

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

補足説明資料

令和 2 年 6 月

中国電力株式会社

目次

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

下線は、今回の提出資料を示す。

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

目次

- 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 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-1 SA 設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		類型化 区分		
第43条	第1項	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	原子炉棟内設備 その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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	本来の用途として使用一切替操作が不要	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)	—	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 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	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料			—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備あり)－屋内	A a	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				制御棒	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象(サポート系あり)—別の手段	C b
				関連資料	44-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44 条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				制御棒駆動機構	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
				関連資料	44-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)—別の手段	C b	
			関連資料	44-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット		類型化 区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —別の手段	C b
	関連資料			44-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)		類型化 区分		
第43条	第1項	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	原子炉棟内設備 その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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	本来の用途として使用一切替操作が不要	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)	—	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 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	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料			—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	44-3 配置図, 44-8 ATWS緩和設備について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備				ほう酸水注入ポンプ	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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 (電動弁)	A, B	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	44-4 系統図			
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料			—			
第 3 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —別の手段	C b	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水貯蔵タンク		類型化 区分		
第43条	第1項	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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			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	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

44-2 単線結線図

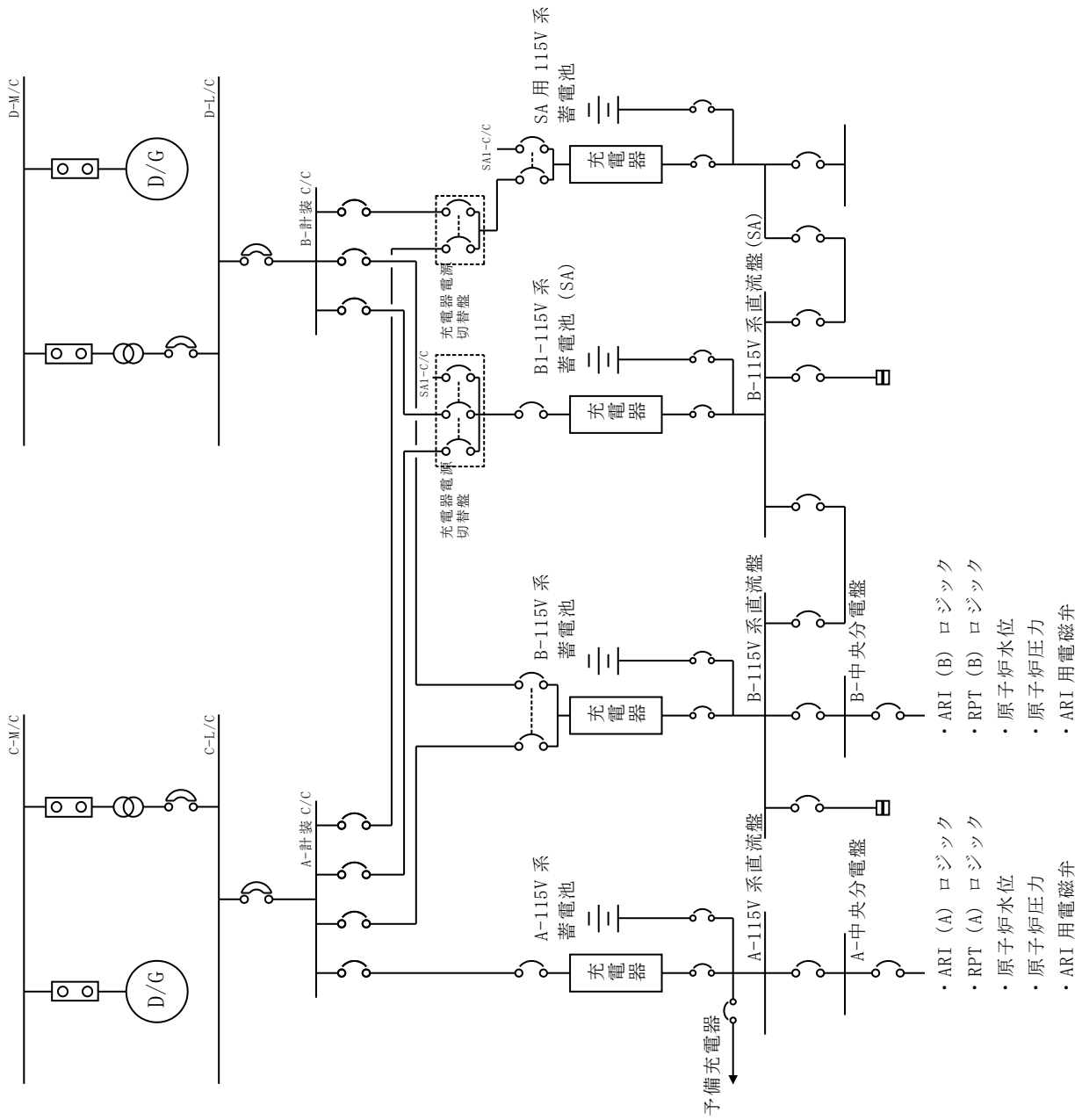


図 1 単線結線図

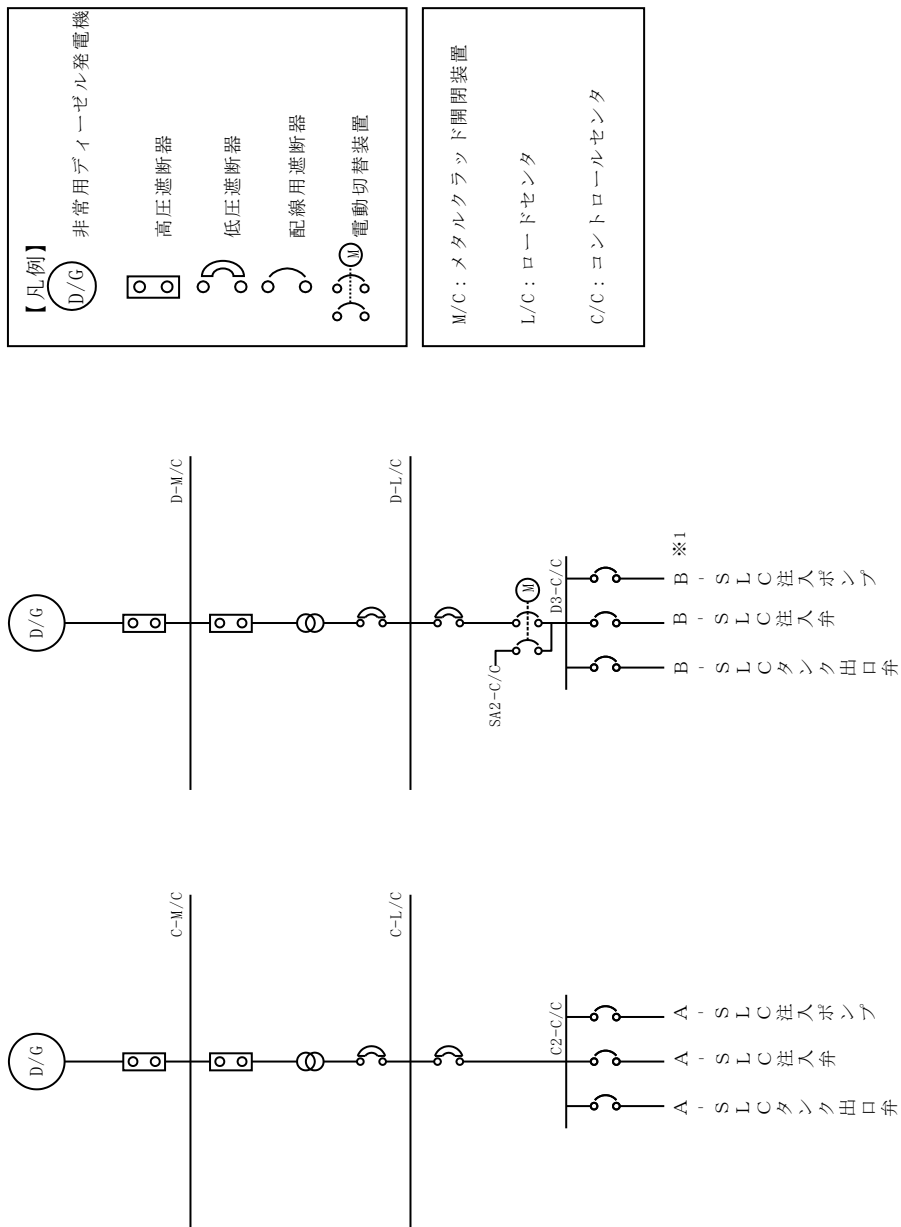
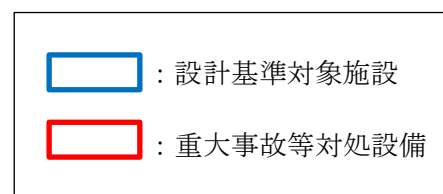


