

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-2 改 29
提出年月日	平成 29 年 8 月 30 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 29 年 8 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と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

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

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

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

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 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

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時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

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 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

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 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

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 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 その他

~~50 条~~

~~50-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~50-2 単線結線図~~

~~50-3 計装設備系統図~~

~~50-4 配置図~~

~~50-5 系統図~~

~~50-6 試験及び検査~~

~~50-7 容量設定根拠~~

~~50-8 接続図~~

~~50-9 保管場所図~~

~~50-10 アクセスルート図~~

~~50-11 その他設備~~

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験及び検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

51-11 その他設備

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 接続図

52-8 計装設備の測定原理

52-9 水素及び酸素発生時の対応について

~~53 条~~

~~53-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~53-2 単線結線図~~

~~53-3 配置図~~

~~53-4 系統図~~

~~53-5 試験及び検査~~

~~53-6 容量設定根拠~~

~~53-7 その他設備~~

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

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

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

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 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

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

58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 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 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 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

60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

44-1 A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 S A 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境 条件 にお ける 健全 性	環境温度・湿度・圧力／屋 外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 その他建屋内 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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失 うおそれがない) —
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない) —
				関連資料	44-3 配置図
		第 2 号	操作性	操作性	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)	試験・検査	計測制御設備 J
				関連資料	44-5 試験及び検査
		第 4 号	切り替え性	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要 B b
				関連資料	44-4 系統図
		第 5 号	悪影 響防 止	系統設計	その他 A e
				その他（飛散物）	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	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	常用 SA の容量	常用 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	共用の禁止	(共通要因の考慮対象設備なし) 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 D B 設備有り） - 屋内 A a
				サポート系故障	(サポート系なし) 対象外
				関連資料	44-8 A T W S 緩和設備について

東海第二発電所 S A 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 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	常用 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの	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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象 (サポート系有り) -別の手段	C b
				関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 S A 設備基準適合性 一覧表（常設）

第 44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				制御棒駆動機構（水圧駆動）	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	格納容器内	A	
			荷重		（有効に機能を発揮する）	－	
			海水		（海水を通水しない）	対象外	
			他設備からの影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	
			電磁波による影響		（電磁波により機能が損なわれない）	－	
			関連資料	44-3 配置図			
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図			
		第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）		その他	M	
			関連資料	44-5 試験及び検査			
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図			
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		D B 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	常用 SA の容量		設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの	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		（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障		対象（サポート系有り）-別の手段	C b
				関連資料	44-4 系統図		

東海第二発電所 S A 設備基準適合性 一覧表（常設）

第 44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				制御棒駆動系水圧制御ユニット	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－	
			関連資料	44-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	その他	M	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 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	常用 SA の容量	設計基準対象施設の系統および機器を使用するもの	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	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-別の手段	C b
				関連資料	44-4 系統図	

東海第二発電所 S A 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 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	類型化区分
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 その他建屋内 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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない) —
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない) —
				関連資料	44-3 配置図
		第 2 号	操作性		中央制御室操作 A
			関連資料		44-3 配置図
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備 J
			関連資料		44-5 試験及び検査
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要 B b
			関連資料		44-4 系統図
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他 A e
				その他（飛散物）	その他設備 対象外
				関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について
		第 6 号	設置場所		中央制御室操作 B
			関連資料		44-3 配置図
	第 2 項	第 1 号	常用 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		(共通要因の考慮対象設備なし) 対象外
			関連資料		—
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象（代替対象 DB 設備有り）-屋 内 A a
				サポート系故障	(サポート系なし) 対象外
				関連資料	44-8 A T W S 緩和設備について

東海第二発電所 S A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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	44-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作性	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）	試験・検査	ポンプ，弁	A，B
				関連資料	44-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切り替えが必要	B a
				関連資料	44-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	
		第 6 号	設置場所	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	常用 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量等が十分（DB 施設と同仕様の送水能力で設計）	B
				関連資料	44-6 容量設定根拠	
			第 2 号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外
				関連資料	－	
			第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	

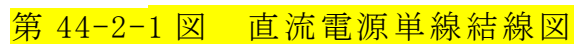
東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

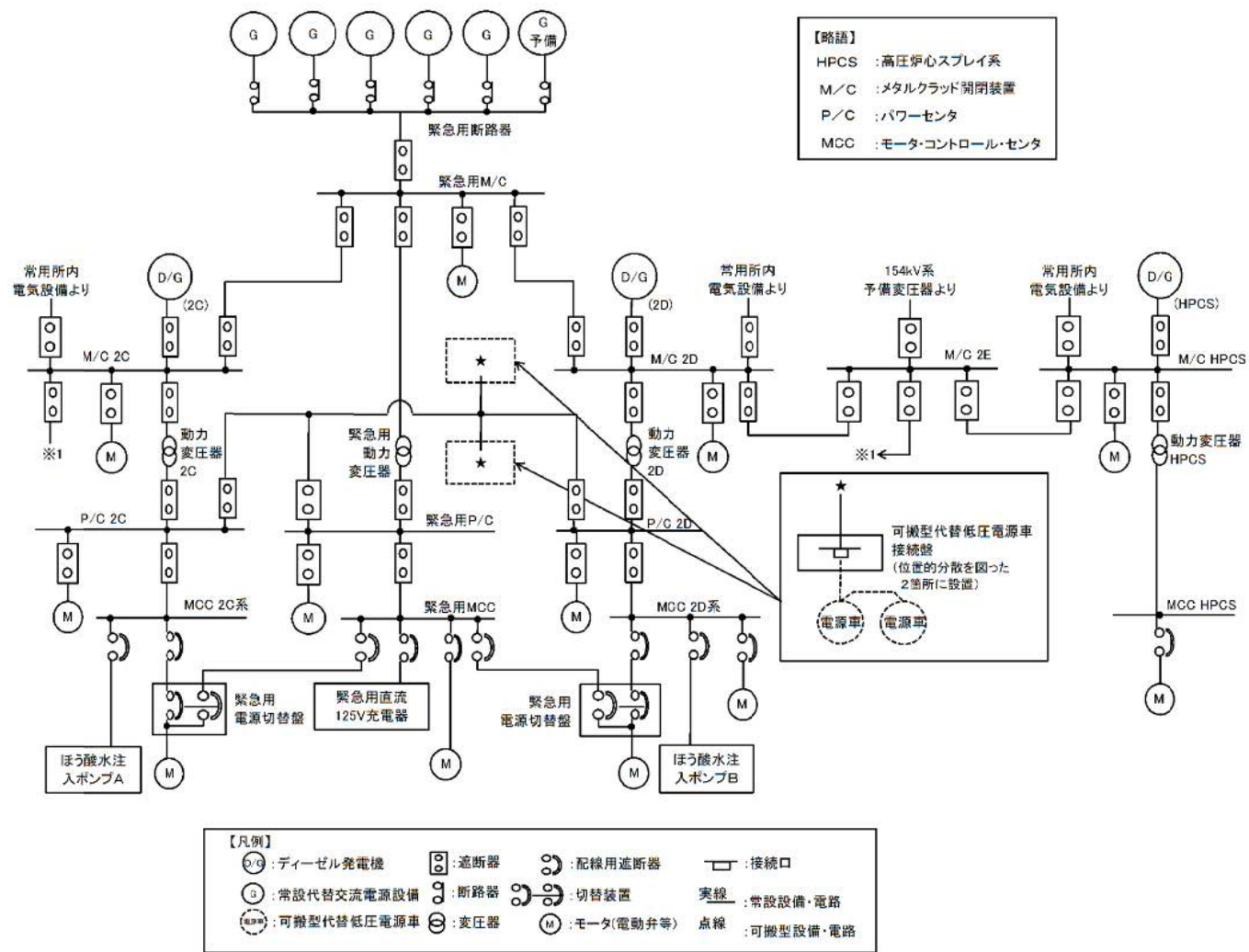
第 44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための設備				ほう酸水貯蔵タンク	類型化区分
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外 の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失 うおそれがない	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第 2 号	操作性	（操作不要）	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	容器（タンク類）	C
			関連資料	44-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切り替えが 必要	B a
			関連資料	44-4 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	A d
			その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	
		第 6 号	設置場所	（操作不要）	対象外
			関連資料	—	
	第 2 項	第 1 号	常用 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量等が十分 （DB 施設と同仕様の送水能力で設計）	B
			関連資料	44-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人 為事象，溢水，火災	（共通要因の考慮対象設備なし） 対象外
				サポート系故障	（サポート系なし） 対象外
			関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	

東海第二発電所 S A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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－	
			海水	（海水を通水しない）	対象外	
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－	
			関連資料	44-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	－		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	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	常用 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量等が十分 （DB 施設と同仕様の送水能力で設計）	B	
			関連資料	－		
		第 2 号	共用の禁止	（共通要因の考慮対象設備なし）	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 D B 設備有り） －屋内	A a
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	44-3 配置図，44-4 系統図	

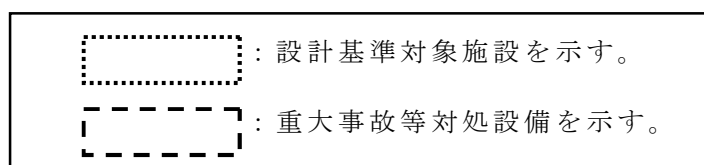
44-2 単線結線図

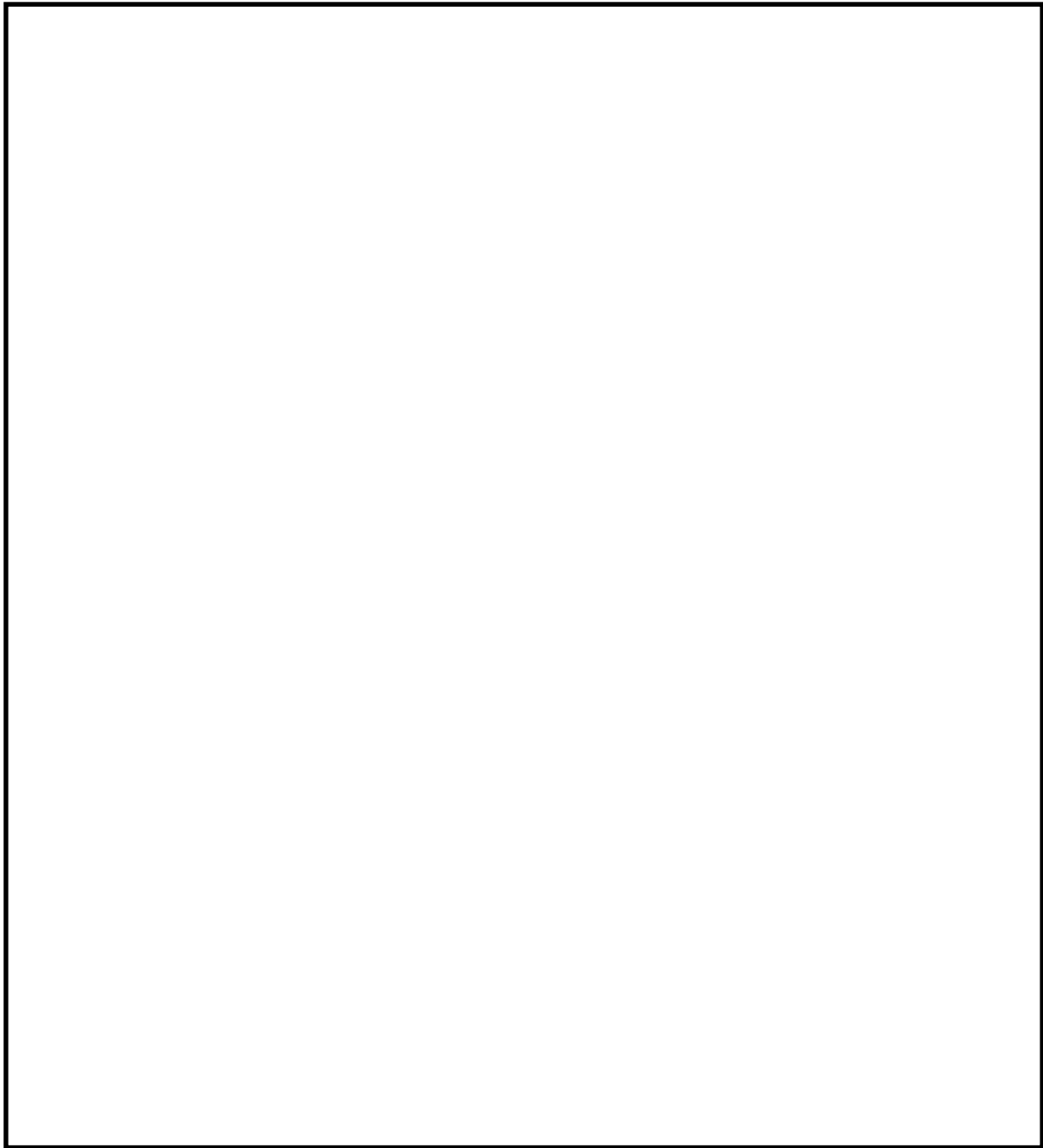




第 44-2-2 図 交流電源単線結線図

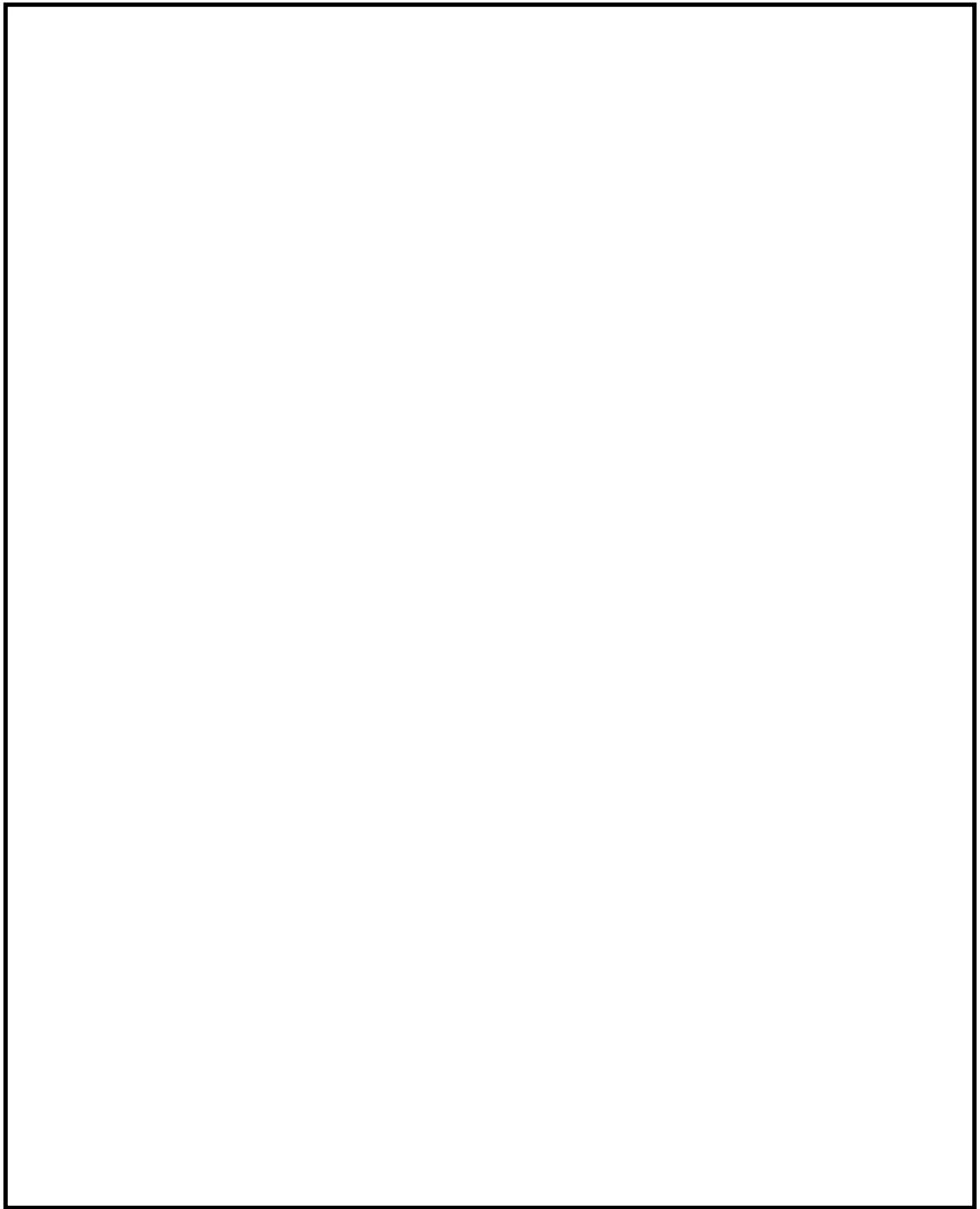
44-3 配置図



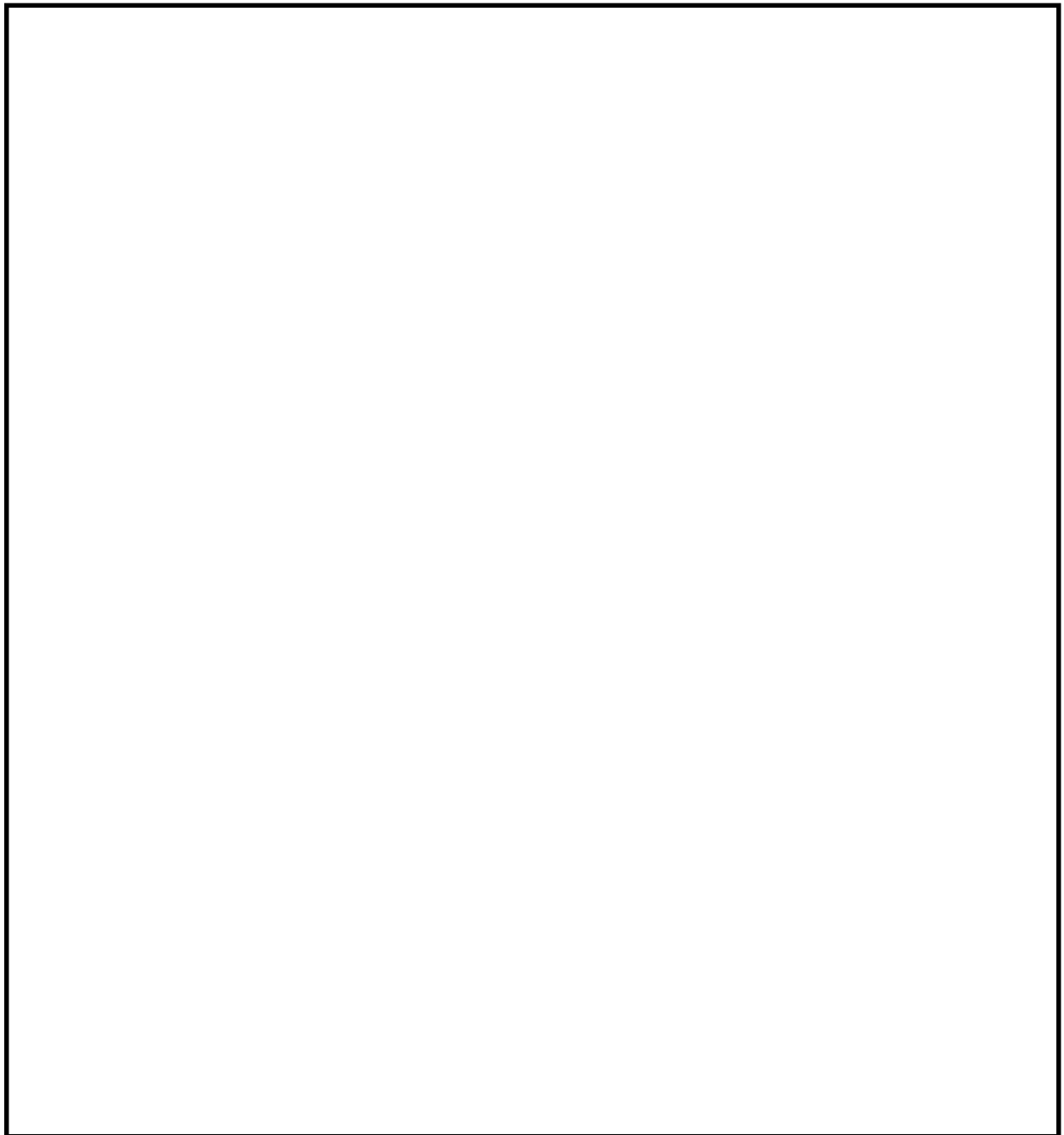


第44-3-1図 A T W S 緩和設備（計器）の配置図

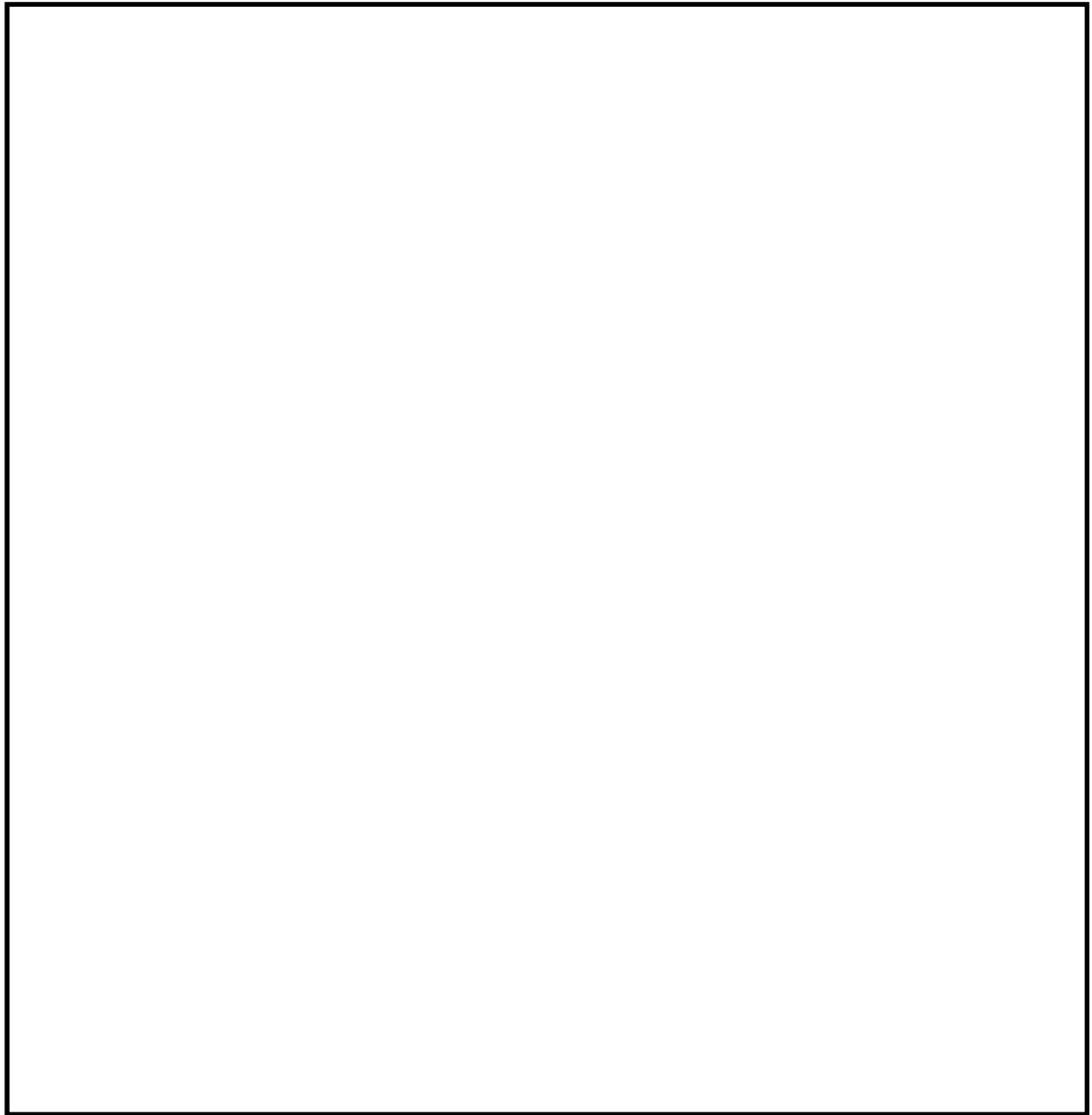
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



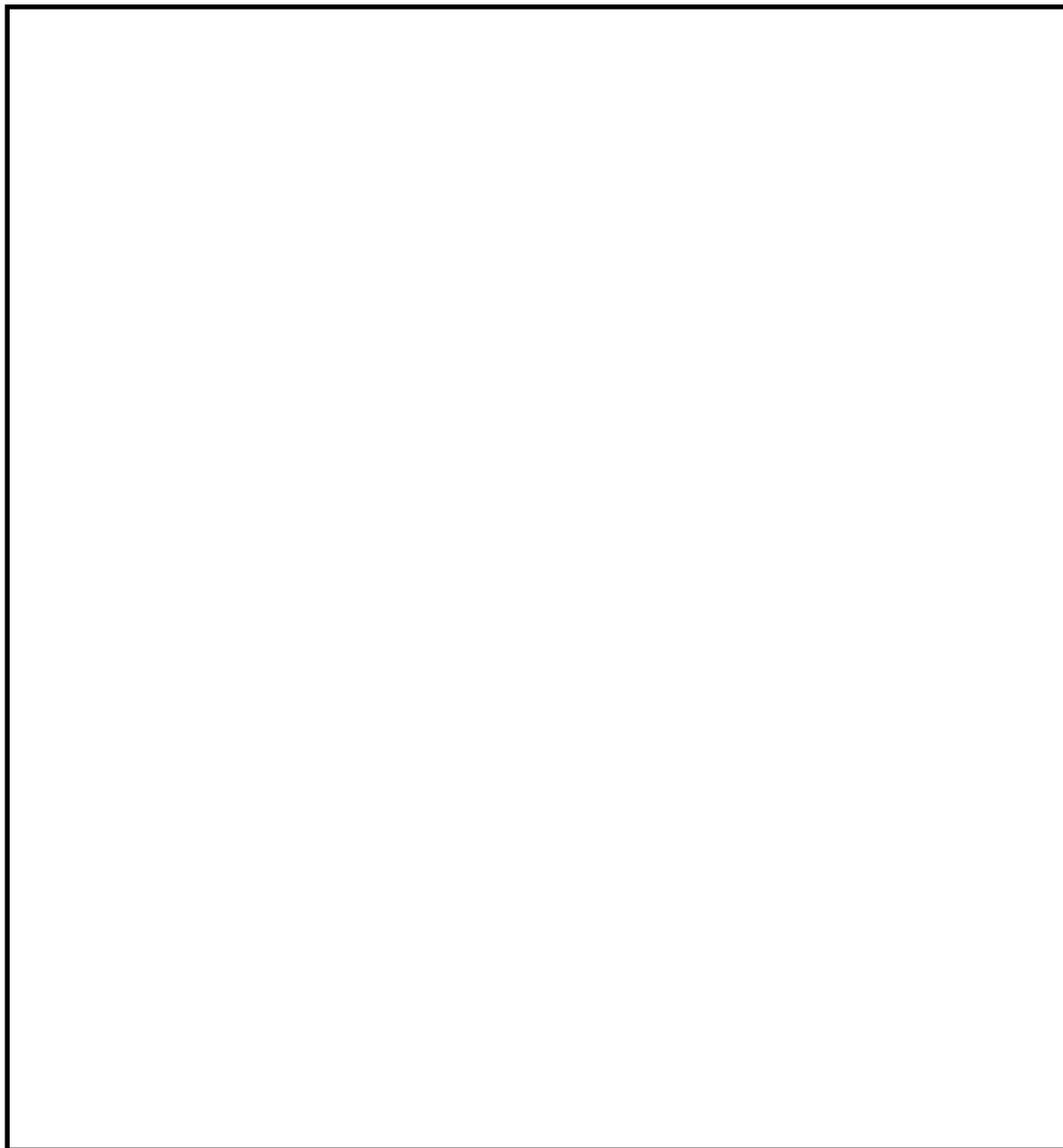
第44-3-2図 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能用電磁弁）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



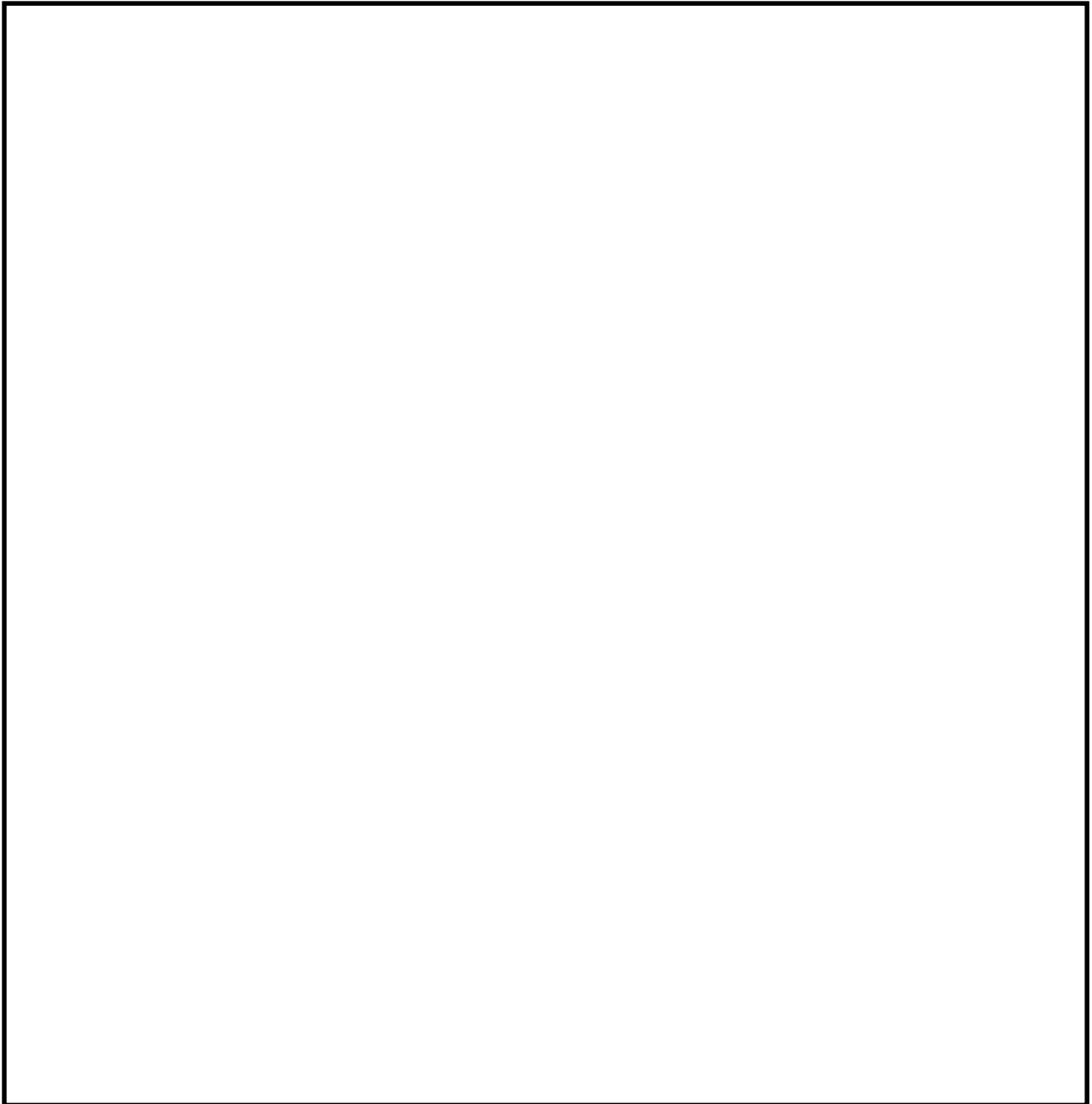
第44-3-3図　ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ、タンク）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟　5階）



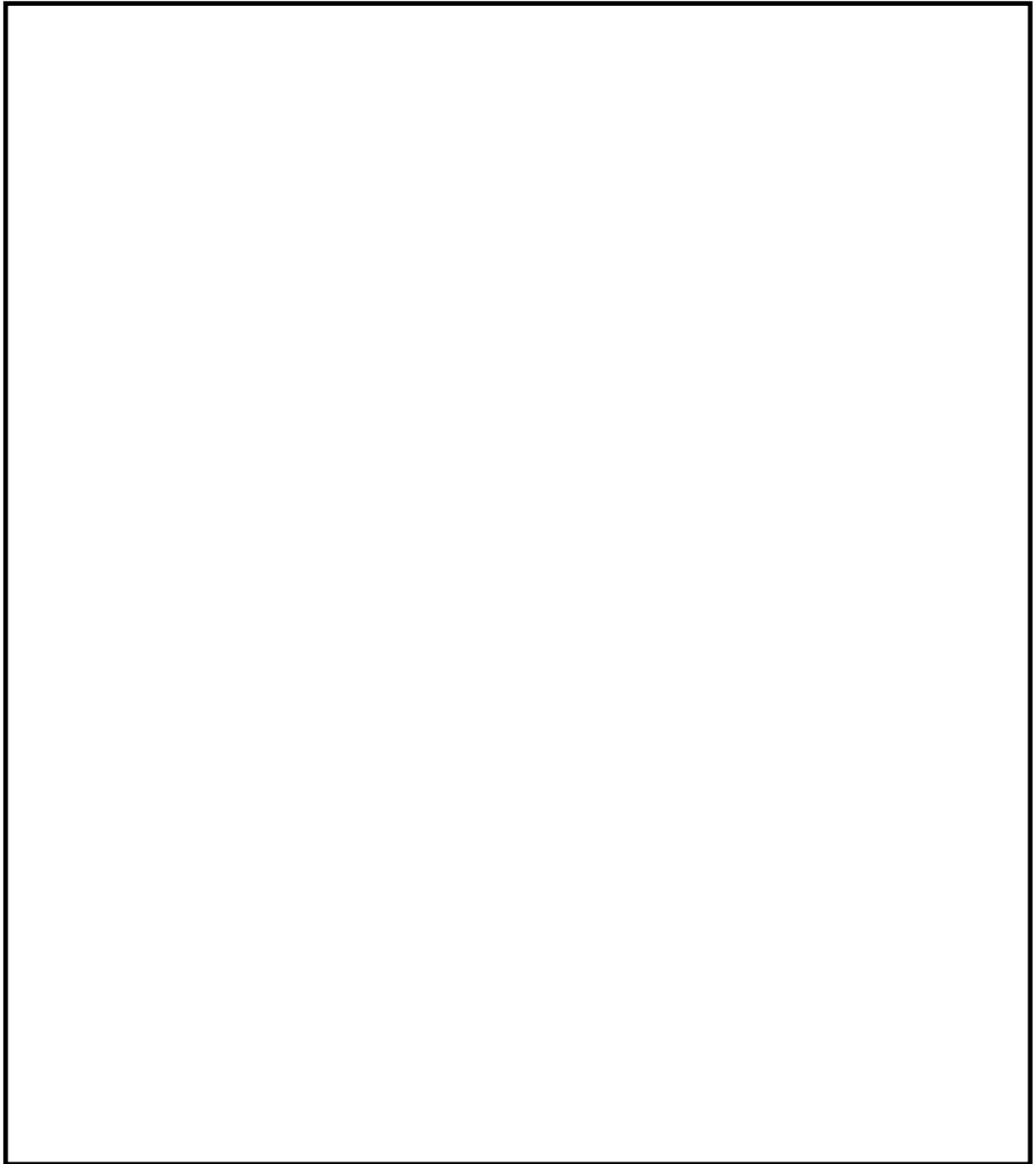
第44-3-4図 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



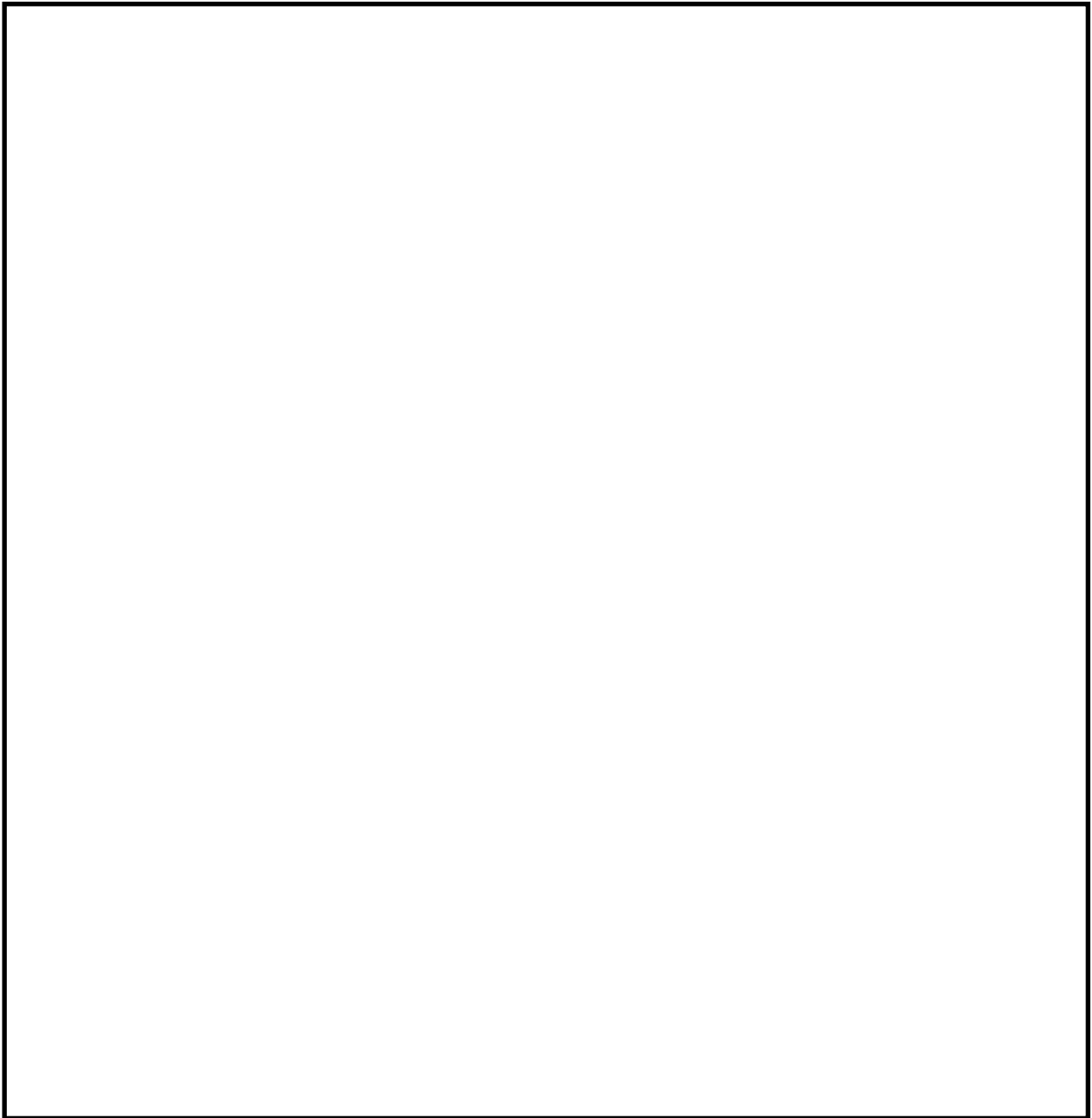
第44-3-5図 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 5階）



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）

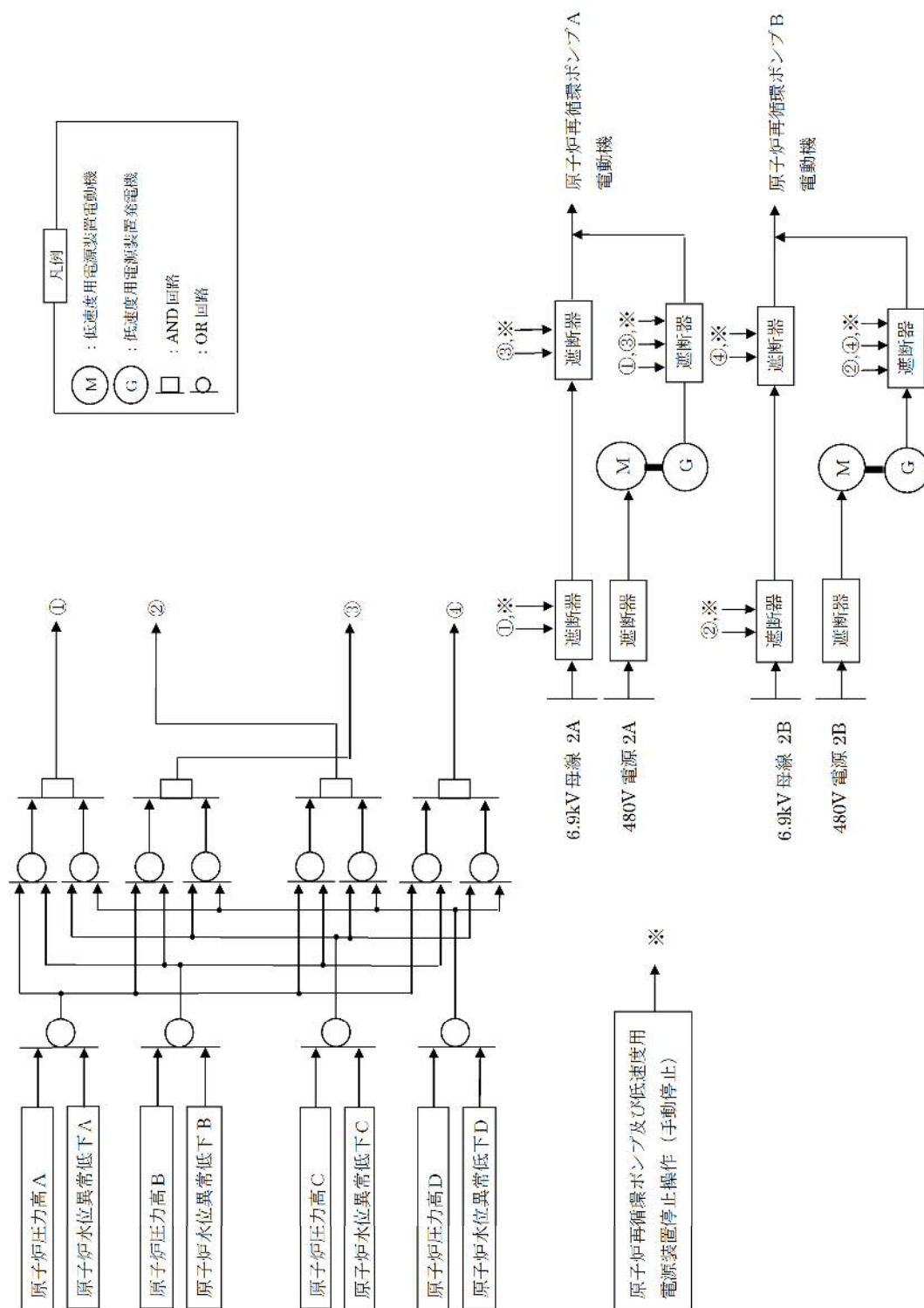


第44-3-7図 制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御
ユニットの配置図
(原子炉建屋原子炉棟 3階，格納容器内)

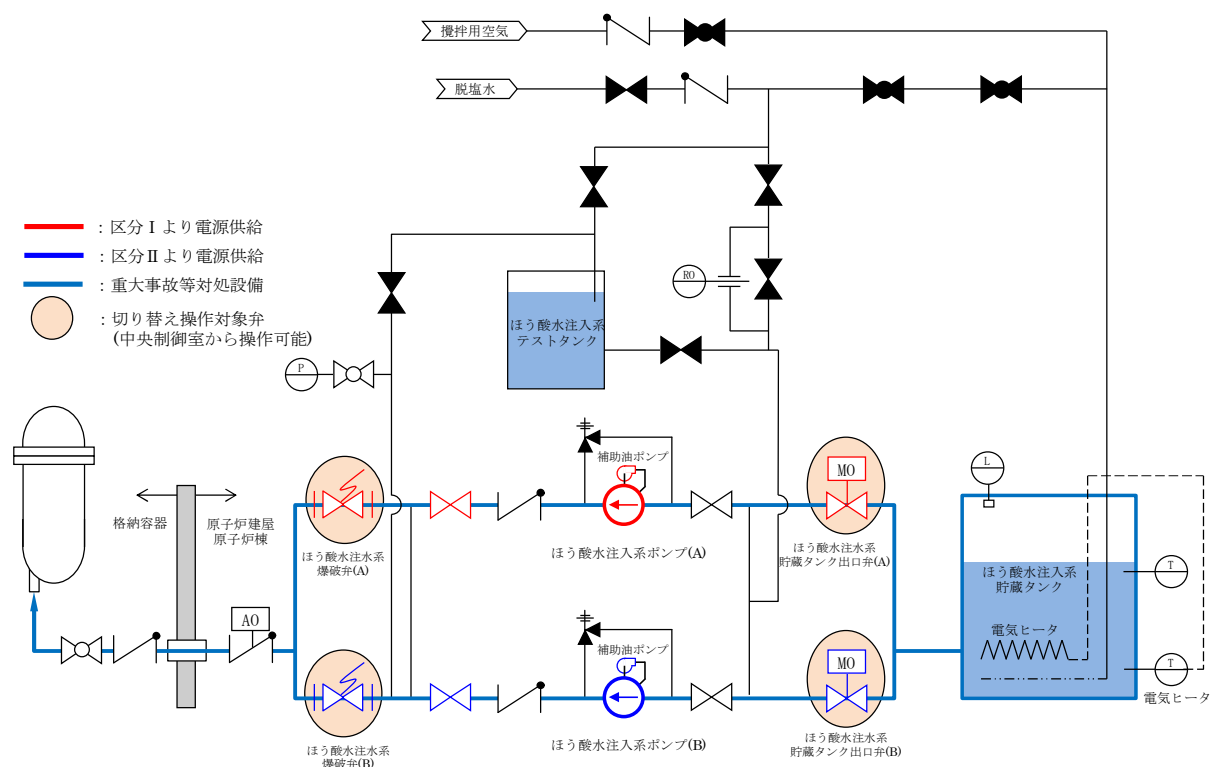


第44-3-8図 自動減圧系の起動阻止スイッチの配置図
(原子炉建屋原子炉棟 3階)

44-4 系統図



第 44-4-2 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能概略図

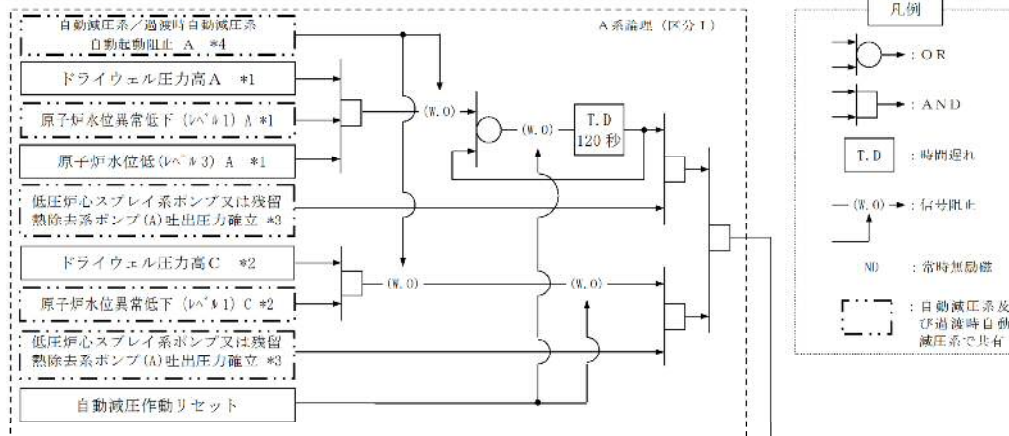


第44-4-3図 ほう酸水注入系 系統概略図

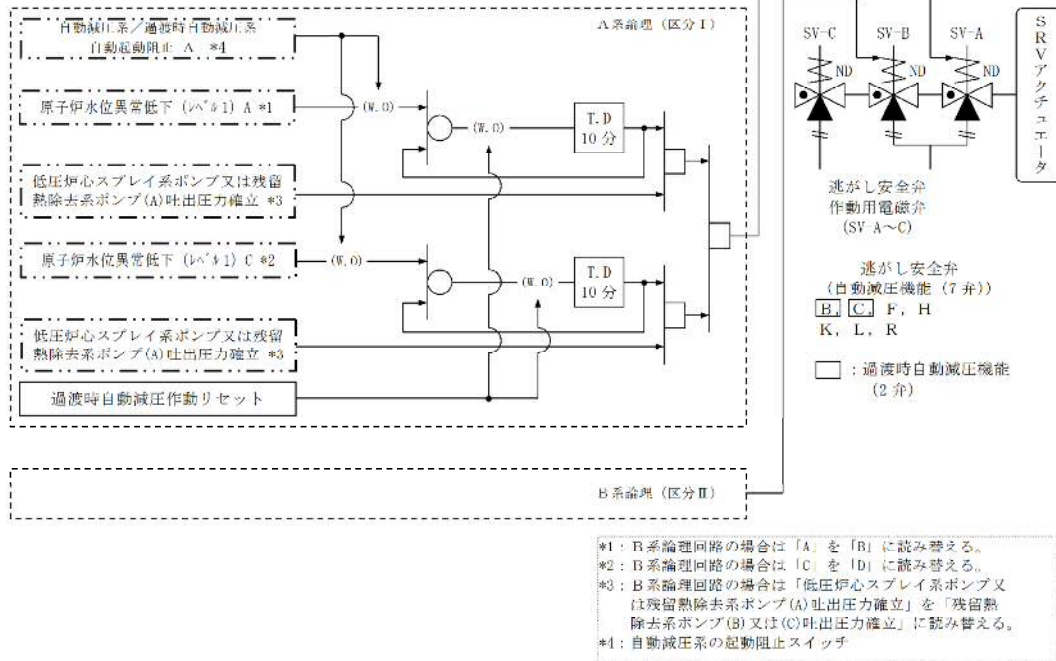
第44-4-1表 操作対象機器リスト

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）		

自動減圧機能論理回路



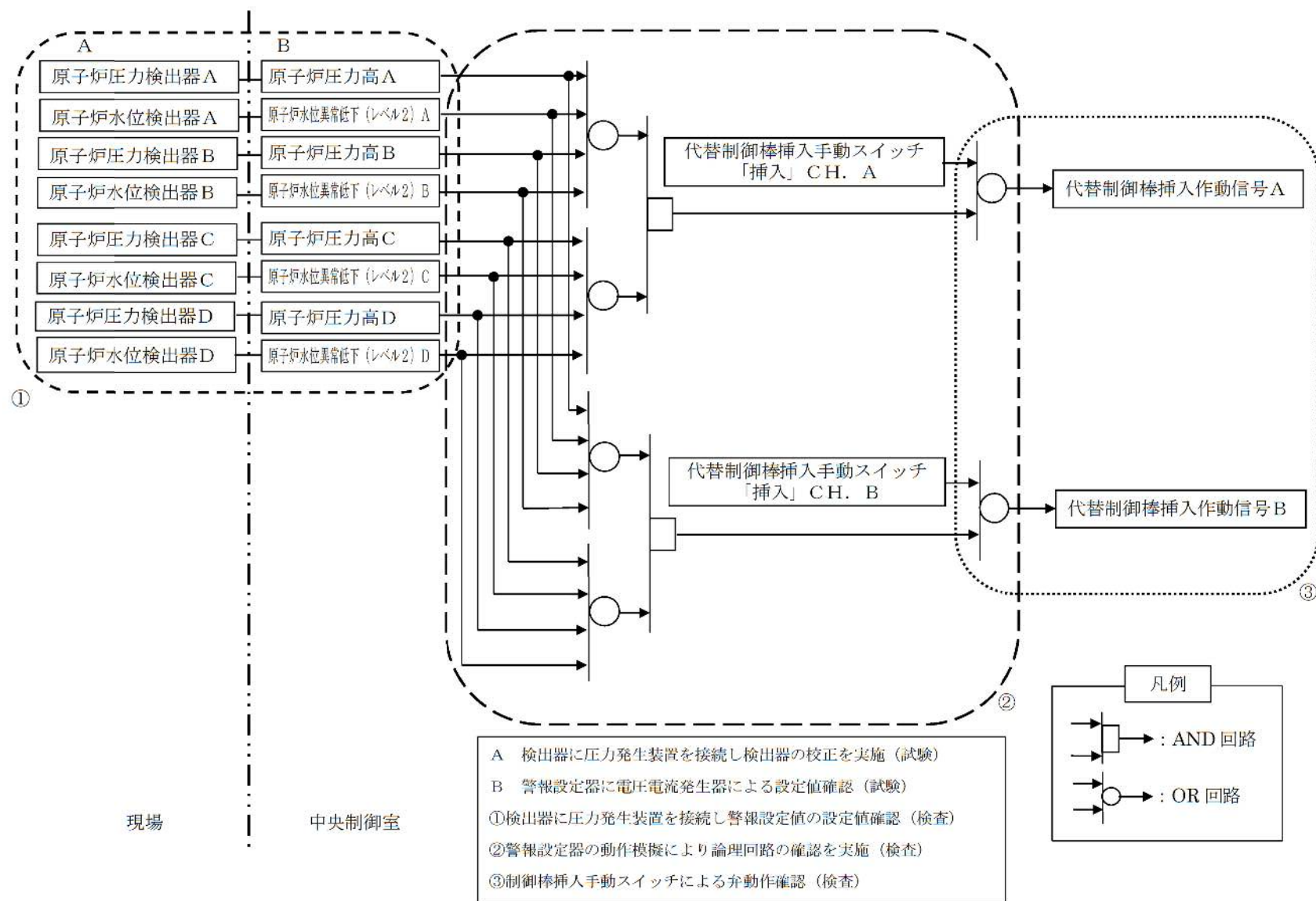
過渡時自動減圧機能論理回路



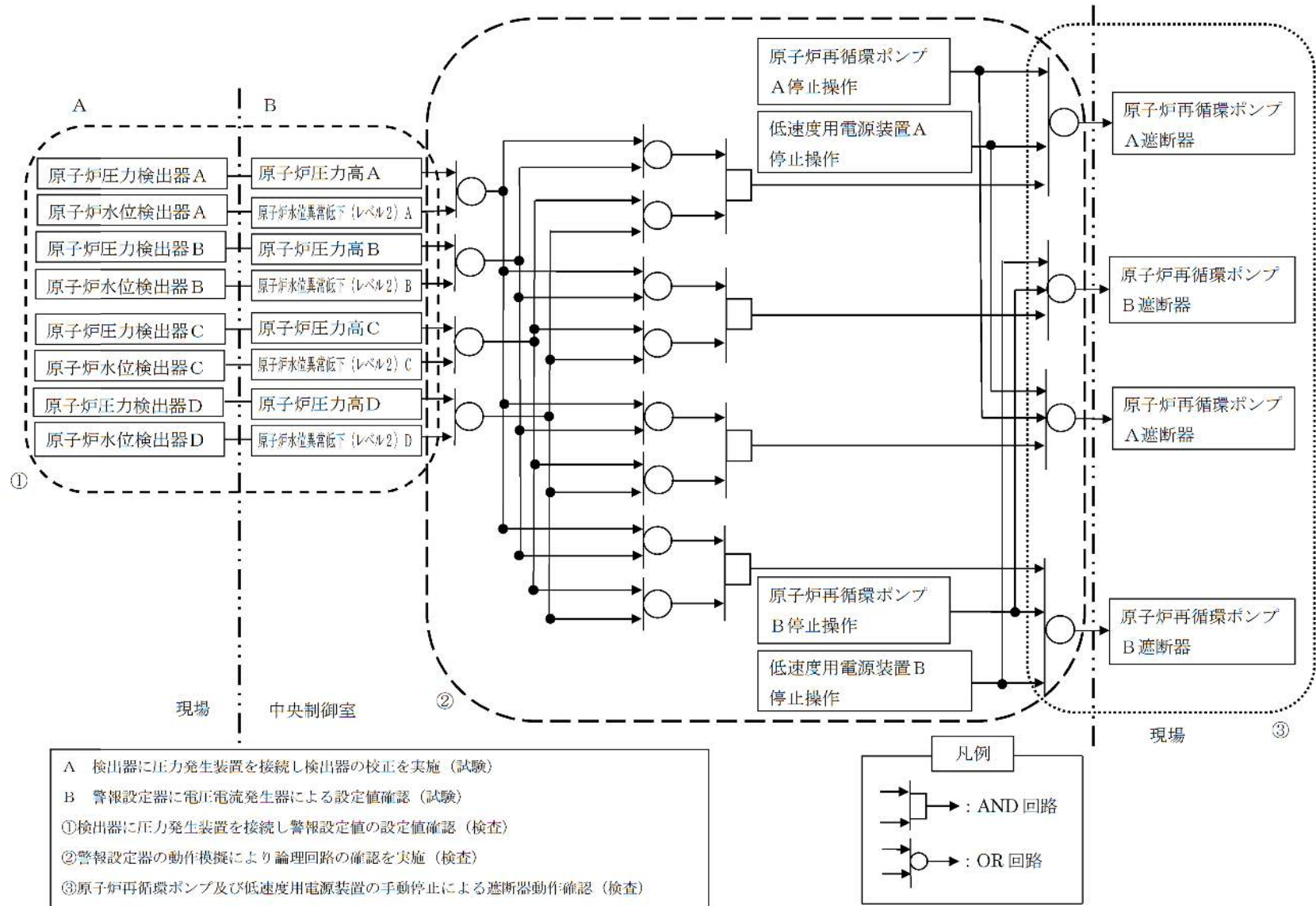
第 44-4-4 図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動回路図

