

# 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 12 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熔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 (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	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	環境条件における健全性	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			制御棒駆動機構	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	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	第1号	環境条件における健全性	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	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 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		ほう酸水注入系ポンプ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	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	環境条件における健全性	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43条	第1項	環境条件における健全性	第1号	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

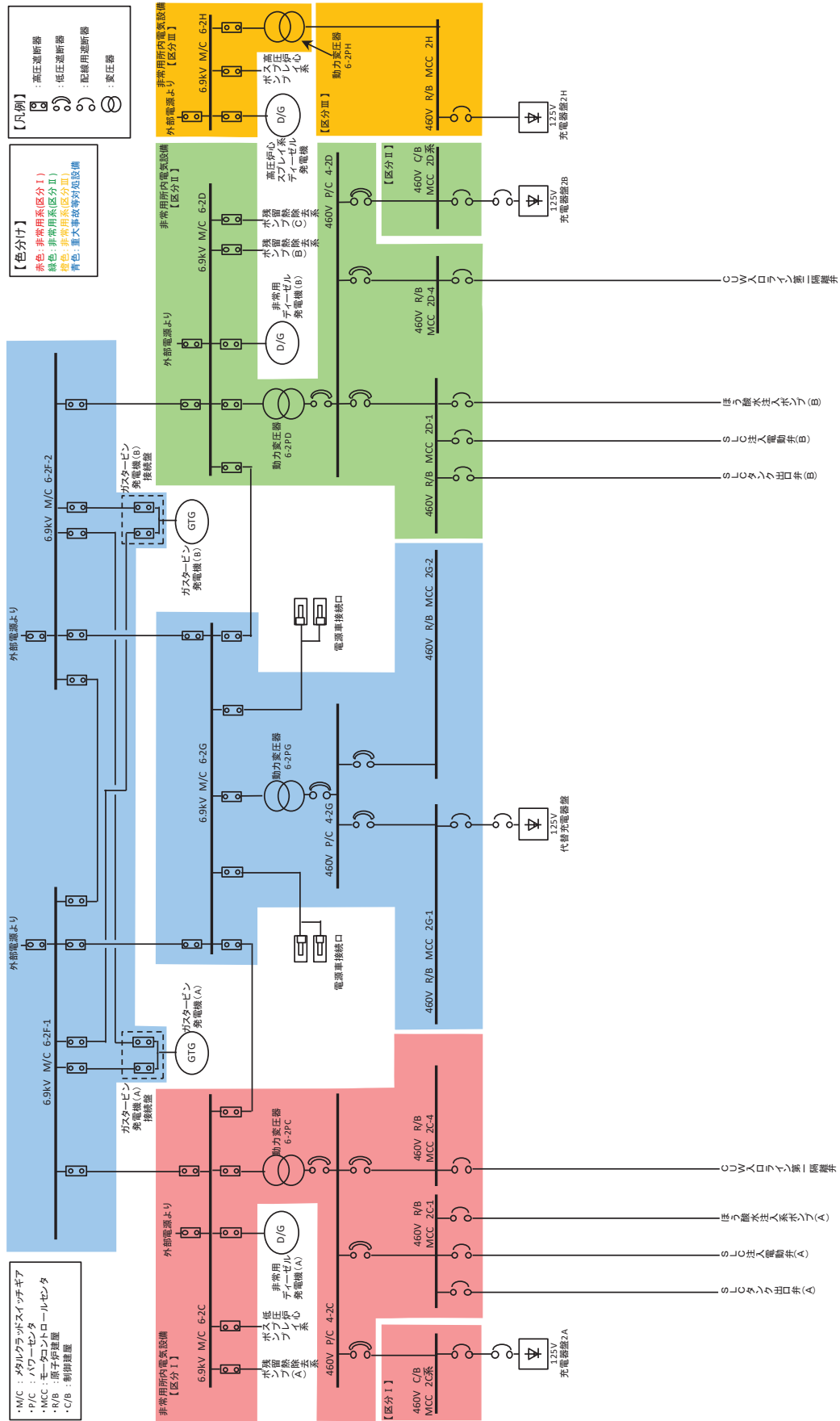
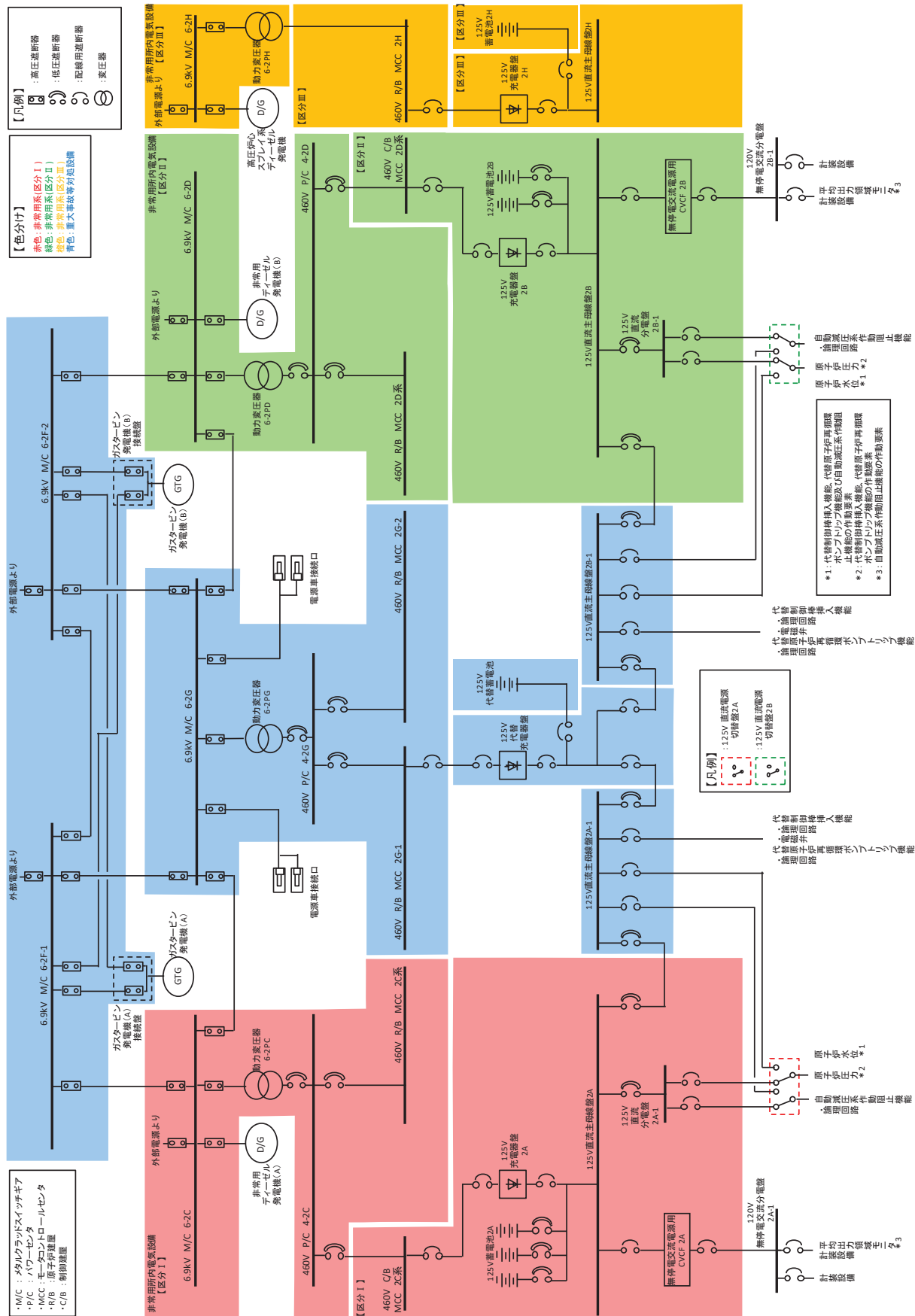


図 44-2-1 交流電源単線結線図



【凡例】

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

【色分け】

- 赤色: 非常用電源(区分I)
- 緑色: 非常用電源(区分II)
- 黄色: 非常用電源(区分III)
- 青色: 重大事故等対応設備

・M/C : マルチクラスティススイッチキア  
 ・P/C : パワーセンタ  
 ・MCC : モータコントロールセンタ  
 ・R/B : 周子電置  
 ・C/B : 制御電置

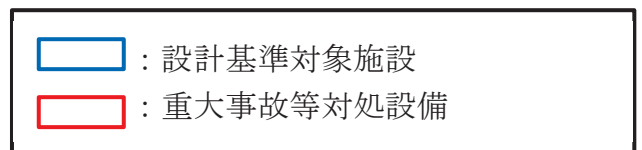
\*1: 代替制御機投入機能、代替原子炉制御  
 止機能の自動停止作動要  
 \*2: 代替制御機投入機能、代替原子炉制御機  
 ポンプトリップ機能の自動要  
 \*3: 自動減圧系有動止機能の自動要  
 自動停止作動要  
 原中停止圧力 \*2  
 原中停止水位 \*1