図2 ほう酸水注入ポンプに関する単線結線図

44-3 配置図



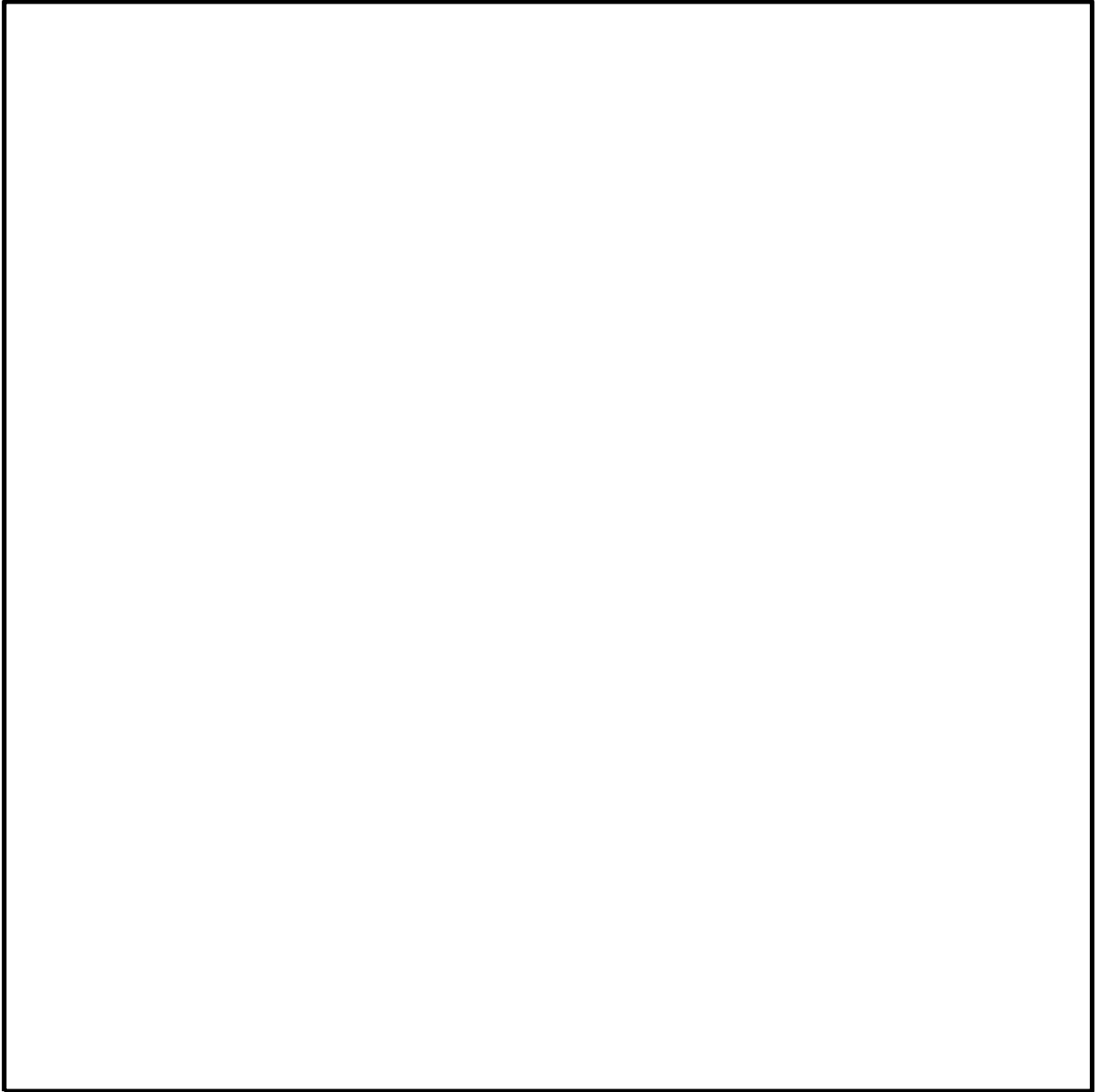


図1 ATWS緩和設備（計器）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

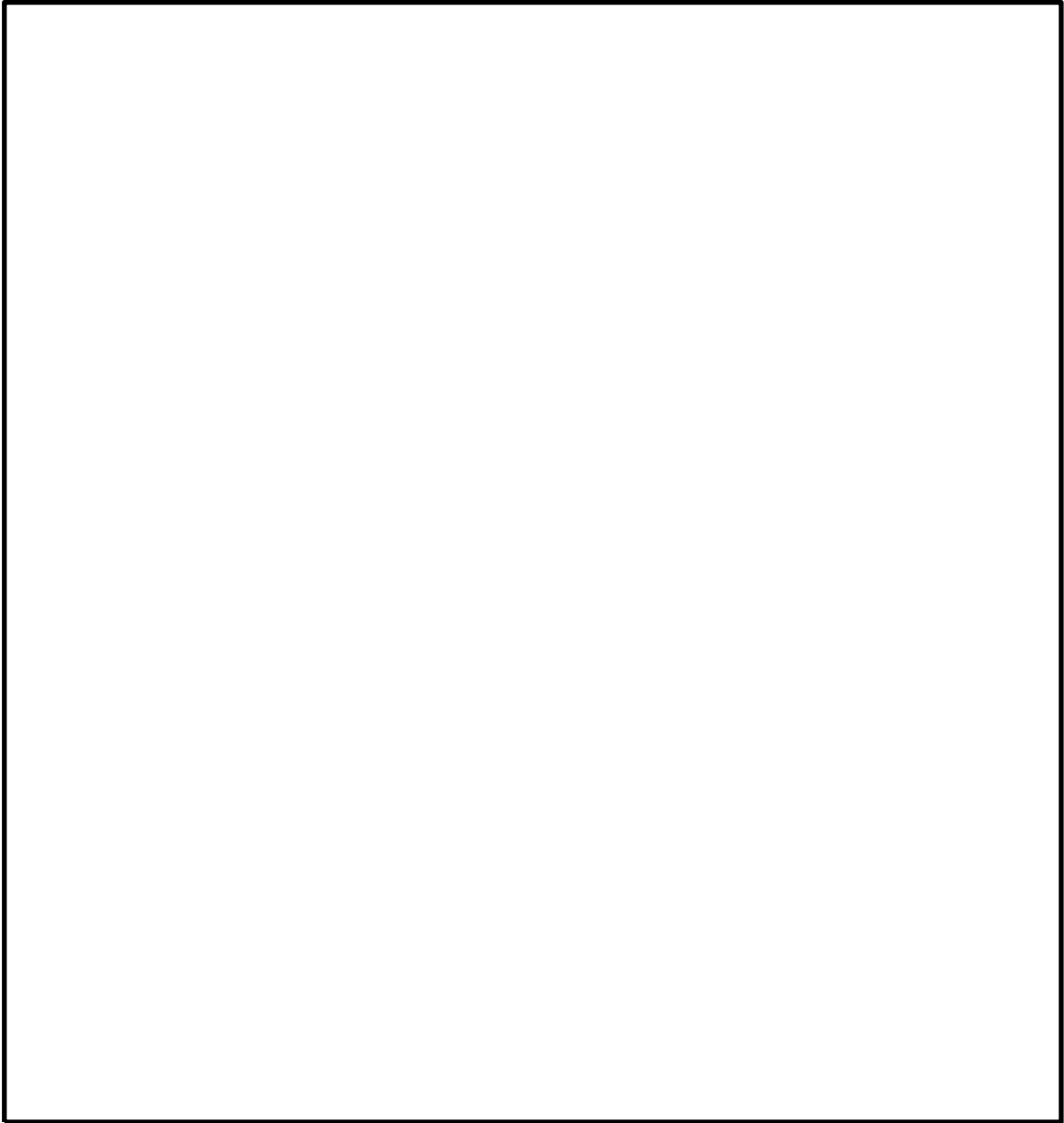


図2 ATWS緩和設備（ARI用電磁弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

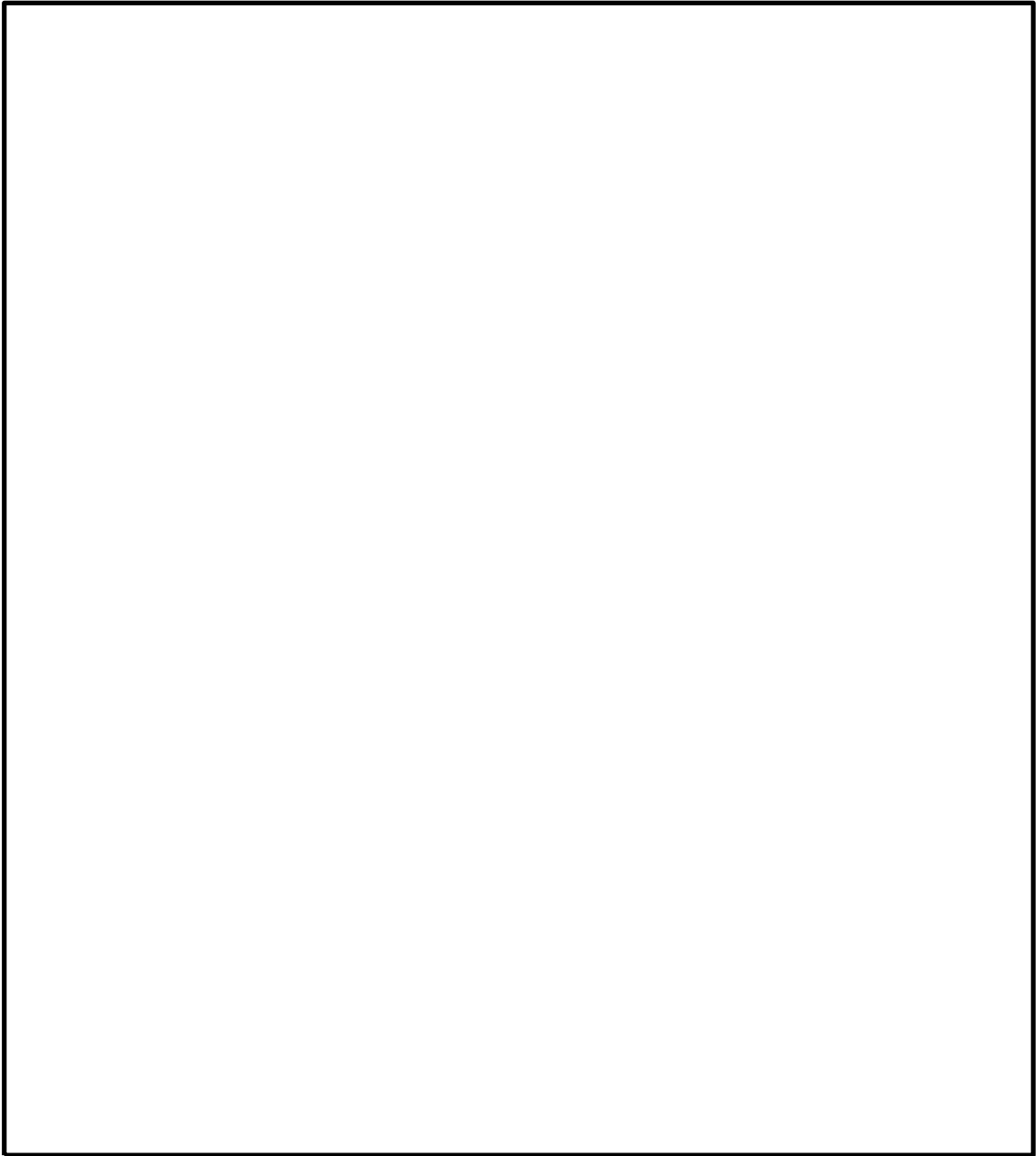


図3 ATWS緩和設備（原子炉再循環ポンプトリップ遮断器）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

