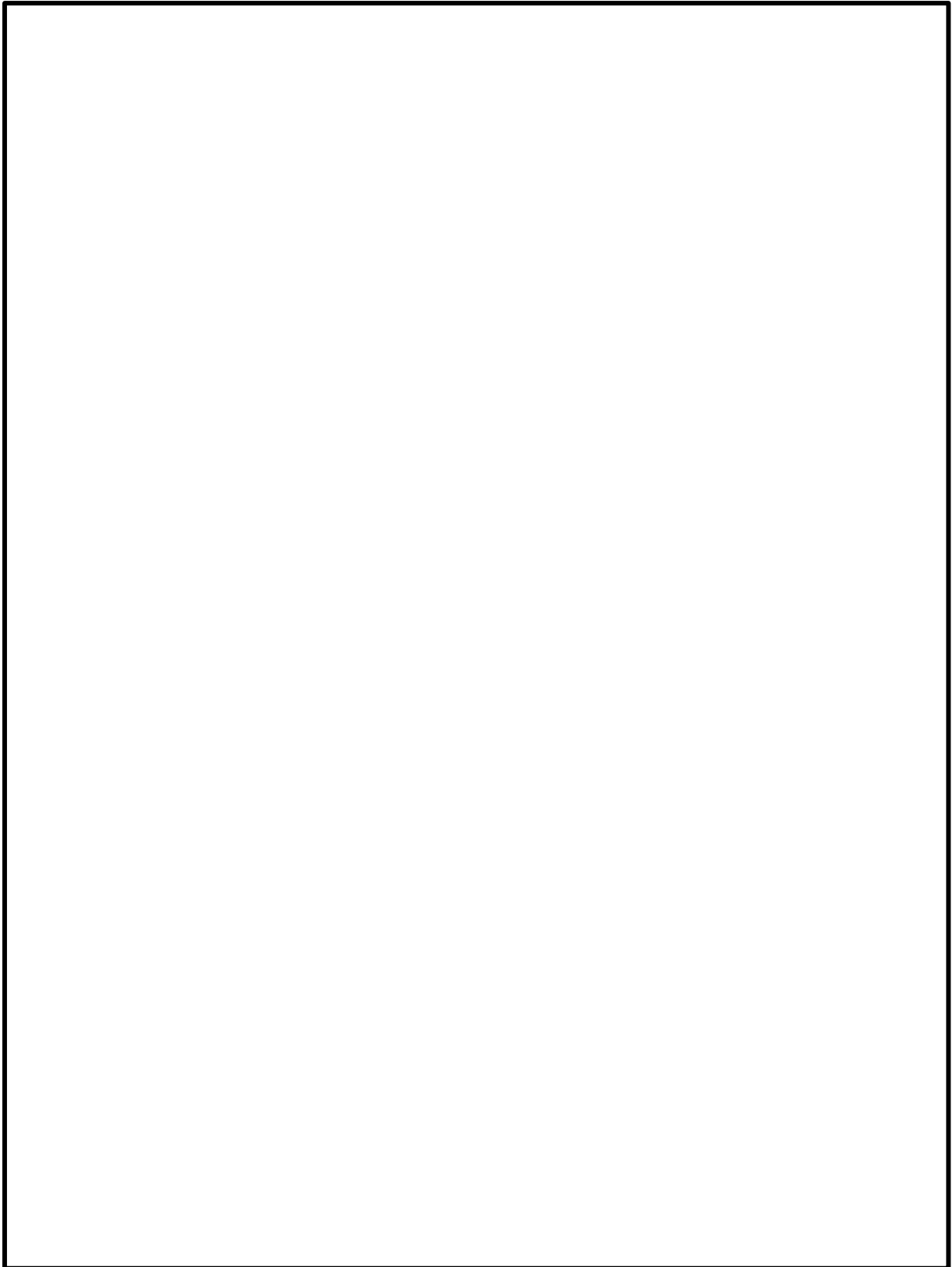


図 46-3-12 配置図（制御建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

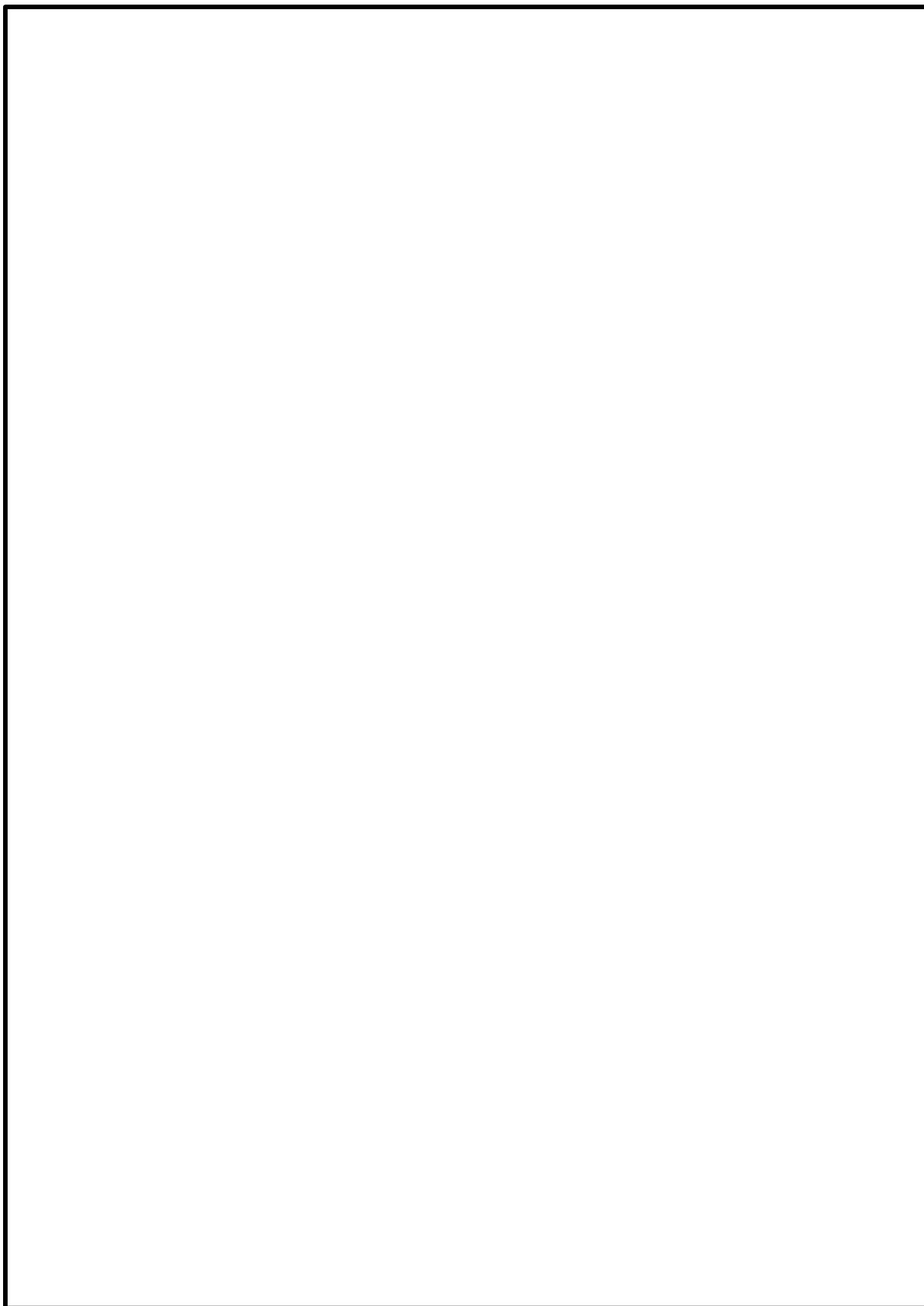


図 46-3-13 配置図 (原子炉建屋 )

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

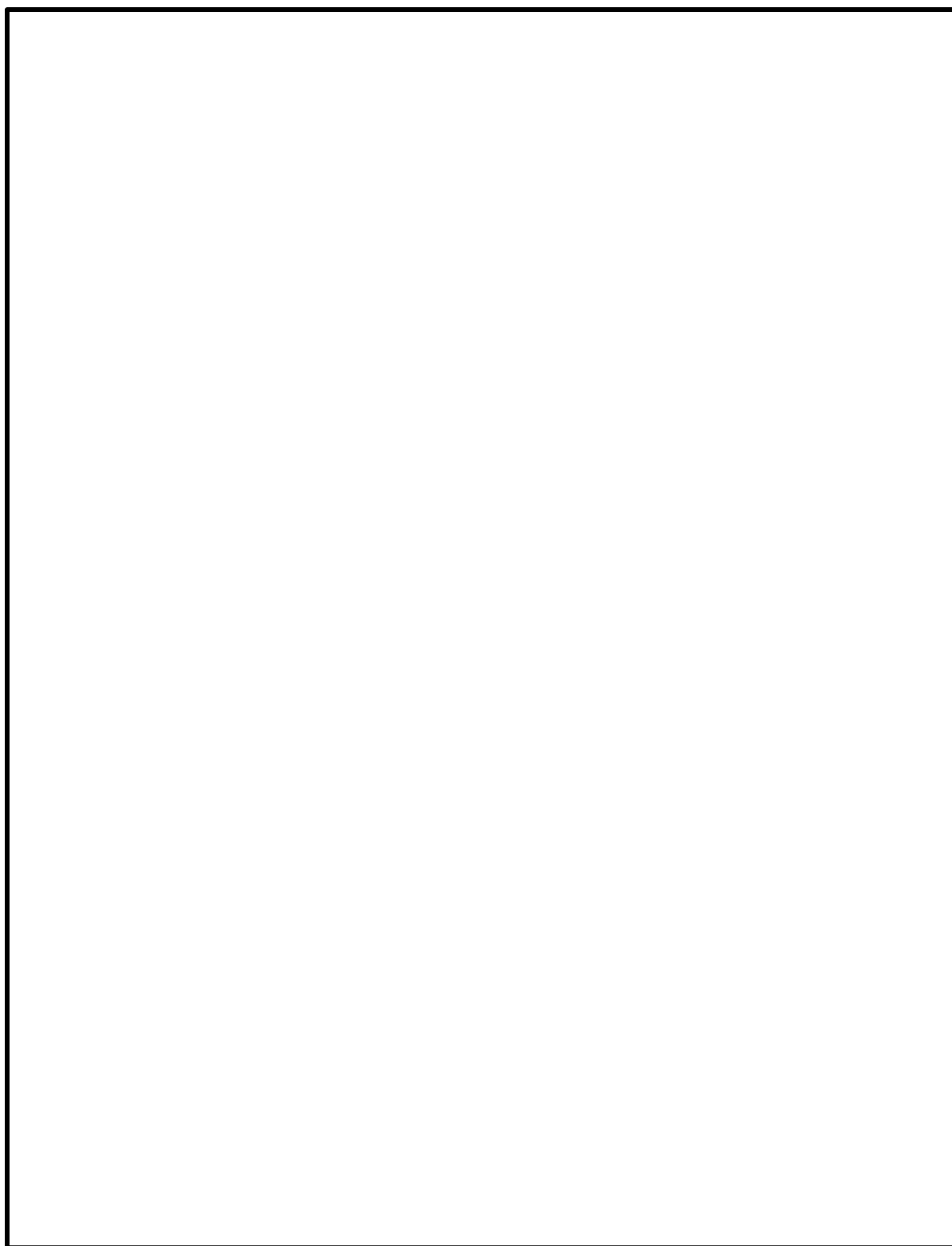


図 46-3-14 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

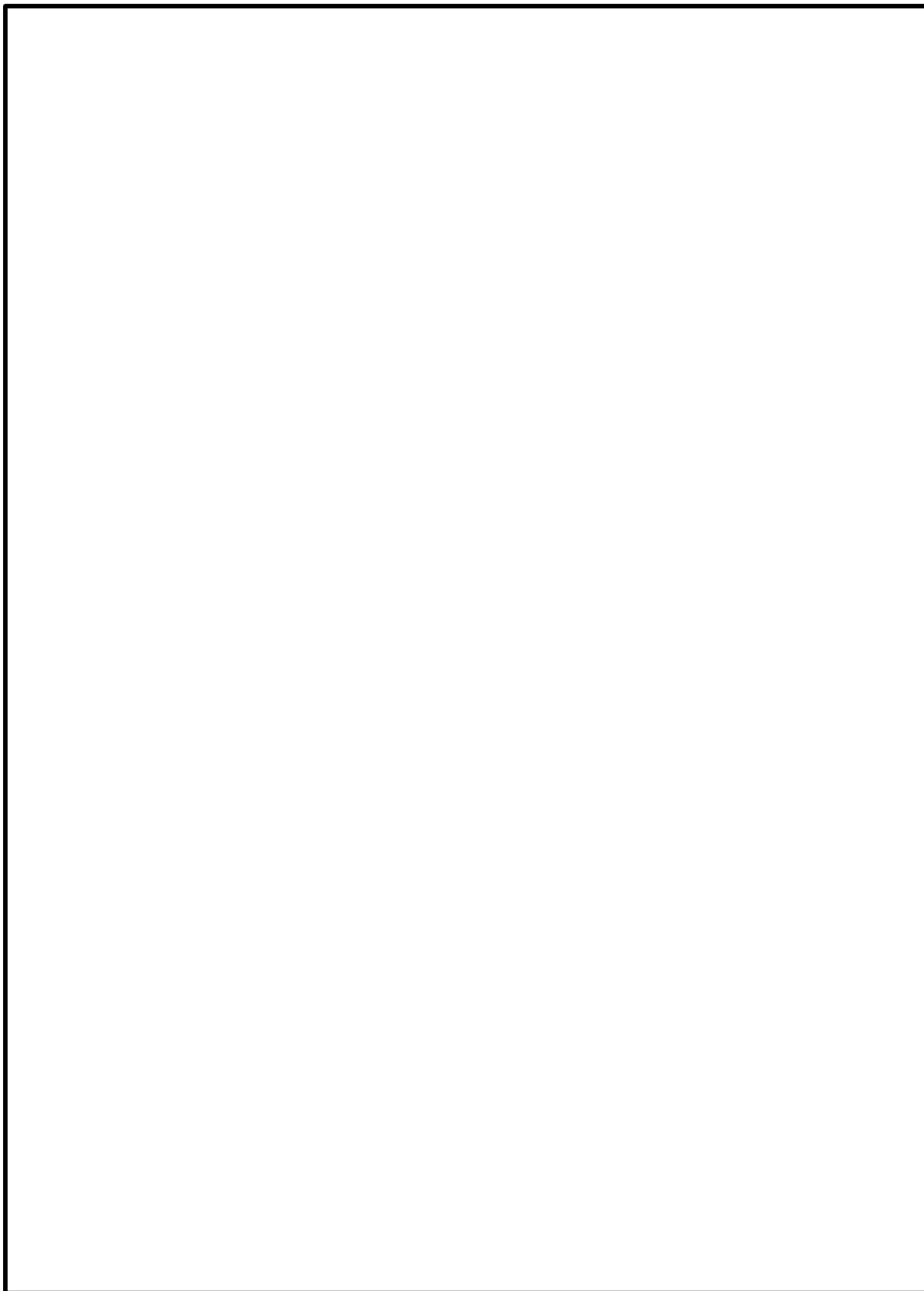


図 46-3-15 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉建屋ブローアウトパネル

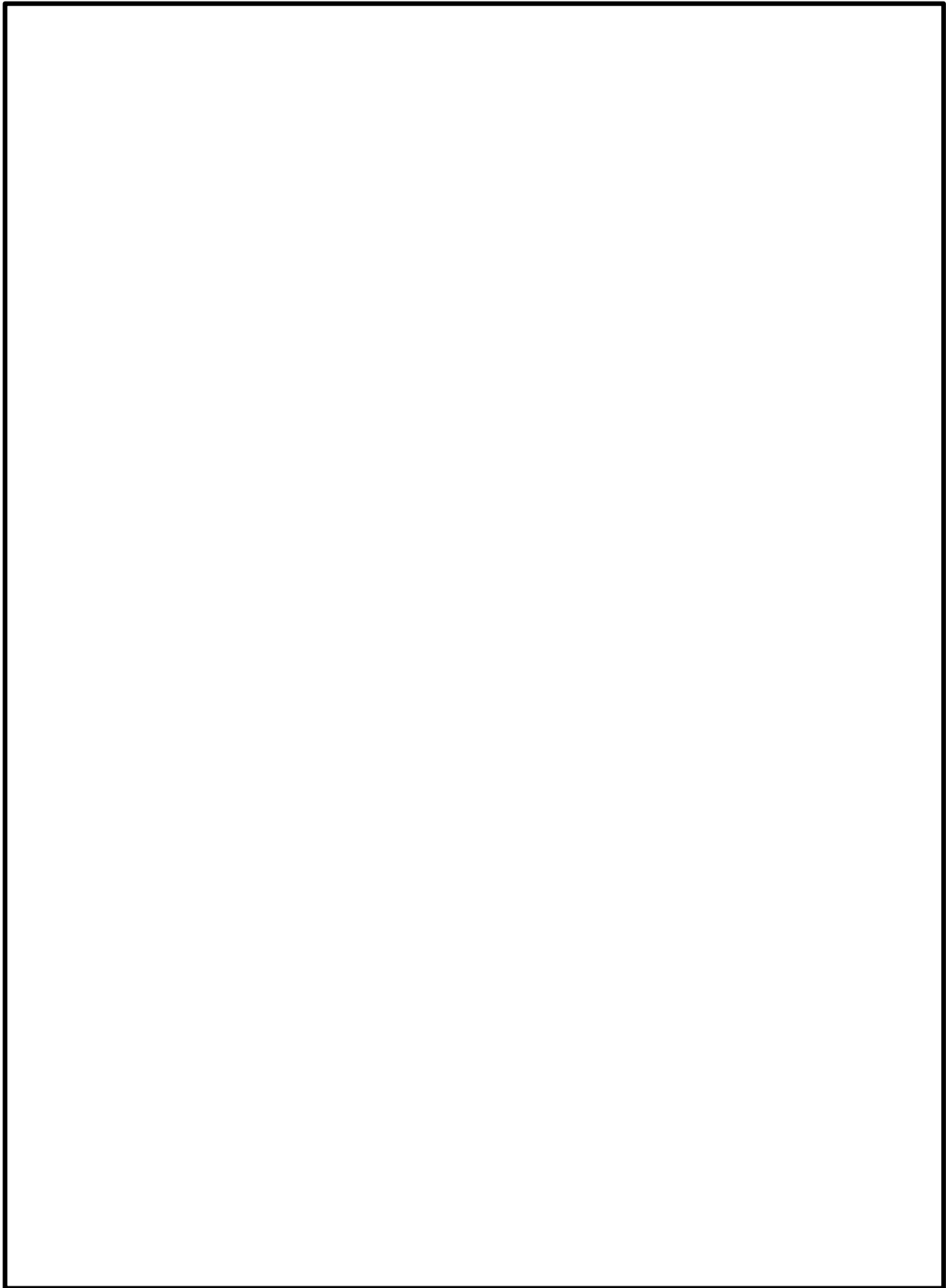
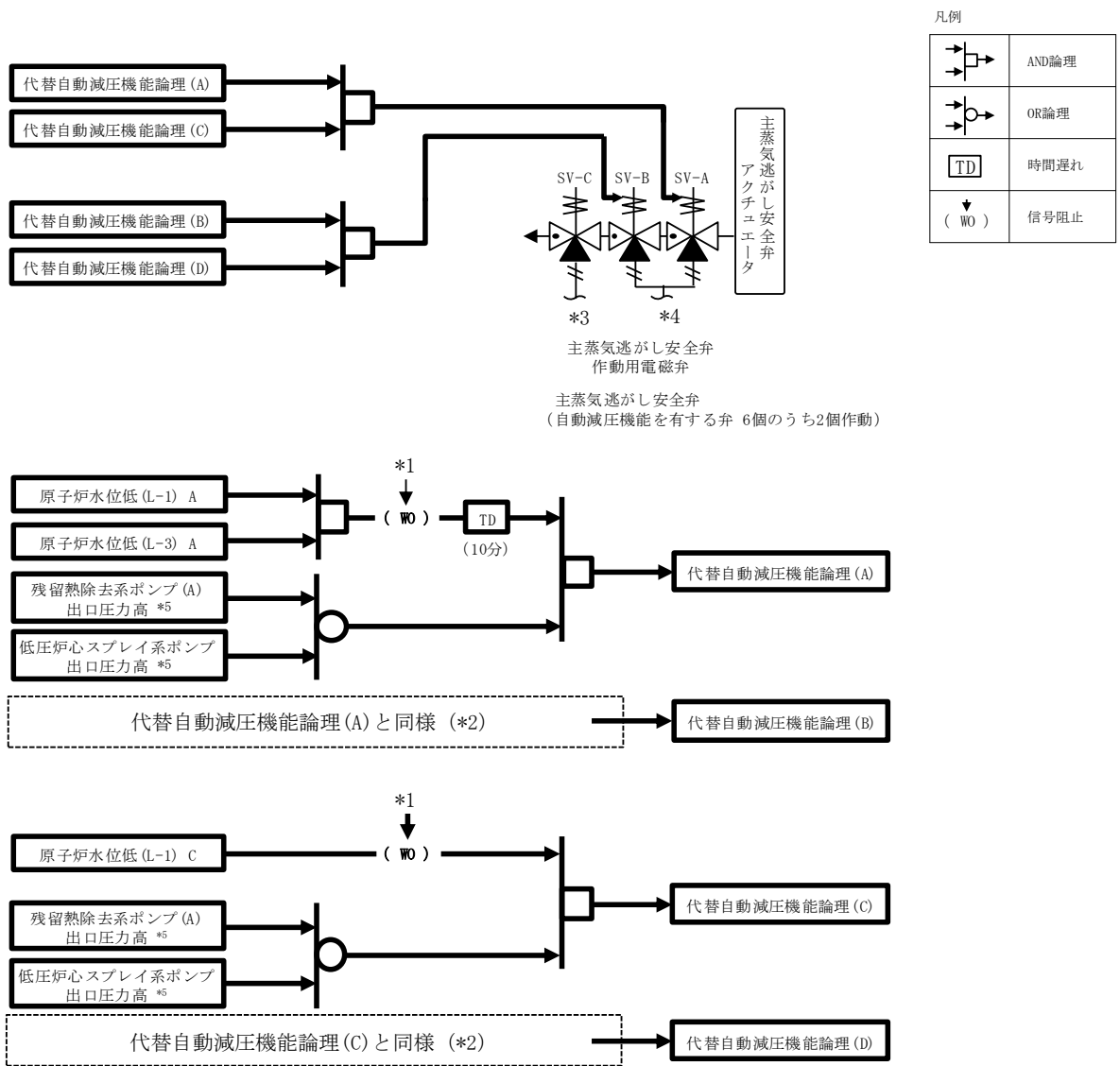


図 46-3-16 配置図  
(原子炉建屋ブローアウトパネル (原子炉建屋 ))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-4  
系統図

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）



- \*1：自動減圧系(A)作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- \*2：論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
  - ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
  - ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
  - ・残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力高
  - ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力高
  - ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号
- \*3：高圧窒素ガス供給系（常用）より供給。
- \*4：高圧窒素ガス供給系（常用）又は（非常用）より供給。
- \*5：論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高」, 「低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 46-4-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の概略回路構成



・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離弁
			手動操作		
②	HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作		
③	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離弁
			手動操作		
④	HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作		
⑤	HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	高圧窒素ガスポンベ切替え時に操作
⑥	(ポンベコック)	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑦	HPIN 窒素ガスポンベラック元弁	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	