【凡例】

- : 125V 直流通電 分電盤 2A
- : 125V 直流通電 分電盤 2B

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）】

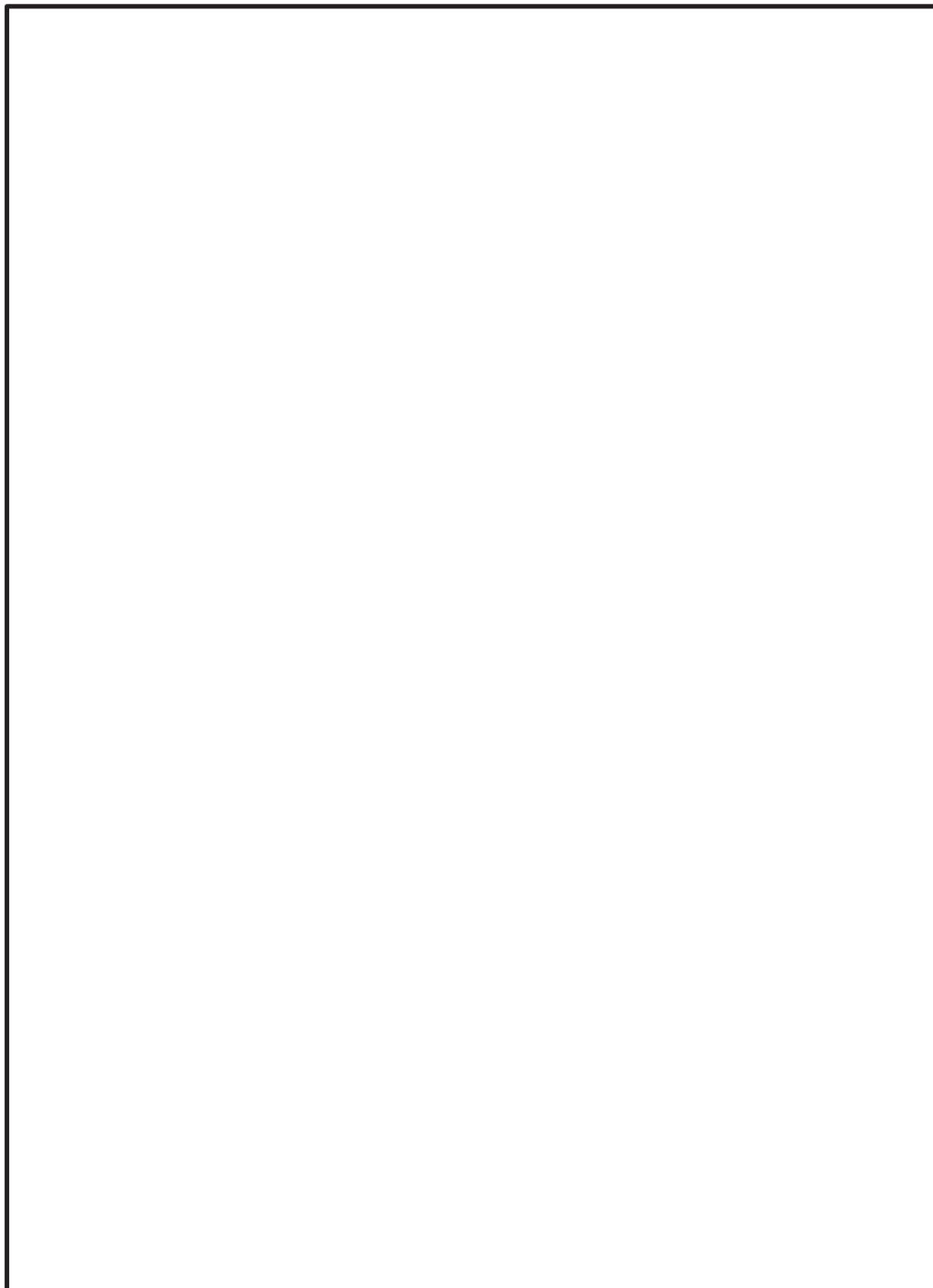


図 44-3-1 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

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）】

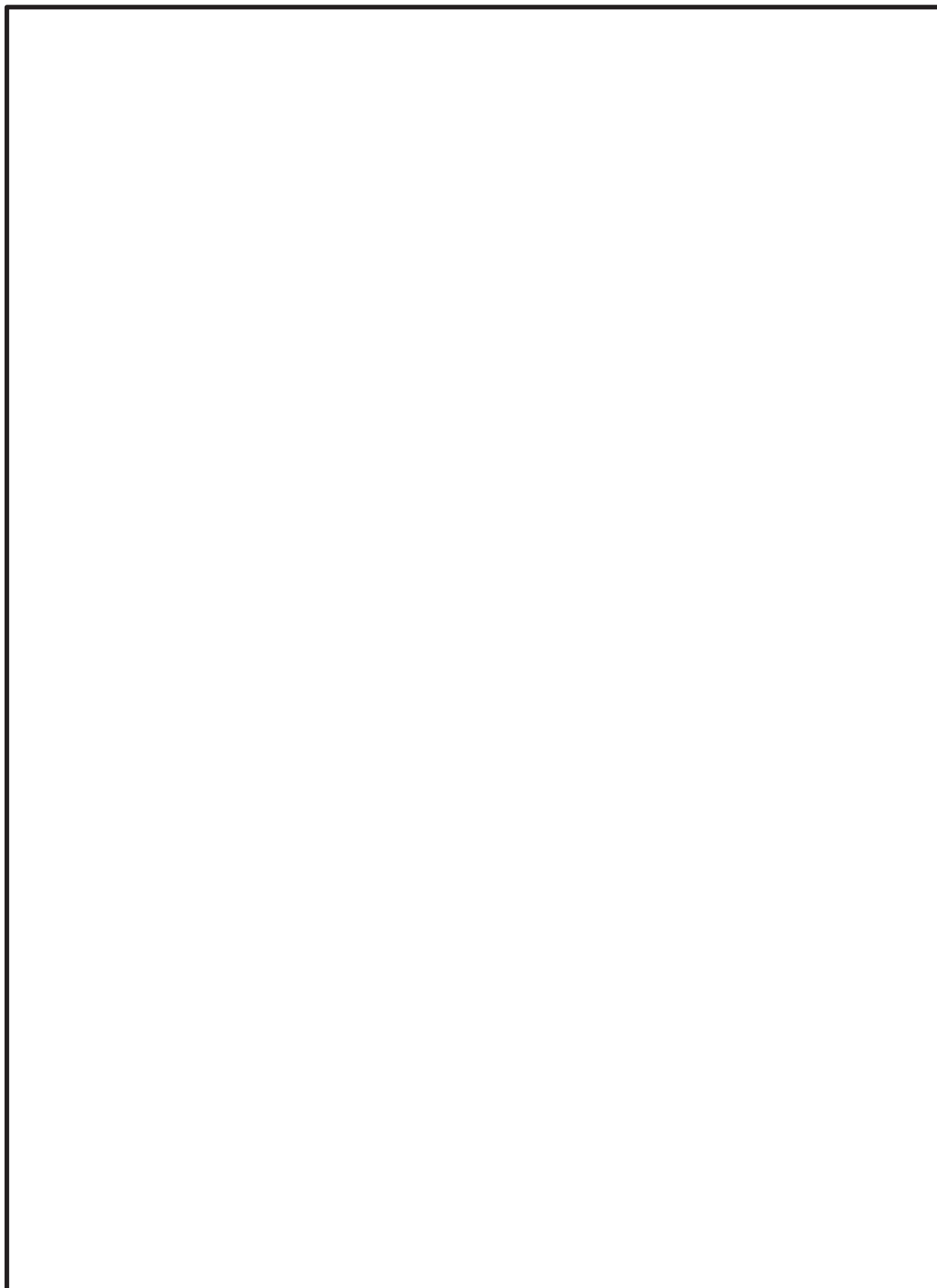


図 44-3-2 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

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）】

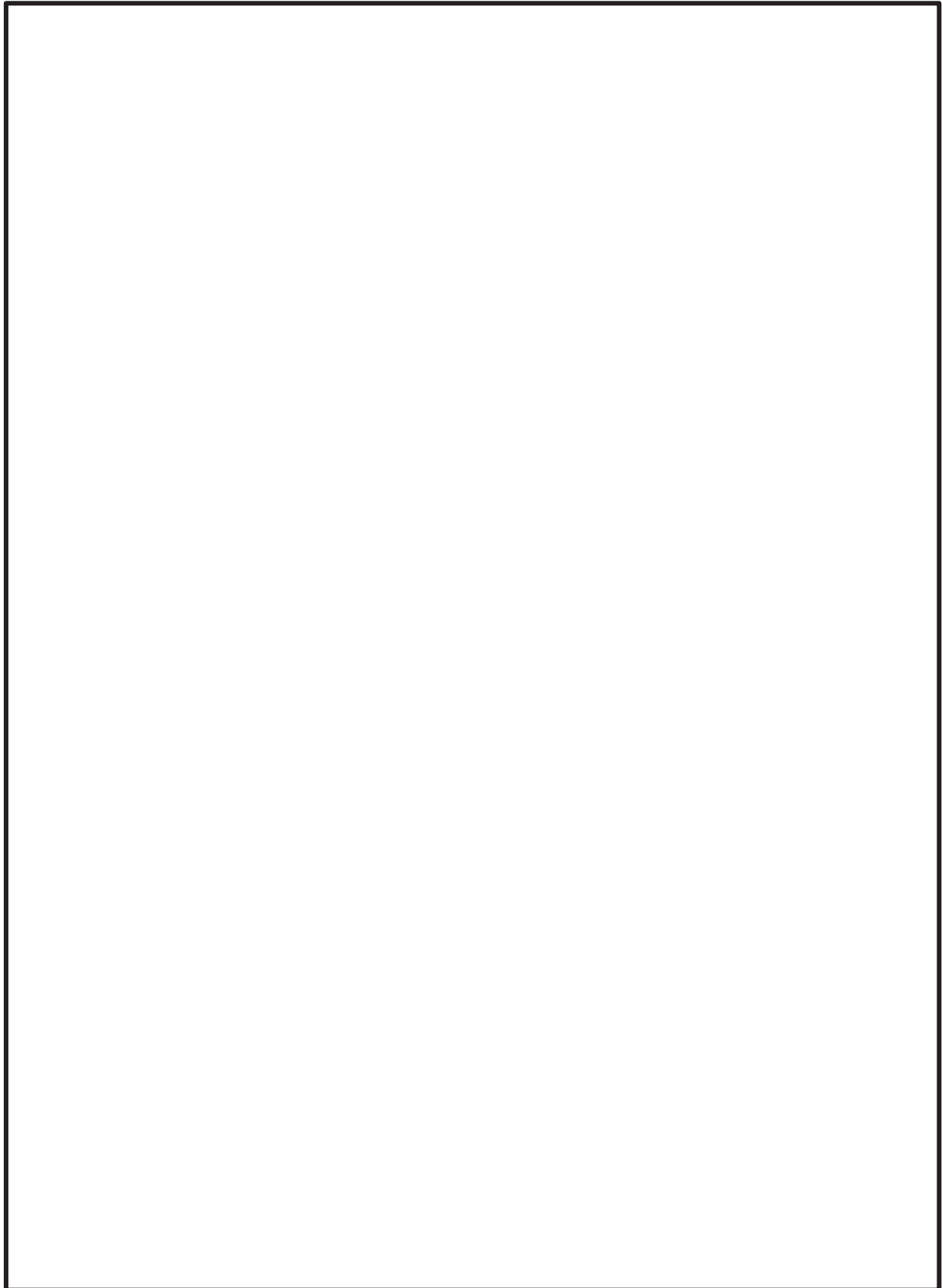


図 44-3-3 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

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）】

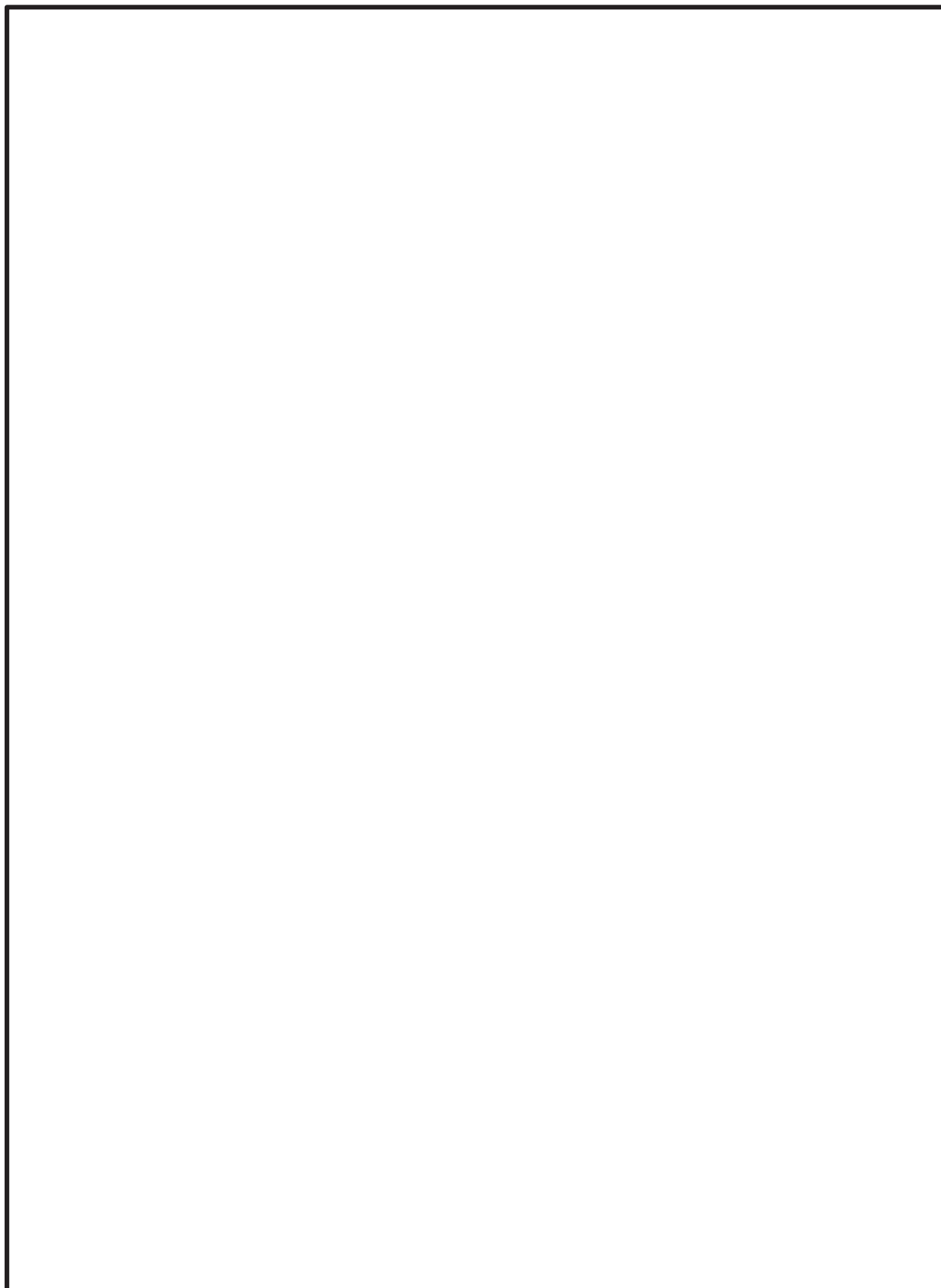


図 44-3-4 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

44-3-4

【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）】

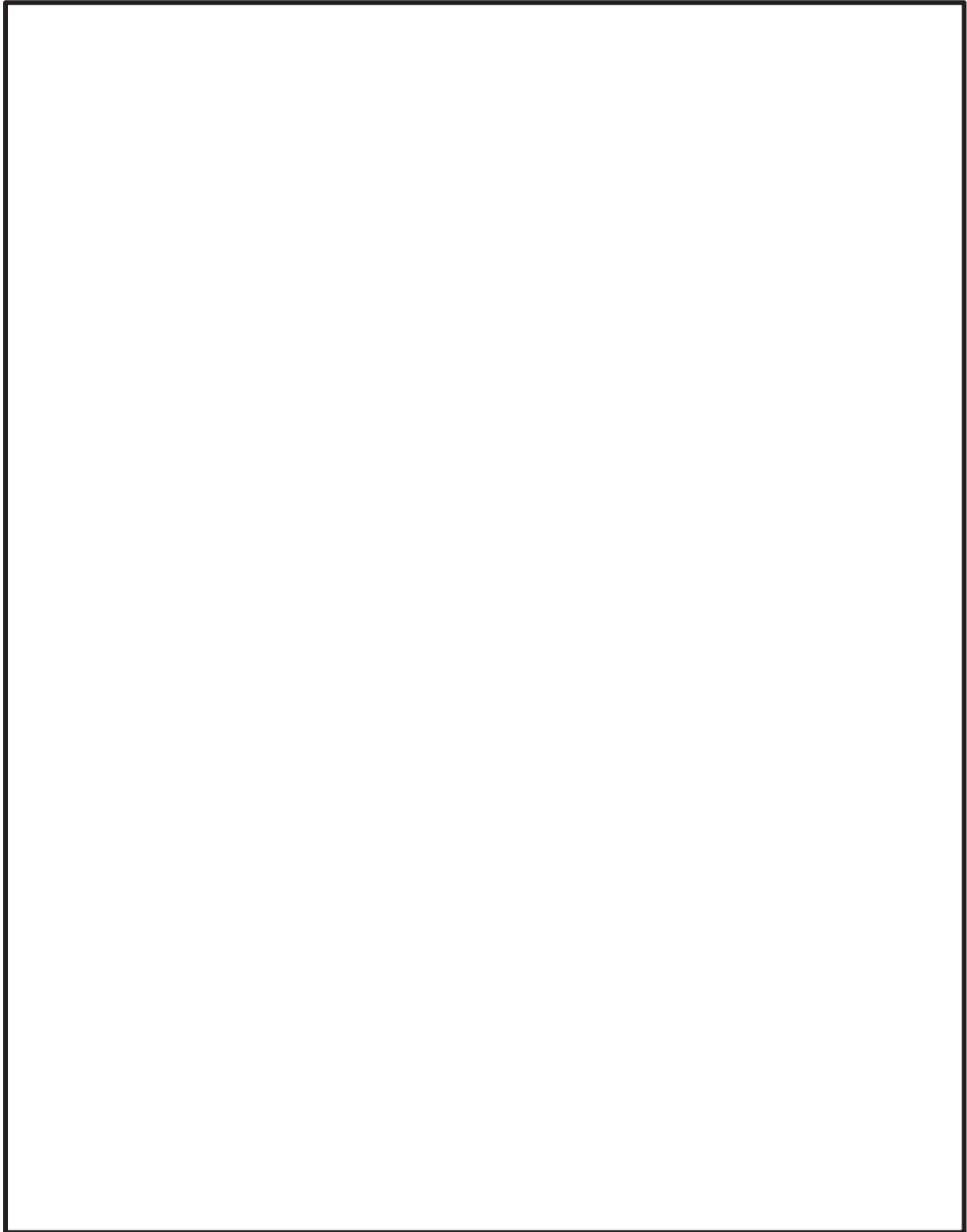


図 44-3-5 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

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）】

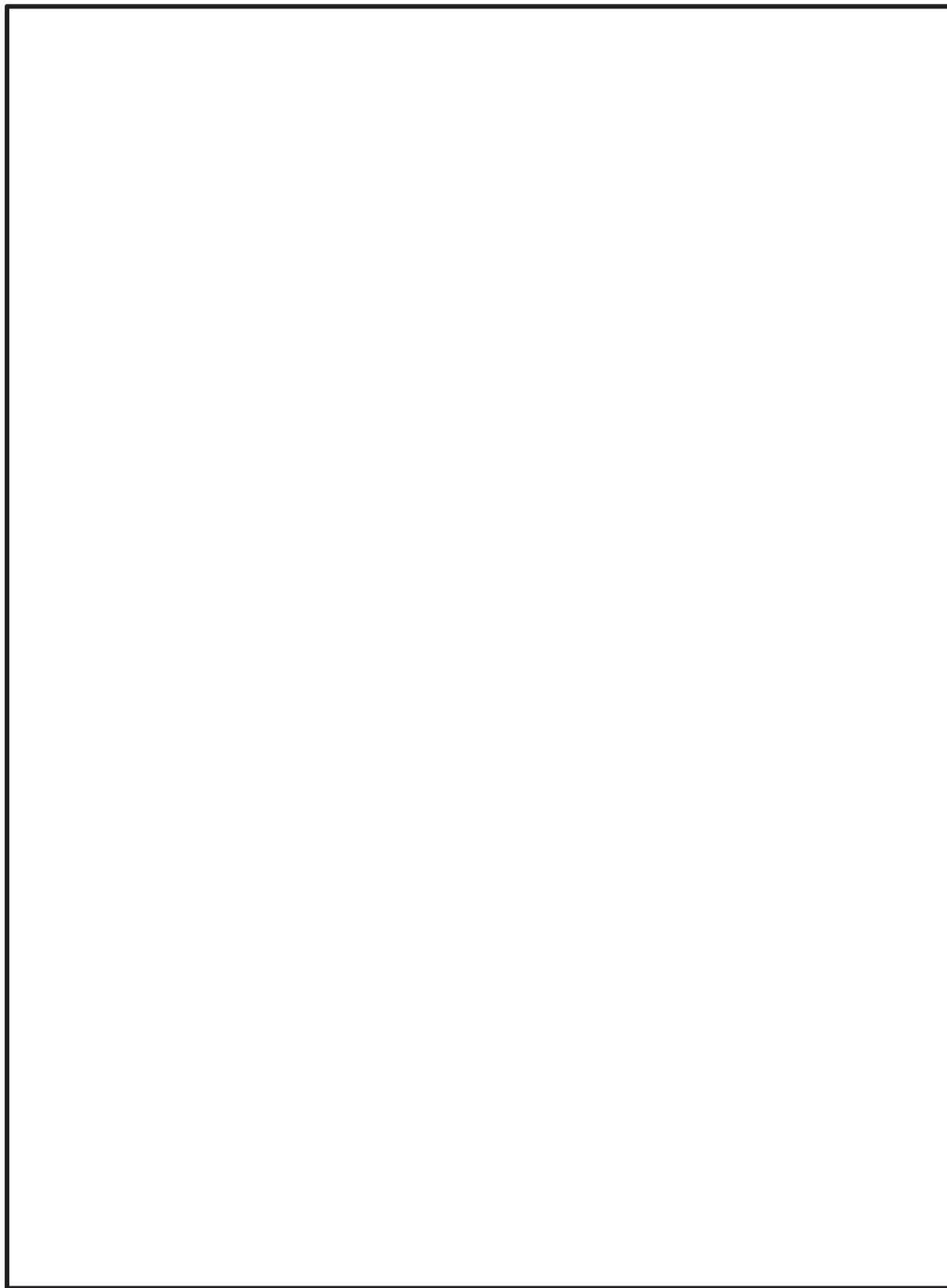


図 44-3-6 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

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）】

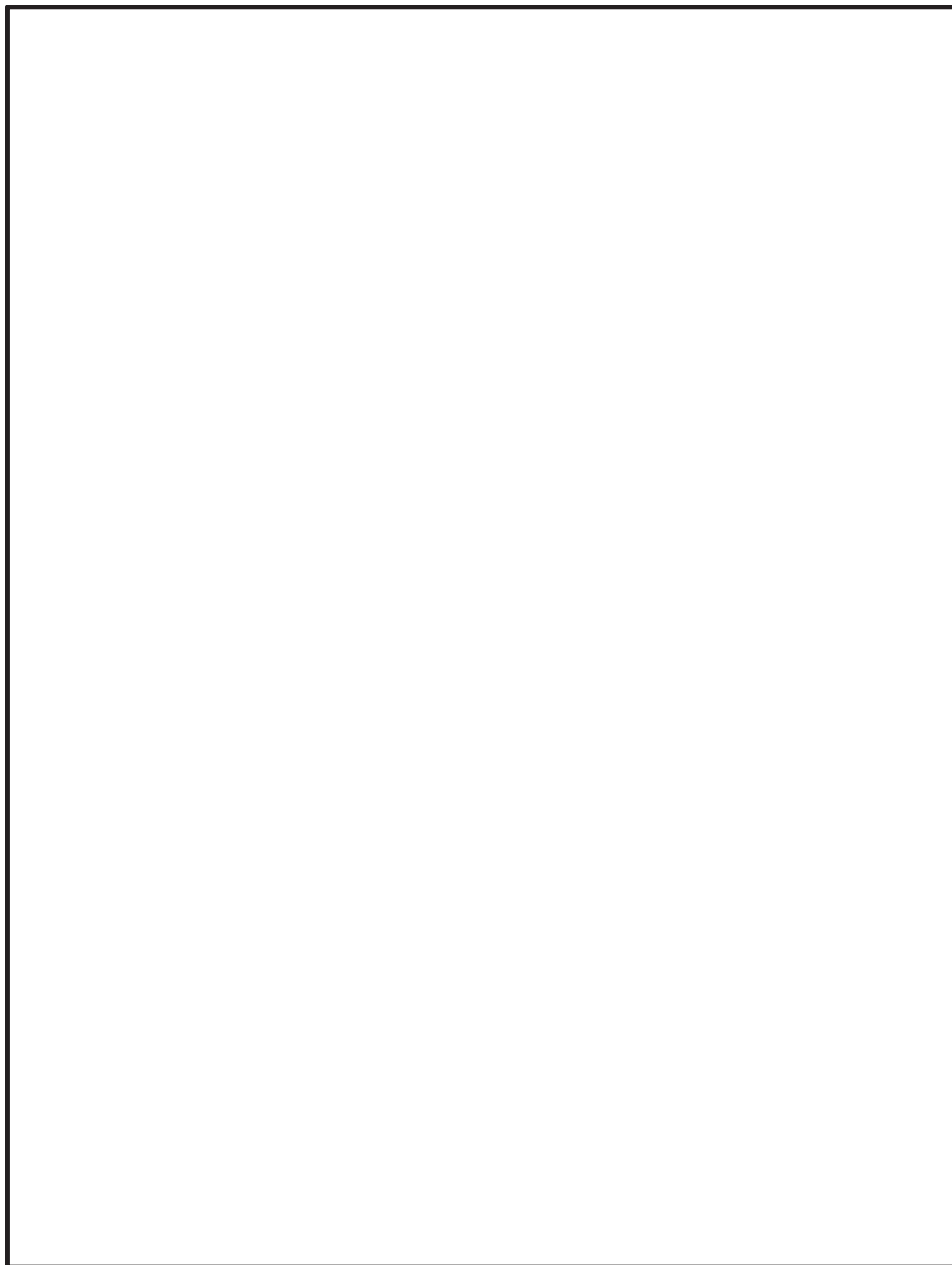


図 44-3-7 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

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）】

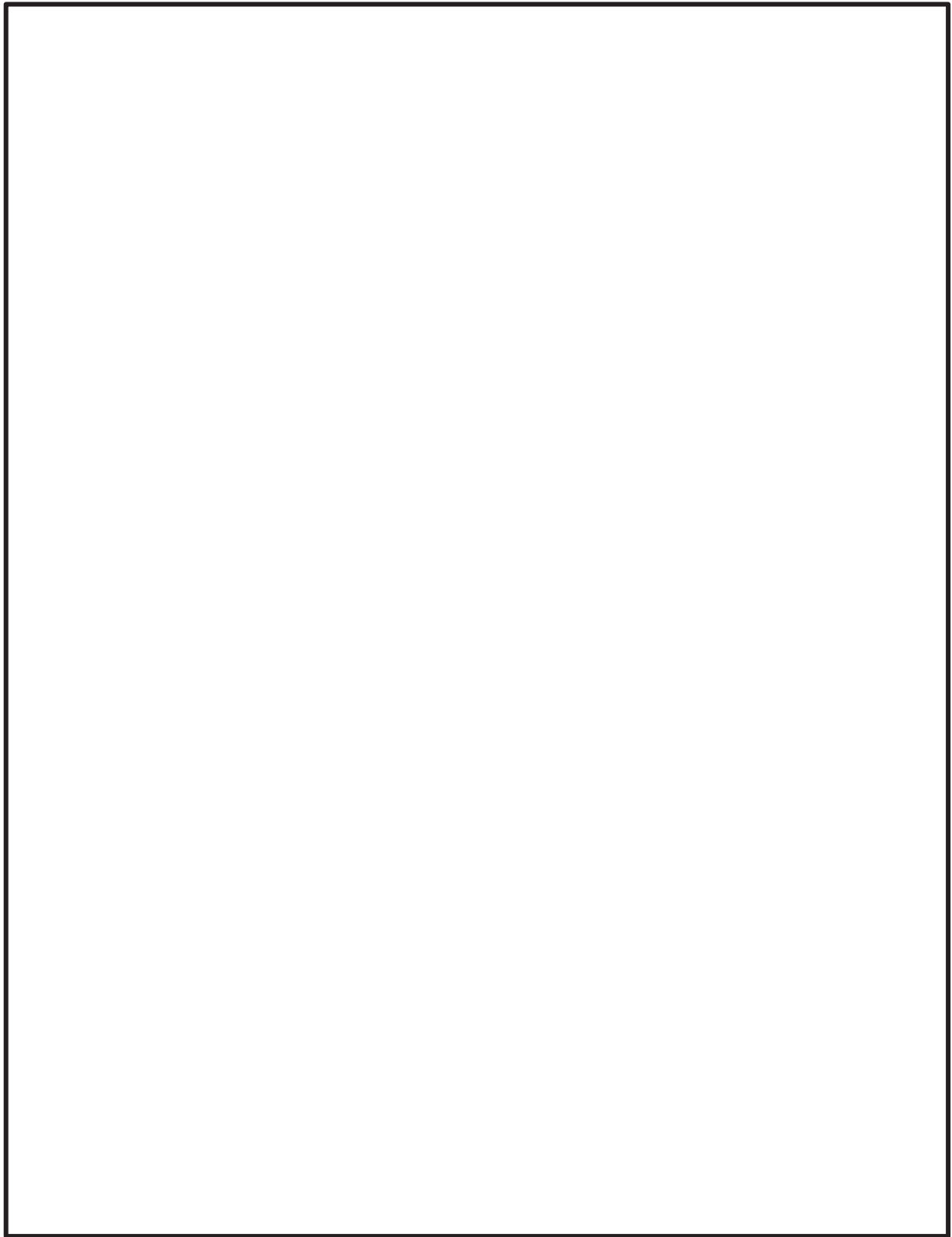


図 44-3-8 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

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】

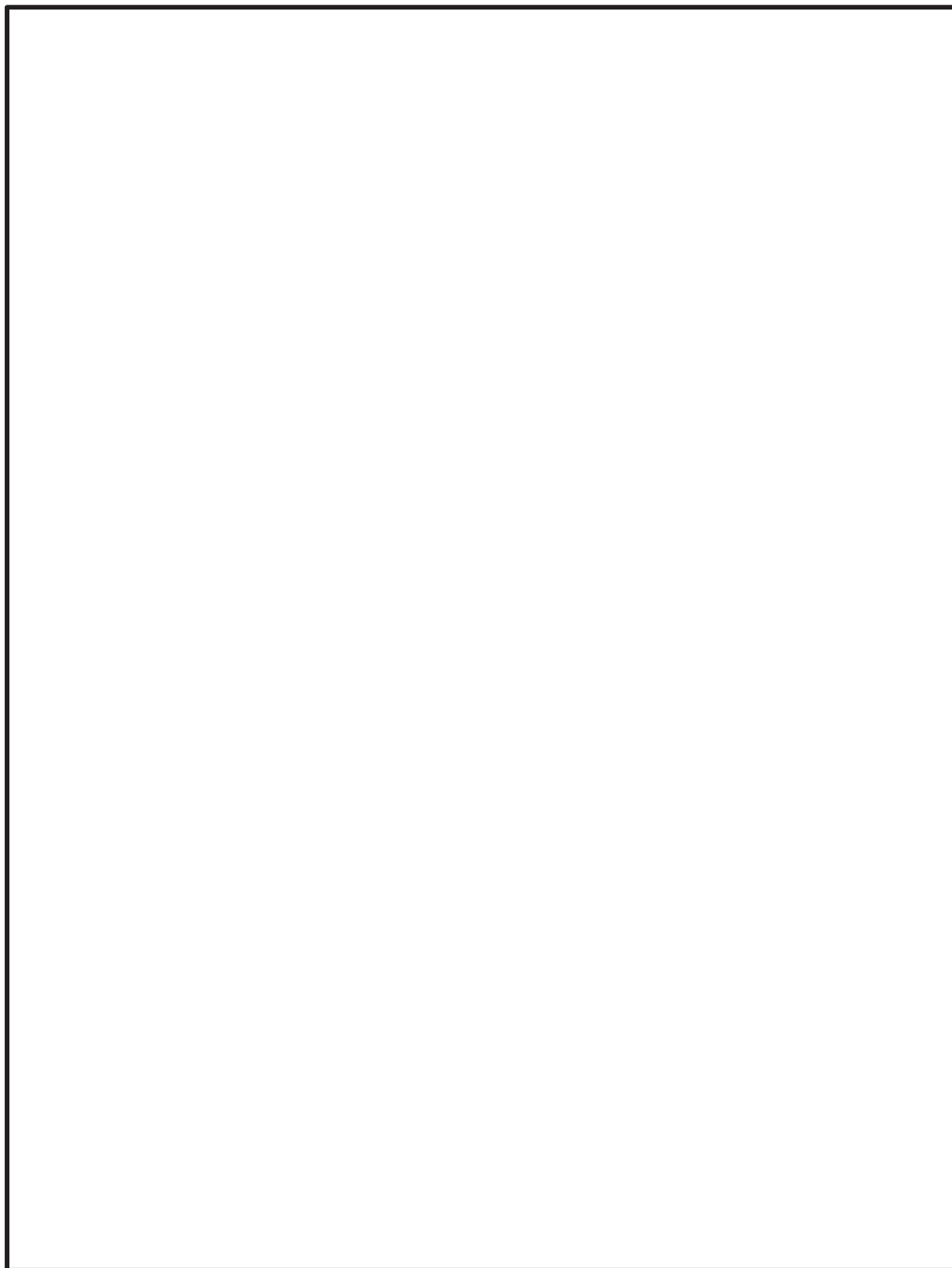


図 44-3-9 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

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】

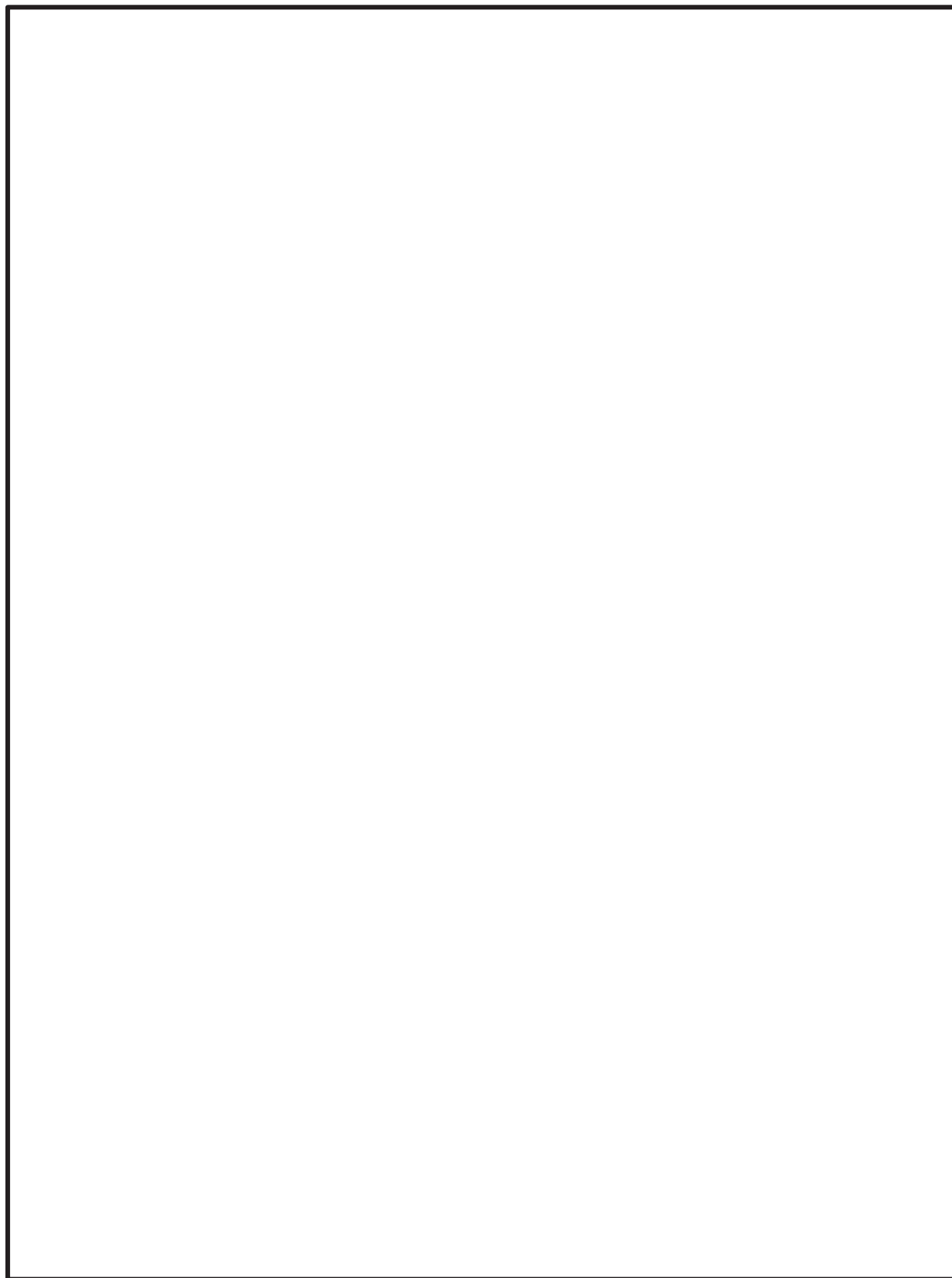


図 44-3-10 配置図（原子炉建屋地上 2 階）

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】

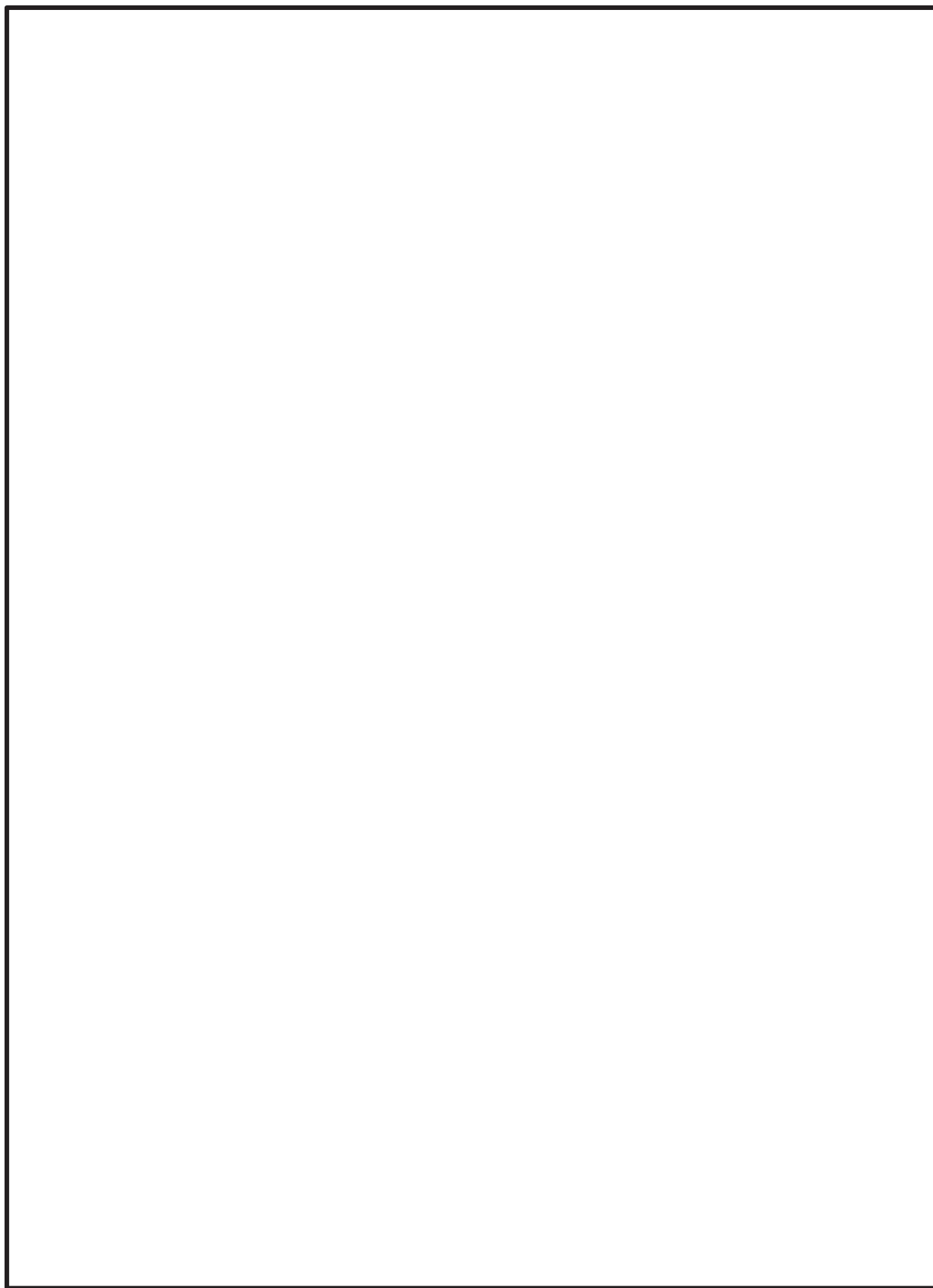


図 44-3-11 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

44-3-11

【ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（計器）】

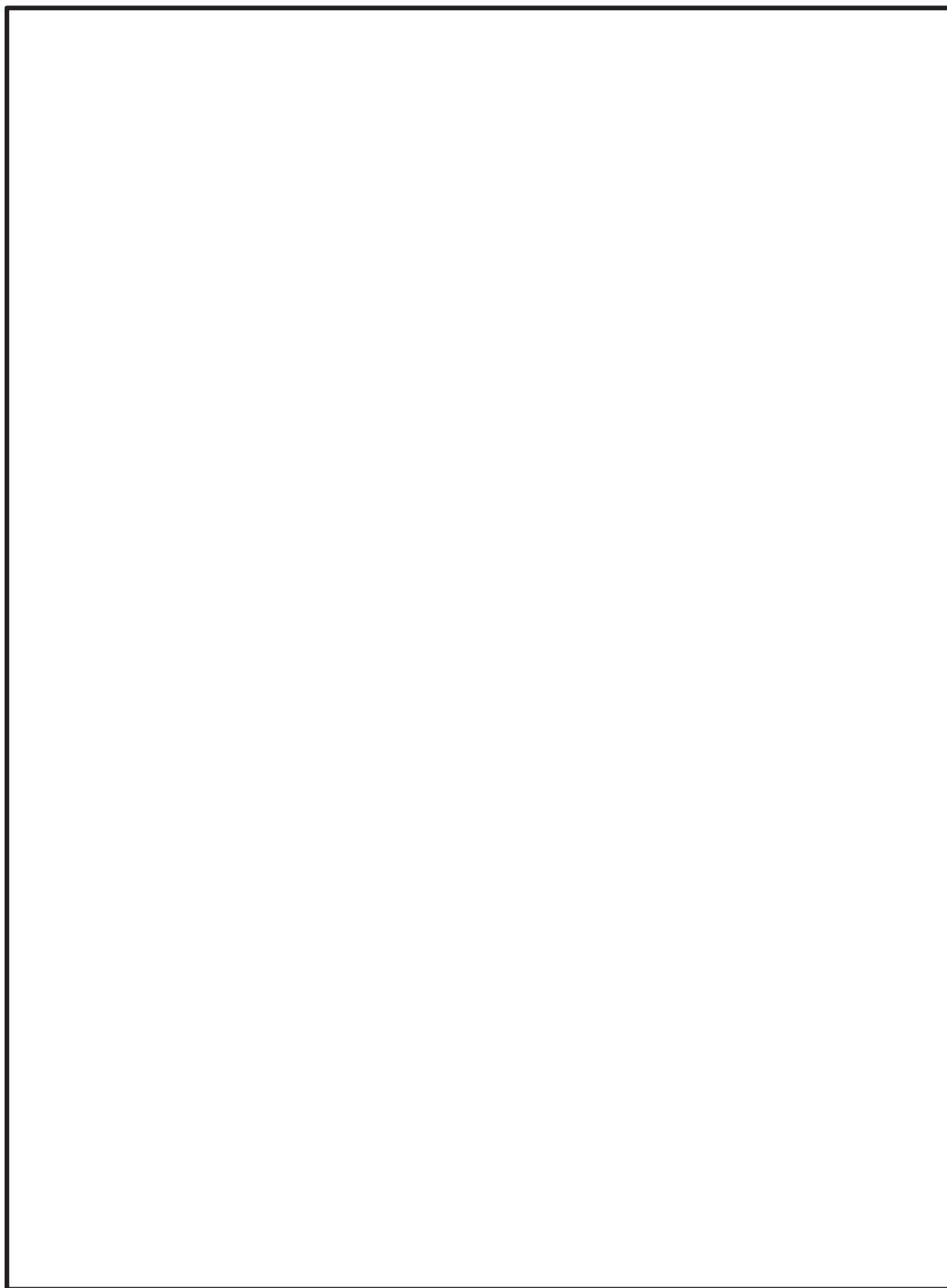


