

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 7 月
日本原子力発電株式会社

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

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

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

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 計装設備の測定原理

52-8 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

53-1 SA 設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

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

S A設備基準適合性 一覽表

44-1-1

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	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 A T W S 緩和設備について	
		第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	44-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常用 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	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				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	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		中央制御室操作			A		
			関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図					
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁			A, B		
			関連資料		44-5 試験及び検査					
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用に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		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が十分 (DB 施設と同仕様の送水能力で設計)			B	
	関連資料			44-6 容量設定根拠						
	第 2 号		共用の禁止		(共用しない設備)			対象外		
			関連資料		－					
	第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		(共通要因の考慮対象設備なし)			対象外	
				サポート系故障		対象 (サポート系有り) -異なる駆動源又は冷却源			C a	
				関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図				

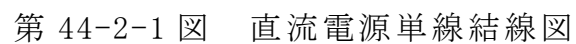
東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

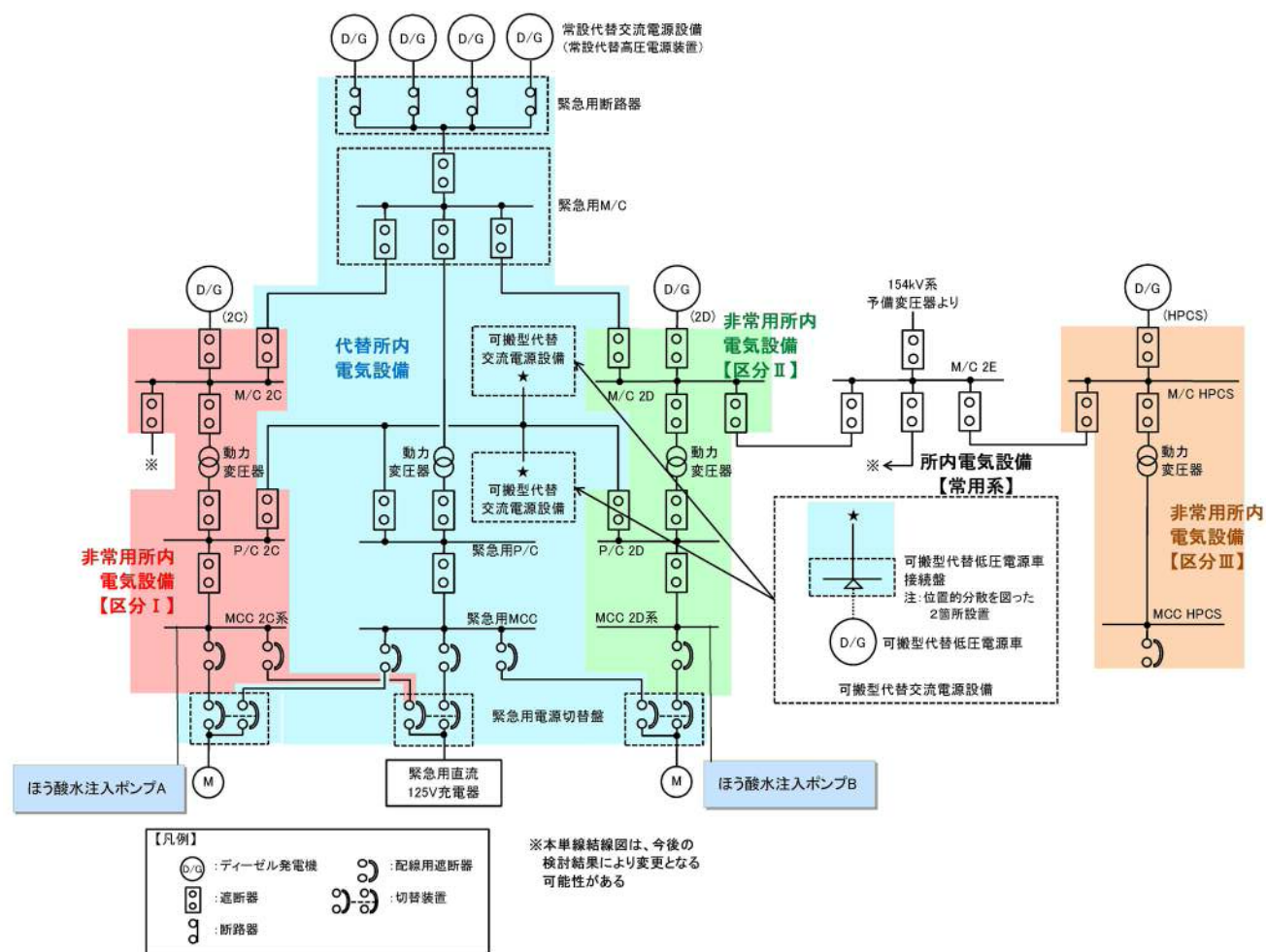
第 44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための設備				ほう酸水貯蔵タンク	類型化区分
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外 の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失 うおそれがない	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	44-3 配置図	
		第 2 号	操作性	（操作不要）	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・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	

44-2

単線結線図

44-2-1

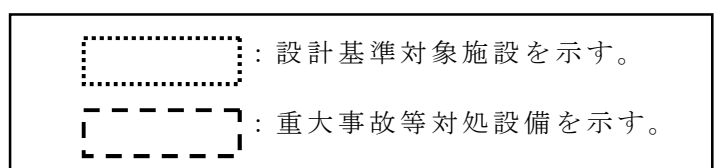




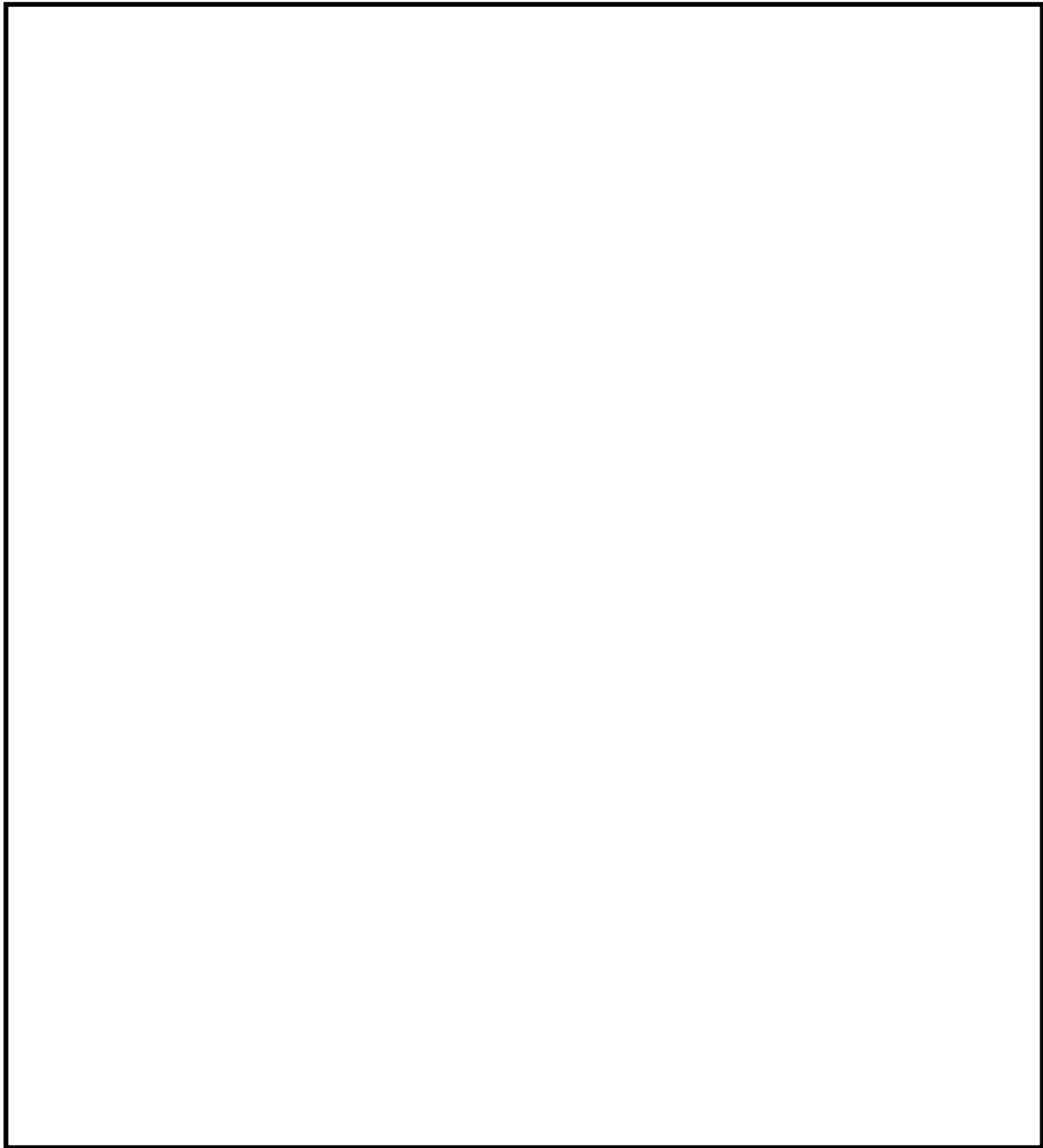
第 44-2-2 図 交流電源単線結線図

44-3

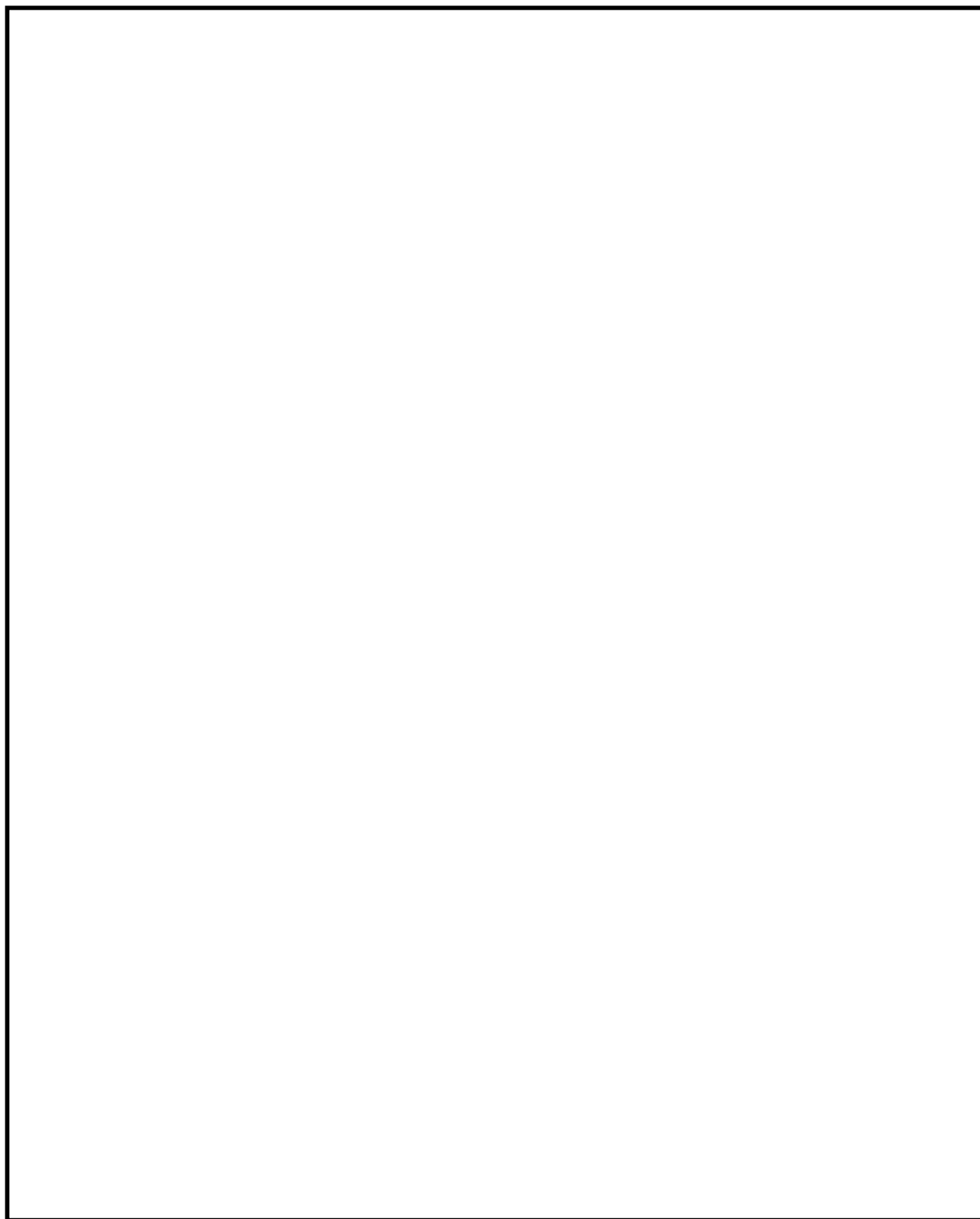
配置図



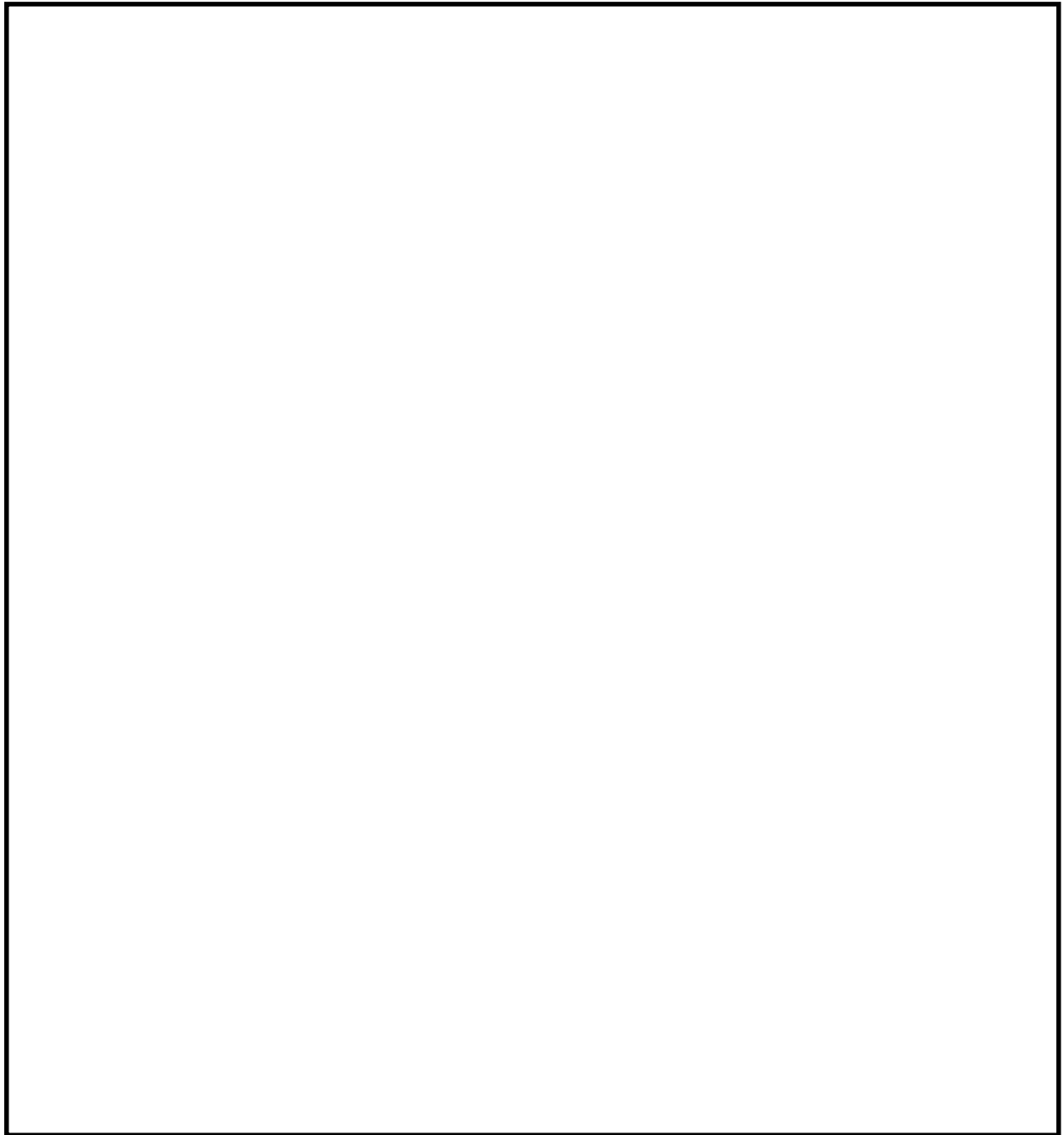
44-3-1



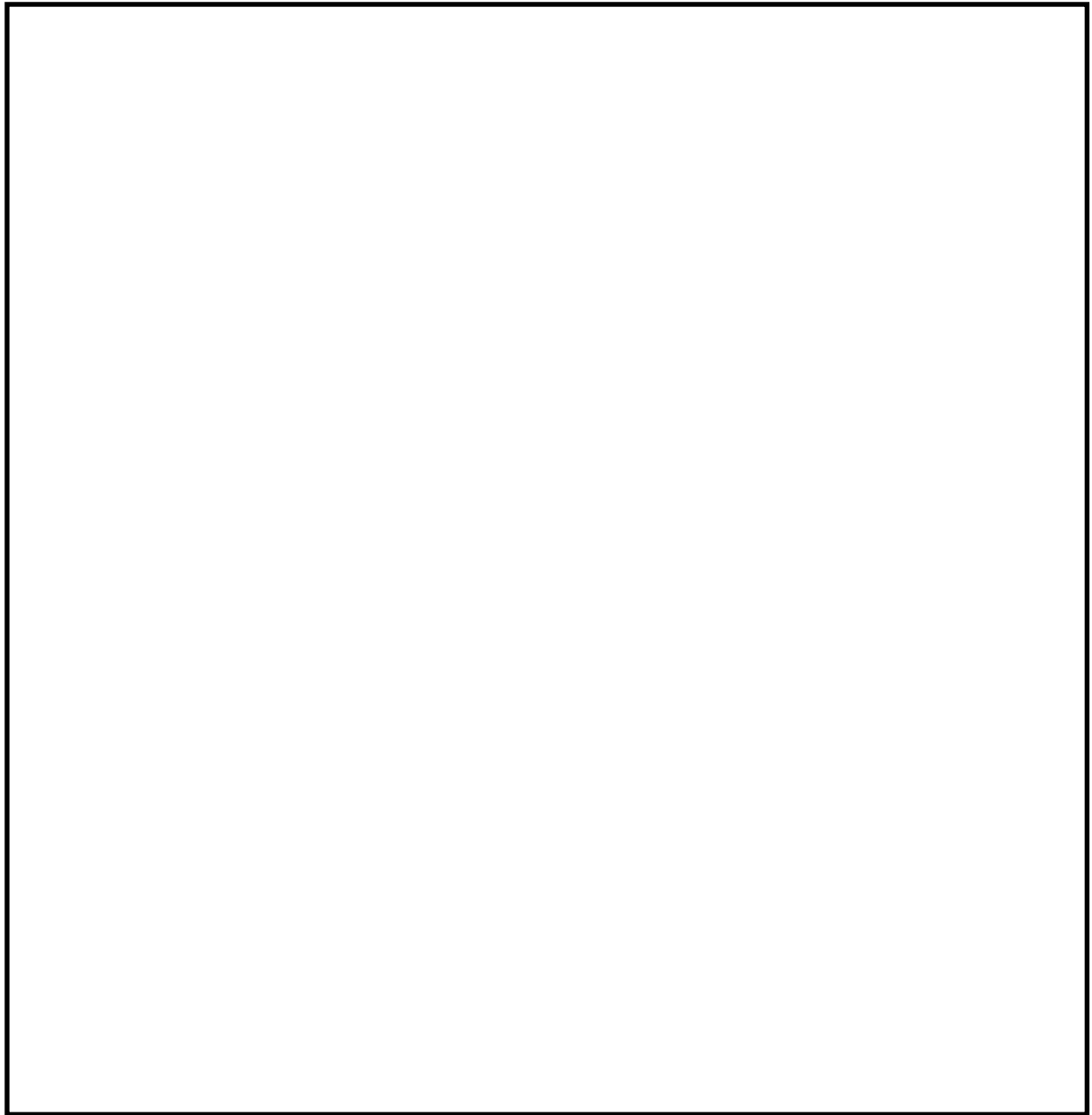
第44-3-1図 A T W S 緩和設備（計器）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



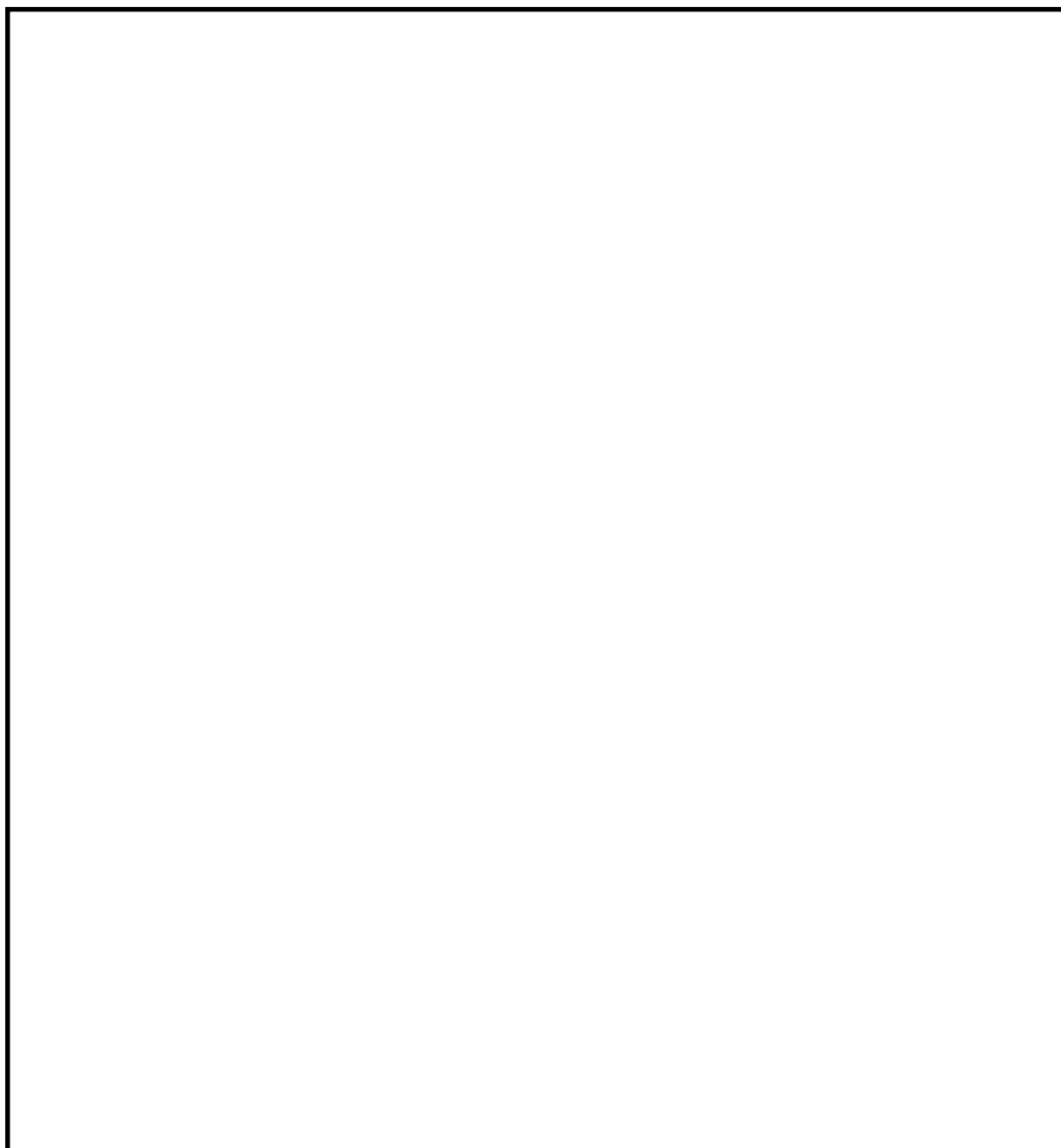
第44-3-2図 A T W S 緩和設備（A R I 用電磁弁）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟 3階）



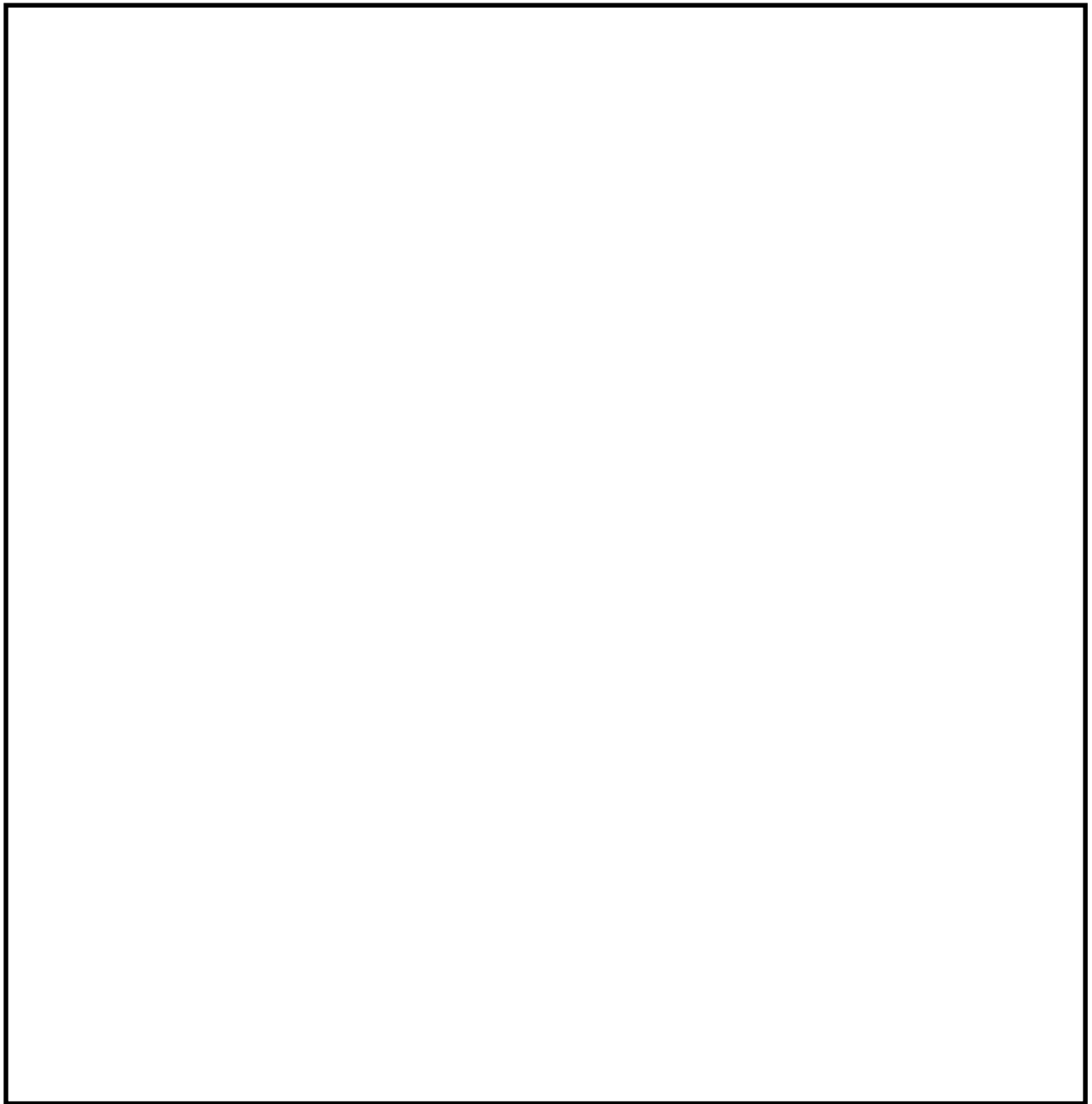
第44-3-3図　ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ、タンク）の配置図
（原子炉建屋原子炉棟　5階）



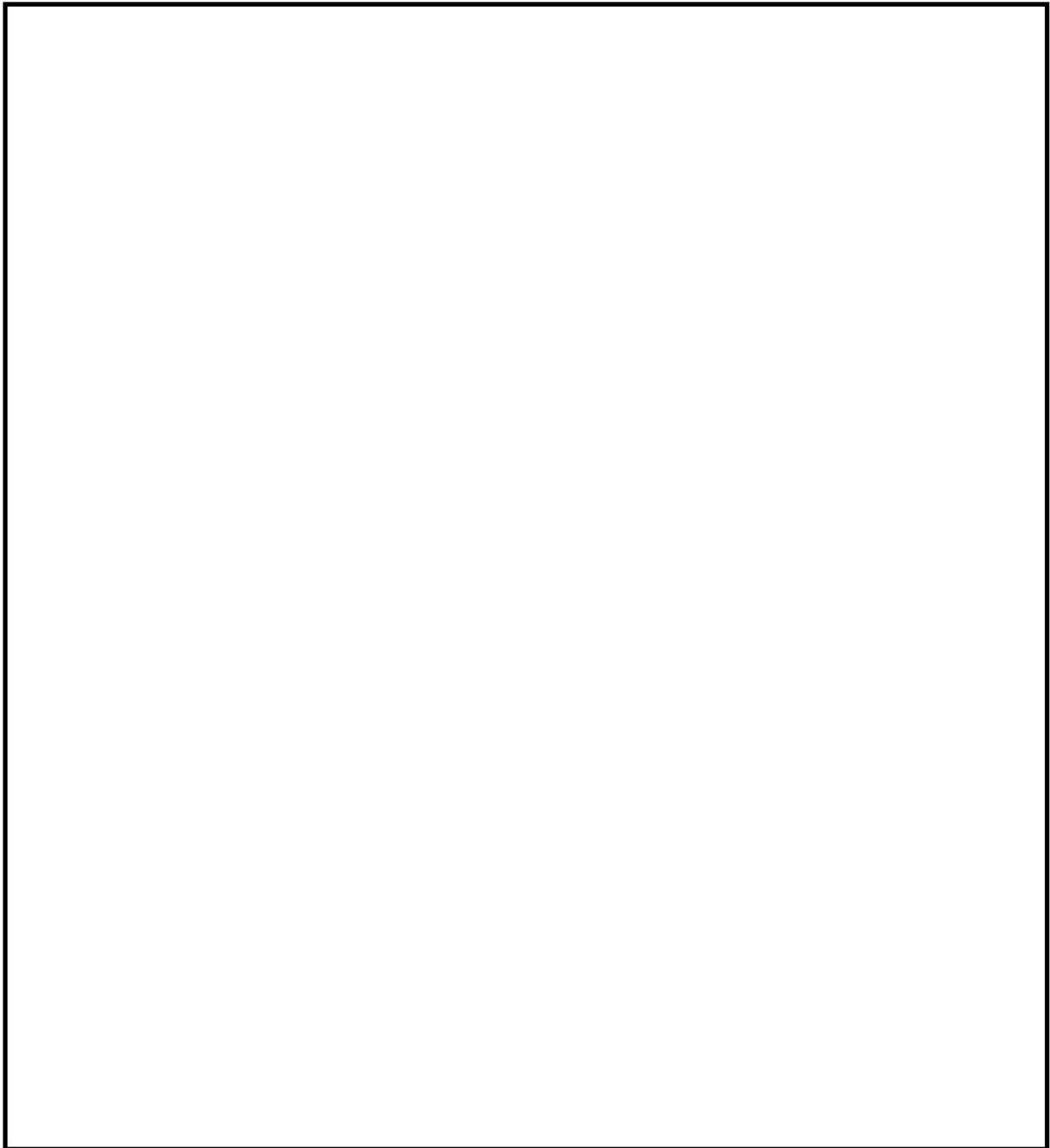
第44-3-4図　ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋付属棟　3階)



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）

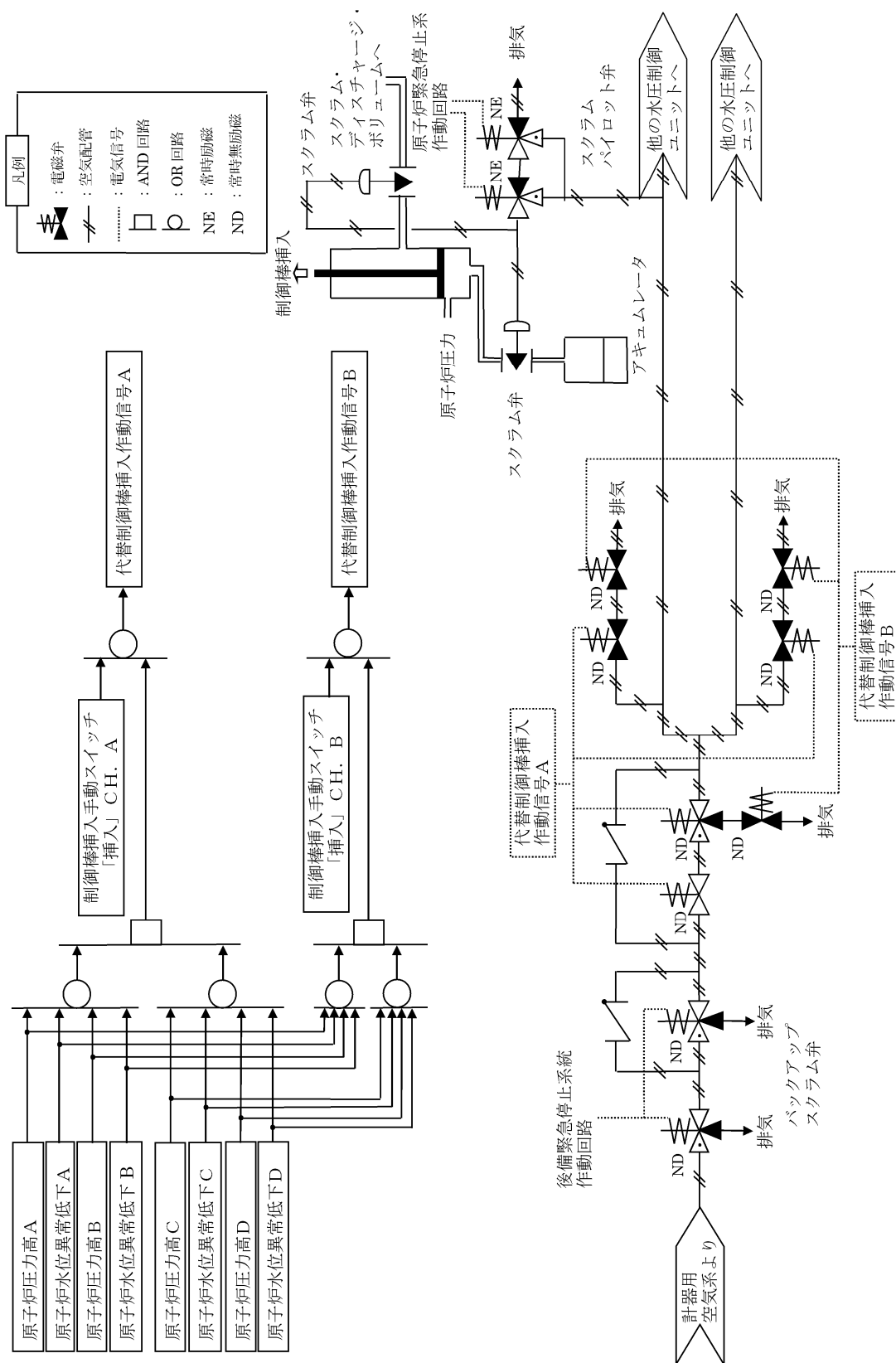


第44-3-7図 設計基準対象施設の配置図
(原子炉建屋原子炉棟 3階)

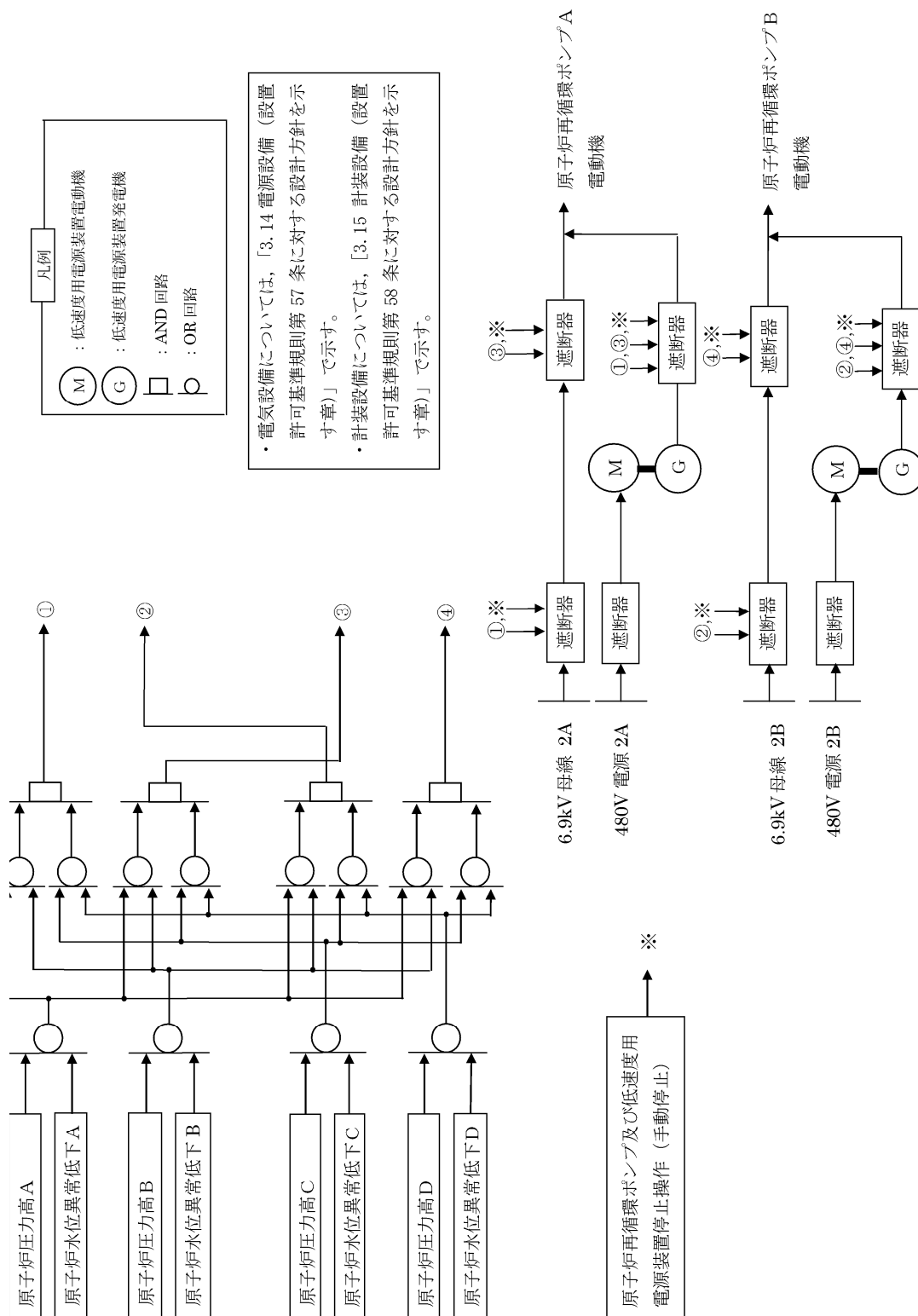
44-4

系統図

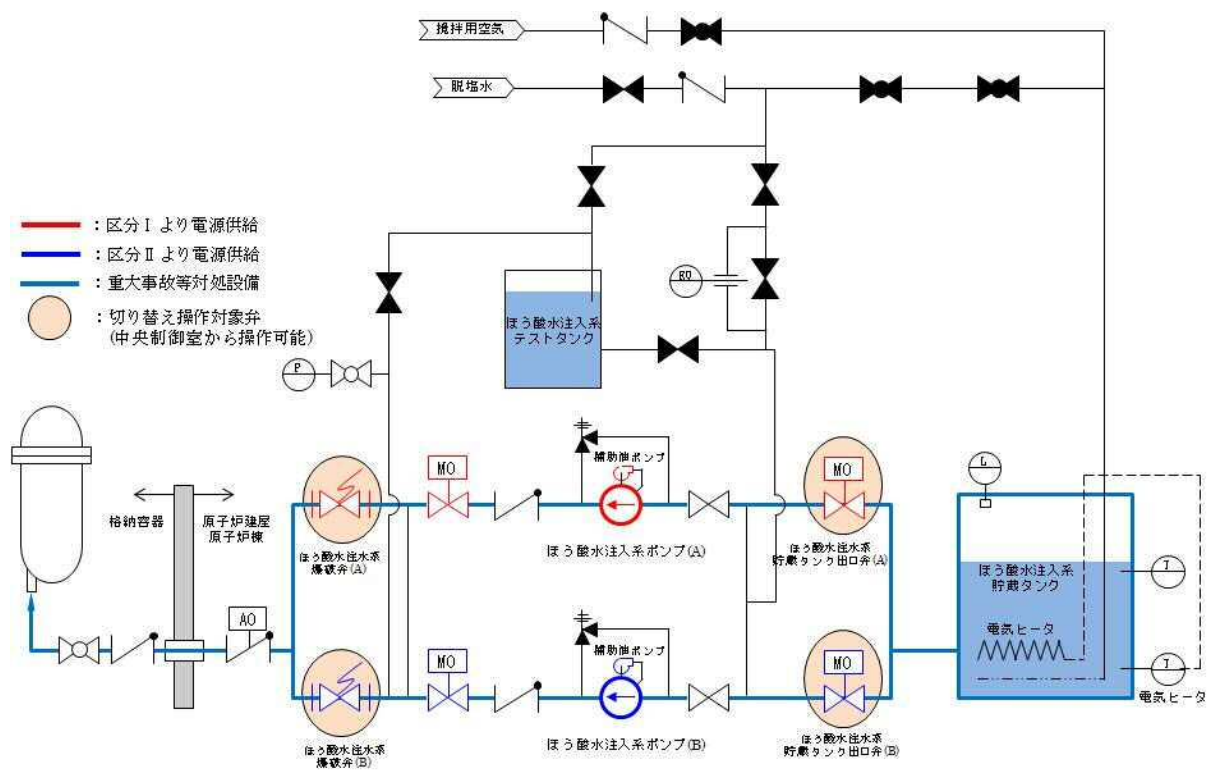
44-4-1



第 44-4-1 図 代替制御棒挿入機能の概要図



第 44-4-2 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の概要図



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

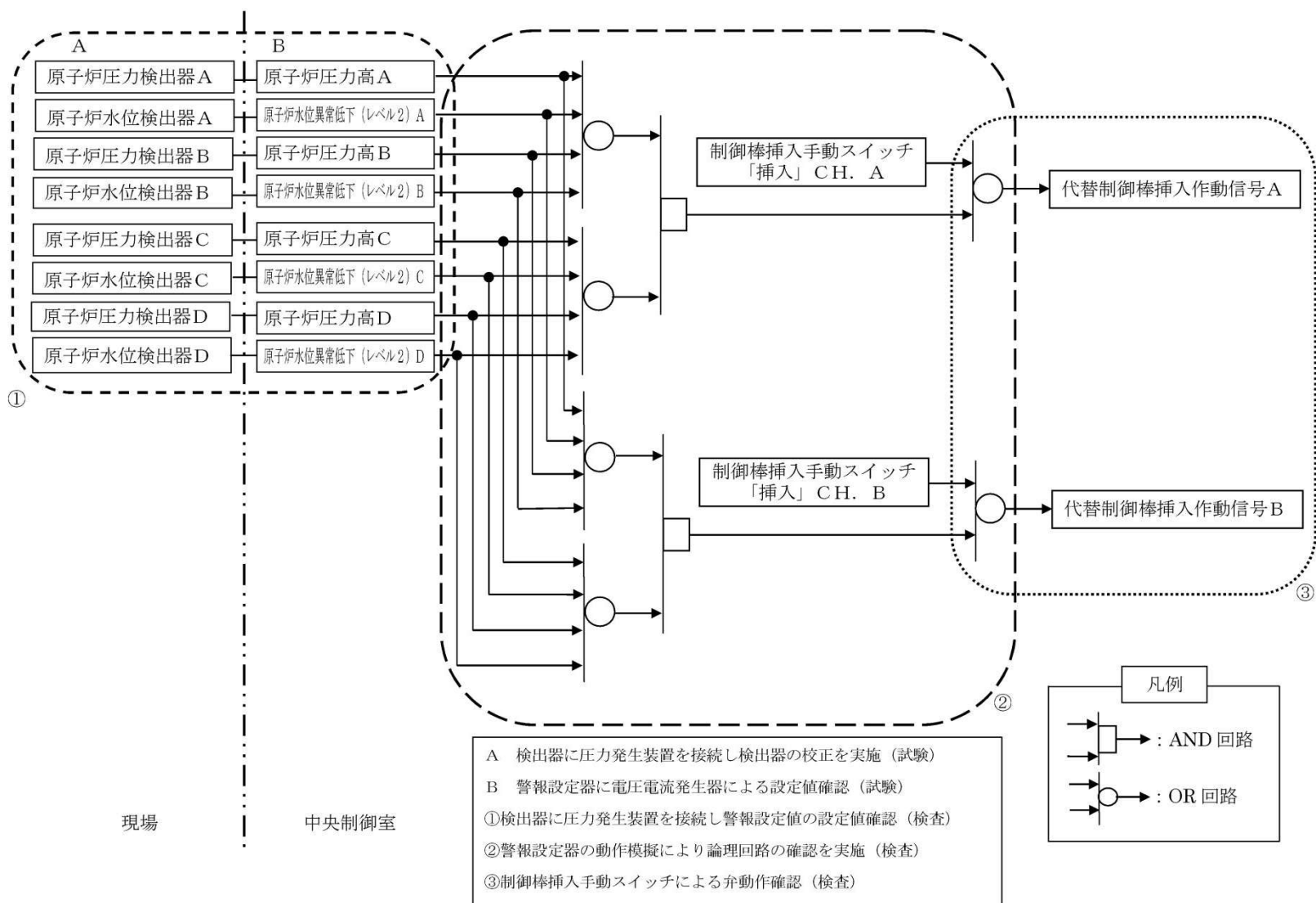
No.	機器名称	操作方法	操作箇所
A系			
1	ほう酸水注入ポンプ（A）	キー・スイッチ操作	中央制御室
2	ほう酸水貯蔵タンク出口弁（A）		
3	ほう酸水注入系爆破弁（A）		
B系			
4	ほう酸水注入ポンプ（B）	キー・スイッチ操作	中央制御室
5	ほう酸水貯蔵タンク出口弁（B）		
6	ほう酸水注入系爆破弁（B）		

44-5

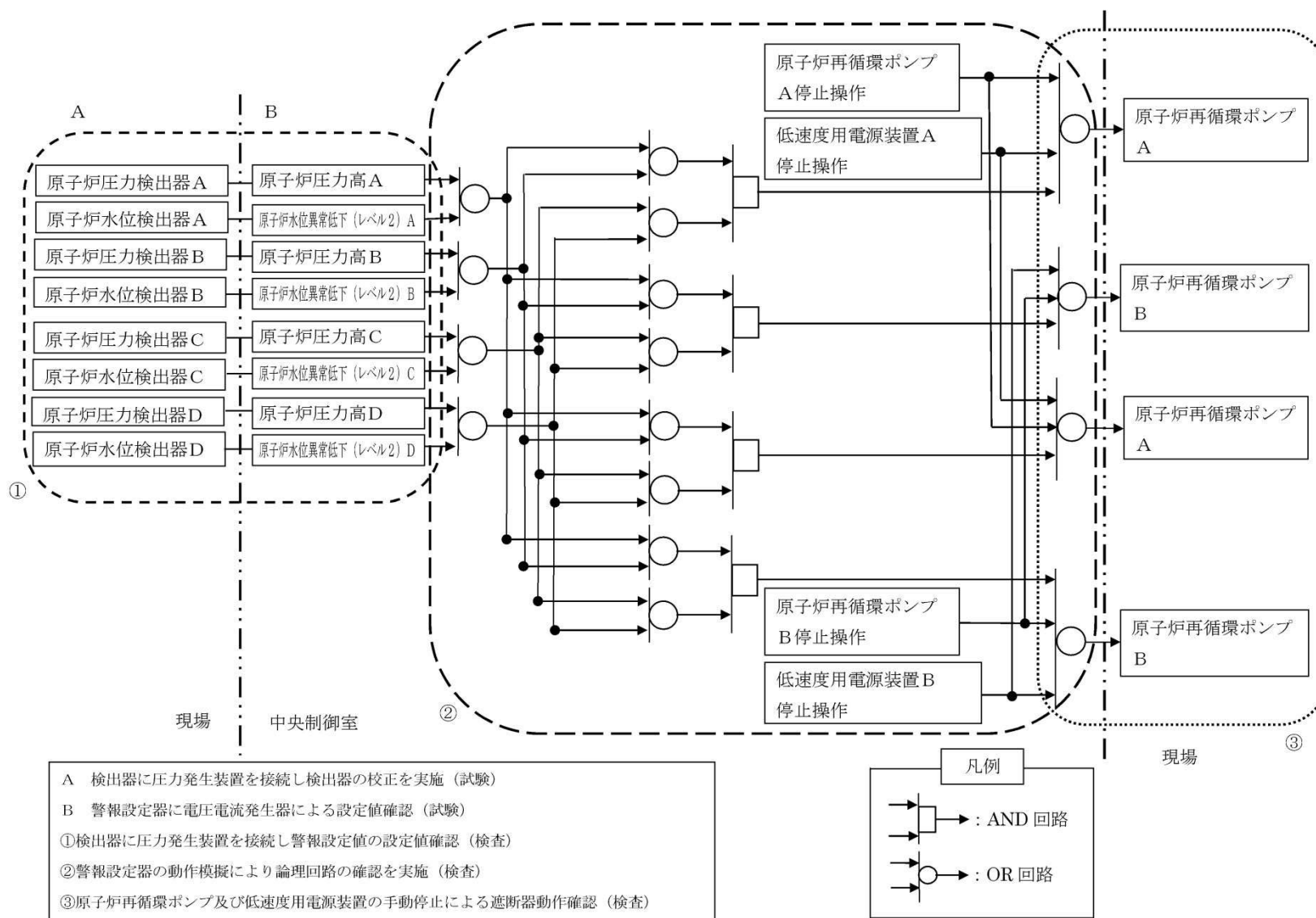
試験及び検査

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。

44-5-1



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

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	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内側逆止弁	分解点検	B	130M	—	20回	逆止弁検査(原子炉設備)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	分解点検	B	26~130M	○	24回	—	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	簡易点検	B	65M	—	23回	—	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	—	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁 一式	機能・性能試験	B	1~2C	○	24回	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(駆動部) 一式	分解点検	B	52~130M	—	24回	—	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	○	24回	—	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	分解点検	B	156M	—	16回	—	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の弁(電動駆動部) 一式	特性試験	B	4C	—	—	—	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 屋長	原子炉主任 技術者	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	運転管理グループ	
					M	担当
H23年 4月 9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 AM			

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	炉内・炉外 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

検査担当

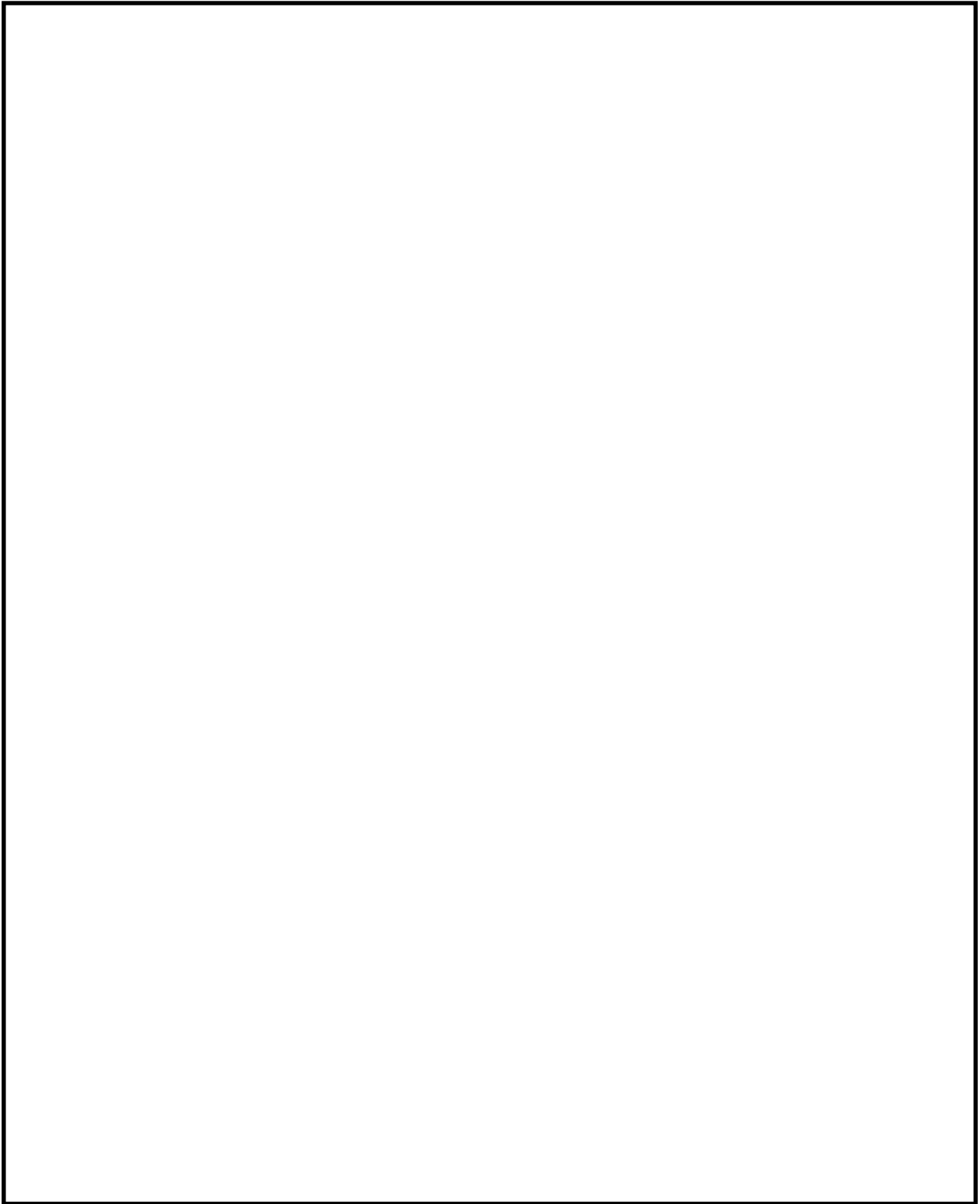
検査担当

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



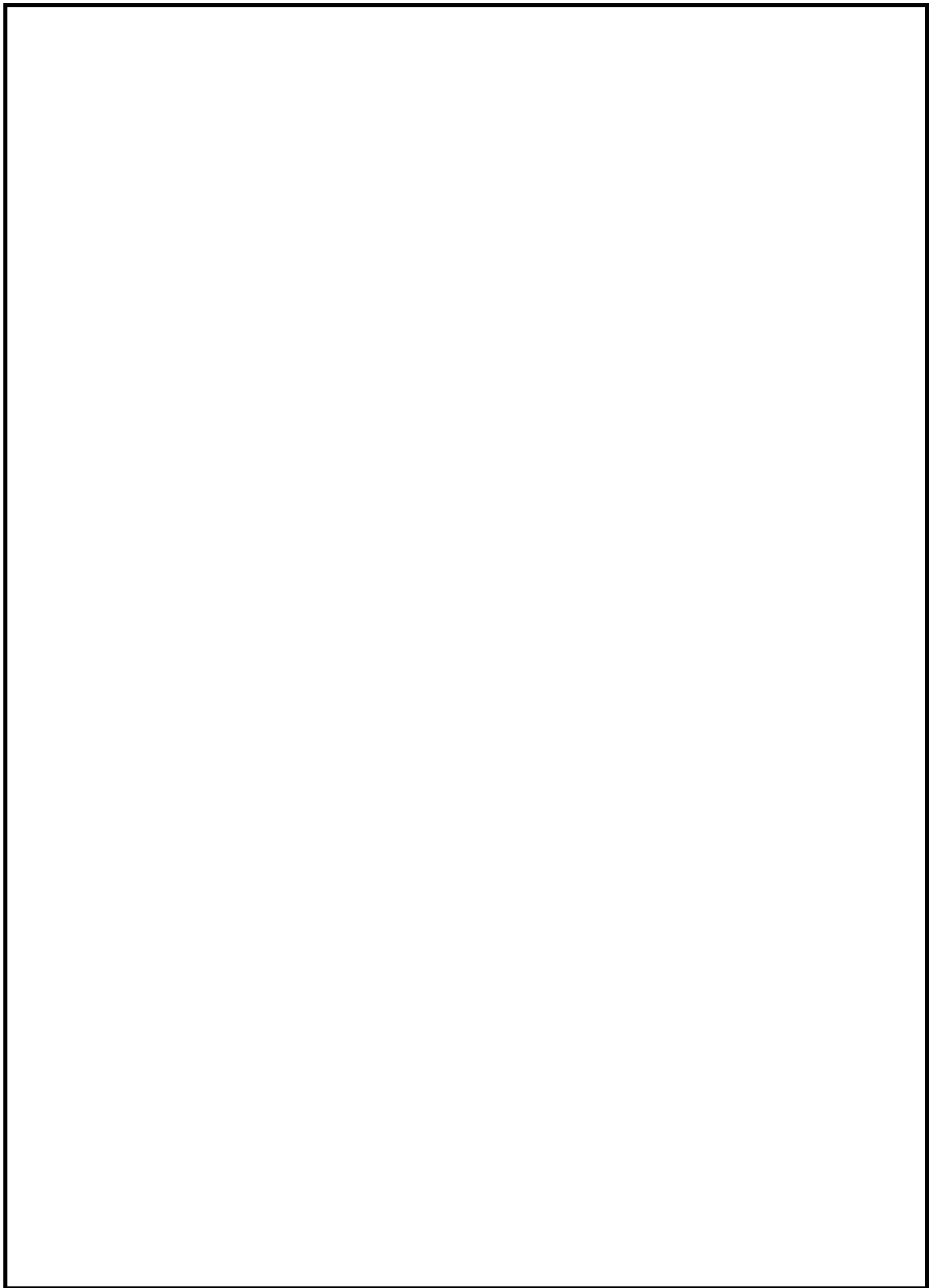
第44-5-1図　ほう酸水注入ポンプ

第44-5-5表 東海第二発電所 点検計画

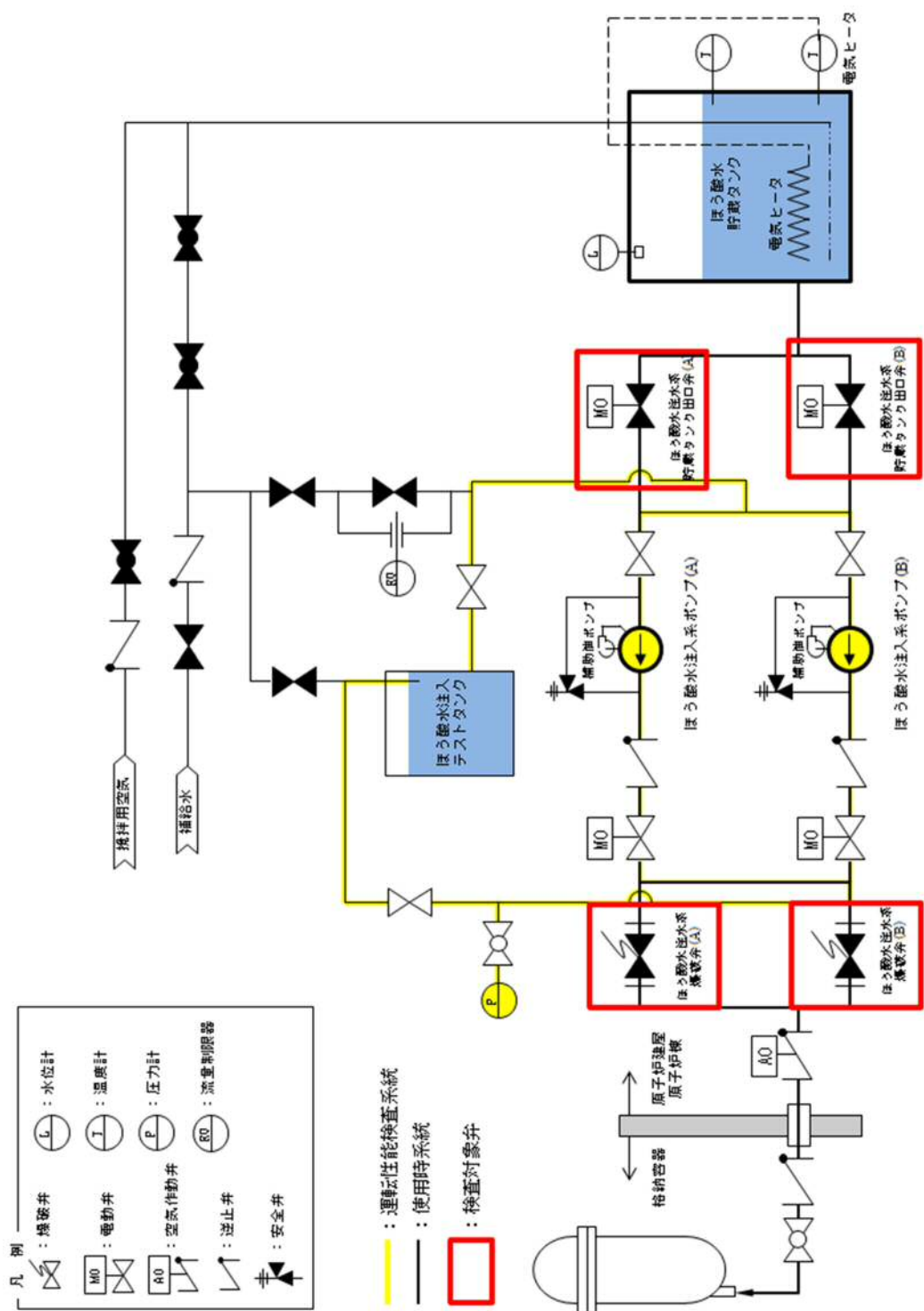
1. 点検計画

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	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 ほう酸水貯蔵タンク