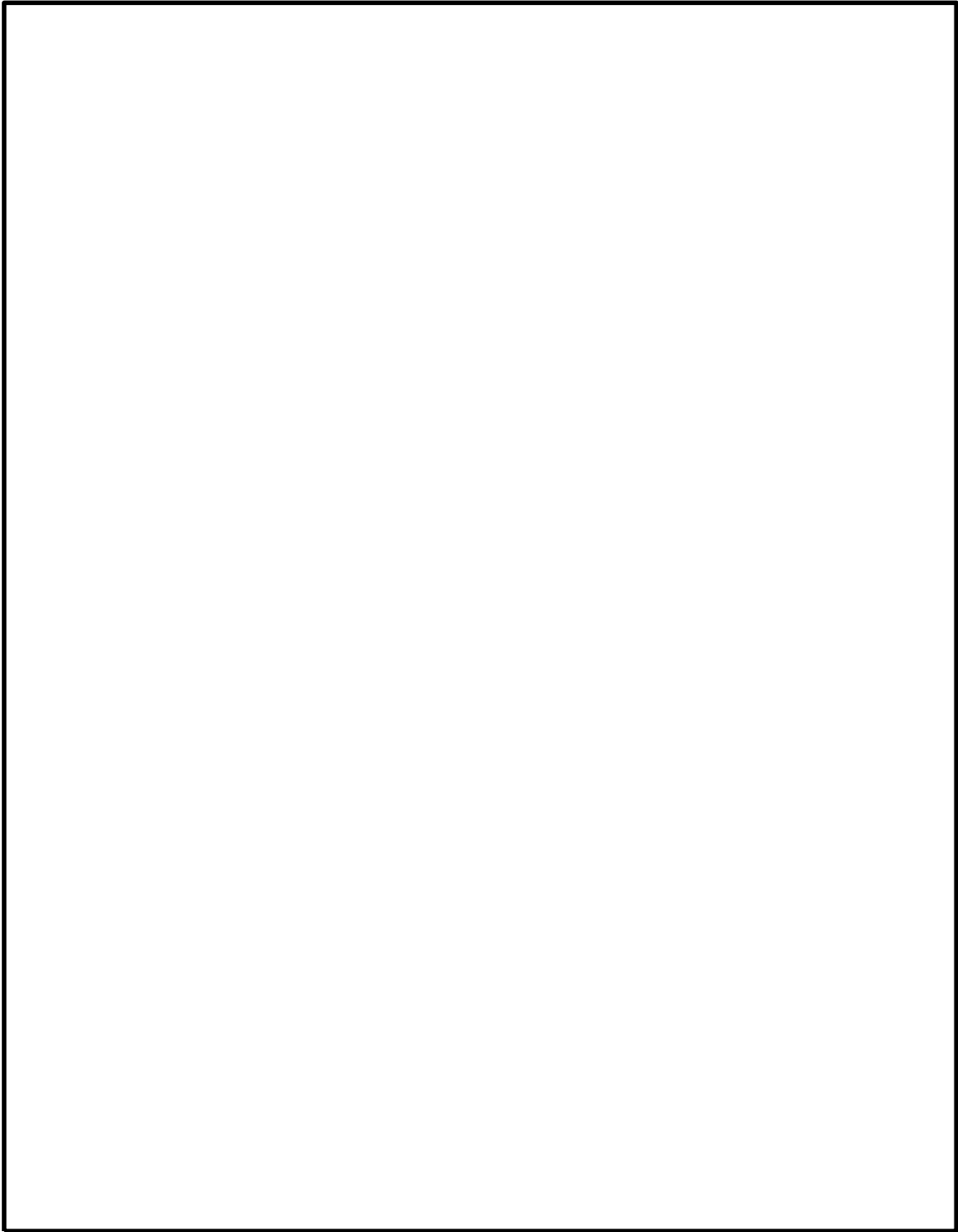


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

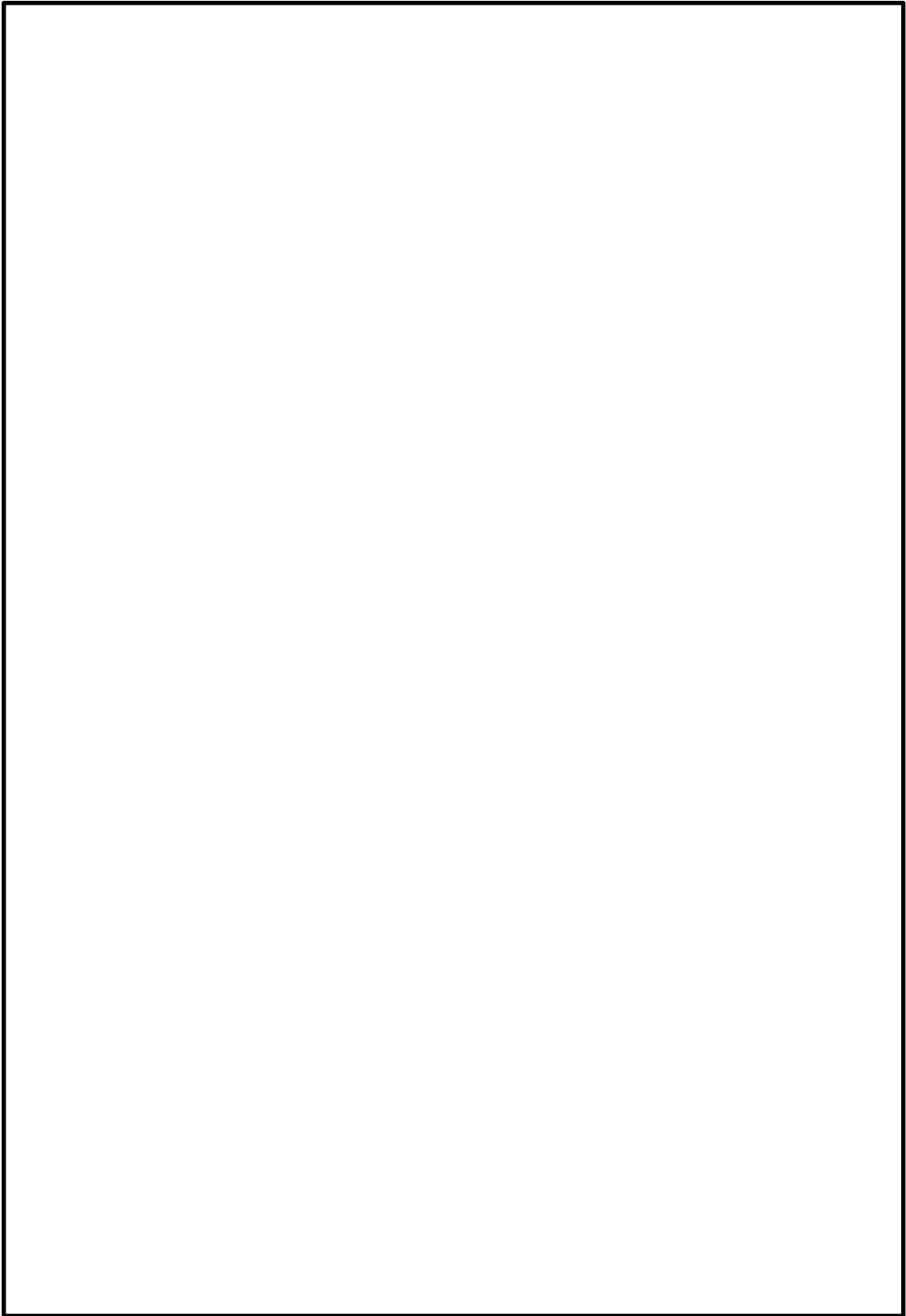


図5 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

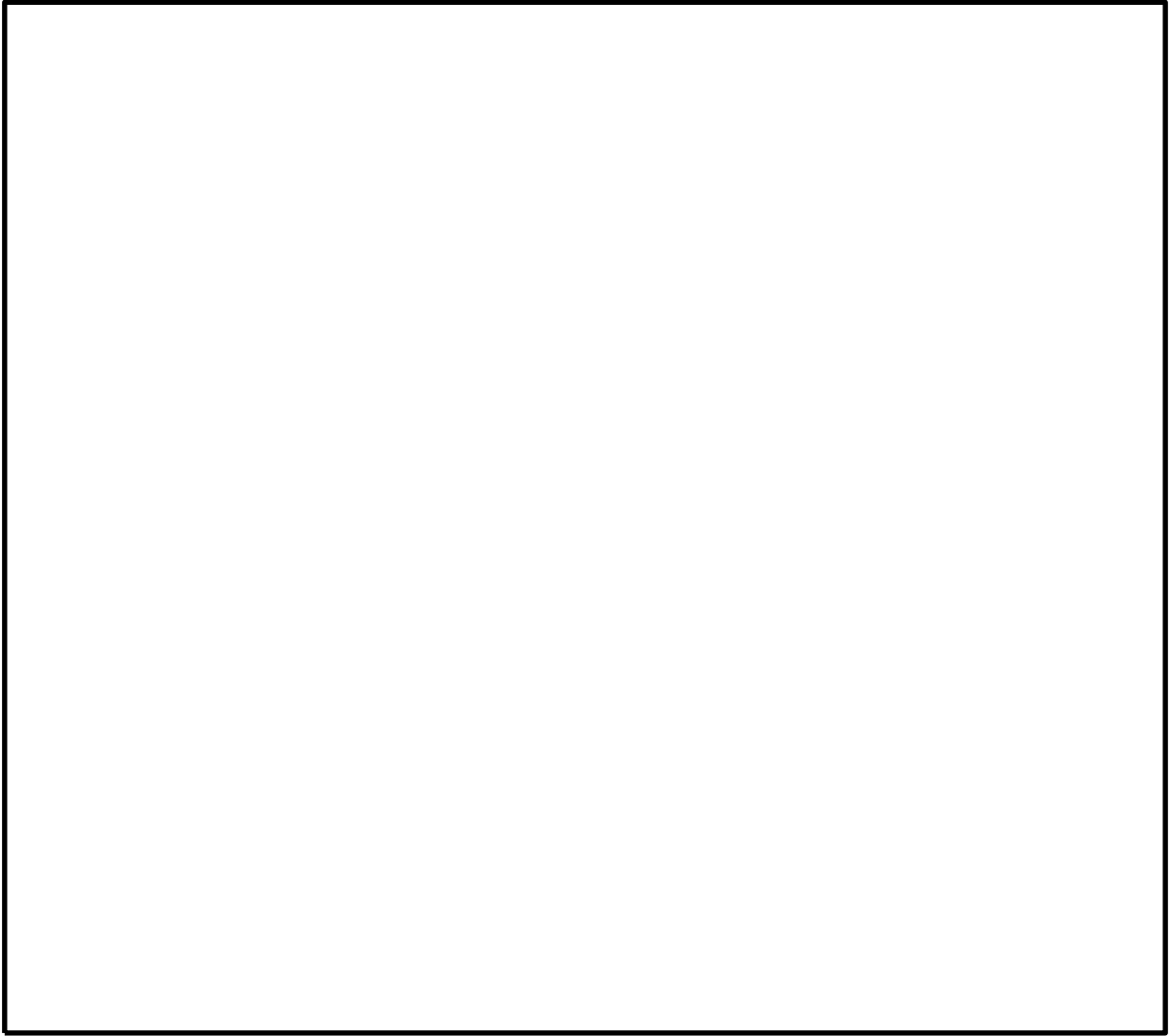


図6 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

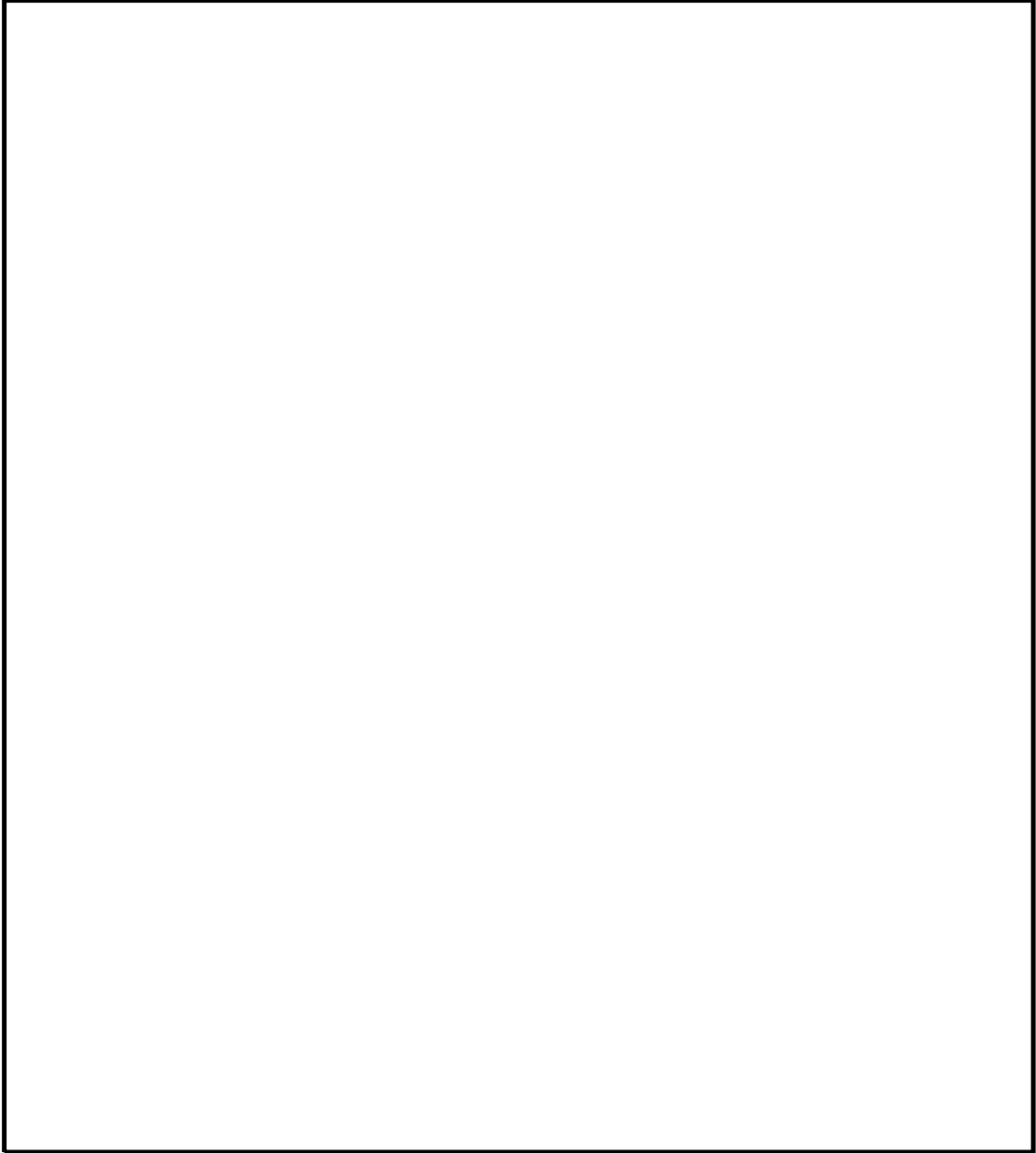


図7 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び
制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

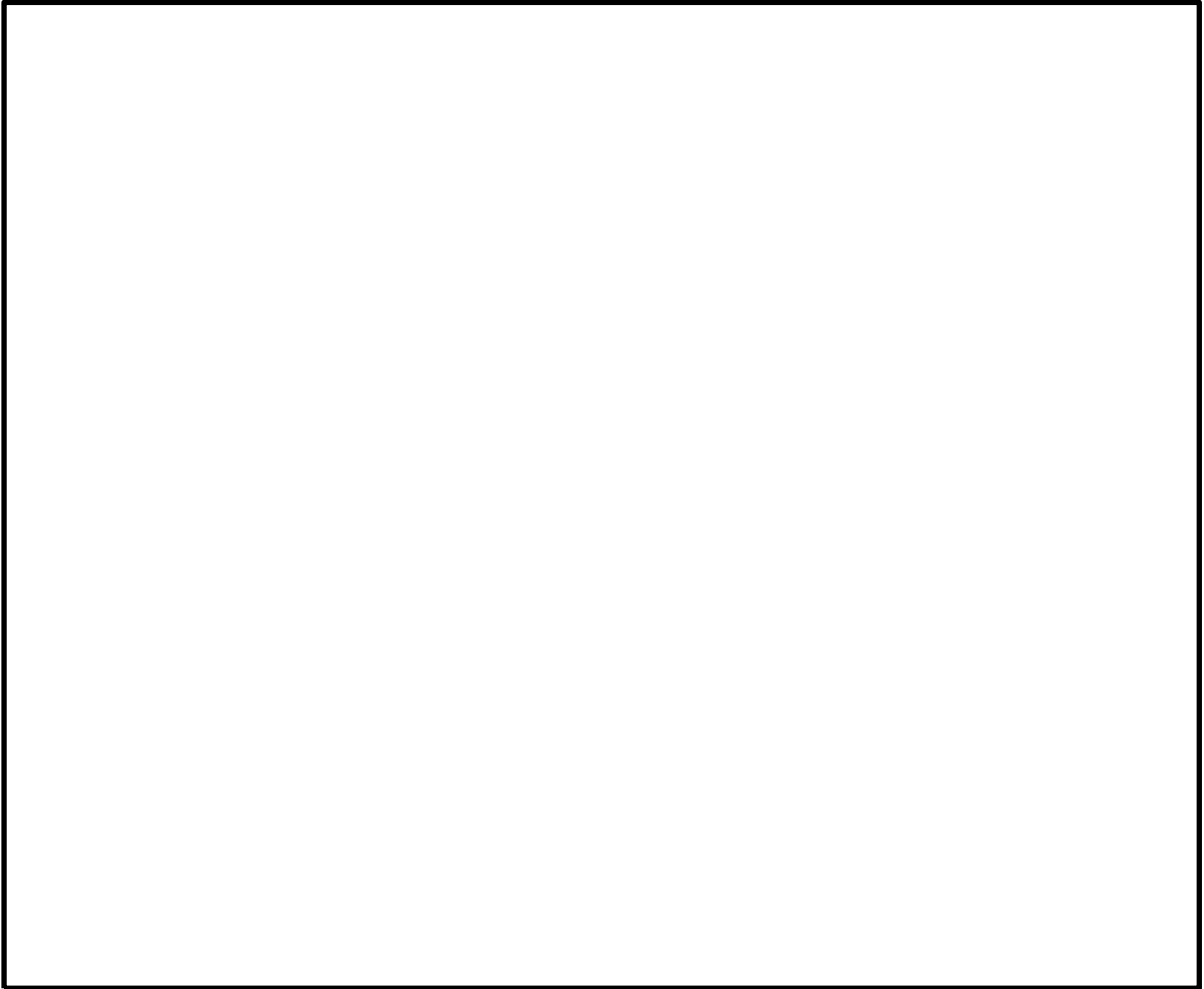
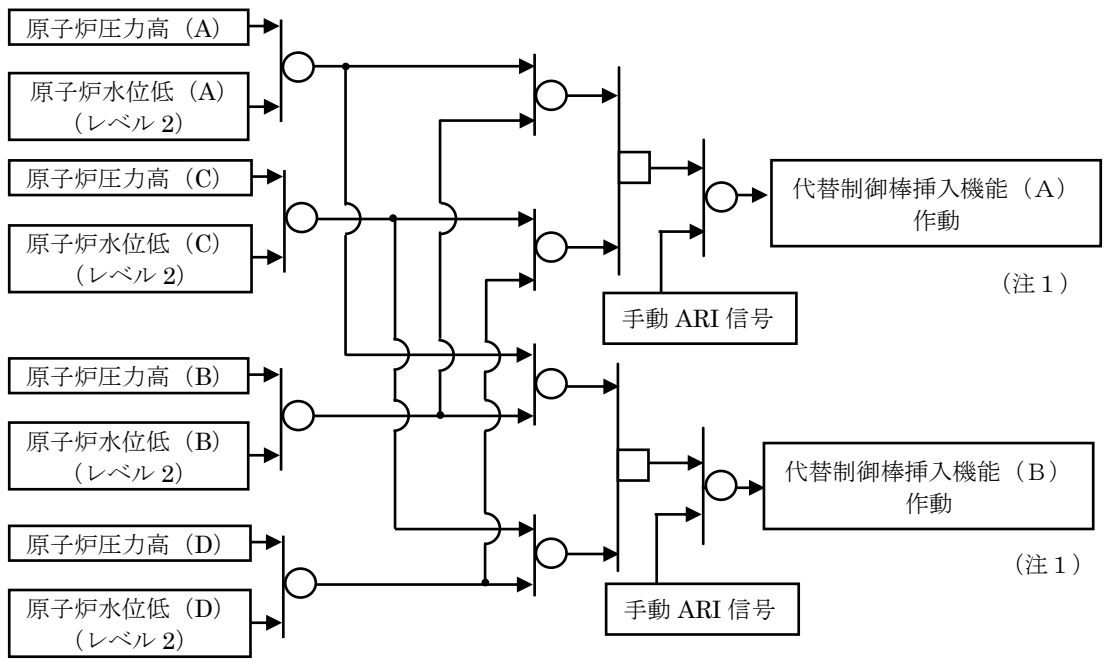


図8 ATWS緩和設備の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

44-4 系統図



(注1 : 代替制御棒挿入機能は A 系及び B 系の AND 条件で作動する)

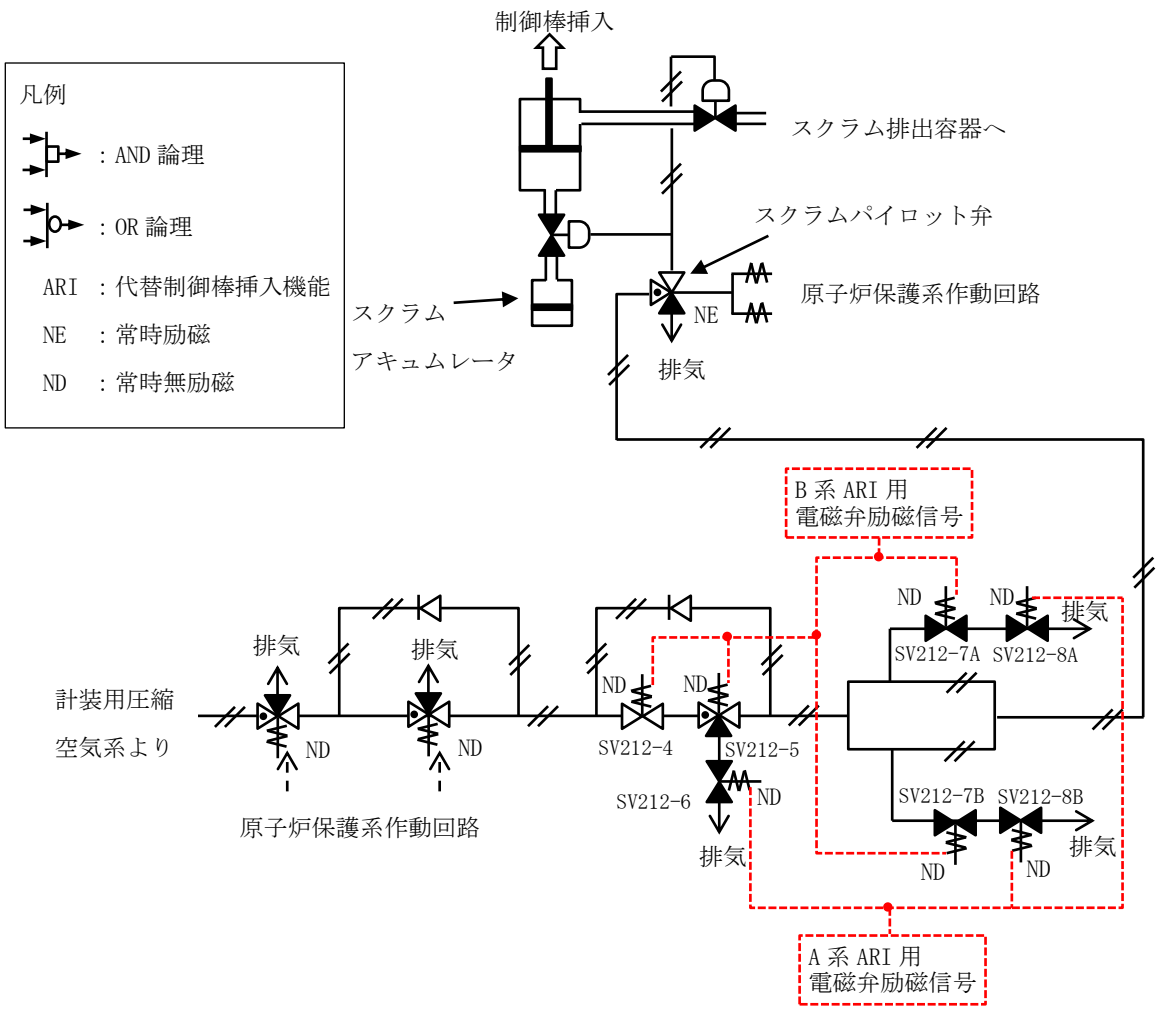
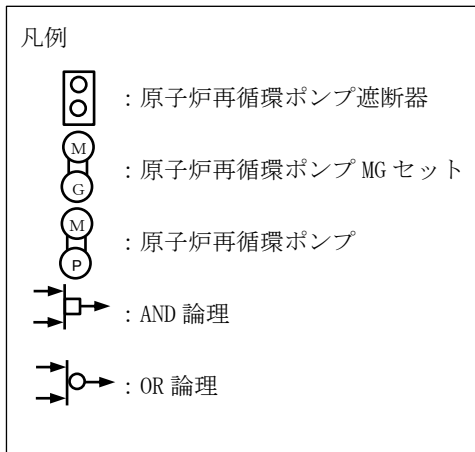