44-5 試験及び検査

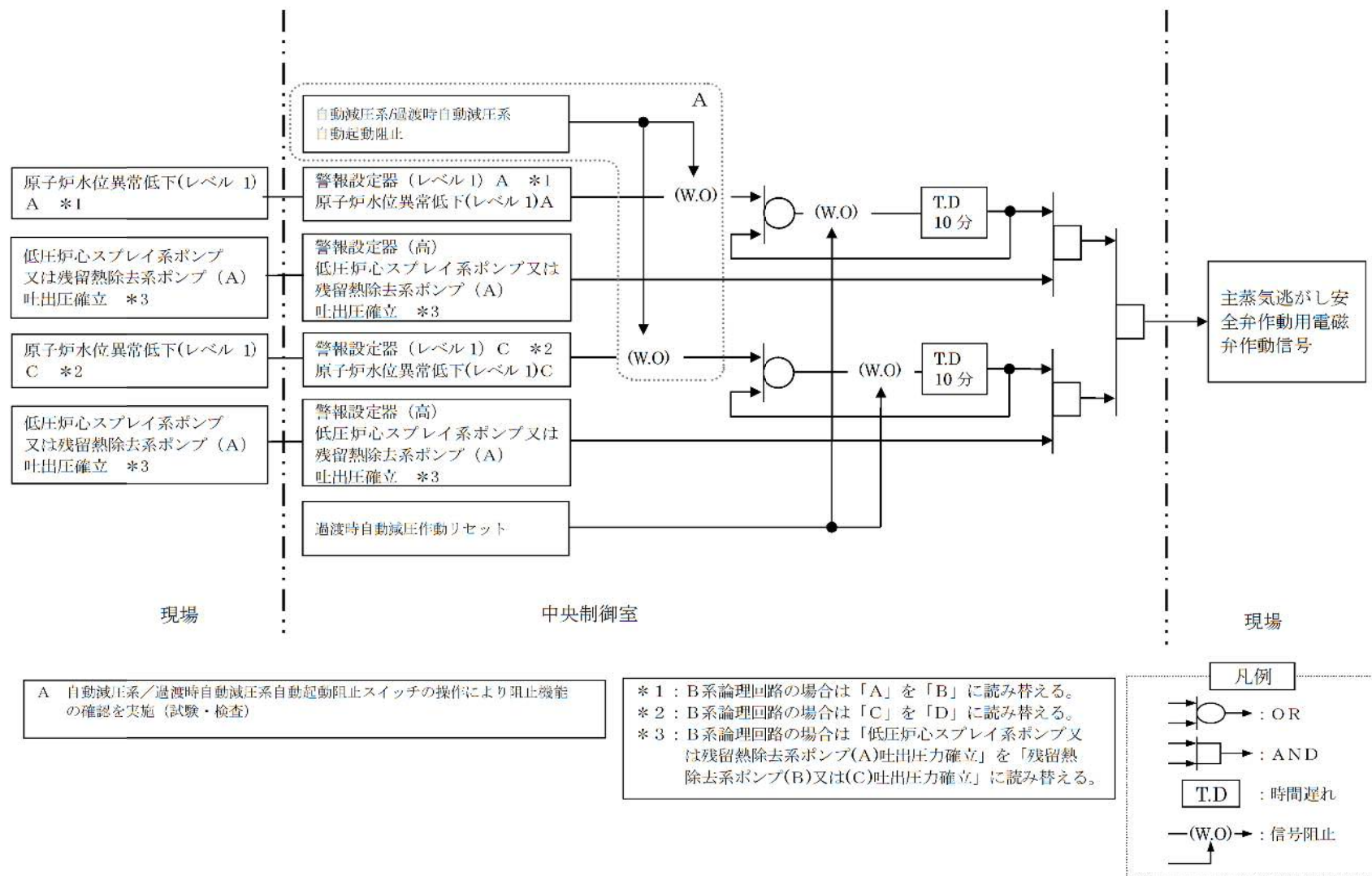
ほう酸水注入系の定期事業者検査対象設備については、検査の実績もあることから、定期事業者検査要領書の表紙、点検計画、関連図面の添付としている。



第 44-5-1 図 代替制御棒挿入機能の試験及び検査



第 44-5-2 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験及び検査



第 44-5-3 図 自動減圧系の起動阻止スイッチの試験及び検査

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44-5-3表 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	適合性整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。
8－一	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。 なお、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。
8－二	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、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。但し、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。
8－三	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（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毎として評価し、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※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、施設定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※44-9 参考資料参照

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 44-5-4 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	移動式炉内計装燃焼弁 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	分断点検	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	起動循環計測装置 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	起動循環計測装置 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	起動循環計測装置 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	分断点検	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	分断点検	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

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：T 2－B c－1 4

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

日本原子力発電株式会社
 東海第二発電所
 第 2 5 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	マニピュレータ 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 4月 8日			H23年 4月 7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

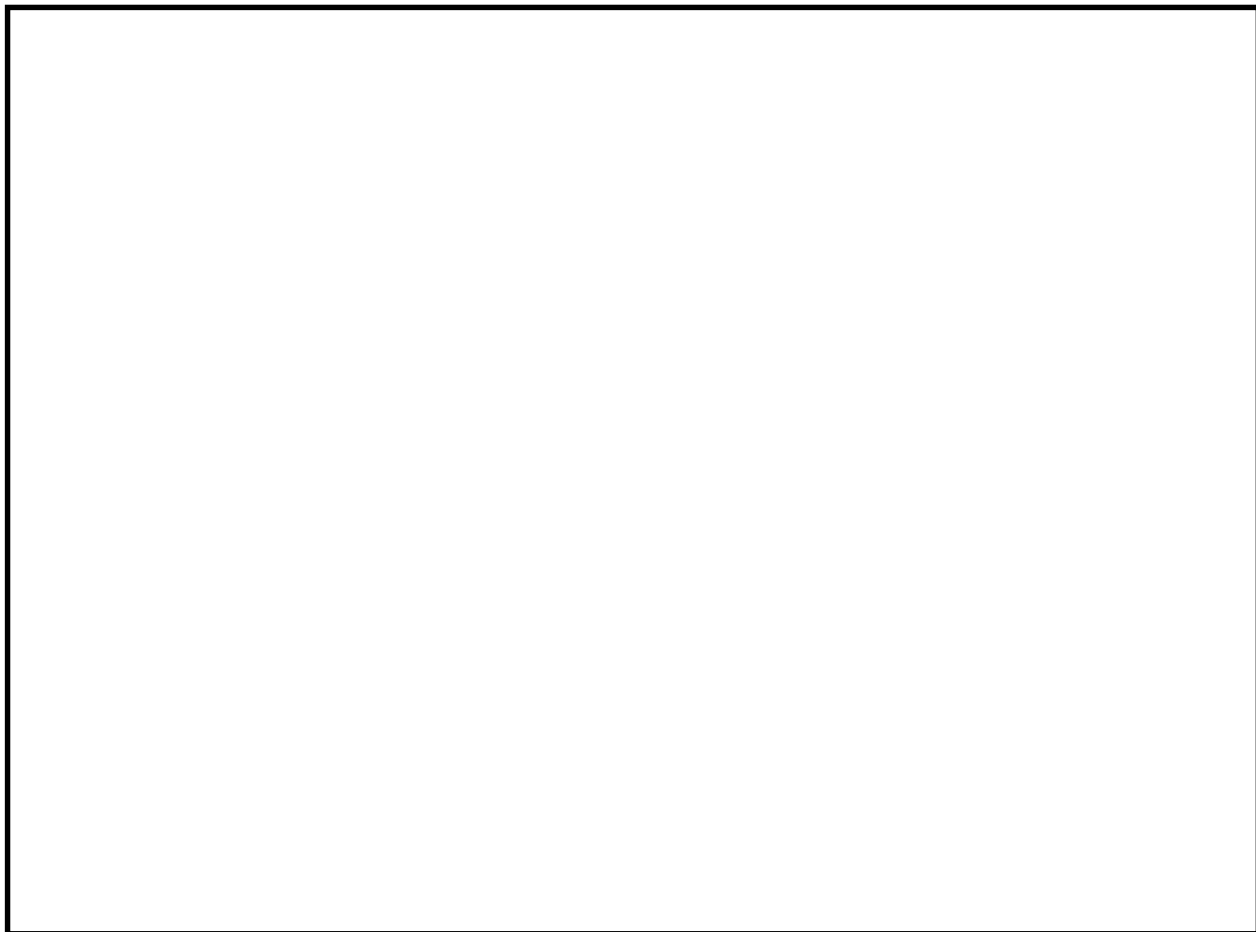
検査担当 M	原子炉主任 技術者	ボイラー・タービン 主任技術者	電気主任 技術者	品質保証 グループM	電気・制御 グループ M	グループ 担当

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）

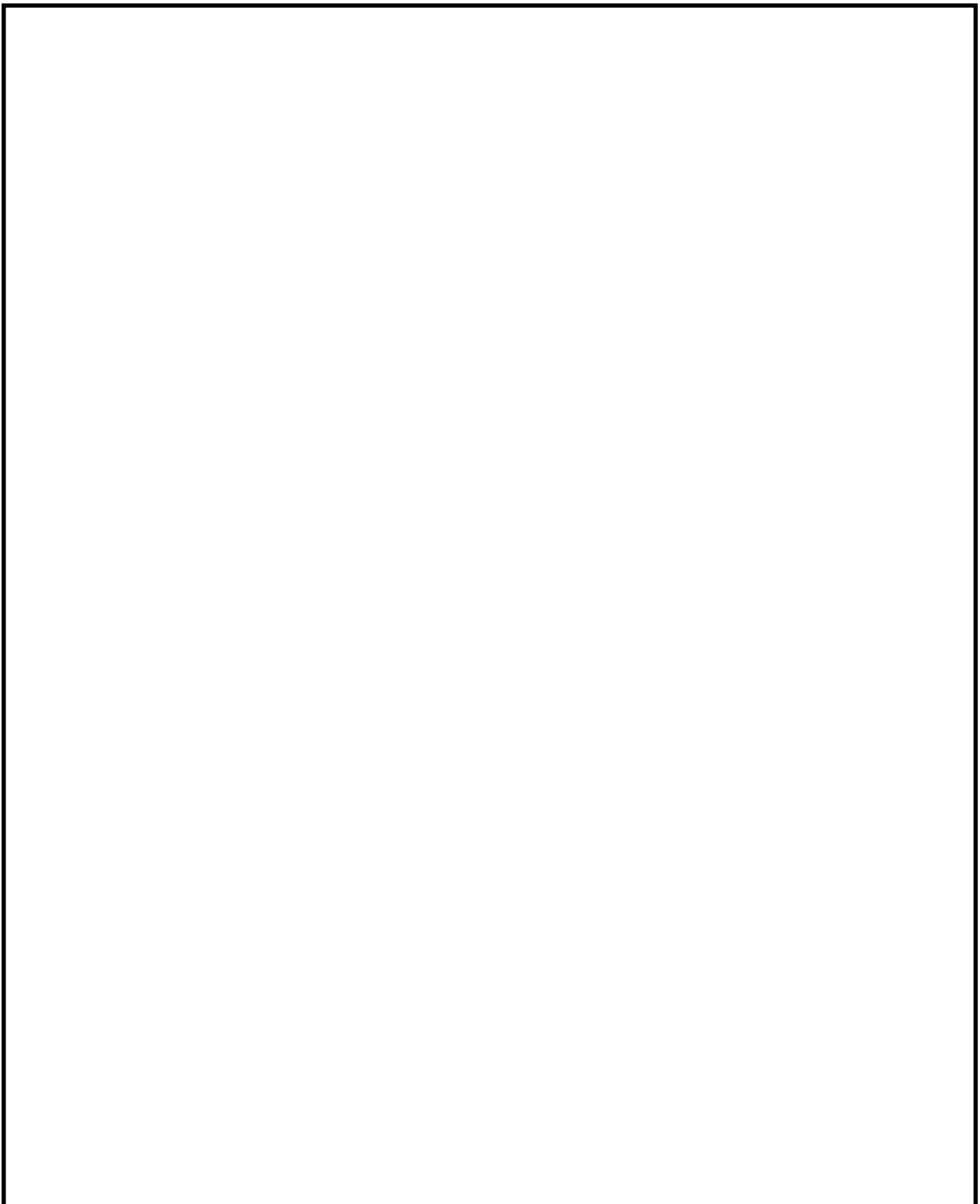
設 備 名：計測制御系統設備

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



第 44-5-1 図 制御棒駆動機構 構造図



第44-5-1図　ほう酸水注入ポンプ

44-5-15

第44-5-5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	移動式炉内計装線昇 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	分解点検	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)

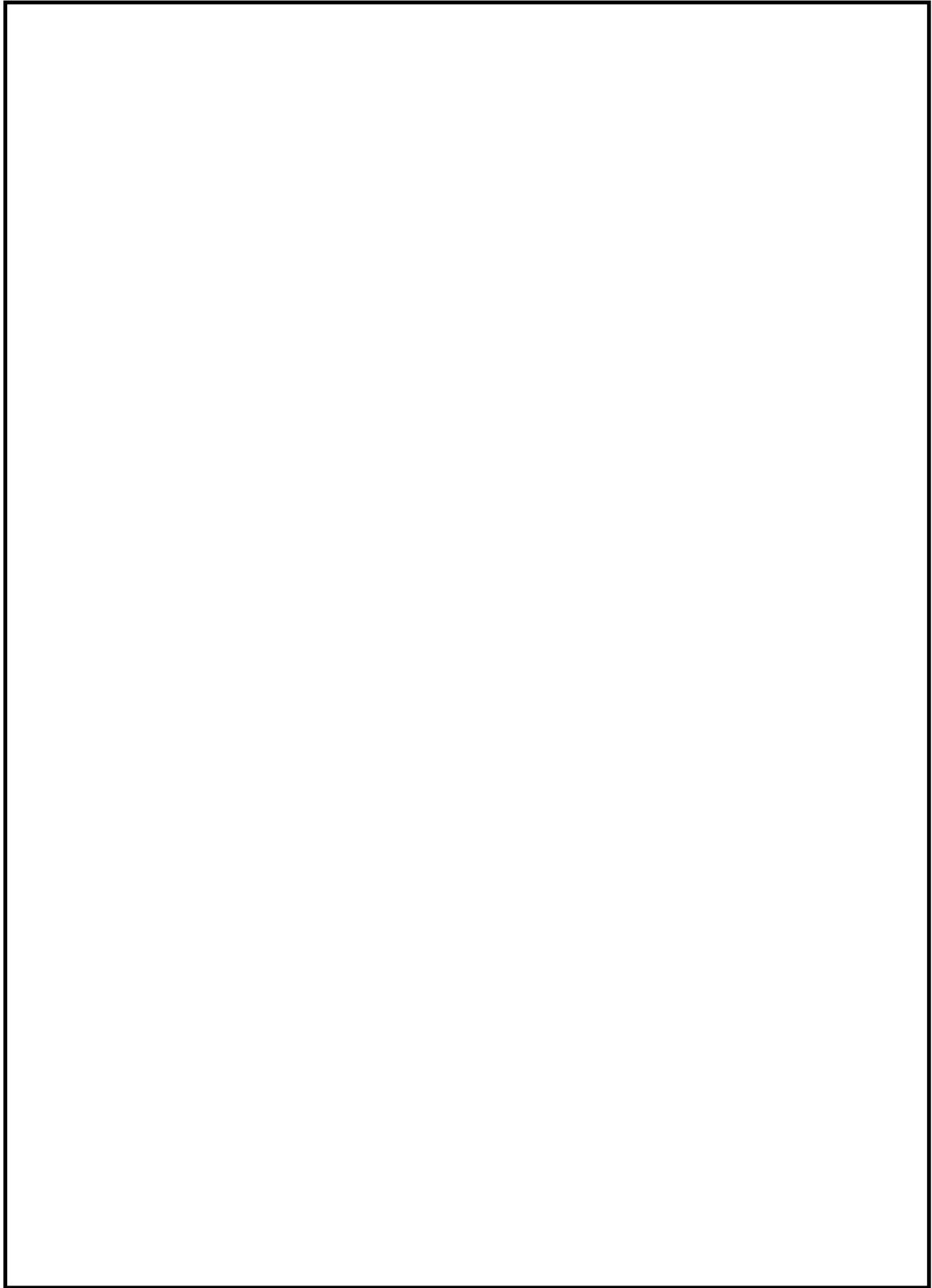
1. 点検計画

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アキュムレータ 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アキュムレータ 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	260M	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 ※フィルタ差圧確認(巡視点検:1 D)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 ※フィルタ差圧確認(巡視点検:1 D)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 ※フィルタ差圧確認(巡視点検:1 D)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 ※フィルタ差圧確認(巡視点検:1 D)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

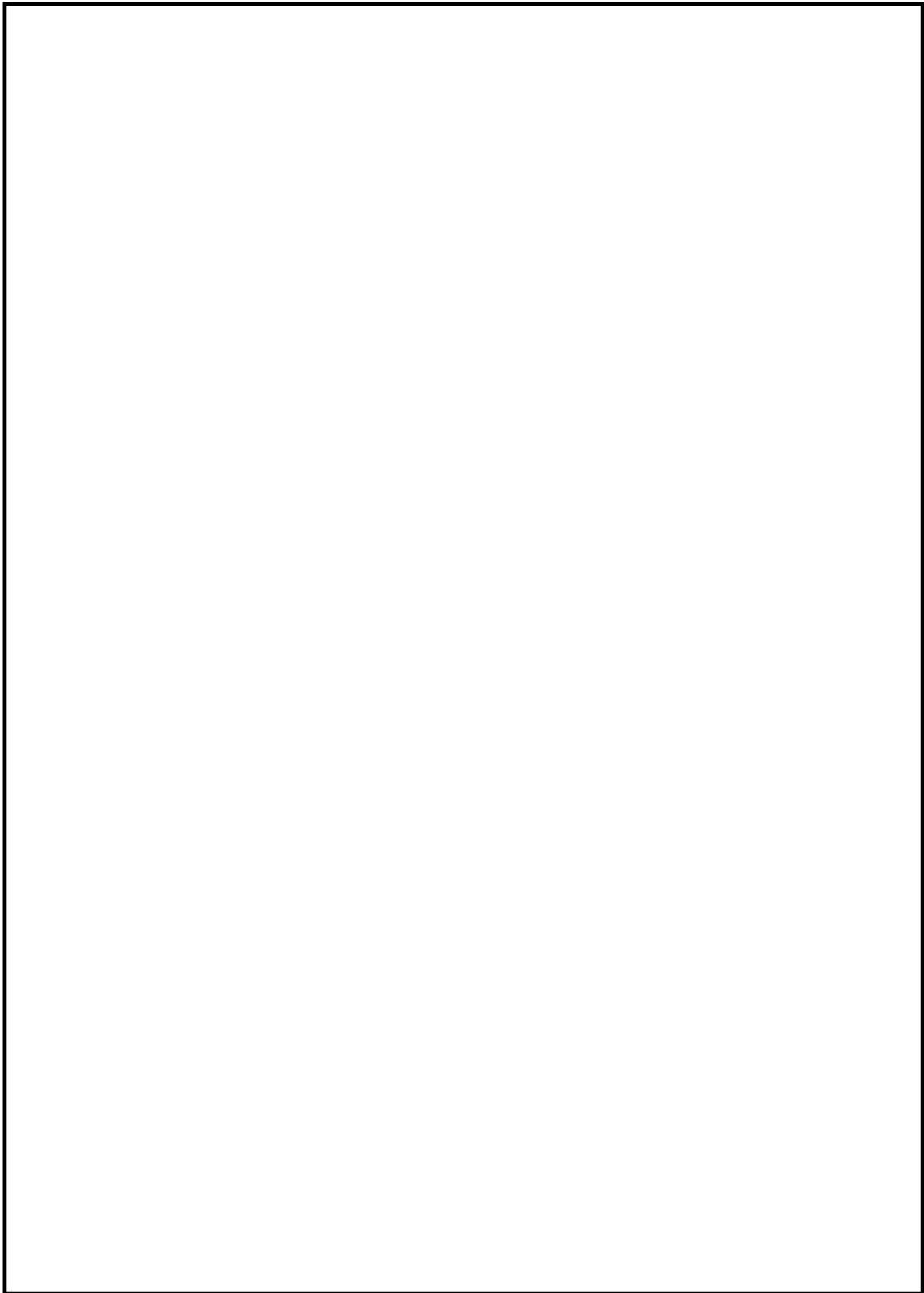
1. 点検計画

東海第二発電所 点検計画

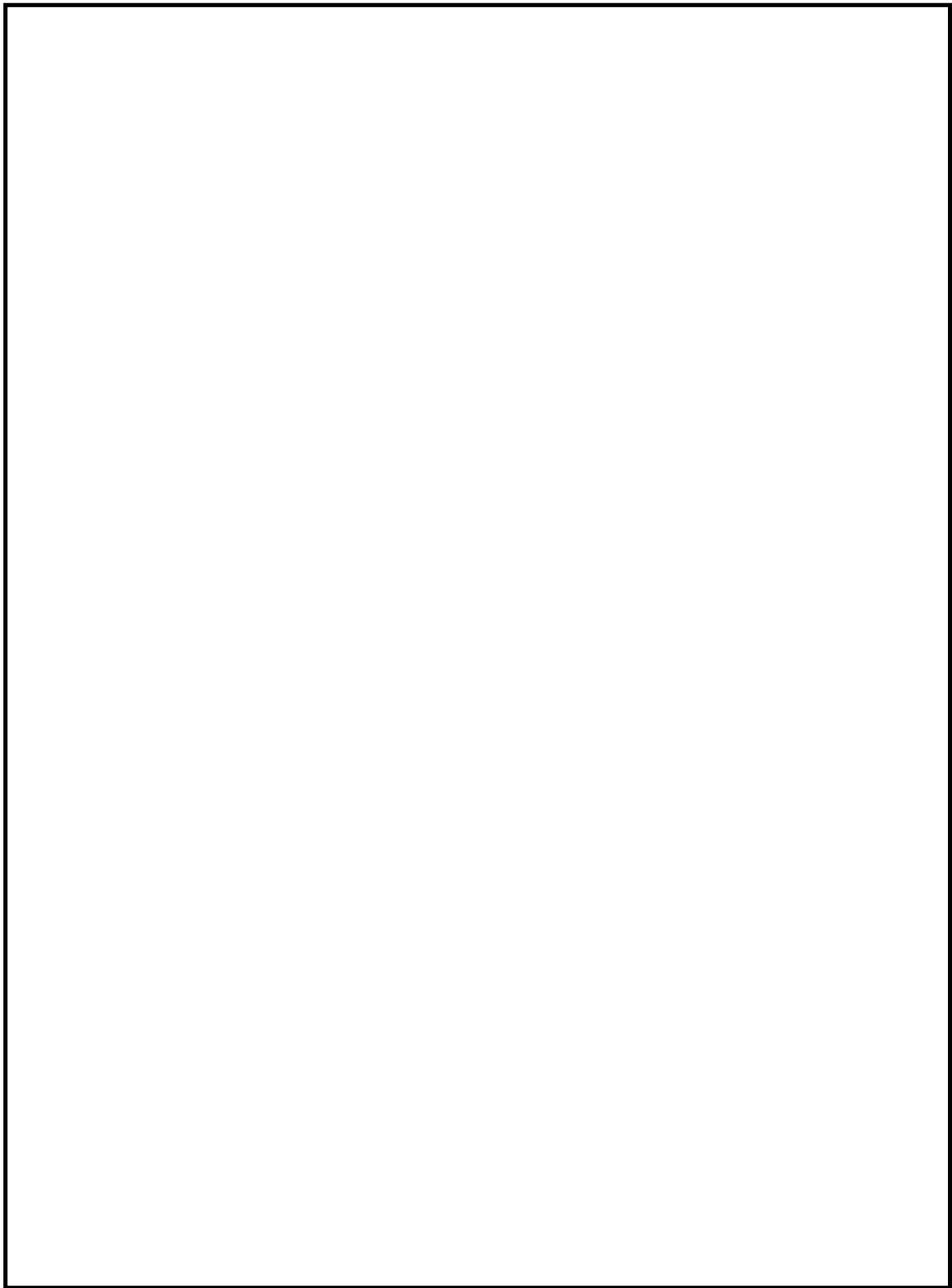
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	今回の 実施 計画	前回実施 時期 (定検回数)	検査名	備 考
制御棒駆動系	制御棒駆動系 HCUエレクトリカルボックス 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	—	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	—	定検停止中
制御棒駆動系	圧力計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	B	1C	○	24回	—	定検停止中
制御棒駆動系	水位計測装置 一式	特性試験	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



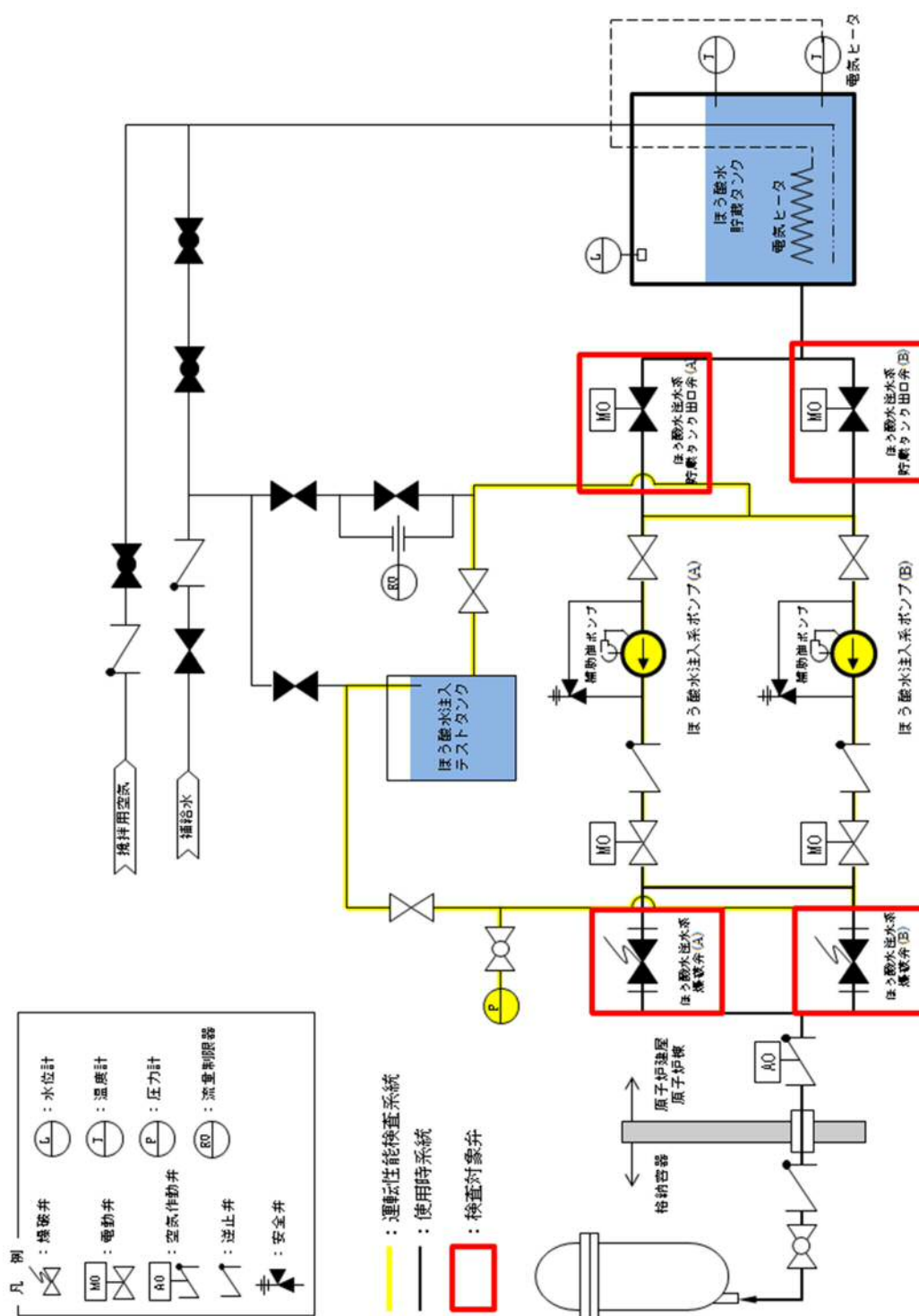
第 44-5-2 図 制御棒構造図



第 44-5-3 図 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図



第 44-5-4 図 ほう酸水貯蔵タンク



第44-5-5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

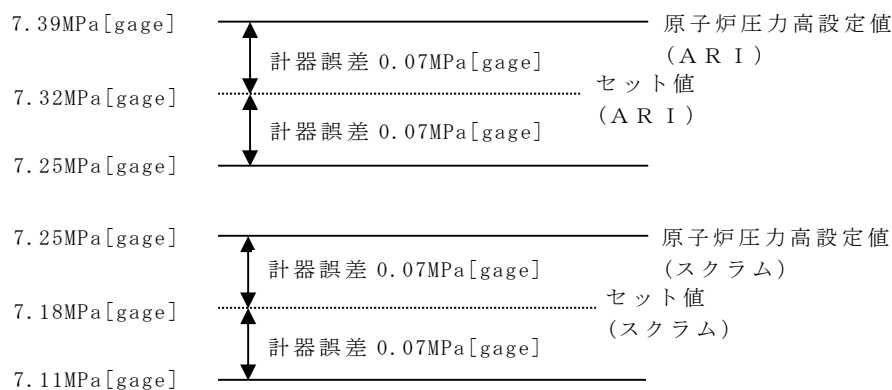
【設定根拠】

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プレッション・プールへの負荷を考慮し，極力低い値で動作させるような設定とする。

< 補足 >

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



A R I : 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※より1,245cm以上

【設定根拠】

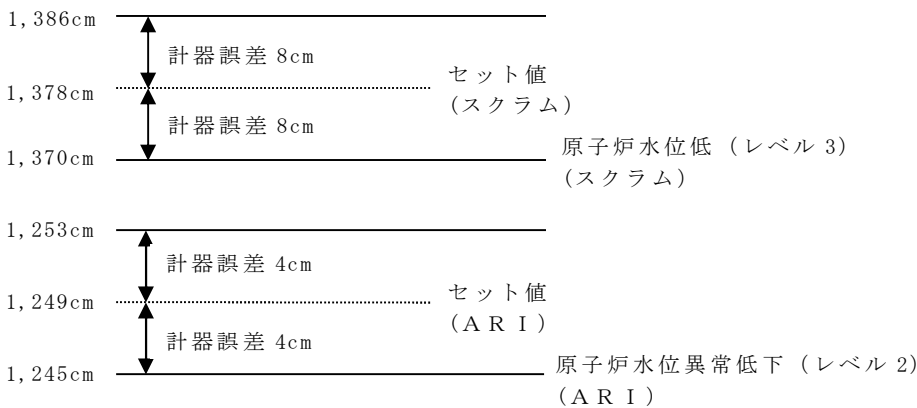
設定値は，次の事項を考慮して決定する。

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。

注記※：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移行させる。



A R I	: 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格納容器の健全性を維持するため，原子炉再循環ポンプトリップを行う。
設定値	7.39MPa[gage]以下

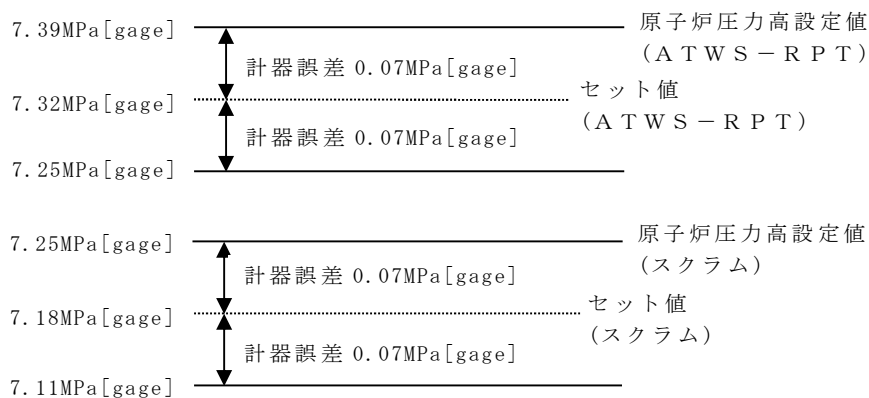
【設定根拠】

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プレッション・プールへの負荷を考慮し，極力低い値で動作させるような設定とする。

< 補足 >

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



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

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格納容器の健全性を維持するため，原子炉再循環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※より1,245cm以上

【設定根拠】

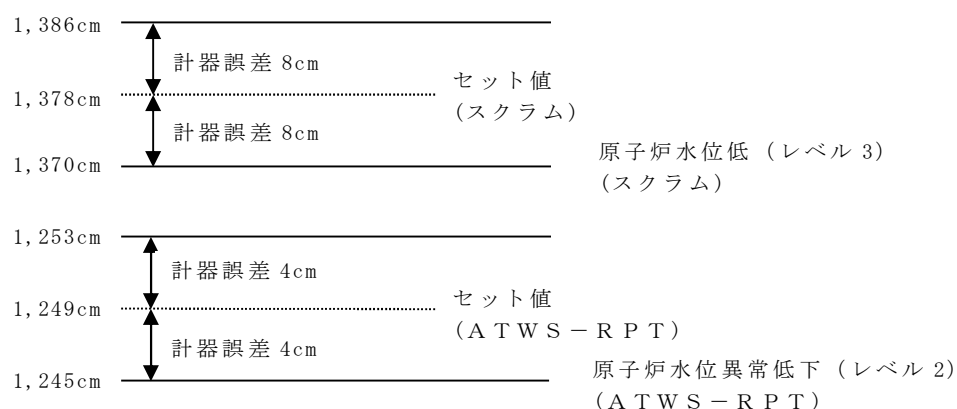
設定値は，次の事項を考慮して決定する。

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。

注記※：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，代替原子炉再循環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

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容 量	ℓ/個	10（注１），18（注２）
最高使用圧力	MPa[gage]	12.0
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す

【設定根拠】

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

制御棒駆動系水圧制御ユニットは185個設置する。

1. 容量

制御棒駆動装置が全ストロークスクラム可能な容量として以下のように算出する。

（スクラム時に必要な水の容量）＝（挿入有効断面積）×（バックシートから全挿入までのストローク）

挿入有効断面積：26.2cm²

バックシートから全挿入までのストローク：365.8cm

従って、スクラム時に必要な水の容量は、

$$\frac{26.2 \times 365.8}{1000} = 9.58 \approx 10.0$$

スクラム時に必要な水の容量約10ℓに余裕をとって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て12.0MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側（復水給水系及び復水補給水系）の最高使用温度に合わせて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
全揚程	m	約858（注1），870（注2）
最高使用圧力	MPa[gage]	9.66
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】

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

ほう酸水注入系ポンプは2個（内1個予備）設置する。

1. 容量

ほう酸水注入ポンプの容量は，タンク全容量 m³ を設計上の許容注入時間 min（設計ボロン濃度 ppm を設計ボロン注入速度 ppm/min で注入する時間）で注入可能な容量とする。

ポンプ容量（1個当たり）

= タンク容量（ℓ）／注入時間（min）

= /

≒ ℓ／min = m³／h

以上より，ポンプ容量は上記を上回るものとし，9.78m³/h/個とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

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

$$\begin{array}{rcl} & \text{原子炉圧力} & \text{約 } \text{} \text{ [gage]} \\ \text{静水頭 + 配管及び弁類圧損} & \text{約 } \text{} \text{ [gage]} & \\ \hline & \text{合計} & \text{約 } \text{} \text{ MPa[gage] (約858m)} \end{array}$$

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回る圧力として約870mとする。

3. 最高使用圧力

ほう酸水注入ポンプの吐出側最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、9.66MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

ほう酸水注入ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水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。

・ ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称		ほう酸水貯蔵タンク
容量	m ³ /基	15.4（注1），19.5（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

ほう酸水貯蔵タンクの容量は，以下の通り。

原子炉停止時における通常水位までの水量は kgであり，原子炉を冷温停止状態にするための必要注入ボロン量は，

$$\text{} \times \text{ ppm (設計ボロン濃度)} = \text{$$

必要五ほう酸ナトリウム量は，

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

であることから，

$$\text{} \div \text{} = \text{$$

五ほう酸ナトリウムの15℃における溶解度は，13.4wt%で，溶液の比重は約1.1である。したがって，タンク内の五ほう酸ナトリウム量を にするためには，15.4m³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，19.5 m³とする。

2. 最高使用圧力

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

ほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度は，ほう酸水貯蔵タンクの通常の温度制御範囲 を上回るものとして，66℃とする。

44-7 その他設備

以下に，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

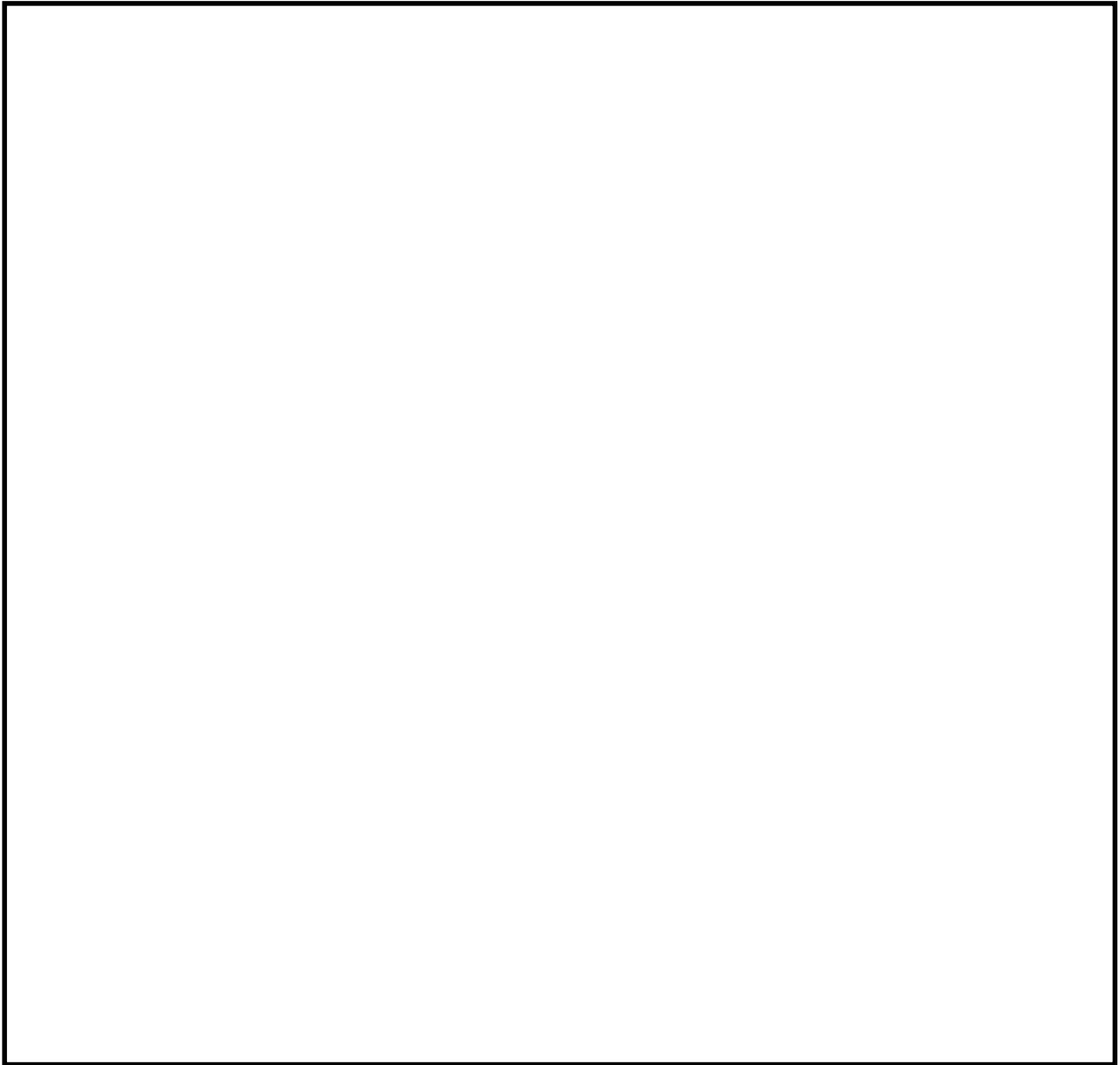
手動スクラム・スイッチを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，手動スクラム・スイッチを整備している。

(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。

(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，制御棒のスクラム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。



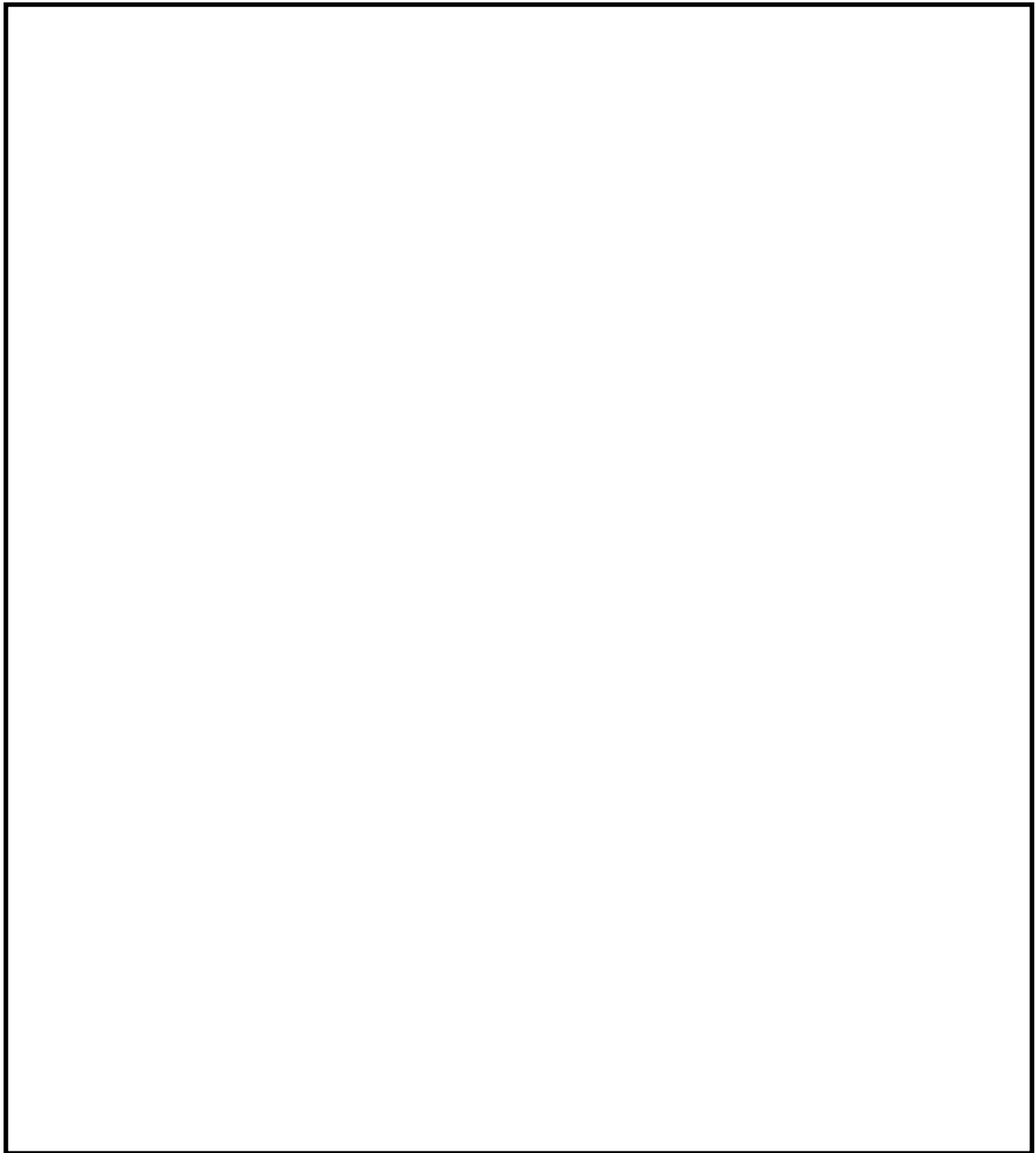
第44-7-1図 配置図（自主対策設備）
（原子炉建屋付属棟 3階）

(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、スクラム弁ダイア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。

(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。



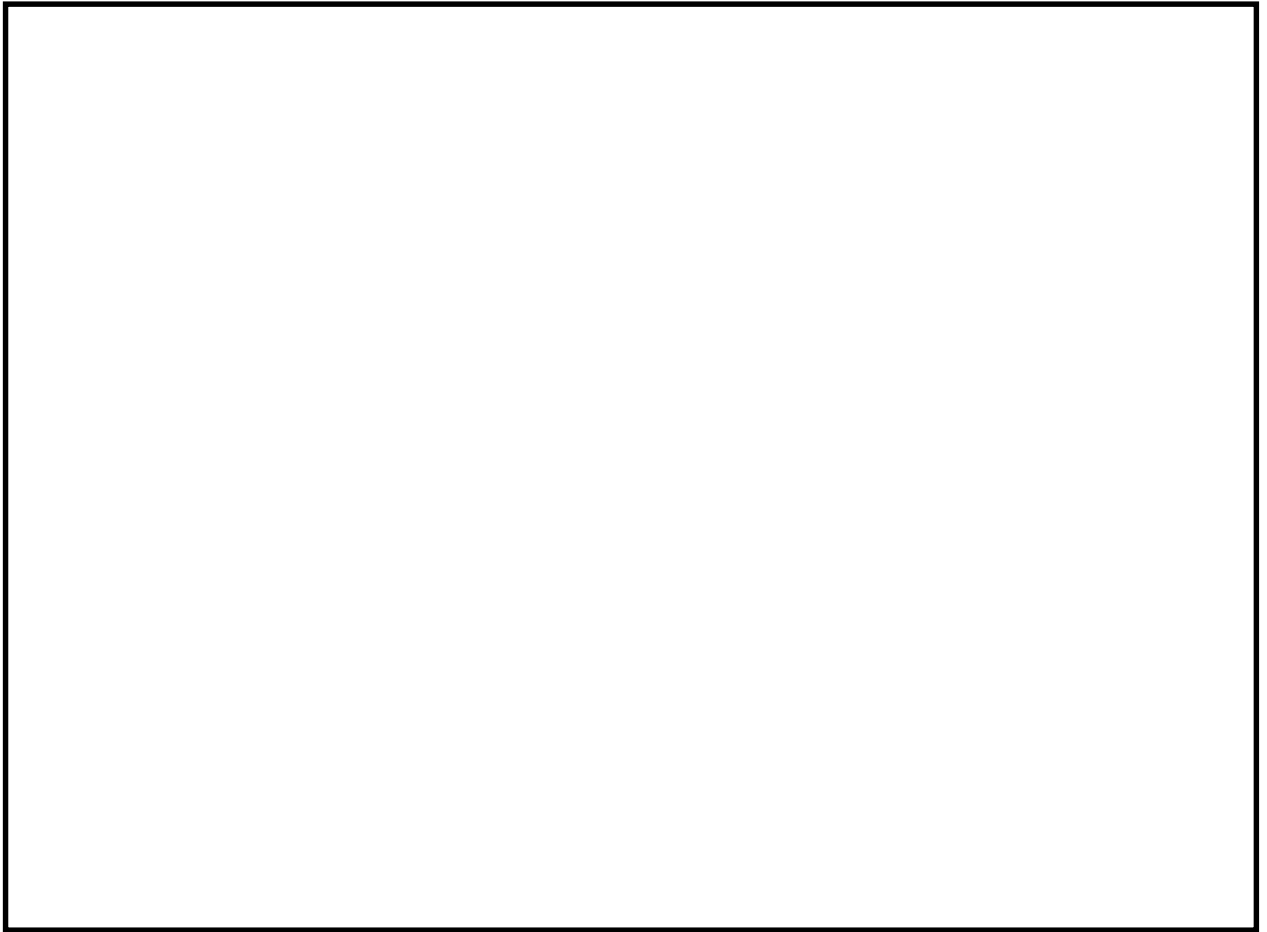
第44-7-2図 配置図（自主対策設備）
（原子炉建屋原子炉棟 3階）

(6) 制御棒手動操作系，制御棒駆動系，選択制御棒挿入機構

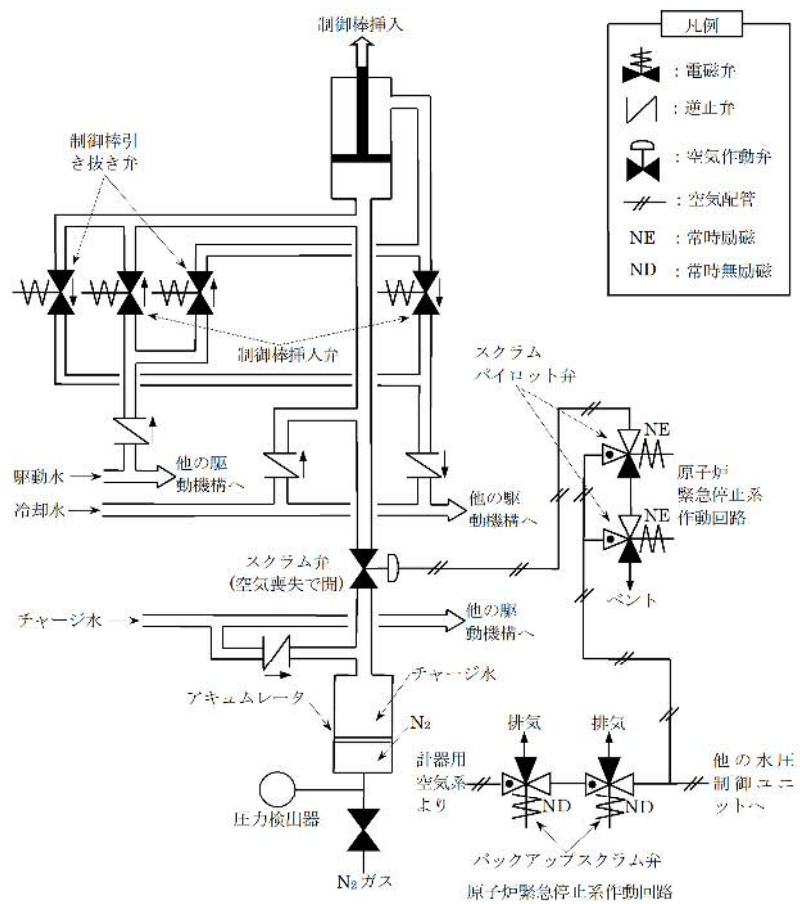
制御棒駆動系は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，若しくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を挿入する手段として整備している。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，第44-7-4図に示す。

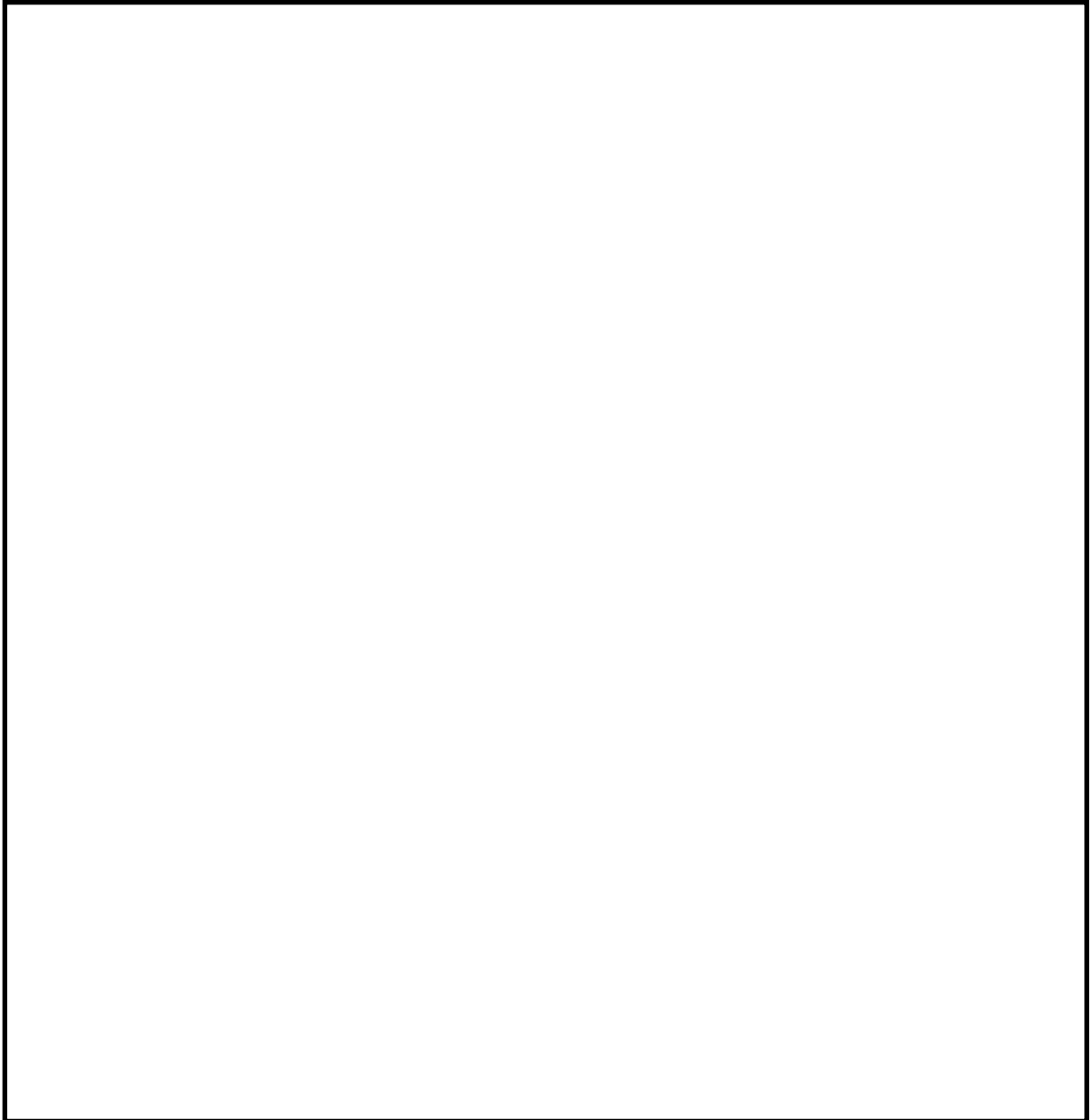
選択制御棒挿入機構は，低炉心流量高出力領域に入った場合に出力を制御し，安定性の余裕を確保するために，あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能である。本機能は手動挿入操作が可能であり，制御棒を挿入する手段として整備している。



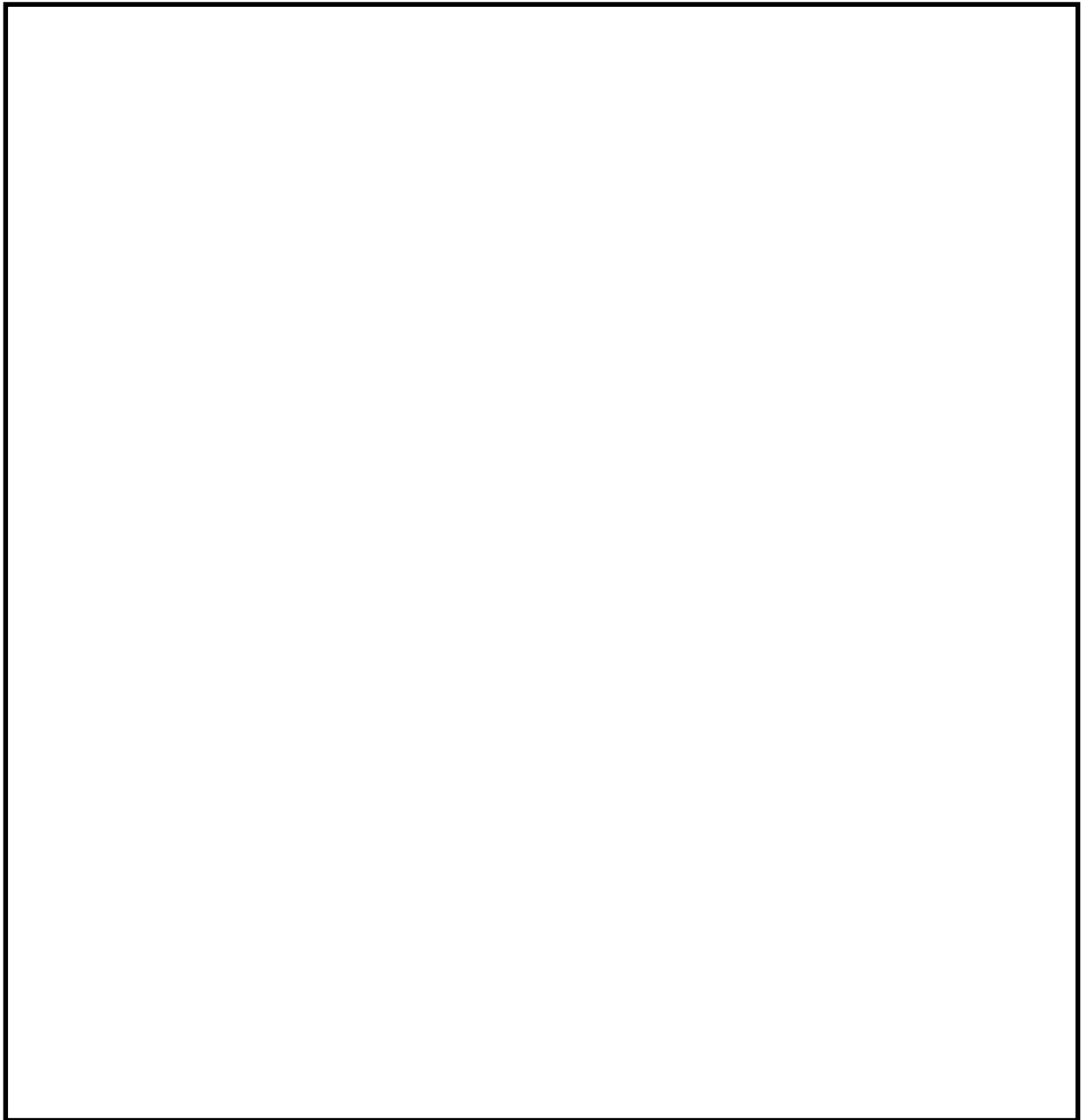
第44-7-3図 制御棒駆動機構 概要図



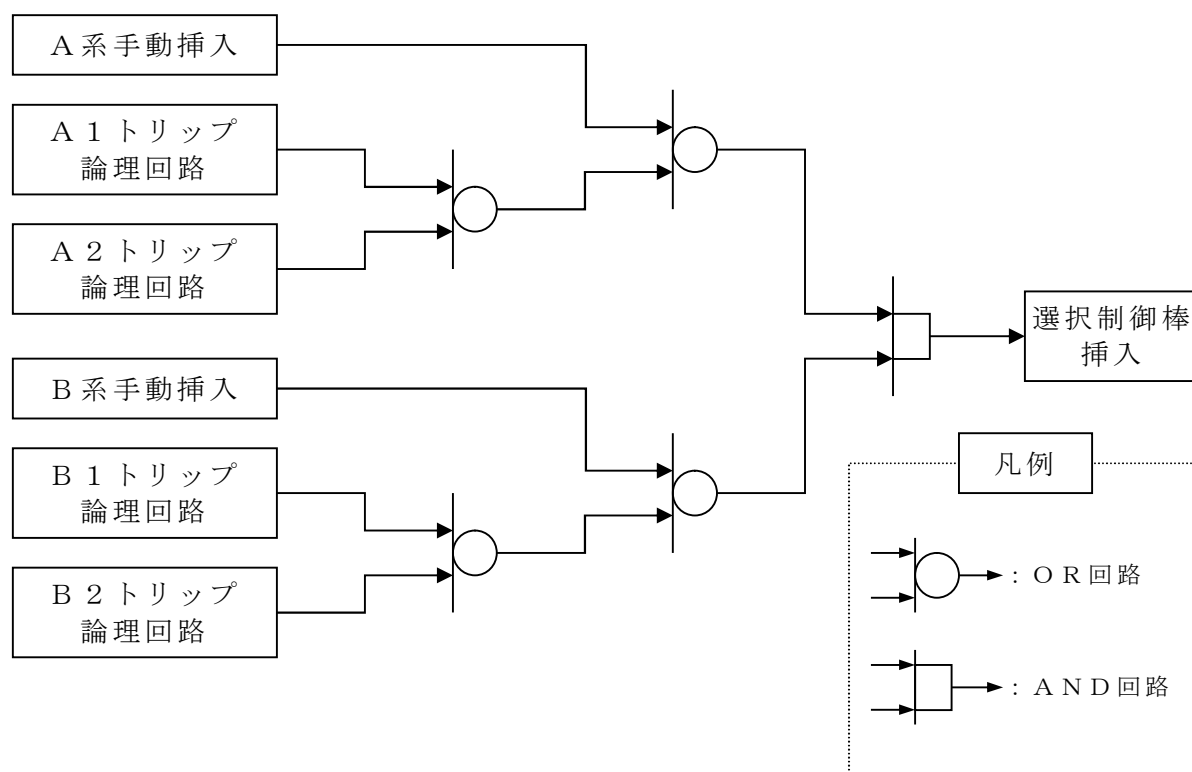
第44-7-4図 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット概要図