第44-5-3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

44-6-1

・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

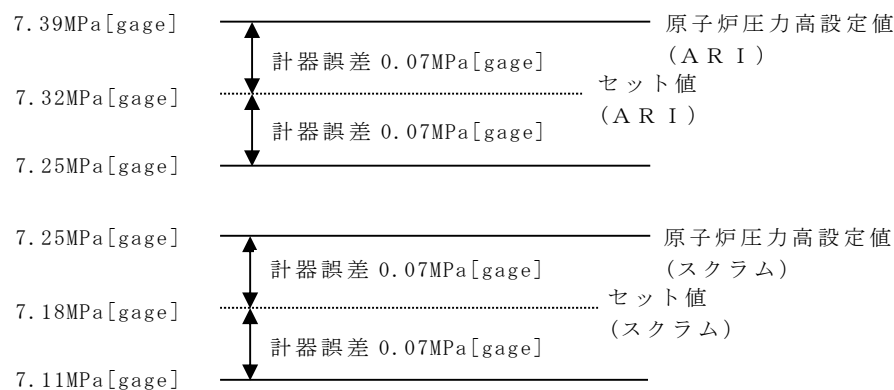
【設定根拠】

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】

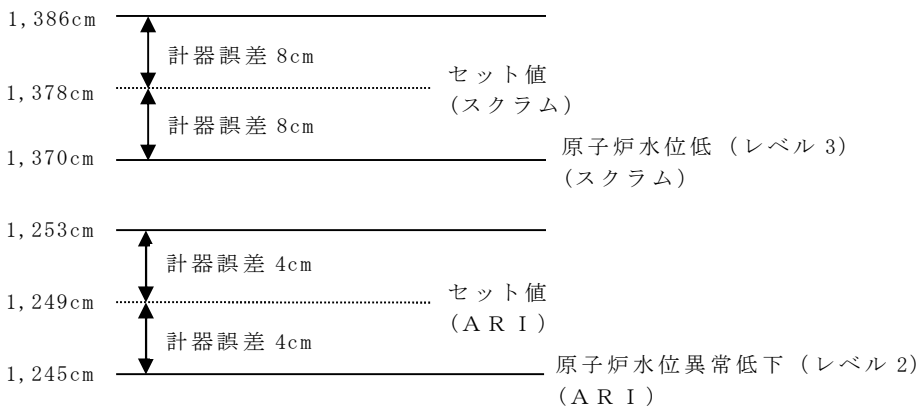
設定値は，次の事項を考慮して決定する。

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。



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

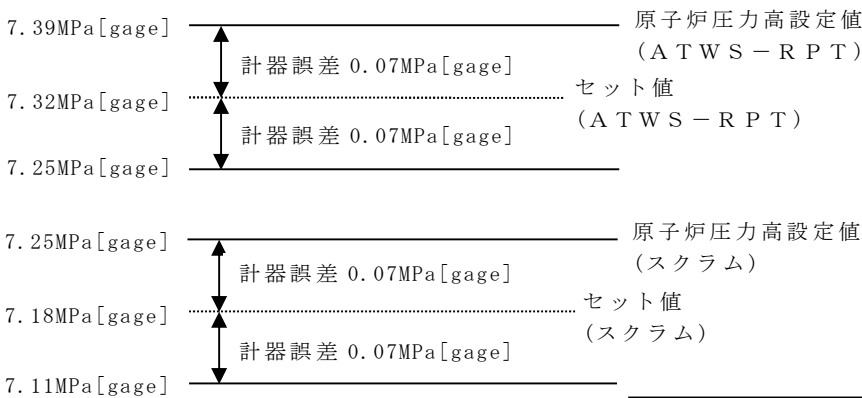
【設定根拠】

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】

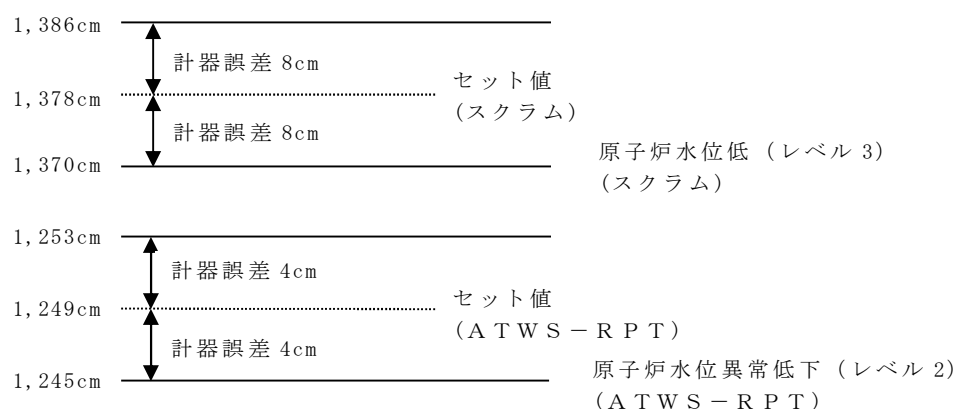
設定値は，次の事項を考慮して決定する。

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

・ 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 $\square$ 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。

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

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、

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

必要五ほう酸ナトリウム量は、

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

であることから、

$$\text{} \times \text{} = \text{ kg}$$

上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 kg) を考慮した、最小必要五ほう酸ナトリウム量 kg) をほう酸水貯蔵タンクに貯蔵することにより、十分な反応度制御能力を満足することができる。

設計飽和温度15℃の五ほう酸ナトリウム重量%は13.4%、また、この重量%における27℃での比重は1.065であり、これに対応するほう酸水貯蔵タンクの有効容量は m³ となり、タンク無効容量 m³ を考慮し、タンク全容量は 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

44-7-1

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

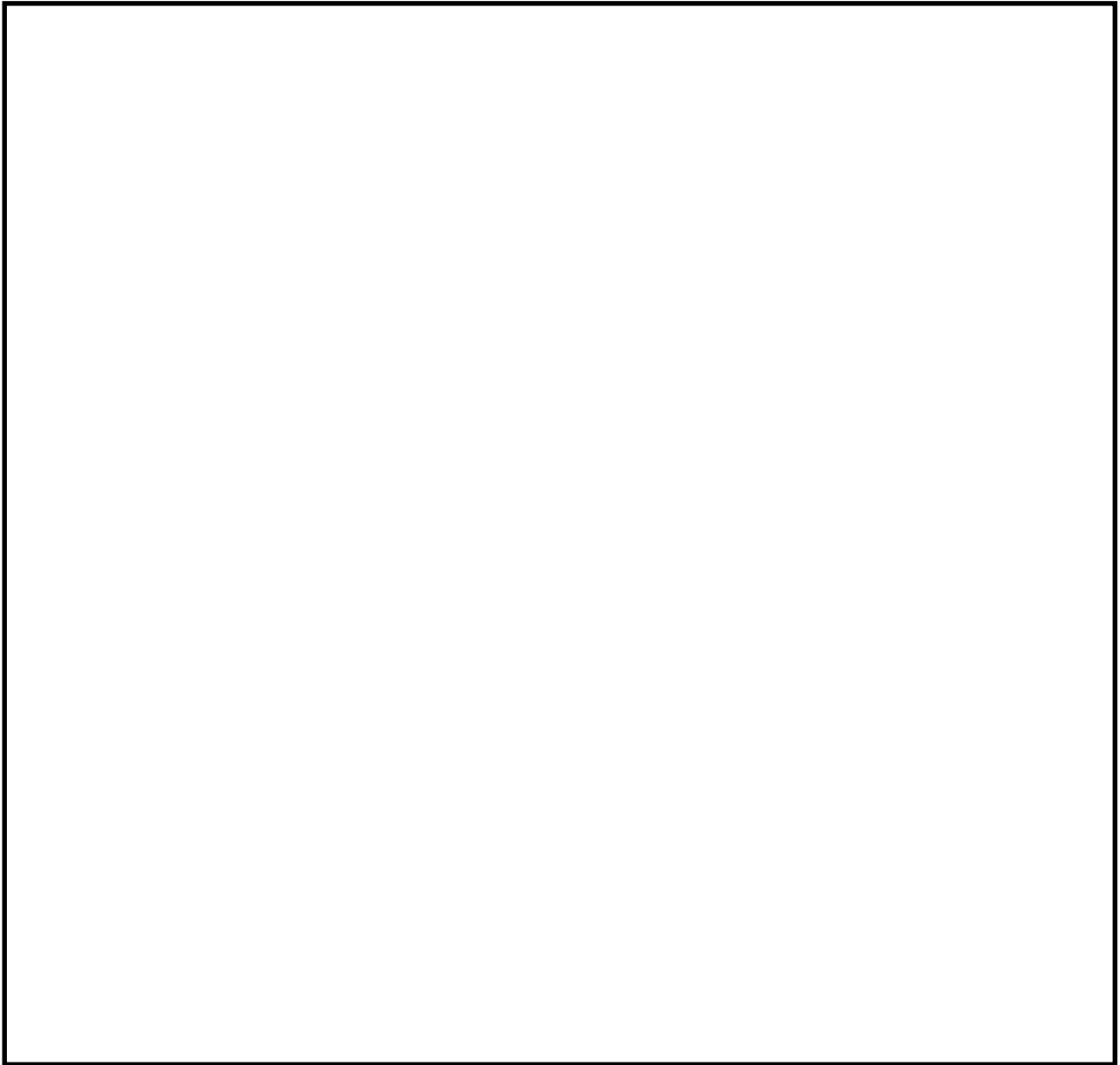
手動スクラム・スイッチを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，手動スクラム・スイッチを整備している。

(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。



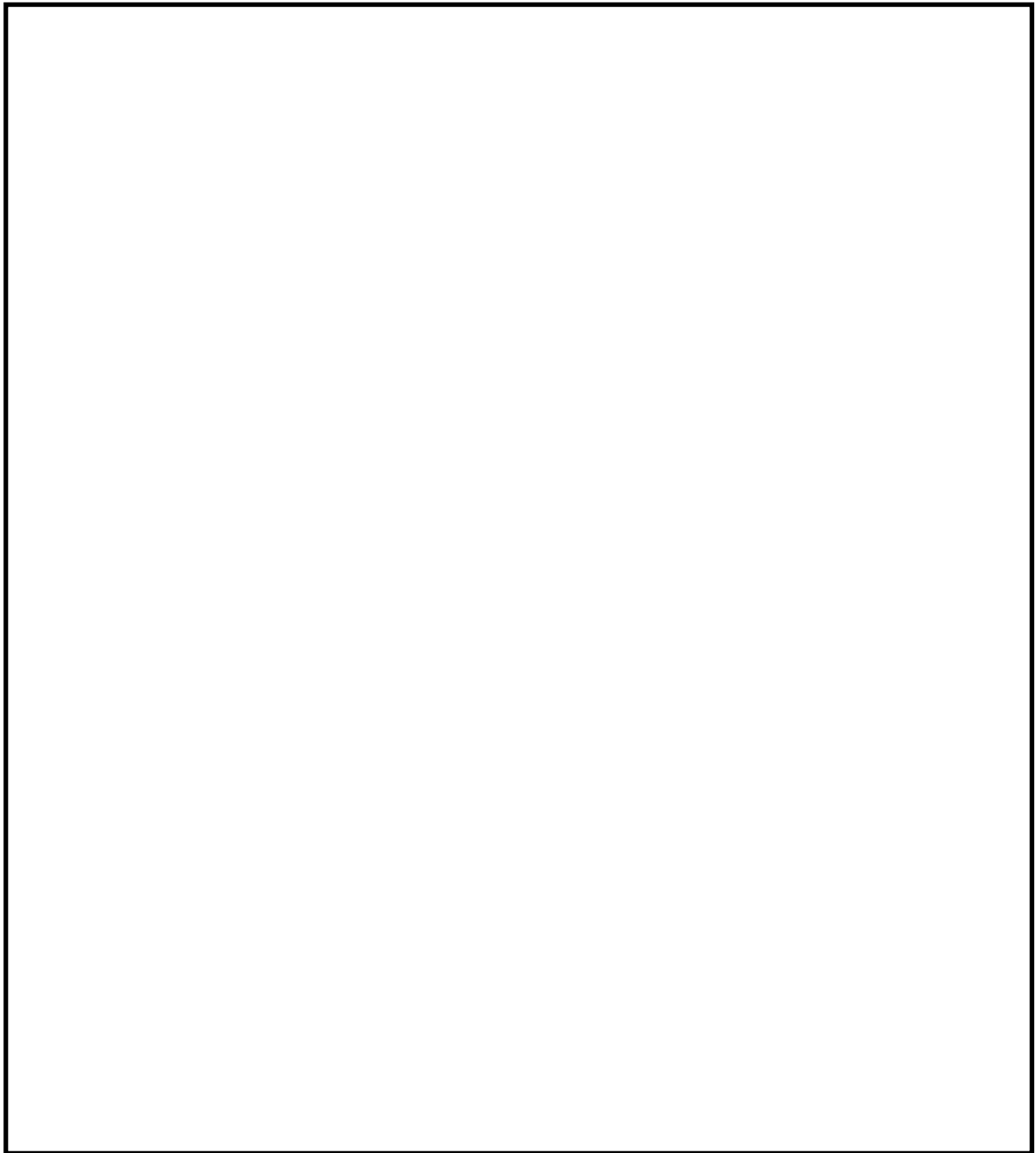
第44-7-1図 配置図（自主対策設備）
（原子炉建屋付属棟 3階）

(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。



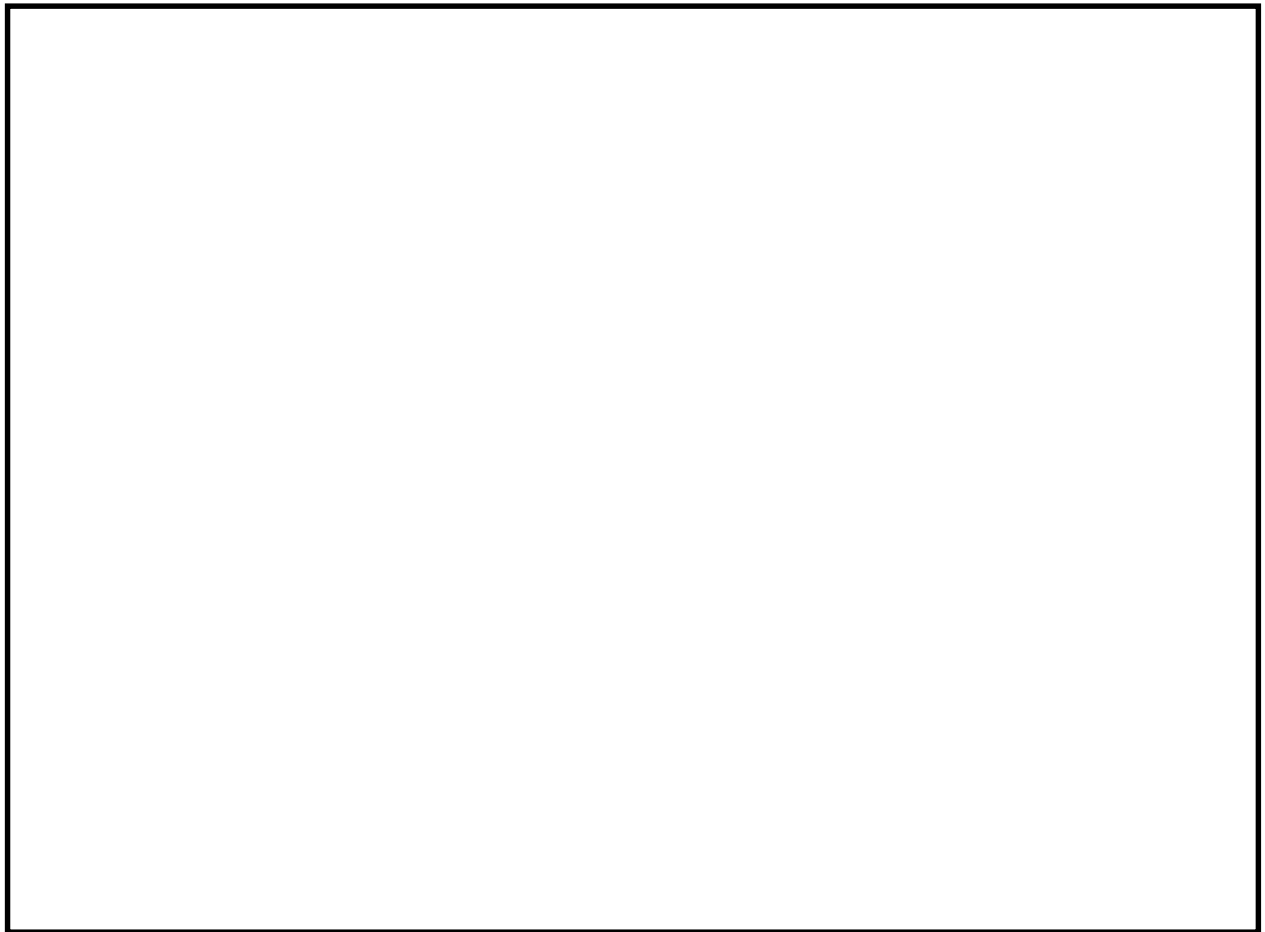
第44-7-2図 配置図（自主対策設備）
（原子炉建屋原子炉棟 3階）

(6) 制御棒手動操作系，制御棒駆動系，選択制御棒挿入機構

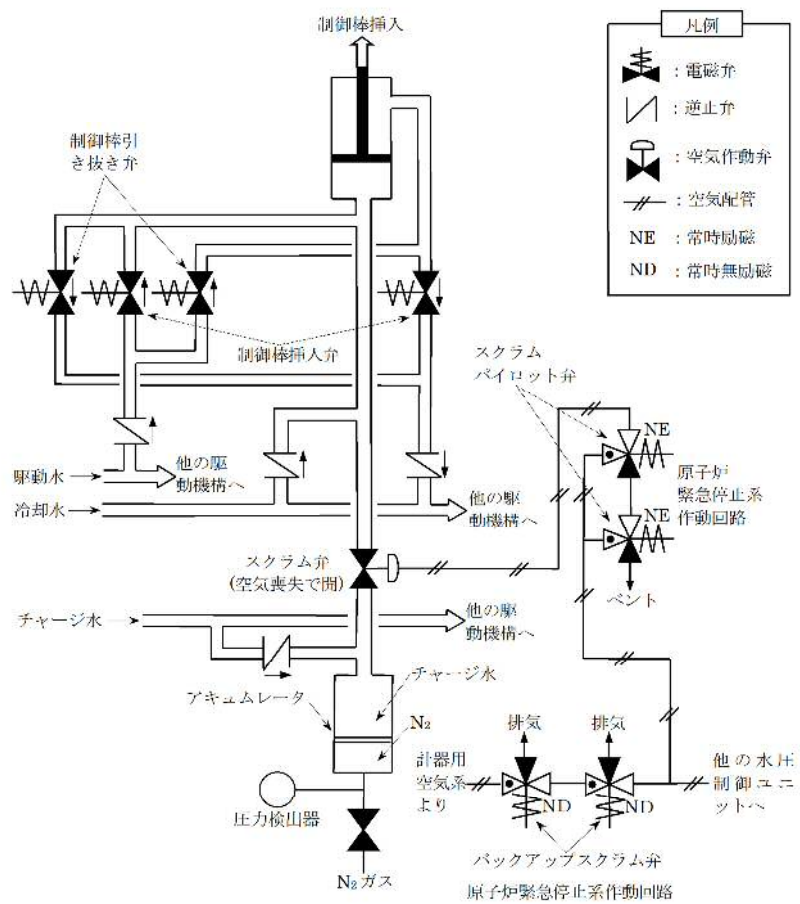
制御棒駆動系は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，若しくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を挿入する手段として整備している。

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。

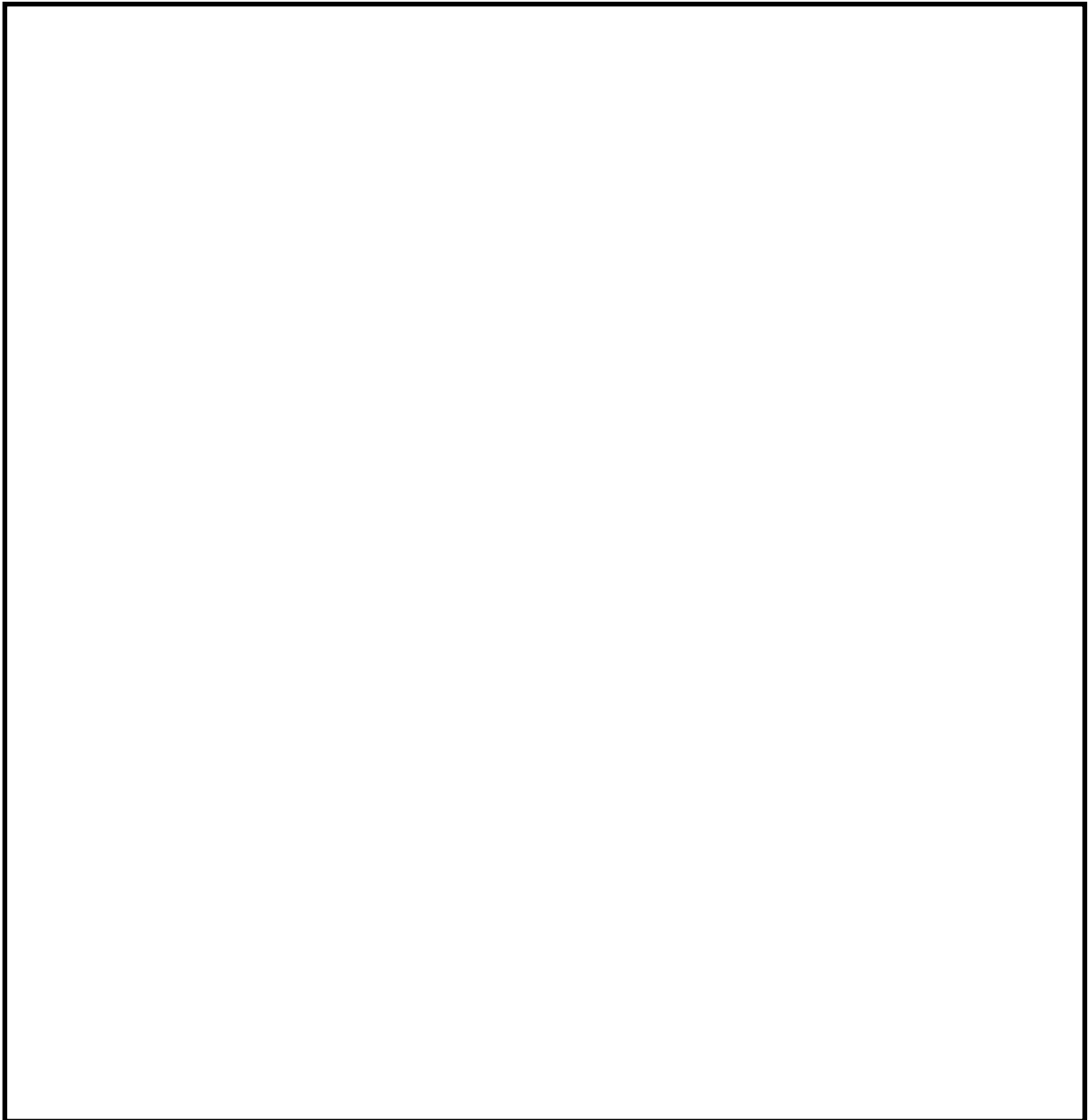
選択制御棒挿入機構は，低炉心流量高出力領域に入った場合に出力を制御し，安定性の余裕を確保するために，あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能である。本機能は手動挿入操作が可能であり，制御棒を挿入する手段として整備している。



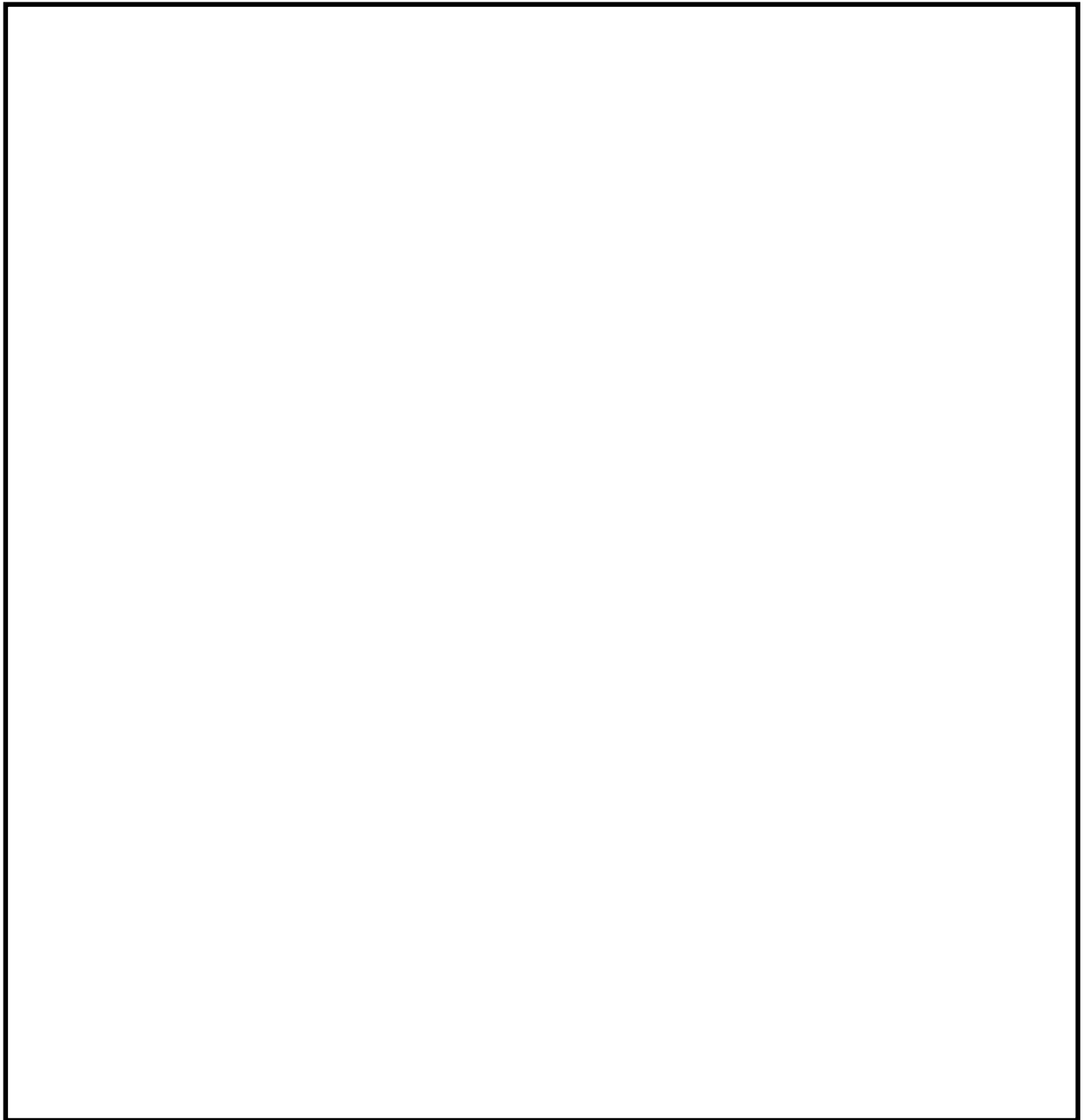
第44-7-3図 制御棒駆動機構 概要図



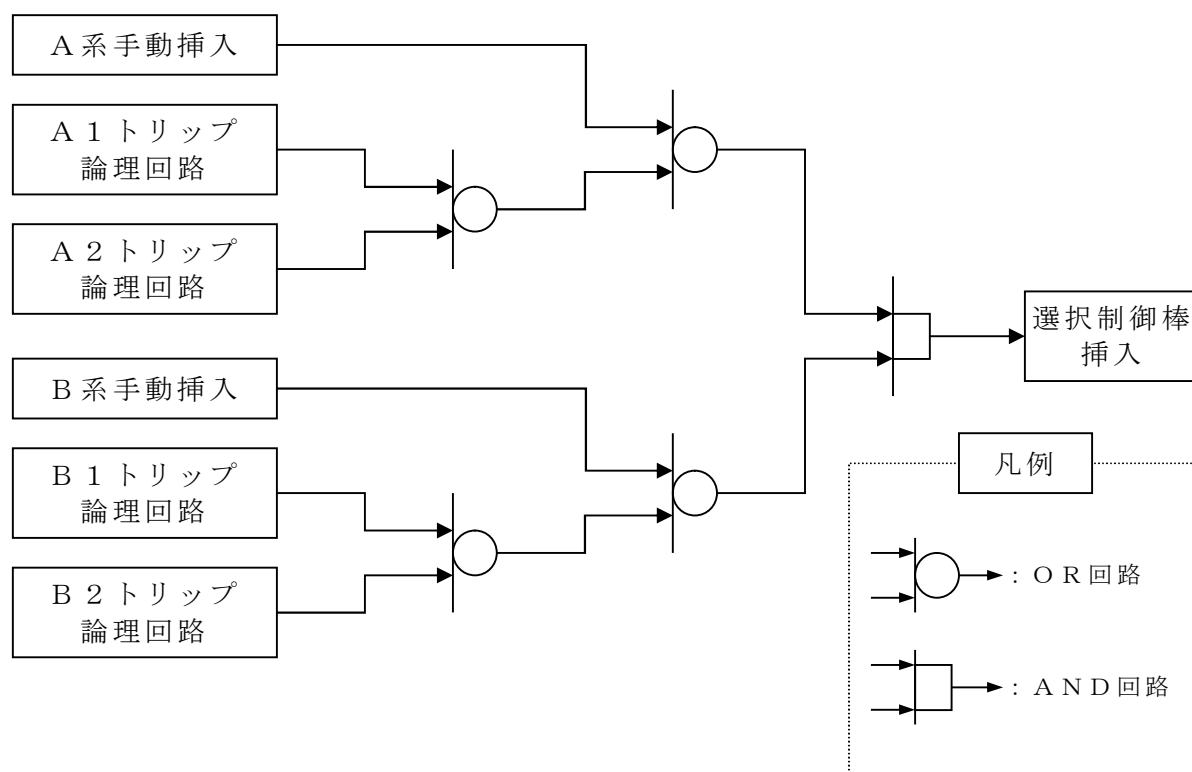
第44-7-4図 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット概要図



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）



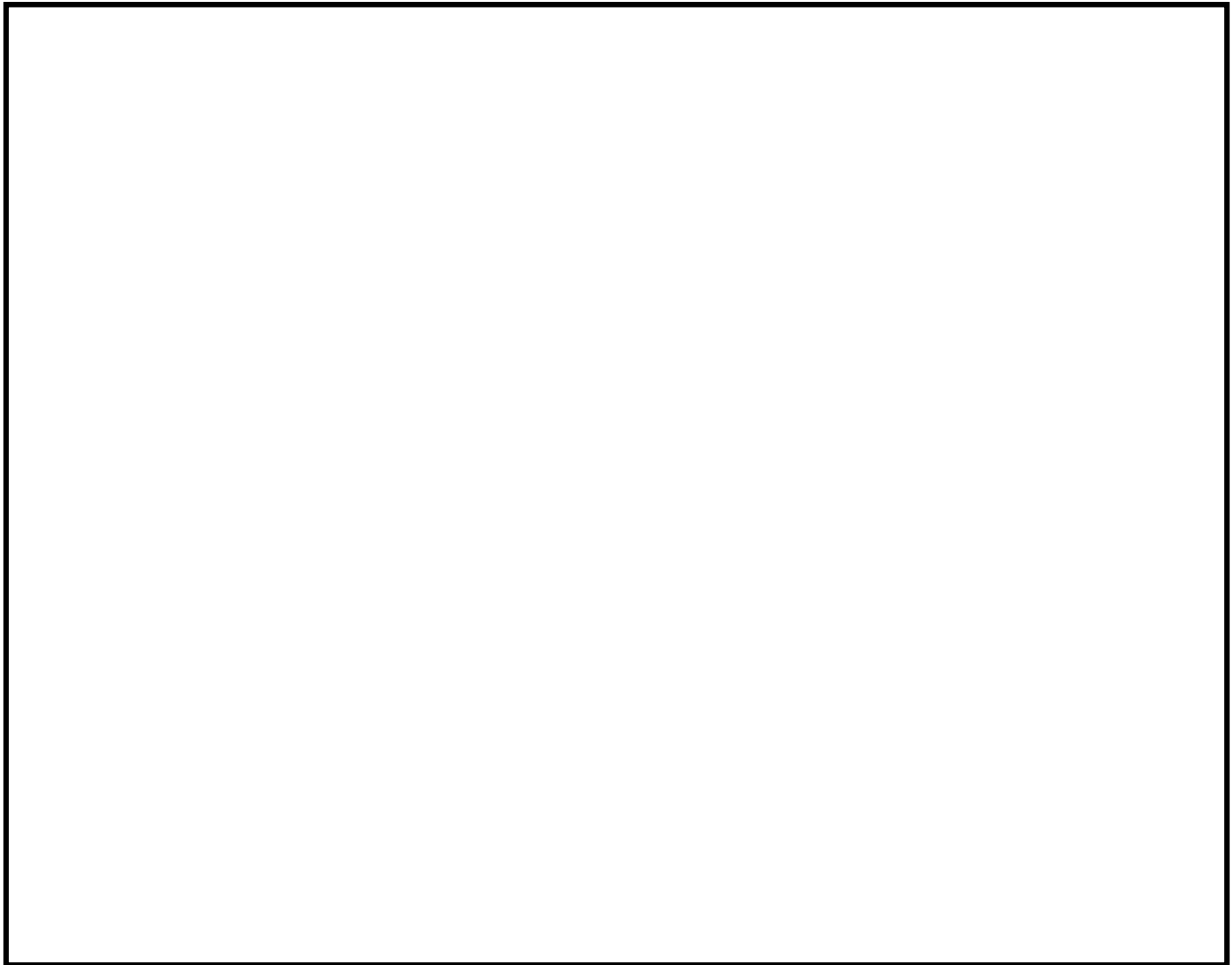
第 44-7-7 図 選択制御棒挿入機構論理回路図（自主設備）

(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。

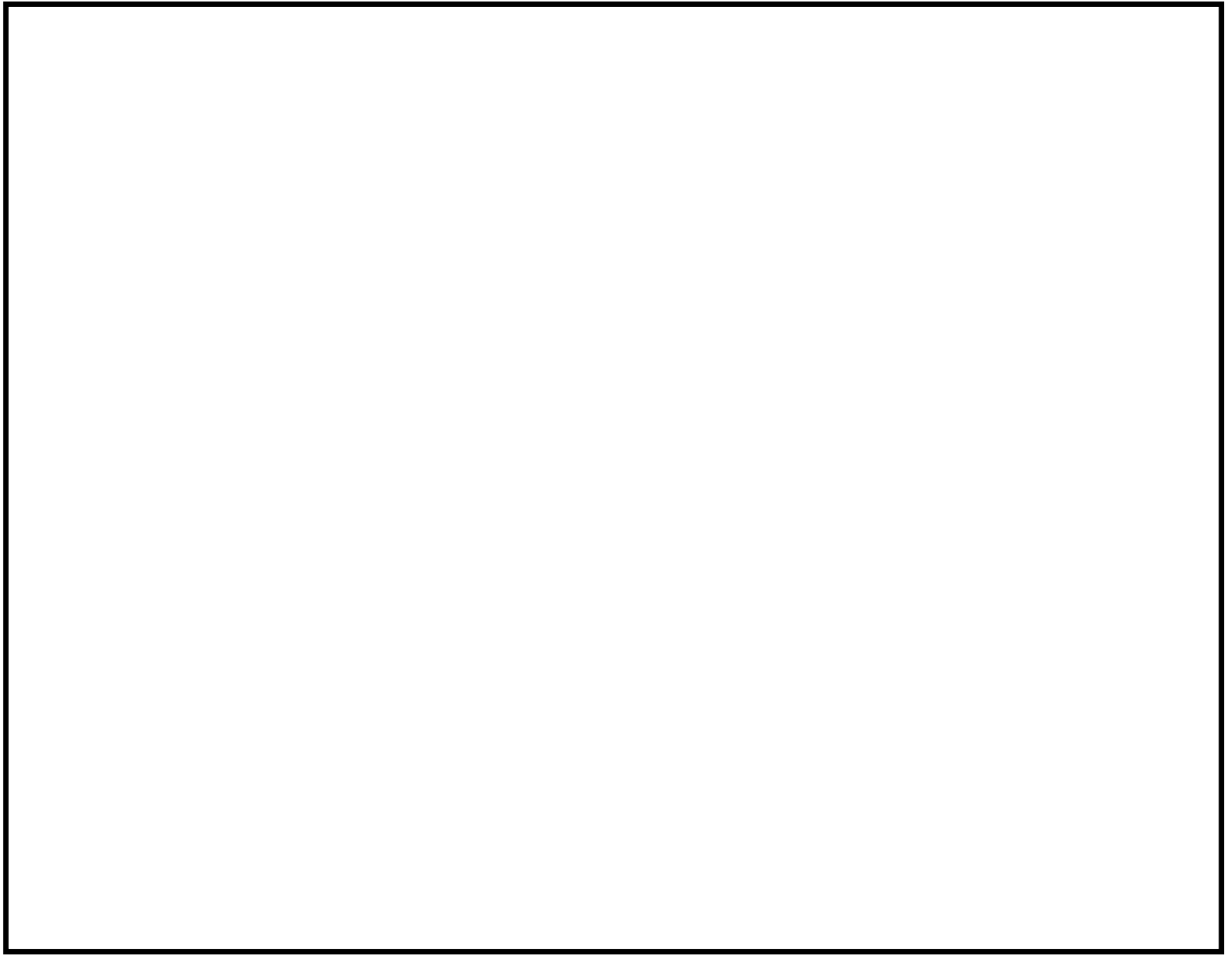
タービン駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，タービン回転数を制御することにより行う。

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。

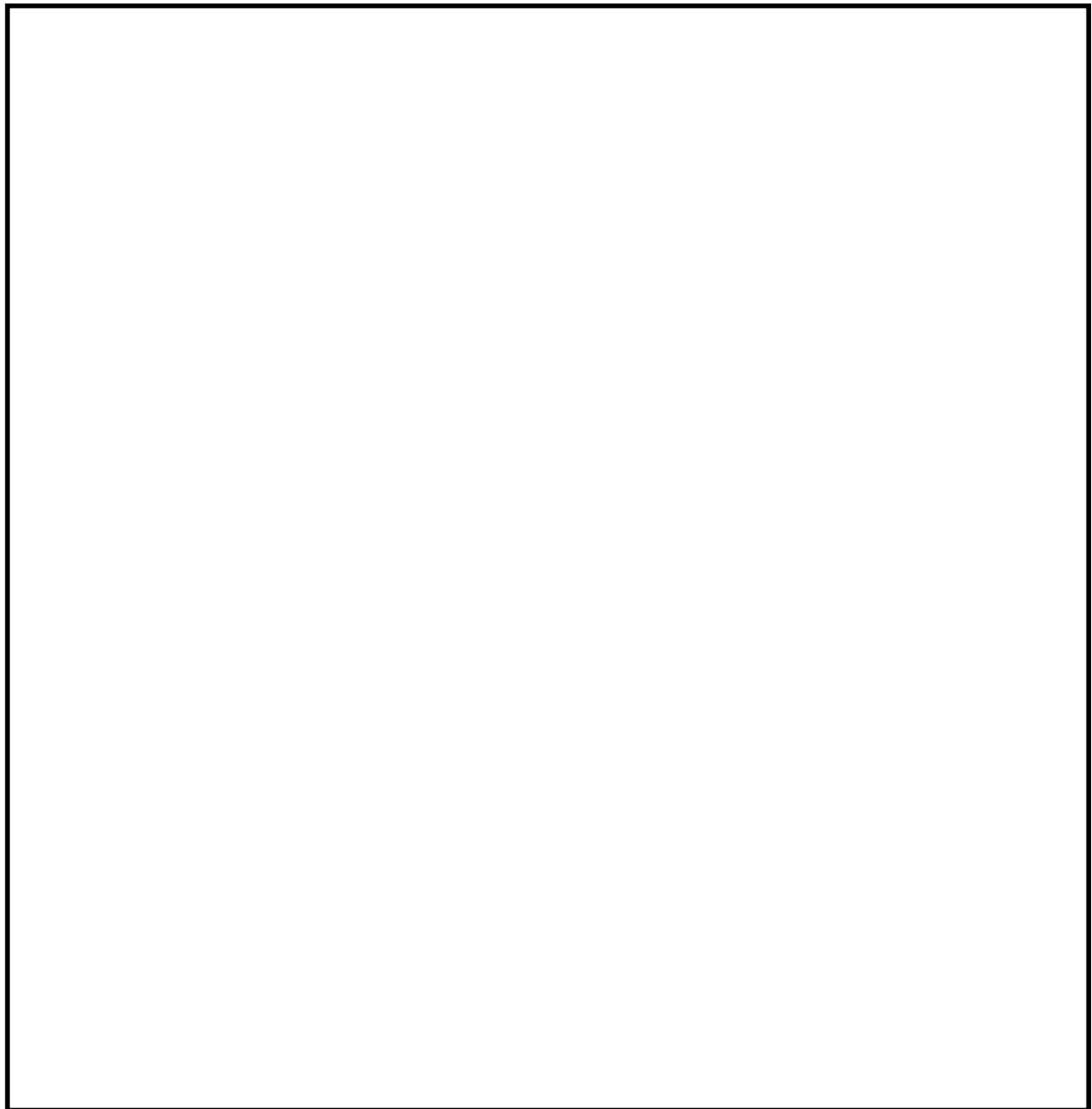


第44-7-8図 配置図（自主対策設備）

（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）

44-8

A T W S 緩和設備について

44-8-1

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

原子炉の運転を緊急に停止できない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる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。

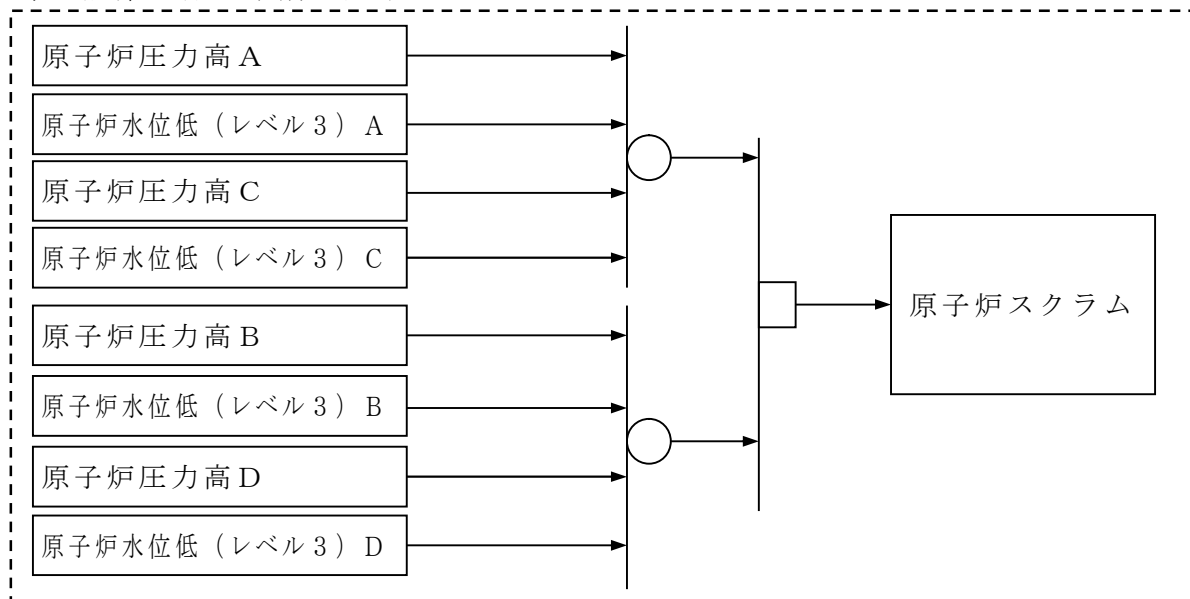
5. A T W S 緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

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。

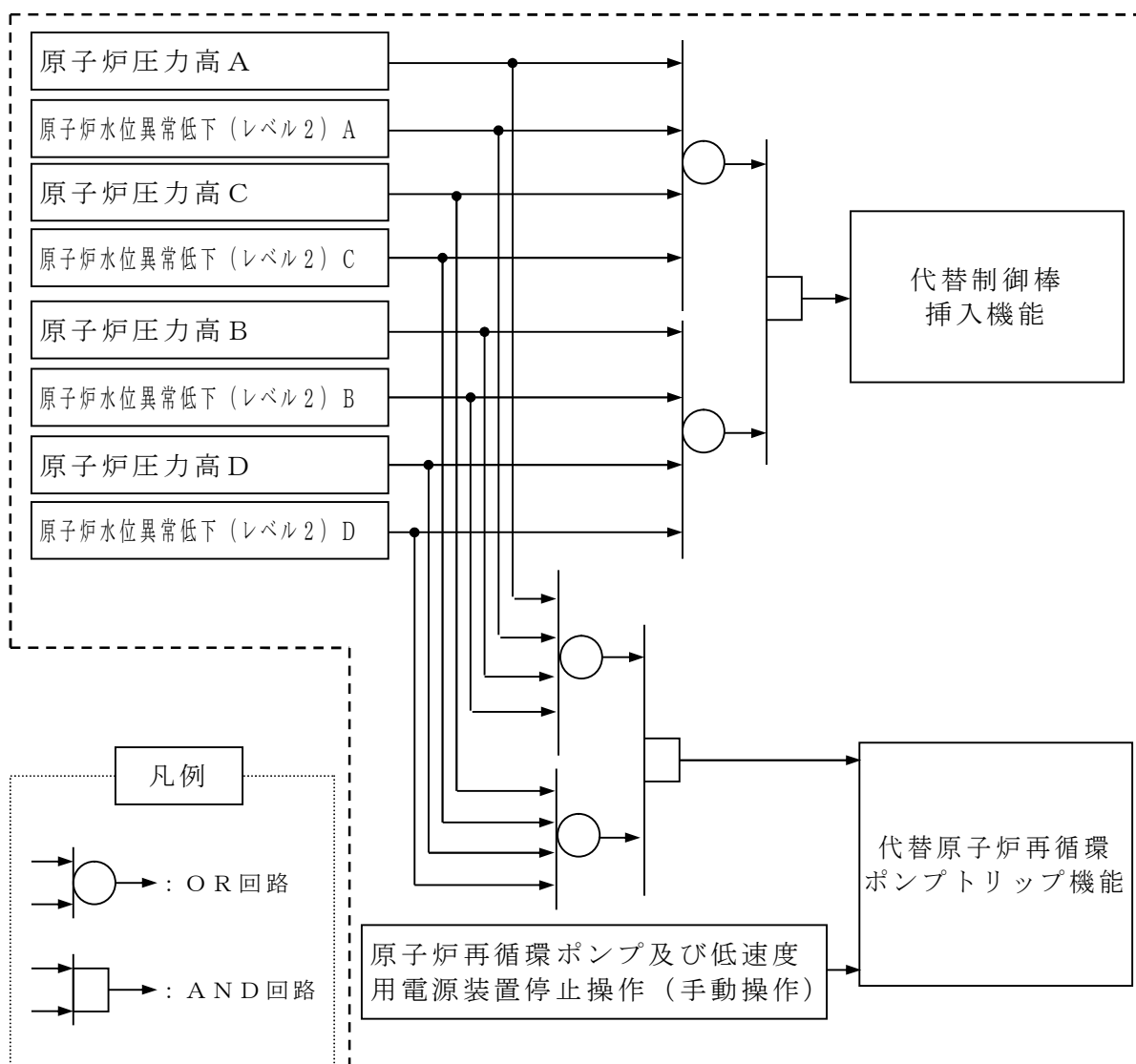
第44-8-2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁と独立した構成とし、悪影響を与えない設計とする。

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。

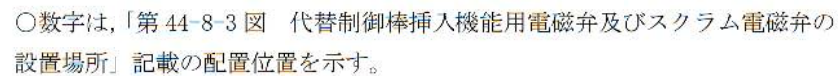
原子炉緊急停止系論理回路



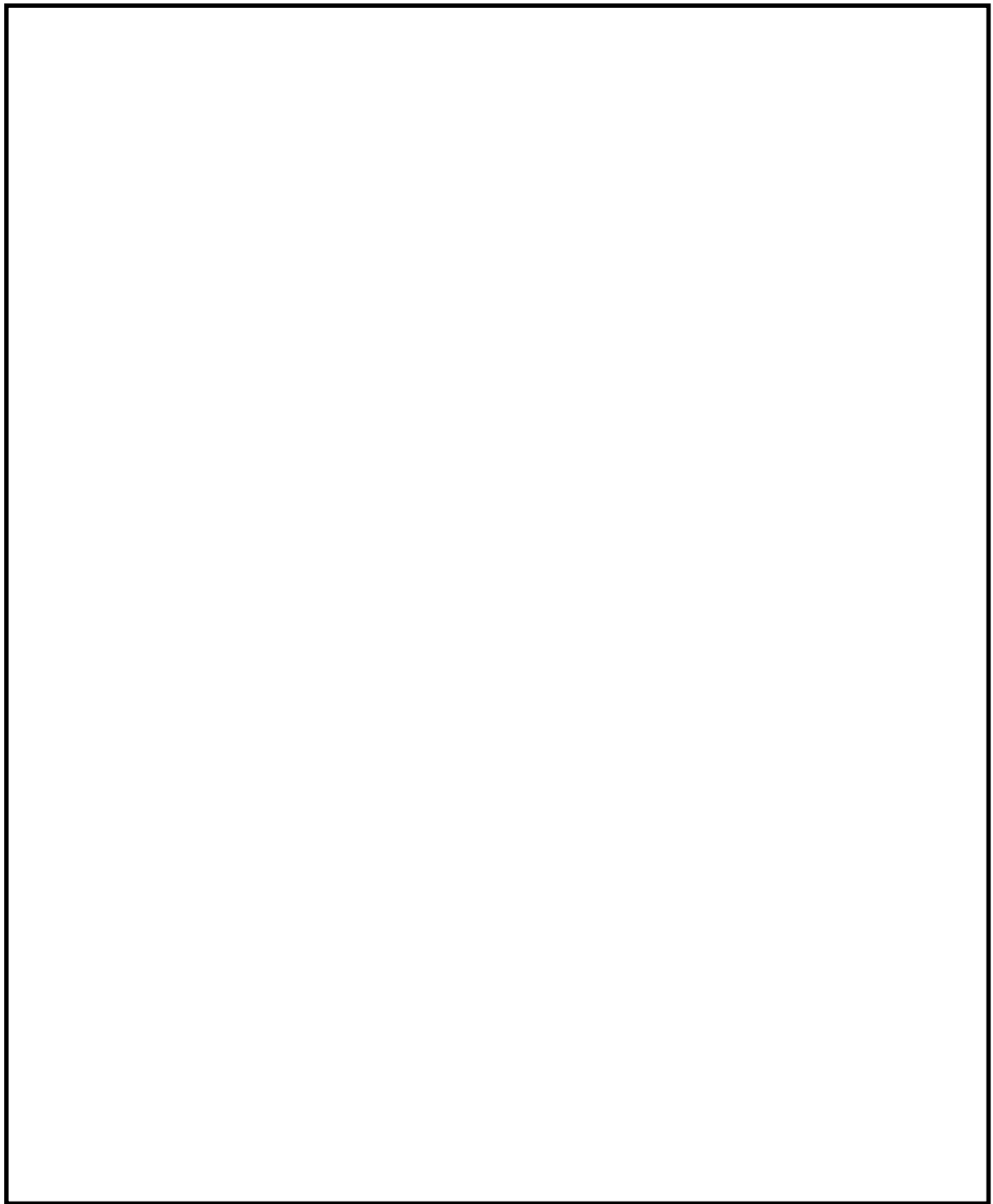
A T W S 緩和設備論理回路



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



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

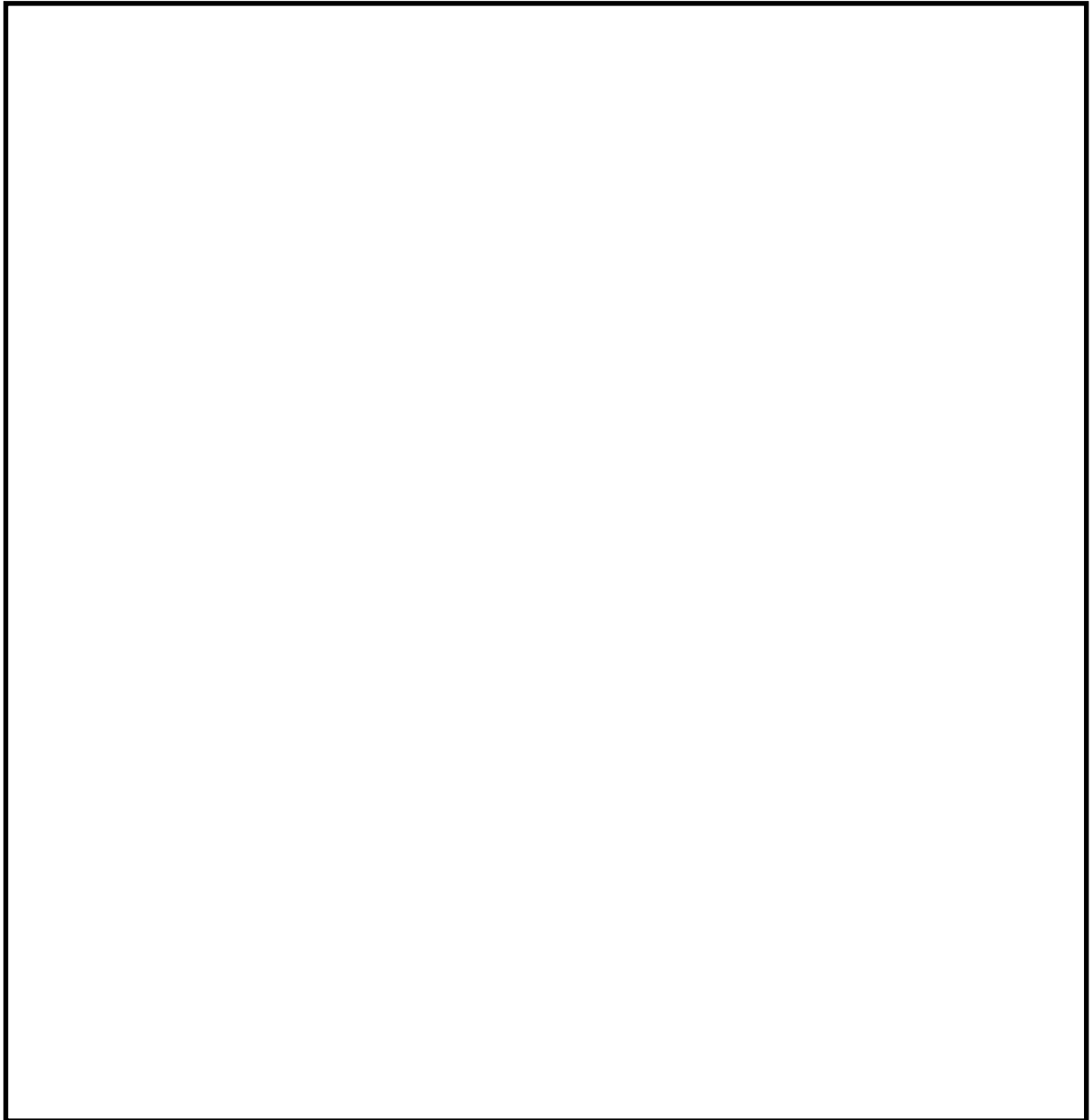


第44-8-3図 代替制御棒挿入機能用電磁弁及びスクラム電磁弁の設置場所
(原子炉建屋原子炉棟 3階)

A T W S 緩和設備のプロセス計装盤及び安全保護系盤（原子炉緊急停止系）は、ともに第44-8-5図のとおり中央制御室に設置しているが、耐震性を有した独立の鋼製の筐体に収納した自立盤で構成し、安全保護系盤と物理的に分離する設計とする。

プロセス計装盤は、鋼製筐体、難燃ケーブルで同盤を構成し、火災の発生を防止する設計とする。仮に、プロセス計装盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火活動を行うことから、内部火災及び内部溢水による影響はない。なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

以上のことから、プロセス計装盤は、多重化された安全保護系盤とは位置的分散が図られていることから、地震、火災、溢水の主要な共通要因故障に対して高い耐性を有しており、共通要因によって同時に機能を損なうおそれはない設計とする。



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

44-9-1

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		／炉年 ※1
不動作の発生頻度		／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	・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。

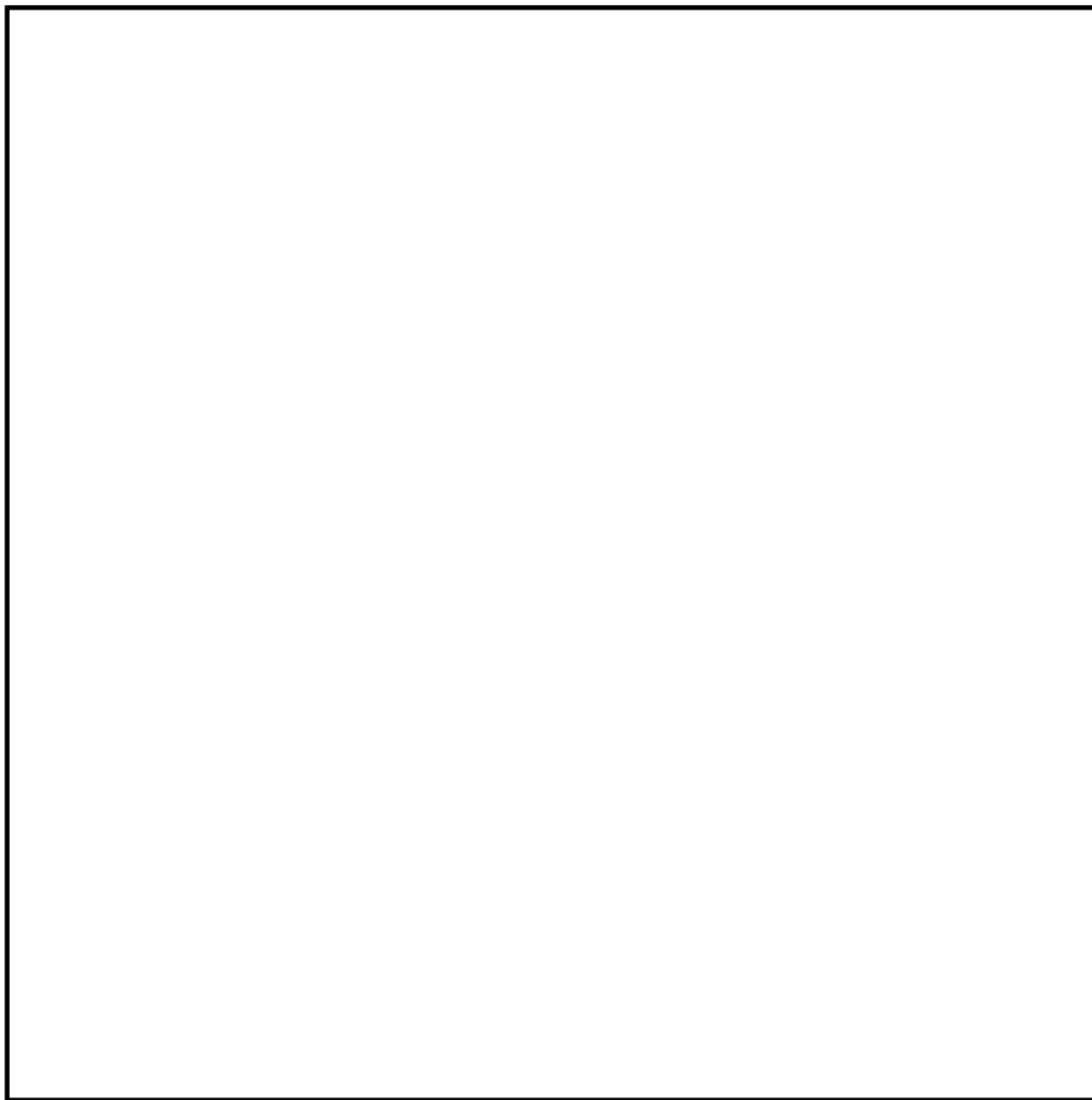
○原子炉水位異常低下（レベル2）

- ・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

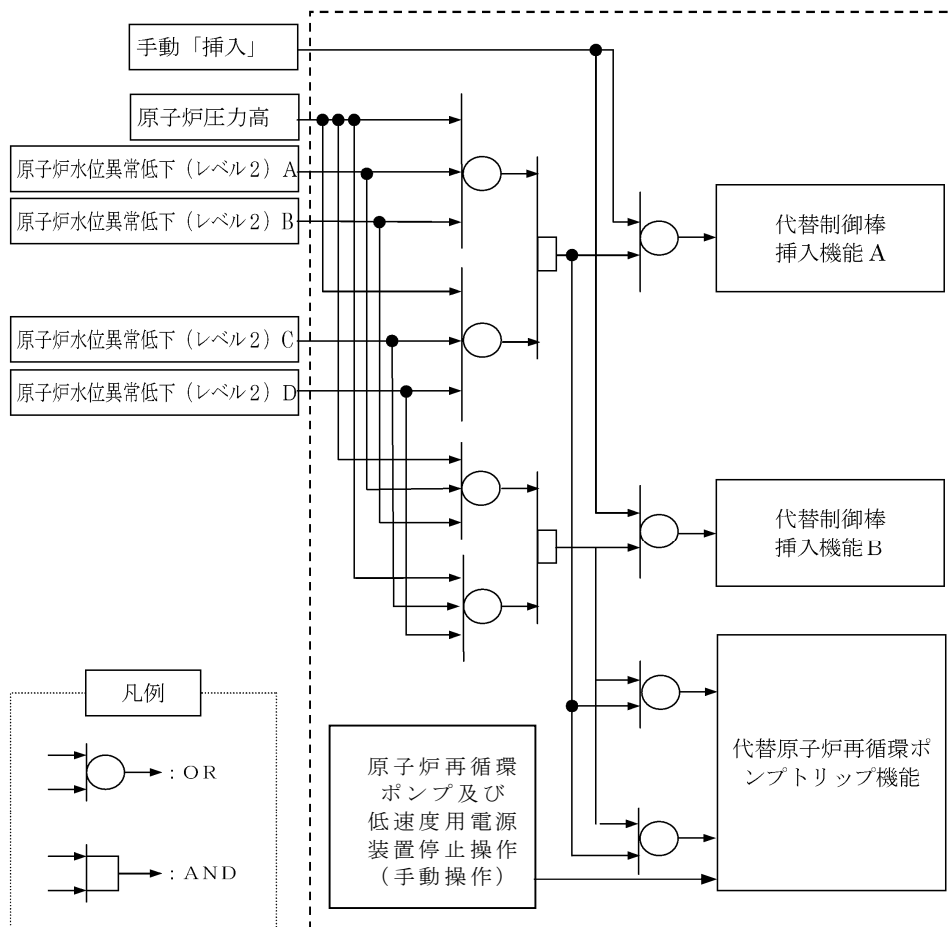
b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とA T W S緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

原子炉緊急停止系とA T W S緩和設備の論理回路は，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。

※悪影響を与えない設計に関する説明は「44-8 A T W S緩和設備について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」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図



第44-9-2図 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

（原子炉水位異常低下レベル2信号）

A T W S 緩和設備の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント稼働性に影響を与えるような，A T W S 緩和設備の誤動作の発生頻度（誤動作率）を評価するために用いた，A T W S 緩和設備の評価モデルを第1図に示す。また，第1図をもとに展開したフォールトツリーを第2図に示す。これらにより，プラント稼働性に影響を与えるようなA T W S 緩和設備の誤動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は，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率を第2表に示す。また，第2表より，/hという評価結果となった。なお，A T W S 緩和設備の誤動作率は/炉年となる。