図1 代替制御棒挿入機能の概念図



自動又は手動の信号にて、原子炉再循環ポンプ遮断器を動作させることで、原子炉再循環ポンプを停止させる。

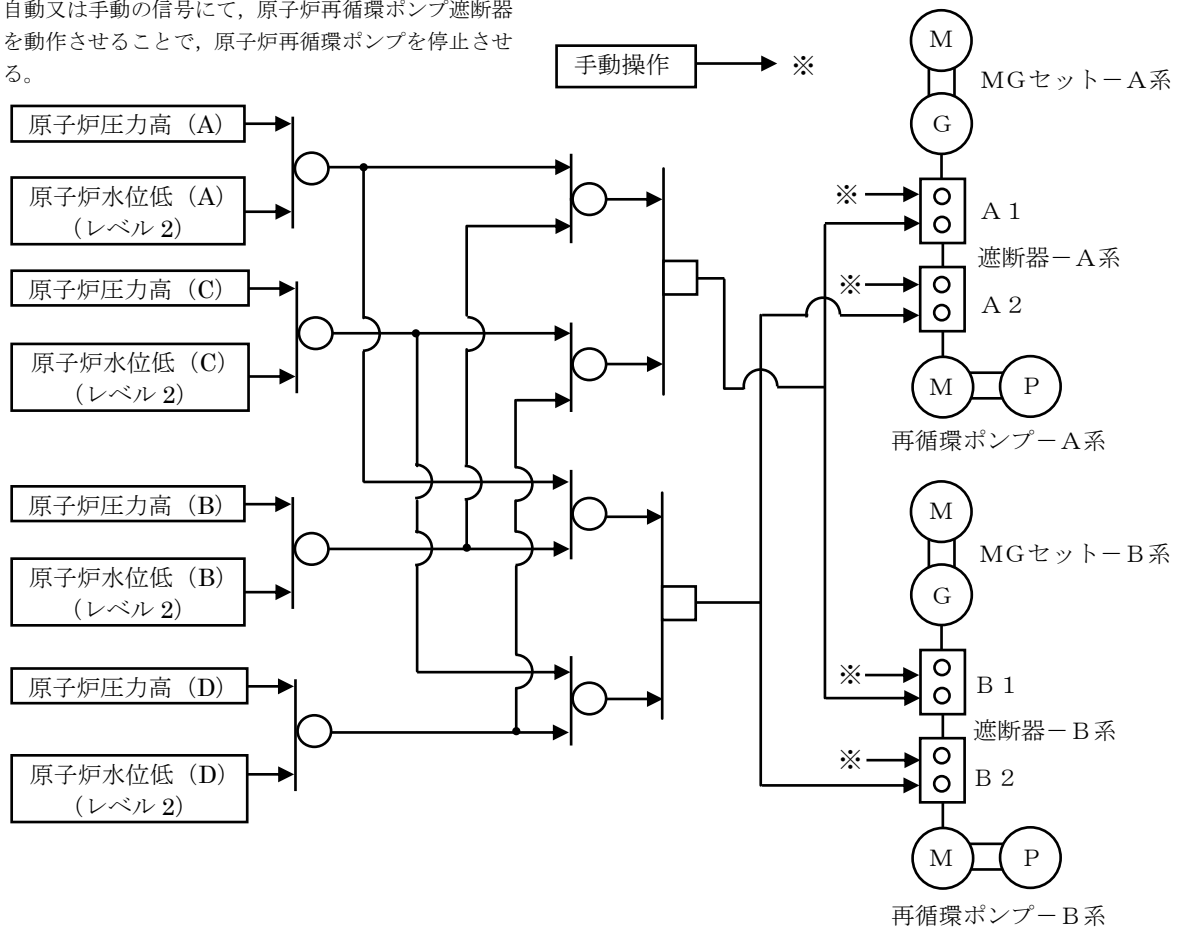


図2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の概念図

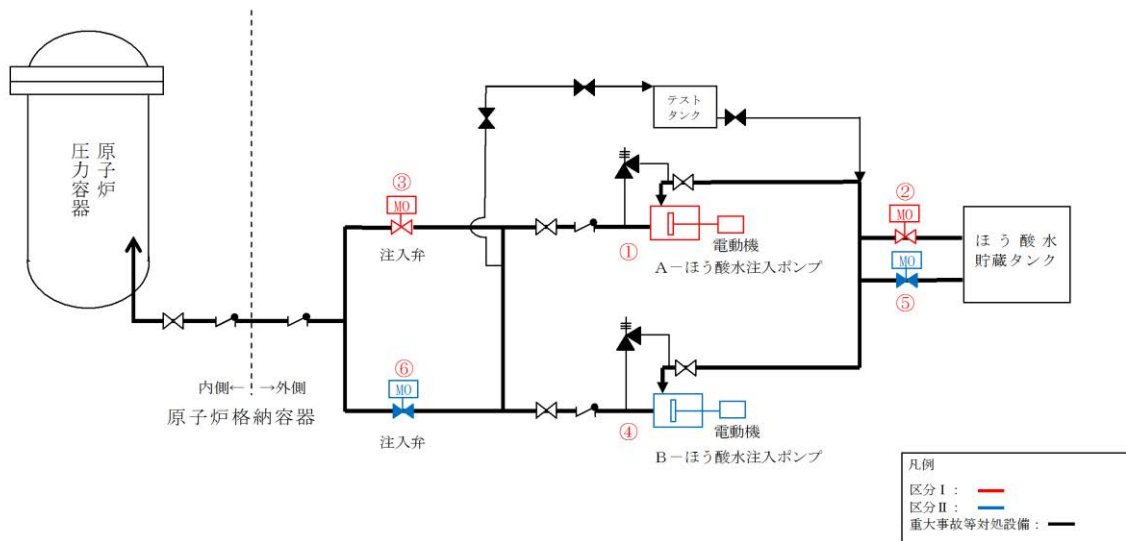


図3 ほう酸水注入系 系統概略図

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	P225-1A	A-ほう酸水注入ポンプ	スイッチ操作	中央制御室
2	MV225-1A	A-SLCタンク出口弁		
3	MV225-2A	A-SLC注入口		
B系				
4	P225-1B	B-ほう酸水注入ポンプ	スイッチ操作	中央制御室
5	MV225-1B	B-SLCタンク出口弁		
6	MV225-2B	B-SLC注入口		

44-5 試験及び検査

代替制御棒挿入の試験・検査

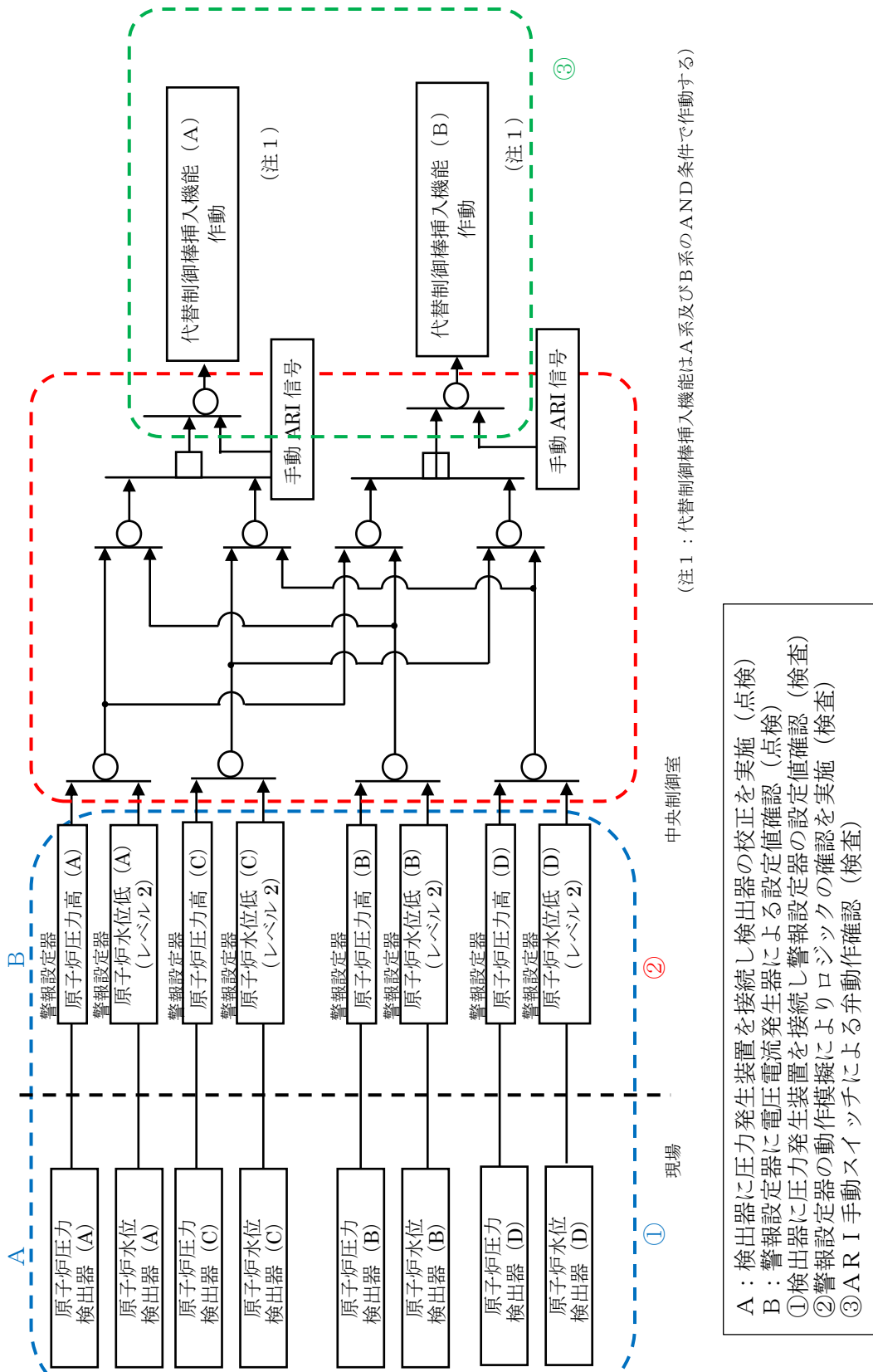


図1 代替制御棒挿入の試験及び検査

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験・検査

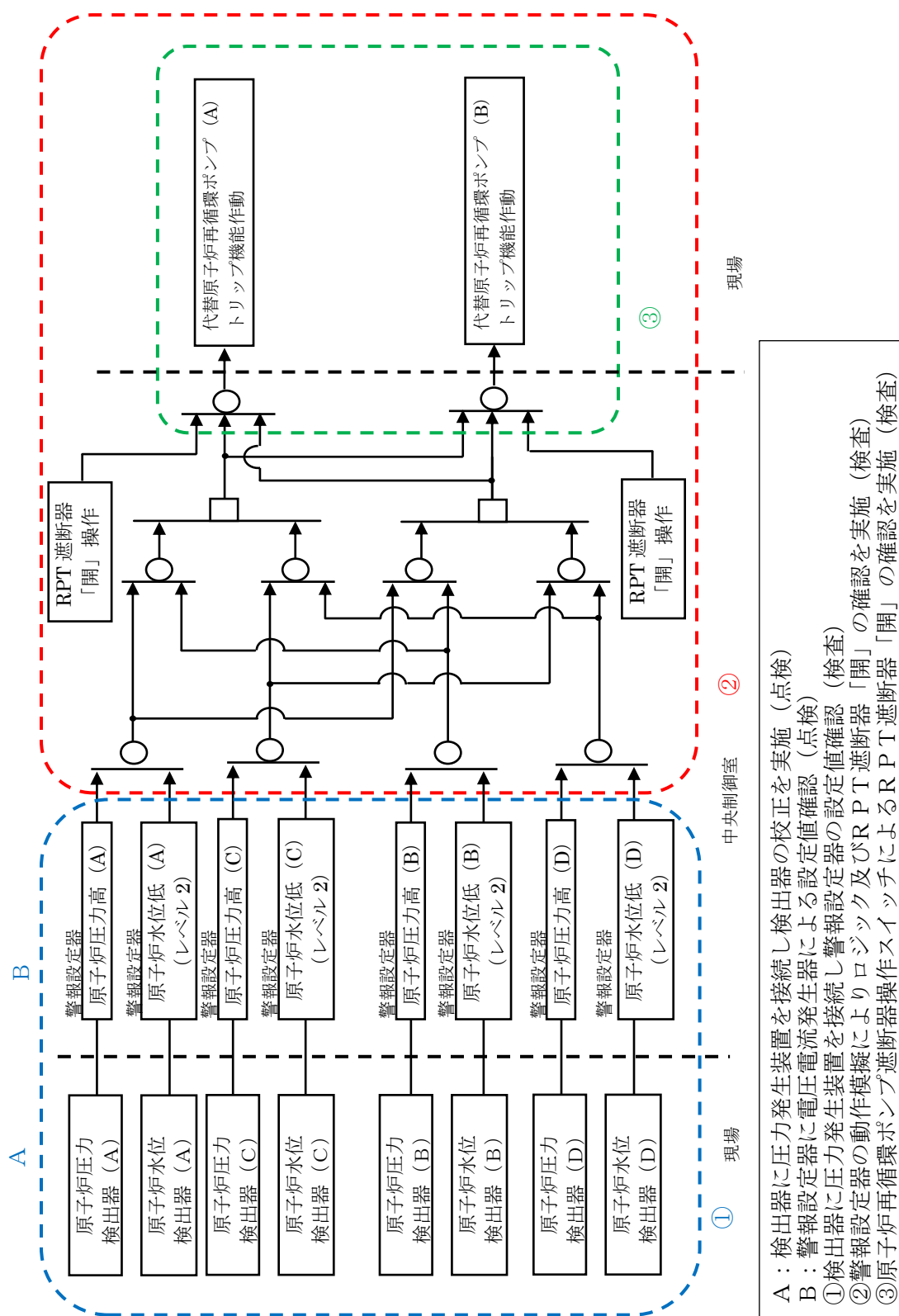


図2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験及び検査

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3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、A T W S 緩和設備については、制御棒挿入機能や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、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、原子炉の停止中（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。」

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験また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システム及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。 なお、A T W S 緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、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。	A T W S 緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施するとその間は機能自体が維持されない。 また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験または検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
9	<p>第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <p>「安全保護系」</p> <p>原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。</p>	<p>A T W S 緩和設備は、重大事故対処設備であることから、多重性を有していない。</p>

3. 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、安全保護設備による原子炉非常停止機能が喪失した時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、試験頻度を定期検査ごととして評価し、A T W S が発生し、かつA T W S 緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度※は [] と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※44-9 参考資料1 参照