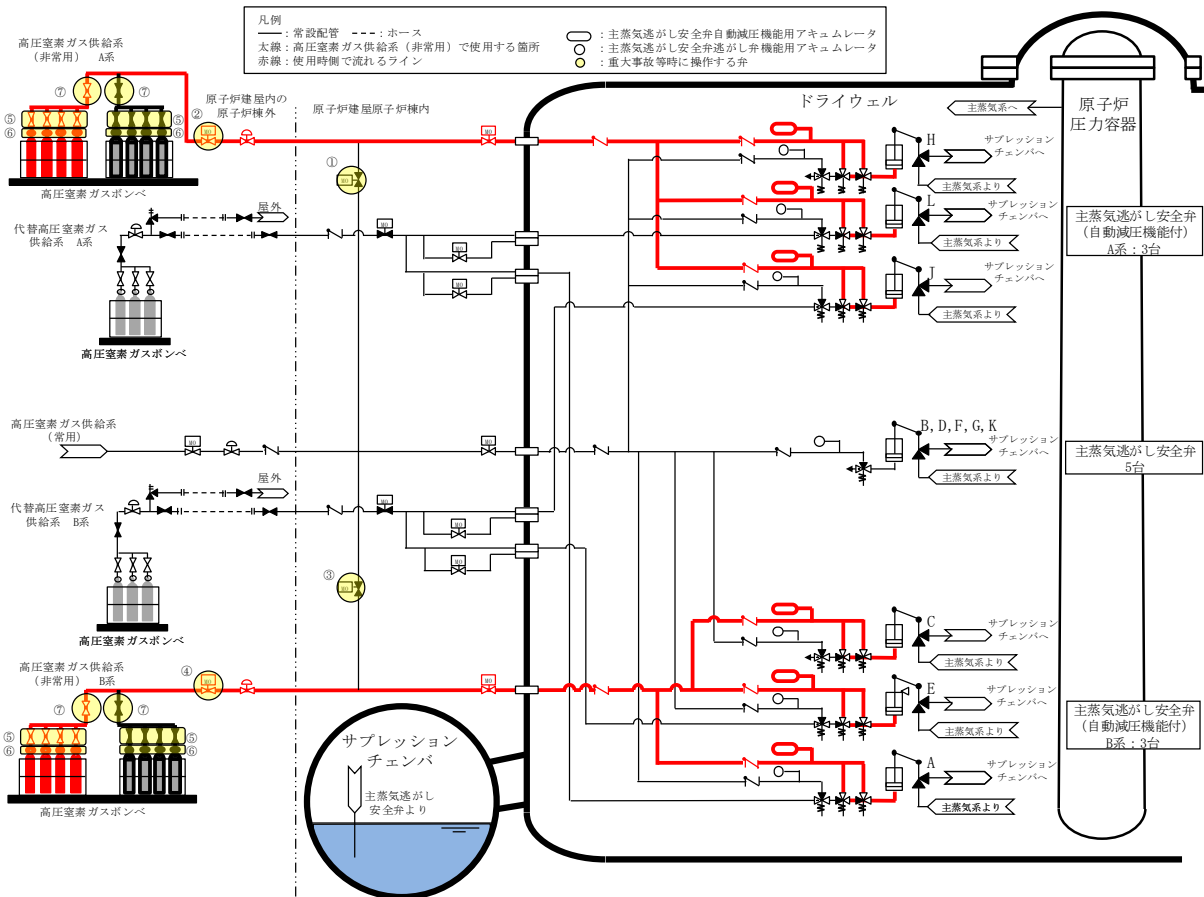
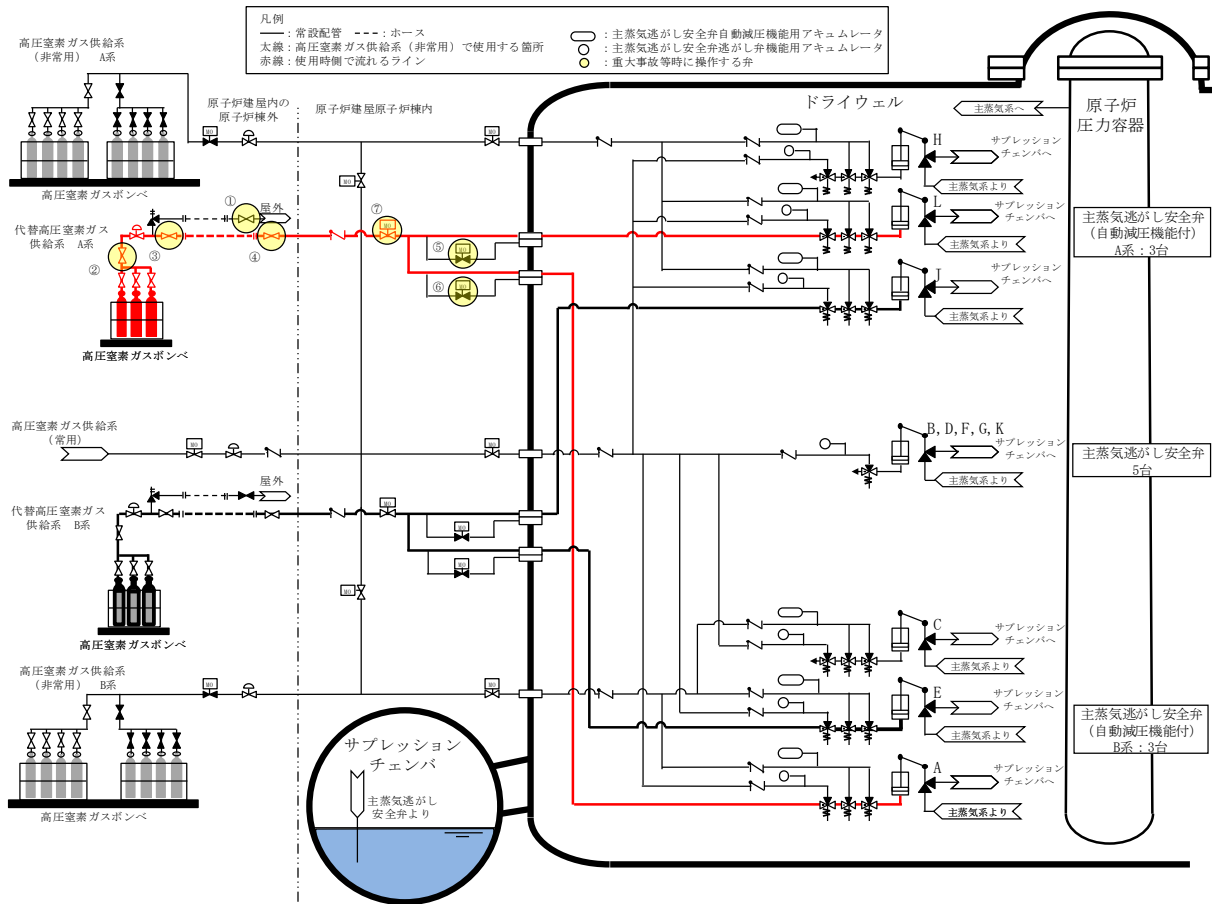


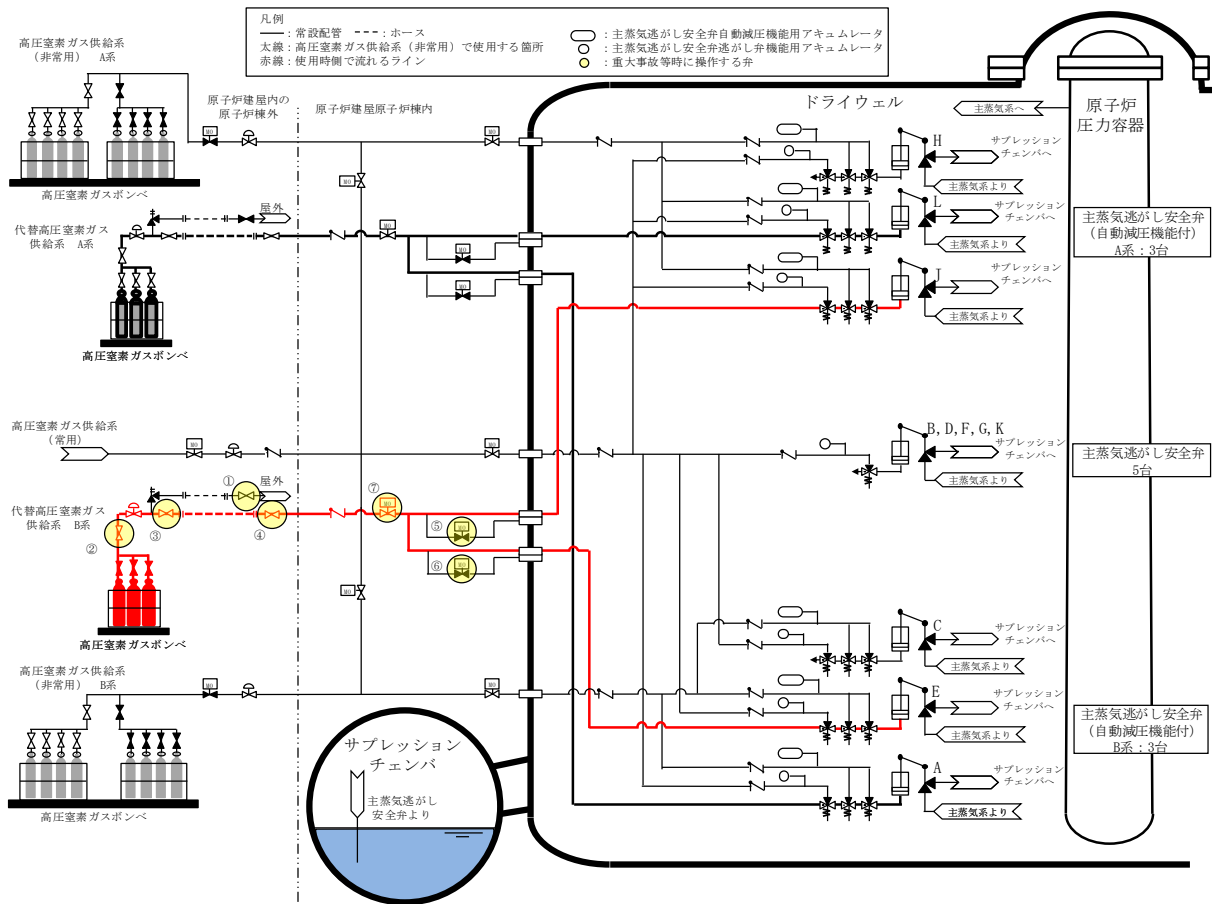
図 46-4-2 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図

・代替高压窒素ガス供給系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
②	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
③	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
④	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑤	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
②	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
③	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
④	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑤	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	



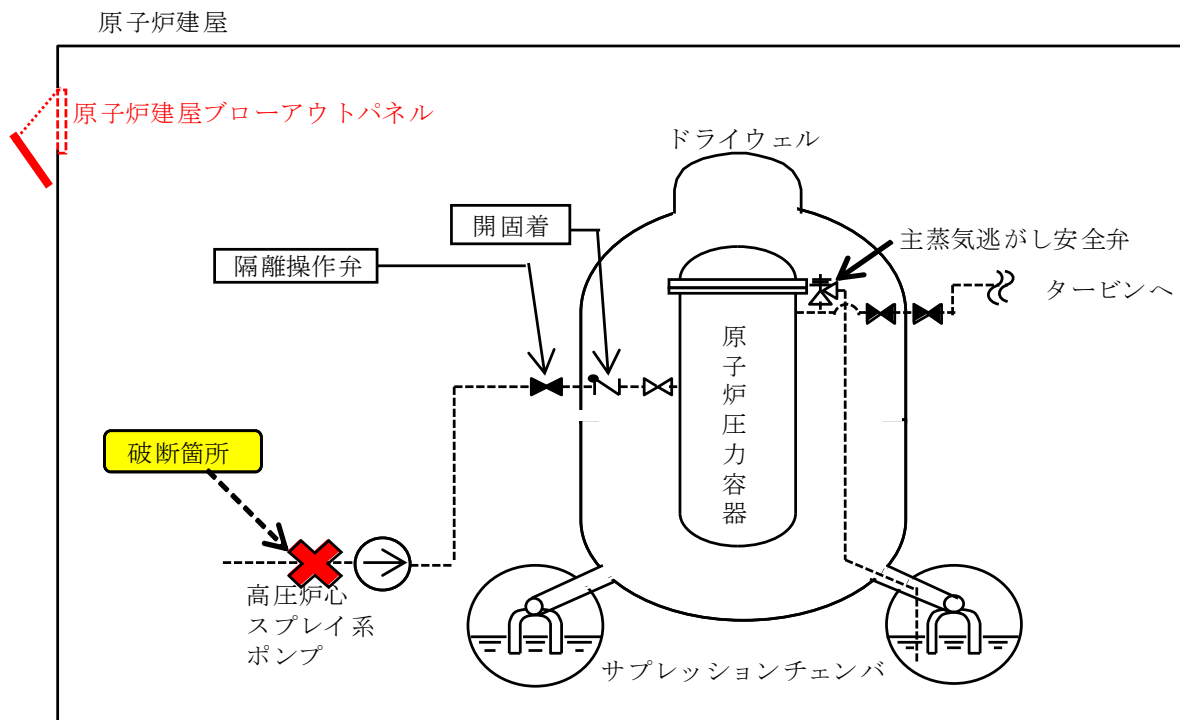


図 46-4-5 原子炉建屋ブローアウトパネルの系統概略図  
(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

46-5

試験及び検査

・主蒸気逃がし安全弁

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11 保全サイクル)

機器または系統名	対象物 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保守の重要度	保守方式 又は種別	検査名	備考 (1) 内に該当する目録参照項目
原子炉側高圧配管	ボイラコード	外観点検	低	BM Y	—	定検停止時
	炉心コンクリート支持構造	外観点検	高	BM Y	炉内統合点検	定検停止時
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 (A) (C) (E) (H) (J) (L)	機能・性能試験	A, 高	I C	主蒸気逃がし安全弁・蒸がし弁機能検査	定検停止時
		機能・性能試験	A, 高	I C	自動閉じ込め機能検査	定検停止時
		分解点検	A, 高	BM M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止時
		機能・性能試験	A, 高	BM M	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止時
主蒸気逃がし安全弁 (A) (C) (E) (H) (J) (L) 【弁駆動部】 (シリンダ、電磁弁)	分解点検	A, 高	BM M	—	定検停止時	
	主蒸気逃がし安全弁 (B) (D) (F) (G) (K)	機能・性能試験	高	I C	主蒸気逃がし安全弁・蒸がし弁機能検査	定検停止時
		分解点検	高	BM M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止時
主蒸気逃がし安全弁 (B) (D) (F) (G) (K) 【弁駆動部】 (シリンダ、電磁弁)	分解点検	高	BM M	—	定検停止時	
	主蒸気隔離弁・旁弁	機能・性能試験	A, 高	I C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
		漏えい試験	A, 高	I C	主蒸気隔離弁漏えい検査	定検停止時
動作試験		A, 高	I C	電源機能動作性能試験 (プロセス計画)	定検停止時	
機能・性能試験		A, 高	I C	原子炉保護系インターロック機能検査 (炉内異常の異常回避)	定検停止時	
機能・性能試験		A, 高	I C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉保護系・作業用シフト装置系)	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (A)	分解点検	高	BM M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止時	
	点検点検	A	BM M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (A) 【弁駆動部】	分解点検	A	BM M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (B)	分解点検	高	BM M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止時	
	点検点検	高	BM M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (B) 【弁駆動部】	分解点検	高	BM M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (C)	分解点検	高	BM M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止時	
	点検点検	高	BM M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (C) 【弁駆動部】	分解点検	高	BM M	—	定検停止時	

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

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 : 02-009

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

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 : O2-026



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

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 : O2-010

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

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 : O2-008

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

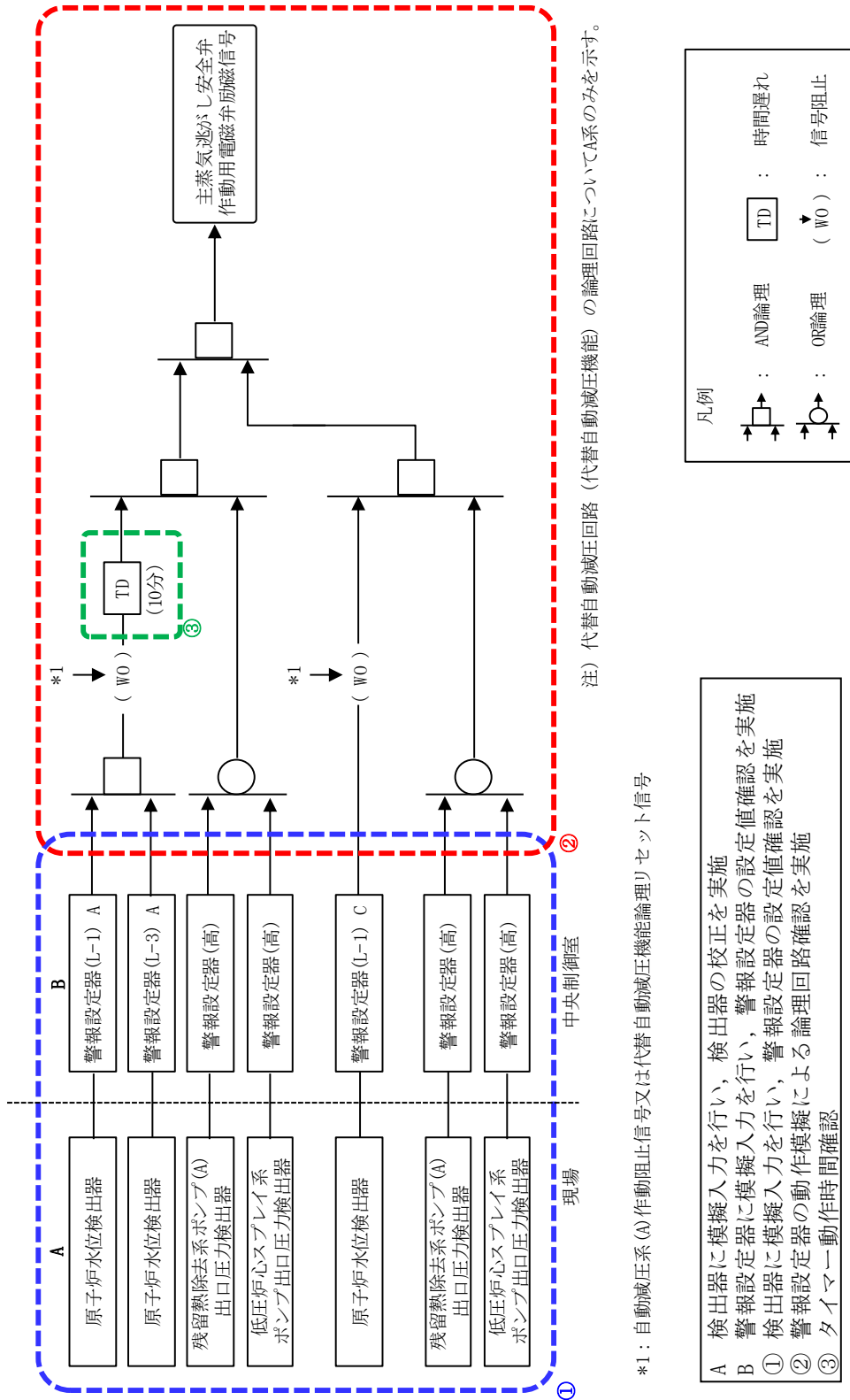


図 46-5-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験及び検査

## 代替自動減圧回路（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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤作動により発電用原子炉に外乱を与える可能性があるため、発電用原子炉の停止中（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 46-5-1 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。	停止中（定期検査時）に、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8- 一	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、この限りではない。 また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあたっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を実施する。
8- 二	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。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施しない。また、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施しないため、原子炉保護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- 三	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。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があるため、発電用原子炉の運転中に試験及び検査を実施しない。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化されており、試験及び検査にあたっては、各チャンネルが独立に試験可能である。

・ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験間隔の検討

代替自動減圧回路（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が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の故障により減圧機能が作動しない状態が発生する頻度\*は、と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

\* 「46-12 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について 参考資料」を参照

以上のことから、代替自動減圧回路（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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

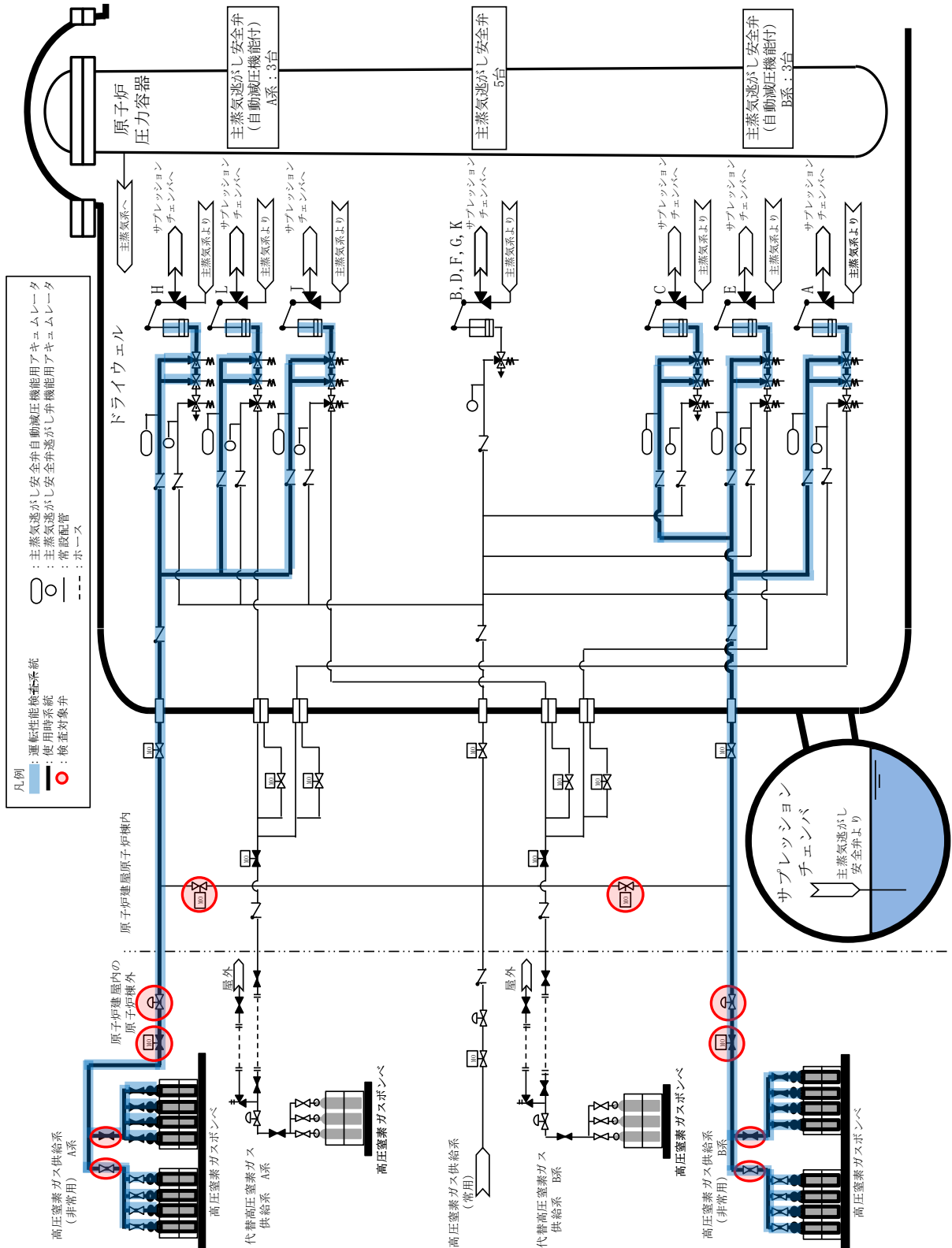


図 46-5-2 運転性能検査系統図（高圧窒素ガス供給系（非常用））

・代替高压窒素ガス供給系

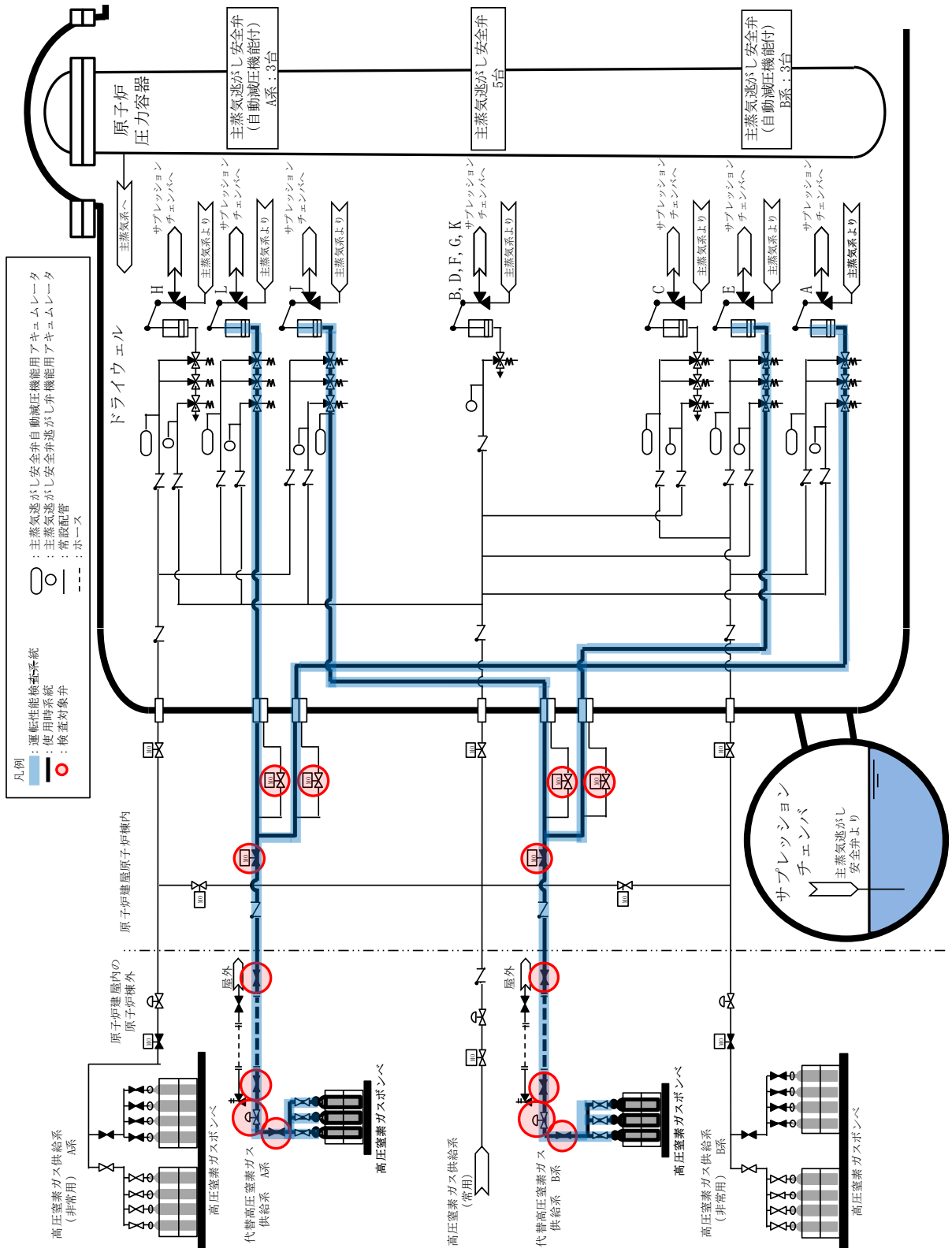


図 46-5-3 運転性能検査系統図 (代替高压窒素ガス供給系)