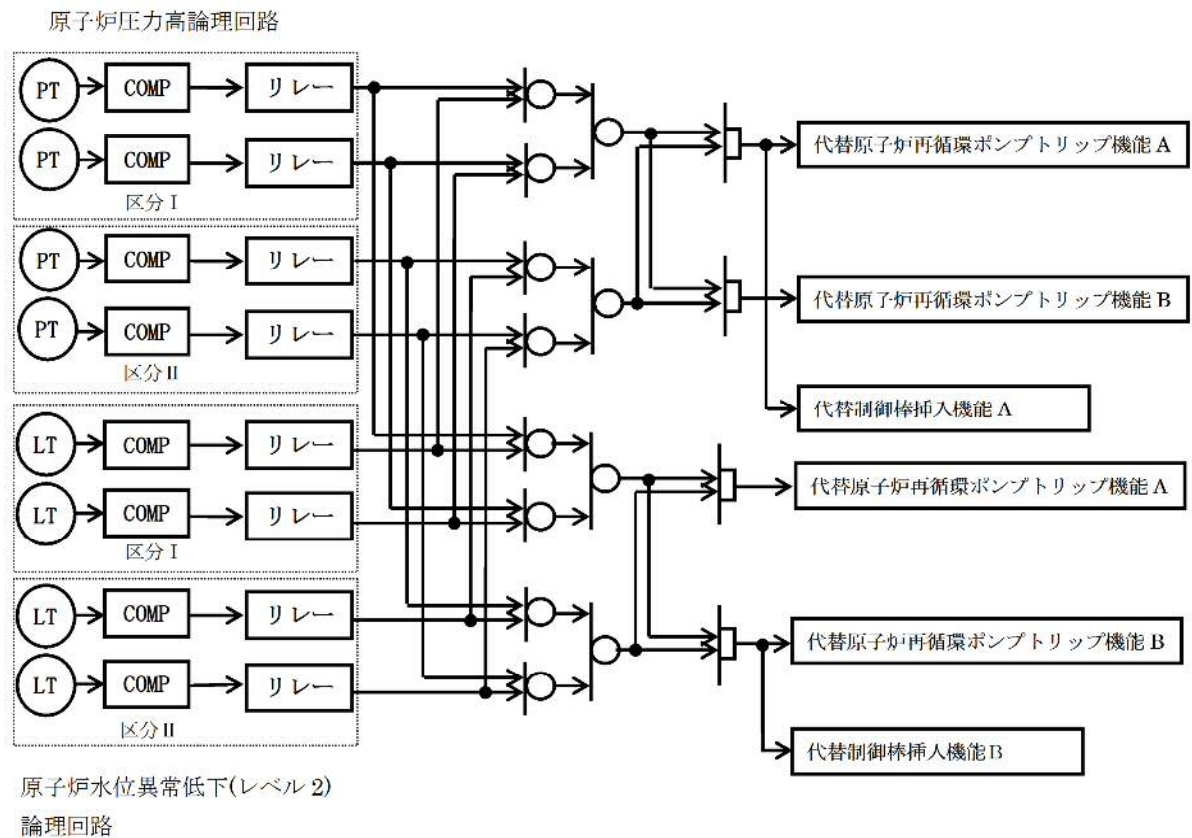
第1表 各構成部品の故障率

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}

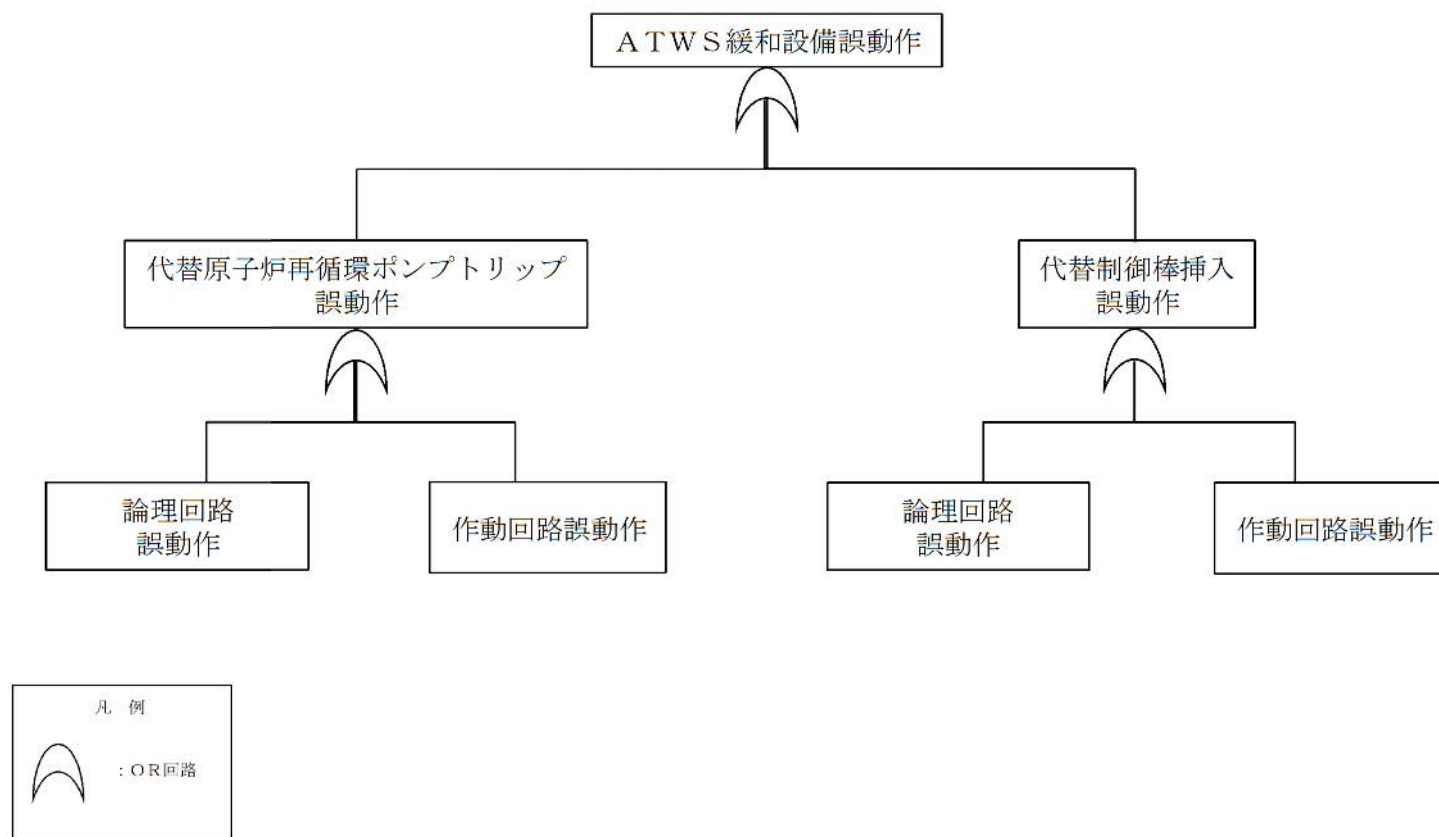
※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

第2表 誤動作率評価結果一覧

評価回路	誤動作率
代替制御棒挿入機能論理回路	／h
代替制御棒挿入機能作動回路	／h
代替再循環ポンプトリップ機能論理回路	／h
代替再循環ポンプトリップ機能作動回路	／h
A T W S 緩和設備	／h
	／炉年



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

プラント稼働性に影響を与えるような，A T W S 緩和設備の非信頼度（誤不動作確率）を評価するために用いた，A T W S 緩和設備の論理回路モデルを第3図に示す。また，第3図をもとに展開したフォールトツリーを第4図に示す。これらにより，A T W S 緩和設備の非信頼度を求めた。

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 β ファクタ法を用いた。
- ・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，

／炉年となった。

※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

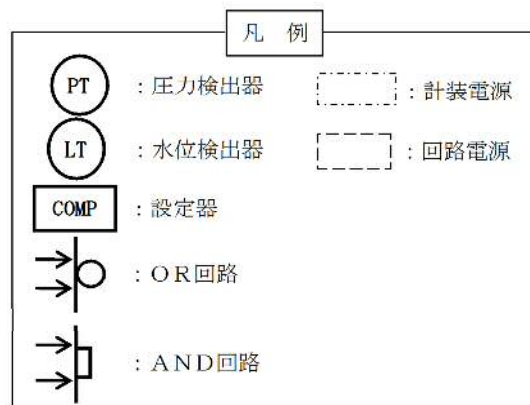
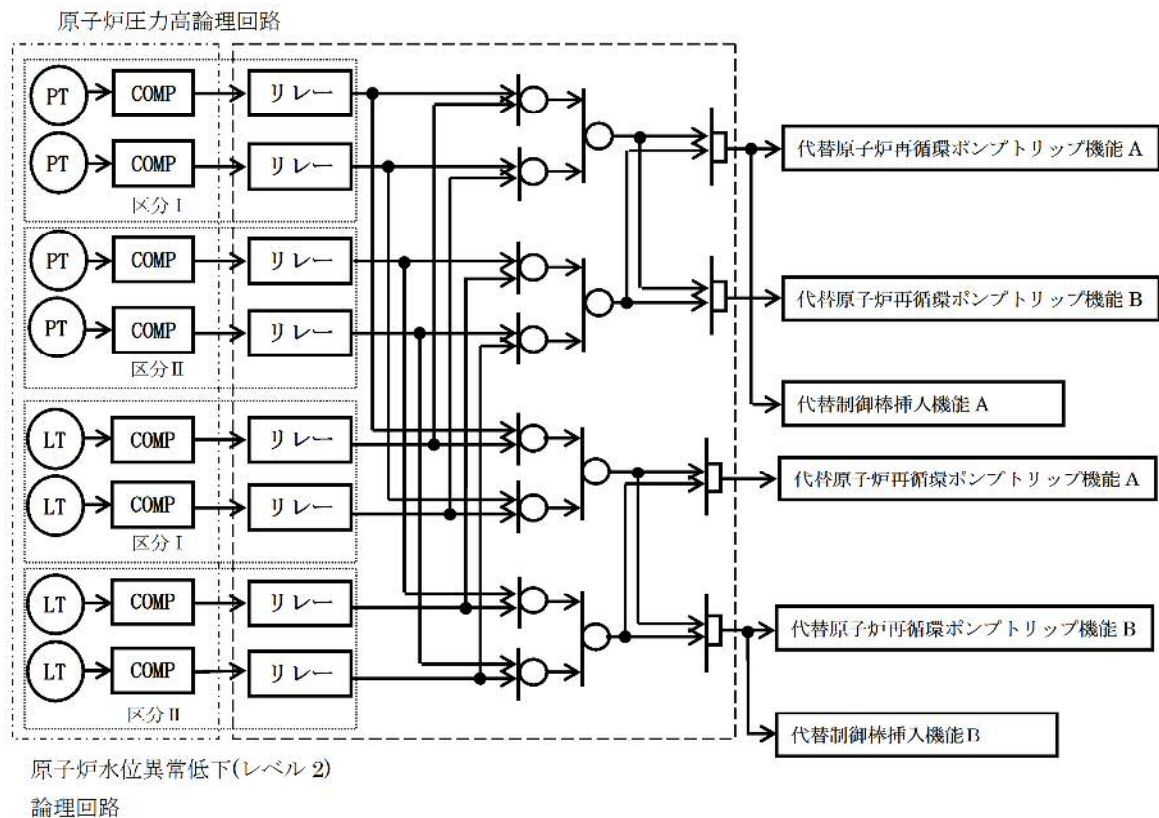
構成部品	故障率 (不動作率 (／h)) ※1
検出器 (圧力)	2.9×10^{-9}
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}
リレー	1.5×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}
圧力スイッチ	5.0×10^{-9}

※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。

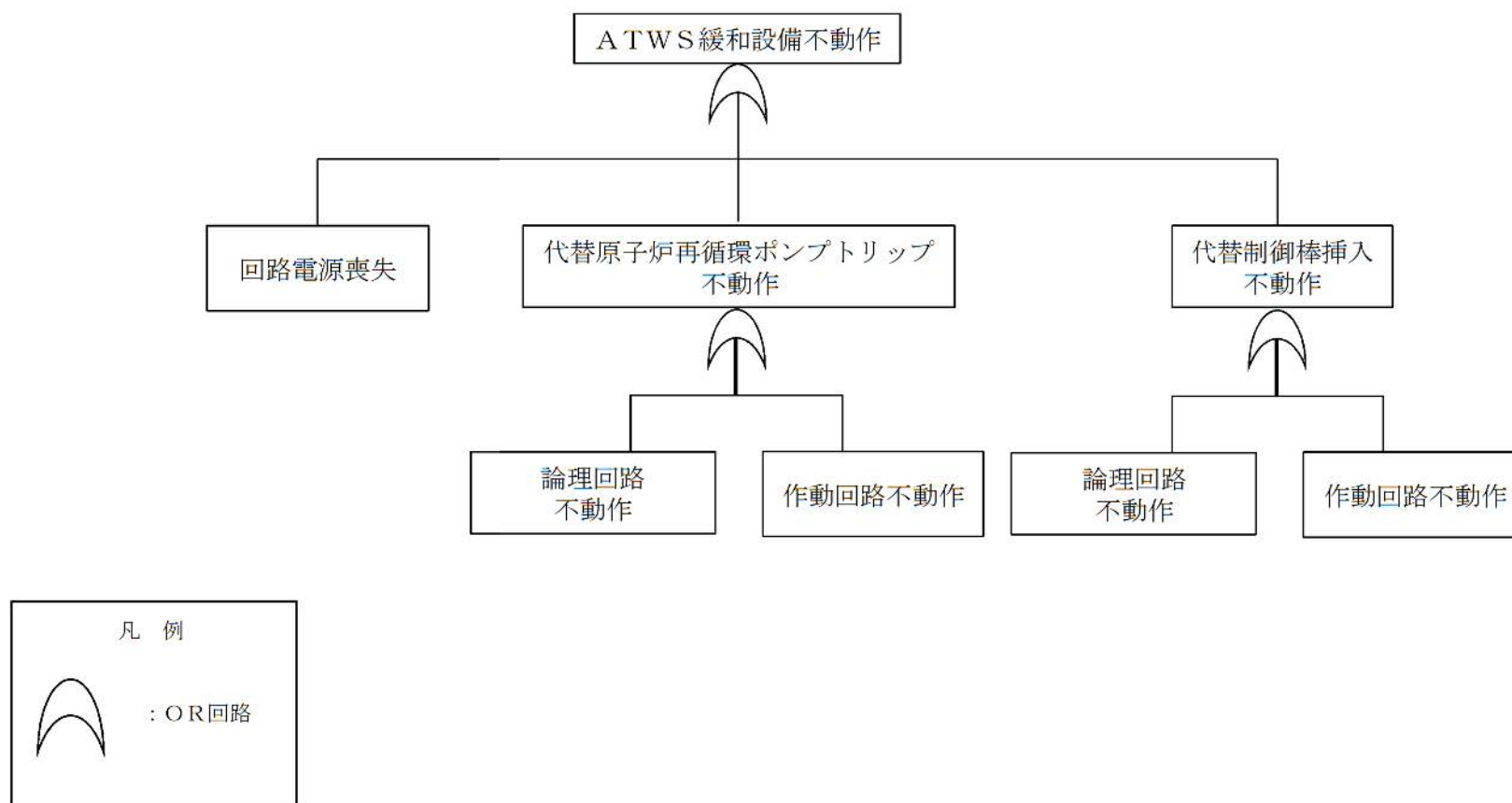
第4表 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度
代替制御棒挿入機能論理回路	
代替制御棒挿入機能作動回路	
代替再循環ポンプトリップ機能論理回路	
代替再循環ポンプトリップ機能作動回路	
論理回路電源故障	
A T W S 緩和設備	／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 緩和設備の誤不動作の発生頻度を求めた。



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。

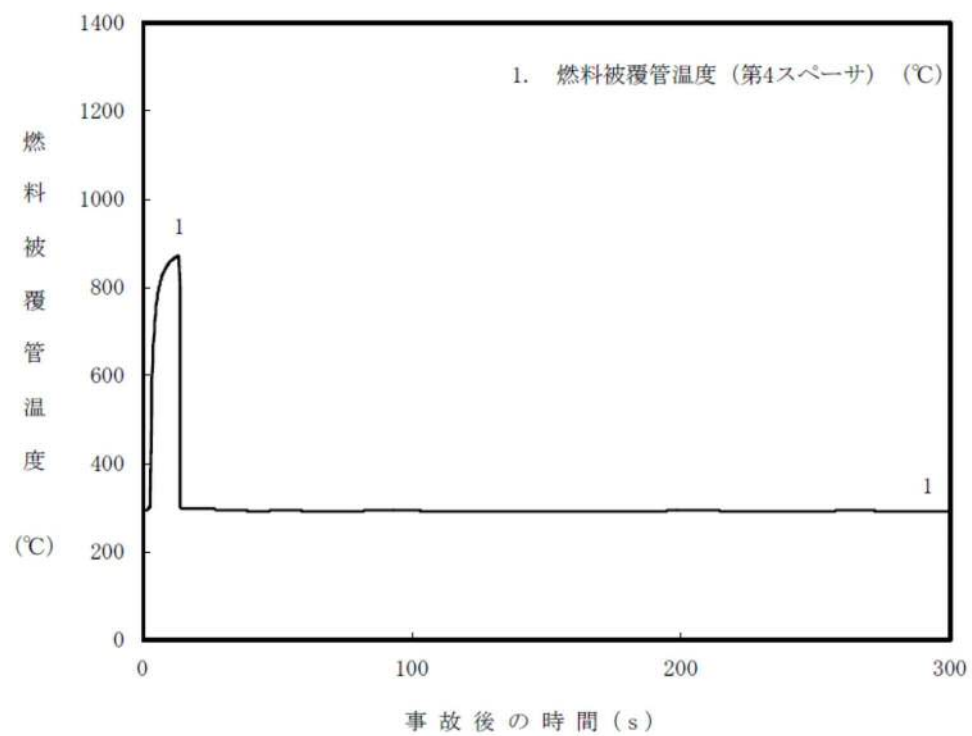
なお，この評価では，保守的に原子炉圧力がトリップ設定点に達してから25秒後にA R I による制御棒挿入が完了するとしたが，約3秒後にはA R

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])

46-1 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（常設）

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				自動減圧系の起動阻止スイッチ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建屋内		C
				荷重	(有効に機能を発揮する)		—
				海水	(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		—
				関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
			関連資料	—			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J	
			関連資料	46-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該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	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	46-11 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	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施設と同仕様のスイッチで設計)		B	
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象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（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				緊急用電源切替盤	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		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			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			
		第5号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)		対象外	対象外
				関連資料	46-4 系統図		
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
			関連資料	46-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障		(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬）

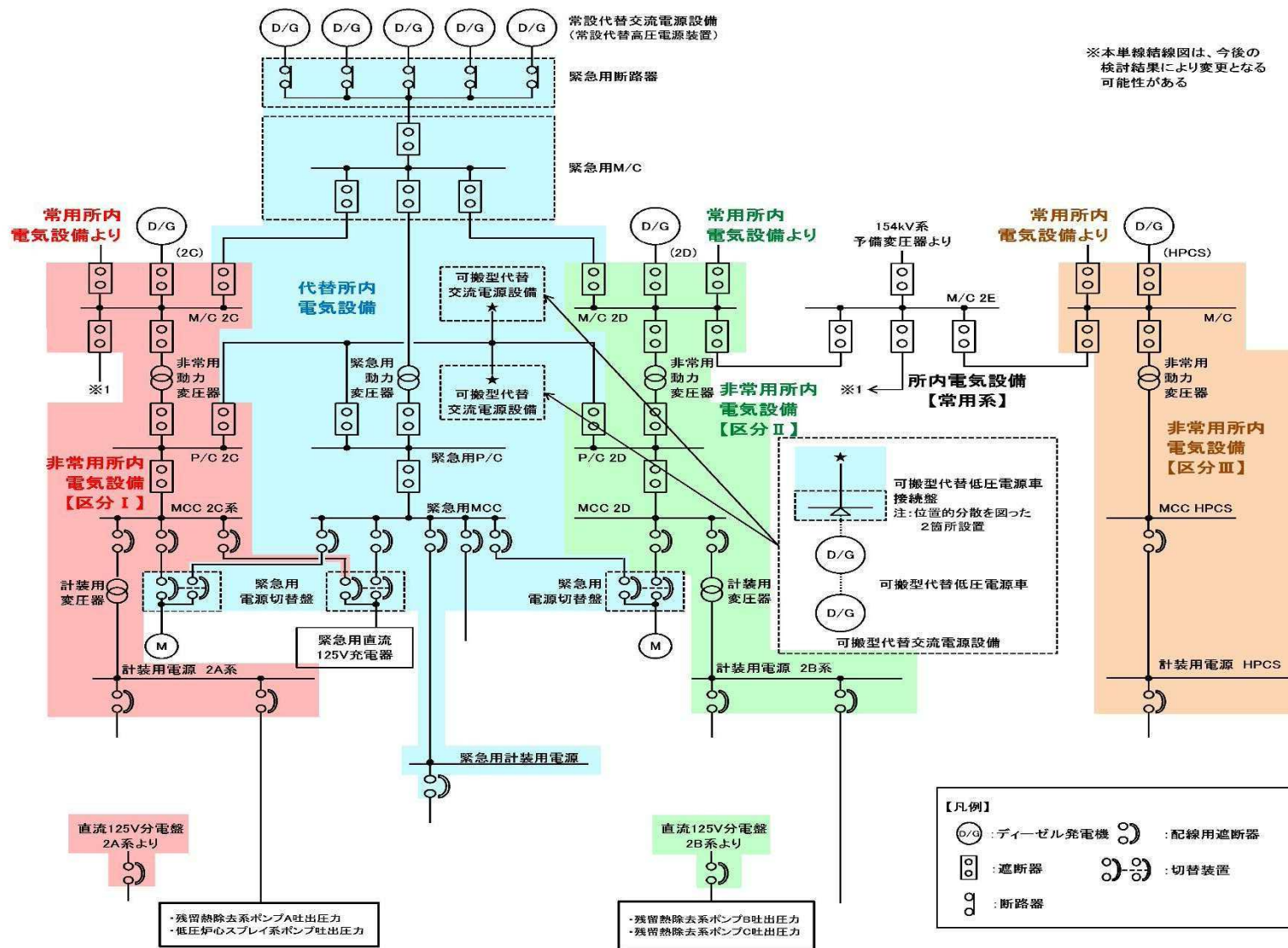
第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線		その他の建屋内		C
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響		(電磁波により機能は損なわれない)		—
				関連資料		46-3 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作		A	
			関連資料		46-3 配置図, 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		防止設備一対象(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）

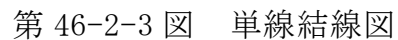
第46条:原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備				高圧窒素ガスポンプ		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作	B b, B c, B f, B g
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		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

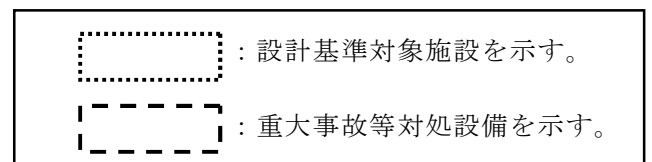


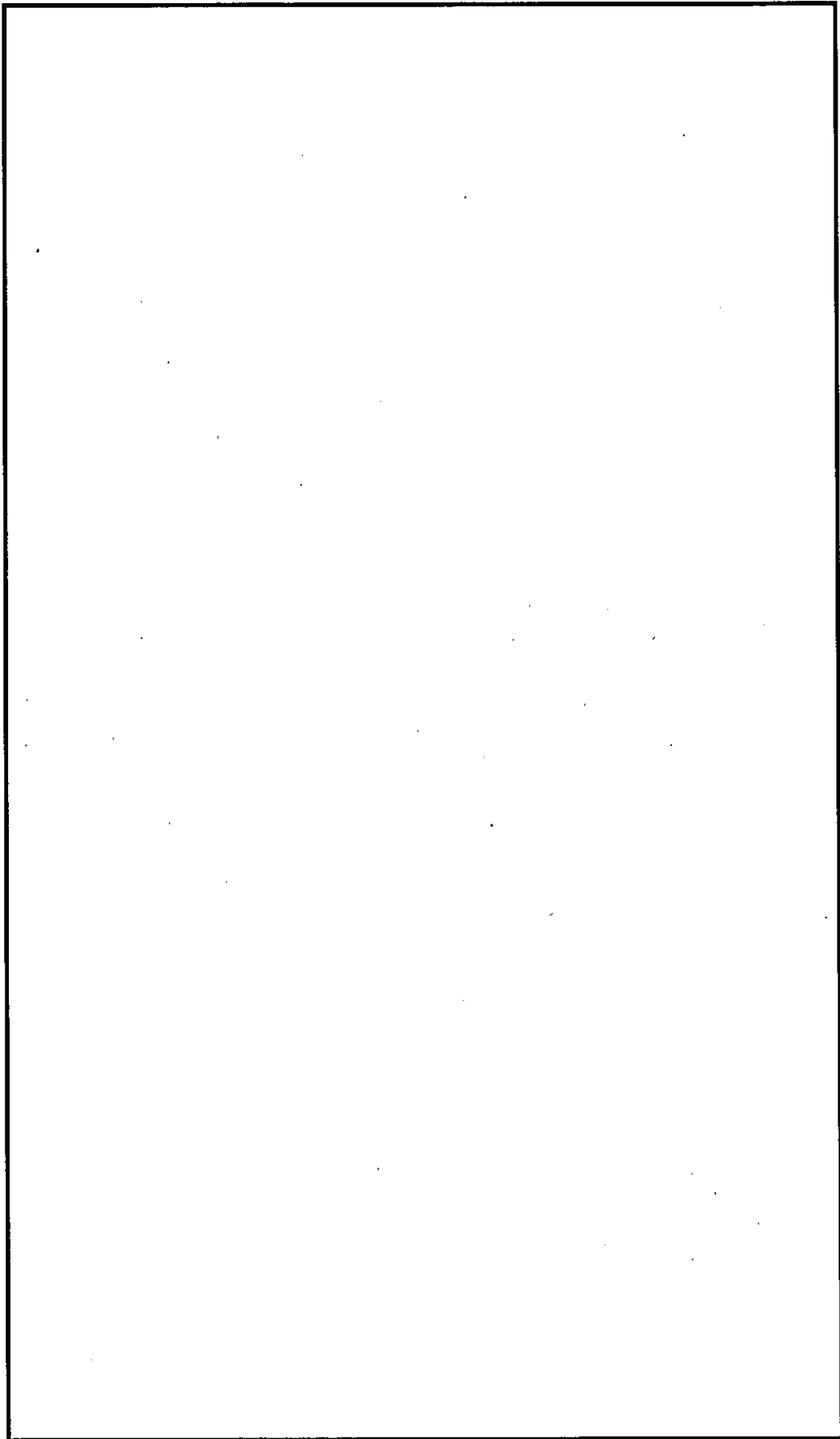


第 46-2-2 図 単線結線図

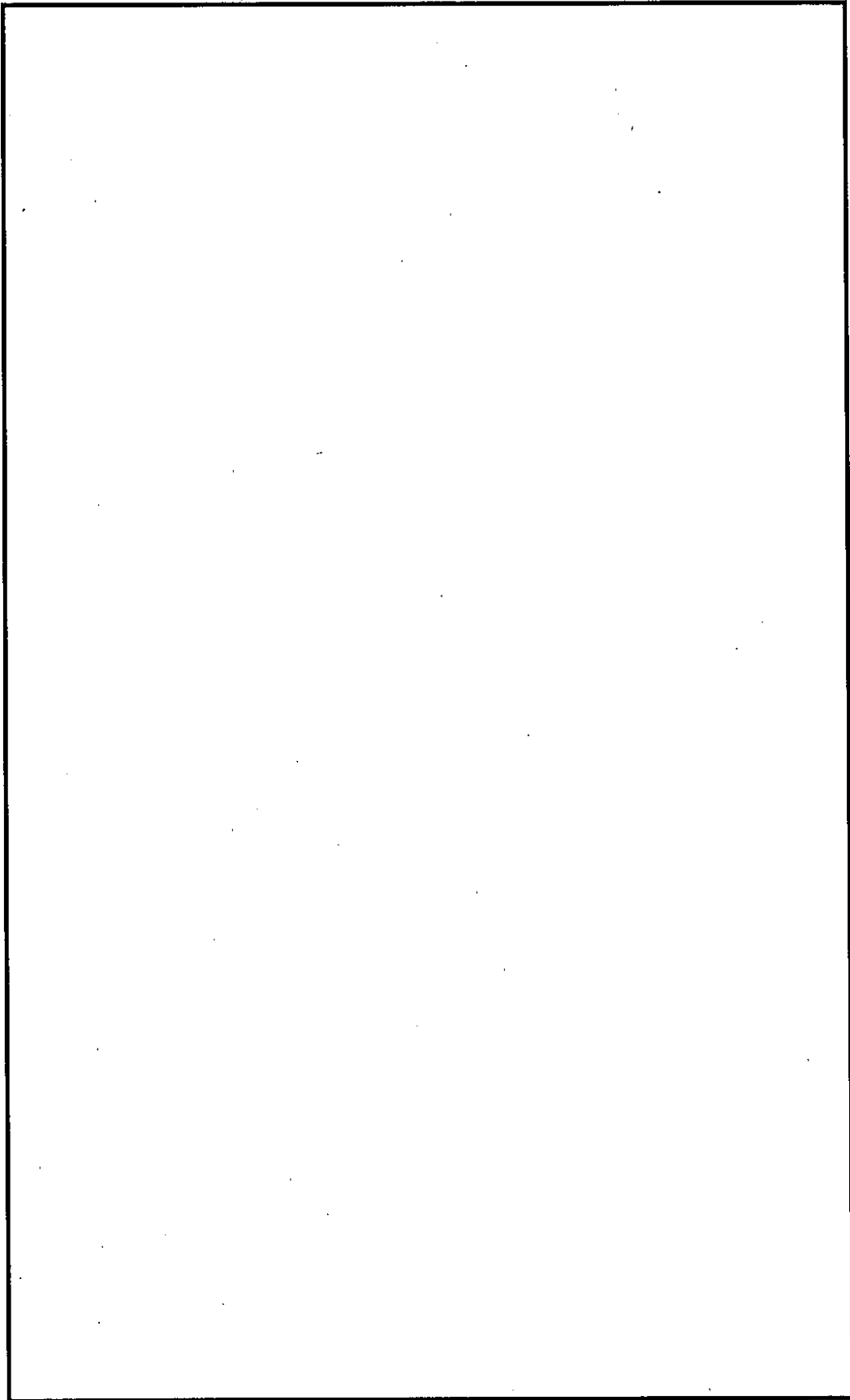


46-3 配置図

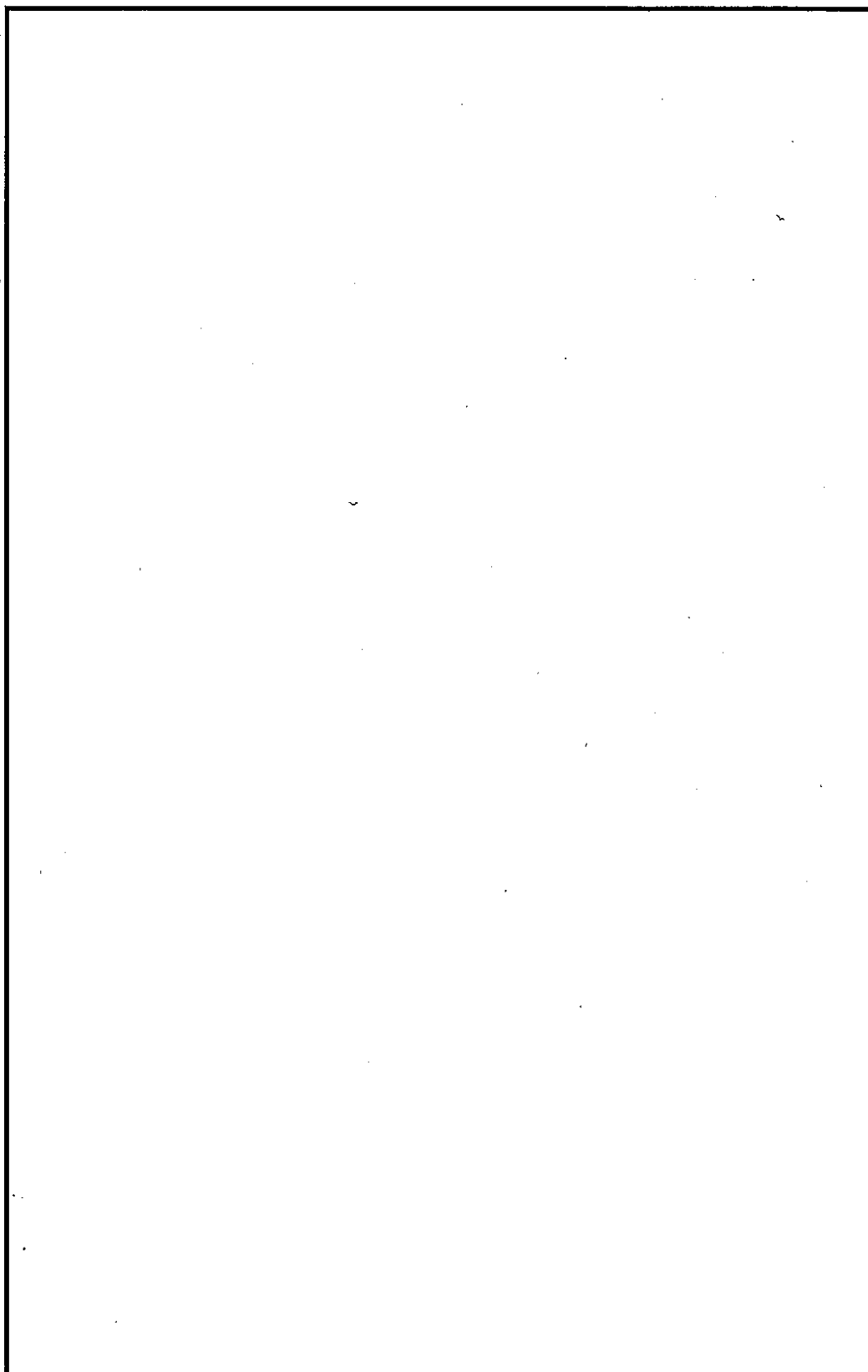




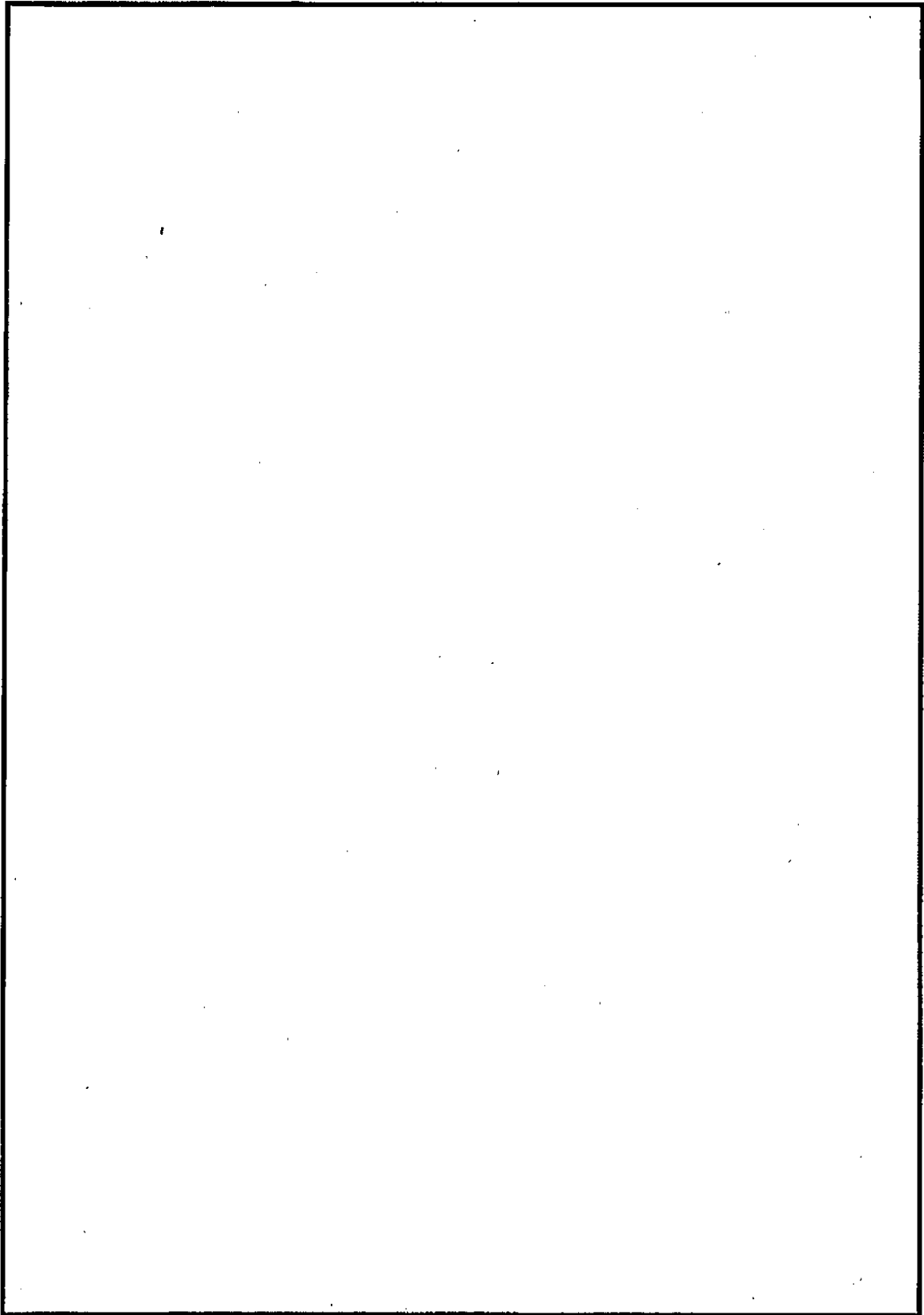
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



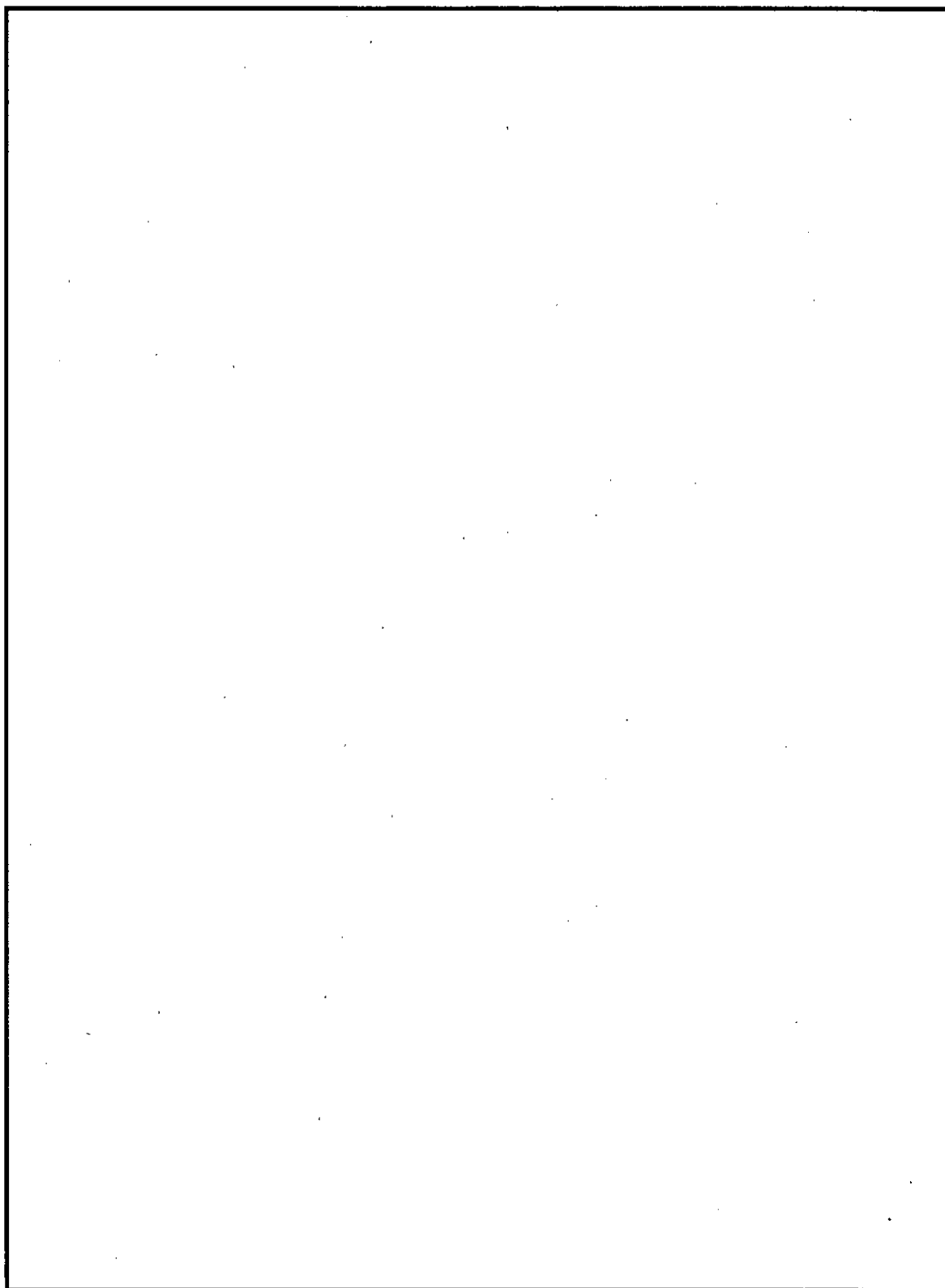
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋附属棟 3階)



第 46-3-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び緊急用電源切替盤の配置図
(原子炉建屋附属棟 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）

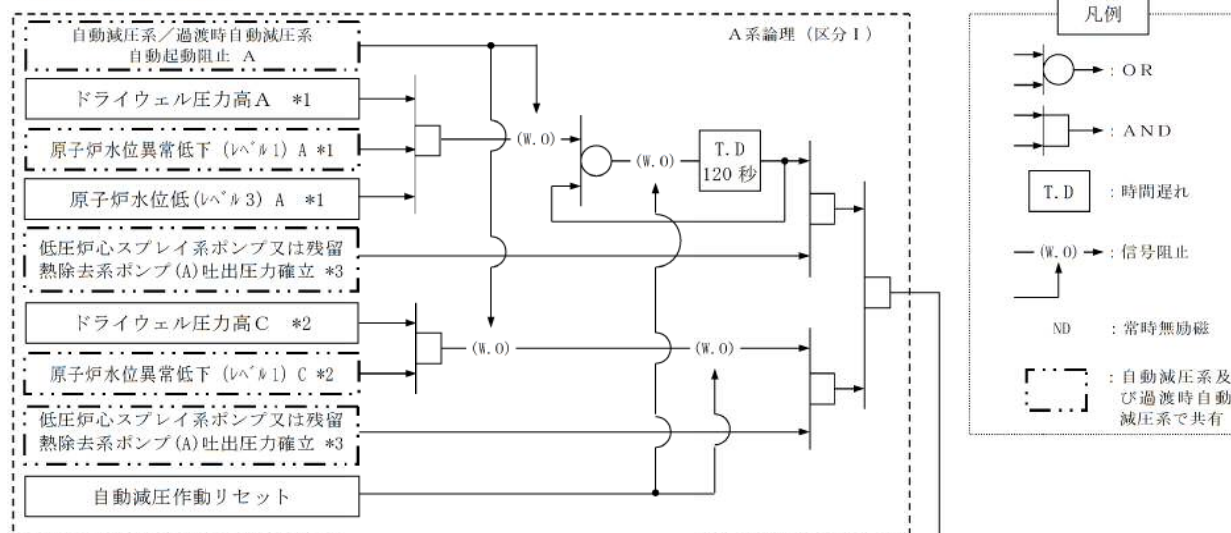


第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図
(格納容器内)

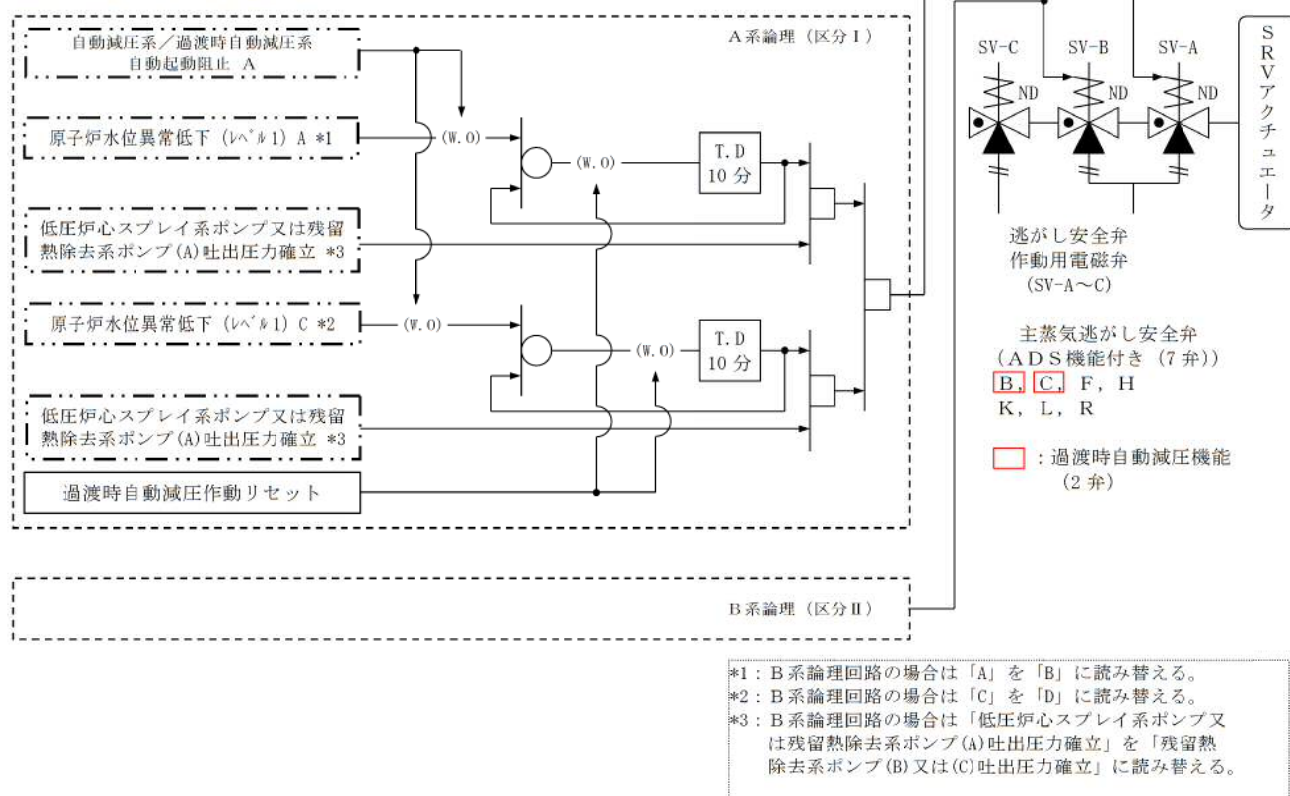
46-3-6

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

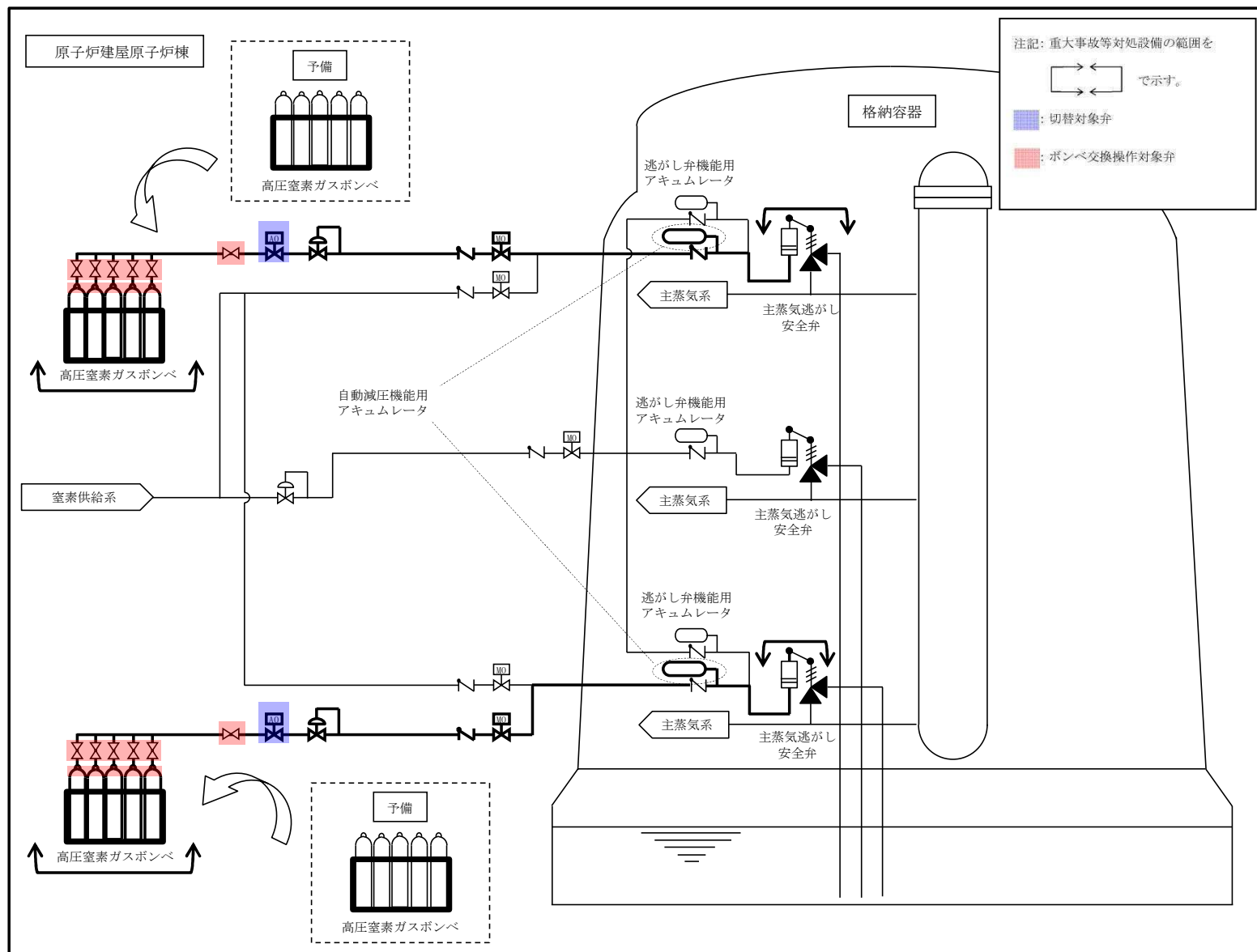


図 46-4-2 高压窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図

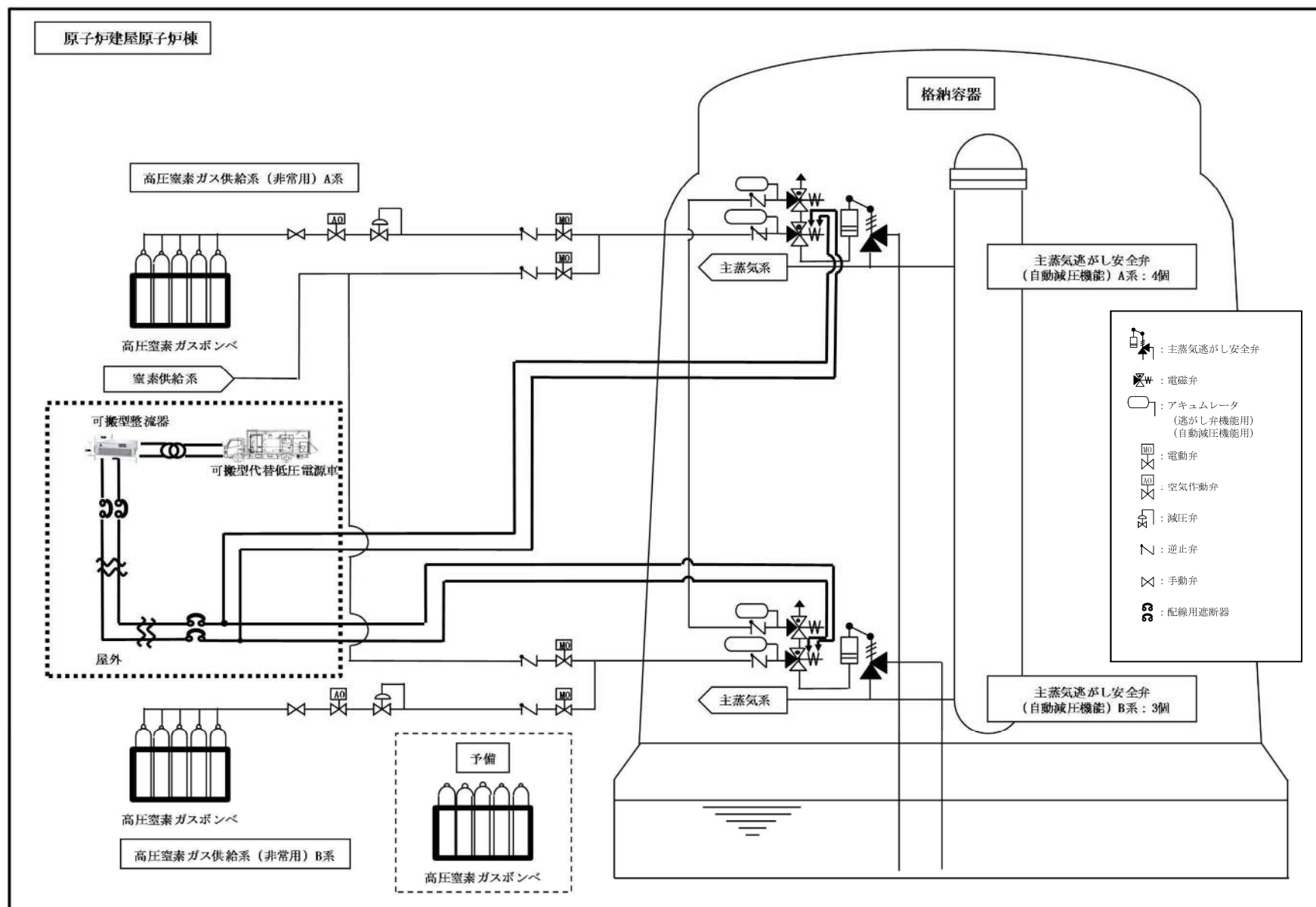


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概略図

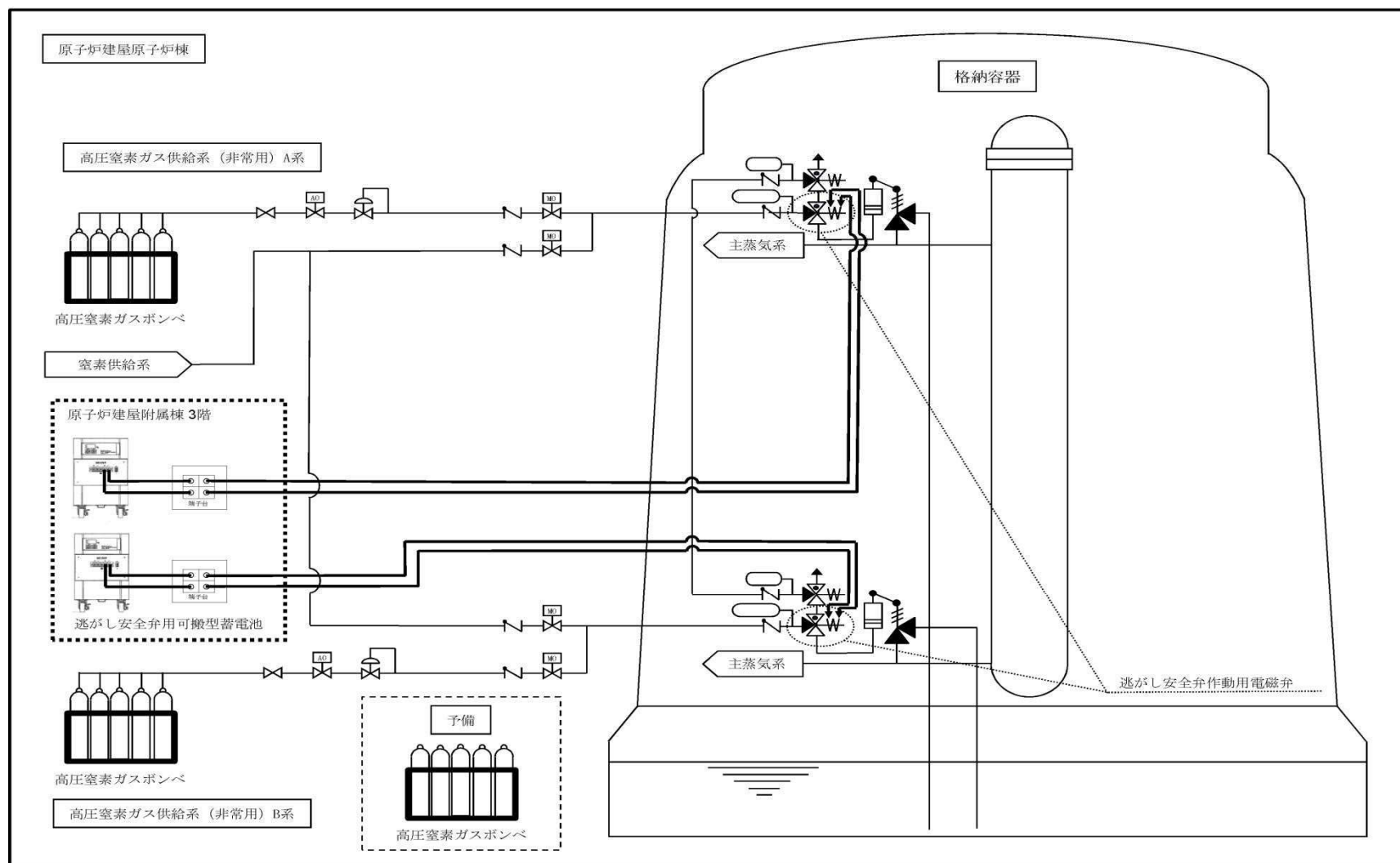


図 46-4-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付)開放 概要図

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	外觀点検	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 点検検査は定検停止中) 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	通断停止系機能検査	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 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 点検検査は定検停止中) 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破壊弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉排気管真空破壊弁検査(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	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当たっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	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。
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。	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。 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。	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。 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。

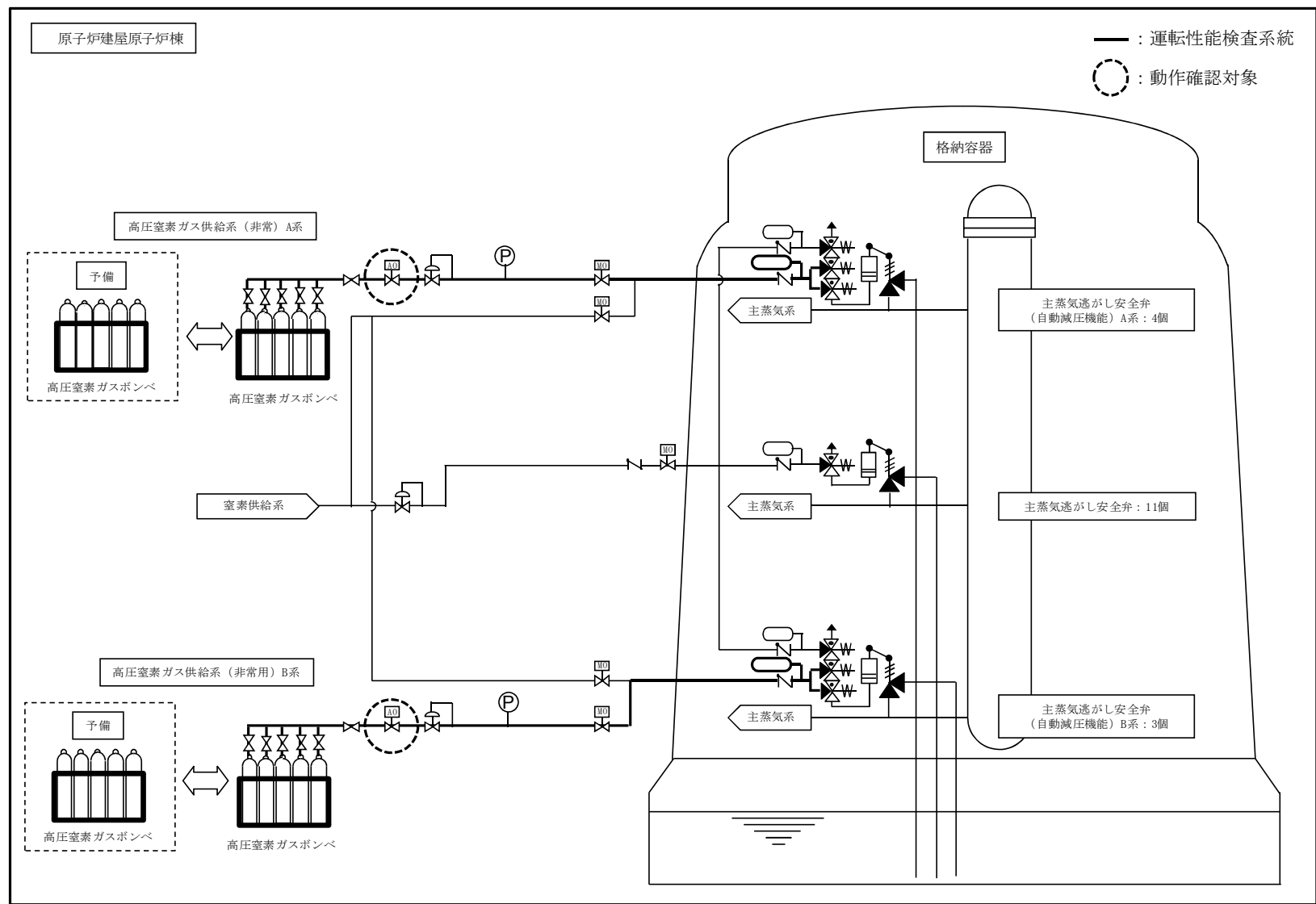
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

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、自動減圧系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