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）



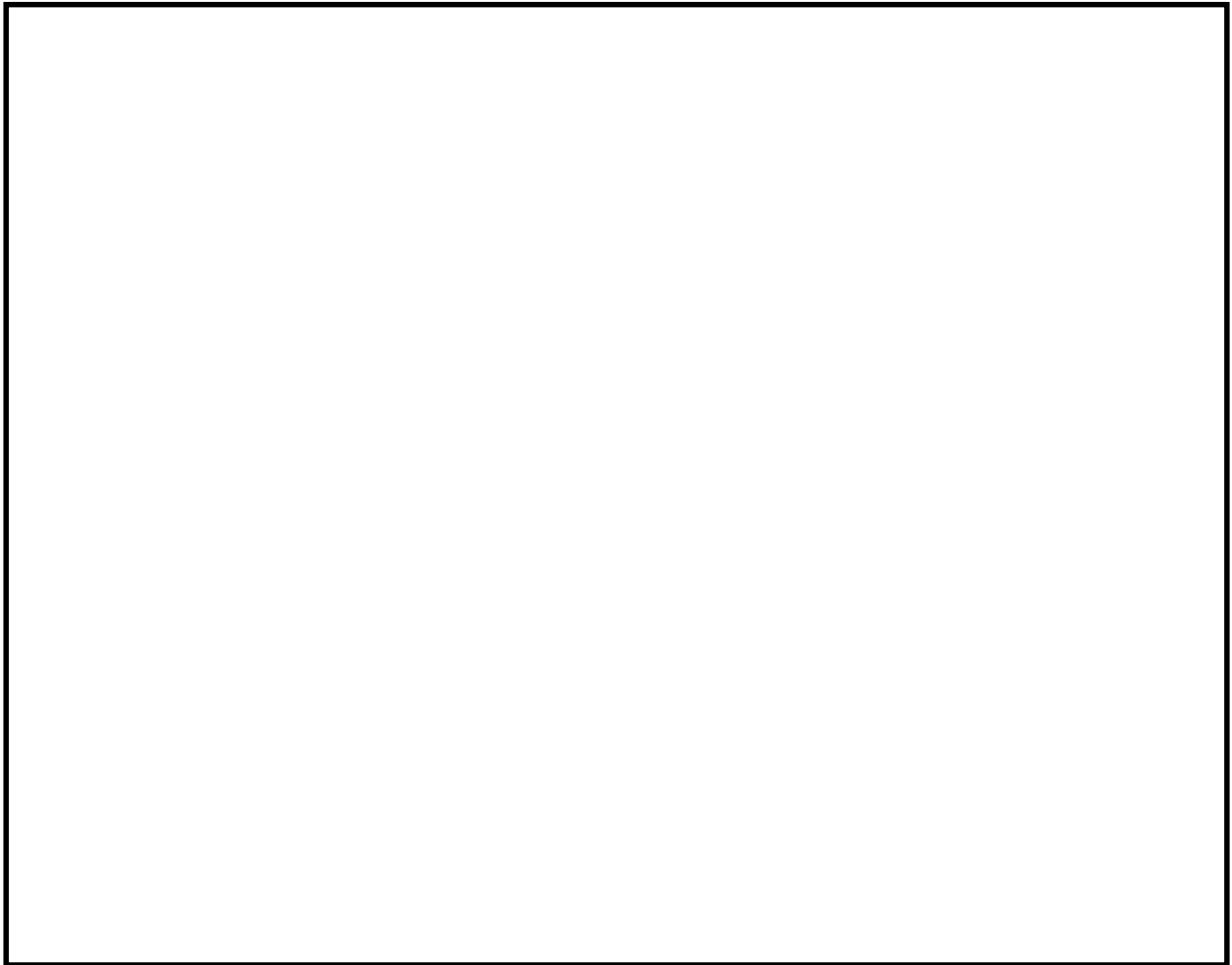
第 44-7-7 図 選択制御棒挿入機構論理回路図（自主設備）

(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。

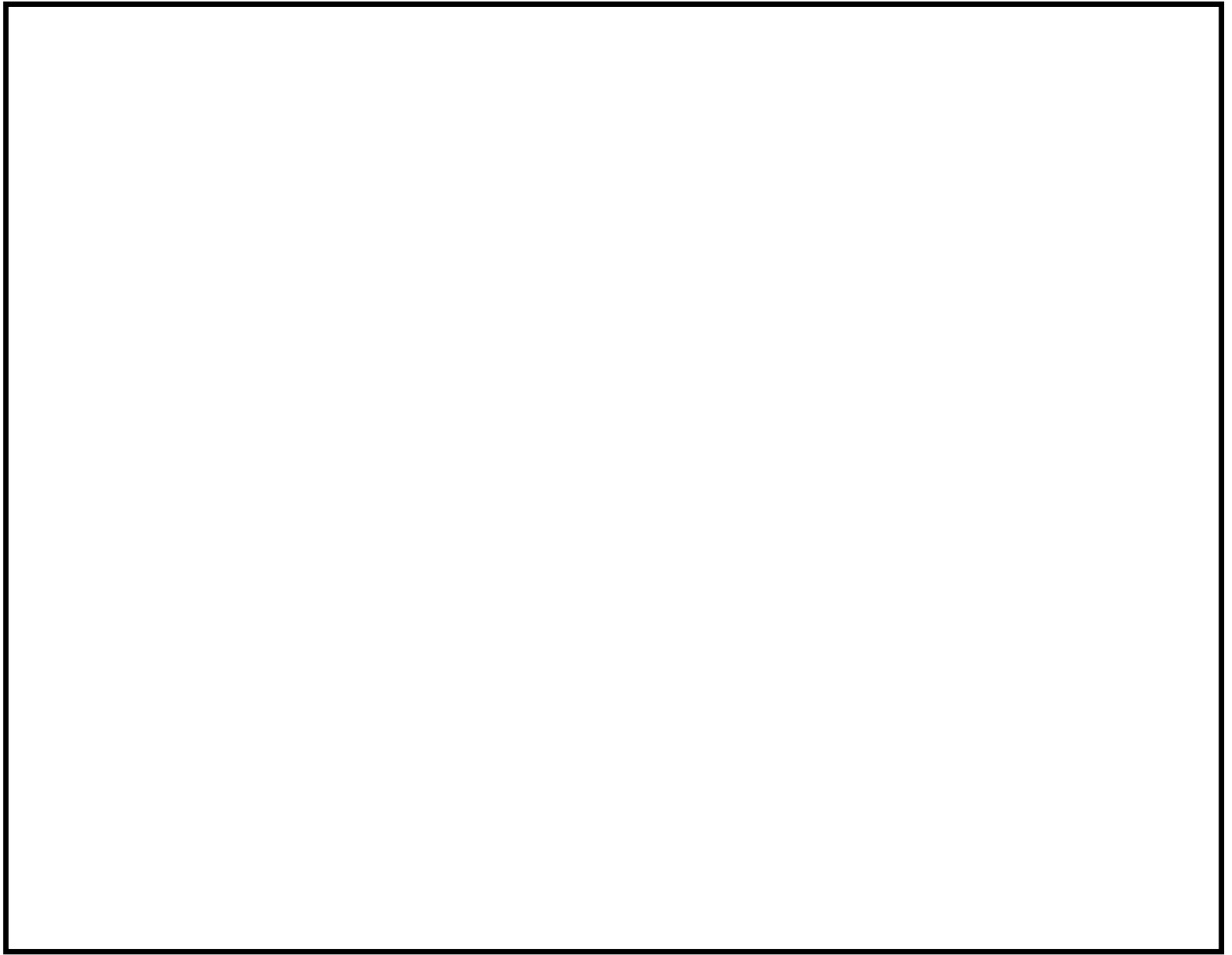
タービン駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，タービン回転数を制御することにより行う。

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。

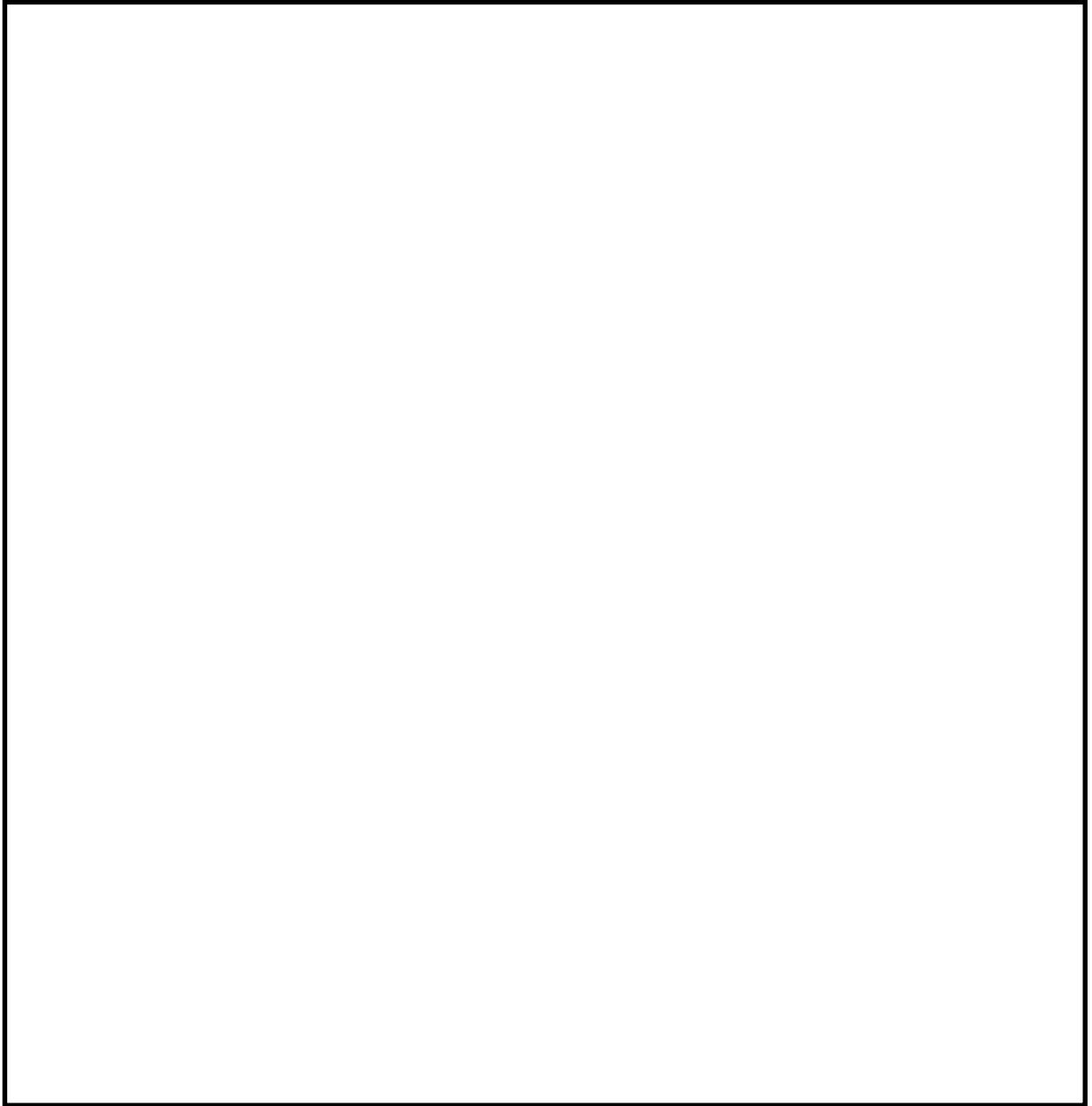


第44-7-8図 配置図（自主対策設備）

（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）

第44-7-11 図 A TWS緩和設備手動スイッチ概要図

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原子炉を緊急に停止することができない事象（A T W S）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に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

A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させることにより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移行させる。

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、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

重大事故等時の中央制御室，原子炉建屋付属棟，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 緩和設備は，必要な信号を自動的に発信する設計とし，操作性に関する設計上の考慮は不要である。

なお，A T W S 緩和設備については，手動によっても操作可能な設計とし，操作スイッチは，中央制御室の制御盤に設置することから重大事故等時においても操作可能である。

（3）悪影響防止

A T W S 緩和設備は，多重化された原子炉緊急停止系とは別の制御盤に収納し，検出器から論理回路まで独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

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，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、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、想定する重大事故等（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。

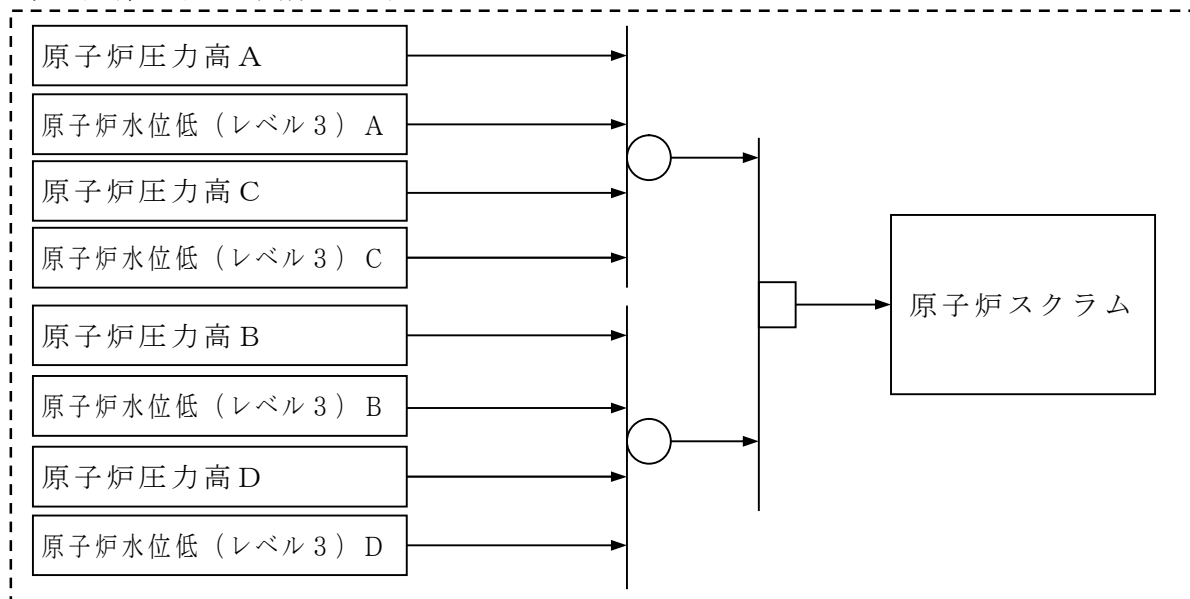
5. A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

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与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによ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。

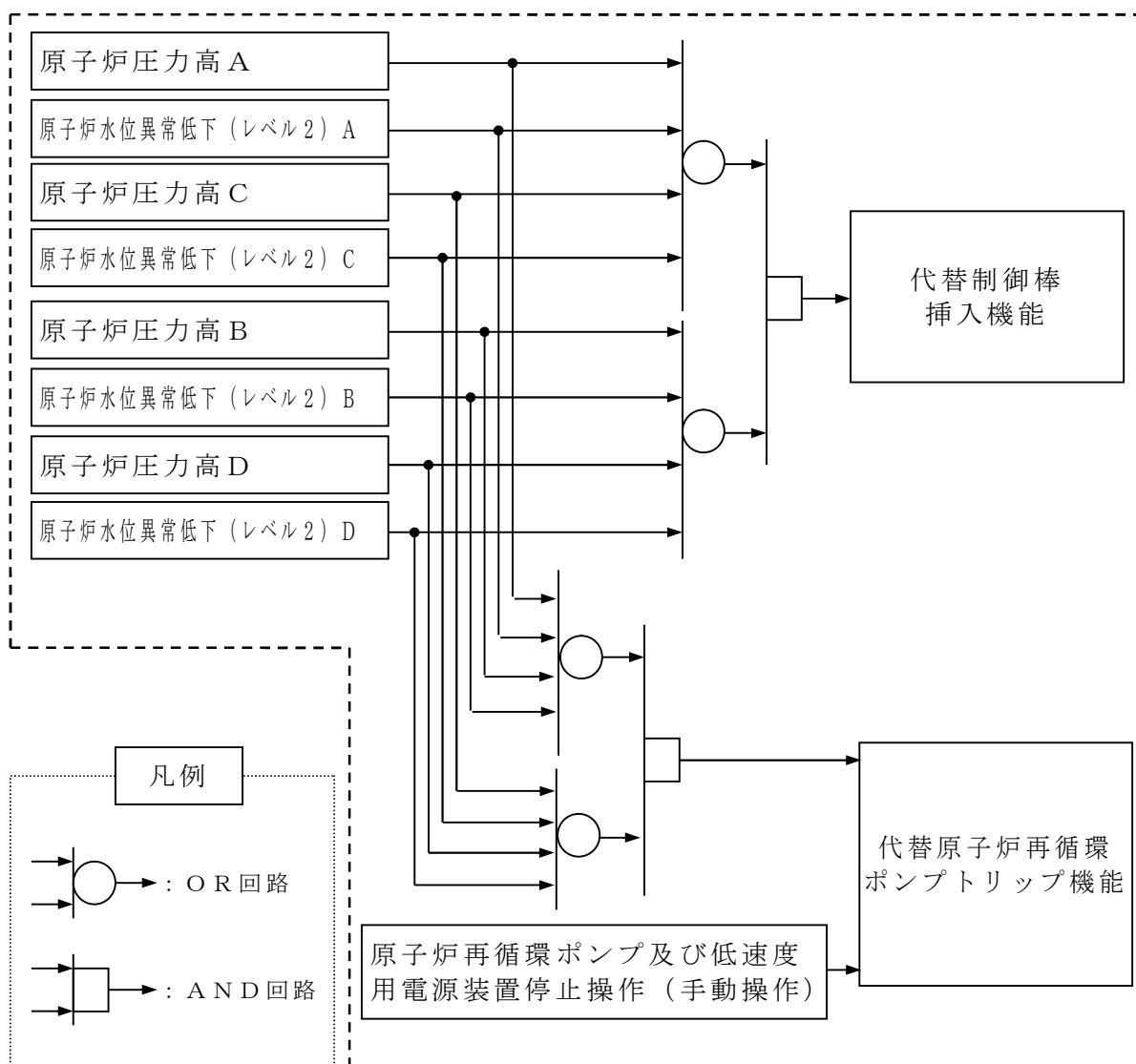
第44-8-2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁と独立した構成とし、悪影響を与えない設計とする。

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。

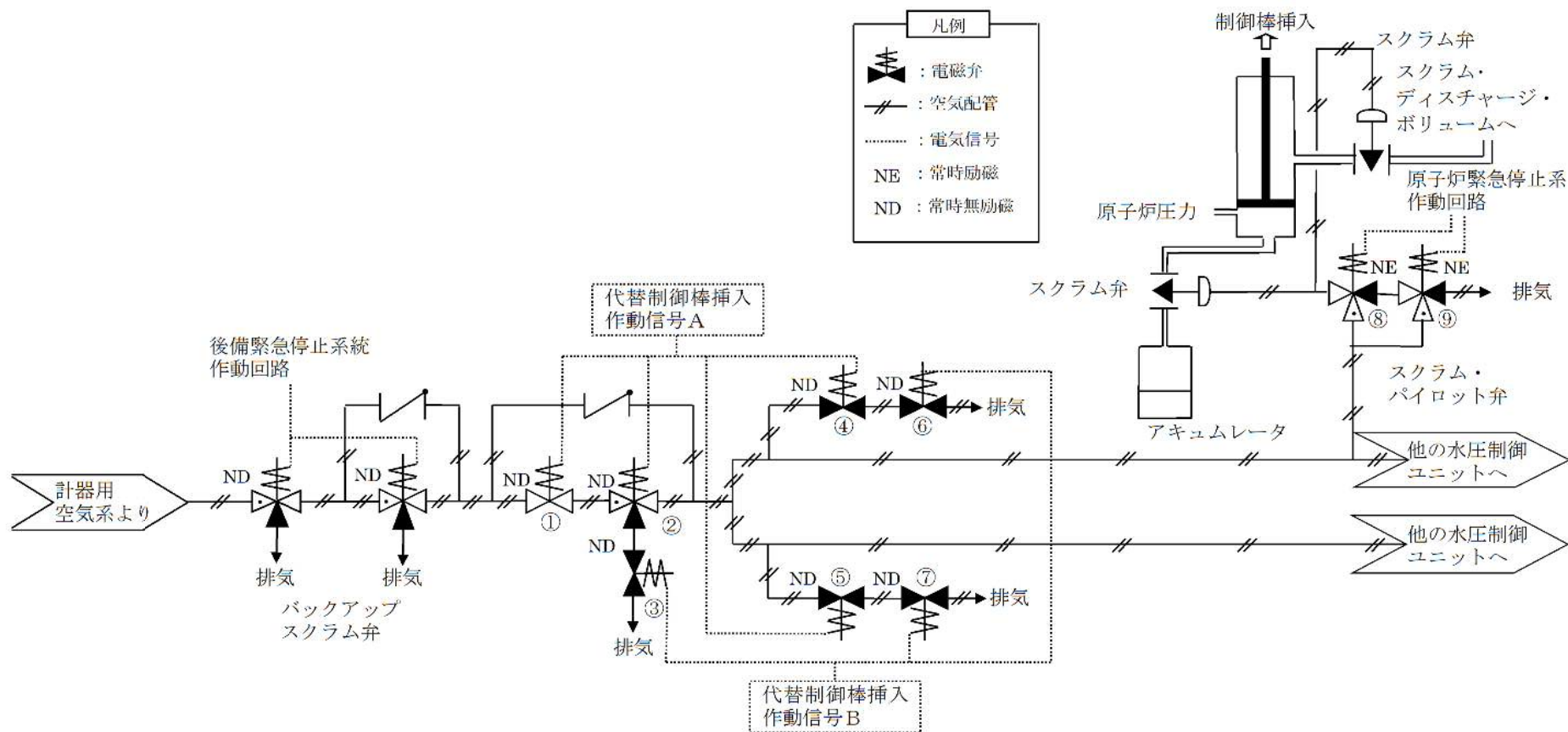
原子炉緊急停止系論理回路



A T W S 緩和設備論理回路

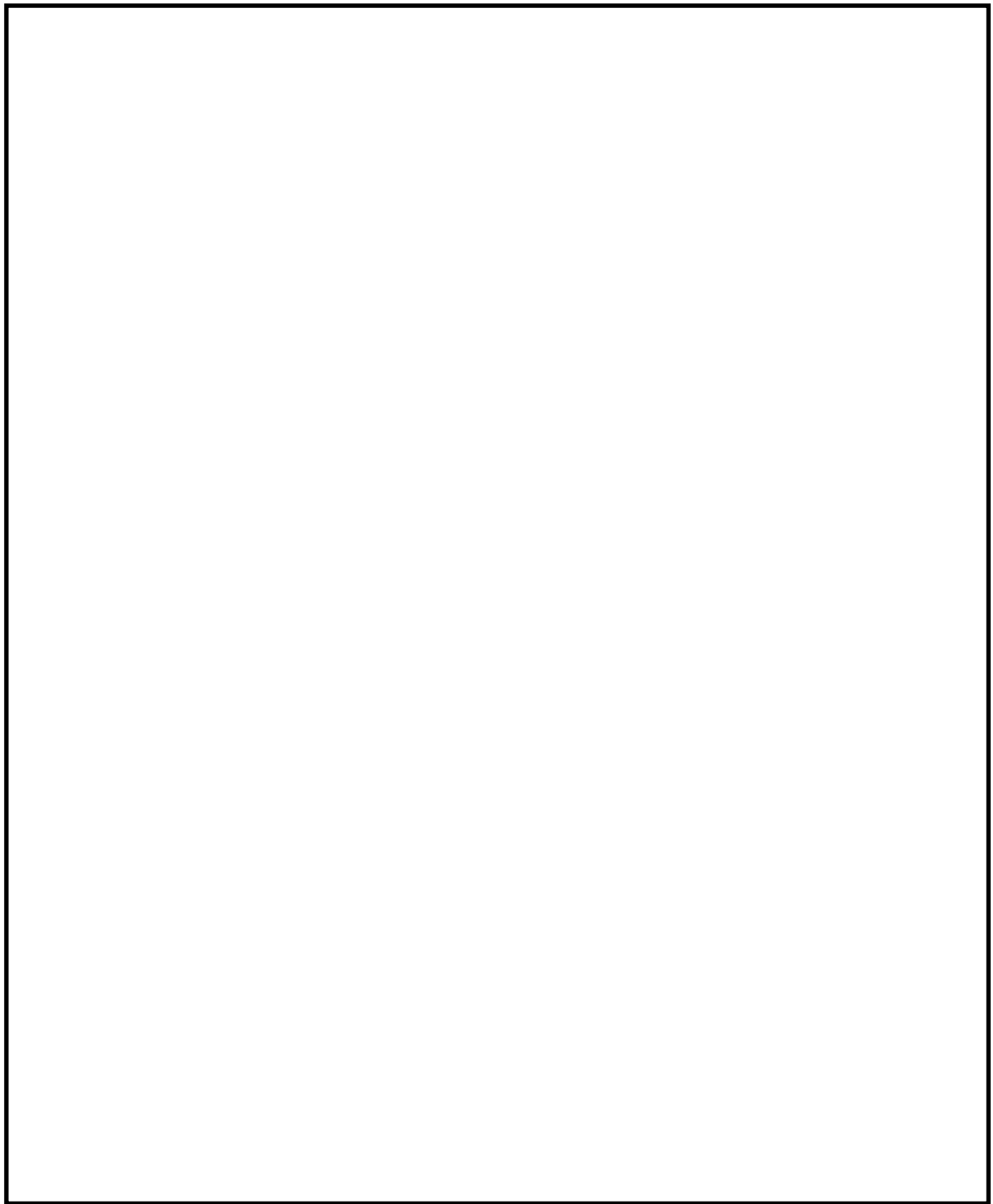


第44-8-1図 原子炉緊急停止系及びA T W S 緩和設備論理回路図



○数字は、「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」記載の配置位置を示す。

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

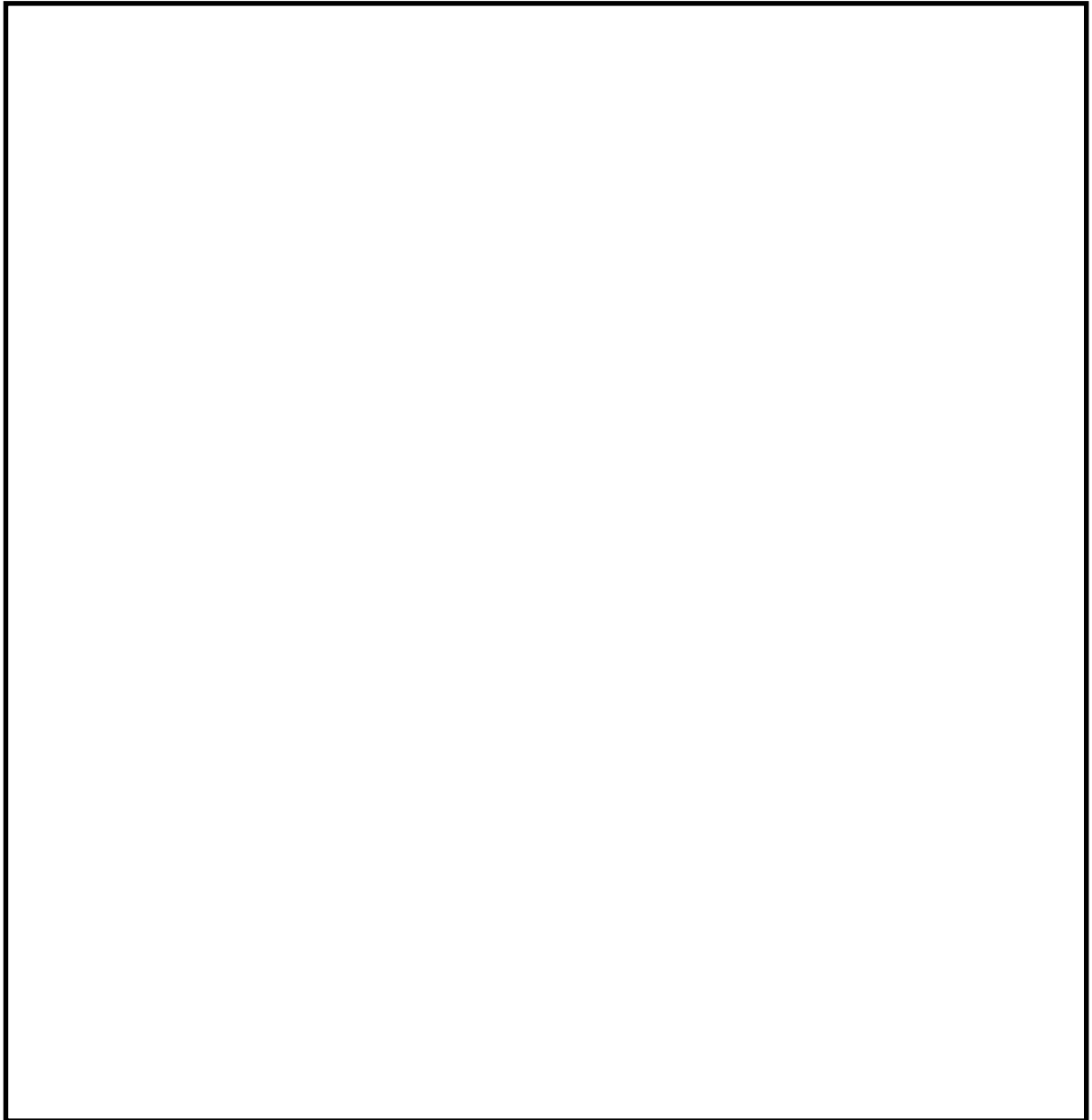


第44-8-3図 代替制御棒挿入機能用電磁弁及びスクラム電磁弁の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 3階)

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。

- ・ 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格納容器の健全性を維持するとともに，原子炉を未臨界に移行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 の発生要因としては，安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により，原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず，原子炉スクラムに失敗することを想定する。

(3) A T W S 緩和設備に要求される機能

A T W S 緩和設備には，①原子炉を未臨界に移行する，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にて，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 事象発生時にも原子炉を未臨界に移行させる。

b) 代替原子炉再循環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にて，原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止

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

また、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、ほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界に移行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原子炉に注入することで、原子炉を未臨界に移行させる。

(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二重の「1 out of 2」論理回路とする。

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	<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; display: inline-block;"></div>	／炉年 ※1
不動作の発生頻度	<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; display: inline-block;"></div>	／炉年 ※2

※1：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ポンプトリップ機能
- 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	二重の1 out of 2
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 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ信号
原子炉水位異常低下 （レベル2）	1,245cm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，極力低い値で動作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へ移行させる※。（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へ移行させる）

※44-9 参考資料2参照

【代替原子炉再循環ポンプトリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し原子炉圧力高スクラム設定値（7.25MPa[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、極力低い値で動作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。本設定値で原子炉再循環ポンプ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（10.35MPa[gage]）を超えないことを確認している。

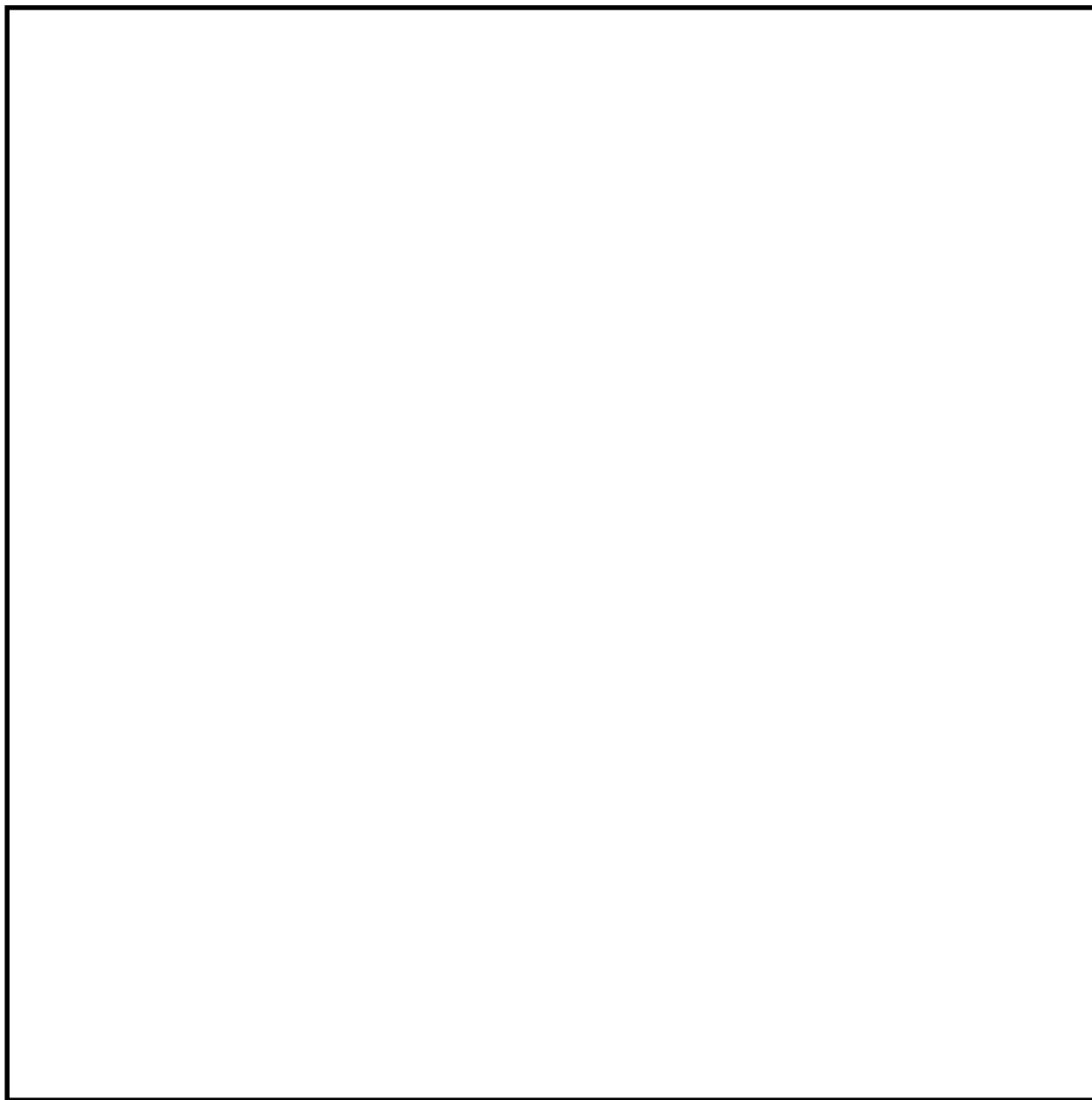
○原子炉水位異常低下（レベル2）

- ・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）で動作することで、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プレッション・プール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

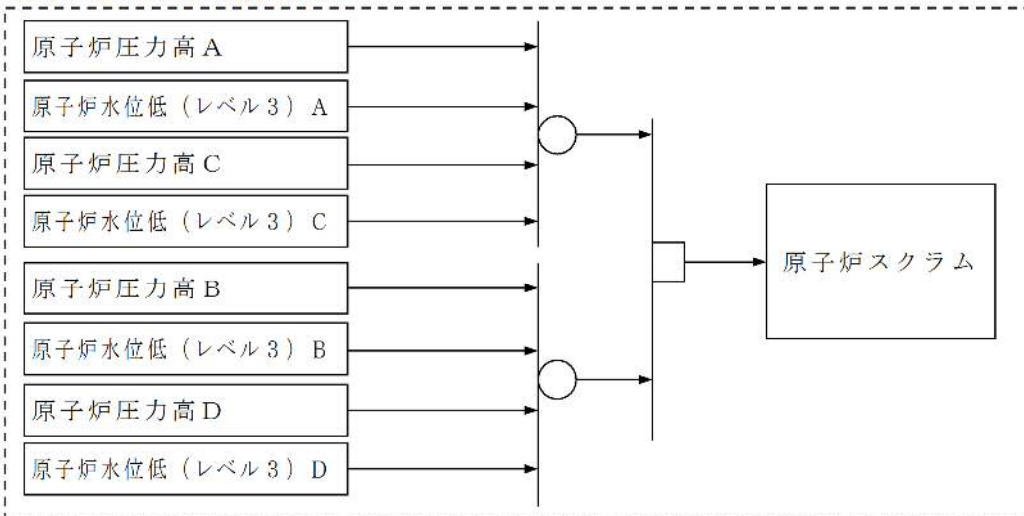
a. 設置場所



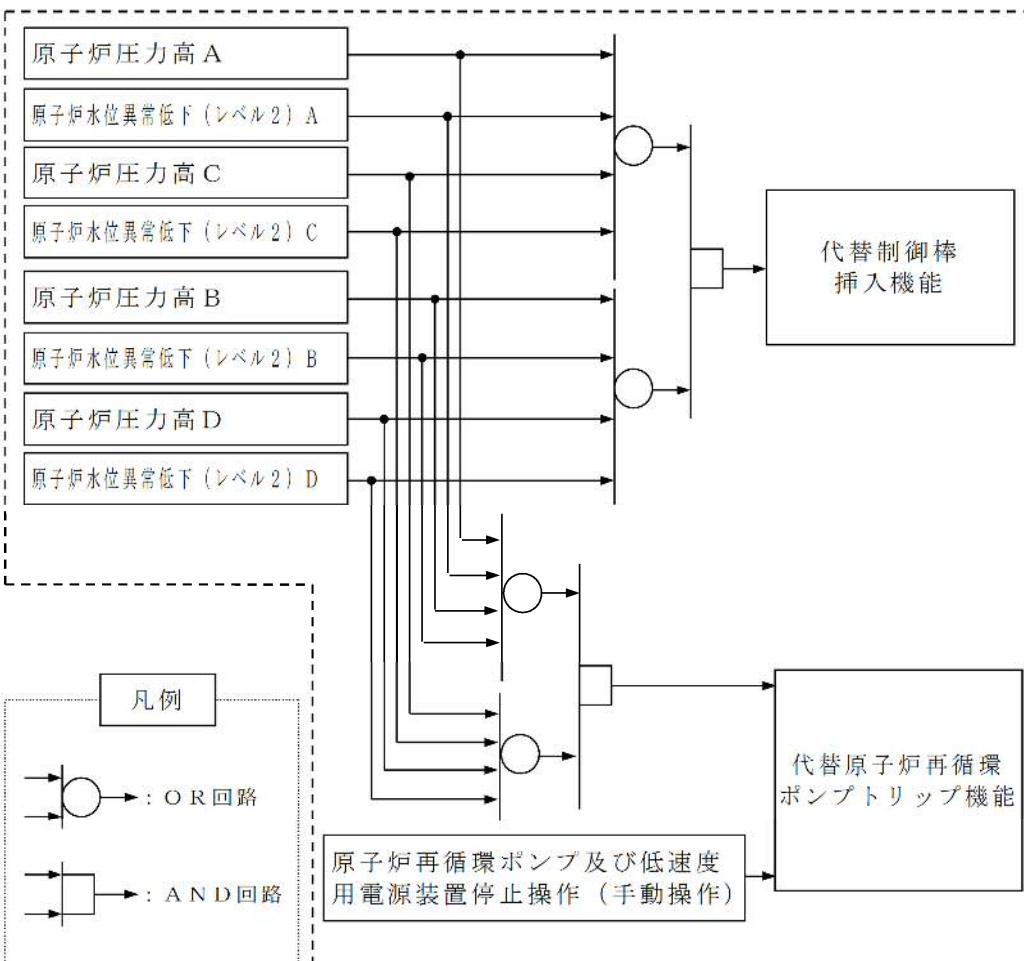
第44-9-1図 A T W S 緩和設備（プロセス計装盤）設置場所

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図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第2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通り。

- ・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 $\frac{\text{〇}}{\text{h}}$ ($\frac{\text{〇}}{\text{炉年}}$) という評価結果となった。

第1表 各構成部品の故障率

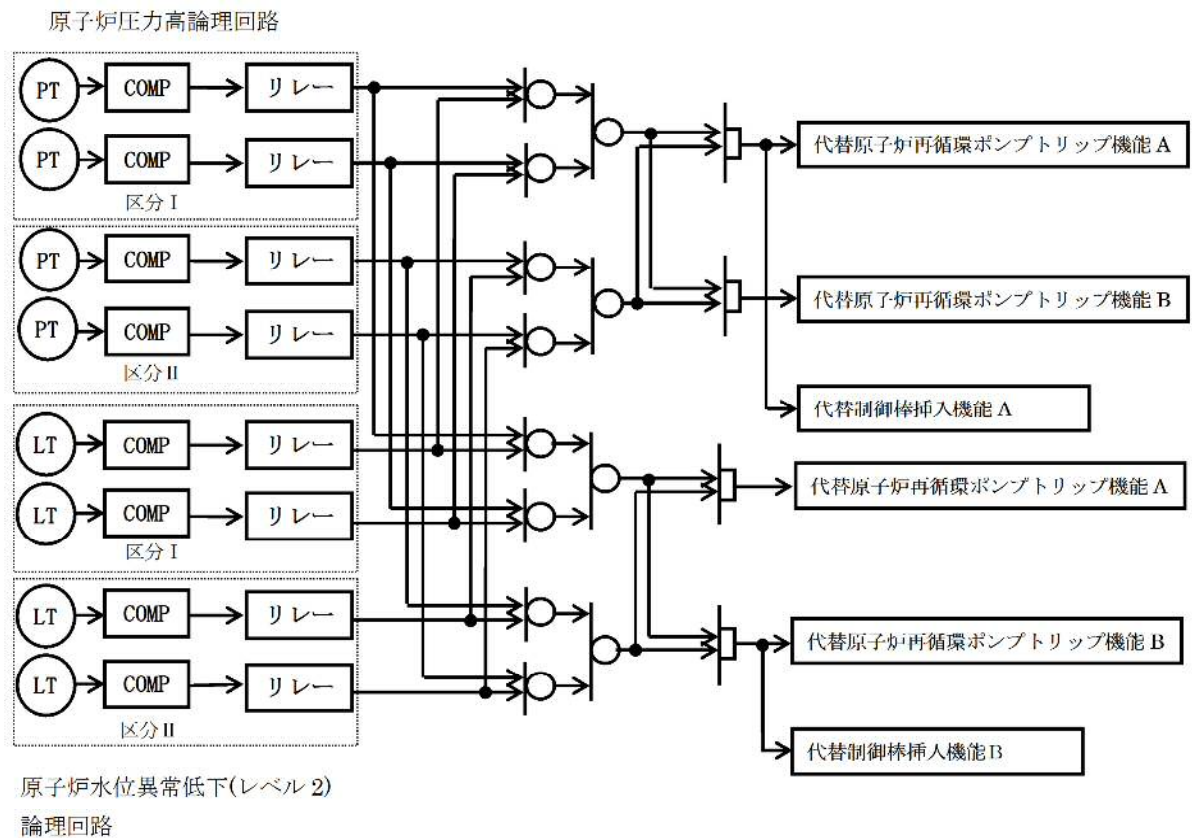
構成部品	故障率（誤動作率（／h））※1
検出器（圧力）	3.5×10^{-8}
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
リレー	3.0×10^{-9}
警報設定器	9.5×10^{-9}
圧力スイッチ	2.0×10^{-8}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}

※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。

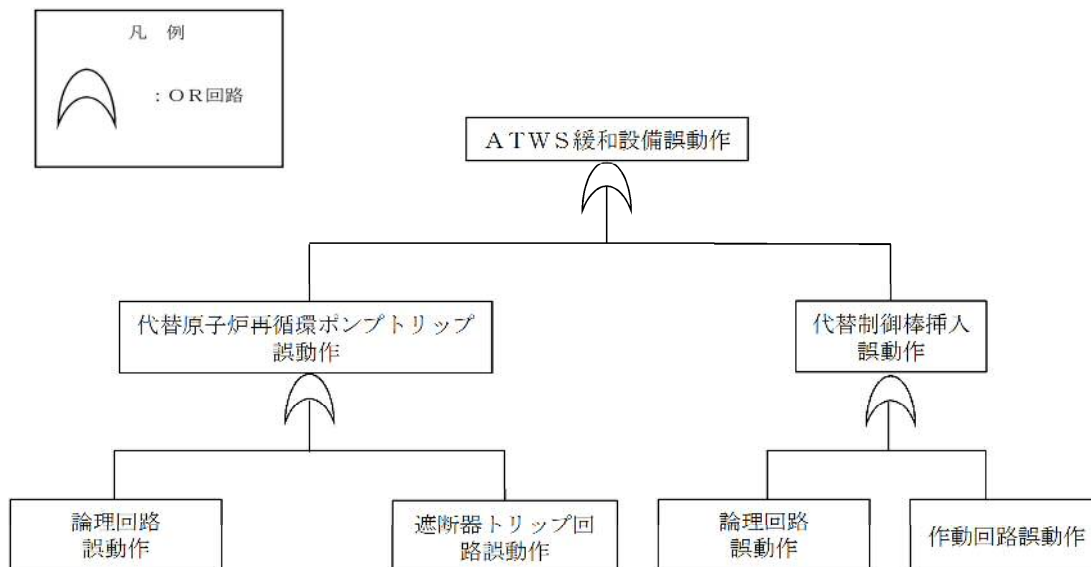
第2表 誤動作確率評価結果一覧

評価回路	誤動作確率
代替原子炉再循環ポンプ論理回路誤動作	<input type="text"/> ／炉年
代替再循環ポンプトリップ遮断器トリップ回路誤動作	<input type="text"/> ／炉年
代替制御棒挿入機能論理回路誤動作	<input type="text"/> ／炉年
代替制御棒挿入機能作動回路誤動作	<input type="text"/> ／炉年
代替再循環ポンプトリップ誤動作	<input type="text"/> ／炉年
代替制御棒挿入誤動作	<input type="text"/> ／炉年
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。



第1図 誤動作率評価モデル



第 2 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3図に示す。また、フォールトツリーの概要図を第4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。

各回路の非信頼度を求めた結果を第4表に示す。また，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 と評価された。

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（ 2.5×10^{-8} ／炉年）※¹の積をとることにより，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しない機能が動作しない状態の発生頻度，つまりA T W S 緩和設備不動作の頻度を求めた。その結果，A T W S 緩和設備の誤不動作の発生頻度は，

／炉年が求められる。

※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

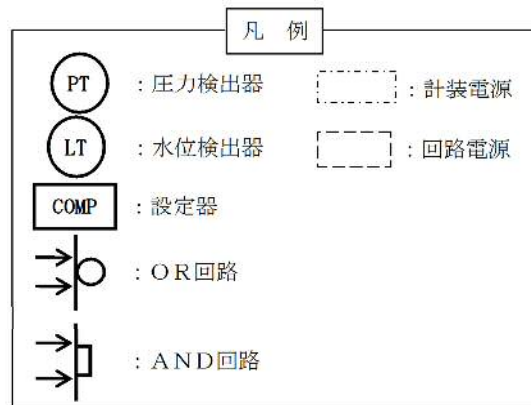
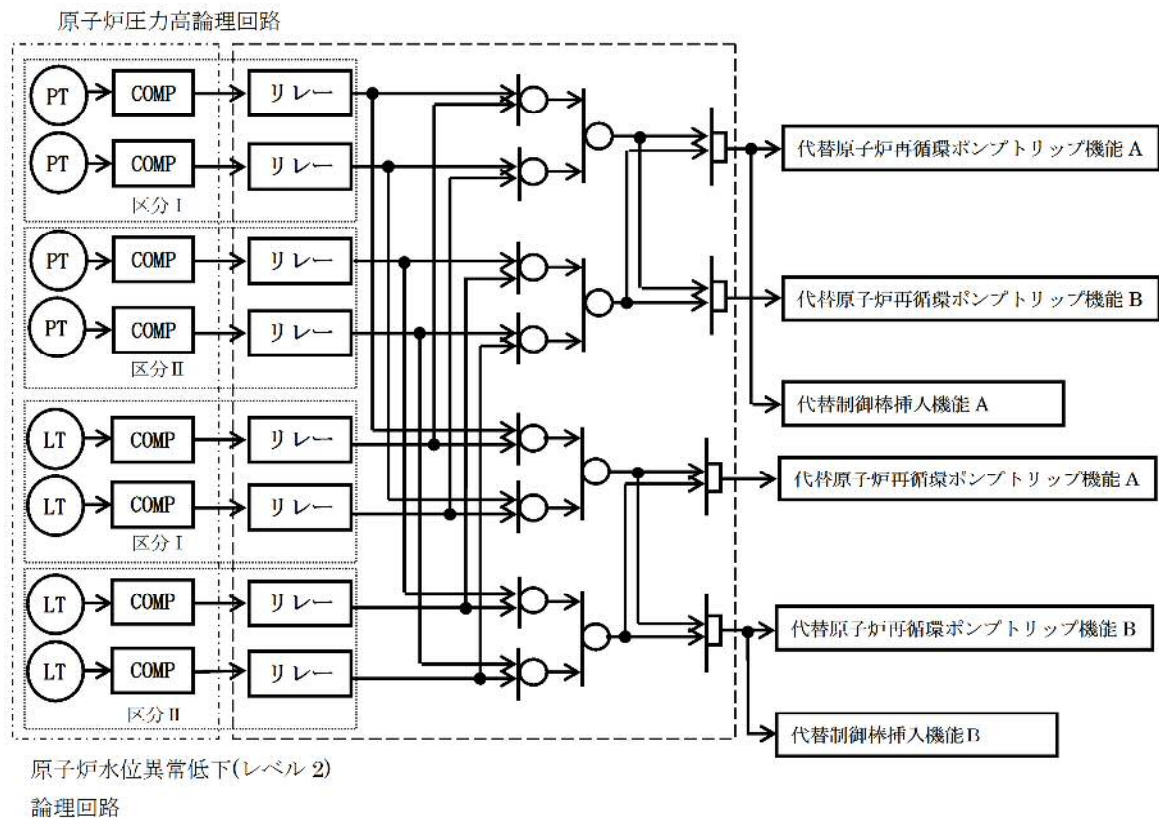
構成部品	故障率（不動作率（／h））※1
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
リレー	1.5×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}
圧力スイッチ	5.0×10^{-9}

※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。

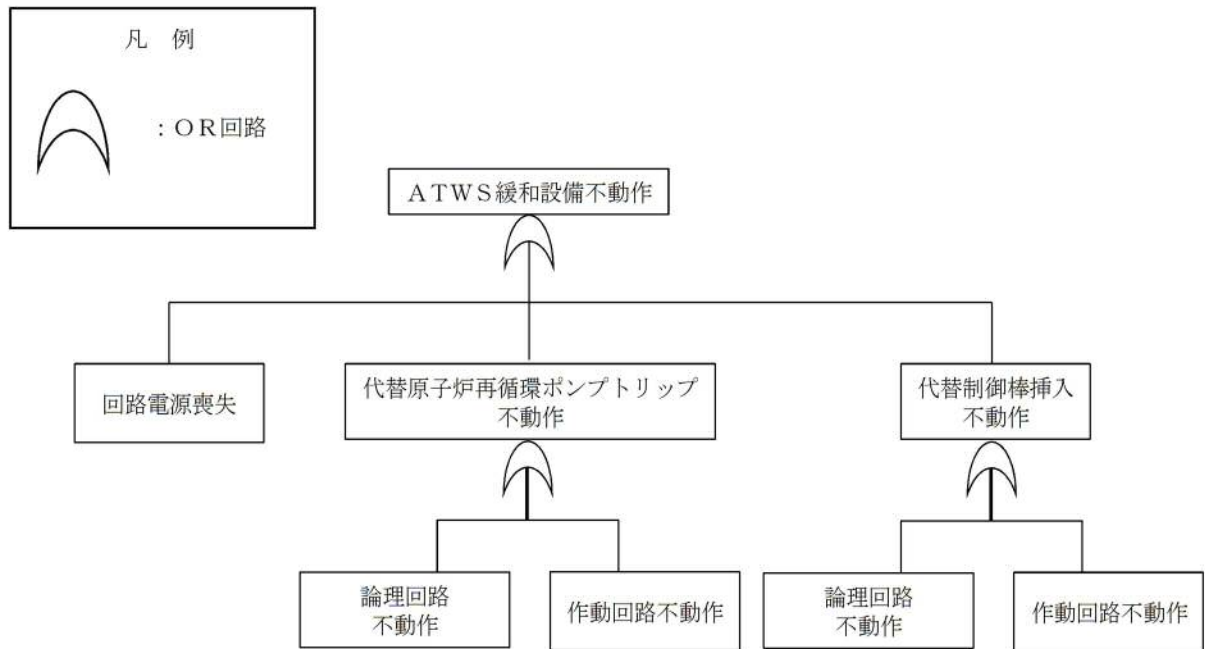
第4表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度
代替制御棒挿入機能論理回路不動作	<input type="text"/>
代替制御棒挿入機能作動回路不動作	<input type="text"/>
代替再循環ポンプトリップ論理回路不動作	<input type="text"/>
代替原子炉再循環ポンプトリップ作動回路不動作	<input type="text"/>
回路電源喪失	<input type="text"/>
代替原子炉再循環ポンプトリップ不動作	<input type="text"/>
代替制御棒挿入不動作	<input type="text"/>
A T W S 緩和設備不動作	<input type="text"/> <input type="text"/> / 炉年 ^{※2}

※2 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 緩和設備の不動作の発生頻度を算出



第3図 非信頼度評価モデル



第 4 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 1,245cm

（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。

－代替原子炉再循環ポンプトリップ（以下「R P T」という。）の動作条件の他，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表1に，燃料被覆管の温度変化を図1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。

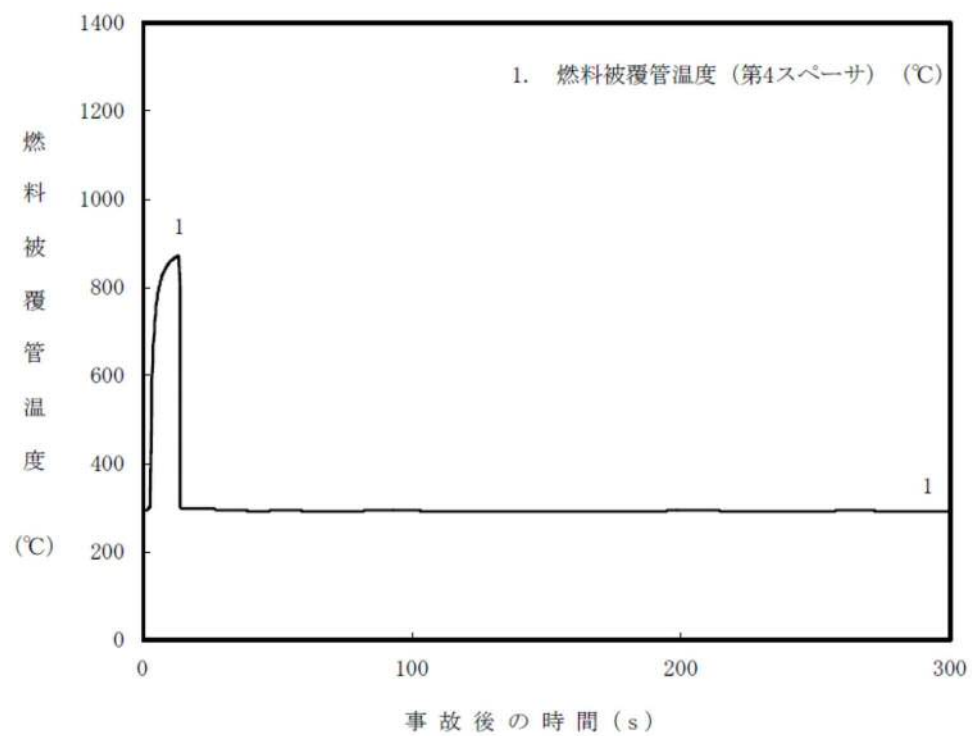
なお，この評価では，保守的に原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒後にA R I による制御棒挿入が完了するとしたが，約3秒後にはA R

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

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スぺーサ位置）	約872℃ （第4スぺーサ位置）	1,200℃以下
燃料被覆 管酸化量	極めて小さい （第3スぺーサ位置）	極めて小さい （第3スぺーサ位置）	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])