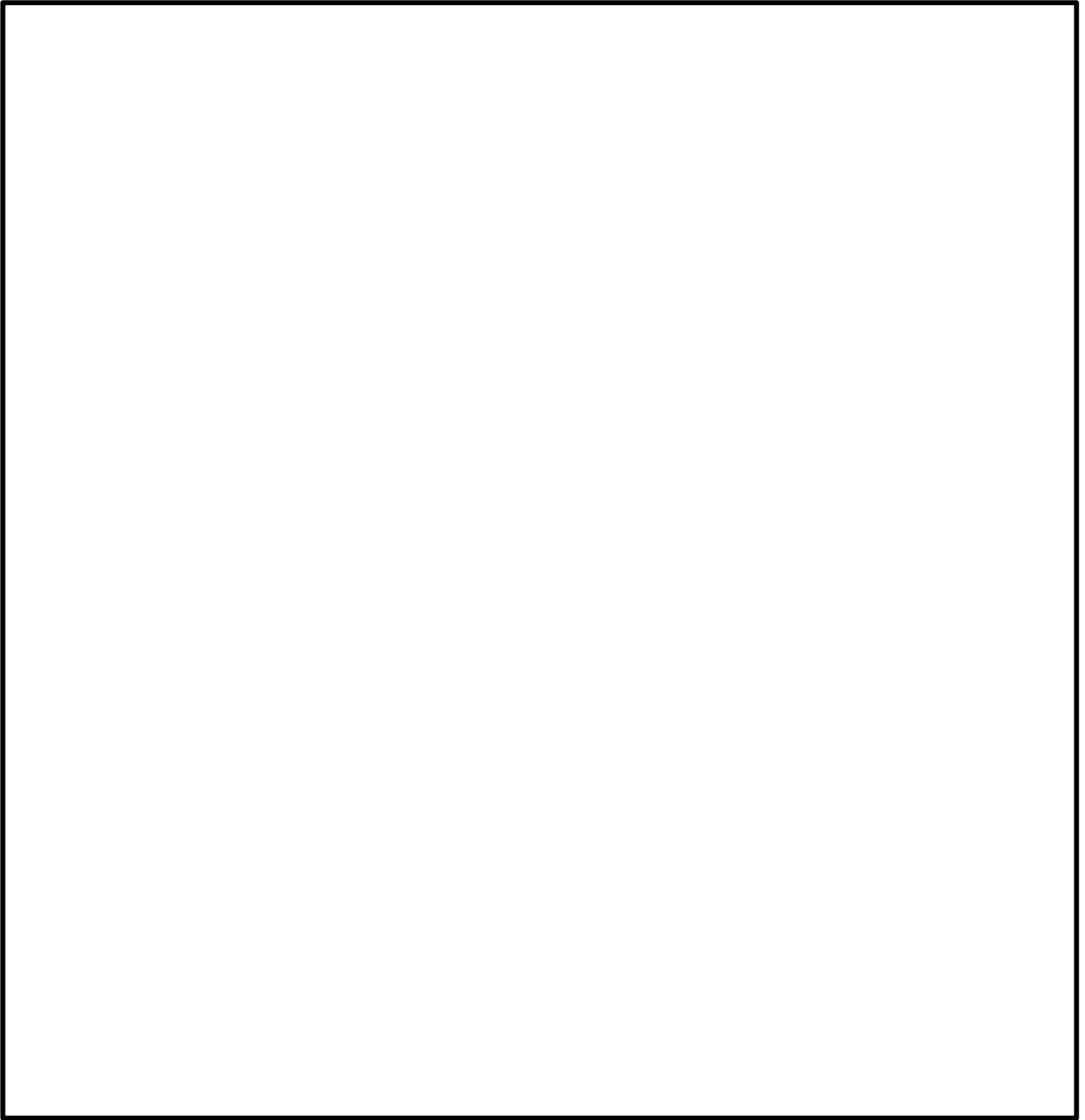


図 46-5-4 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



46-6

容量設定根拠

・主蒸気逃がし安全弁

名 称		主蒸気逃がし安全弁												
吹出量	(t/h) /個	【設定根拠】 記載 表 46-6-1 参照												
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、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。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、平衡型のバネ式（アクチュエータ付）安全弁で、次の機能を有する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし弁機能           <p>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作動させて強制的に開放する。</p> </li> </ul> <p>主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出量を表 46-6-1 に示す。</p> <p>表 46-6-1 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>個数 (個)</th> <th>吹出量 ((t/h)/個)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逃がし弁機能</td> <td>2</td> <td>356</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>360</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>363</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>367</td> </tr> </tbody> </table> <p>主蒸気逃がし安全弁は、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 46-6-1 のとおりである。本容量は、主蒸気逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスグループにて、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。</p> <p>以上のことから、重大事故等対処設備として使用する主蒸気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。</p>			機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)	逃がし弁機能	2	356	3	360	3	363	3	367
機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)												
逃がし弁機能	2	356												
	3	360												
	3	363												
	3	367												

・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

名 称		主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	ℓ/個	<input type="text"/> 以上 (注 1), 15 (注 2)
最高使用圧力	MPa[gage]	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】

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材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

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ( $PV^K = \text{一定}$ ) 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な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量を  $V_a$  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  $P_c$  (=シリンダ内必要最低圧力), 主蒸気逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を  $V_c$  とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

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

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

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

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

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

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

$V_a$  : 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 : 1.4

$P_C$  : 逃がし安全弁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])  
:

$P_{a1}$  : 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、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{\text{}{\text{} = \text{} \ell$$

上記から、主蒸気逃がし安全弁逃がし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

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、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

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171℃ とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用アキュムレータ
容量	ℓ /個	<input type="text"/> 以上 (注 1), 200 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	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】

主蒸気逃がし安全弁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エル圧力高の両方の信号により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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。11 個の主蒸気逃がし安全弁のうち 6 個に自動減圧機能を持たせるため、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータも 6 個設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、LOCA 時 1 回あるいは通常時 5 回の主蒸気逃がし安全弁作動ができる容量とする。また、主蒸気逃がし安全弁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。

$m + 1$  回作動後のアキュムレータ圧力  $P_{ai+1}$  は、 $i$  回作動後のアキュムレータ圧力と以下の関係にある。

$$P_{ai+1} = \left( \frac{V_a}{V_a + V_c} \right)^K \times P_a$$

よってアキュムレータ容量  $V_a$  は、シリンダ容量  $V_c$  と以下の式で関係付けられる。

$$V_a = \frac{\left( \frac{P_c}{P_{ao}} \right)^{\frac{1}{m \cdot K}}}{1 - \left( \frac{P_c}{P_{ao}} \right)^{\frac{1}{m \cdot K}}} \times V_c$$

$V_a$  : アキュムレータ容量 (ℓ)

$V_c$  : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) :

$K$  : 断熱指数 : 1.4

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

(LOCA 時) :

(通常時) :

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

$P_{a0}$ : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

:

$P_{ai}$ : 作動後のアキュムレータ圧力 (m回作動)

上記の式及び値により主蒸気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。

(LOCA 時)

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{\text{$$

(通常時)

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{\text{$$

上記から、主蒸気逃がし安全弁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 200 ℓ/個とする。

## 2. 最高使用圧力の設定根拠

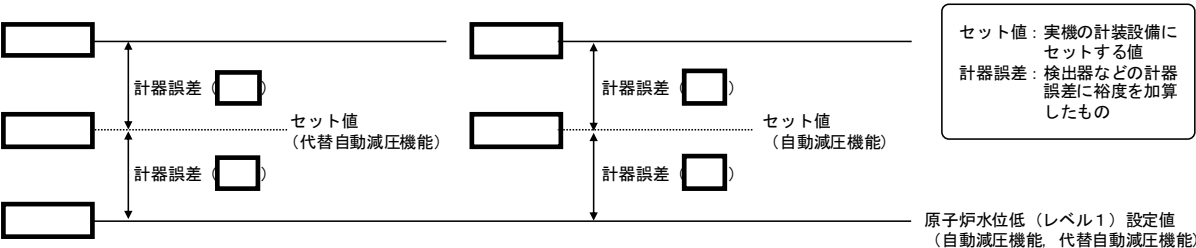
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

## 3. 最高使用温度の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

名 称	原 子 炉 水 位 低
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発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び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（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の状態の主蒸気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 947cm 以上（レベル1）
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>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、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定する。</p> <p>注記*：原子炉圧力容器零レベルはセパレータスカート下端より 1,278 cm 下</p> <p>&lt;補足&gt;</p> <p>(1) 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、有効燃料棒上端より高い設定とする。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動は原子炉冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系（低圧注入モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることを考慮し、残留熱除去系（低圧注入モード）又は低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。</p> <p>&lt;参考&gt;</p>  <p>図 46-6-1 原子炉水位（レベル1）設定値の概要図</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・ 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[gage]	約 15 <sup>注</sup>
機器仕様に関する注記		注：最高充填圧力を示す。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>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、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）による高圧窒素ガスボンベからの窒素ガス供給は、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])以下の場合に限定され、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力を超え最高使用圧力の 2 倍(854 kPa[gage])以下の場合には、代替高圧窒素ガス供給系による高圧窒素ガスボンベからの窒素ガス供給により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う設計とする。</p> <p>1. 高圧窒素ガスボンベ</p> <p>高圧窒素ガスボンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で 8 本、代替高圧窒素ガス供給系で 3 本使用するため、必要となる本数は 11 本であり、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で 22 本を確保し、分散して配備する。</p> <p>1.1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベ容量</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 弁（A 系 3 弁，B 系 3 弁）を開弁させた後、7 日間開保持させるために必要な窒素ガス量をもとに、1 系列当たりの必要容量 3 本を上回る 4 本（2 系列分として必要容量 6 本に対し計 8 本）を接続し使用する。</p> <p>1 系列当たりの高圧窒素ガスボンベの必要容量は、以下のとおり。</p> <p>1.1.1 窒素ガス消費量</p> <p>(1) 高圧窒素ガス供給系(非常用)1 系列 3 弁を開動作するための消費量</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付）1 回作動時の窒素ガス消費量は、1 弁を</p>		



1 回作動させた場合に元の圧力に復帰させるために必要な窒素ガス量から求められる。

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= \frac{(P_1[\text{MPa}(abs)] - P_2[\text{MPa}(abs)]) \times (V_1[\ell] + V_2[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \frac{(\square - \square) \times (200[\ell] + \square[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \square[\ell(normal)]
 \end{aligned}$$

よって、3 弁開動作するためには  $\square[\ell(normal)] \times 3 \text{ 弁} \div \square[\ell(normal)]$  必要となる。

$Q_1$  : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）1 弁 1 回作動に必要な窒素ガス消費量（ $[\ell(normal)]$ ）

$P_1$  : 自動減圧機能用アキュムレータ初期圧力（ $\square[\text{MPa}(abs)]$ ）  
 （運転時最低供給圧力 $[\square\text{MPa}(gage)] + 0.101325 [\text{MPa}(abs)]$ ）

$P_2$  : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動後の自動減圧機能用アキュムレータ圧力（ $\square[\text{MPa}(abs)]$ ）\*1

$V_1$  : 自動減圧機能用アキュムレータ容量（200 $[\ell]$ ）

$V_2$  : 空気シリンダ容量（ $\square[\ell]$ ）

\*1 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動による窒素ガスの圧力及び体積変化は短時間で起こるため断熱変化と考え窒素ガスの断熱指数 1.4 より  $P_2$  は下記のとおり求められる。

$$\begin{aligned}
 P_1 \times V_1^{1.4} &= P_2 \times (V_1 + V_2)^{1.4} \\
 P_2 &= P_1 \times \left( \frac{V_1}{V_1 + V_2} \right)^{1.4} \\
 &= (\square + 0.101325) \times \left( \frac{200}{200 + \square} \right)^{1.4} \\
 &= \square[\text{MPa}(abs)]
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 片系 3 弁 7 日間開保持による系統漏えい量

$$\begin{aligned} Q_2 &= \lambda [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}] \times N[\text{個}] \times D[\text{day}] \times 24[\text{h}/\text{day}] \times 60[\text{min}/\text{h}] \\ &= \boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}] \times 3[\text{個}] \times 7[\text{day}] \times 24[\text{h}/\text{day}] \times 60[\text{min}/\text{h}] \\ &= \boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})] \end{aligned}$$

$Q_2$  : 系統漏えい量 [ $\ell(\text{normal})$ ]

$\lambda$  : 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) 1 個あたりの系統漏えい量  
( $\boxed{\phantom{000}}$  [ $\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}$ ])

$N$  : 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) の片系設置個数 (3[個])

$D$  : 開保持期間 (7 日間[day])

以上より、主蒸気逃がし安全弁 3 弁を全て 7 日間、開保持できるガス量は  
高圧窒素ガス供給系 (非常用) 1 系列

3 弁を開動作するための消費量 :  $\boxed{\phantom{000}}$  [ $\ell(\text{normal})$ ]

高圧窒素ガス供給系 (非常用) 1 系列

3 弁を 7 日間開保持するための消費量 :  $\boxed{\phantom{000}}$  [ $\ell(\text{normal})$ ]

---

合計 :  $\boxed{\phantom{000}}$  [ $\ell(\text{normal})$ ]

なお、7 日間の減圧機能維持に必要な主蒸気逃がし安全弁の個数は 2 個であるが、保守的に 3 個開保持を考慮している。

1.1.2 高圧窒素ガスポンベによる供給量

$$\begin{aligned} Q_b &= \frac{(P_1[\text{MPa}(\text{gage})] - P_2[\text{MPa}(\text{gage})])}{P_L[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15 + T[^\circ\text{C}])} \times V_b[\ell/\text{本}] \times M[\text{本}] \\ &= \frac{\boxed{\phantom{000}}[\text{MPa}(\text{gage})] - \boxed{\phantom{000}}[\text{MPa}(\text{gage})]}{0.101325[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15 + \boxed{\phantom{000}}[^\circ\text{C}])} \times 46.7 [\ell/\text{本}] \times M[\text{本}] \\ &= \boxed{\phantom{000}} [\ell(\text{normal})] \times M \end{aligned}$$

$Q_b$  : 高圧窒素ガスポンベの供給量 [ $\ell(\text{normal})$ ]

$P_1$  : ポンベ初期充填圧力 ( $\boxed{\phantom{000}}$  [ $\text{MPa}(\text{gage})$ ])

$P_2$  : ポンベ交換圧力 ( $\boxed{\phantom{000}}$  [ $\text{MPa}(\text{gage})$ ])

$P_L$  : 大気圧 (0.101 [ $\text{MPa}(\text{abs})$ ])

$V_b$  : ポンベ容量 (46.7 [ $\ell/\text{本}$ ])

$M$  : 必要ポンベ本数 [本]

$T$  : 窒素ガス温度 ( $\boxed{\phantom{000}}$  [ $^\circ\text{C}$ ])

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 ( $Q_b$ ) が必要であり、

$$\frac{\square [\ell(\text{normal})] \times M}{M > \square} > \square [\ell(\text{normal})]$$

よって、必要ポンペ本数は3本となる。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンペは、必要量を確保（16本）している。

## 1.2 代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペ容量

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持させるために必要な窒素ガス量に加え、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の空気シリンダ及び窒素ガス供給配管内を作動圧力まで昇圧するために必要な窒素ガス量をもとに必要容量3本（2系列分として合計6本）を接続し使用する。

高圧窒素ガスポンペの必要容量は、以下に示す式により算出する。

$$\begin{aligned} n &= \frac{(Q_1 \times t + Q_2 + Q_3)}{V} \times \frac{0.101325}{(P_1 - P_2)} \times \frac{(273.15 + T)}{273.15} \\ &= \frac{\square \times 10080 + \square + \square}{46.7} \times \frac{0.101325}{(\square - \square)} \times \frac{(273.15 + \square)}{273.15} \\ &\doteq \square \Rightarrow 3\text{本} \end{aligned}$$

n : 必要ポンペ本数

t : 主蒸気逃がし安全弁開保持時間 (min) (=10080 min (7日間))

$P_1$  : 高圧窒素ガスポンペ初期充填圧力 ( $\square$  MPa[gage])

$P_2$  : 主蒸気逃がし安全弁開保持必要圧力 ( $\square$  MPa[gage])

T : 窒素ガス温度 ( $\square$  °C)

V : 高圧窒素ガスポンペ1本当たりの容量 (46.7  $\ell$ )

$Q_1$  : 設計漏えい量 ( $\square$   $\ell/\text{min}$ [normal])

$Q_2$  : 供給配管昇圧に必要な窒素ガス消費量 ( $\square$   $\ell(\text{normal})$ )

$Q_3$  : 主蒸気逃がし安全弁全開到達までのエアシリンダからの窒素ガス漏えい量 ( $\square$   $\ell(\text{normal})$ )

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 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[gage]とする。

・代替高压窒素ガス供給系

名 称		代替高压窒素ガス供給系
供給圧力	MPa [gage]	<input type="text"/> 以上
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>代替高压窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa [gage])を超え、原子炉格納容器の背圧により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高压窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合、より高压の窒素ガスを供給することにより原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（2Pd=854kPa [gage]）の場合においても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として設置する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_W + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$ <p><math>F_N</math> : 代替高压窒素ガス供給系によるピストン押し上げ力  <math>F_N = P_N \times S_2</math>  <math>P_N</math> : 代替高压窒素ガス供給系圧力  <math>S_2</math> : ピストン受圧面積 (=51070mm<sup>2</sup>)  <math>F_R</math> : 原子炉圧力による弁体の揚力  <math>F_R = P_R \times S_1</math>  <math>P_R</math> : 原子炉圧力 (=0.854 [MPa] *)  <math>S_1</math> : 主蒸気逃がし安全弁弁体受圧面積 (=14103mm<sup>2</sup>)  * 保守的に格納容器圧力と均圧した状態まで減圧することを想定</p> <p><math>n</math> : レバー比 (=6)  <math>F_{S2}</math> : 空気シリンダスプリング荷重 (=2.95 × 10<sup>3</sup> [N])  <math>F_W</math> : 空気シリンダ可動部重力 (=491 [N])  <math>F_P</math> : 原子炉格納容器圧力によるピストン押し下げ力  <math>F_P = P_P \times S_2</math>  <math>P_P</math> : 原子炉格納容器圧力 (=0.854 [MPa] *)  * 最高使用圧力の2倍(2Pd)まで過圧された状態を想定  <math>F_{S1}</math> : 弁本体スプリング荷重 (=1.78 × 10<sup>5</sup> [N])  <math>F_F</math> : ピストンOリング摩擦力 (=1.97 × 10<sup>3</sup> [N])</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

式①に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$  MPa[gage]のときに主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件が成立する。

したがって、代替高压窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力が  $\square$  MPa[gage] 以上のとき、格納容器内圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開動作させることができる。