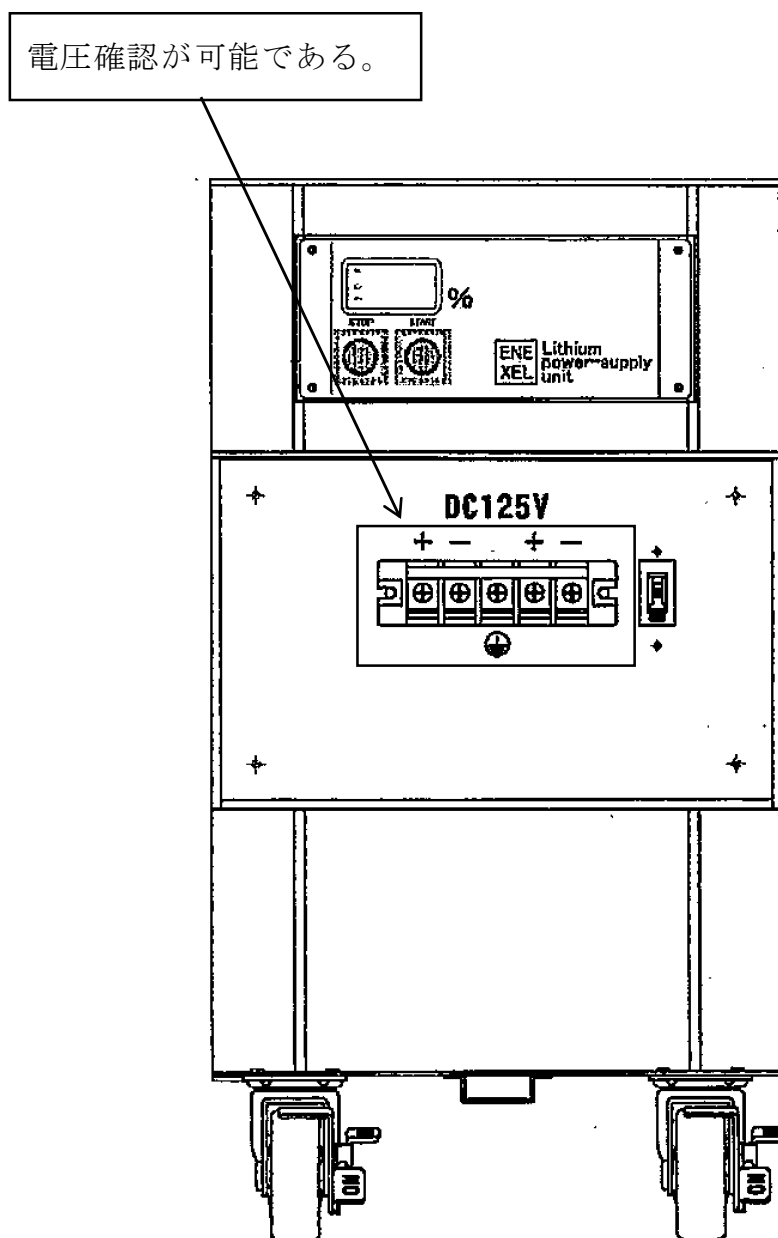
態が発生する頻度※は [] 又は []
[] に低いことを確認しており，施設定期検査毎の
試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※46-12 参考資料参照

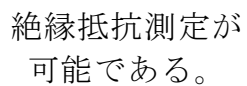
以上のことから，過渡時自動減圧機能は停止中（施設定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。



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



第 46-5-4 図 緊急用電源切替盤試験系統図

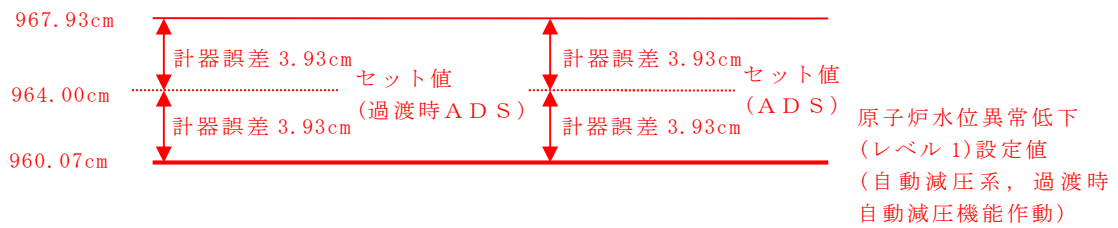
46-6 容量設定根拠

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



A D S : 自動減圧系
過渡時 A D S : 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 自動減圧系，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
【設定根拠】 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。 1. 容量 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。 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。 $C = P \times t \times 2$ $= 30 \times 24 \times 2$ $= 1,440 \text{Wh}$ C：24 時間給電での必要な容量(Wh) P：主蒸気逃がし安全弁用電磁弁（1 個）の消費電力【Wh】=30 t：主蒸気逃がし安全弁用電磁弁への給電時間【h】=24 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。		

高圧窒素ガスポンベ

名称		高圧窒素ガスポンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 注 1
【設定根拠】 高圧窒素ガスポンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。 高圧窒素ガスポンベは、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。 1. 容量 高圧窒素ガスポンベの容量は、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。 1.1 窒素ガス消費量* 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 : 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 :		

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

高圧窒素ガスポンペは、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

高圧窒素ガスポンペの最高使用圧力は、ポンペ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]	以上
【設定根拠】 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。 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「 MPa [gage] 以上」とする。 1. 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件 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。 $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \cdots \textcircled{1}$ ここに、 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 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力 S_2：ピストン受圧面積[mm²]		

F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力

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

※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。

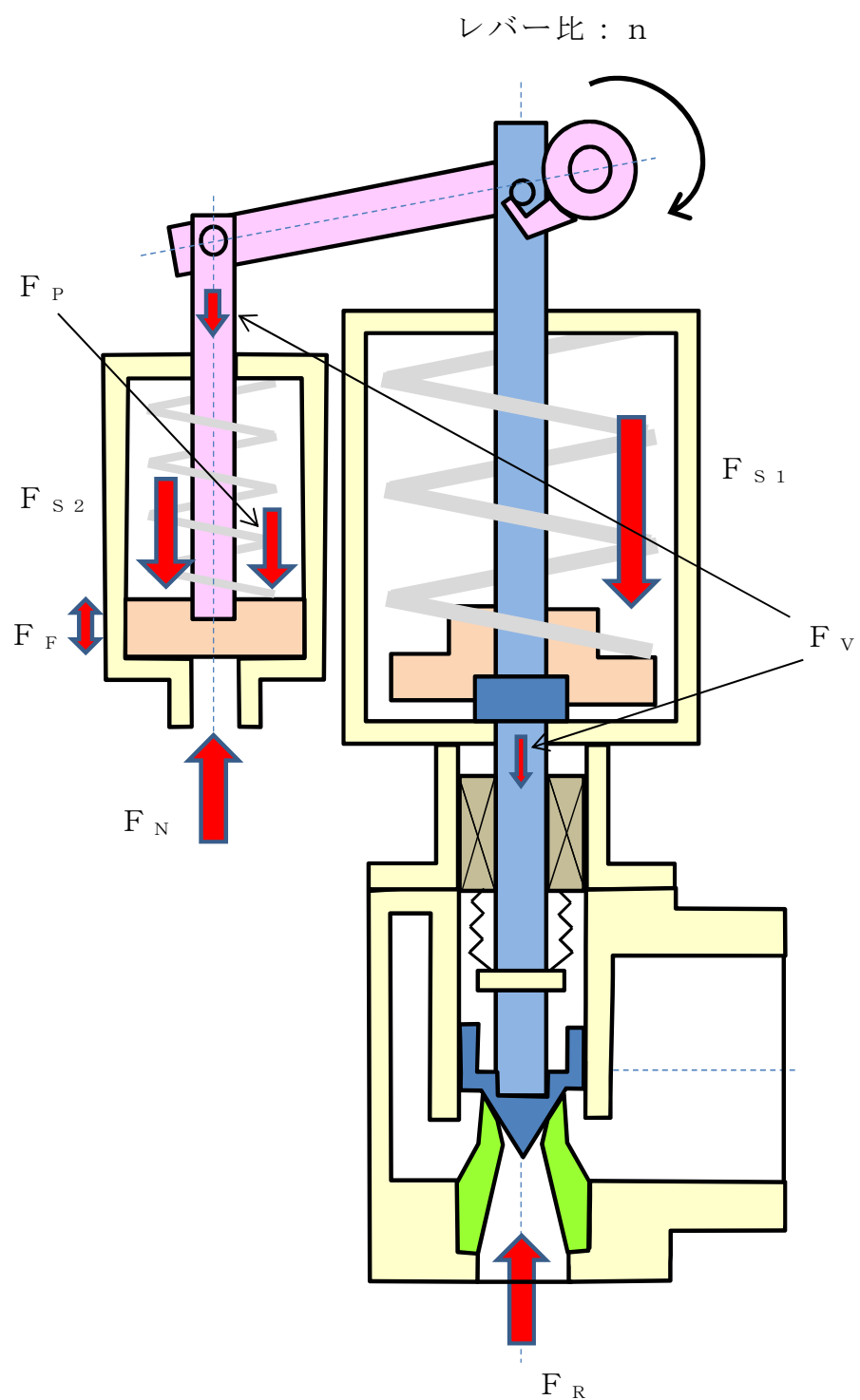
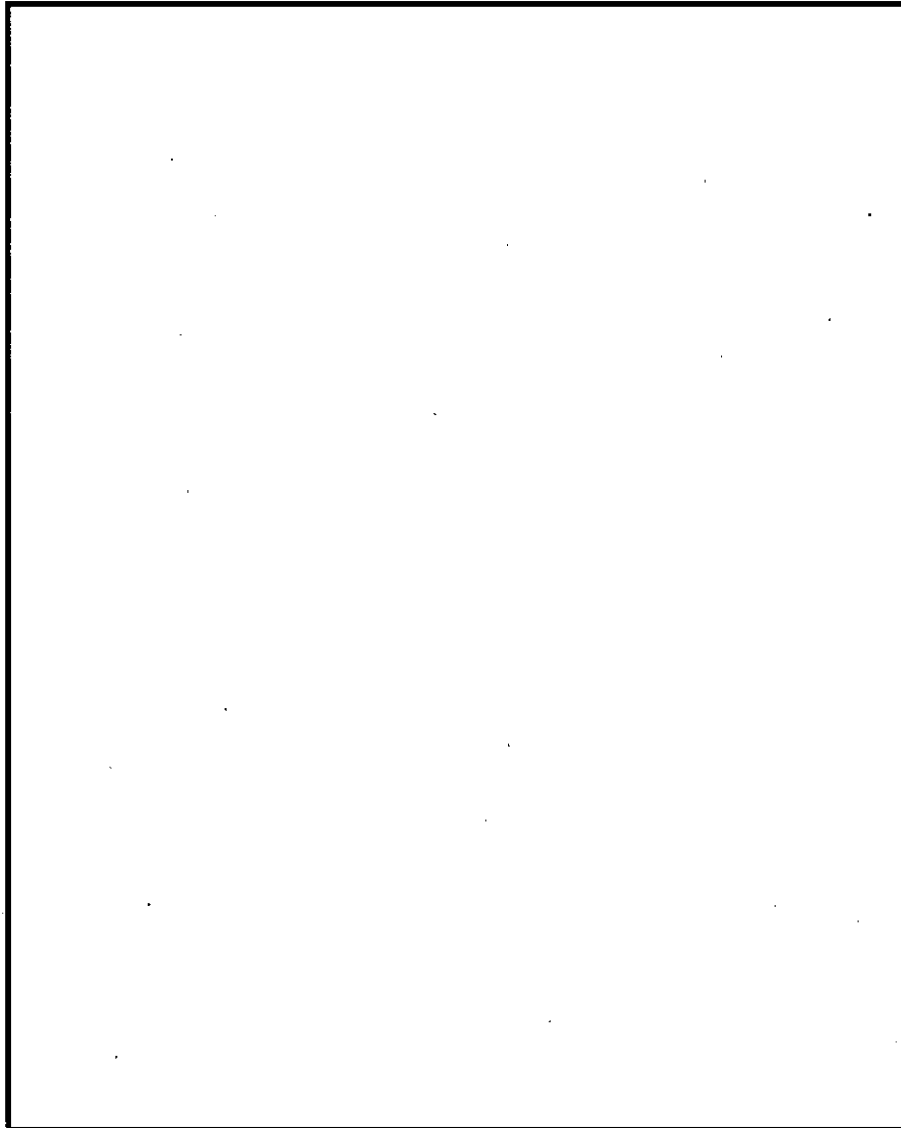


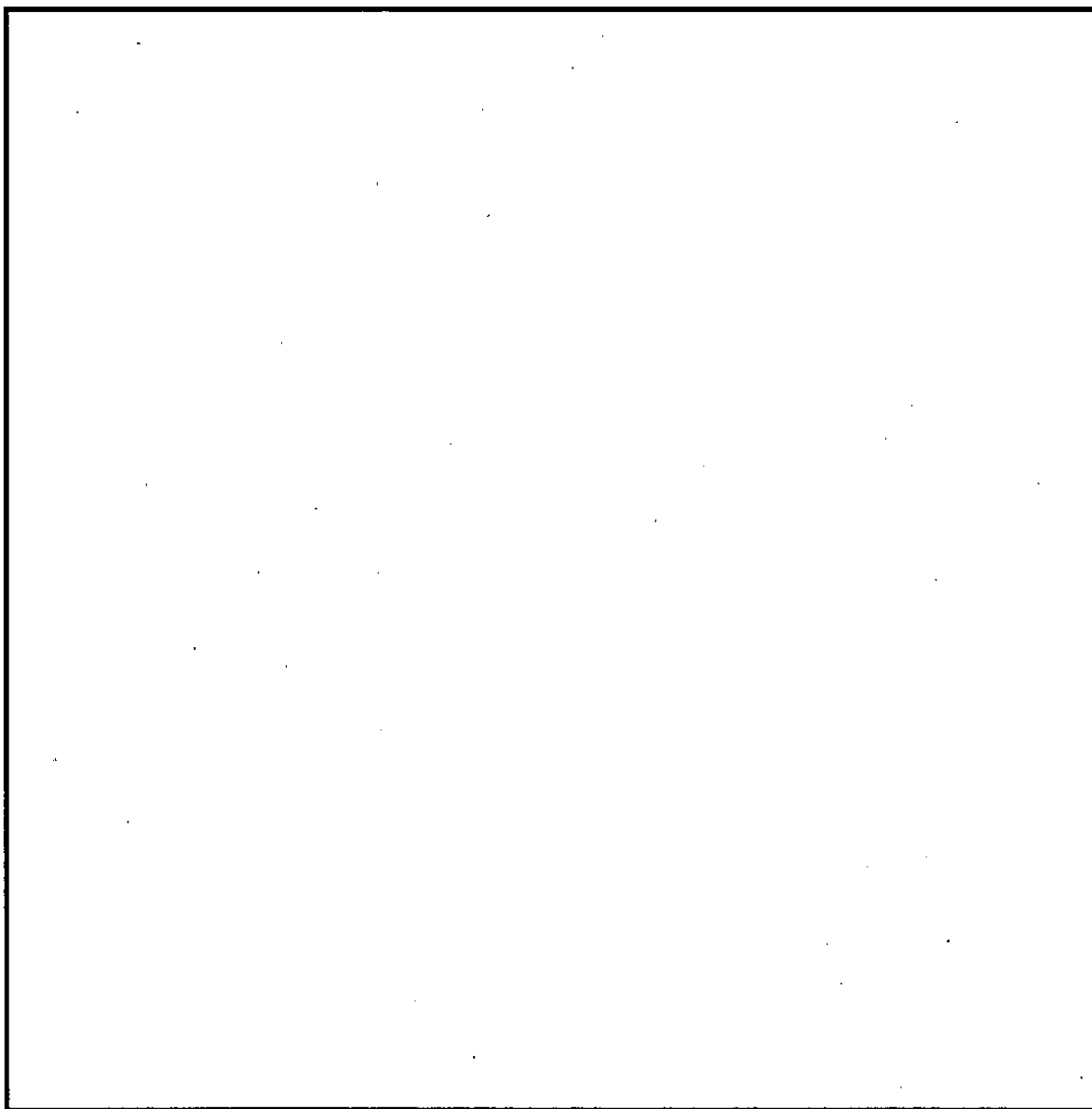
図 1 主蒸気逃がし安全弁 機構概要図

46-7 接続図

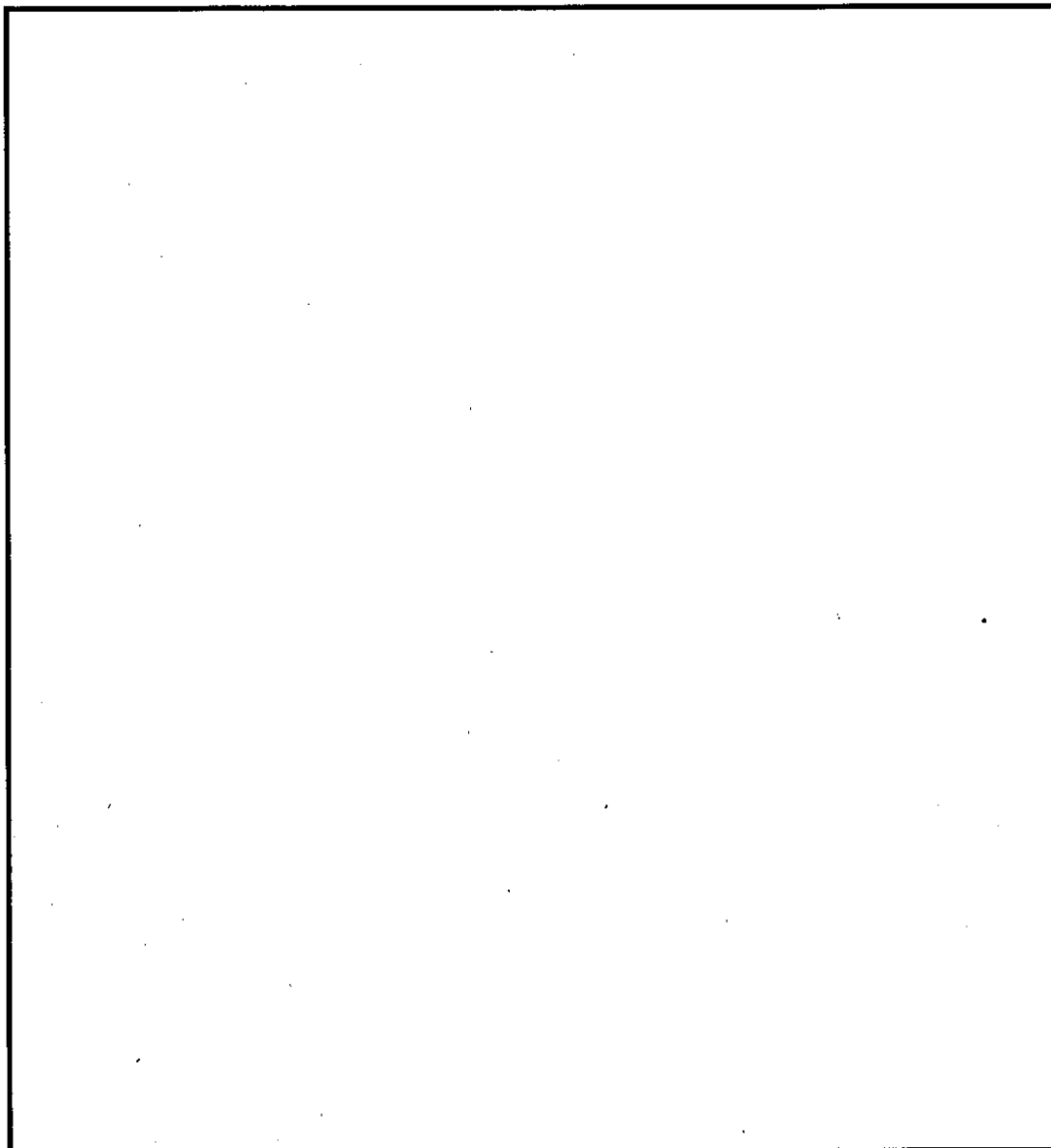


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



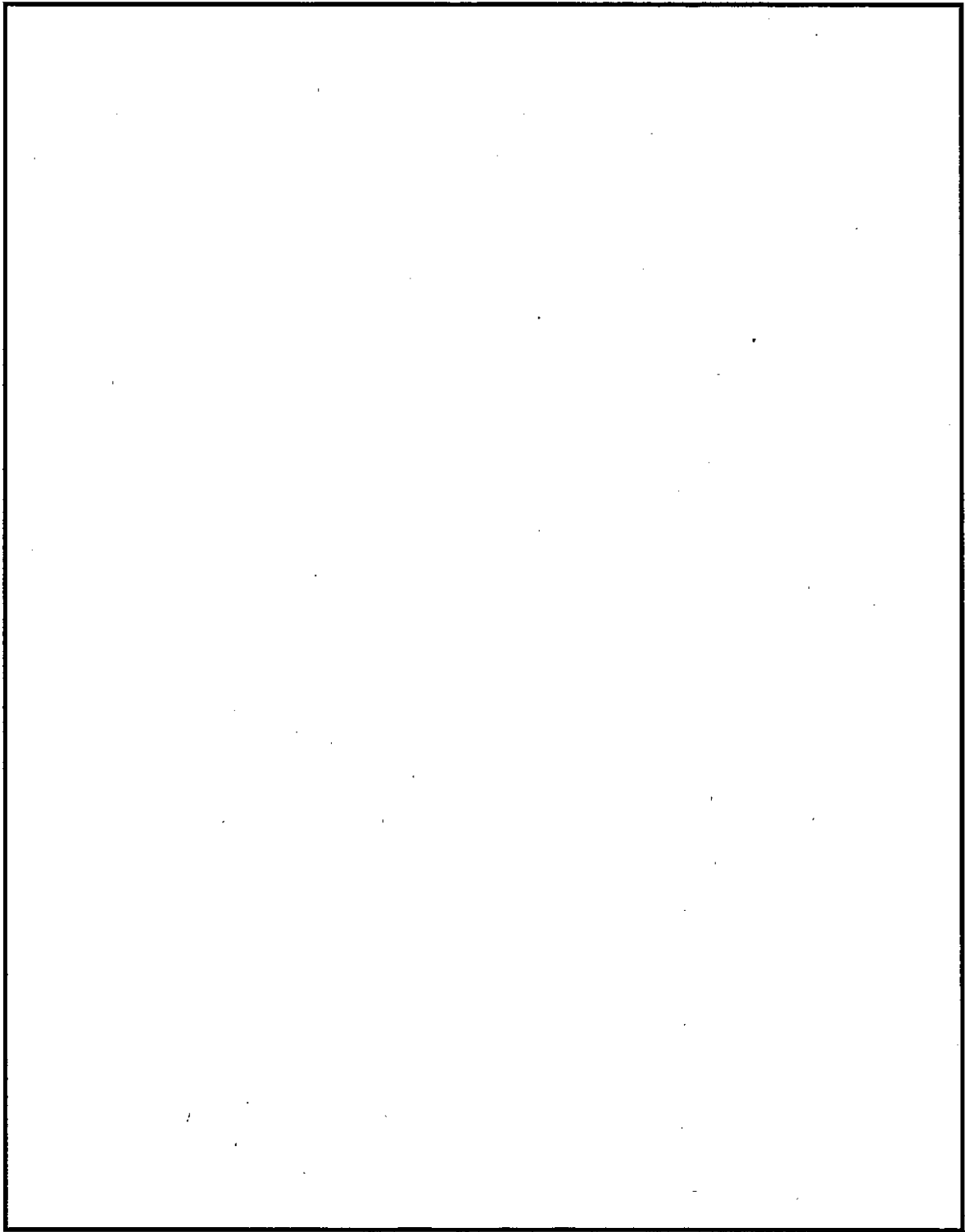
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンペ)の配置図
(原子炉建屋附属棟 3 階)



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

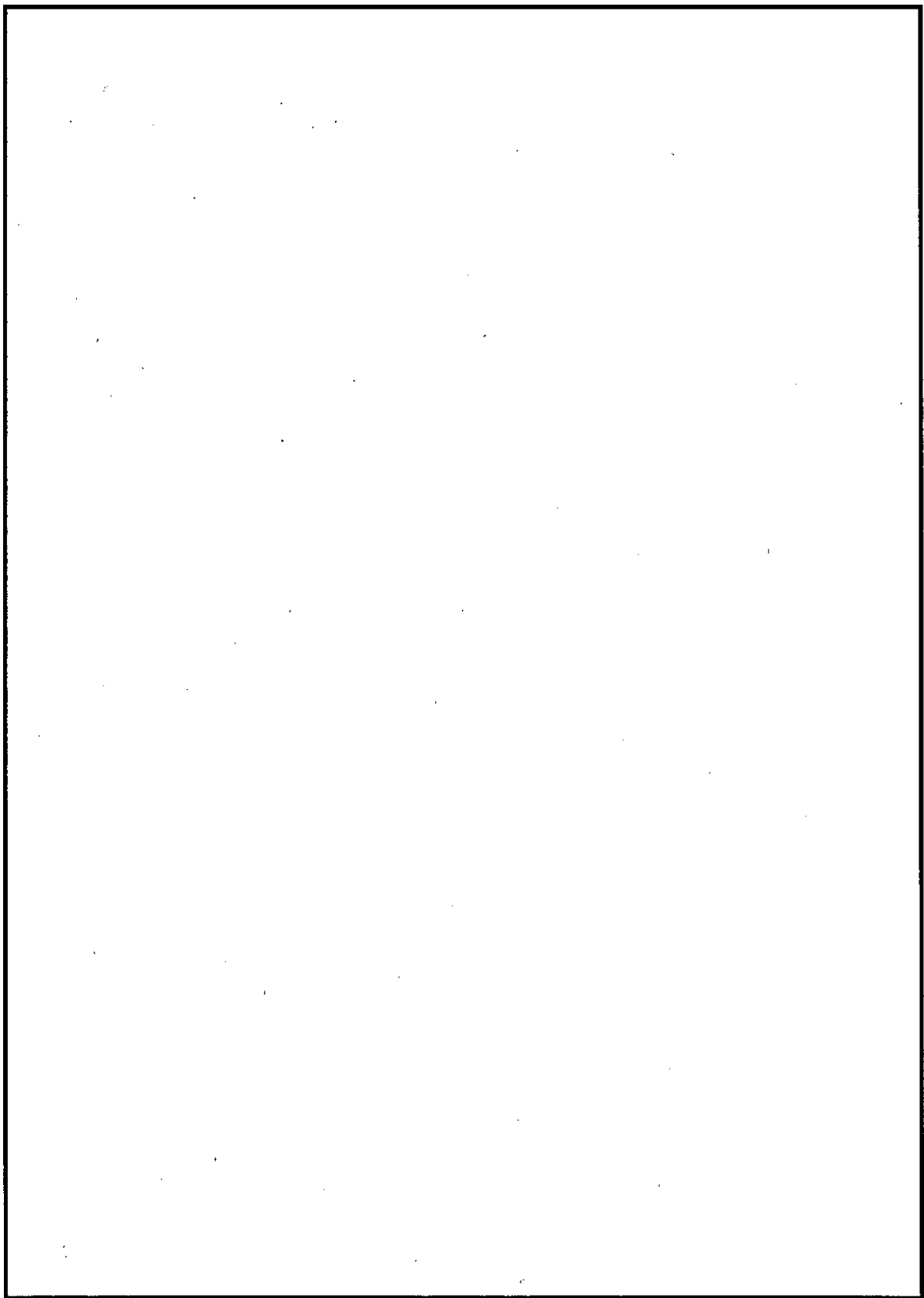
46-9 アクセスルート図

「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

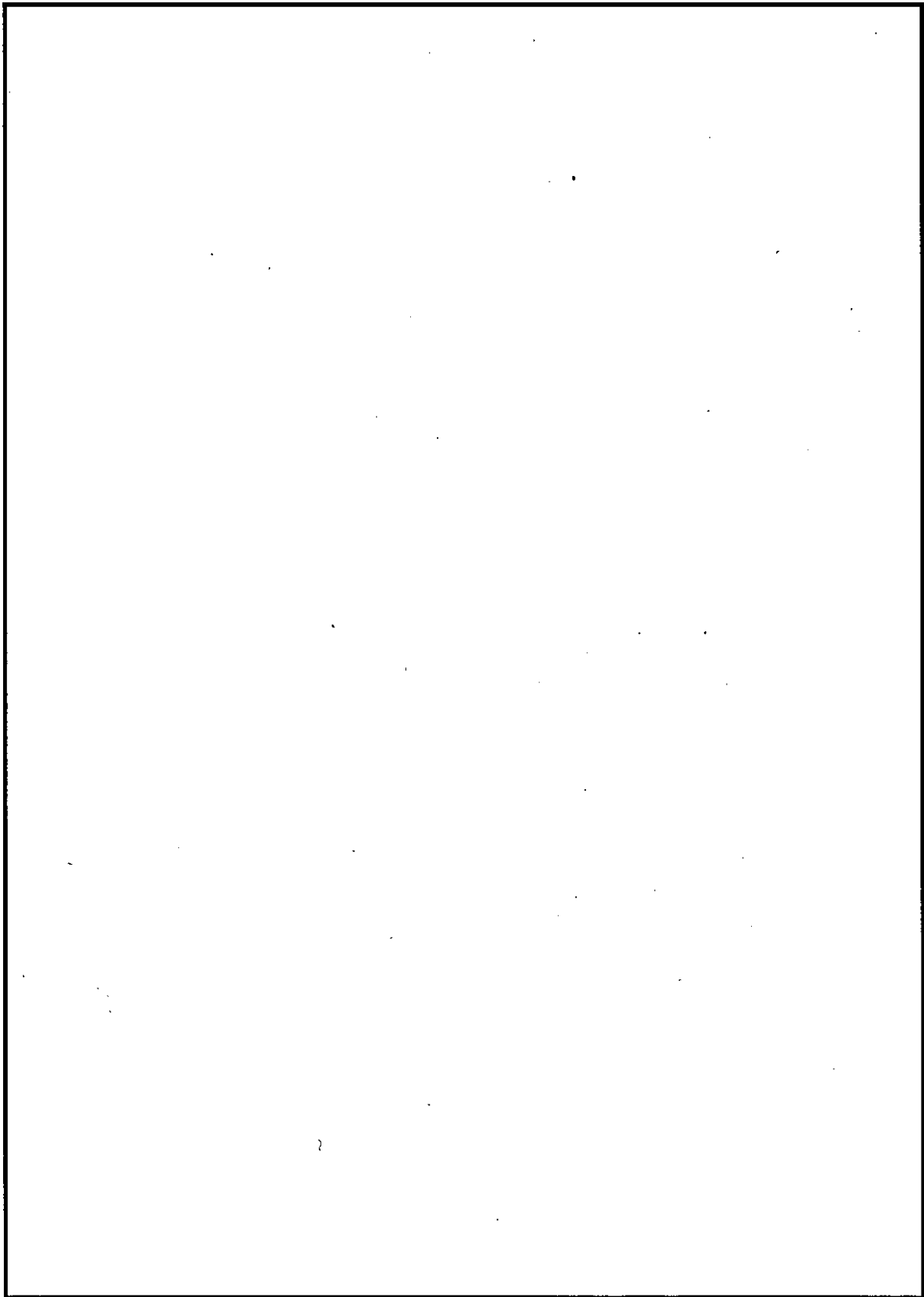


第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1/6)

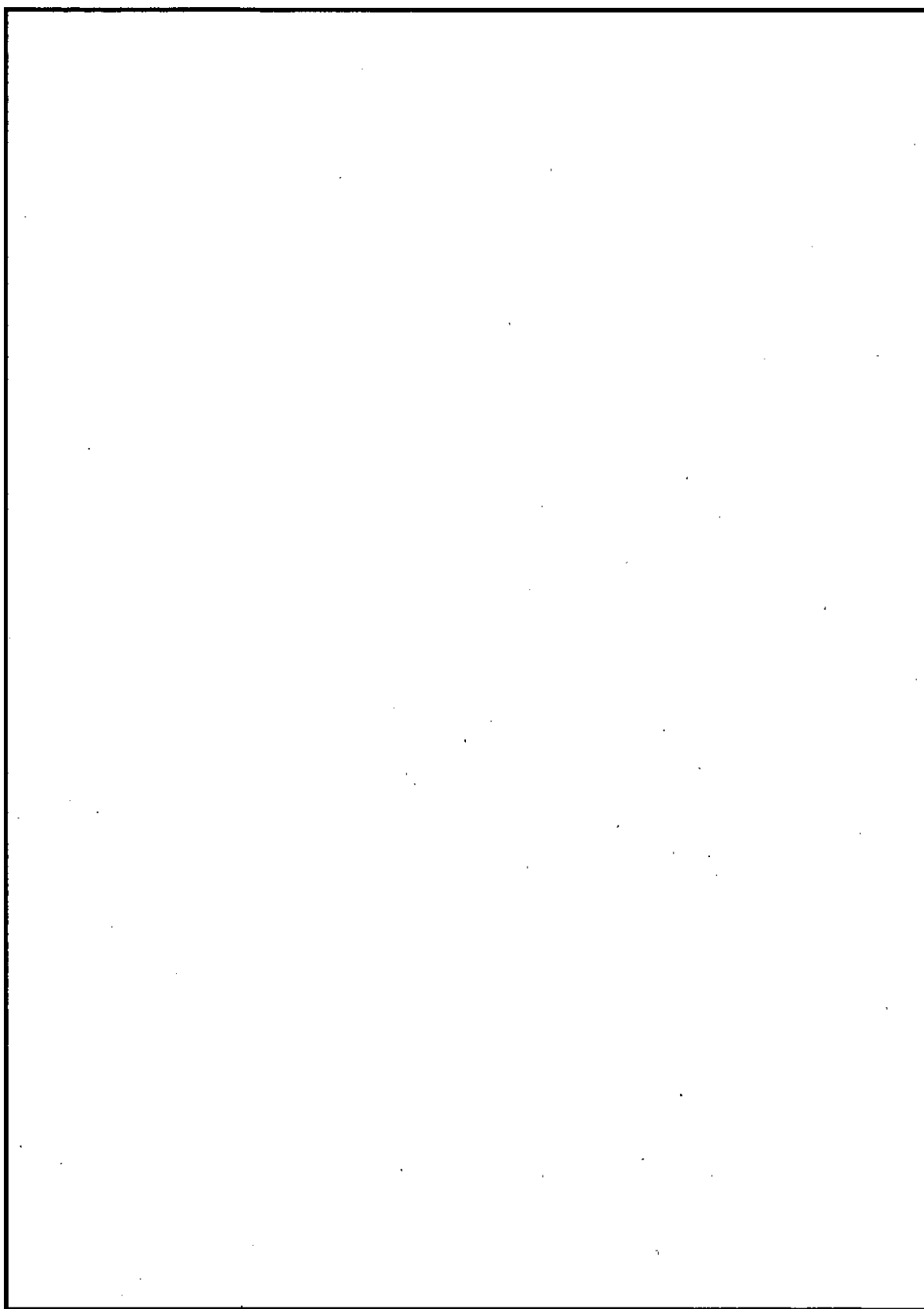
46-9-2



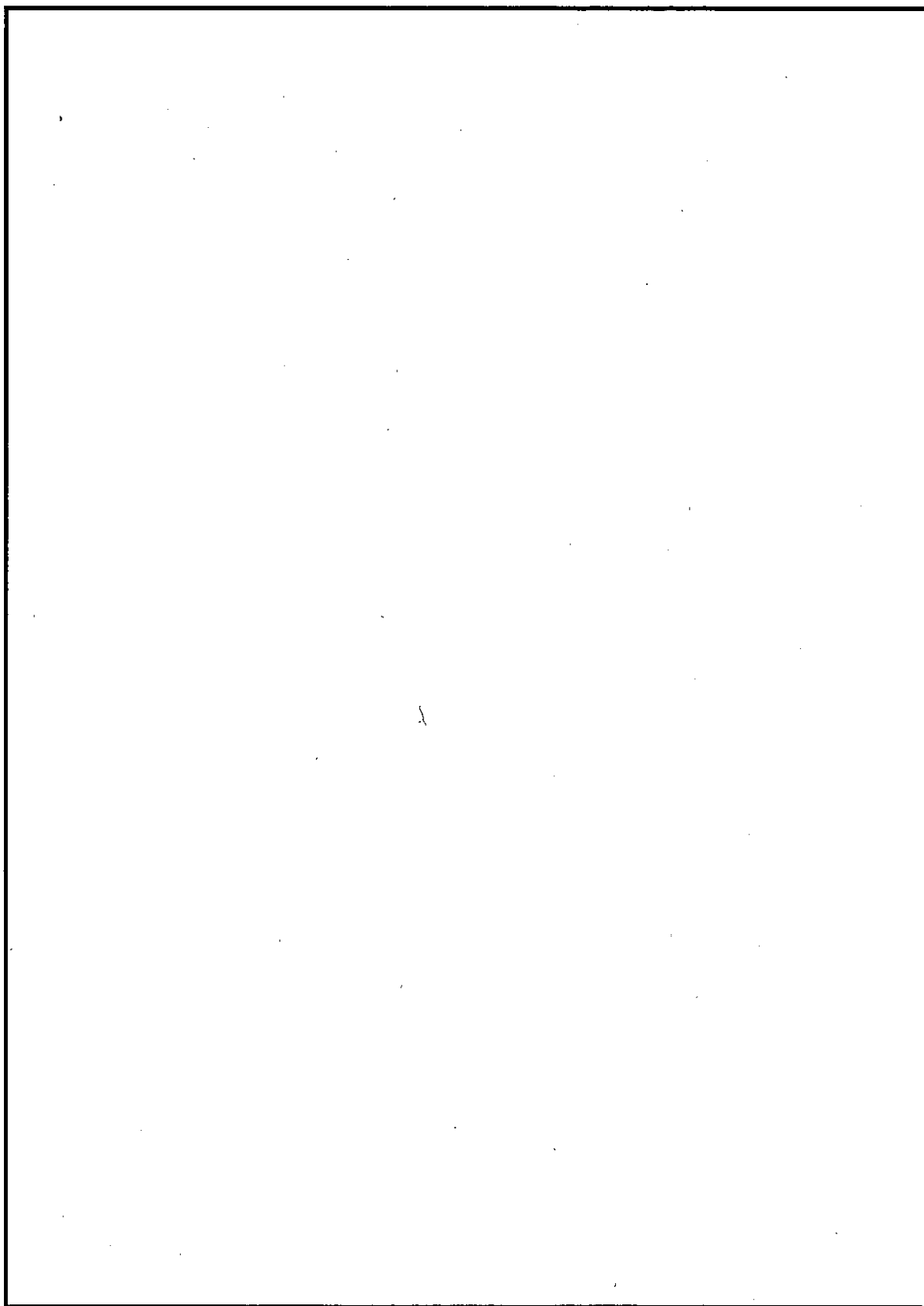
第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2/6)



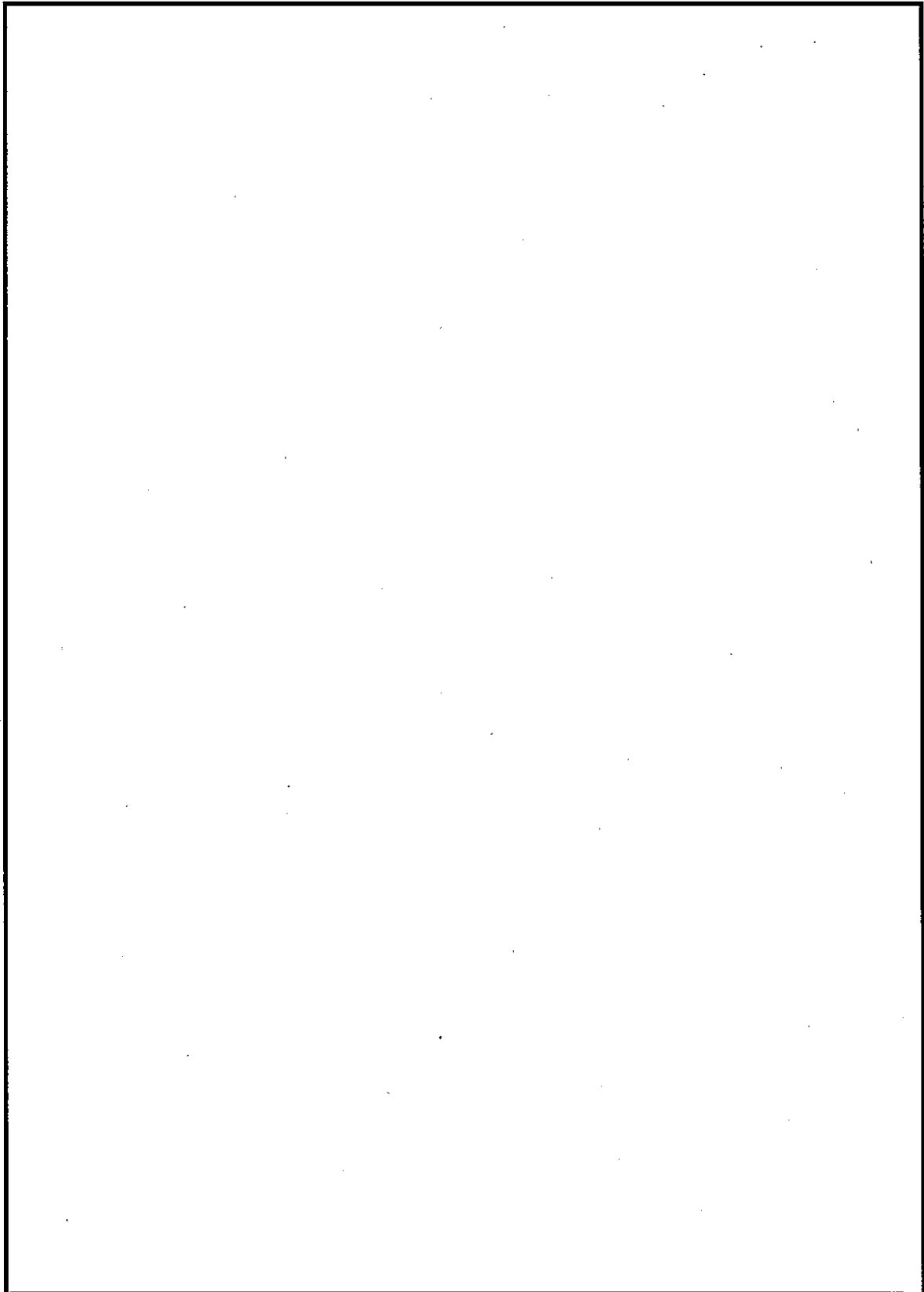
第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(3/6)



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
(4/6)



第 46-9-5 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
(5/6)



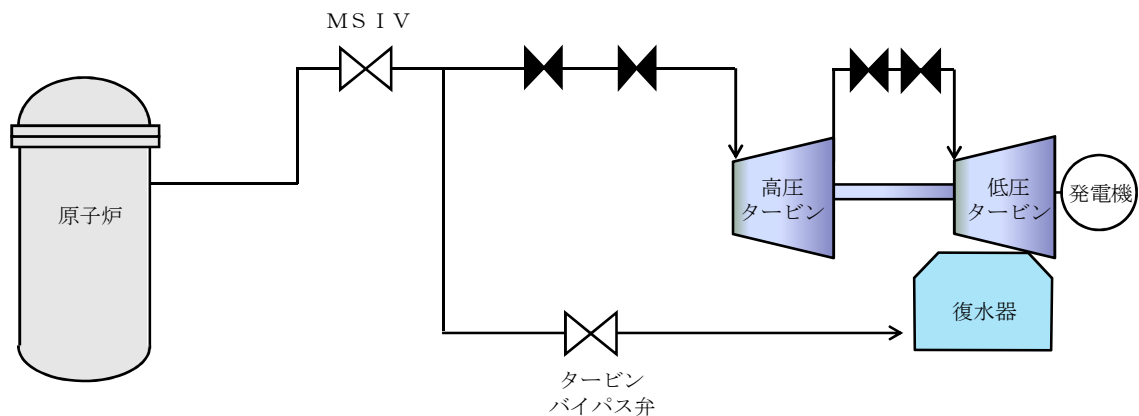
第 46-9-6 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(6/6)

46-10 その他設備

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

(1) タービンバイパス系

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。

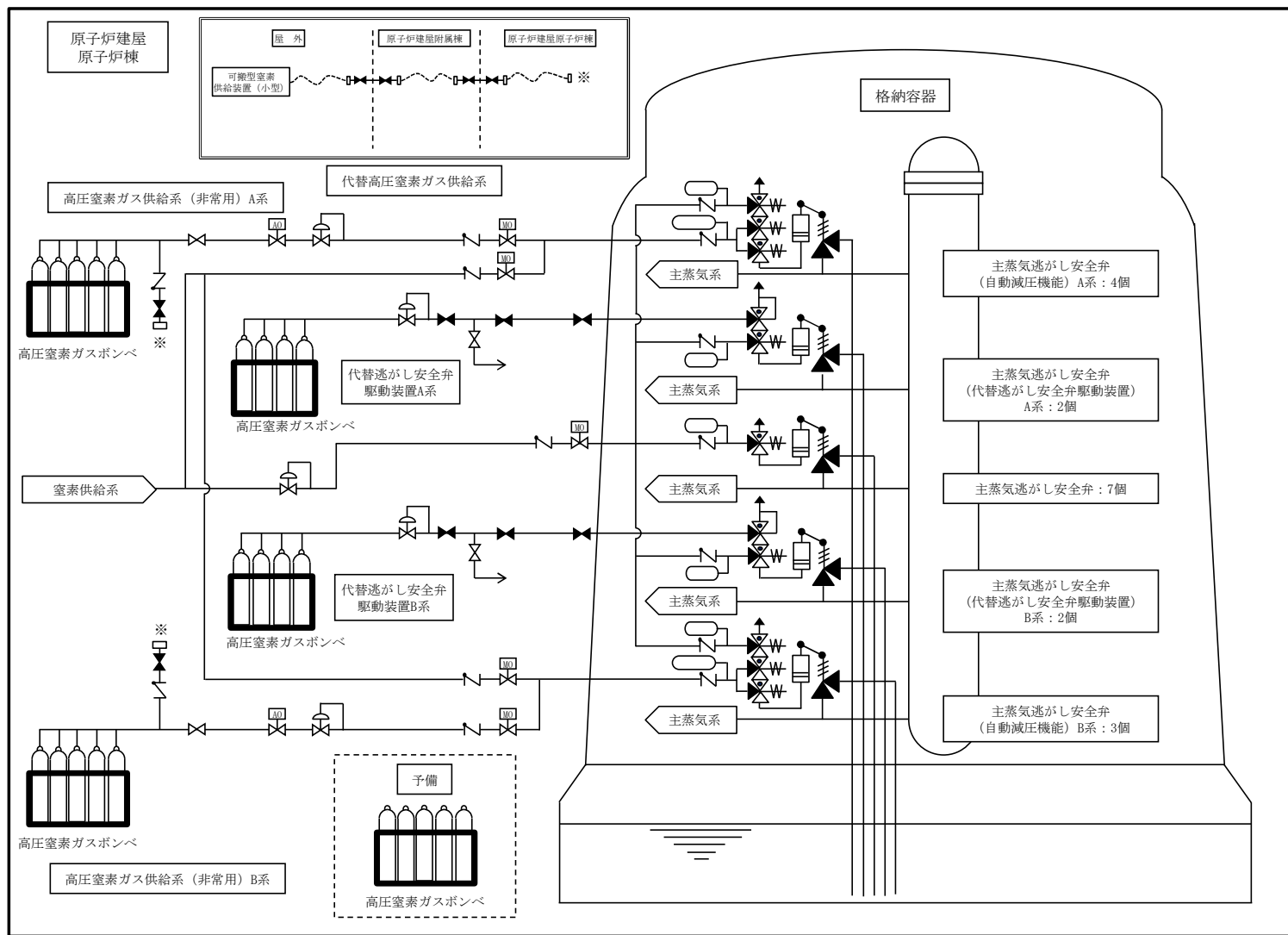
(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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

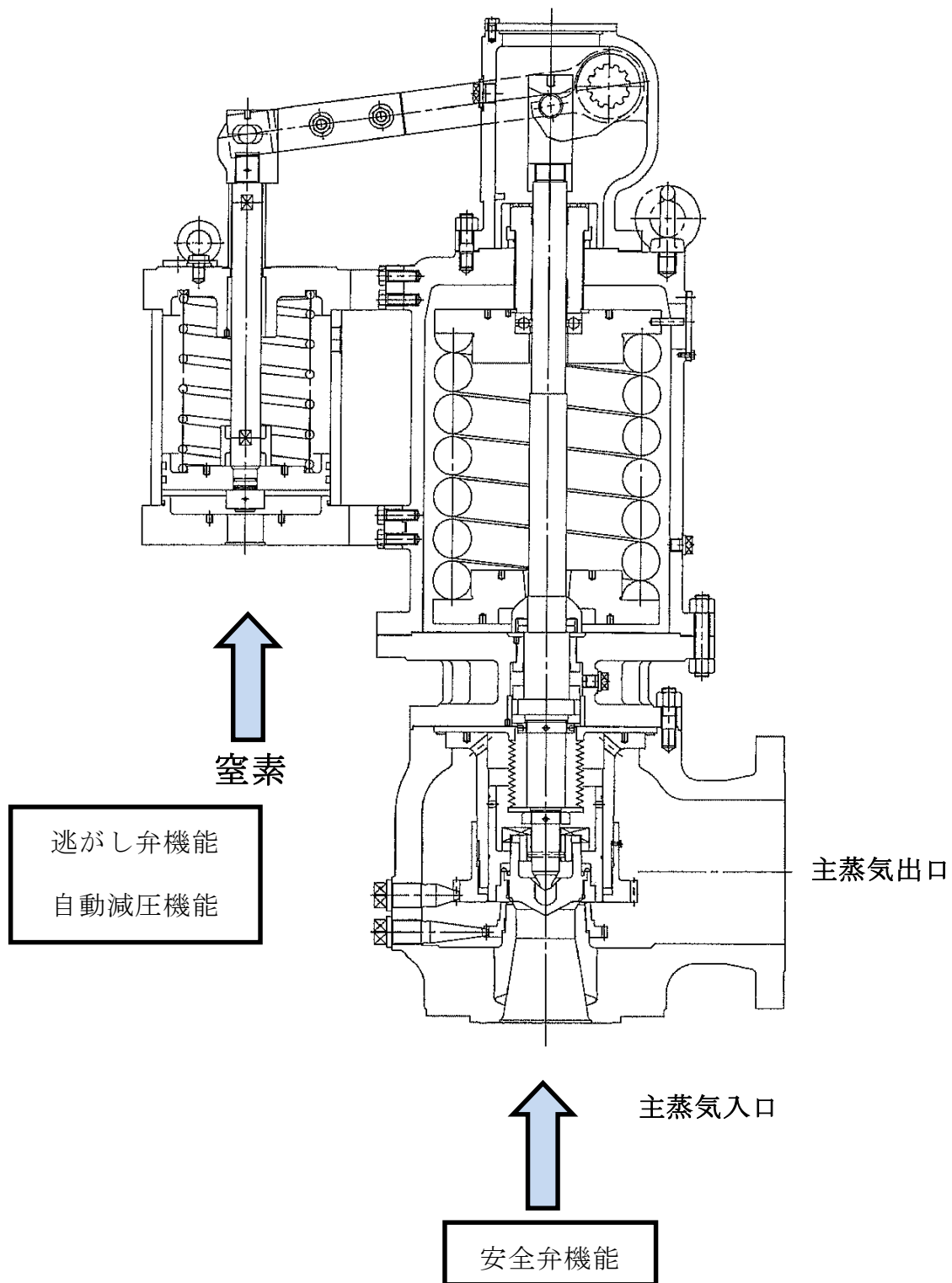
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

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。

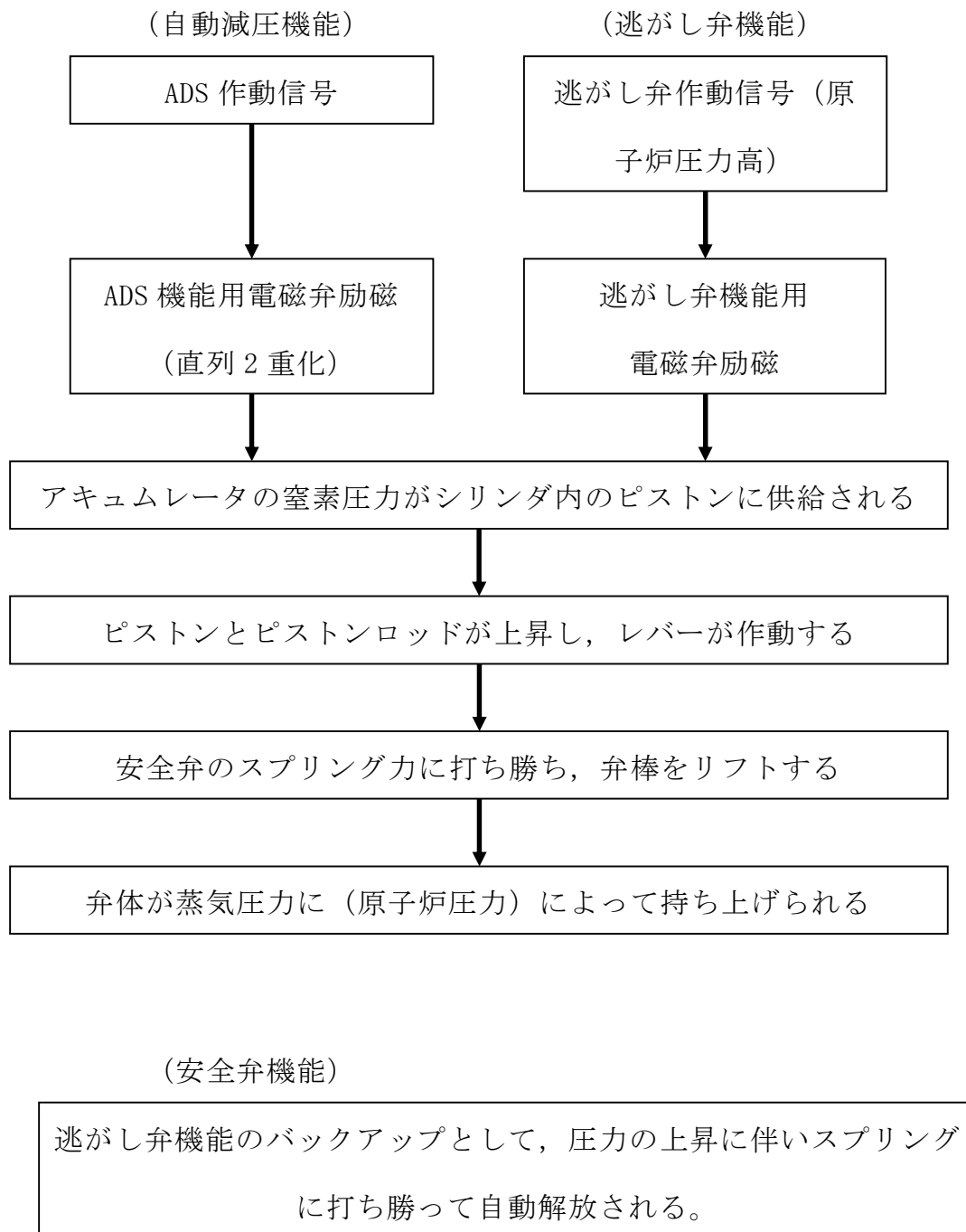
c. 自動減圧機能

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、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び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、原子炉建屋附属棟、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、原子炉建屋附属棟、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。

自動減圧機能論理回路と過渡時自動減圧機能論理回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の阻止スイッチにて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作・監視性を考慮しており確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系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。

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、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧系への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、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の場合に、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル1）を設定する。過渡時自動減圧機能論理回路を設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

4. 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

自動減圧系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、自動減圧系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。

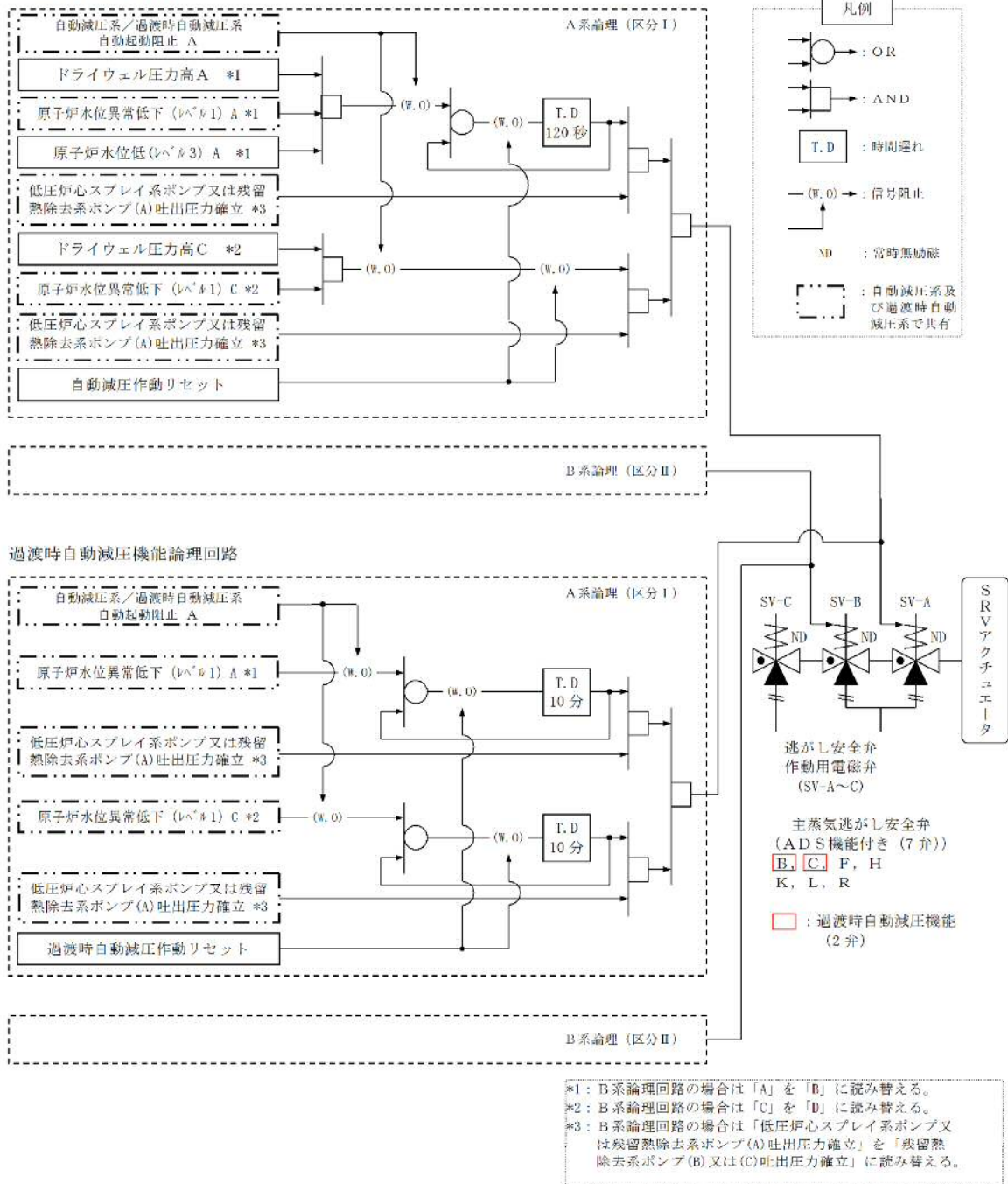
第46-11-2図のとおり検出器（原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立又は及び低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

自動減圧系と過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、遮断器により分離し、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

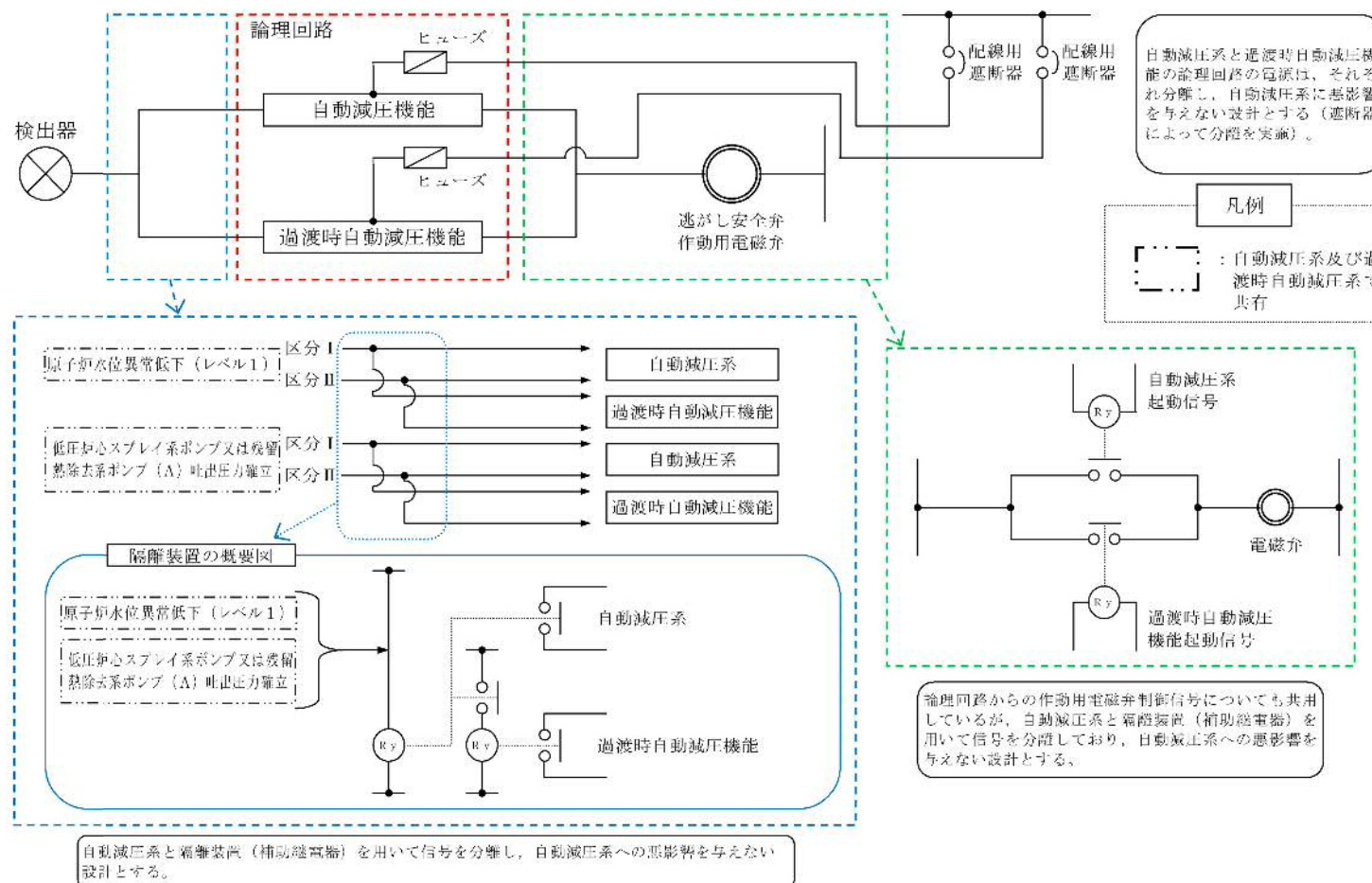
なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び過渡時自動減圧系の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計としている。自動減圧系回路

と過渡時自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は，手動阻止スイッチを共用しているが，ハードスイッチは単純な構造であり，スイッチ接点以降は分離し，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

