

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改77
提出年月日	平成30年3月12日

東海第二発電所

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
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設に係る火災区域の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性に関する補足説明資料

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

共-9 自主対策設備の悪影響防止について

共-10 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理について

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

44-10 S A バウンダリ系統図 (参考図)

45 条

45-1 SA 設備基準適合性一覧表

45-2 電源構成図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 E C C S 系ポンプの高温耐性評価について

45-10 S A バウンダリ系統図（参考図）

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 試験検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

45-13 SAバウンダリ系統図（参考図）

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 電源構成図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

48 条

48-1 SA 設備基準適合性一覧表

48-2 電源構成図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

48-9 S A バウンダリ系統図 (参考図)

49 条

49-1 SA 設備基準適合性一覧表

49-2 電源構成図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 接続図

49-8 保管場所図

49-9 アクセスルート図

49-10 その他設備

49-11 S A バウンダリ系統図 (参考図)

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 電源構成図

50-3 配置図

50-4 系統図

50-5 試験検査

50-6 容量設定根拠

50-7 接続図

50-8 保管場所図

50-9 アクセスルート図

50-10 その他設備

50-11 代替循環冷却系の成立性について

50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について

50-13 S Aバウンダリ系統図（参考図）

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更について

51-11 原子炉圧力容器の破損判断について

51-12 ペDESTAL内に設置する計器について

51-13 その他設備

51-14 S Aバウンダリ系統図（参考図）

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 保管場所図
- 52-9 アクセスルート図
- 52-10 計装設備の測定原理
- 52-11 水素及び酸素発生時の対応について
- 52-12 S Aバウンダリ系統図（参考図）

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 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について
- 53-8 その他設備
- 53-9 S Aバウンダリ系統図（参考図）

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図

- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 その他
- 54-15 S Aバウンダリ系統図（参考図）

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 保管場所
- 55-8 アクセスルート図
- 55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）

57-11 その他資料

58 条

58-1 S A設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

59-11 S Aバウンダリ系統図（参考図）

60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

44-1 S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 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		A T W S 緩和設備 代替制御棒挿入機能		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性 環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内 その他建屋内	B, C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	44-3 配置図	
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	44-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	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)	その他設備	対象外
			関連資料	44-8 A T W S 緩和設備について	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系要因	異なる駆動源	B a
			関連資料	44-2 単線結線図 44-8 A T W S 緩和設備について	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性 環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／ 荷重	原子炉格納容器内	A	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図			
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	44-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	44-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	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)	—
				サポート系要因	別的手段	B b
				関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 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 環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／ 荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	44-3 配置図	
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M
			関連資料	44-5 試験検査	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	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)	—
			サポート系要因	別的手段	B b
			関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 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		水圧制御ユニットアキュムレータ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない		対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—
			関連資料	44-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
		関連資料	44-3 配置図			
		第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M
		関連資料	44-5 試験検査			
		第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外
	関連資料	44-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成		A d
			その他(飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの		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)		—
			サポート系要因	別的手段		B b
			関連資料	44-4 系統図		

東海第二発電所 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		A T W S 緩和設備 代替原子炉再循環系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・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／ 荷重	原子炉建屋原子炉棟内 その他建屋内	B, C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	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	悪影響防止	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 試験検査		
	第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		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)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-8 A T W S 緩和設備について		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		44-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
	サポート系要因		異なる駆動源	B a		
	関連資料		44-2 単線結線図 44-8 A T W S 緩和設備について			

東海第二発電所 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		ほう酸水注入ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度 ／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波の影響を受けない)	-
			関連資料	44-3 配置図		
	第2号	操作性	中央制御室操作		A	
		関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図			
	第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
		関連資料	44-5 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		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)	その他設備		対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B	
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの		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)		-
			サポート系要因	別的手段		B b
	関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図			

東海第二発電所 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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
	第2号	操作性	操作不要		対象外	
		関連資料	—			
	第3号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C	
		関連資料	44-5 試験検査			
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		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)	その他設備		対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要		対象外	
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの		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)		—
			サポート系要因	別の手段		B b
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

東海第二発電所 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		A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ		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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	44-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	44-3 配置図		
	第3号	試験検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J	
		関連資料	44-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		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）	その他設備	対象外
			関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a
			サポート系要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	

東海第二発電所 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		原子炉再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		44-3 配置図		
	第 3 号		試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 試験検査		
	第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		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)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		—	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

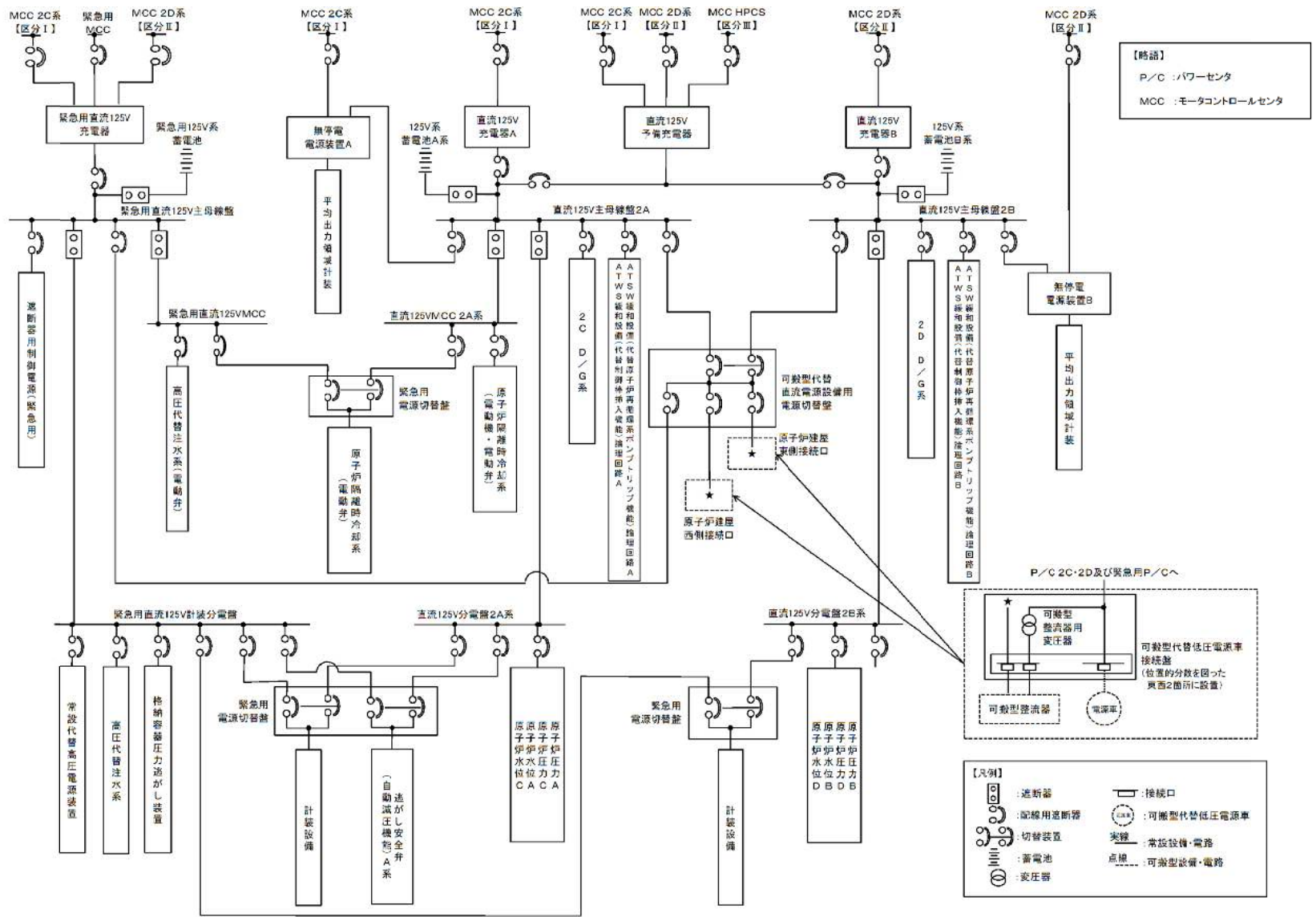
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		低速度用電源装置遮断器手動スイッチ		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・環境圧力・湿度 / 屋外の天候 / 放射線 / 荷重	その他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
	第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		44-3 配置図		
	第 3 号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
		関連資料		44-5 試験検査		
	第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	
		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)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		—	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

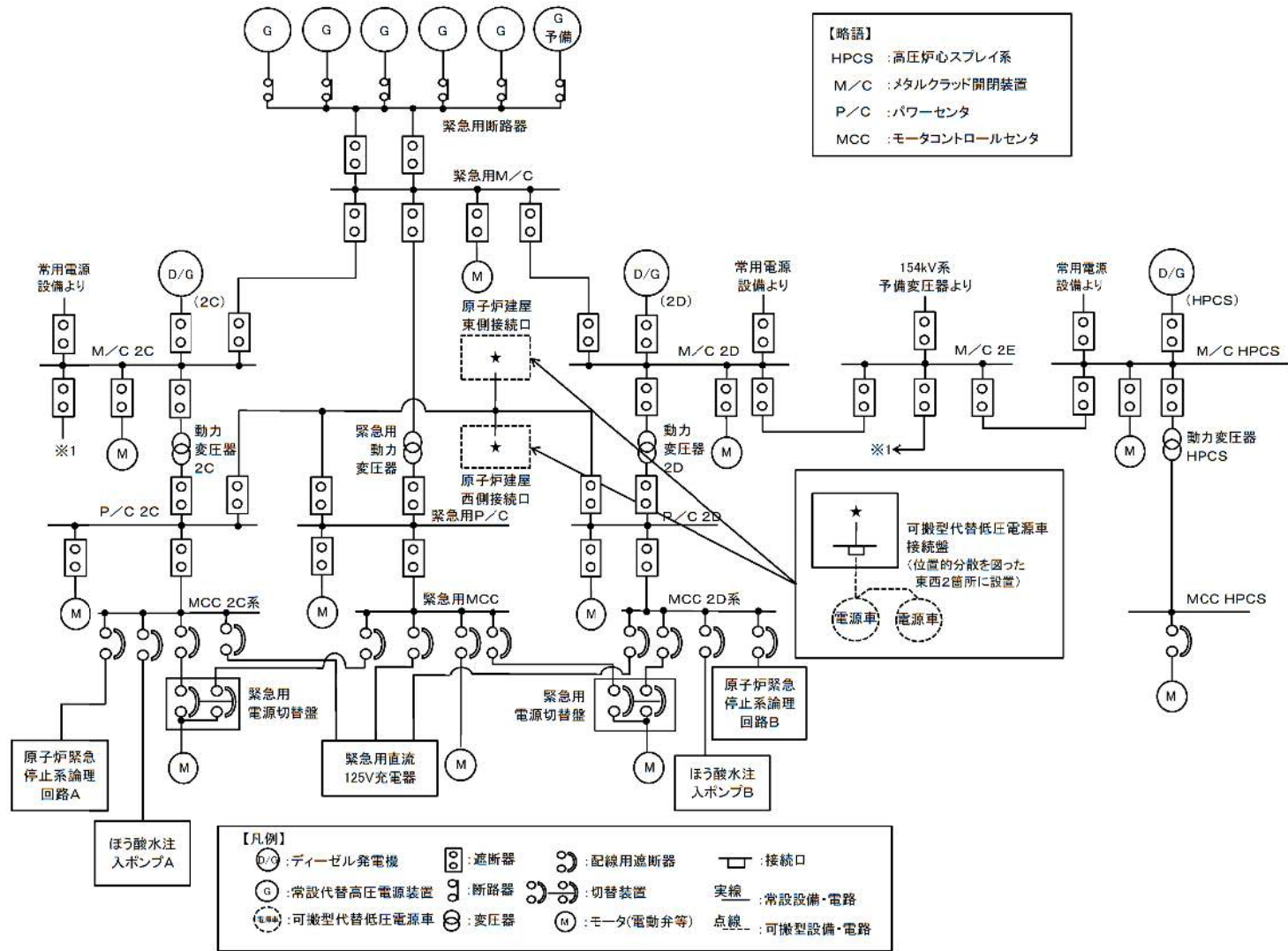
第 44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	44-3 配置図		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	44-3 配置図			
	第 3 号	試験検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J		
		関連資料	44-5 試験検査			
	第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外		
		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)	その他設備	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

44-2 単線結線図



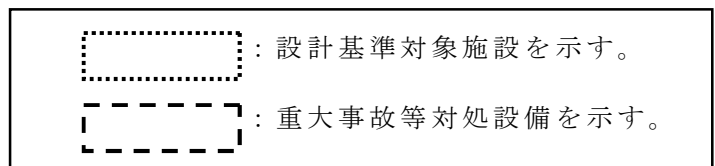
第 44-2-1 図 直流電源単線結線図

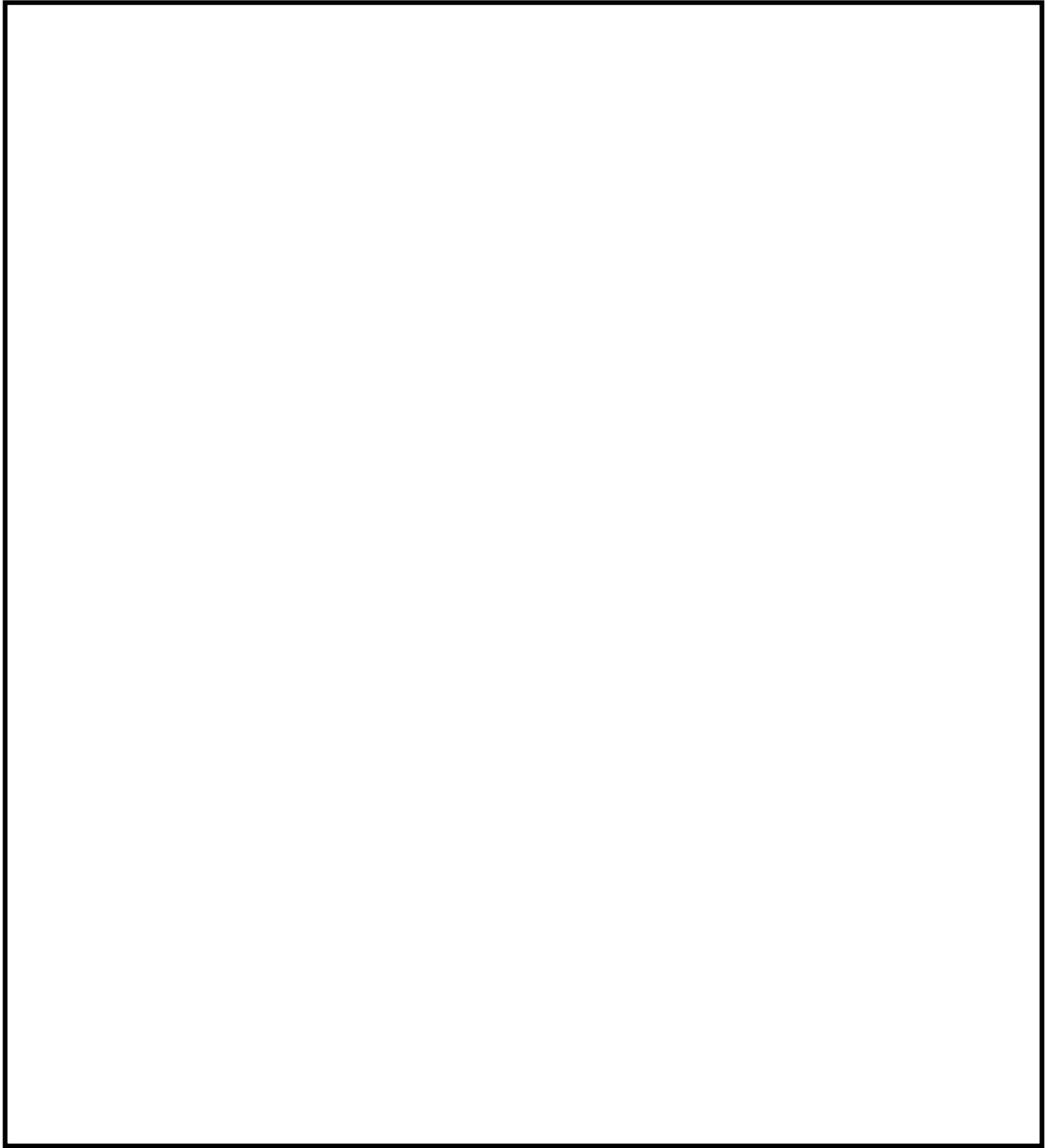
44-2-2



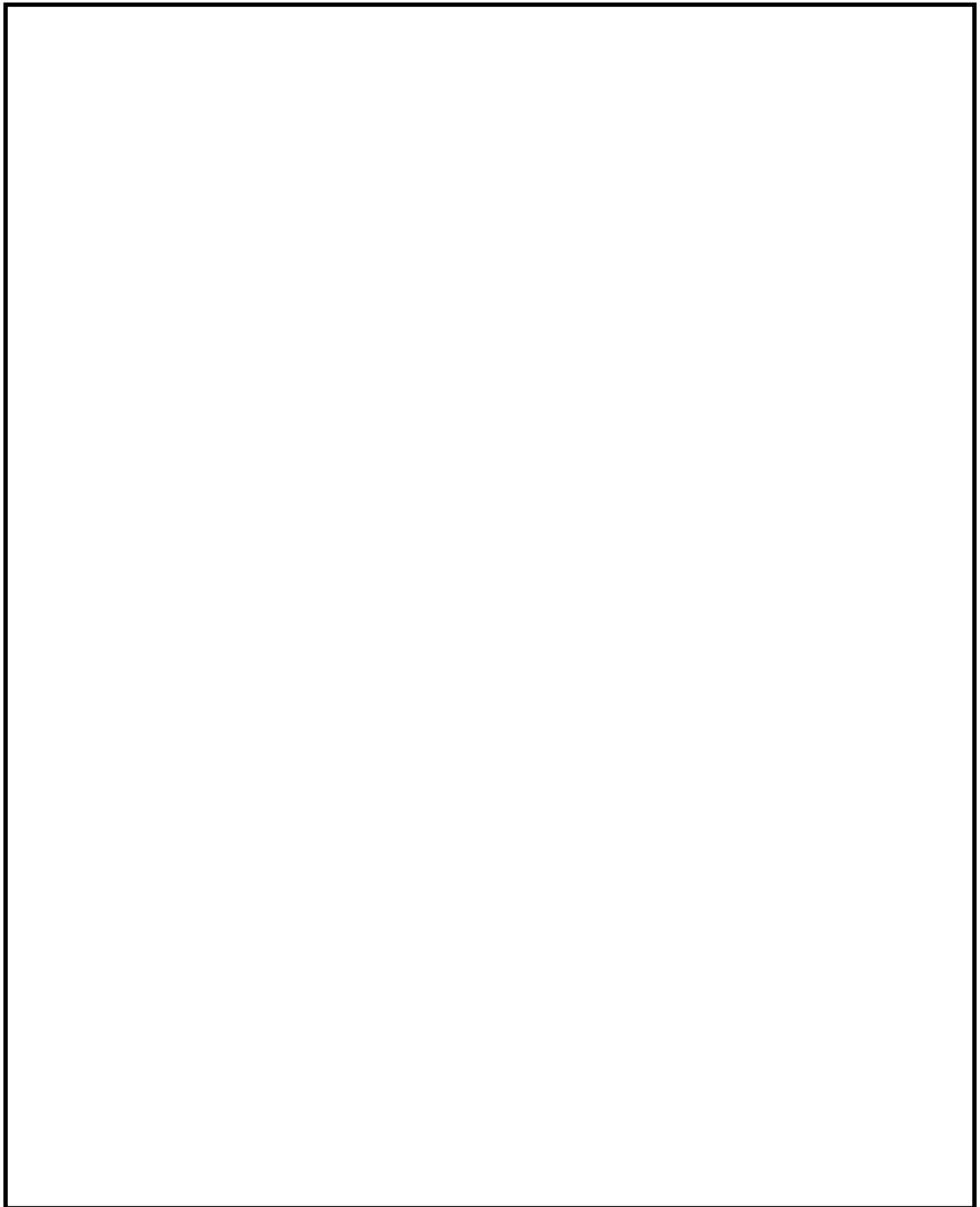
第 44-2-2 図 交流電源単線結線図

44-3 配置図

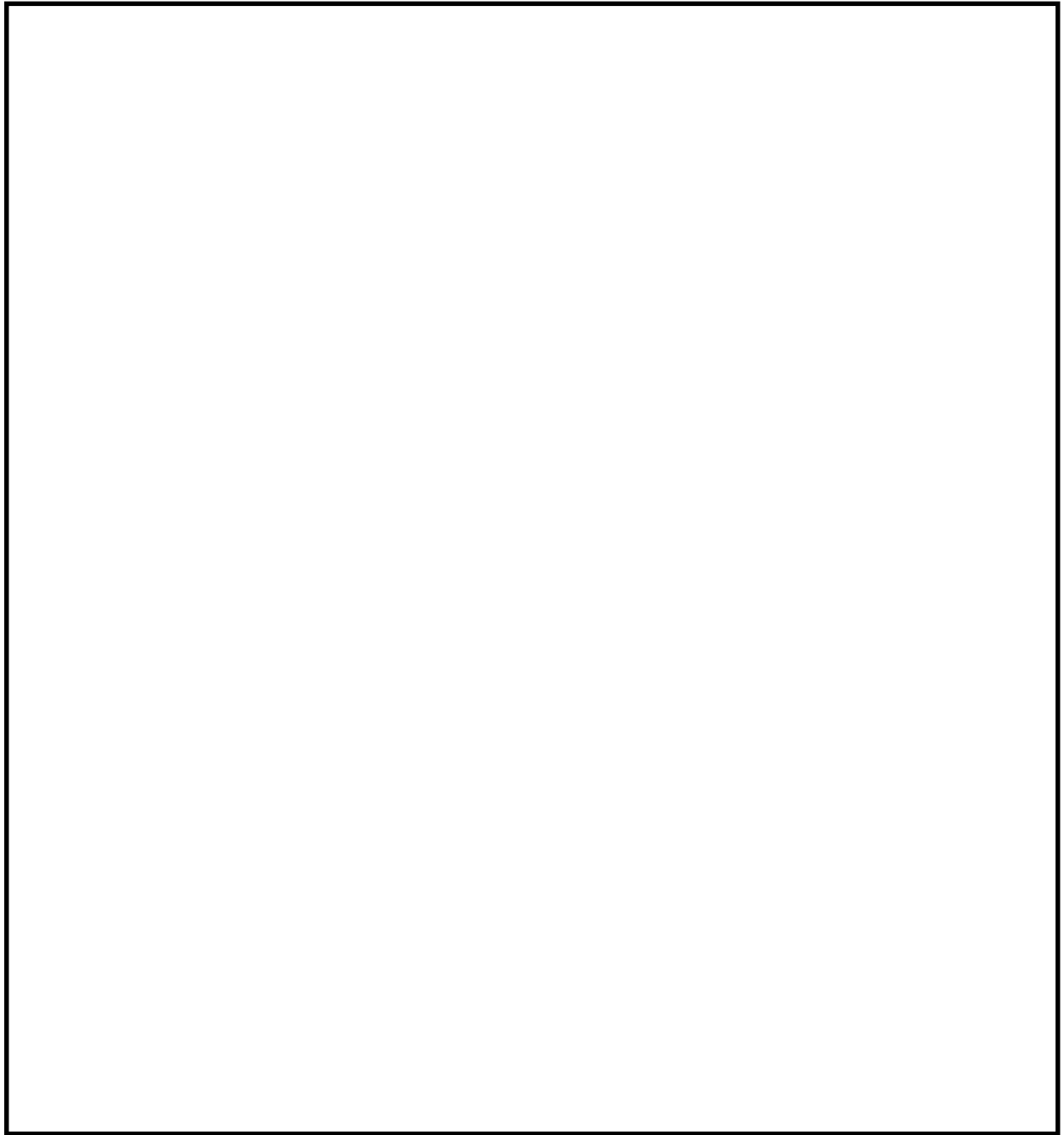




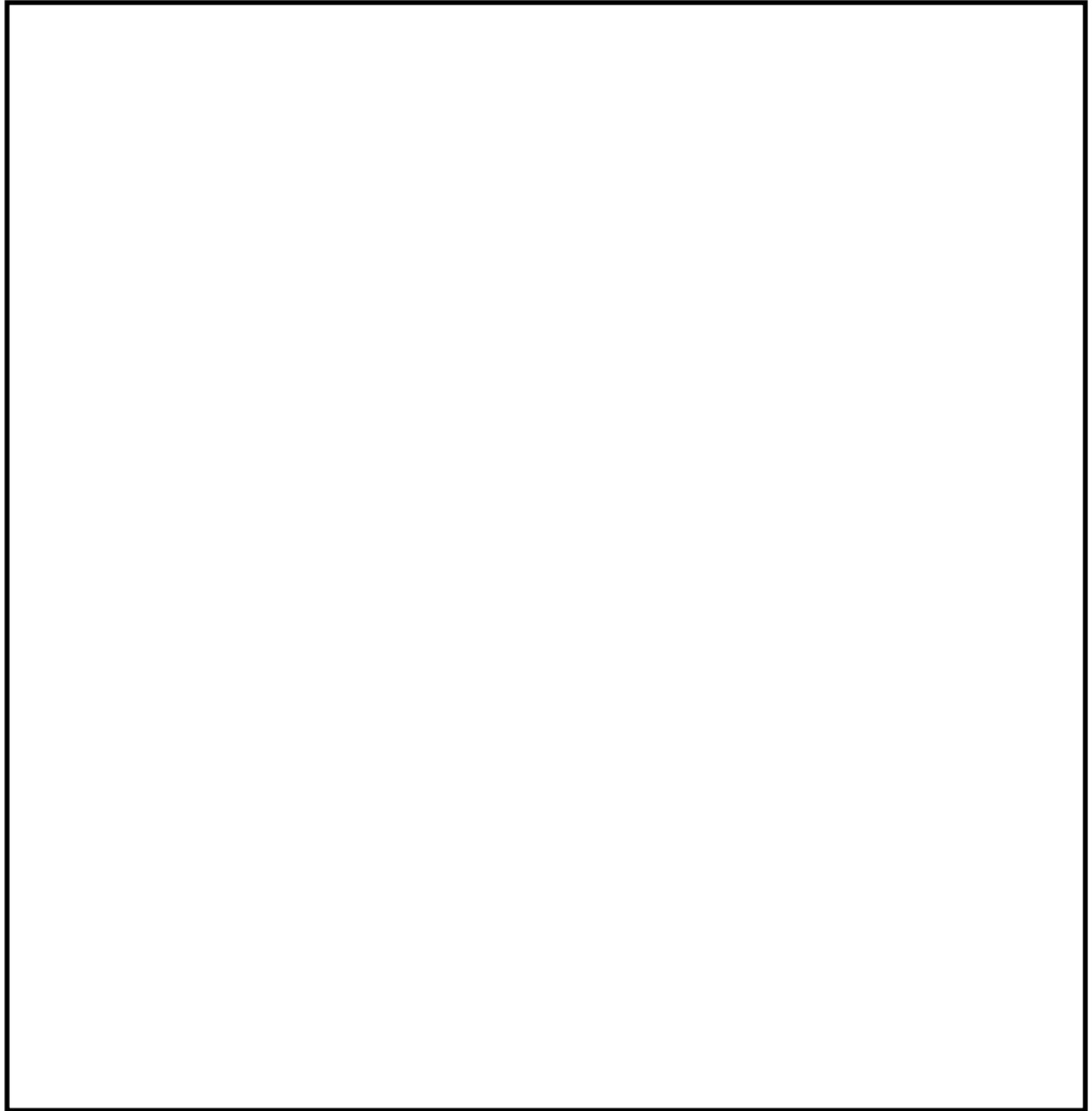
第44-3-1図 A T W S 緩和設備（計器）配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