図 44-3-12 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

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）】

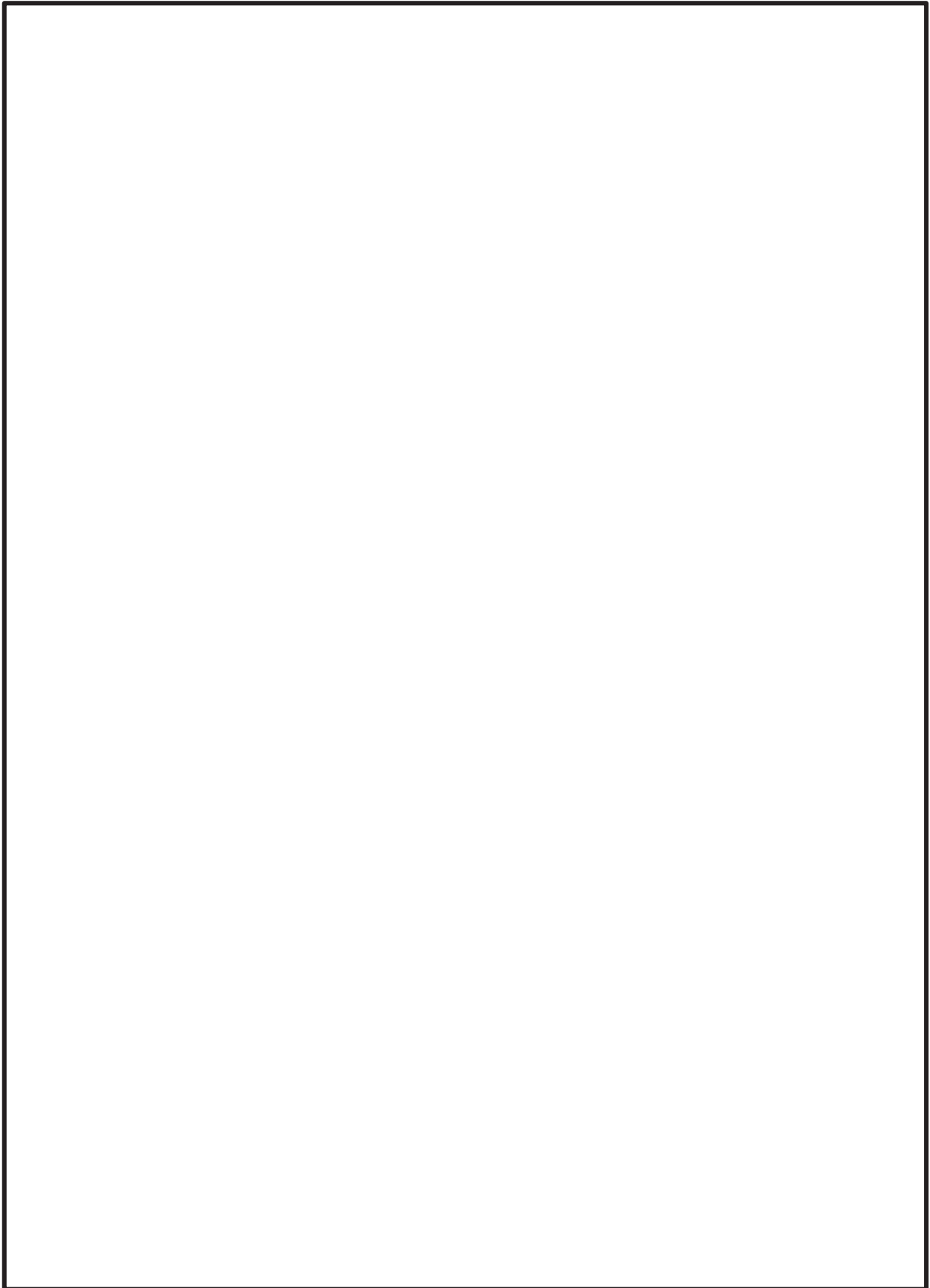


図 44-3-13 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

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】

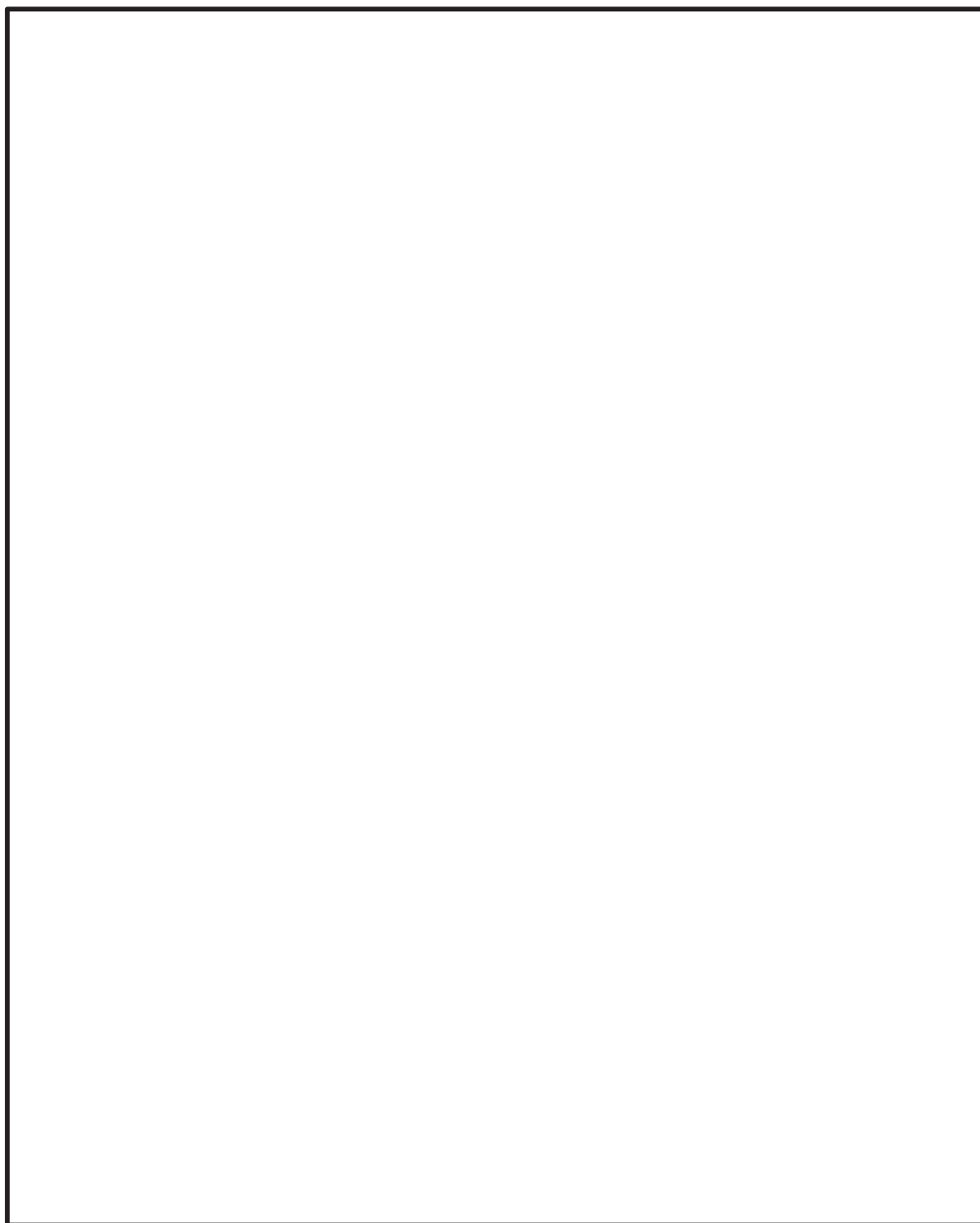


図 44-3-14 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

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)】

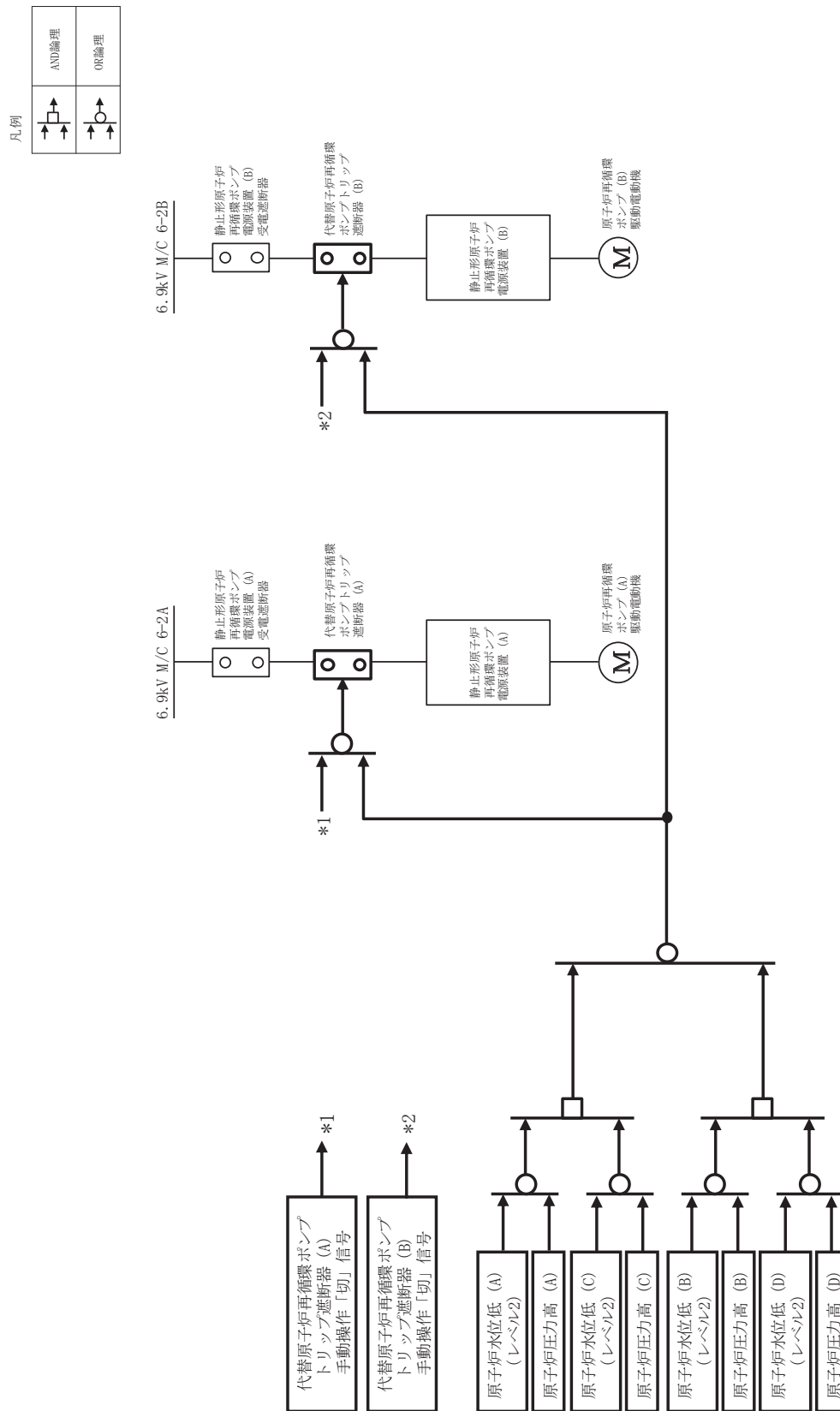


図 44-4-2 ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 系統概念図

【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*			

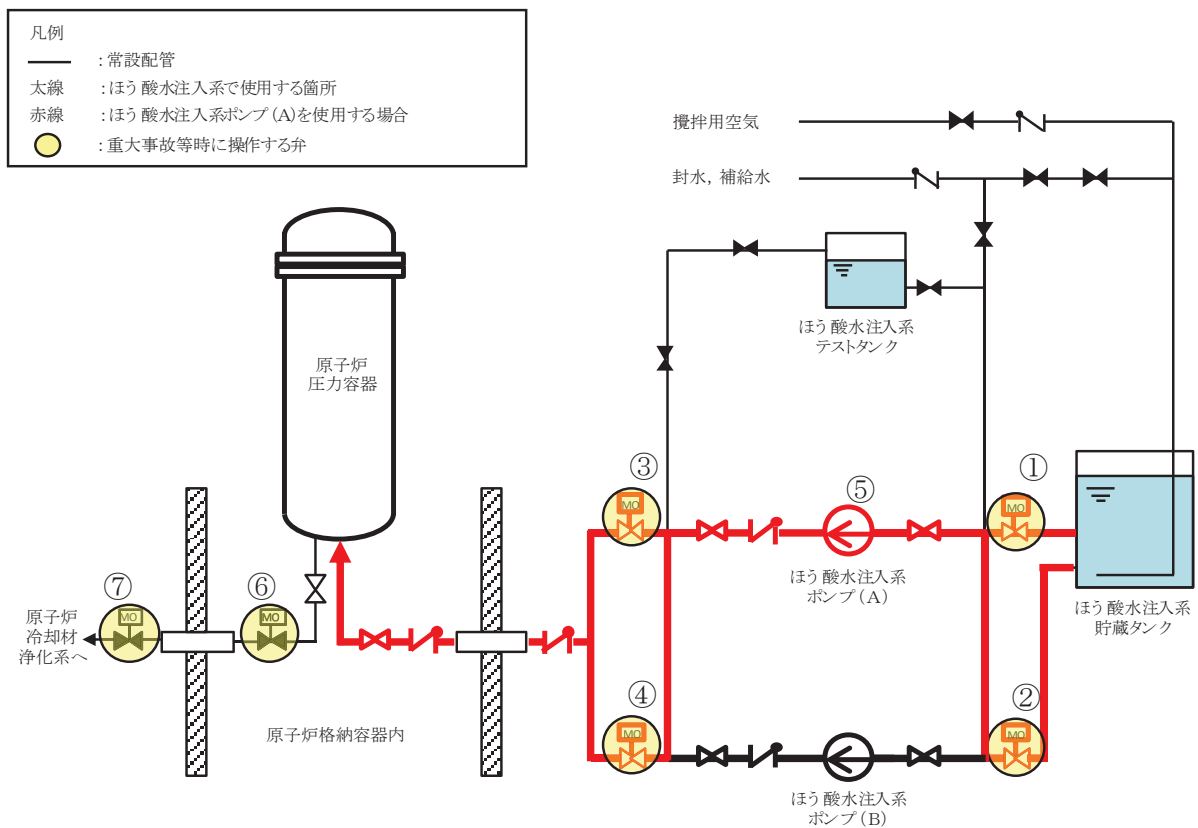


図 44-4-3 ほう酸水注入系 系統概要図  
(ほう酸水注入系 A 系から原子炉圧力容器へ注入する場合)

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*			

凡例  
 — : 常設配管  
 太線 : ほう酸水注入系で使用する箇所  
 赤線 : ほう酸水注入系ポンプ (B) を使用する場合  
 ● : 重大事故等時に操作する弁

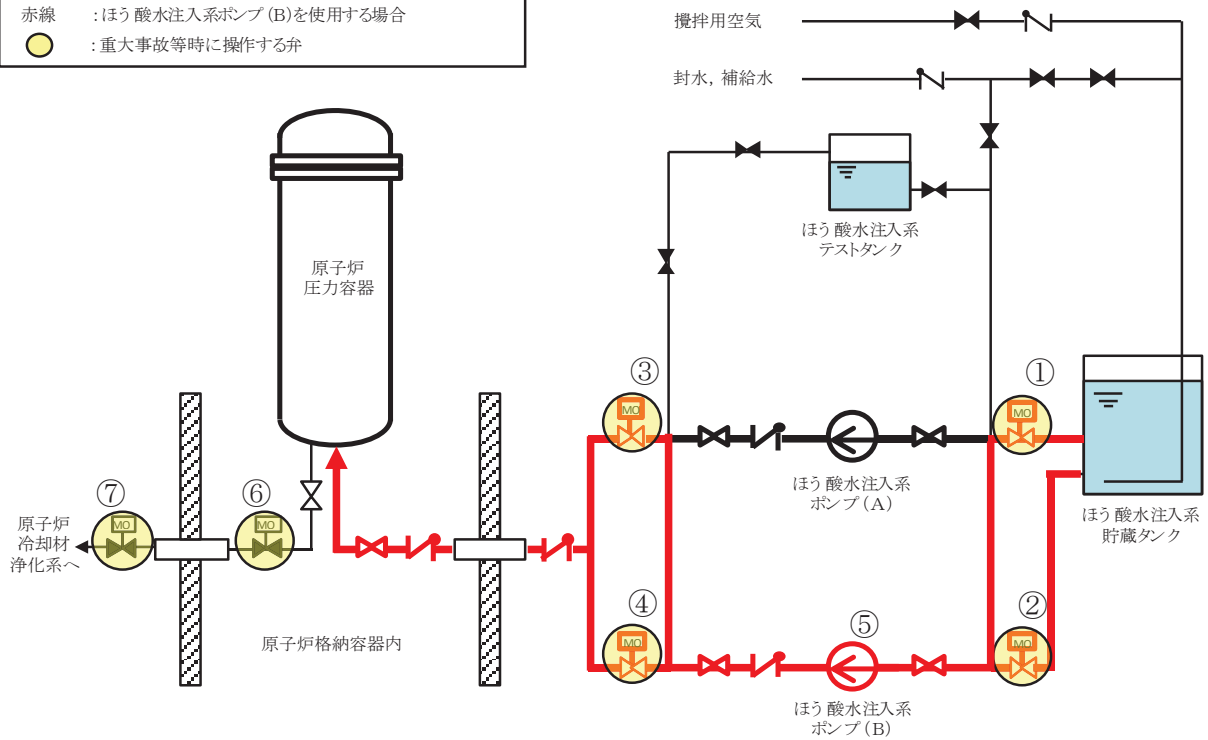


図 44-4-4 ほう酸水注入系 系統概要図  
 (ほう酸水注入系 B 系から原子炉圧力容器へ注入する場合)

【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>

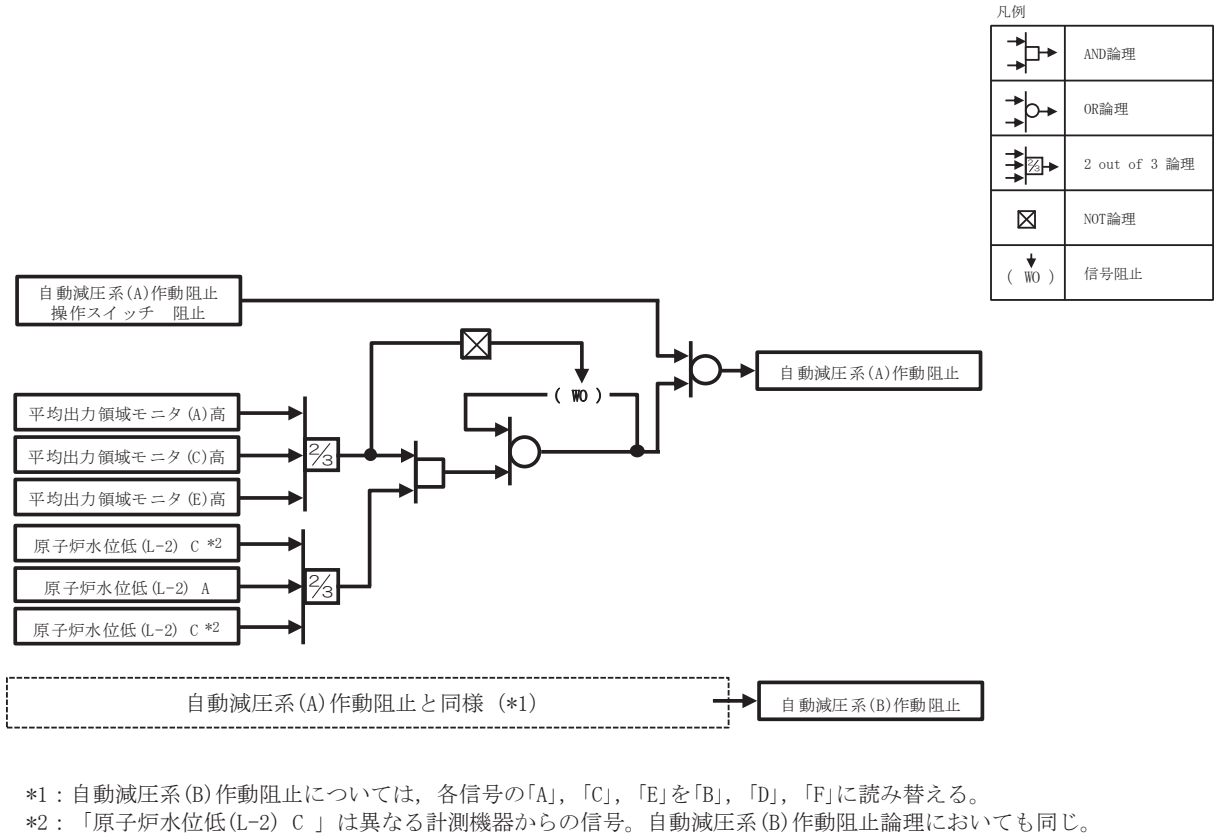
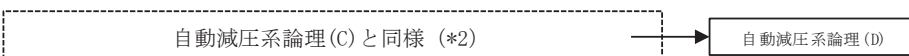
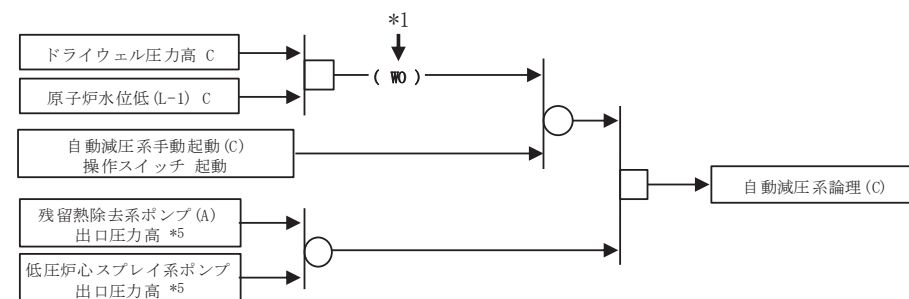
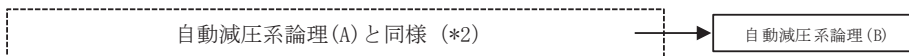
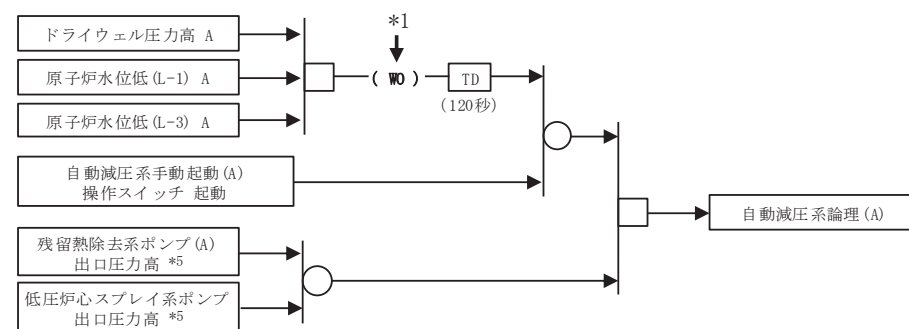
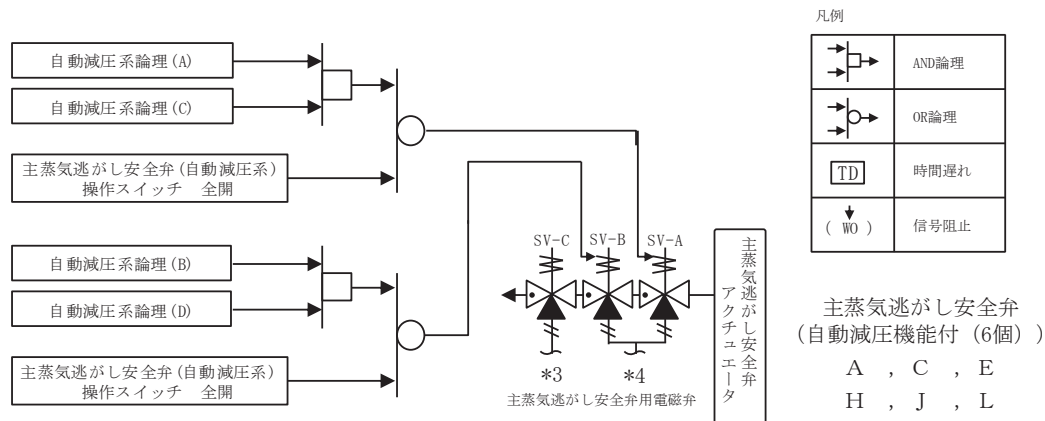


図 44-4-5 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） 系統概念図(1/3)

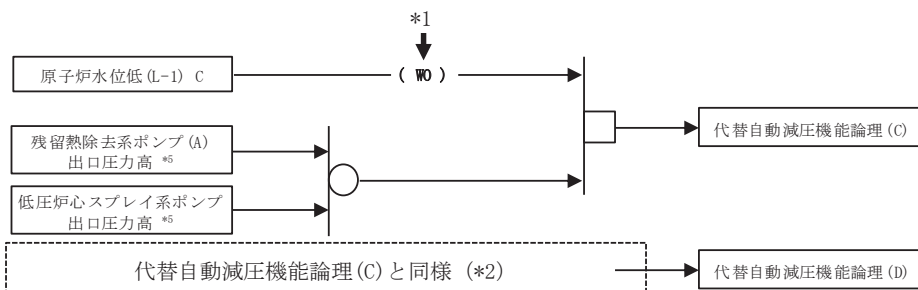
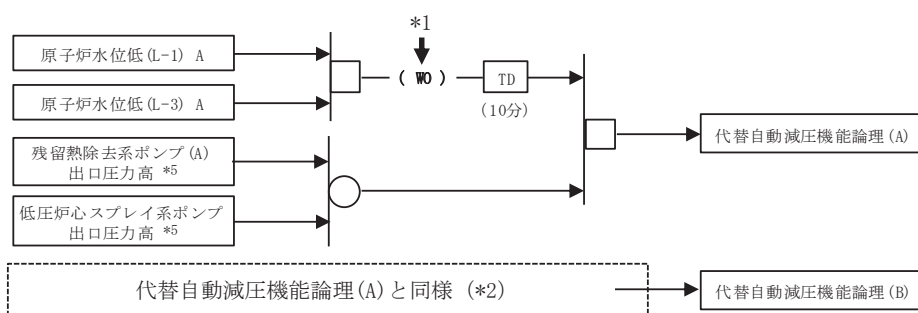
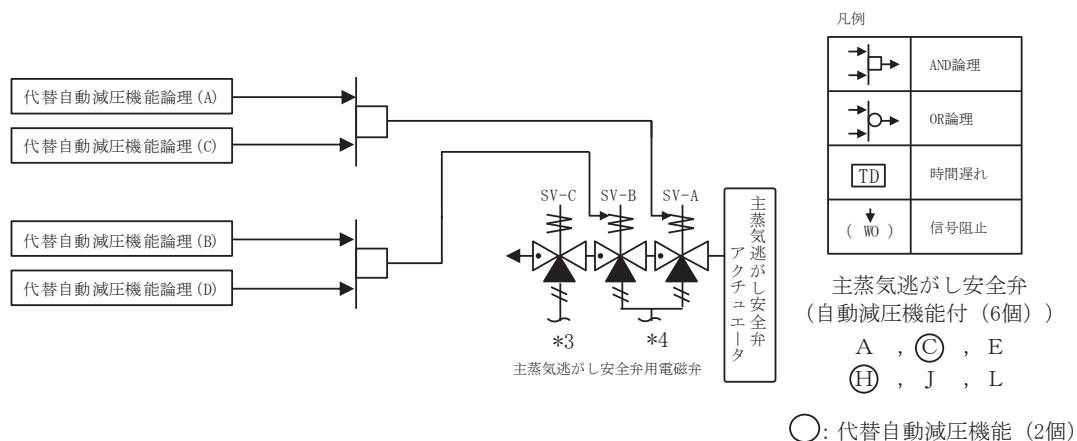
# <自動減圧系>



- \*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。
  - ・ドライウエル圧力高 A, C → ドライウエル圧力高 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
  - ・低圧炉心スプレイ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」, 「低圧炉心スプレイ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）】

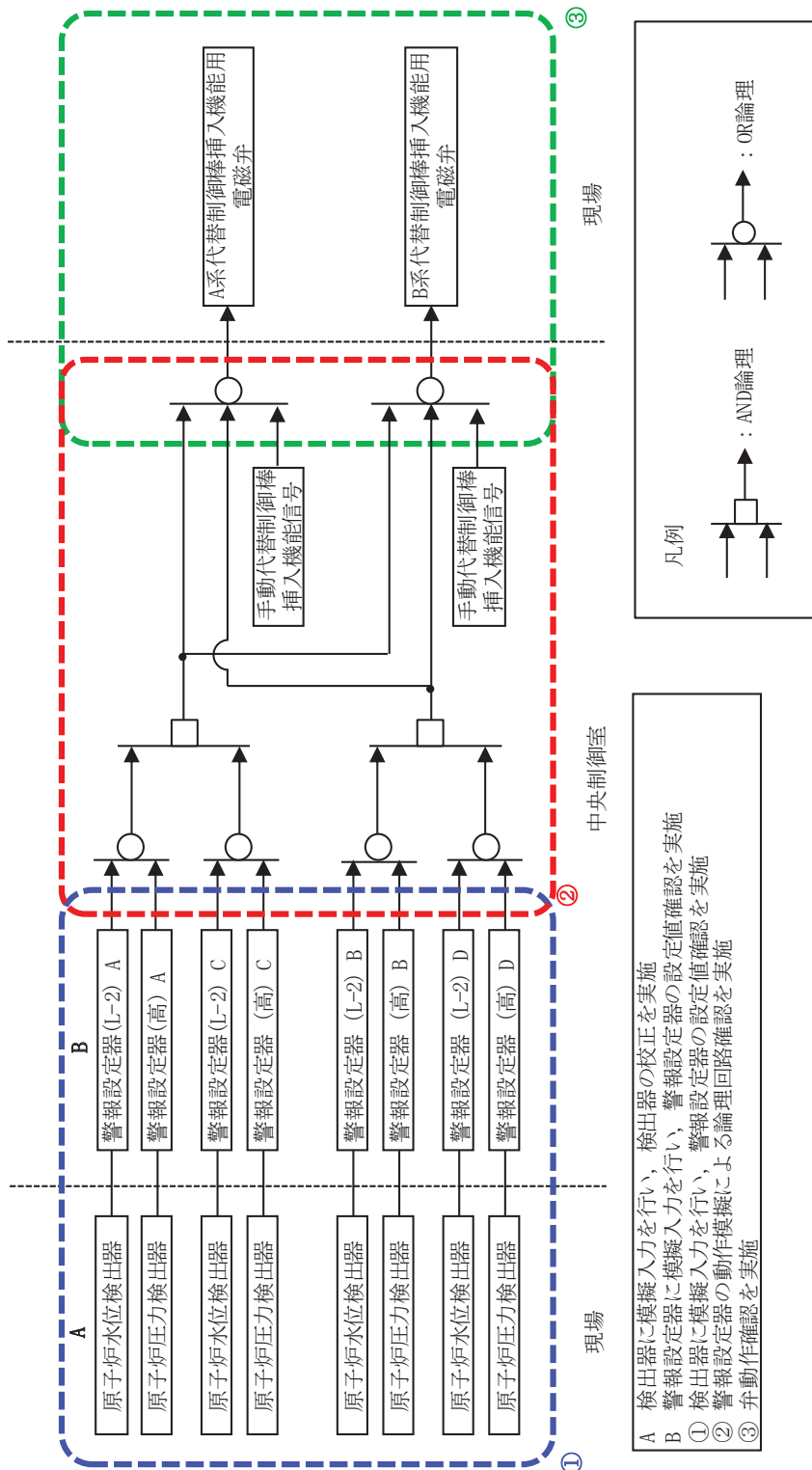


図 44-5-1 運転性能検査系統図  
 (ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能))



【ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)】

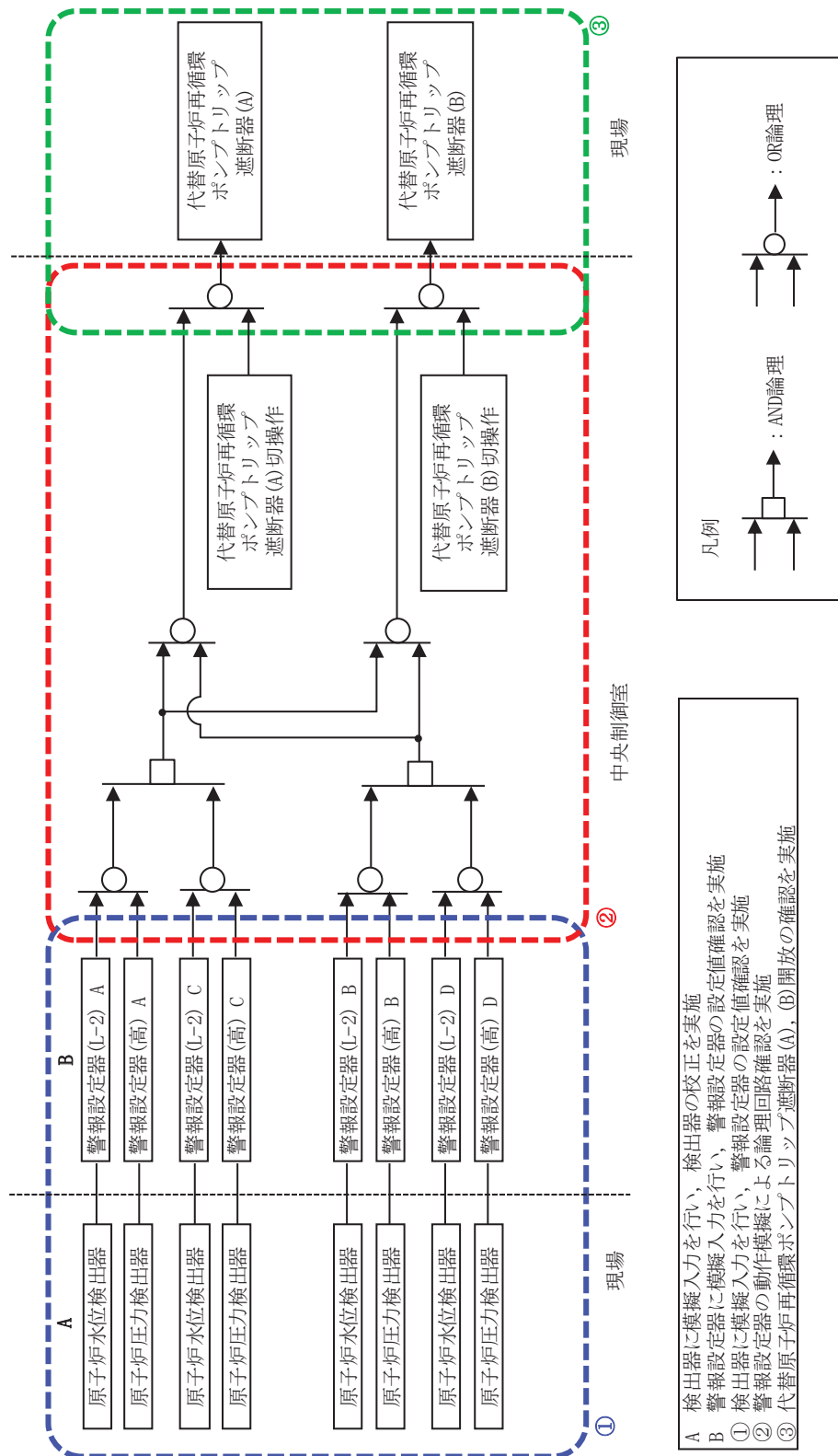
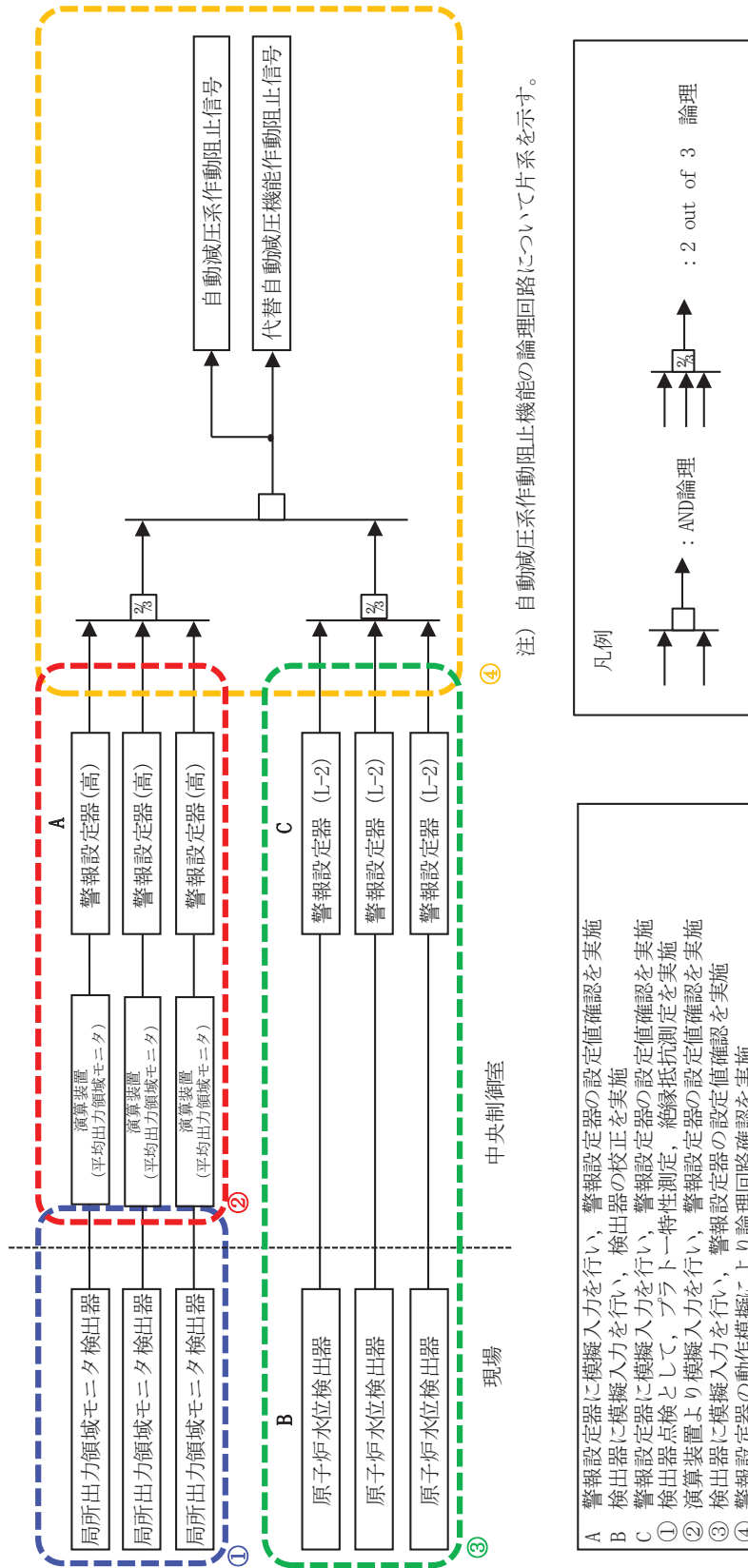


図 44-5-2 運転性能検査系統図

(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 (核計装)	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 137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 戻り配管ストレータ	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
	制御棒駆動水圧系充満容器 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 137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】 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
	スクラム出口弁【弁駆動部】 137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) 12台	特性試験	A, 高	13 M	安全保護系設定値確認検査 (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 領書による)



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	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
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 願書による)
	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 願書による)
	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 願書による)
	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 願書による)
	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 願書による)
	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 願書による)

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

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 : 02-028

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

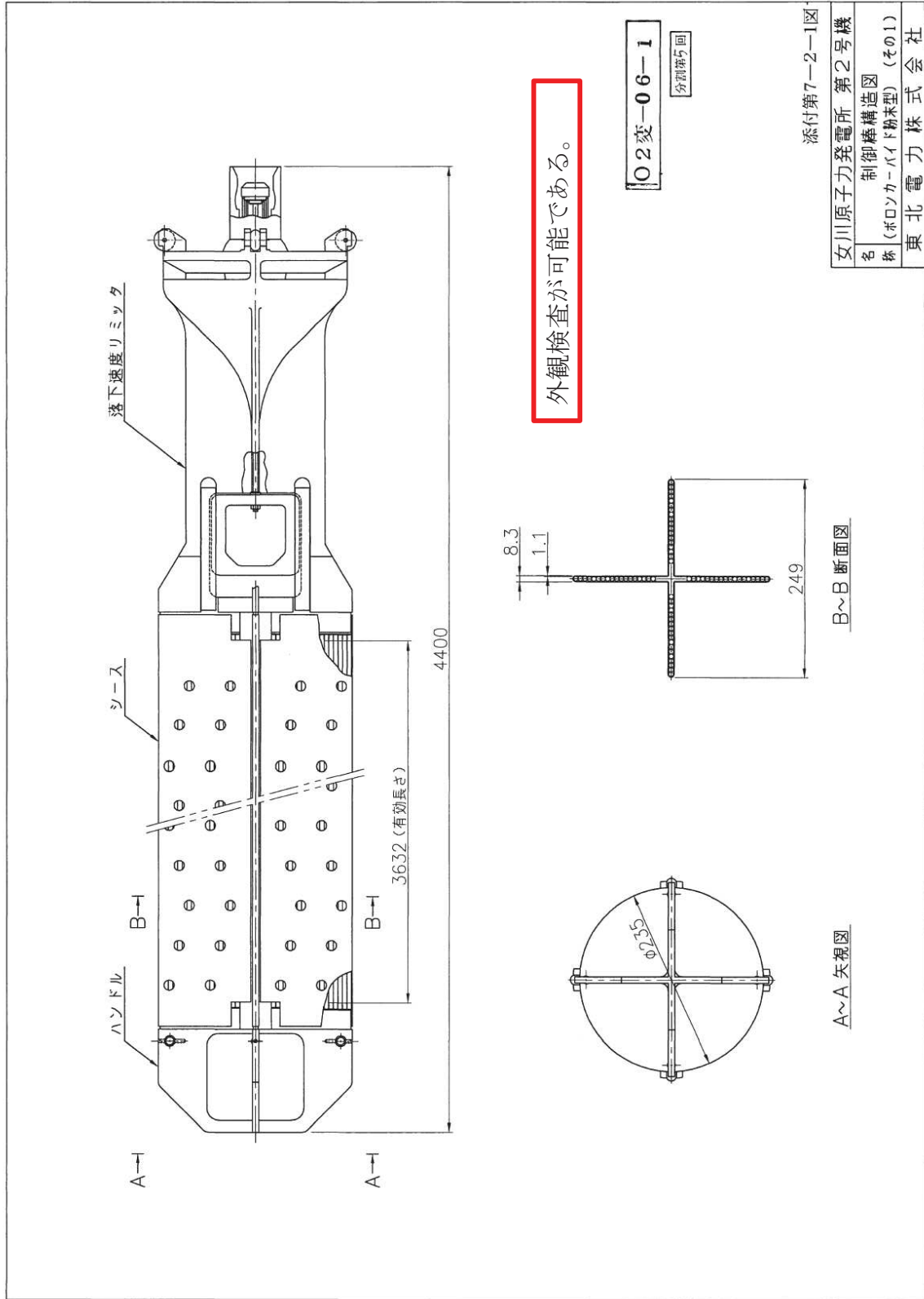
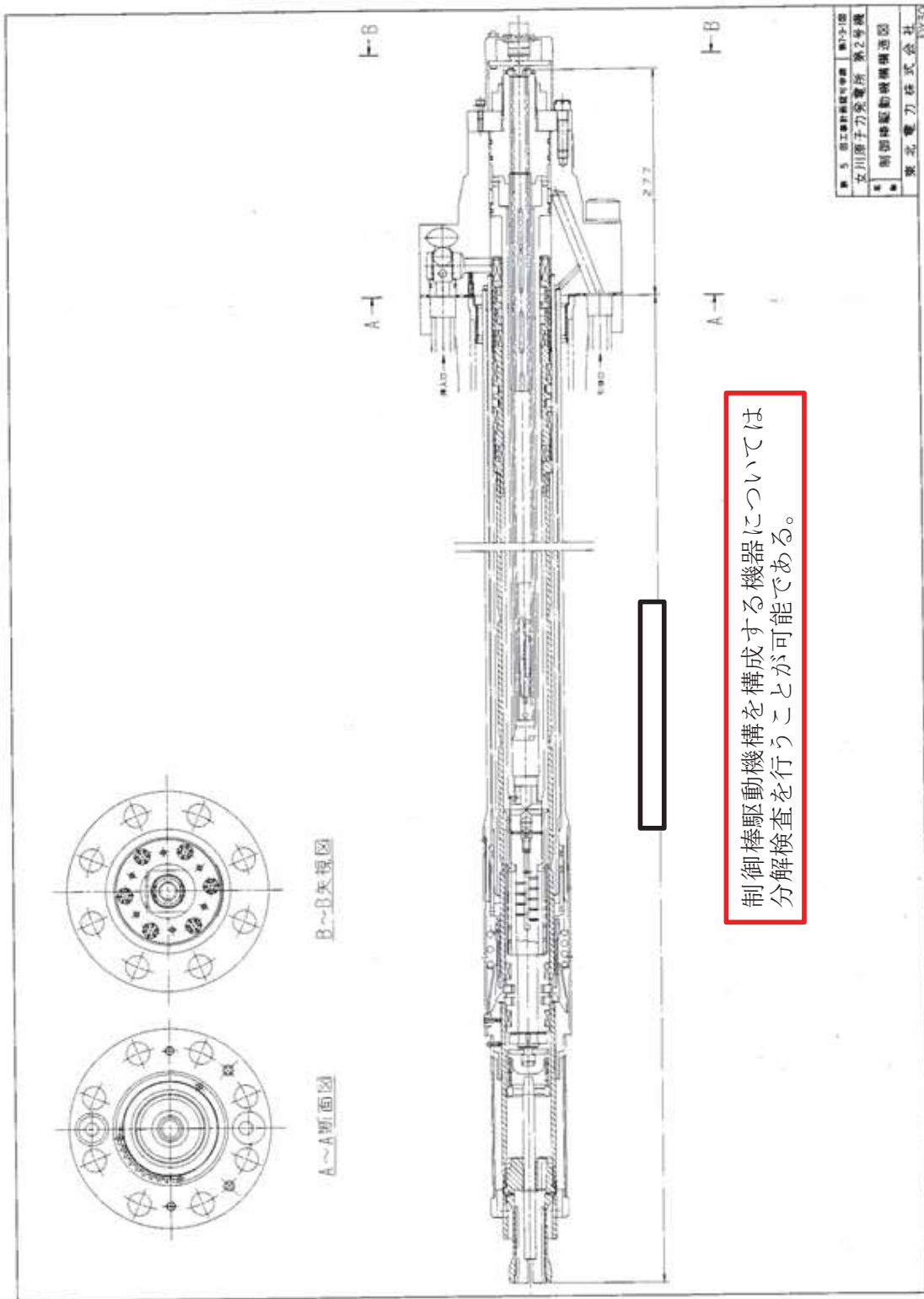


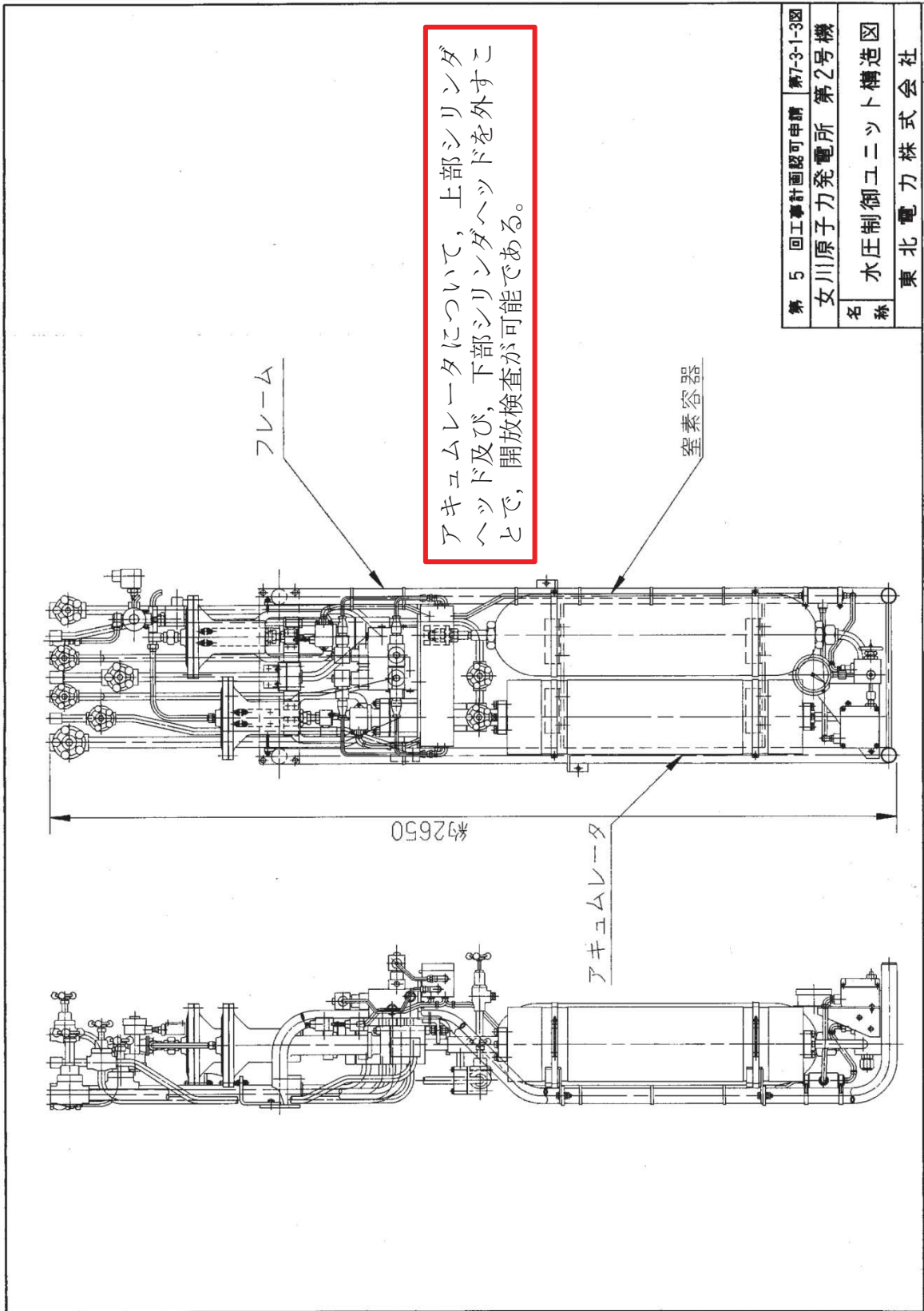
図 44-5-4 構造図 (制御棒)



第 5 節 原子力発電所 第 2 号機  
 制御棒駆動機構構造図  
 東北電力株式会社  
 NY-30

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)



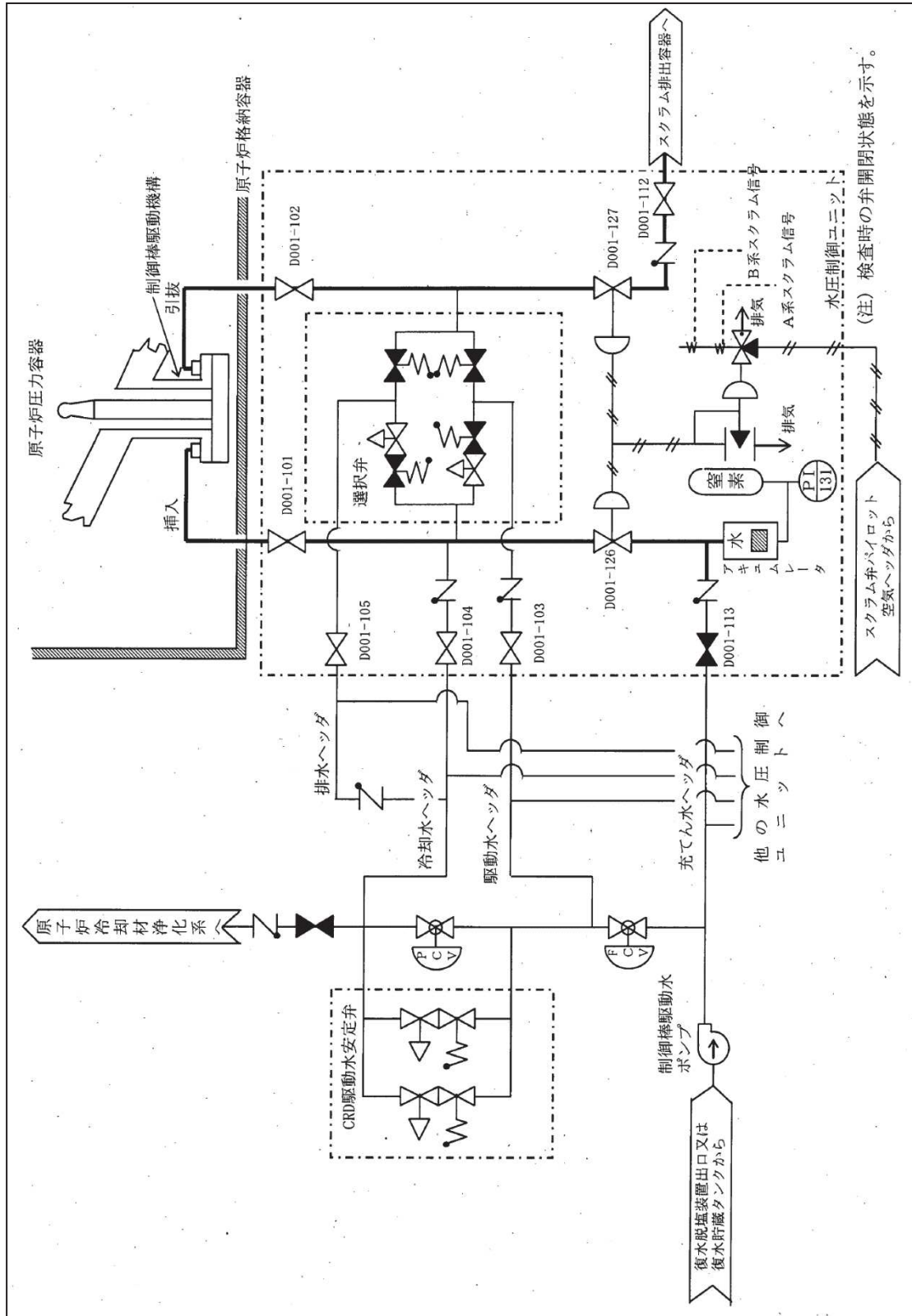
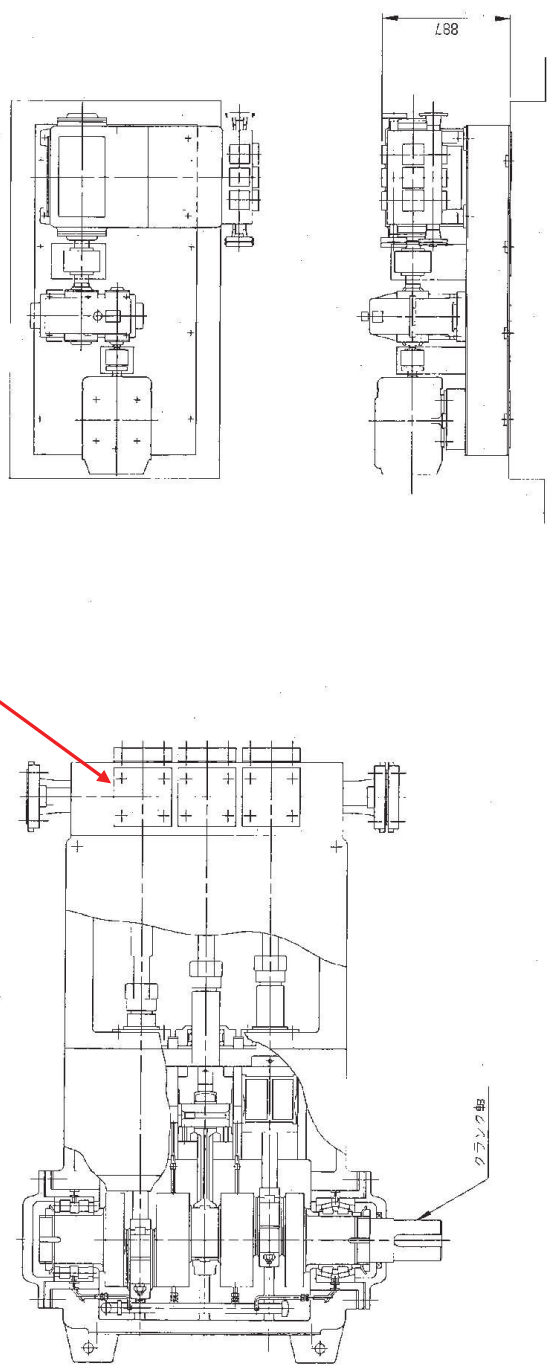
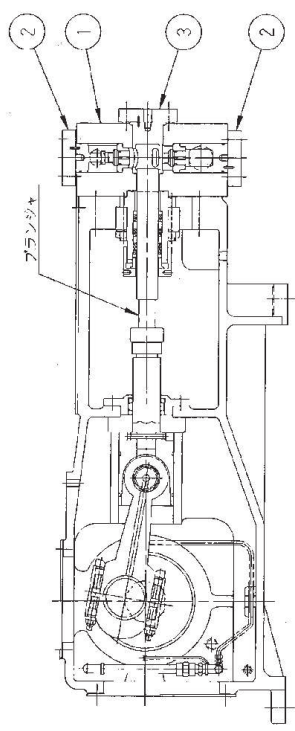


図 44-5-7 制御棒駆動水圧系機能検査系統図

リキッドリンダカバを取り外すことで、分解検査が可能である。

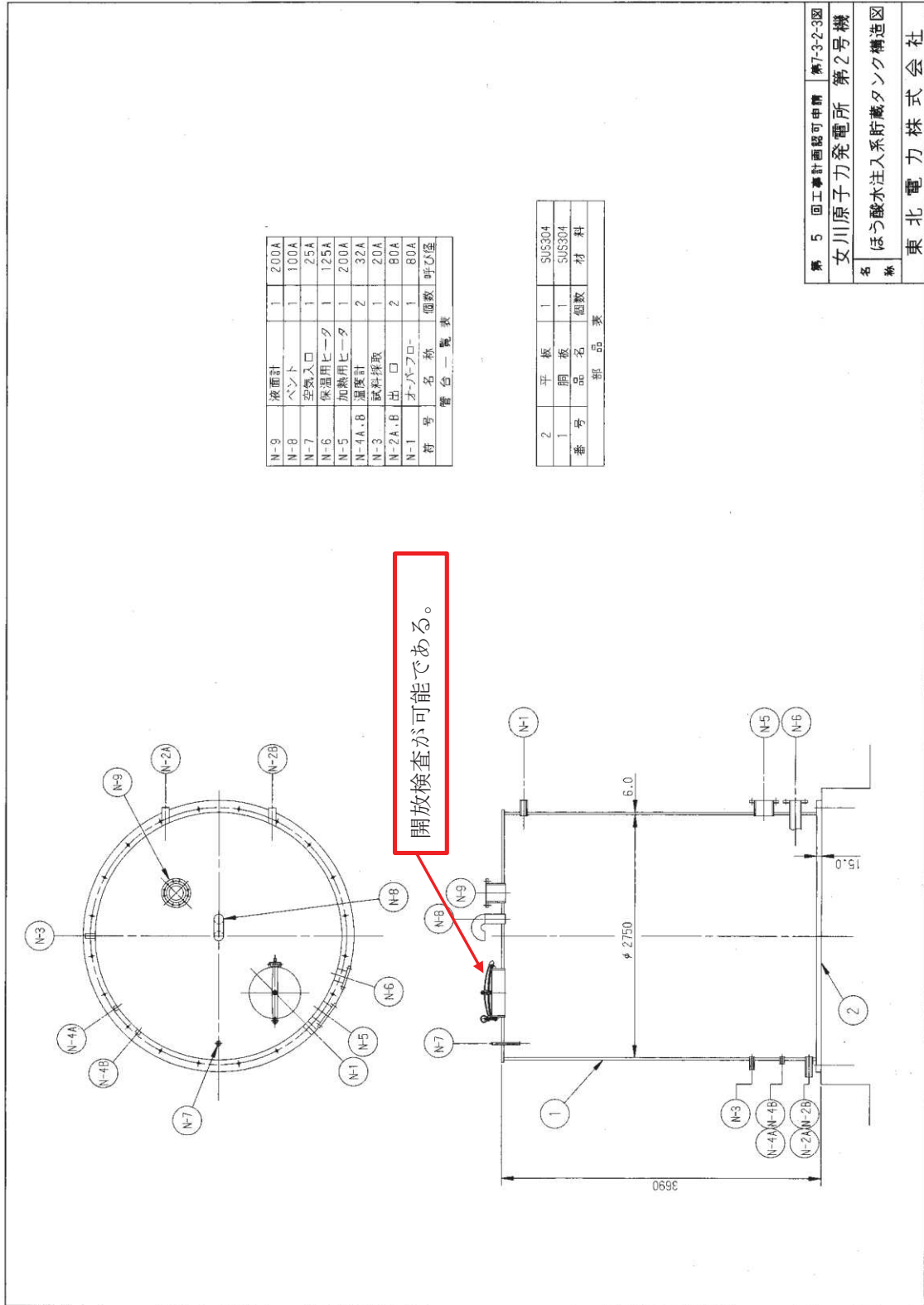


部 品 表			
番号	品 名	個数	材 料
3	リキッドリンダカバ	3	SUSF304
2	リキッドリンダカバ	6	SUSF304
1	リキッドリンダ	1	SUSF304



第 5 回工事計画認可申請 第7-3-2図  
 女川原子力発電所 第2号機  
 名 稱 ほう酸水注入系ポンプ構造図  
 東 北 電 力 株 式 会 社  
 3214

図 44-5-8 構造図 (ほう酸水注入系ポンプ)



第 5 回工事設計画認可申請 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)