自動減圧機能論理回路



第 46-11-1 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の論理回路

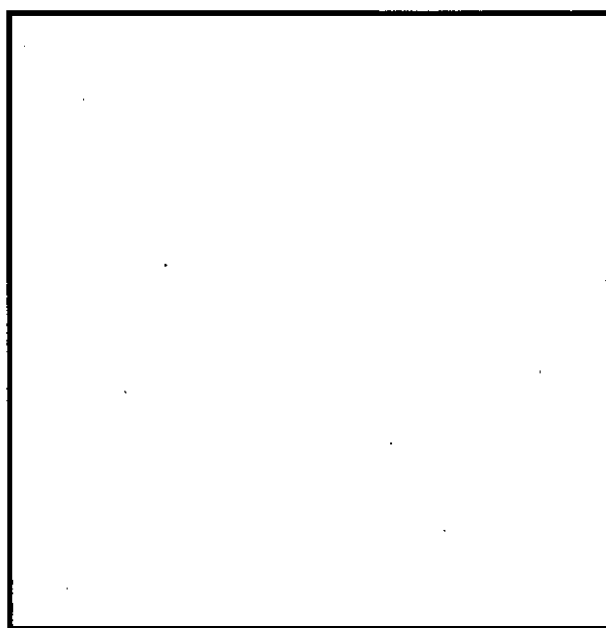


第 46-11-2 図 信号の分離について

過渡時自動減圧機能の盤及び自動減圧系盤は、ともに第44-11-3図のとおり中央制御室に設置しているが、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成している。過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系の論理回路とは別に設けるとともに、多重化、位置的分散（区分Ⅰ，Ⅱ）を図る設計とする。

過渡時自動減圧機能の盤は、金属筐体、難燃ケーブルで同盤を構成し、火災の発生を防止する設計とする。仮に、過渡時自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検出し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、内部火災及び内部溢水による影響はない。なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

以上のことから、過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系の論理回路とは別に設けるとともに、多重化、位置的分散（区分Ⅰ，Ⅱ）を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障に対して高い耐性を有し、共通要因によって同時に機能を損なうおそれはない設計とする。



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧系の設置場所

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

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

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

(3) 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系への影響防止対策

過渡時自動減圧機能故障による自動減圧系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系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	
不動作の発生頻度	

※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）：原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上

* 原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点示す。

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

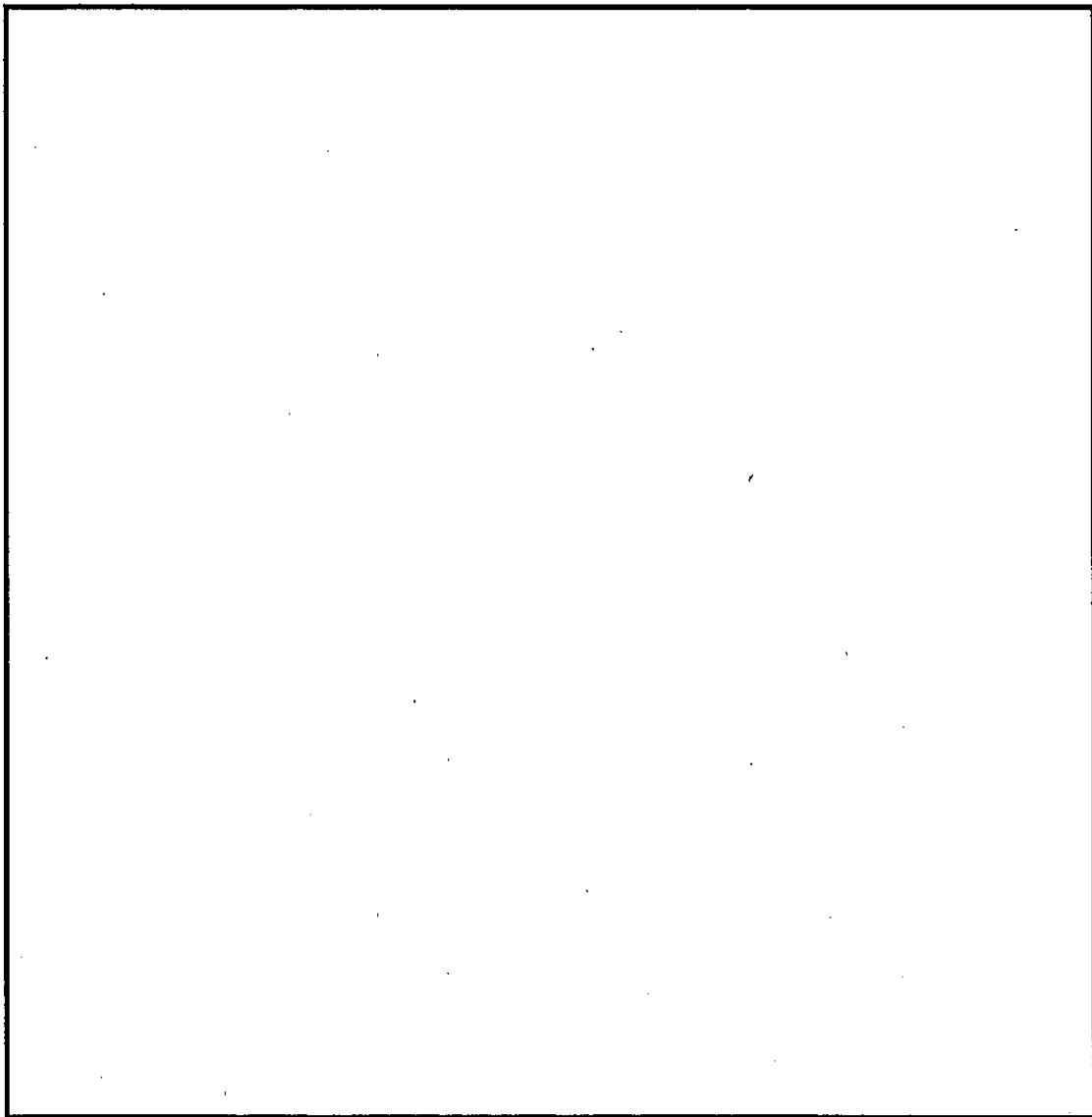
過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

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、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等が運転中のみ、自動減圧系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



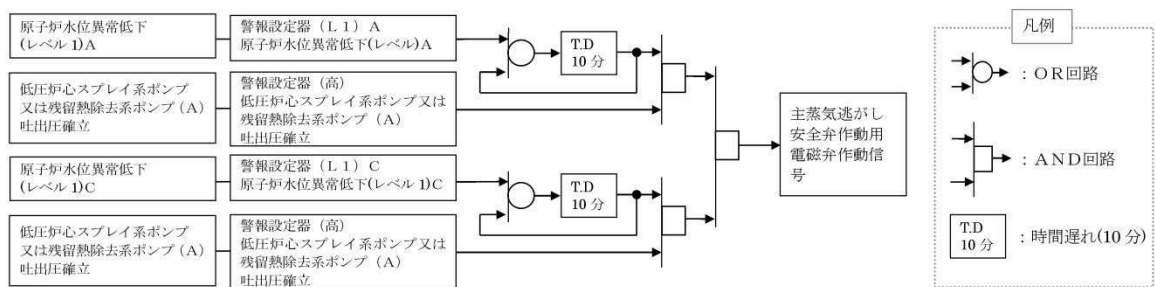
第 46-12-1 図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

b. 回路構成

- (a) 自動減圧系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
過渡時自動減圧系機能の論理回路は，自動減圧系に対して独立した構成とし，自動減圧系に悪影響を与えない設計※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系への影響防止対策」を参照

- (b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



第 46-12-2 図 タイマー設定根拠

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

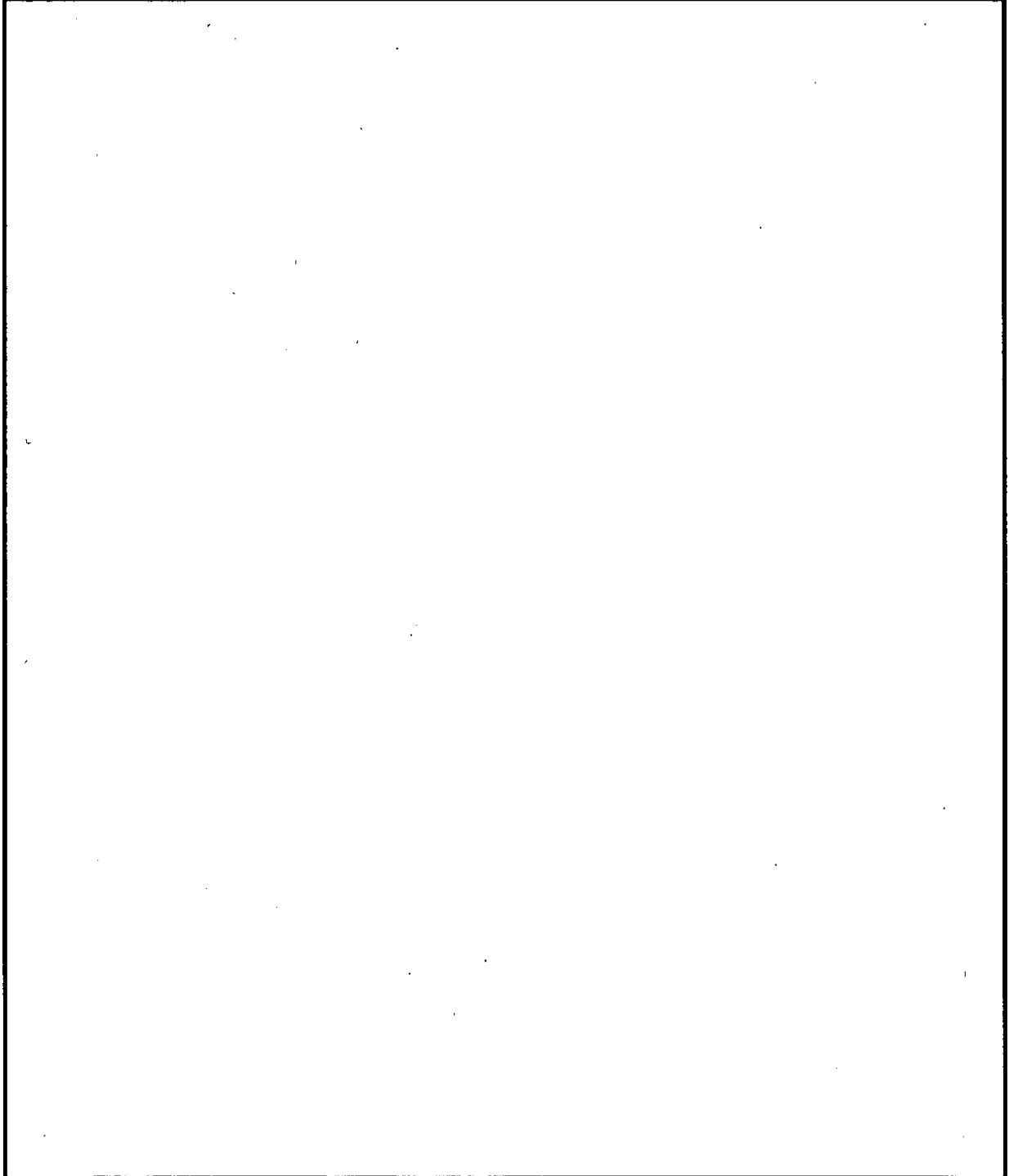
自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように，自動減圧系の原子炉水位異常低下（レベル 1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また，過渡時自動減圧機能には，設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し，設備作動までに 10 分の時間遅れを設け

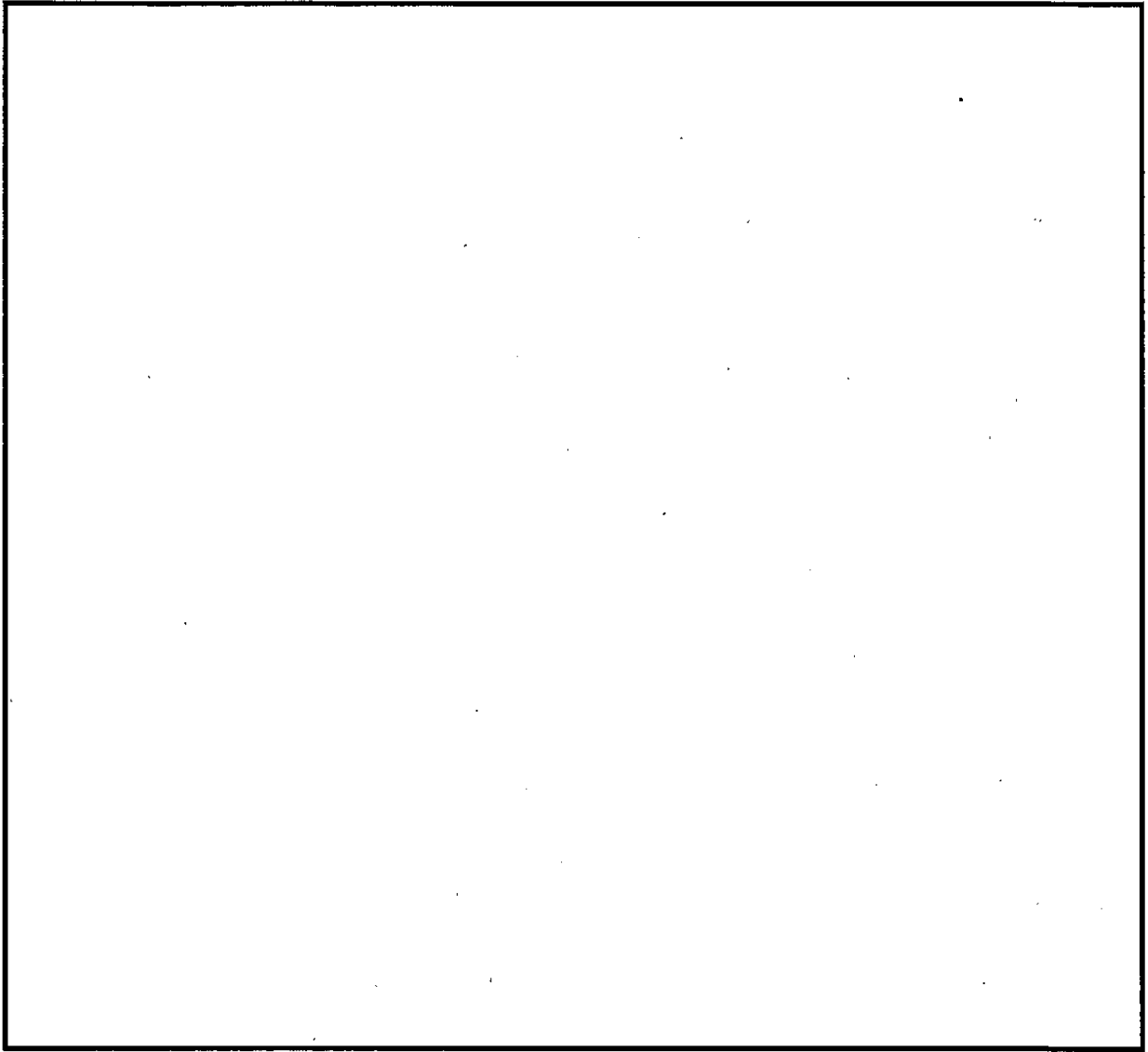
る。これにより、過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

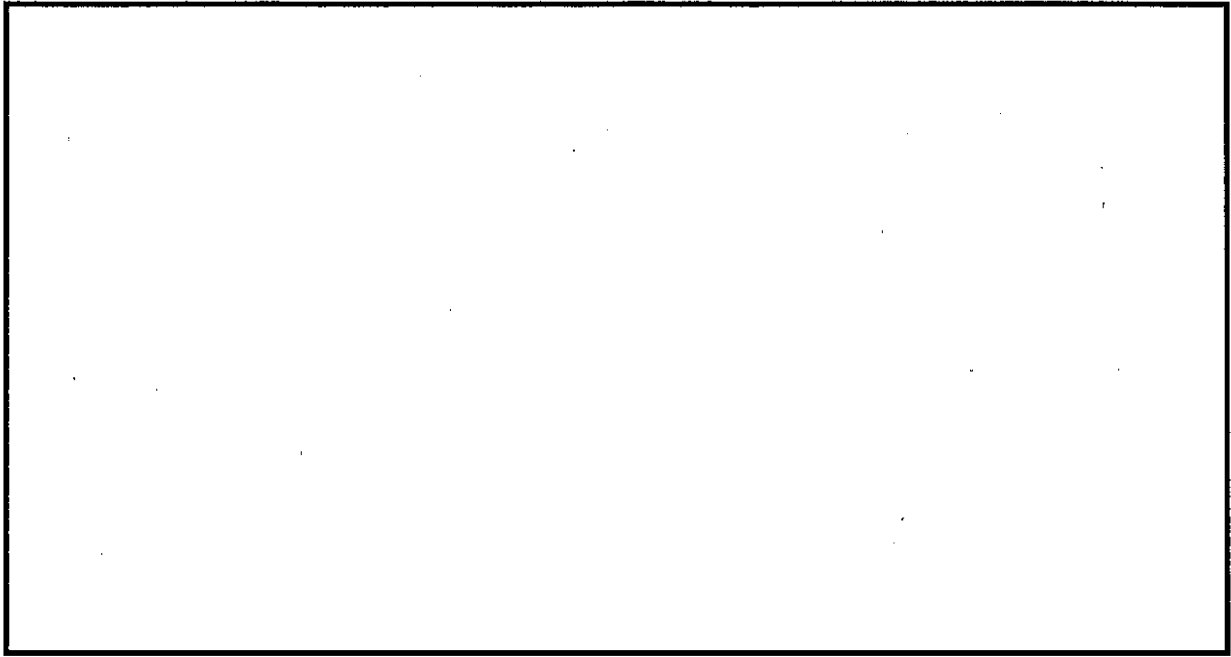
第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

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

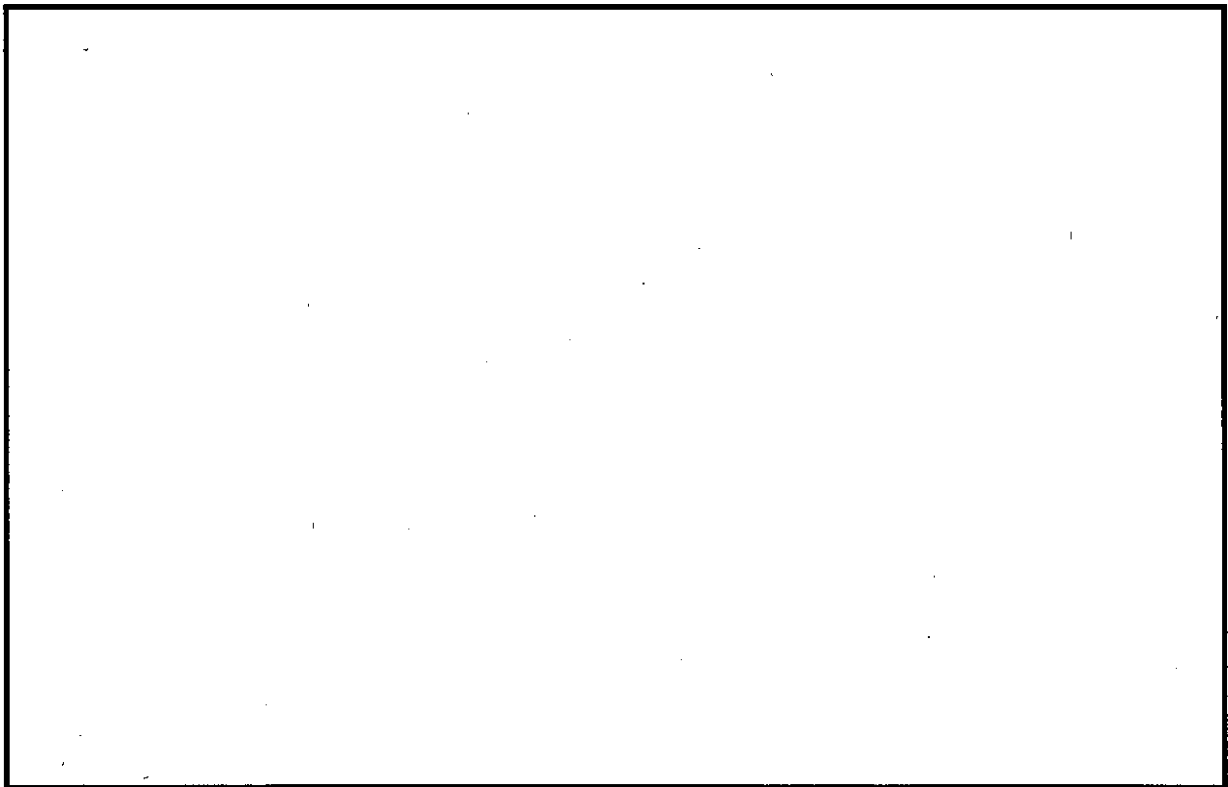
過渡時自動減圧機能の信頼性評価



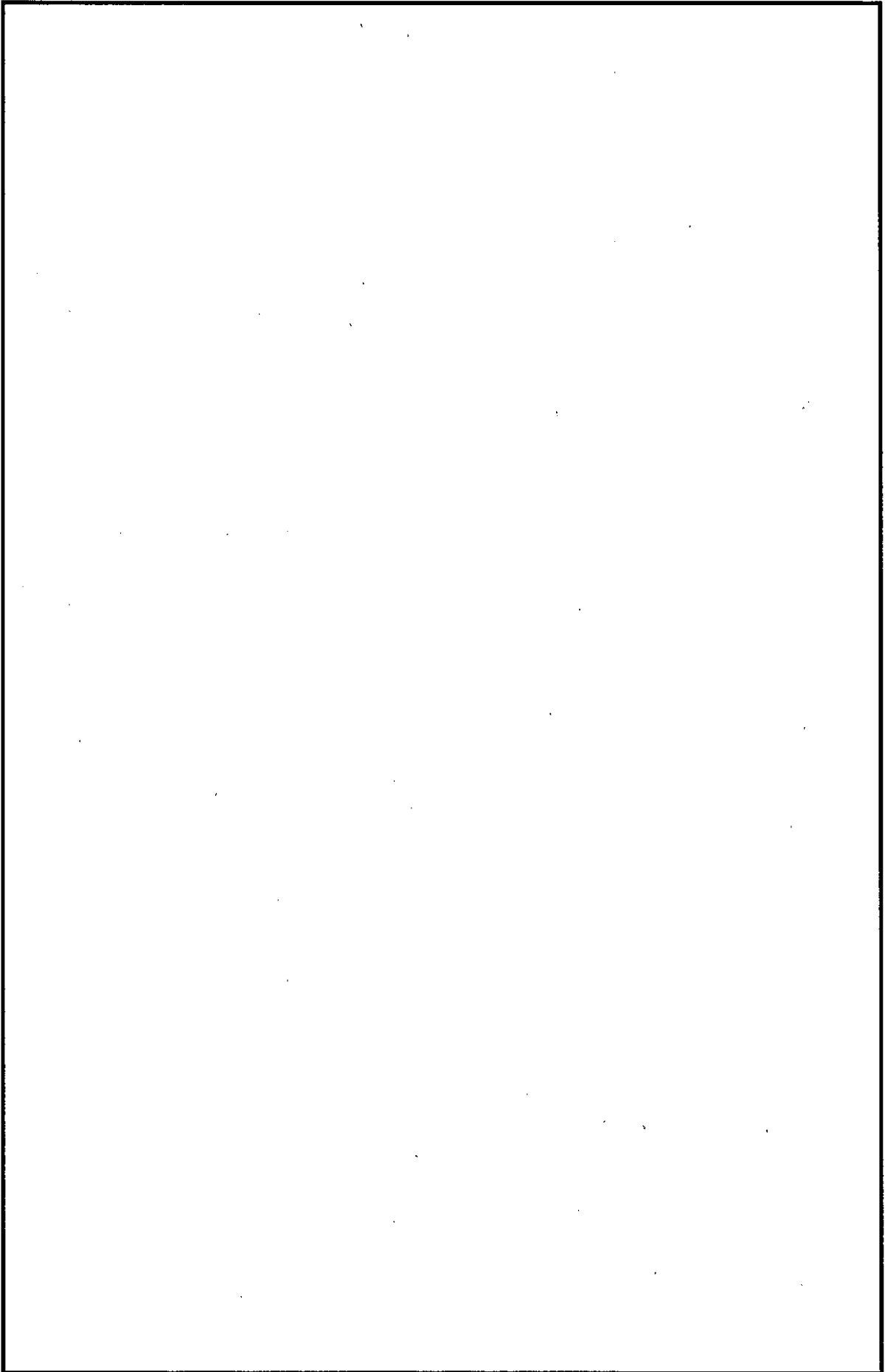


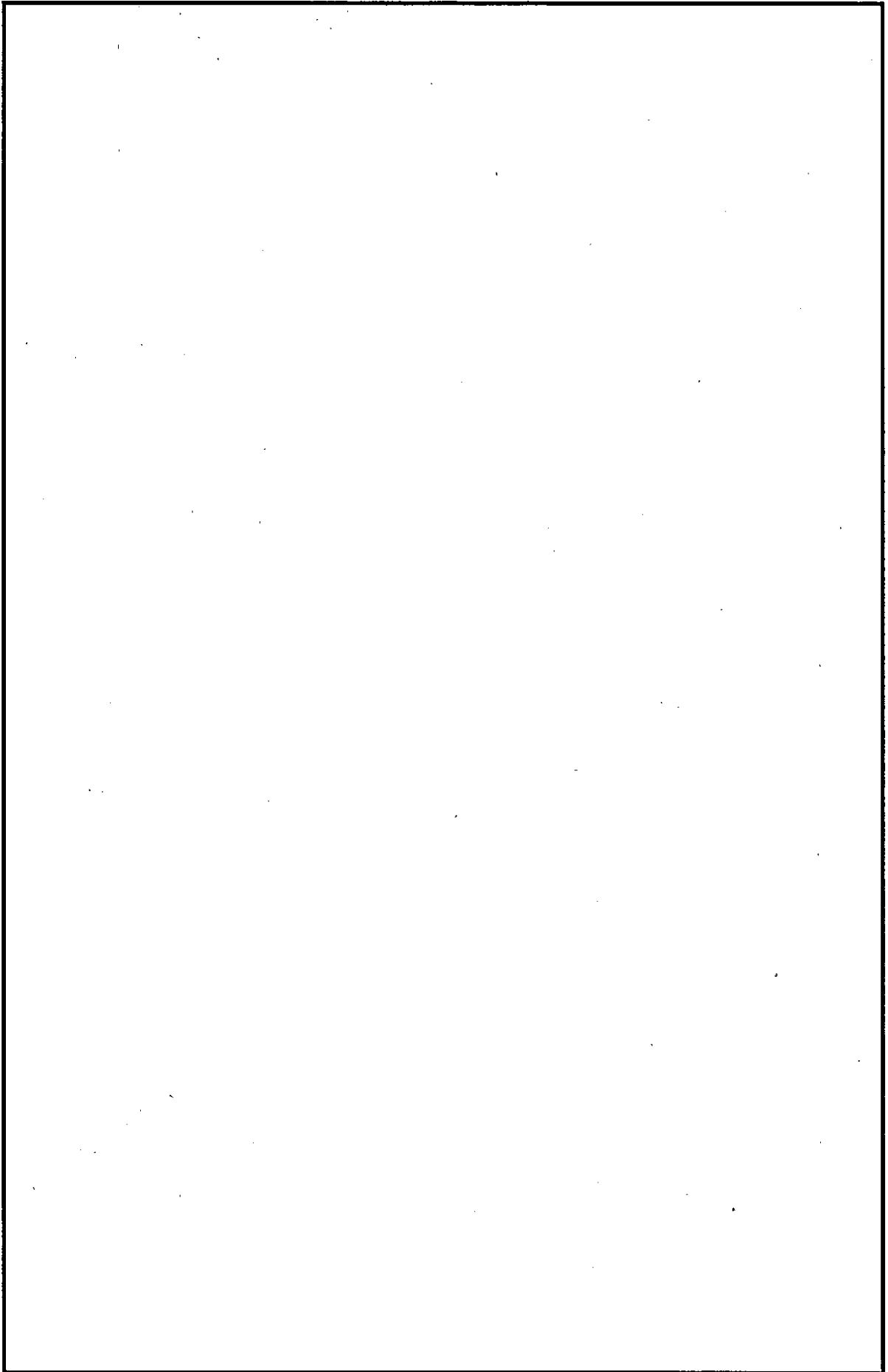


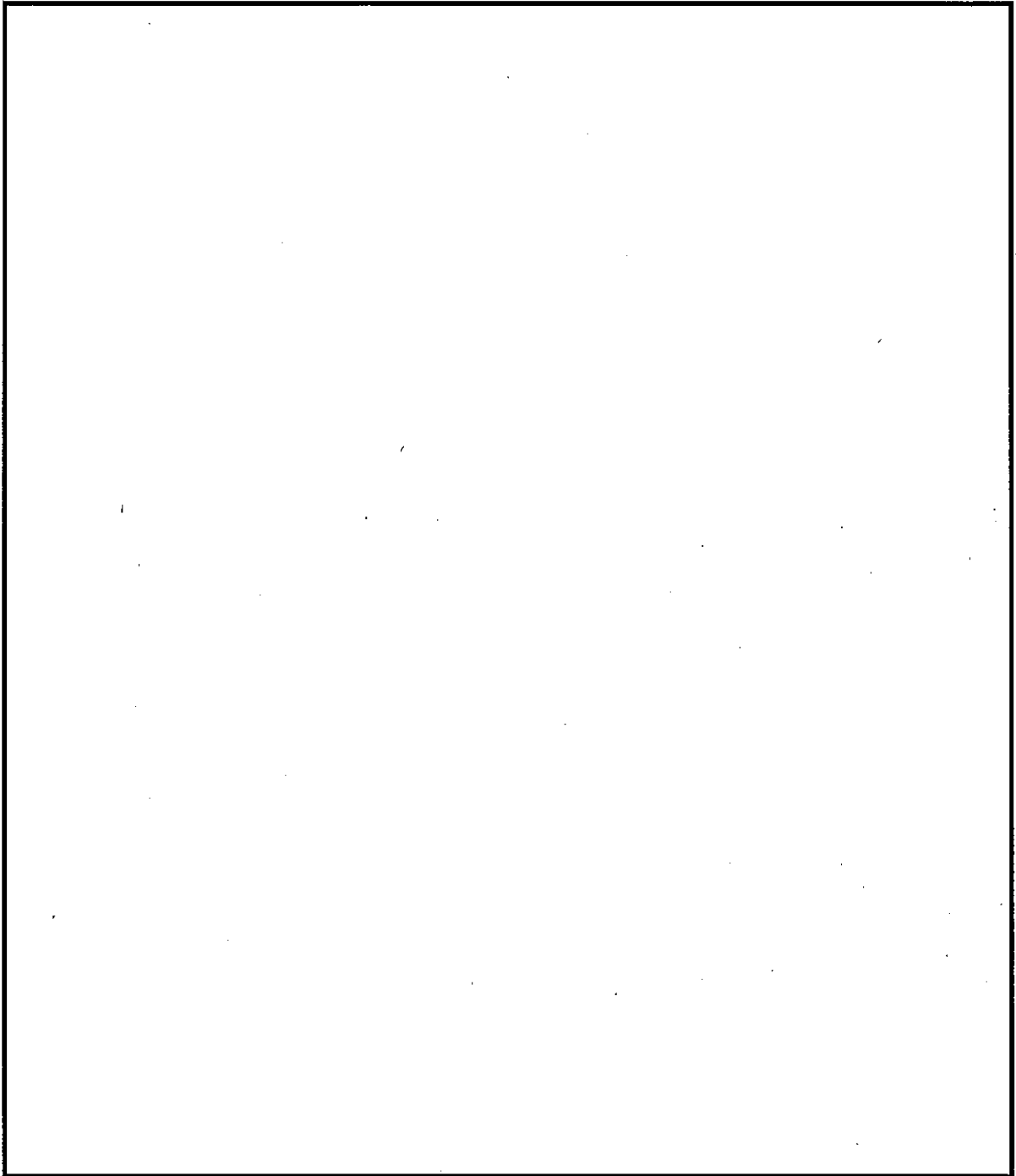
第 1 図 誤動作率評価モデル

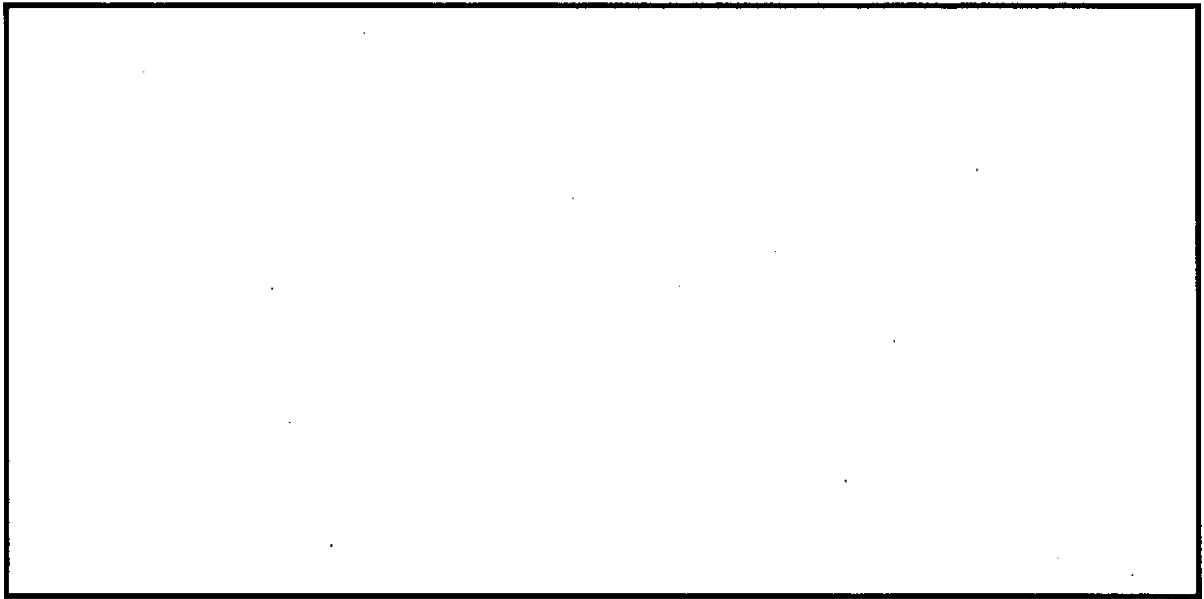


第 2 図 誤動作率評価フォールトツリー

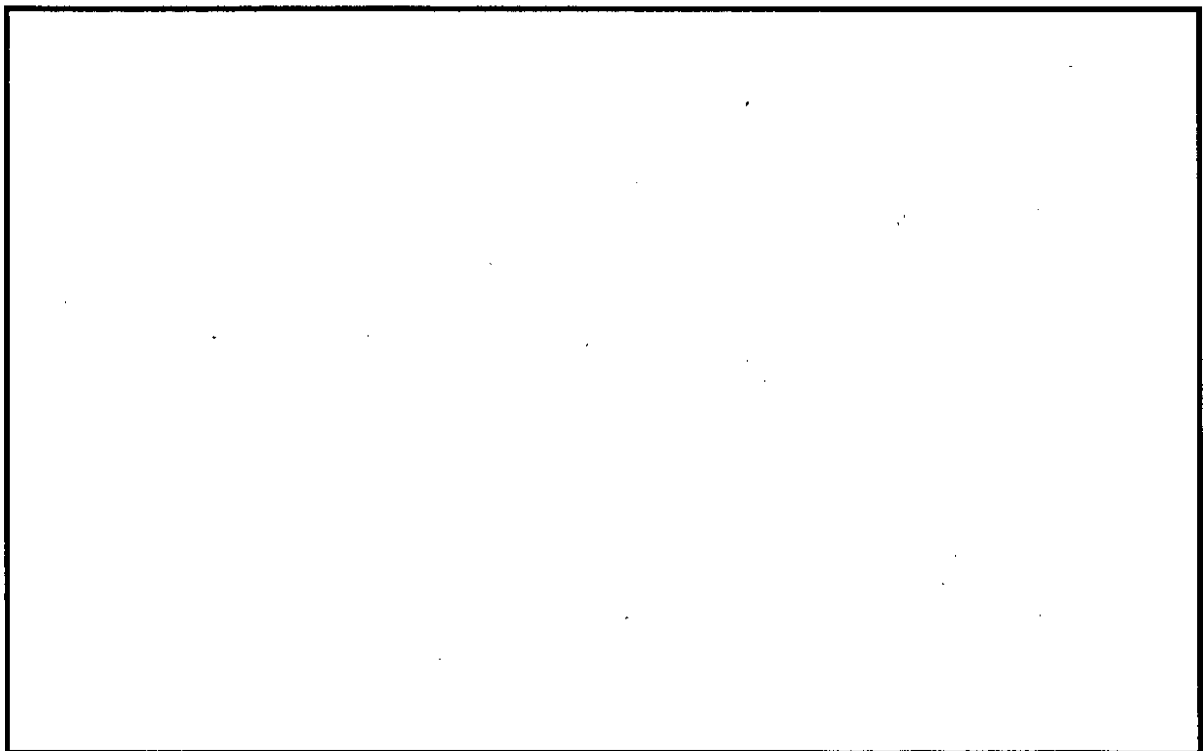








第3図 非信頼度評価モデル



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 一覽表

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	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A
			関連資料		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
				その他(飛散物)	対象外	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	A
			関連資料		47-3 配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分	B
			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DB設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	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	I
				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 操作スイッチ操作	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, 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
				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
			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		より簡単な接続	C
			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 b
			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	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（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		本来の用途以外の用途として使用するため， 切替操作が必要		A	
			関連資料					
		第5号	悪影響防止	系統設計		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		対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料		本文		

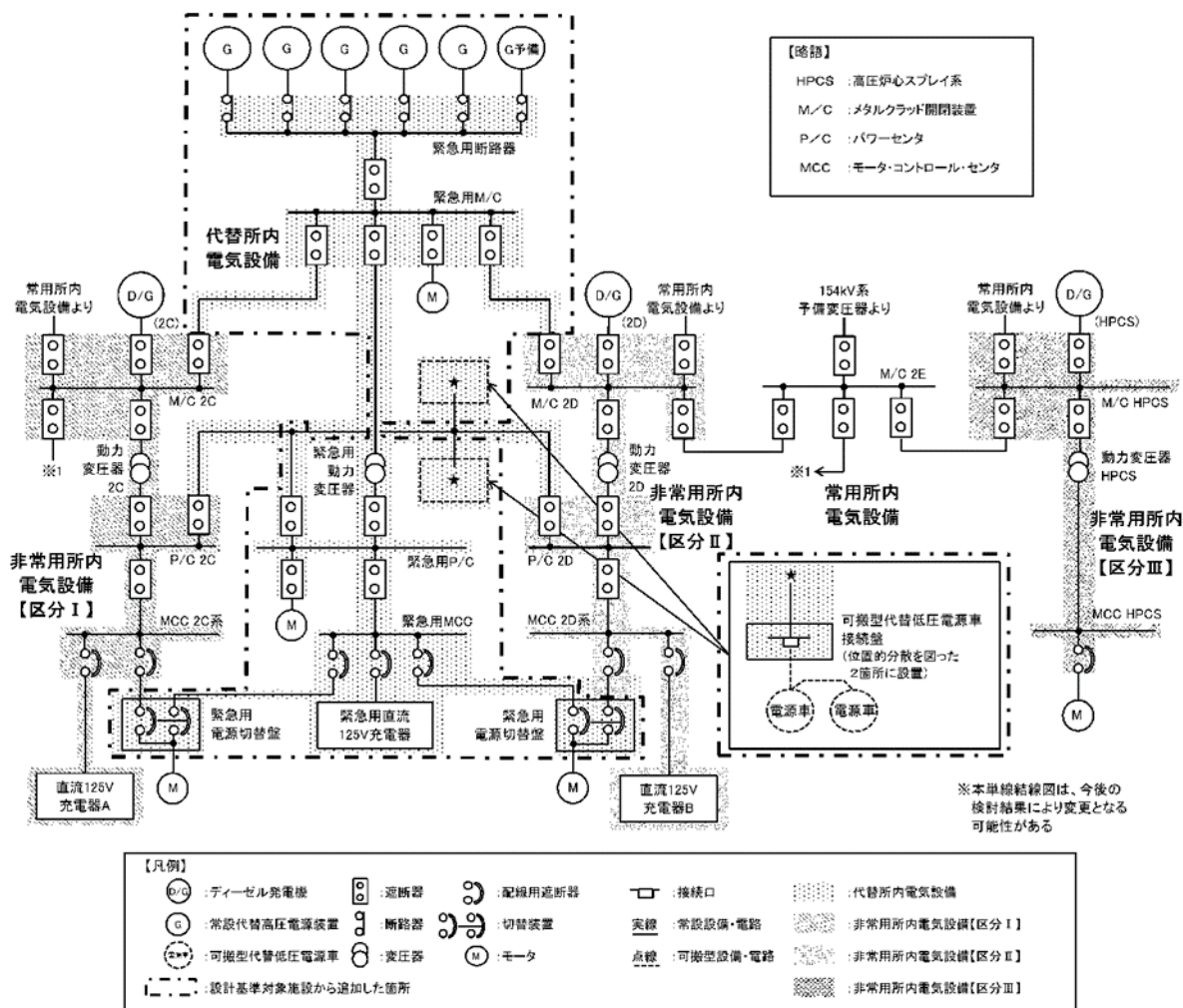
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

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		本来の用途以外の用途として使用するため， 切替操作が必要	A
			関連資料			
		第5号	悪影響防止	系統設計	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）

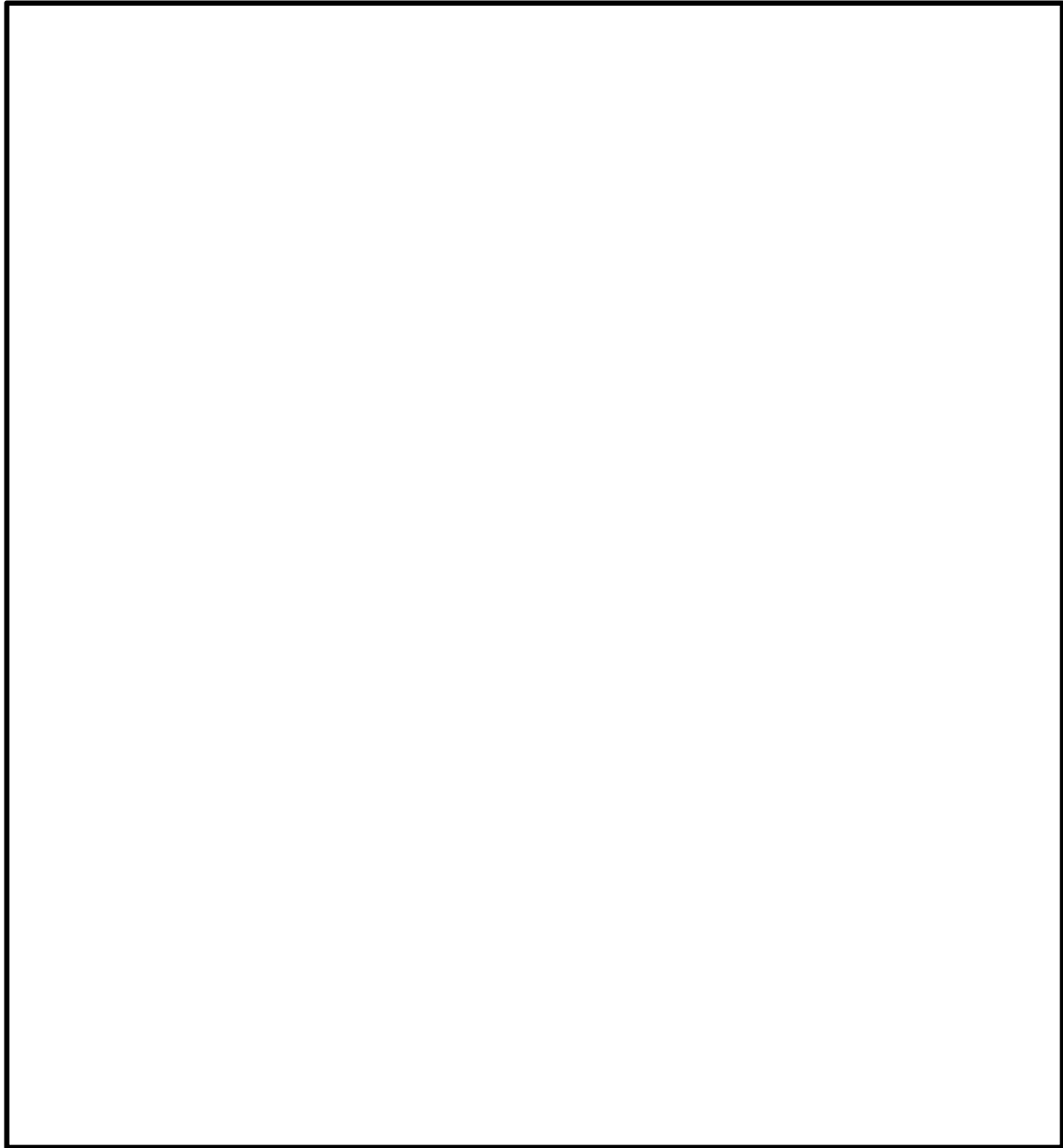
第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				低圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	—	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		—	
		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		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

47-2 電源構成図

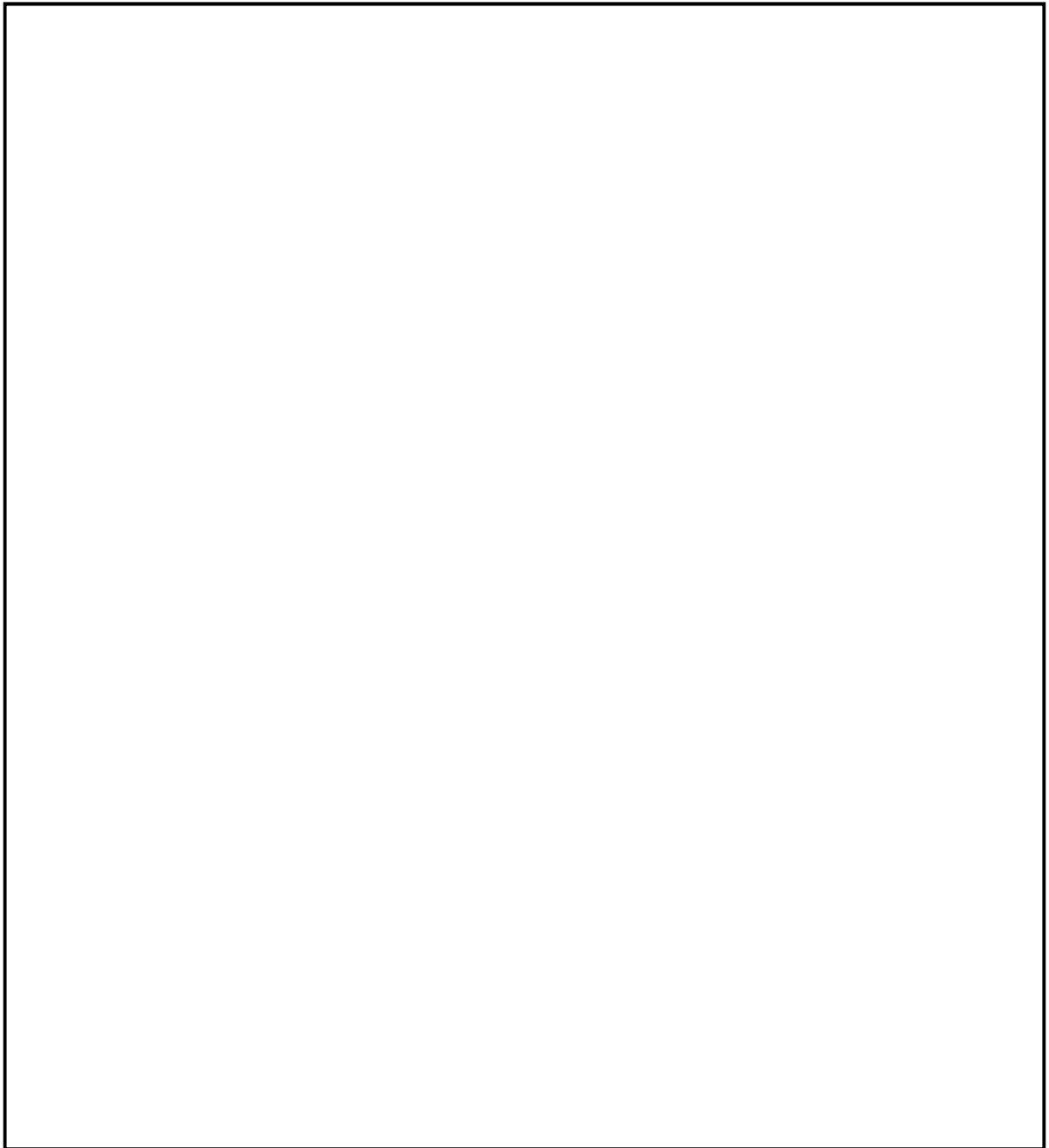


第 47-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1／3）

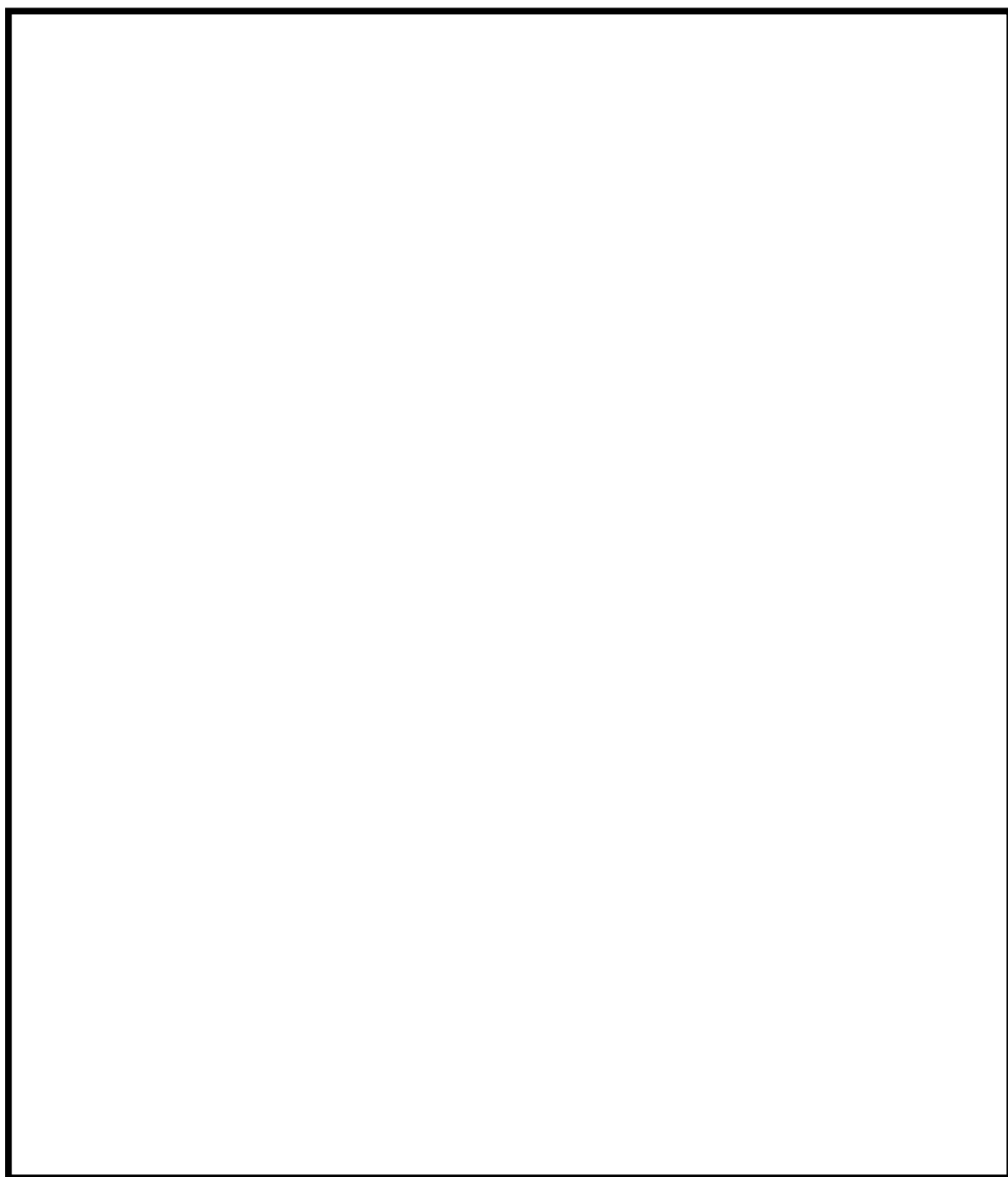
47-3 配置図



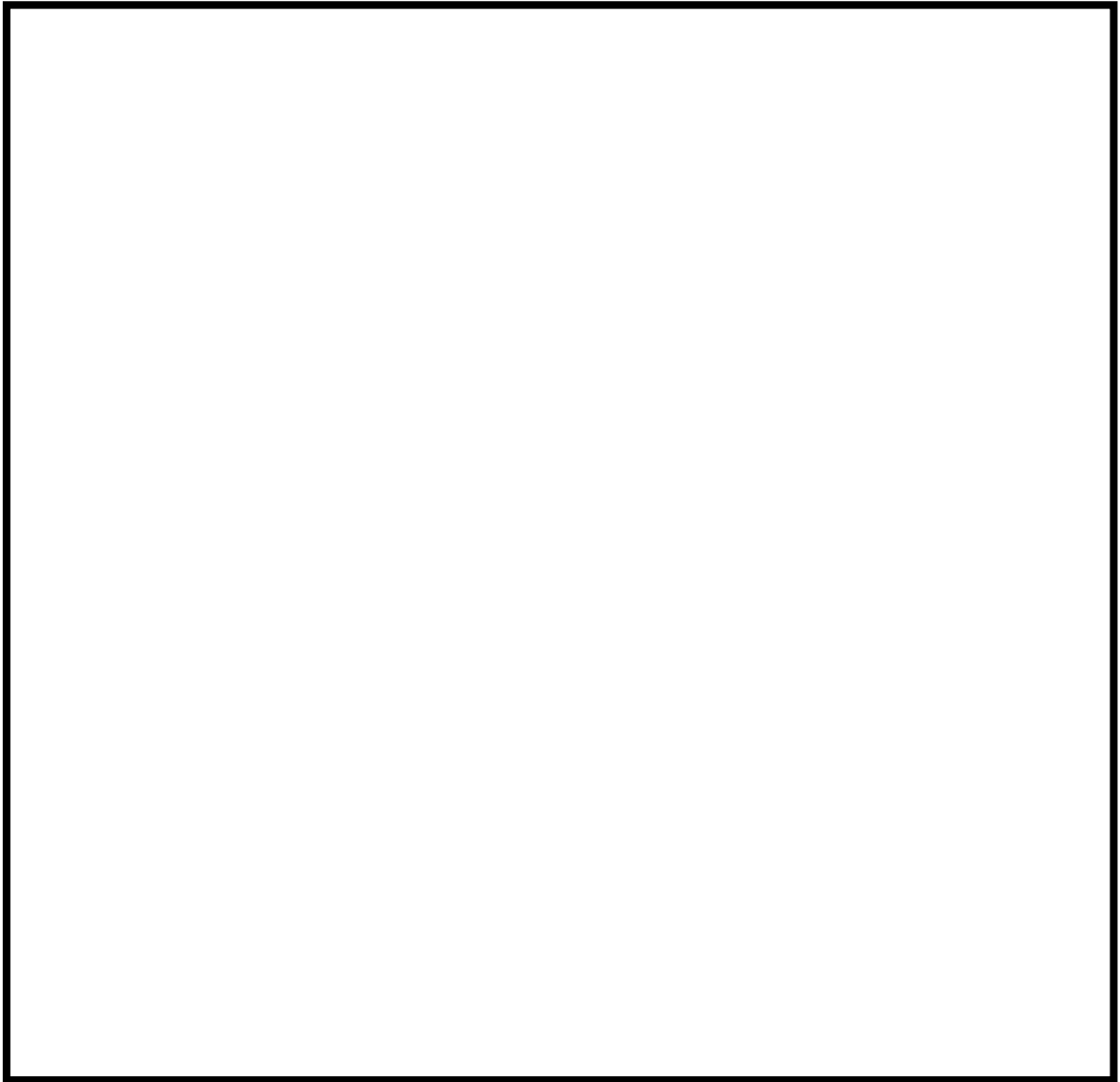
第 47-3-1 図 構内全体配置図



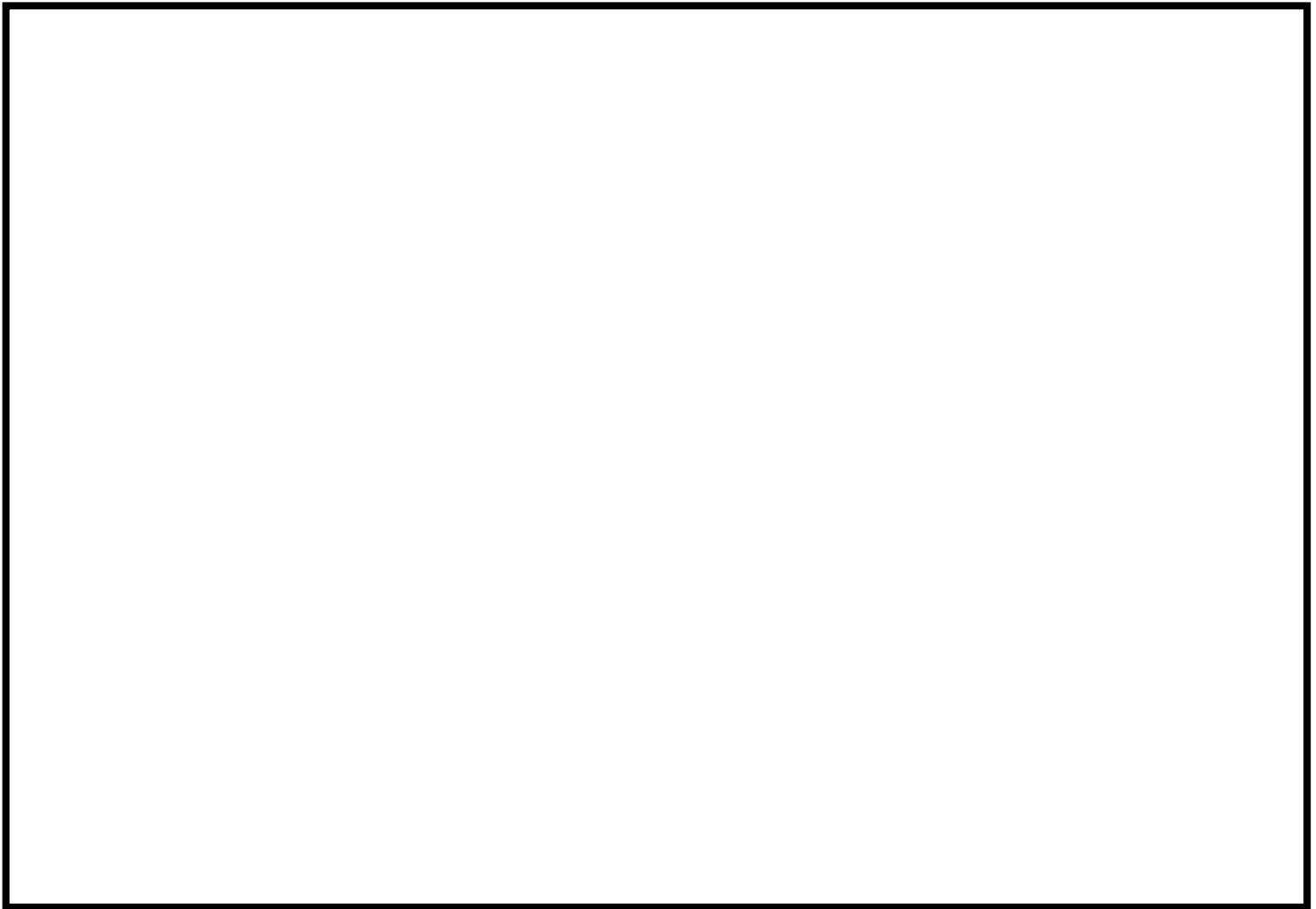
第47-3-2図 低圧代替注水系に係る機器配置図（1／5）



第 47-3-3 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (2/5)

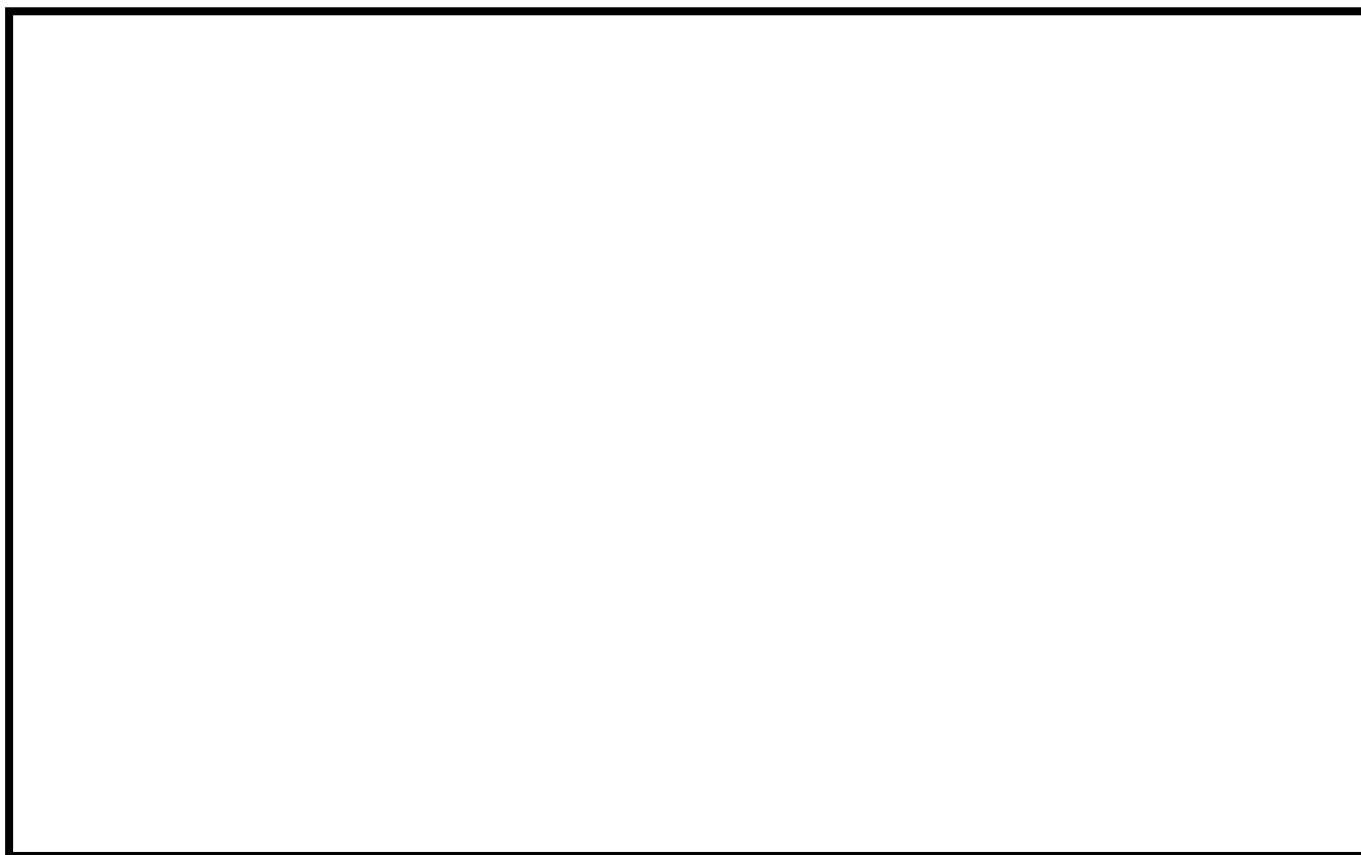


第 47-3-4 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (3/5)
(原子炉建屋地下 2 階)