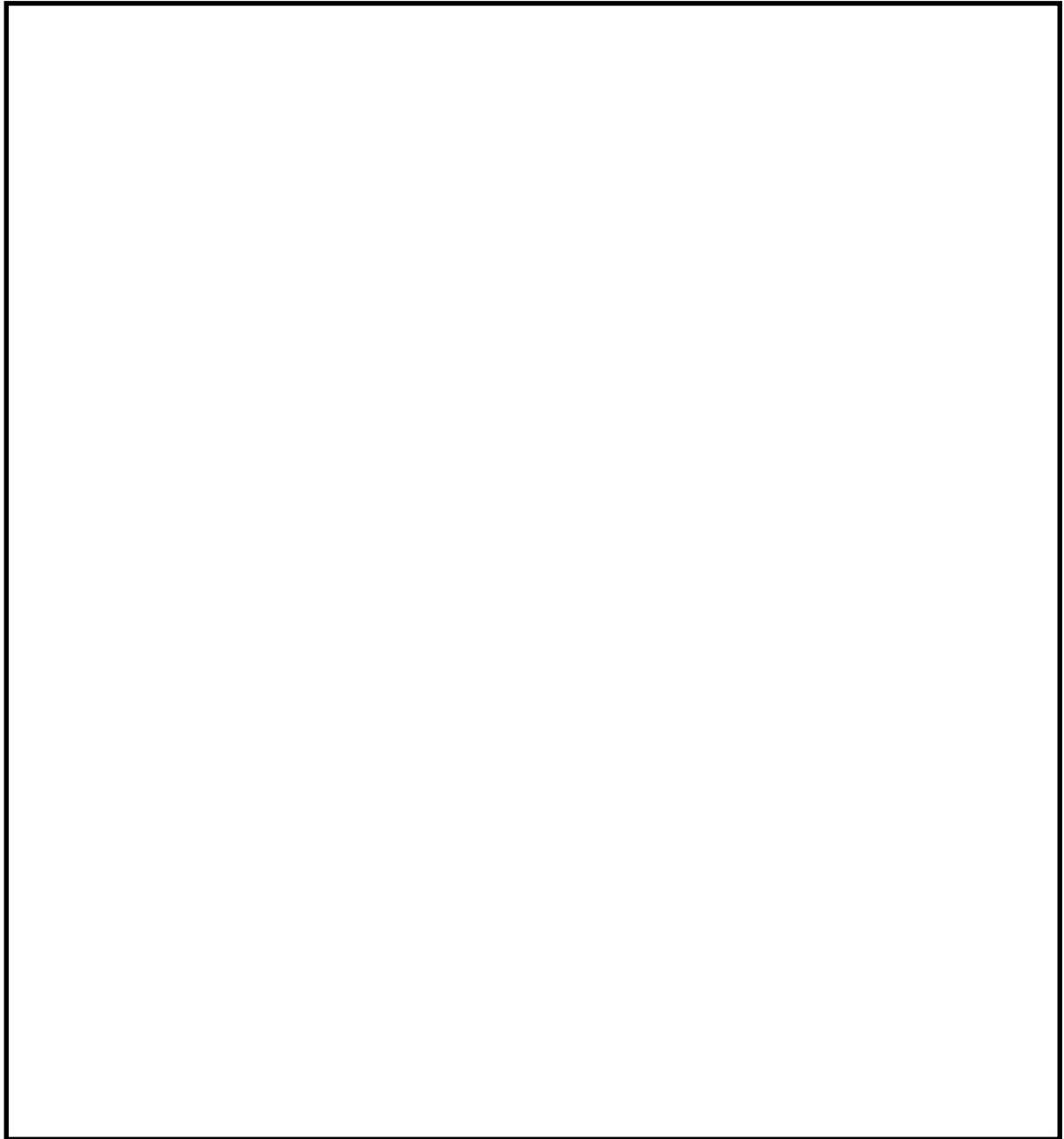
第44-3-2図 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能用電磁弁）配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



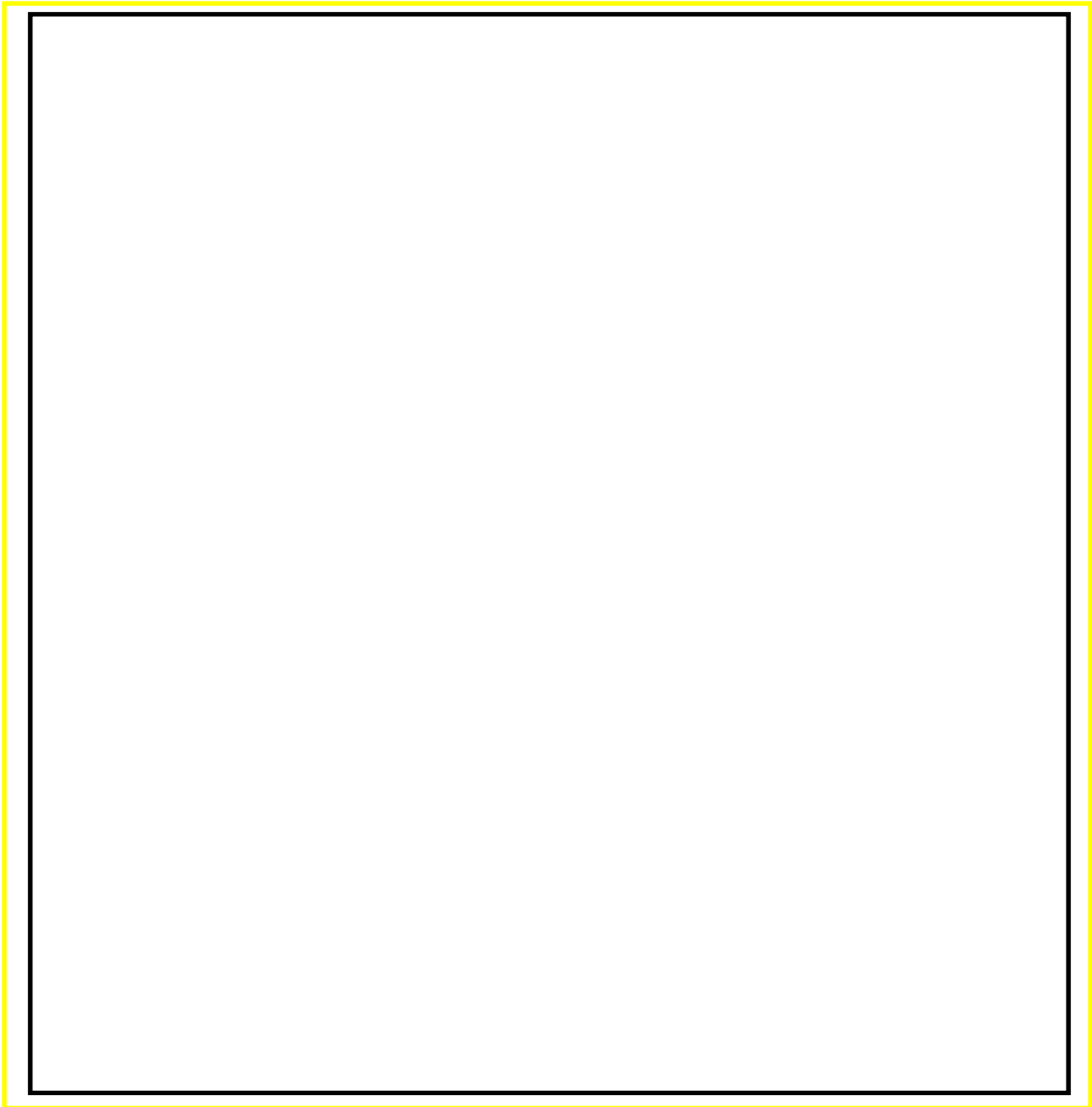
第44-3-3図 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ, タンク）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 5階）



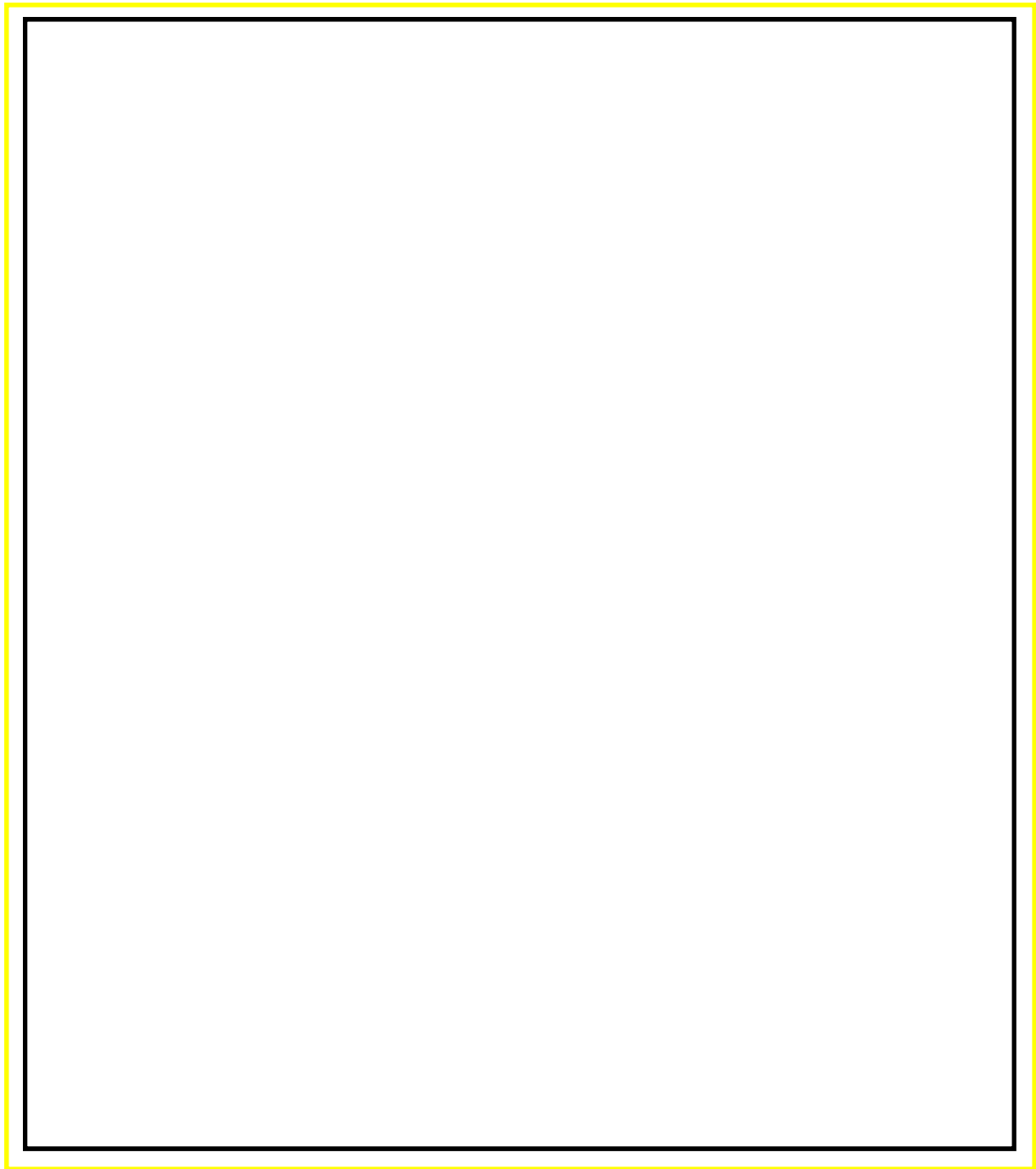
第44-3-4図 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



第44-3-5図 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 5階）

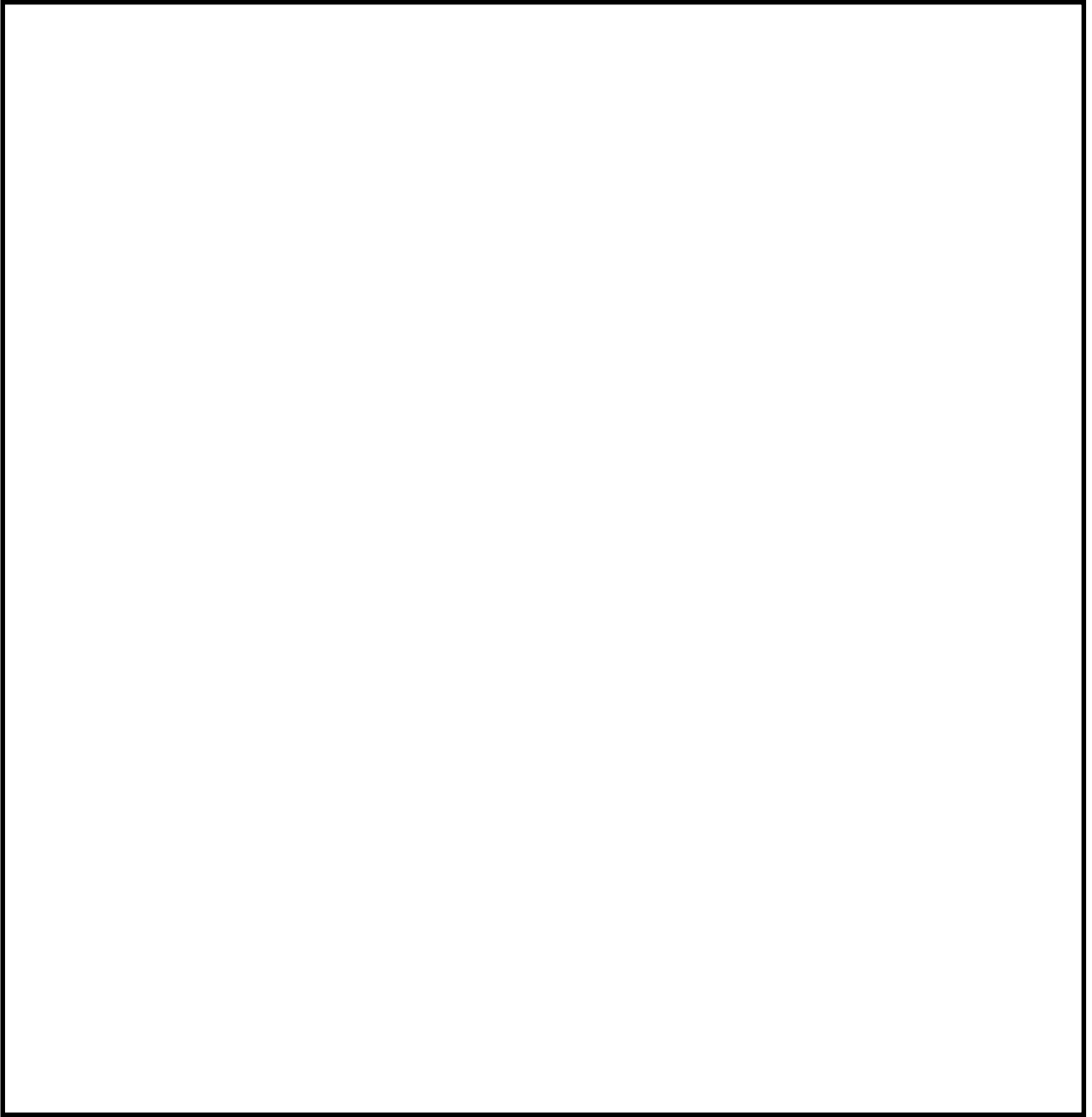


第 44-3-6 図 A T W S 緩和設備（中央制御室）の配置図
（原子炉建屋付属棟 3階）



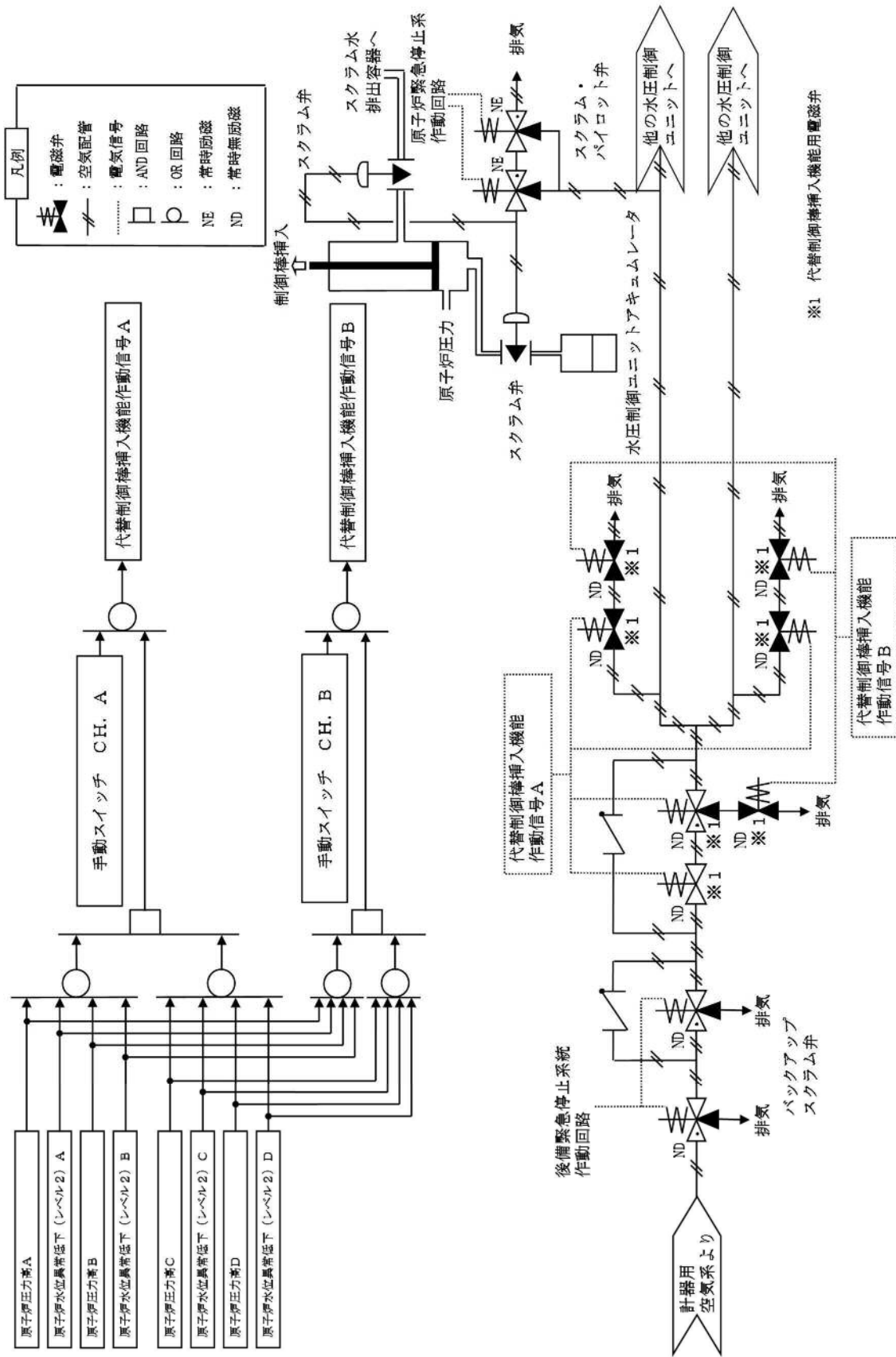
第44-3-7図 制御棒，制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットアキュムレ
ータの配置図

(原子炉建屋原子炉棟 3階，原子炉格納容器内)

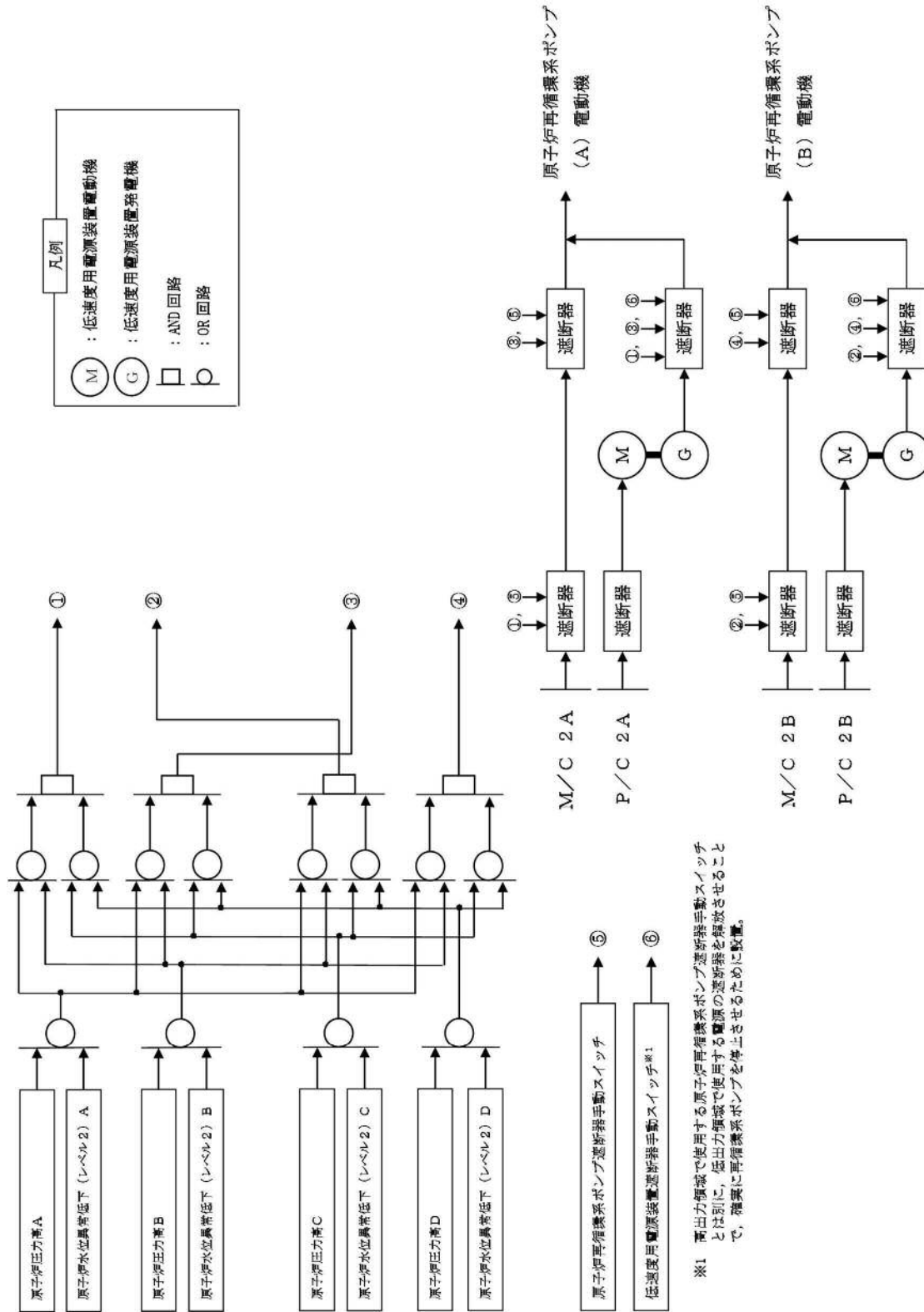


第44-3-8図 自動減圧系の起動阻止スイッチの配置図
(原子炉建屋原子炉棟 3階)

44-4 系統図

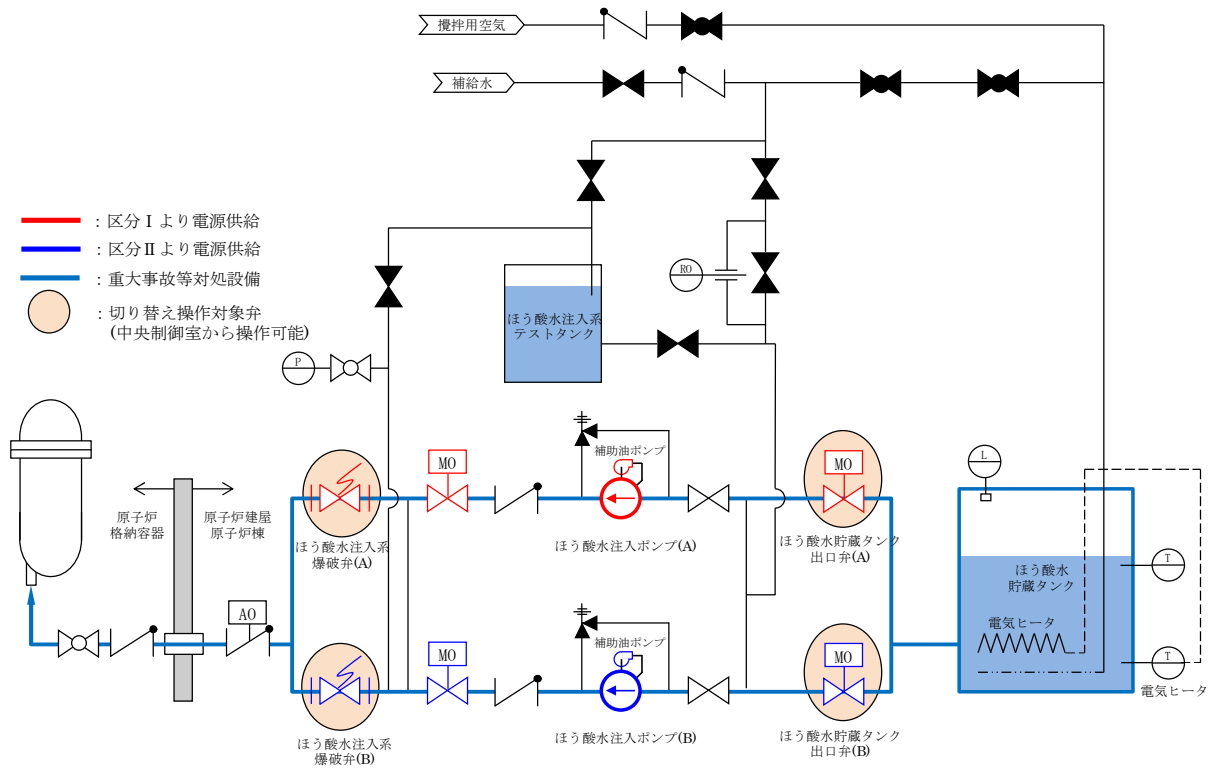


第 44-4-1 図 代替制御棒挿入機能概略図



※1 高出力領域で使用する原子炉再循環系ポンプ遮断器手動スイッチとは別に、低出力領域で使用する電源の遮断器を解放させることで、確実に再循環系ポンプを停止させるために設置。