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表2 島根原子力発電所2号機 点検計画

機器又は系統名	実図取(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
高圧炉心スプレイ系	HPCSポンプトラス水入口弁 MV224-2	高	分解点検	130M	主要弁検査(機械分)	
	HPCSポンプトラス水入口弁用電動機 MV224-2(M)	高	分解点検 機能・性能試験	65M 6C	主要弁電動機検査	
	HPCS注水弁 MV224-3	高	分解点検	78M	高圧炉心スプレイ系主要弁分解検査	
	HPCS注水弁用電動機 MV224-3(M)	高	分解点検 機能・性能試験	65M 6C	主要弁電動機検査	
	高圧炉心スプレイ系制御回路 INT224-1	高	機能・性能試験	1C		
	高圧炉心スプレイ系計器一式	高	分解点検 特性試験	13M~26M 1C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉プロセス許容)	
	高圧炉心スプレイ系配管一式	高	外観点検	10C		
	高圧炉心スプレイ系配管支持構造物一式	高	分解点検 外観点検 外観点検	130M 10C 10C	高圧炉心スプレイ系設備検査 レストレイント検査	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
		高	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査(機能・性能)	
		高	特性試験	1C	ほう酸水注入系機能検査(特性)	
	ほう酸水貯蔵タンク T225-1	高	開放点検	130M		
		高	外観点検	10C	ほう酸水注入系設備検査(外観)	
		高	特性試験(抵抗測定) 漏えい試験	1C 10C		
	ほう酸水注入テストタンク T225-2	高	開放点検	130M		
	A-ほう酸水注入ポンプ P225-1A	低	分解点検	78M	ほう酸水注入ポンプ検査	
		低	外観点検	6C	ほう酸水注入系設備検査(外観)	振動測定: 3M
		低	機能・性能試験 漏えい試験	6C 6C		
A-ほう酸水注入ポンプ用電動機 M0225-1A	低	分解点検 機能・性能試験	104M 8C		振動測定: 3M	

表3 島根原子力発電所2号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
ほう酸水注入系	B-ほう酸水注入ポンプ P225-1B	低	分解点検	78M	ほう酸水注入ポンプ検査	振動測定: 3M
			外観点検	6C	ほう酸水注入系設備検査(外観)	
			機能・性能試験	6C		
			漏えい試験	6C		
	B-ほう酸水注入ポンプ用電動機 M0225-1B	低	分解点検	104M		振動測定: 3M
			機能・性能試験	8C		
	SLC外側隔離弁 V225-5	高	分解点検	130M	主要弁検査(機械分)	
			SLC内側隔離弁 V225-6	高	分解点検	78M
	ほう酸水注入ポンプ制御回路 INT225-1	高	特性試験(校正・調整)	52M		
	ほう酸水注入系計器一式	高	消耗品取替 特性試験	13M~78M 1C		
ほう酸水注入系配管一式	高	外観点検	10C			
ほう酸水注入系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M		ほう酸水注入系設備検査(外観)	
		外観点検	10C			
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	非常用ガス処理系機能検査
			機能・性能試験	1C		
	A-非常用ガス処理装置 D226-1A(前置), 2A(後置)	高	開放点検	26M		非常用ガス処理系設備検査(外観)
			外観点検	2C		
			特性試験(絶縁抵抗測定)	1C		
	B-非常用ガス処理装置 D226-1B(前置), 2B(後置)	高	開放点検	26M		非常用ガス処理系設備検査(外観)
			外観点検	2C		
			特性試験(絶縁抵抗測定)	1C		
	A-非常用ガス処理系排風機 M226-1A	高	機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	振動測定: 3M
			分解点検	52M		
	A-非常用ガス処理系排風機用電動機 M0226-1A	高	外観点検	4C	非常用ガス処理系設備検査(外観)	振動測定: 3M
			外観点検	1C		
			潤滑油取替	13M		
			機能・性能試験	4C		
A-非常用ガス処理系排風機用電動機 M0226-1A	高	分解点検	104M		振動測定: 3M	
		機能・性能試験	8C			

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
給水系	B-RFPタービン演算装置 2-982B	低	特性試験(校正・調整)	13M		
			機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)	
	給水系計器一式	高	特性試験 機能・性能試験 消耗品取替	13M~78M 1C 8Y	給・復水系設備検査(特性) 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉プロセス計装) 安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(原子炉給水流量制御装置) 主要制御系機能検査(原子炉給水流量制御装置)	
			給水系配管一式	高	外観点検	10C
給水系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M		給・復水系設備検査(外観) レストレイント検査	
		外観点検	10C			
原子炉圧力容器本体	原子炉圧力容器 0911-1	高	開放点検	13M		クラス1機器供用期間中検査(漏えい)
			漏えい試験	1C		
原子炉格納容器	原子炉格納容器 01209-1-3	高	開放点検	13M		原子炉格納容器漏えい率検査
			漏えい試験	1C		
	原子炉格納容器ベネトレーション一式	高	外観点検 消耗品取替	1C 13M		
原子炉ベント・ドレン系	原子炉ベント・ドレン系配管一式	高	外観点検	10C		
			分解点検	130M		
制御棒駆動系	制御棒駆動系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			制御棒駆動水圧系設備検査(外観)			
	制御棒駆動水加熱器 H212-1	低	外観点検	2C		
			漏えい試験	2C		
	スクラム排水水容器A,B T212-1A, 1B	高	外観点検	10C		
水圧ユニット要素容器 137台 T212-12B			高	開放点検	130M	
漏えい試験			1C			
水圧ユニットアクümüレータ 137台 T212-125	高	開放点検	130M			
		漏えい試験	1C			
水圧ユニットフィルタ 137台×4台 S212-134, 135, 136, 141	高	分解点検	13M			
		分解点検	13M			

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査 (機能・性能)
要領書番号 : S 2 - 1 7 - II - 2 2 - 1

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査 (特性)
要領書番号 : S2-17-II-22-2

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第12回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入ポンプ検査
要領書番号 : S2-100

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第12回定期事業者検査要領書

設備名：計測制御系統設備

検査名：ほう酸水注入系設備検査

要領書番号：S2-101

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル定期事業者検査要領書

設備名： 原子炉冷却系統設備
計測制御系統設備
放射線管理設備
検査名： 主要弁検査（機械分）
要領書番号： S2-17-III-76-1

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第15回 定期事業者検査要領書
(第4次改正)