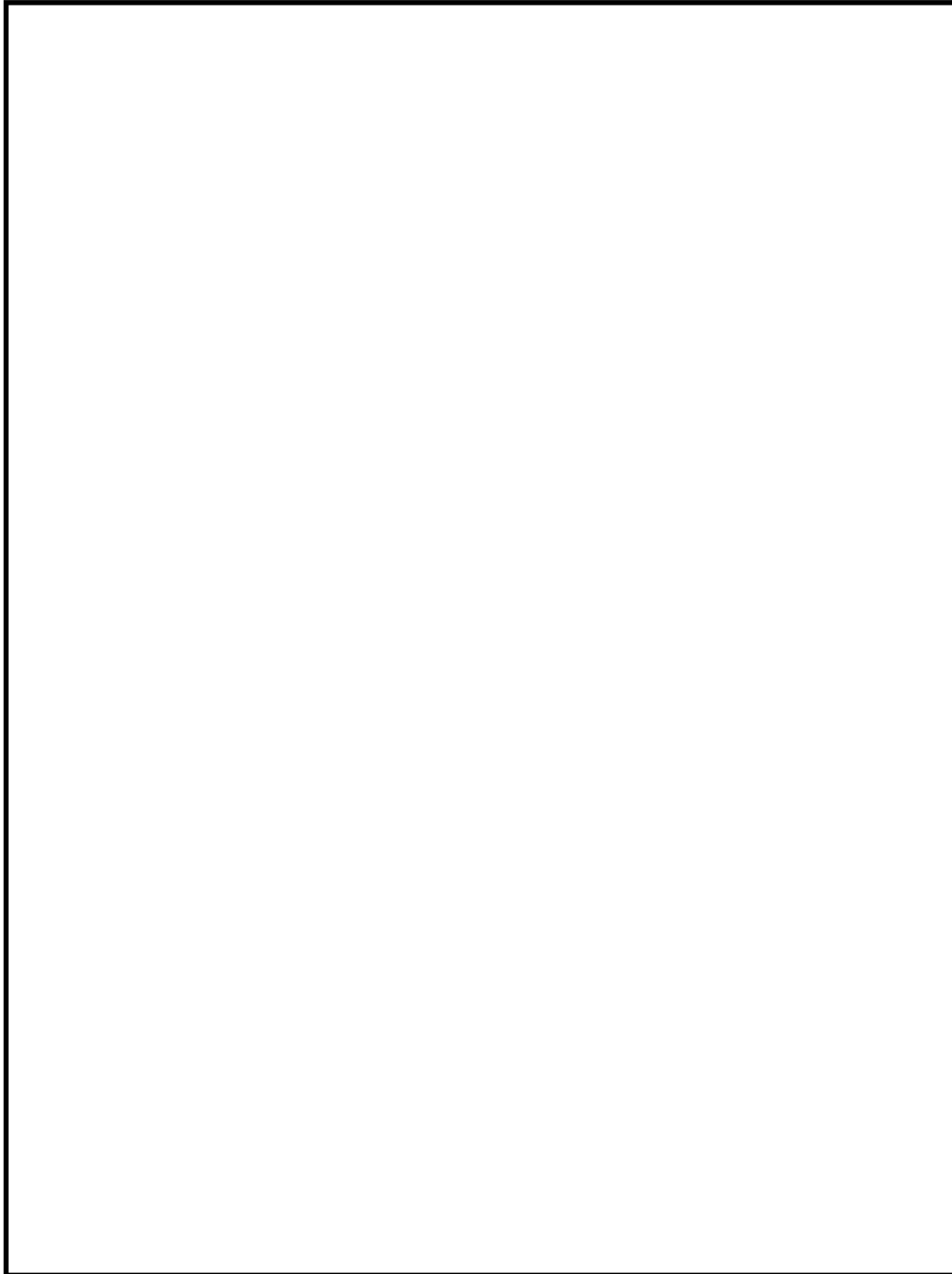


図 46-6-2 主蒸気逃がし安全弁構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

46-7  
接続図

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）、代替高圧窒素ガス供給系

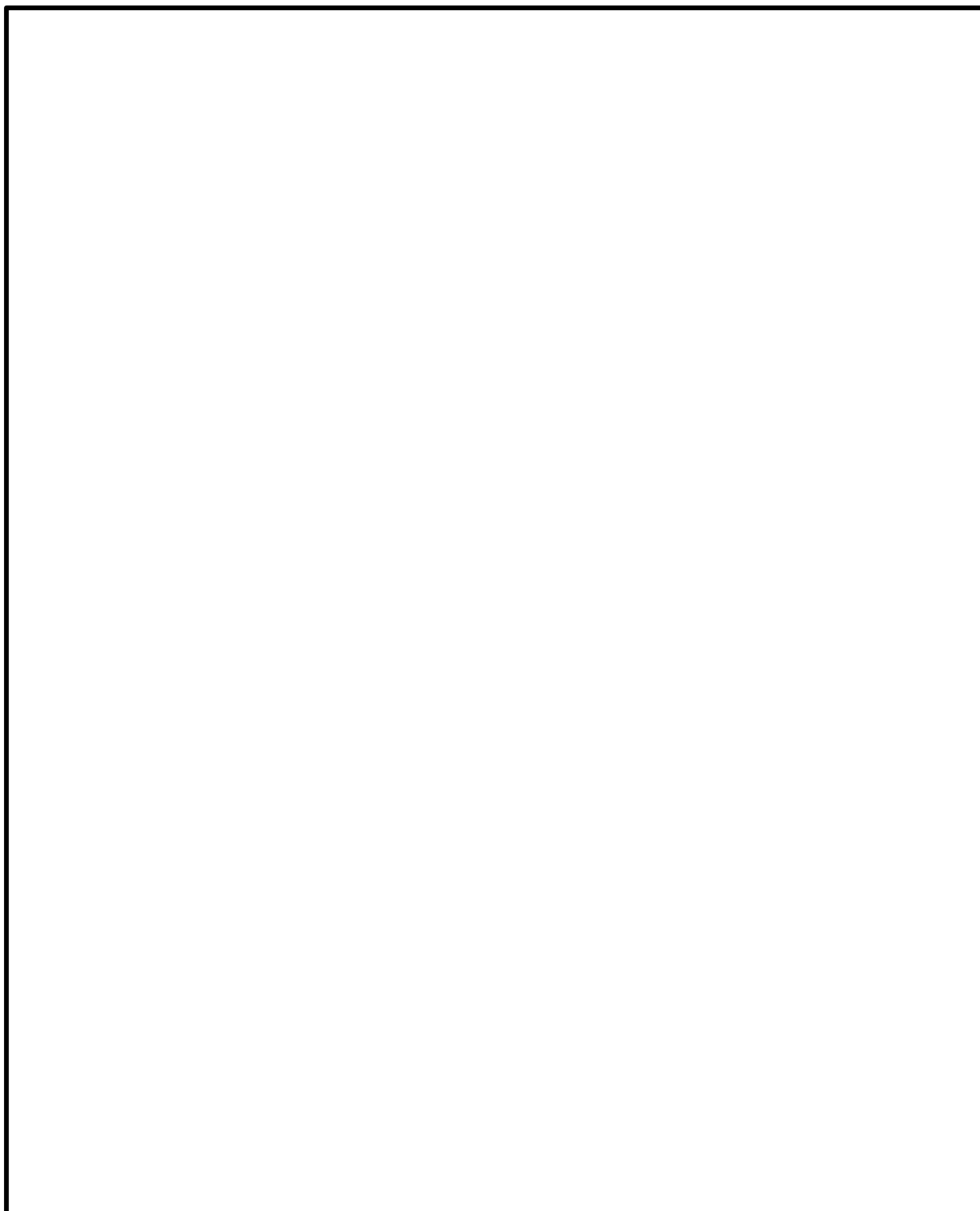


図 46-7-1 接続部詳細図（窒素ガスボンベラック）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



46-8

保管場所図

・主蒸気逃がし安全弁

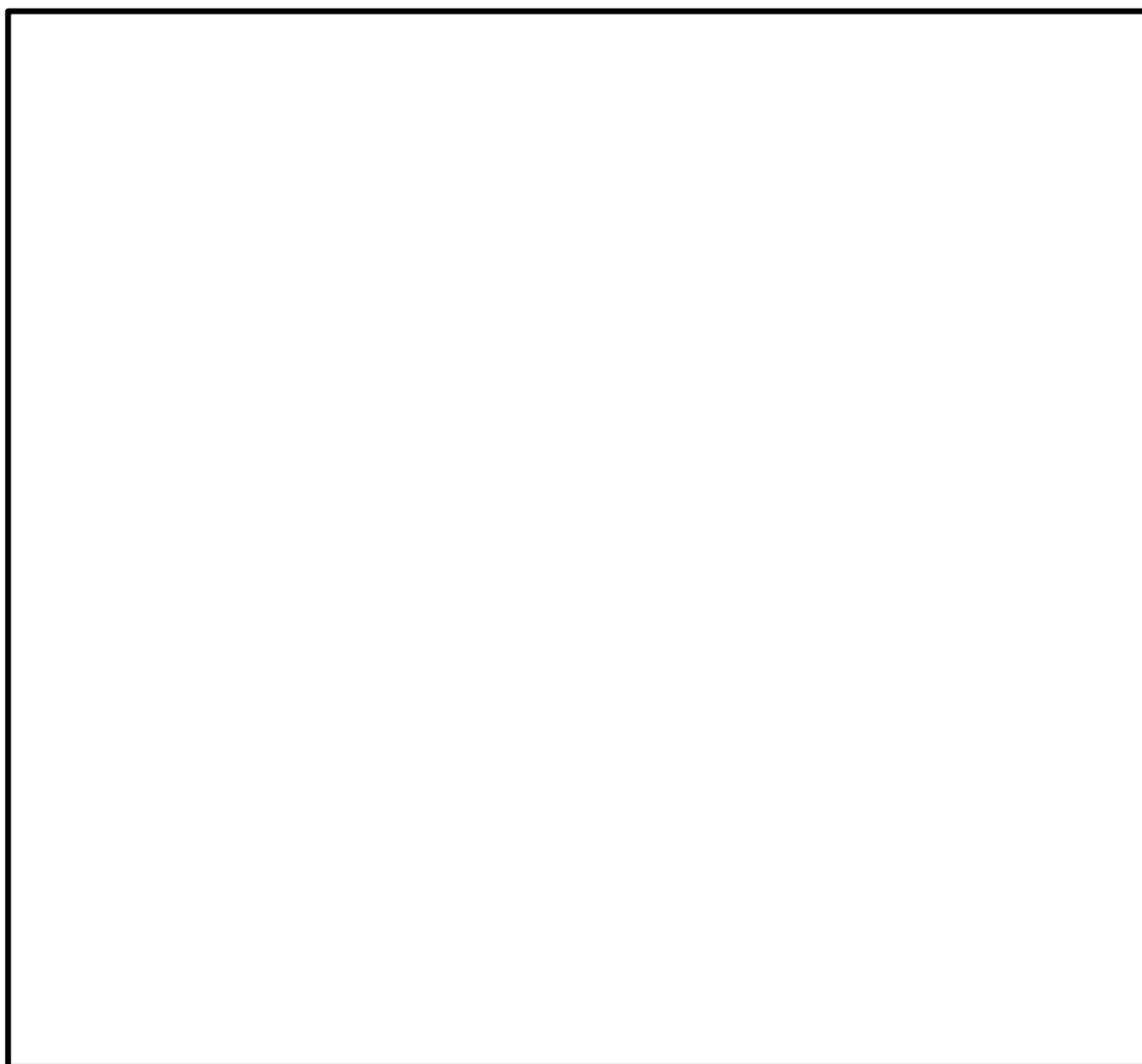


図 46-8-1 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）、代替高圧窒素ガス供給系

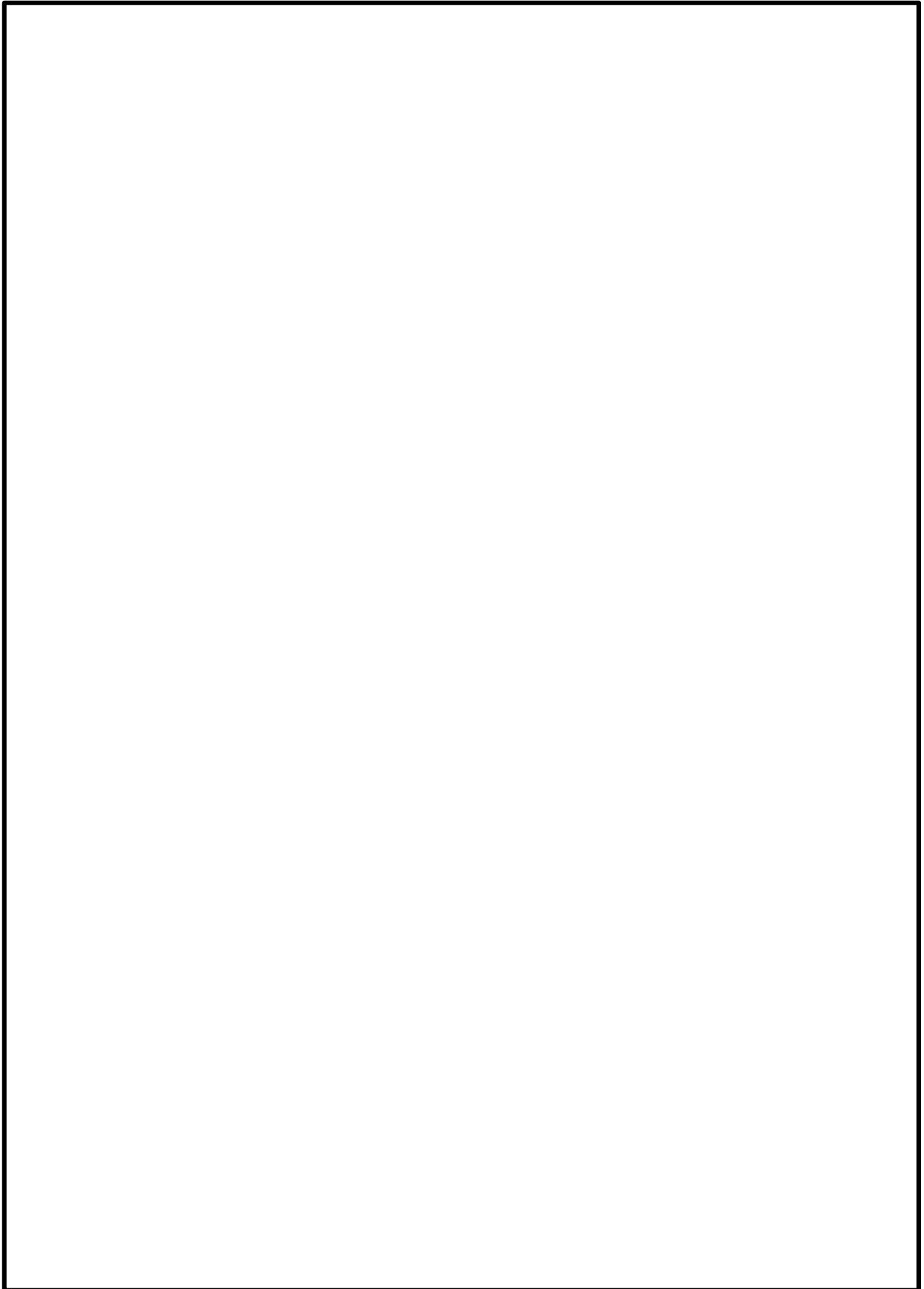


図 46-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9

アクセスルート図

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

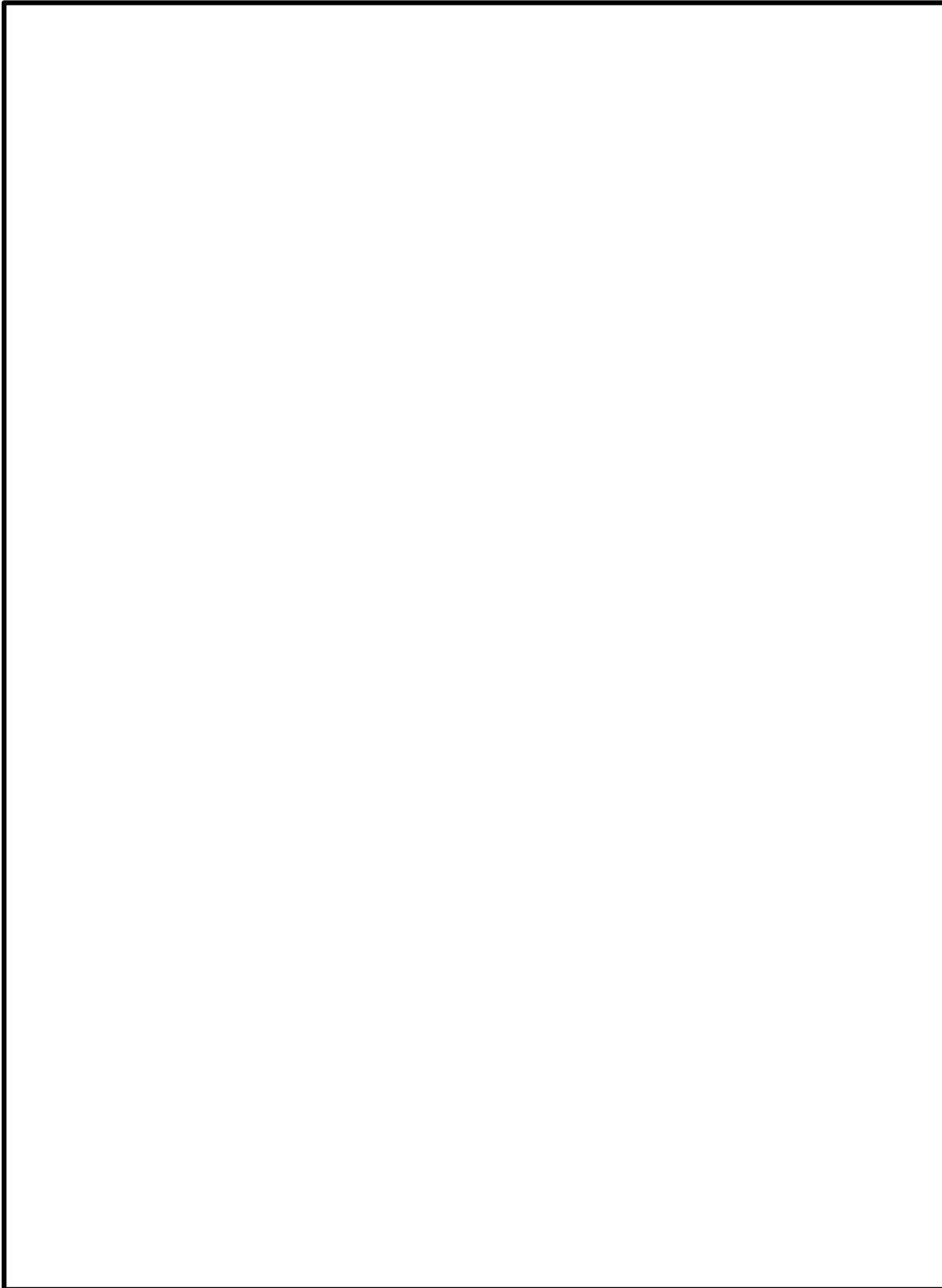


図 46-9-1 屋内アクセスルート（1/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

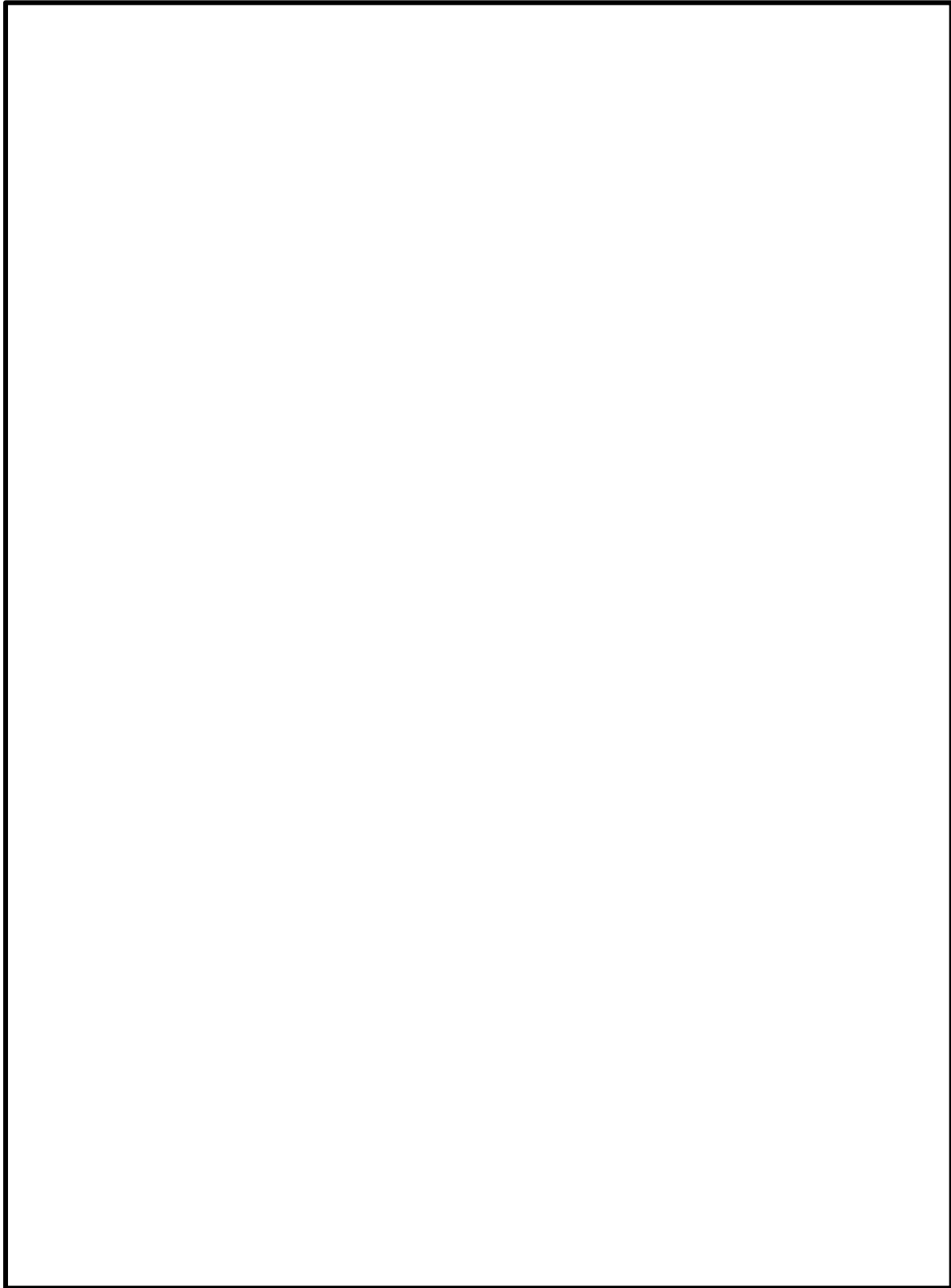


図 46-9-2 屋内アクセスルート（2/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

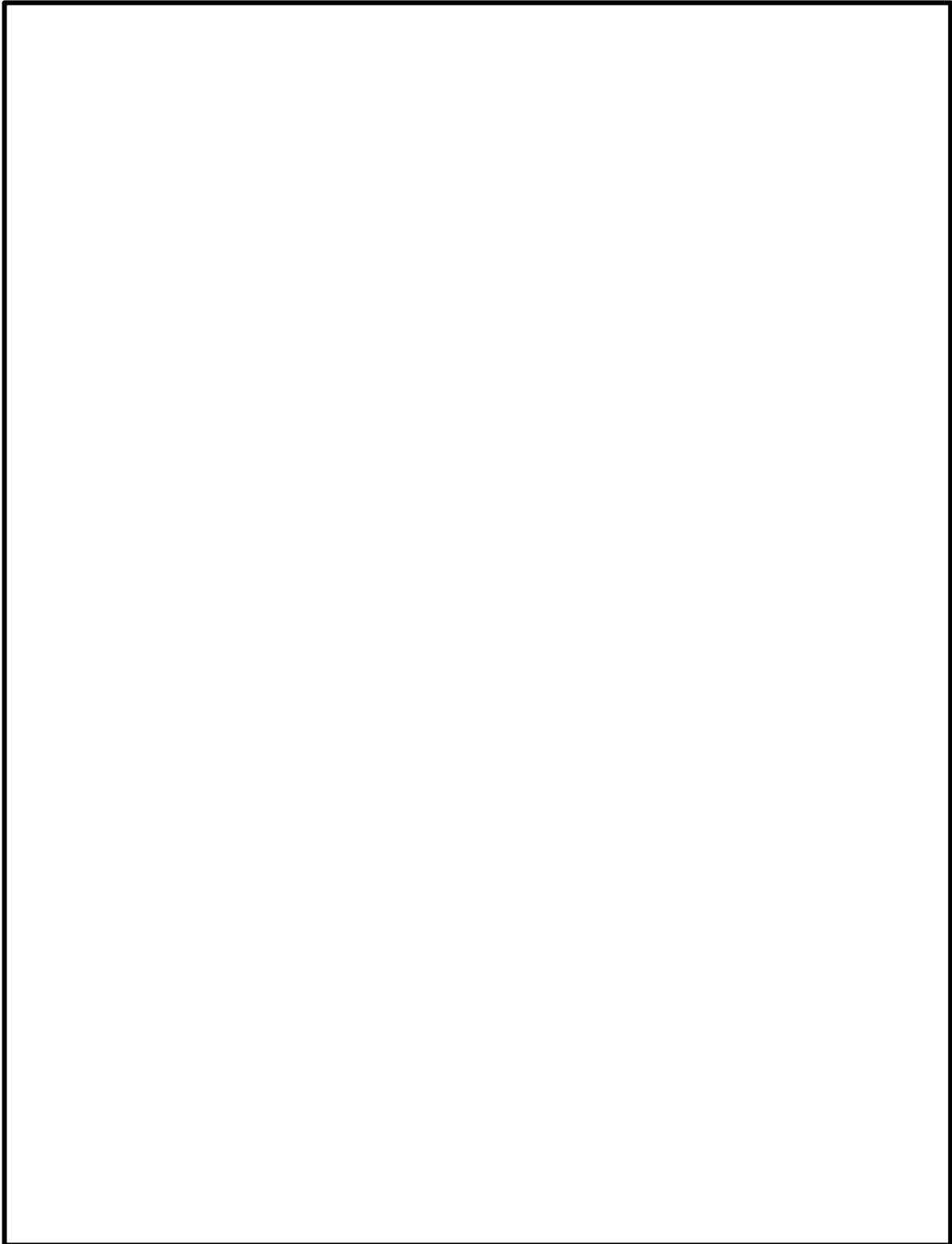


図 46-9-3 屋内アクセスルート（3/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

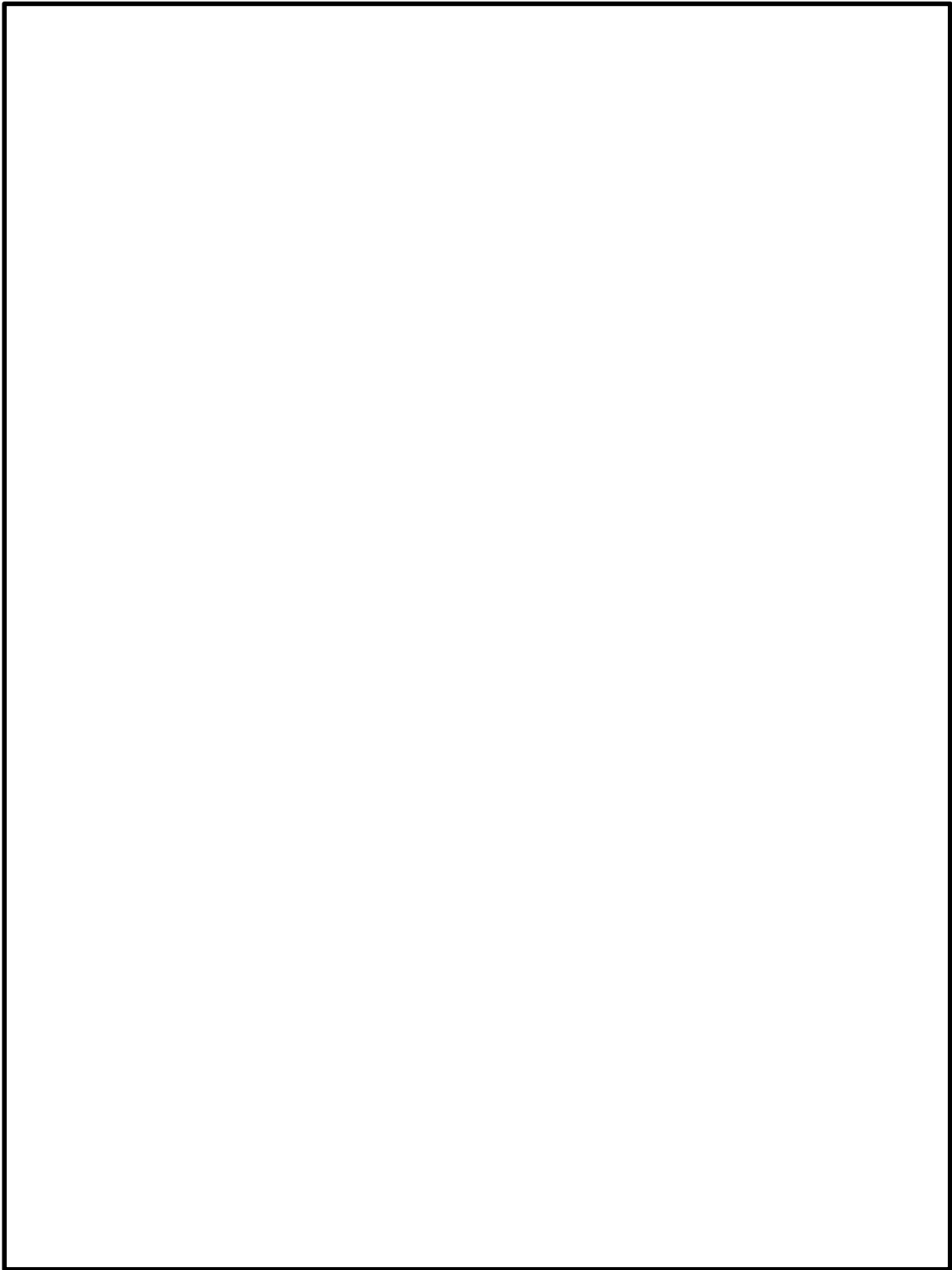


図 46-9-4 屋内アクセスルート（4/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



・代替高圧窒素ガス供給系

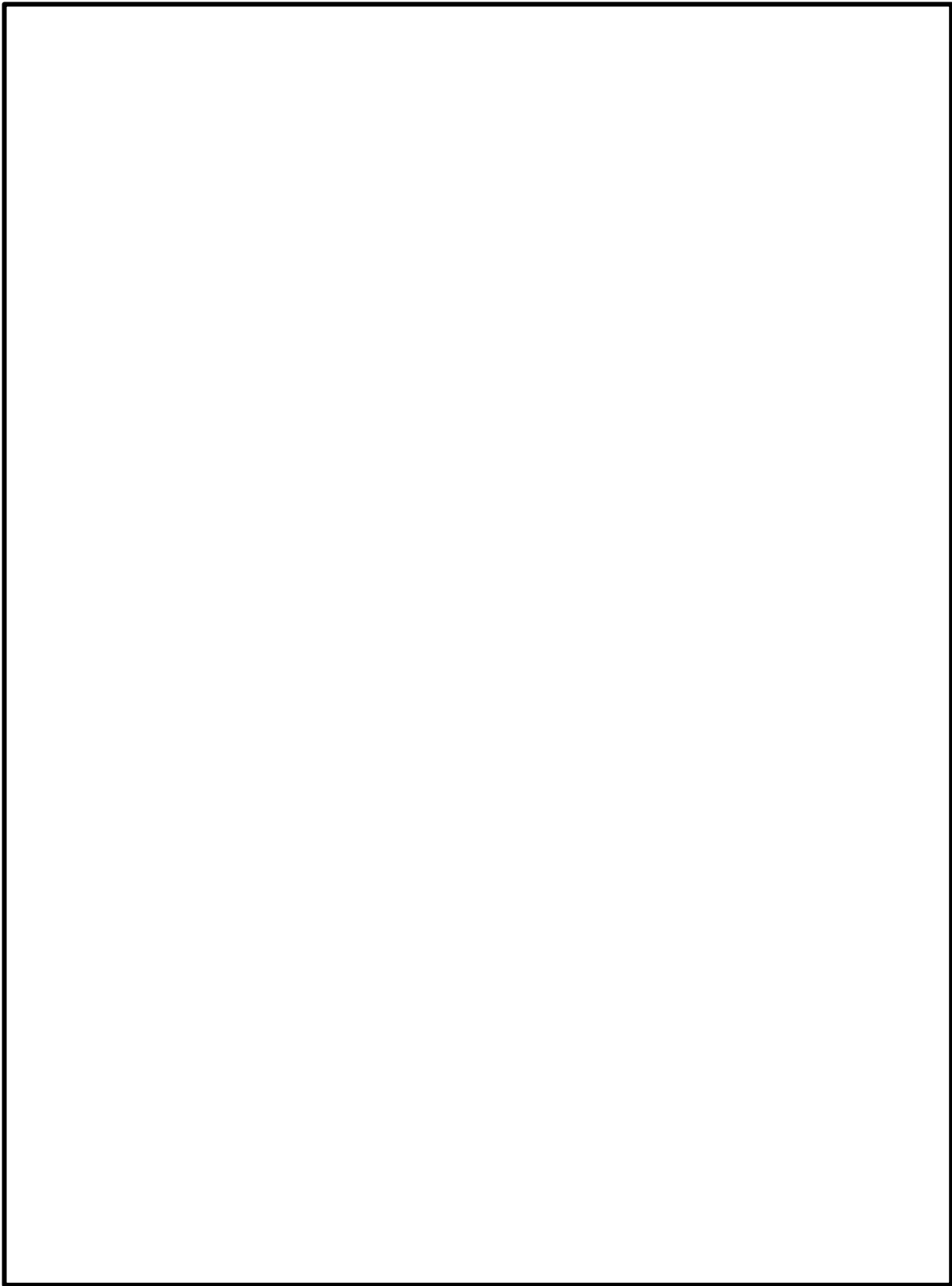


図 46-9-5 屋内アクセスルート (1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

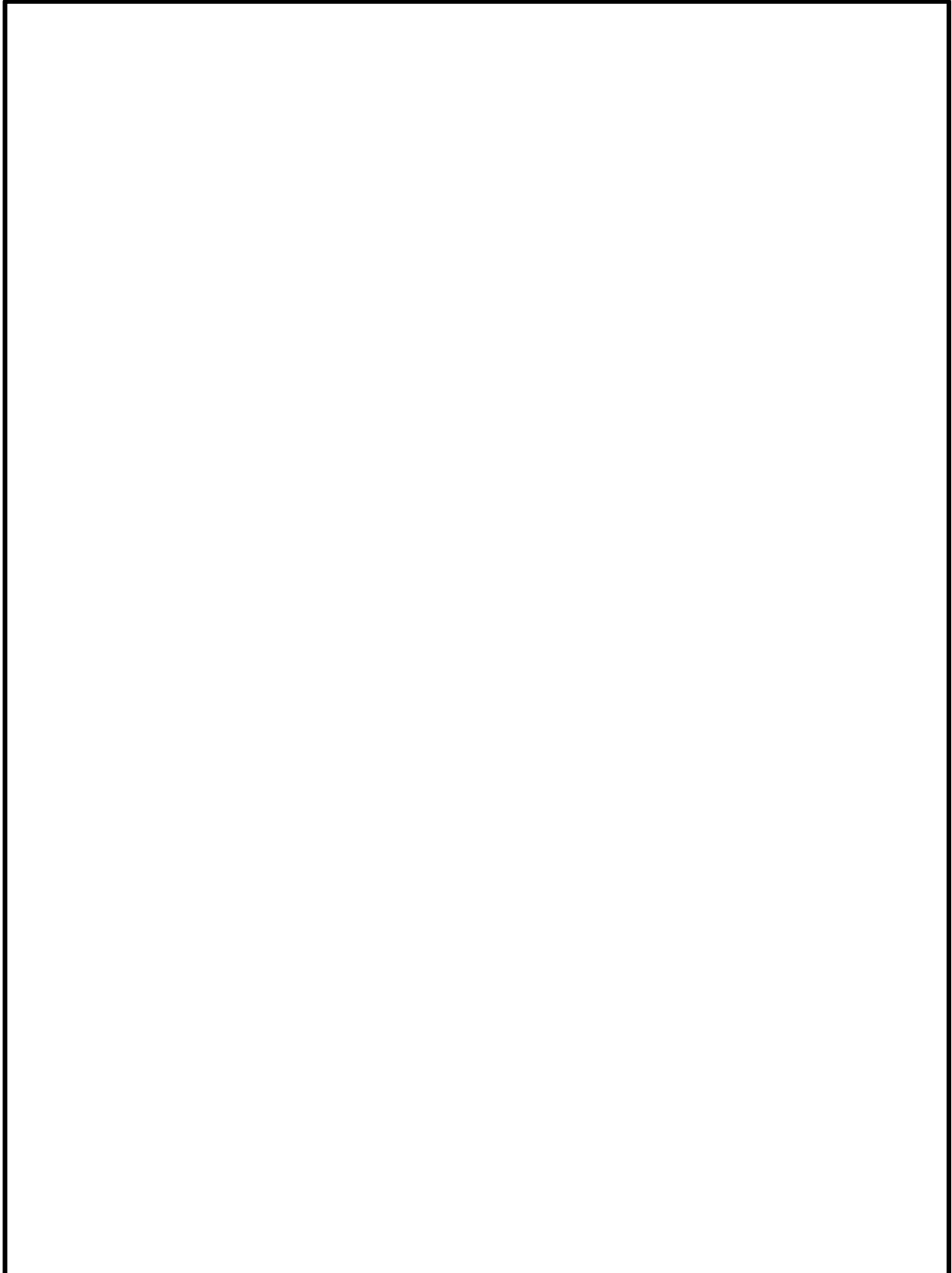


図 46-9-6 屋内アクセスルート (2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

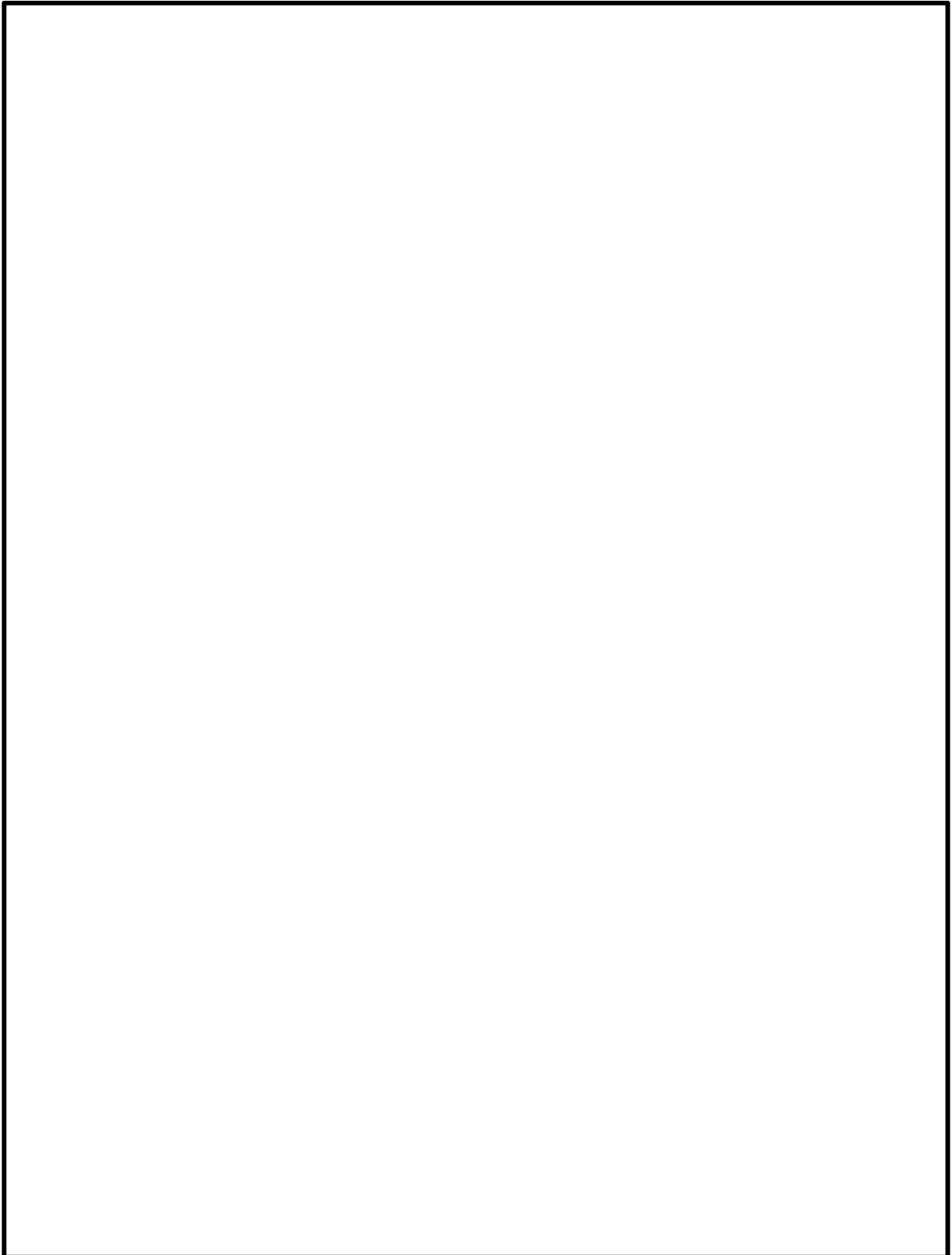


図 46-9-7 屋内アクセスルート (3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-10

代替高圧窒素ガス供給系について

## 1. 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が有する発電用原子炉の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に必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、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として代替高圧窒素ガス供給系を設置する。

## 3. 代替高圧窒素ガス供給系の設計方針

代替高圧窒素ガス供給系の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等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、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

### (2) 操作性

代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所でのハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

### (3) 悪影響防止

代替高圧窒素ガス供給系は、通常時の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）動作に必要な主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し作動用窒素ガスを供給するが、配管及び弁を設置することにより通常時において作動用窒素ガスの排気流路を確保し、悪影響を及ぼさない設計とする。また、重大事故等時は、重大事故等対処設備として系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### (4) 耐震性

代替高圧窒素ガス供給系は、基準地震動  $S_s$  による地震動に対して必要な機能

を維持する設計とする。

#### (5) 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備との多様性

代替高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガスポンベを使用して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させることで、多重化された主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータによる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に対して多様性を持った設計とする。また、高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の原子炉棟外に設置及び保管することで、原子炉格納容器内に設置されている主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに対して位置的分散を図る設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立性を有する設計とする。

#### 4. 基本仕様

代替高圧窒素ガス供給系の基本仕様を以下に示す。

- (1) 系統数 : 2系統
- (2) 操作対象弁 : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）2個/系統