第 47-3-5 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (4／5)
(原子炉建屋 3 階)

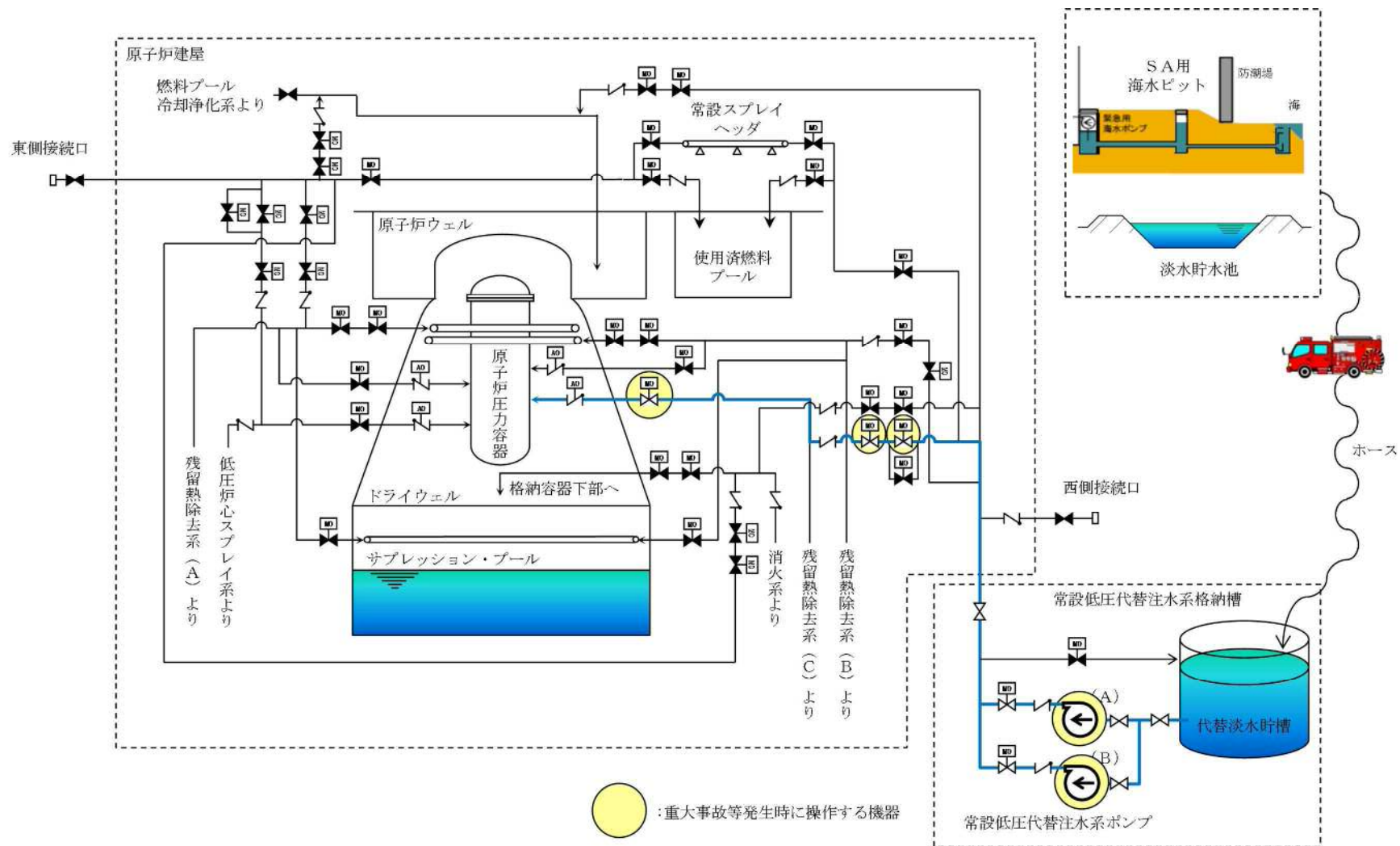
47-3-5



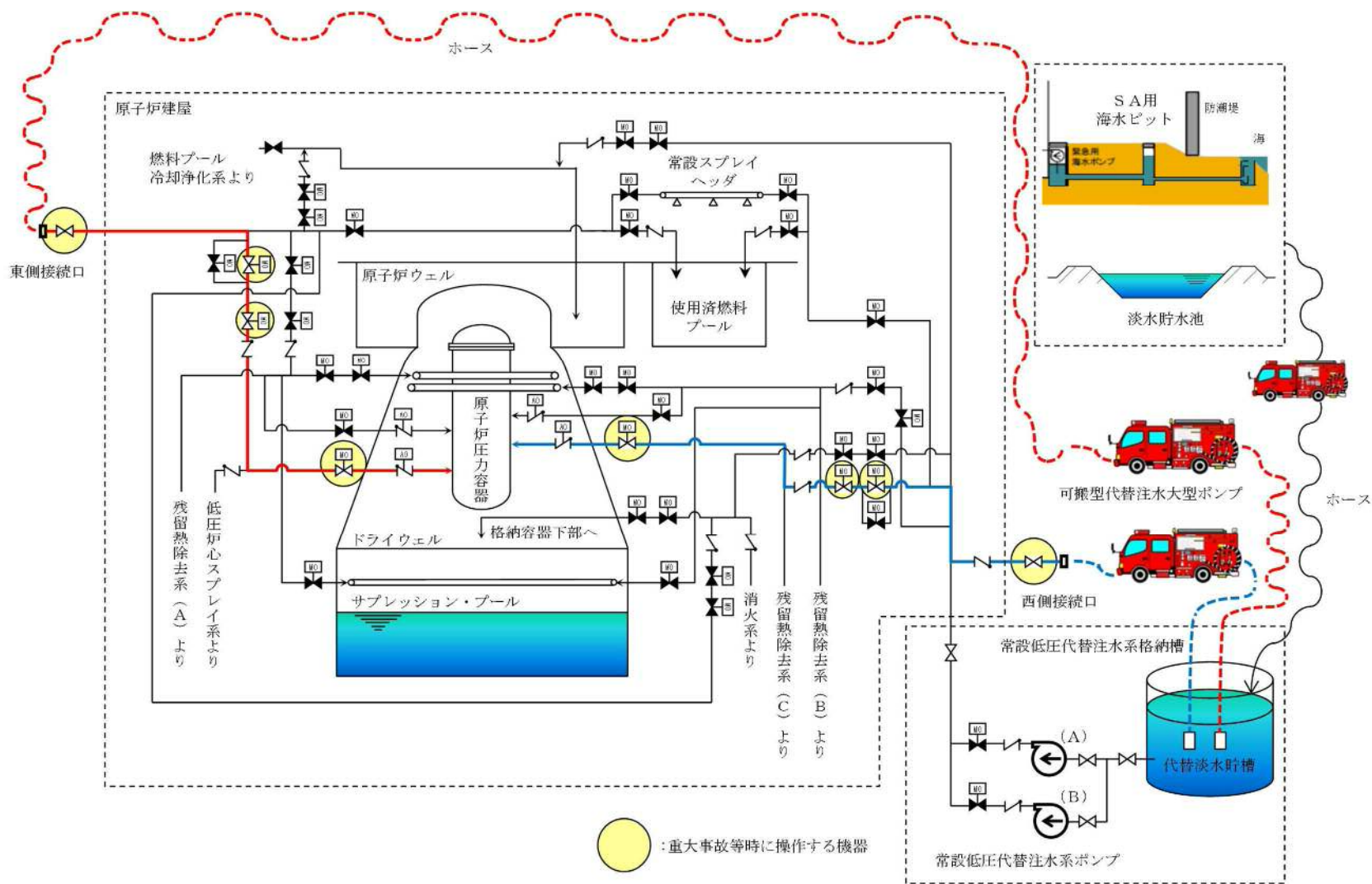
第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器配置図 (5／5)
(原子炉建屋 4 階)

47-3-6

47-4 系統図

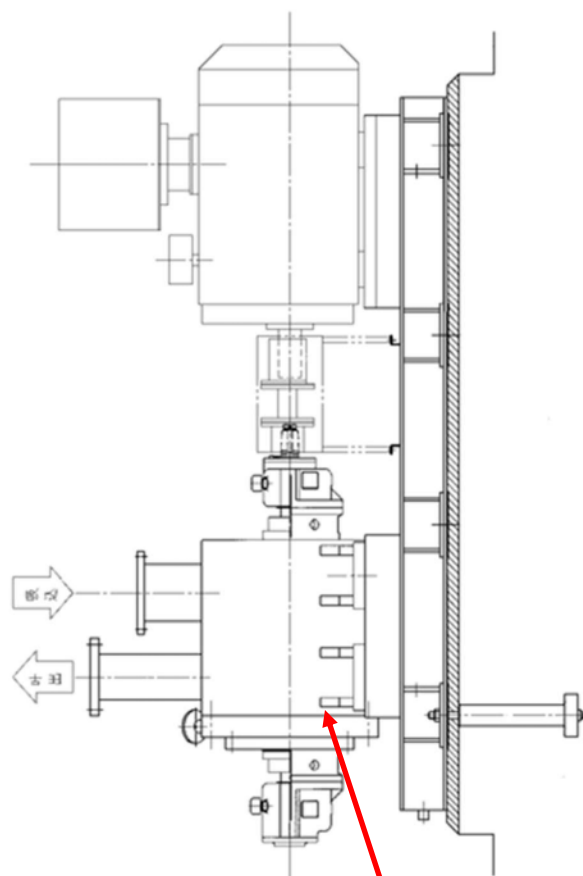


第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図

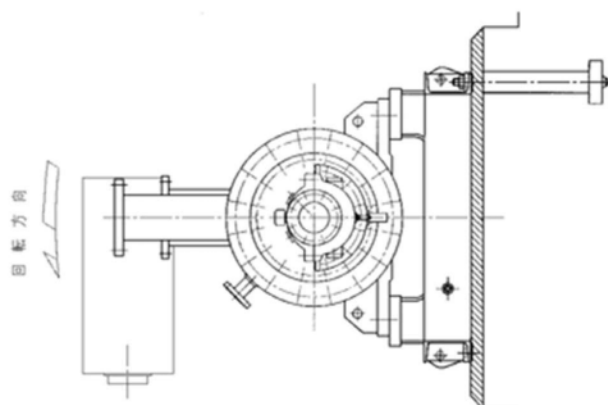


第 47-4-2 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

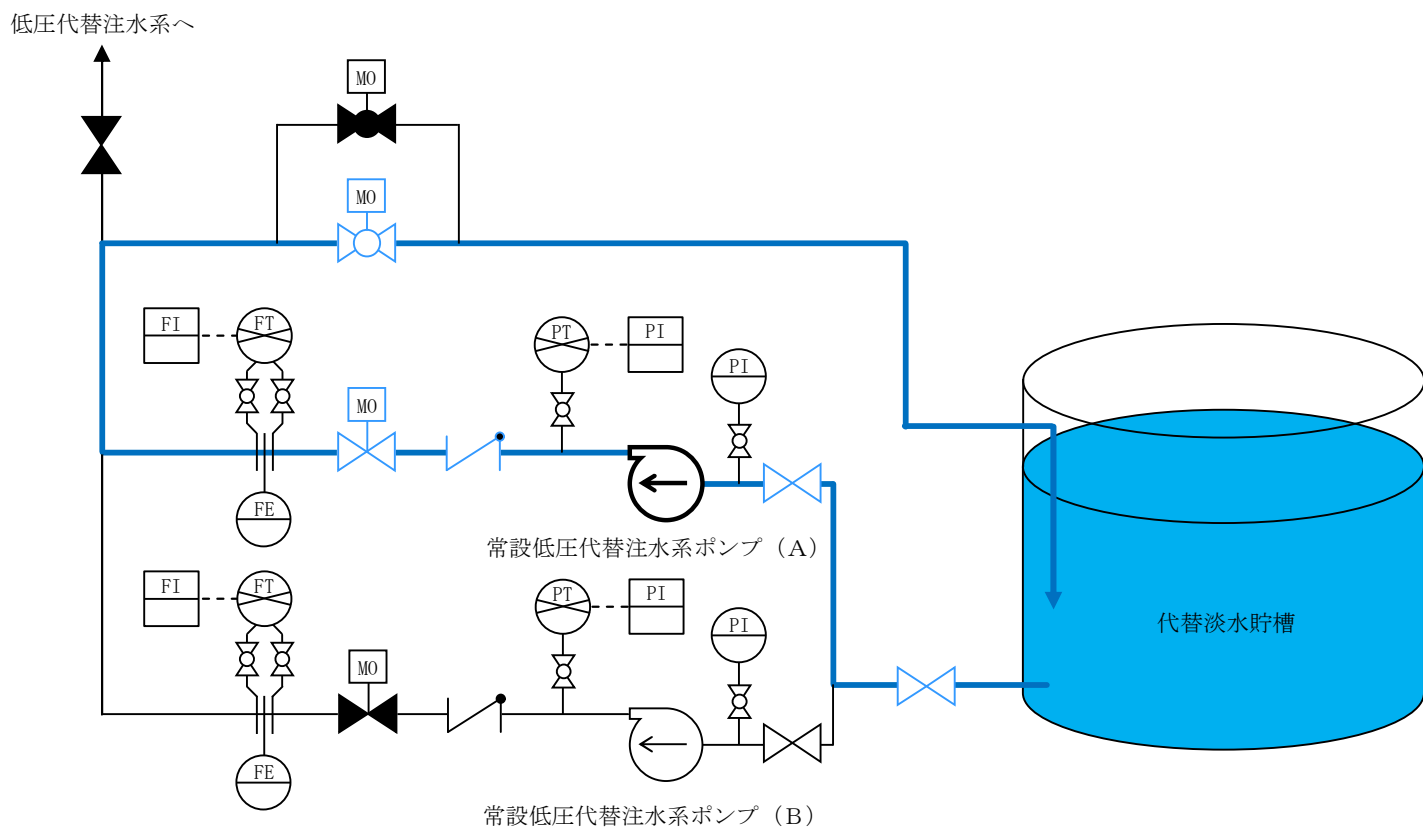
47-5 試験及び検査



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。

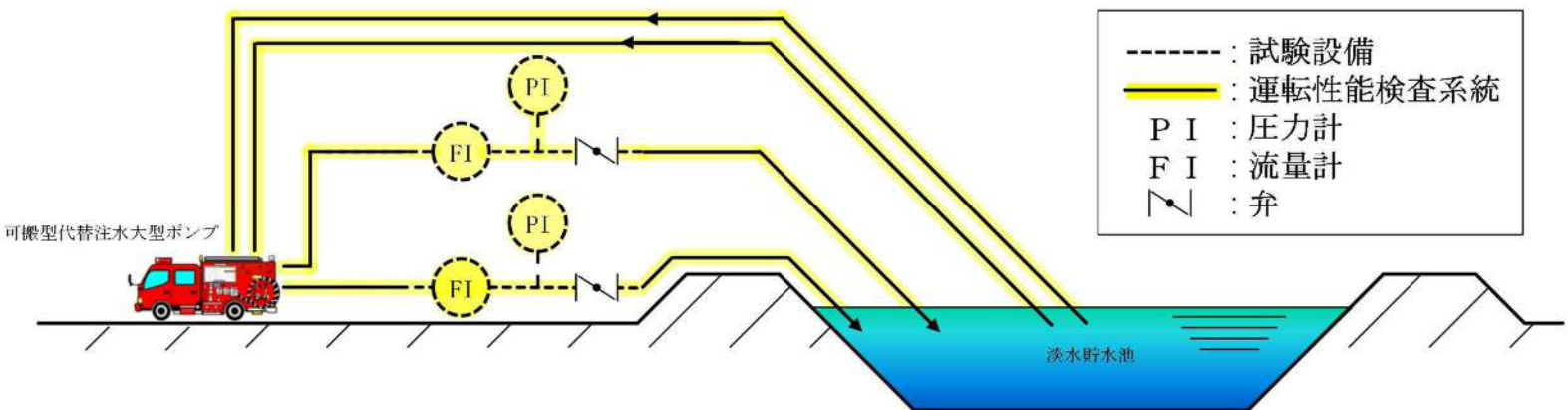


第 47-5-1 図 構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）



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）
47-5-2



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 低圧代替注水系
(可搬型代替注水大型ポンプ)

47-5-3

47-6 容量設定根拠

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]	3.5
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への対応として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って、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために使用する。 本系統は、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

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の容量は、低圧代替注水系（常設）を用いる重要事故シーケンスのうち、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），L O C A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L O C A）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 $378\text{m}^3/\text{h}$ であり，ポンプ2個運転において1個当たり $189\text{m}^3/\text{h}$ が必要となることから，約 $200\text{m}^3/\text{h}$ （公称値）を確保する設計とする。

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

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の全揚程は，原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である代替淡水貯槽と原子炉圧力の圧力差），静水頭，機器圧損，配管・及び弁類圧損を基に 144m となることから，約 200m （公称値）の揚程を確保可能な設計とする。

<残留熱除去系（C）配管からの低圧代替注水>

- ・ 移送先の圧力が大気圧 ($378\text{m}^3/\text{h}$ 注入可能な炉圧) の場合

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 $143.8\text{m} \approx 144\text{m}$

以上より、低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は144mである。

3. 最高使用圧力

低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程である約337m（約 $3.24\text{MPa}[\text{gage}]$ ）に、代替淡水貯槽の静水頭である約19.2m（約 $0.185\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を加えた約 $3.49\text{MPa}[\text{gage}]$ を上回る圧力として $3.5\text{MPa}[\text{gage}]$ 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°C とする。

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 $200\text{m}^3/\text{h}$ 、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約 kWとなる。

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

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 $\square$ (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，常設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以上（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	140以上（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	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】 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、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格納容器の破損を防止するために設置する。 低圧代替注水系（可搬型）の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、低圧炉心スプレー系配管又は残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注入することにより、炉心の著しい破損を防止する設計とする。 低圧代替注水系（可搬型）の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

低圧代替注水系（可搬型）の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個で最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ （設計仕様値）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

低圧代替注水系（可搬型）の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揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、ホースの圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

＜残留熱除去系配管からの低圧代替注水＞

・低圧注水系（東側接続口）の場合

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 137.4m

以上より，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は約140m（設計仕様値）を公称値とし，エンジン回転数を調整することにより所要の流量及び揚程を確保可能な設計とする。

3. 最高使用圧力

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの供給ライン（ホースの使用圧力制限）を考慮し，吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

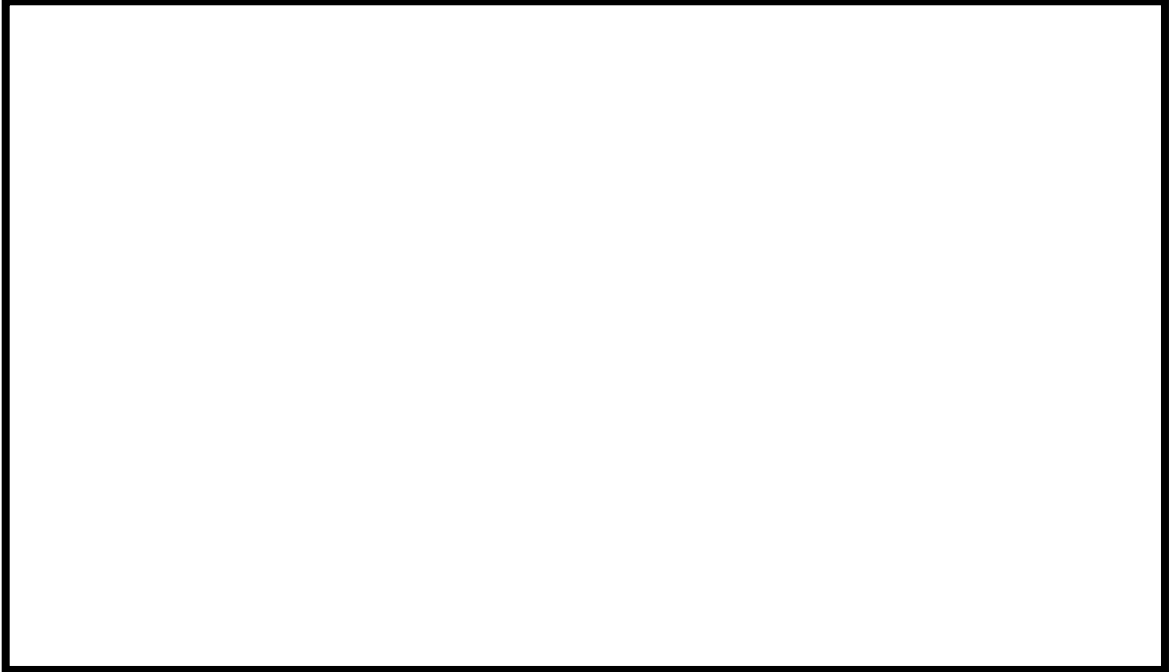
低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

低圧代替注水系（可搬型）の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DESTAL（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） ペデスタル	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） ペデスタル	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	≦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） ペデスタル	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

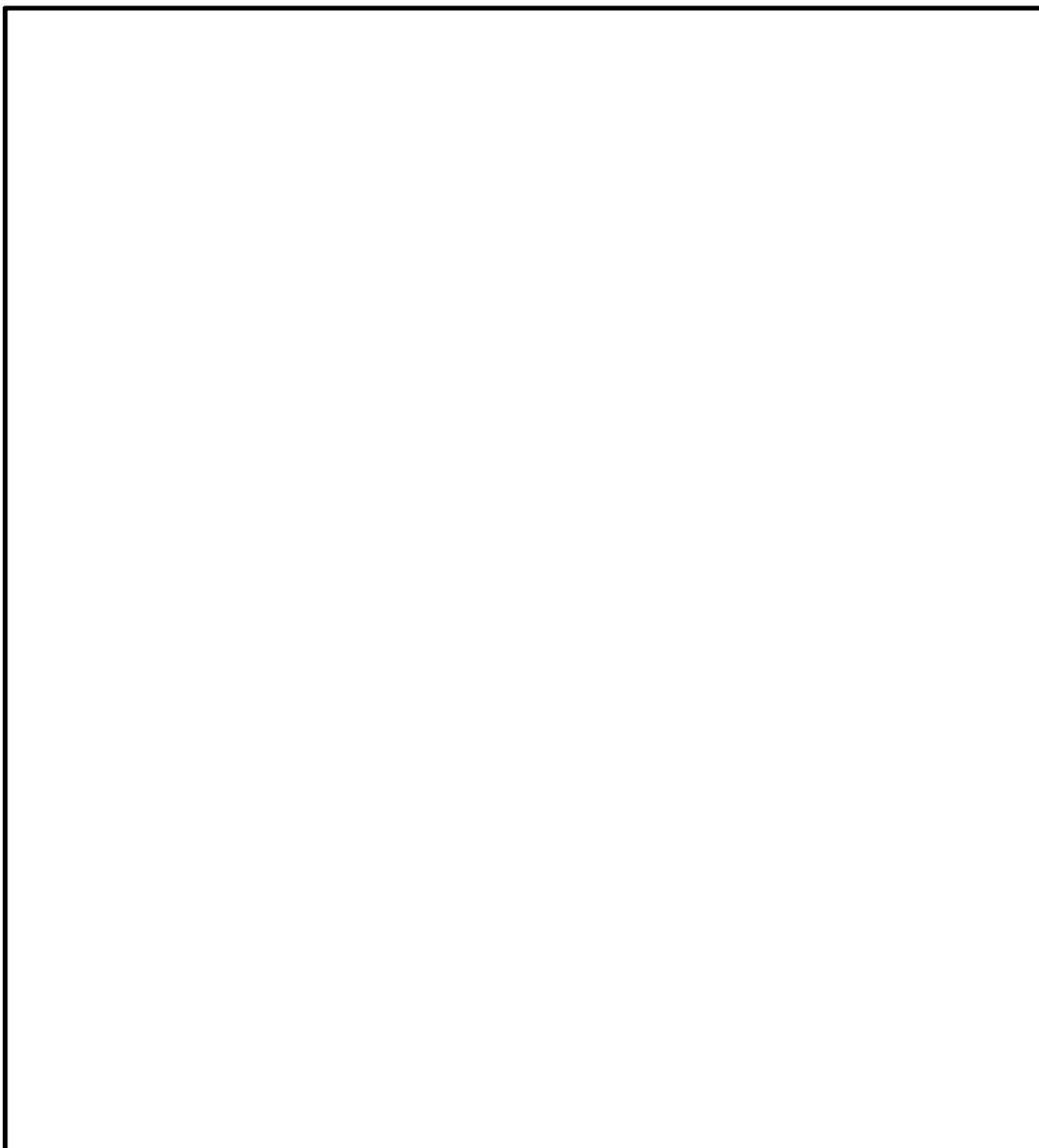
対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

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



第47-7-1図 低圧代替注水系接続図

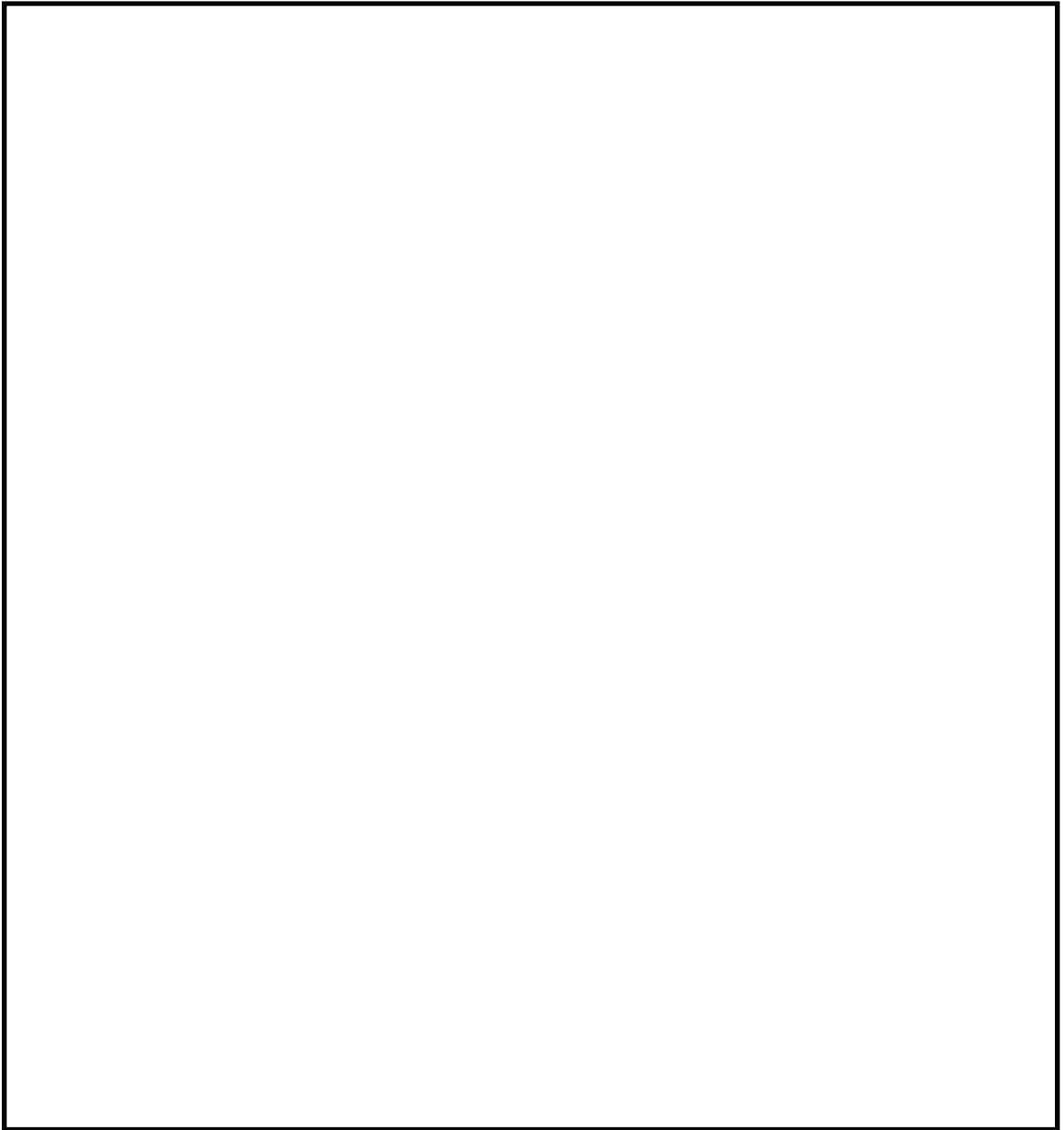
47-7-1

47-8 保管場所図



第 47-8-1 図 保管場所図（位置の分散，機器配置）

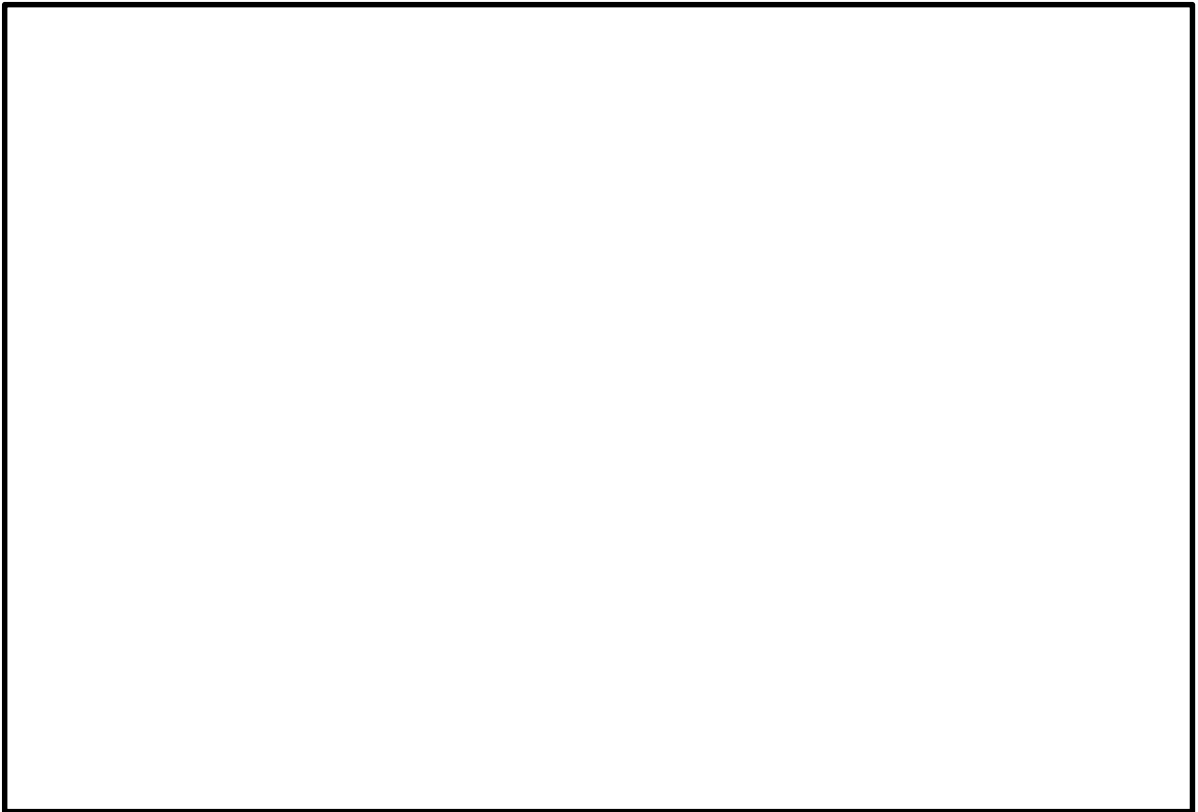
47-9 アクセスルート図



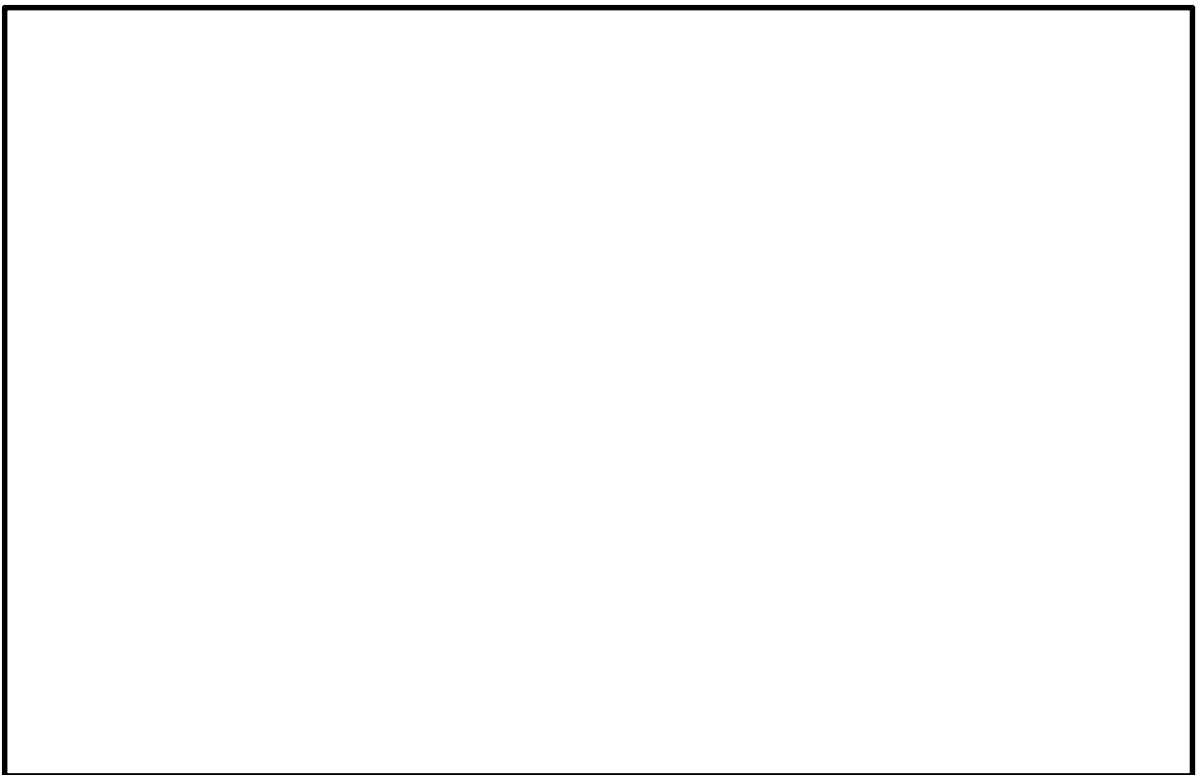
第 54-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



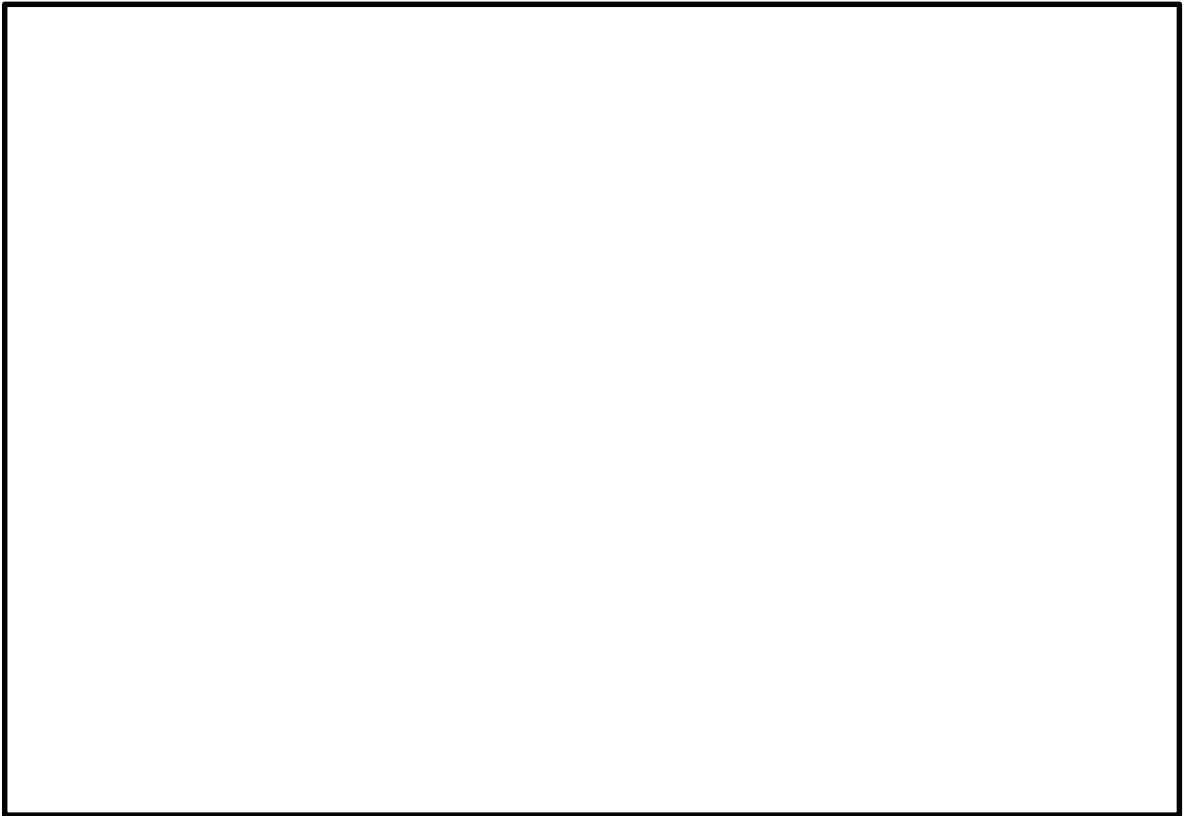
第 54-9-2 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート図



第 54-9-3 図 緊急時対策所～淡水貯水池 B～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート図



第 54-9-4 図 緊急時対策所～淡水貯水池 B～代替淡水貯槽までのアクセスル
ート図



第 54-9-5 図 緊急時対策所～淡水貯水池 A～代替淡水貯槽までのアクセスルート図

47-10 その他設備

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。

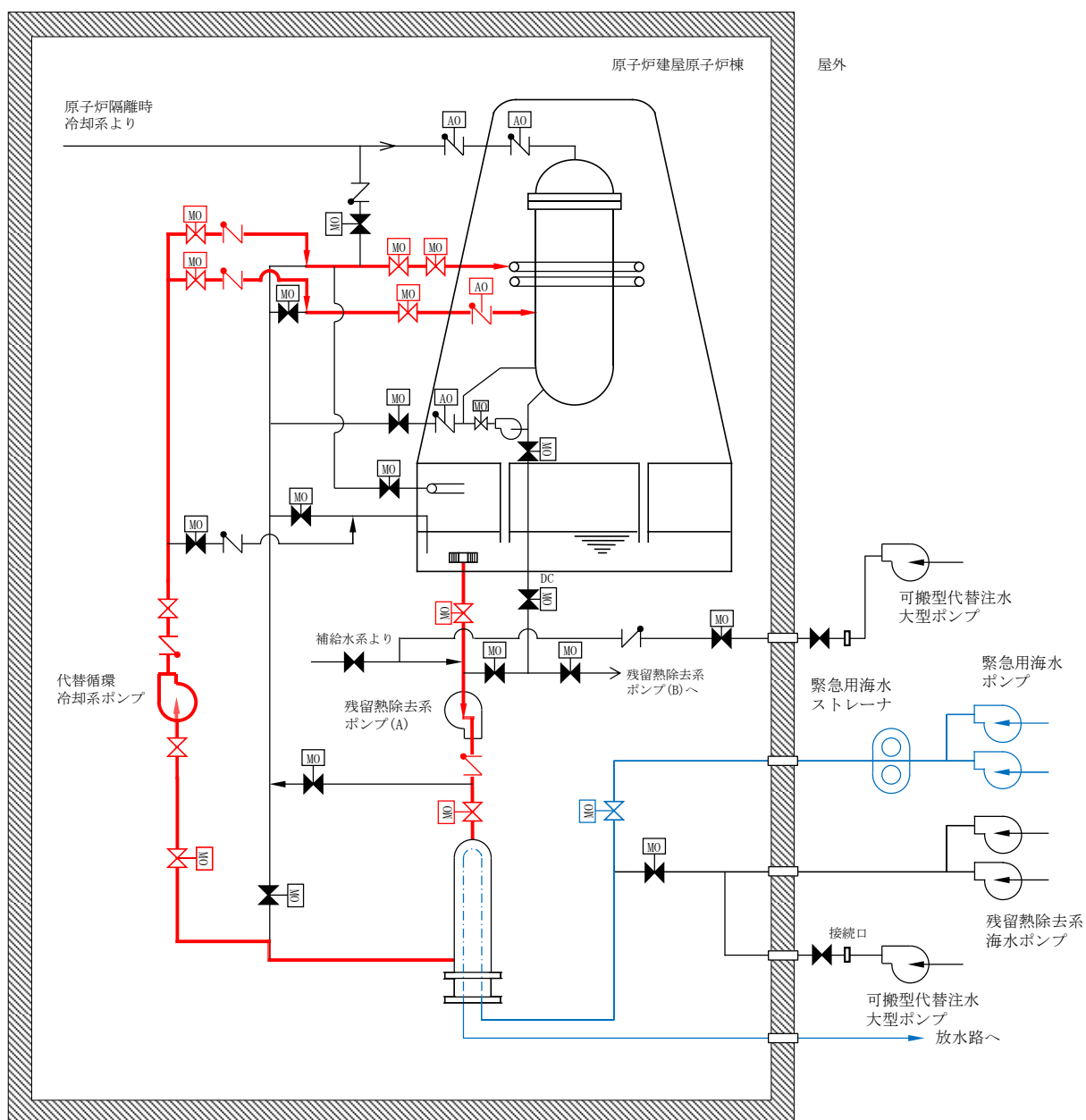
①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

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。

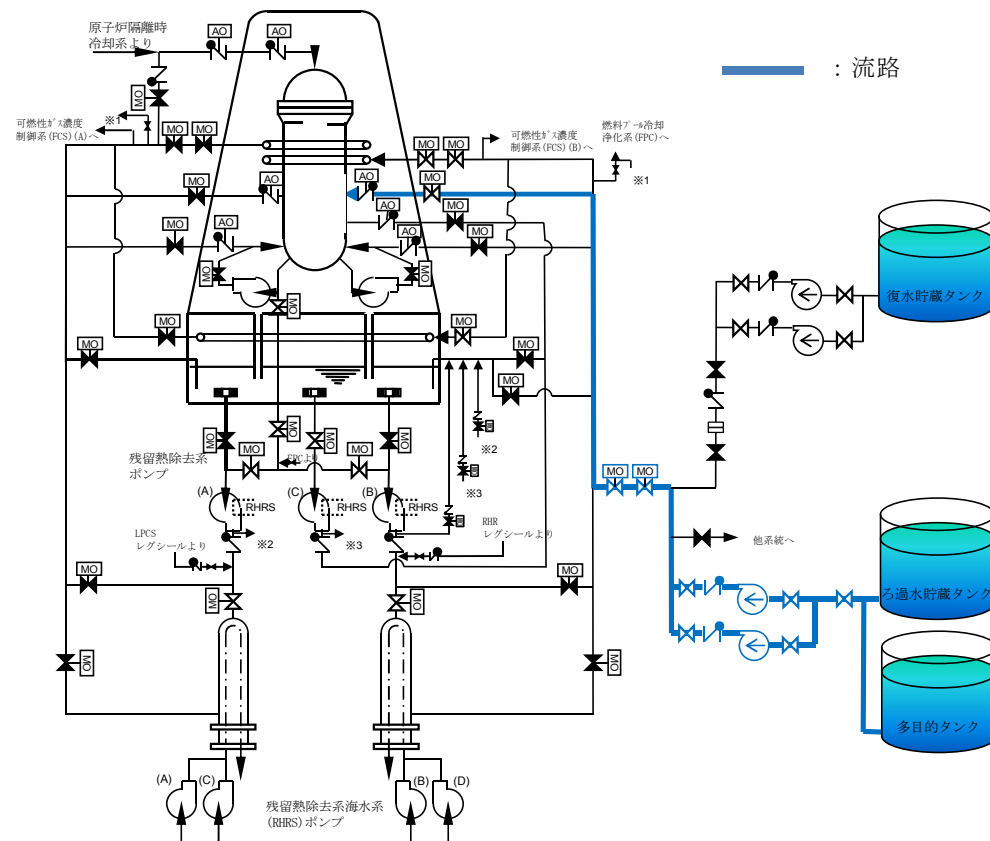
- : 代替循環冷却系流路
- : 緊急用海水系及び海水流路

第 47-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

②消火系による原子炉注水

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

47-10-3

③補給水系による原子炉注水

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。

47-11 その他

【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。

48-1 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48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備				緊急用海水ポンプ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	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	I	
			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	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作(操作スイッチ操作) 現場操作(操作スイッチ操作) 現場操作(弁操作)	A, B d, B f	
			関連資料	48-4 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, 配管	A, B, F	
			関連資料	48-6 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	—		
		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	48-5 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	48-4 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

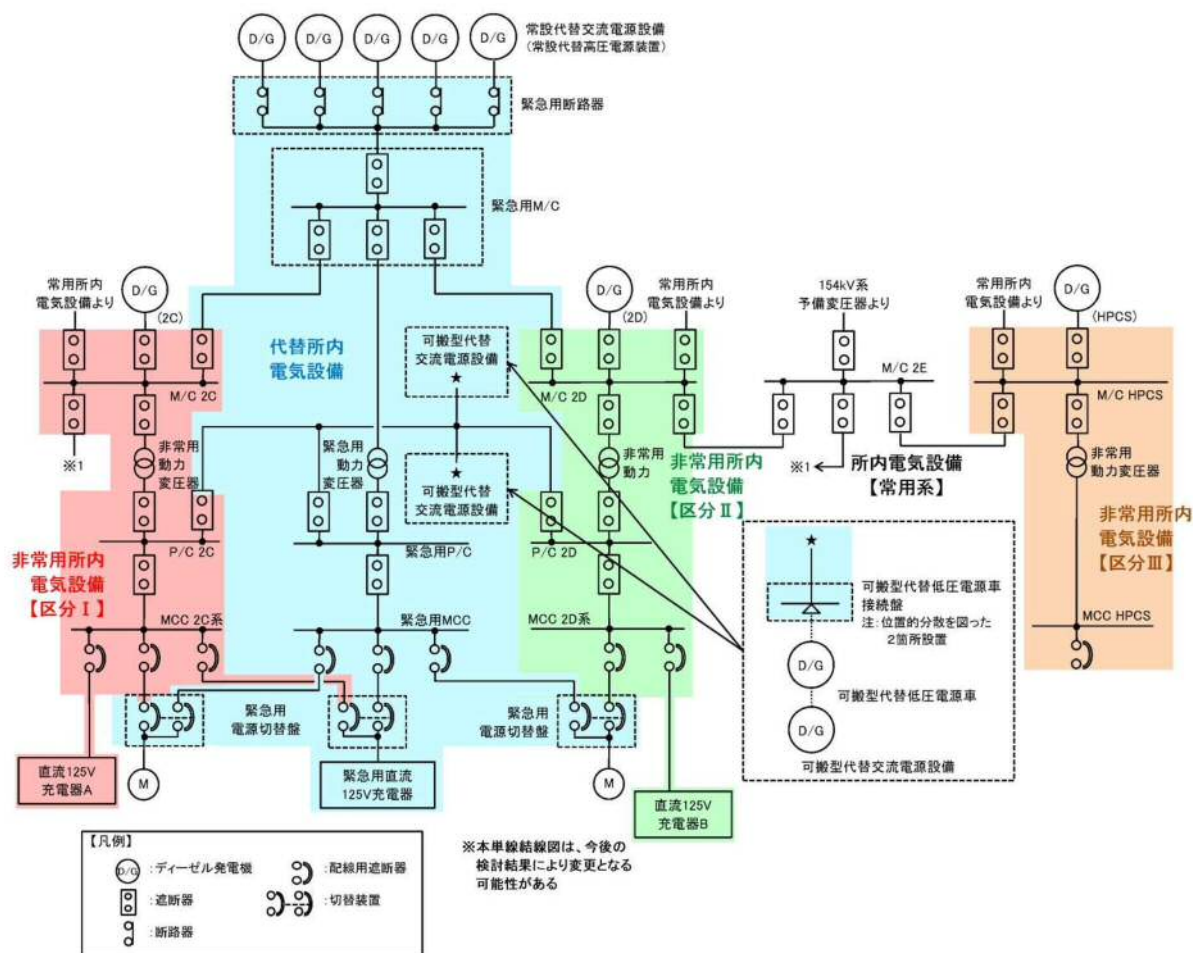
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備				耐圧強化ベント系		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		48-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作(操作スイッチ操作) 現場操作(操作スイッチ操作) 現場操作(弁操作)		A, B d, B f	
			関連資料		48-4 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁, 配管		B, F	
			関連資料		48-6 試験及び検査 (主要設備でない設備について記載)			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が必要		B a	
			関連資料		48-5 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)		(考慮対象なし)		対象外
				関連資料		48-5 系統図		
		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		48-4 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料		48-7 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		48-4 配置図 48-5 系統図		

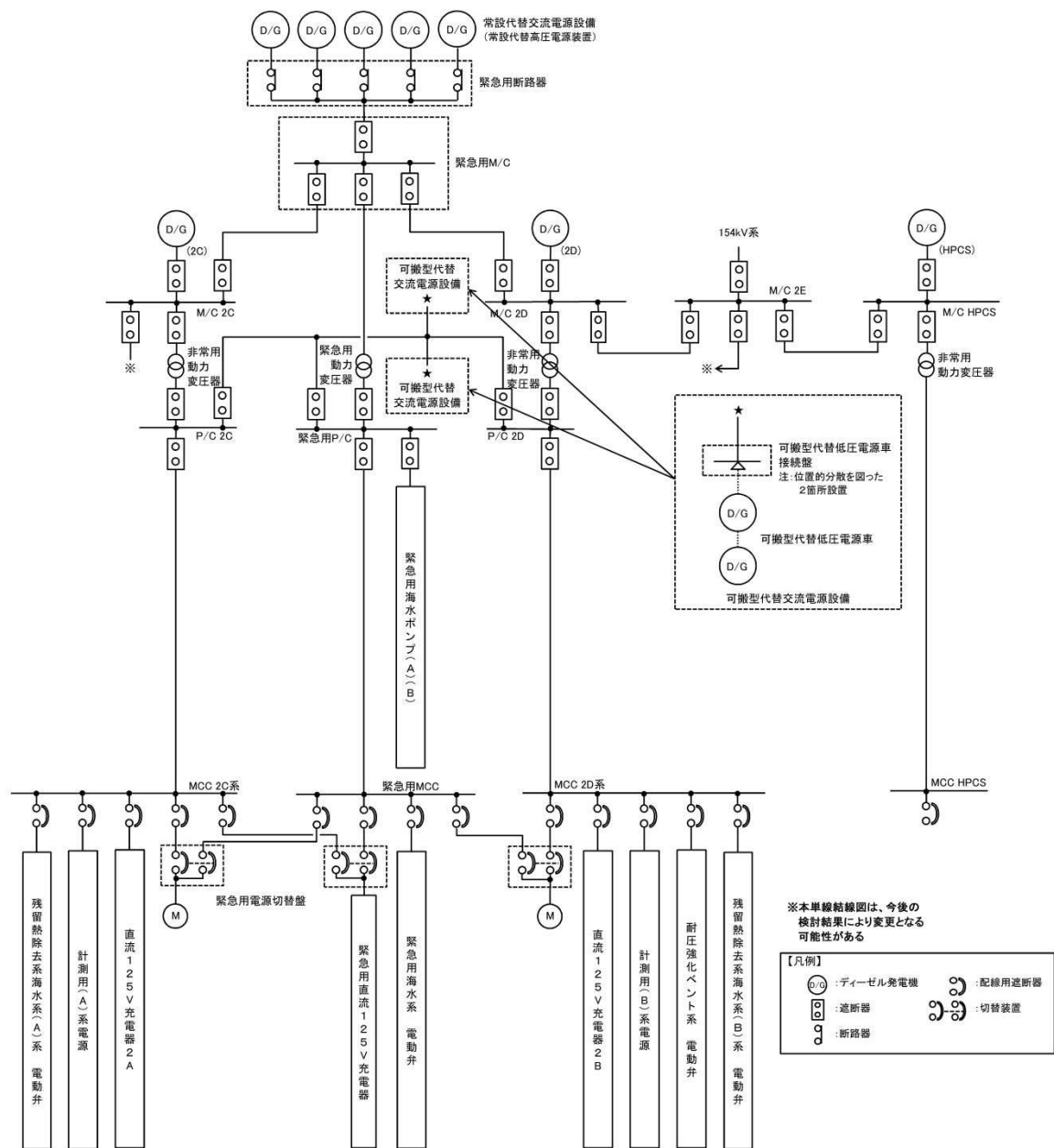
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備				残留熱除去系海水系ポンプ (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		屋外 D	
				荷重		(有効に機能を発揮する) —	
				海水		海水を通水又は海で使用 I	
				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		48-4 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作 A		
			関連資料		48-4 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ A		
			関連資料		48-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要 B b		
			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)		(考慮対象なし) 対象外	
				関連資料		48-5 系統図	
		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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分 B		
			関連資料		—		
		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		防止設備一対象外 (代替対象D B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		—	

48-2 単線結線図

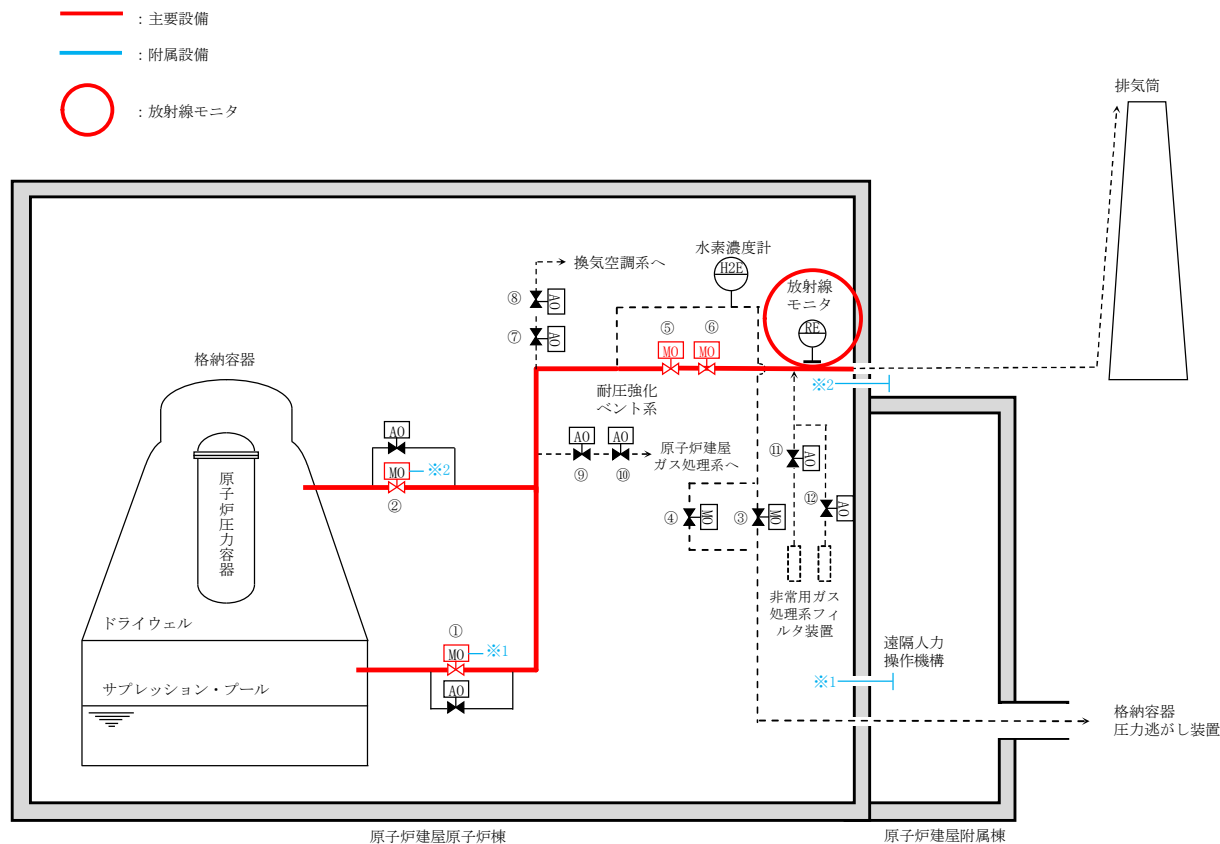


第 48-2-1 図 単線結線図 (1/2)



第 48-2-2 図 単線結線図 (2/2)

48-3 計測制御系統図

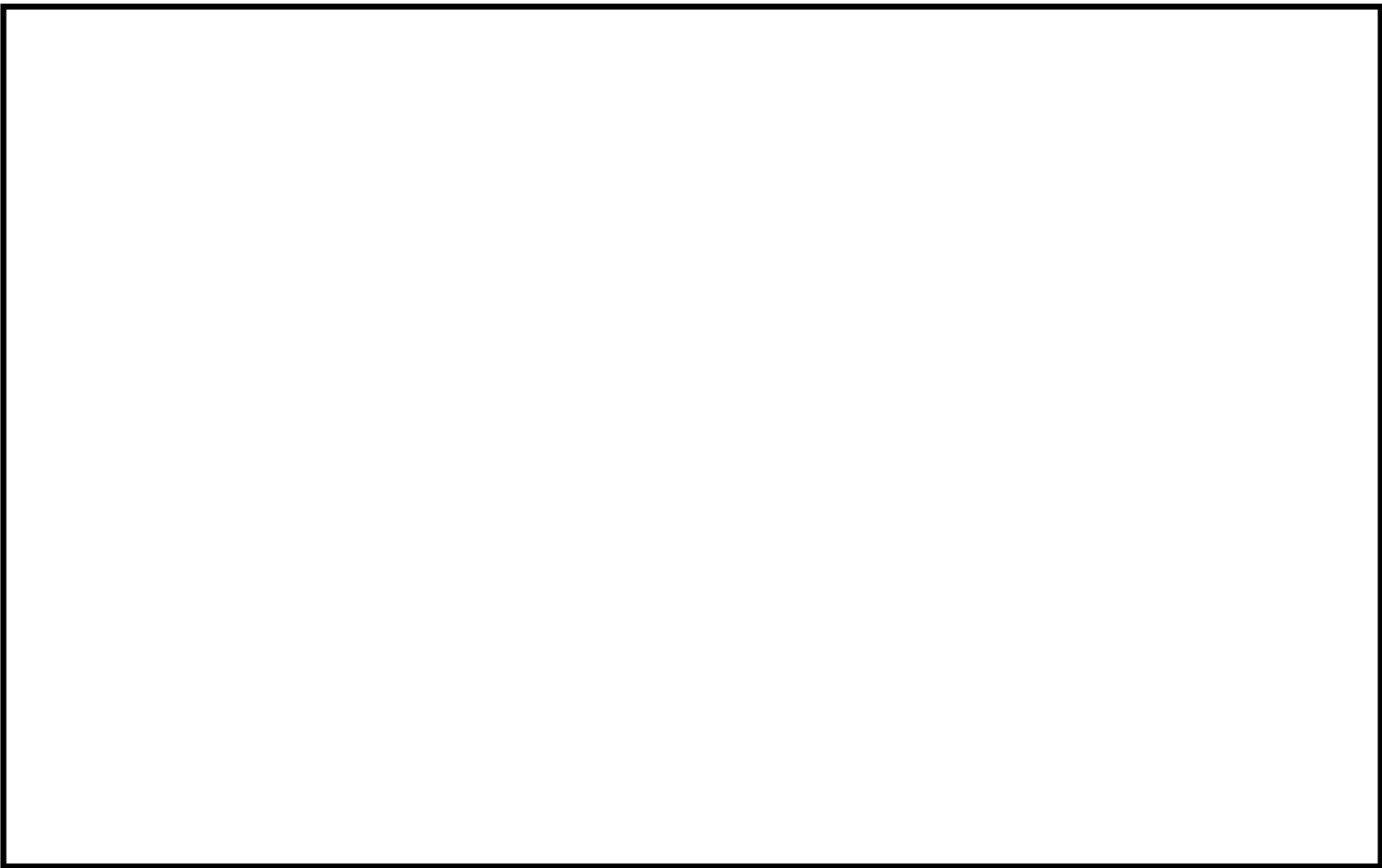


第 48-3-1 図 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

第 48-3-1 表 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

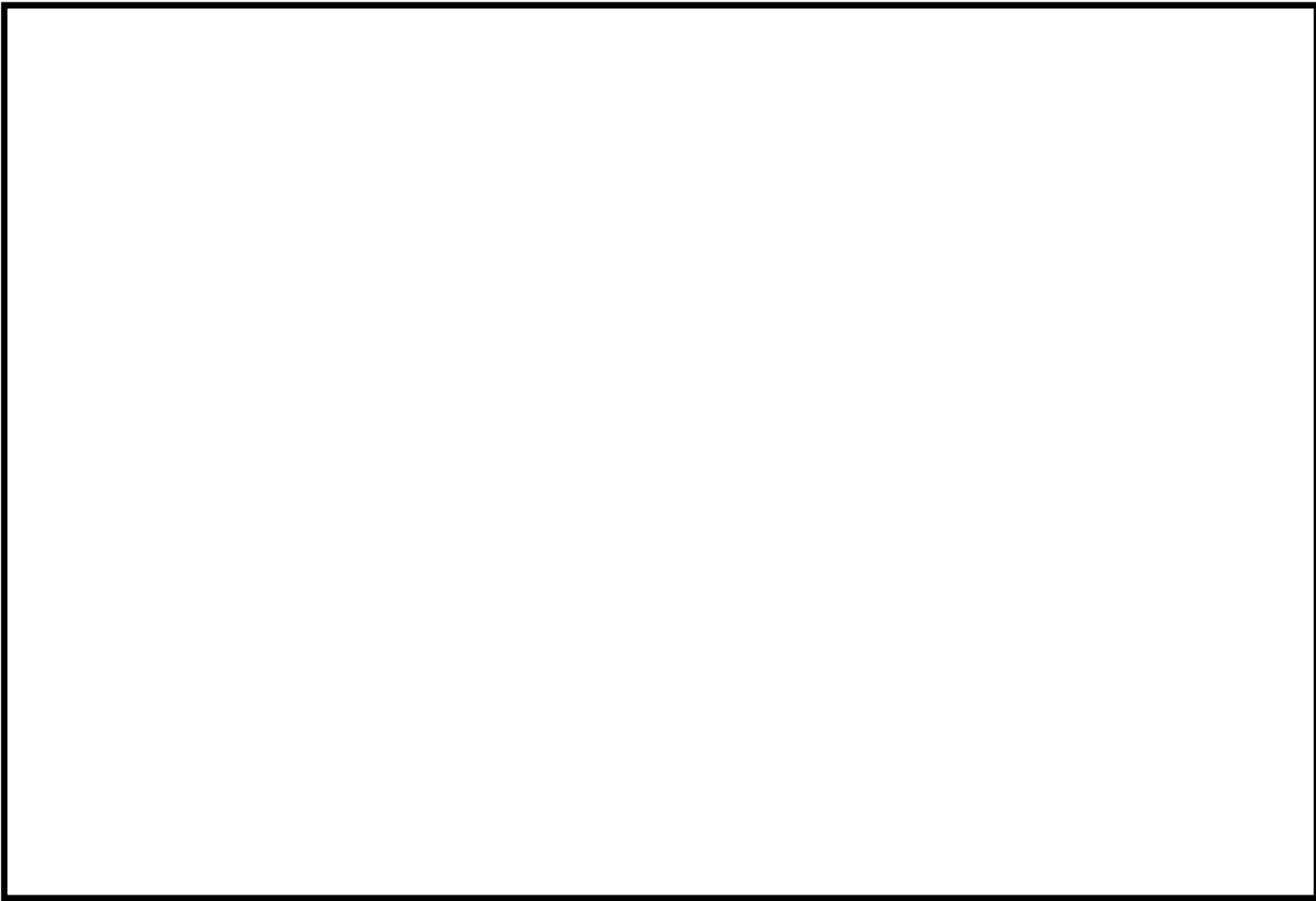
監視パラメータ	計測範囲	個数
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1