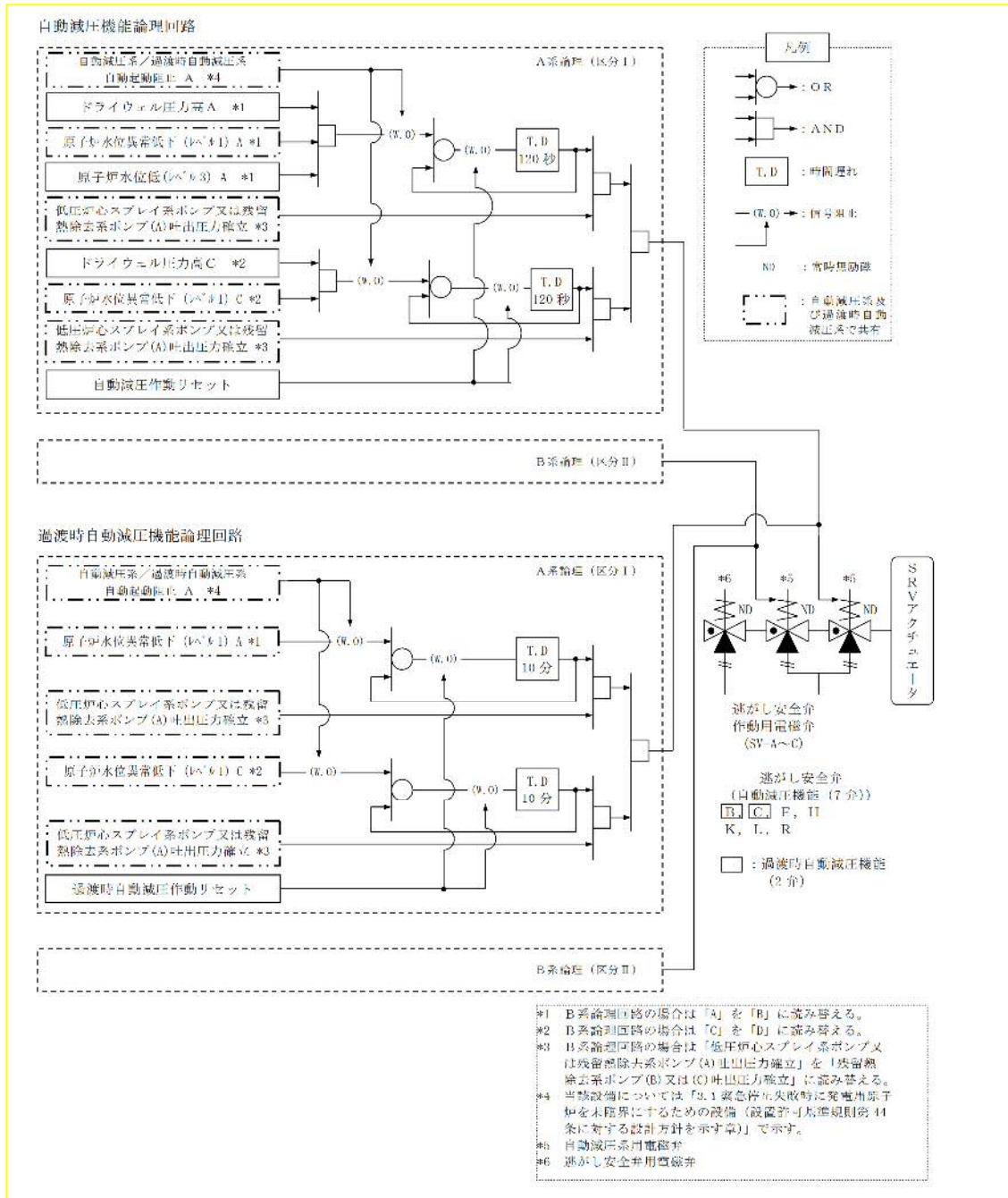
第44-4-3 図 代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能概略図



第44-4-3図 ほう酸水注入系 系統概略図

第44-4-1表 操作対象機器リスト

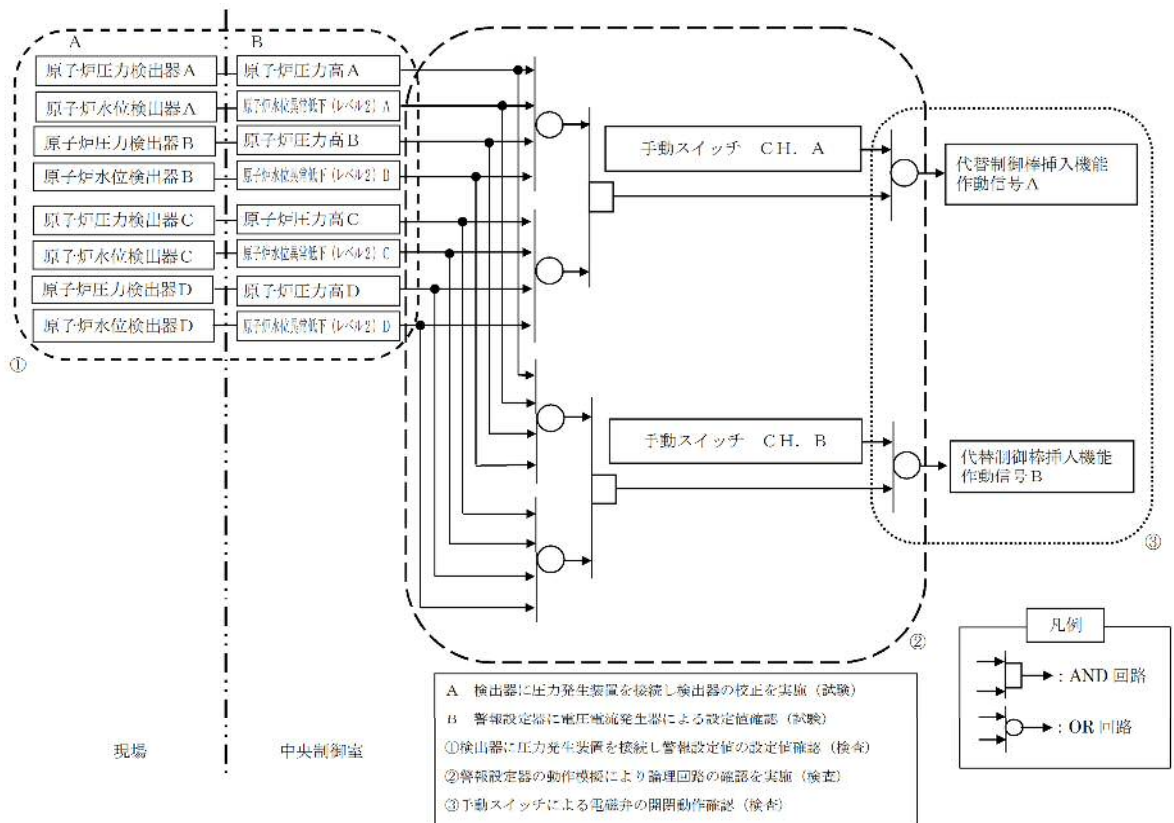
No.	機器名称	操作方法	操作箇所
A系			
1	ほう酸水注入ポンプ (A)	キー・スイッチ操作	中央制御室
2	ほう酸水貯蔵タンク 出口弁 (A)		
3	ほう酸水注入系 爆破弁 (A)		
B系			
4	ほう酸水注入ポンプ (B)	キー・スイッチ操作	中央制御室
5	ほう酸水貯蔵タンク 出口弁 (B)		
6	ほう酸水注入系 爆破弁 (B)		



第 44-4-4 図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動回路図

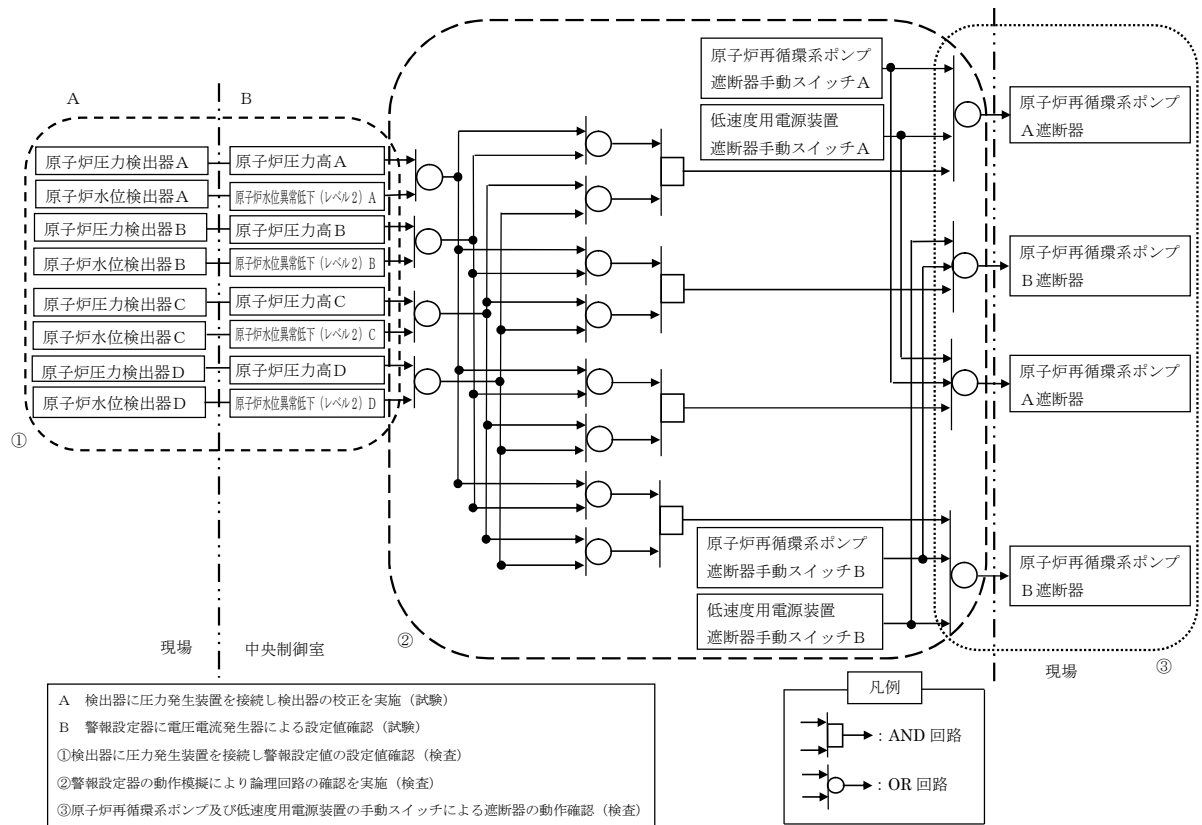
44-5 試験検査

ほう酸水注入系の定期事業者検査対象設備については、検査の実績もあることから、定期事業者検査要領書の表紙、点検計画、関連図面の添付としている。



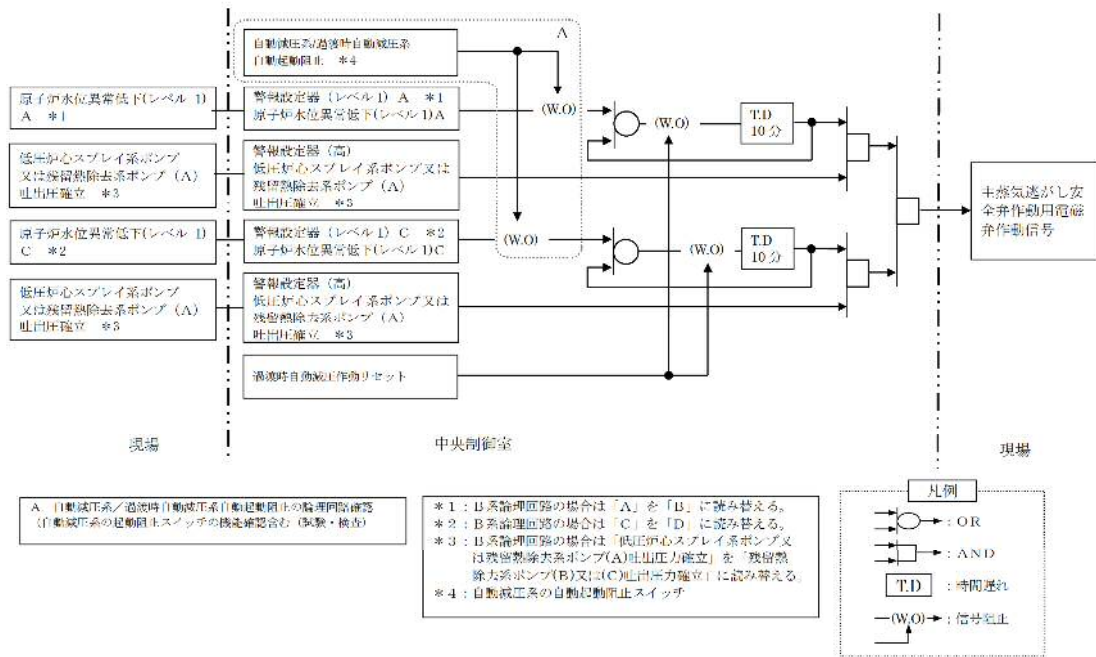
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認 電磁弁の開閉動作確認

第 44-5-1 図 代替制御棒挿入機能及び A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチの試験検査



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認 遮断器の動作確認

第 44-5-2 図 代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能，原子炉再循環系ポンプ遮断器手动スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手动スイッチの試験検査



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	論理回路確認 (自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む)

第 44-5-3 図 自動減圧系の起動阻止スイッチの試験検査

A T W S 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項第三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、A T W S 緩和設備については、代替制御棒挿入機能や代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

第44-5-1表に第十二条第4項の解釈の要求事項及び適合性整理を示す。

第44-5-1表 第十二条第4項の解釈の要求事項及び適合性整理

第十二条解釈	要求事項	適合性整理
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。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。 なお、A T W S 緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環系ポンプトリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されると同時に、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。	A T W S 緩和設備は、多重性を有しており、その試験の実施中においても、機能自体は維持される設計とする。ただし、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、「原子炉等規制法」及び「技術基準規則」に規定される試験又は検査を含む。	停止中（施設定期検査時）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。	A T W S 緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

2. A T W S 緩和設備の試験間隔の検討

A T W S 緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失したときに期待される設備である。A T W S 緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を施設定期検査ごととして評価し、A T W S

が発生し、かつ A T W S 緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度※1は誤動作確率 [] / 炉年又は、誤不動作の発生頻度 [] / 炉年と十分に低いことを確認しており、施設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。

※1 44-9 参考資料参照

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

第 44-5-2 表 東海第二発電所 点検計画

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考
中性子計装系	移動式炉内計装破弁 一式	特性試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	分接点検	B	130M	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分 1000MWd/tに 1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装弁 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分 1000MWd/tに 1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査, 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査, 監視機能健全性確認検査(安全保護系機能検査)	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	A	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	-	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査	定検停止中
中性子計装系	平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査, 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査, 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	中性子計装系電源	特性試験	B	3C	-	定検停止中
制御駆動系	制御棒 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査, 制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	分接点検	B	91M	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査, 制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構(予備) 一式	分接点検	B	91M	制御棒駆動機構分解検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業名検査は定検停止中)

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考
制御棒駆動系	制御棒駆動系 HCUエレトリカルボックス 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系設定確認検査	定検停止中
制御棒駆動系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	分解点検	B	39M	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	特性試験	B	3C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	7C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	1C	○	24回	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	機能・性能試験	C	1C	○	24回	制御棒価値ミニマイザ機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	外観点検	B	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	漏えい試験	B	10Y	-	24回	構造健全性検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系テストタンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系テストタンク	外観点検	B	10Y	○	-	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	分解点検	C	130M	○	19回	ほう酸水注入系ポンプ検査、ほう酸水注入系設備検査(機械設備)	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時))
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	外観点検	C	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	分解点検	C	CBM	○	19回	-	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時)) 保全の有効性評価No. 10反映
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	6C	○	19回	電動機検査(ほう酸水注入系ポンプ用)	定検停止中

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB	分解点検	C	130M	○	19回	ほう酸水注入系ポンプ検査、ほう酸水注入系設備検査(機械設備)	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時))
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB	外観点検	C	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	分解点検	C	CBM	○	20回	-	定検停止中(振動診断:2M(定期試験時)) 保全の有効性評価No. 10反映
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプB電動機	機能・性能試験	C	6C	○	20回	電動機検査(ほう酸水注入系ポンプ用)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系PCV内側逆止弁	分解点検	B	130M	-	20回	逆止弁検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	分解点検	B	26~130M	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	簡易点検	B	65M	-	23回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	機能・性能試験	B	1~2C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(駆動部) 一式	分解点検	B	52~130M	-	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	分解点検	B	156M	-	16回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	特性試験	B	4C	-	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	圧力計測装置	機能・性能試験	B	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	温度計測装置 一式	特性試験	A, B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	温度計測装置	機能・性能試験	A	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	水位計測装置	機能・性能試験	B	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系電源 一式	特性試験	B	3C	-	24回	-	定検停止中

※「ほう酸水注入系ポンプ A」及び「ほう酸水注入系ポンプ B」は、ほう酸水注入ポンプを指す。

検査担当 室長	原子炉主任 技術者	ボイラー・タービン 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	機械グループ	
					M	担当
合 議						
発電室 担当M	保守室 担当M	技術センター 担当M	安全管理室 担当M			

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書（停止時）

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：T2-Bc-14

(承認)	(確認)	(確認)	(確認)	(審査)	(起案)	
H 年 月 日			H 年 月 日			
合 議						
(確認)	(確認)	(確認)	(確認)	(確認)	(確認)	(確認)

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書（停止時）

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：T 2 - A a - 0 7

検査担当 室長	原子炉主任 技術者	インジェクション 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	運転管理グループ	
					M	担当
H23年 〇月 〇日			H23年 〇月 〇日			
合 議						
発電室 担当M	保守室 担当M	技術センター 担当M	安全管理室 放射線・化学 M			

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書(停止時)

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 : T2-Bb-16

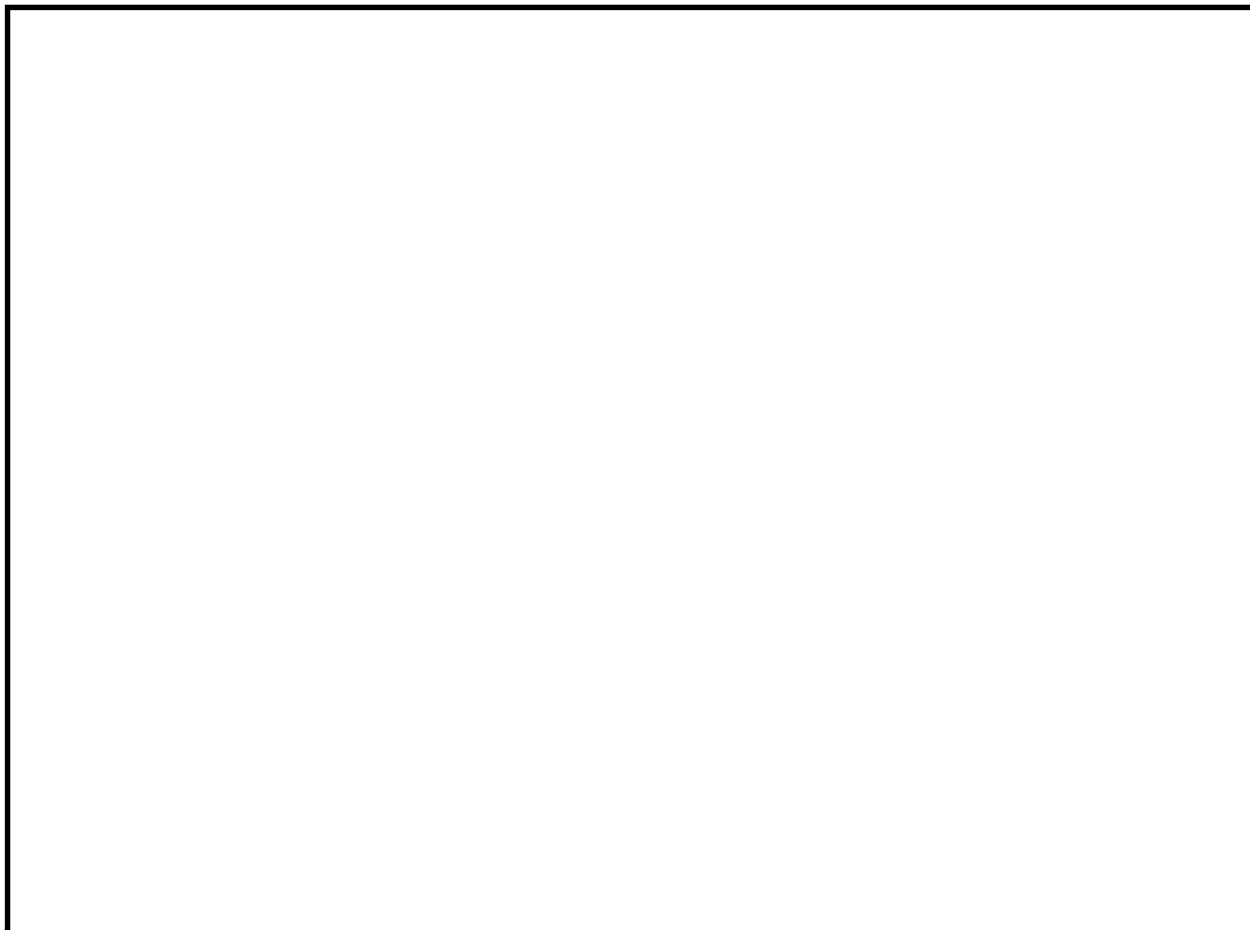
検査担当 M	原子炉主任 技術者	ボイラー・タービン 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	電気・制御 グループ	
					M	担当

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第25保全サイクル
 定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：計測制御系統設備

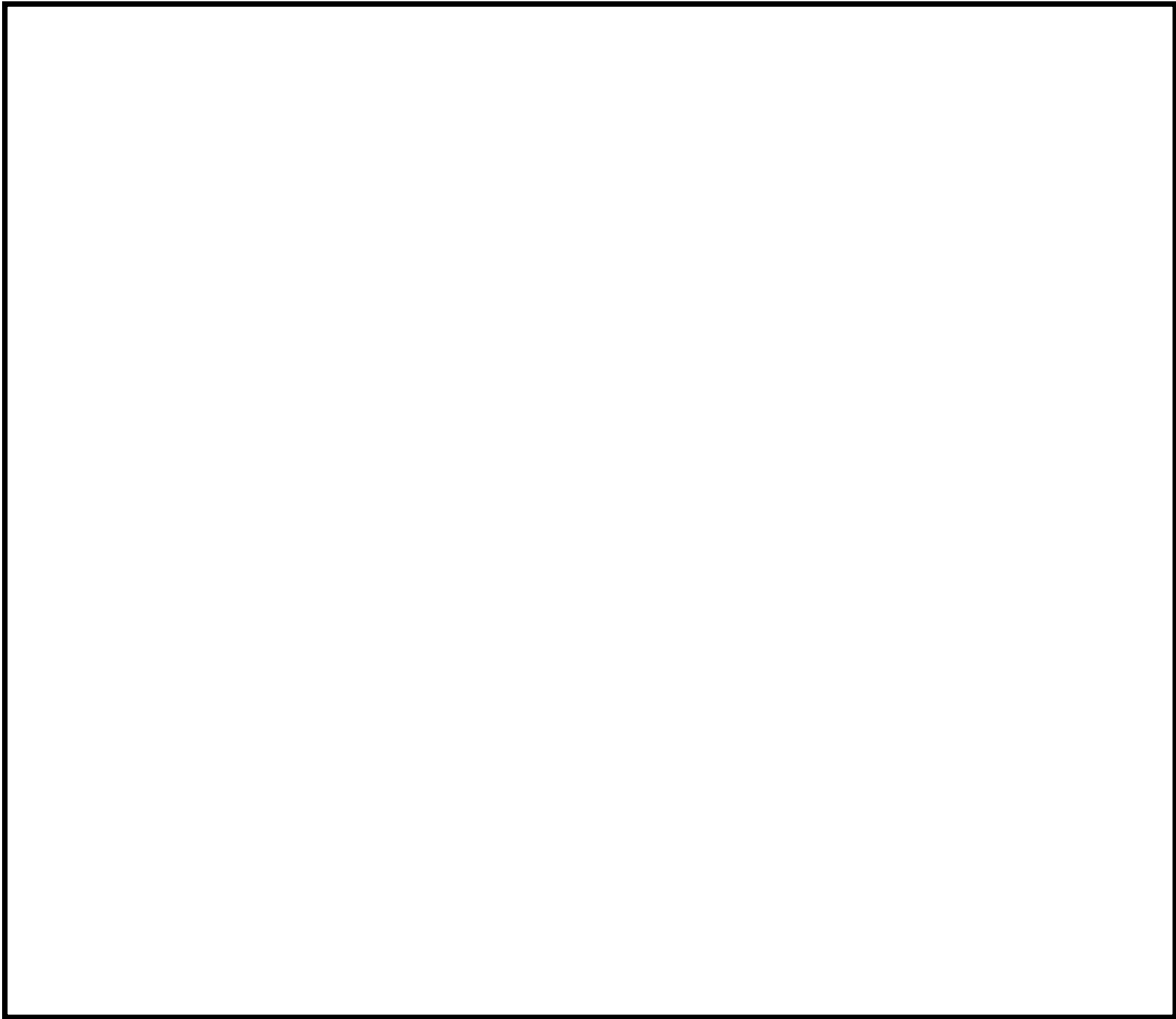
検 査 名：ほう酸水注入系設備検査（電気設備）

要領書番号：T2-Ec-23-2



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構、水圧制御ユニットアキュムレータ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観

第 44-5-4 図 制御棒駆動機構 構造図



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

第44-5-5図 ほう酸水注入ポンプ

第44-5-3表 東海第二発電所 点検計画

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画						
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備考
中性子計装系	移動式炉内計装機 一式	特性試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装機 一式	分解点検	B	130M	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装機 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装機 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分1000MWd/tに1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装機 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装機(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	燃焼度増分1000MWd/tに1回	-	プラント運転中
中性子計装系	移動式炉内計装機(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	-	定検停止中
中性子計装系	移動式炉内計装機(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	原子炉格納容器隔離弁機能検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査、安全保護系保護検出異常性能(校正)検査、監視機能健全性確認検査(安全保護系機能検査)	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系保護検出異常性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	起動領域計測装置 一式	特性試験	A	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	-	定検停止中
中性子計装系	局部出力領域計測装置 一式	特性試験	C	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
中性子計装系	局部平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査	定検停止中
中性子計装系	平均出力領域計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査、安全保護系保護検出異常性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	安全保護系設定値確認検査、安全保護系保護検出異常性能(校正)検査	定検停止中
中性子計装系	中性子計装系電源	特性試験	B	3C	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	分解点検	B	91M	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構 一式	機能・性能試験	B	1C	制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動機構(予備) 一式	分解点検	B	91M	制御棒駆動機構分解検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業検査は定検停止中)

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画						
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備考
制御棒駆動系	HCUアクムレータ 一式	分解点検	B	78M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中 保全の有効性評価No. 1反映
制御棒駆動系	HCUアクムレータ 一式	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	HCU蓄素容器 一式	開放点検	B	290M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中
制御棒駆動系	スクラム排出水容器Ⅰ	漏えい試験	B	10Y	構造健全性検査	定検停止中
制御棒駆動系	スクラム排出水容器Ⅱ	漏えい試験	B	10Y	構造健全性検査	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプAサクションフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ劣化確認(遊視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプAサクションフィルタ	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプBサクションフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ劣化確認(遊視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプBサクションフィルタ	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプA出口ラインフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ劣化確認(遊視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水系ポンプB出口ラインフィルタ	開放点検	C	CBM	-	プラント運転中 ※フィルタ劣化確認(遊視点検:1D)結果により実施する。
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA	分解点検	C	65M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中 (振動診断:2M) 保全の有効性評価No. 2反映
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA電動機	分解点検	C	52M	電動機検査(制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ用)	定検停止中 (振動診断:2M)
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプA電動機	特性試験	C	1C	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB	分解点検	C	65M	制御棒駆動水圧系設備検査	定検停止中 (振動診断:2M) 保全の有効性評価No. 2反映
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB電動機	分解点検	C	52M	電動機検査(制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ用)	定検停止中 (振動診断:2M)
制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプB電動機	特性試験	C	1C	-	定検停止中