- (3) 高圧窒素ガスポンベ
  - a. 本数 : 3本/系統
  - b. 容量 : 約47ℓ/本
  - c. 充填圧力 : 約15 MPa[gage]
  - d. 使用箇所 : 原子炉建屋
  - e. 保管場所 : 原子炉建屋

#### 5. 作動原理

本系統は、減圧弁等を経由して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（2個/系統）に窒素ガスを供給し、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（ $2P_d=854\text{kPa[gage]}$ ）の状況においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

本系統による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで開操作することができ、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立した設計とする。

本系統は、独立した2系列で位置的分散を図る設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動原理について図46-10-1に示す。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

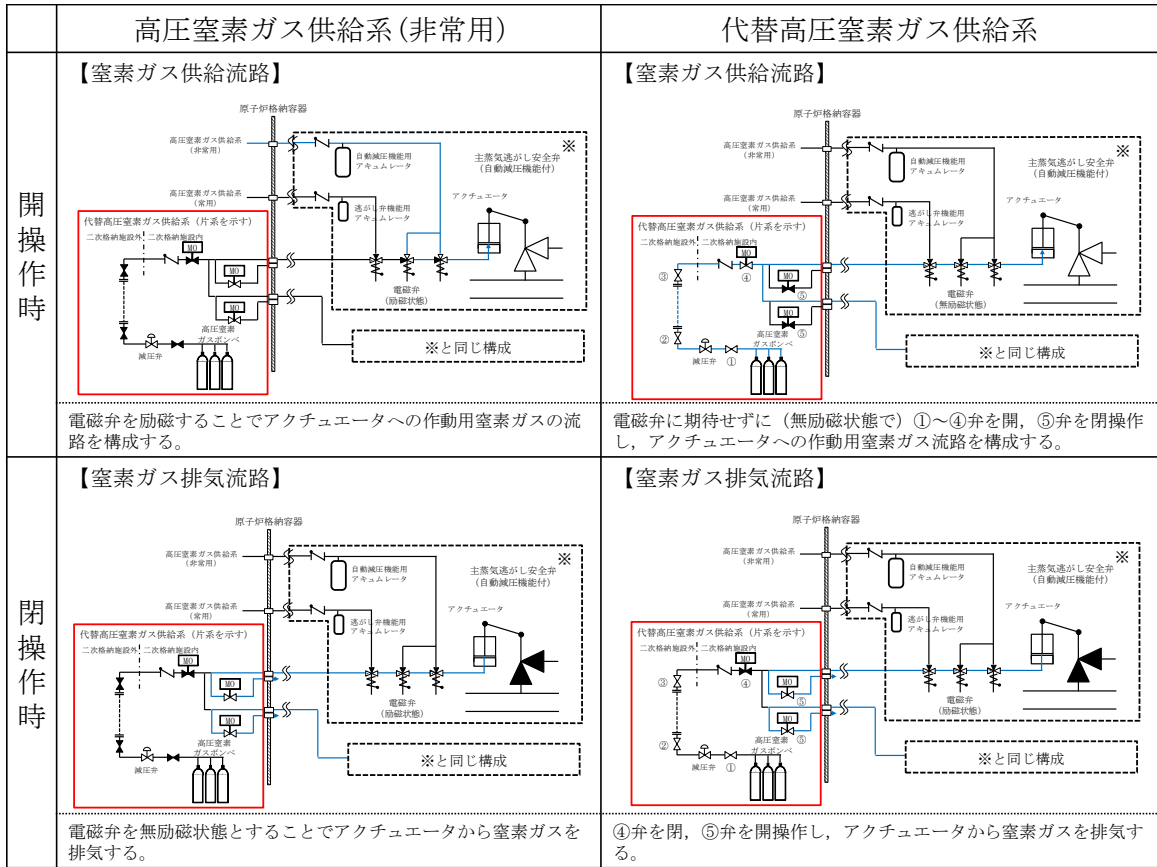


図 46-10-1 高压窒素ガス供給系(非常用)と代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の作動原理

46-11

代替自動減圧回路（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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける。

## 3. 設計方針

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室内、原子炉建屋 , , 原子炉建屋 , 原子炉建屋  及び原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

### (2) 操作性

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。

なお、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路による減圧ができない場合は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

### (3) 悪影響防止

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化された自動減圧系と別の制御盤に収納することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号）からの入力信号については共有するが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

磁弁制御信号についても共用するが、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、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### (4) 耐震性

代替自動減圧回路(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ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で作動する論理回路を設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)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、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

### 4. 代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の不具合による安全保護系への影響防止対策

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

代替自動減圧回路(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、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の盤で火災が発生した場合、感知器で火災を検知し、運転員が消火器にて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悪影響を及ぼさない。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)と自動減圧系の論理回路は図 46-11-1 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、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

図 46-11-2 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出口圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力等)からの入力信号については共有するが、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、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁

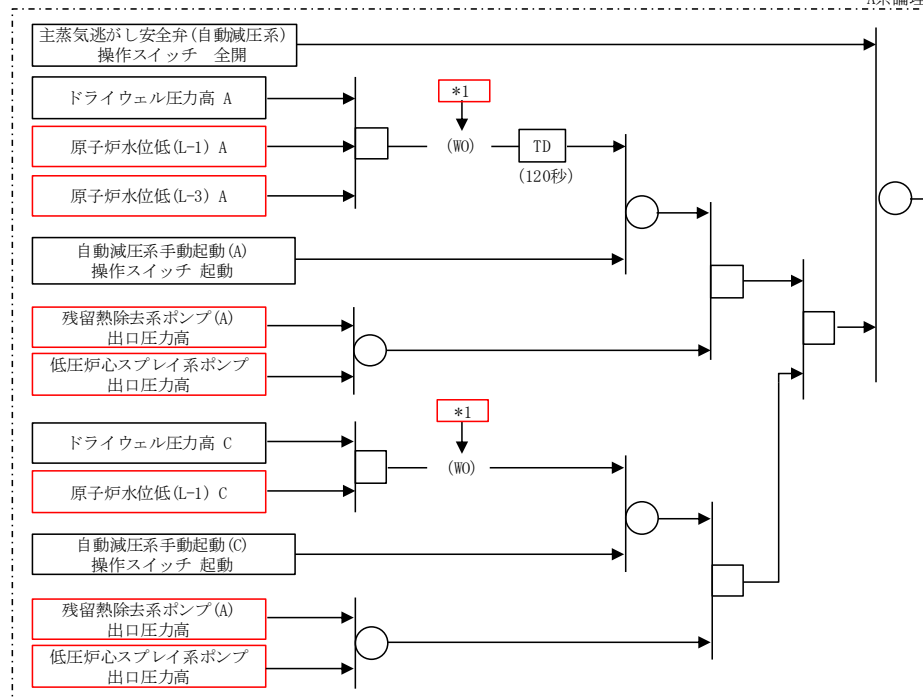
制御信号についても共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

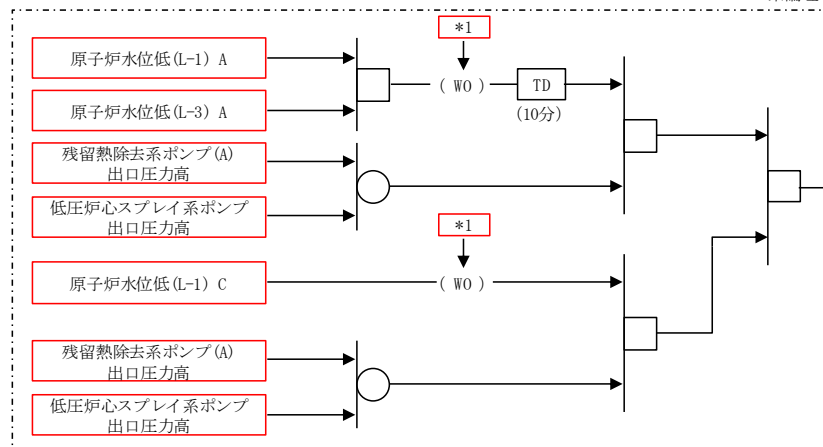
原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設置する（ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系作動阻止信号は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で共有しているが、隔離装置（リレー）を用いて電氣的に分離し、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