48-4 配置図

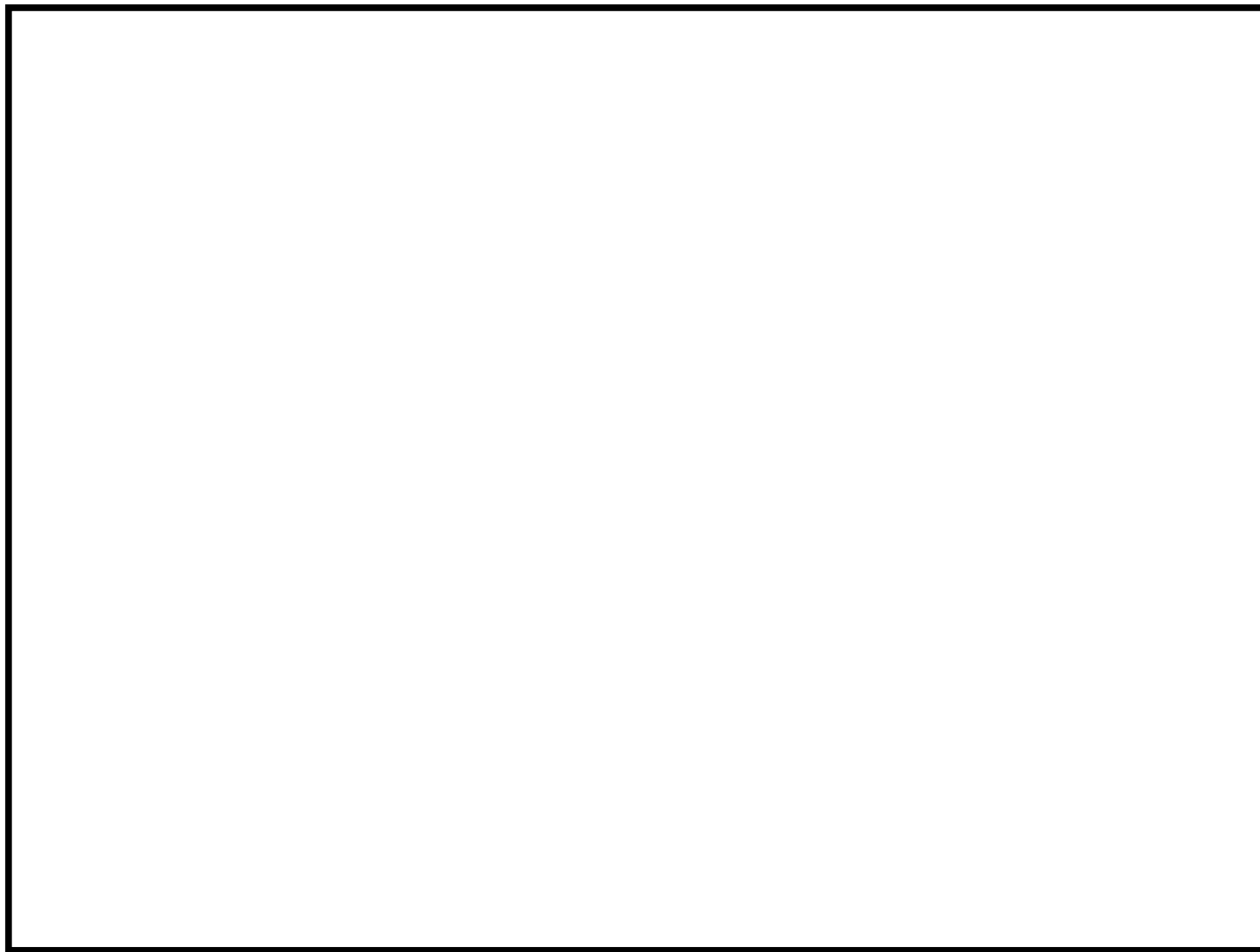


第 48-4-1 図 緊急用海水系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 1 階）

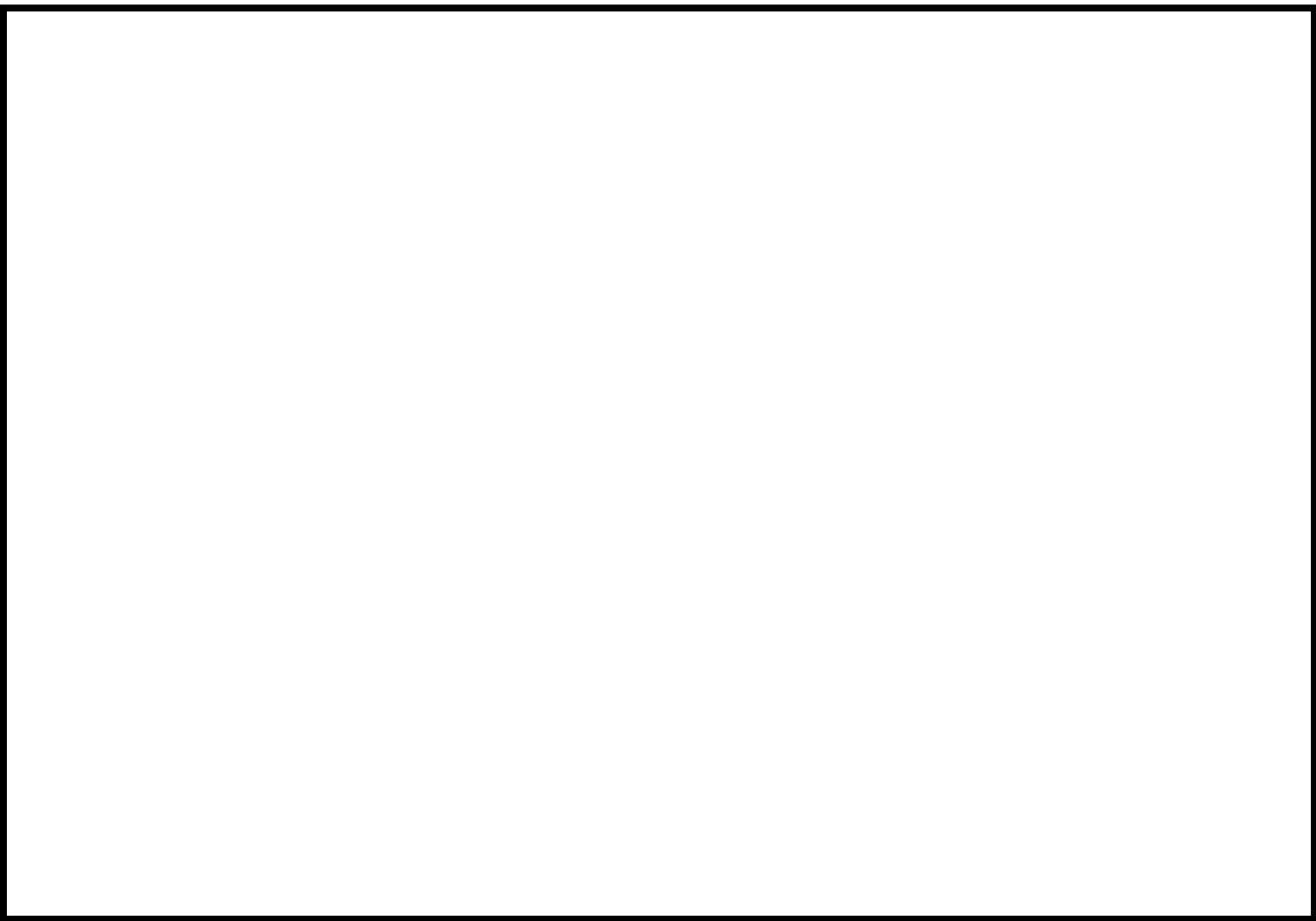
48-4-1



第 48-4-2 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 1 階）

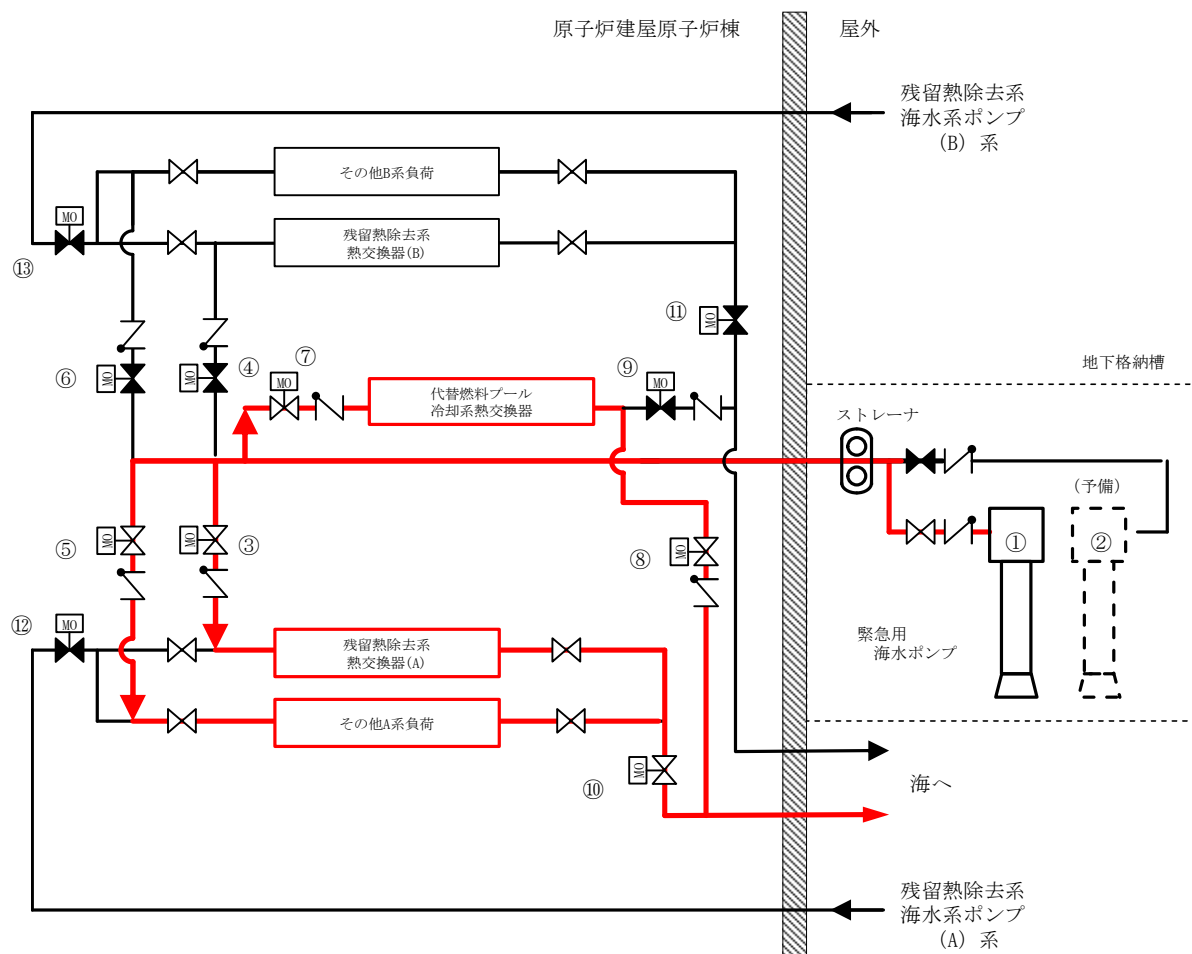


第 48-4-3 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 4 階）



第 48-4-4 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 5 階）

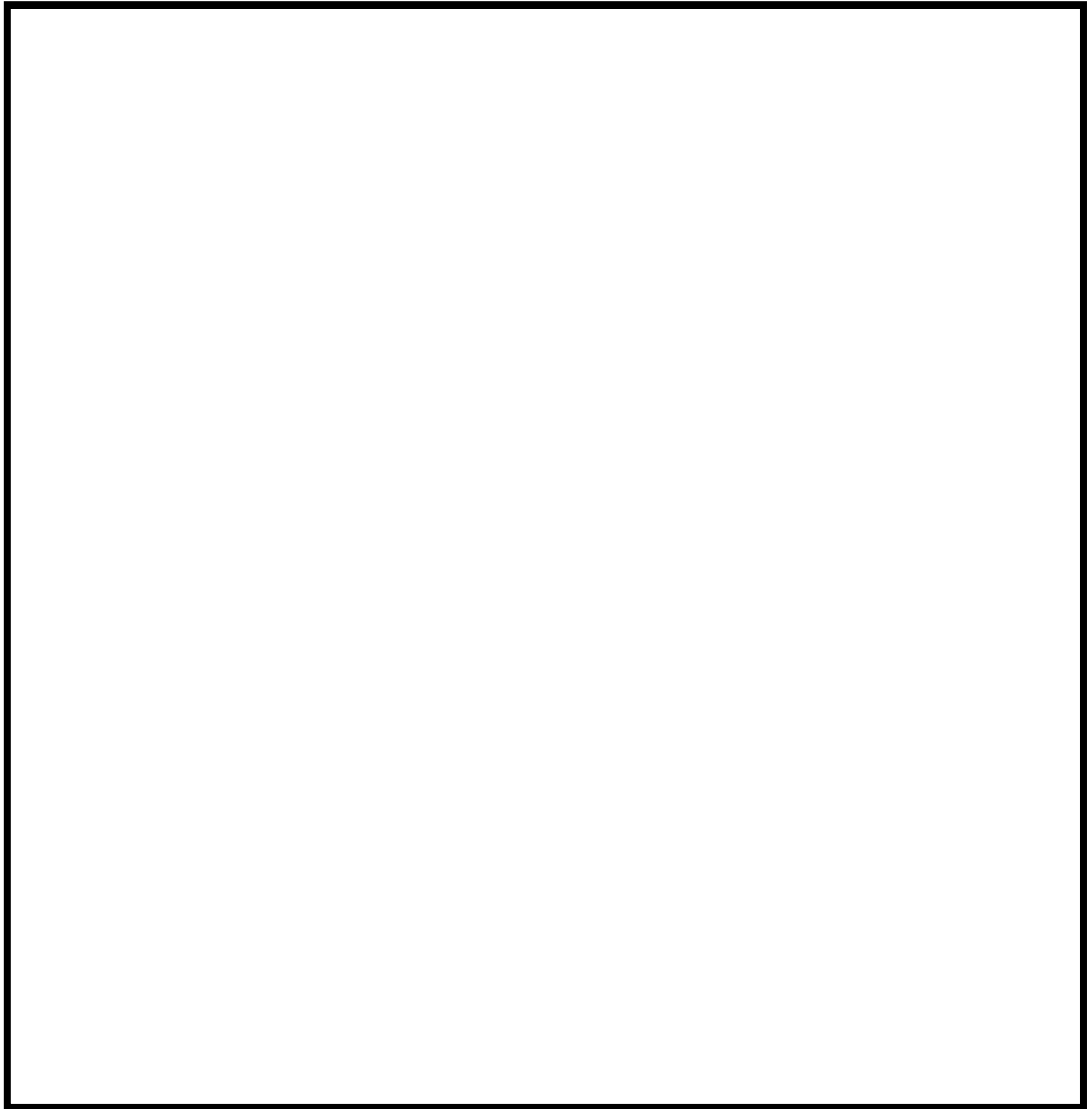
48-5 系統図



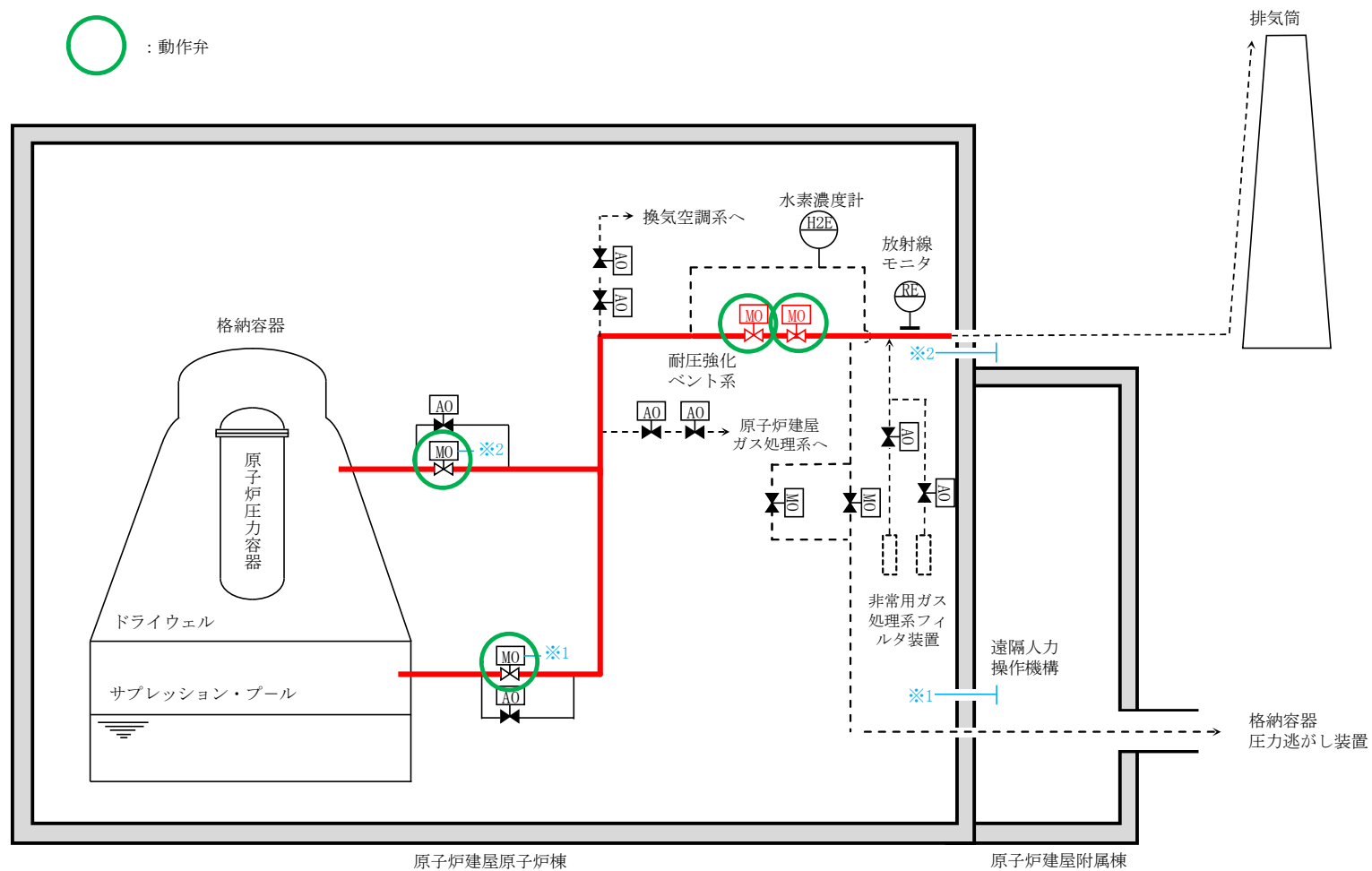
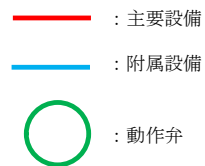
	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ（A）	⑧	緊急用海水系代替F P C系海水出口流量調整弁（A）系
②	緊急用海水ポンプ（B）	⑨	緊急用海水系代替F P C系海水出口流量調整弁（B）系
③	緊急用海水系R H R（A）系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系熱交換器（A）海水出口流量調節弁
④	緊急用海水系R H R（B）系熱交換器隔離弁	⑪	残留熱除去系熱交換器（B）海水出口流量調節弁
⑤	緊急用海水系R H R（A）系補機隔離弁	⑫	残留熱除去系－緊急用海水系 系統分離弁（A）系
⑥	緊急用海水系R H R（B）系補機隔離弁	⑬	残留熱除去系－緊急用海水系 系統分離弁（B）系
⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁		

第 48-5-1 図 緊急用海水系 系統概要図

（残留熱除去系海水系 A 系供給時）



第 48-5-2 図 緊急用海水系配置図



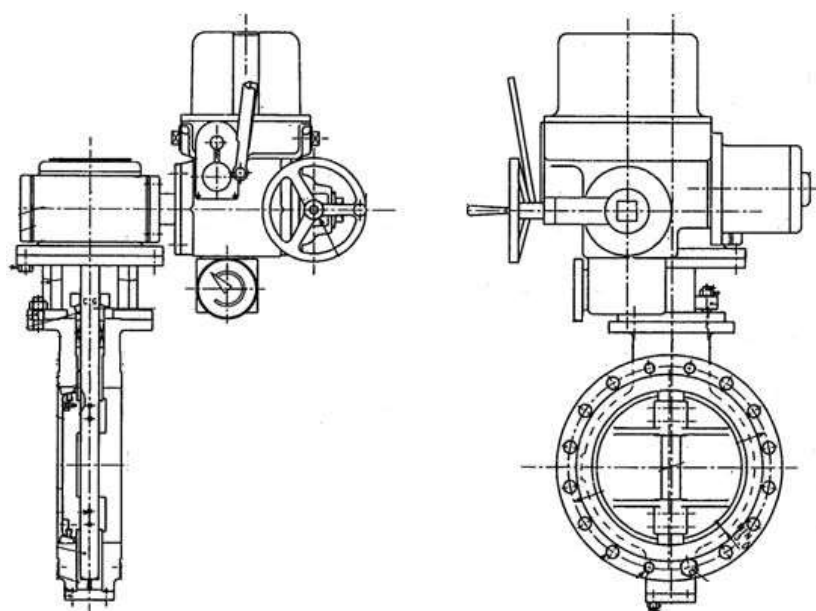
第 48-5-3 図 耐圧強化ベント系 概略系統図

48-6 試験及び検査

【耐圧強化ベント系】

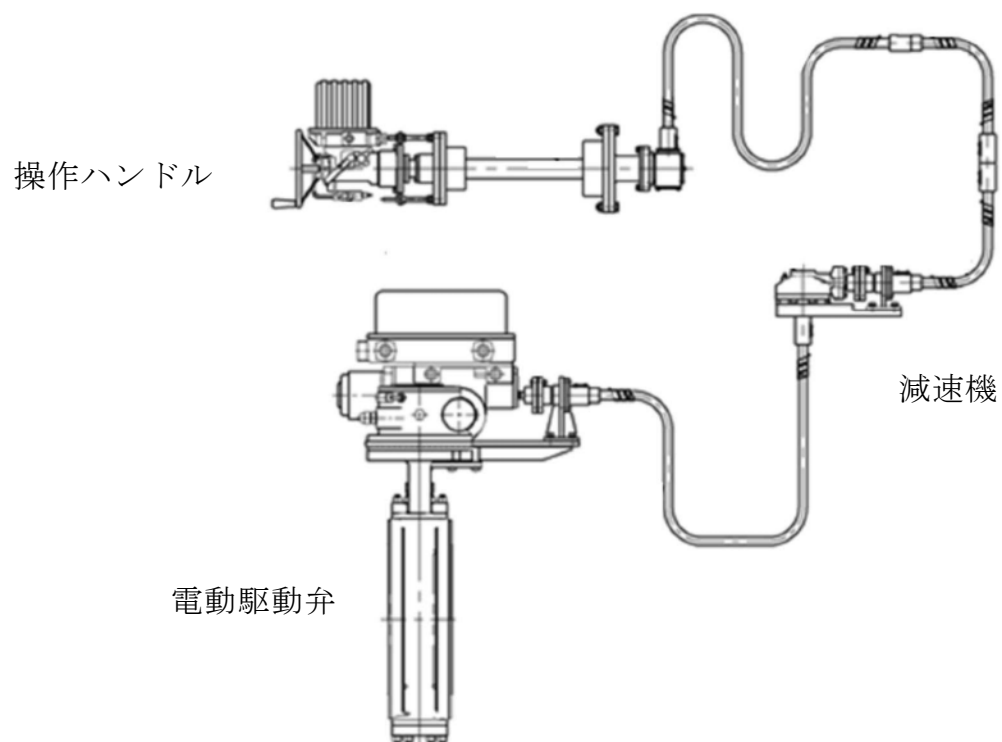
第48-6-1表 耐圧強化ベント系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	(弁) 分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む）又は 取替
	(弁) 機能・性能検査	漏えい確認
		開閉動作の確認
	(遠隔人力操作機構) 機能・性能検査	動作確認



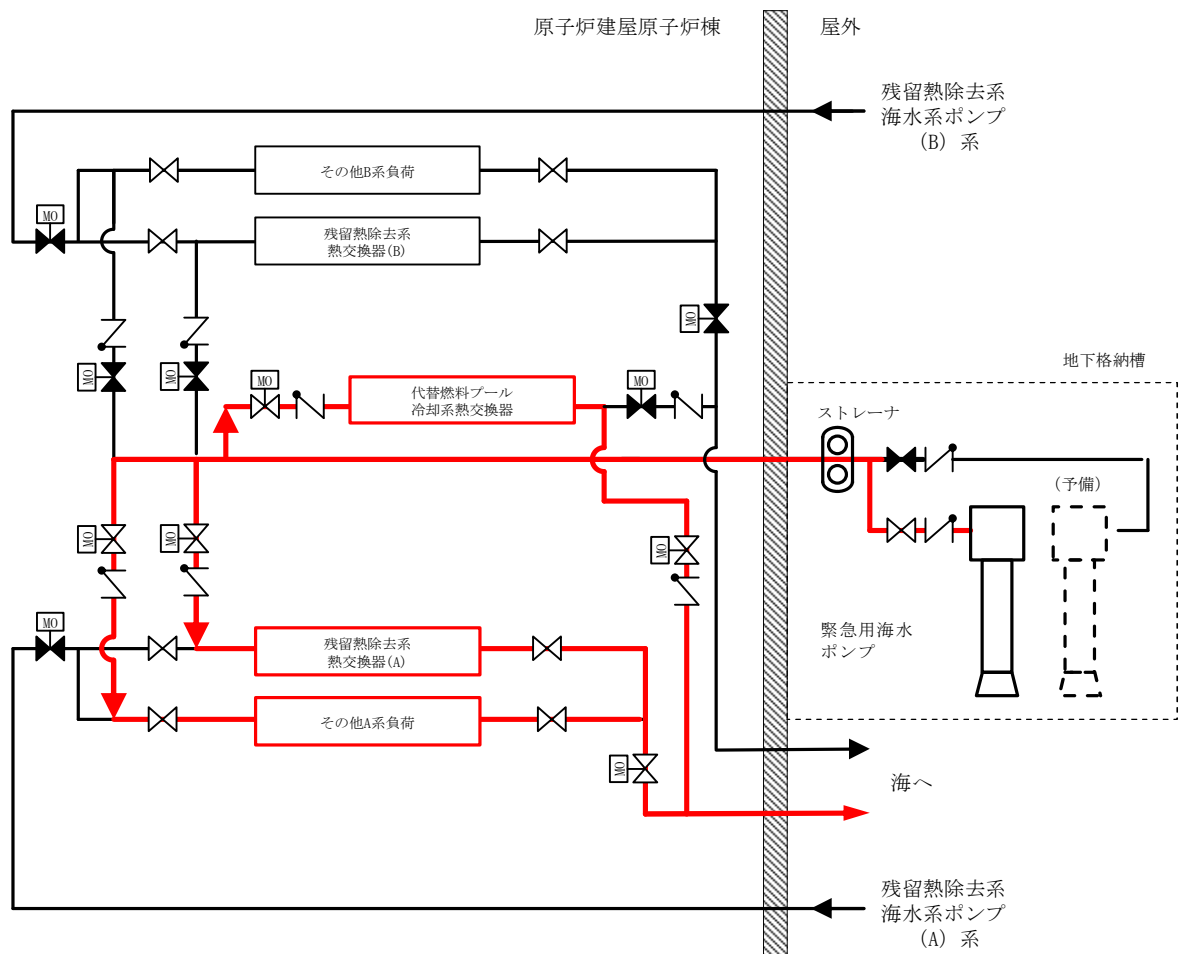
配管よりフランジを切り離す
ことにより，弁の分解点検が可能

第 48-6-1 図 電動駆動弁外形図



第 48-6-2 図 遠隔人力操作機構外形図

【緊急用海水系】



第 48-6-3 図 緊急用海水系運転性能検査系統図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)

48-7 容量設定根拠

名称		緊急用海水ポンプ
容量	m ³ /h/台	834以上（注1）,（約844（注2））
全揚程	m	120（注1）,（約130（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW/台	510
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】 緊急用海水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。 緊急用海水系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備である。 緊急用海水系は、津波等の影響により故障することのないよう地下格納槽に設置した常設のポンプ等で構成する。 系統構成は、緊急用海水ポンプより既設の残留熱除去系海水系配管に接続し、海水を残留熱除去系熱交換器に供給する系統である。 なお、緊急用海水ポンプは2台設置する。		

1. 容量 $834\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 以上

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備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に必要な海水供給量を有する設計とする。

容量としては、基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合でも、格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な流量とし、ポンプ1台当たり $834\text{m}^3/\text{h}$ 以上を供給可能な設計とし、一定の裕度を見込んだ約 $844\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ を公称値とする。

<要求値>

①残留熱除去系熱交換器他 : $690\text{m}^3/\text{h}$ 以上

②代替燃料プール冷却系熱交換器 : $144\text{m}^3/\text{h}$

$$\text{①} + \text{②} = 834\text{m}^3/\text{h}$$

2. 全揚程 130m

前項①と②の同時使用時の流量調整弁の圧損等をした揚程としては 120m であり、これに、一定の裕度を見込み公称値は約 130m とする。

3. 最高使用圧力 $2.45\text{MPa}[\text{gage}]$

緊急用海水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切揚程、建屋内配管の静水頭に裕度を考慮し $2.45\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

①ポンプ締切揚程 $2.01\text{MPa}[\text{gage}]$

②静水頭 $0.05\text{MPa}[\text{gage}]$

合計 $2.06\text{MPa}[\text{gage}] \quad \rightleftharpoons \quad 2.45\text{MPa}[\text{gage}]$

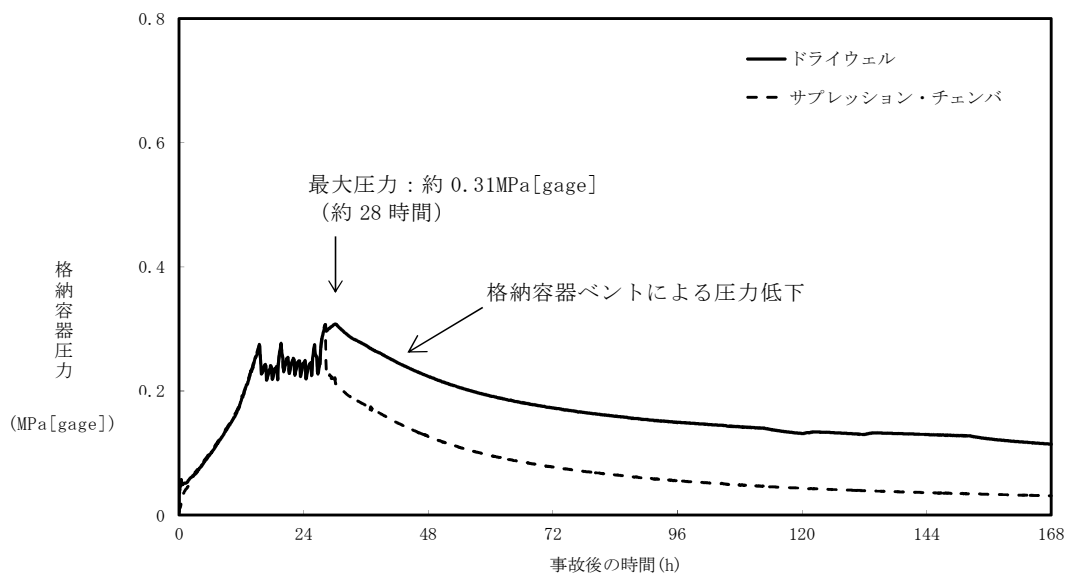
4. 最高使用温度 38℃

緊急用海水ポンプの最高使用温度は、既設の残留熱除去系海水系ポンプの最高使用温度に合わせ38℃とする。

5. 電動機出力 510kW

電動機出力は、緊急用海水ポンプの容量約844m³/h，全揚程約130m及び電動機効率□%を考慮し，510kWとする。

名称		耐圧強化ベント系（系統容量）
最高使用圧力	MPa[gage]	0.31(0.62)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 0.014(0.62)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
最高使用温度	℃	171(200)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 72(200)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
設計流量	Kg/h	48,000
機器仕様に関する注記		（ ）内の数値は，重大事故等時の値を示す。
(1) 最高使用圧力 ①不活性ガス系から二次隔離弁まで 不活性ガス系との接続点から圧力境界となる二次隔離弁までは，不活性ガス系配管の最高使用圧力に合わせ，0.31MPa[gage]とする。 ②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで 圧力境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは，非常用ガス処理系配管の最高使用圧力に合わせ，0.014MPa[gage]とする。 ③重大事故等時使用圧力 格納容器の最高使用圧力の2倍である0.62MPa[gage]とする。 炉心損傷前の格納容器ベントは，格納容器圧力が最高使用圧力である0.31MPa[gage]に到達後，実施することとなる。そのため，実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある0.62MPa[gage]を，耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする（第1図参照）。		



第1図 格納容器圧力の推移（L O C A時注水機能喪失）

(2) 最高使用温度

①不活性ガス系から二次隔離弁まで

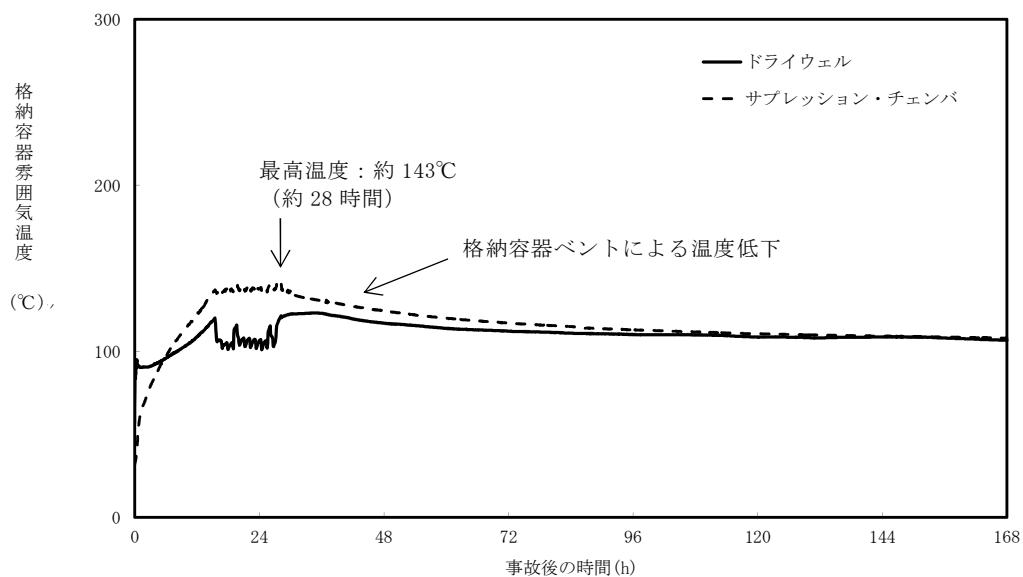
不活性ガス系との接続点から温度境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用温度に合わせ、171℃とする。

②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで

温度境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用温度に合わせ、72℃とする。

③重大事故等時使用温度

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオであるL O C A時注水機能喪失において、ベント使用時の格納容器内雰囲気温度は200℃以下となることを確認している。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も200℃以下となることから、重大事故時等使用温度を200℃とする（第2図参照）。



第2図格納容器温度推移（L O C A時注水機能喪失）

(3) 設計流量（ベントガス流量）

格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の1%崩壊熱相当の発生蒸気量48,000kg/hを排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から3時間後であり、その際の格納容器内における発生蒸気量は13.4kg/sとなる。

一方、有効性評価シナリオであるL O C A時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約28時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

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

設備概要（自主対策設備を含む。）

以下に、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として、以下を整備する。

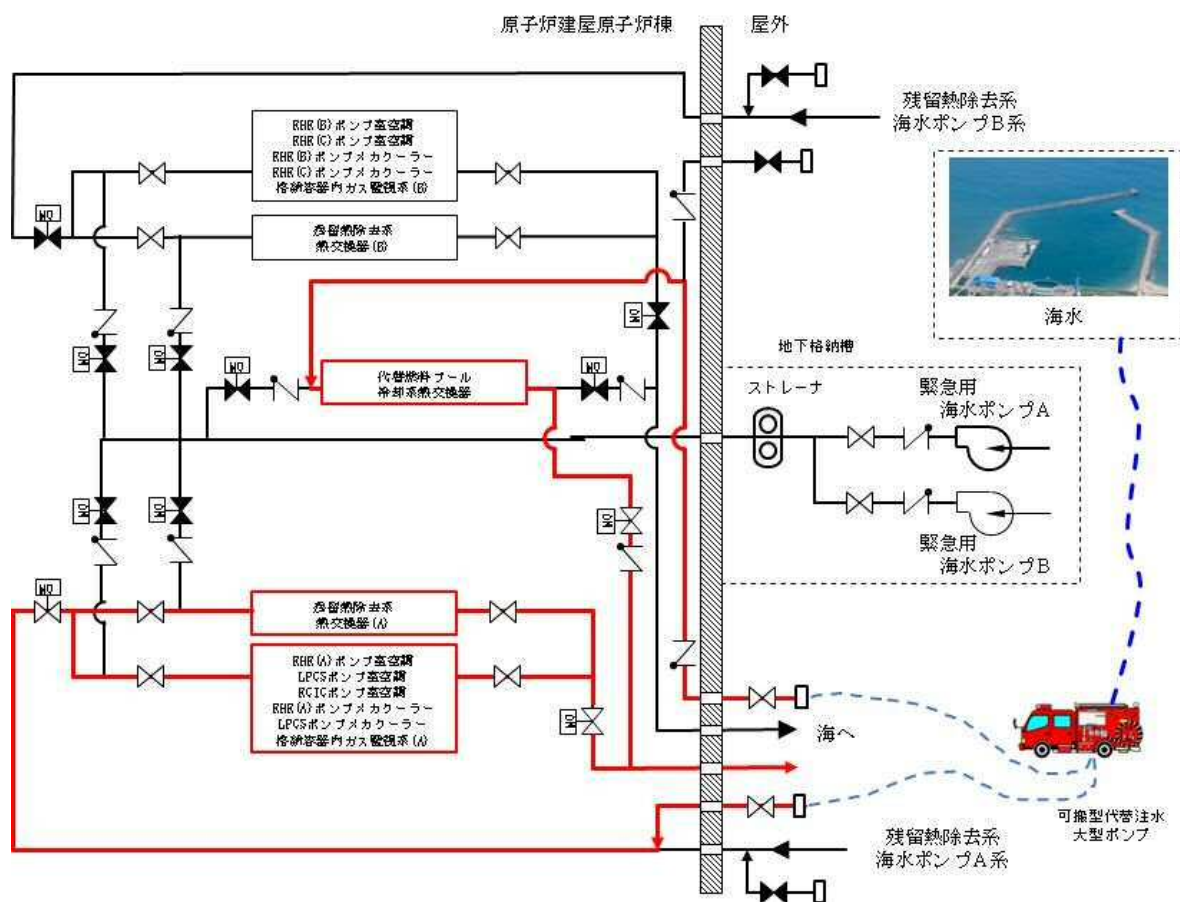
(1) 代替残留熱除去系海水系（可搬型）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系（可搬型）を整備する。

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、配管・弁、残留熱除去系熱交換器から構成される。

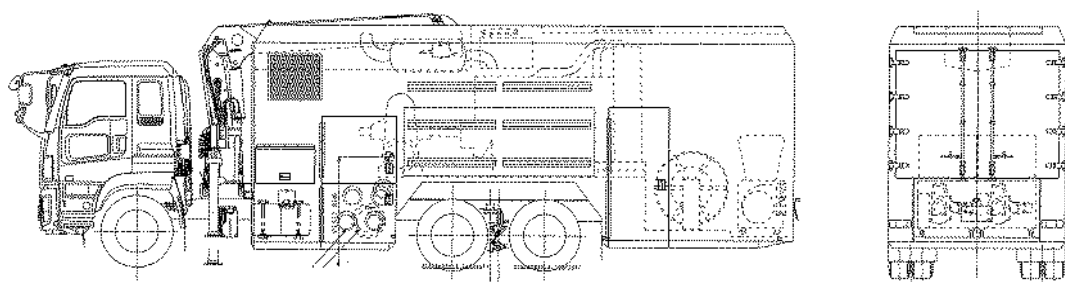
可搬型代替注水大型ポンプ及びホース等の可搬設備は、可搬型設備保管場所に保管する。

可搬型代替注水大型ポンプ外観図を第 48-8-1 図に、本系統全体の概要図を第 48-8-2 図に示す。



第 48-8-1 図 代替残留熱除去系海水系（可搬型）系統概要図

（残留熱除去系海水系 A 系及び代替燃料プール冷却系接続例）



第 48-8-2 図 代替残留熱除去系海水系

可搬型代替注水大型ポンプ外観図

49-1 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49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				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	49-3 配置図, 49-3 配置図	
		第2号		操作性	中央制御室操作	A
				関連資料	49-4 系統図	
		第3号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F
				関連資料	49-5 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	49-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	49-4 系統図	
		第6号		設置場所	中央制御室から操作可能な設備	B
				関連資料	49-3 配置図	
	第2項	第1号		常設SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
				関連資料	49-6 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49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				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	I
				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		49-3 配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B	
			関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 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, ホース, 車両	A, B, F, M	
			関連資料		49-5 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		49-4 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		49-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場操作	A a	
			関連資料		49-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		重大事故等への対処に必要な容量2セットに加え予備を確保	A	
			関連資料		49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	B	
			関連資料		49-7 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		49-3 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		49-3 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		49-8 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		49-9 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		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）

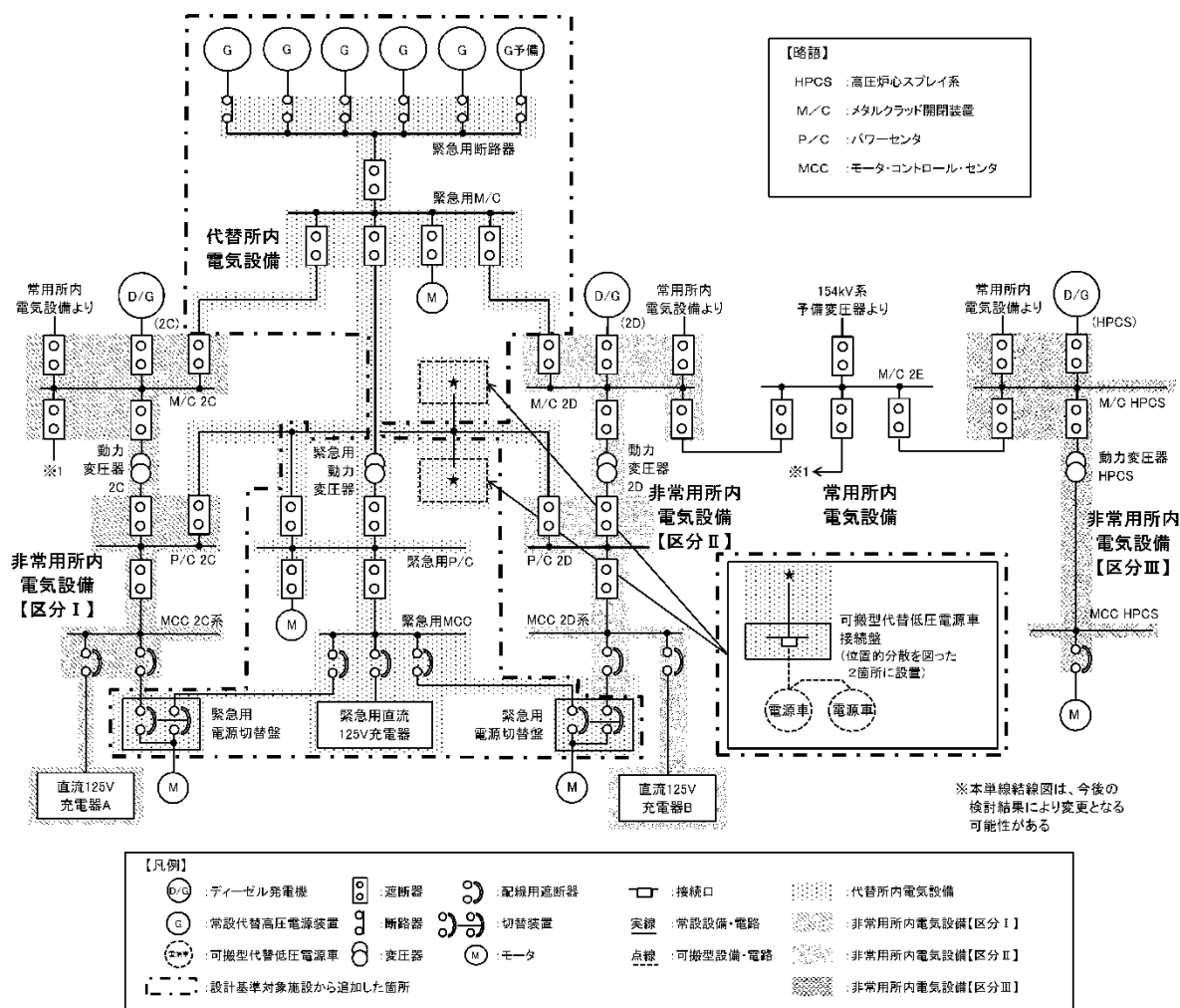
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） （設計基準拡張）	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	ポンプ，弁，配管	A， B， F
			関連資料	—	
		第4号	切替え性	当該設備の使用に当たり系統切替が不要	B b
			関連資料	—	
		第5号	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	中央制御室から操作可能な設備	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 施設と同市用の容量で設計）	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－（共通要因の考慮対象設備なし）－屋内	対象外
			サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源	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）

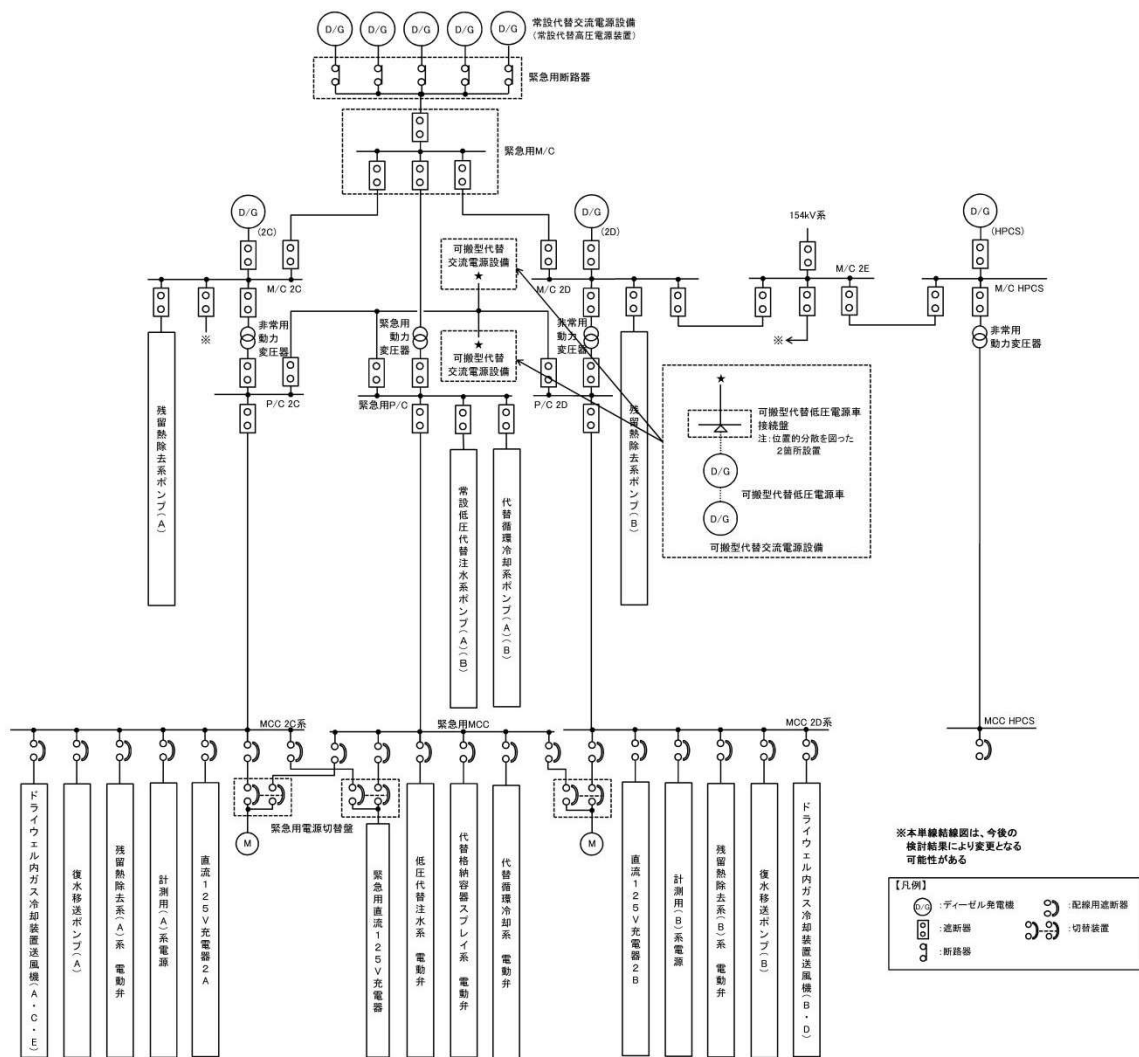
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				滞留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）（設計基準拡張）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—
				海水		(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—
				関連資料		—		
		第2号	操作性		中央制御室操作		A	
			関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁, 配管		A, B, F	
			関連資料		—			
		第4号	切替え性		当該設備の使用に当たり系統切替が不要		B b	
			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		中央制御室から操作可能な設備		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 施設と同一市用の容量で設計)		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－(共通要因の考慮対象設備なし)－屋内		対象外
				サポート系要因		対象(サポート系あり)－異なる駆動源		C a
				関連資料		本文		

49-2 電源構成図

49-2-1

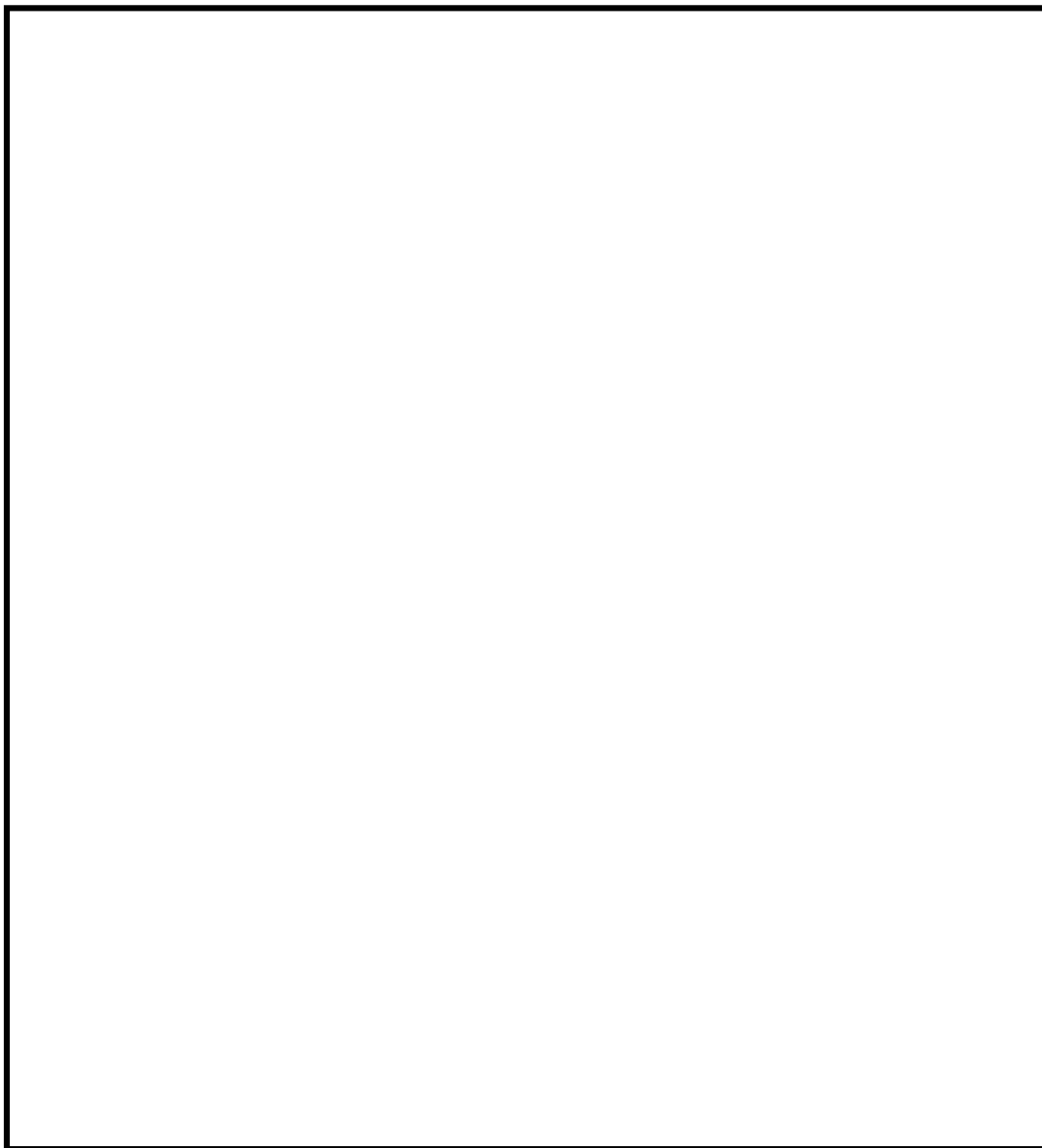


第 49-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1／3）

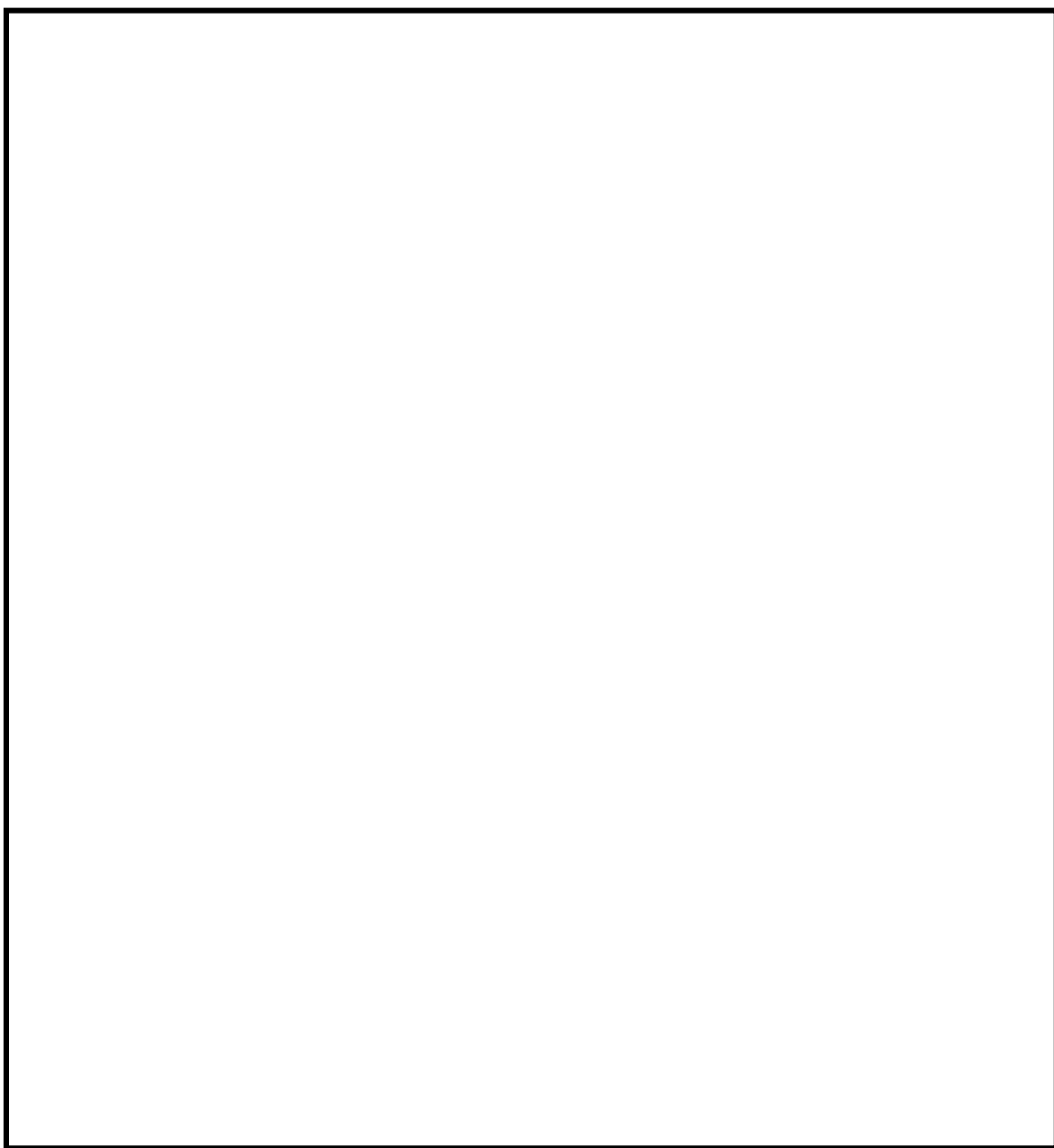


第 49-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/3)