45-1 SA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				常設高圧代替注水系ポンプ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線		原子炉建屋原子炉棟内		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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		－	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		－	
				関連資料		－			
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作（弁操作）		A, B f		
			関連資料		45-3 配置図				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁		A, B		
			関連資料		45-5 試験及び検査				
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替が必要		A		
			関連資料		45-4 系統図				
		第5号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離		A b	
				その他(飛散物)		十分な強度をもたせ, タービンが破損により飛散しない		B a, B b	
				関連資料		45-3 配置図, 45-4 系統図, 45-7 その他設備			
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所） 中央制御室操作		A a, B		
			関連資料		－				
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A		
			関連資料		45-6 容量設定根拠				
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)		対象外		
			関連資料		－				
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内		A a	
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a	
				関連資料		45-4 系統図, 45-7 その他設備			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第 45 条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備				ほう 酸水注入系ポンプ		類型化区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	45-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作性	中央制御室操作	A
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	試験・検査	ポンプ, 弁	A, B
				関連資料	45-5 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切り替えが必要	B a
				関連資料	45-4 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	45-3 配置図, 45-4 系統図	
		第 6 号	設置場所	設置場所	中央制御室操作	B
				関連資料	45-3 配置図	
	第 2 項	第 1 号	常用 SA の容量	常用 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量が十分 (DB 施設と同仕様の送水能力で設計)	B
				関連資料	45-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	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 D B 設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第 45 条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備				ほう酸水貯蔵タンク	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	－
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	－
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	－
				関連資料	45-3 配置図	
		第 2 号	操作性		(操作不要)	対象外
			関連資料		－	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C
			関連資料			45-5 試験及び検査
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切り替えが必要	B a
			関連資料		45-4 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	45-3 配置図, 45-4 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	常用 SA の容量		DB 施設の系統及び機器の容量が十分 (DB 施設と 同仕様の送水能力で設計)	B
			関連資料			45-6 容量設定根拠
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料			－
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象 D B 設備有り)ー屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

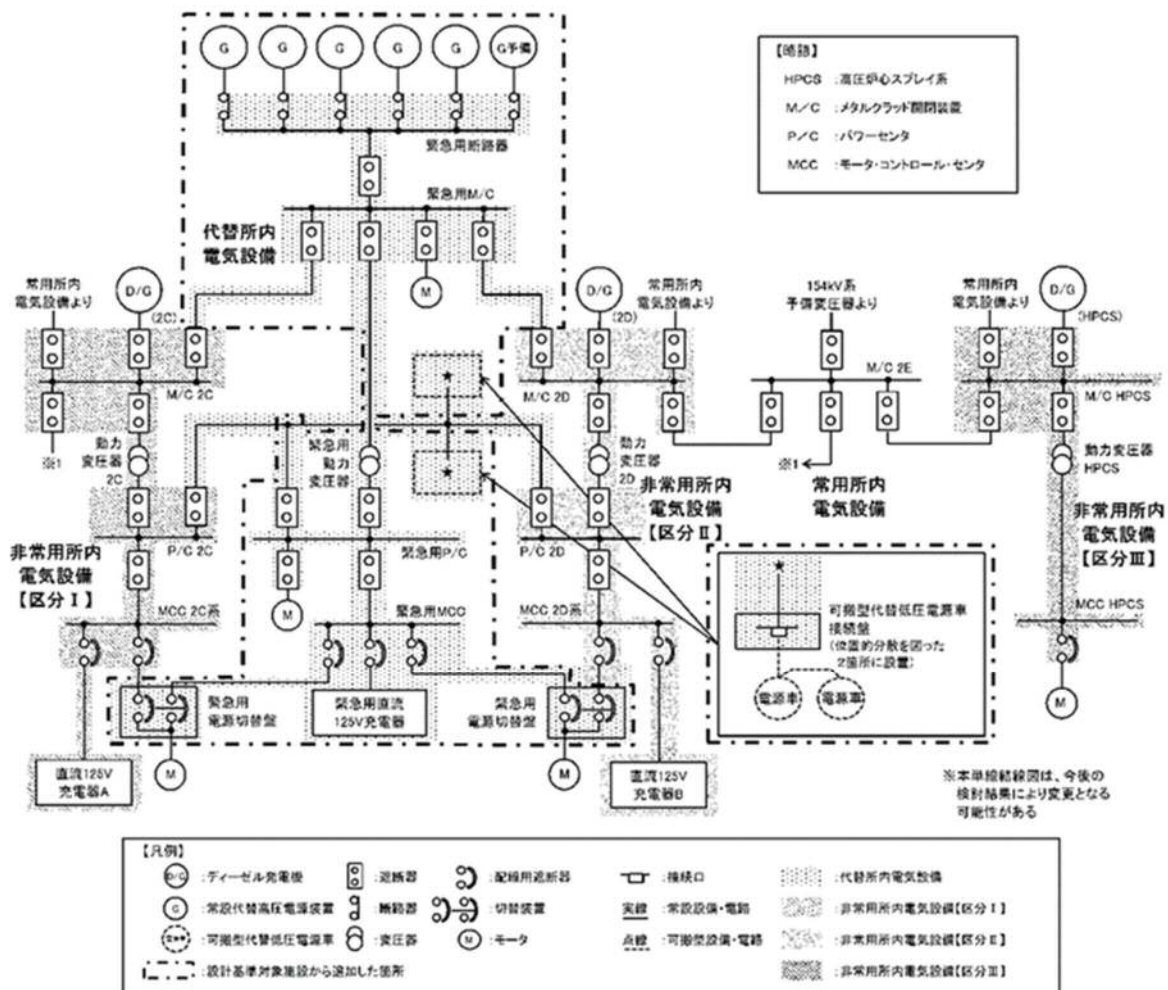
第45条:原子炉冷却材圧力バウンダ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				原子炉隔離時冷却系ポンプ (設計基準拡張)		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B	
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—	
				海水		(海水を通水しない)		対象外	
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—	
				関連資料		—			
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作 (弁操作)		A, B f		
			関連資料		—				
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁		A, B		
			関連資料		—				
		第4号	切り替え性		本来の用途以外に使用しない		対象外		
			関連資料		—				
		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)		十分な強度をもたせ, タービンが破損により飛散しない		B a, B b	
				関連資料		—			
		第6号	設置場所		現場操作 (設置場所) 中央制御室操作		A a, B		
			関連資料		—				
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の容量で設計)		B		
			関連資料		—				
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)		対象外		
			関連資料		—				
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内		A a	
				サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C a	
				関連資料		—			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

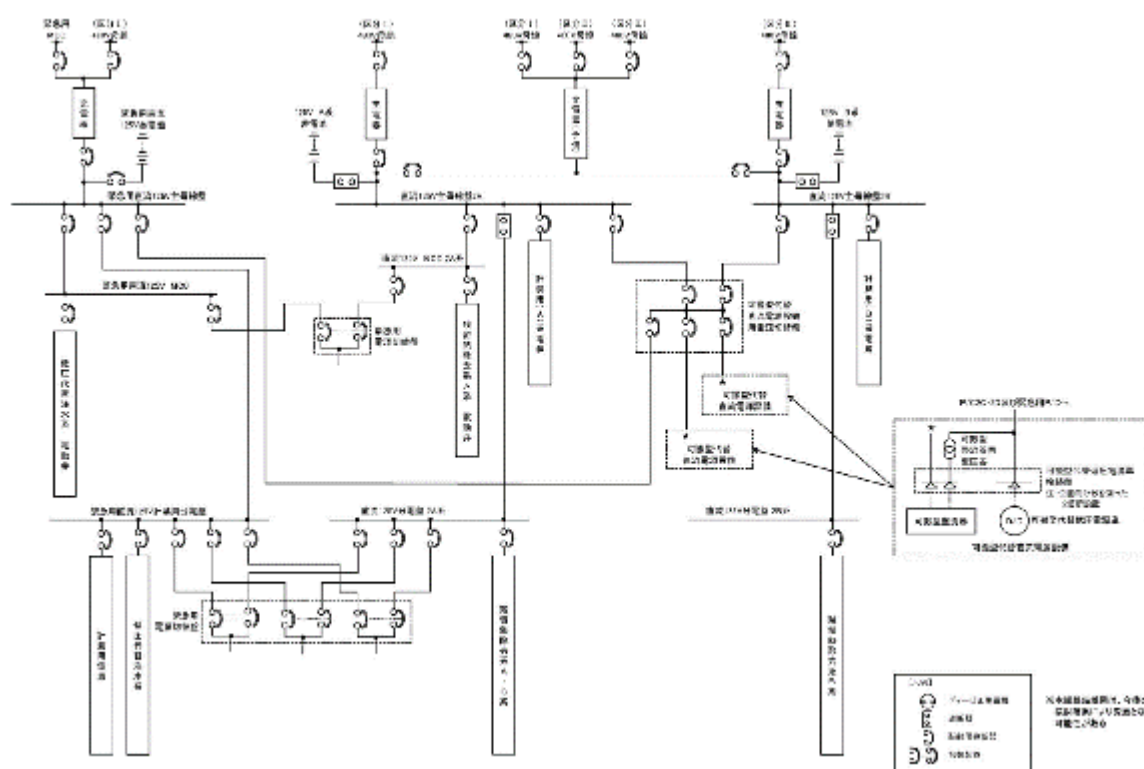
第45条:原子炉冷却材圧力バウンダ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				高圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張設備)		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B	
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—	
				海水		(海水を通水しない)		対象外	
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—	
				関連資料		—			
		第2号	操作性		中央制御室操作		A		
			関連資料		—				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁		A, B		
			関連資料		—				
		第4号	切り替え性		本来の用途以外に使用しない		対象外		
			関連資料		—				
		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)		対象外		対象外	
				関連資料		—			
		第6号	設置場所		中央制御室操作		B		
			関連資料		—				
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の容量で設計)		B		
			関連資料		—				
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)		対象外		
			関連資料		—				
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内		A a	
				サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C a	
				関連資料		—			

45-2 電源構成図

45-2-1



第 45-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1／3）



第 45-2-3 図 電源構成図 (直流電源) (3/3)

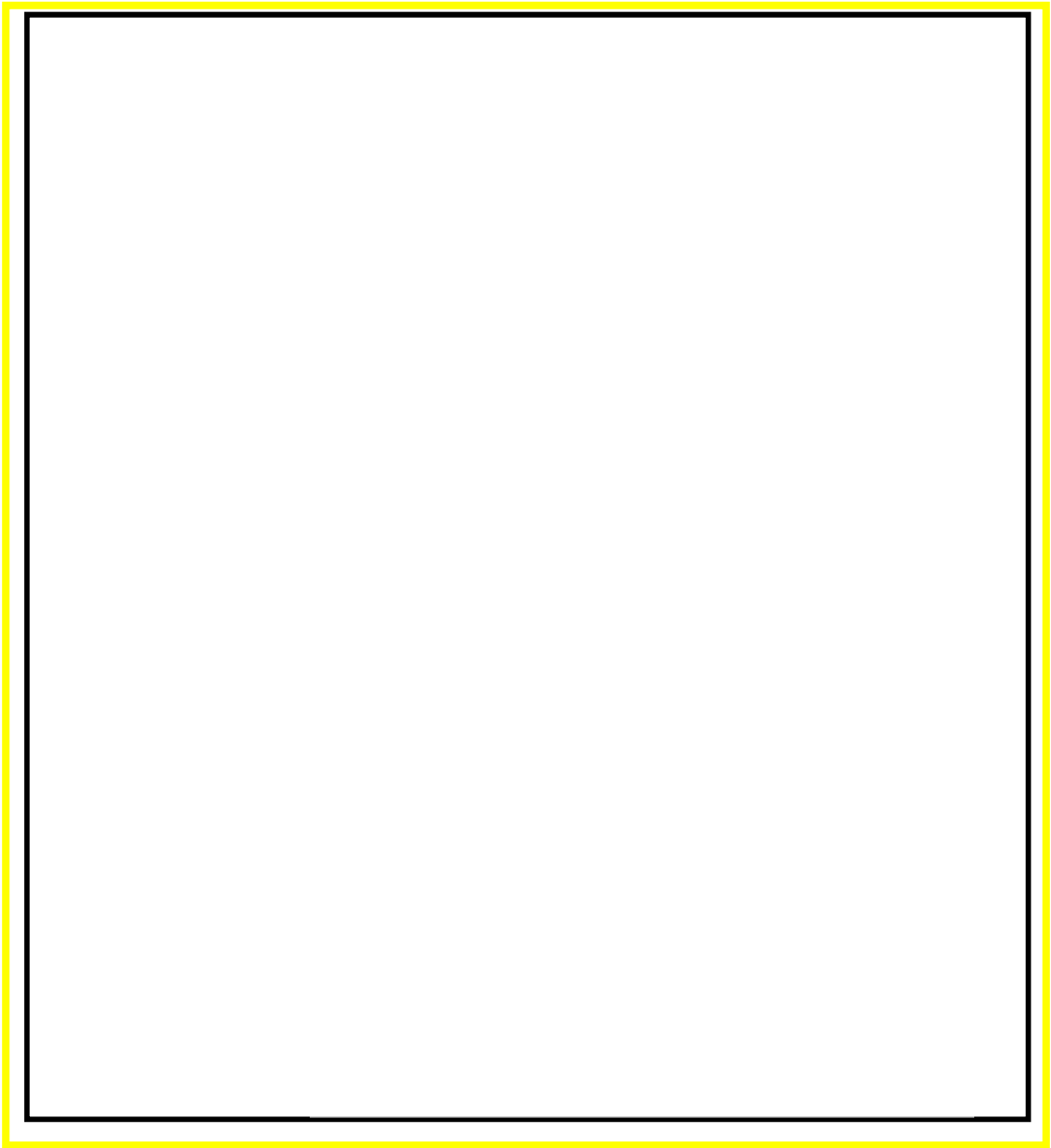
45-3 配置図

45-3-1



第 45-3-1 図 構内全体配置図

45-3-2



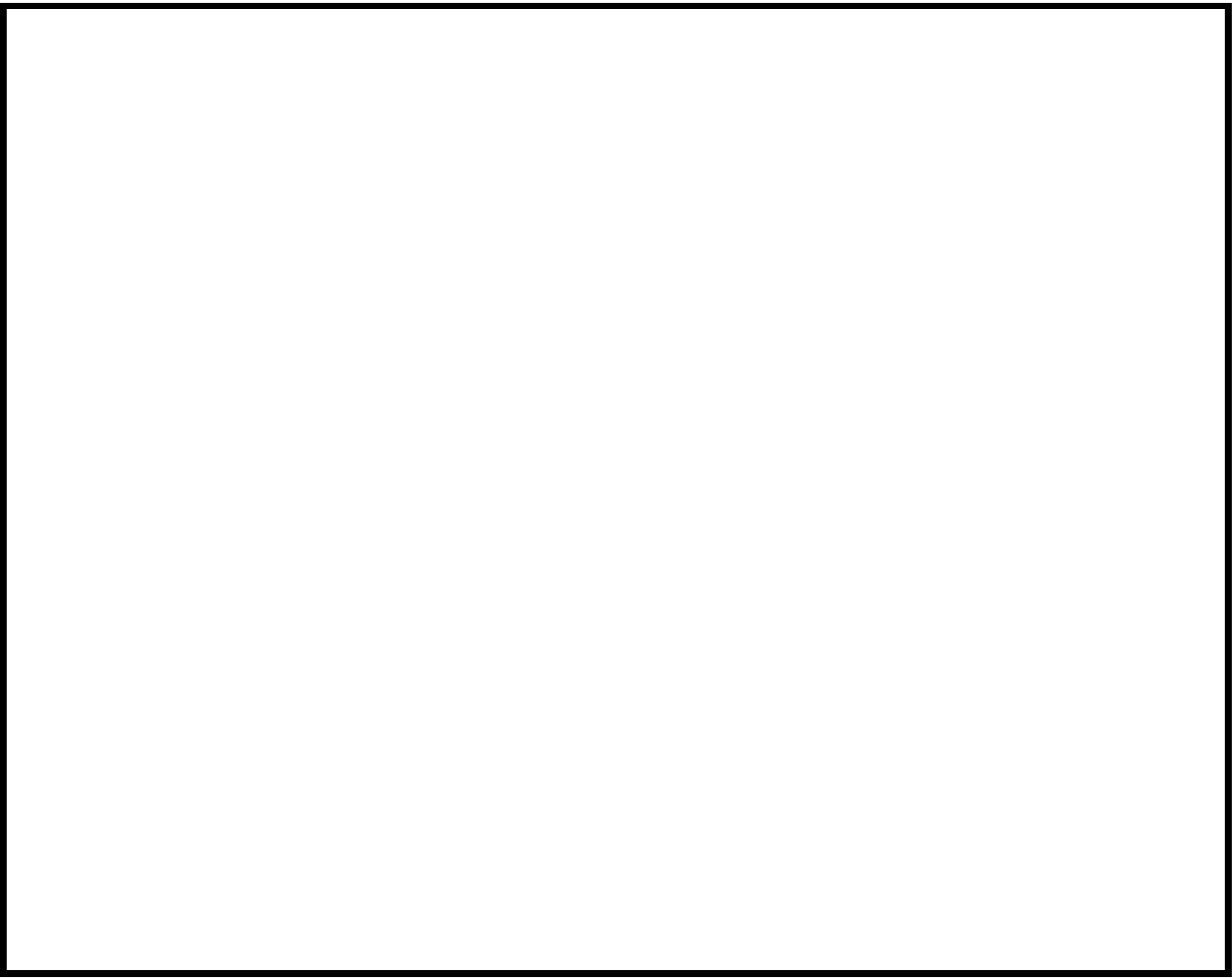
第45-3-2図 高圧代替注水系に係る機器配置図



第 45-3-3 図 高圧代替注水系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 2 階）



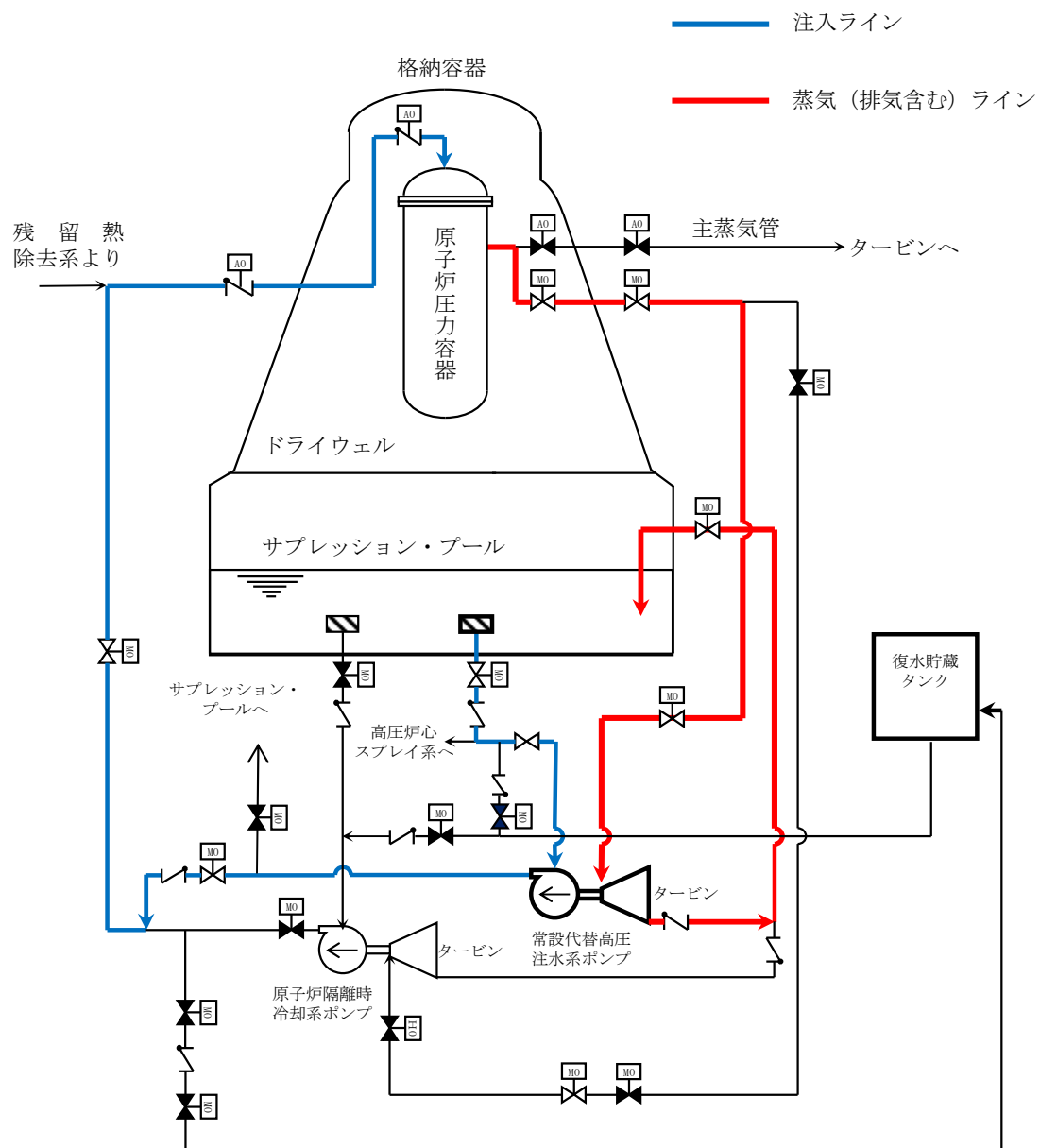
第 45-3-4 図 高压代替注水系に係る機器配置図（原子炉建屋地下 1 階）



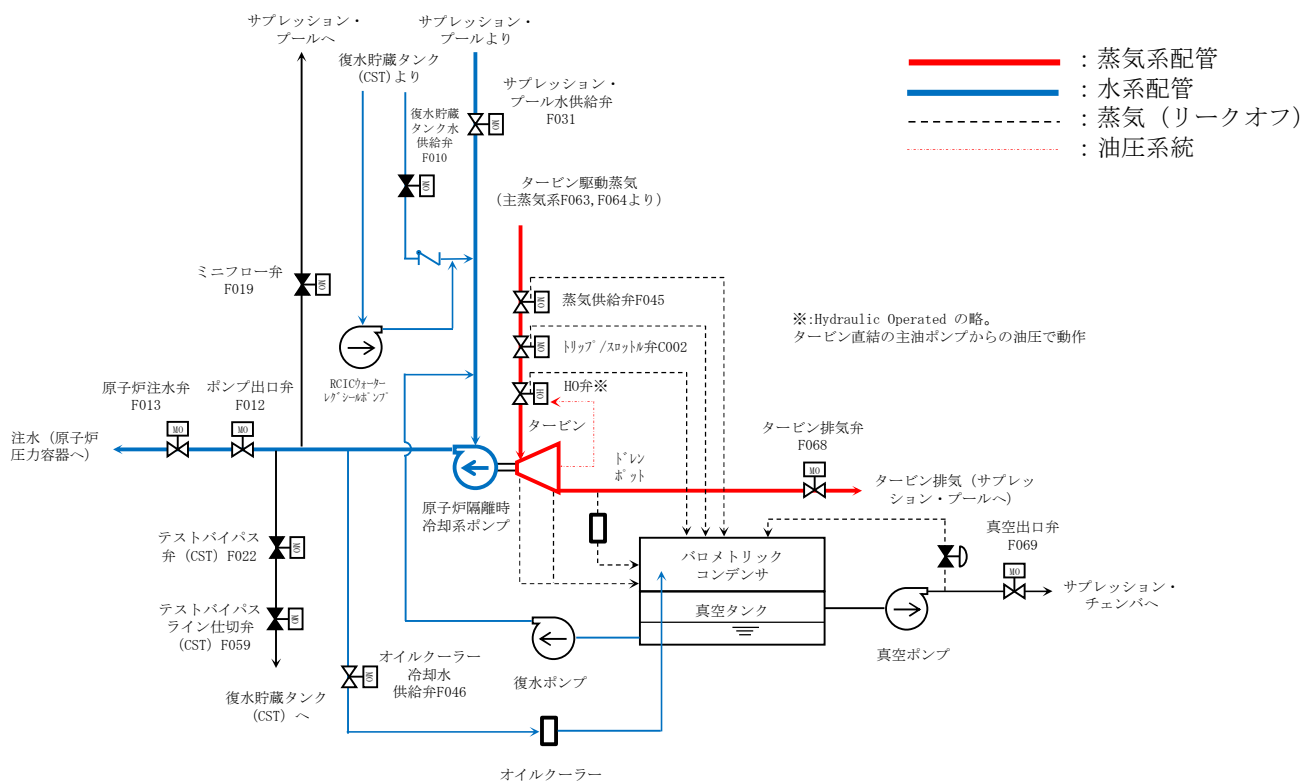
第 45-3-5 図 高圧代替注水系に係る機器配置図（原子炉建屋 4 階）

45-4 系統図

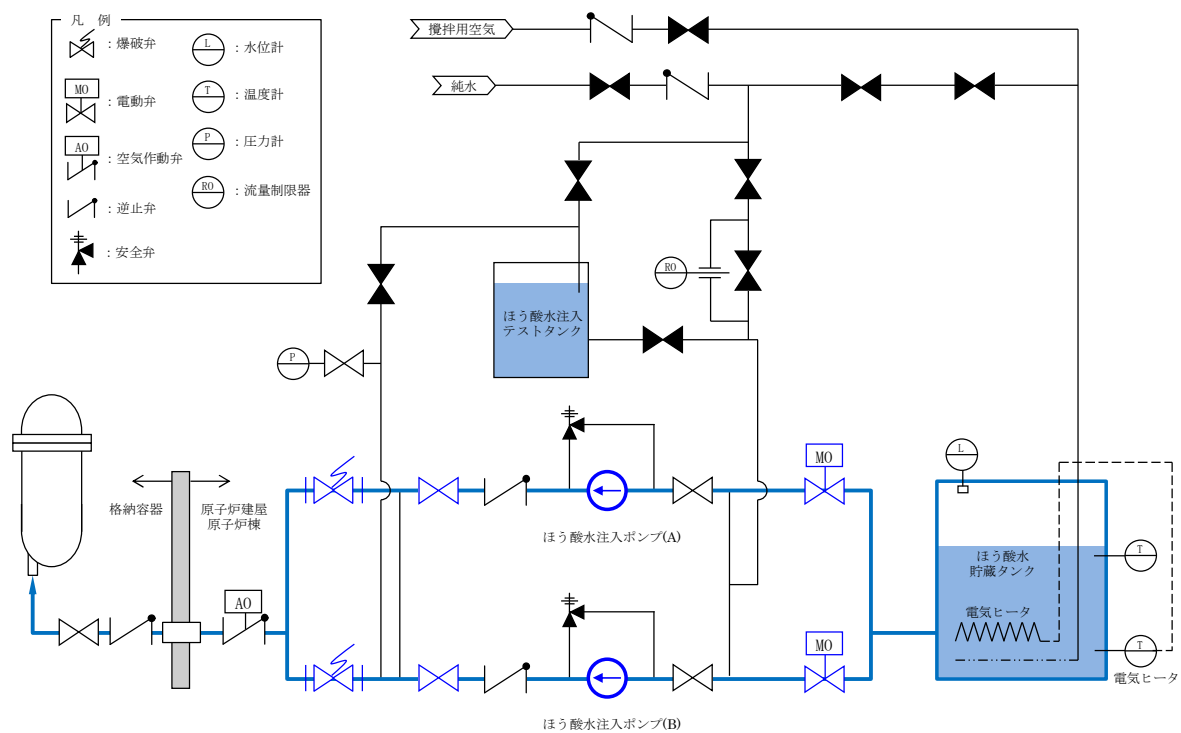
45-4-1



第 45-4-1 図 高圧代替注水系 系統概要図



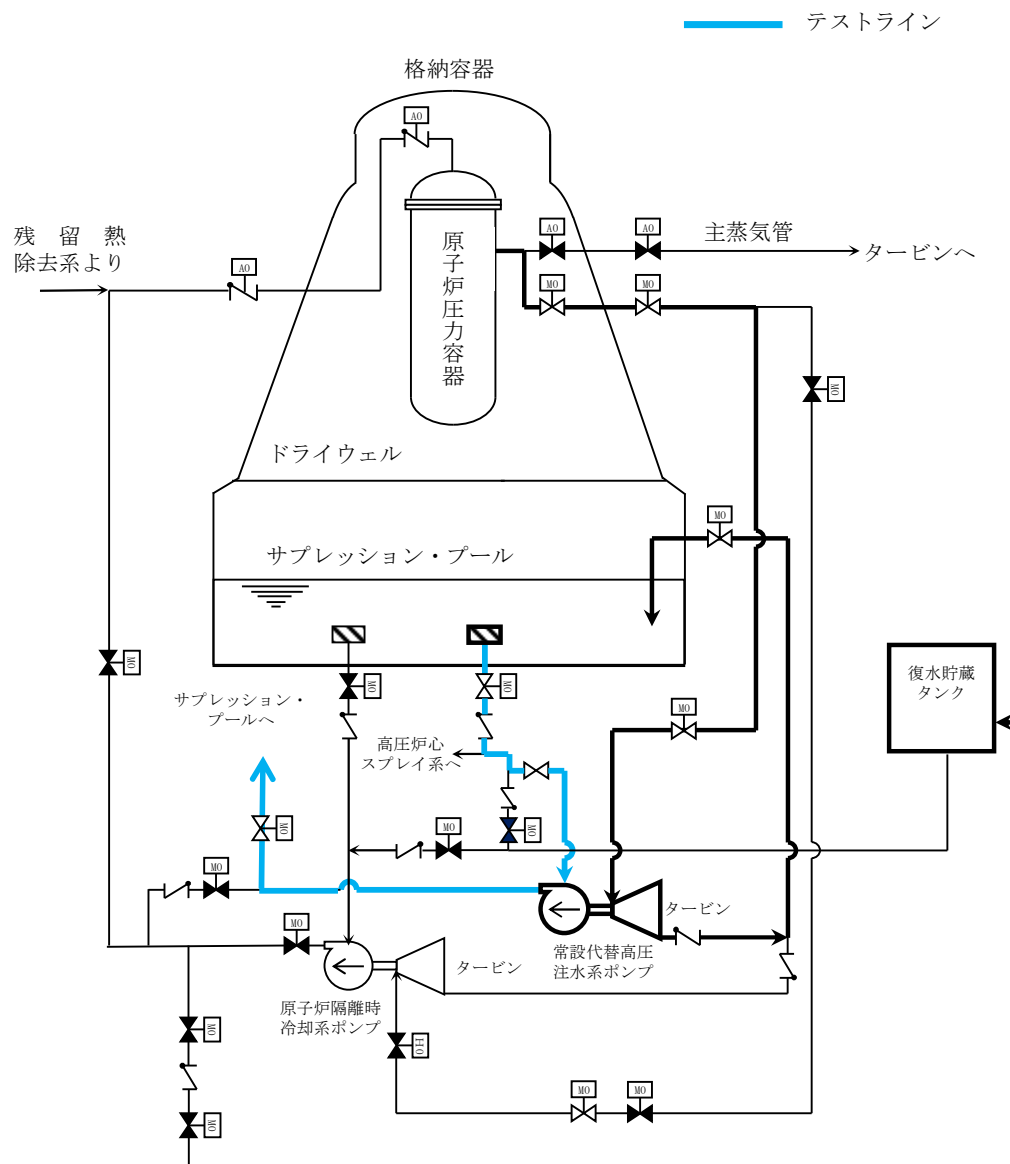
第 45-4-2 図 原子炉隔離時冷却系 補機系統概要図



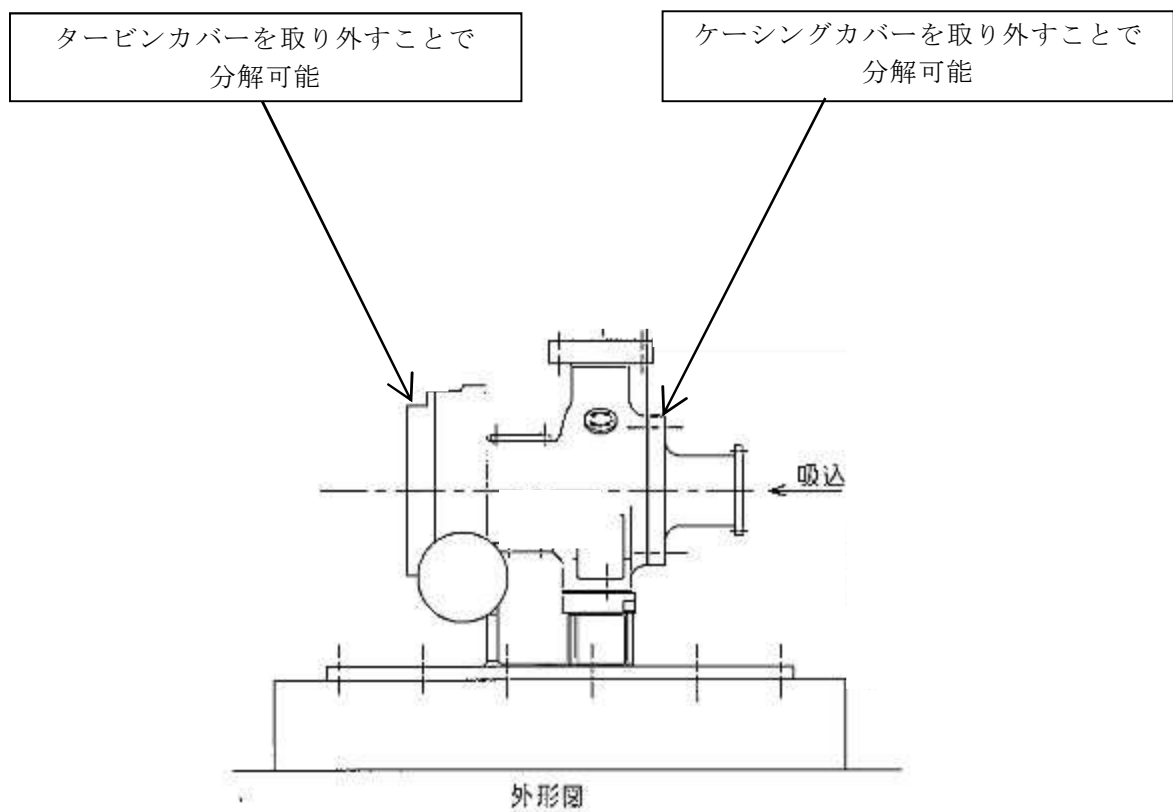
第 45-4-3 図 ほう酸水注入系 系統概要図

45-5 試験及び検査

45-5-1



第 45-5-1 図 高圧代替注水系 運転性能検査系統図



第 45-5-2 図 常設高圧代替注水系ポンプ外形図

45-6 容量設定根拠

45-6-1

名 称		常設高圧代替注水系ポンプ
容 量	m^3/h	136（注 1）,（約 136 以上（注 2））
全 揚 程	m	872（注 1）,（約 882（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込み側 0.70 吐出側 10.35
最高使用温度	℃	120
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】

常設高圧代替注水系ポンプは、全交流電源喪失に加え、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉への注水を行うため設置する。

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

常設高圧代替注水系ポンプは、重大事故等対処設備として 1 個設置する。

1. 容量

常設高圧代替注水系ポンプの容量は、原子炉隔離時冷却系の運転時に、原子炉への注水に必要な容量をもとに、原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 $136\text{m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $136\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

2. 全揚程

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉圧力が7.86MPaのときに原子炉圧力容器に136m³/hの注水が可能な設計とする。

- ① 原子炉とサブプレッション・プールの圧力差：801m

$$\begin{aligned} &7.86\text{MPa}[\text{gage}] \times 101.97 - 0.005\text{MPa}[\text{gage}] \times 101.97 \\ &= 801.48\text{m} - 0.51\text{m} = 800.97\text{m} \div 801\text{m} \end{aligned}$$

- ② 静水頭：45.9m

ポンプ吸込みレベル EL. -2.639m ～ 原子炉への注水ライン最高点
EL. + 43.1806m

$$43.1806\text{m} - (-2.639\text{m}) = 45.8196\text{m} \div 45.9\text{m}$$

- ③ 配管・機器圧力損失：24.5m

- ④ ①～③の合計：871.4 \div 872m

以上より、常設高圧代替注水系ポンプの揚程を872m以上確保することとし、公称値を約882mとする。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

ポンプ吸込側の最高使用圧力は、接続する高圧炉心スプレイポンプ吸込管の最高使用圧力に合わせ、0.70MPa[gage]とする。

(2) ポンプ吐出側

常設高圧代替注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、以下を考慮する。

- ② サブプレッション・プール：0.100MPa[gage]

- ② 静水頭：5.714m \times 0.00980665 = 0.056MPa[gage]

5.714m：サプレッション・プール HWL EL. 3.075m～常設高圧代替注水系
ポンプ吸込みレベル EL. -2.639m

③ 締切揚程： $1,036\text{m} \times 0.00980665 = 10.159\text{MPa}[\text{gage}] \div 10.16\text{MPa}[\text{gage}]$

1,036m：常設高圧代替注水系ポンプの締切揚程

④ ①～③の合計： $10.316\text{MPa}[\text{gage}]$

以上より，常設高圧代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側配管に合わせ $10.35\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

常設高圧代替注水系ポンプは，サプレッション・プール水温度 100°C で
停止することを考慮し， 120°C とする。

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

設備概要（自主対策設備を含む。）

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備、並びにその機能を代替可能な重大事故等対処設備及び自主対策設備の設備概要を示す。

(1) 高圧代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧代替注水系の系統概要を第 45-4-1 図、電源構成図を第 45-2-2～45-2-4 図に示す。高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合でも、高圧状態の原子炉に注水できる設計とする。高圧代替注水系は、蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁等からなり、タービン駆動用の蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気供給ラインから分岐し、排気ラインは、原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気排気ラインに合流する設計とする。

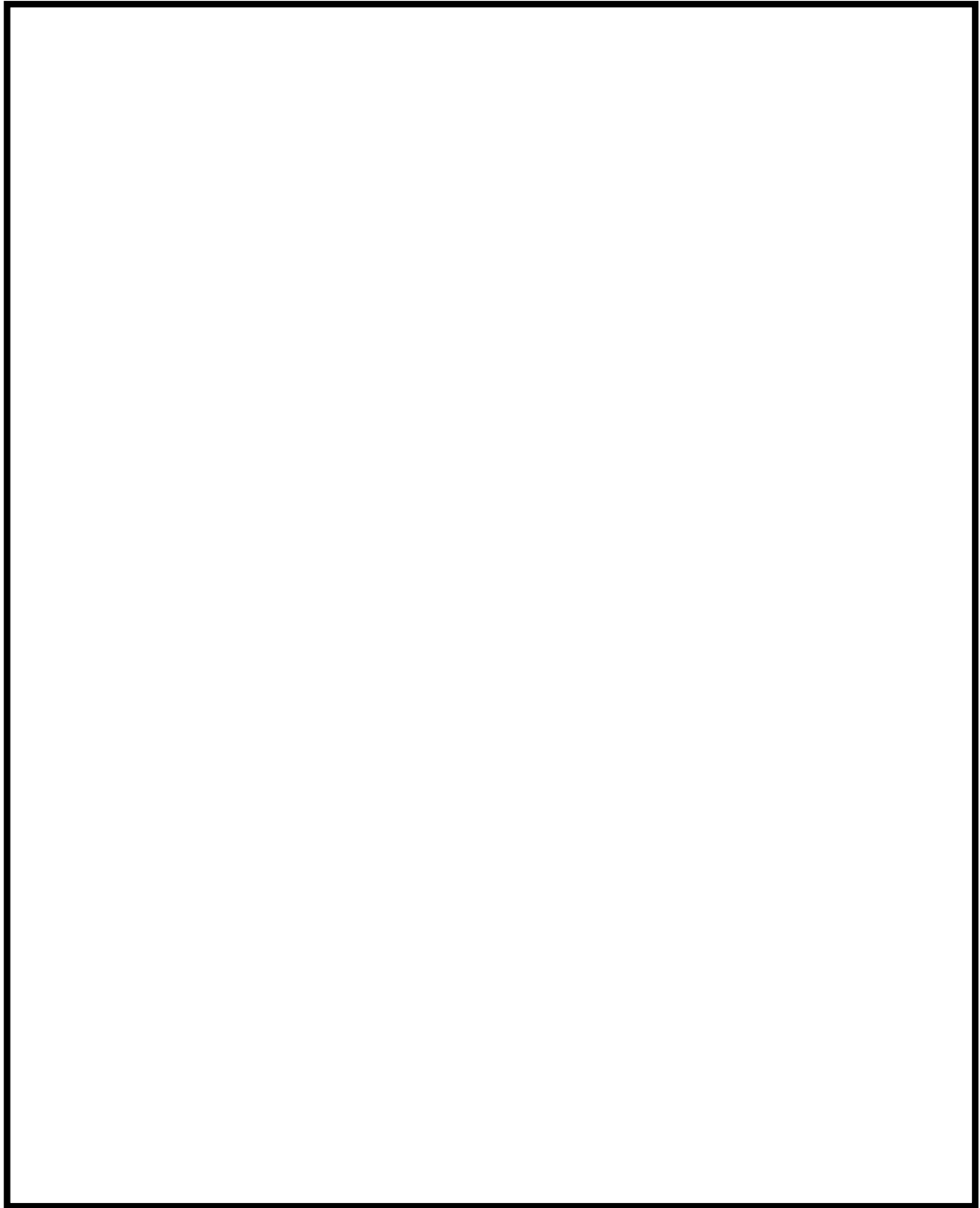
ポンプ吸込みラインは、高圧炉心スプレイ系ポンプの吸込みラインから分岐し、ポンプ吐出ラインは原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出ラインへ合流する設計とする。

また、高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し、異なった区画にポンプ、電源を設置する。

全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって、サプレッション・プール又は復水貯蔵タンクを水源として、原子炉隔離時冷却系を経由して原子炉へ注水する。仮に、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での手動操作により、高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続できる設計とする。

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

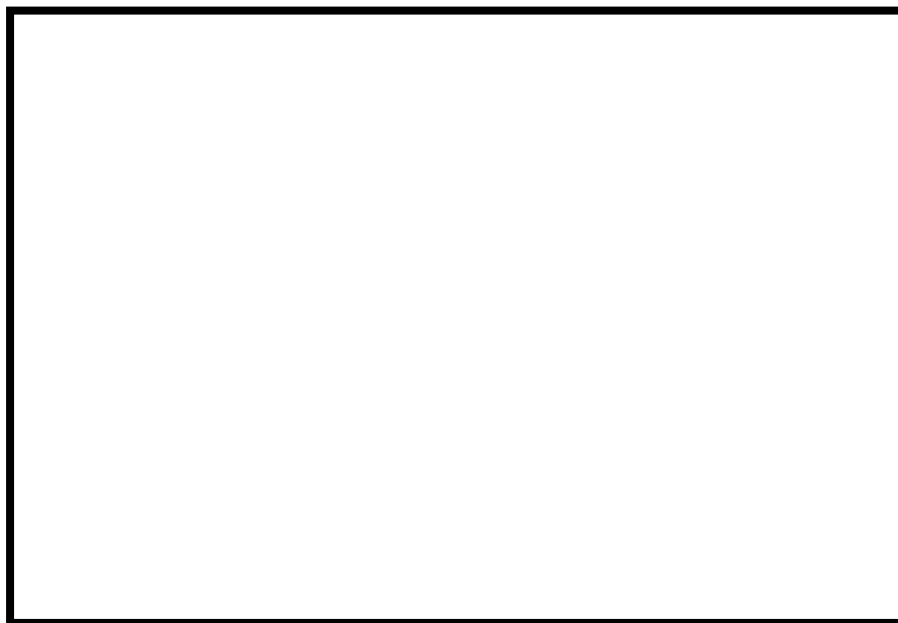
常設高圧代替注水系ポンプの概略構造を第 45-7-1 図に示す。常設高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが 1 つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、第 45-4-3 図に示すとおり軸封部の無い設計である。よって、原子炉隔離時冷却系と比較しランドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、常設高圧代替注水系ポンプは機械式ガバナであり、ポンプ吐出のベンチュリの圧力差により圧力ガバナピストンが作動し、リンク機構を通じて蒸気加減弁を調整し、ポンプから吐出する流量を一定に制御する設計となっており、電源を必要としないガバナである。また、軸受は自給水により潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。以上のことから、常設高圧代替注水系ポンプは系統の弁操作のみで起動停止が可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系蒸気供給弁の開閉操作でポンプの起動停止操作が可能な設計とする。



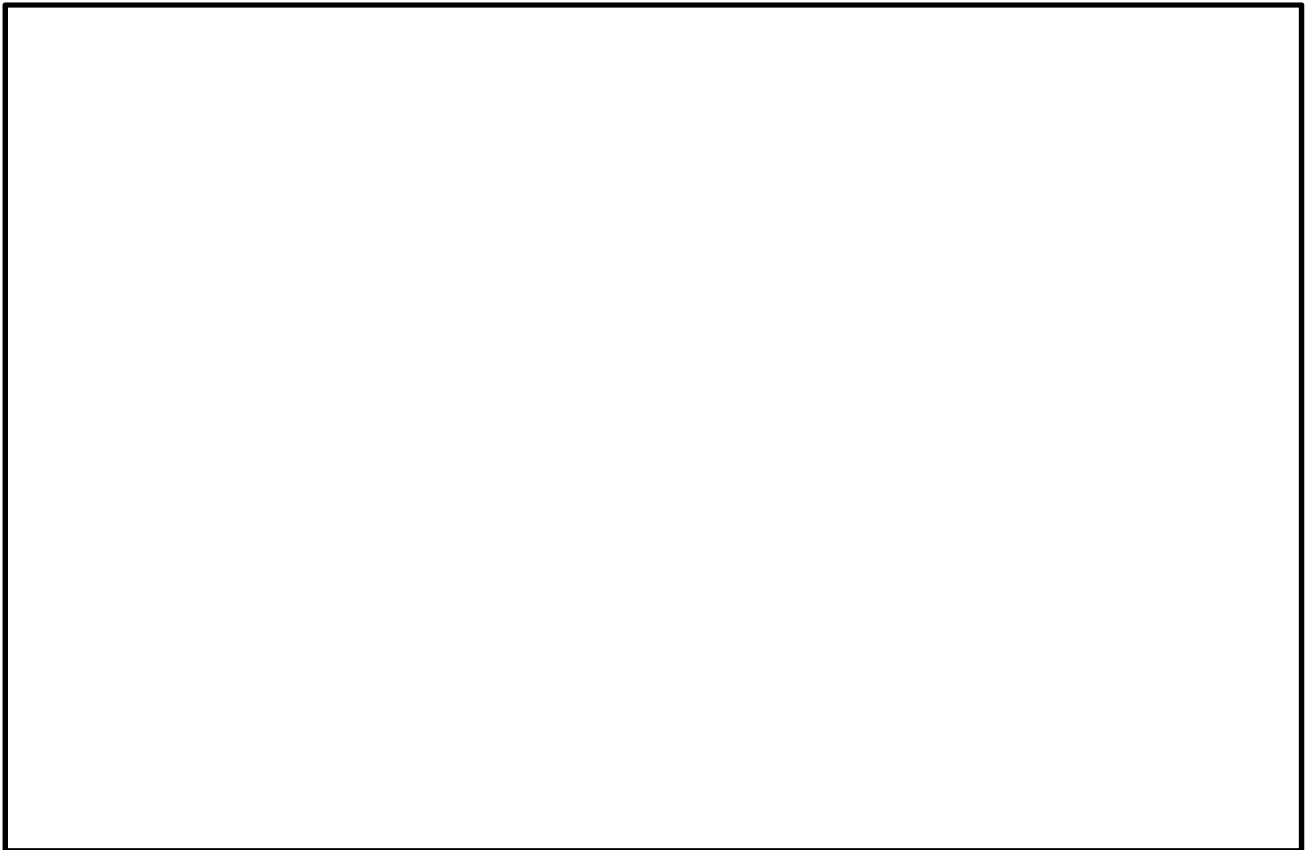
第 45-7-1 図 常設高圧代替注水系ポンプ 構造概要

＜常設高圧代替注水系ポンプの動翼構造について＞

常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円盤から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。第 45-7-2 図にタービン構造を示す。



第 45-7-2 図 常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造



第 45-4-3 図 常設代替高圧注水系ポンプ概要図

<通常待機時（ポンプ停止状態）>

・圧力ガバナのピストン（①）は、ピストンロッドに取り付けられたスプリングにより上昇した状態であり、②のリンク機構を介して接続されるトリップ/スロットル弁（③）は最下方に下降した状態となっている。この状態においては、駆動用高圧蒸気入口ポート（④）が全開状態にある。ここに高圧蒸気が供給されればタービンは起動するが、通常待機状態では高圧代替注水系蒸気供給弁（⑤）が「全閉」であることから蒸気は供給されずポンプは待機停止状態にある。

<ポンプ起動～定格流量>

・通常待機時の状態で、高圧代替注水系蒸気供給弁（⑤）を「開」（中央制御室スイッチ操作または現場人力操作）とすると、トリップ装置（⑭）のピスト

ン内を通り高圧蒸気がピストン左側に通気され、蒸気力によりピストンが右方向へ移動し、全開状態の駆動用高圧蒸気入口ポート（④）を通り蒸気がタービンに供給され、タービン駆動のポンプが起動する。

- ・起動後、タービンは速やかに定格回転数に到達し、ポンプが水を吐き出し始め、ポンプ吐出部のベンチュリノズルから低压側ライン（⑥）及び高压側ライン（⑦）を通じて高/低压水が圧力ガバナに供給される。

- ・ポンプ定格流量状態では、低压側ライン（⑥）圧力、高压側ライン（⑦）圧力及び圧力ガバナのスプリング力がバランスし、トリップ/スロットル弁のピストン（③）は駆動用高圧蒸気入口ポート（④）の中間位置で定格流量一定制御状態となる。

<流量変動時の制御動作>

- ・定格流量状態での運転中に流量が上昇すると、ベンチュリ効果により低压側ライン（⑥）の圧力と高压側ライン（⑦）の圧力のバランスが崩れ、圧力ガバナのピストン（①）は下降し、②のリンクを介してトリップ/スロットル弁のピストン（③）を上方に押し上げる。

- ・これにより駆動用高圧蒸気入口ポート（④）のポートが閉じ始め、タービンへの駆動蒸気量が減少することでタービン回転数が低下しポンプ吐出量を減少させる。

- ・定格流量状態での運転中に流量が低下した場合は、上記と逆の動きにより流量を増加させる。

<過速度トリップ>

- ・何らかの原因でタービン回転数が異常に上昇すると、定格状態ではシャフト内にスプリングで保持されているトリップボルト（⑧）（*）が遠心力により飛び出し、レバー（⑨）を押し上げ、リンクを介してトリップ排気弁のピストンロッド（⑩）を上昇させる。

・トリップ排気弁のピストンロッド (⑩) に接続しているピストンは、通常、高圧蒸気検出ライン (⑪) と低圧 (背圧側) 蒸気検出ライン (⑫) を分断しているが、ピストンが上昇することにより高圧蒸気検出ライン (⑪) と低圧 (背圧側) 蒸気検出ライン (⑫) が通じ、高圧蒸気検出ライン (⑪) の圧力が低圧 (背圧側) 蒸気検出ライン (⑫) を通し、タービン排気室に抜ける。

・高圧蒸気検出ラインはトリップ装置の空間 (⑬) につながっており、通常時は高圧蒸気によりトリップ装置のピストン (⑭) を右側に押し付け、トリップ/スロットル弁が「開」状態となり蒸気をタービンに供給しているが、上記の動作により高圧蒸気検出ライン (⑪) の圧力が低下すると、トリップ装置のピストン (⑭) は蒸気力により左側に移動し蒸気が遮断されポンプが停止する。

(*) 水環境における腐食の影響及びメンテナンス性を考慮し、トリップバルブはケーシング内包型から外付け型となる可能性があるが、トリップ動作の概念は同じである。

以上のとおり、常設高圧代替注水系ポンプは、直流電源の電動弁を中央制御室から「開」とすることで起動可能であり、その後の定格運転の流量制御はポンプ吐出水によるベンチュリ効果で自己制御される。また、ポンプの構造上、類似ポンプである原子炉隔離時冷却系ポンプで必要とされていた以下の補機類が不要な設計としている (第 45-4-2 原子炉隔離時冷却系補機系統概略図参照)。

・潤滑油系統 (タービン直結主油ポンプ、潤滑油冷却器、配管、弁)

軸受等の潤滑は、ケーシング内の水による水潤滑式であり、潤滑油系統は不要である。

・冷却水系統 (冷却水配管、弁)

潤滑油系統がないため潤滑油冷却器冷却のための冷却水系統が不要であ

る。

- ・ グランド蒸気系統（バロメトリックコンデンサ，真空ポンプ，復水ポンプ，配管，弁）

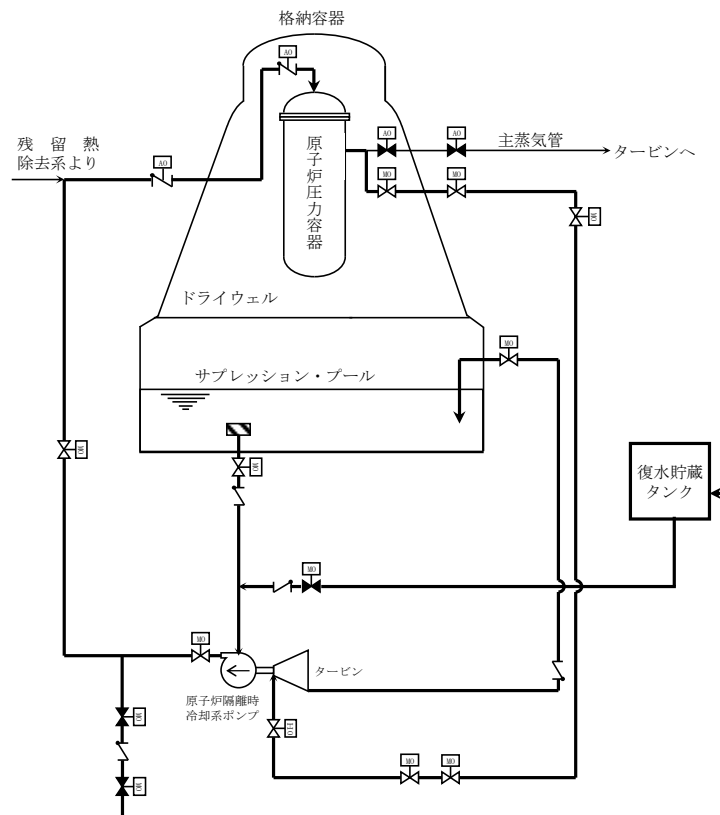
グランド蒸気の発生源であるタービングランド部がケーシングに内包されており，グランド蒸気が外部に漏えいしないため，これ进行处理する補機類が不要である。

- ・ 上記補機類への電源供給

補機類がないため電源供給不要。タービンへの蒸気供給弁を中央制御室から遠隔操作するときのみ直流電源系統を必要とするが，当該弁は現場での人力操作も可能であり，直流電源系統が喪失した場合でもポンプの起動/運転が可能である。

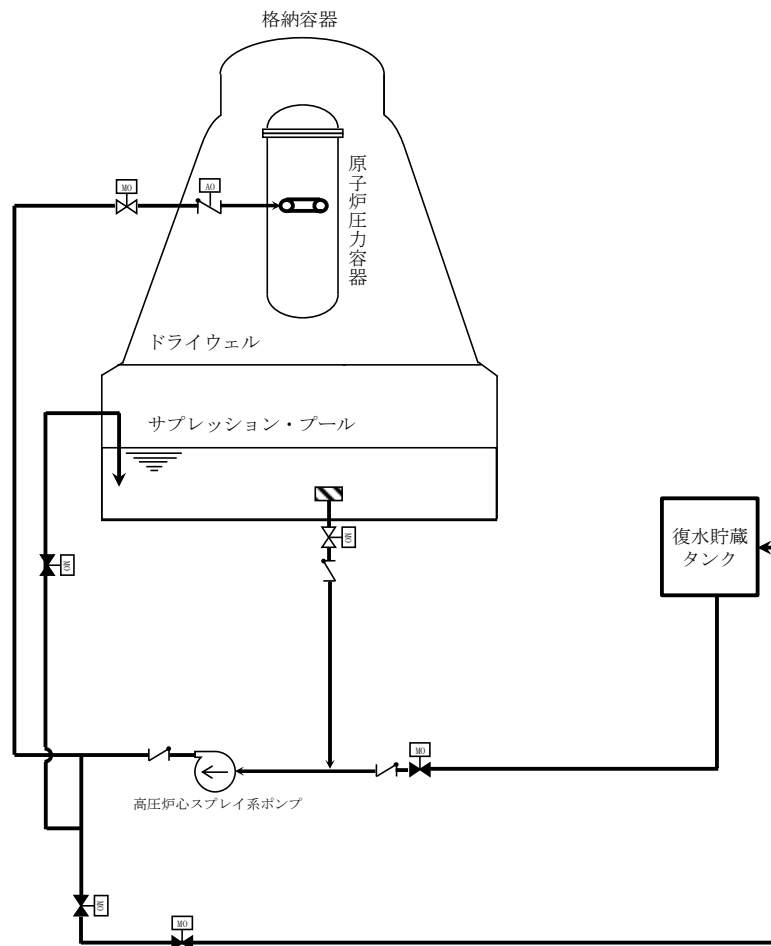
(2) 原子炉隔離時冷却系【設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備】

原子炉隔離時冷却系の設備概要を第 45-7-4 図に示す。原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させサブプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水する施設であり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。原子炉隔離時冷却系は、蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気ラインからの主蒸気を用いて蒸気駆動タービンを駆動し、タービン直結のポンプによりサブプレッション・プールの水又は自主設備である復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水する。



第 45-7-4 図 原子炉隔離時冷却系設備概要

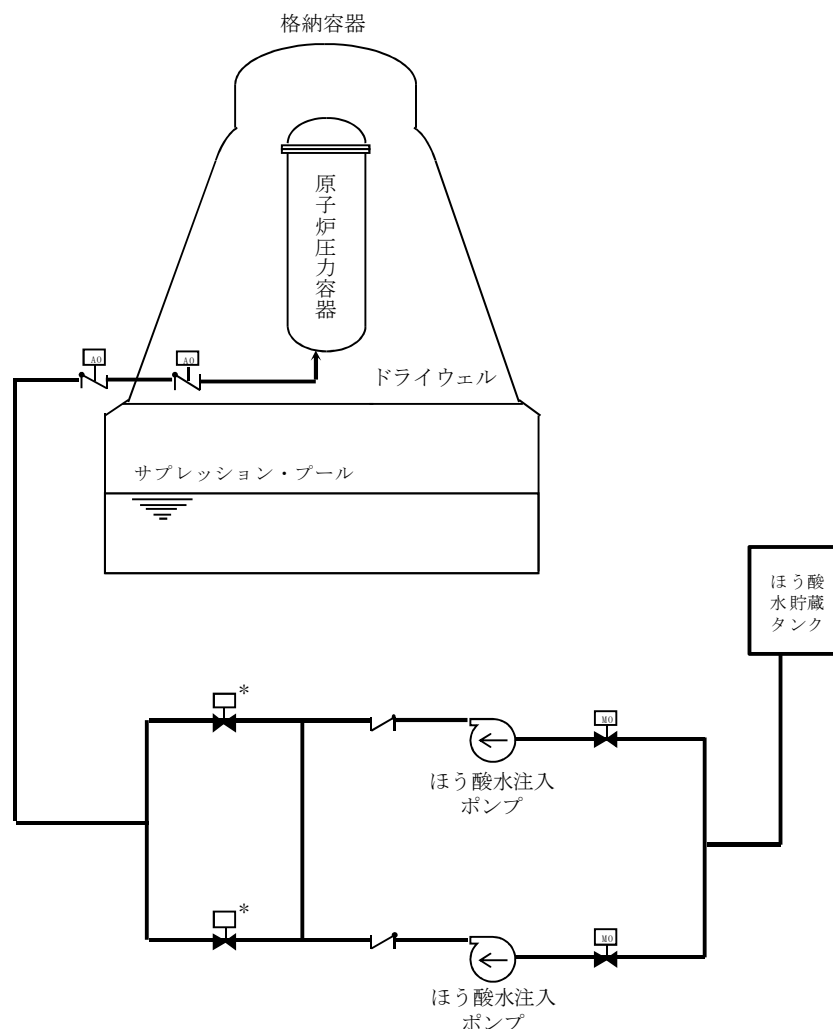
高圧炉心スプレイ系の設備概要を第 45-7-5 図に示す。高圧炉心スプレイ系は非常用炉心冷却設備の 1 つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。電動機駆動ポンプ 1 個、スパージャ、配管・弁及び計測制御装置からなり、サプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部に取り付けられたスパージャのノズルから燃料集合体上に注水する。