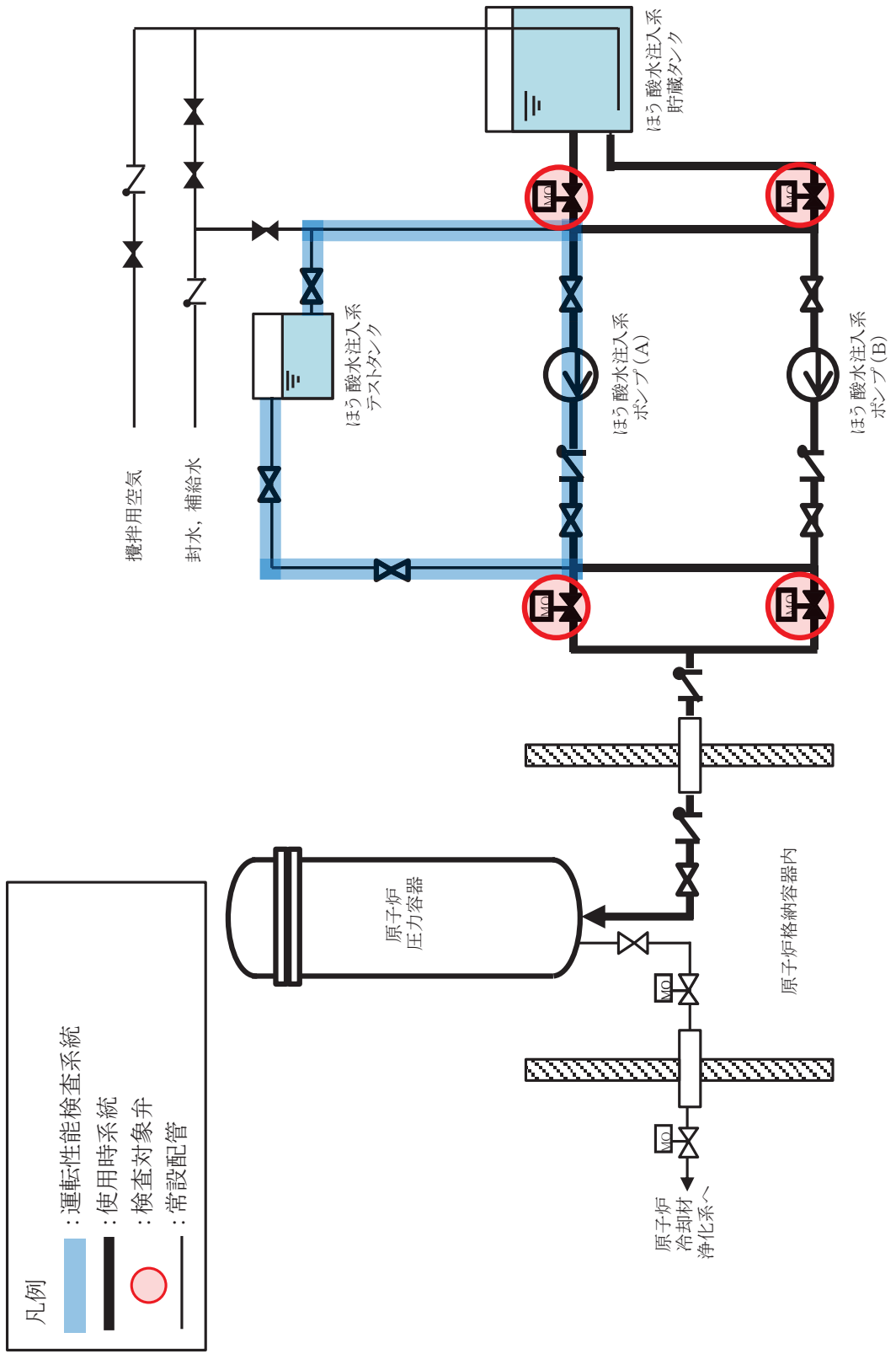


図 44-5-10 運転性能検査系統図 (ほう酸水注入系 (A系))

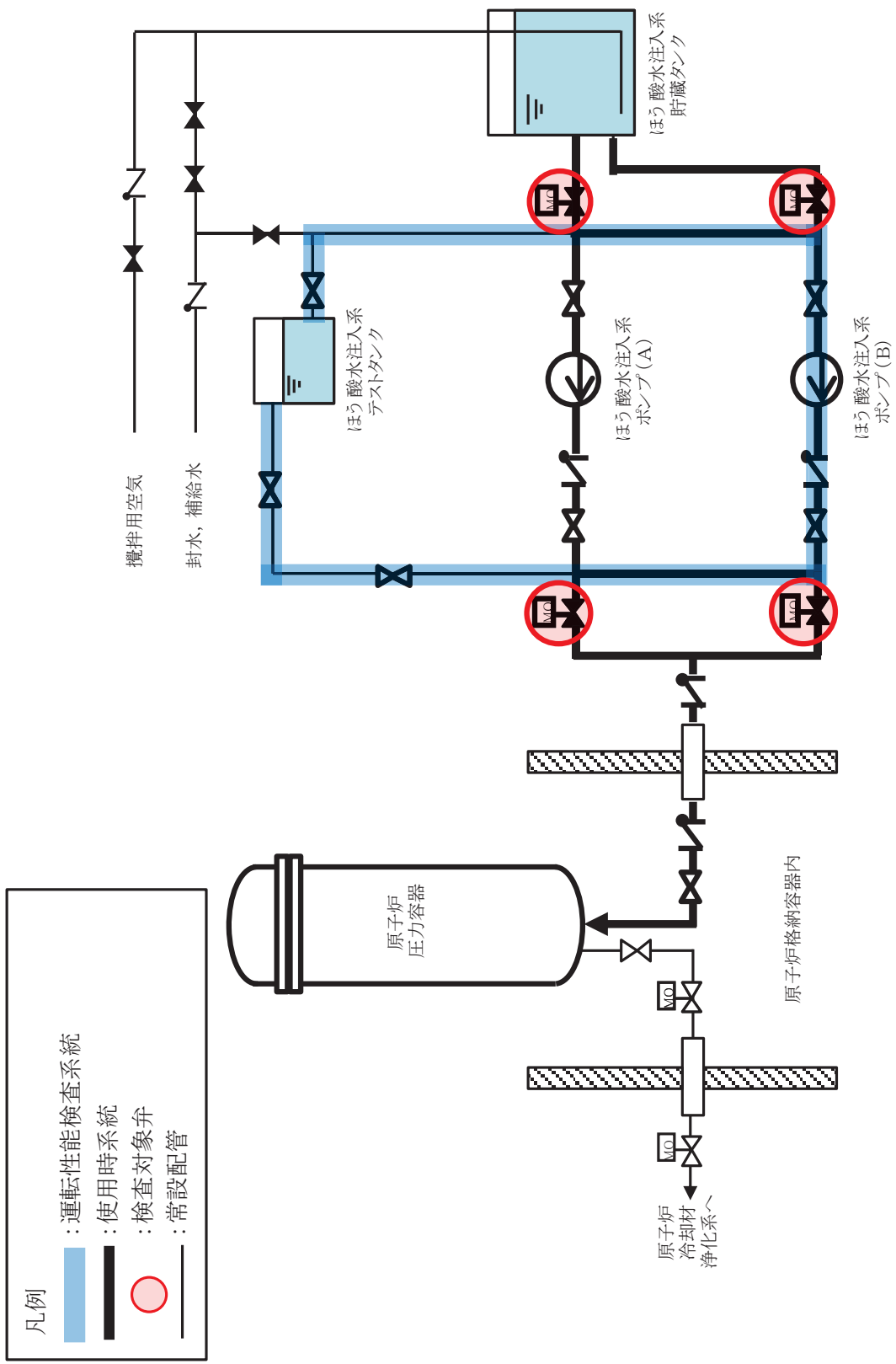


図 44-5-11 運転性能検査系統図 (ほう酸水注入系 (B系))

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，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>

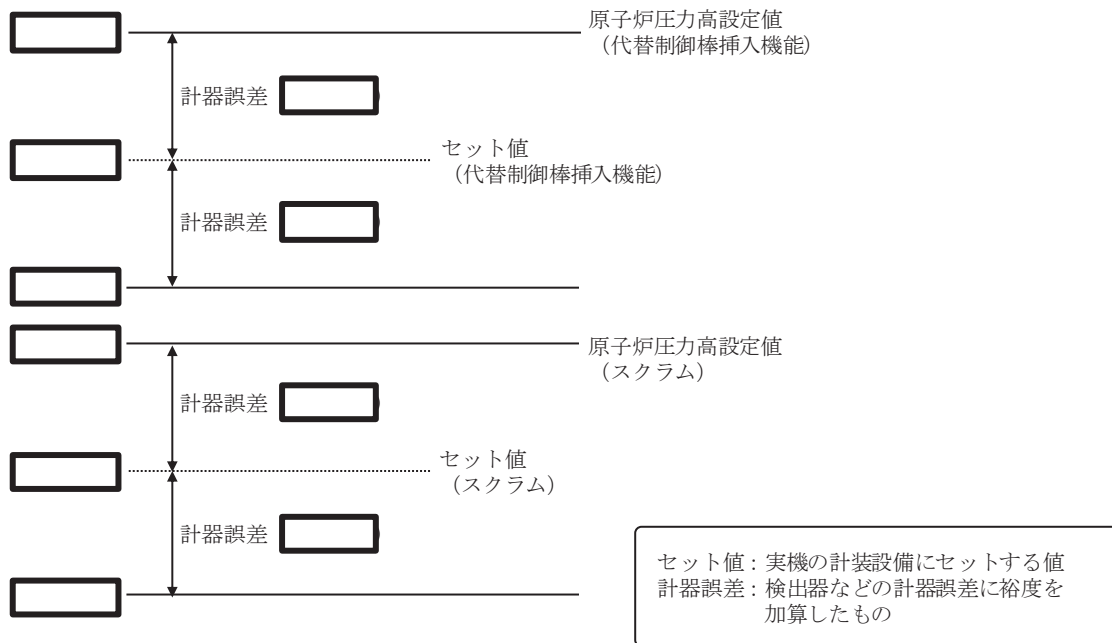


図 44-6-1 原子炉圧力高設定値の概要図

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>

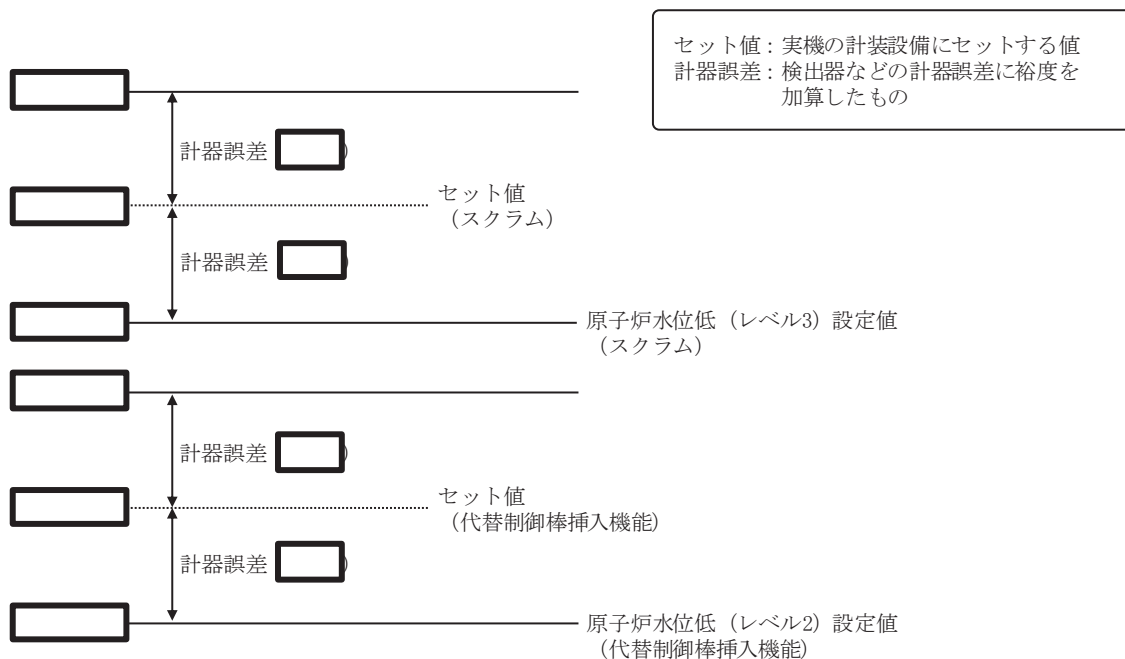


図 44-6-2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

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>

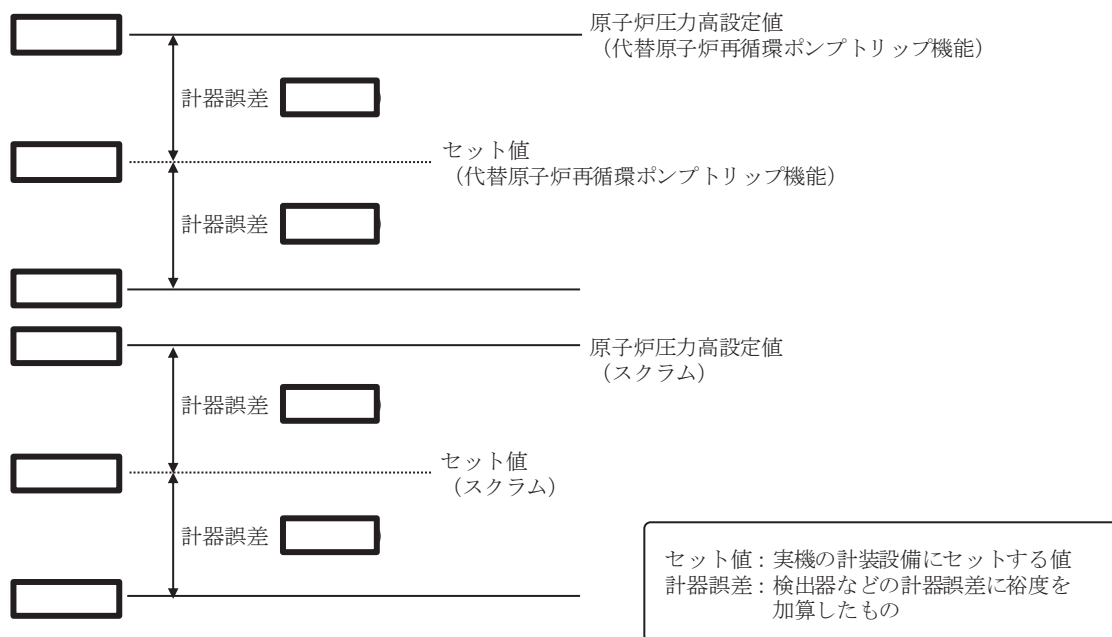
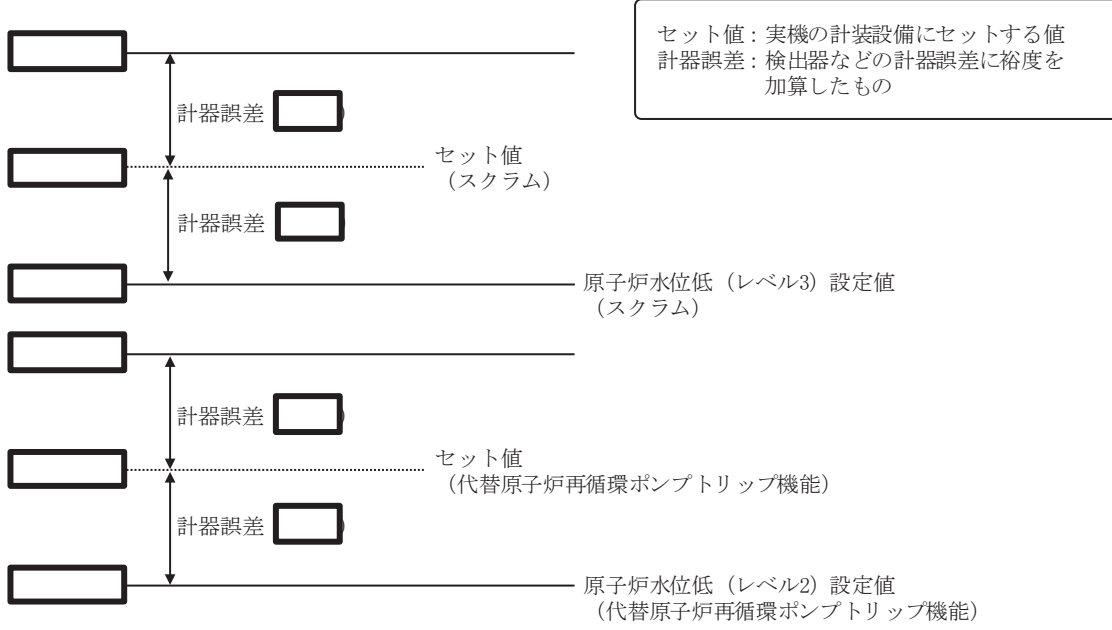


図 44-6-3 原子炉圧力高設定値の概要図

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>  <p>The diagram illustrates the relationship between different water level settings and their setpoints. It shows two main scenarios: one for the Level 3 (Scram) setting and one for the Level 2 (Replacement Pump Trip) setting. For each, a solid line represents the 'Set Value' (設定値) and a dotted line represents the 'Set Value (Scram)' (設定値 (スクラム)). Vertical arrows indicate the 'Measurement Error' (計器誤差) on both sides of the setpoint. A legend box explains that the 'Set Value' is the value set on the actual equipment, and the 'Measurement Error' is the tolerance added to the detector's measurement error.</p> <p>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>

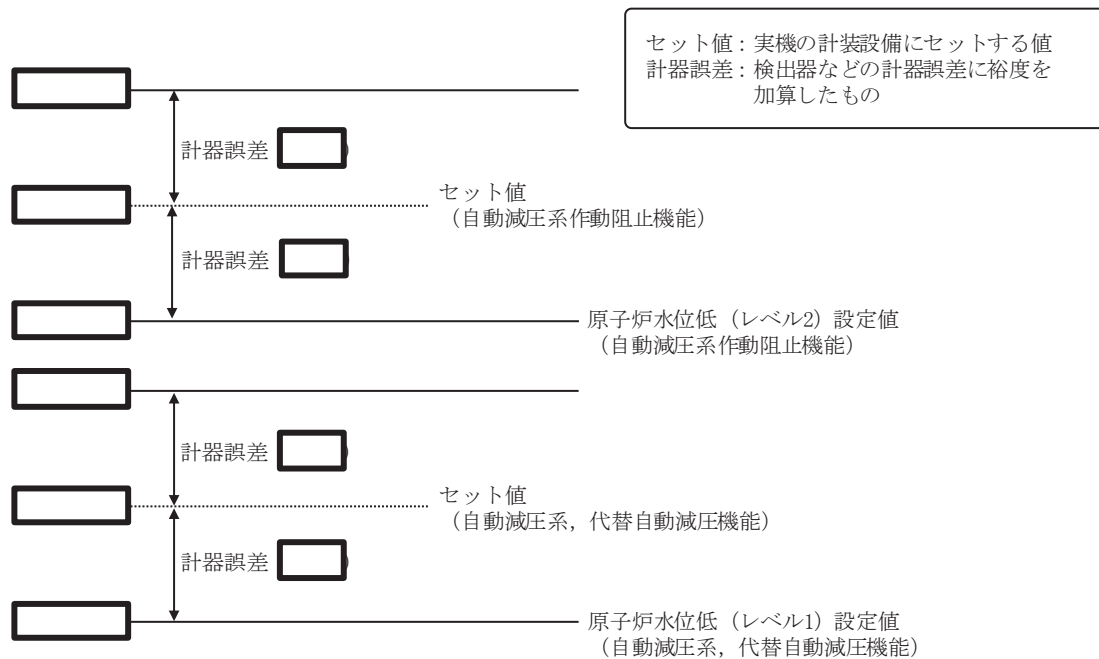


図 44-6-5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

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	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>

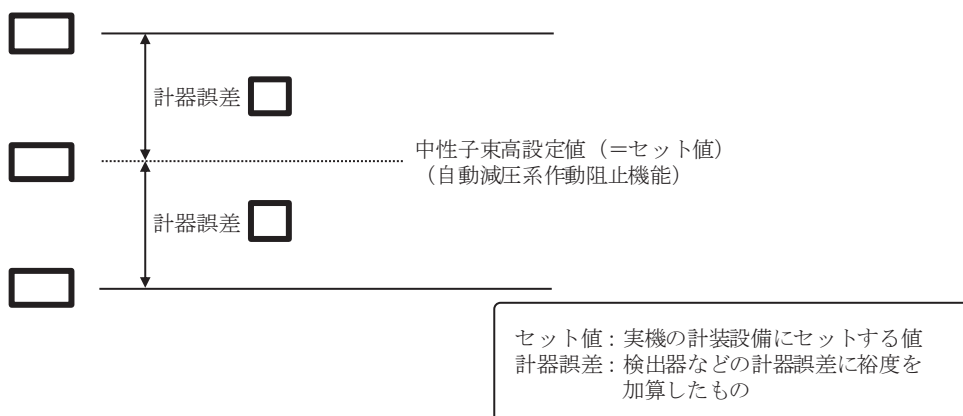


図 44-6-6 中性子束高設定値の概要図

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; text-align: center;"> </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1,000ppm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。

$$\begin{aligned}
 & \text{ポンプ容量 (1個当り)} \\
 & = \text{タンク容量 (ℓ)} / \text{注入時間 (min)} \\
 & = 18.6 \times 10^3 / ( 1,000 / \text{} ) \\
 & \approx \text{} \text{ ℓ/min}
 \end{aligned}$$

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7.94MPa[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	7.94MPa[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

$$321 \times 10^3 \times 1,000 \text{ ppm (設計ボロン濃度)} = 321 \text{ kg}$$

必要五ほう酸ナトリウム量は

$$\frac{10B}{\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16}10\text{H}_2\text{O}} = 0.1831 \quad (\text{各原子量 : B}=10.8, \text{H}=1, \text{O}=16, \text{Na}=23)$$

であることから、

$$321 / 0.1831 \doteq 1,753 \text{ kg}$$

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 (1,982 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1,982 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。

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、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、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、原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階（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。

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。

また、多重化された原子炉保護系と ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、ヒューズによる電氣的な分離をすることで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。

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、地震、火災、溢水等の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、原子炉建屋地下 2 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）、原子炉建屋地上 1 階及び地下 1 階（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

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。

また、多重化された原子炉保護系と 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、ヒューズによる電氣的な分離をすることで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。

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、地震、火災、溢水等の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、原子炉建屋地上 2 階（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。

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地下 1 階（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。

なお、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の原子炉水位低（レベル 2）信号の一部は、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)の原子炉水位低(レベル2)信号と共有しているが、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の原子炉水位低(レベル3)信号と独立した構成とする設計とする。

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、地震、火災、溢水等の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及び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。

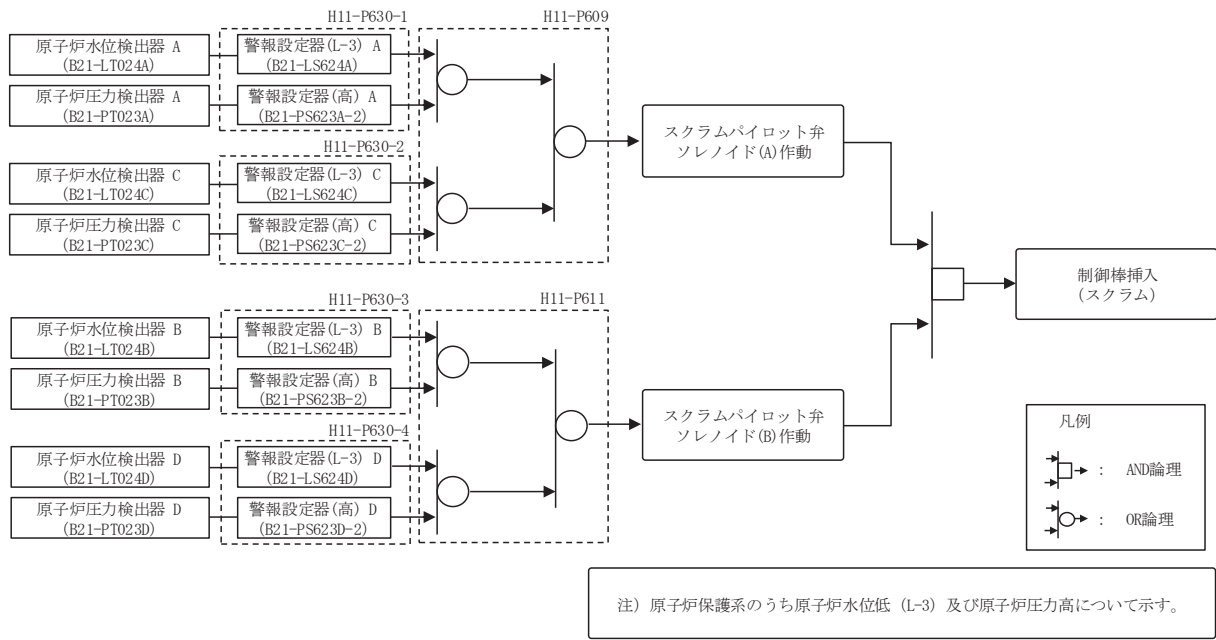
なお、原子炉保護系はフェイルセーフ設計であり、火災によってスクラム電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁、スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスクラム電磁弁が水没した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁が作動する。そのため、火災、溢水等の共通要因により原子炉保護機能が喪失することはない。