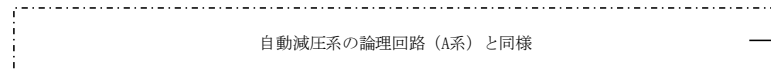
自動減圧系の論理回路 (A系)



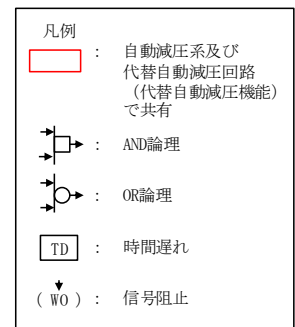
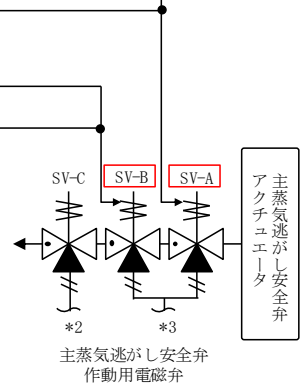
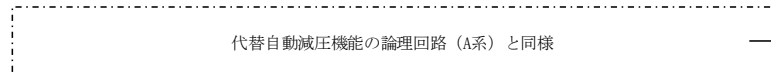
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路 (A系)



自動減圧系の論理回路 (B系)



代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路 (B系)



- \*1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号
- \*2: 高圧窒素ガス供給系 (常用) より供給
- \*3: 高圧窒素ガス供給系 (常用) 又は (非常用) より供給

図 46-11-1 自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路

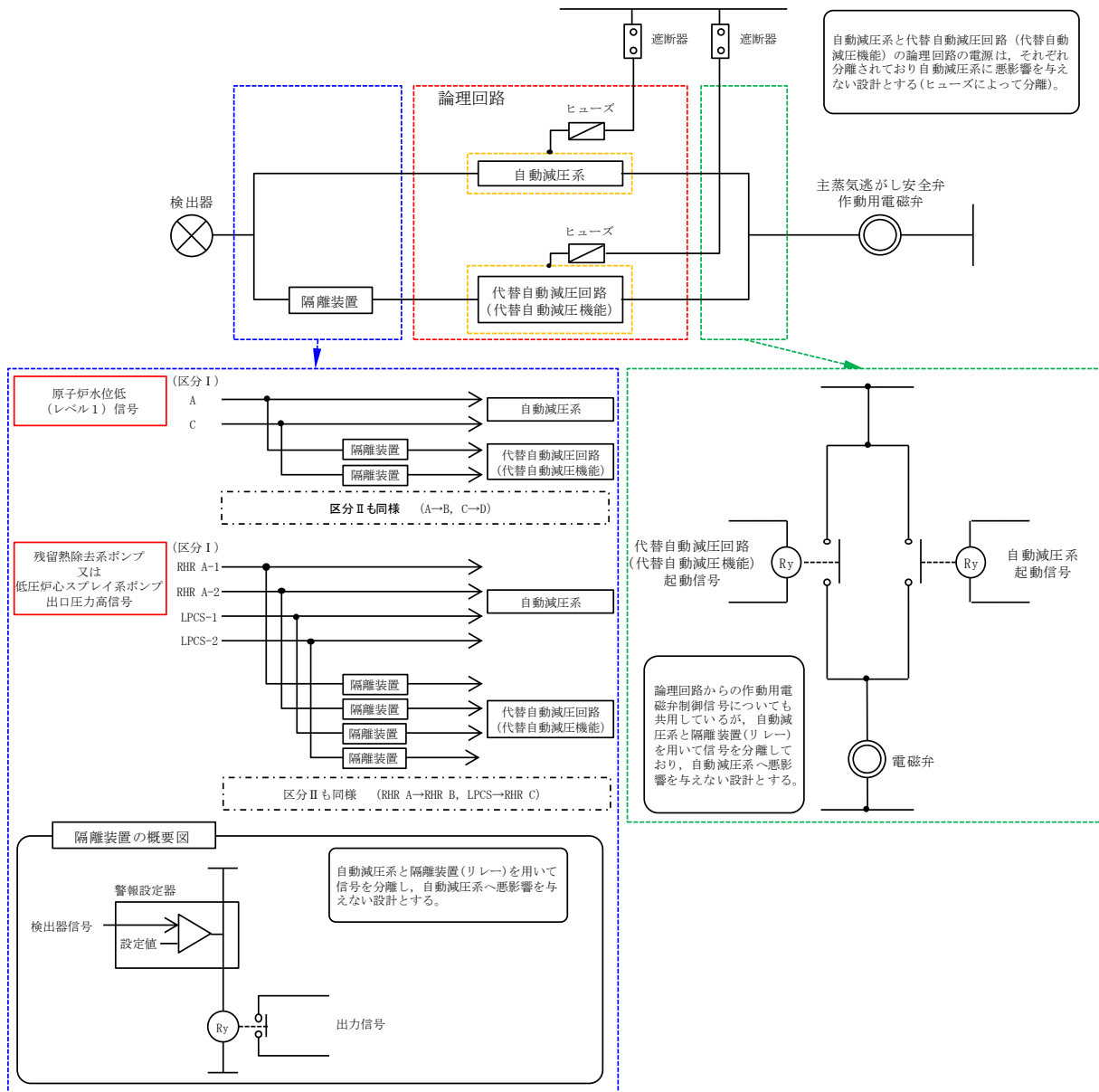


図 46-11-2 信号の分離について

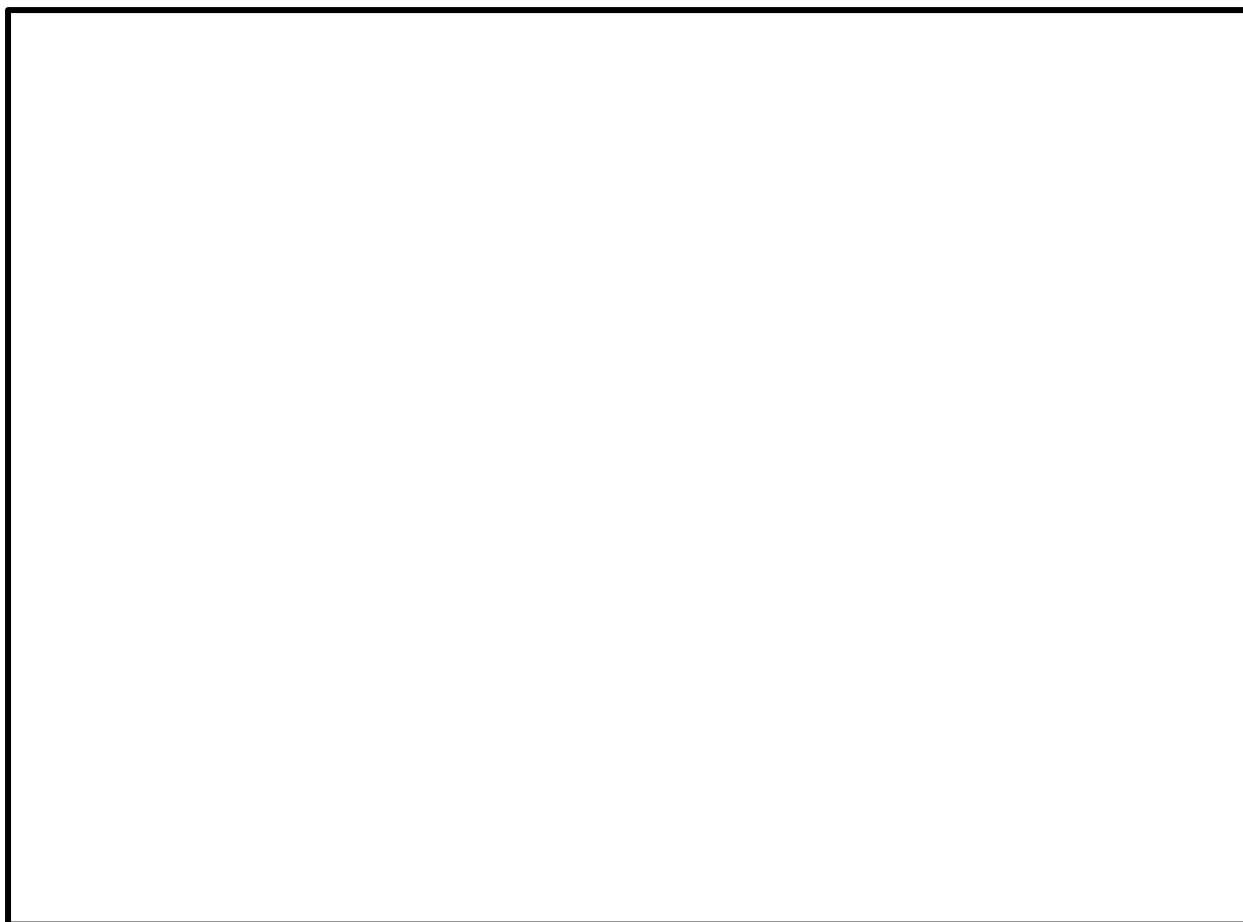


図 46-11-3 代替自動減圧機能及び自動減圧系の制御盤の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-12

代替自動減圧回路（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

代替自動減圧回路（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自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

### (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発電用原子炉の減圧機能喪失を想定する。

### (3) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に要求される機能

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）には、発電用原子炉を減圧することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第46条第1項（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

#### ・代替自動減圧回路（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) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動論理

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、ドライウェル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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を作動させるものとする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させる。

### (5) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の内部構成を多重化（検出器信号を多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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、代替自動減圧回路（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報させ故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能な設計とする。

- c. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

(6) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価結果として、発電用原子炉の稼働性に影響を与えるような誤動作発生頻度及び不動作となる発生頻度を表 46-12-1 に示す。表 46-12-1 より、本設備の誤動作により発電用原子炉に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、誤動作発生頻度及び不動作発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

表 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価結果

	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）
誤動作発生頻度	*
不動作発生頻度	

\*1：代替自動減圧回路（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、かつ代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が不動作である事象が発生する頻度

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 設備概要

### (1) 機器仕様

#### a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

##### (a) 取付箇所

制御建屋

##### (b) 設備概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器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（低圧注水モード）又は炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる。

##### (c) 代替自動減圧回路（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（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ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. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動信号

##### (a) 作動信号に要する信号

残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態における原子炉水位低（レベル1）信号

##### (b) 設定値

原子炉水位低：原子炉圧力容器零レベル\*より947cm以上（レベル1）

\*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より1278cm  
下

##### (c) 作動信号

代替自動減圧信号

##### (d) 作動信号を発信させない条件

自動減圧系作動阻止信号

### (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。

#### a. 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、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、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、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」において、上記の設定値（レベル1）が動作してから10分後に主蒸気逃がし安全弁2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

個が開くことで、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による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) 設置場所

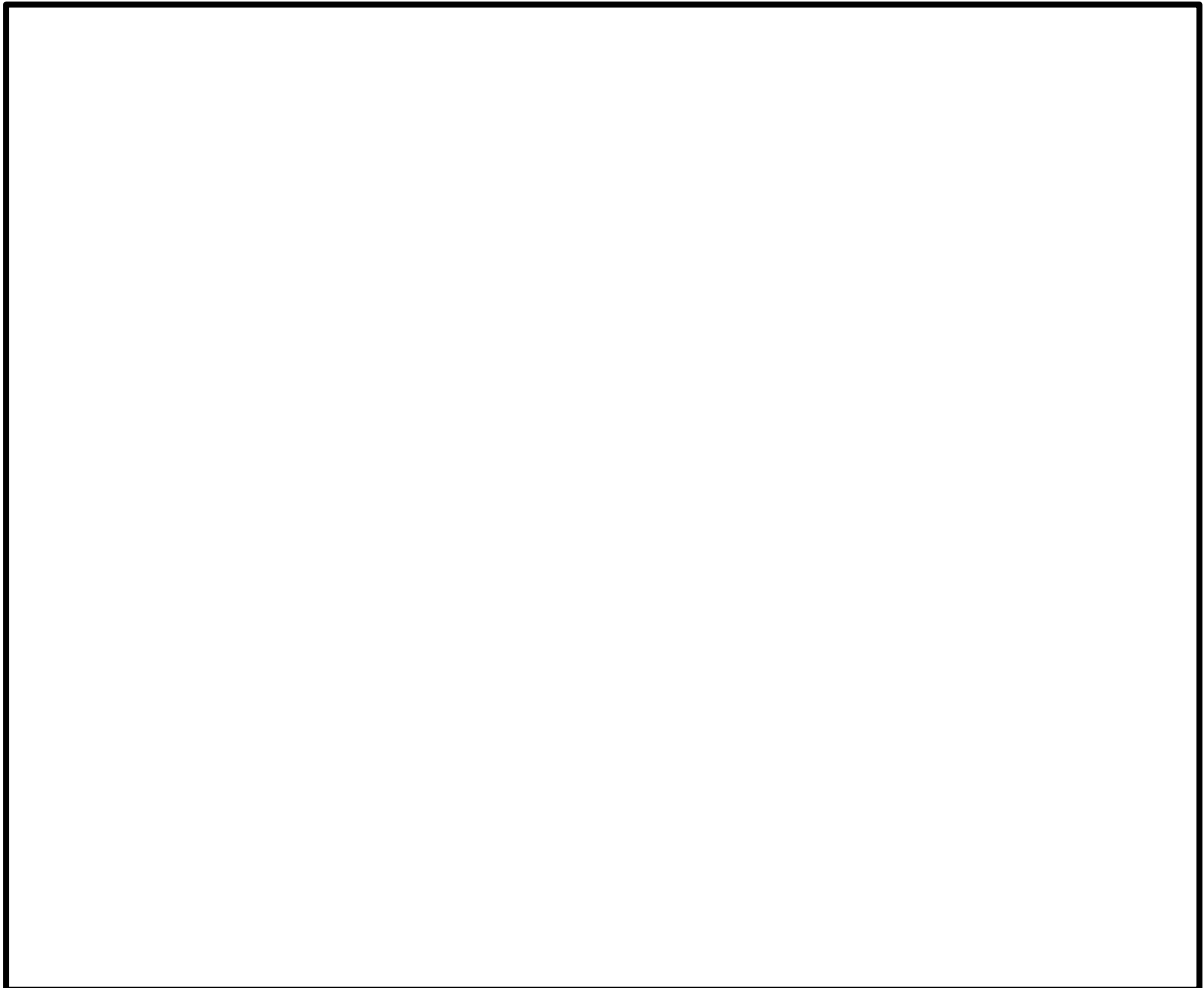


図 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（盤）の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 回路構成

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）と自動減圧系の回路構成概略及び設計上の考慮

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、自動減圧系の論理回路に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計\*とする。

\*：悪影響を及ぼさない設計に関する説明は「46-11 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について 4. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

- b. 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠

代替自動減圧回路（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、不要な作動を回避する観点から、図 46-12-2 の代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路（論理 A）に示すように作動信号の発信に対して、タイマーを設定している。

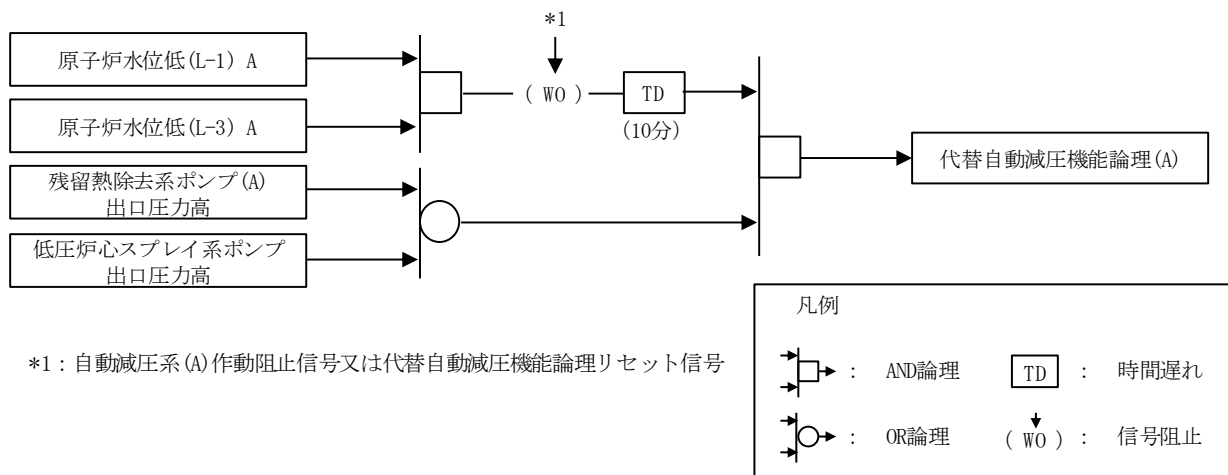


図 46-12-2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のタイマーは自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、原子炉水位低（レベル1）を検出後 120 秒で成立する自動減圧系の減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）には、誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように、リセットスイッチを設置している。運転員によるリセット操作判断の時間的余裕を考慮し、作動まで 10 分の時間遅れを設ける。これより、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回路（代替自動減圧機能）による減圧で残留熱除去系（低圧注水モ

ード) 又は低圧炉心スプレイ系に十分な炉心冷却が可能である。

表 46-12-2 減圧機能の作動遅れ時間

	起動遅延時間
自動減圧系自動起動信号	120 秒
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) 自動起動信号	10 分

## 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価

## 1. 誤動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作の発生頻度（誤動作率）を評価するために用いた、各機能のロジックのモデルを図 46-12-3 に示す。また、誤動作発生頻度を評価するために用いたフォールトツリーの概略を図 46-12-4 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような誤動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月、(中)日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 46-12-3 に示す。
- ・計装品等の平均修復時間は考慮していない。
- ・共通要因故障(CCF)の発生確率は、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて計算した。パラメータは NUREG/CR-2771 を参照し、検出器及び警報設定器の  $\beta$  ファクタは 0.082,  $\gamma$  ファクタは 0.67 とした。
- ・誤動作については、発電用原子炉の通常運転時に回路が誤動作することで発電用原子炉の運転や他の安全設備に悪影響を与えることを想定し、1 年間で誤動作が生じる頻度（誤動作率）として評価した。

これらの考え方をもとに評価した代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度を表 46-12-4 に示す。また、自動減圧系との共通部を除いた場合の誤動作発生頻度を表 46-12-5 に示す。

表 46-12-3 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作） [h]
水位トランスミッタ	$2.2 \times 10^{-8}$
圧力トランスミッタ	$3.5 \times 10^{-8}$
リレー	$3.0 \times 10^{-9}$
遅延リレー	$4.7 \times 10^{-9}$
警報設定器	$9.5 \times 10^{-9}$
手動スイッチ	$1.1 \times 10^{-9}$

表 46-12-4 誤動作発生頻度評価結果一覧

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [年]
代替自動減圧機能 A 系		
代替自動減圧機能 B 系		
代替自動減圧機能		

表 46-12-5 誤動作発生頻度評価結果一覧（共通部を含めない場合）

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [年]
代替自動減圧機能 A 系		
代替自動減圧機能 B 系		
代替自動減圧機能		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

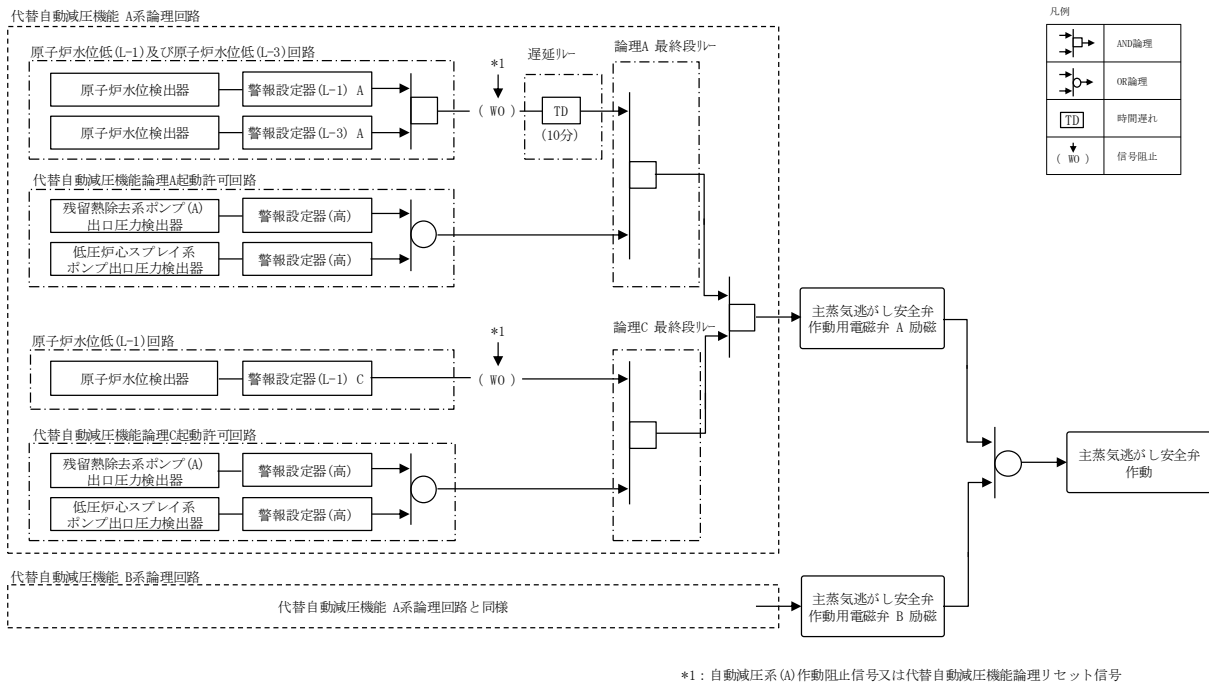


図 46-12-3 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作率評価に適用したロジックのモデル

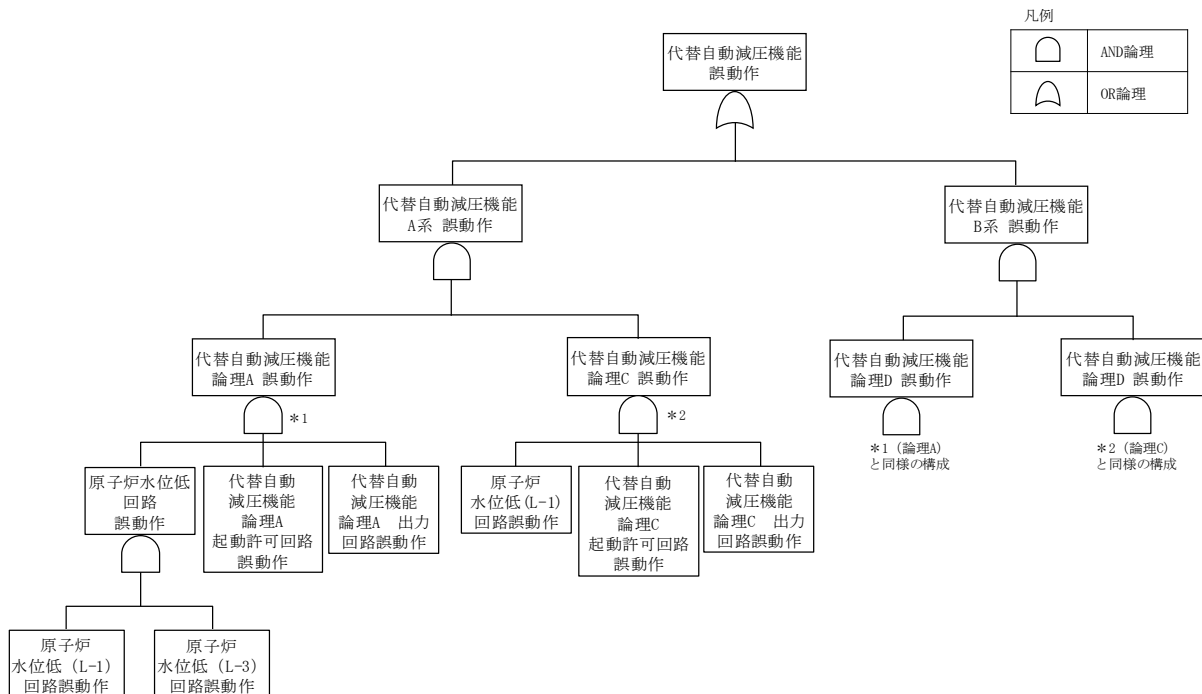


図 46-12-4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）



## 2. 不動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や信頼性に影響を与えるような、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）を評価するために用いた、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のロジックのモデルを図 46-12-5 に示す。また、不動作確率を評価するために用いたフォールトツリーの概略図を図 46-12-6 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような不動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月、(中)日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 46-12-6 に示す。
- ・共通要因故障(CCF)の発生確率は、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて計算した。パラメータは以下を用いた。
  - ・検出器及び警報設定器： $\beta$ ファクタ=0.082,  
 $\gamma$ ファクタ=0.67(NUREG/CR-2771)
  - ・非常用 D/G： $\beta$ ファクタ=0.021(NUREG-1150)
  - ・蓄電池： $\beta$ ファクタ=0.008(NUREG-1150)
- ・故障確率 P は  $P=1-1/\lambda T \times (1-\exp(-\lambda T))$  で評価した。（ $\lambda$ ：故障率，T：健全性確認間隔）
- ・常時監視下にあるためヒューズの故障確率 P は保全時間モデル ( $P=\lambda T_r$ （ $\lambda$ ：故障率， $T_r$ ：平均修復時間））で評価し、平均修復時間は WASH-1400 を参照し、6 時間とした。