設備名：計測制御系統設備
原子炉格納施設
原子炉冷却系統設備
燃料設備
廃棄設備

検査名：主要弁検査（原子炉建物）
要領書番号：S2-15-Ⅲ-76-1

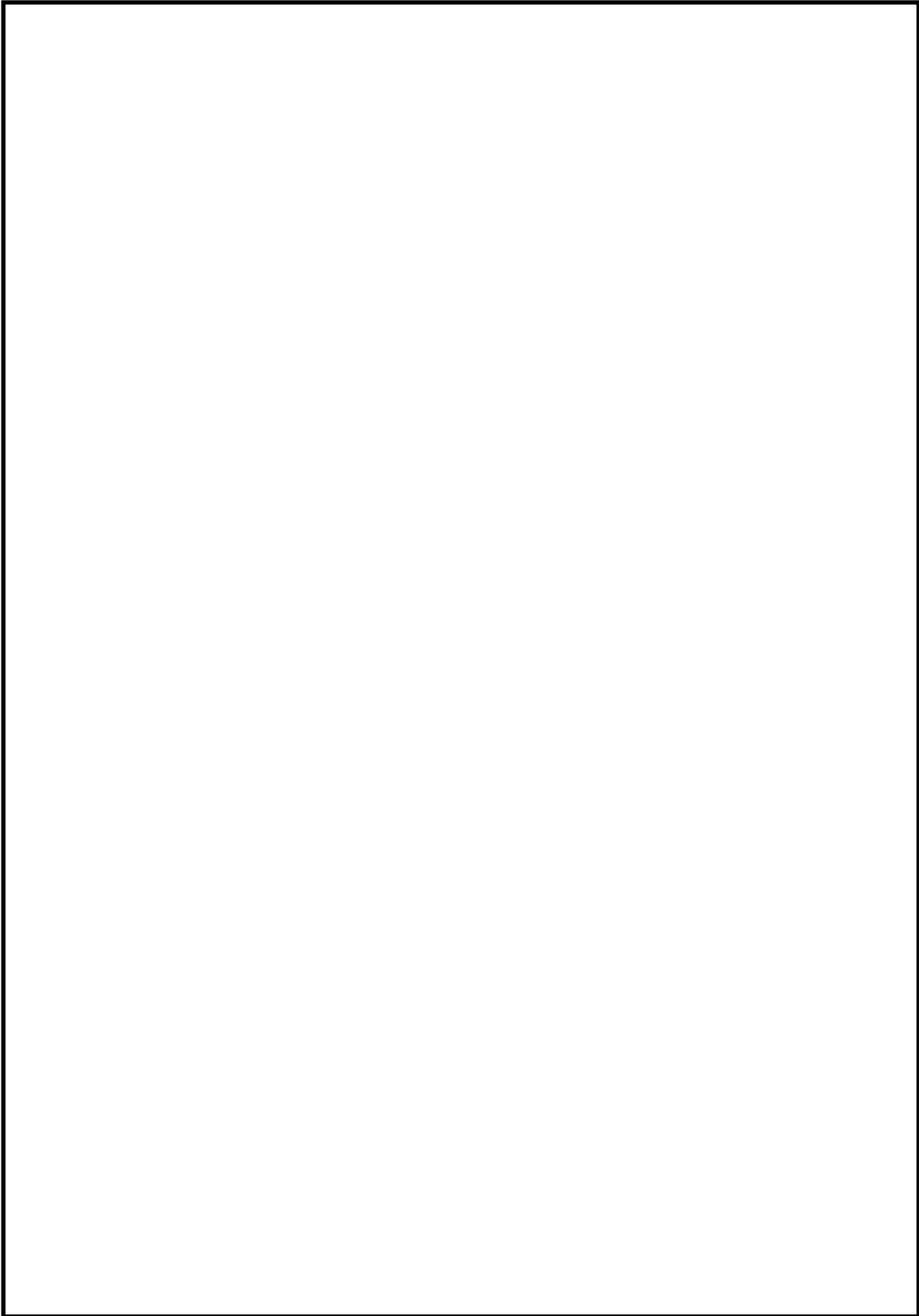


図3 ほう酸水注入ポンプ 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

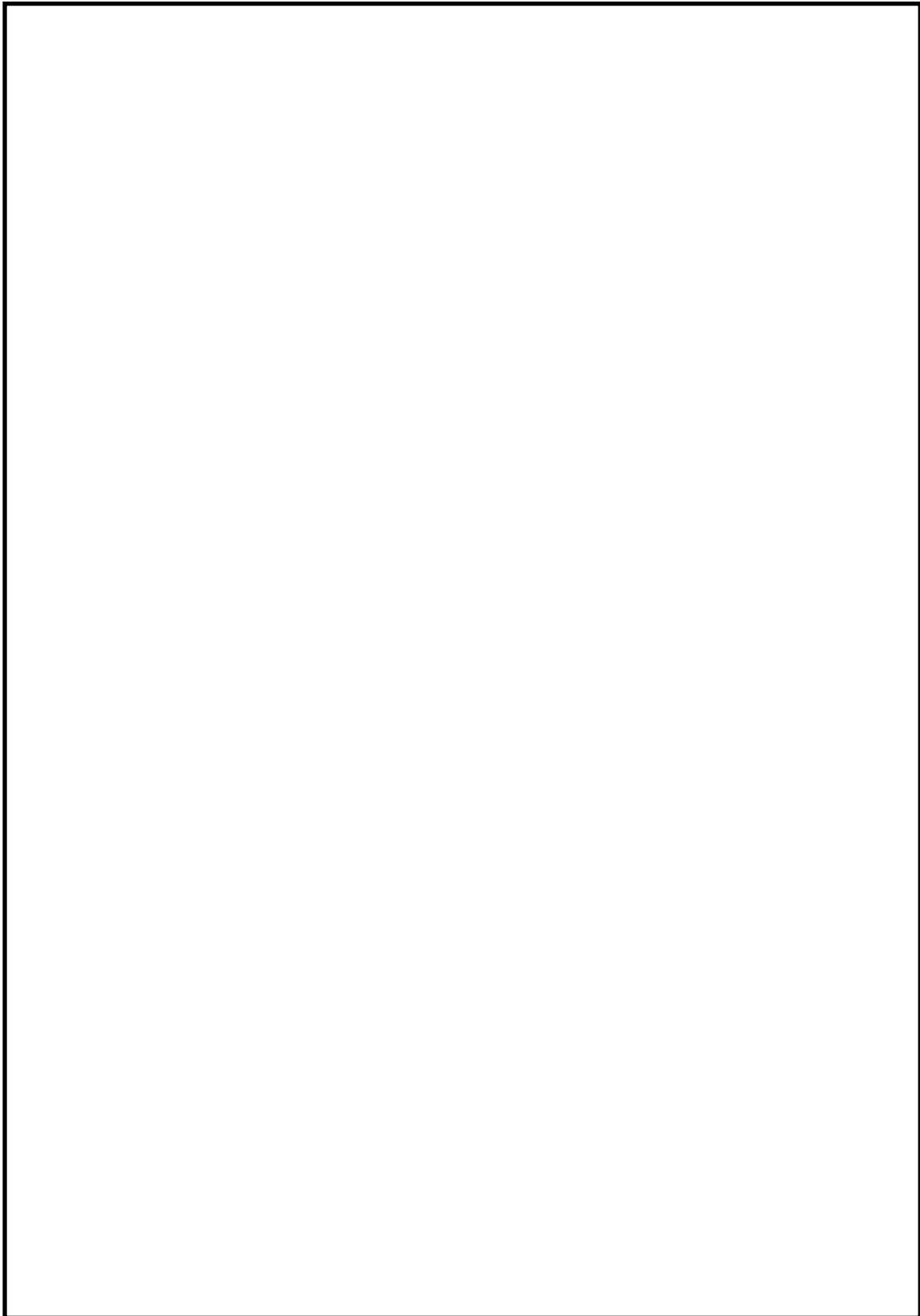


図4 ほう酸水貯蔵タンク 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

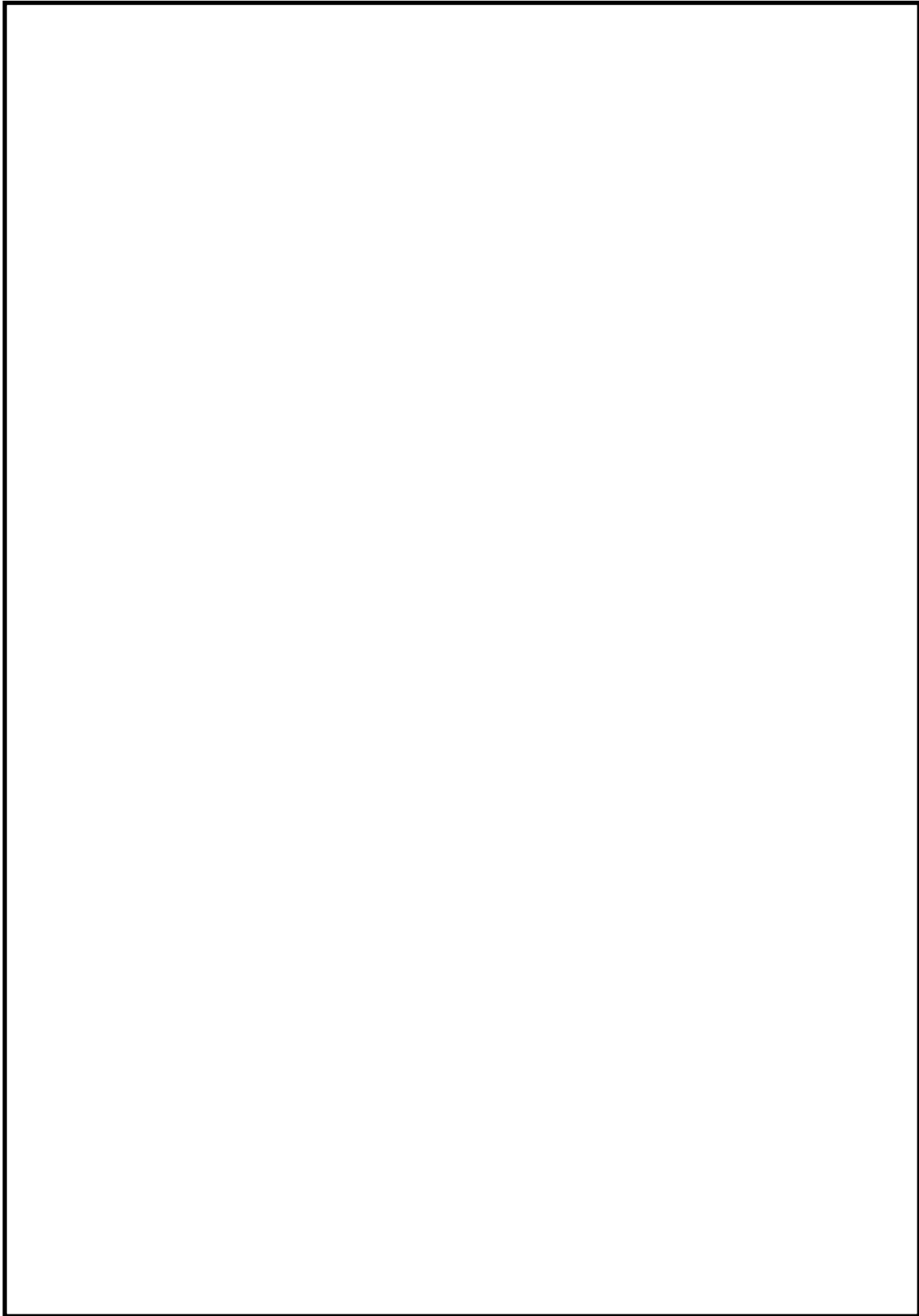


図5 SLC 外側隔離弁および SLC 内側隔離弁 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

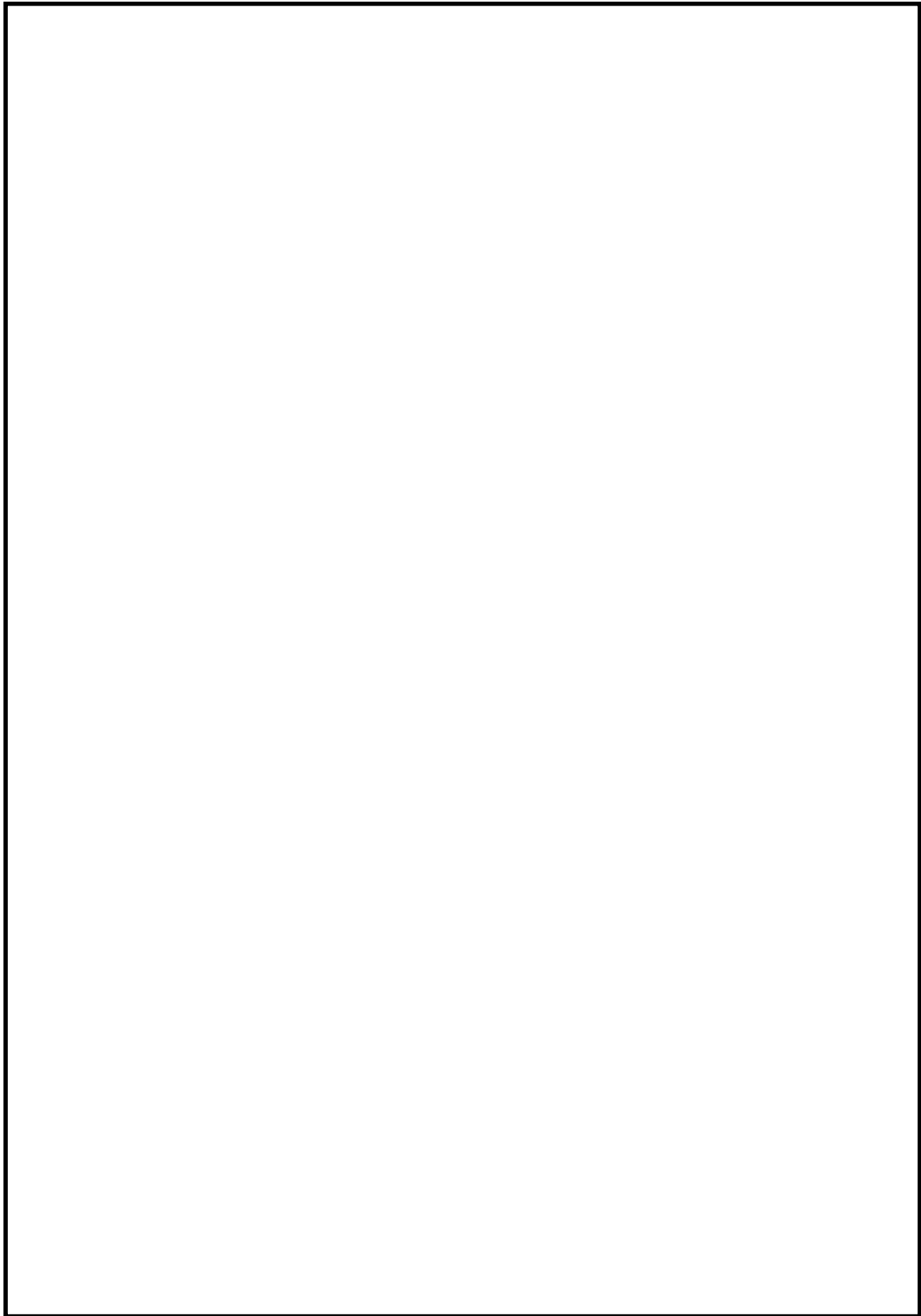


図6 ほう酸水注入系運転性能確認系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設備名 : 計測制御系統設備
検査名 : 制御棒駆動水圧系機能検査
要領書番号 : S2-17-I-3

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：制御棒駆動機構分解検査
要領書番号：S 2 - 1 7 - II - 2 0

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備

検 査 名 : 制御棒駆動水圧系設備検査 (外観)

要領書番号 : S 2 - 1 7 - III - 4 2 - 1

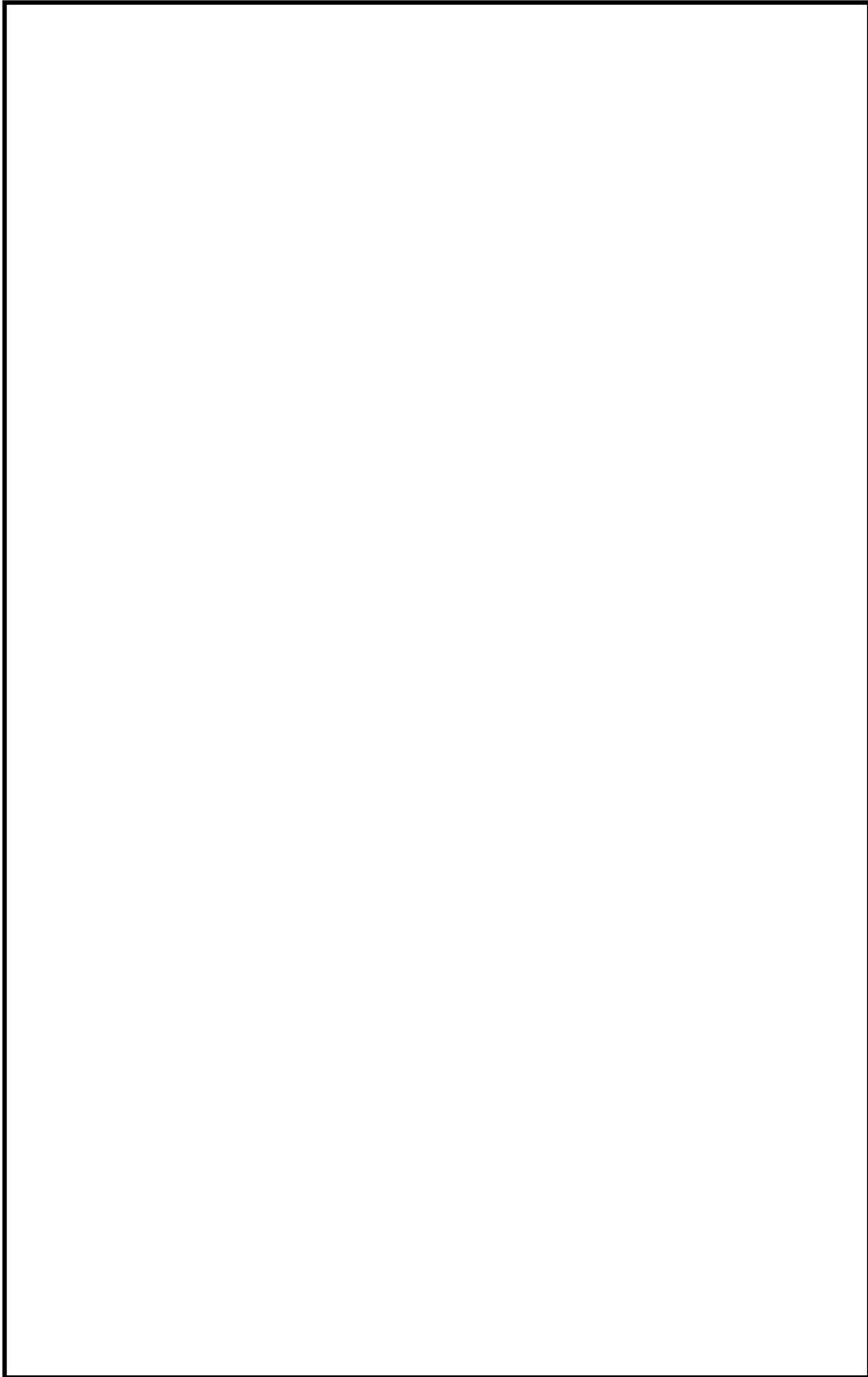


図 7 制御棒駆動水圧系機能検査系統概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

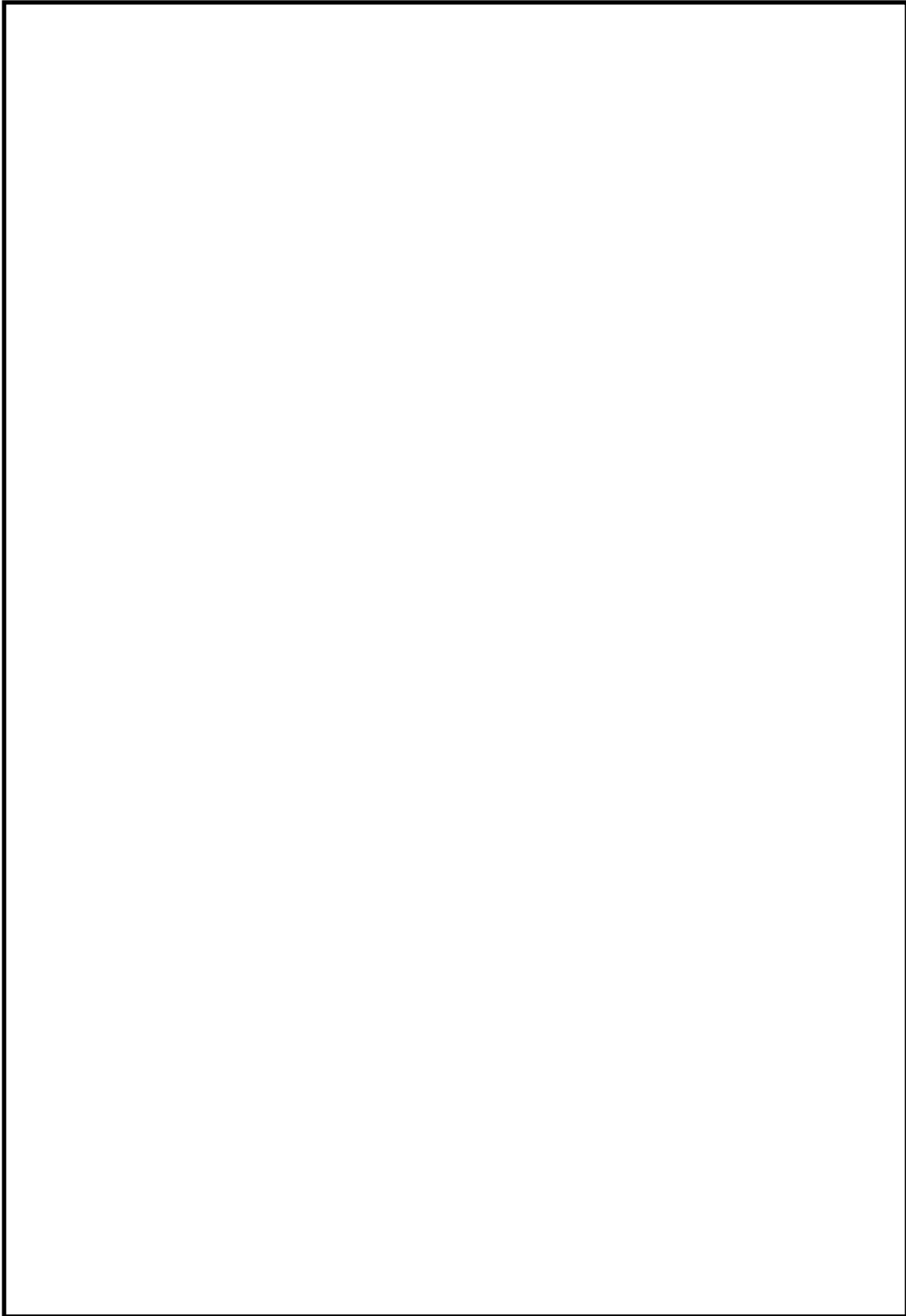


図8 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

44-6 容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名称	原子炉圧力高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設定値	7.41MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

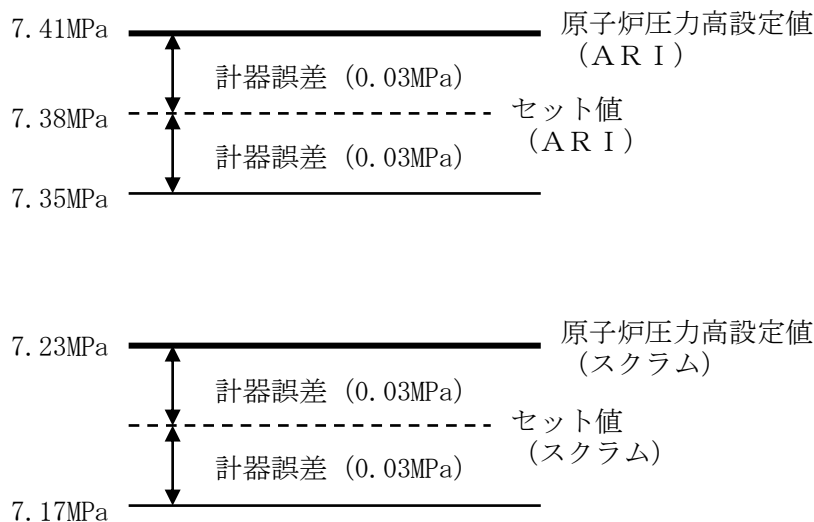
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.23MPa) より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションチェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.58MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、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。