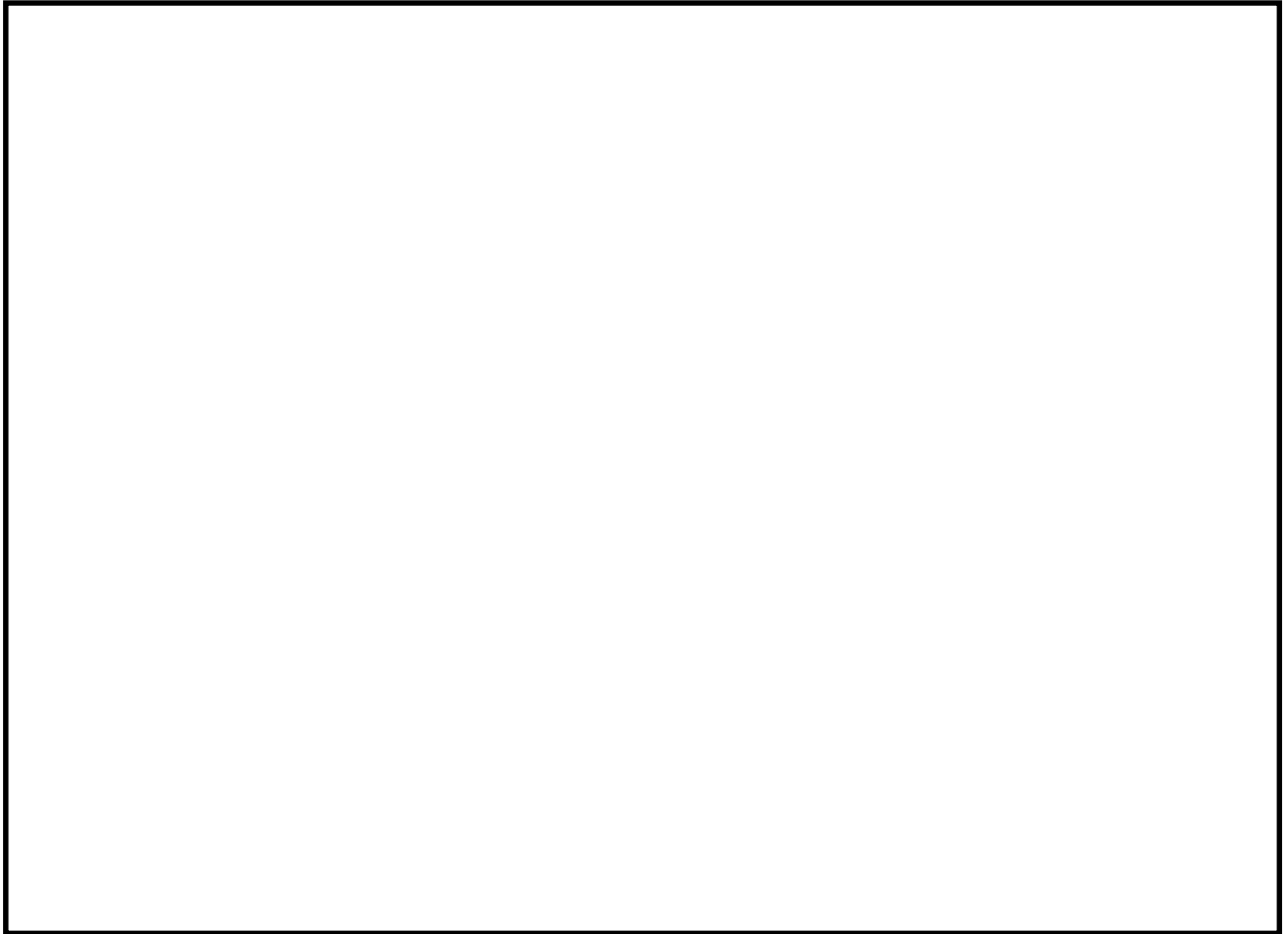
※「HCU」は、水圧制御ユニットを指す。

1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

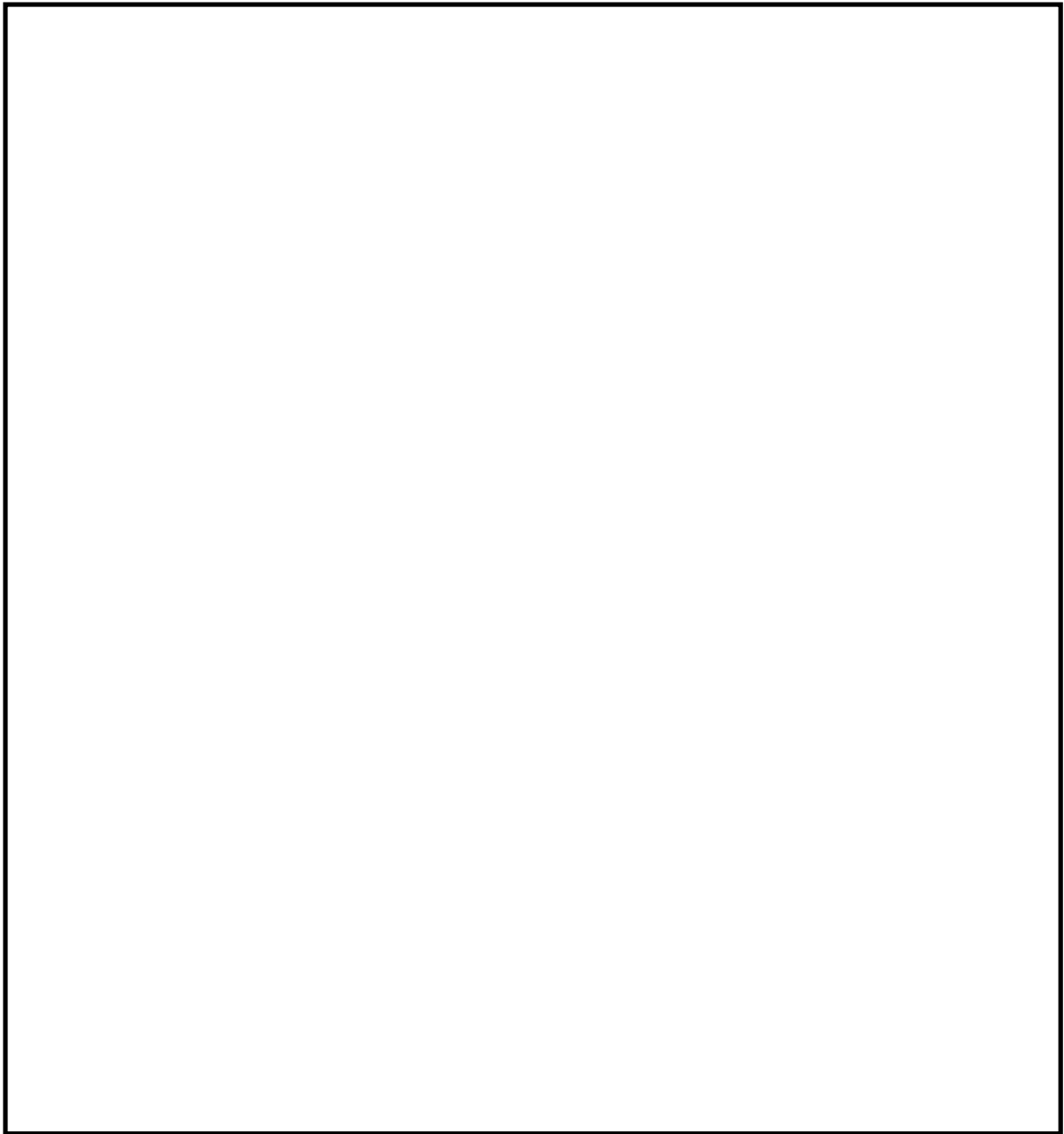
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	今回の実施計画	前回実施時期(定検回数)	検査名	備考
制御棒駆動系	制御棒駆動系 HCUエレクトリカルボックス 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系設定値確認検査	定検停止中
制御棒駆動系	流量計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	分解点検	B	39M	○	24回	-	定検停止中
制御棒駆動系	制御棒駆動系電源 一式	特性試験	B	3C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	7C	○	24回	-	定検停止中
制御棒位置指示系	位置計測装置 一式	特性試験	A	1C	○	24回	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
制御棒価値ミニマイザ	制御棒価値ミニマイザ	機能・性能試験	C	1C	○	24回	制御棒価値ミニマイザ機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	外観点検	B	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	漏えい試験	B	10Y	-	24回	構造健全性検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系貯蔵タンク	開放点検	B	130M	-	-	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系テストタンク	外観点検	B	10Y	○	-	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	分解点検	C	130M	○	19回	ほう酸水注入系ポンプ検査 ほう酸水注入系設備検査(機械設備)	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時))
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	外観点検	C	10Y	-	24回	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	分解点検	C	CBM	○	19回	-	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時)) 保全の有効性評価No. 10反映
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	特性試験	C	1C	○	24回	-	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	1C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプA電動機	機能・性能試験	C	6C	○	19回	電動機検査(ほう酸水注入系ポンプ用)	定検停止中

※「ほう酸水注入系貯蔵タンク A」及び「ほう酸水注入系貯蔵タンク B」は、ほう酸水貯蔵タンクを指す。



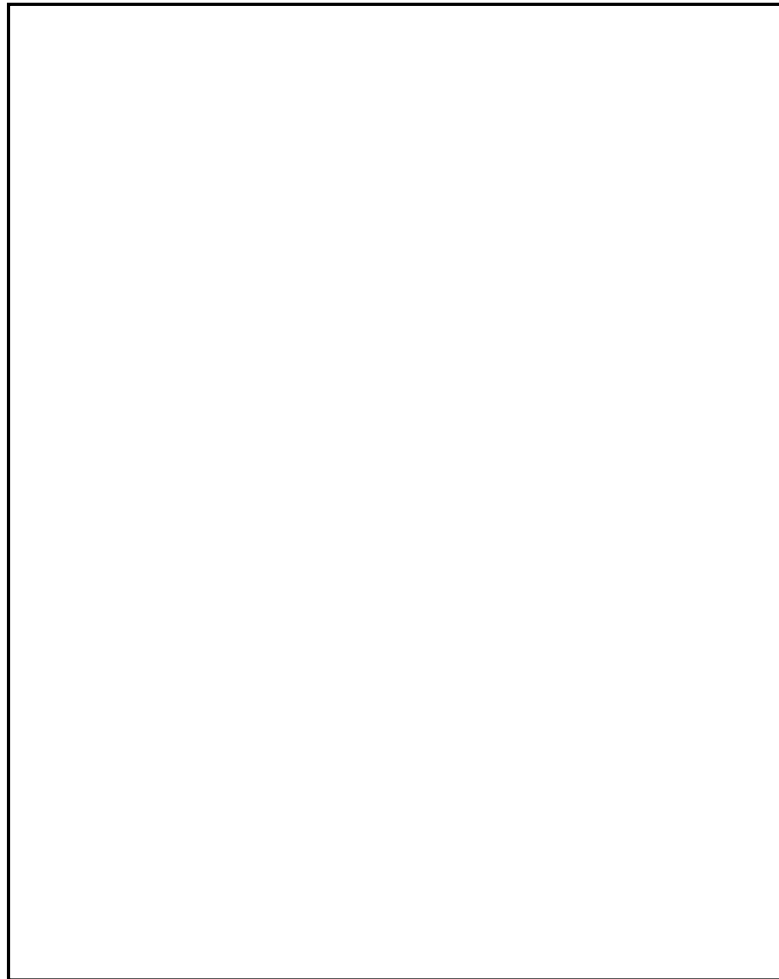
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構、水圧制御ユニットアキュムレータ部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観

第 44-5-6 図 制御棒構造図



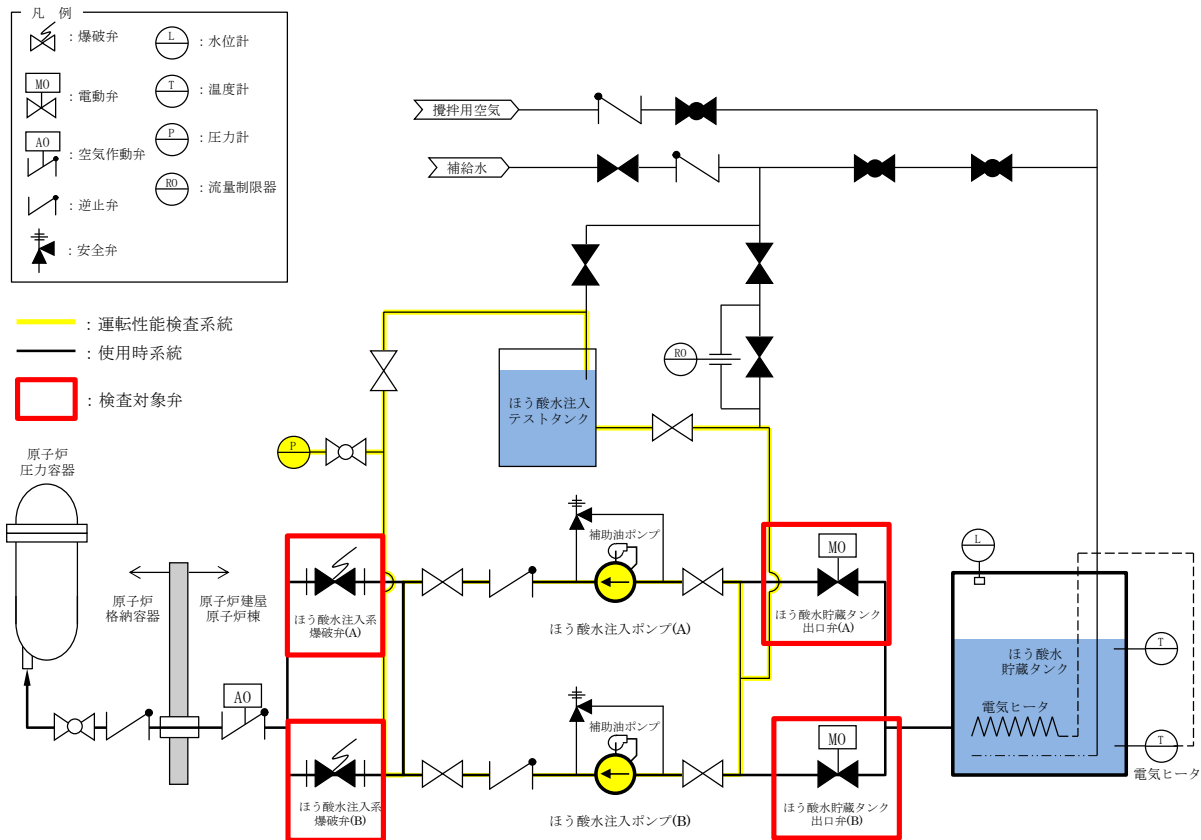
原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構、水圧制御ユニットアキュムレータ部品の表面状態を、試験及び目視により確認

第 44-5-7 図 水圧制御ユニットアキュムレータ 構造図



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

第 44-5-8 図 ほう酸水貯蔵タンク



原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

第44-5-9図 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

44-6 容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設定値	7.39MPa [gage] 以下

【設定根拠】

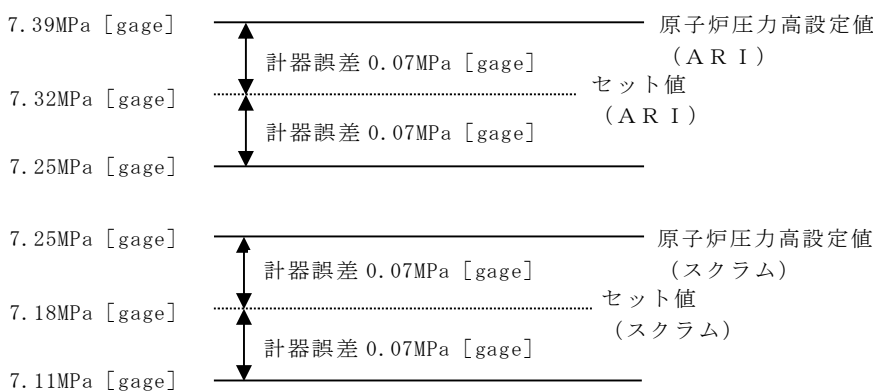
設定値は，次の事項を考慮して決定する。

- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し，原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa [gage] 以下）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，極力低い値で作動させるような設定とする。

第44-6-1図に原子炉圧力高設定値の概要を示す。

<補足>

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



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

第 44-6-1 図 原子炉圧力高設定値の概要図

名称	原子炉水位異常低下（レベル2）
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル※ ¹ より1,243cm以上

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

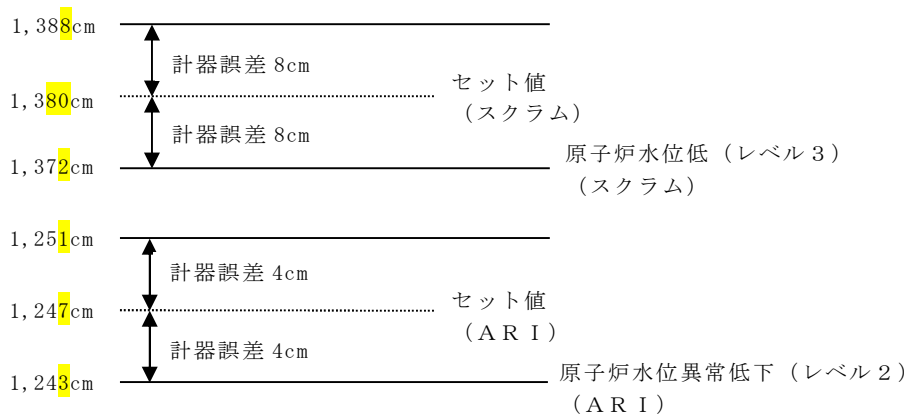
原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位異常低下（レベル2）を設定値とする。

第44-6-2図に原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要を示す。

※¹ 原子炉圧力容器ゼロレベルは，原子炉圧力容器基準点を示す。

<補足>

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



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

第 44-6-2 図 原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要図

・代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、再循環系ポンプトリップを行う。
設定値	7.39MPa [gage] 以下

【設定根拠】

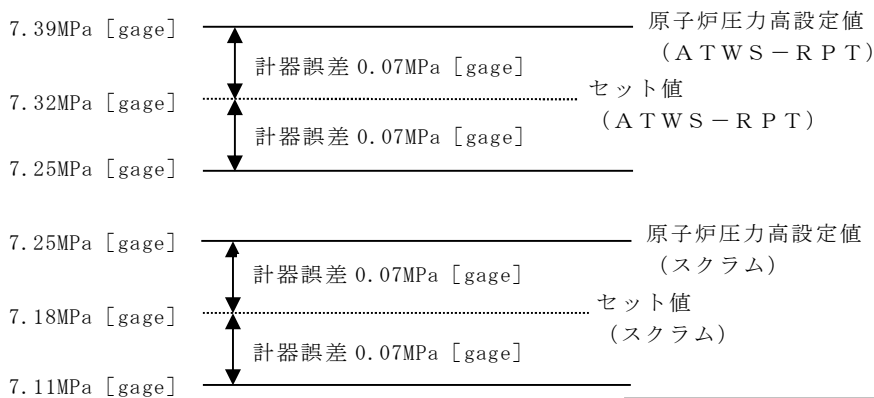
設定値は、次の事項を考慮して決定する。

- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.25MPa [gage] 以下) 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、極力低い値で作動させるような設定とする。

第44-6-3図に原子炉圧力高設定値の概要を示す。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能により原子炉出力を低下させる。



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

第 44-6-3 図 原子炉圧力高設定値の概要図

名称	原子炉水位異常低下（レベル2）
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、再循環系ポンプトリップを行う。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル※ ¹ より1,243cm以上

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

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

第44-6-4図に原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要を示す。

※¹ 原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低（レベル2）による原子炉スクラムに失敗した場合、代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能により原子炉出力を低下させる。



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

第44-6-4図 原子炉水位異常低下（レベル2）設定値の概要図

・ 水圧制御ユニットアキュムレータ

名 称		水圧制御ユニットアキュムレータ
容量	L (1個当たり)	約18
最高使用圧力	MPa [gage]	12.06
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を共有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。

水圧制御ユニットアキュムレータは185個設置する。

1. 容量の設定根拠

設計基準事故対処設備として設置する水圧制御ユニットアキュムレータ容量は、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な容量として下記を考慮する。

全ストロークスクラムに必要な容量

$$= (\text{挿入有効断面積}) \times (\text{全挿入までのストローク})$$

$$= (26.2 \times 365.8) / 1000$$

$$= 9.58 \div 10\text{L}$$

$$\text{ここで、挿入有効断面積} \quad : 26.2\text{cm}^2$$

$$\text{全挿入までのストローク} : 365.8\text{cm}$$

水圧制御ユニットアキュムレータ容量は、上記全ストロークスクラムに必要な容量 10L (1個当たり) に余裕を見込み、これを上回る容量として、約 18L (1個当たり) とする。

重大事故等時に使用する水圧制御ユニットアキュムレータ容量は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の使用方法であることから、設計基準事故対処設備と同仕様として、約18L (1個当たり) とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用する当該アキュムレータの最高使用圧力は、主配管「駆動水ポンプ吐出管」の最高使用圧力に合わせ、12.06MPaとする。

当該アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の使用方法であることから、設計基準事故対処設備と同仕様として、12.06MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用する当該アキュムレータの最高使用温度は、主配管「駆動水ポンプ吐出管」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

当該アキュムレータを重大事故等時において使用する場合は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の使用方法であることから、設計基準事故対処設備と同仕様として、66℃とする。

・ほう酸水注入ポンプ

名 称		ほう酸水注入ポンプ
容 量	m ³ /h/個	9.78 以上 (9.78)
吐 出 圧 力	MPa [gage]	8.5 以上 (8.5)
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	吸込側 1.04 吐出側 9.66
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	37
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

ほう酸水注入ポンプは、設計基準対象施設として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、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、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設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界に移行する設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、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冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系統を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することで、原子炉圧力容器を冷却し、重大事故等の進展の抑制が可能な設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系統を介してほう酸水を原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延又は防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの容量は、ほう酸水貯蔵タンクの有効容積*1全てを 50 分以上 125 分以内*2で原子炉圧力容器に注入する必要があらることから、 $9.36 \text{ m}^3/\text{h}$ *3を上回るものとし、 $9.78 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 $9.78 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として $9.78 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

注記*1：ほう酸水貯蔵タンクの有効容積は、ここでは保守的に無効容積を 0 m^3 とし、タンクの最大容量である 19.5 m^3 とする。

*2：ほう酸水の注入時間について

ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。

ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度 $0.001 \Delta k/\text{min}$ を上回るボロン注入速度として $8 \text{ ppm}/\text{min}$ 以上とし、また炉水中にほう酸水を均一に分散させるため $20 \text{ ppm}/\text{min}$ 以下に設定する。

停止余裕 $0.05 \Delta k$ 以上にするために必要なボロン濃度は、平成 14 年 7

月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2 制御能力についての計算書」より、600 ppm に不完全混合に対する余裕をとった 1000 ppm とする。

以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

$$1000 \div 8 = 125 \text{ 分} \quad (\text{最長時間})$$

$$1000 \div 20 = 50 \text{ 分} \quad (\text{最短時間})$$

上記より、ほう酸水の注入時間は 50 分以上 125 分以内となる。

*3：ほう酸水注入ポンプの必要容量は、許容注入時間の最長時間が 125 分、ほう酸水タンクの最大容量が 19.5 m³であることから、以下の通りとなる。

$$\begin{aligned} 19.5 \div 125 &= 0.156 \text{ m}^3/\text{min} \\ &= 9.36 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

上記より、ほう酸水注入ポンプの必要容量は 9.36 m³/h となる。

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、0 MPa からほう酸水注入系を必要とする最大運転圧力に至るまでの全圧力範囲で原子炉圧力容器に定格注量を注入できるものとする。すなわち、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁の安全弁機能の第一段圧力*である 7.78 MPa のときにも注入できるよう、それを上回る 8.5 MPa 以上とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において原子炉圧力が最大となる原子炉停止機能喪失で 8.19MPa であることから、それを上回る 8.5 MPa 以上とする。

公称値については要求される吐出圧力と同じ 8.5 MPa とする。

注記*：運転時の異常な過渡変化では、逃がし弁機能を考慮している。そのため、当該ポンプの吐出圧力は、逃がし弁機能の設定圧力以上である安全弁機能の第一段圧力を設定する。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）」の最高使用圧力と同じ 1.04 MPa とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの吸込側の圧力は、重大事故等時における主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ（連絡配管含む）」の使用圧力と同じ 1.04 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、9.66 MPa とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの吐出側の圧力は、重大事故等時におけるほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、9.66 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度と同じ 66 °C とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの温度は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用温度と同じ 66 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの原動機出力は、定格流量点での軸動力を基に、容量及び吐出圧力を考慮して設定する。

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

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

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

（日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 （2002）「往復ポンプー試験方法」）

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min)

p : 吐出圧力 (MPa)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} = 69.9 \approx 69$$

$$\eta_m : \text{ポンプ機械効率 (\%)} = 85$$

$$\eta_g : \text{減速機効率 (\%)} = 91.5$$

$$\eta_v : \text{ポンプ容積効率 (\%)} = 90$$

$$P = \frac{10^3 \times 0.163 \times 8.5}{60 \times 69 / 100} = 33.5 \approx 34 \text{ kW}$$

上記より、ほう酸水注入ポンプの原動機出力は軸動力 34 kW を上回る出力とし、37 kW/個とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの原動機出力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、37 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ほう酸水注入ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設としてほう酸水を原子炉圧力容器に注水するために必要な個数である 1 個を、故障時及び保守点検時による待機除外時を考慮し、合計 2 個設置する。

ほう酸水注入ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

・ ほう酸水貯蔵タンク

名 称		ほう酸水貯蔵タンク
容量	m ³ / 基	約16.4 (※1) , 約19.5 (※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		※1 要求値を示す ※2 公称値を示す

【設定根拠】

ほう酸水貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。

ほう酸水注入ポンプは1基設置する。

1. 容量の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水貯蔵タンクの容量（設計確認値）は、ほう酸水の最小貯蔵量 15.4m³※3を上回る容量として、タンク内有効容積 15.4m³とタンク内無効容積 1.0m³を考慮し、約 16.4m³とする。また、容量（公称値）については、容量（設計確認値）を上回るものとして、約 19.5 m³とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合の容量は、設計基準事故対処設備と同様の使用方法であるため、設計基準事故対処設備と同設計条件とし、約 16.4m³（設計確認値）と約 19.5m³（公称値）とする。

※3 ほう酸水の貯蔵量について

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を冷温停止に至らせ、その状態を余裕を持って維持するのに必要な冷却材中のボロン濃度を考慮する。

必要ボロン濃度は、停止余裕を 0.05 以上にするのに必要なボロン濃度 600ppm に、不完全混合に対する余裕等をとって 1000ppm とする。

ここで、必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が 416×10³ kg であるため、

$$416 \times 10^3 \times 1000 \times 10^{-6} = 416 \text{kg}$$

となる。そしてボロン含有率を 18.31wt% として、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、必要五ほう酸ナトリウム量は、

$$\text{必要五ほう酸ナトリウム量} = 416 \times \frac{100}{18.3}$$

=2271.98≒2272 kg となる。

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15℃における溶解度は 13.4wt%で、溶液の比重約 1.1 である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned}\text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量 (kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \times \text{密度 (kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{2227}{0.134 \times 1.1 \times 10^3} \\ &= 15.4\text{m}^3\end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の貯蔵量は15.4m³（最小）とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水貯蔵タンクが大気開放であることから、静水頭圧とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、ほう酸水貯蔵タンクが大気開放であることから、設計基準事故対処設備と同設計条件で設計し、静水頭圧とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸の析出防止のため保温用電気ヒータによりほう酸水を 27±3℃に維持しているため、これを上回る 66℃とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準事故対処設備と同設計条件で設計し、66℃とする。