45-7-11

(4) ほう酸水注入系による進展抑制【技術的能力審査基準への対応】

ほう酸水注水系による原子炉注水時の設備概要を第 45-7-6 図に示す。ほう酸水注入系による原子炉注水は、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉水位維持ができない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源とし、炉心底部から原子炉へ水を注入し、事象の進展を抑制する。ポンプ吐出圧力は約 8.5MPa[gage]であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

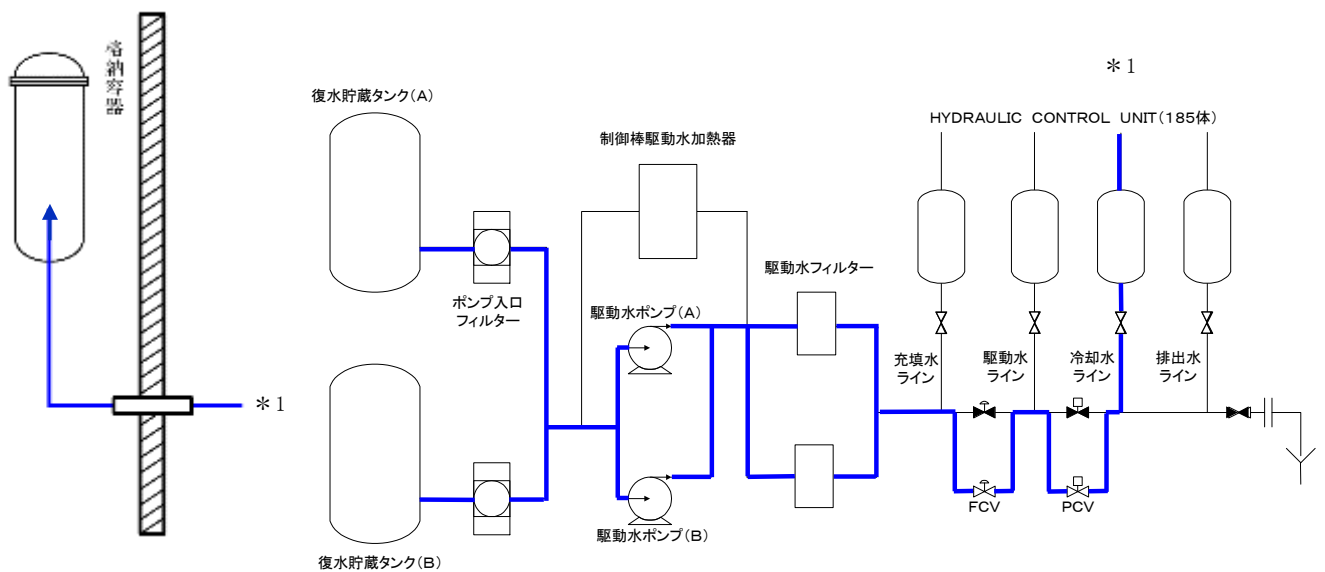


第 45-7-6 図 ほう酸水注入系ポンプ設備概要（原子炉注水時）

(5) 制御棒駆動水系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求への対応】

制御棒駆動水系による原子炉注水時の設備概要を第 45-7-7 図に示す。制御棒駆動水系は通常、復水タンクの水を駆動水ポンプにより加圧し、水圧制御ユニットのアクümüレータ充てん水及び制御棒駆動機構のパージ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力が約 8.1MPa[gage]であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

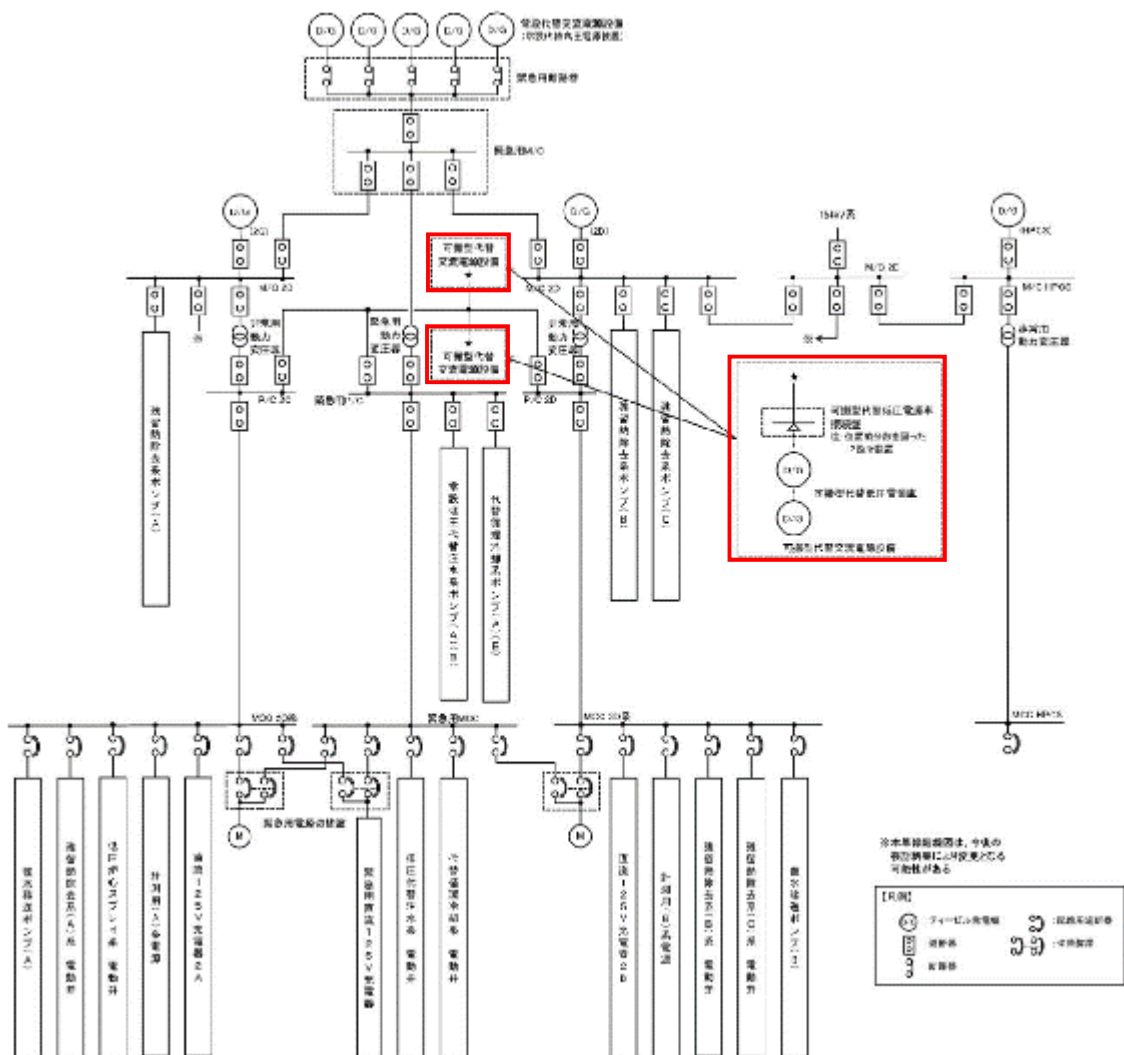
重大事故等発生時に使用可能である場合は、復水貯蔵タンクの水を制御棒駆動機構の冷却水ラインを通じて原子炉へ注水する。



第 45-7-7 図 制御棒駆動系ポンプ設備概要（原子炉注水時）

(6) 原子炉隔離時冷却系の復旧手段の整備【技術的能力審査基準への対応】

第 45-7-8 図に電源構成図を示す。全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。



第 45-7-8 図 電源構成図 (交流電源)

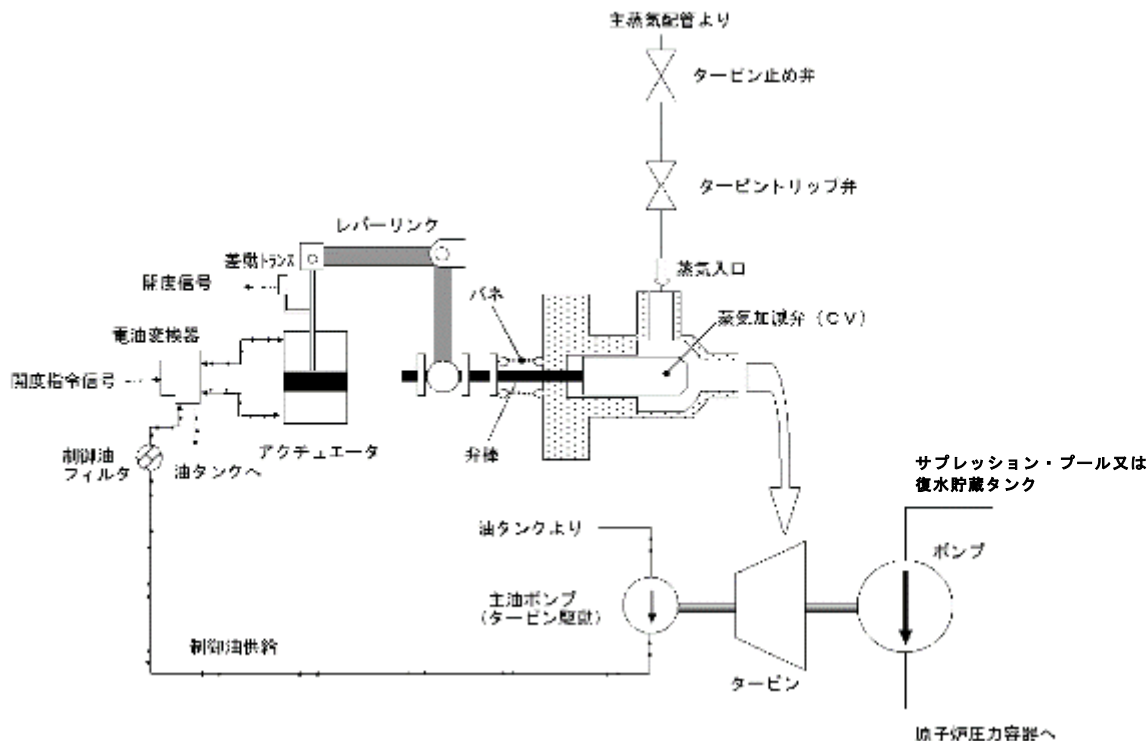
45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0弁）に関する説明書

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系の設備概要を第45-8-1図に示す。

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

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



第 45-8-1 図 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系設備概要

蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

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

したがって、電源喪失時は蒸気加減弁が全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系トリップ／スロットル弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うことが可能である。

45-9 E C C S 系ポンプの高温耐性評価について

SBO時におけるECCS系ポンプ等の継続運転への影響評価について

1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの継続運転への影響評価

(1) サプレッション・プール水温上昇時の NPSH 評価

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、過去、サプレッション・プール水温 100℃、150℃、200℃における NPSH 評価を行っており、いずれのケースも必要 NPSH に対し、有効 NPSH が上回ることを確認している（第 1 表のとおり）。

第 1 表 原子炉隔離時冷却系ポンプ NPSH 評価

S/P 水温 [℃]	100	150	200
必要 NPSH [m]	5.8	5.8	5.8
有効 NPSH [m]	6.41	6.46	6.53

(2) 高温耐性

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、過去、高温耐性評価を行っており、サプレッション・プール水温度 116℃まで送水継続可能と評価している。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ室及び中央制御室の室温上昇によって、原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない（第 2 表のとおり）。

第 2 表 原子炉隔離時冷却系ポンプ高温耐性評価

評価項目	影響概要	評価
サプレッション・プール水温度上昇	潤滑油系統 潤滑油冷却器はポンプ吐出水により冷却することから、サプレッション・プール水温度上昇に伴い、軸受機能が潤滑油温度上昇の影響を受ける可能性がある。	サプレッション・プールの温度上昇による原子炉隔離時冷却系の 8 時間運転継続への影響はない。 原子炉隔離時冷却系ポンプの第一水源であるサプレッション・プールを水源とした場合、事象発生後 8 時間での水温は約 100℃となる。ポンプ軸受の潤滑油温度は、冷却器の設計上、潤滑油の冷却に使用しているサプレッション・プール水温より約 6℃高くなるが、潤滑油の許容温度である 120℃未満となるため、軸受の冷却が阻害されることはない。
	復水器 サプレッション・プール水温度約 98℃にて機能停止に至る可能性がある。	原子炉隔離時冷却系ポンプの運転継続に直接影響することはない。 タービングラウンド部からの蒸気の微少漏えいにより室内環境が悪化するが、制御系は原子炉隔離時冷却系ポンプとは別区画に設置しており、運転継続に影響することはない。なお、現場での運転継続に係る操作については影響が懸念されることから、現場操作による運転継続には期待していない。
	ガバナ制御 制御油の温度上昇に伴い、粘性低下が速度制御に影響を及ぼす可能性がある。	原子炉隔離時冷却系ポンプの運転継続に影響はない。 制御油の粘性低下により制御器からの指示信号と実速度に差異が生じる可能性があるが、差は極わずかであること及び速度制御は実際のポンプ吐出量によって決定されることから、ガバナ機能は維持される。
サプレッション・チェンバ圧力上昇	原子炉隔離時冷却系タービン保護のため、サプレッション・チェンバ圧力 0.172MPa[gage]にて、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高トリップインターロックが動作し、原子炉隔離時冷却系の運転が停止する可能性が考えられる。	サプレッション・チェンバ圧力上昇によって原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない。 全交流動力電源喪失（長期 T B）時のサプレッション・チェンバ圧力を評価した結果、事象発生から 8 時間後の圧力は約 0.07MPa[gage]であり、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高トリップインターロック設定圧力を下回る。
原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度上昇	原子炉隔離時冷却系のポンプ、電気制御系統、弁、タービン等の設計で想定している環境の最高温度は 66℃を想定している。全交流動力電源喪失時は換気空調系が停止しているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ室温が 66℃を超える可能性が考えられる。	原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度上昇によって原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない。 全交流動力電源喪失（長期 T B）時の原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度を評価した結果、事象発生から 8 時間後の室温は約 63.6℃（初期温度 40℃）であり、原子炉隔離時冷却系の設計で想定している 66℃を下回る。
中央制御室温度上昇	中央制御室の環境条件として想定している最高温度は 40℃である。全交流動力電源喪失では換気空調系が停止するため、中央制御室温度が最高温度を超える可能性が考えられる。	中央制御室温度上昇によって原子炉隔離時冷却系の 8 時間継続運転は阻害されない。全交流動力電源喪失（長期 T B）時の中央制御室温度を評価した結果、事象発生から 8 時間後の室温は約 37.3℃であり、制御盤の設計で想定している環境の最高温度 40℃を下回る。

2. 常設高圧代替注水系ポンプの継続運転への影響評価

(1) サプレッション・プール水温上昇時の NPSH 評価

常設高圧代替注水系ポンプについては、系統の詳細設計中であり、NPSH 評価結果は得られていないが、類似システムである原子炉隔離時冷却系ポンプと比較評価し、NPSH 評価条件である静水頭（S/P LWL～ポンプ吸込みレベル）及び配管設計が類似となり、静水頭及び配管圧損に大きな差異が生じないことから、サプレッション・プール水温上昇時においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ同様、必要 NPSH に対し有効 NPSH が上回ると評価する。

(2) 高温耐性

常設高圧代替注水系ポンプは、120℃の高温耐性を有する設計である。また、構造上、軸封部が露出せず、内包水によりメカニカルシールを冷却し、軸受を潤滑する構造であることから、サプレッション・プール水温上昇時への高温耐性を有すると評価する。

3. ECCS 系ポンプの継続運転への影響評価

(1) サプレッション・プール水温上昇時の NPSH 評価

ECCS 系ポンプについては、過去、サプレッション・プール水温 100℃における NPSH 評価を行い、いずれのケースも必要 NPSH に対し、有効 NPSH が上回ることを確認している。

ポンプ	RHR	HPCS	LPCS
必要 NPSH [m]	0.61	0.98	-0.18
有効 NPSH [m]	5.82	5.89	6.01

(2) 高温耐性

ECCS 系ポンプは、下表に示す最高使用温度で設計されており、サプレッション・プール水温上昇時の高温耐性を有する設計である。なお、HPCSポンプ及びLPCSポンプについては、有効性評価で期待する温度が吸込み配管で148℃であることから、当該温度にて再評価のうえ必要により対策を講じることとする。

最高使用温度		RHR	HPCS	LPCS
ポンプ (既工認)	[℃]	182.2	100	100
吸込配管 (既工認)		100/174	100	100

以上

46-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

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

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬）

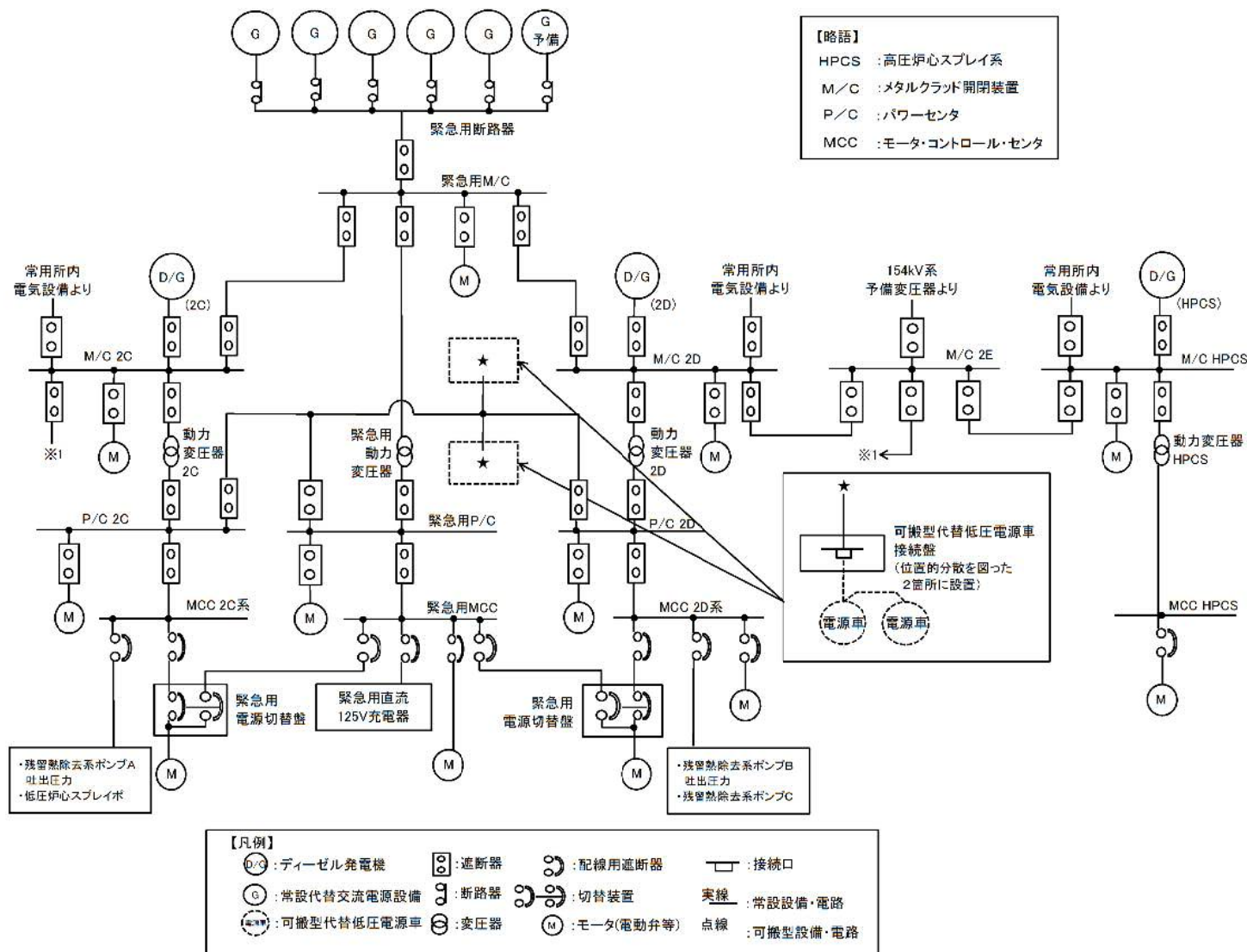
第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能は損なわれない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備		I
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替操作が必要		B a
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作		B
			関連資料	—		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備		B
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	ボルト・ネジ接続		A
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外		対象外
			関連資料	—		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
			関連資料	46-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)		A b
			関連資料	46-3 配置図		
		第6号	アクセスルート	屋内(中央制御室)		A
			関連資料	46-9 アクセスルート図		
		第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系要因	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬）

第46条：原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備				高圧窒素ガスボンベ		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	B b, B c, B f, B g
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C
			関連資料		46-5 試験・検査説明資料	
		第4号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が不要 当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B b B a
			関連資料		46-4 系統図, 46-7 接続図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	—	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能 中央制御室で操作可能	A a, B
			関連資料		46-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料		46-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		専用の接続	D
			関連資料		46-4 系統図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第4号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能 中央制御室で操作可能	A a, B
			関連資料		46-3 配置図	
		第5号	保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a
			関連資料		46-3 配置図	
		第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		46-9 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内	A a
				サポート系要因	サポート系なし	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所, 46-10 その他設備	

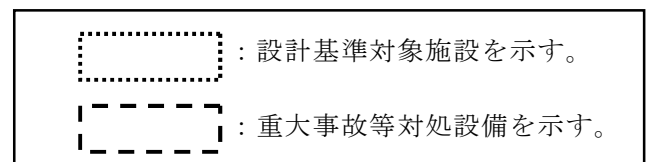
46-2 単線結線図

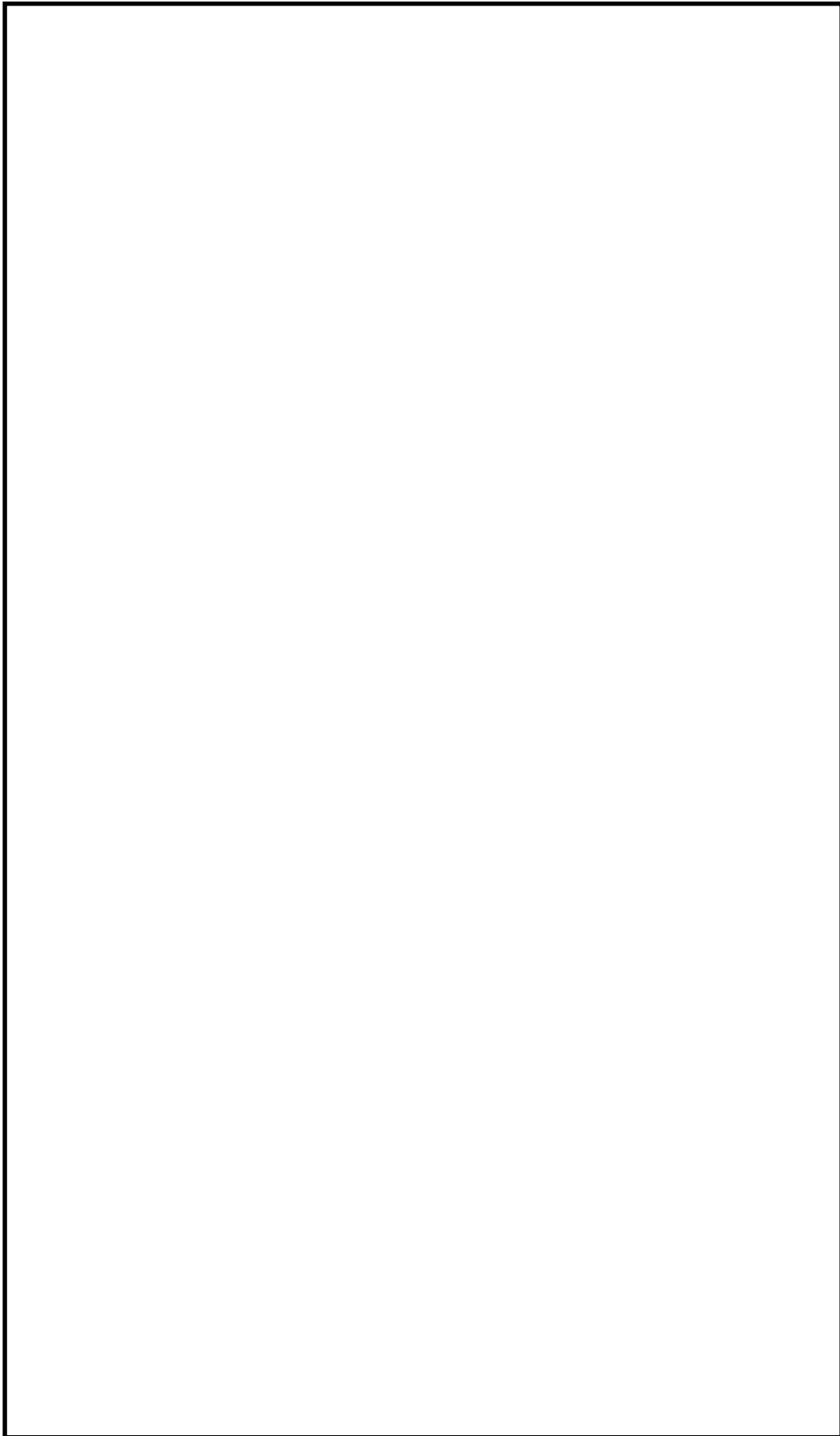




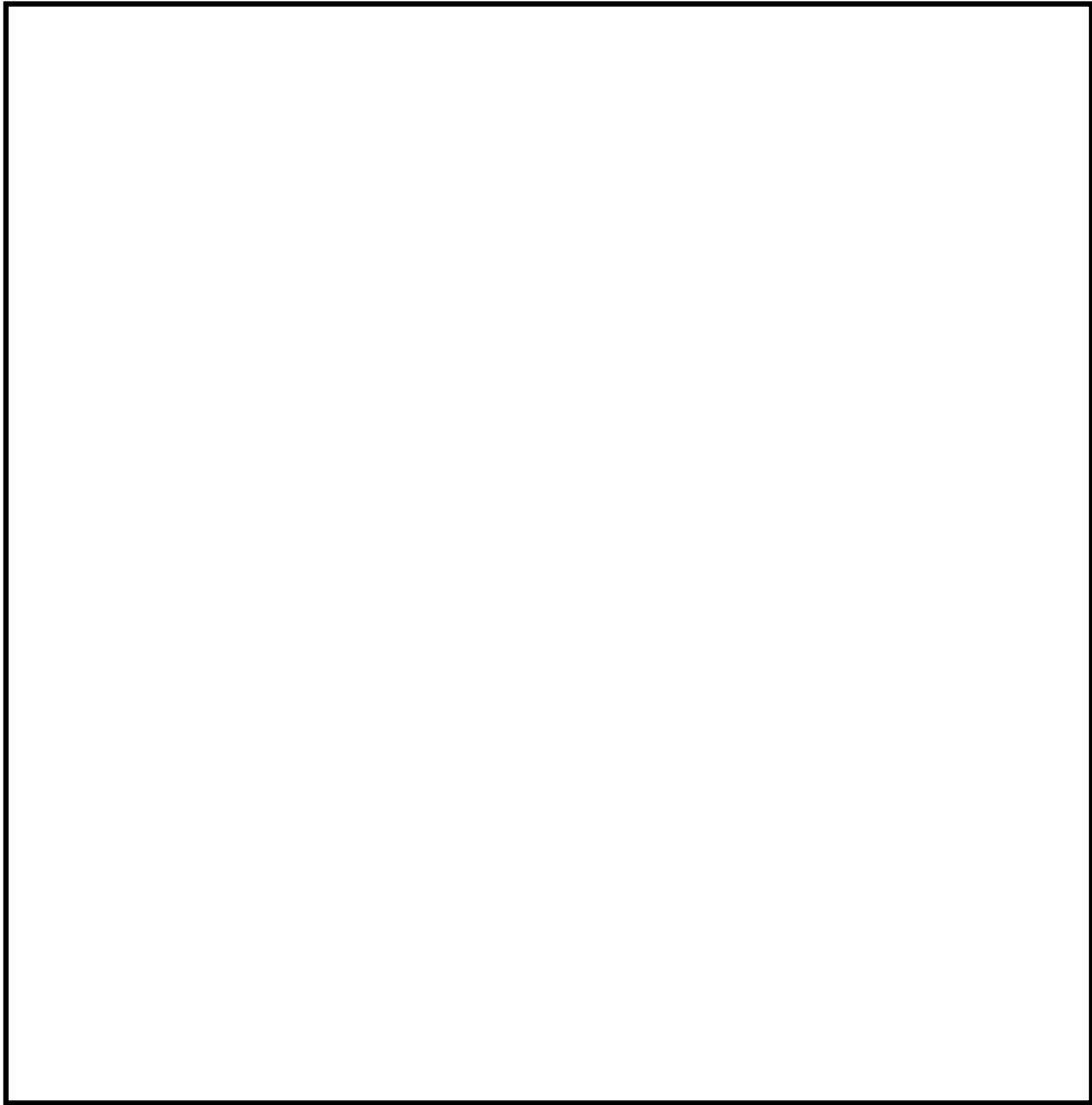
第 46-2-2 図 単線結線図

46-3 配置図

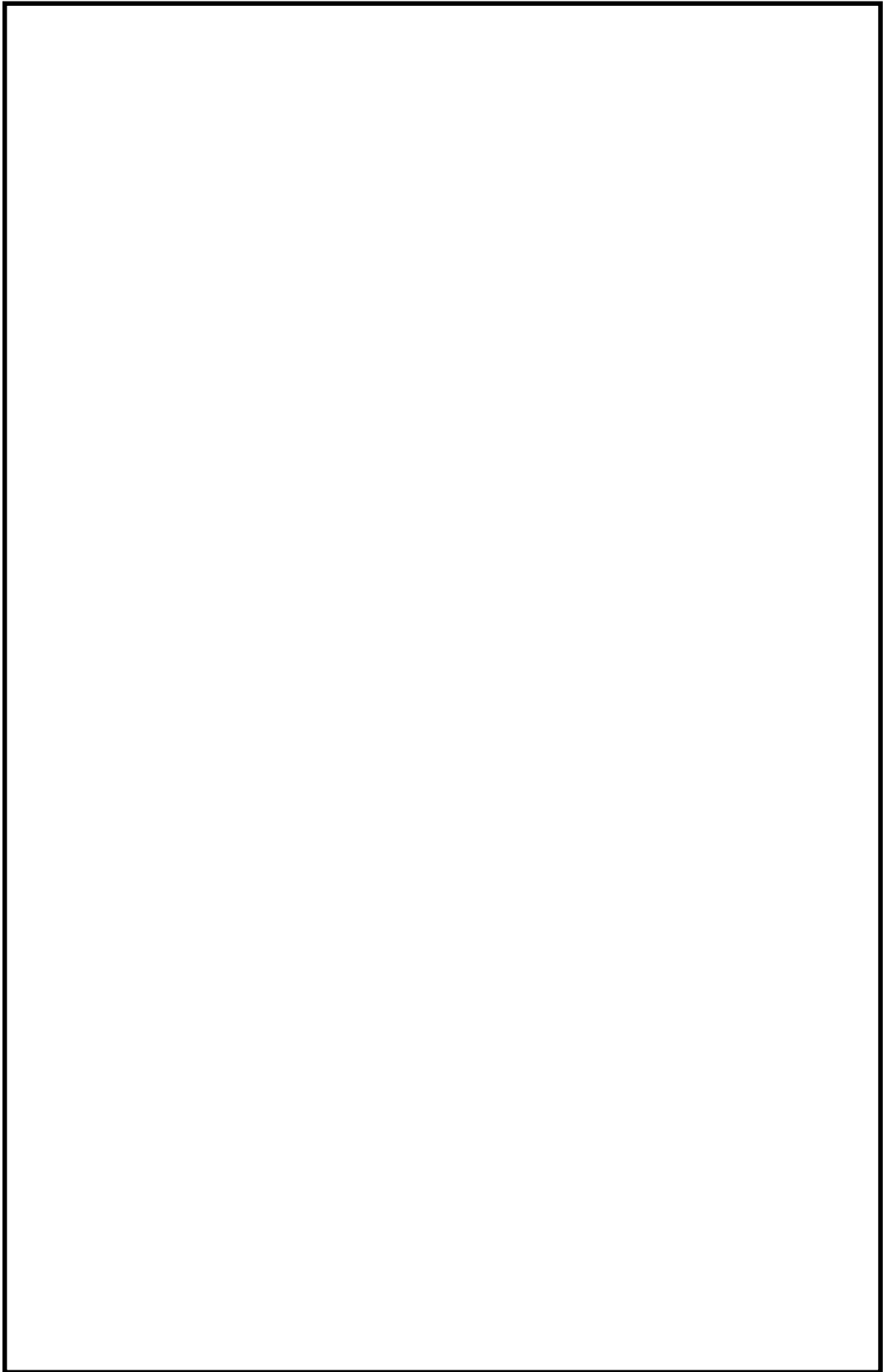




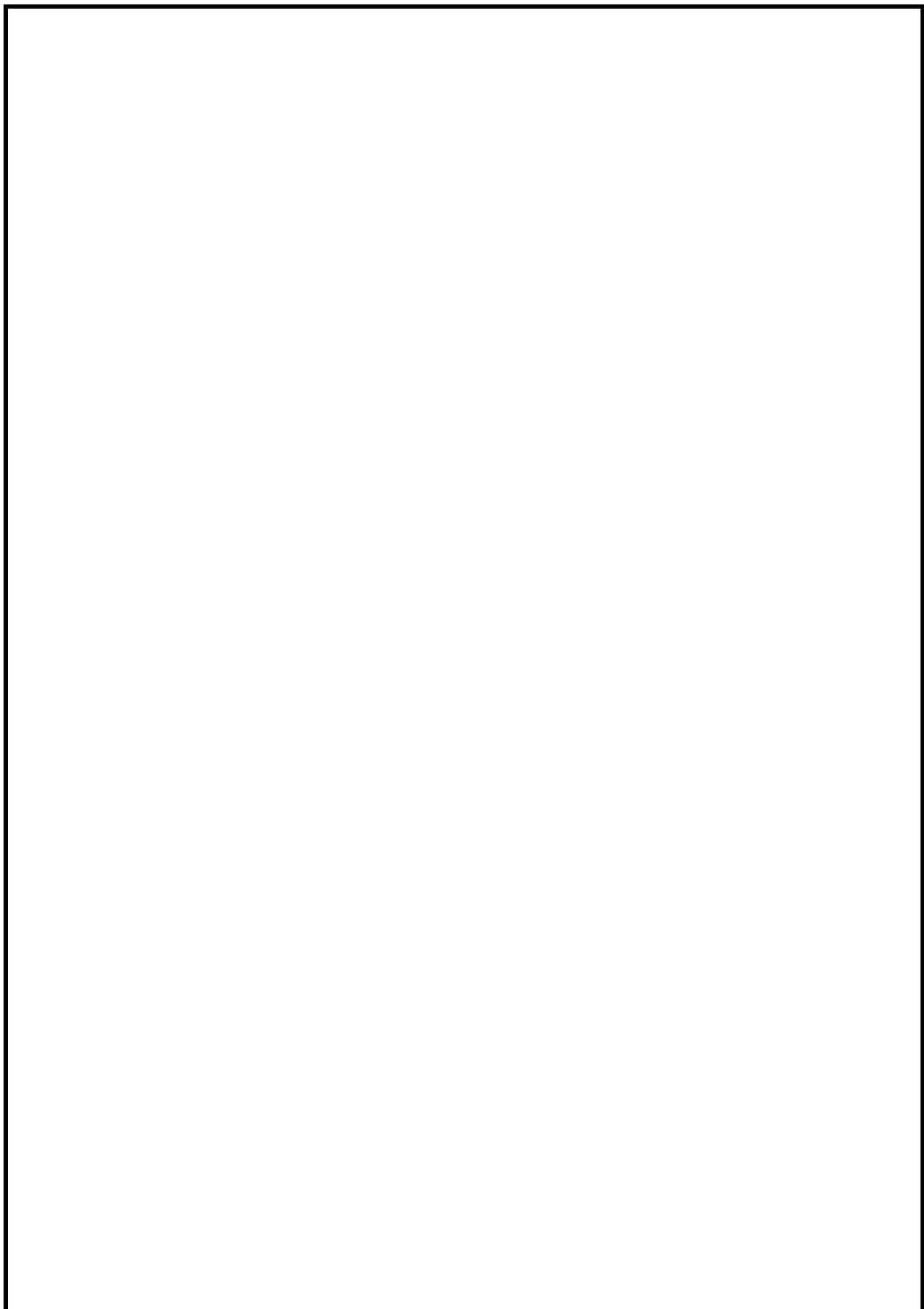
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



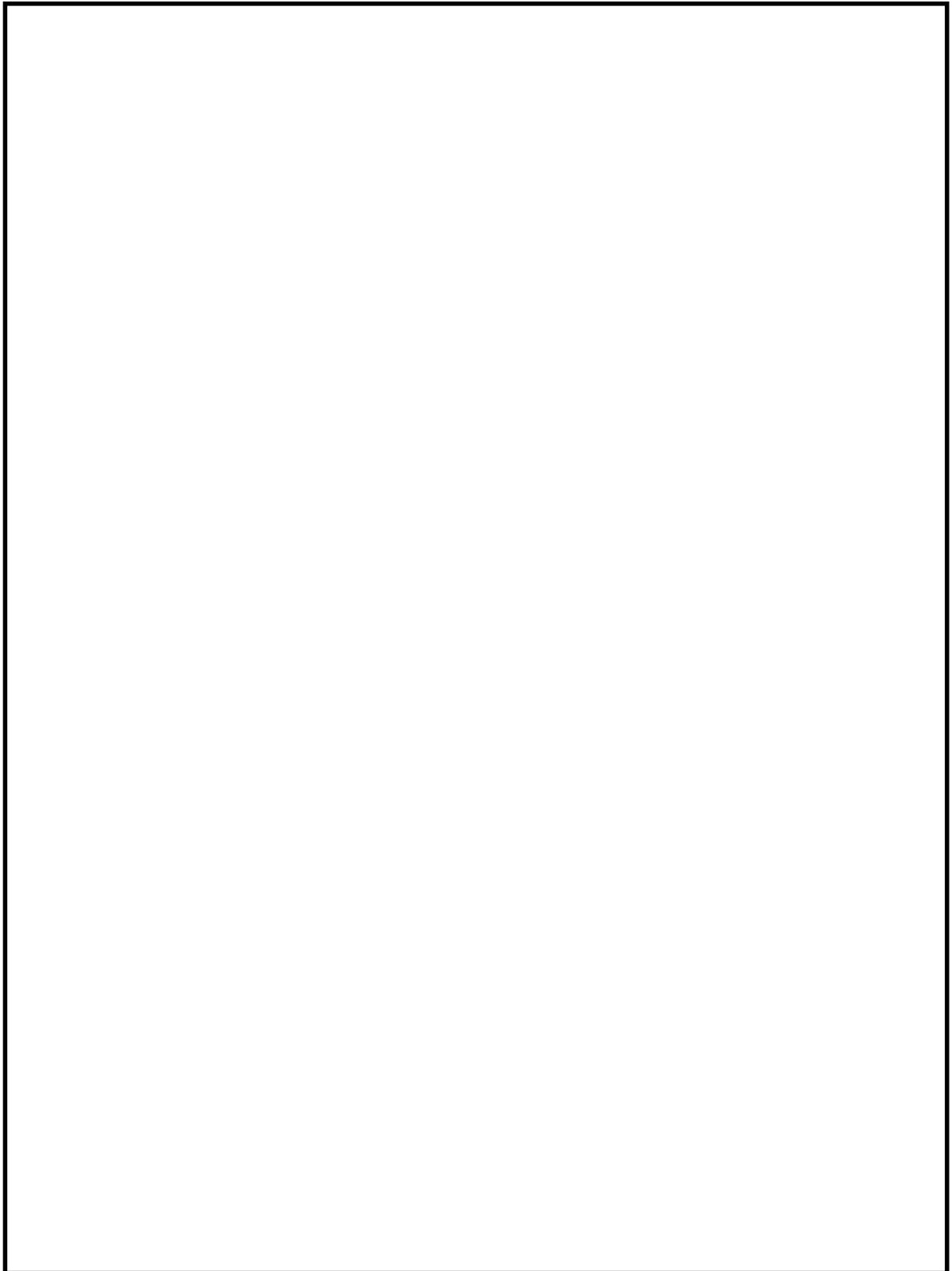
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



第 46-3-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(原子炉建屋付属棟 3階)



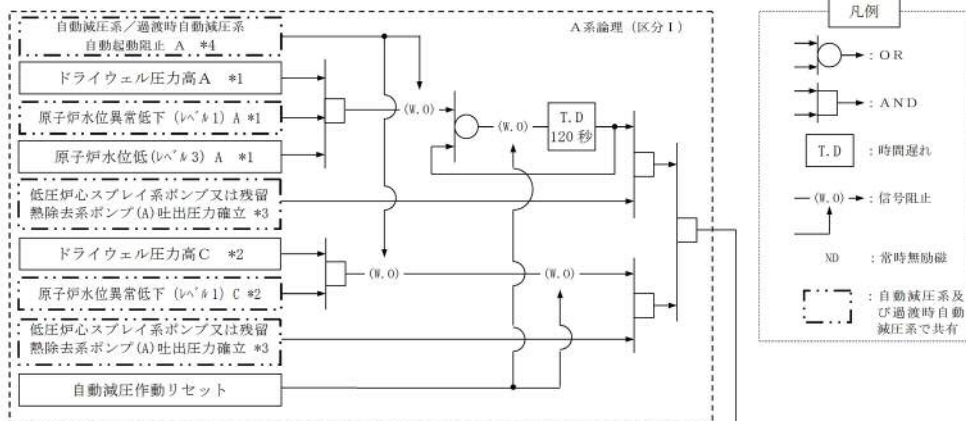
第 46-3-4 図 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンベ・弁）
の配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）



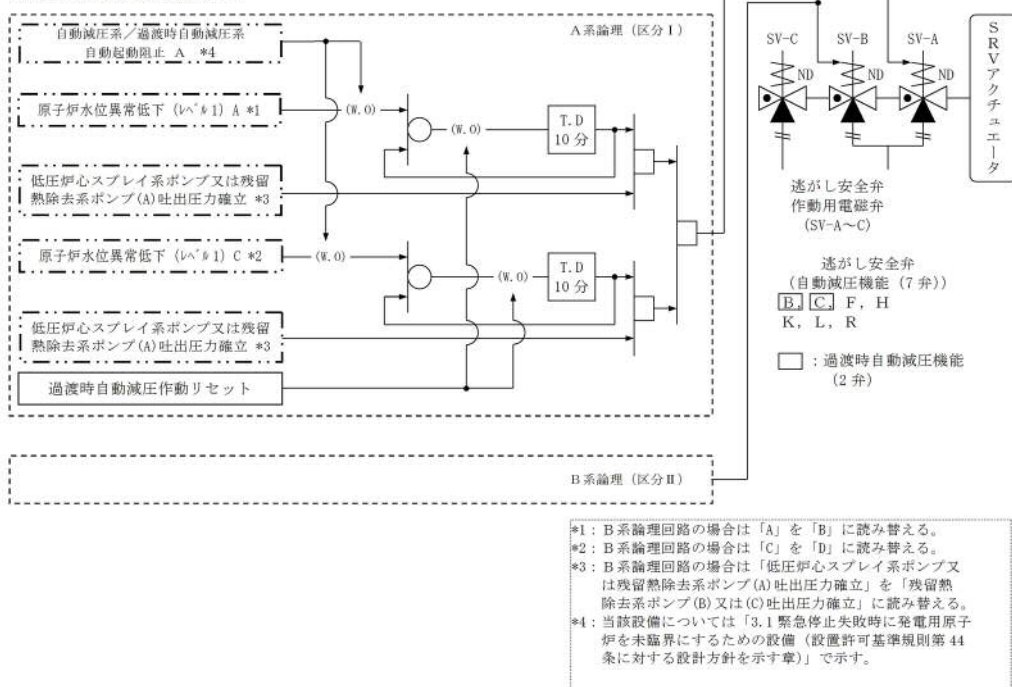
第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図
(格納容器内)

46-4 系統図

自動減圧機能論理回路



過渡時自動減圧機能論理回路



第 46-4-1 図 過渡時自動減圧機能の概略回路構成

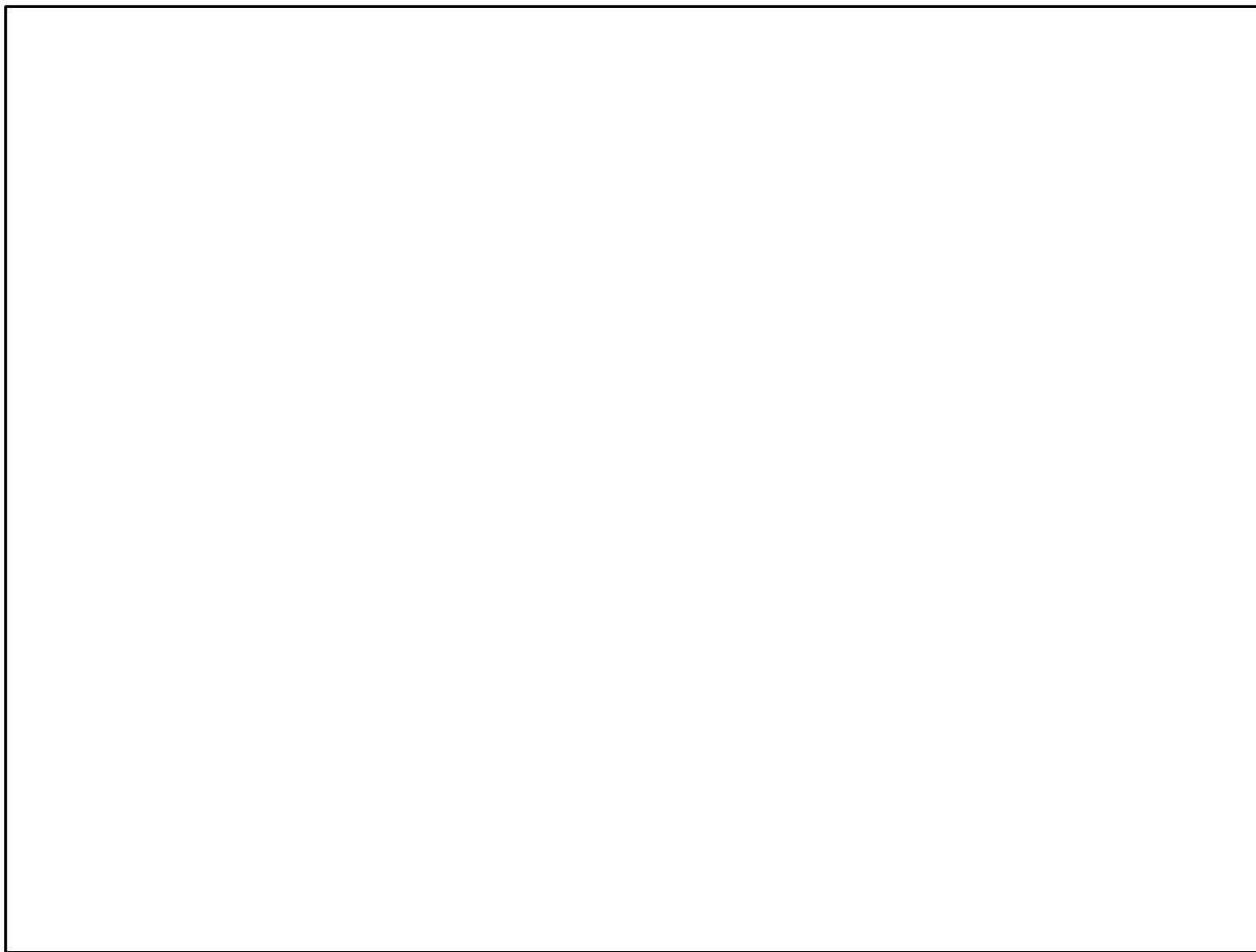


図 46-4-2 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図

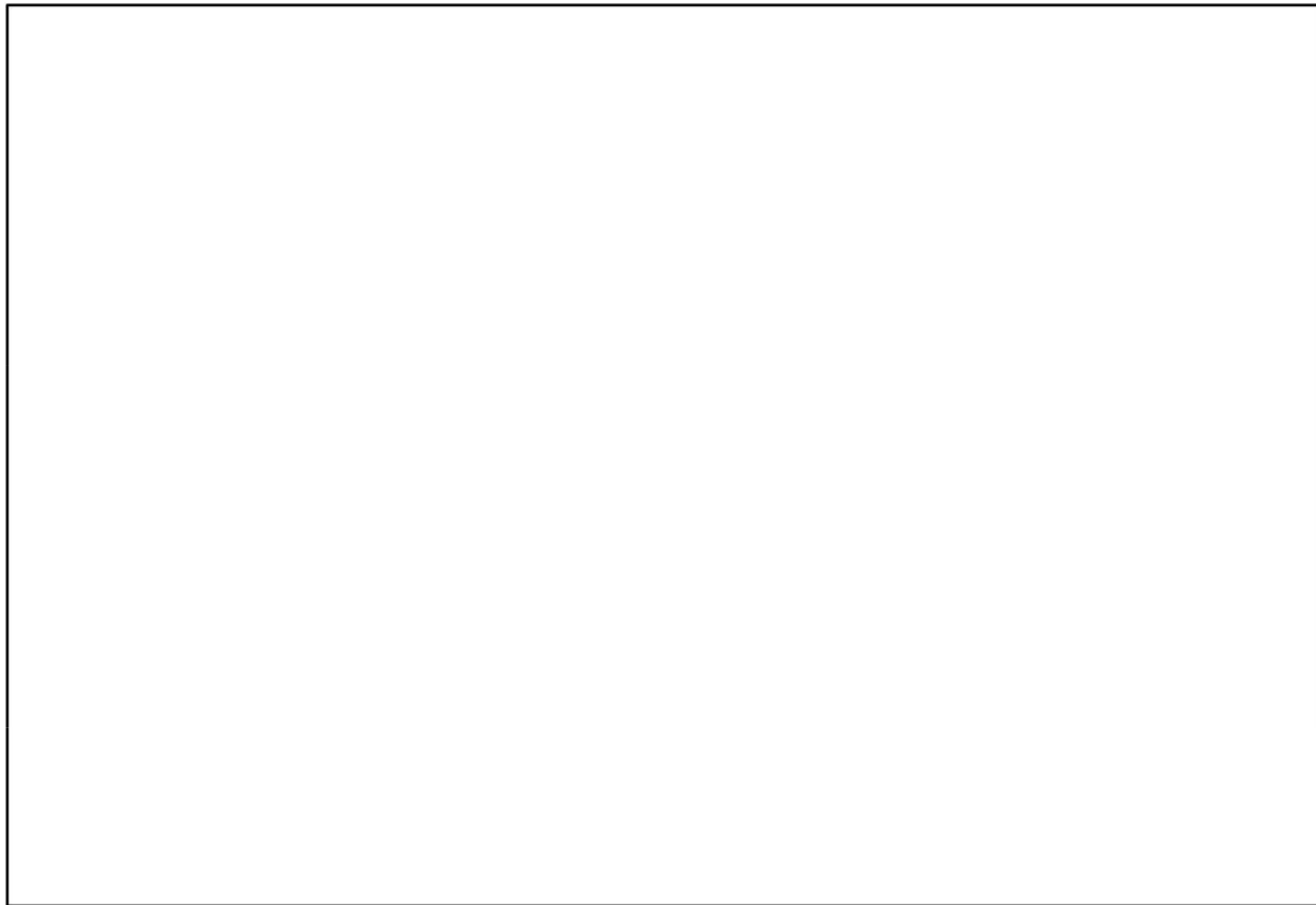


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概略図



図 46-4-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付)開放 概要図

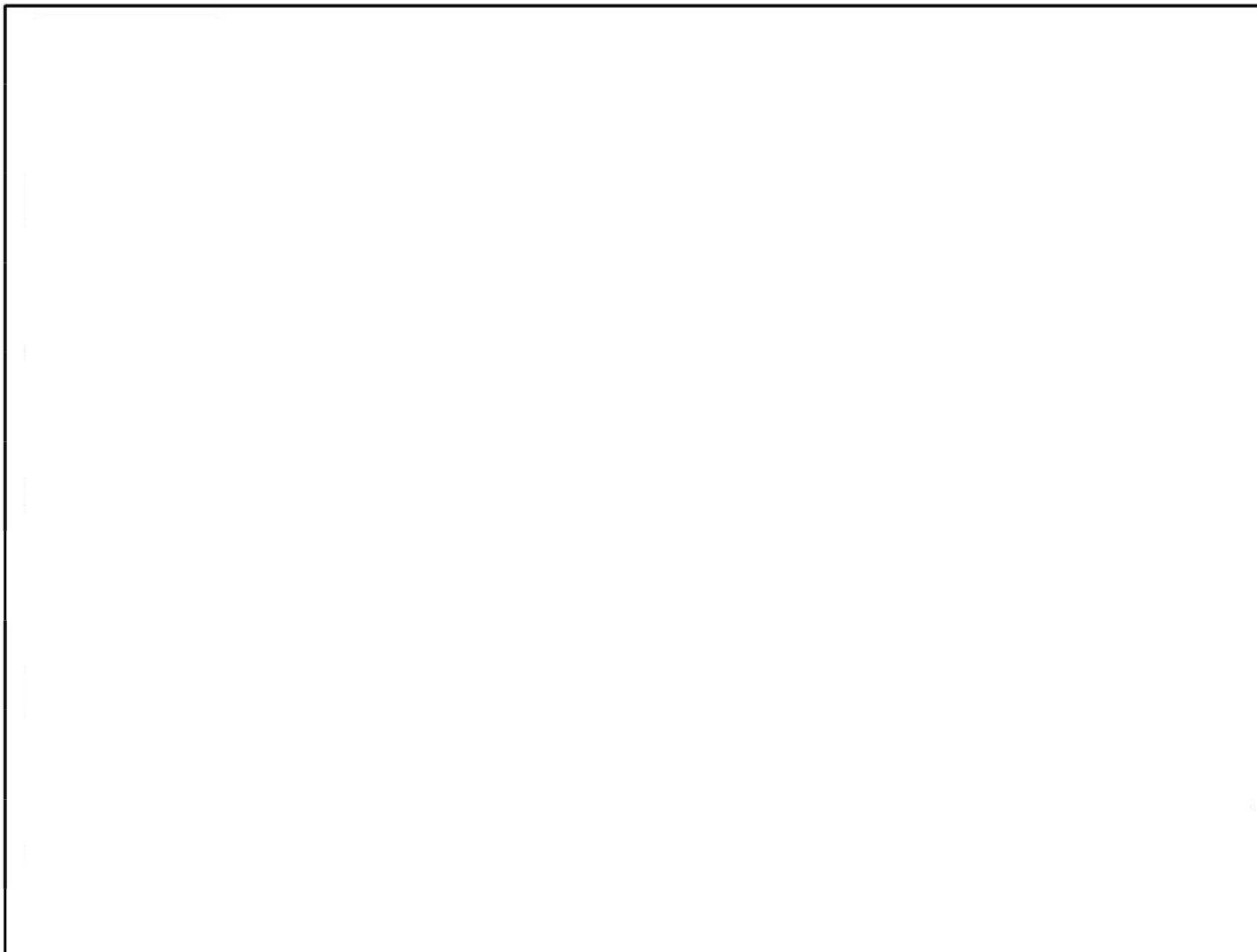


図 46-4-5 高圧窒素ガス供給系窒素供給圧力検出概要図

46-5 試験及び検査

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
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	漏えい試験	C	10Y	構造健全性検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁B	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中、プラント運転中(定期 点検実施中は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	分解点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	遮断停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	自動圧入系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気送がい安全弁・送がい弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気送がい安全弁分解検査 主蒸気送がい安全弁・安全弁機能検査	定検停止中、プラント運転中(定期 点検実施中は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁排気管真空度監視弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉停給容器真空度監視弁検査(その2)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁C	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	分解点検	B	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁漏えい車検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	監視機能健全性確認検査(安全設備系機能検査)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁駆動機構 一式	分解点検	B	52M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	分解点検	B	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁漏えい車検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中

31/186

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査

要領書番号：T2-Bc-06

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 自動減圧系機能検査

要領書番号 : T2-Aa-06

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査

要領書番号 : T2-Bb-04



過渡時自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第 43 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 12 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、過渡時自動減圧機能については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、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、原子炉の停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第 12 条第 4 項の要求に対する適合性の整理

第 12 条第 4 項の要求

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

表 46-5-1 第 12 条第 4 項の解釈の要求事項

第 12 条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第 4 項に規定する「発電用原子炉の運転又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。

8-一	<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。</p> <p>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当たっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、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。</p>
8-二	<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たっては、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>過渡時自動減圧機能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。</p> <p>但し、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。</p>
8-三	<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>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。</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。</p> <p>「安全保護系」</p> <p>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>過渡時自動減圧機能は、多重性を有しており、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。</p> <p>但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、運転中に試験又は検査を行わない。</p>