<参考>

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



第 44 - 6 - 1 図 原子炉圧力高設定値の概要図

名称	原子炉水位低（レベル2）
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，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，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設定値	気水分離器下端*より 112cm 以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル3）スクラム発生前に本インターロックが動作することなく，事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とする。

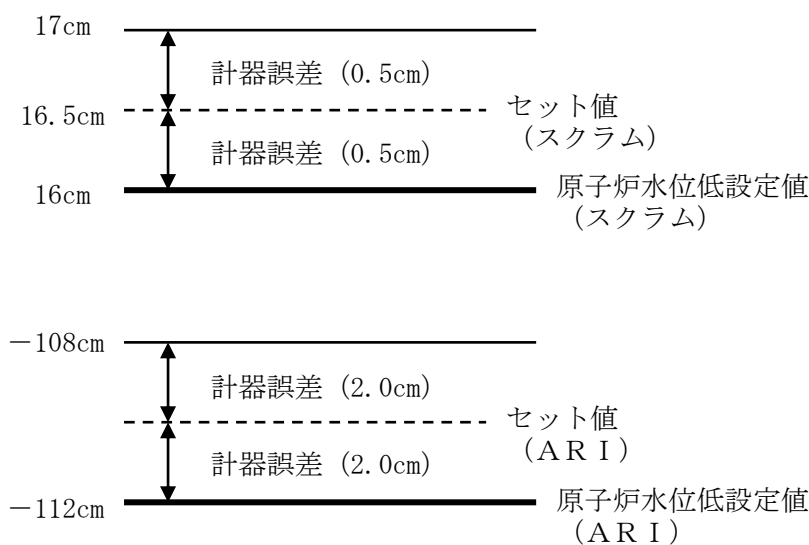
注記※：気水分離器下端レベルは，原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<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。

<参考>

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



第 44 - 6 - 2 図 原子炉水位低（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、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、再循環ポンプトリップを行う。
設定値	7.41MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

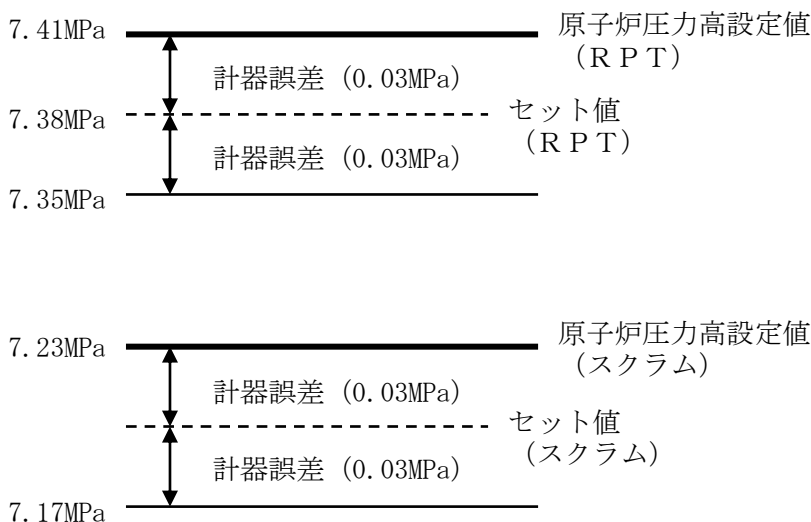
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.23MPa) より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションチェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.58MPa) 程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の 1.2 倍 (10.34MPa) を超えないようにする。

<参考>

R P T : 代替原子炉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	原子炉水位低（レベル2）
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、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、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、再循環ポンプトリップを行う。
設定値	気水分離器下端*より 112cm 以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル3）スクラム発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とする。

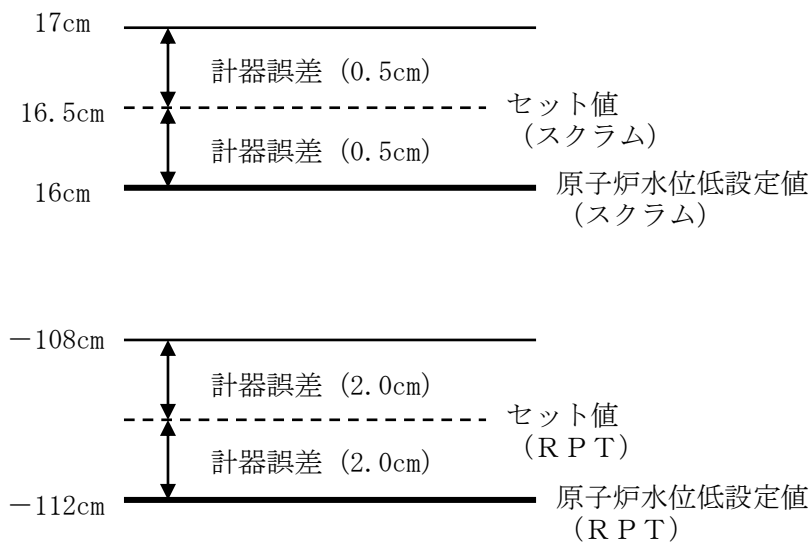
注記※：気水分離器下端レベルは、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<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再循環ポンプをトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

R P T : 代替原子炉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 原子炉水位低（レベル2）設定値の概要図

・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

名 称	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット アキュムレータ	
容 量	L/個	<input type="text"/>
最高使用圧力	MPa[gage]	15.2
最高使用温度	℃	66

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を共有するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

制御棒駆動系水圧制御ユニットは 137 個設置する。

1. 容量

制御棒駆動水圧設備アキュムレータ容量は、制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能な容量として下記を考慮する。

全ストロークスクラムに必要な容量

= (挿入有効断面積) × (全挿入までのストローク)

= (×) / 1,000

= L

ここで、挿入有効断面積: cm²

全挿入までのストローク: cm

制御棒駆動水圧設備アキュムレータ容量は、上記全ストロークスクラムに必要な容量 L/個に余裕を見込み、これを上回る容量として、約 L/個とする。

2. 最高使用圧力

スクラムに必要な最小圧力である約 8.3MPa を上回る圧力として 15.2MPa とする。

3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

・ほう酸水注入ポンプ

名 称	ほう酸水注入ポンプ	
個 数	—	2(うち1個は予備)
容 量	m ³ /h/個	9.72
吐 出 圧 力	MPa	11.0
最高使用圧力	MPa	吸込側 0.93/吐出側 11.8
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>

【設 定 根 拠】

ほう酸水注入ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有するものとする。

ほう酸水注入ポンプは、設計基準事故対処設備と同様に制御棒の挿入不能によって原子炉の低温停止ができない場合に、中央制御室から遠隔手動にて起動し、中性子吸収材（ほう酸水）を原子炉圧力容器下部ノズルから原子炉圧力容器に注入し原子炉を停止することを目的とする。

なお、ほう酸水注入ポンプは、系統に1台(予備1台)設置する。

1. 容量

ほう酸水注入ポンプの容量は、ほう酸水を原子炉に注入する際に必要となるボロン最低注入速度を考慮する。原子炉を低温停止へ移行させる際に必要な負の反応度添加速度 Δk/min に相当するボロン注入速度は解析の結果から ppm/min である。これを上回るものとして、ボロン最低注入速度は ppm/min とする。

一方、原子炉に余裕を持って低温停止できるボロン濃度は ppm と設定している。ボロン注入速度は ppm/min であるため、炉水中のボロン濃度を ppm にするためには、 ≒130min を要する。

ほう酸水注水量は、必要な冷却材中のボロン濃度を基に以下の容量となる。

$$\begin{aligned}
 \text{注入量} &= W_R \times \frac{W_{BR}}{(B_C/100) \times (H_C/100)} \times 1 / \gamma \\
 &= \text{} \times \frac{\text{}}{\text{/100} \times \text{/100}} \times 1/1065 \\
 &= \text{} \\
 &\doteq \text{}
 \end{aligned}$$

W_{BR} : ボロン設計濃度 = ppm

W_R : 設計水量 = kg

B_C : ボロン含有率 = w/o

H_C : 水溶液中のボロン濃度 = w/o

γ : 水溶液の比重 = 1,065kg/m³

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

これより、ほう酸水注入ポンプの容量は、注入時間 min で、ほう酸水必要容量 () を上回る有効容量 20m^3 に補給水系からの吸込量を考慮し原子炉へ注入できる容量とする。

$$\begin{aligned}\text{ポンプ容量} &= \frac{\text{ほう酸水有効容量 (}\ell\text{)}}{\text{注入時間 (min)}} + \text{補給水系からの吸込量} \\ &= \frac{20 \times 10^3}{\text{}} + \text{} = \text{} \div \text{} \ell/\text{min} = \text{} \text{m}^3/\text{h}\end{aligned}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの容量は上記を上回るものとし、 $9.72 \text{ m}^3/\text{h}$ /個以上とする。

2. 全揚程

設計基準事故対処設備として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、以下を考慮して決定する。

- ① 原子炉圧力：7.85MPa (系統運転時の原子炉最高圧力)
 - ② 静水頭： MPa
(密度： $1065\text{kg}/\text{m}^3$ (五ほう酸ナトリウム濃度 13.4wt% (15°C飽和), 27°C))
 - ③ 配管・機器圧力損失： MPa
 - ④ 原子炉底部差圧： MPa
- ①～④の合計：8.47MPa (約 847m)

上記から、ほう酸水注入ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 870m とする。

3. 最高使用圧力

(1) 吸込側

ほう酸水注入ポンプの吸込側の最高使用圧力は、補給水系の最高使用圧力に合わせ、0.93MPa とする。

(2) 吐出側

ほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、11.8MPa 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°C とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力

ほう酸水注入ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

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

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

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

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002)「往復ポンプ—試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) = (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

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

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

P =

上記から、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 /個とする。

名 称	ほう酸水貯蔵タンク	
個 数	—	1
容 量	m ³ /個	□以上(23.2)
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設 定 根 拠】

ほう酸水貯蔵タンクは重大事故等時に以下の機能を有するものとする。

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。

1. 容量

ほう酸水貯蔵タンクの容量は、以下のとおり。

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を低温停止に至らせ、その状態を余裕を持って維持する（停止余裕を 0.05 以上にする）のに必要な冷却材中のボロン濃度を考慮する。

必要ボロン濃度は、停止余裕を 0.05 以上にするのに必要なボロン濃度

□ppm に、□ppm とする。

ここで、必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が □

□であるため、□となる。そしてボロン含有率を □wt% として、五ほう酸ナトリウムの量

に換算すると、

必要五ほう酸ナトリウム量は、

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \square \\ &= \square \div \square \text{ kg} \text{ となる。} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15℃における溶解度は 13.4wt%で、溶液の密度は 1065kg/m³ (27℃) である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

上記から、ほう酸水の貯蔵量は m³ (最小) となり、タンク内無効容積 m³ を考慮し m³ とする。

これらを踏まえ、タンク容量については、 m³ を上回るものとして 23.2 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、開放型タンクであるため静水頭とする。

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温度制御範囲 (18~40℃) を上回るものとし、66℃とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

44-7 その他設備

以下に、原子炉を未臨界に移行するための自主対策設備の概要を示す。

緊急時停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下のとおりである。

(1) 原子炉手動スクラムP B

原子炉手動スクラムP B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、原子炉手動スクラムP Bを整備する。

(2) 原子炉モードスイッチ

原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、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する。

(3) 選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択した制御棒を自動挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効であるため選択制御棒挿入機構を整備する。

(4) スクラムパイロット弁計装用配管・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装用配管内の計装用空気を排出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、制御棒を挿入する手段としてスクラムパイロット弁計装用配管・弁を整備する。

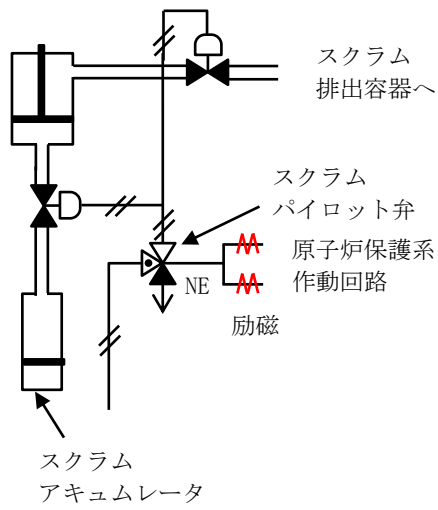
(5) スクラムテストスイッチ

スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。

(6) 原子炉保護系電源スイッチ

原子炉保護系電源スイッチを操作する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、原子炉保護系電源スイッチを整備する。

<正常時>



<原子炉保護系電源スイッチ遮断時>

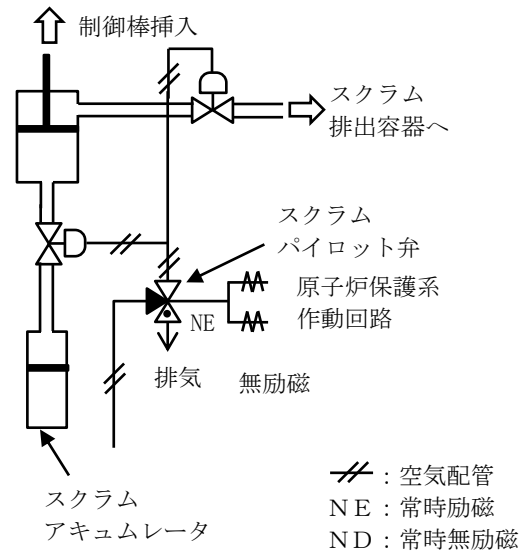


図1 原子炉保護系電源スイッチ遮断による制御棒のスクラム動作 概要図

(7) 制御棒手動操作・監視系

制御棒駆動機構は、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、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で操作完了までの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、手動で制御棒を挿入する手段として有効であることから、制御棒手動操作・監視系を整備する。