44-7 その他設備

44-7-1

以下に、原子炉を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。

緊急停止失敗時に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) 手動スクラム・スイッチ

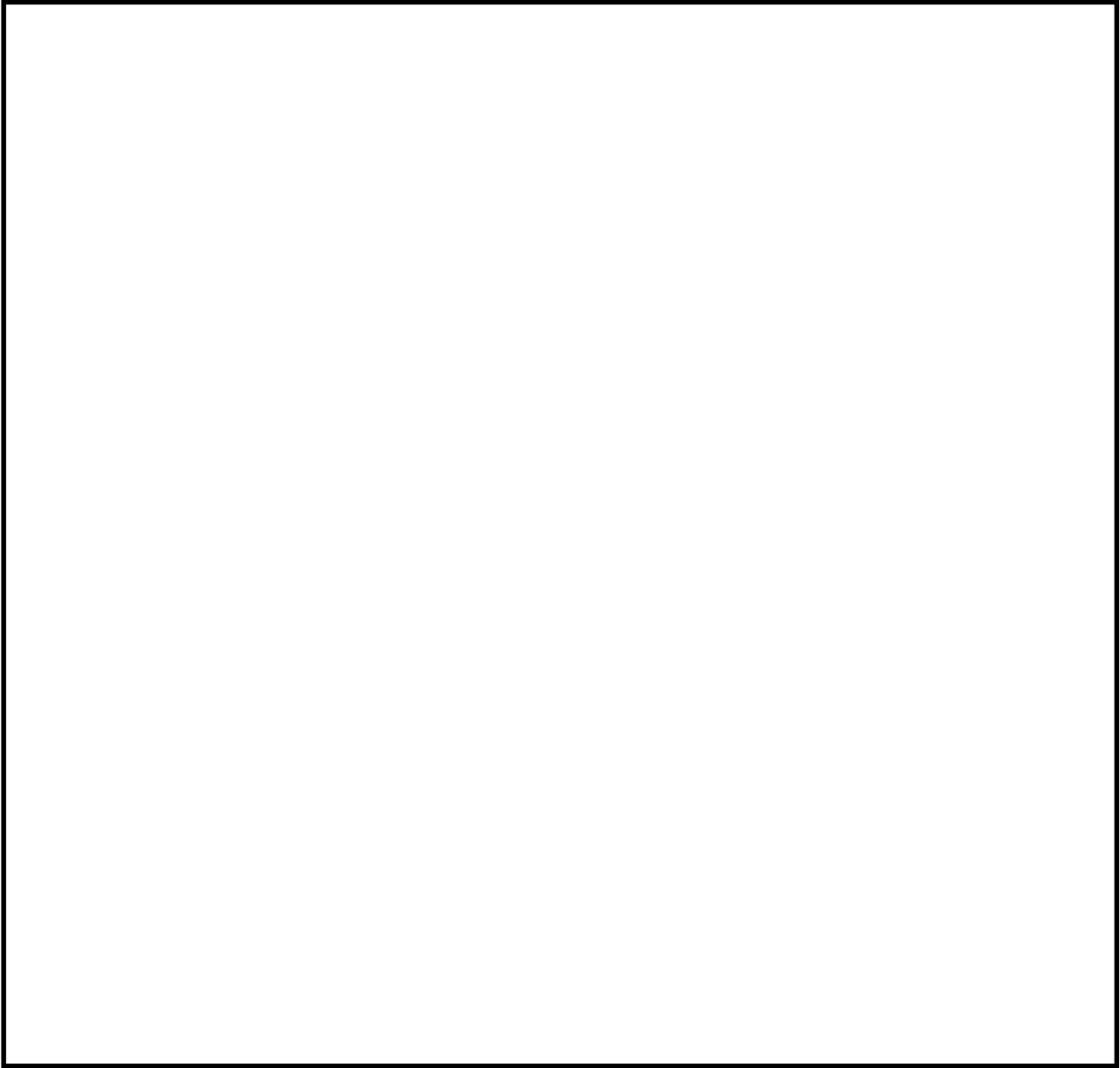
手動スクラム・スイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラム・スイッチを整備している。手動スクラム・スイッチの配置箇所を第44-7-1図に示す。

(2) 原子炉モード・スイッチ

原子炉モード・スイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モード・スイッチを整備している。原子炉モード・スイッチの配置箇所を第44-7-1図に示す。

(3) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

安全保護系盤に設置してあるスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを引き抜くことでスクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒の動作が可能であることから、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを整備している。スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの配置箇所を第44-7-1図に示す。



第44-7-1図 配置図（自主対策設備）

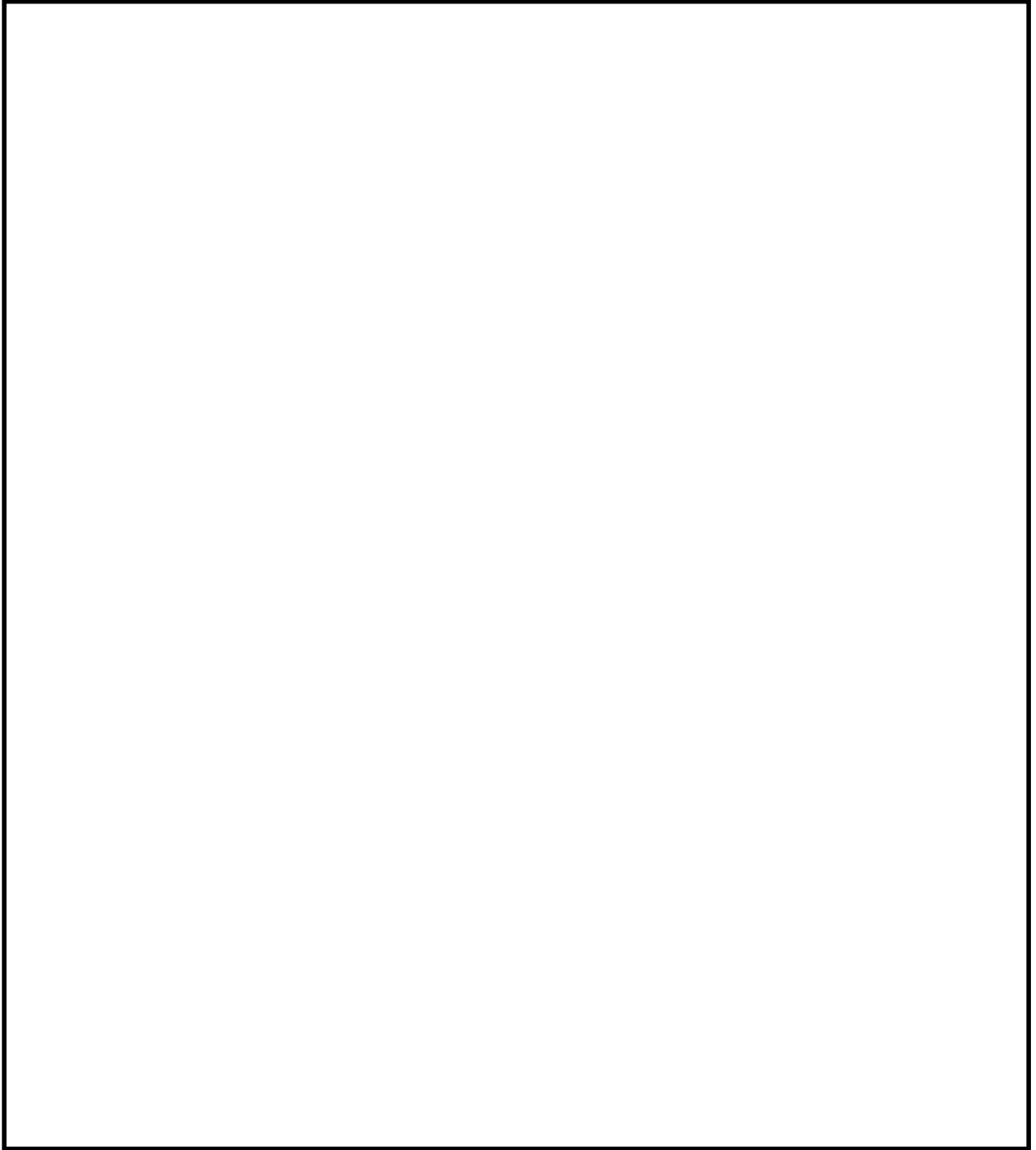
（原子炉建屋付属棟 3階）

(4) 計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなりスクラム弁を開とすることが可能であることから、計装用空気配管・弁を整備している。計器用空気系配管・弁の配置箇所を第44-7-2図に示す。

(5) スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチは、現場での操作であり、全制御棒全挿入完了までには時間を要するが、スクラム個別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り、制御棒を挿入する手段として有効であることからスクラム個別スイッチを整備している。スクラム個別スイッチの配置箇所を第44-7-2図に示す。



第44-7-2図 配置図（自主対策設備）

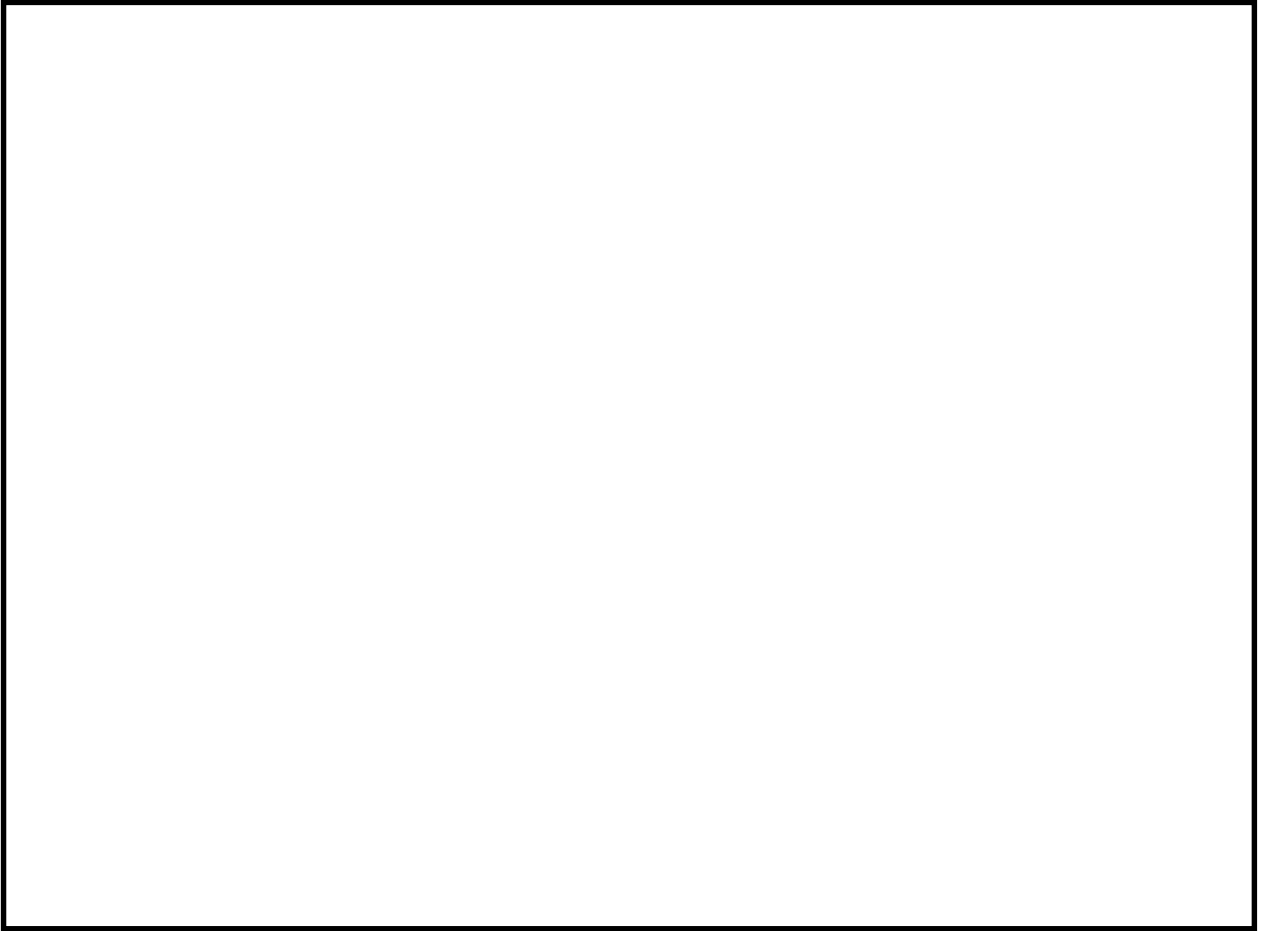
（原子炉建屋原子炉棟 3階）

(6) 制御棒手動操作系，制御棒駆動系，選択制御棒挿入機構

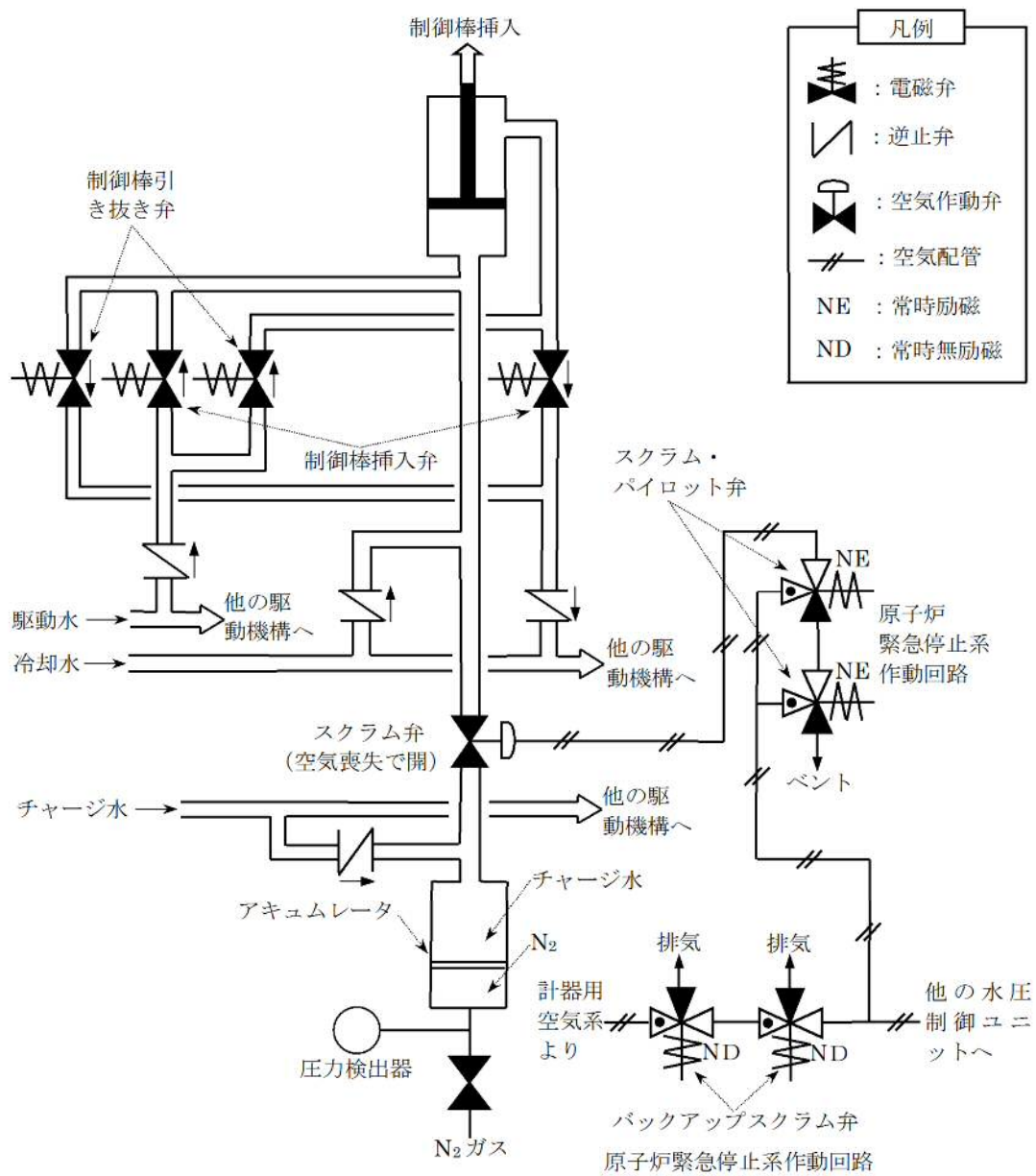
制御棒駆動系は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，若しくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を挿入する手段として整備している。制御棒駆動機構の概要を第44-7-3図に示す。

制御棒挿入及び引き抜きの概要を第44-7-4図に示す。

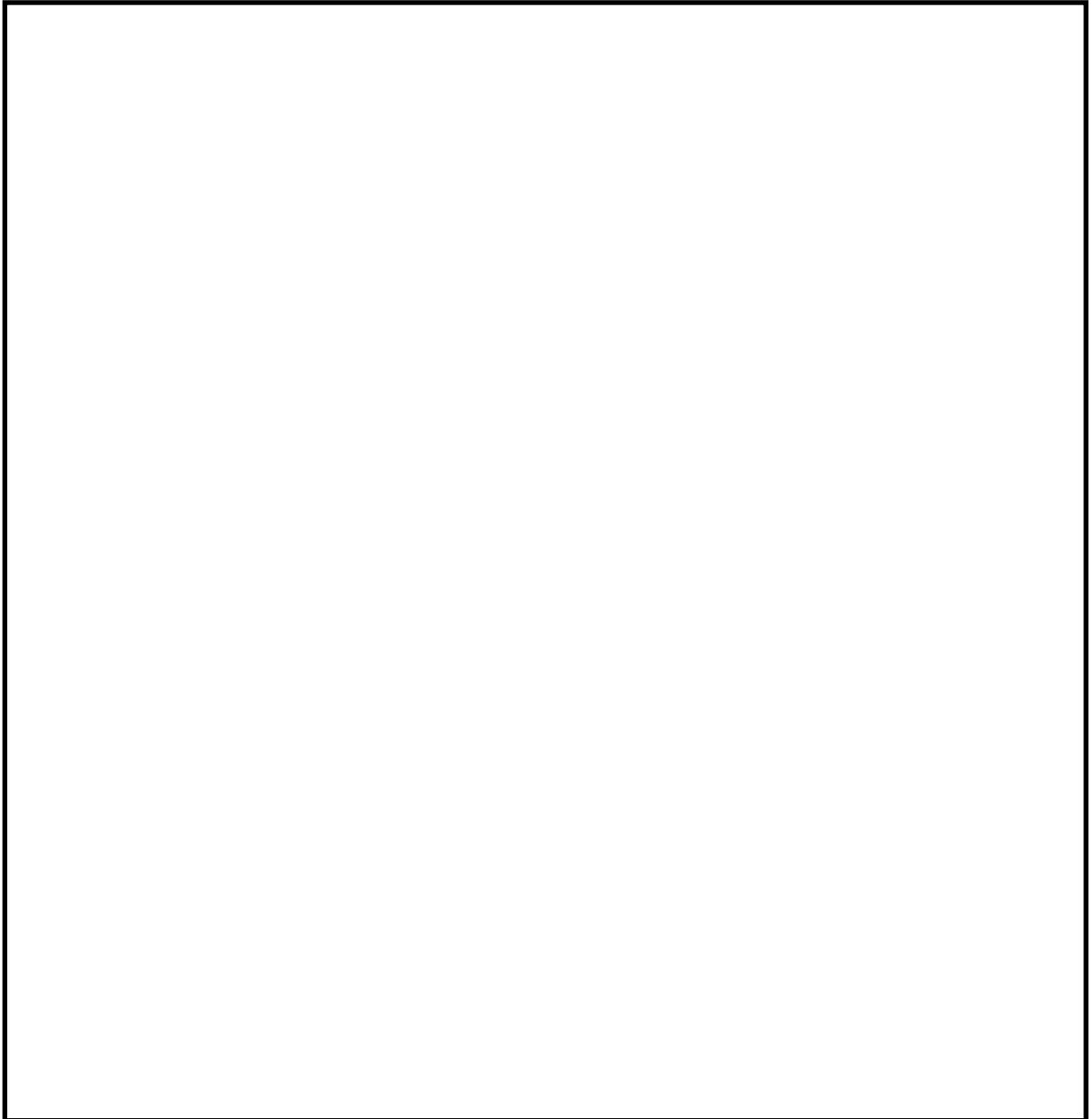
選択制御棒挿入機構は，低炉心流量高出力領域に入った場合に出力を制御し，安定性の余裕を確保するために，あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能である。本機能は手動挿入操作が可能であり，制御棒を挿入する手段として整備している。選択制御棒挿入機構の配置を第44-7-5図及び第44-7-6図に示す。また，回路図を第44-7-7図に示す。



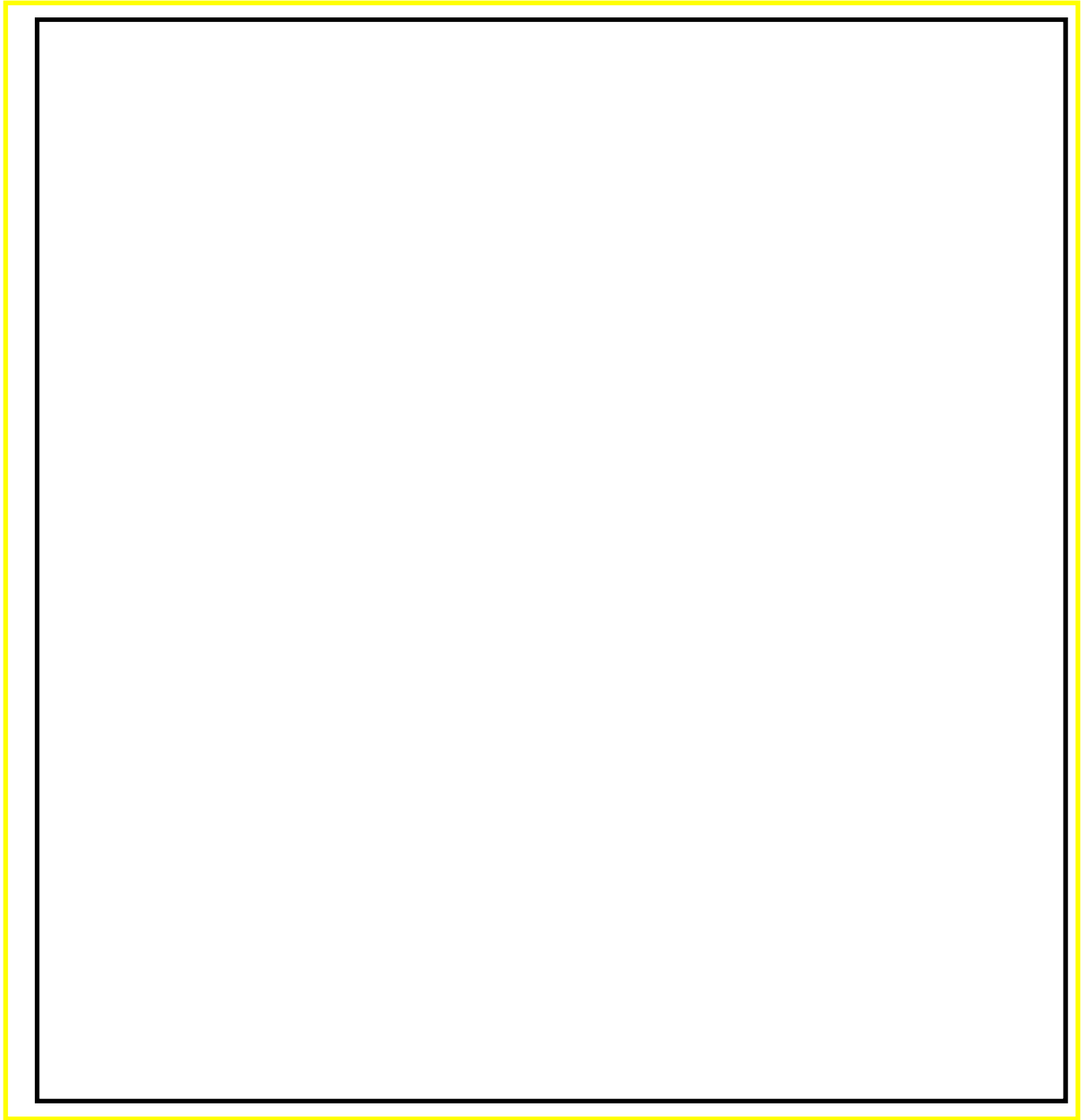
第44-7-3図 制御棒駆動機構 概要図



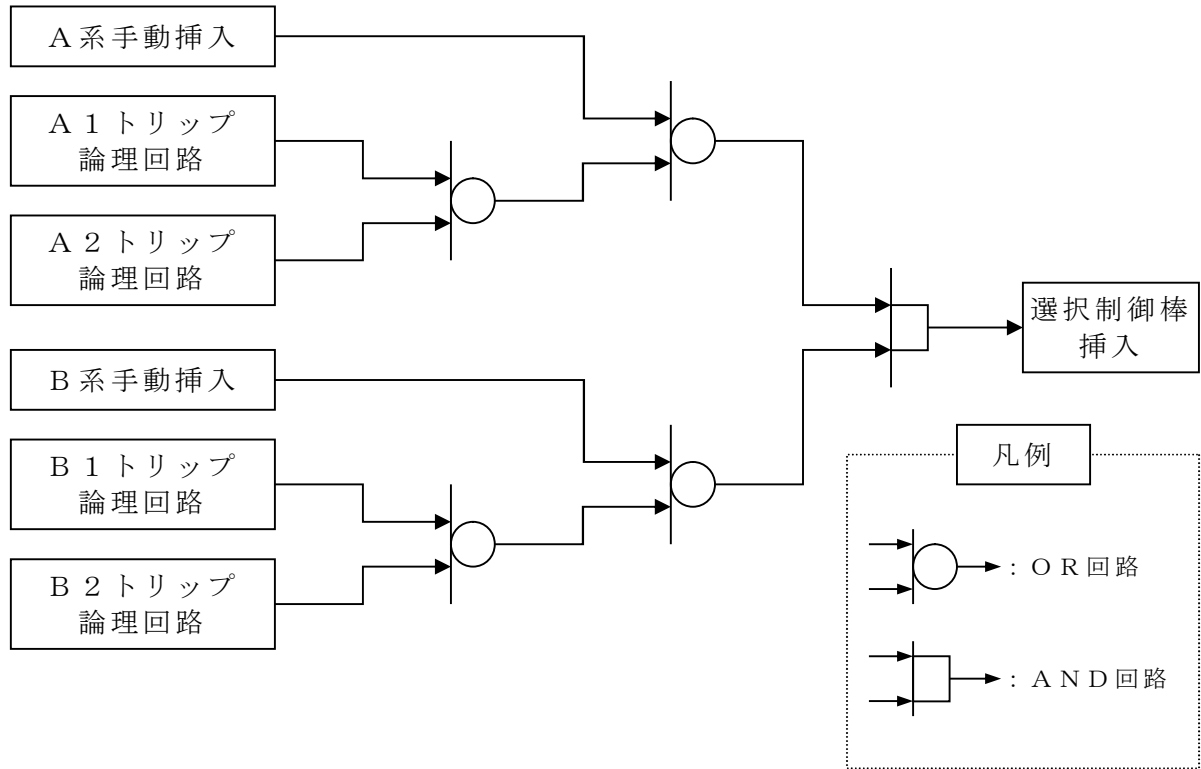
第44-7-4図 原子炉緊急停止系及び水圧制御ユニットアキュムレータ概要図



第44-7-5図 選択制御棒挿入機構配置図（自主設備）
（原子炉建屋付属棟 3階）



第 44-7-6 図 選択制御棒挿入機構配置図（自主設備）
（原子炉建屋原子炉棟 4階）



第 44-7-7 図 選択制御棒挿入機構論理回路図 (自主設備)