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)】

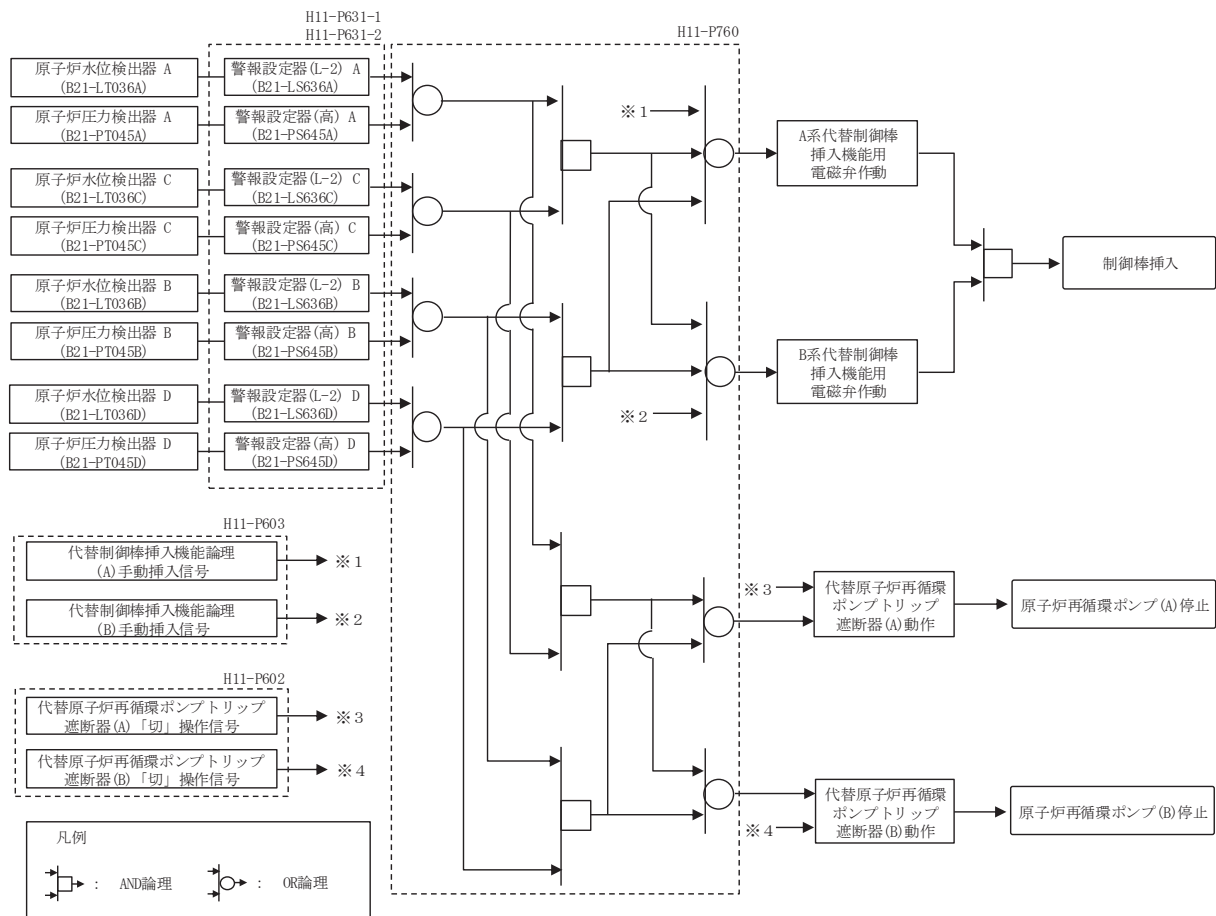


図 44-7-1 原子炉保護系及び ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 論理回路図

凡例

— —	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

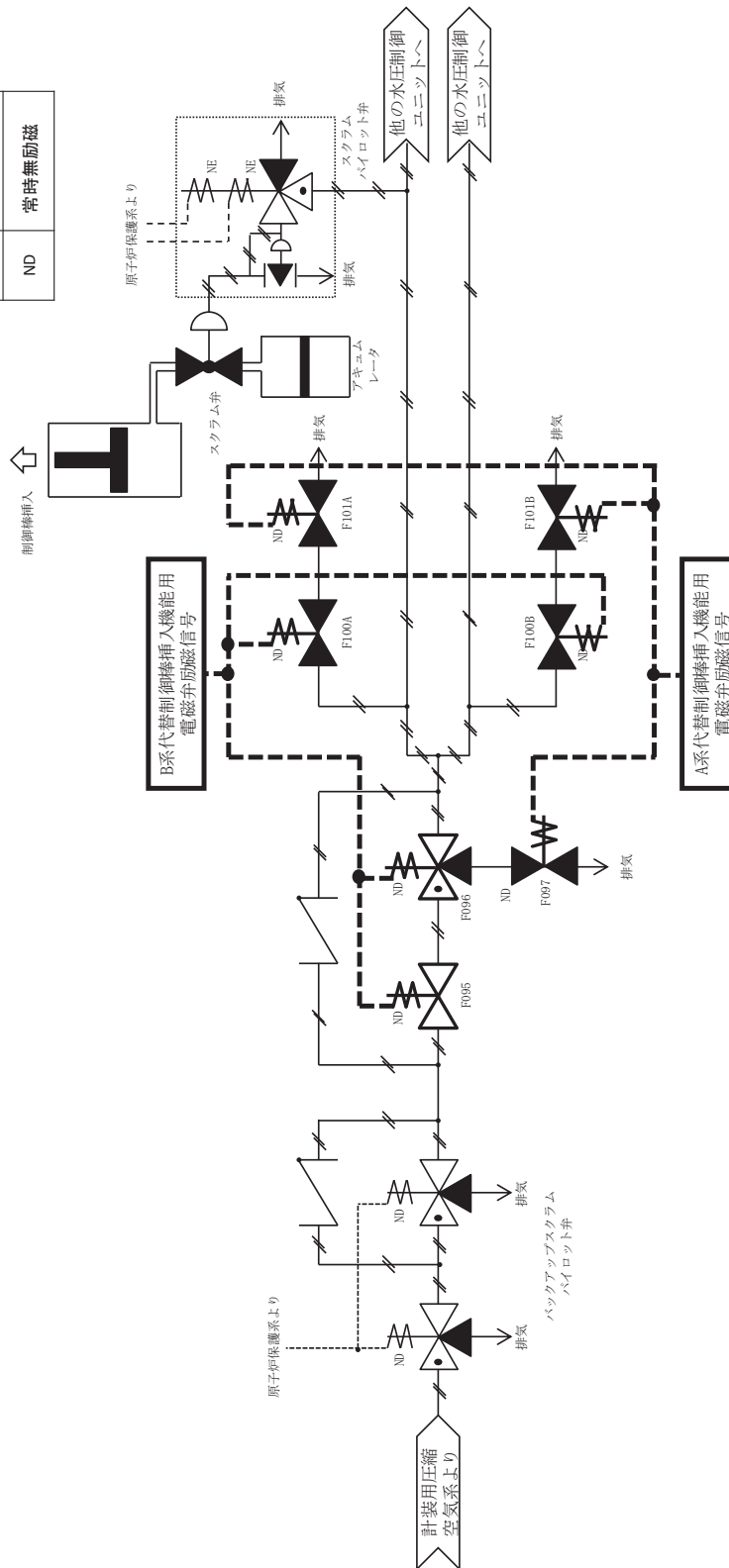


図 44-7-2 電磁弁の分離について

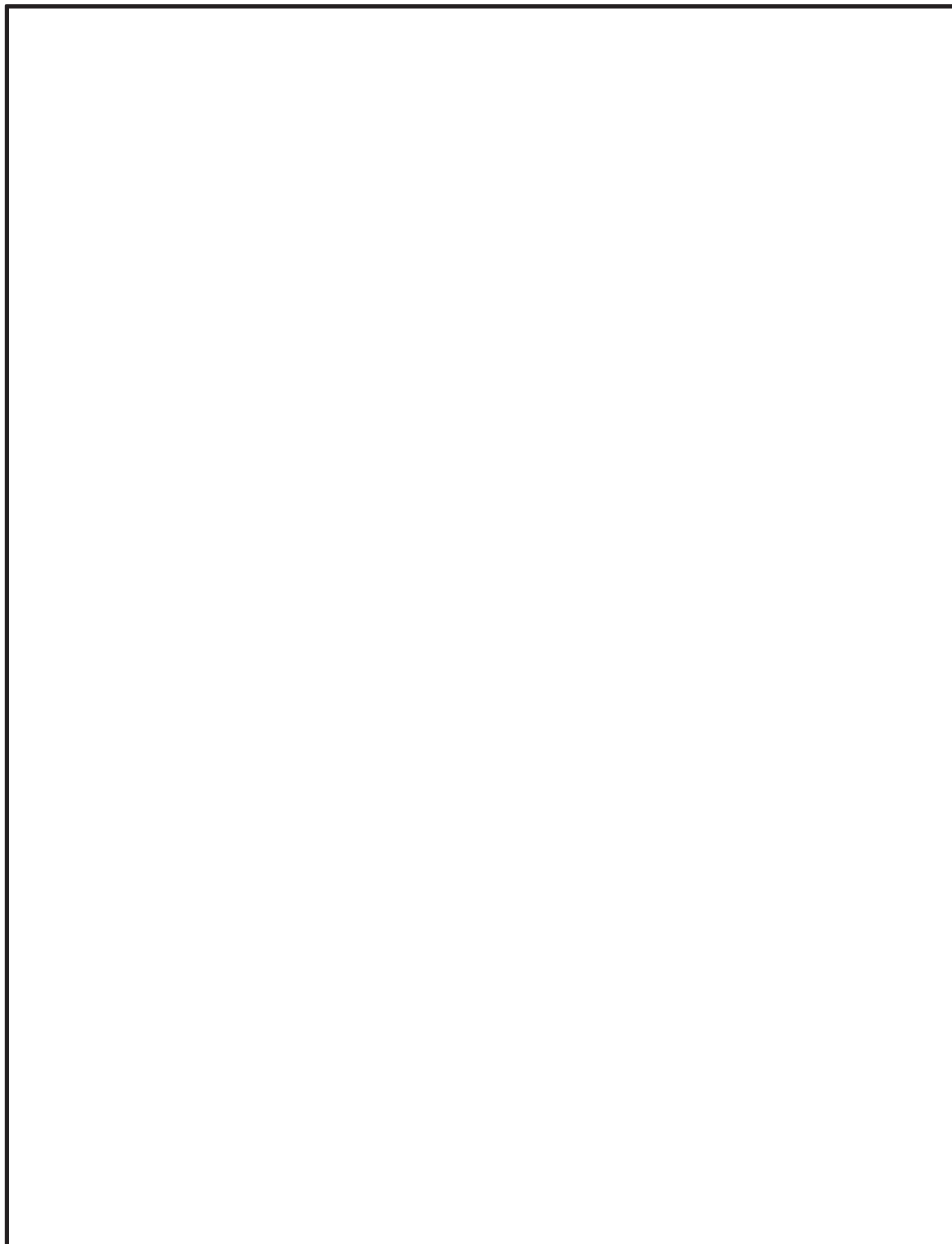


図 44-7-3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

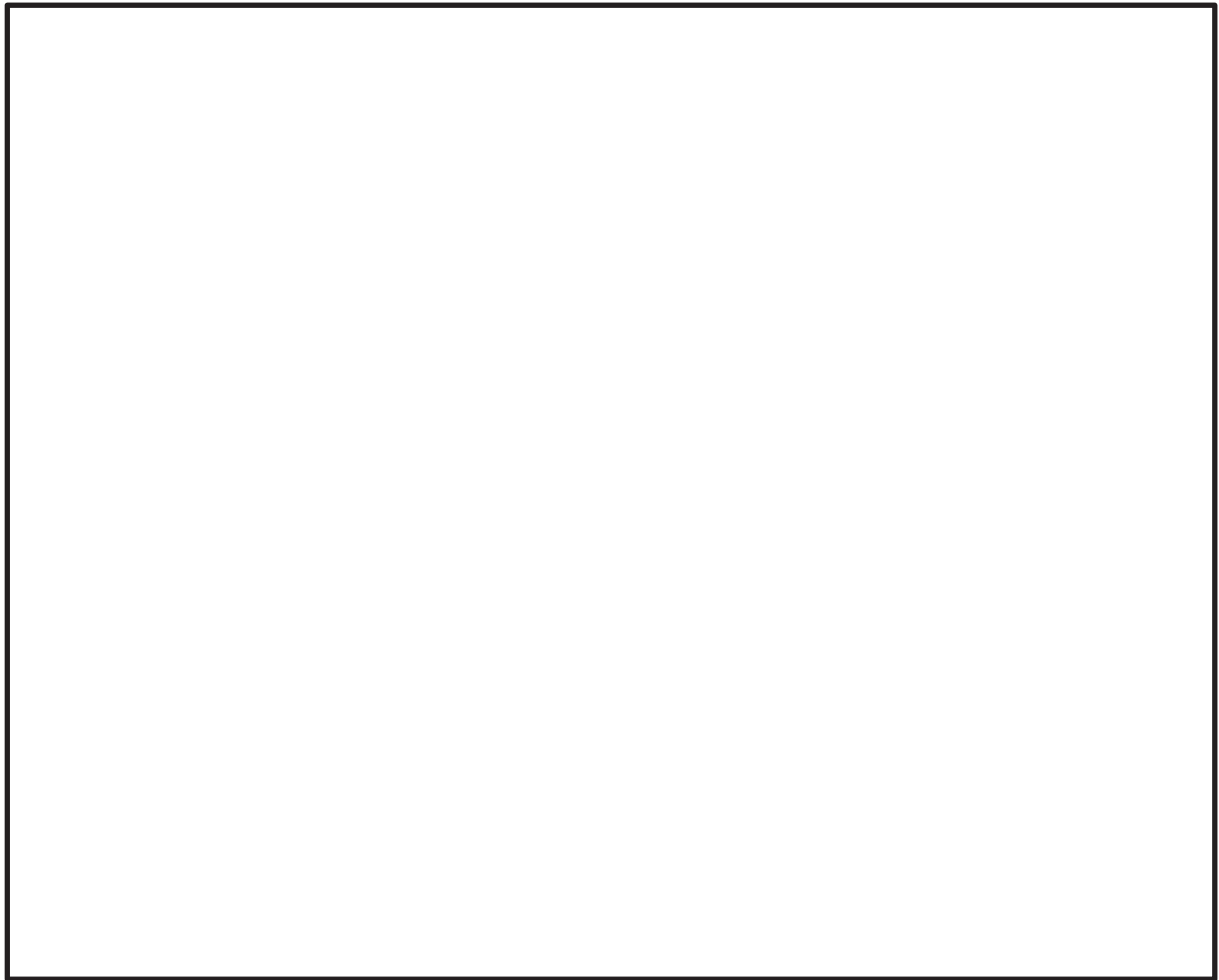


図 44-7-4 AM 制御盤及び原子炉保護系盤の設置場所

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、地震、火災、溢水等の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 >

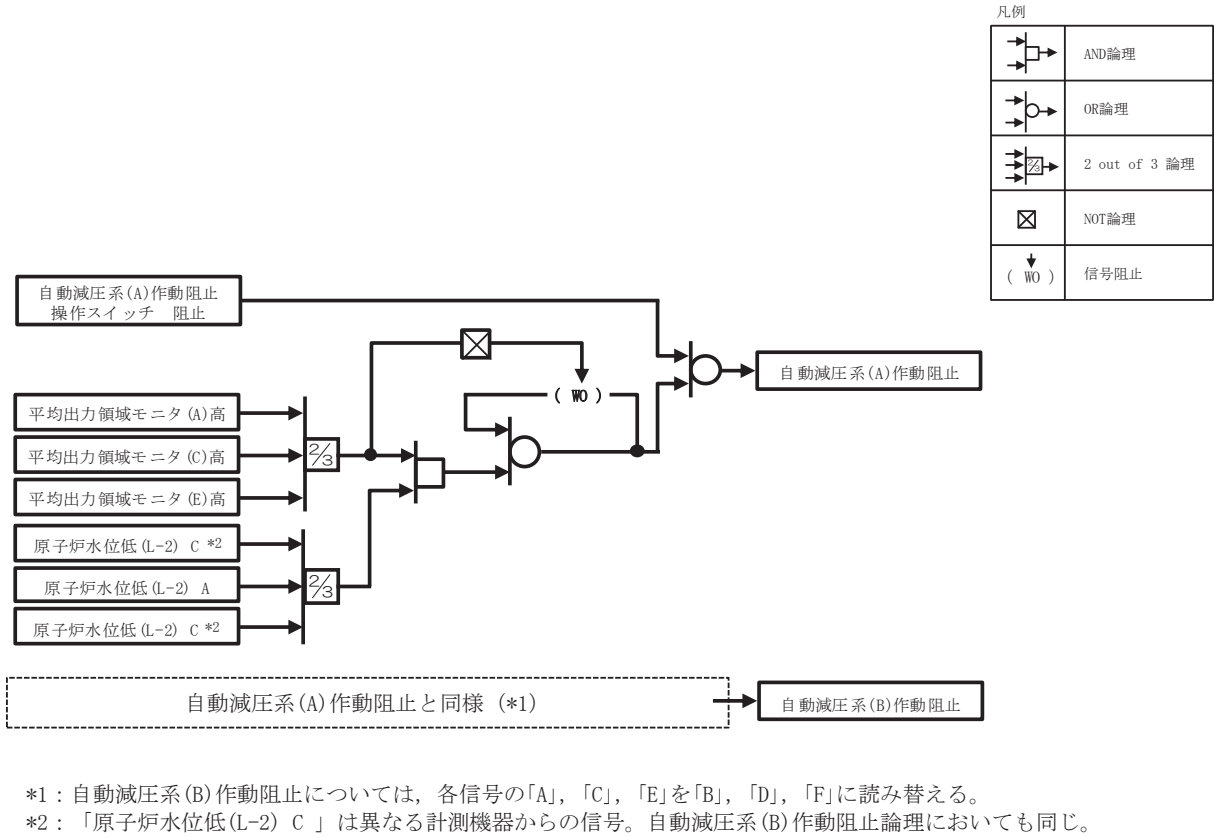
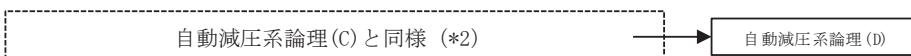
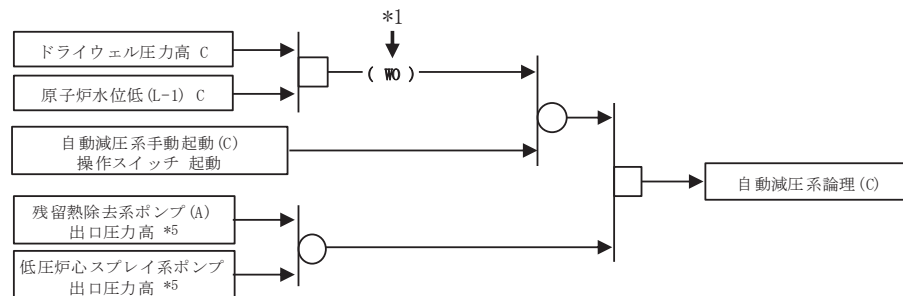
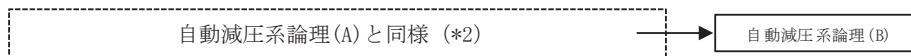
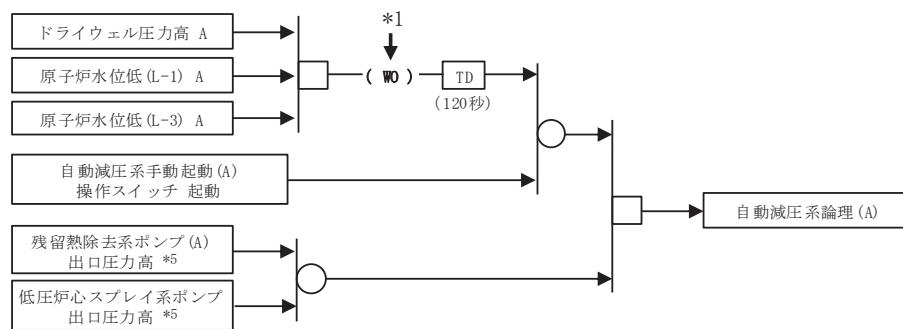
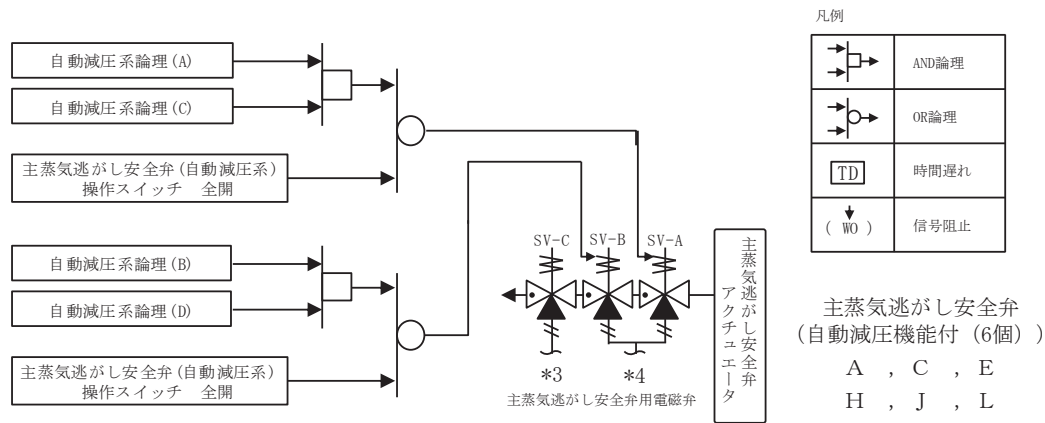


図 44-7-5 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） 系統概念図(1/3)

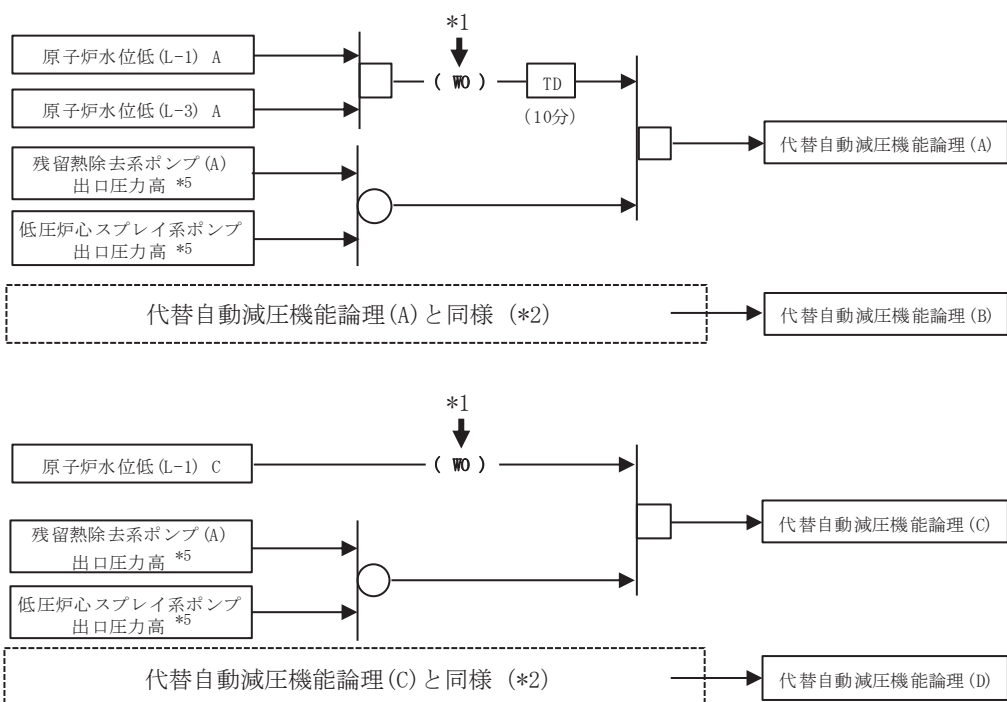
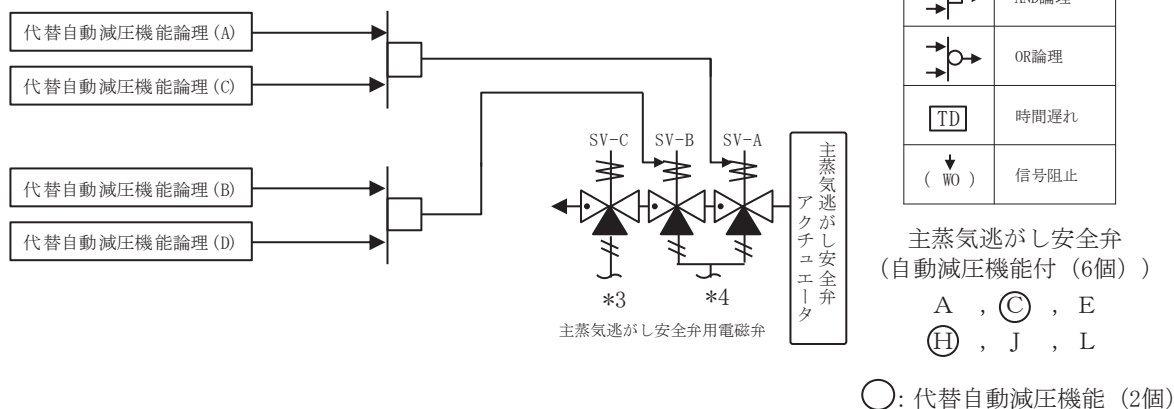
# <自動減圧系>



- \*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
  - ・低圧炉心スプレイ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」, 「低圧炉心スプレイ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>



- \*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
  - ・低圧炉心スプレイ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」, 「低圧炉心スプレイ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)



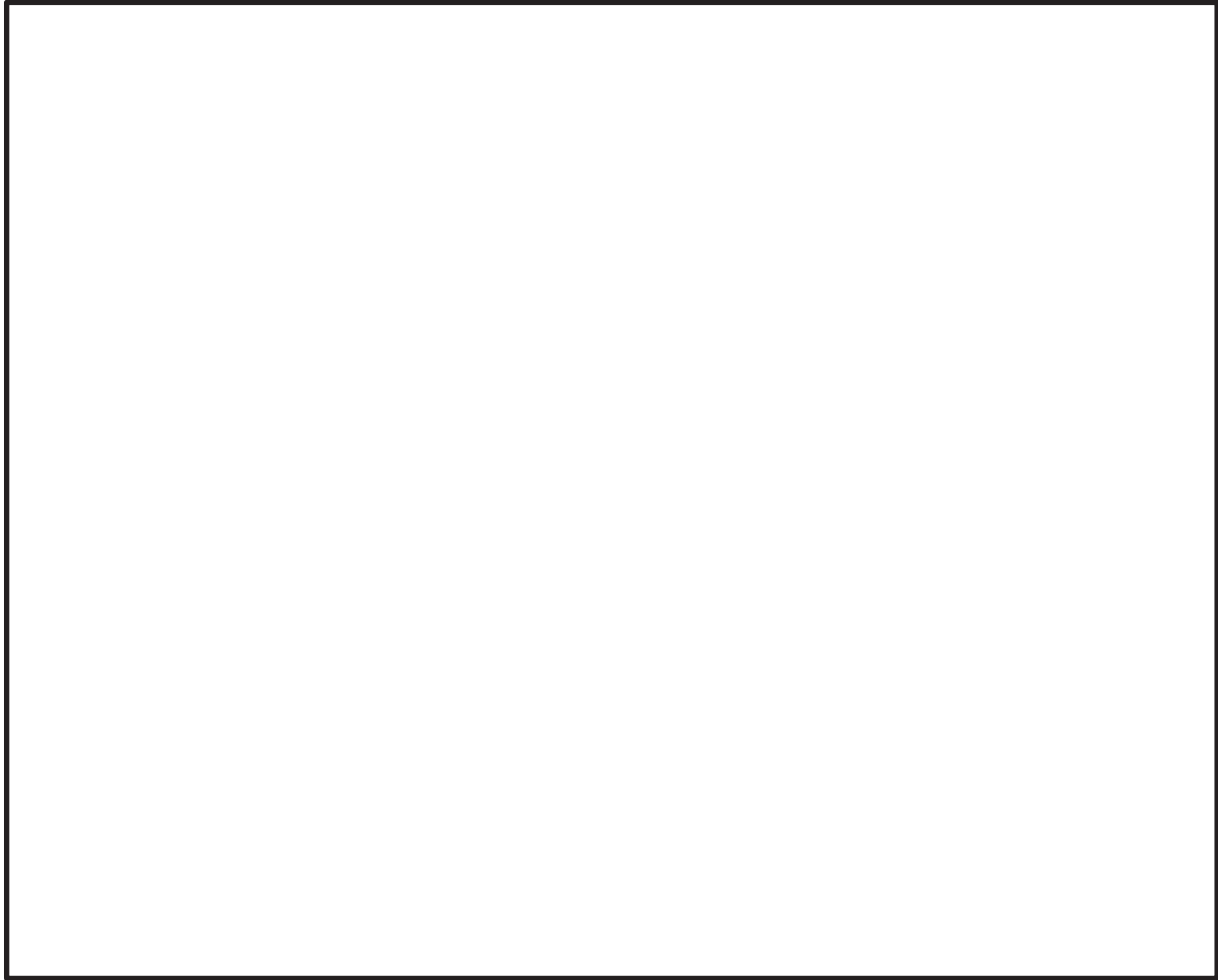


図 44-7-8 減圧リセットボタン及び ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）  
の論理回路の設置場所

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）

原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、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）

主蒸気隔離弁の閉止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

制御建屋地上 3 階 中央制御室

枠囲みの内容は商業機密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1,216cm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1,278cm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\*1
- 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\*2より1,216cm以上)  
中性子束高 10%\*3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 1,278cm 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 1,216cm 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 1,216cm 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. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

(a) 設置場所

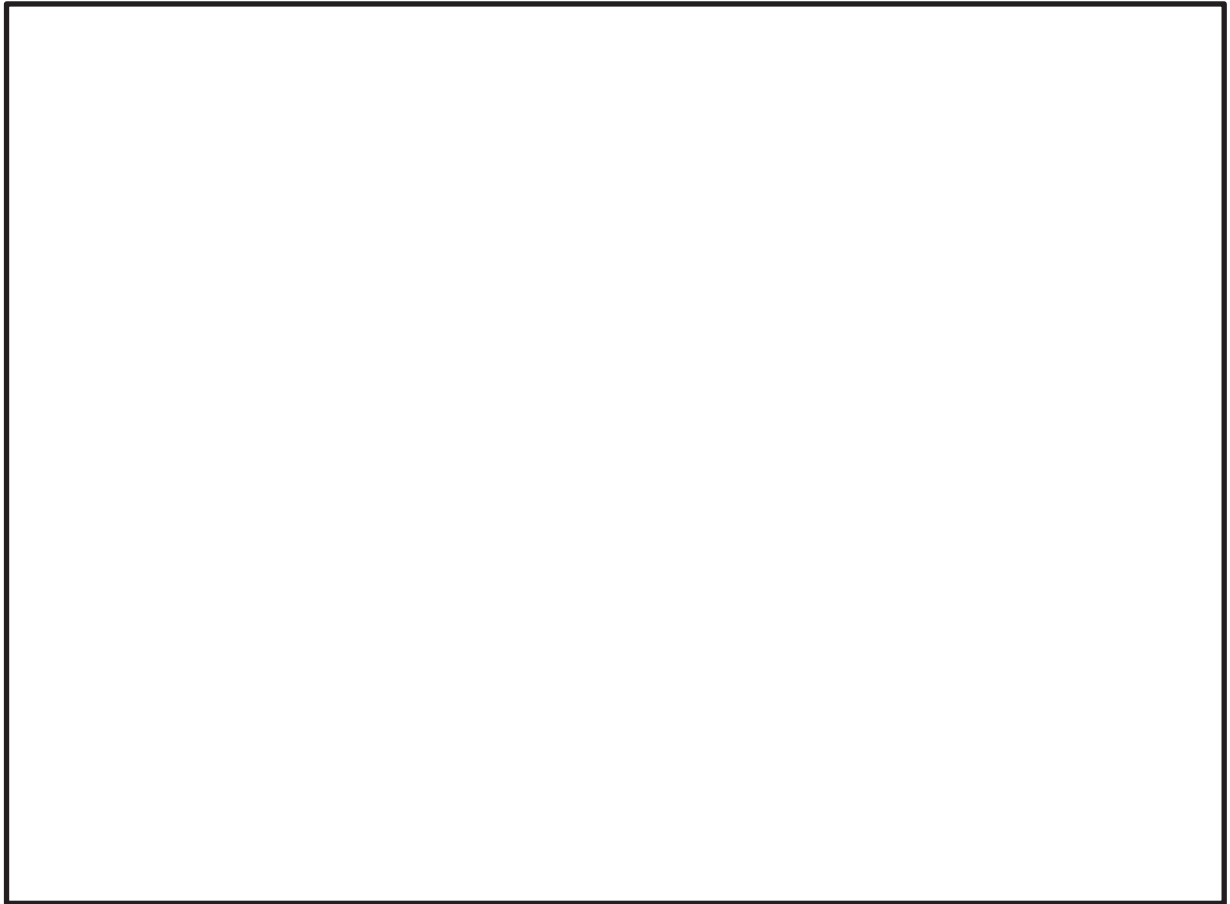


図 44-8-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路の設置場所

(b) 回路構成

i. 原子炉保護系と ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の回路構成概略及び設計上の考慮

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、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. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の構成概略図