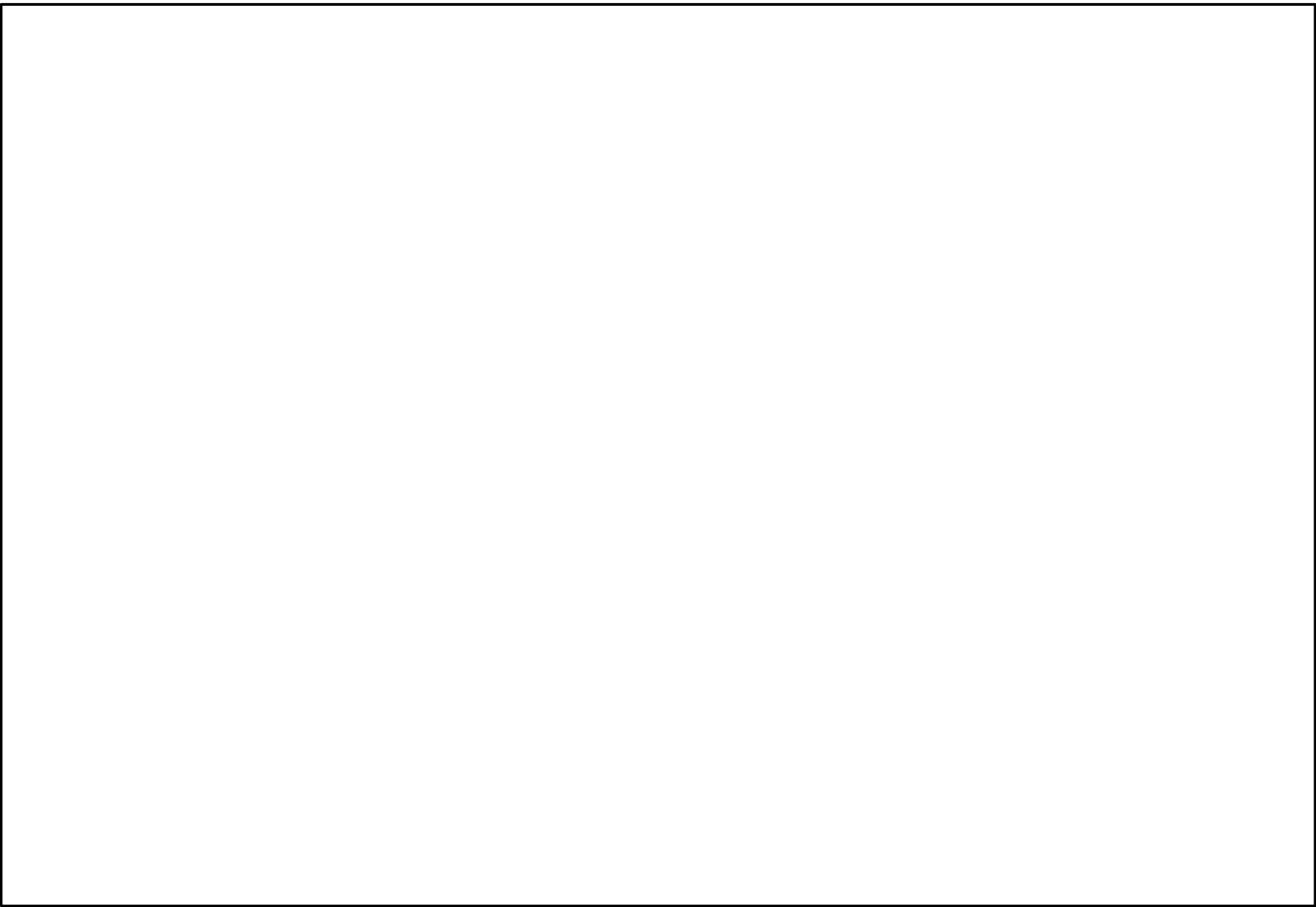
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。過渡時自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を施設定期検査毎として評価し、自動減圧機能による減圧機能が喪失し、かつ過渡時自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない

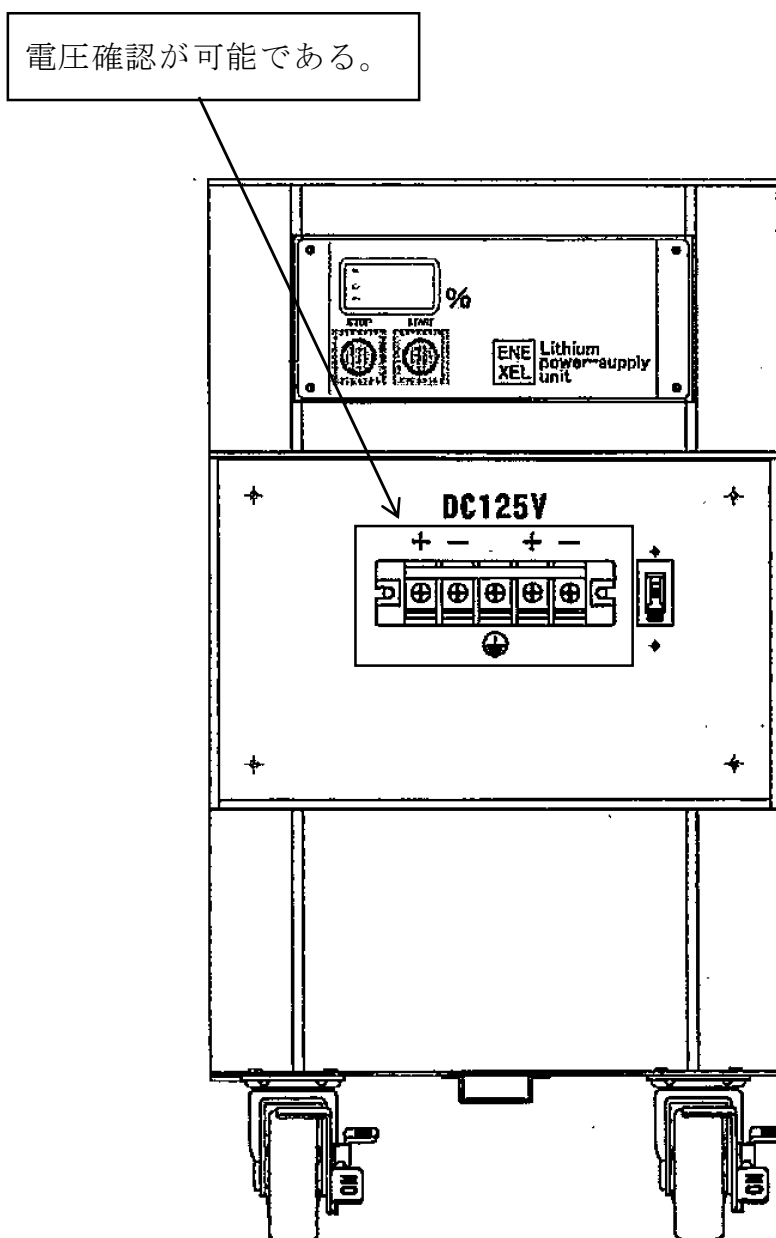
状態が発生する頻度※は誤動作確率 / 炉年又は不動作発生頻度 / 炉年と十分に低いことを確認しており，施設定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※46-12 参考資料参照

以上のことから，過渡時自動減圧機能は停止中（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 46-5-2 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査



第 46-5-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図

46-6 容量設定根拠

逃がし安全弁

名称		逃がし安全弁（安全弁機能）
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設定根拠】

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、格納容器内の主蒸気配管に設置された重大事故等対処設備であり、原子炉の蒸気を、排気管によりサプレッション・プール水面下に導き凝縮する設計としている。

逃がし安全弁（安全弁機能）は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、逃がし安全弁（安全弁機能）を必要とする重大事故シーケンスにおいて、設計基準と同等の容量で原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できることを確認している。

以上のことから、逃がし安全弁（安全弁機能）の吹出し量は、設計基準事故対処設備としての吹出し量と同仕様とする。

逃がし安全弁（安全弁機能）の吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の安全弁機能における吹出し量

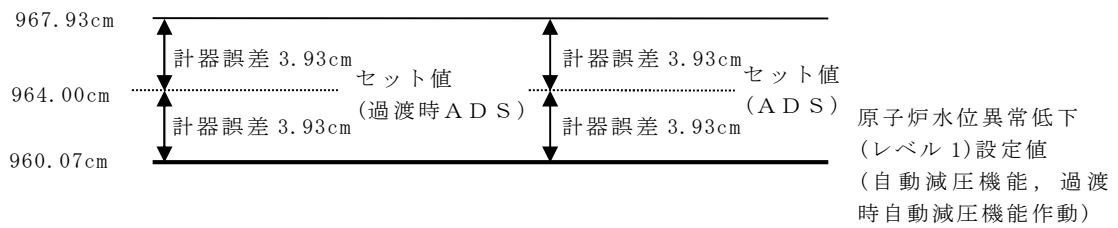
吹出し圧力	弁個数	吹出量／個 (吹出し圧力×1.03において)
7.79MPa[gage]	2個	385.2t/h
8.10MPa[gage]	4個	400.5t/h
8.17MPa[gage]	4個	403.9t/h
8.24MPa[gage]	4個	407.2t/h
8.31MPa[gage]	4個	410.6t/h

過渡時自動減圧機能

名 称	原子炉水位異常低下（レベル 1）
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中のみ、自動減圧機能と同様の原子炉水位異常低下（レベル1）を設定する。</p> <p>注記＊：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。</p> <p><補足></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）とする。 ・主蒸気逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系により注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水 	

位異常低下（レベル1）の設定とする。

< 参考 >



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

第44-6-2図 自動減圧機能，過渡時自動減圧機能作動と原子炉水位異常低下（レベル1）設定値の概要図

逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称		逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個数	個	2（予備 1）
容量	Wh／個	2,400
<p>【設定根拠】</p> <p>直流電源が喪失した場合，主蒸気逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能なように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を動作させるために必要な容量は，直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。</p> <p>$C = P \times t \times 2$</p> <p>$= 30 \times 24 \times 2$</p> <p>$= 1,440 \text{Wh}$</p> <p>C：24 時間給電での必要な容量(Wh)</p> <p>P：主蒸気逃がし安全弁用電磁弁（1 個）の消費電力【Wh】=30</p> <p>t：主蒸気逃がし安全弁用電磁弁への給電時間【h】=24</p> <p>以上より，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，1,440Wh に対し十分余裕を有する 2,400Wh とする。</p>		

高圧窒素ガスボンベ

名 称		高圧窒素ガスボンベ
容 量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 注 1
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧窒素ガスボンベは，可搬型重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガスボンベは，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>高圧窒素ガスボンベの容量は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。</p> <p>1.1 窒素ガス消費量*</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量 : <input type="text"/></p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を開動作するための消費量 : <input type="text"/></p>		

注 1 最高充填圧力を示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を7日間

開保持するための消費量

:

合計 :

* : 高圧窒素ガス供給系（非常用）は、独立した2系列の系統としており。A系：4台、B系：3台の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ窒素ガスを供給している。ここでは、窒素ガス消費量が多くなるA系について算出する。

1.2 高圧窒素ガスポンベによる供給量

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

S_b : ポンベによる供給量 [NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力 = [MPa (abs)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = [MPa (abs)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa (abs)]

V_b : ポンベ容量 = 46.7 [L/本]

M : 必要ポンベ本数 [本]

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

$$S_b > \boxed{}$$

上記の関係式より

$$\boxed{} \times M > \boxed{}$$
$$M > \boxed{}$$

よって、高圧窒素ガス供給系 (A系) の必要ポンベ本数は、5本であり。高圧窒素ガス供給系 (B系) についても、同数のポンベを配備するため、必要ポンベ本数は、10本 (約47L/本) /セットとする。

高圧窒素ガスポンベは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であるため、保有数は1セットに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして10本を加え、20本 (予備10本) を保有する。

2. 最高使用圧力

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）

名称		高圧窒素ガス供給系（非常用）
供給圧力	MPa [gage]	<div></div> 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は，常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は，格納容器圧力が上昇した場合，これによる背圧の影響を受け，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）エアシリンダで発生する作動力が減少するため，背圧対策として，格納容器圧力が設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を問題なく動作させることを考慮し，供給圧力を「<div></div> MPa [gage] 以上」とする。</p> <p>1. 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_p + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \cdots \textcircled{1}$ <p>ここに，</p> <p>F_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力によるピストン押上げ力</p> $F_N = P_N \times S_2$ <p>P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力</p> <p>S_2：ピストン受圧面積[mm²]</p>		

F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力

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

※安全側の仮定として、原子炉圧力は大気圧としている。

n : レバー比

$$n = \boxed{}$$

F_{S2} : シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \boxed{} [\text{N}]$$

F_V : 可動部重力

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

F_P : 格納容器圧力によるピストン押下げ力

$$F_P = P_P \times S_2$$

P_P : 格納容器圧力 ($2P_d = 0.62 \text{ MPa [gage]}$ を想定する)

F_{S1} : 弁本体のスプリング荷重

$$F_{S1} = \boxed{} [\text{N}]$$

F_F : ピストンOリング摩擦力

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

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$ のとき、
①式の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開条件が成立する。

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

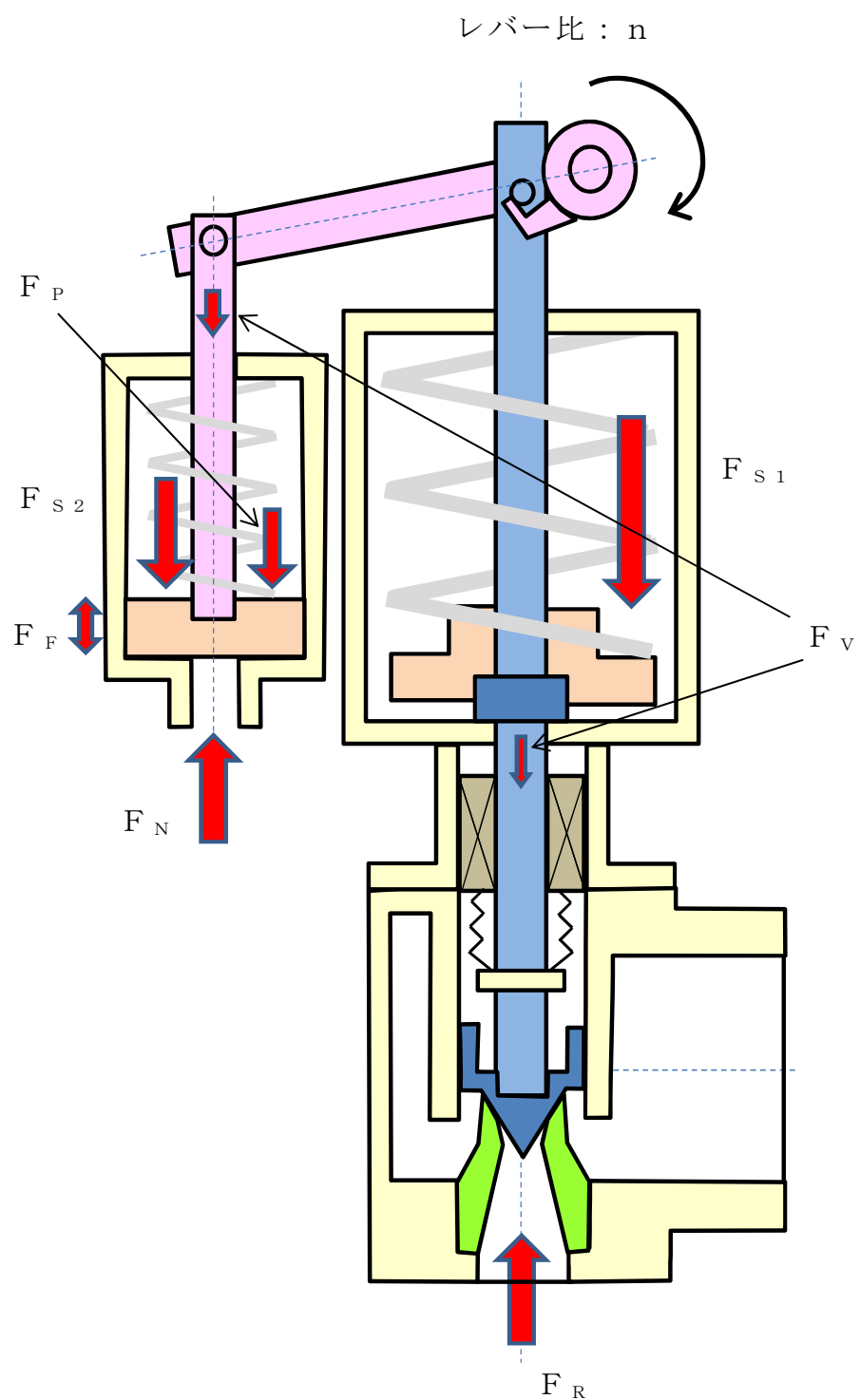
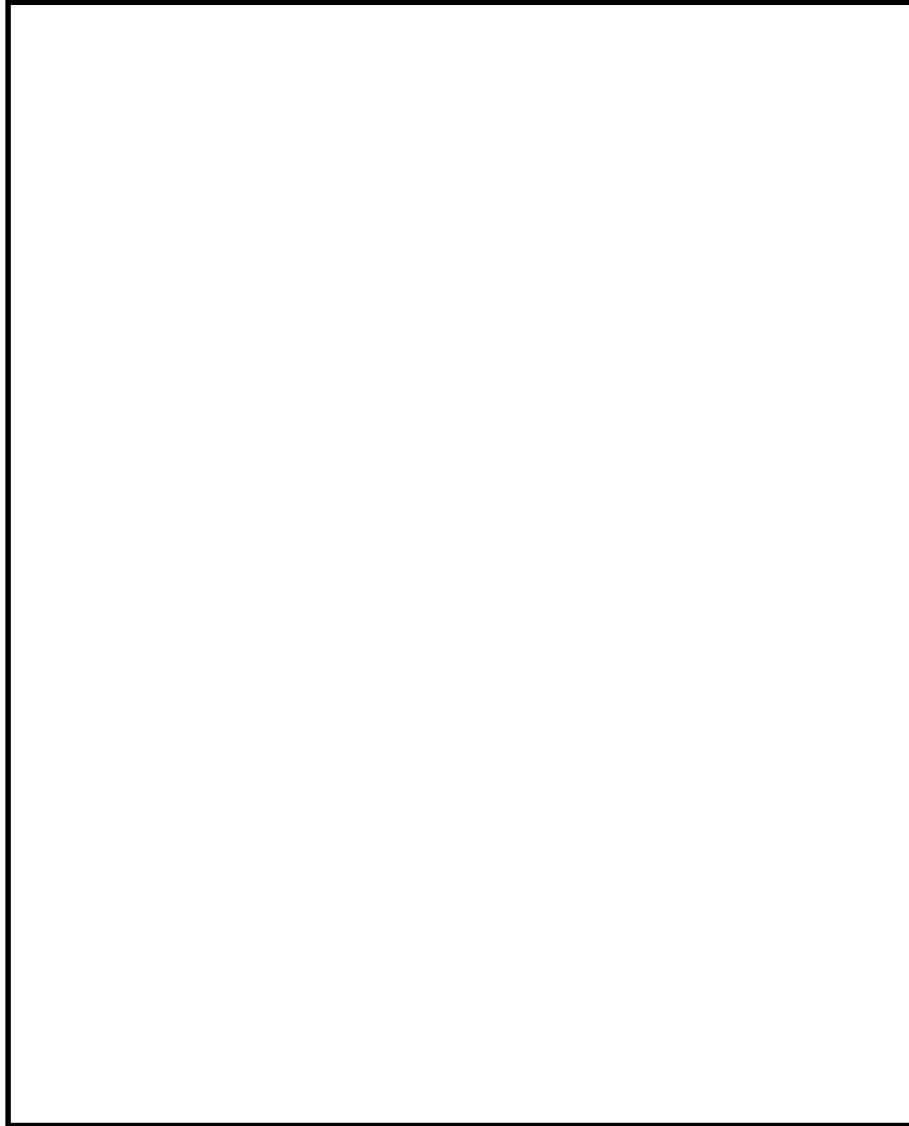


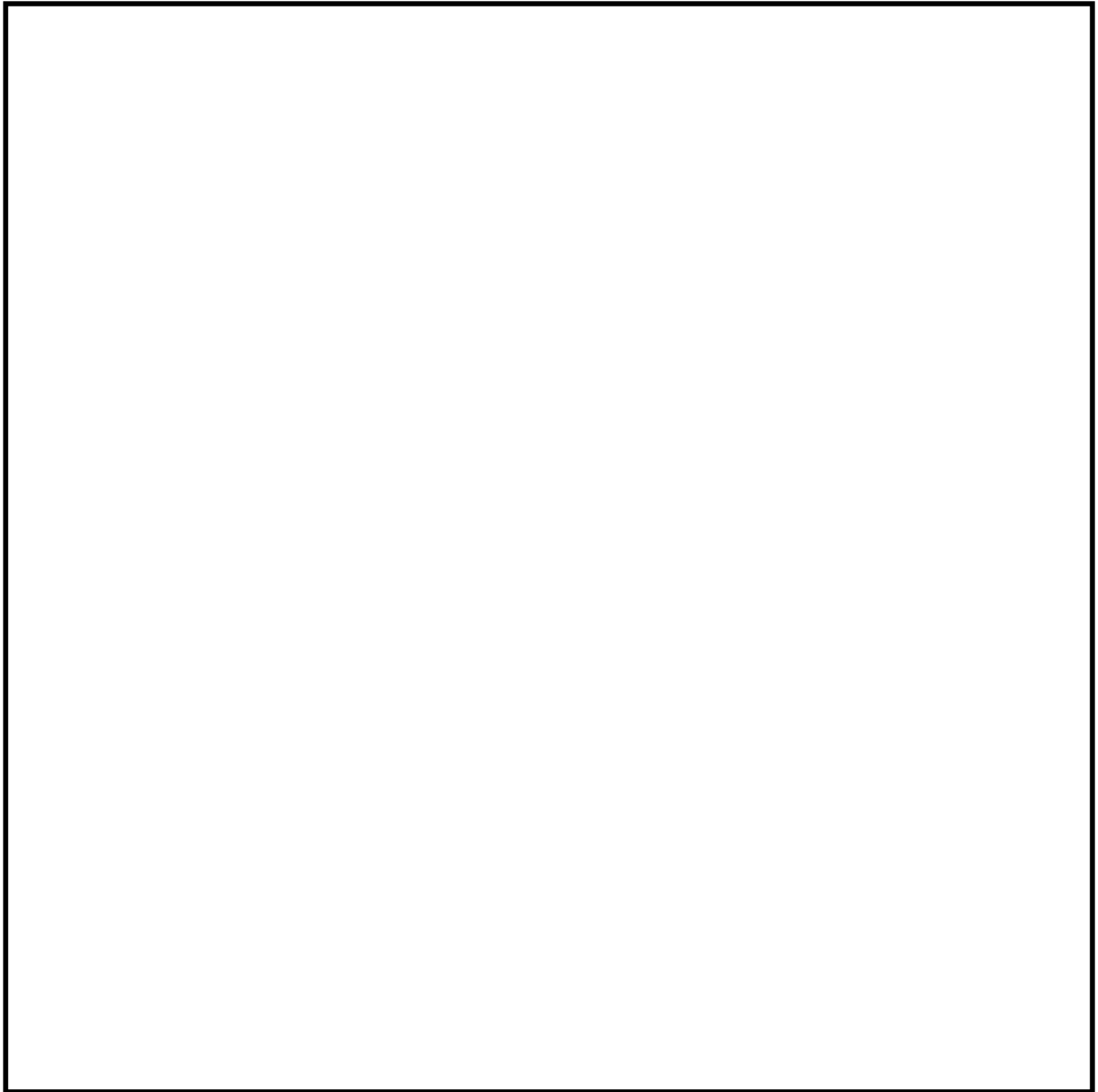
図 1 主蒸気逃がし安全弁 機構概要図

46-7 接続図

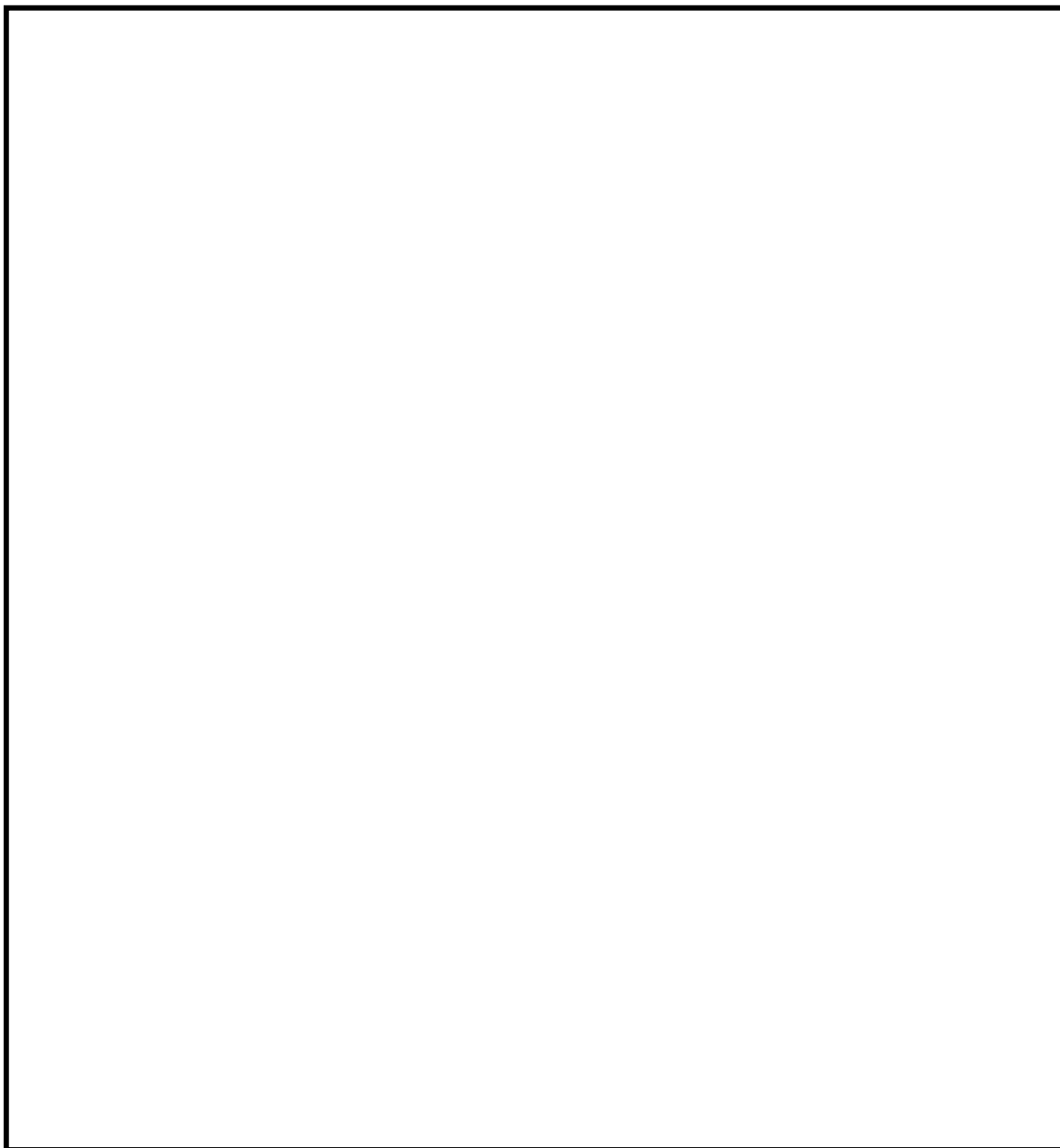


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



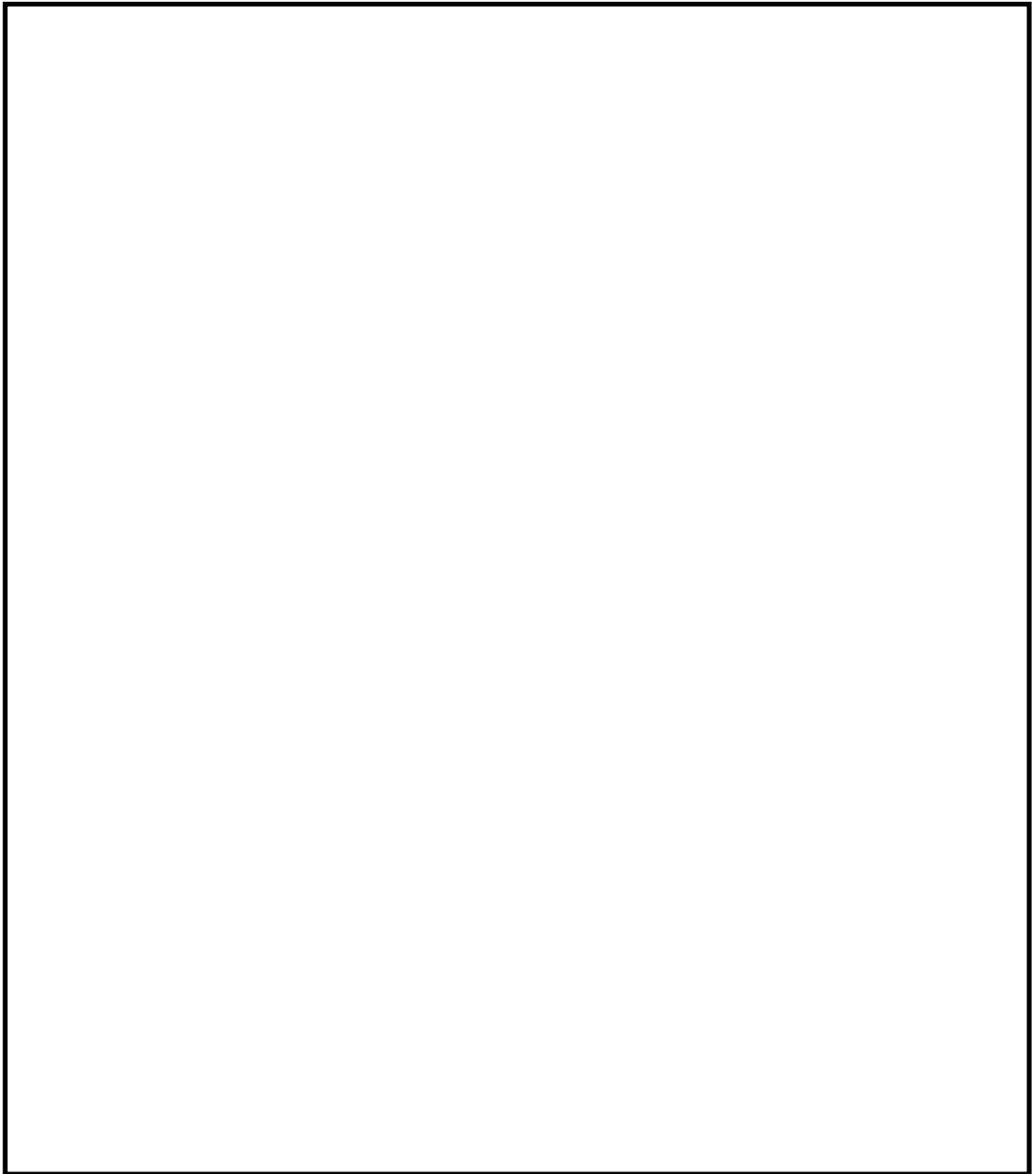
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンプ)の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階)



第 46-8-2 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(原子炉建屋付属棟 3 階)

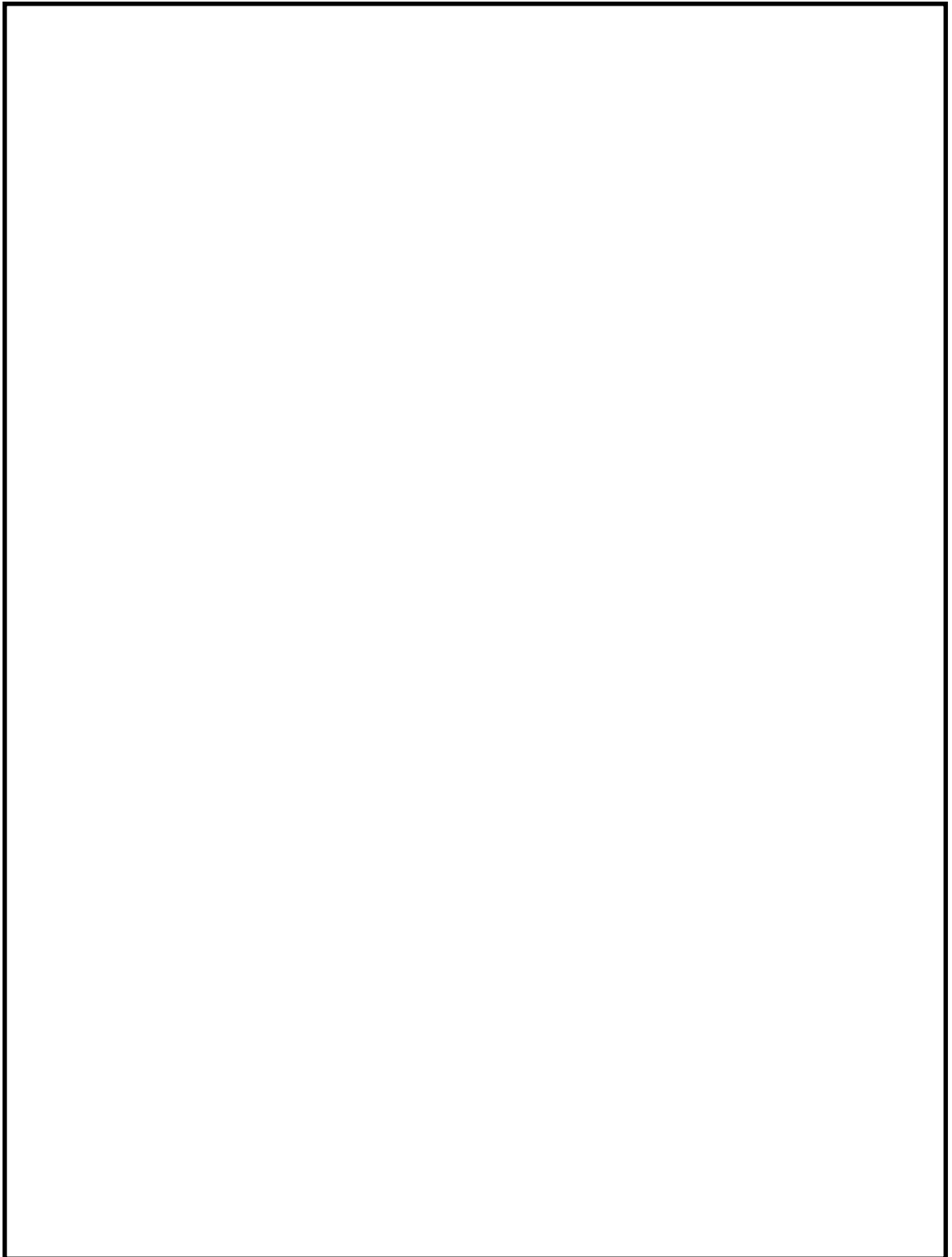
46-9 アクセスルート図

「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」
より抜粋

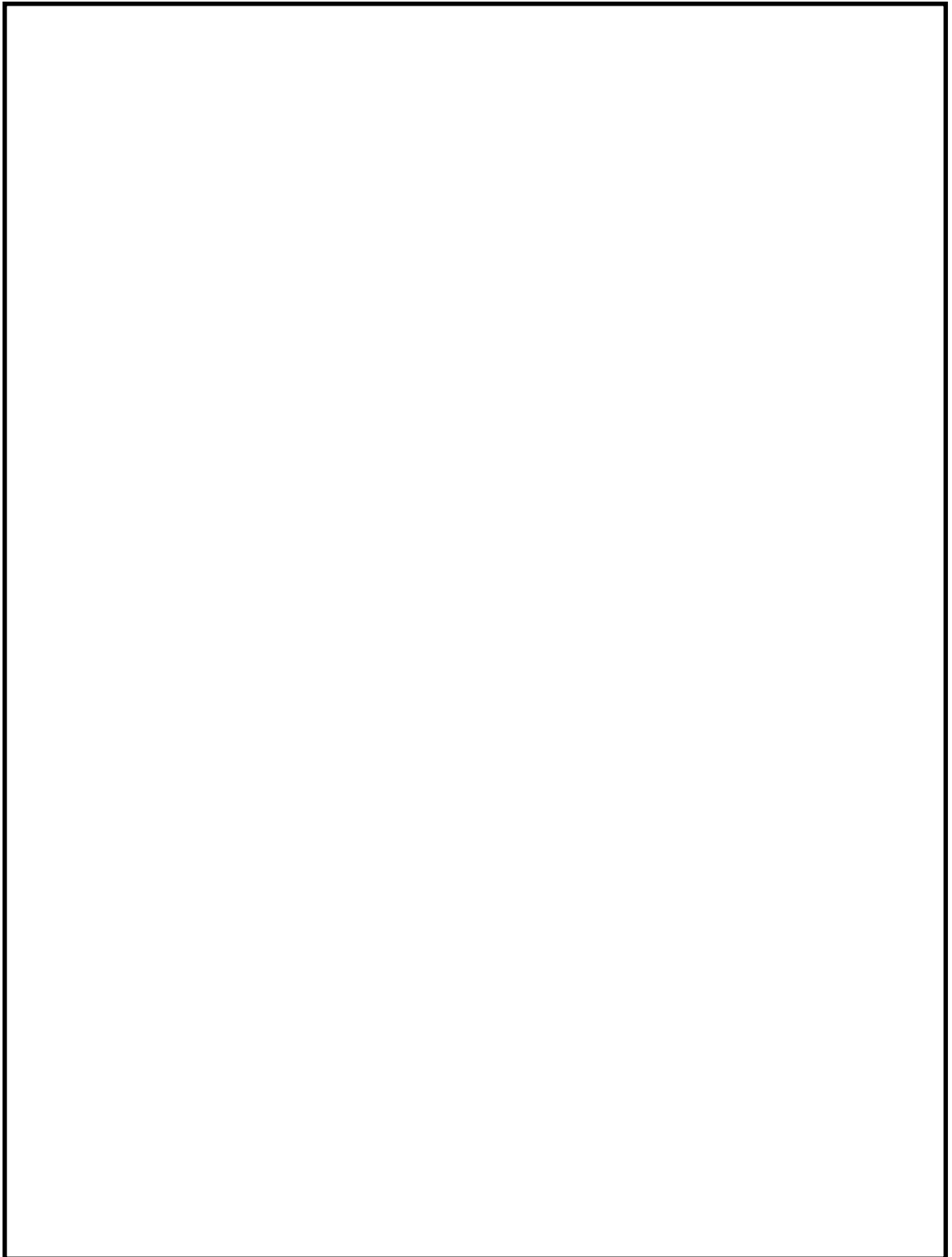


第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1／4)

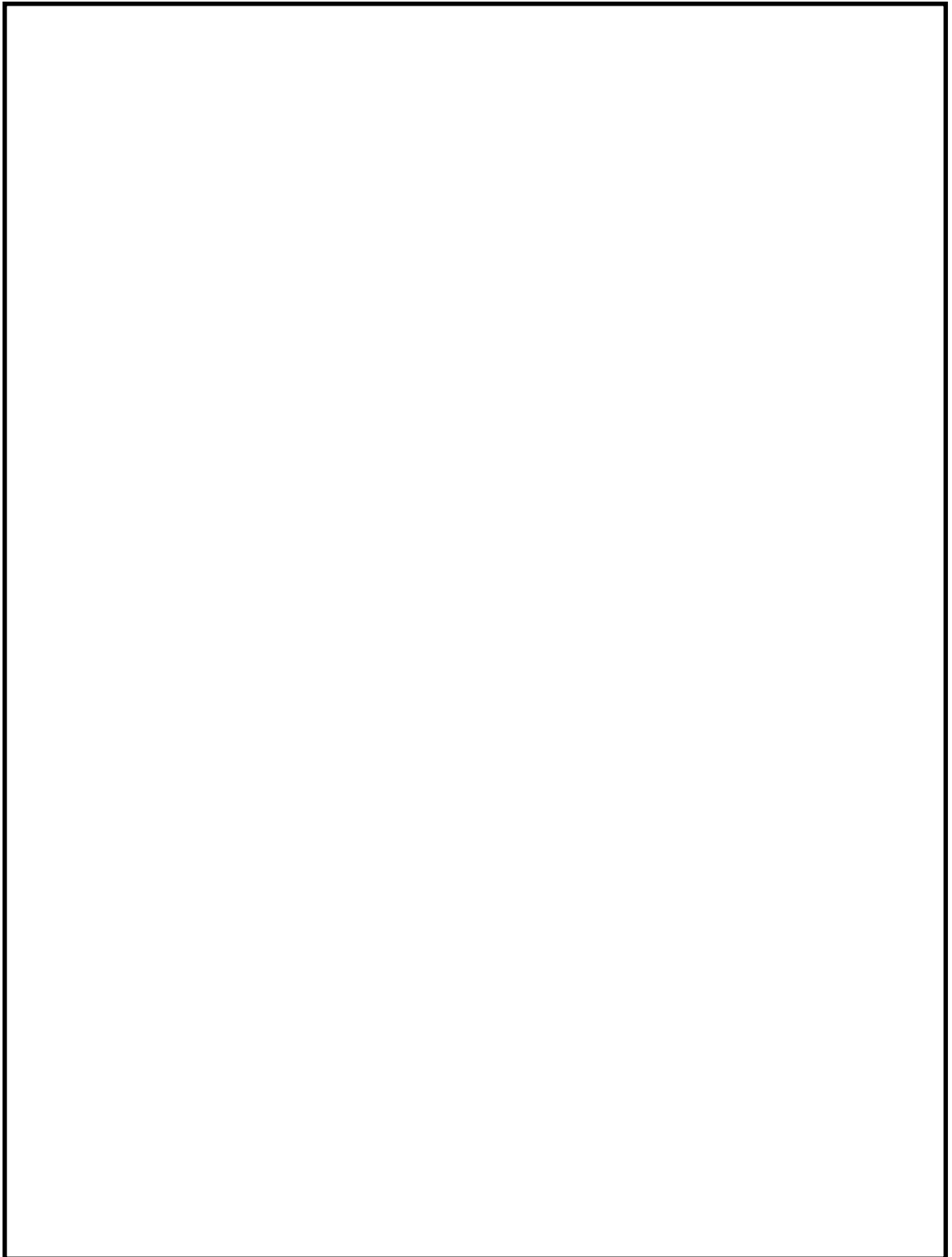
46-9-2



第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2／4)



第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(3／4)



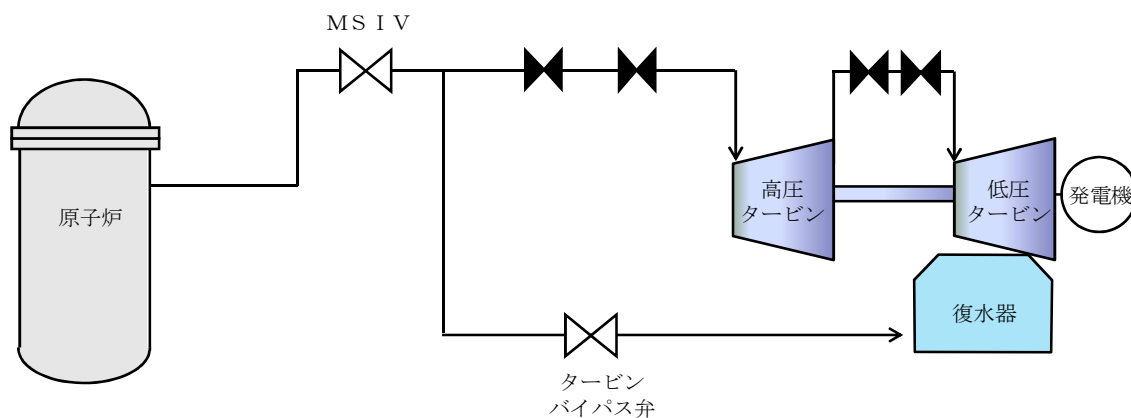
第 46-9-4 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(4／4)

46-10 その他設備

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

(1) タービンバイパス系

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、タービン制御系の圧力制御装置及び復水器が使用できる場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を実施する。



第 46-10-1 図 タービン制御系 概要図

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開保持期間中に、主蒸気逃がし安全弁駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）が予備の高圧窒素ガスボンベから供給している場合において、高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合は、可搬型窒素発生装置（小型）からの供給に切り替えることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

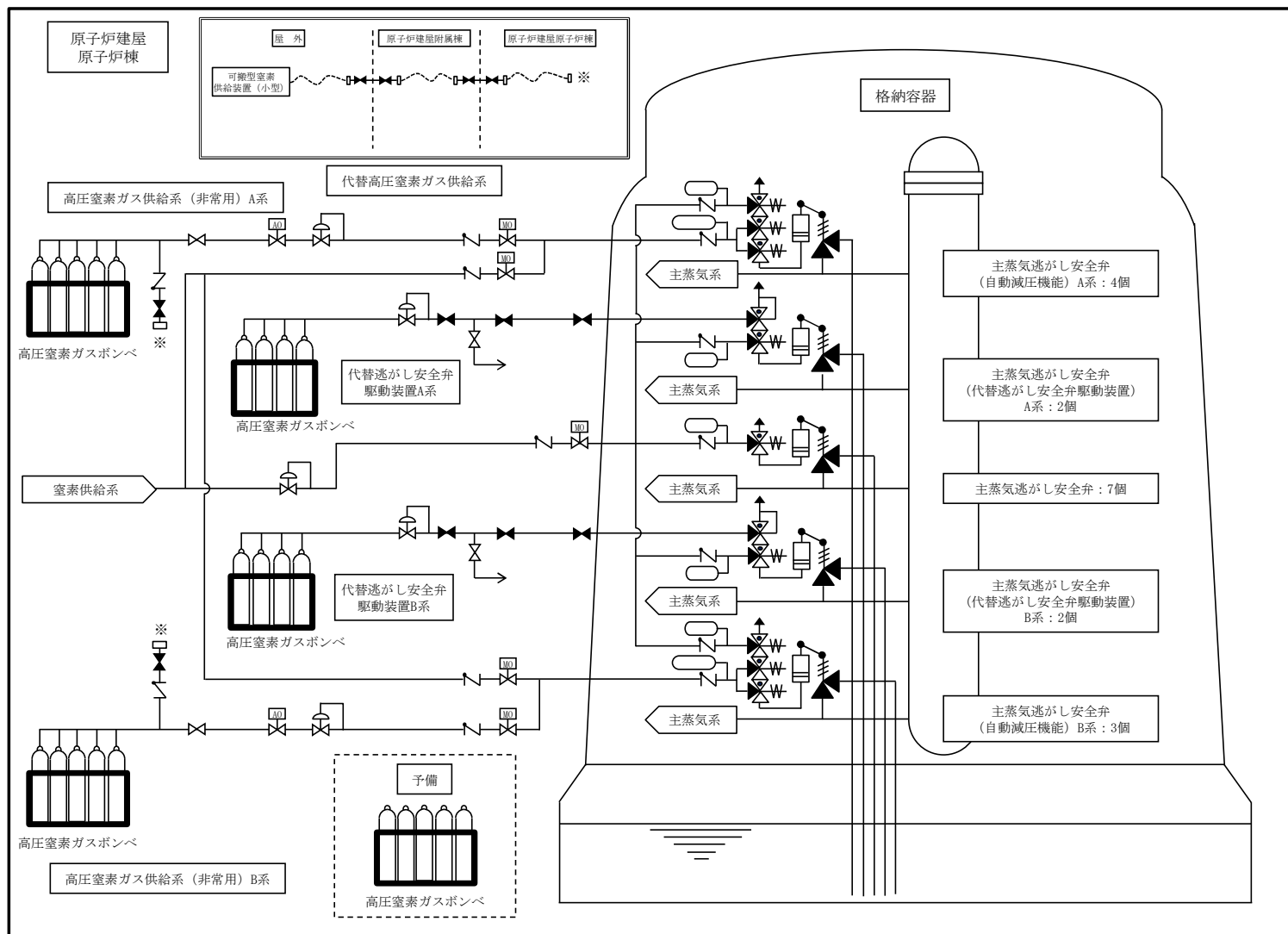
(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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

本系統は、高圧窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、高圧窒素ガスは、主蒸気逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個へ供給される。

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

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能なしの4個へ高圧窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。



第 46-10-2 図 可搬型窒素供給装置及び代替逃がし安全弁駆動装置

(参考)

主蒸気逃がし安全弁の機能

a. 逃がし弁機能

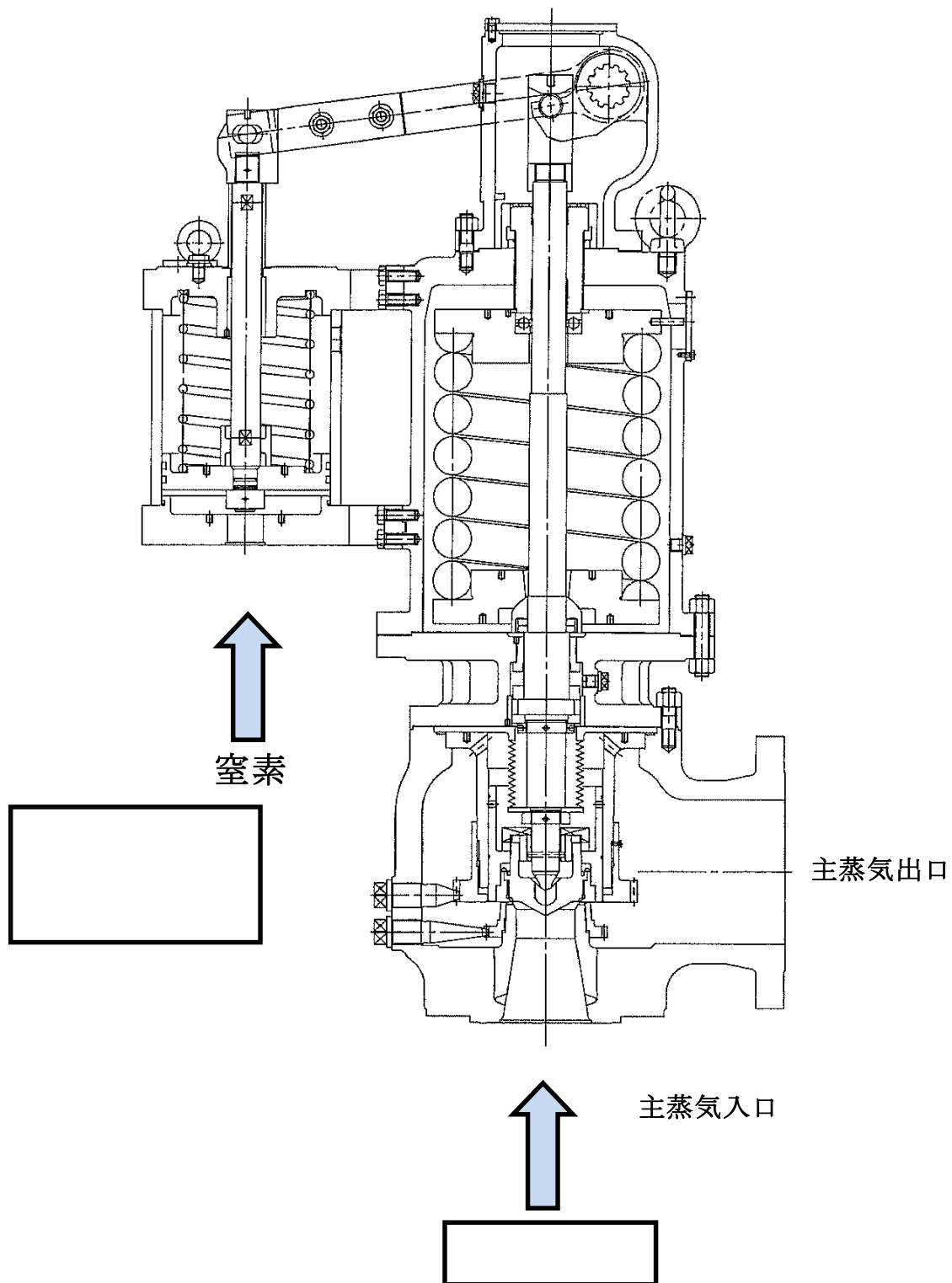
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

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

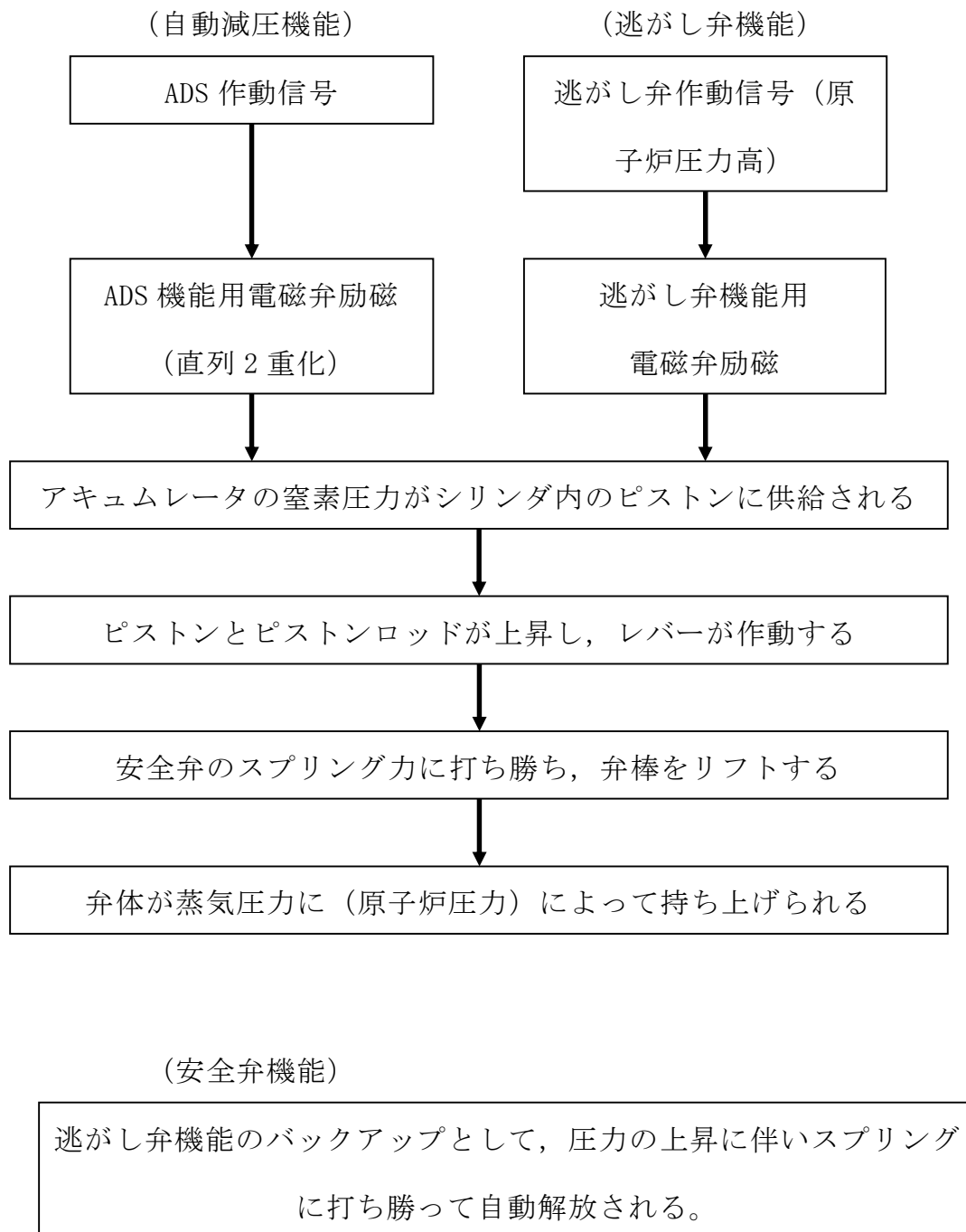
c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18 個の主蒸気逃がし安全弁のうち、7 個がこの機能を有している。



第 46-10-3 図 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

主蒸気逃がし安全弁作動時の機構



46-11 過渡時自動減圧機能について

1. 概要

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

2. 基本方針

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

3. 過渡時自動減圧機能の設計方針

過渡時自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の中央制御室、原子炉建屋付属棟、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

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ（以下「残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等」という。）が運転中で自動的に論理回路が作動する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

(3) 悪影響防止

自動減圧機能と過渡時自動減圧機能の論理回路は第46-11-1図のとおりであり、過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能の論理回路とは別に設けることで、悪影響を与えない設計とする。

第46-11-2図のとおり原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を与えない設計とする。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を与えない設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給し、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離をすることで、自動減圧機能に悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

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

(5) 多様性

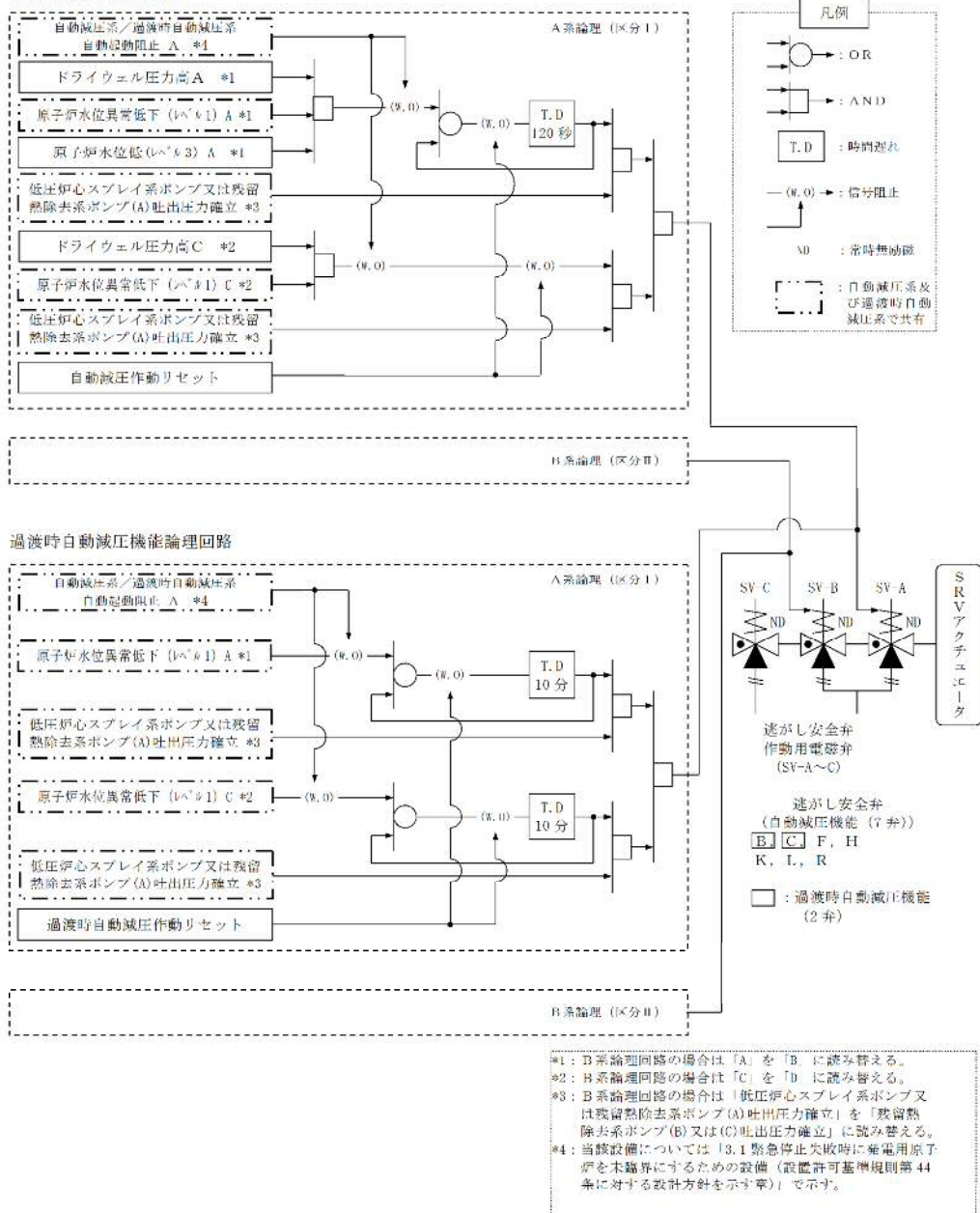
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の場合に、原子炉水位異常低下（レベル1）で自動作動し、自動減圧機能とは多様性を有する過渡時自動減圧機能論理回路を設ける。