これらの考え方を元に評価した代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）を表 46-12-7 に示す。また、自動減圧系との共通部を除いた場合の非信頼度（不動作確率）を表 46-12-8 に示す。

また、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）と、内部事象 PRA において代替自動減圧に期待する状況の発生頻度 ( $1.9 \times 10^{-7}$  / 炉年)<sup>1</sup> の積をとることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、自動減圧系による発電用原子炉の減圧機能が喪失し、かつ、代替自動減圧回路（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の発生頻度、つまり代

---

<sup>1</sup> 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は、重大事故等対処設備に期待しない前提での PRA モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは TQUX ( $1.9 \times 10^{-7}$  / 炉年) 及び中小破断 LOCA ( $2.9 \times 10^{-12}$  / 炉年) であることから、これらの CDF の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等対処施設（高圧代替注水設備等）を考慮すると当該状況の発生頻度は小さな値となる。

替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不動作の発生頻度を求めた。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不動作の発生頻度を表 46-12-7 及び表 46-12-8 に示す。

表 46-12-6 各構成部品の故障率及び健全性確認間隔

構成部品		故障率（不動作） [1/h]	健全性確認間隔 [1/h]
水位 トランスミッタ	不動作	$1.4 \times 10^{-8}$	
	高出力	$2.2 \times 10^{-8}$	
圧力 トランスミッタ	不動作	$2.9 \times 10^{-9}$	
	低出力	$3.5 \times 10^{-8}$	
リレー		$1.5 \times 10^{-9}$	
遅延リレー		$4.7 \times 10^{-9}$	
警報設定器		$2.3 \times 10^{-9}$	
ヒューズ※1		$5.5 \times 10^{-9}$	
手動スイッチ		$1.9 \times 10^{-9}$	
電源装置※2		$7.4 \times 10^{-7}$	

※1 常時監視下にあることから、故障確率 P は保全時間モデル ( $P = \lambda T_r$  ( $\lambda$  : 故障率,  $T_r$  : 平均修復時間)) で評価した。

※2 母線、遮断器等をモデル化し、直流電源設備の非信頼度を評価した。

表 46-12-7 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度	
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [1/年] ※1
代替自動減圧 A 系		
代替自動減圧 B 系		
代替自動減圧機能		

※1 内部事象 PRA において代替自動減圧機能に期待する状況の発生頻度 ( $1.9 \times 10^{-7}$ /炉年) を乗じることにより、不動作の発生頻度を求めた。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 46-12-8 非信頼度の評価結果一覧（共通部を含めない場合）

評価回路	非信頼度	
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [/年] ※1
代替自動減圧 A 系		
代替自動減圧 B 系		
代替自動減圧機能		

※1 内部事象 PRA において代替自動減圧機能に期待する状況の発生頻度 ( $1.9 \times 10^{-7}$ /炉年) を乗じることにより, 不動作の発生頻度を求めた。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

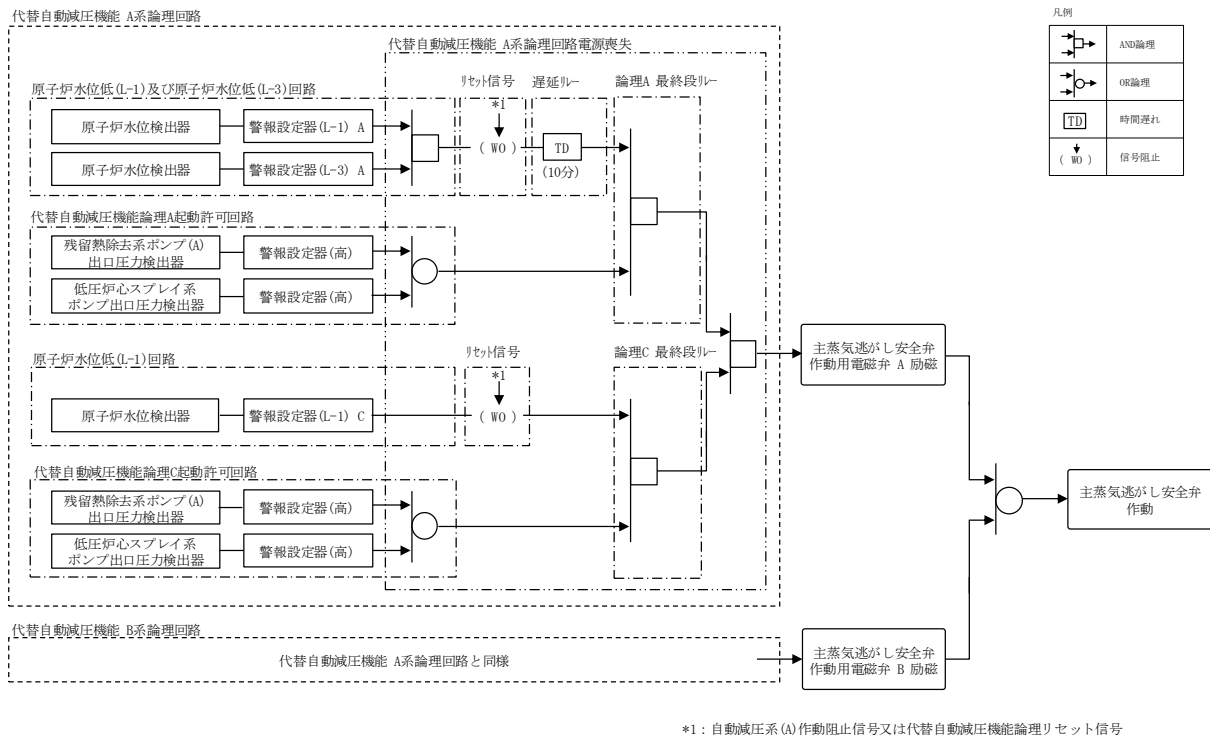


図 46-12-5 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

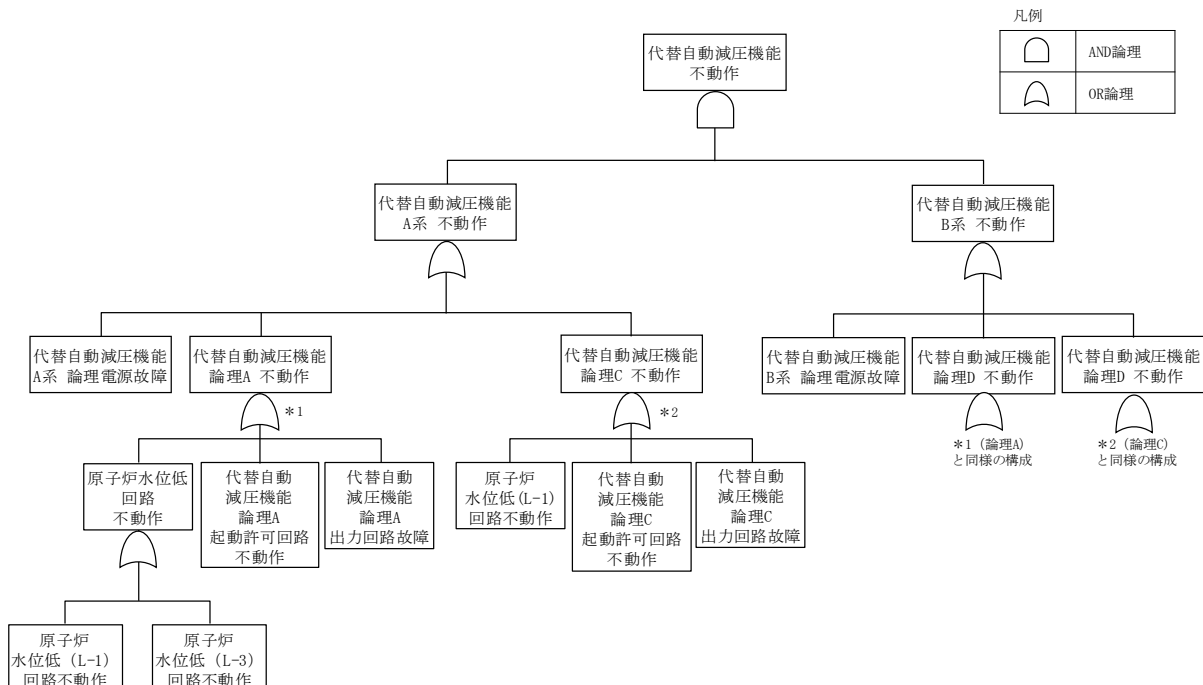


図 46-12-6 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

46-13

主蒸気逃がし安全弁の遮熱板について

## 1. 概要

原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、主蒸気逃がし安全弁を開保持し、原子炉圧力容器内の圧力を 2MPa 以下の低圧に維持する必要がある。

DCH 防止のため、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要な期間において確実に機能を発揮するために必要な対策について説明する。

## 2. 基本方針

主蒸気逃がし安全弁は、本体部とアクチュエータ及び電磁弁等で構成し「7. 本体の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、アクチュエータ及び電磁弁の温度が上昇すると、アクチュエータの空気シリンダピストン及び電磁弁のシール部が熱によって損傷し、主蒸気逃がし安全弁の機能維持に影響を及ぼすおそれがある。

このため、高温蒸気が流れる弁箱表面からの輻射熱の入熱を抑制する遮熱板を設置し、補助作動装置の温度上昇を抑制することにより主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要な期間（約 3.8 時間）において確実に機能を発揮する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の構造を図 46-13-1 に示す。



図 46-13-1 主蒸気逃がし安全弁構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 遮熱板の設計方針

炉心損傷後，DCH 防止のために原子炉压力容器の減圧を継続している環境下で想定される遮熱板を考慮した主蒸気逃がし安全弁の温度を評価し，機能維持を確認している下記の条件と比較することで主蒸気逃がし安全弁の健全性を評価する。

- ・ 171°Cにおいて 3 時間継続のあと 160°Cにおいて 3 時間継続

### 4. 評価方法

MAAP 解析によって得られた DCH 対応シナリオでの原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度を包絡する評価温度条件において，汎用有限要素法解析コード（ABAQUS）により，入熱一定とし主蒸気逃がし安全弁の温度を解析により評価する。

### 5. 評価条件

#### (1) 温度条件

図 46-13-2 に原子炉压力容器内気相平均温度，図 46-13-3 にドライウェル内気相平均温度の MAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ，表 46-13-1 に示すとおり事象発生から原子炉压力容器破損までの期間内で原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて，保守的に最も厳しい温度（最大値）を評価条件として設定した。

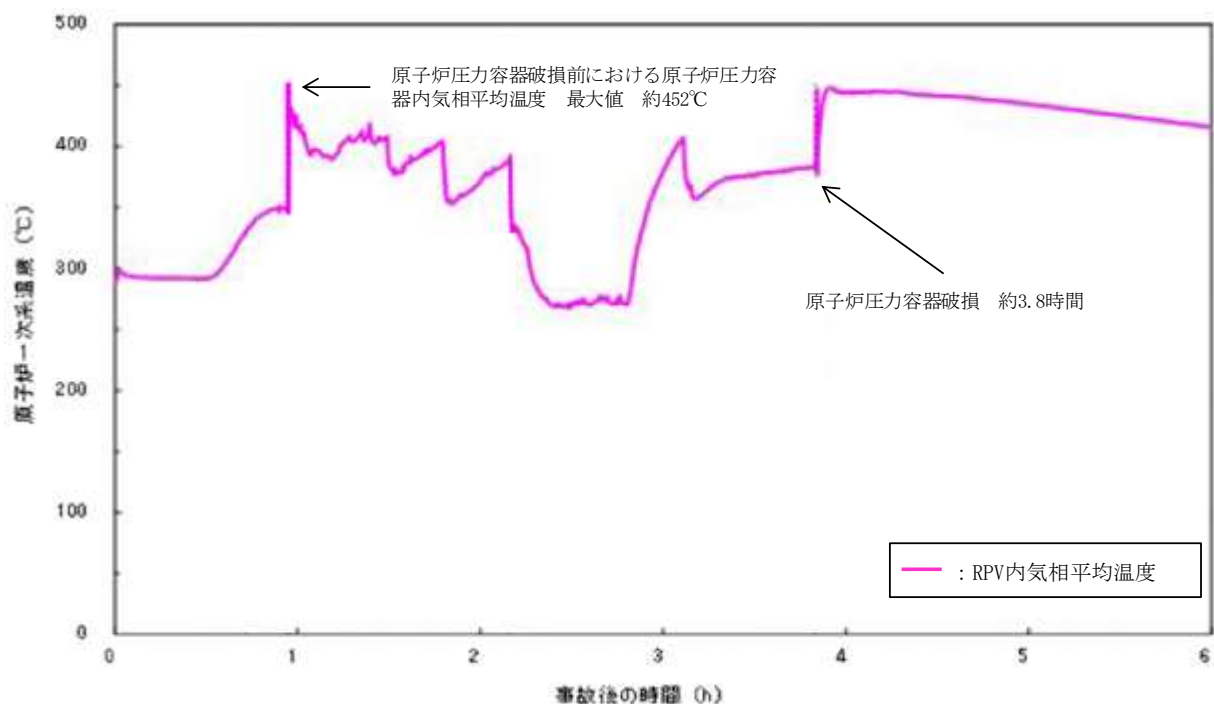


図 46-13-2 原子炉压力容器内気相平均温度推移

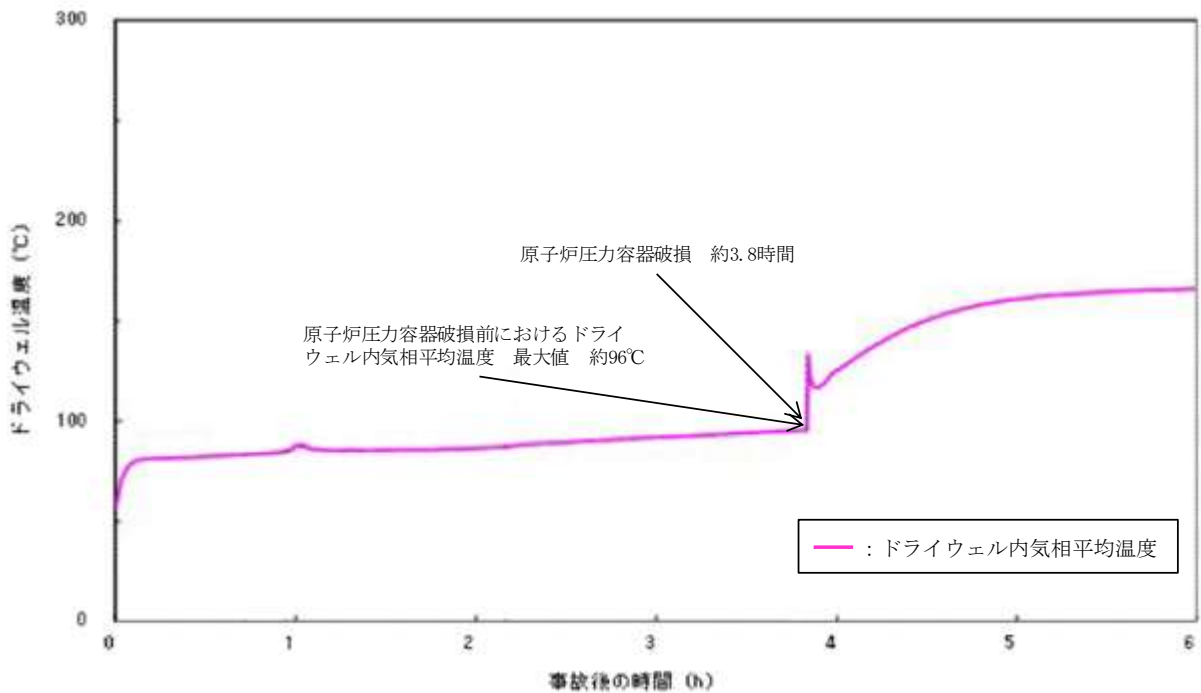


図 46-13-3 ドライウェル内気相平均温度推移

表 46-13-1 三次元熱流動解析での評価温度条件

評価温度	温度条件【入熱一定】	備考
原子炉圧力容器内 気相平均温度	470℃	MAAP による原子炉圧力容器内気相平均温度の最大値約 452℃を包絡する温度として 470℃を設定
ドライウェル内 気相平均温度	100℃	MAAP によるドライウェル内気相平均温度の最大値約 96℃を包絡する温度として 100℃を設定

(2) 評価モデル

DCH 防止のため、機能維持が必要となる自動減圧機能付の主蒸気逃がし安全弁を評価対象弁とした。境界条件は、弁箱内面を 470℃、外面（雰囲気）を 100℃とし、入熱は、弁箱からの熱伝導に加え電磁弁及び空気シリンダ下部に弁箱表面と等温になる仮想平行平面を設け、仮想平行平面から輻射を受けるモデルとしている。

解析モデル及び境界条件を図 46-13-4、解析メッシュを図 46-13-5 に示す。



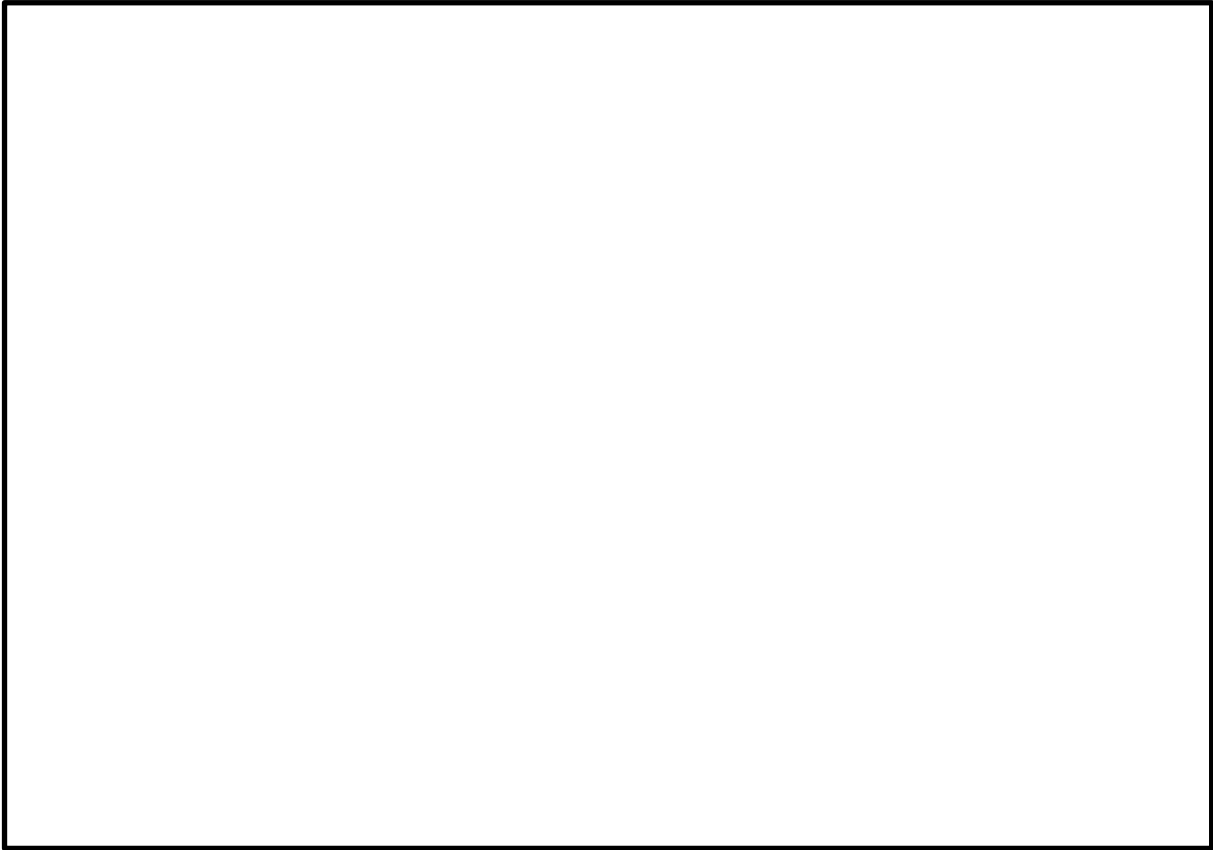


図 46-13-4 解析モデル及び境界条件

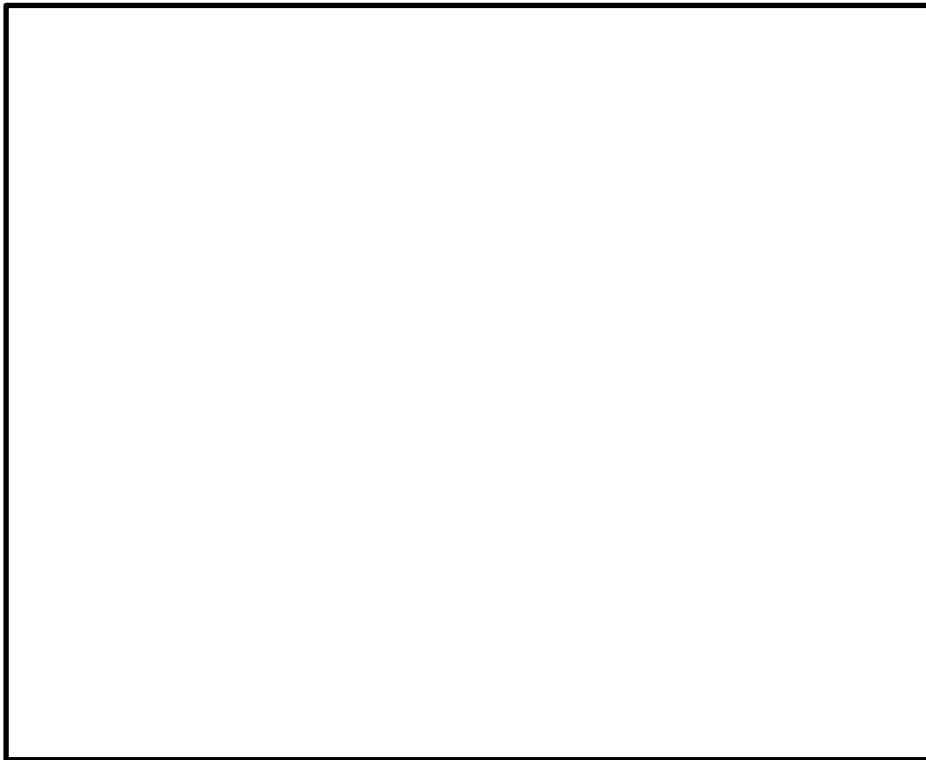


図 46-13-5 解析メッシュ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 6. 評価結果

解析評価の結果、電磁弁及び空気シリンダピストンのシール部の温度は、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が必要となる約 3.8 時間時点で約 147°C であり、その後も約 5.5 時間まで主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている条件を下回った。評価結果を図 46-13-6 及び図 46-13-7 に示す。