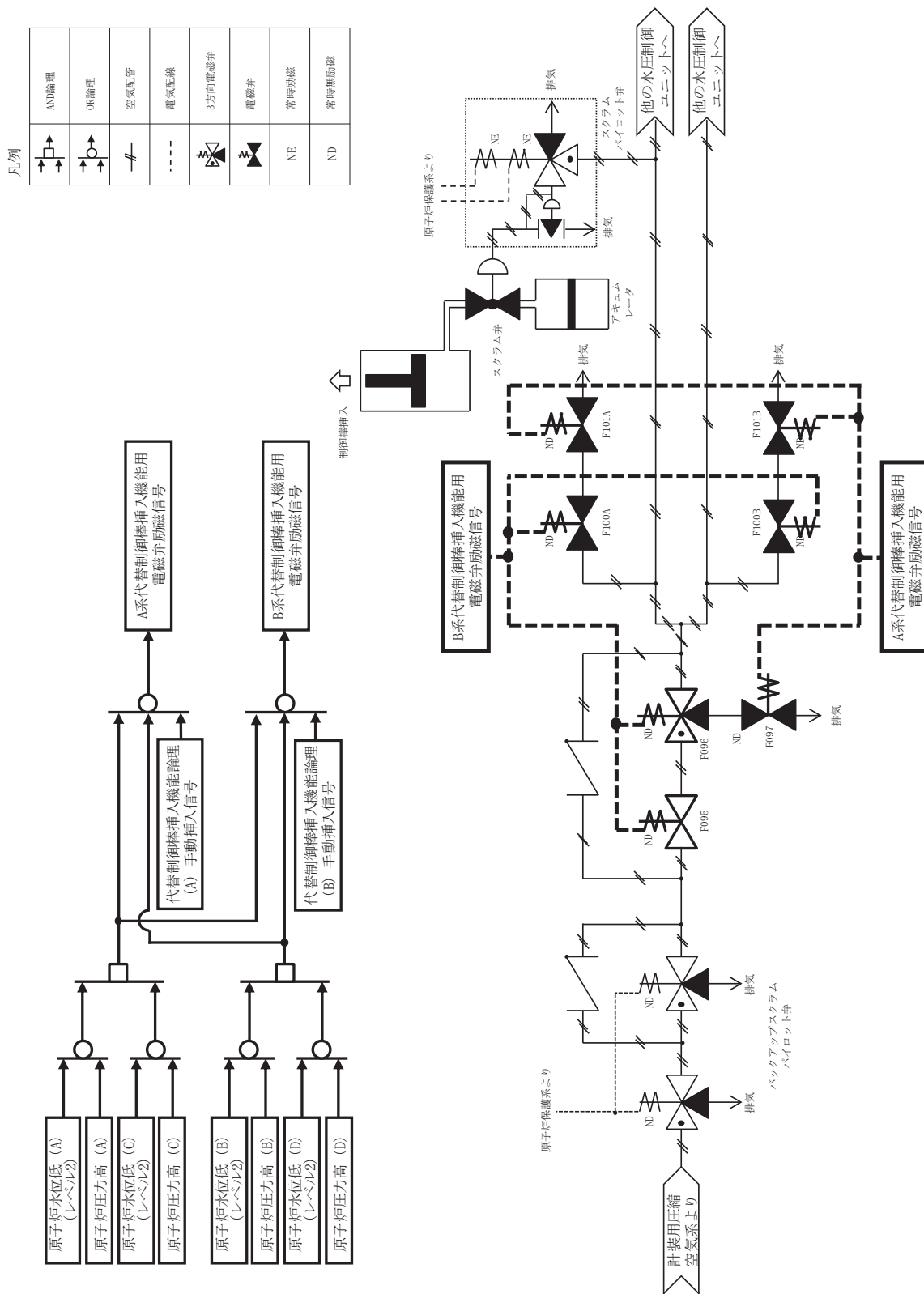


図 44-8-2 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の構成概略図

- b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）  
(a) 設置場所

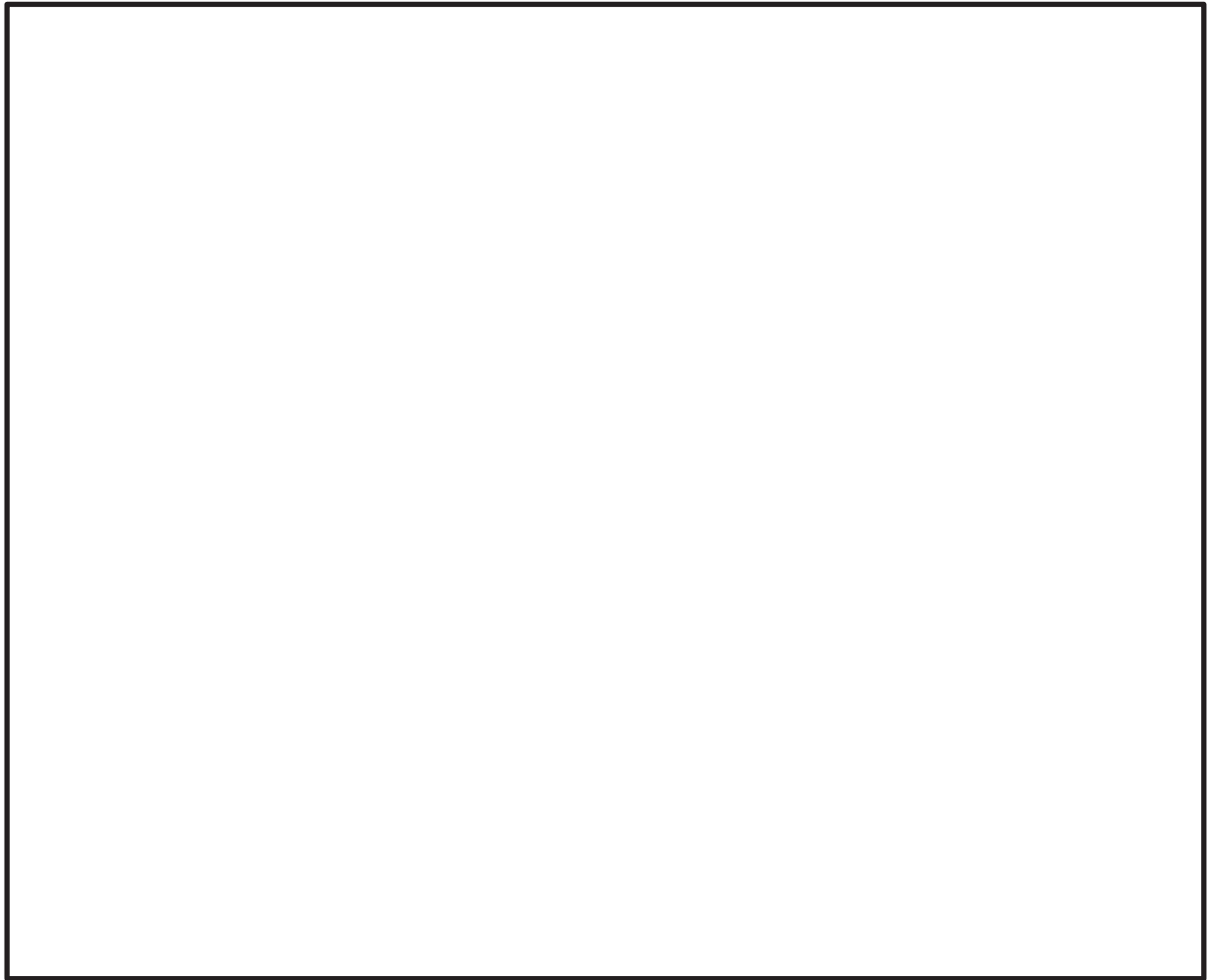


図 44-8-3 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の  
論理回路の設置場所

(b) 回路構成

- i. 原子炉保護系と ATWS 緩和設備（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

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、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. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の構成概略図

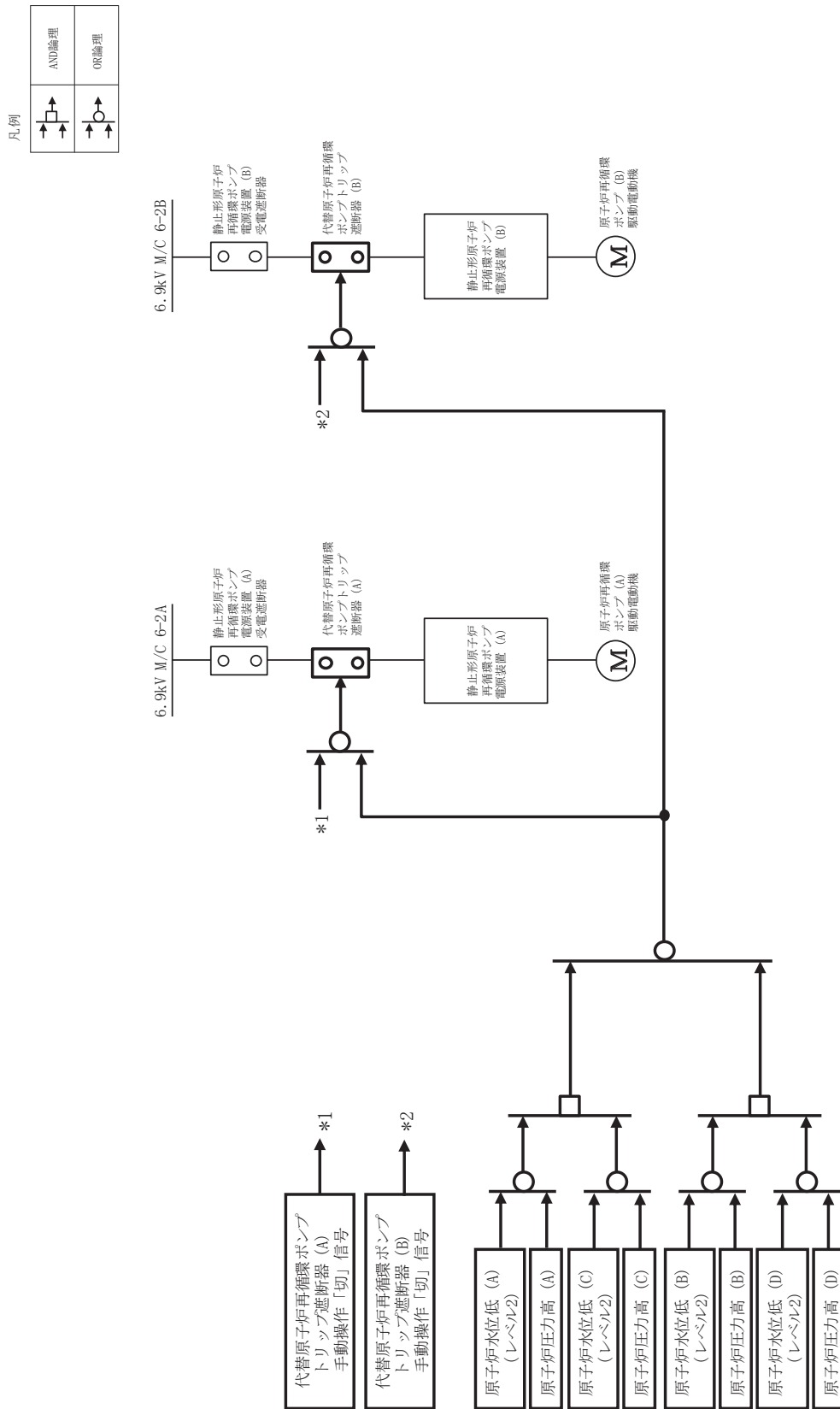


図 44-8-4 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の構成概略図

c. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

(a) 設置場所

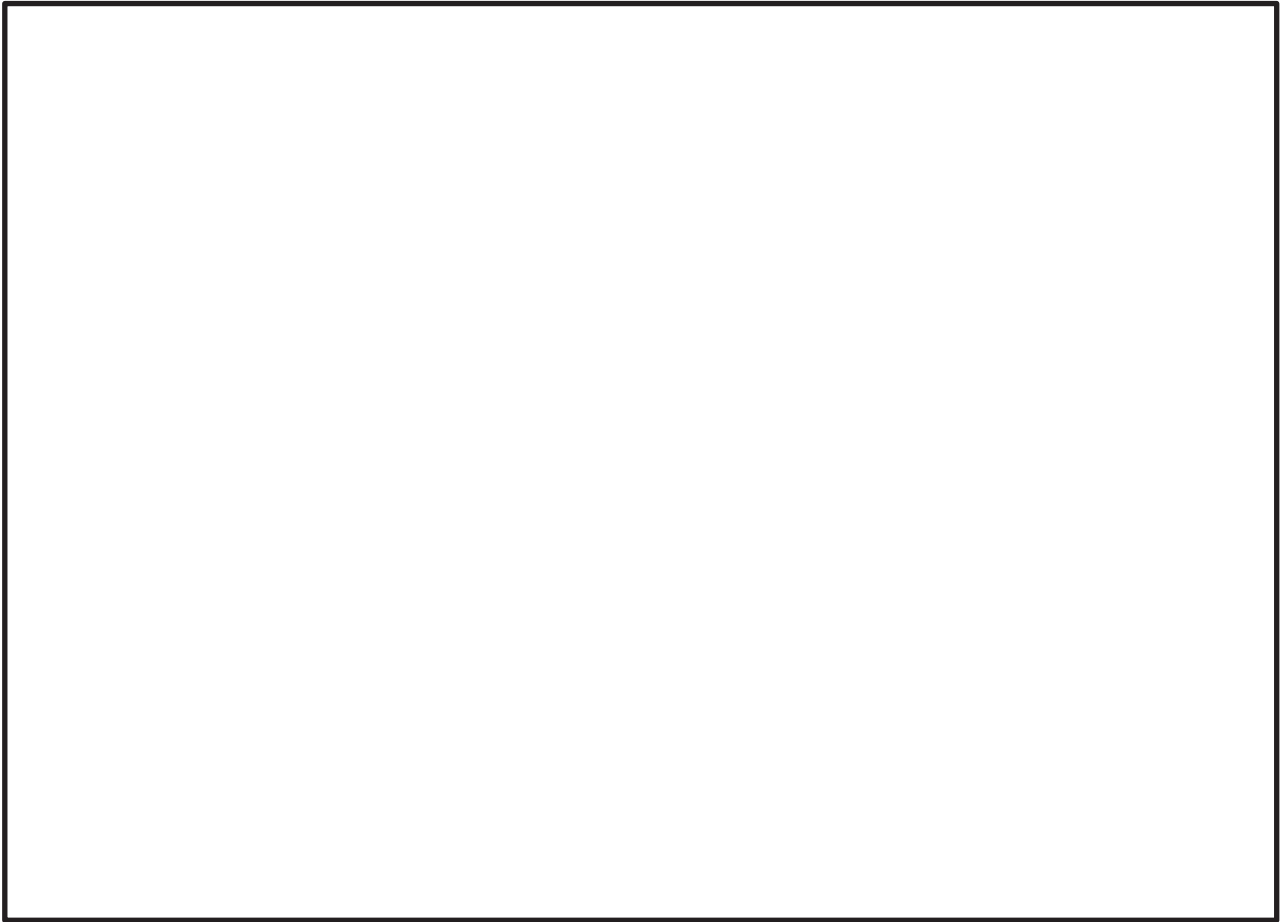


図 44-8-5 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の論理回路の設置場所

(b) 回路構成

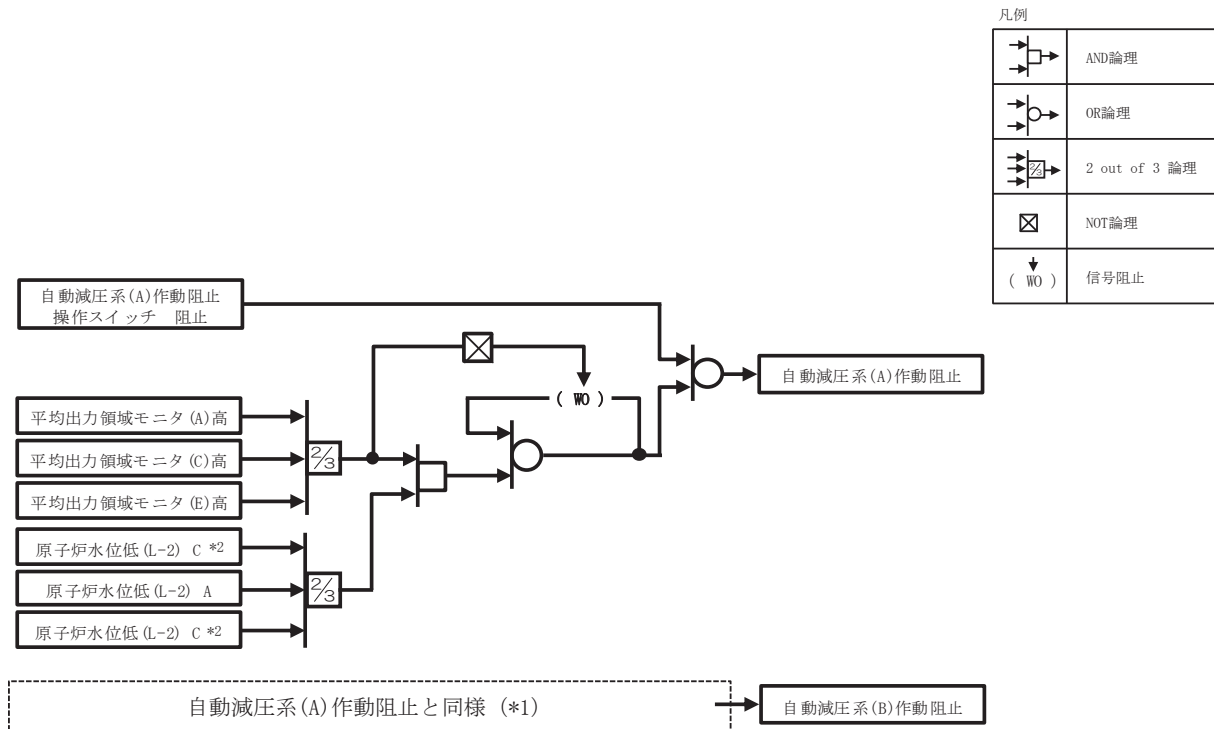
i. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS 緩和設備（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. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）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 ATWS 緩和設備（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 44-8-4 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 44-8-5 に示す。

表 44-8-4 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 44-8-5 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。

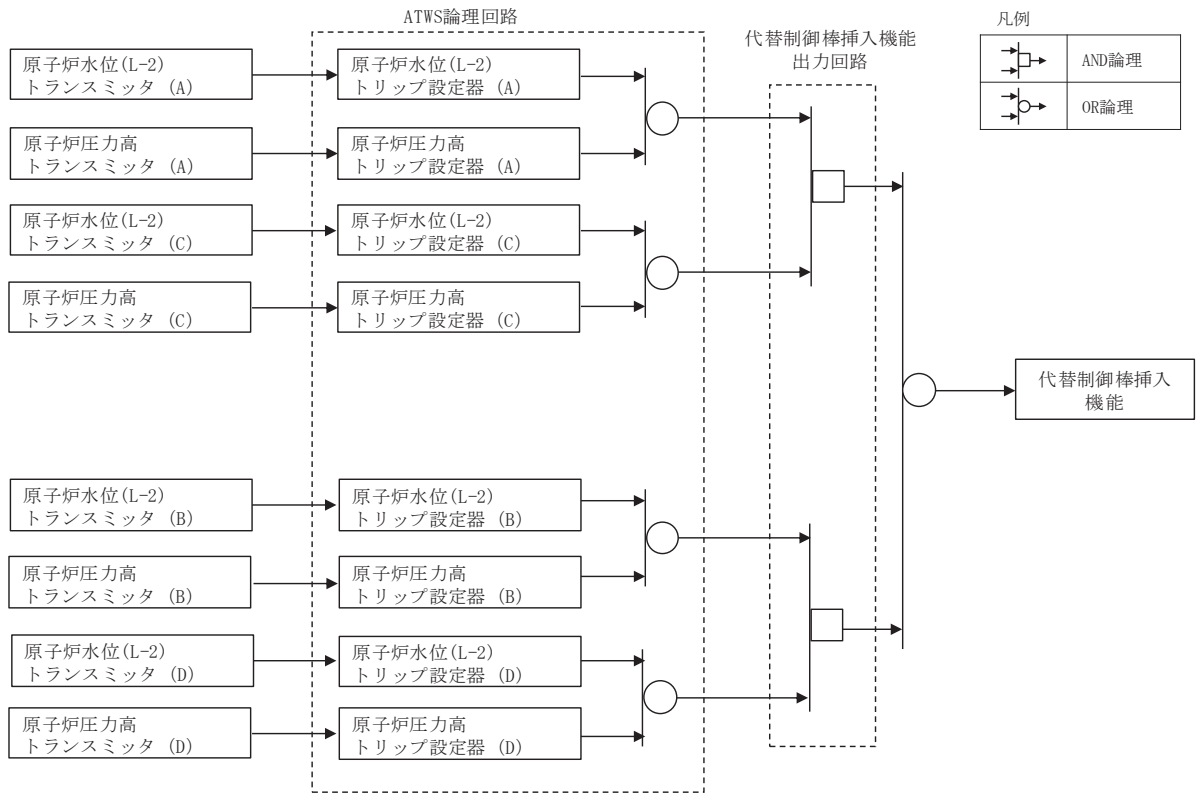


図44-8-7 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の誤動作発生頻度評価に適用したロジックのモデル

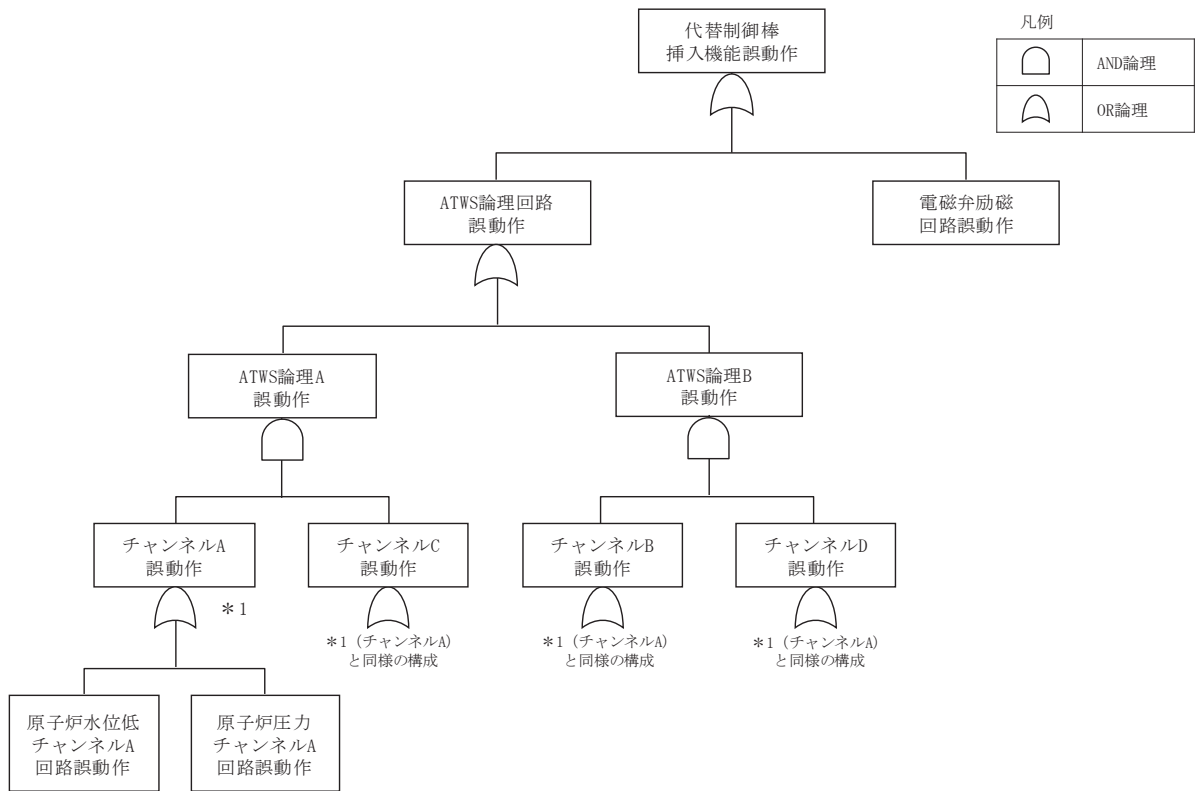


図 44-8-8 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

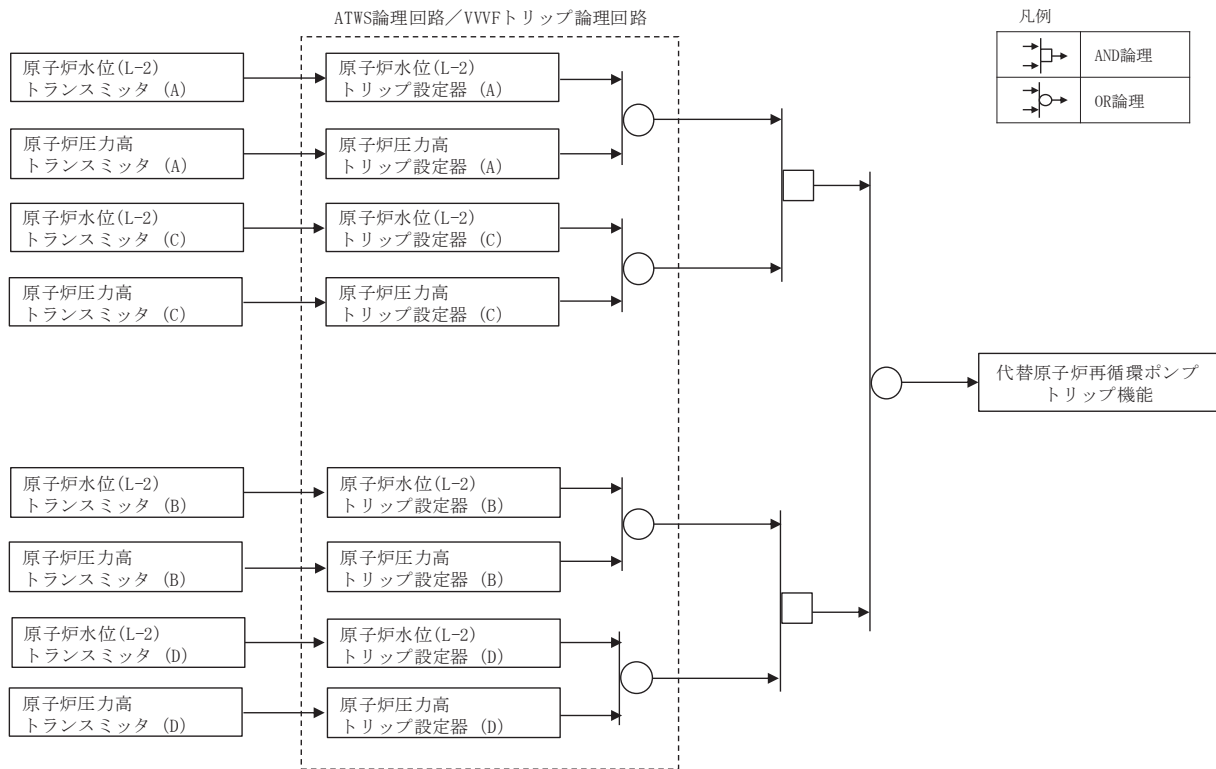


図44-8-9 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の誤動作発生頻度評価に適用したロジックのモデル

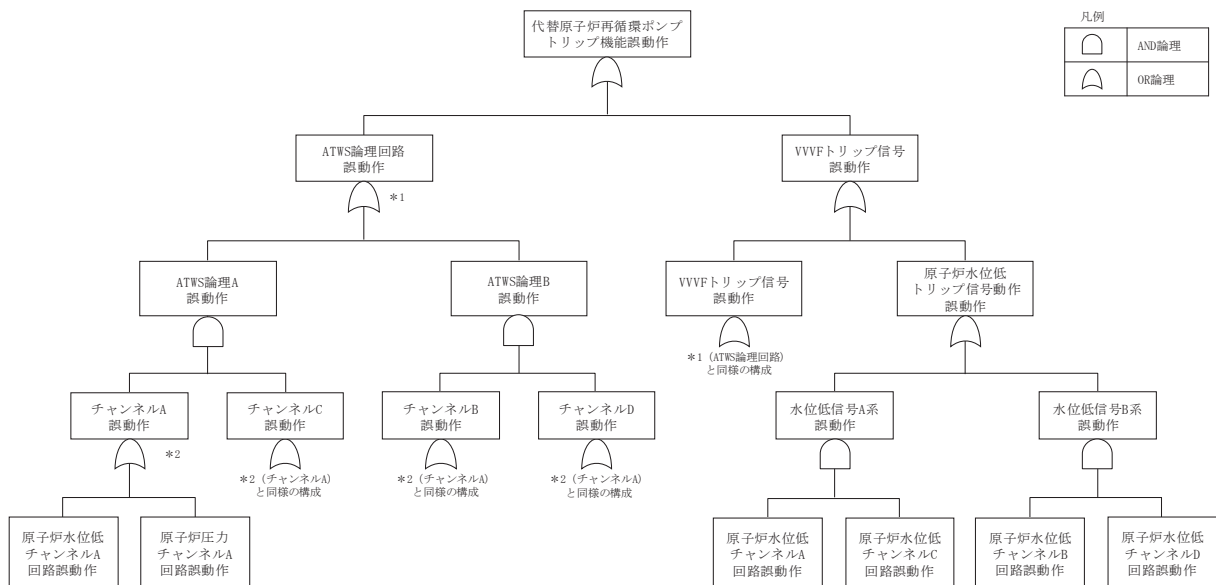


図44-8-10 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

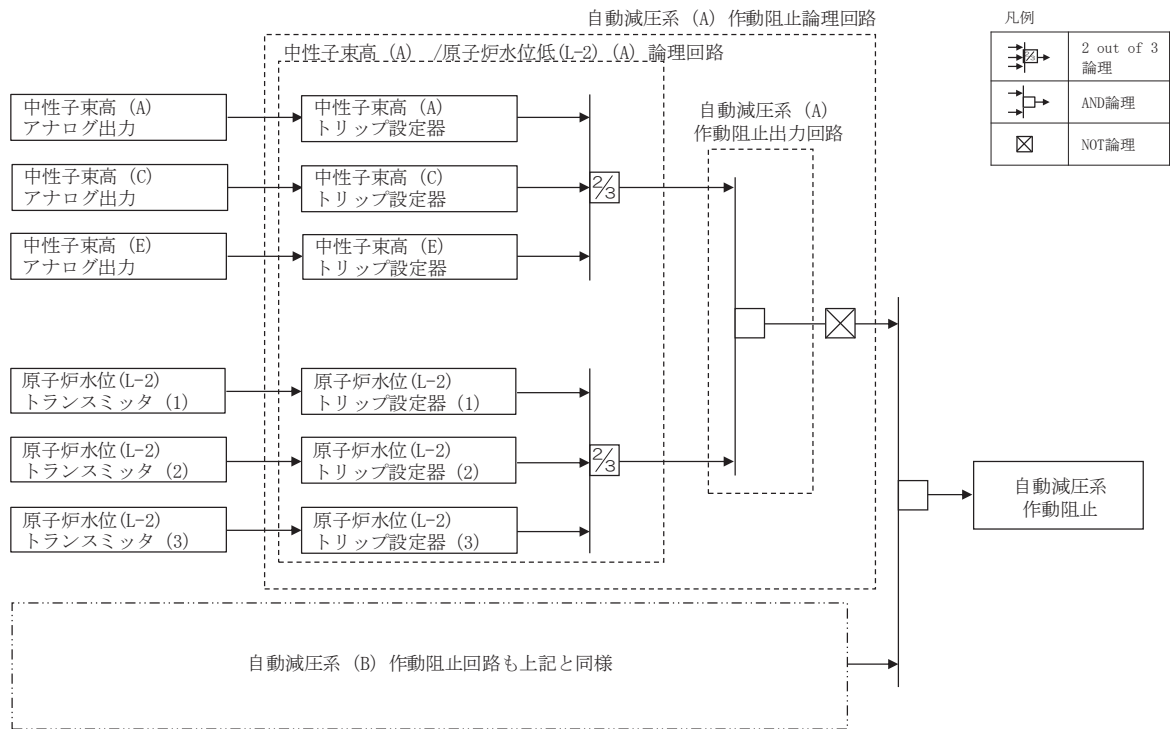


図44-8-11 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の誤動作発生頻度評価に適用したロジックのモデル