4. 共通要因による影響防止対策

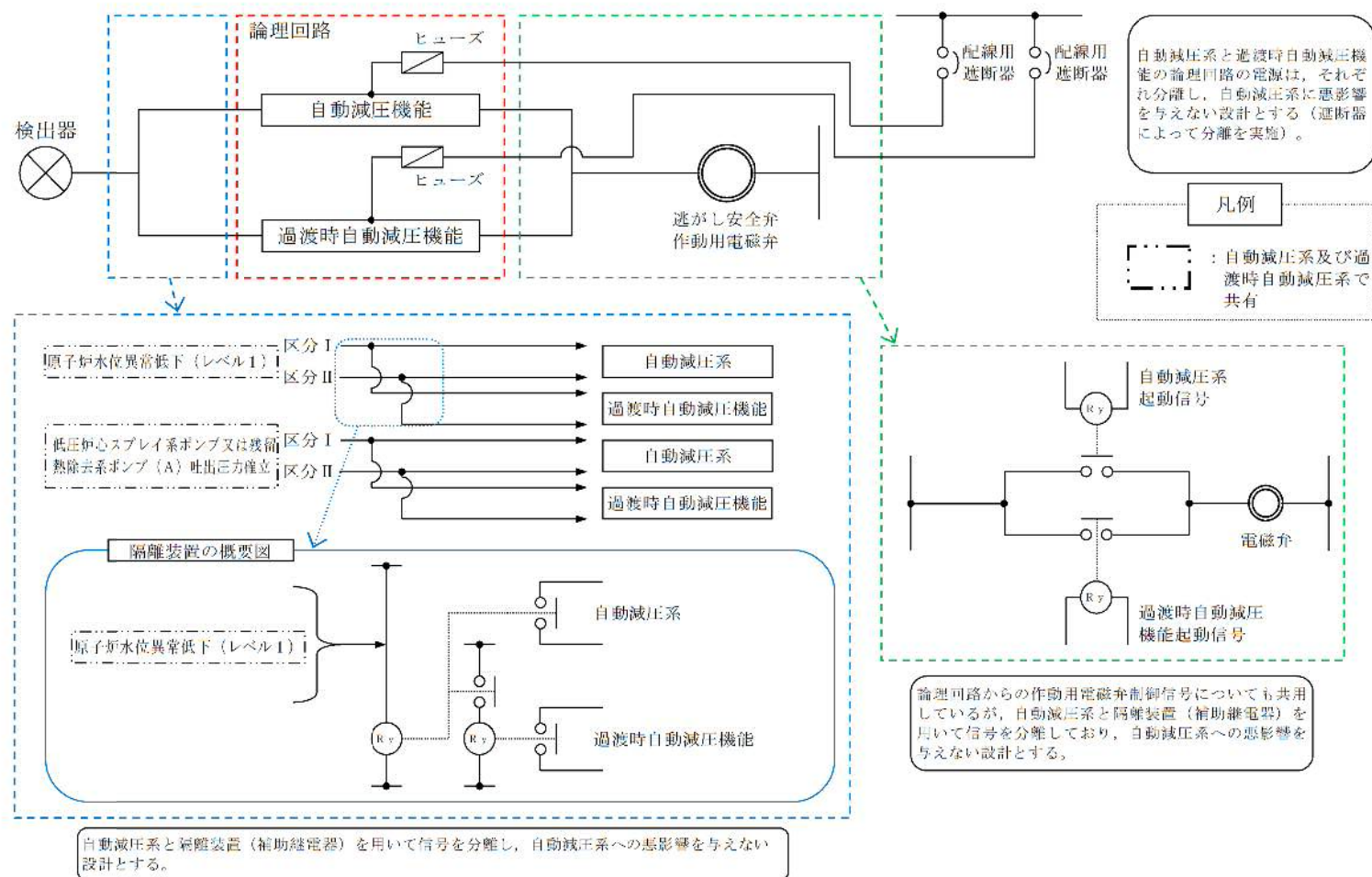
過渡時自動減圧機能論理回路は、共通要因によって自動減圧機能と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路は、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。
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、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。
- ・過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の制御盤は、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。

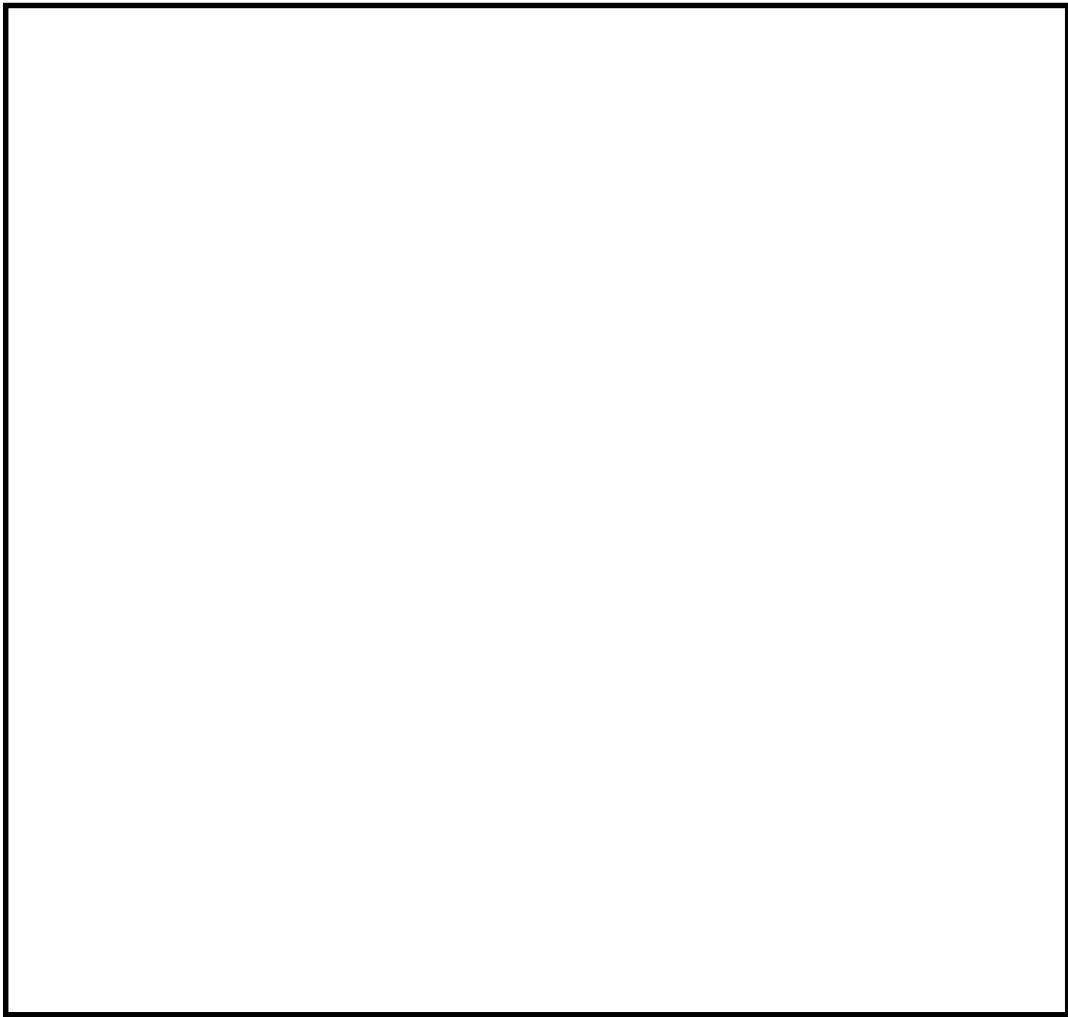
自動減圧機能論理回路



第 46-11-1 図 自動減圧機能及び過渡時自動減圧機能の論理回路



第 46-11-2 図 信号の分離について



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の設置場所

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

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

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

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

(3) 過渡時自動減圧機能に要求される機能

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

- ・ 過渡時自動減圧機能

原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧論理回路を設ける。

(4) 過渡時自動減圧機能の作動論理回路

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合があるた

め、原子炉水位の低下を検知することにより過渡時自動減圧機能を作動させるものとする。

過渡時自動減圧機能の作動論理回路としては、検出器故障による不動作を考慮して、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）信号により動作する回路を多重化した設計とする。

(5) 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧機能への影響防止対策

過渡時自動減圧機能故障による自動減圧機能の誤作動を防止するため、以下の対策を考慮した設計としている。

- a. 過渡時減圧機能の内部構成を多重化（検出信号の多重化）し、単一故障により誤作動しない設計とする。
- b. 過渡時自動減圧機能は論理回路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、過渡時自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. 過渡時自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧機能と同じ制御盤内にあるが、自動減圧系盤とは電源区分毎に分離することで位置的分散を図り、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率，及び不動作となる発生頻度を第 46-12-1 表に示す。第 46-12-1 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 46-12-1 表 過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果

	過渡時自動減圧機能	
誤動作率	<div></div>	／炉年 ※1
不動作の発生頻度	<div></div>	／炉年 ※2

※1：過渡時自動減圧機能が誤動作する頻度

※2：原子炉減圧機能喪失が発生し，かつ過渡時自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 過渡時自動減圧機能

取付箇所：中央制御室

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって，設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため，原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去

系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気
逃がし安全弁 2 個を作動させる

過渡時自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で過渡時自動減圧信号を発信する回路である。

b. 過渡時自動減圧機能作動信号

作動に関する信号：残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）
信号

設定値：原子炉水位異常低下（レベル 1）：原子炉压力容器ゼロレベル*より 960cm 以上

* 原子炉压力容器ゼロレベルは、原子炉压力容器基準点示す。

作動信号：過渡時自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

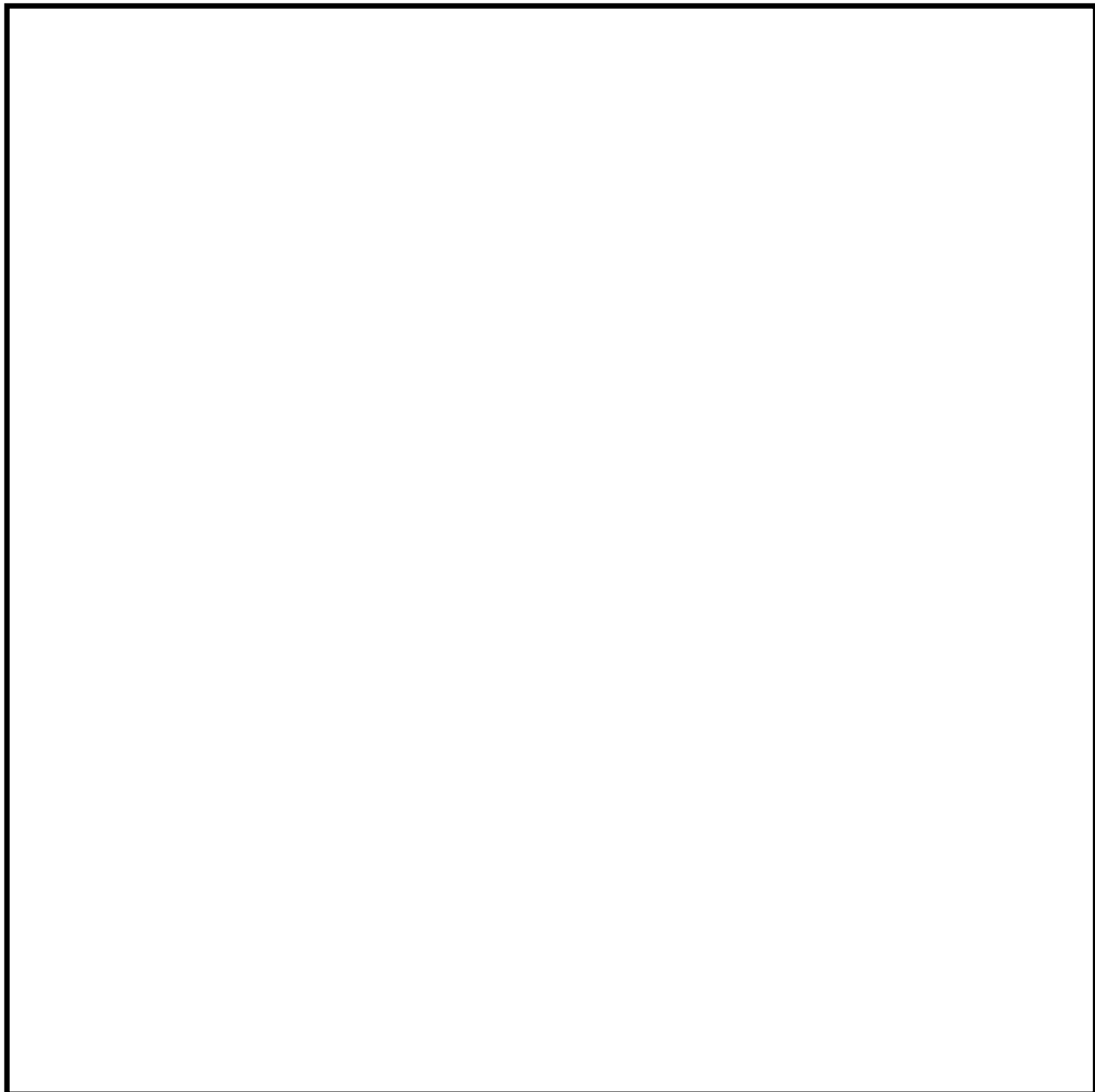
過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧機能の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去

系ポンプ（低圧注水系）等が運転中のみ，自動減圧機能と同様の原子炉水位異常低下（レベル 1）を設定する。

なお，重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において，上記の設定値（レベル 1）が作動してから 10 分後に主蒸気逃がし安全弁 2 弁が開くことで，残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等を用いた原子炉注水及び除熱を実施することにより，炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所



第 46-12-1 図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

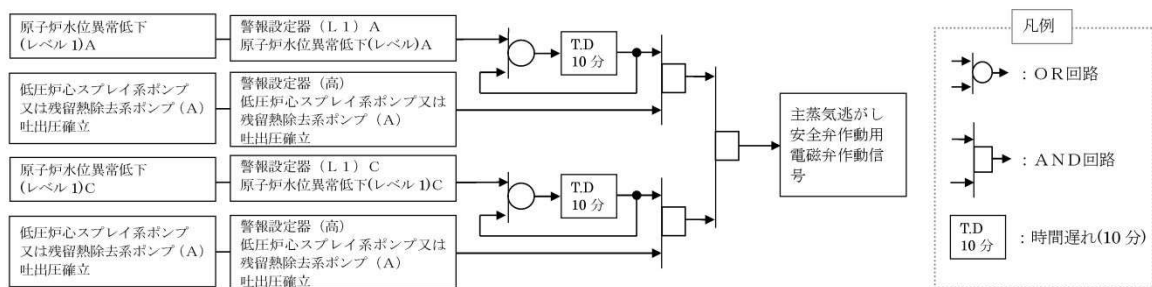
b. 回路構成

(a) 自動減圧機能と過渡時自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能に対して独立した構成とし、自動減圧機能に悪影響を与えない設計※とする。

※ 悪影響を与えない設計に関する説明は「46-11 過渡時自動減圧機能について 4. 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧機能への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



第 46-12-2 図 タイマー設定根拠

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

自動減圧機能本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧機能の原子炉水位異常低下（レベル 1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、過渡時自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判

断操作の時間的余裕を考慮し，設備作動までに 10 分の時間遅れを設ける。これにより，過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお，事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧機能自動起動信号	120 秒
過渡時自動減圧機能自動起動信号	10 分

過渡時自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に過渡時自動減圧機能が誤動作した場合、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、過渡時自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて過渡時自動減圧機能の誤動作率を評価する。過渡時自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を第 1 図に示す。また、フォールトツリーの概略図を第 2 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 ヶ年データ）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、自動減圧機能との共有箇所を除いた各回路の誤動作確率を第 3 表に示す。その結果、第 2 表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率は $\frac{\square}{h}$ \square / 炉年), 第 3 表より、過渡時自動減圧機能の誤動作確率 (共有部分除く) は $\frac{\square}{h}$ (\square / 炉年) という評価結果となった。

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（水位）	2.2×10^{-8}
検出器（圧力）	3.5×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-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 ヶ年データ）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

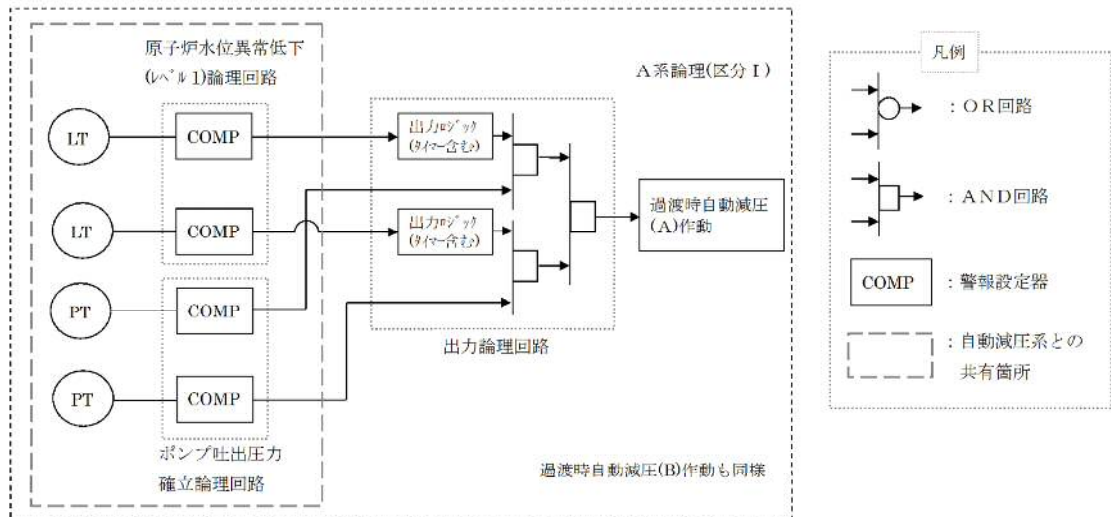
評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
出力ロジック（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	<input type="text"/> ／炉年 <input 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。

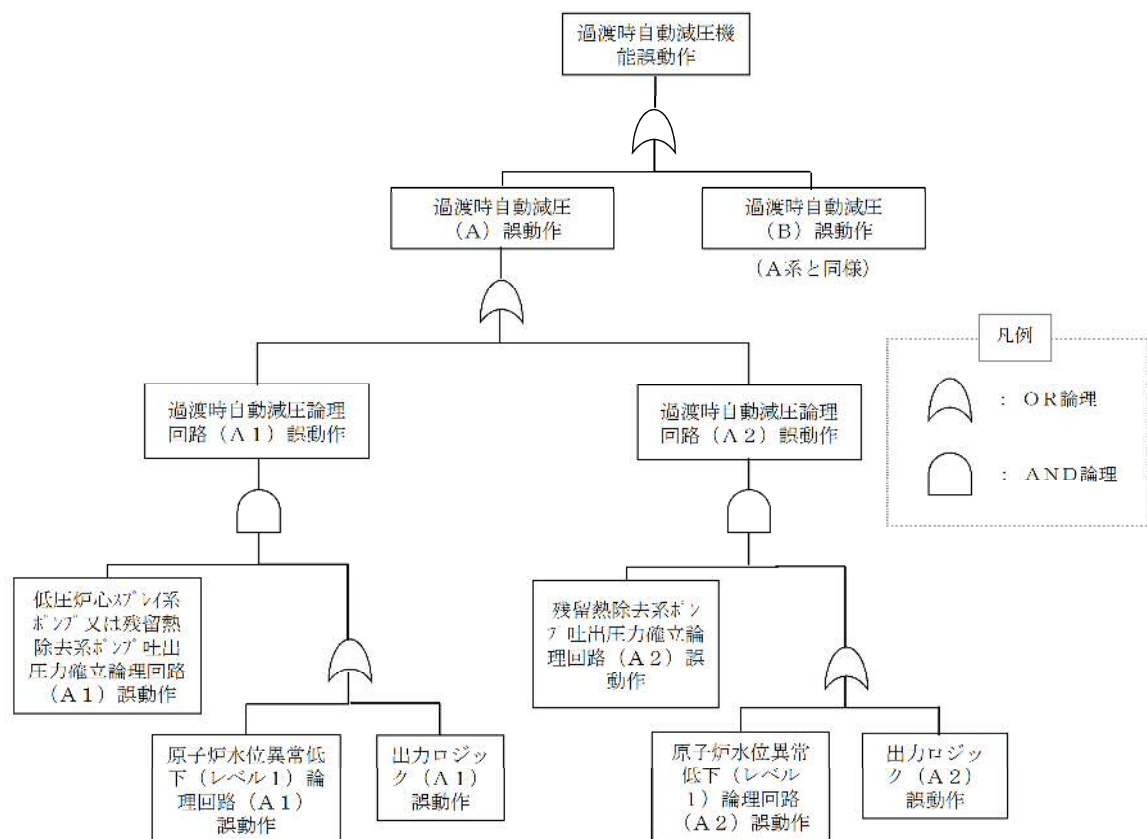
第 3 表 誤動作確率評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	誤動作確率
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
出力ロジック（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
過渡時自動減圧（A）誤動作	<input type="text"/> ／炉年
過渡時自動減圧機能誤動作	<input type="text"/> ／炉年 <input type="text"/> ／h※3

※3 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。



第1図 誤動作率評価モデル



第2図 誤動作率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

過渡時自動減圧機能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。過渡時自動減圧機能の誤不動作確率の評価に係る回路の概略図を第3図に示す。また，フォールトツリーの概要図を第4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 ヶ年データ）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（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた
- ・故障確率 P は $P=1/2\lambda T$ 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，この非信頼性と，内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度^{※1}の積をとることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，自動減圧機能による原子炉の減圧機能が喪失し，かつ過渡時自動減圧機能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，過渡時自動減圧機能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5表に示す。また，自動減圧機能との共有箇所を除いた各回路の非信頼度を第6表に示す。その結果，第5表より，過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）は 第6表より，

過渡時自動減圧機能の非信頼度（誤不動作確率）（共有部分除く）は という評価結果となった。

過渡時自動減圧機能の非信頼性度（誤不動作確率）に，内部事象 P R A において過渡時自動減圧に期待する状況の発生頻度（ 2.0×10^{-8} ／炉年）を乗算することにより，過渡時自動減圧機能の誤不動作の発生頻度 ／炉年が求められる。

※1 過渡時自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は，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。これに該当する事故シーケンスグループは T Q U X（ 2.0×10^{-8} ／炉年）であることから，これらの C D F の和が当該状況の発生頻度となる。なお，他の重大事故等対処設備（高圧代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

第4表 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（不動作率（／h））※1
検出器（水位）	1.4×10^{-8}
検出器（圧力）	2.9×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
リレー	1.5×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-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。

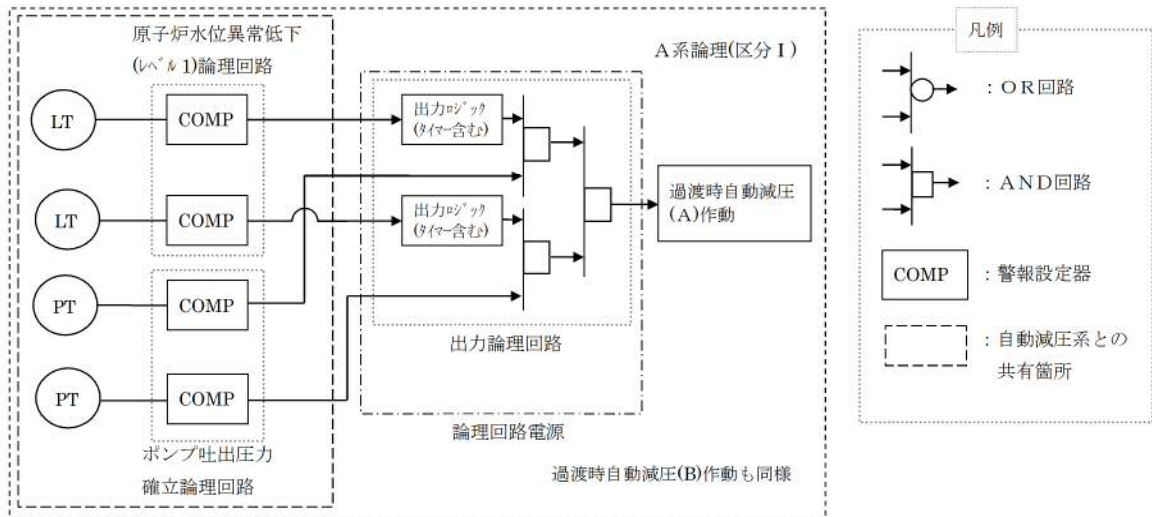
第5表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル1）論理回路（A1）誤不動作	
出力ロジック（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A1）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）（B）誤不動作	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能論理回路	／炉年※2

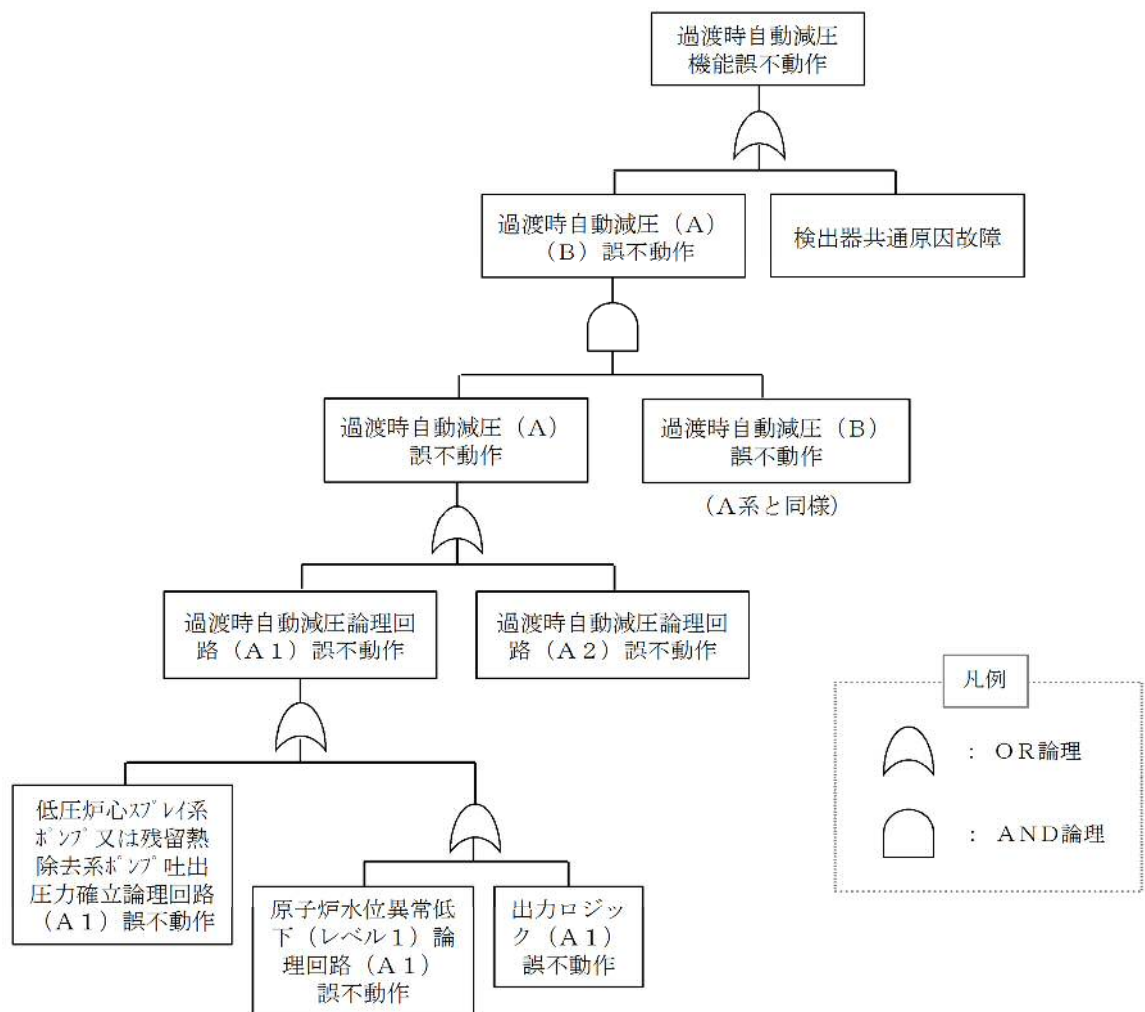
※2 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧回路に期待する状況（高圧注水・減圧機能喪失）の発生頻度(2.0×10^{-8} ／炉年)を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

第 6 表 非信頼度の評価結果一覧（共有部分除く）

評価回路	非信頼度
低圧炉心スプレッドポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路（A 1）誤不動作	
原子炉水位異常低下（レベル 1）論理回路（A 1）誤不動作	
出力ロジック（A 1）誤不動作	
過渡時自動減圧論理回路（A 1）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）誤不動作	
過渡時自動減圧（A）（B）誤不動作	
検出器共通原因故障	
過渡時自動減圧機能論理回路	



第3図 非信頼度評価モデル



第4図 非信頼度評価フォールトツリー

47-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第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					常設低圧代替注水系ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	47-3配置図, 47-8 保管場所図, 47-10 その他設備	
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場操作	A, B
			関連資料		47-4 系統図, 47-7 接続図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B
			関連資料		47-5 試験・検査説明資料	
		第4号	代替性		当該設備の使用に当たり切替が不要	B b
			関連資料		47-7 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	47-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		47-3 配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		系統の目的に応じて必要な容量を有する	A
			関連資料		47-6 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D B 設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第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				可搬型代替注水大型ポンプ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	－
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	47-3 配置図	
		第2号		操作性	設備の運搬・設置, 工具の使用 操作スイッチ, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
				関連資料	47-4 系統図, 47-7 接続図	
		第3号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ホース	A, F
				関連資料	47-5 試験及び検査	
		第4号		切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外
				関連資料	47-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	47-4 系統図	
		第6号		設置場所	現場操作	A a
				関連資料	47-3 配置図	
	第2項	第1号		可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
				関連資料	47-6 容量設定根拠	
		第2号		可搬SAの接続性	フランジ接続	B
				関連資料	47-7 接続図	
		第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a
				関連資料	47-3 配置図	
		第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	－
				関連資料	47-3 配置図	
		第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
				関連資料	47-8 保管場所図	
		第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B
				関連資料	47-9 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋外	A b
				サポート系要因	サポート系なし	対象外
				関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第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					残留熱除去系（低圧注水系） （設計基準拡張）		類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		対象外
				関連資料	—		
		第2号	操作性		中央制御室操作		A
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査(検査性，系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁		A， B
			関連資料		—		
		第4号	切り替え性		本来の用途以外に使用しない。		対象外
			関連資料				
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B 設備と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料			
		第6号	設置場所		中央制御室		B
			関連資料		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同仕様の容量で設計)		B
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)		対象外
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内		A a
				サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

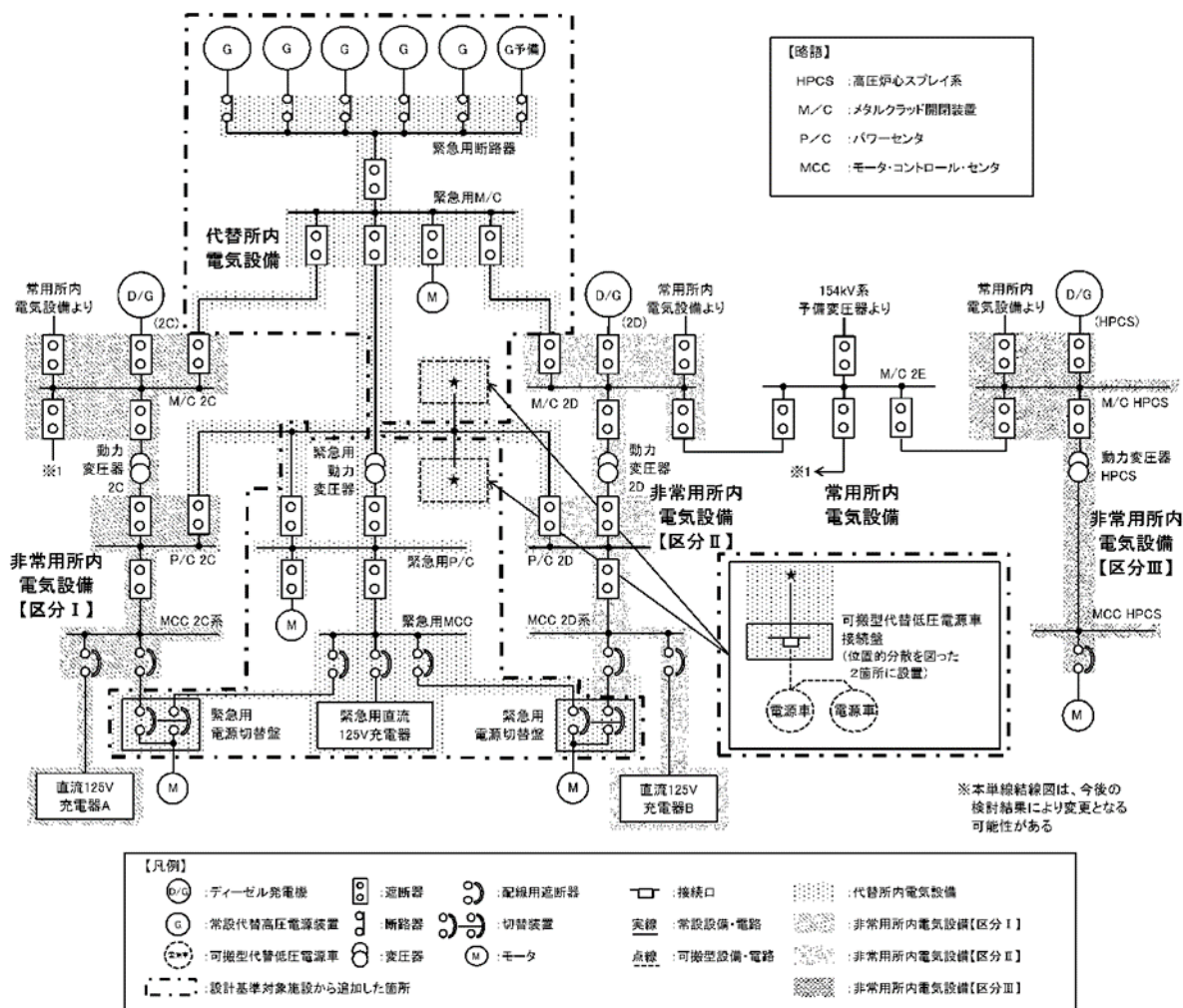
第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） （設計基準拡張）	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
			関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ、弁	A, B
			関連資料	—	
		第4号	切り替え性	本来の用途以外に使用しない。	対象外
			関連資料	—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B 設備と同じ系統構成
			その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室	B
			関連資料	—	
	第2項	第1号	常設SAの容量	D B 施設の系統及び機器の容量が十分 （D B 施設と同仕様の容量で設計）	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外
			関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備—対象（代替対象D B 設備有り）—屋内
			サポート系要因	対象（サポート系有り）—異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第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					低圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	－
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	－	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途以外に使用しない。	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B 設備と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室	B
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内	A a
				サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

47-2 単線結線図

47-2-1



第 47-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）

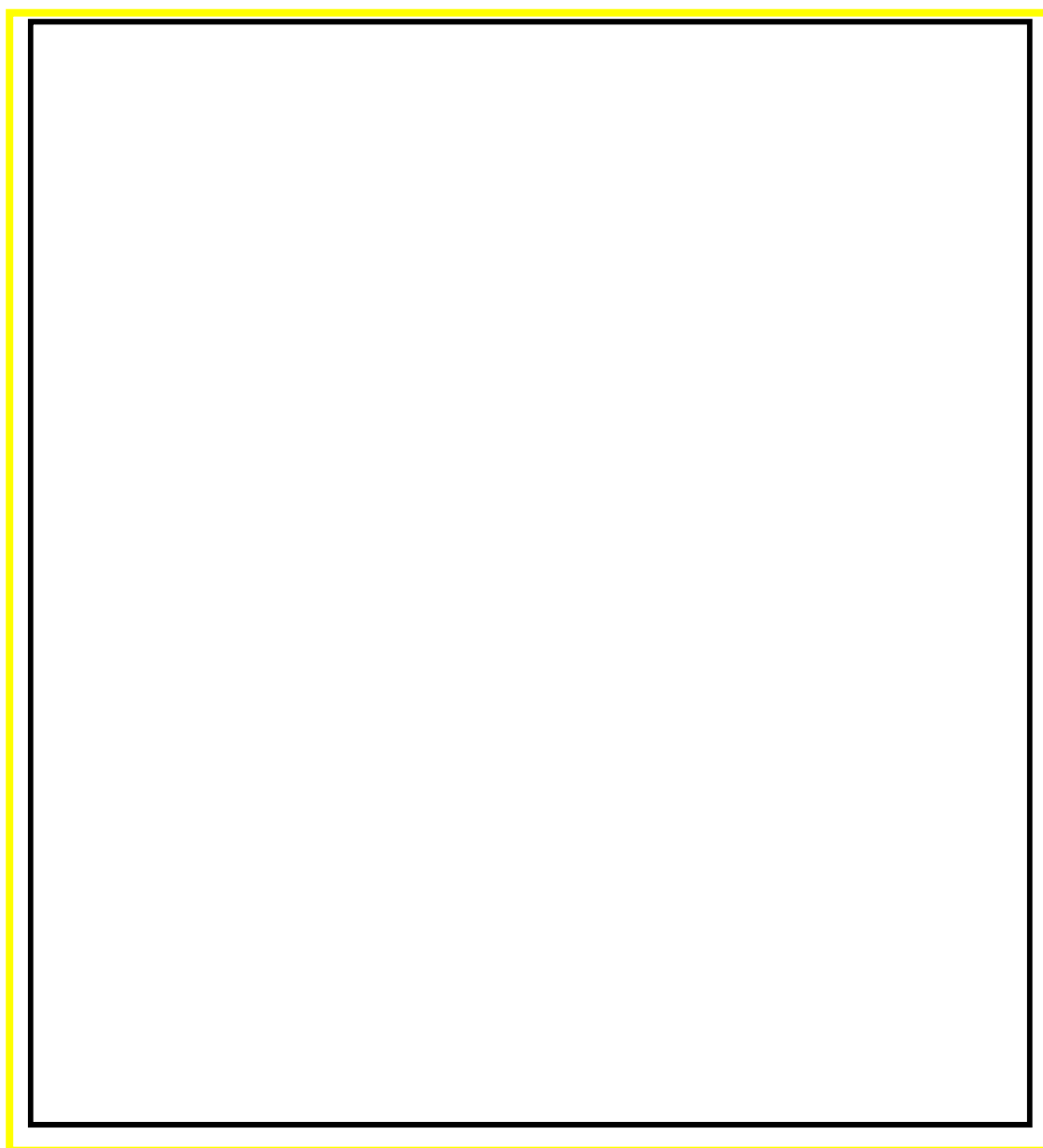
47-3 配置図

47-3-1

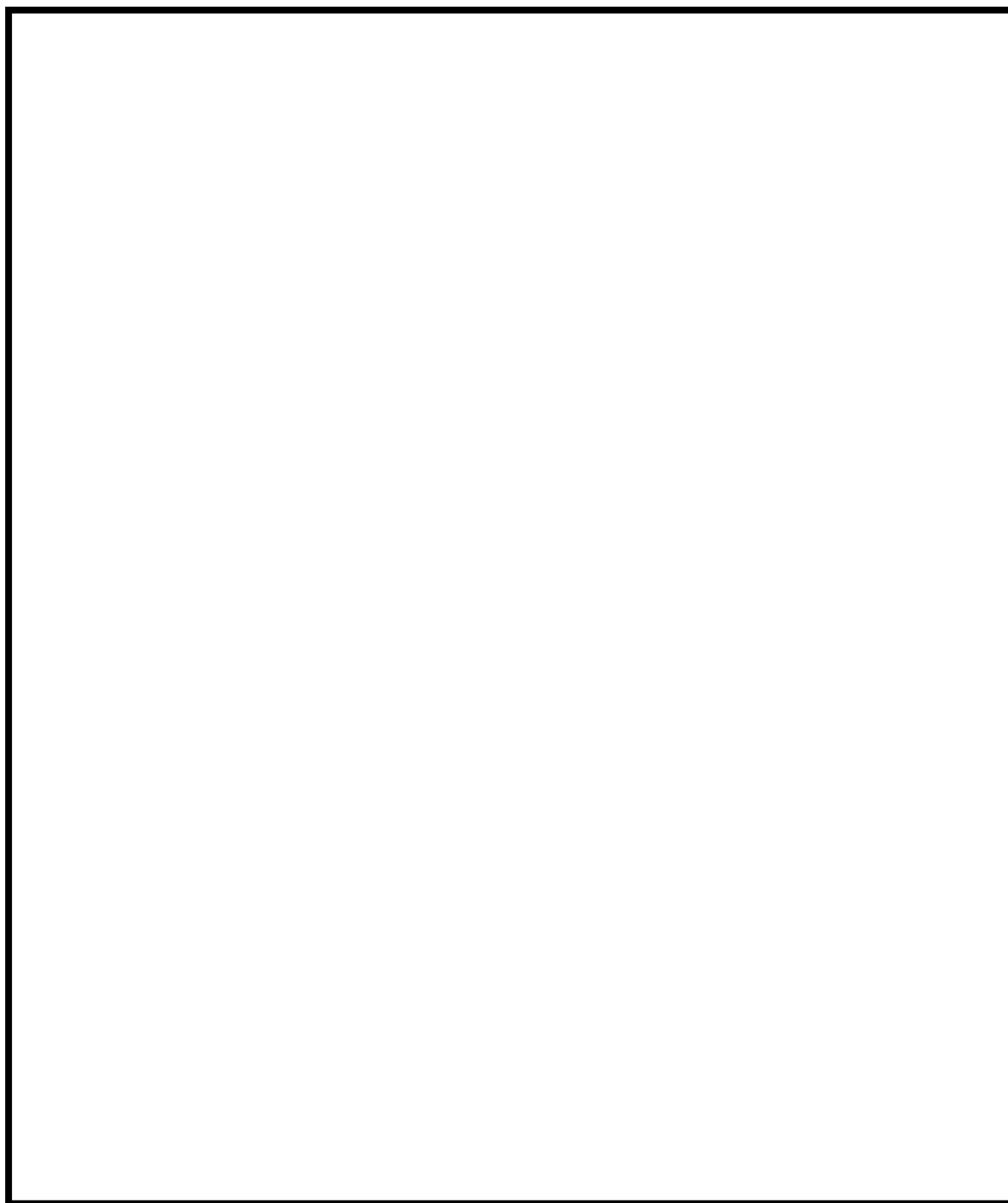


第 47-3-1 図 構内全体配置図

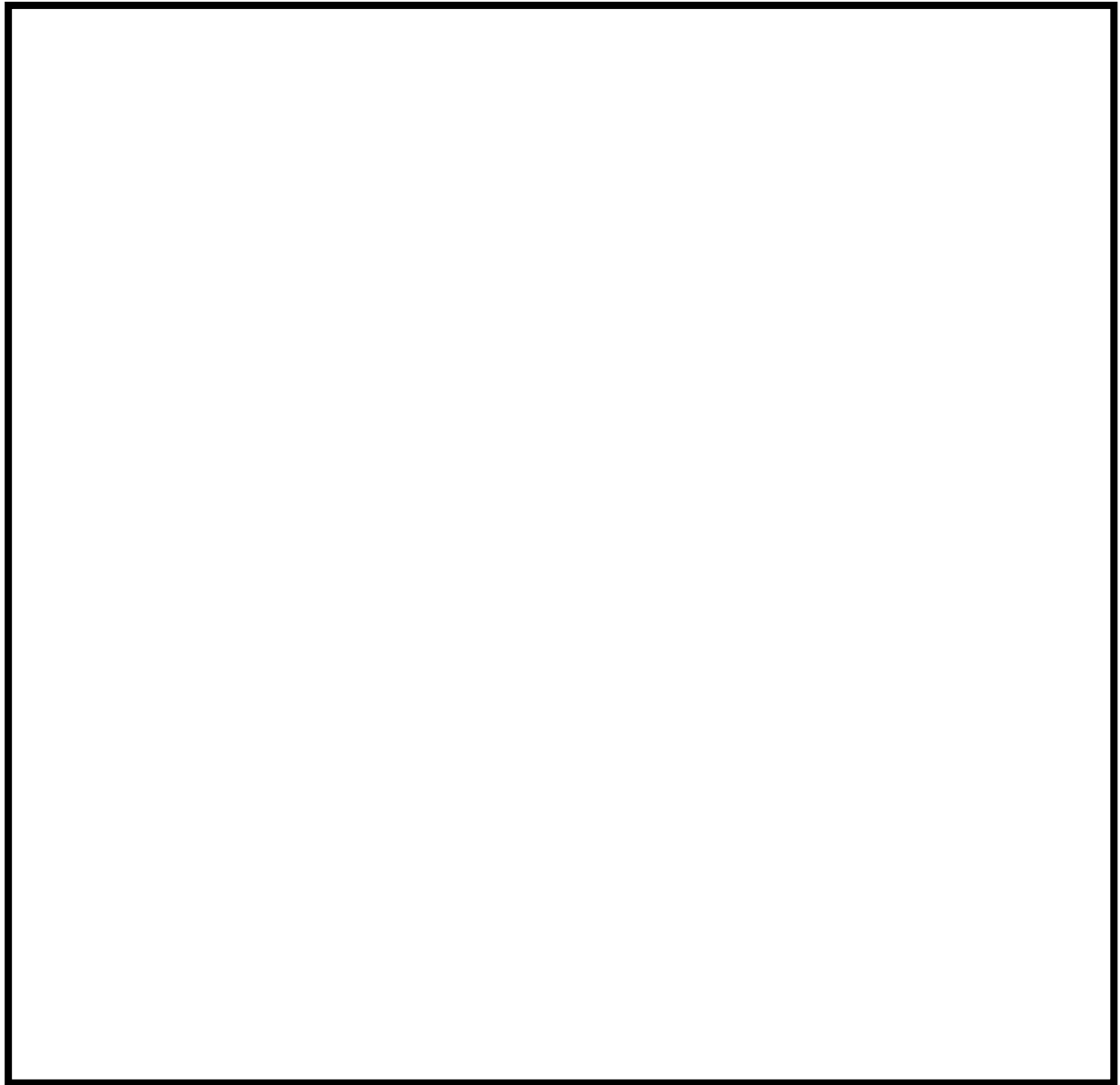
47-3-2



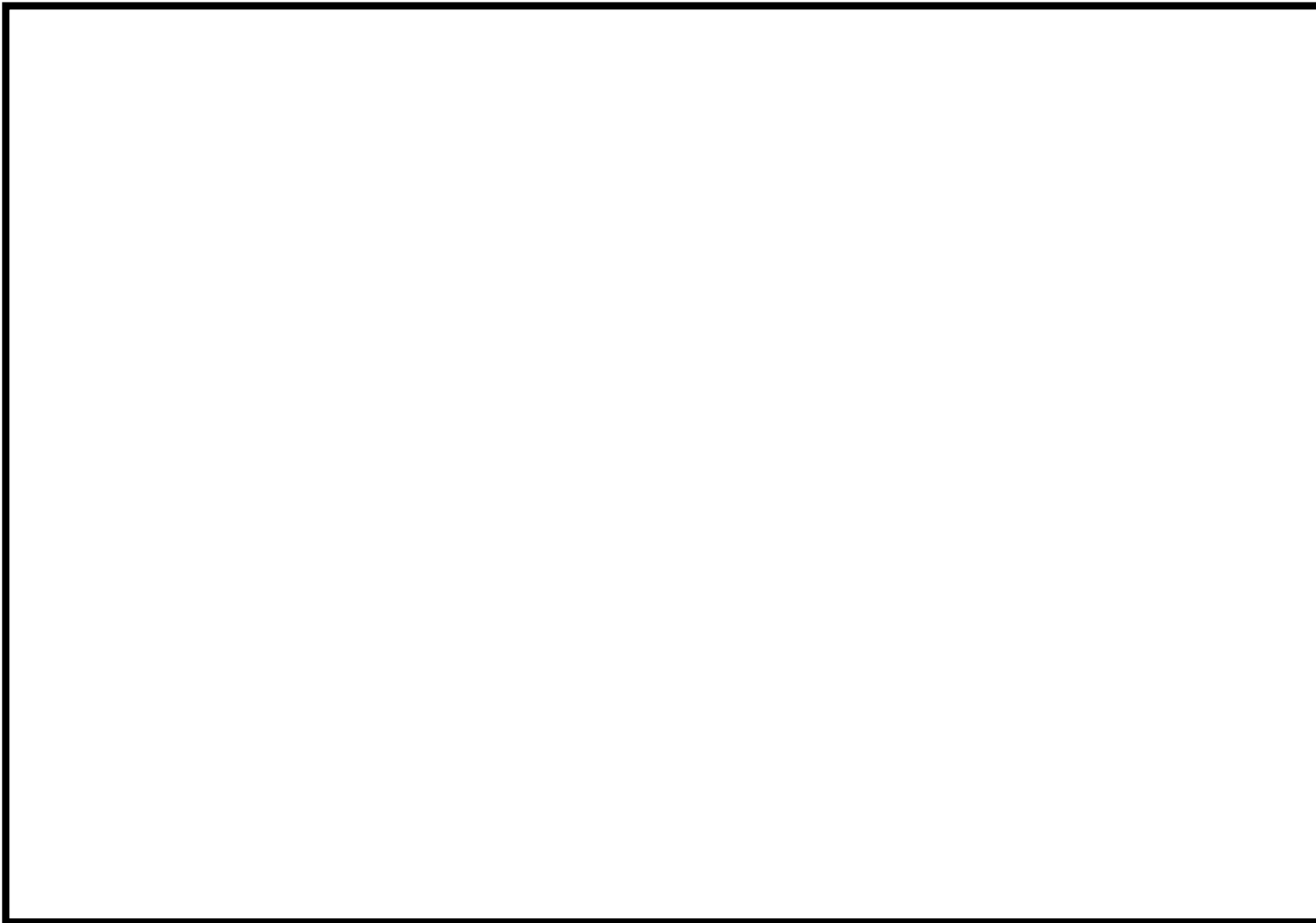
第47-3-2図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（1／2）



第 47-3-3 図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（2／2）



第 47-3-4 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図
(原子炉建屋地下 2 階)



第 47-3-5 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図
（原子炉建屋 3 階）

47-3-6



第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図
（原子炉建屋 4 階）

47-3-7

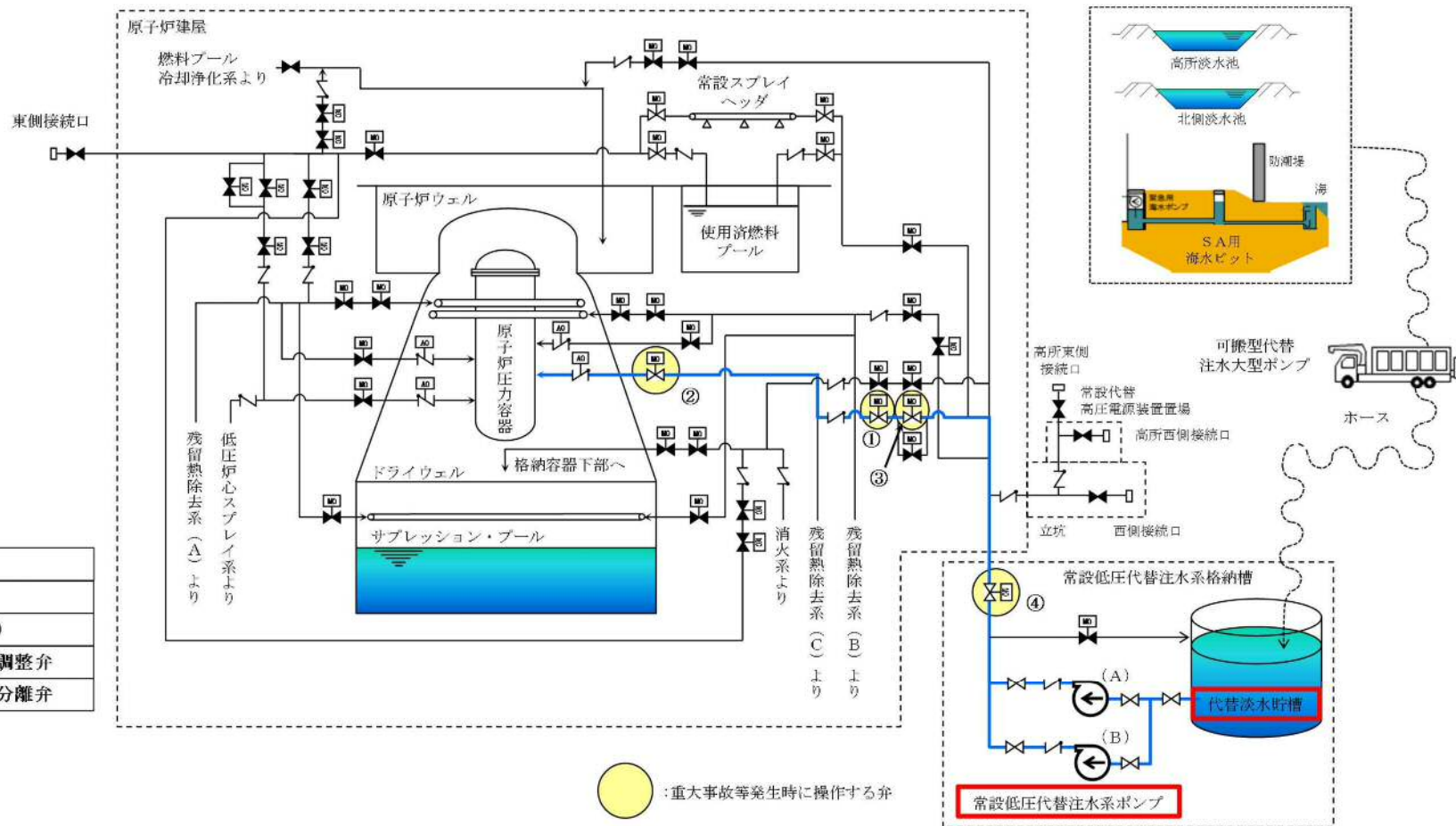
47-4 系統図

47-4-1

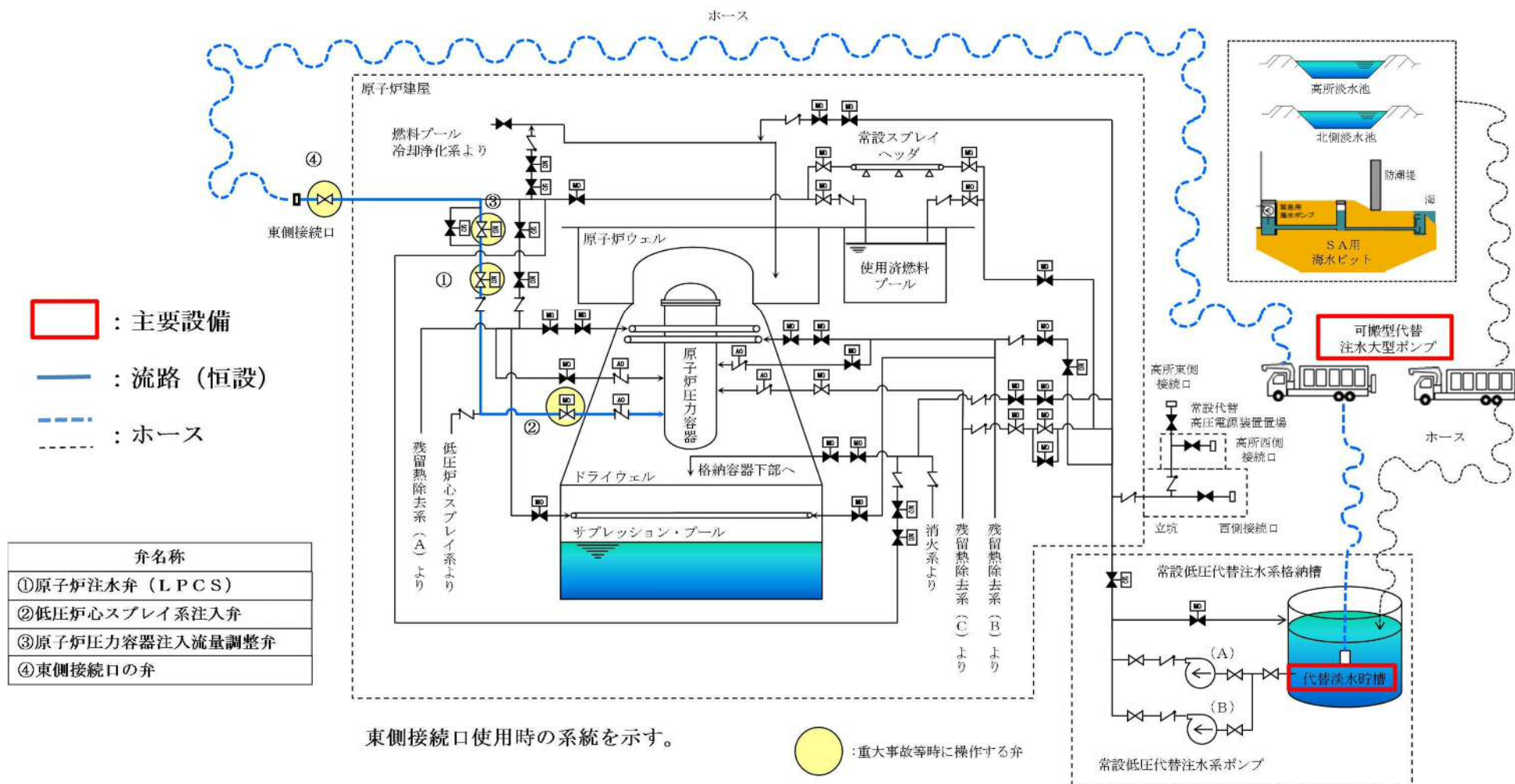
□ : 主要設備

— : 流路

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁



第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図



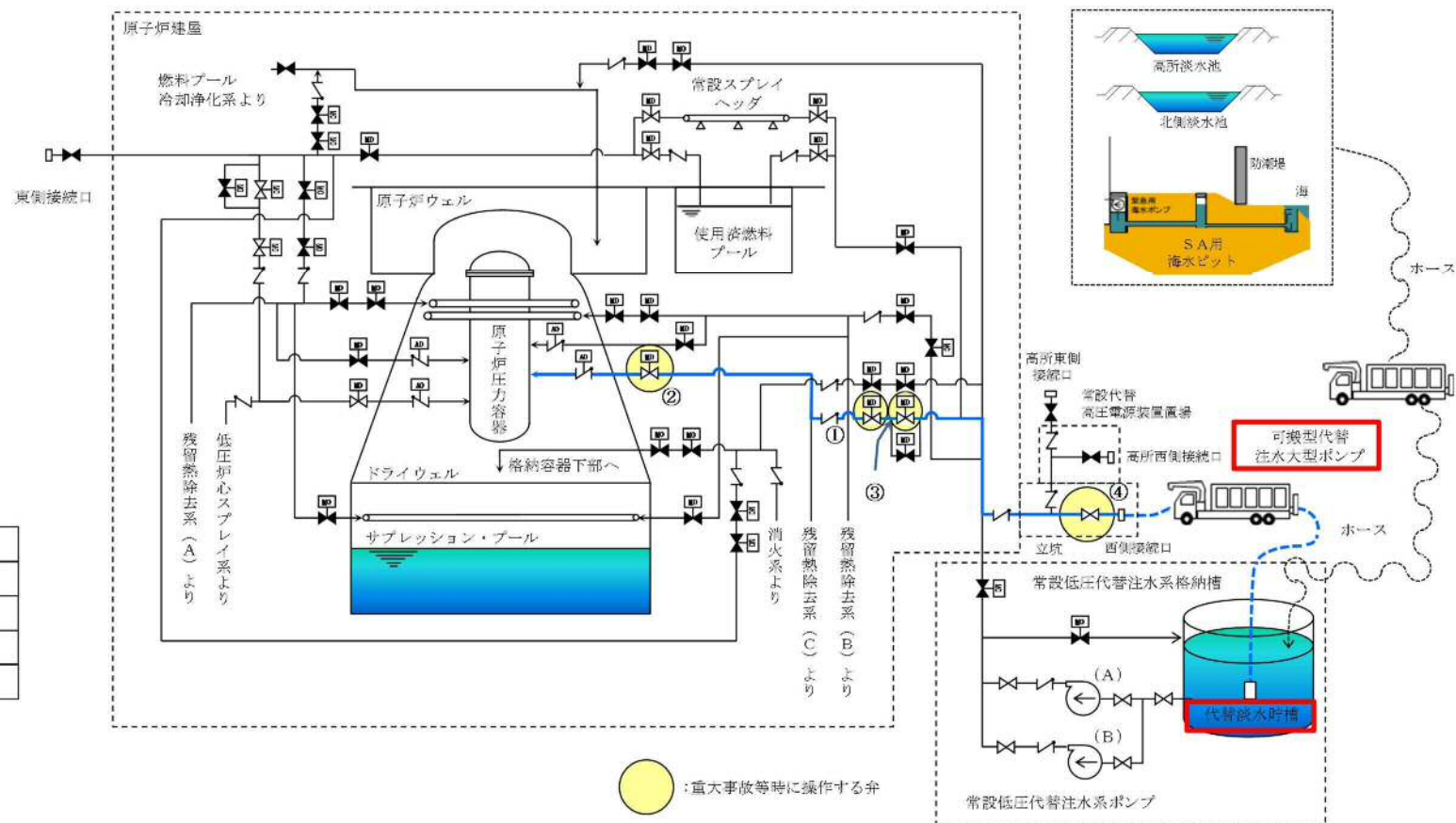
第 47-4-2 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（東側接続口使用時）