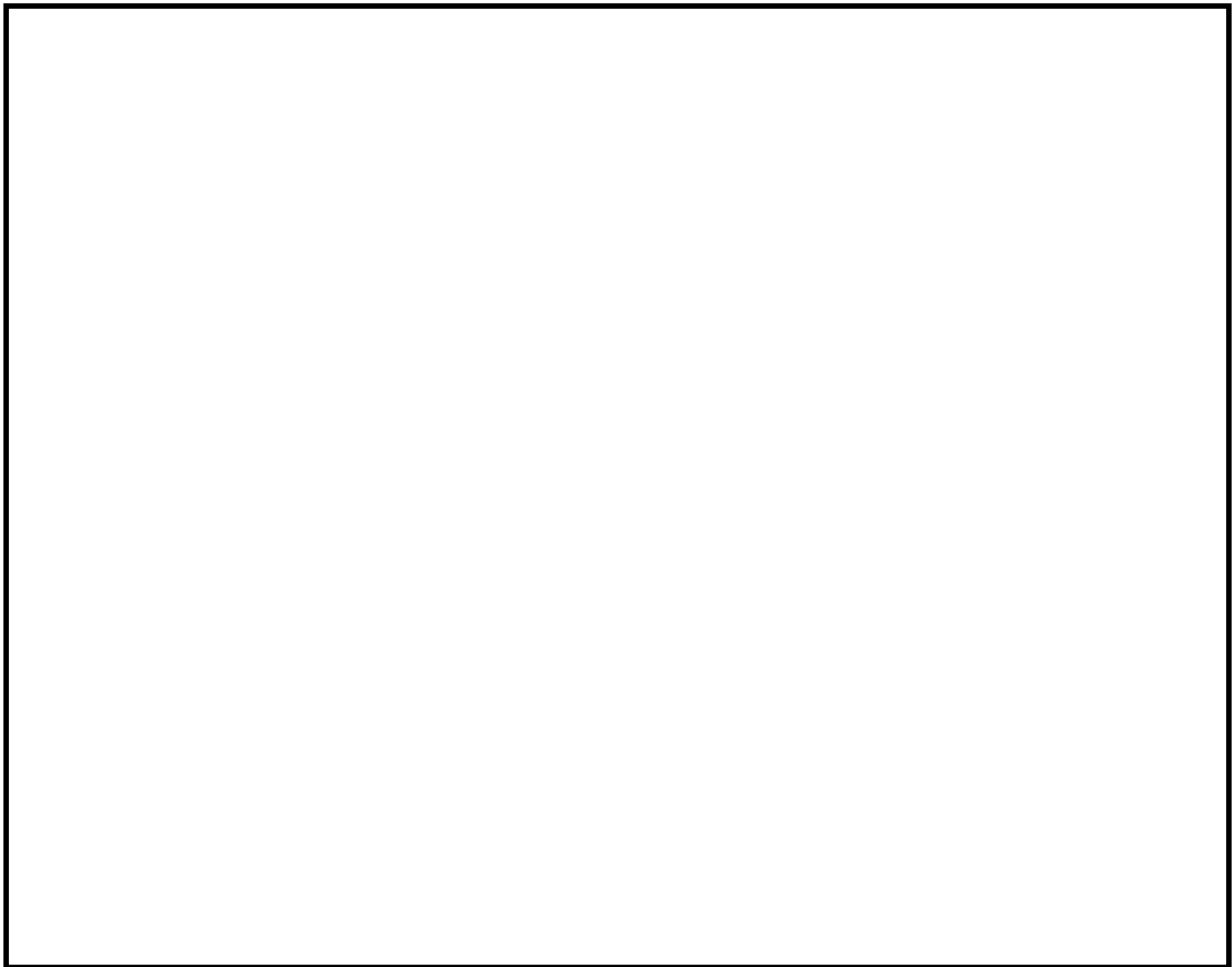
(7) 給水系，原子炉給水制御系

給水系，給水制御系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水系，原子炉給水制御系を整備している。

タービン駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，タービン回転数を制御することにより行う。

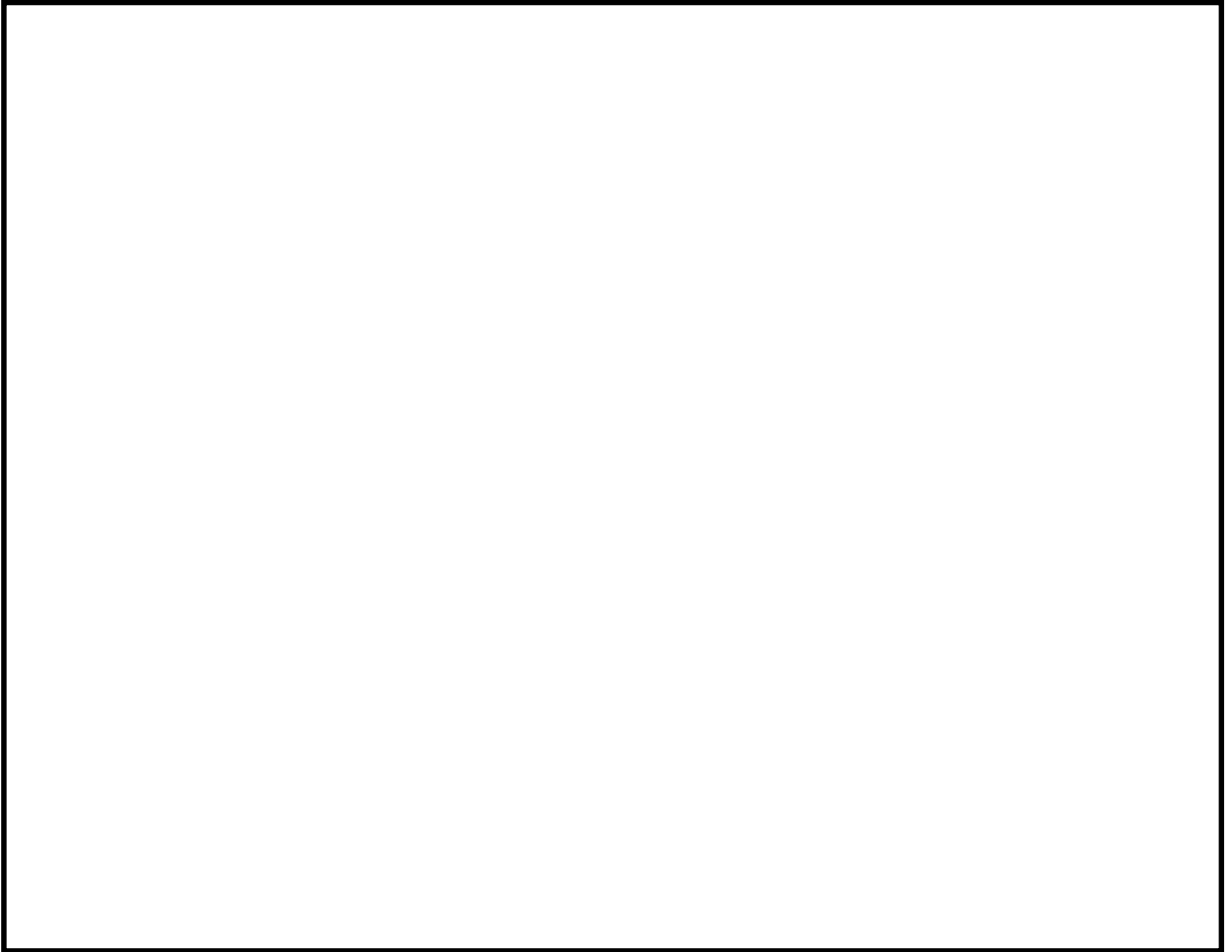
電動駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，ポンプ出口側に設置している流量調節弁の開度を制御することにより行う。

給水系及び原子炉給水制御系の概要を第44-7-8図，第44-7-9図及び第44-7-10図に示す。

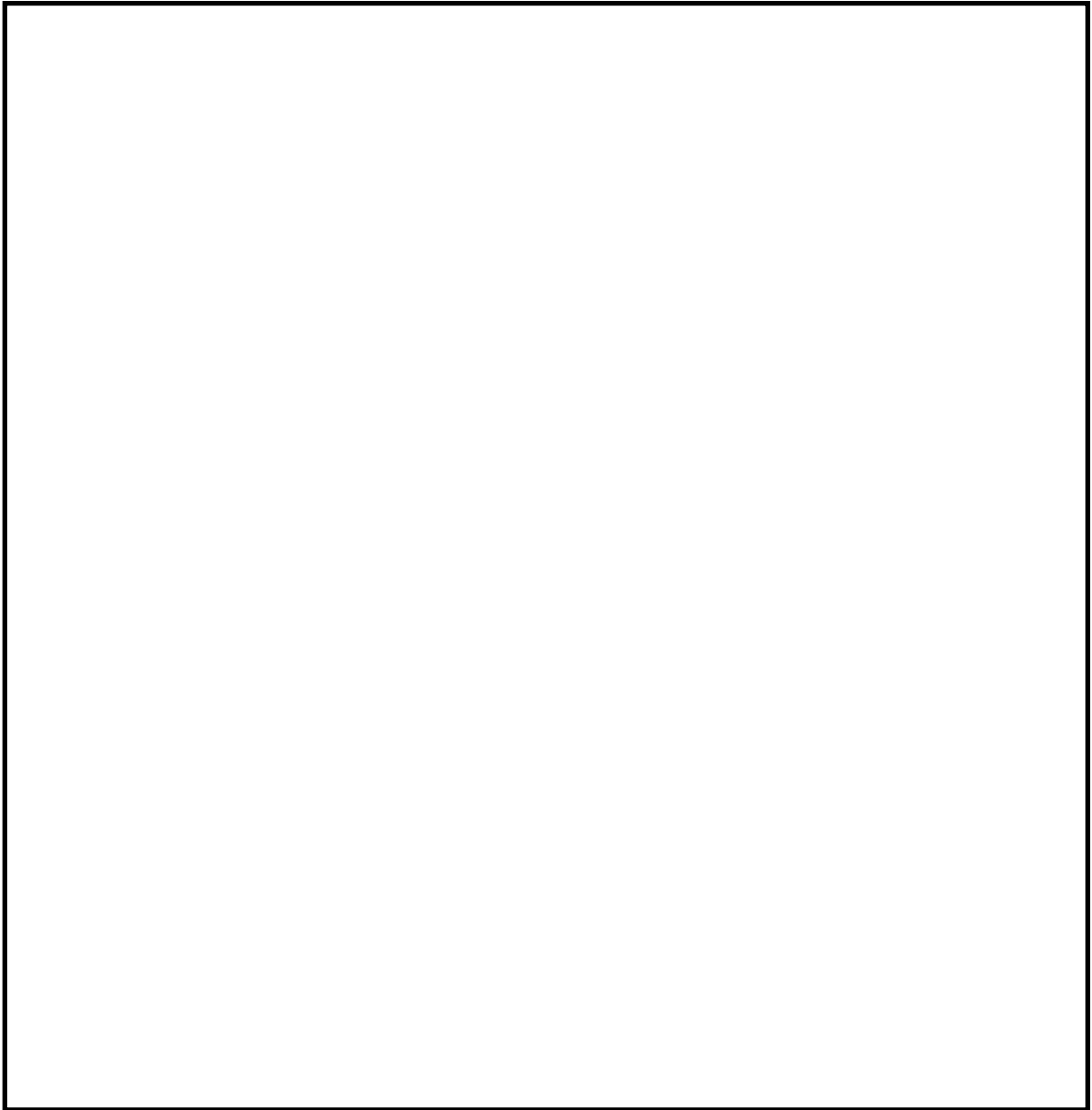


第44-7-8図 配置図（自主対策設備）

（タービン建屋2階）



第44-7-9図 配置図（自主対策設備）
（タービン建屋 1階）



第44-7-10図 配置図（自主対策設備）
（原子炉建屋付属棟 3階）

44-8 A T W S 緩和設備について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

A T W Sが発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させることにより発電用原子炉を未臨界にさせるとともに、再循環系ポンプを自動又は手動で停止させる代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能にて、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下「A T W S緩和設備」という。）を設置する。

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

3. A T W S緩和設備の設計方針

A T W S緩和設備の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

A T W S緩和設備は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建

屋原子炉棟内の環境条件（温度・圧力・湿度・放射線，屋外の天候による影響，海水通水の影響，地震，竜巻，風（台風）・積雪・火山の影響，津波及び電磁的障害）を考慮し，その機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個及び論理回路2チャンネルで構成し，原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路2チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個，論理回路4チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは，中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。

原子炉再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

低速度電源装置遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

(3) 悪影響防止

A T W S 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，原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・

パイロット弁に対して独立した構成とし，配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器から原子炉再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで，原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし，配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉緊急停止系とA T W S緩和設備の論理回路の電源は，配線用遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

A T W S緩和設備は，基準地震動 S_s による地震力に対して，必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は，直流125V充電器A及び直流125V充電器Bを用いた直流電源から給電することで，非常用交流電源設備の2 C非常用ディーゼル発電機及び2 D非常用ディーゼル発電機から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）の論理回路の電源は，直流125V充電器A及び直流125V充電器Bを用いた直流電源から給電することで，非常用交流電源設備の2 C非常用ディー

ゼル発電機及び2D非常用ディーゼル発電機から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤とは位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、配線用遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

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

ほう酸水注入系には2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ノズルより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定するA T W Sが発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から操作可能な設計とする。

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

5. A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

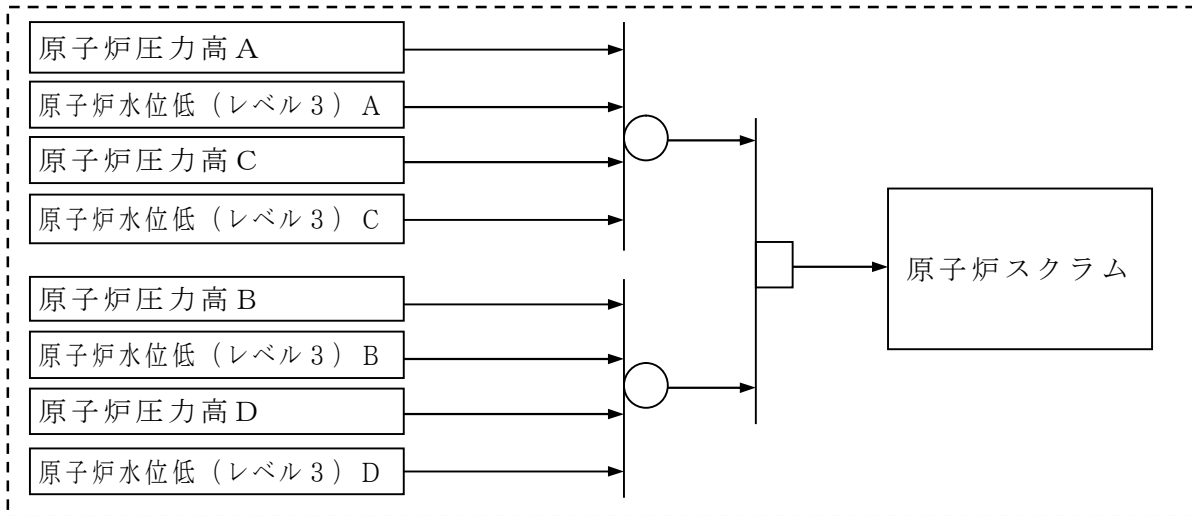
原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の論理回路は第44-8-1図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とA T W S 緩和設備は独立した構成とし、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、電源についても配線用遮断器又はヒューズによる電氣的な

分離をすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

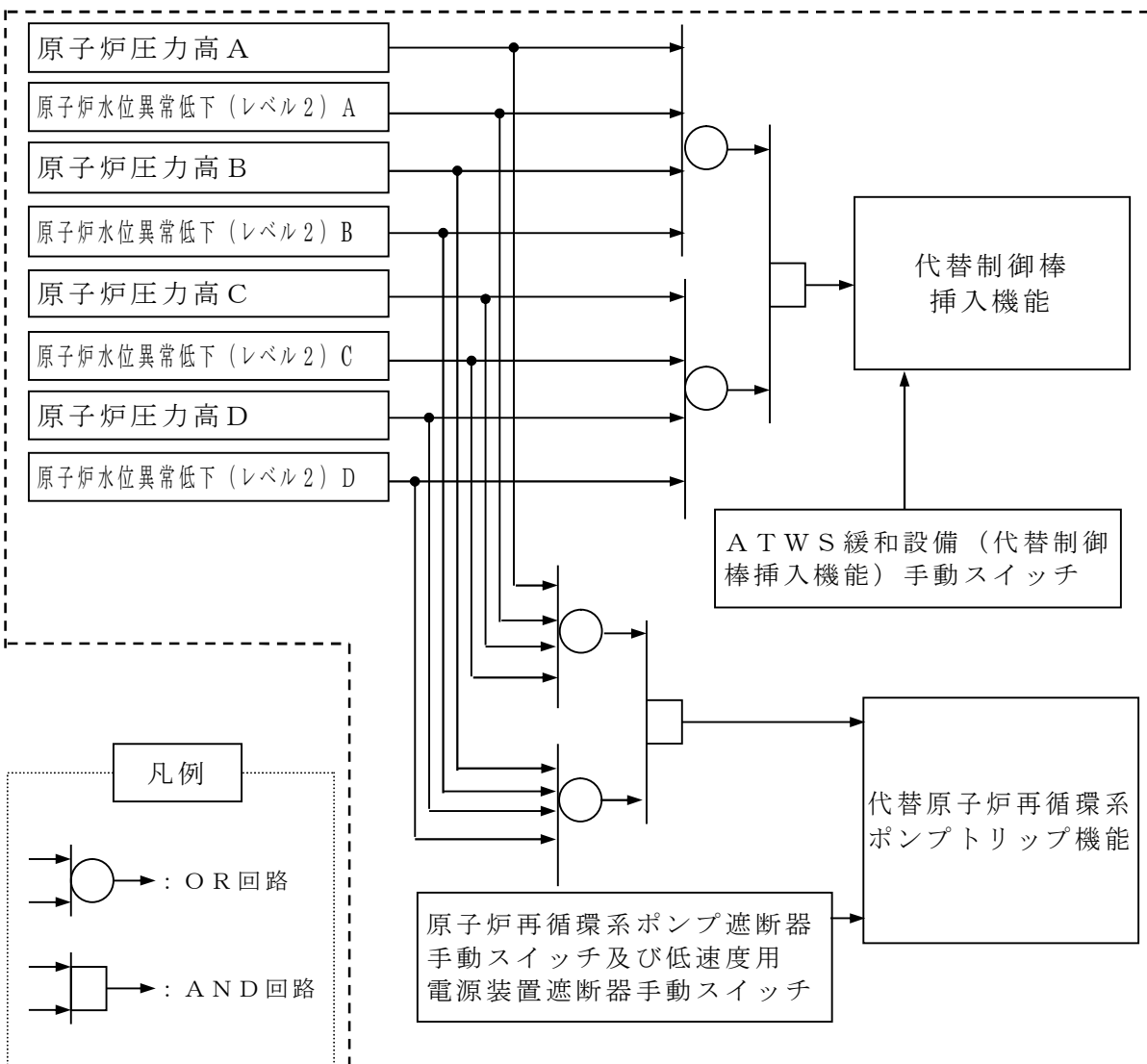
第44-8-2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁と独立した構成とし、悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能（A R I）用の作動電磁弁は、第44-8-3図のとおり位置的分散を考慮した構成とする。