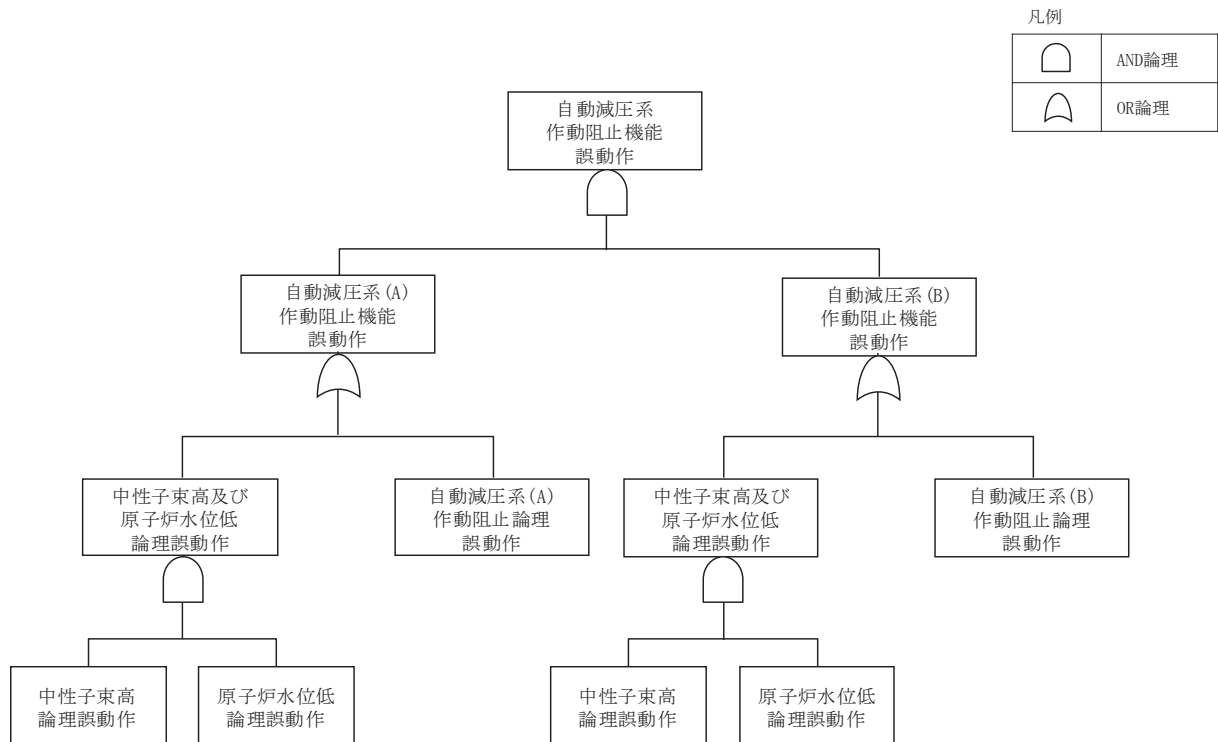


図 44-8-12 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

## 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 44-8-6 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 44-8-7 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 44-8-7 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 44-8-6 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 [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 44-8-7 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 [ /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。



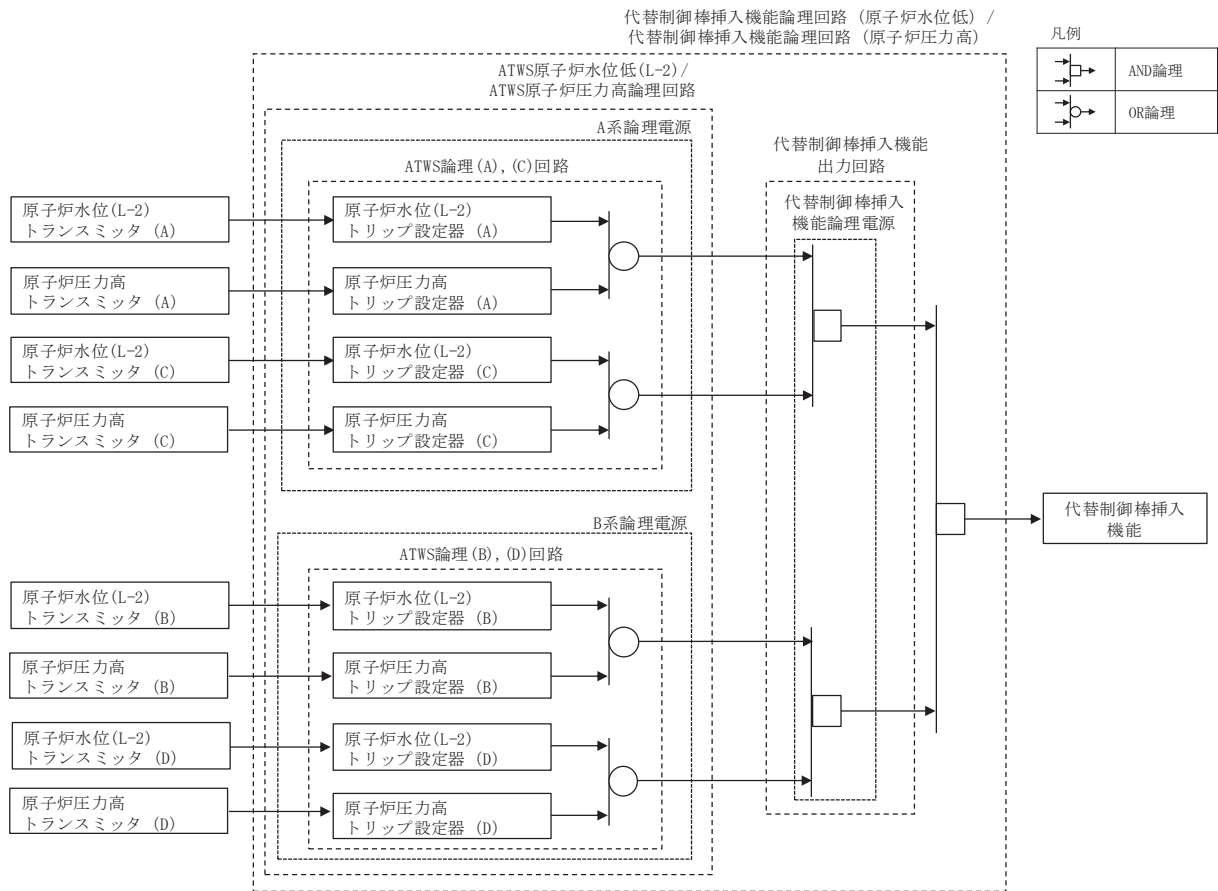


図44-8-13 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

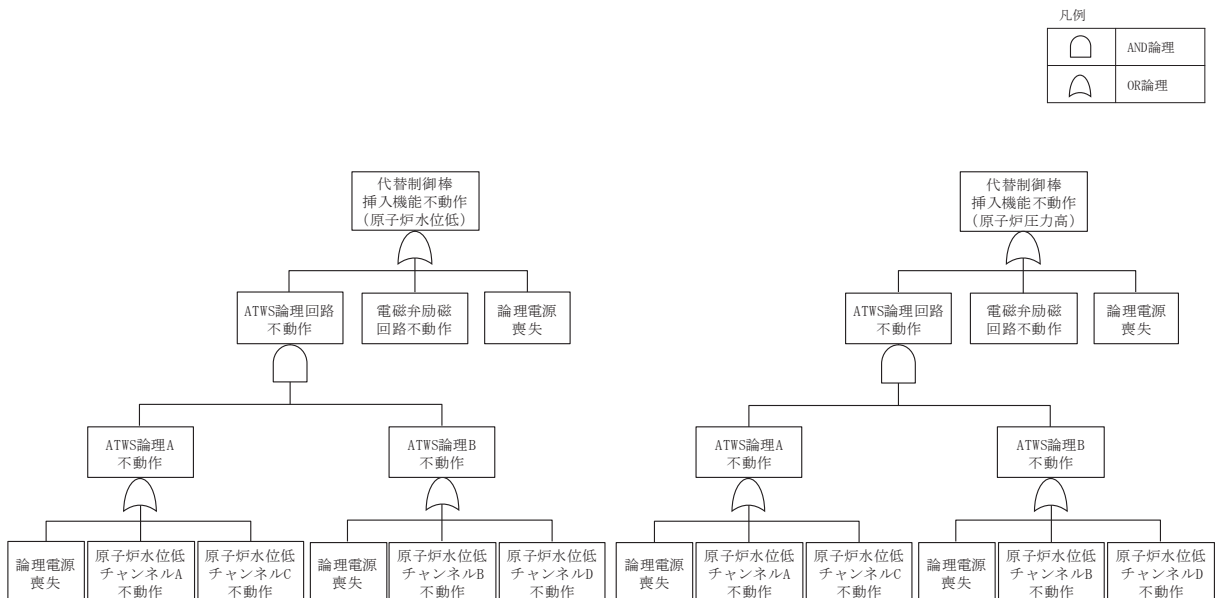


図44-8-14 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

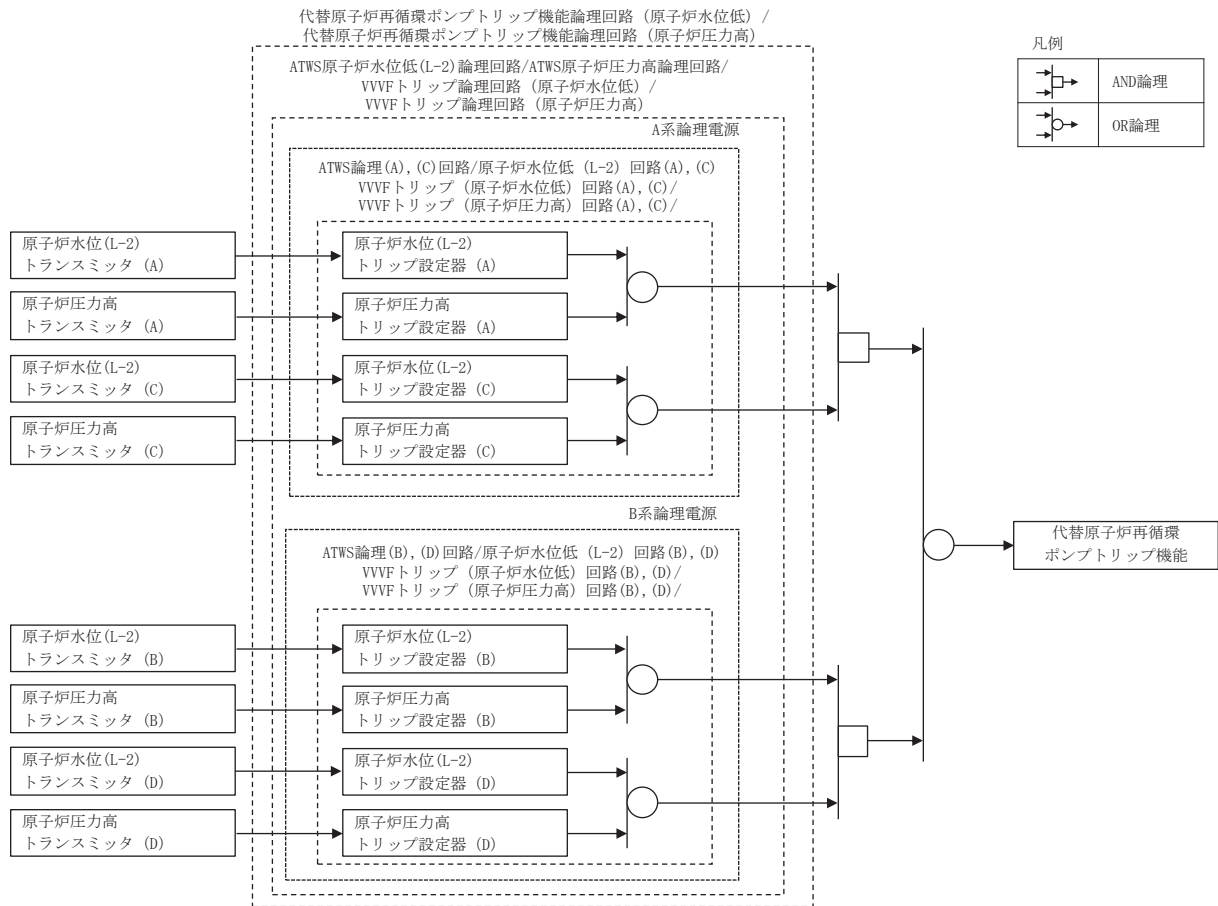


図44-8-15 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

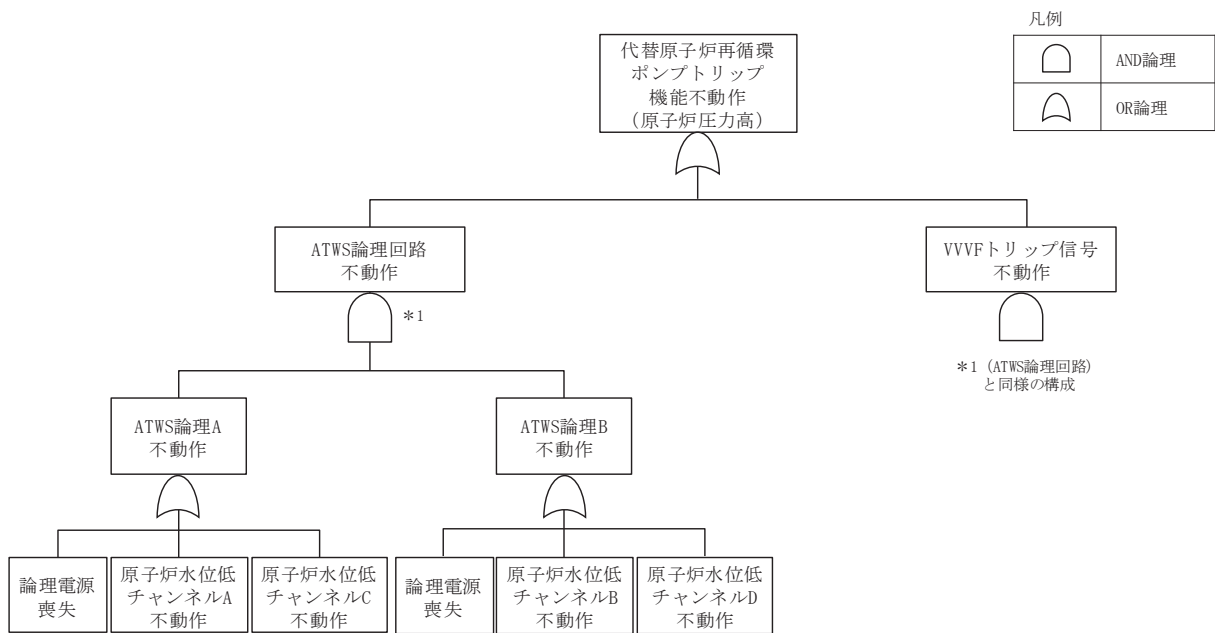
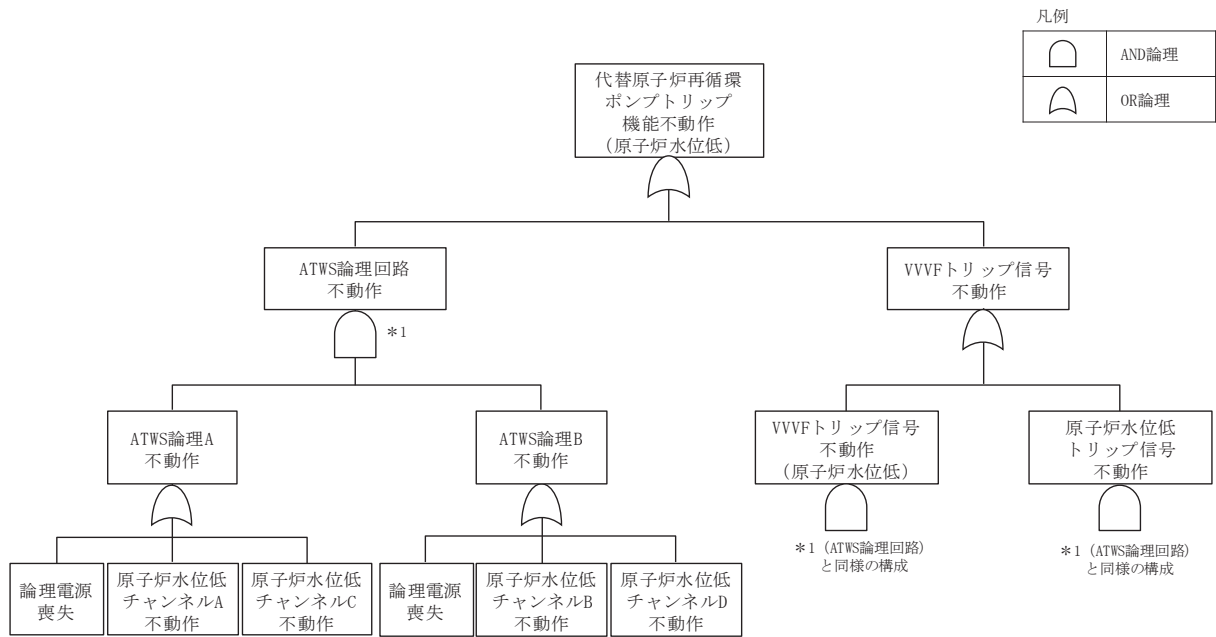


図44-8-16 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

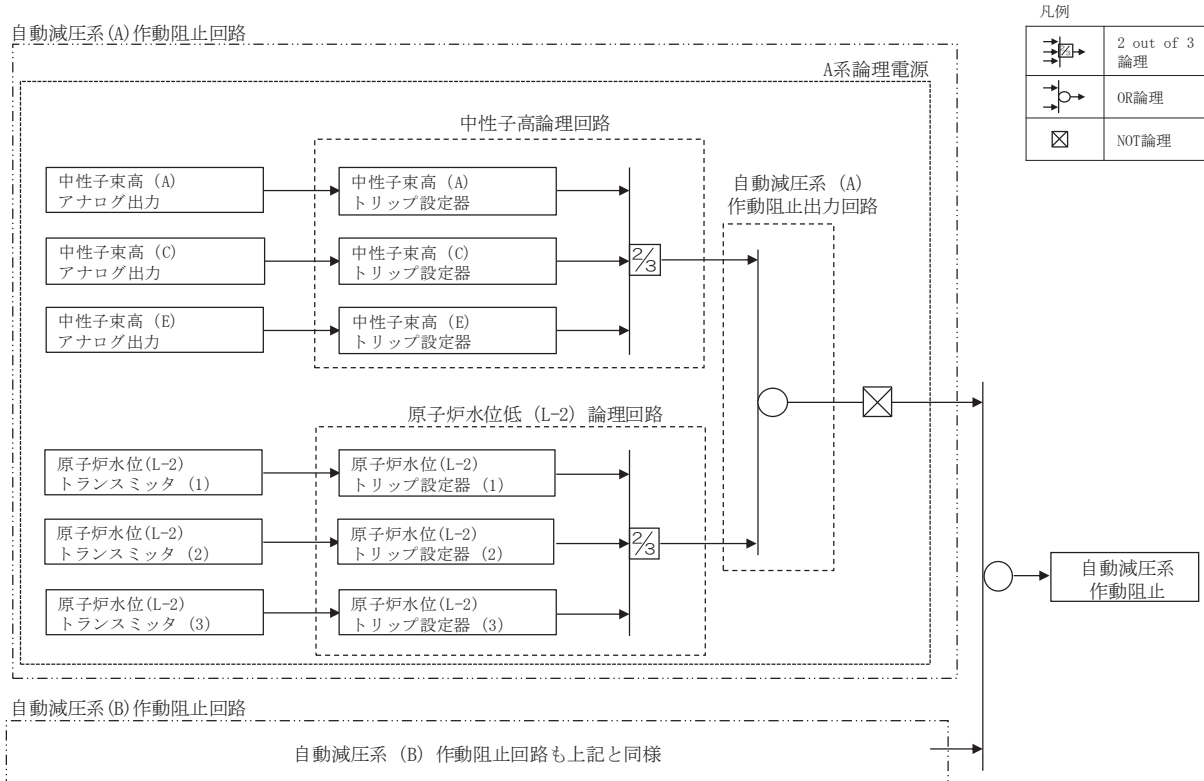


図44-8-17 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

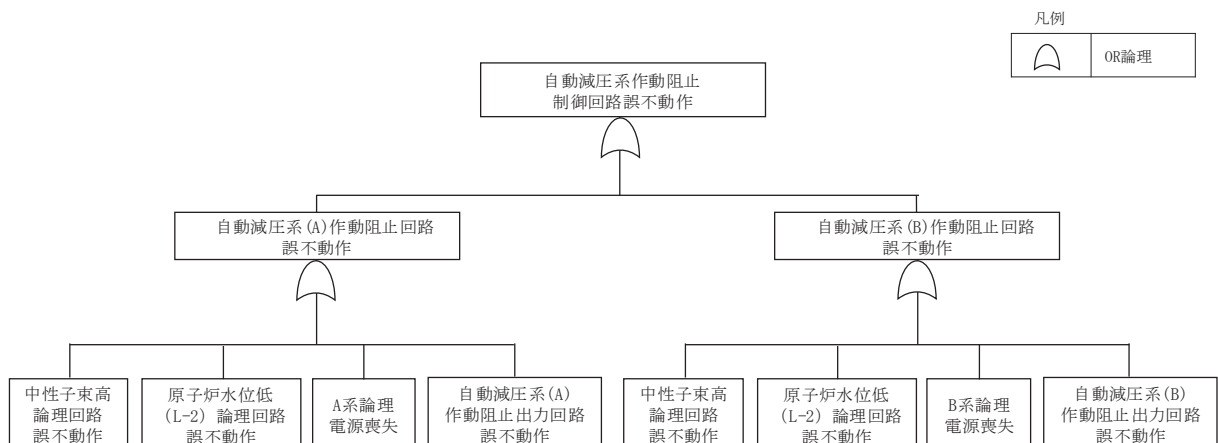


図44-8-18 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

## 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
- ・手動操作要求

## 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 44-8-8 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 44-8-8 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)	1,200℃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

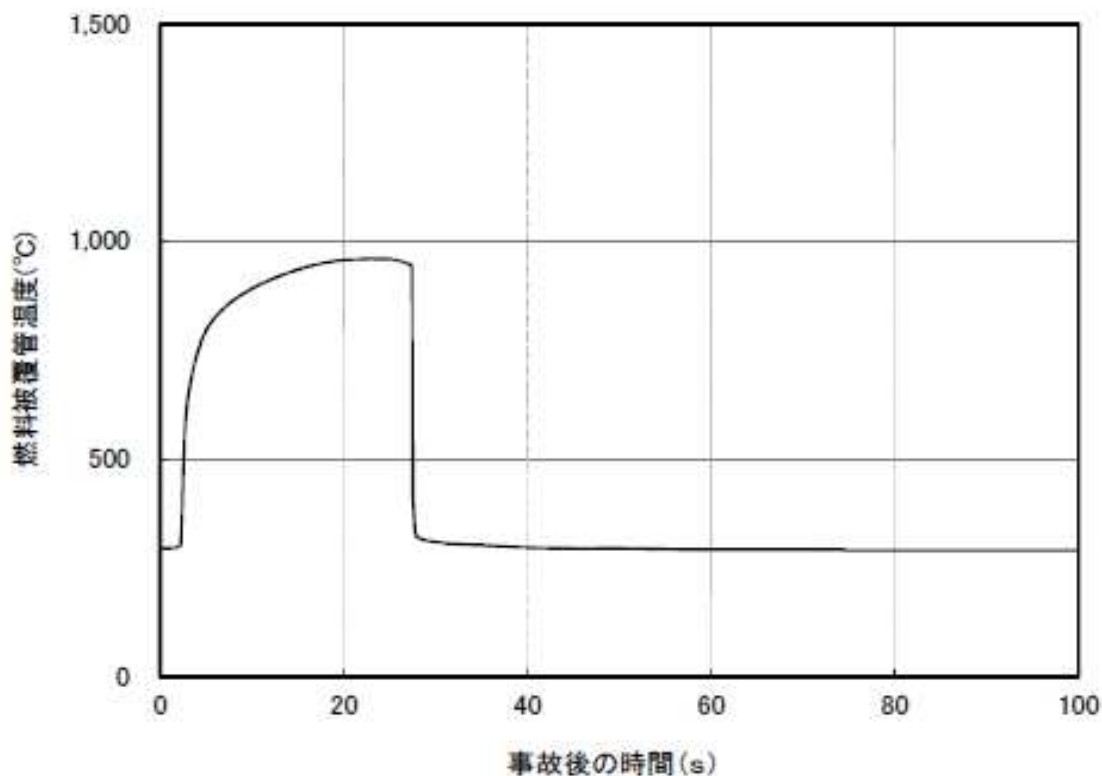


図 44-8-19 燃料被覆管温度変化  
[主蒸気隔離弁誤閉止 [代替制御棒挿入機能ケース]]

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

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

スクラムテストスイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。

(4) スクラムソレノイドヒューズ

スクラムソレノイドヒューズを引抜き、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。



図 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又はスクラムソレノイドヒューズの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間，若しくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒の駆動水圧を確保し，手動挿入する手段として有効であることから，原子炉手動制御系及び制御棒駆動水圧系を整備している。

制御棒挿入及び引抜きの概要について，図 44-9-2 に示す。

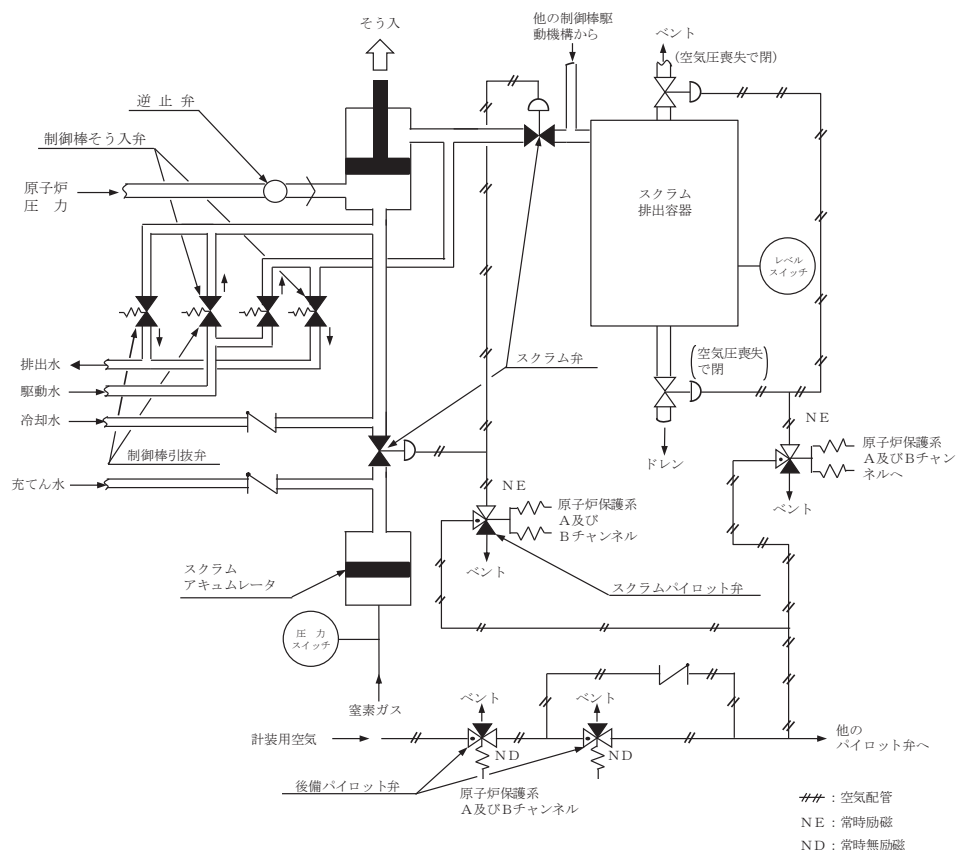


図 44-9-2 原子炉保護系及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 概要図

(6) 原子炉圧力容器の水位低下操作で使用する設備

給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系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，発電用原子炉の出力抑制が可能であることから，給水制御系，給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系を整備している。