評価結果は、MAAP による環境条件を包絡する厳しい温度を設定して実施した解析であり、実際に主蒸気逃がし安全弁が経験する温度はさらに低い値になるものと考えられる。

以上より、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉圧力容器の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、主蒸気逃がし安全弁の機能は維持できる。

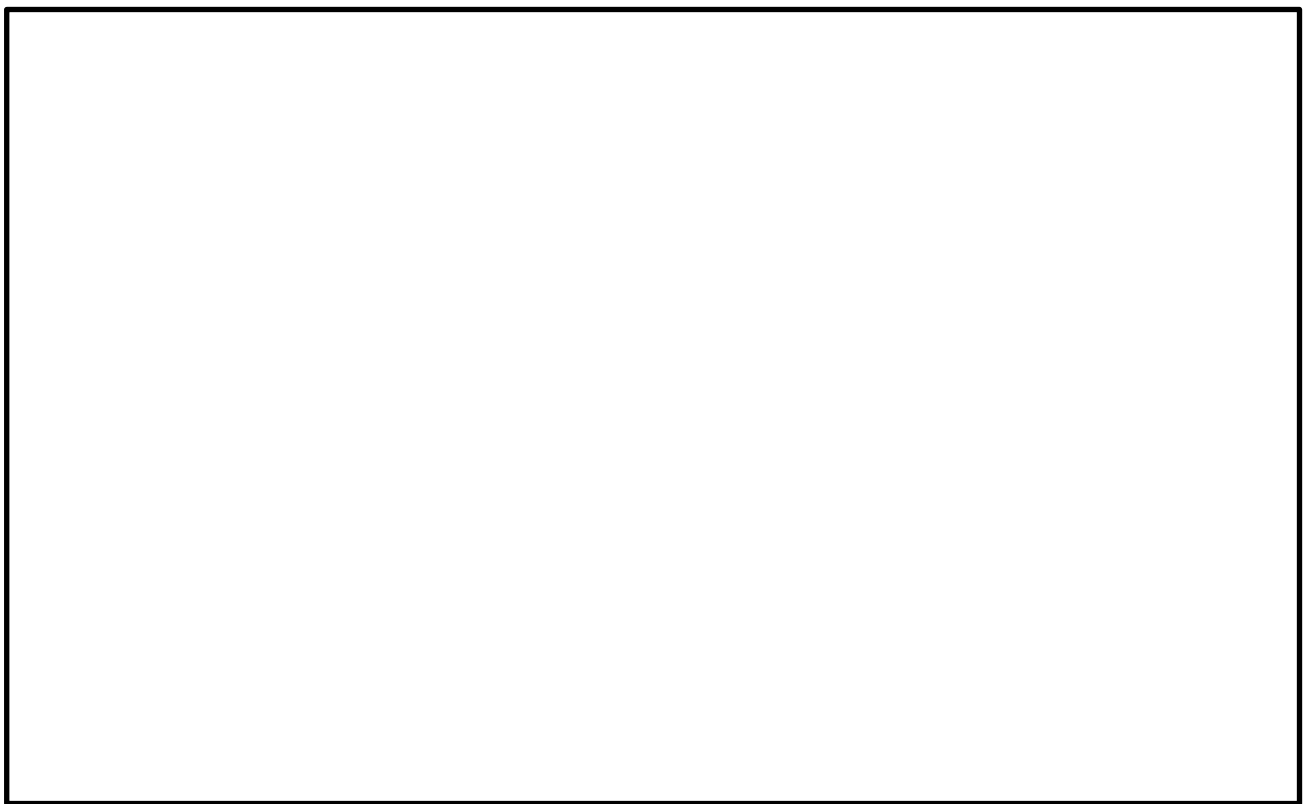


図 46-13-6 温度解析結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

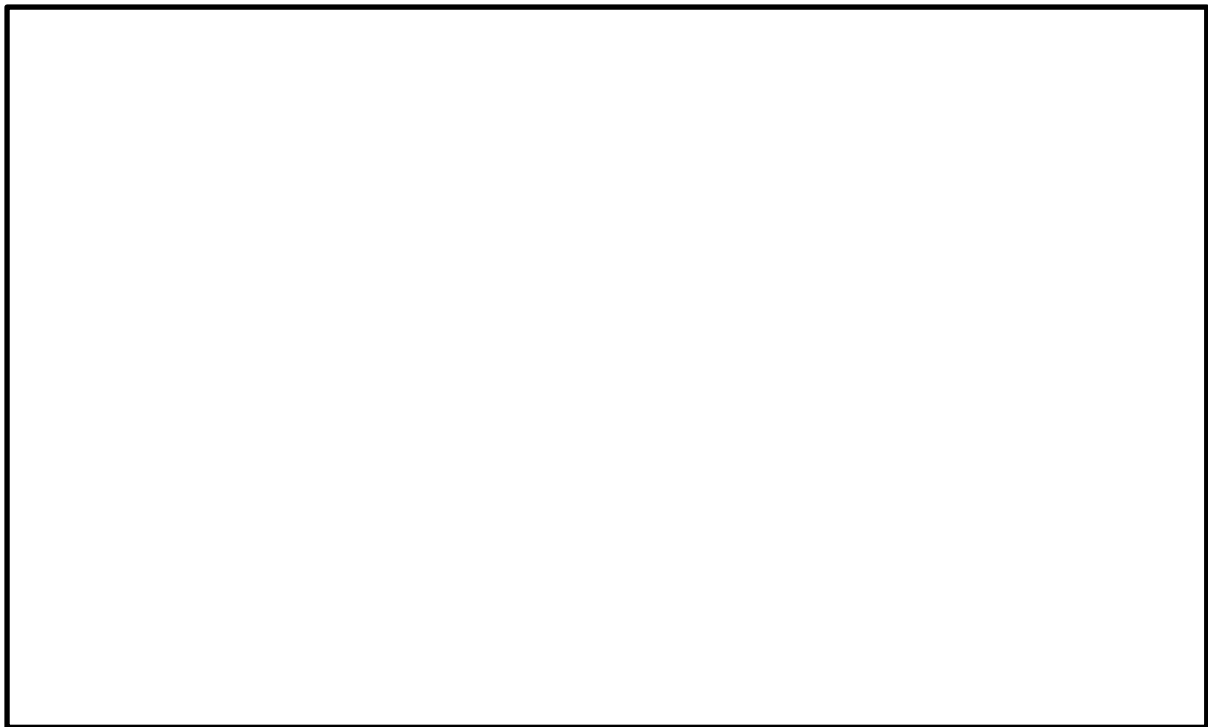


図 46-13-7 補助作動装置下部温度推移

#### 7. 本体の温度上昇による影響

閉状態の主蒸気逃がし安全弁が強制開するためには、アクチュエータの駆動力が主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力を上回る必要がある。主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表 46-13-2 のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げになることはない。

表 46-13-2 主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
主蒸気逃がし安全弁スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく主蒸気逃がし安全弁強制開機能に影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は SUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
ピストン・ブッシュ摺動抵抗	ピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せになっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	弁体ソケット及び弁体ガイドは SUS403 で同材質であり、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 8. 遮熱板設置による悪影響

遮熱板は、図 46-13-1 に示すとおり SUS 製のプレートを 3 段設置し、空気シリンダ及び電磁弁下面全体を覆う構造とすることで弁の動作に悪影響を与えない設計とする。遮熱板設置による追加質量は、約 15kg であり既設の電磁弁を含むアクチュエータ部質量約 260kg に対し 6%程度の増加であることから、強度及び耐震性に悪影響を与えない設計とする。

46-14  
その他設備

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として、以下を整備する。

1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な常設直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（2 個）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段を自主対策設備として整備する。

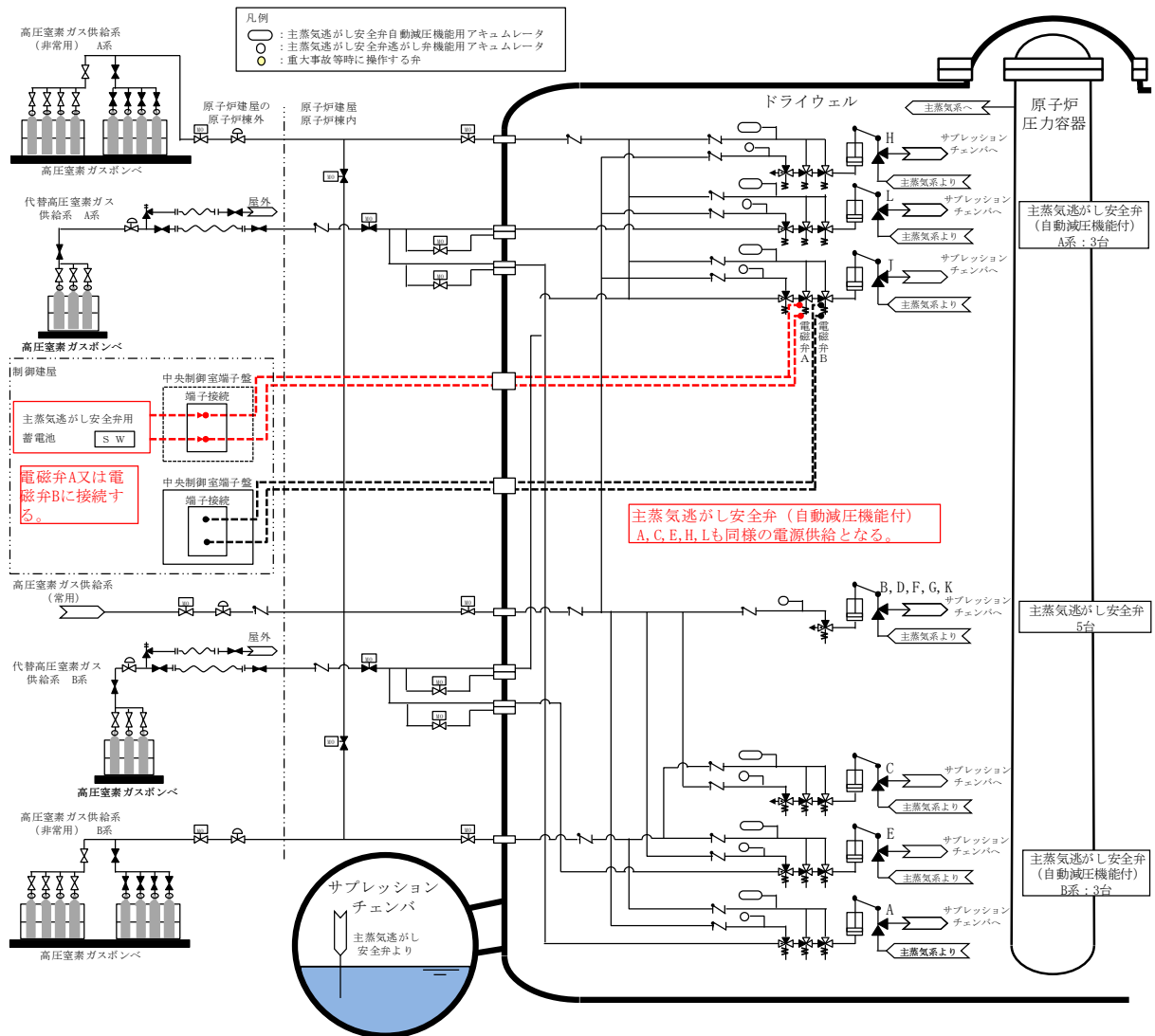


図 46-14-1 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の概要図

(参考)

## 主蒸気逃がし安全弁の機能

主蒸気逃がし安全弁は、以下 3 つの機能を有する。

### a. 逃がし弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、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。11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

### b. 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、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。11 個の主蒸気逃がし安全弁は、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主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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。11 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

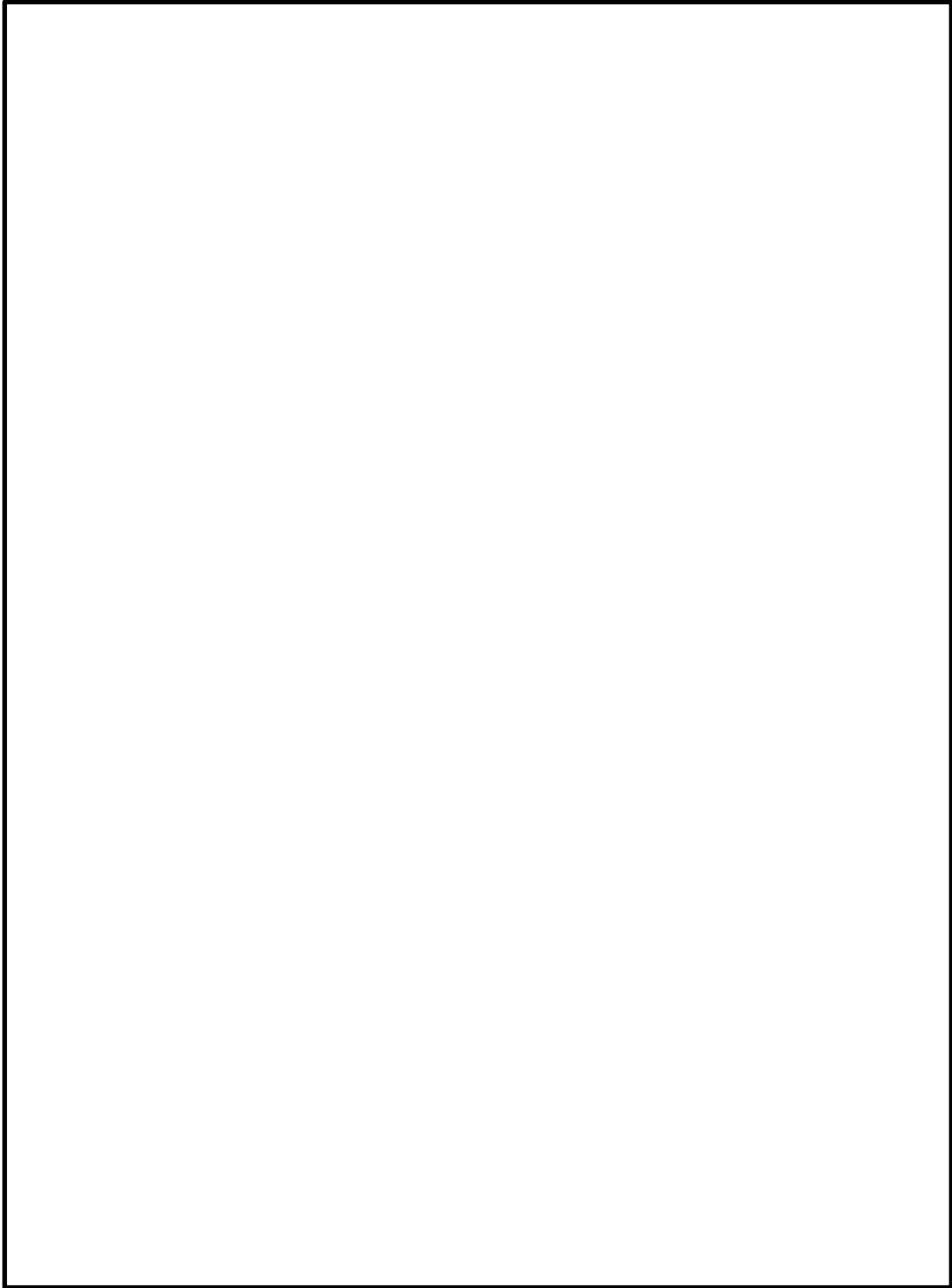
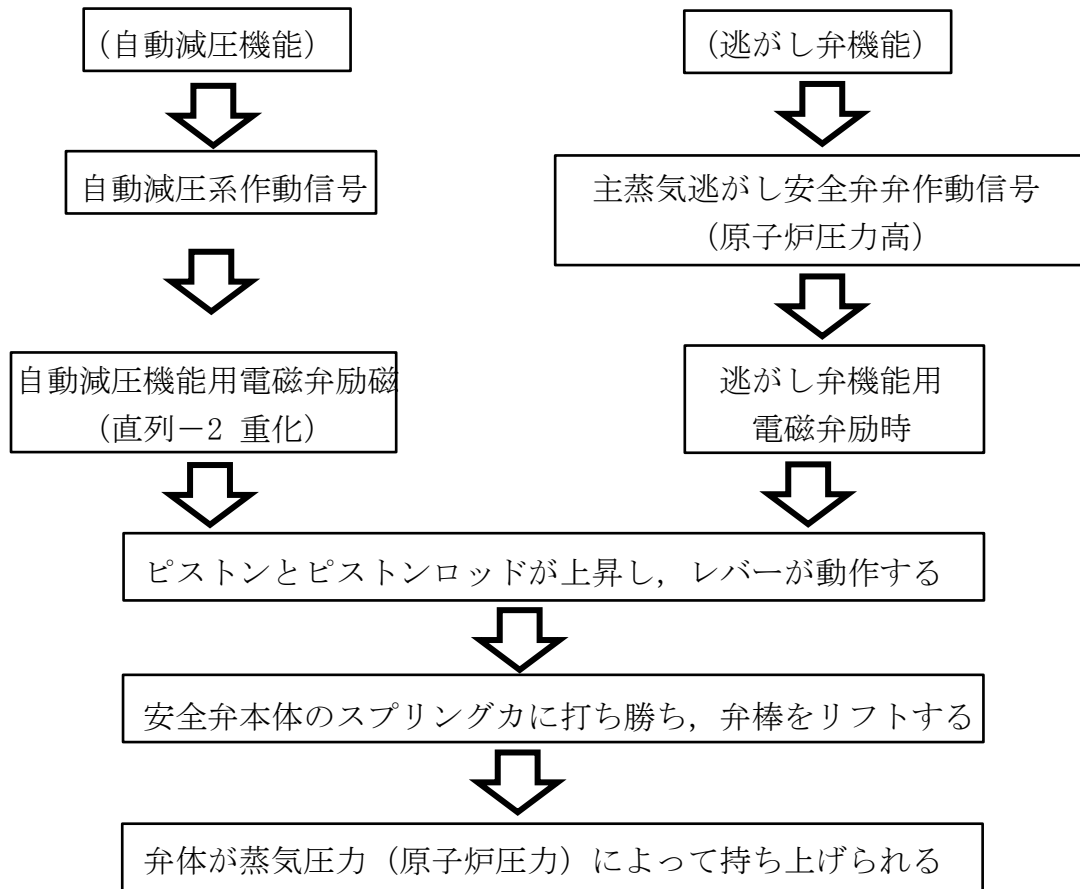


図 46-14-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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。

46-15

原子炉建屋ブローアウトパネルについて

## 1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、重大事故等発生時に機能を期待する重大事故等対処設備として位置付ける。以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について記載する。

## 2. 原子炉建屋ブローアウトパネルに期待する機能

### (1) 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建屋原子炉棟内で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉建屋原子炉棟内で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点で原子炉建屋原子炉棟内に設置した原子炉建屋ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内を減圧する。

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

### (2) 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のために非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）によって原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉建屋原子炉棟のバウンダリの一つである原子炉建屋ブローアウトパネルについても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

## 3. 重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルの設計方針

### (1) 設置許可基準規則第 46 条

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

このとき、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2. (1) に示した開放機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ①原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] 以下でパネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉建屋原子炉棟の圧力上昇を抑制すること。

- ②圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉建屋原子炉棟での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

(2) 設置許可基準規則第 59 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは設置許可基準規則第 59 条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付ける。

このとき、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2. (2) に示した閉じ込め機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ①原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇しない事象においてはパネルが閉状態を維持すること。  
②SGTS による負圧維持に期待している期間中に想定する重畳事象に対しても閉状態を維持すること、または開放状態になったとしても速やかに再閉止すること。また、現場において人力による操作が可能なものとする。

(3) 設置許可基準規則第 43 条

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

4. 結論

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

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

以上

添付：女川原子力発電所 2 号炉 原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

女川原子力発電所 2 号炉  
原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、通常運転時においても原子炉建屋と一体となり、原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故である格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時における原子炉建屋原子炉棟内の減圧のための開放機能と、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能に期待する重大事故等対処設備として位置付ける。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大瞬間風速 100m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が考えられるが、原子炉建屋内の安全系等の防護対象施設には影響はないことから、設計基準事故には至らない。

また、第 6 条において選定した竜巻以外の外部事象（風（台風）、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災、電磁的障害）についても、風（台風）であれば竜巻の影響に包絡される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建屋ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準規模の外部事象によって設計基準事故には至らない。

3. 重大事故等発生時における考え方

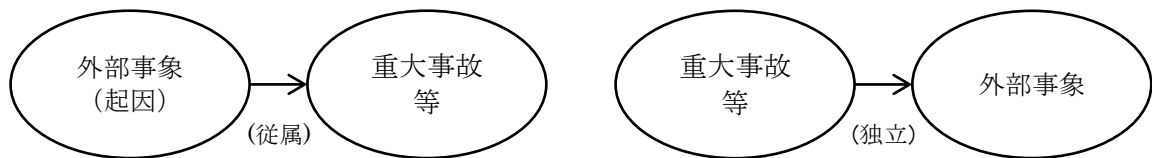
(1) 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組み合わせを考慮する。

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

また、考慮すべきシナリオは図 1 に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地

震及び津波に加え第43条第1項及び第2項において選定した自然現象9事象(風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 火山の影響, 生物学的事象, 森林火災)及び人為事象2事象(近隣工場等の火災, 電磁的障害)とする。



①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

- ※1 : Regulatory Guidel.174 Rev.1,2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回原子力規制委員会(平成25年4月3日)資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係(概念図)」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)
- ※5 : JEAG4601・補-1954「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」

(2)原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

地震を起因とした重大事故等に対しては, 原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

また, 地震を除く外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には, 地震を除く外部事象によって引き起こされる起因事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で, 原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

原子炉建屋ブローアウトパネルに影響を与える外部事象である風(台風), 竜巻, 凍結, 降水及び積雪については, 2.に示す通り, 安全系等の防護対象施設が損傷することは考え難いため, 炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失を考慮する。

ここで, 外部電源喪失の原因となる送電線等の設備の損傷は, 日常的に発生する規模の上記の外部事象によって生じる可能性が低いこと, 及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率が $10^{-8}$ オーダーであることを考慮すると, 上記の外部事象を起因とした重大事故等が発生する可能性は十分に低く, 重大事故等と外部事象の重畳の判断目安を下回ると考えてよい。

従って, 上記の外部事象に対しては, 原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮は不要である。

なお, 津波, 森林火災, 落雷, 火山の影響, 生物学的事象, 近隣工場等の火災及

び電磁的障害については、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないため、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮は不要である。

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

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

事象		防護方針
自然現象	地震	地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、速やかに閉止できる設計又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率(10 <sup>-8</sup> オーダー)を踏まえると、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は十分低く、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした重大事故等が発生し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	森林火災	
	落雷	落雷、火山の影響、生物学的事象、近隣工場等の火災、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
火山の影響		
生物学的事象		
人為事象	近隣工場等の火災	
	電磁的障害	

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

## ②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

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

(1)に示すとおり、重大事故等の発生頻度が  $10^{-4}$ /炉年であること、及び重大事故等と外部事象の重畳の判断目安が  $10^{-8}$ /炉年であることを考慮すると、重大事故等と外部事象の重畳を想定することが妥当であると考えられる。そのため、重大事故等の発生後において外部事象が重畳することを想定しても、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

重畳する外部事象の規模としては、重大事故等対処設備の機能要求時の環境条件として想定する規模とする。

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



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

事象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	環境条件として想定した年超過発生頻度 $10^{-1}$ /年規模の最大風速（約 23.1m/s）及び安全施設の設計上考慮する風（台風）の基準になる風速（30m/s）を考慮した風荷重に対し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。飛来物については、風速約 30m/s により資機材等が飛散しないように、必要に応じ固縛・撤去等の飛散防止対策を実施することで、原子炉建屋ブローアウトパネルが飛来物影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 $10^{-1}$ /年規模の最大瞬間風速は 30m/s 未満であり、風（台風）の影響に包絡される。
	凍結	凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	降水	
	積雪	
	落雷	
	火山の影響	
生物学的事象		
森林火災	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。	
人為事象	近隣工場等の火災	近隣工場等の火災、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	電磁的障害	

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

#### 4. まとめ

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