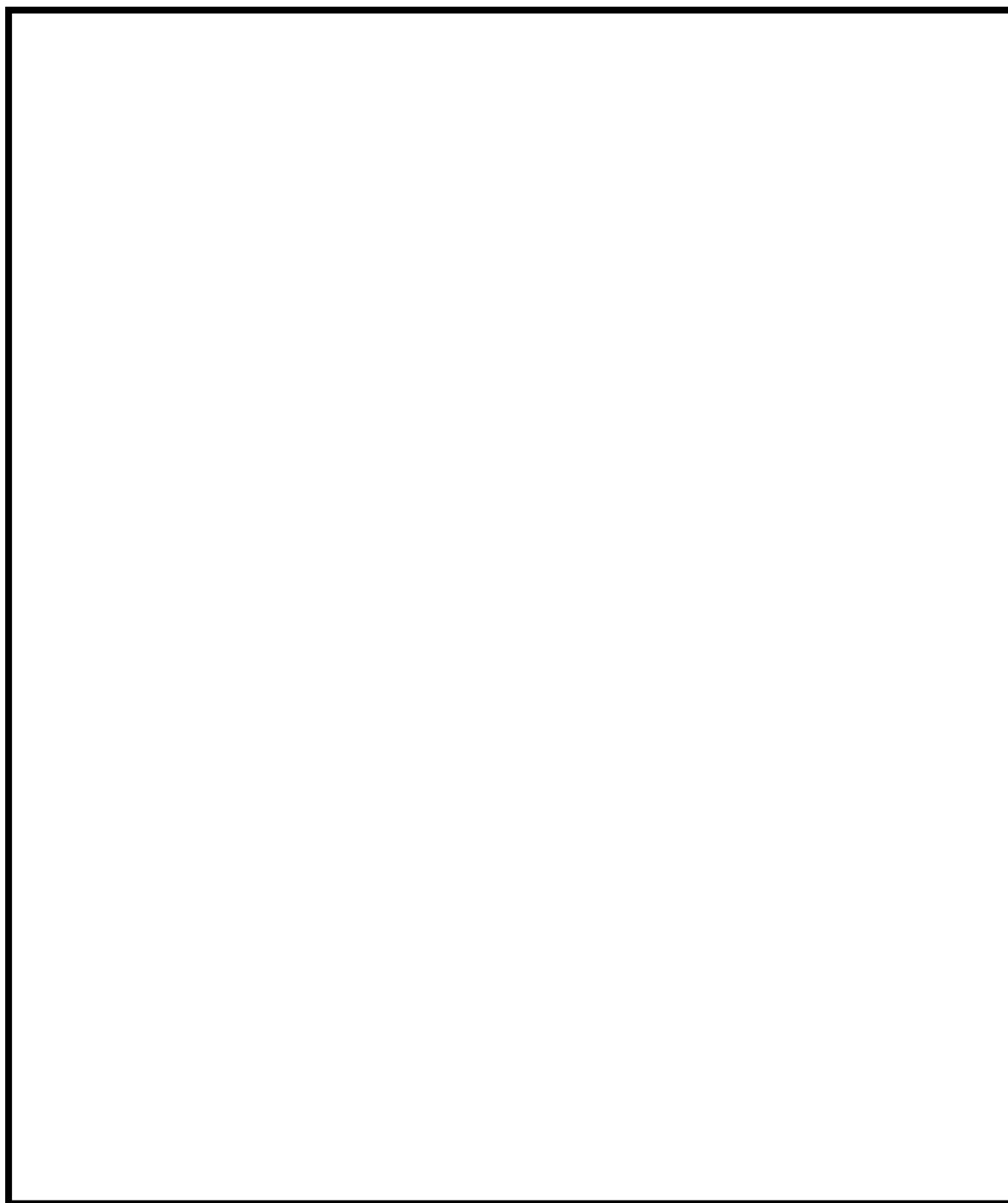
49-3 配置図



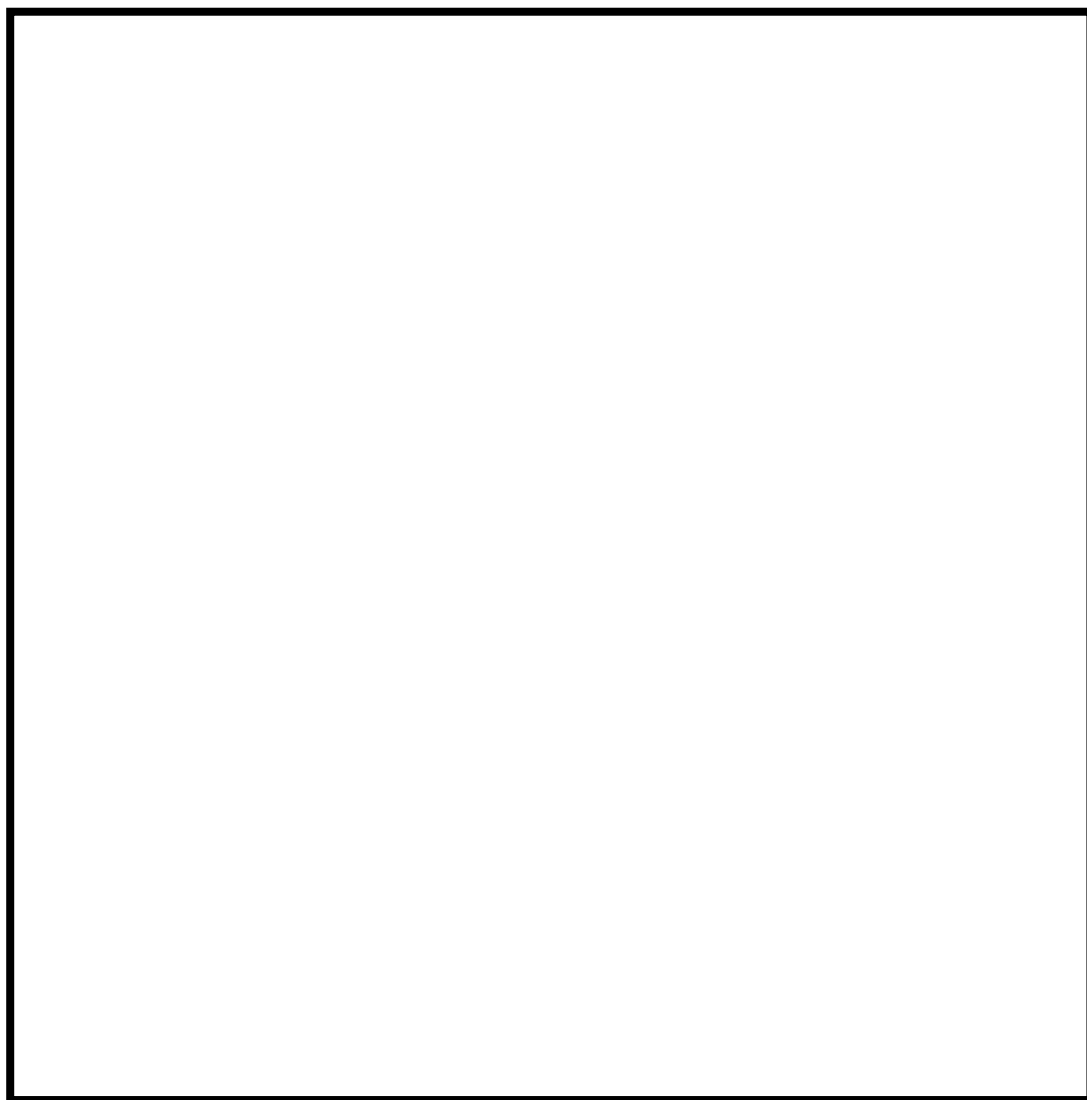
第 49-3-1 図 構内全体配置図



第 49-3-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (1/3)



第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (2/3)



(新設する弁を示す)

第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (3/3)

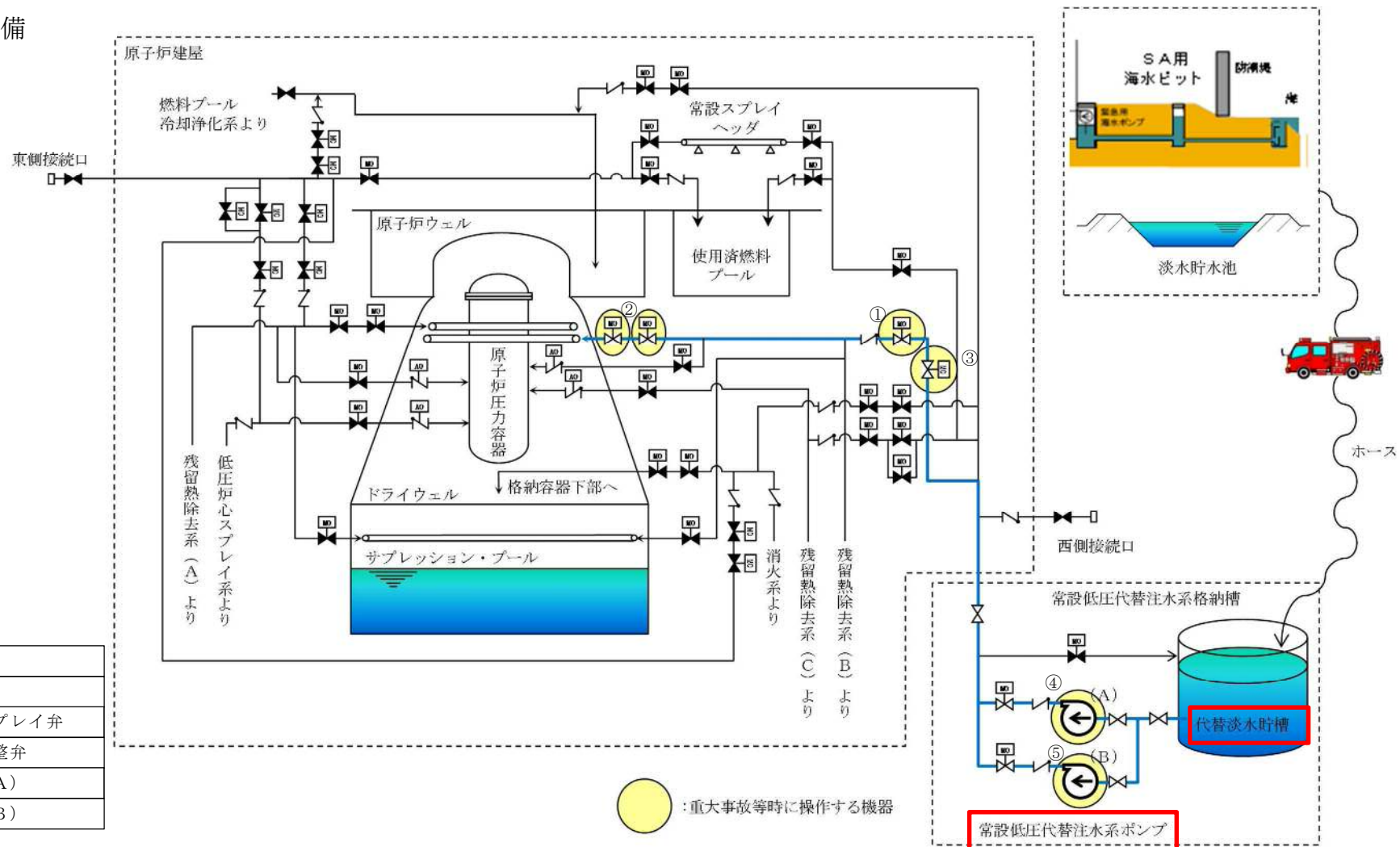
(原子炉建屋 4 階)

49-4 系統図

49-4-1

□ : 主要設備

— : 流路



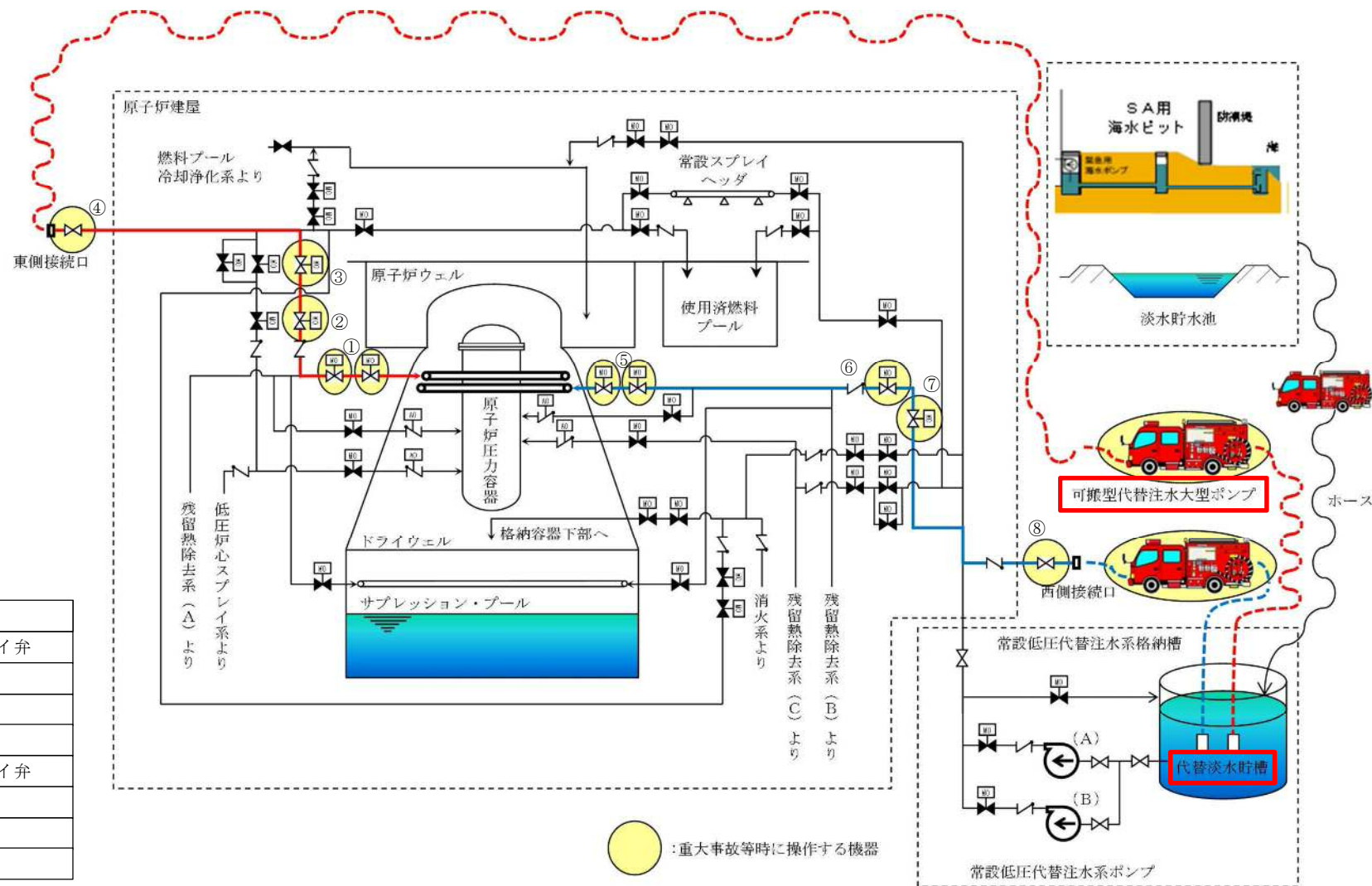
第 49-4-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 系統概要図

□ : 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
①残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁
②代替格納容器スプレイ注水弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④東側接続口附属の弁
⑤残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁
⑥代替格納容器スプレイ注水弁
⑦代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑧西側接続口附属の弁

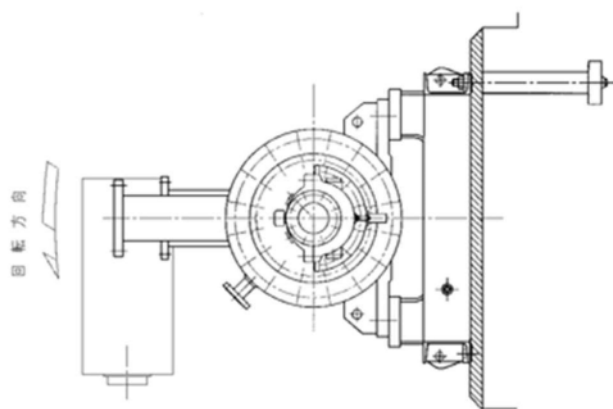
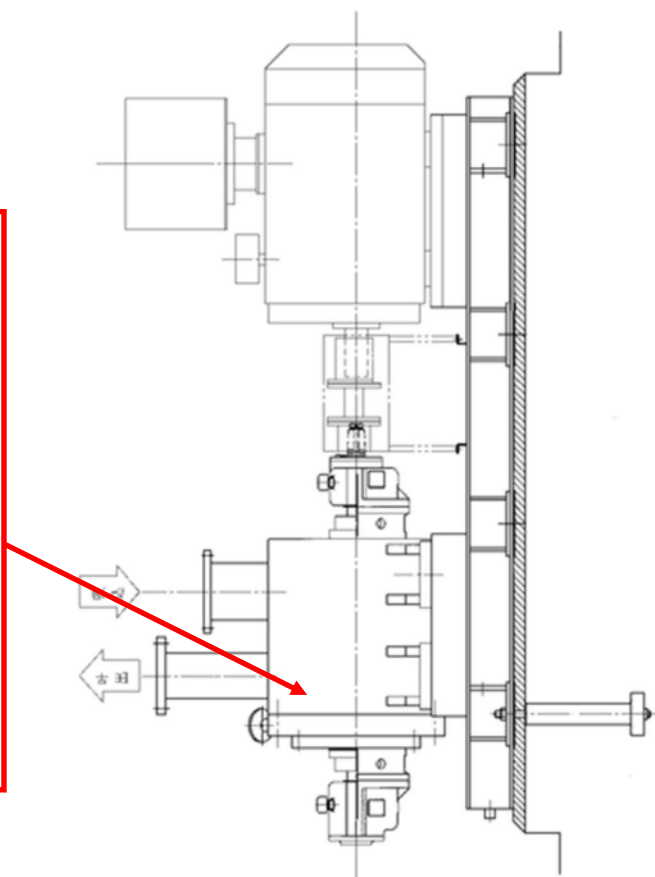


第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図

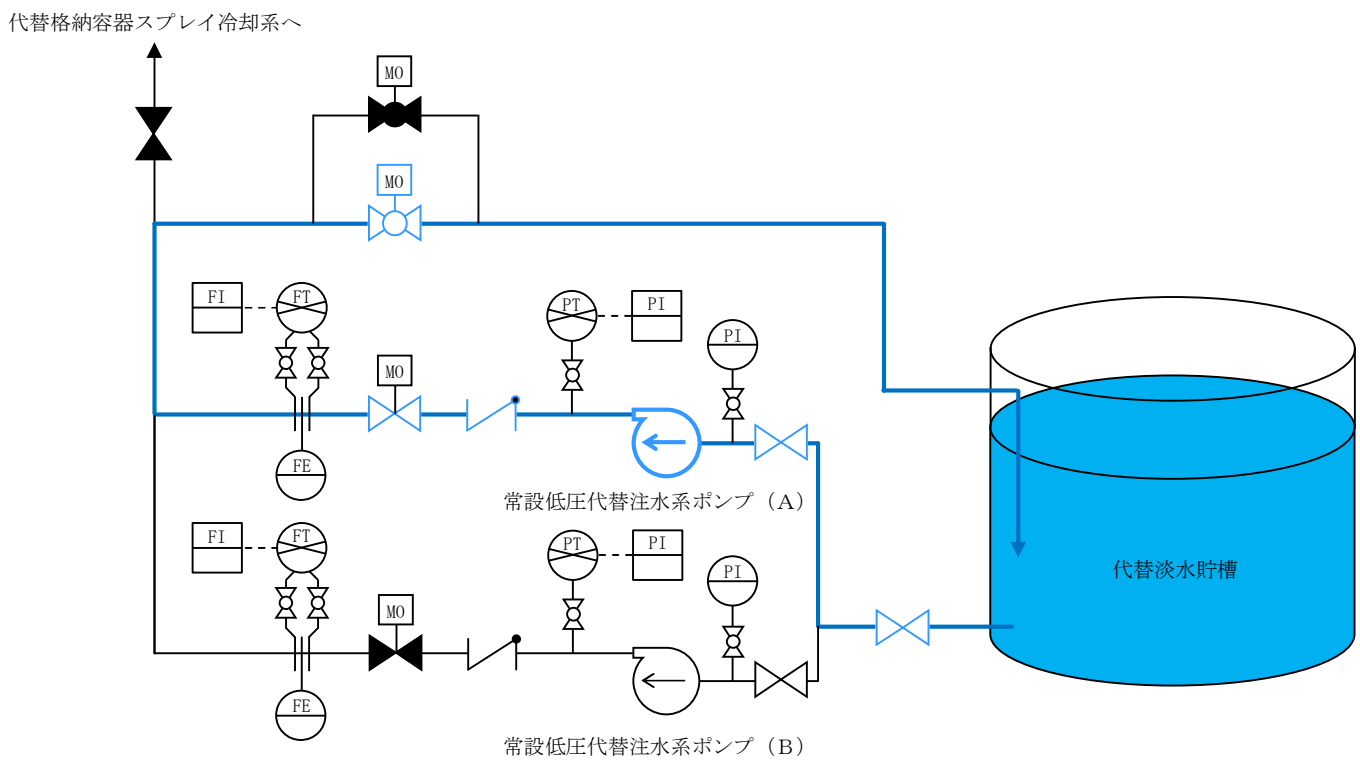
49-5 試験及び検査

49-5-1

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。

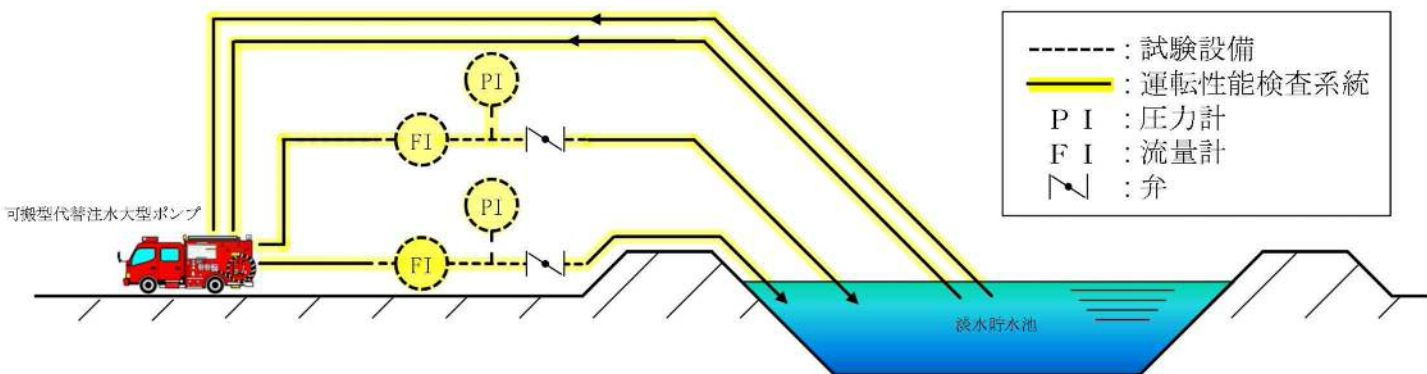


第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



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 49-5-2 図 運転性能検査系統図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）



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 49-5-3 図 運転性能検査系統図 代替格納容器スプレー冷却系
(可搬型代替注水大型ポンプ)

49-6 容量設定根拠

49-6-1

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容 量	m ³ ／h／個	150（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
電動機出力	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。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，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，格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。 また，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する。 これらの系統構成は，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，残留熱除去系配管を経由して，格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより格納容器内にスプレイ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代替格納容器スプレイ冷却系（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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量は，炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合），L O C A時注水機能喪失及び格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，格納容器へのスプレイ流量が $300\text{m}^3/\text{h}$ であり，ポンプ2個運転において1個当たり $150\text{m}^3/\text{h}$ が必要となることから，約 $200\text{m}^3/\text{h}$ （公称値）の容量を確保する設計とする。

また，格納容器スプレイ冷却系は，低圧代替注水系（常設）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

格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は，格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力（大気開放である代替淡水貯槽と格納容器の圧力 0.604MPa の圧力差），静水頭，機器圧損，配管・及び弁類圧損を基に 144m となることから，約 200m （公称値）の揚程を確保可能な設計とする。

＜移送先の圧力約 0.604MPa の場合＞

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 $\approx$ 144m

以上より，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する場合の常設
低圧代替注水系ポンプの全揚程は144mである。

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 66℃

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポ
ンプの最高使用温度は，水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃
とする。

5. 電動機出力

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量 $200\text{m}^3/\text{h}$ 、揚程 200m の時の必要軸動力は、下記の式より約 $\square$ kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times ((200/3600) \times 200) / (\square/100) \\ &= \square \text{ kW} \div \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m^3) = 1000

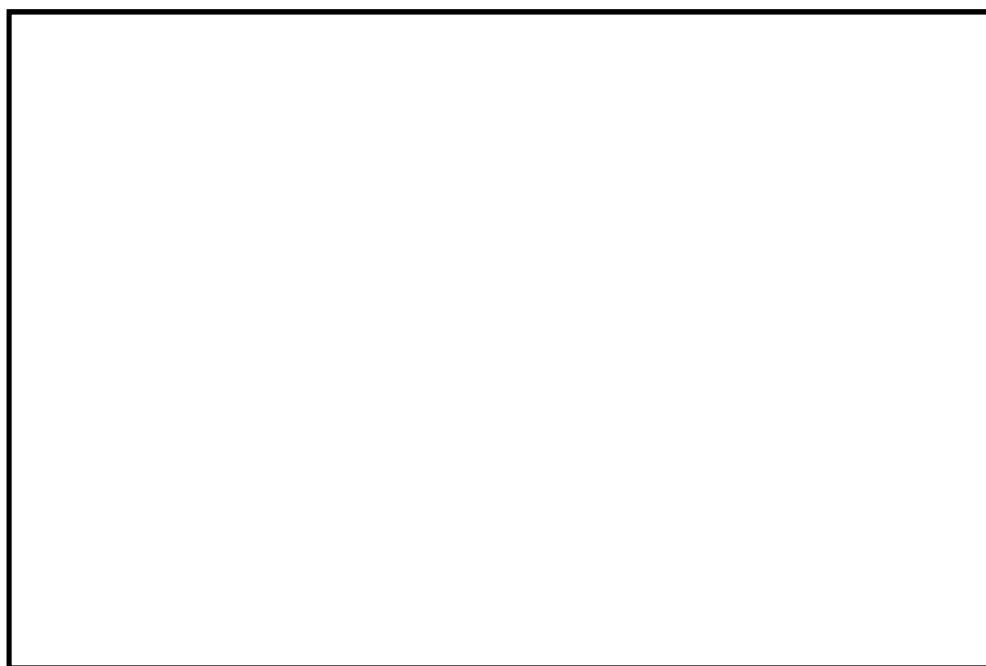
g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m^3/h) = 200

H : ポンプ揚程 (m) = 200 (第49-6-1 図参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 $\square$ (第49-6-1 図参照)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第49-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より、低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約 $\square$ kW であり、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は、ポンプ特性より 190kW とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ ／h／個	130（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、設計基準事故対処設備が有する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、代替淡水貯槽等を水源として、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置する複数の接続口に接続し、残留熱除去系配管を経由して格納容器へスプレイすることにより、炉心の著しい損傷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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）又は低圧炉心スプレイ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 $130\text{m}^3/\text{h}$ 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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管から格納容器へスプレイする場合の揚程は、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設定する。

<残留熱除去系（B）配管からの低圧代替注水>

・低圧注水系（東側接続口）の場合

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の全揚程は、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 を公称値とする。

3. 最高使用圧力

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の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

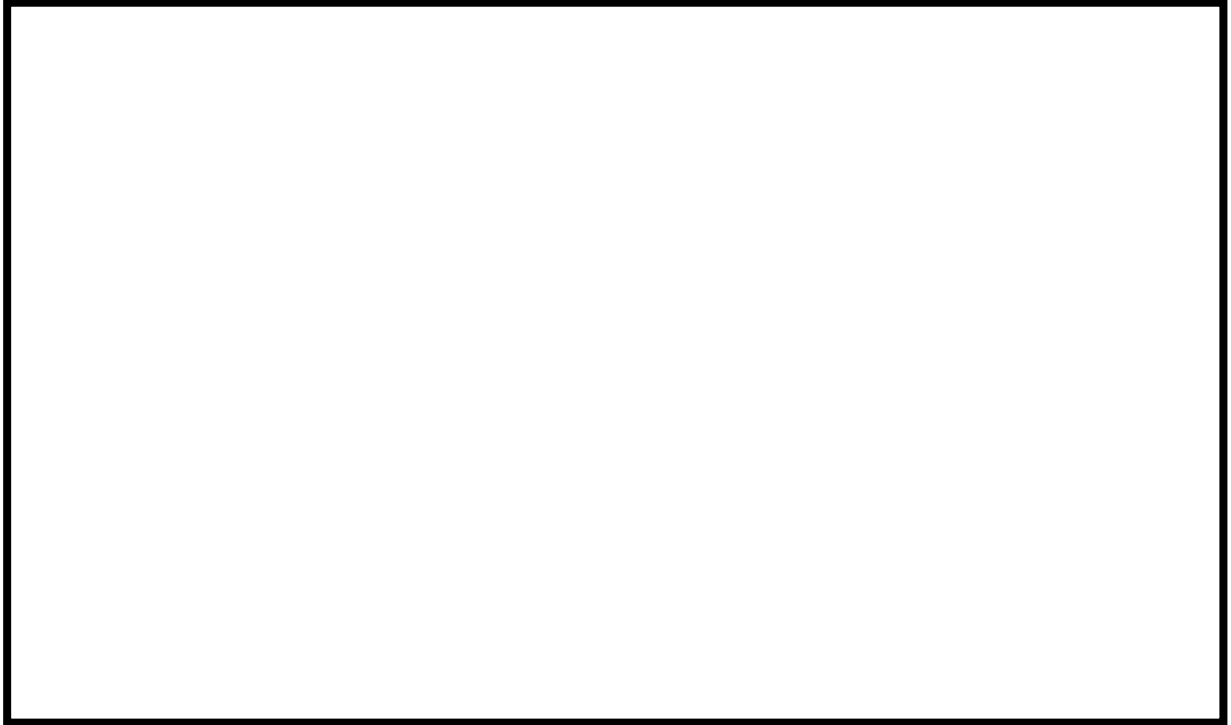
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約 $847\text{kW}/\text{個}$ 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49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

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DESTAL（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	≦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） ペデスタル	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

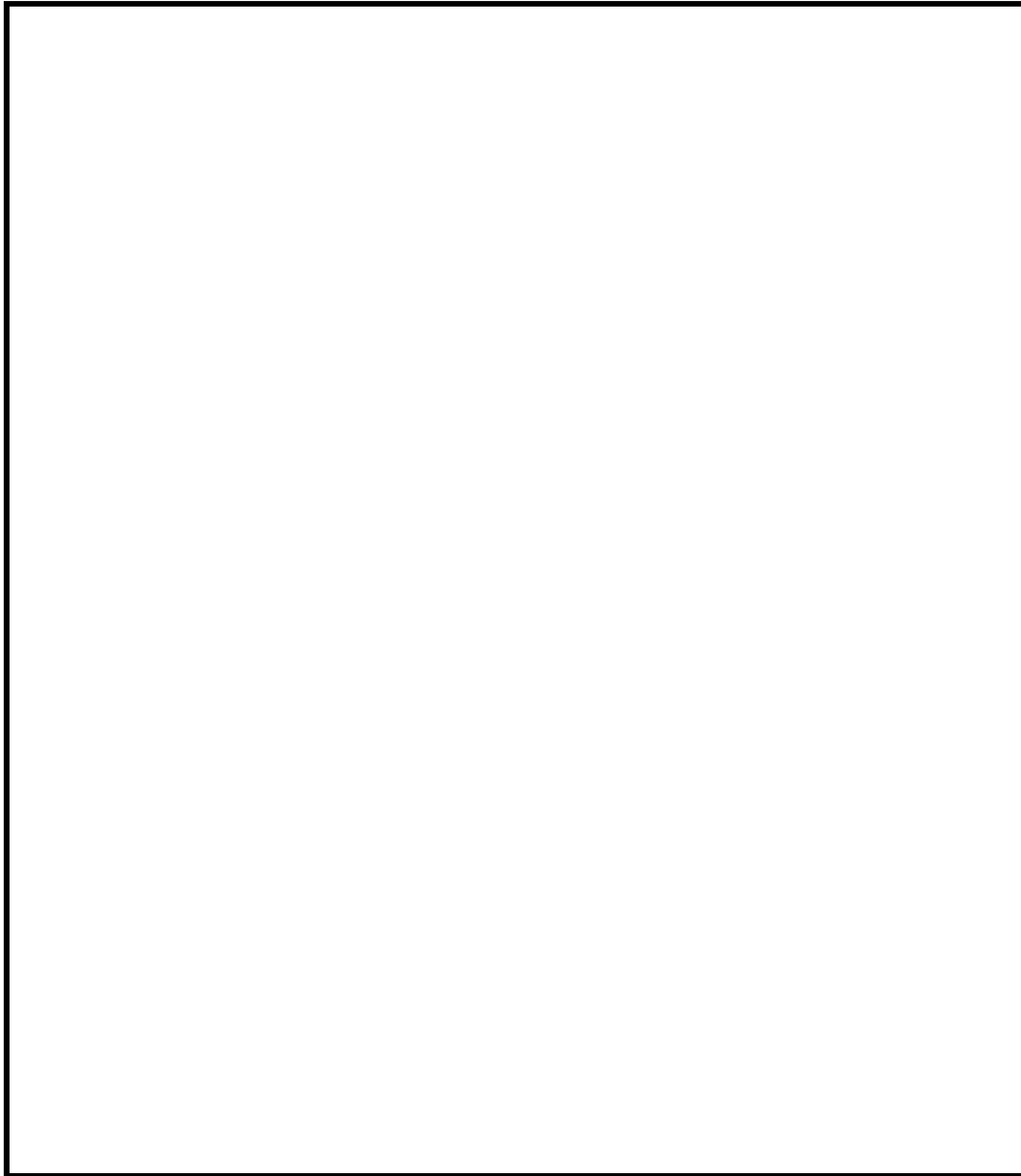
第 7 表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	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

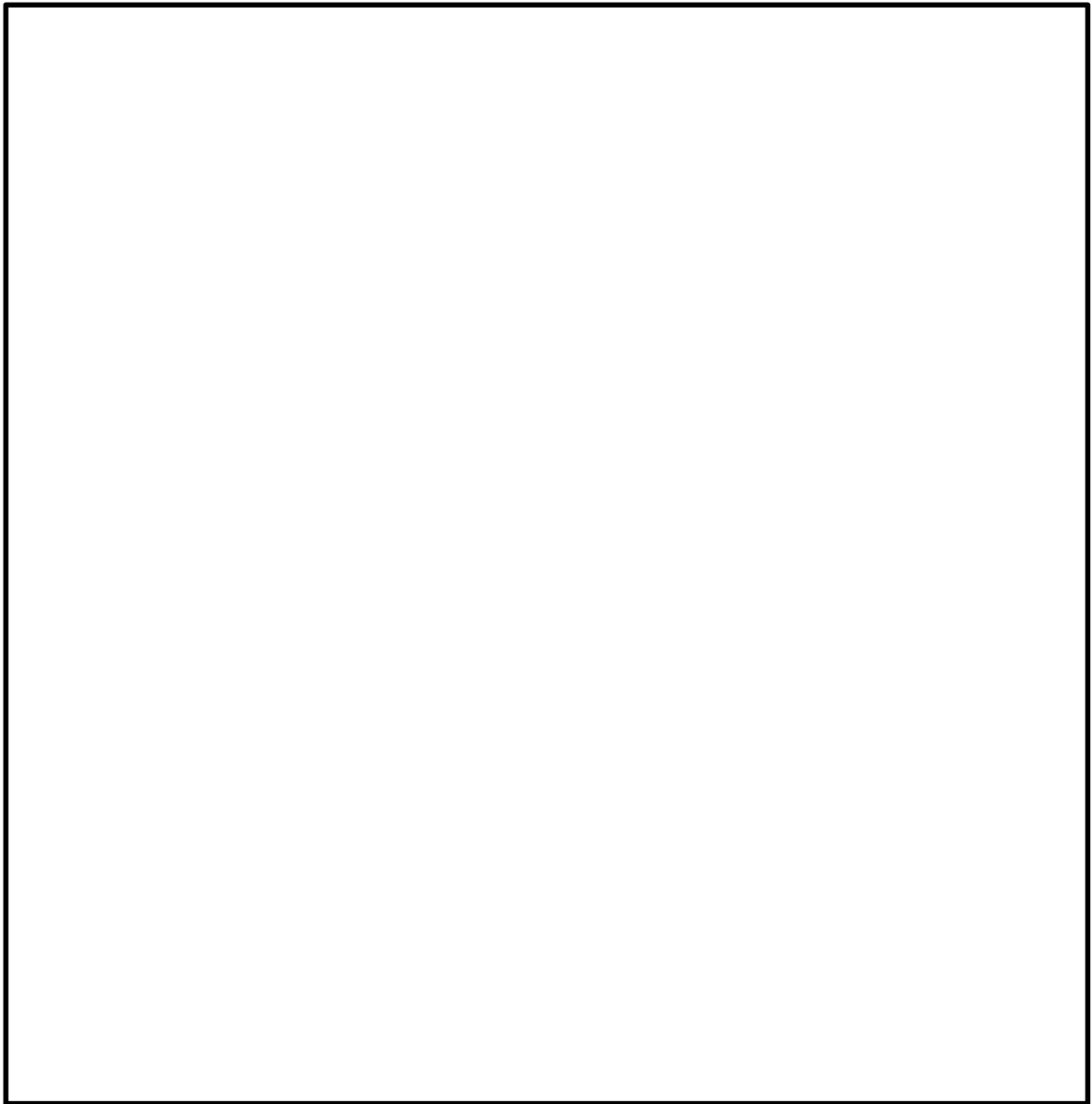
対象事象：高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，熔融炉心・コンクリート相互作用

49-7 接続図

49-7-1



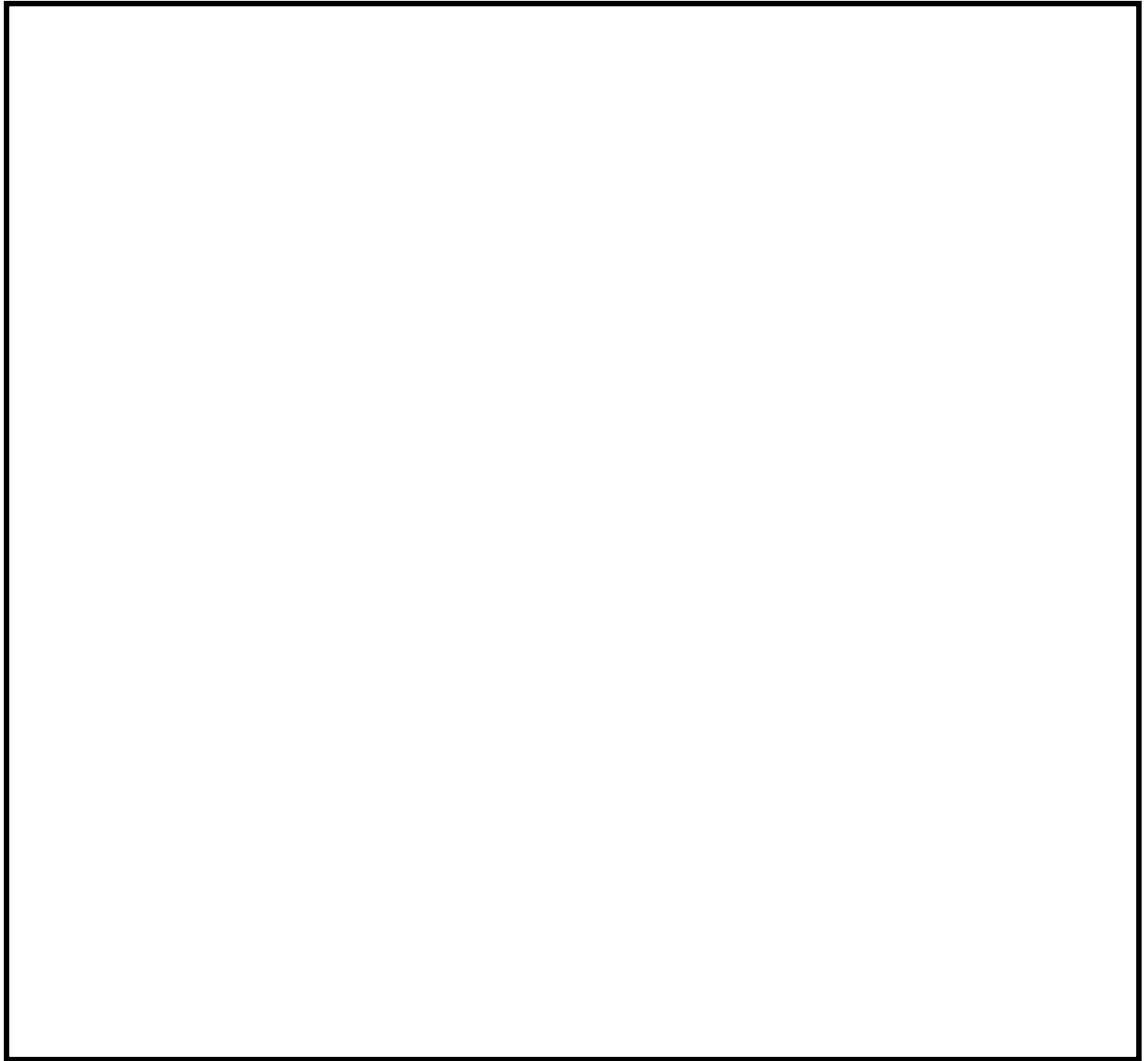
第 49-7-1 図 接続図（淡水貯水池から接続口）



第49-7-2図 接続図（代替淡水貯槽から接続口）

49-8 保管場所図

49-8-1

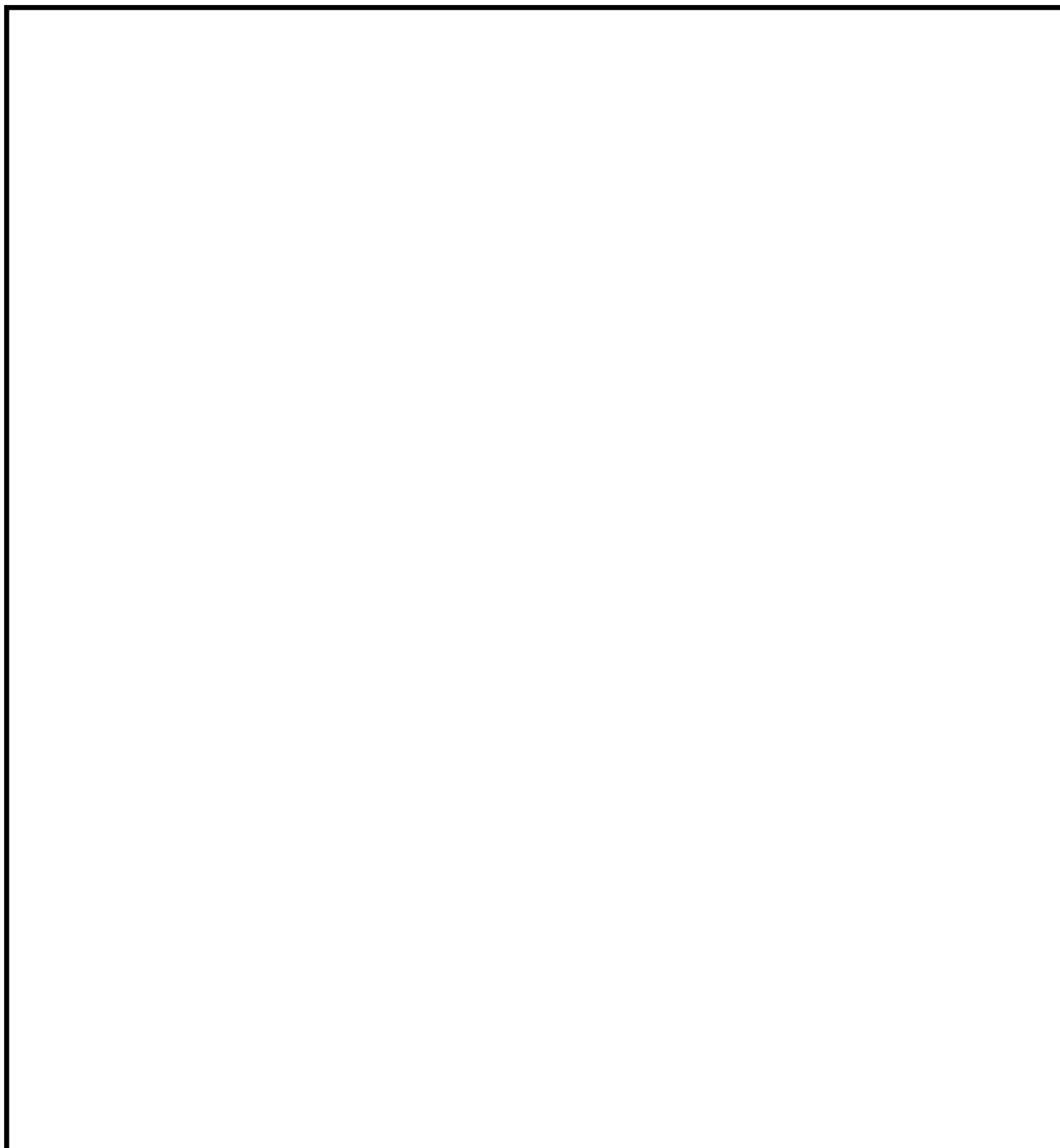


第 49-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

49-8-2

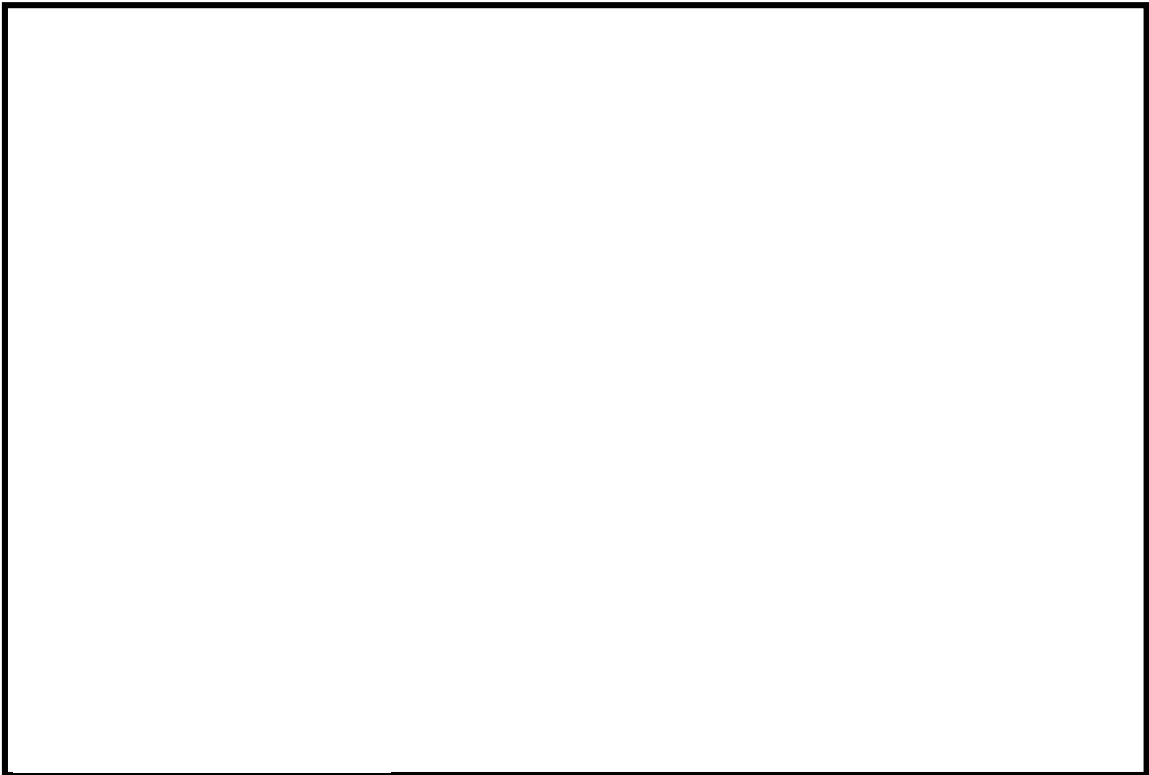
49-9 アクセスルート図

49-9-1

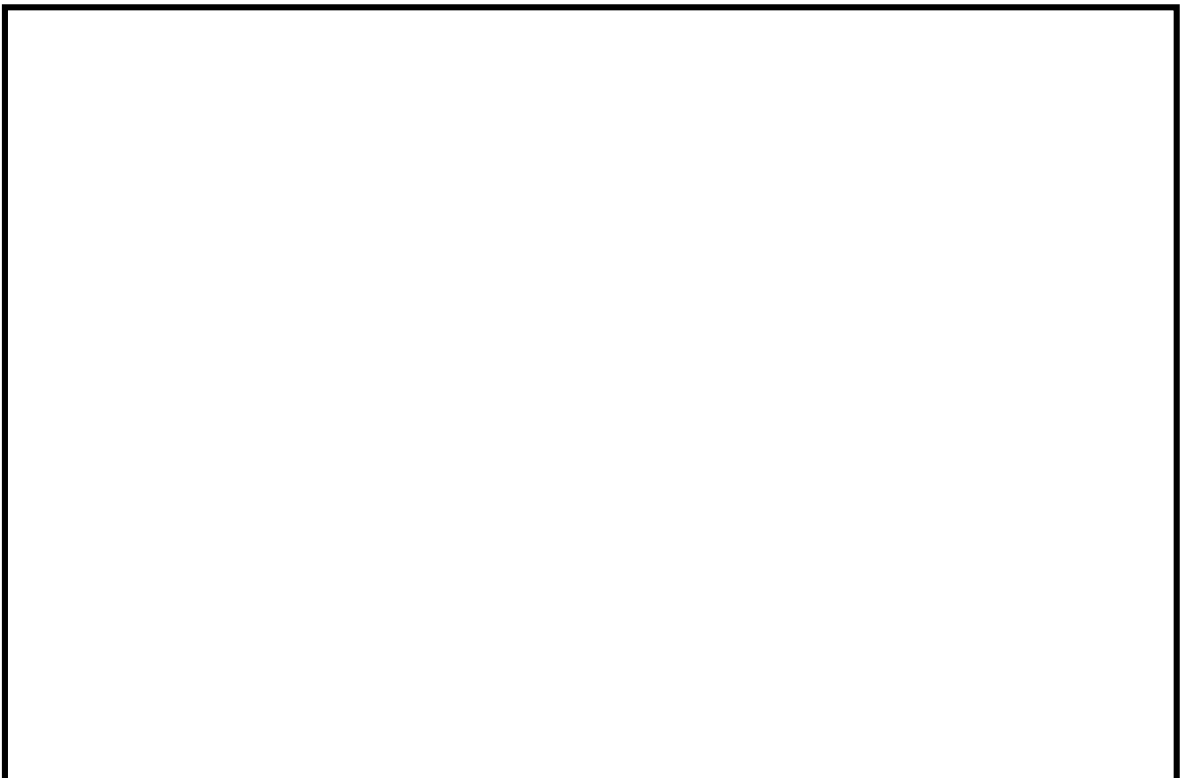


第 49-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図

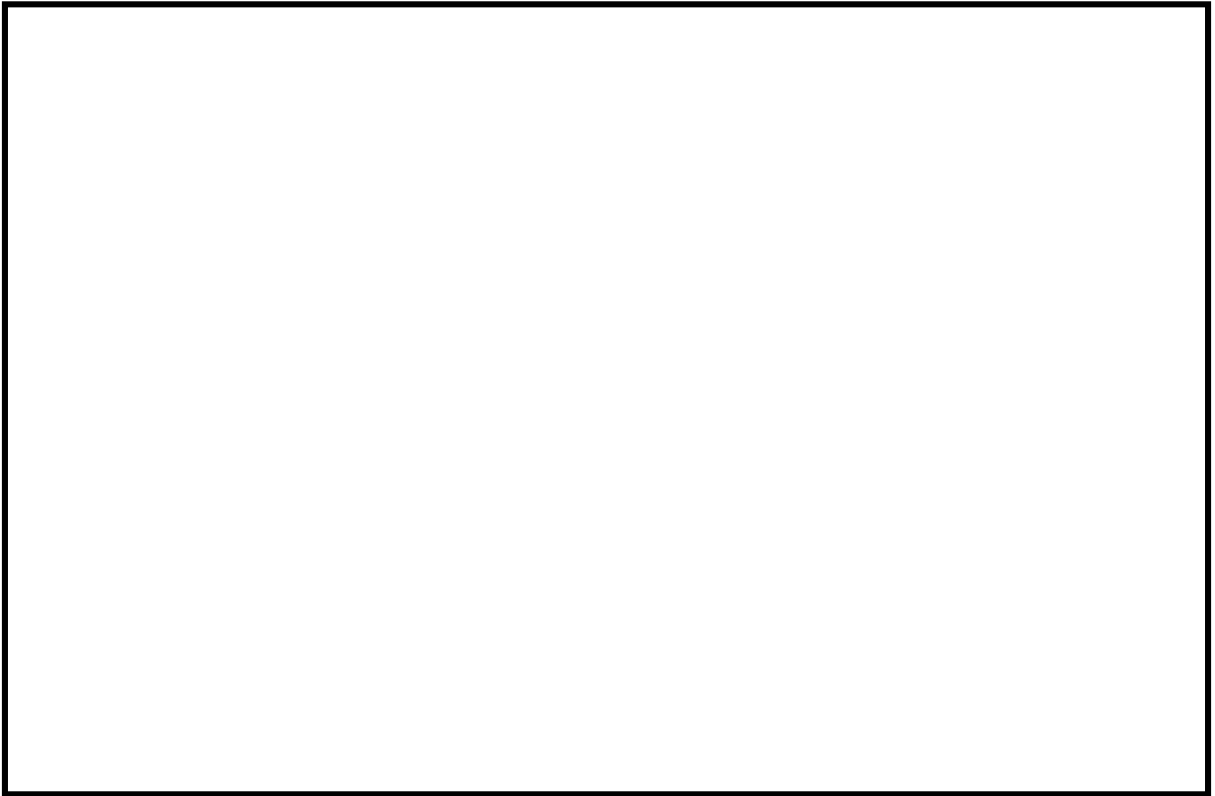
49-9-2



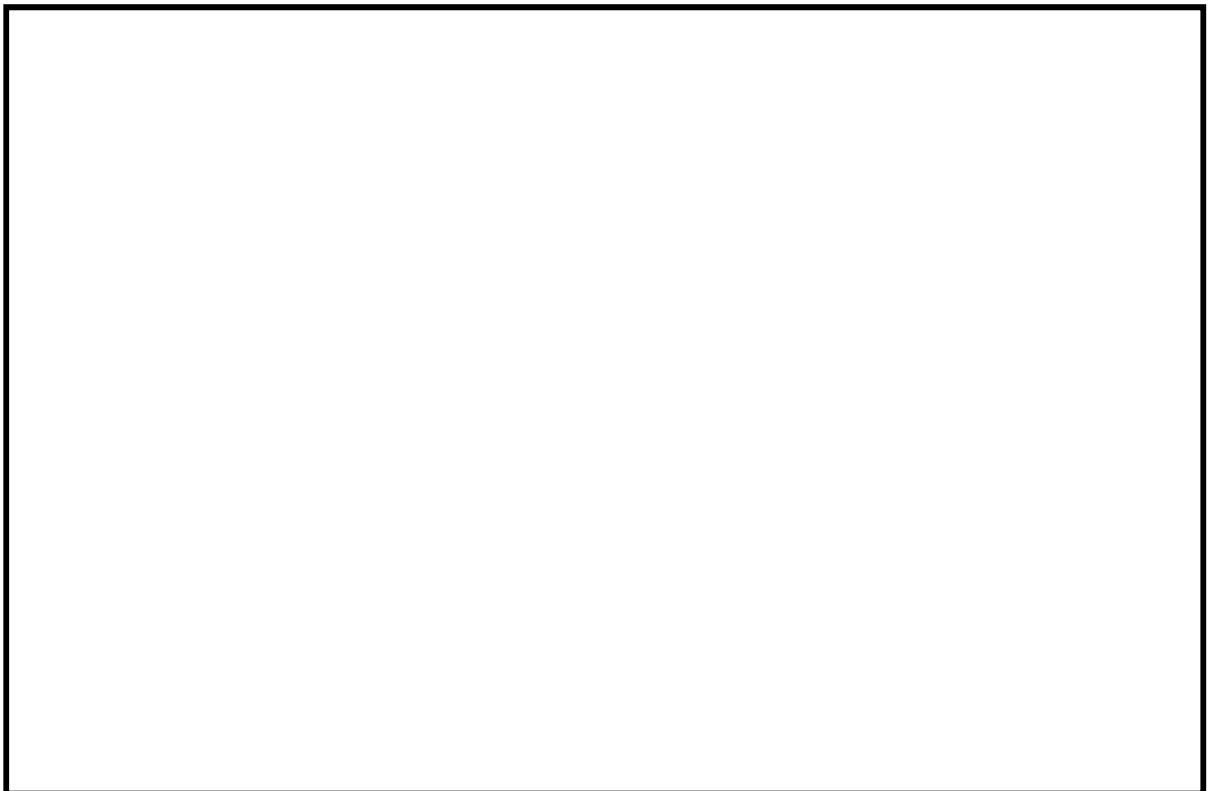
第 49-9-2 図 緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート図



第 49-9-3 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図



第 49-9-4 図 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図



第 49-9-5 図 緊急時対策所～北側淡水池～代替淡水貯槽までのアクセスルート

図

49-9-4

49-10 その他設備

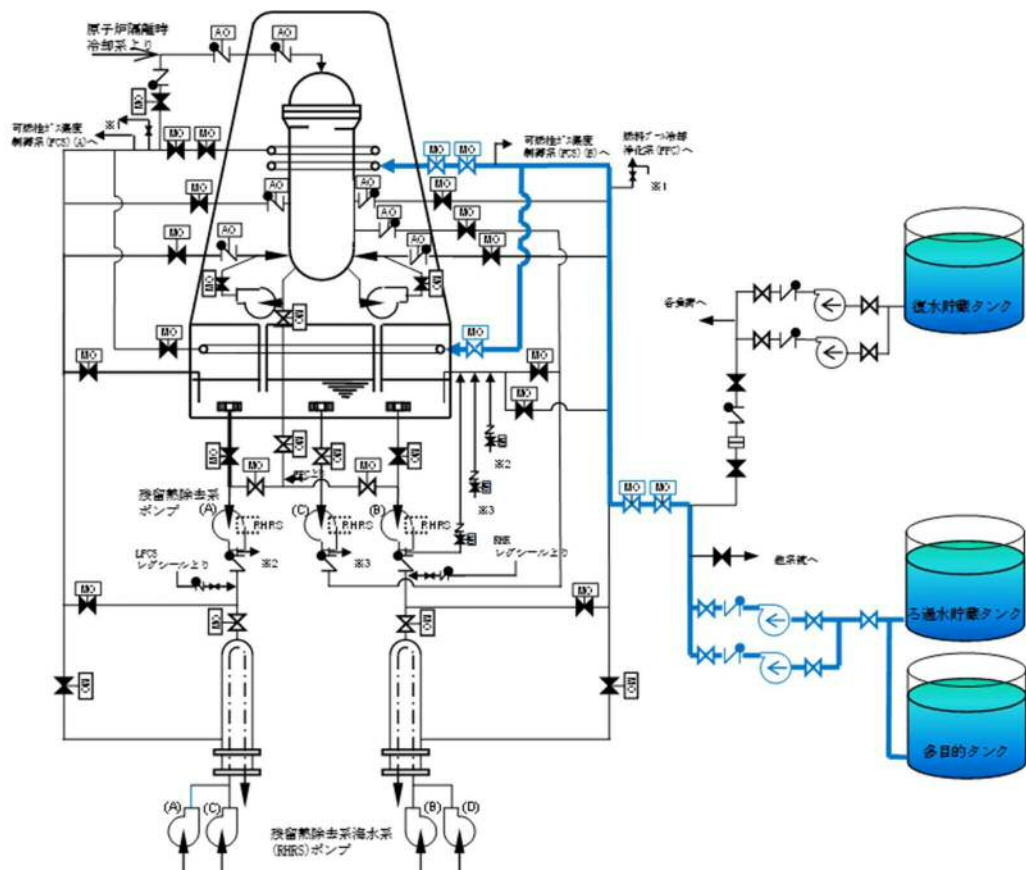
49-10-1

原子炉格納容器内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 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)、常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)とは異なる淡水タンク(多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、純水貯蔵タンク、原水タンク)を水源として消火系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



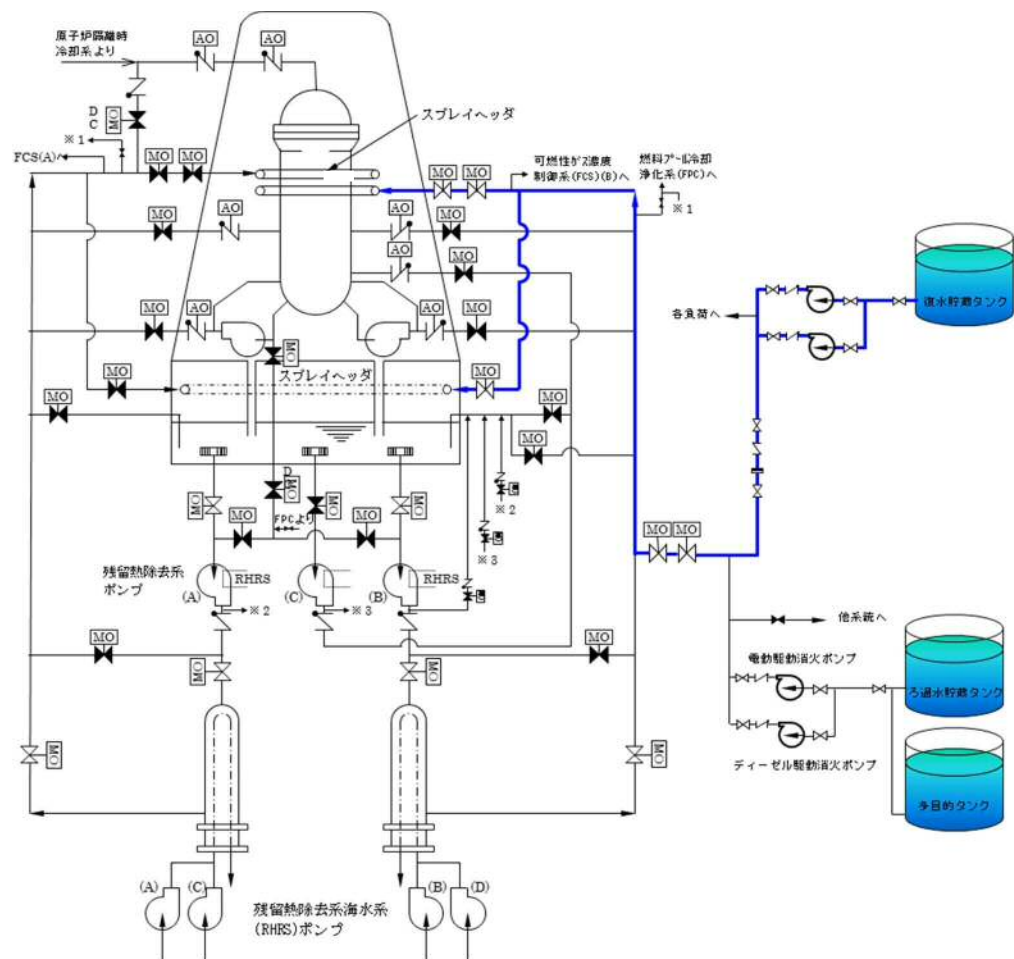
第49-10-1図 消火系による格納容器スプレイ手順の概要図

49-10-2

② 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却モード)，常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合，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，自主対策設備として補給水系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

補給水系を用いた格納容器スプレイ手段については，復水移送ポンプを用い，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)，代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水移送系，残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

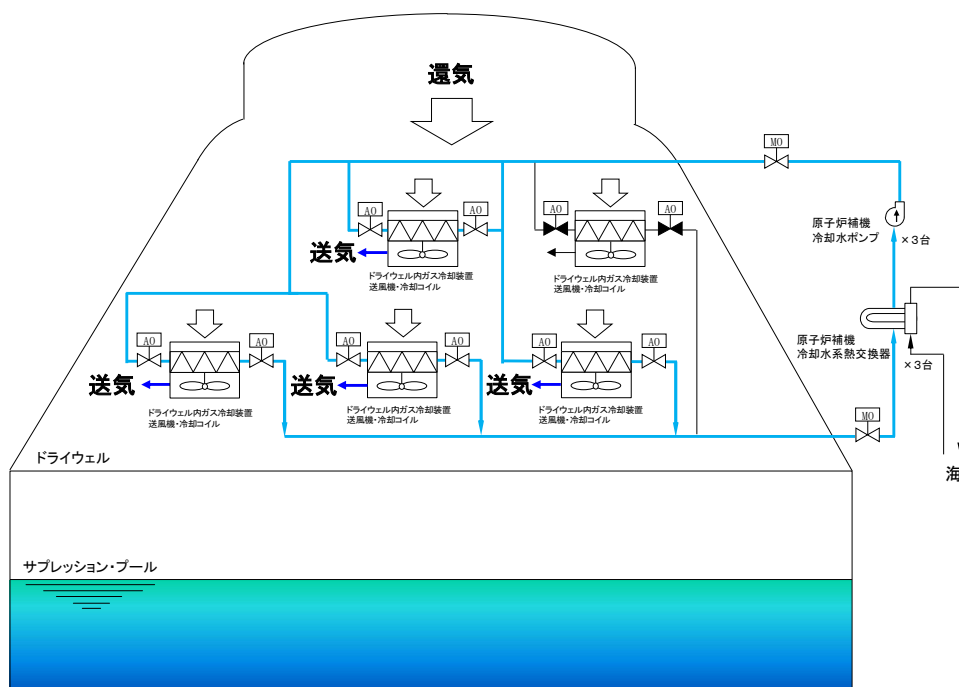


第49-10-2図 補給水系による格納容器スプレイ手順の概要図

③ ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却用海水ポンプの電源を復旧し、格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器を除熱する。

ドライウェル送風機を停止状態としても、格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で、格納容器内部の蒸気を凝縮し、格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。



第49-10-3図 ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱概略図

49-11 その他

49-11-1

【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。