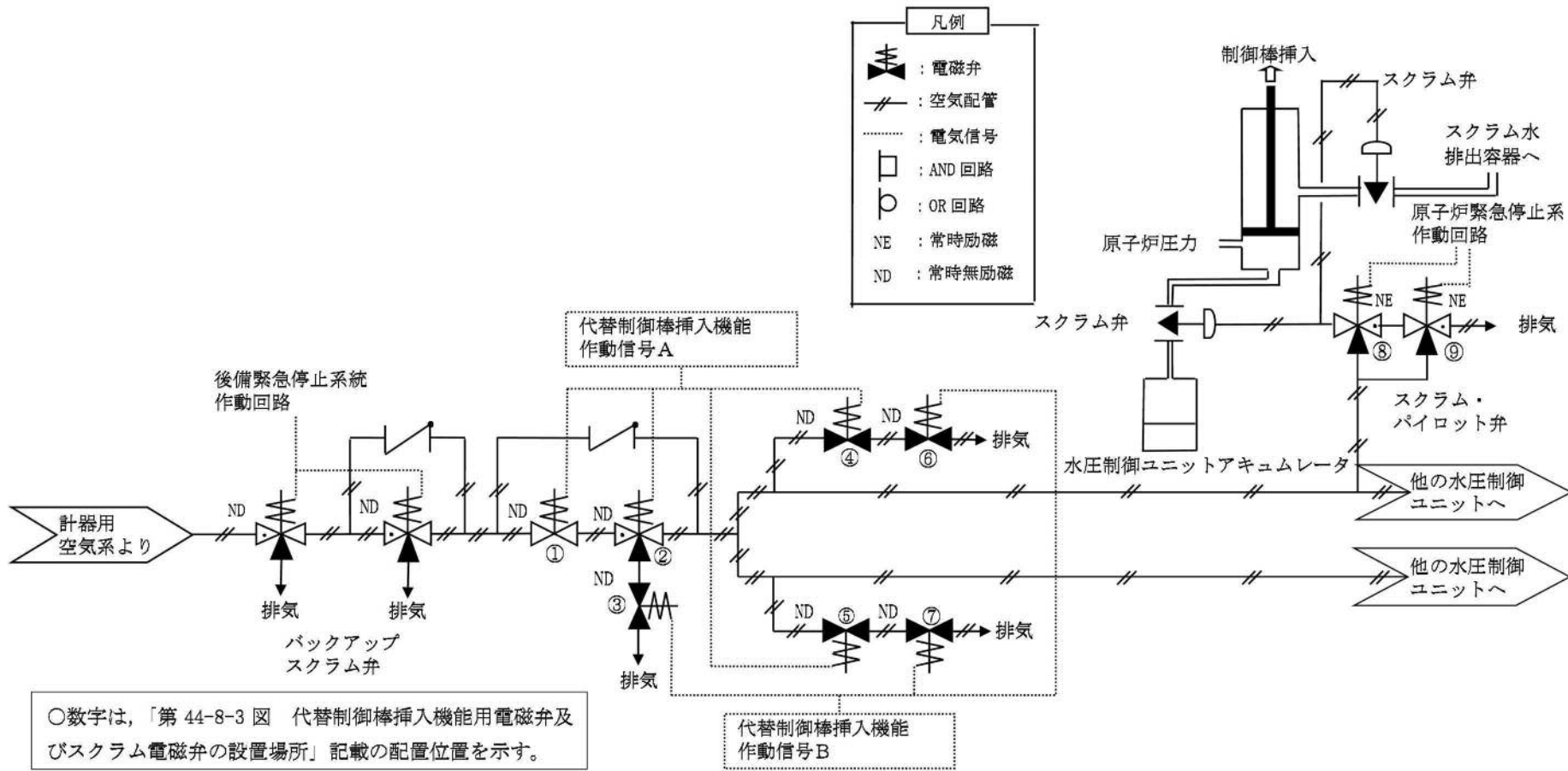
原子炉緊急停止系論理回路



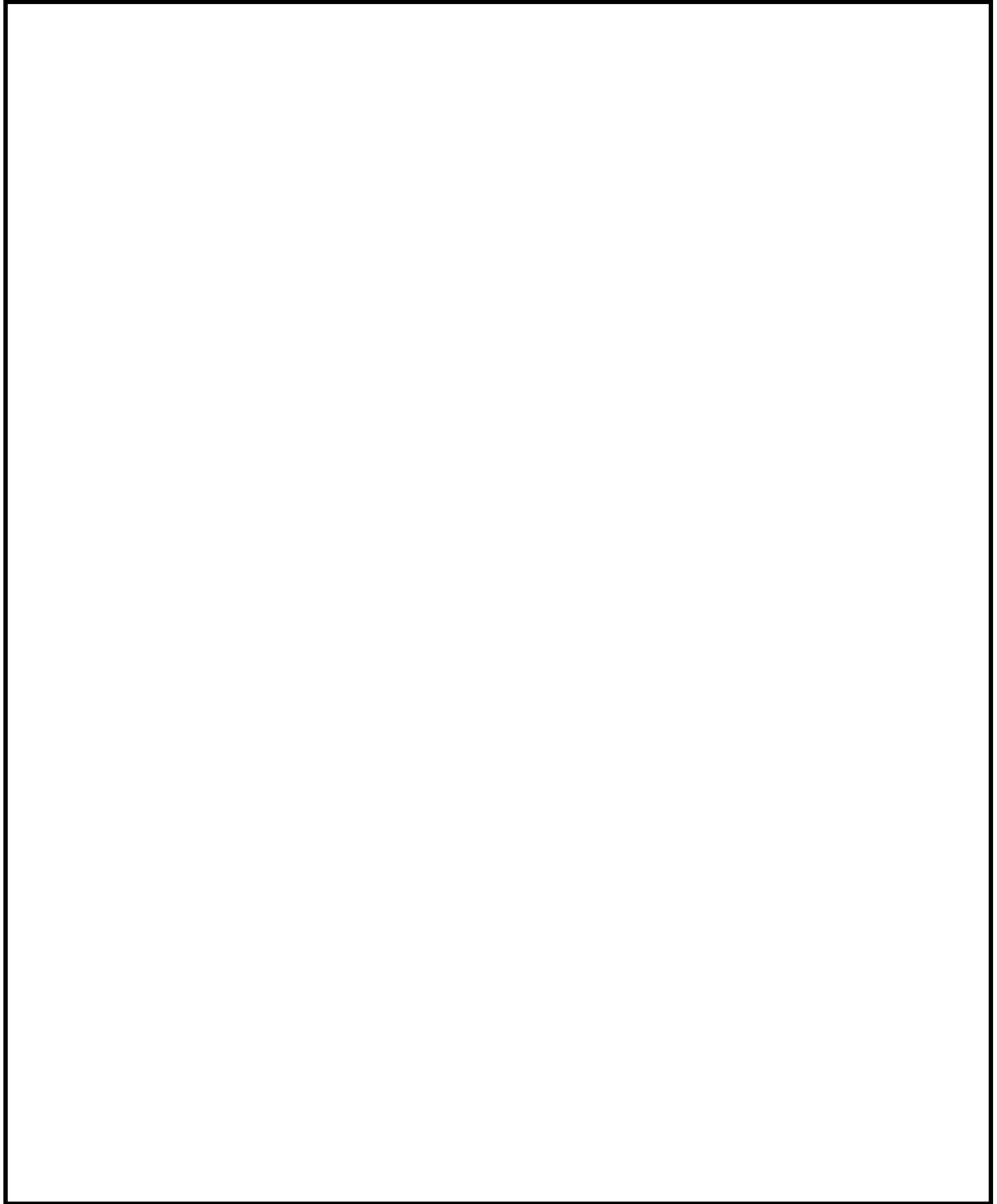
A T W S 緩和設備論理回路



第44-8-1図 原子炉緊急停止系及びA T W S緩和設備論理回路図



第 44-8-2 図 代替制御棒挿入機能用電磁弁及びスクラム電磁弁の分離について



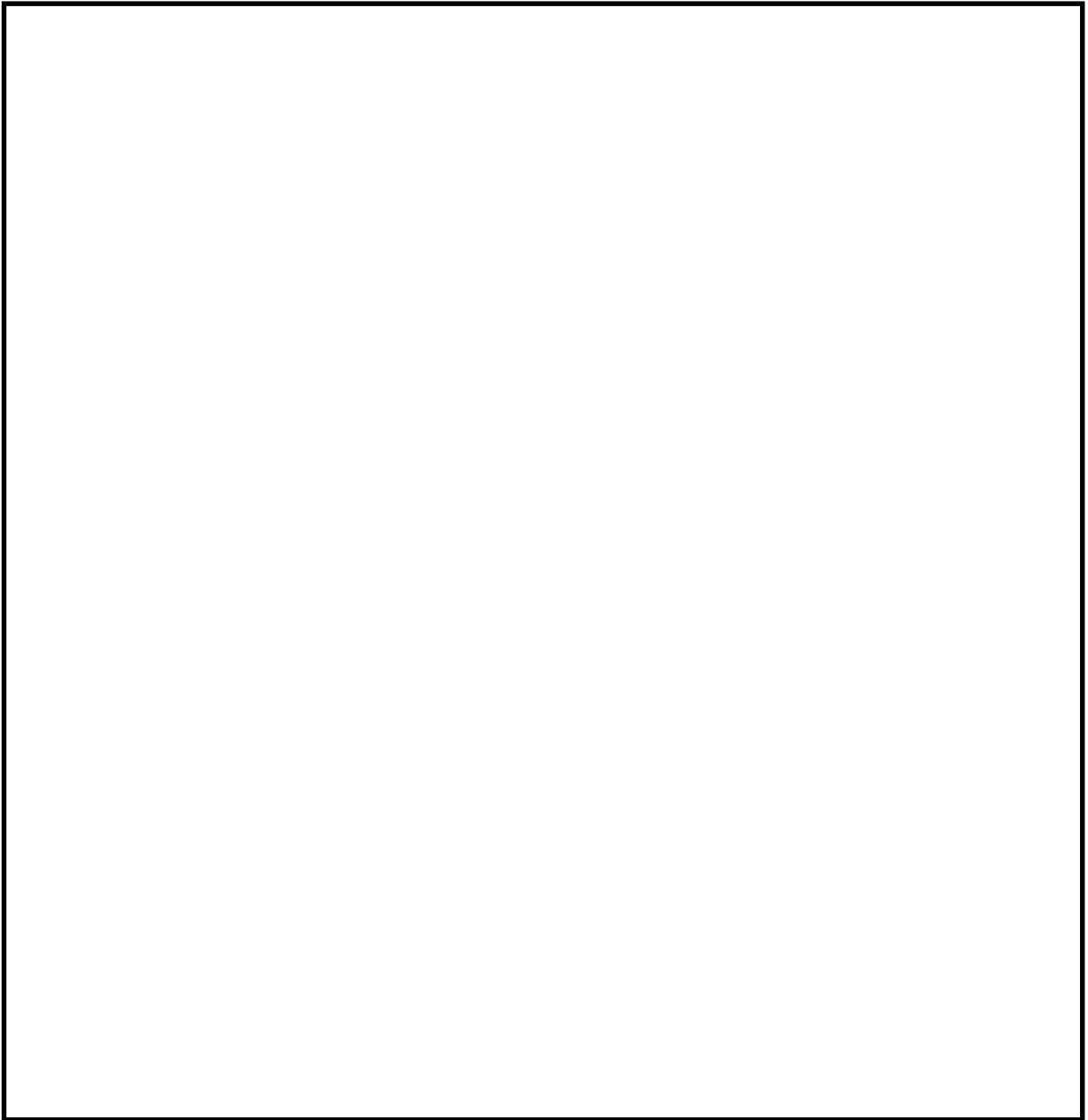
第44-8-3図 代替制御棒挿入機能用電磁弁及びスクラム電磁弁の設置場所

(原子炉建屋原子炉棟 3階)

6. 共通要因による影響防止対策

A T W S 緩和設備のプロセス計装盤は，共通要因によって安全保護系盤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。制御盤の配置を第44-8-4図に示す。

- ・ A T W S 緩和設備論理回路及び原子炉緊急停止系の論理回路は，金属製筐体の異なる制御盤に収納するとともに，位置的分散を図り，火災により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ A T W S 緩和設備のプロセス計装盤及び安全保護系の制御盤は，耐震性を有した設計とし，地震により同時に機能が損なわれることがない設計とする。
- ・ A T W S 緩和設備論理回路及び原子炉緊急停止系の論理回路は，溢水源のない中央制御室に設置し，溢水により同時に機能が損なわれることがない設計とする。



第44-8-4図 プロセス計装盤及び安全保護系盤の設置場所

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

A T W S 緩和設備は、A T W S 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**原子炉を未臨界にさせることを目的とする。

(2) A T W S の発生要因

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

(3) A T W S 緩和設備に要求される機能

A T W S 緩和設備は、①**発電用**原子炉を未臨界にさせる、②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」の第四十四条2（1）に従い、以下の機能を設ける設計とする。

a) 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緊急停止系から独立した回路で制御棒を挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障によるA T W S 事象発生時にも**発電用**原子炉を未臨界にさせる。

b) 代替原子炉再循環**系**ポンプトリップ機能

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉緊急停止系から独立した回路で**再循環系**ポンプを自動で停止させる。本設備に

より急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、A T W S 緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を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させるためのほう酸水注入系を第四十四条2（1）に従い設けている。

c) ほう酸水注入系

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を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させる。

(4) A T W S 緩和設備の作動論理回路

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

A T W S 緩和設備の作動論理回路としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル 2）の検出器各 4 個及び論理回路 2 チャンネルで構成し、原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の「1 out of 2 twice」論

理が論理回路2チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個、論理回路4チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

代替制御棒挿入機能については、中央制御室の制御盤で作動させることが可能な設計とする。

(5) A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

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

a. A T W S 緩和設備の内部構成を多重化し、単一故障により誤動作しない設計とする。

b. A T W S 緩和設備は論理成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、A T W S 緩和設備が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信させることにより、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. A T W S 緩和設備は、安全保護系に対して電氣的、物理的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) A T W S 緩和設備の信頼性評価

A T W S 緩和設備の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率及び不動作となる発生頻度を第44-9-1表

に示す。第44-9-1表より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

第44-9-1表 A T W S 緩和設備の信頼性評価結果

	A T W S 緩和設備
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ※1
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ※2

※1 代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2 A T W S が発生し、かつ A T W S 緩和機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. A T W S 緩和設備

取付箇所：中央制御室

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

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入機能
- ②原子炉水位異常低下（レベル2）による代替制御棒挿入機能
- ③原子炉圧力高による代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能
- ④原子炉水位異常低下（レベル2）による代替原子炉再循環系ポン

ブトリップ機能

⑤手動操作による代替制御棒挿入機能

b. A T W S 緩和設備作動信号

作動に要する信号一覧

要素	論理回路
原子炉圧力高	1 out of 2 twice
原子炉水位異常低下（レベル2）	

設定値一覧

要素	設定値	作動信号
原子炉圧力高	7.39MPa [gage] 以下	<ul style="list-style-type: none"> 代替制御棒挿入信号 代替原子炉再循環系ポンプトリップ信号
原子炉水位異常低下 （レベル2）	1,243cm以上 ^{※1}	

※1 原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。

(2) 設定根拠

A T W S 緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

【代替制御棒挿入機能（A R I）】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa[gage]以下）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ブプレッション・プールへ

の負荷を考慮し、極力低い値で**作動**させるような設定とする。

○原子炉水位異常低下（レベル2）

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

なお、重大事故等時の有効性評価「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＋A R I 不作動を仮定した評価を実施している。A R I 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、A R I が作動するため、事象発生後1分程度で原子炉を未臨界にさせる^{※1}。（S L C 注入は事象発生から約9分後であり、それよりも十分早く未臨界状態にさせる）

※1 44-9 参考資料2参照

【代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa [gage] 以下）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ブプレッション・プールへの負荷を考慮し、極力低い値で**作動**させるような設定とする。

なお、重大事故等時の有効性評価「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＋A R I 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で再循環系ポンプ2台がトリップすれば、

原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の1.2倍（10.34MPa [gage]）を超えないことを確認している。

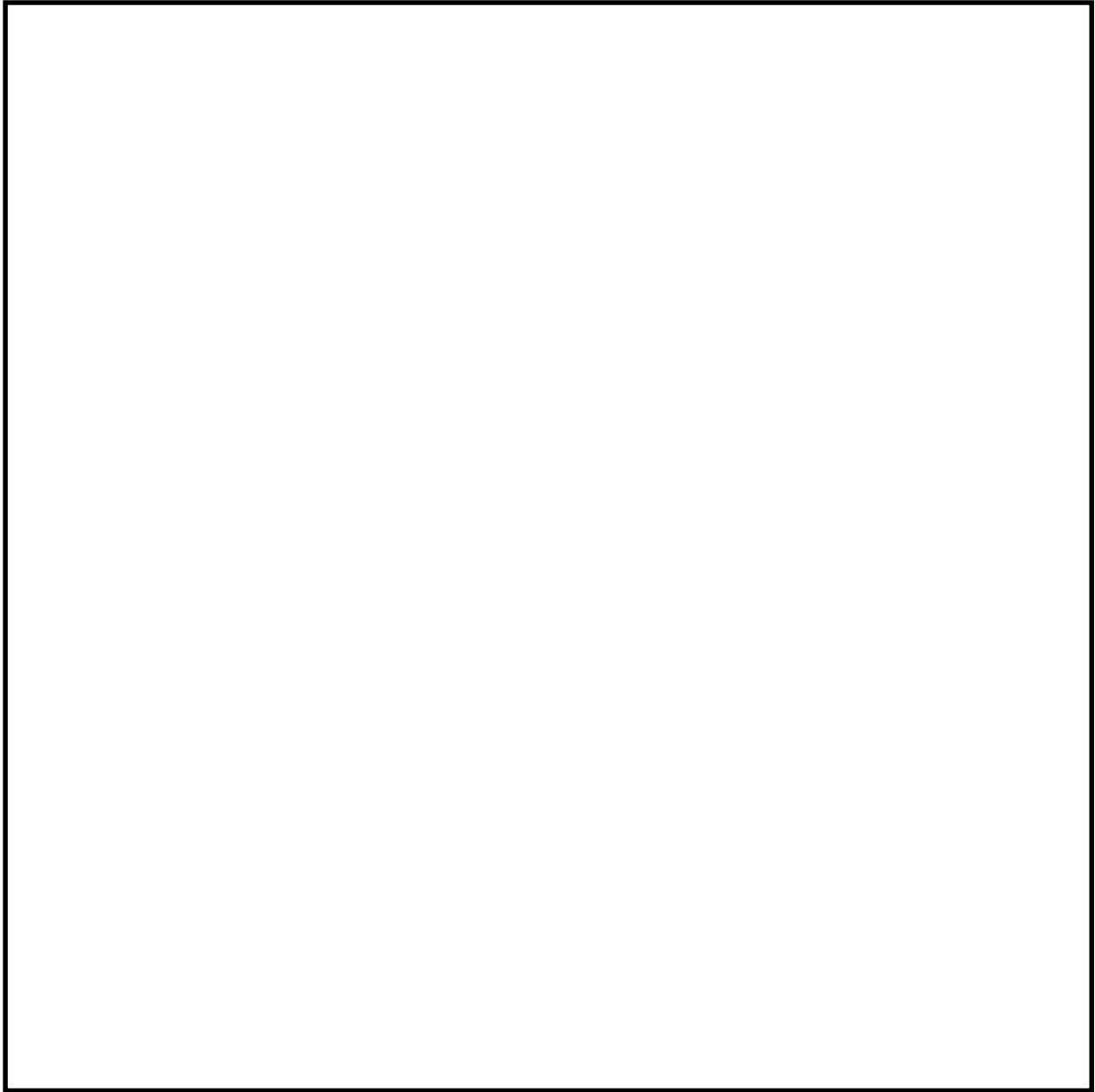
○原子炉水位異常低下（レベル2）

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

なお、重大事故等時の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉再循環系ポンプトリップの設定値（原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）で作動することで、高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブレーション・プール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

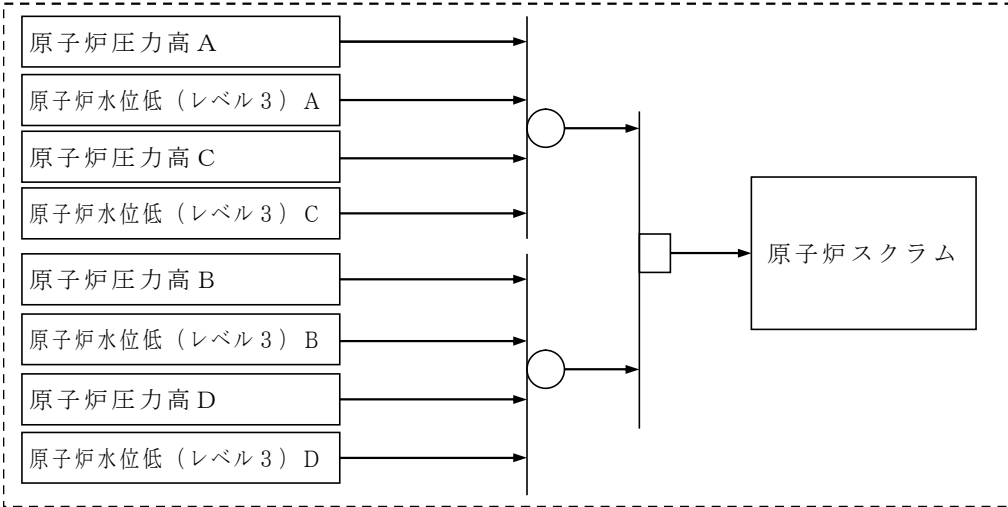
a. 設置場所



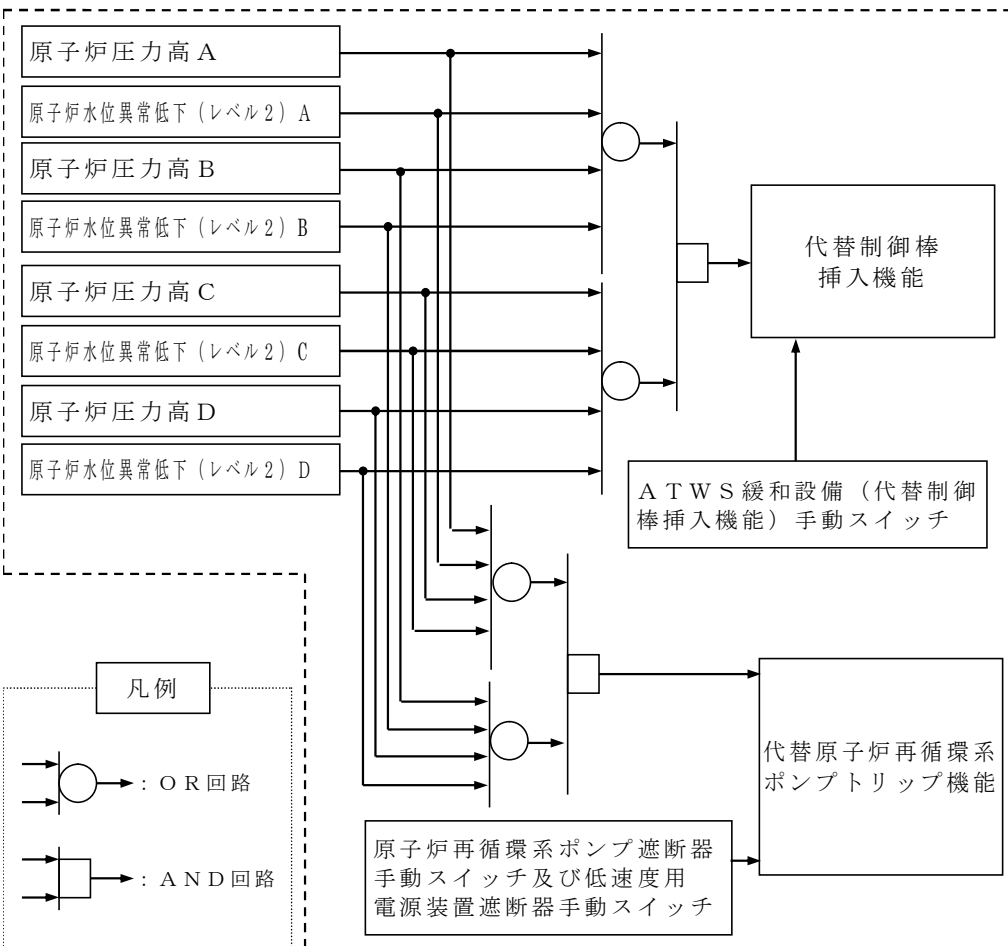
第44-9-1図 ATWS緩和設備（プロセス計装盤）設置場所

b. 回路構成

原子炉緊急停止系論理回路



A T W S 緩和設備論理回路



第44-9-2図 原子炉緊急停止系及びA T W S 緩和設備論理回路図

A T W S 緩和設備の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中にA T W S 緩和設備が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、A T W S 緩和設備の設計情報を基に、フォールトツリーを用いてA T W S 緩和設備の誤動作率を評価する。A T W S 緩和設備の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第1図及び第2図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第3図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「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(2009年5月)(国内一般故障率21ヵ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第1表に示す。

これらの考え方を元に評価した各回路の誤動作確率を第2表に示す。

また、第2表より、A T W S 緩和設備の誤動作確率は \square /h \square \square /炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

第1表 各構成部品の故障率

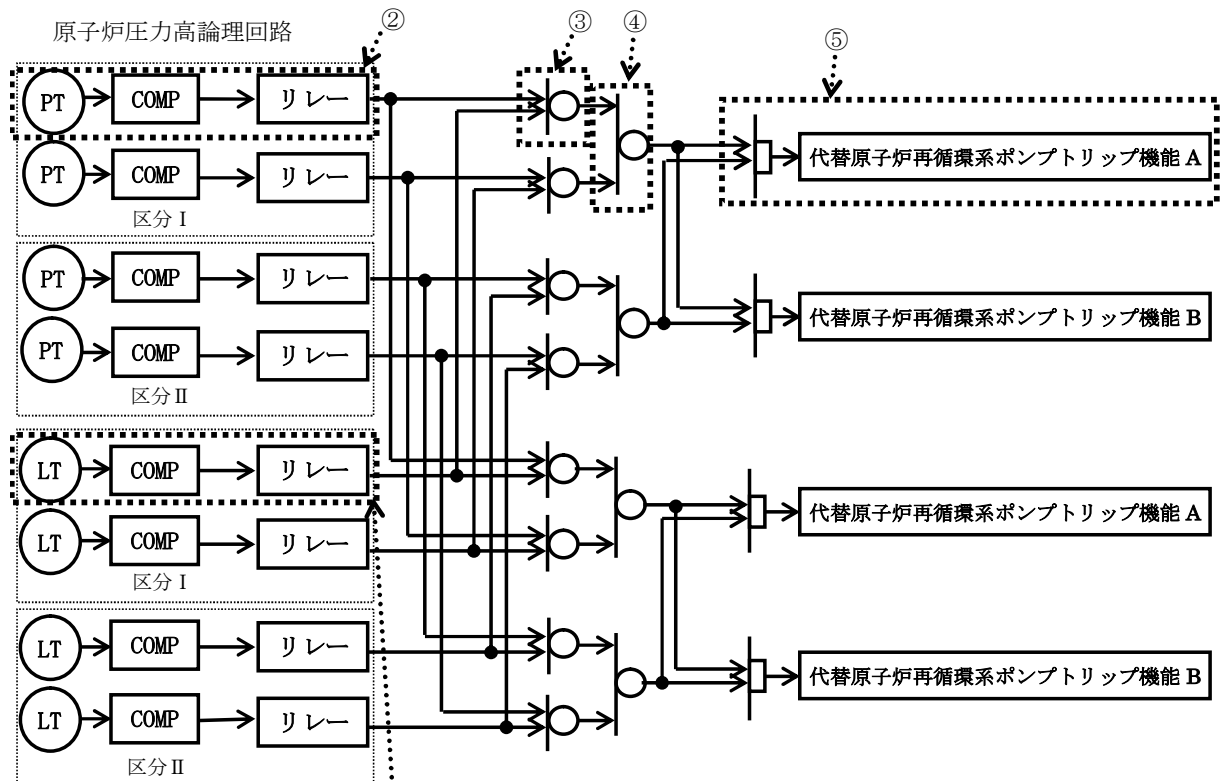
構成部品	故障率（誤動作率（／h））※1
検出器（圧力）	3.5×10^{-8}
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
リレー	3.0×10^{-9}
警報設定器	9.5×10^{-9}
圧力スイッチ	2.0×10^{-8}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「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（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

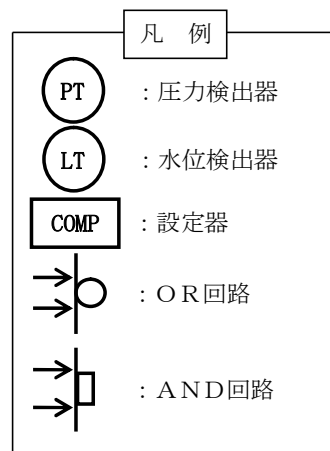
第2表 誤動作確率評価結果一覧

評価範囲又は共通原因	誤動作確率
①原子炉水位異常低（A1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
②原子炉圧力高（A1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
③論理回路A誤動作	<input type="text"/> ／炉年
④RPT論理回路AC誤動作	<input type="text"/> ／炉年
⑤代替原子炉再循環系ポンプトリップ誤動作	<input type="text"/> ／炉年
⑥ARI論理回路A誤動作	<input type="text"/> ／炉年
⑦ARI論理回路AB誤動作	<input type="text"/> ／炉年
⑧ARI作動回路誤動作	<input type="text"/> ／炉年
⑨代替制御棒挿入誤動作	<input type="text"/> ／炉年
⑩ A T W S 緩和設備誤動作	<input type="text"/> ／炉年
	<input type="text"/> ／h※2

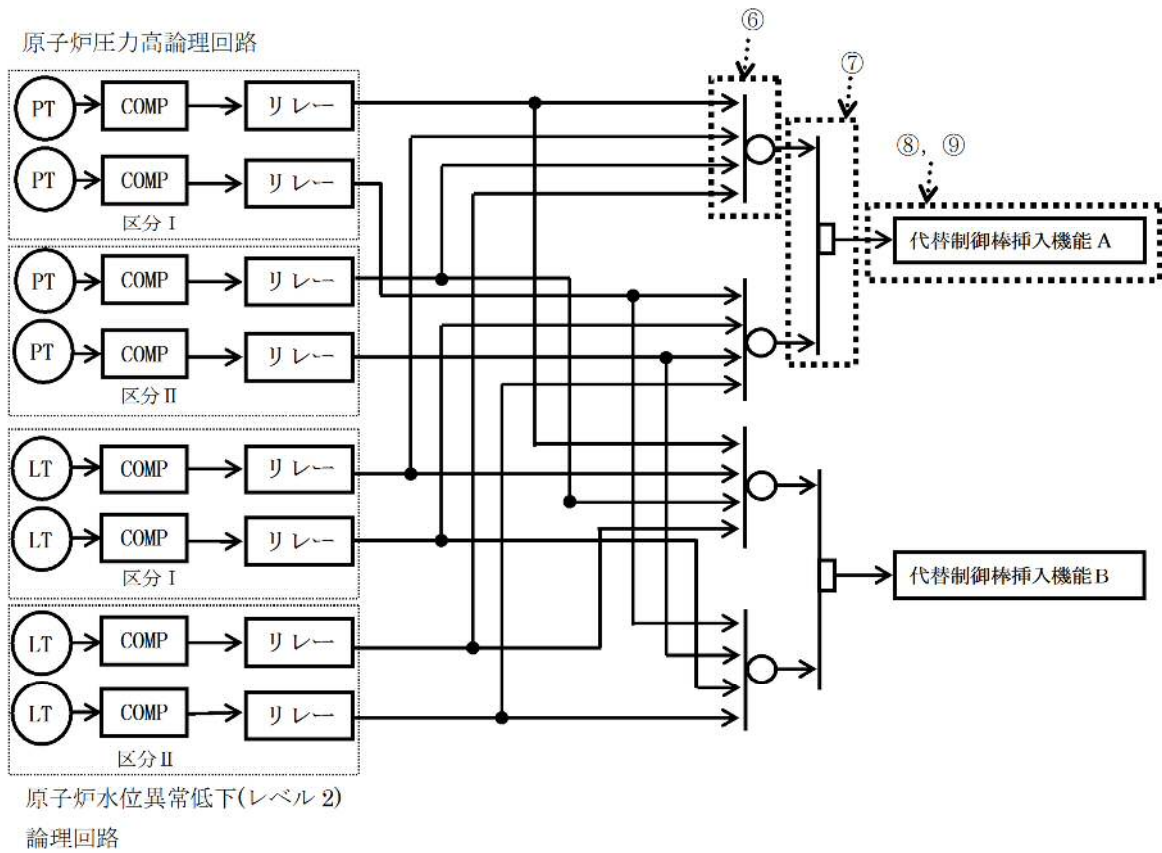
※2 年間当たりの誤動作確率を 8760 時間で割ることにより，単位時間当たりの誤動作確率を算出した。



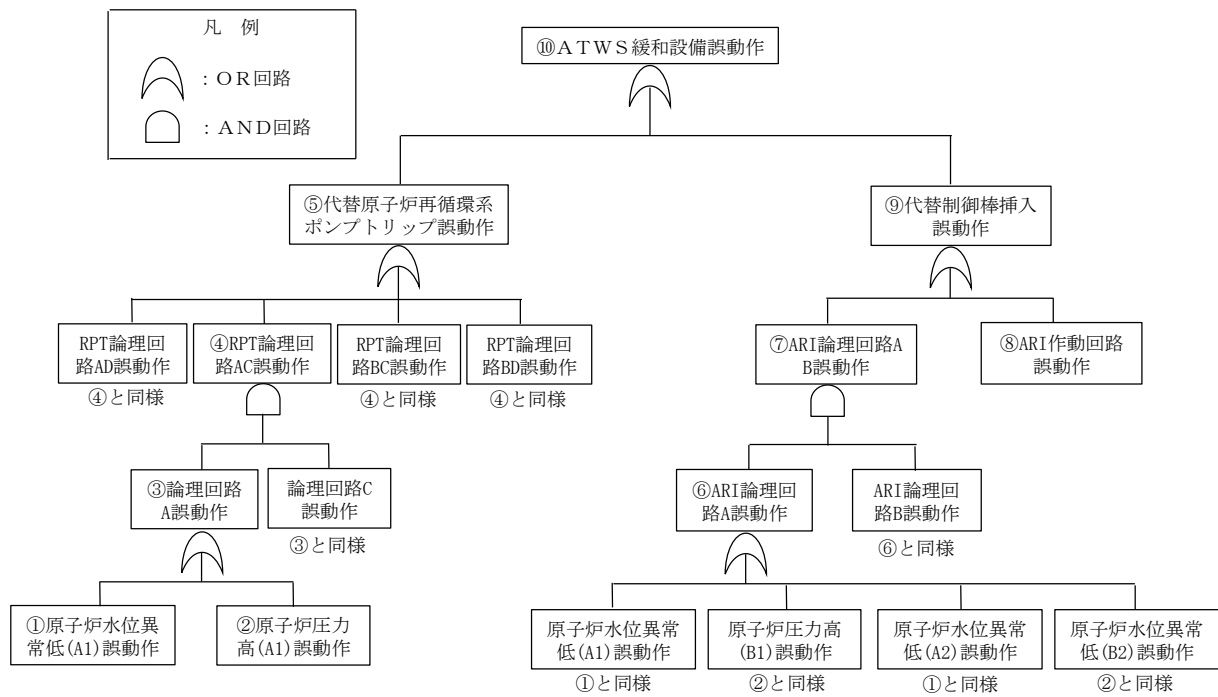
原子炉水位異常低下(レベル 2) 論理回路 ①



第1図 誤動作率評価モデル (その1)