□ : 主要設備

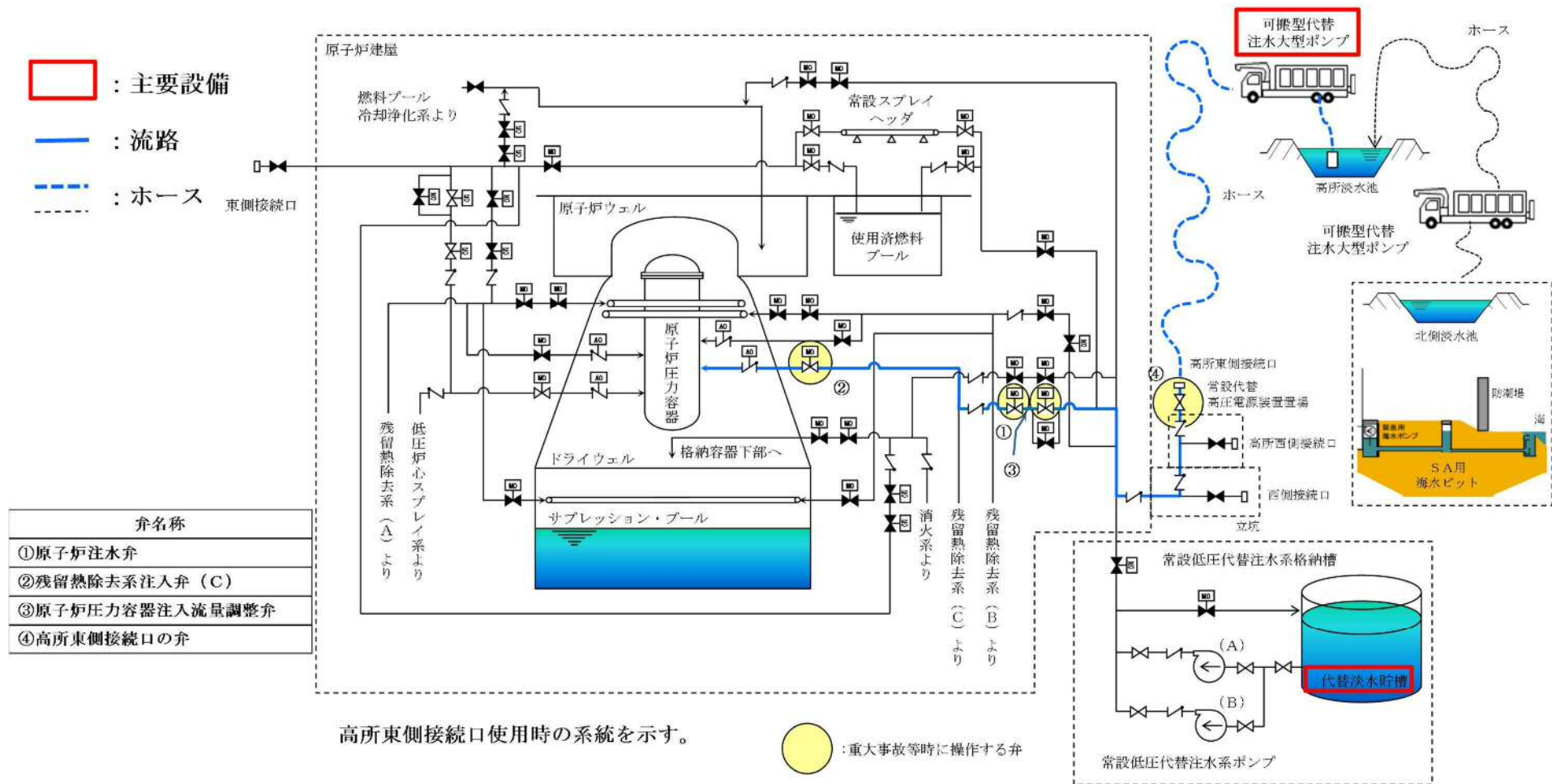
— : 流路

- - - : ホース

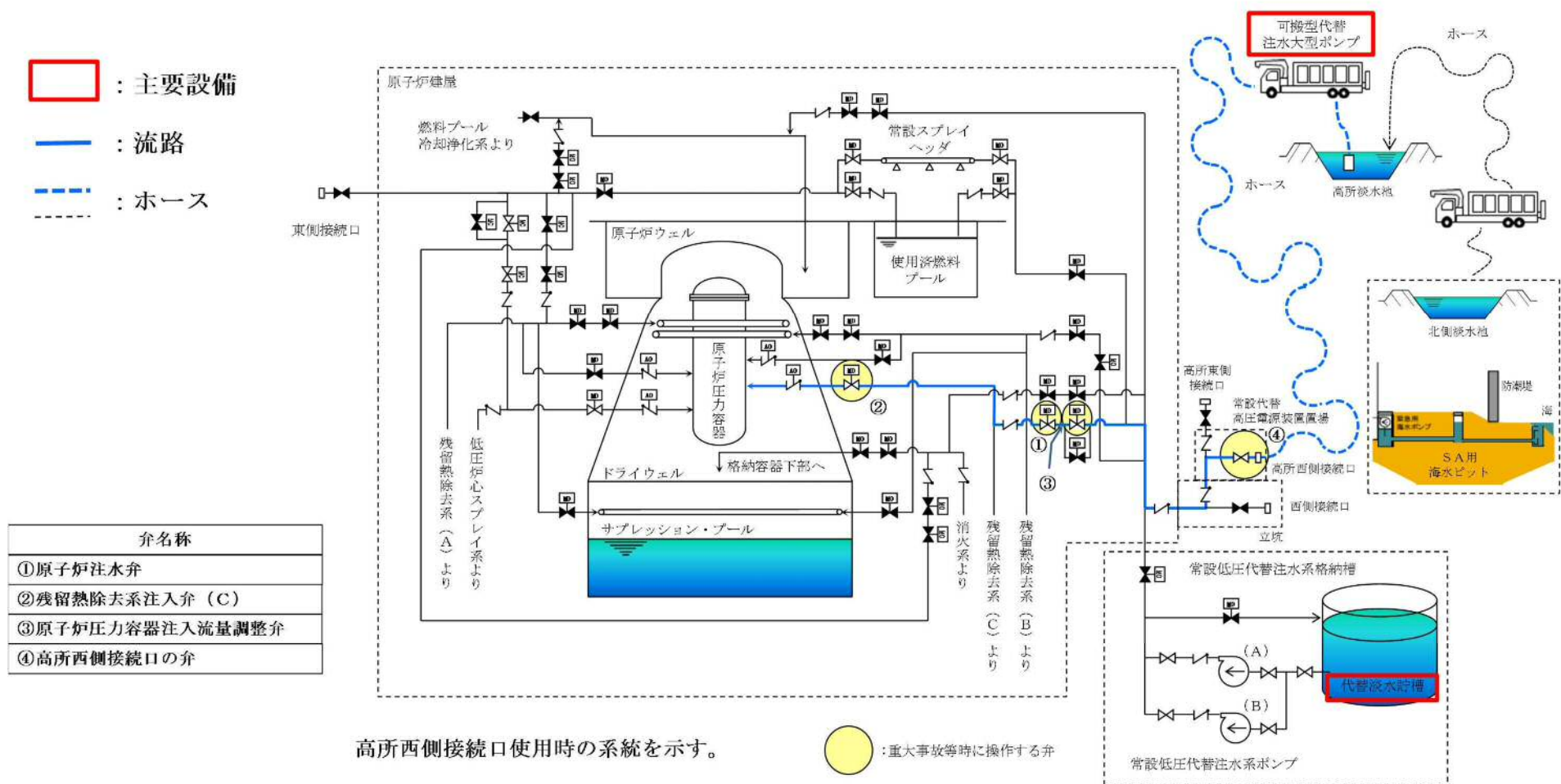
弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉压力容器注入流量調整弁
④西側接続口の弁



第 47-4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（西側接続口使用時）



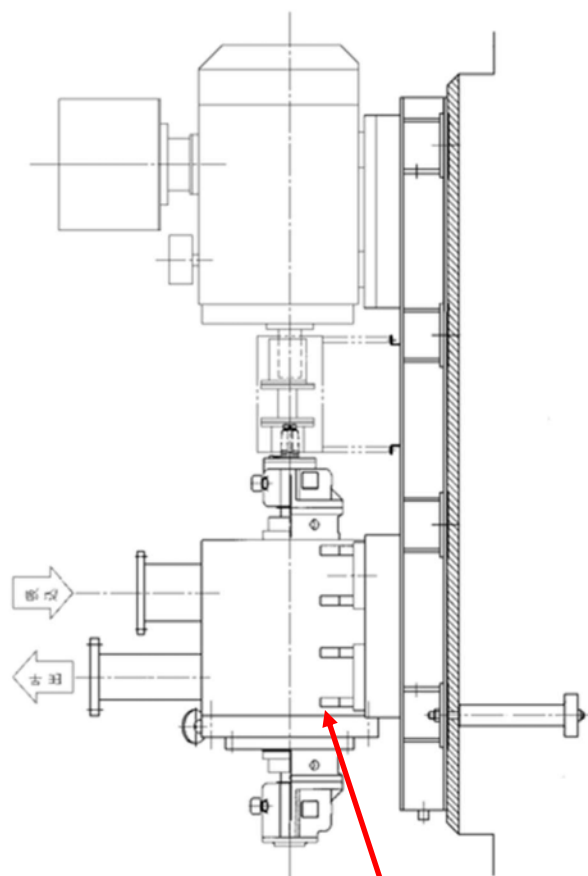
第 47-4-4 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（高所東側接続口使用時）



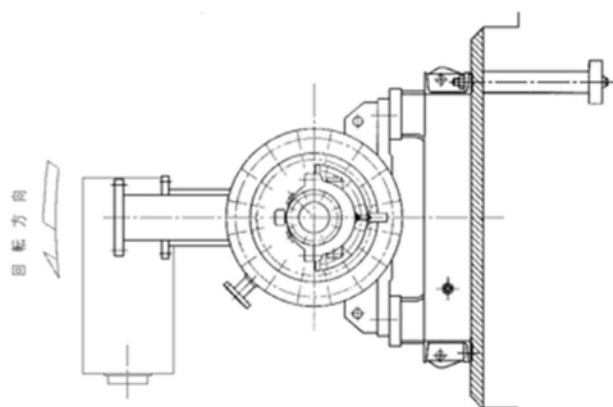
第 47-4-5 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（高所西側接続口使用時

47-5 試験及び検査

47-5-1

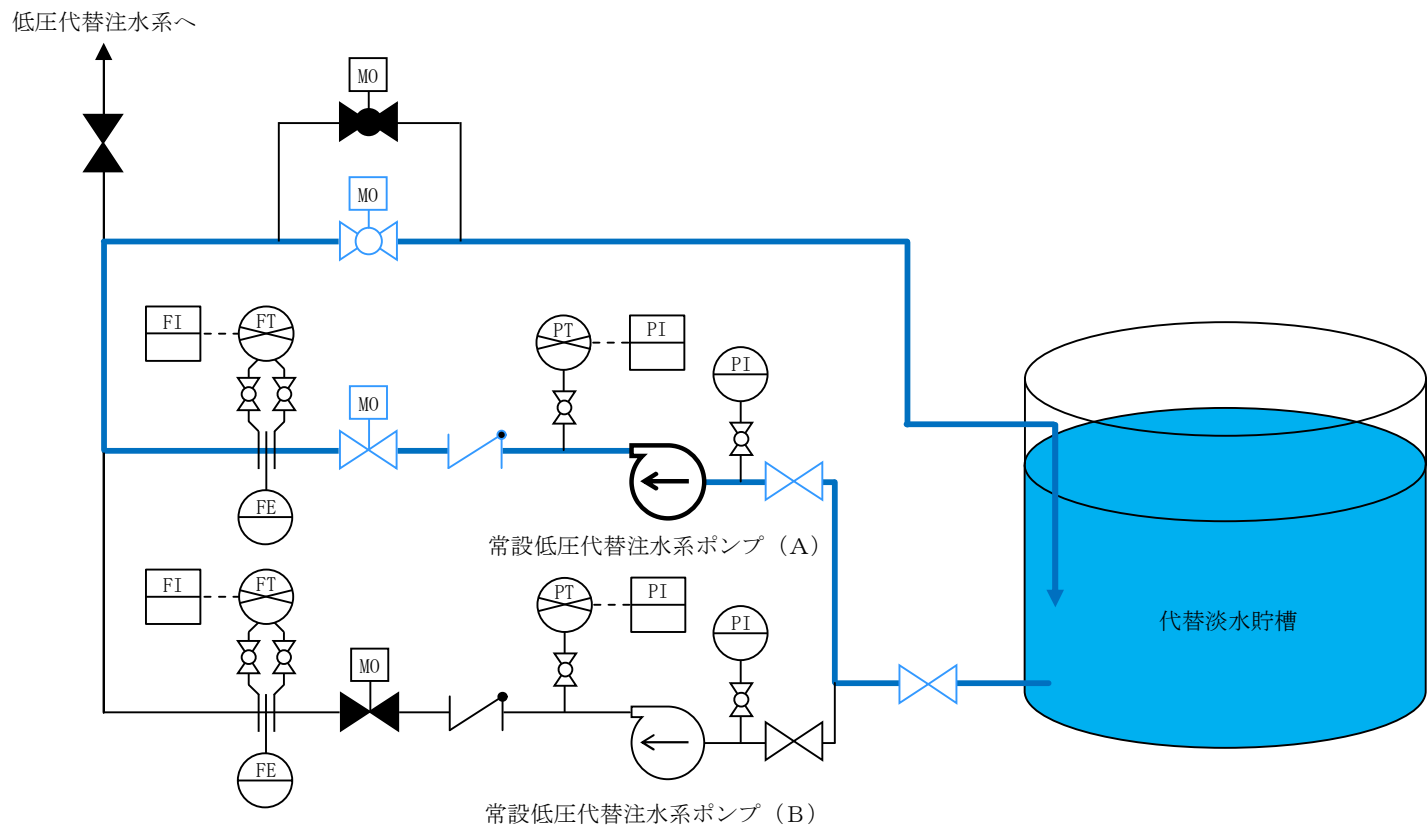


ケーシングカバーを取り外すことで、
分解点検が可能である。



第 47-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ構造図

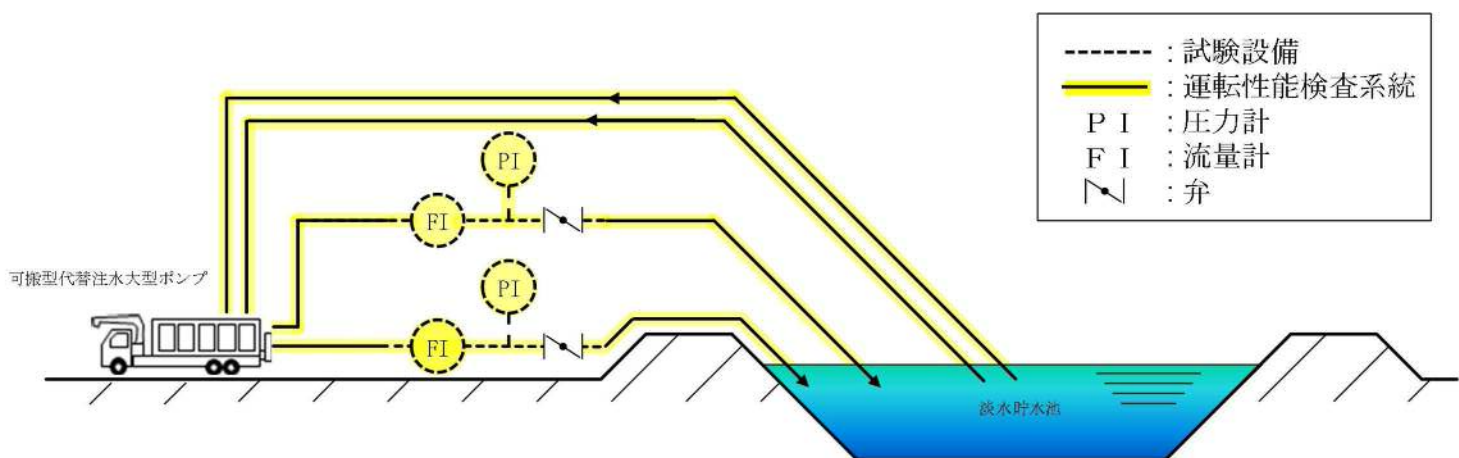
47-5-2



図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水系ポンプ（B）の運転性能検査においても、（A）系と同様に、代替淡水貯槽への再循環ラインによる系統を使用する。

第 47-5-2 図 運転性能検査系統図
（常設低圧代替注水系ポンプ）

47-5-3



図は可搬型代替注水大型ポンプ運転性能検査系統を示す。運転性能検査時は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池近傍に設置し、ホース及び試験設備を仮設し、淡水貯水池の水を再循環させる系統で運転性能検査を行う。

第 47-5-3 図 運転性能検査系統図
(可搬型代替注水大型ポンプ)

47-5-4

47-6 容量設定根拠

47-6-1

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	189（注1）,（約200（注2））
全揚程	m	144（注1）,（約200（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	190
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】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態にあつて、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及び原子炉格納容器の破損を防止するために使用する。

系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより、残留熱除去系配管（C）を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。

1. 容量

常設低圧代替注水系ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）から原子炉圧力容器へ注入する場合の容量は、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性評価解析

（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、1個当たり $189\text{m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $200\text{m}^3/\text{h}$ とする。

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

2. 全揚程

低圧代替注水時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に144mを確保できるものとし、公称値を約200mとする。

＜移送先の圧力は約0.604MPaとする＞

水源と移送先の圧力差	約62.9m
静水頭	約45.9m
配管及び弁類圧損	約35.0m
合計	約143.8m ≒ 144m

3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源の代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃としている。

5. 電動機出力

低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの容量200m³/h、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1.000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \div \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ :流体の密度 (kg/m³) =1,000

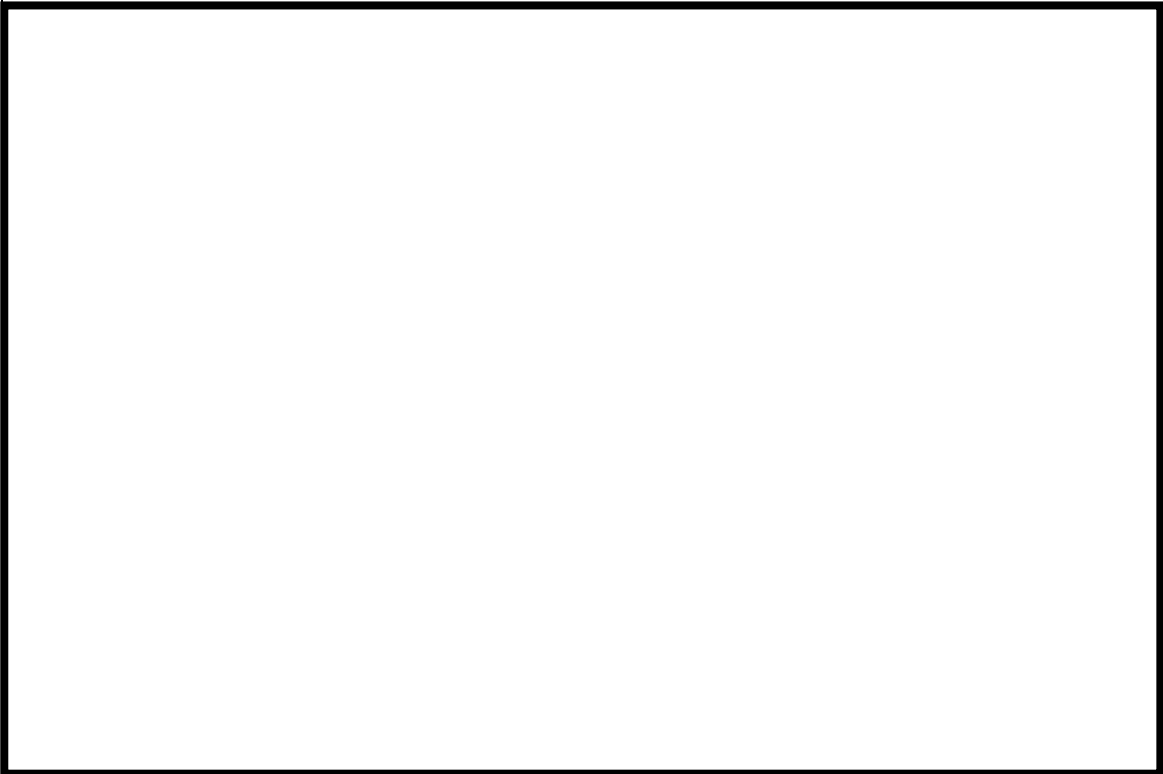
g :重力加速度 (m/s²) =9.80665

Q :ポンプ容量 (m³/h) =200

H :ポンプ揚程 (m) =200(図 1 参照)

η :ポンプ効率 (%) =約 (図 1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))



第47-6-1図 常設低圧代替注水ポンプ性能曲線

以上より、低圧代替注水系ポンプ電動機の必要動力は kW/個であり、
低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの電動機出力は、190kW/個とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	110（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	138（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置されている複数の接続口に接続し、低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管（C）等を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより、炉心の著しい破損を防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

1. 容量

可搬型代替注水大型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、原子炉への注水量を可搬型代替注水大型ポンプ1台で $110\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を基に算定する。

＜移送先の圧力は約 0.604MPa とする＞

- ・東側接続口使用の場合（ホース延長距離が長いケース）

水源と移送先の圧力差 約 61.6m

静水頭 約 27.0m

ホース圧損 約 5.3m

配管及び弁類圧損 約 43.5m

合計 約 $137.4\text{m} \approx 138\text{m}$

可搬型代替注水大型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し，吐出圧力を制限していることから $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については，メーカー設計値である 847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを
使用した複数個所への同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については、原子炉、格納容器スプレイ、ペデスタル（ドライウェル部）、格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため、重大事故等対応において、複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお、各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため、必要箇所への注水を継続しつつ、注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また、有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水
ケース

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

第 3 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で、解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h		—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，L O C A 時注水機能喪失

第 4 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

第 5 表 全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

第 6 表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（L O C A 起因による炉心損傷事象）

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

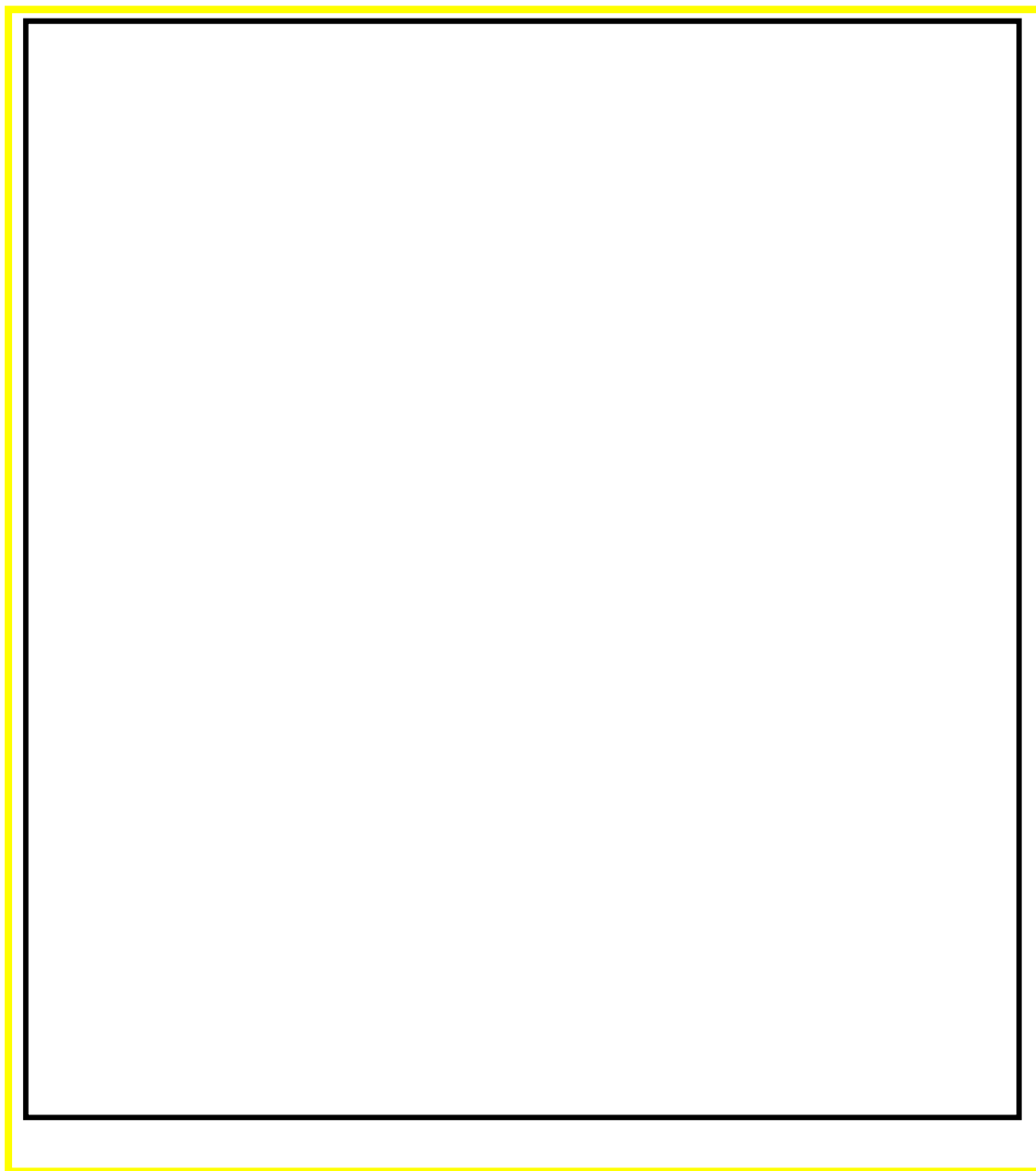
第 7 表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1. 4	49 条/1. 6	51 条/1. 8	53 条/1. 10	54 条/1. 11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階※	—	—	50m ³ /h	—	—	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m ³ /h	—	114m ³ /h	・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

47-7 接続図

47-7-1

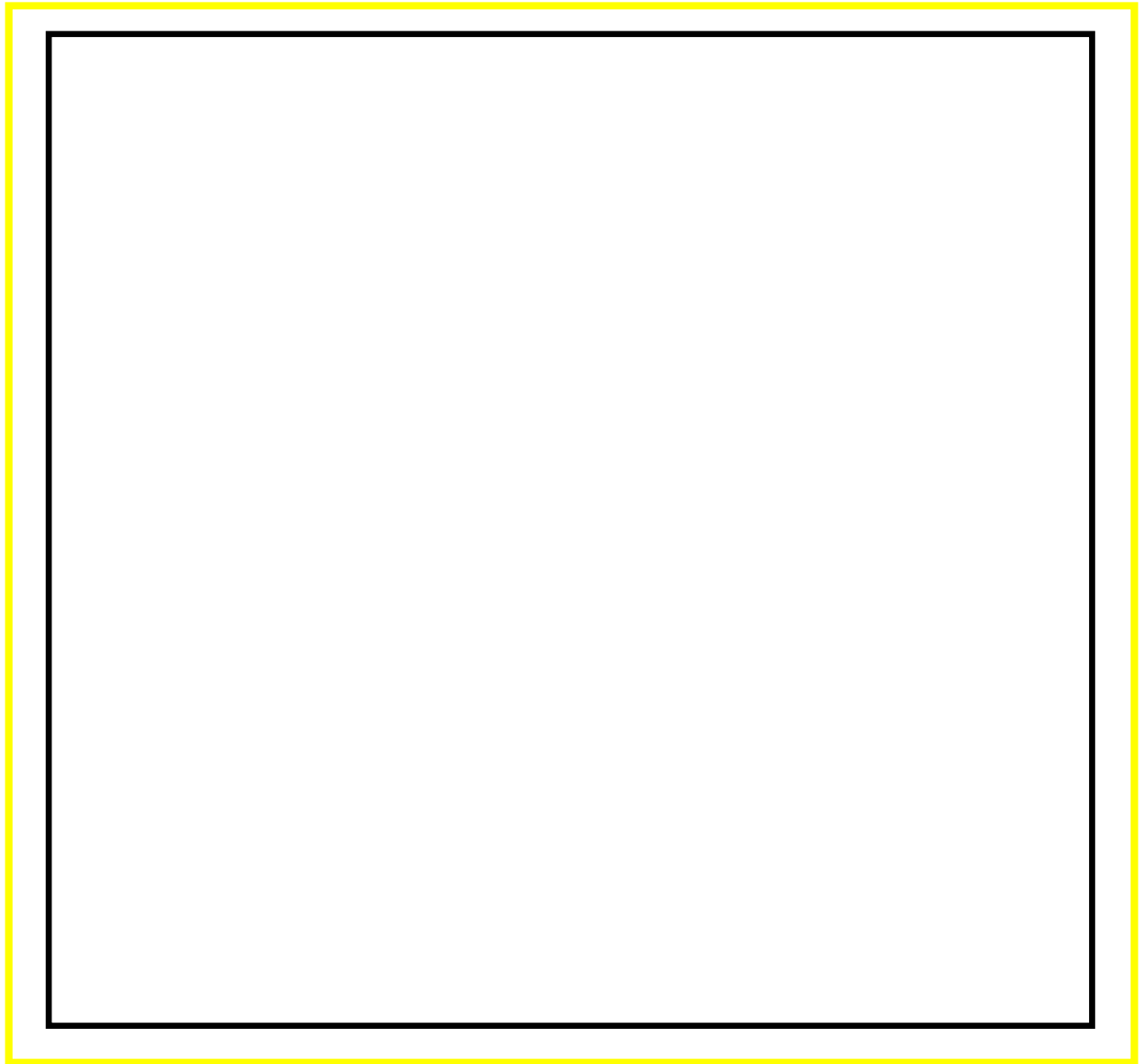


第47-7-1図 低圧代替注水系接続図

47-7-2

47-8 保管場所図

47-8-1

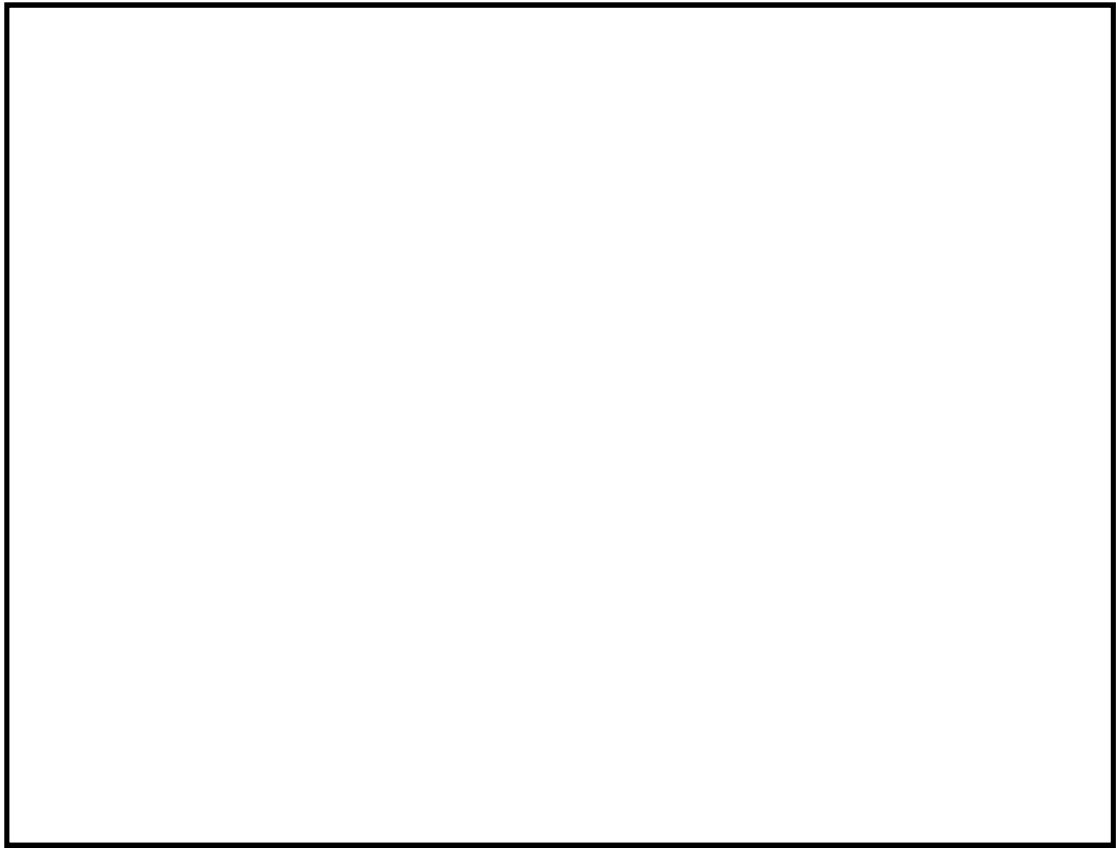


第 47-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

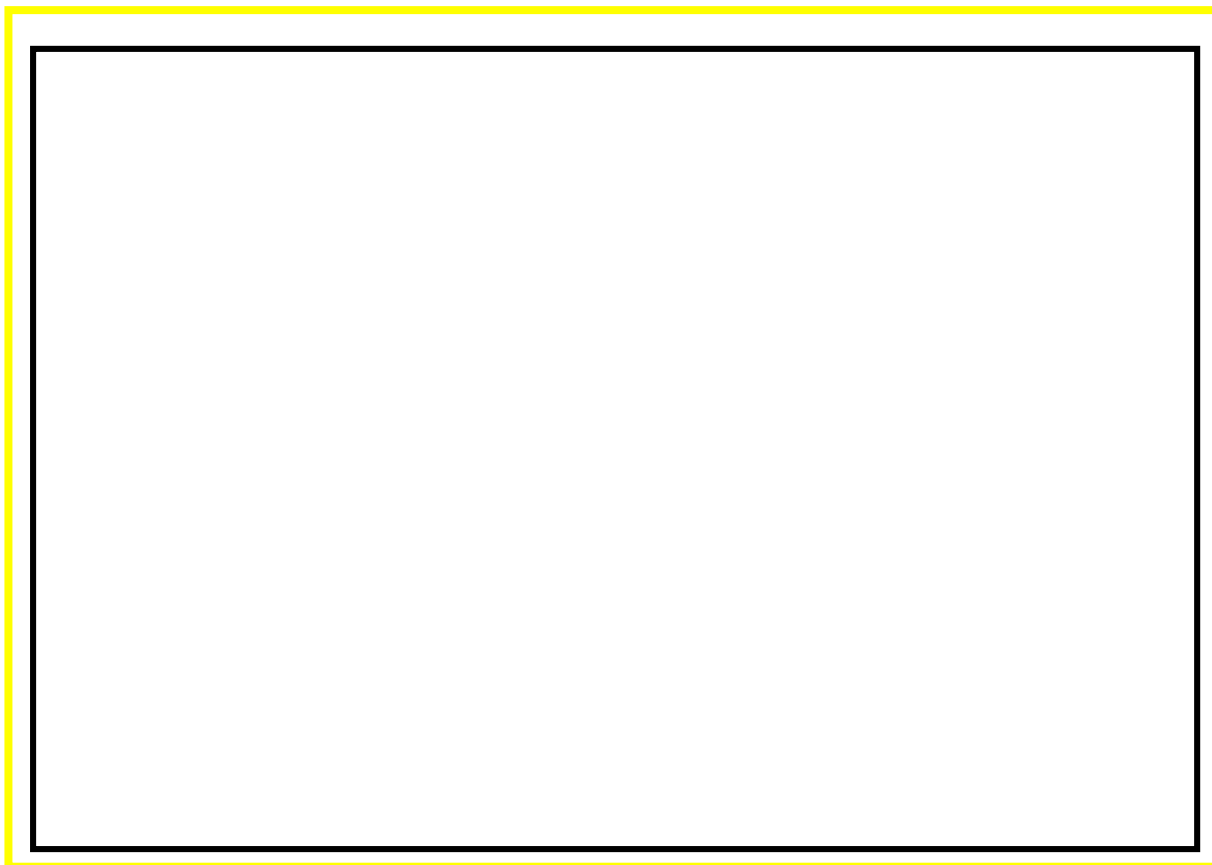
47-9-0

47-9 アクセスルート図

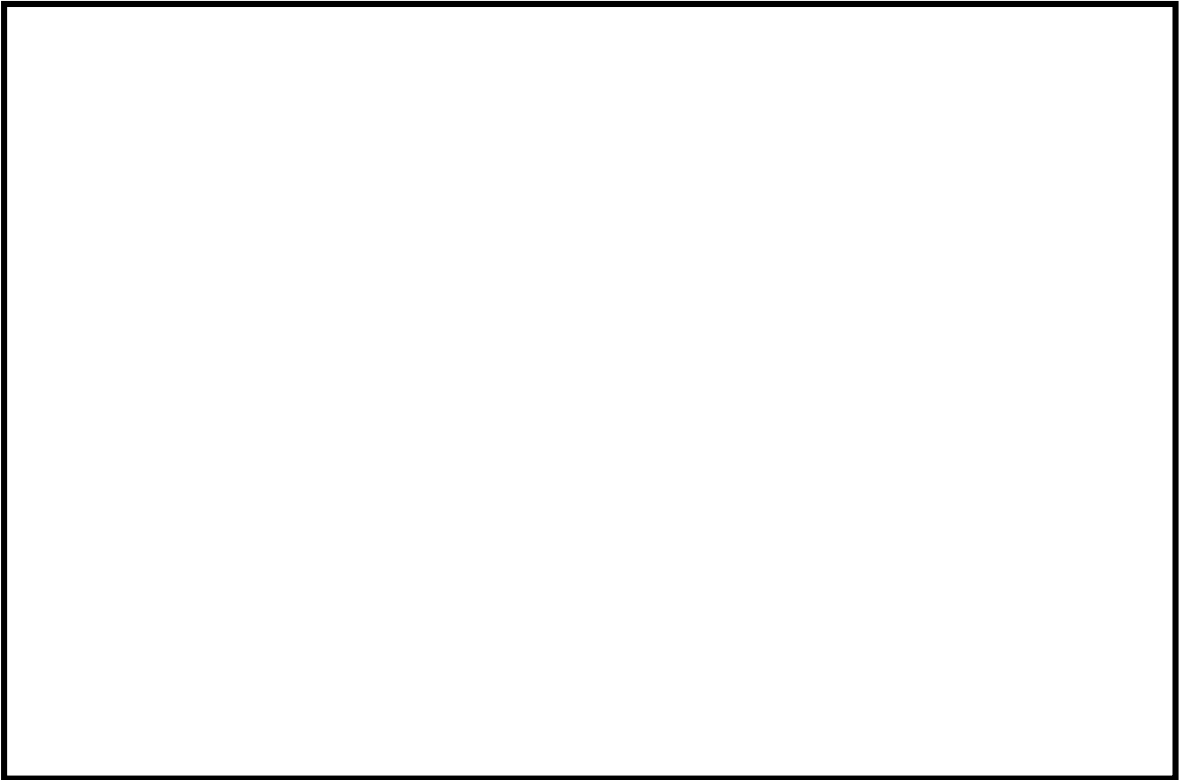
47-9-1



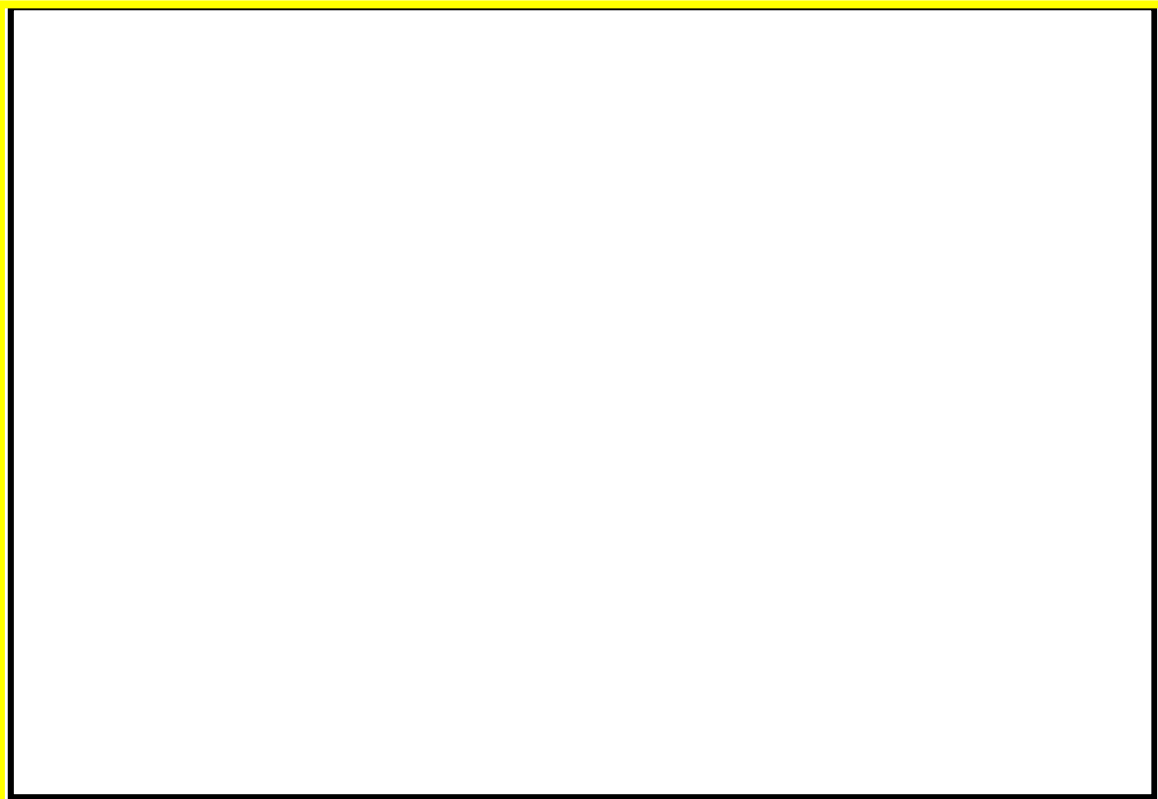
第 47-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



第 47-9-2 図 緊急時対策所～高所淡水池～高所接続口
及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート



第 47-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート



第 47-9-4 緊急時対策所～北側淡水池～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート

47-10 その他設備

47-10-1

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自主対策設備として、以下を整備する。

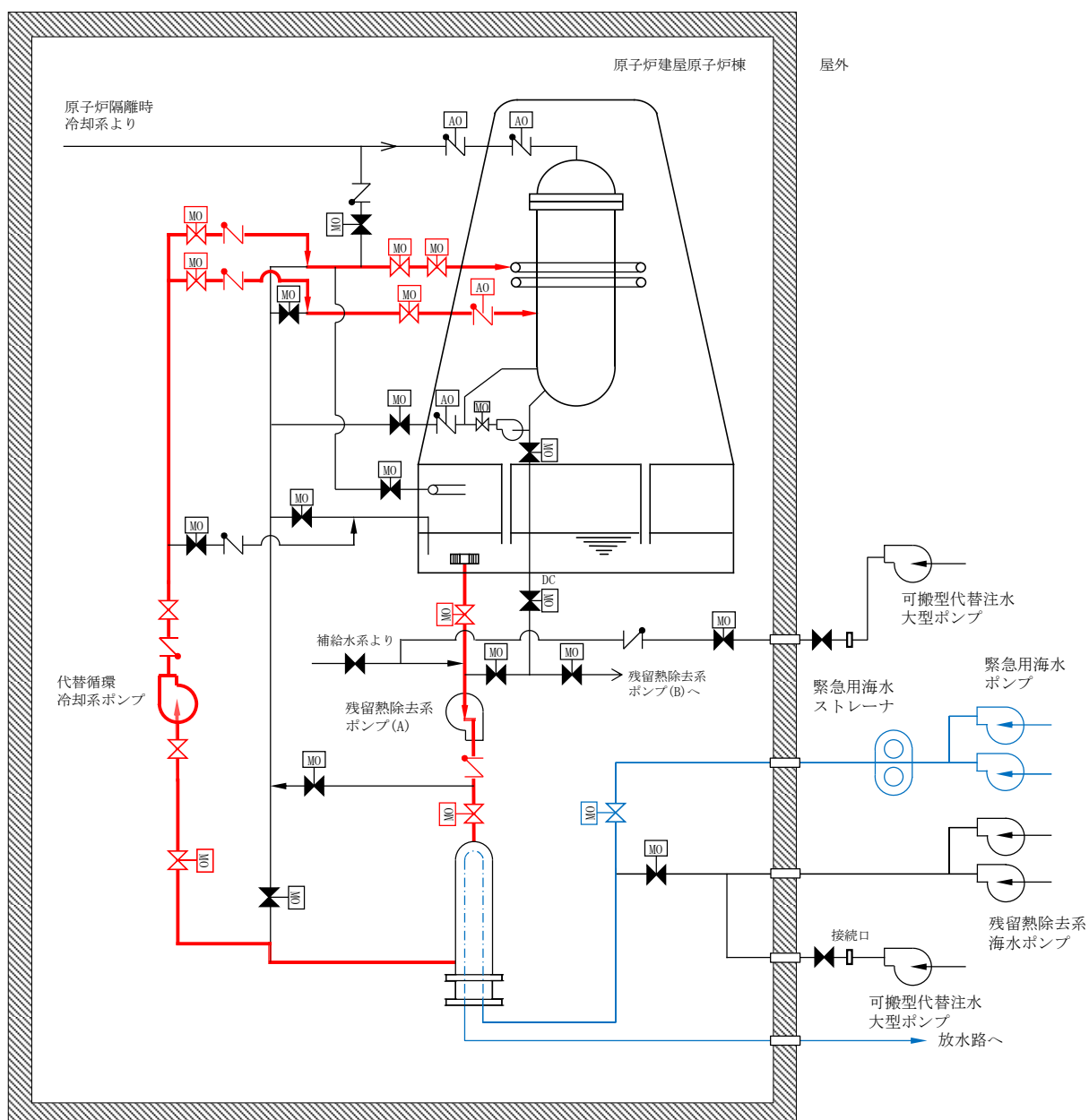
①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心損傷前の原子炉への注水が可能となるよう、自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

本系統は、サプレッション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟に設置された代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプにより送水するものとし、緊急用海水ポンプは、水源である海から、非常用取水設備であるS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを通じて引き込む海水を使用する設計とする。残留熱除去系海水ポンプは、水源である海から、取水路を通じて海水を取水するものとし、津波時の引き波を考慮し貯留堰を設ける。

上記主要設備については、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として整備する代替循環冷却系と同じ設計とする。



緊急用海水系使用時の図を示す。

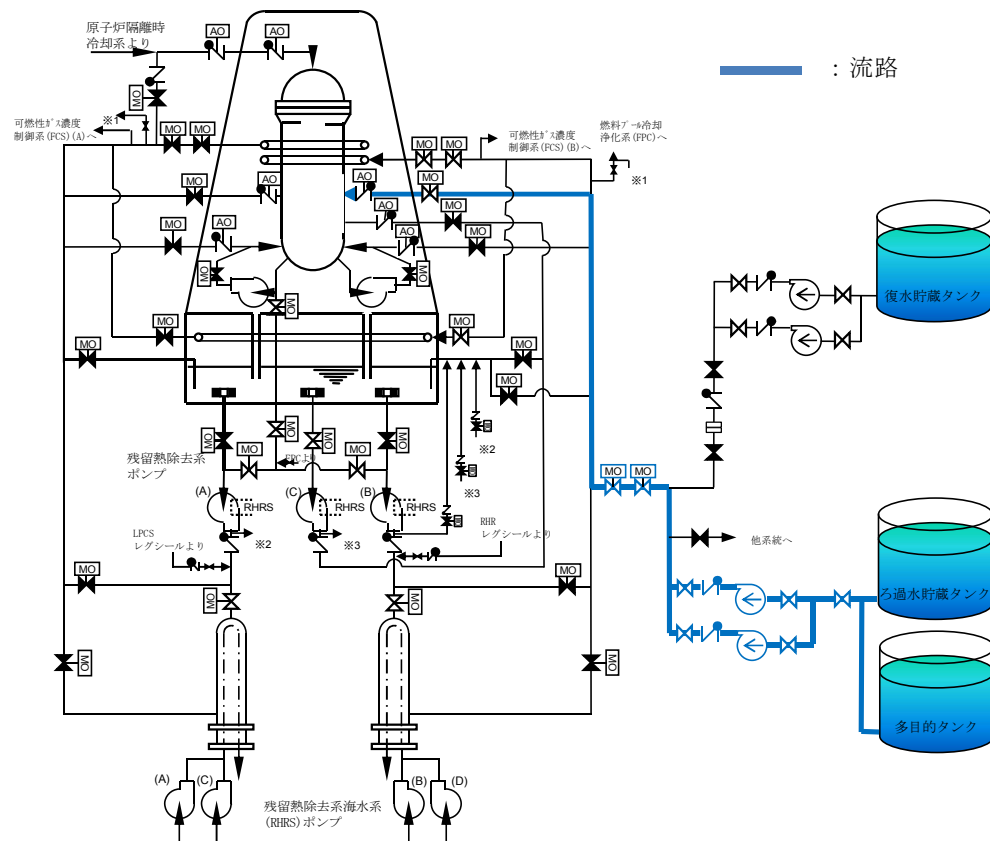
- : 代替循環冷却系流路
- : 緊急用海水系設備及び海水流路

第 47-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

②消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が機能喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として消火系及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（ろ過水タンク及び多目的タンク）を水源とし、消火系及び残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



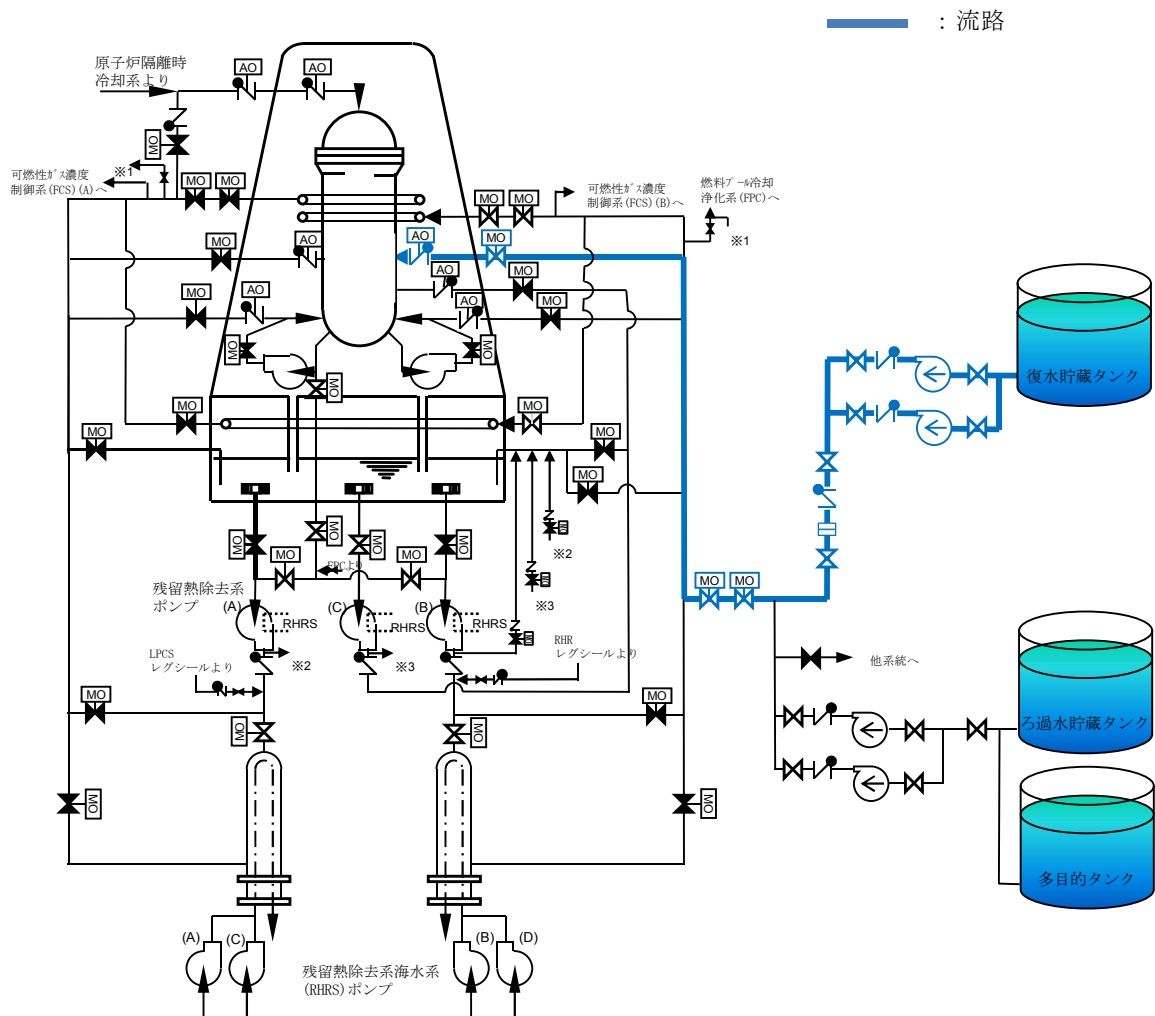
第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

47-10-4

③補給水系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプ及び消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

補給水系を用いた原子炉注水手段については、復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、補給水系、消火系及び残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



第 47-10-3 図 補給水系による原子炉注水手順の概要図

47-11 その他

47-11-1

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

常設代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）の類型化については、設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから，自然冷却を付記する。

可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。