第2図 誤動作率評価モデル (その2)



第3図 誤動作率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

A T W S 緩和設備が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（誤不動作確率）を，フォールトツリーにより評価した。A T W S 緩和設備の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第4図及び第5図に示す。また，フォールトツリーの概要図を第6図に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は，基本的に東海第二発電所における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等，機器の故障率は，日本原子力技術協会「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（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを第3表に示す。
- ・共通要因故障（C C F）のモデル化にはM G L法を用いた。
- ・故障確率 $P=1/2\lambda T$ で評価した。（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）
- ・健全性確認間隔は8760hとした。

また，この非信頼度（誤不動作確率）と，内部事象P R AにおいてA T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度^{*1}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，安全保護系による原子炉の停止機能が喪失し，かつA T W S 緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度，つまりA T W S 緩和設備の不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を第4表に示す。その結果，第4表よりA T W S 緩和設備の非信頼度（誤不動作確率）は という評価結果となった。

A T W S 緩和設備の非信頼性度（誤不動作確率）に，内部事象 P R A において A T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度（ 2.5×10^{-8} / 炉年）を乗算することにより，A T W S 緩和設備の非信頼度（誤不動作の発生頻度 / 炉年）が求められ，信頼度は高い。

※1 A T W S 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は期待しない前提での P R A モデルから評価した。スクラムに至る各起因事象の発生頻度の和（0.23炉年）と原子炉保護系の非信頼度（ 1.1×10^{-7} ）の積（ 2.5×10^{-8} / 炉年）を当該状況の発生頻度とした。

第3表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（/h））※2
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
リレー	1.5×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}
圧力スイッチ	5.0×10^{-9}

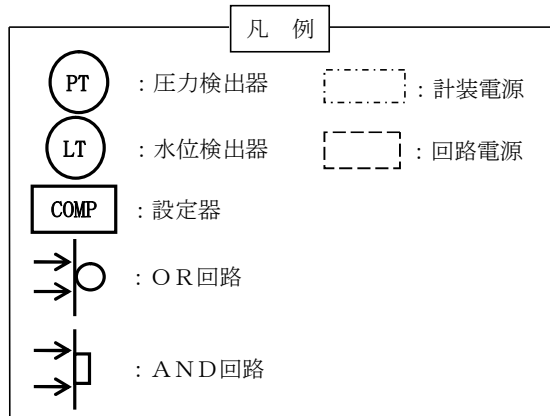
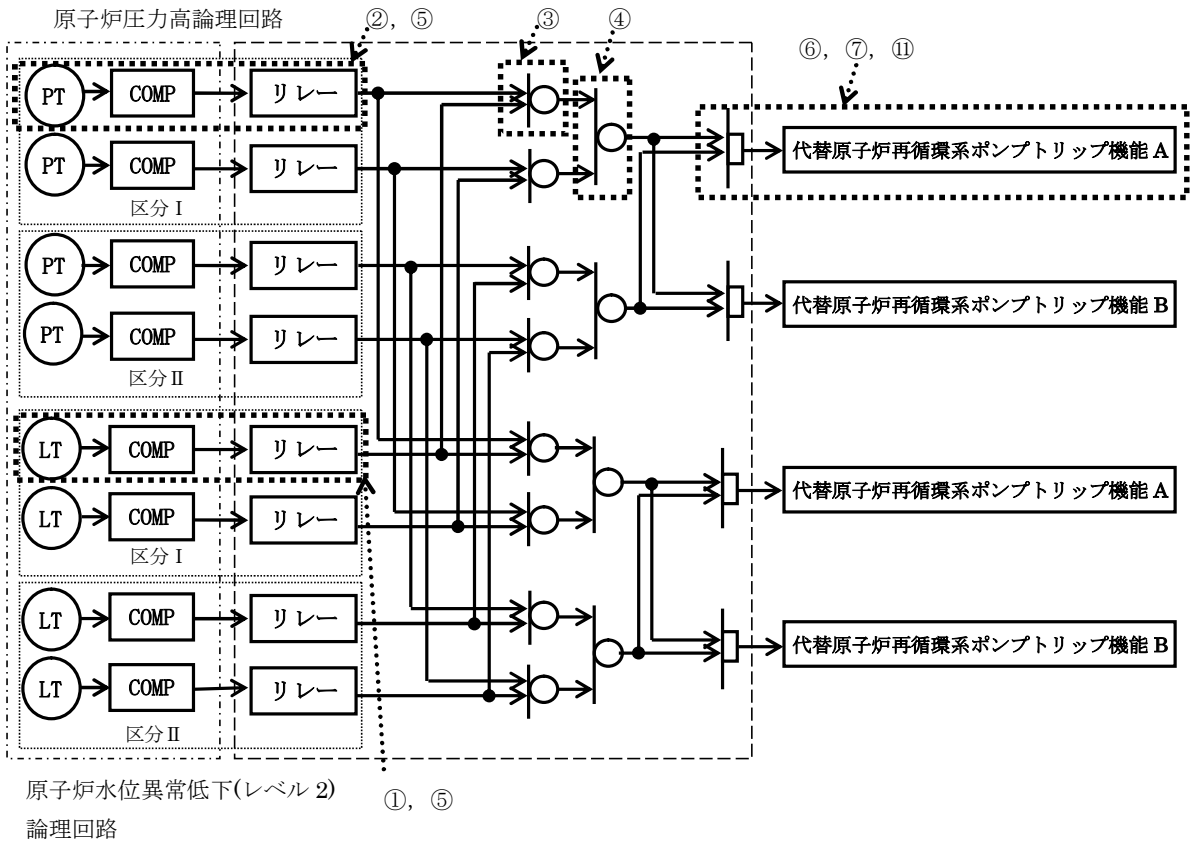
※2 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第4表 非信頼度の評価結果一覧

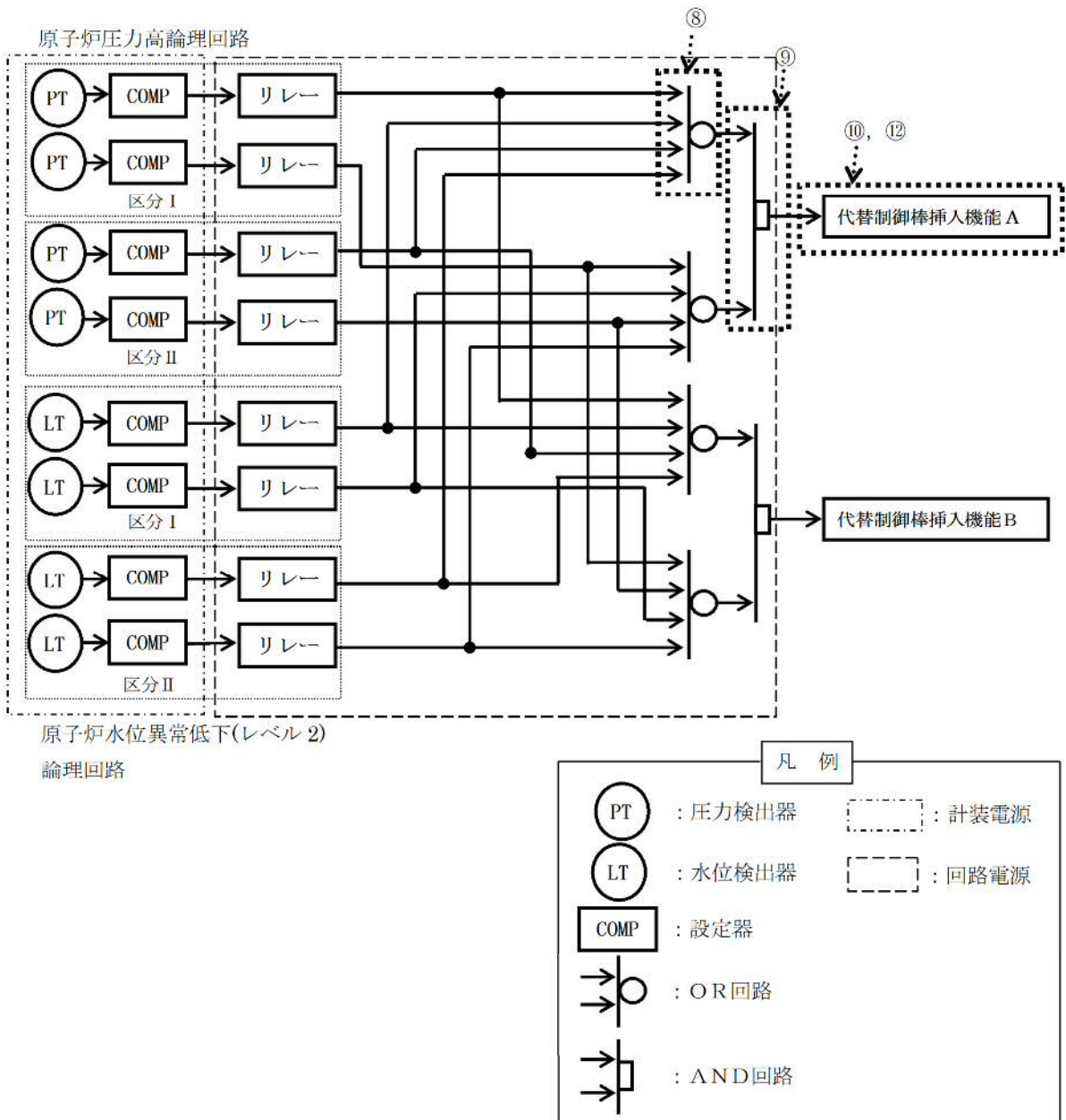
評価範囲又は共通原因	非信頼度 (1/d)
①原子炉水位異常低 (A1) 不動作	<input type="text"/>
②原子炉圧力高 (A1) 不動作	<input type="text"/>
③論理回路A不動作	<input type="text"/>
④RPT論理回路AC不動作	<input type="text"/>
⑤共通要因故障※ ³	<input type="text"/>
⑥RPT論理回路不動作	<input type="text"/>
⑦RPT作動回路不動作	<input type="text"/>
⑧ARI論理回路A不動作	<input type="text"/>
⑨ARI論理回路不動作	<input type="text"/>
⑩ARI作動回路不動作	<input type="text"/>
⑪代替原子炉再循環系ポンプトリップ不動作	<input type="text"/>
⑫代替制御棒挿入不動作	<input type="text"/>
⑬回路電源喪失	<input type="text"/>
⑭ A T W S 緩和設備不動作	<input type="text"/> / 炉年※ ⁴

※³ 計装品が共通要因によって同時に不動作に至る発生頻度を算出

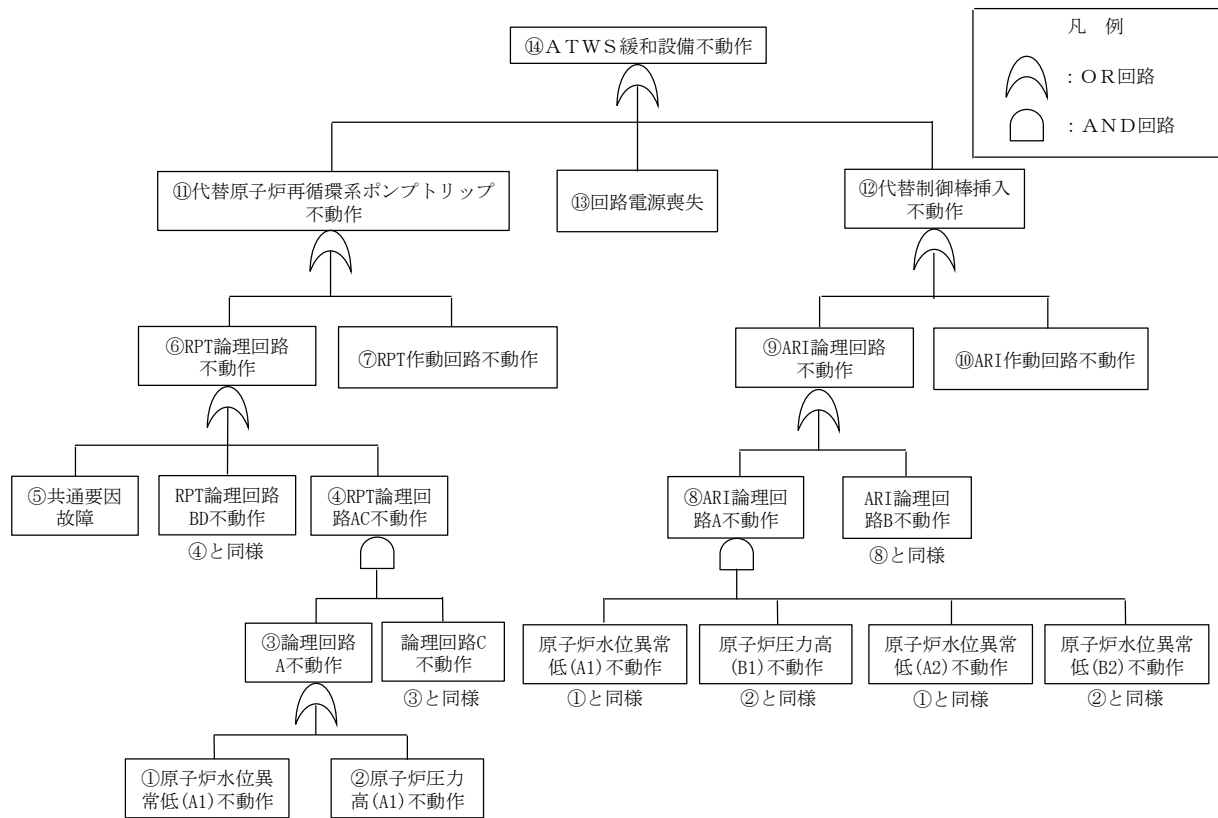
※⁴ 内部事象 P R A において A T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度 (2.5×10^{-8} / 炉年) を乗じることにより, A T W S 緩和設備の不作動の発生頻度を算出



第4図 非信頼度評価モデル (その1)



第5図 非信頼度評価モデル (その2)



第6図 非信頼度評価フォールトツリー

代替制御棒挿入機能（A R I）による原子炉停止機能について

1. 代替制御棒挿入機能（A R I）の設計の基本的考え方

運転時の異常な過渡変化が発生し、電氣的な故障により、通常の原子炉のスクラム機能が喪失した場合に、代替の手段としてA R Iを作動させることによって原子炉停止機能を確保する。

A R I が作動することで、S L Cによる原子炉停止対応が不要となるよう、S L C 起動操作前に制御棒挿入を完了させる必要がある。

これを踏まえ、以下の作動信号を設定する。

- ・原子炉水位異常低下 設定値 1,243cm

(原子炉圧力容器基準点より上)

(レベル2)

- ・原子炉圧力高 設定値 7.39MPa [gage]

- ・手動起動要求

また、制御棒の挿入時間については、以下の時間で設計している。

① A R I による制御棒の挿入は、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから15秒以内に開始

② A R I による制御棒の挿入は、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒以内に完了

この設計によって、A R I による原子炉停止機能が確保されることを、評価により確認している。

2. A R I による原子炉停止機能の評価について

重大事故等防止対策の有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価（以下「有効性評価」という。）を参考に、A R I による原子炉停止機能の評価を行った。

評価に際して、以下の解析条件とした。

一起因事象は、原子炉圧力の上昇が大きく反応度の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止とする（有効性評価と同じ）。

－A R I は、保守的に上記1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。

－代替原子炉再循環系ポンプトリップ（以下「R P T」という。）の作動条件の他、使用する解析コードを含むその他の条件は、有効性評価の原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果のまとめを第1表に、燃料被覆管の温度変化を第1図に示す。

この評価では、主蒸気隔離弁の全閉により原子炉圧力が上昇することで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M C P R が低下し、事象発生直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、原子炉圧力高信号発生に伴うR P Tに伴う出力低下によって燃料被覆管はリウエットすることで燃料被覆管の温度は低下する。これら挙動は、有効性評価と全く同じ挙動となり、燃料被覆管の最高温度は有効性評価結果と同じとなる。

その後、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒には、A R I による制御棒挿入が完了することから、出力が低下し、事象は収束する。このため、有効性評価で見られた給水加熱喪失に伴う出力上昇は発生しない。

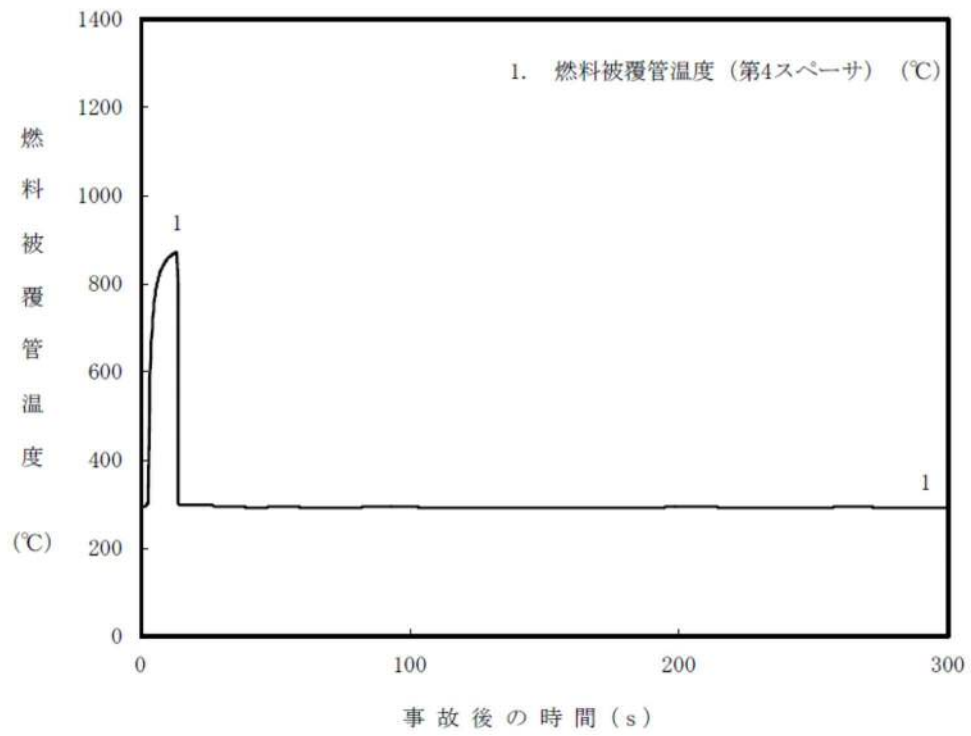
なお、この評価では、保守的に原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒後にA R I による制御棒挿入が完了するとしたが、約3秒後にはA R

I 作動設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

この結果から、A R I が作動することで、S L C による原子炉停止対応が不要となることが確認できる。

第1表 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 （A R I 作動）	判断基準
燃料被覆管温度	約872℃ （第4スペーサ位置）	約872℃ （第4スペーサ位置）	1,200℃以下
燃料被覆管酸化量	極めて小さい （第3スペーサ位置）	極めて小さい （第4スペーサ位置）	15%以下

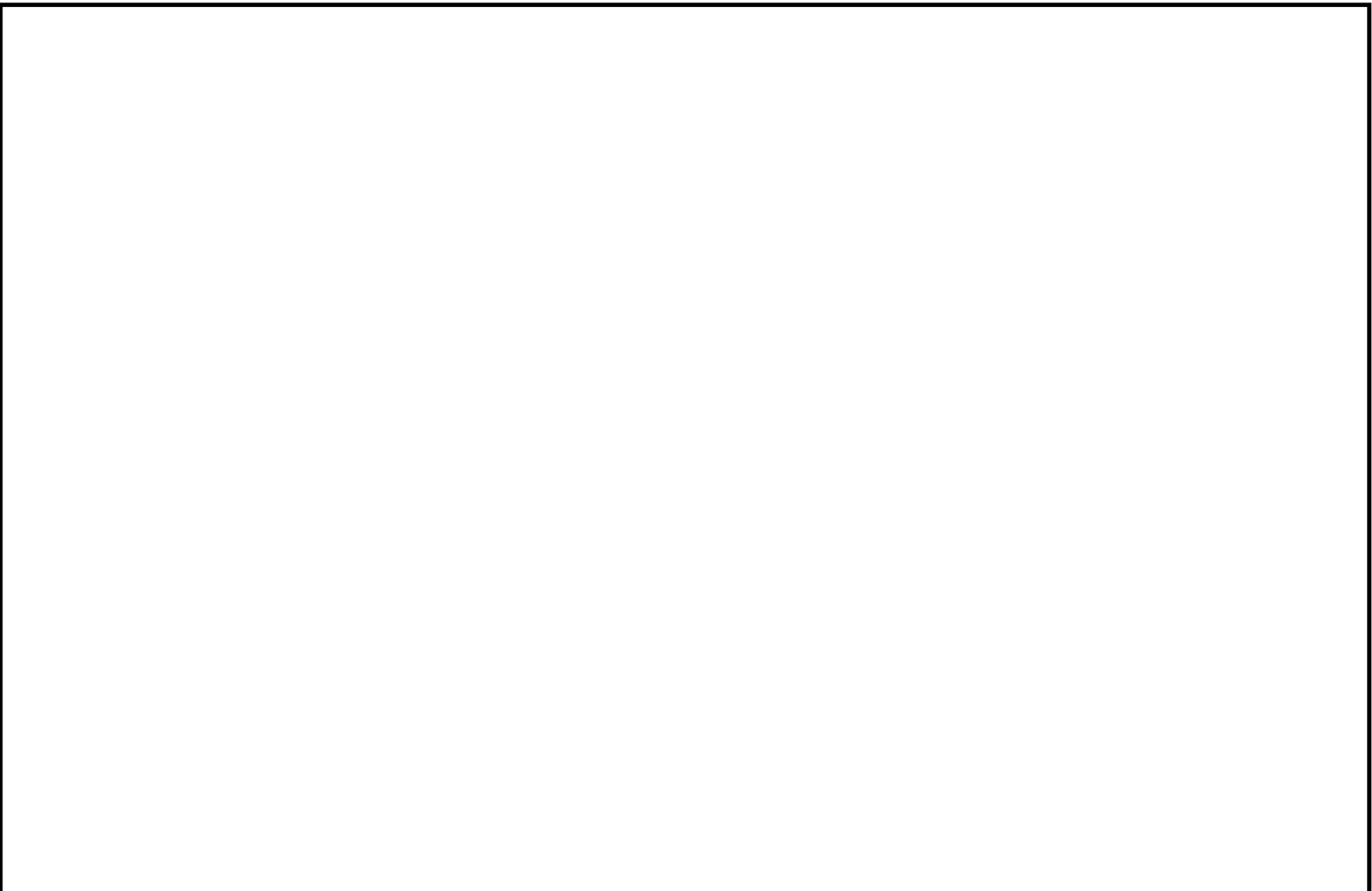


第1図 燃料被覆管温度変化 (主蒸気隔離弁誤閉止 [A R I 作動])

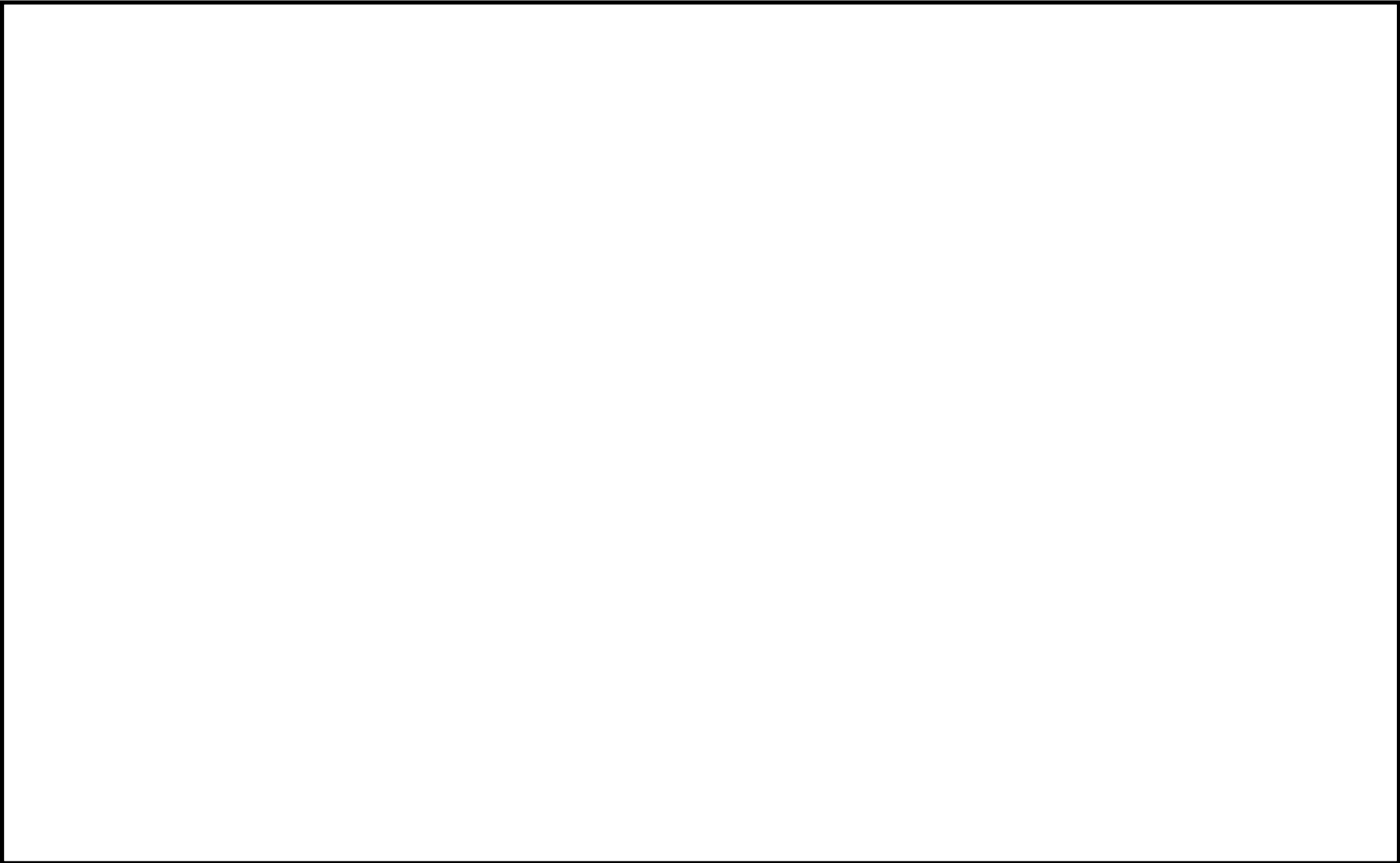
44-10 S A バウンダリ系統図 (参考図)



44-10-2



44-10-3



44-10-4