制御棒駆動機構の概要について、図2に示す。

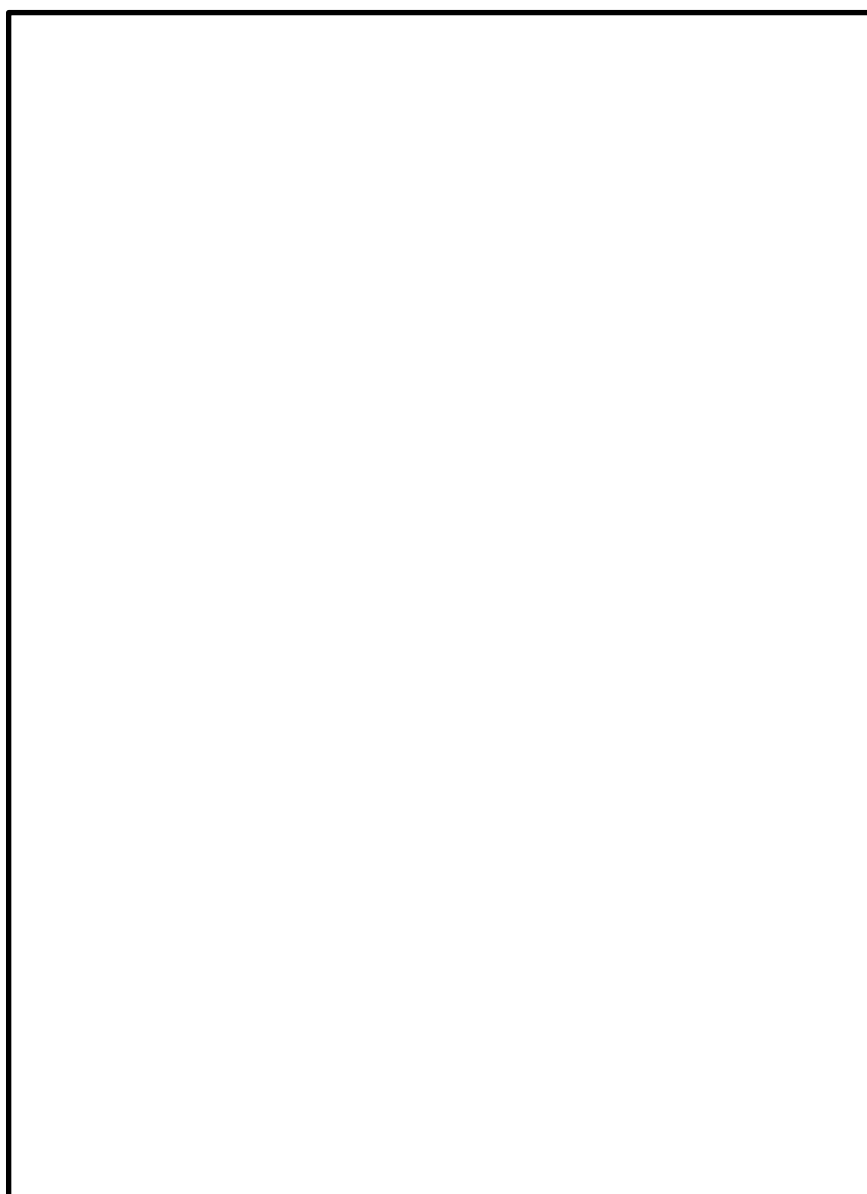


図2 制御棒駆動機構 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

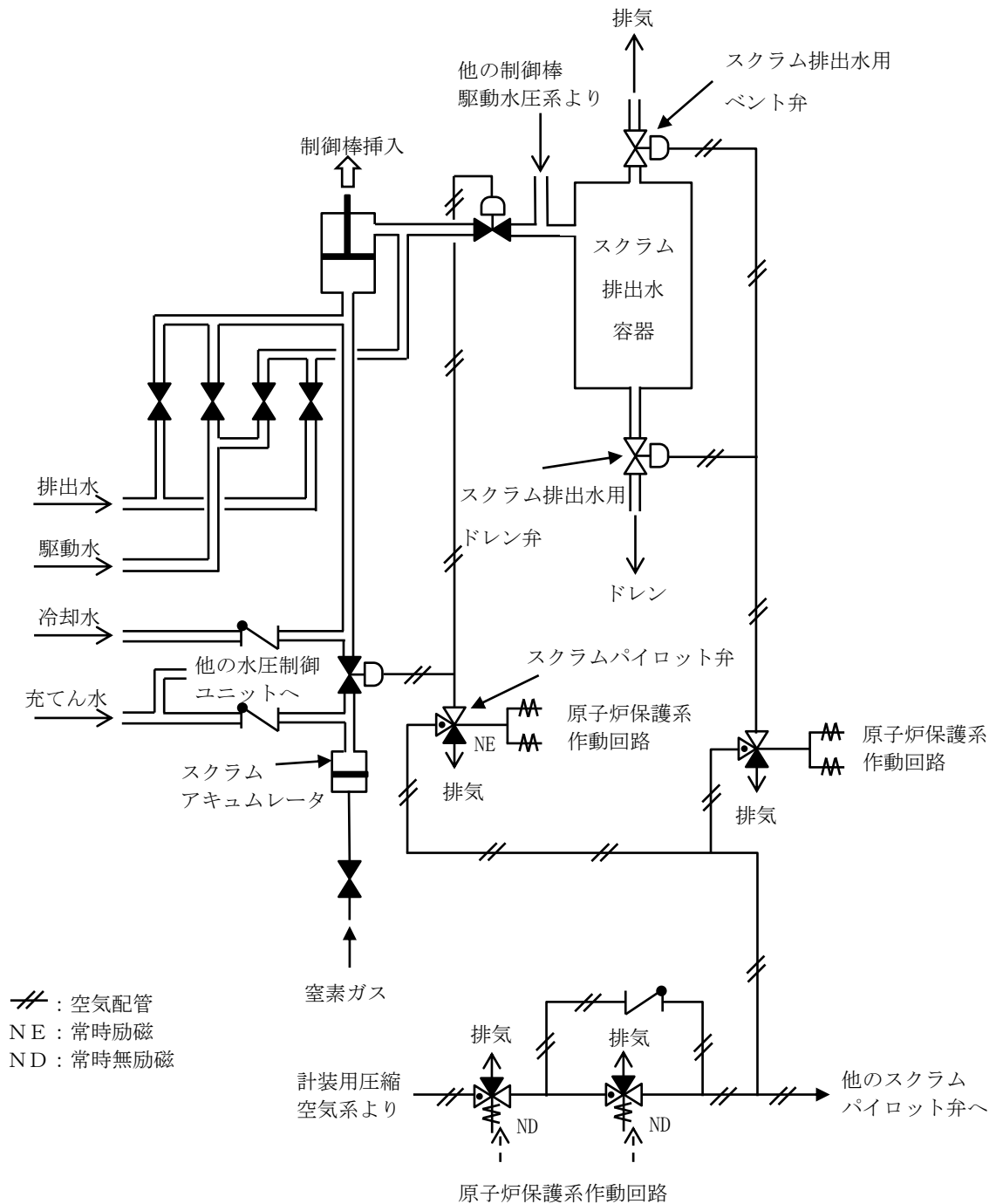


図3 原子炉保護系及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 概要図

(8) 原子炉水位制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動機駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系

原子炉水位制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動機駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，発電用原子炉の出力抑制を行えることから，原子炉水位制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動機駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ

系を整備している。

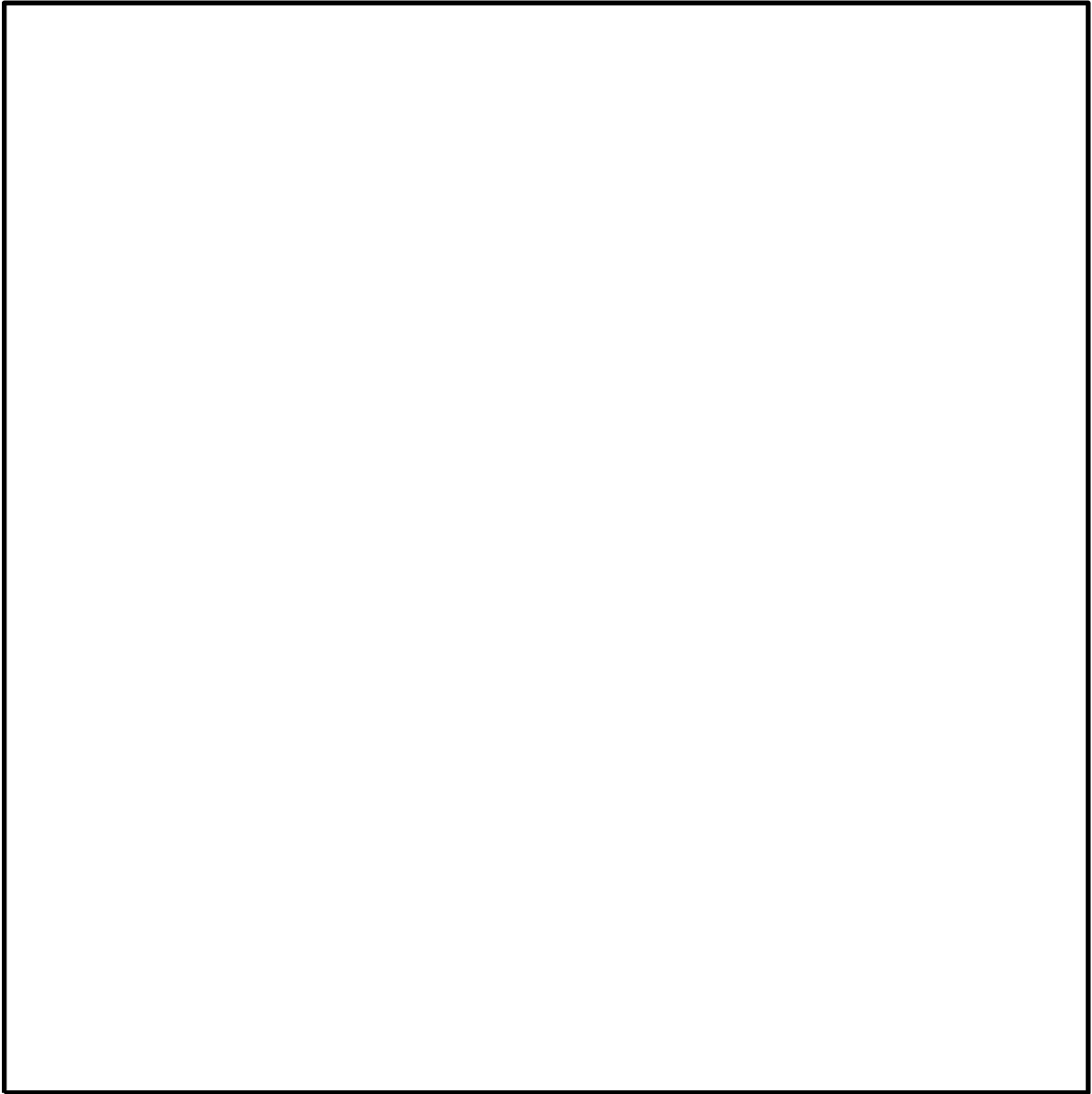


図4 配置図（自主対策設備）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

44-8 ATWS緩和設備について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過渡変化時において、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原子炉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することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により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原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、A T W S 緩和設備）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、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する。

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、中央制御室及び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が発生した場合における、中央制御室及び原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

(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ており、操作性に関する設計上の考慮は不要な設計とする。

なお、代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能については、手動による操作が可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故時においても操作可能な設計とする。

(3) 悪影響防止

A T W S 緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプ遮断器で設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており、多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

多重化された原子炉保護系と A T W S 緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

A T W S 緩和設備は、基準地震動 S_s による地震動に対して、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、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプ遮断器まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって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】

ほう酸水注入系により、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。

ほう酸水注入系は、2 台のほう酸水注入ポンプが設置され、このうち 1 台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を炉心支持板下部に設置された差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）から原子炉压力容器に注入する。

ほう酸水注入系は、想定する重大事故（A T W S）が発生した場合における中央制御室及び原子炉棟内の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）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 による地震動に対して、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

A T W S 緩和設備は、共通要因故障によって多重化された原子炉保護系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

A T W S 緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプ遮断器は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、A M 設備制御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を行うことから、多重化された原子炉保護系に対して内部火災、内部溢水による悪影響は与えない。（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）。

A T W S 緩和設備は図 1 のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁

又は原子炉再循環ポンプ遮断器まで、多重化された原子炉保護系から独立した構成となっており、ATWS緩和設備が起因による火災により多重化された原子炉保護系に悪影響を与えない設計とする。

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

また、ATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、多重化された原子炉保護系と同時に機能が損なわない設計とする。

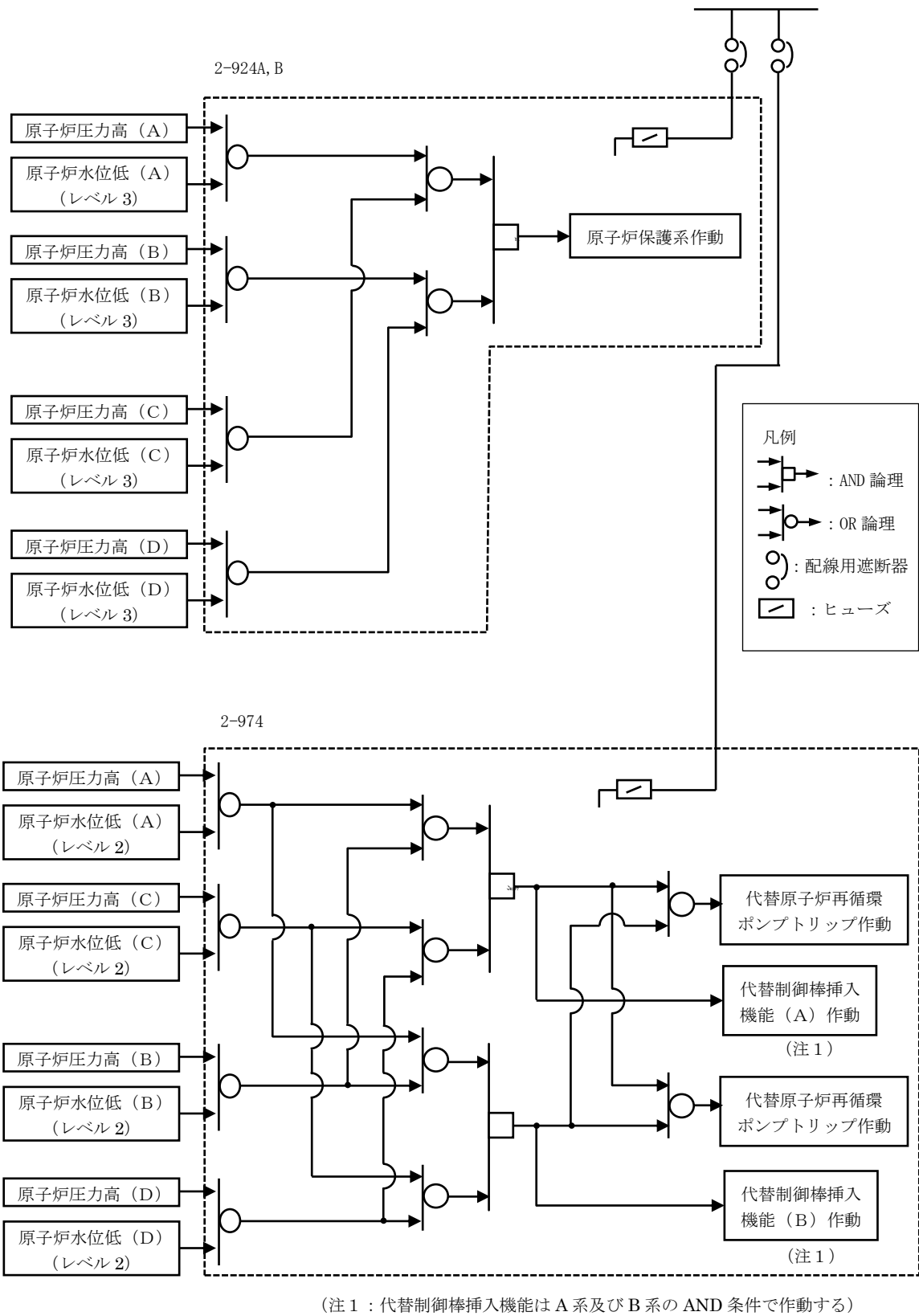
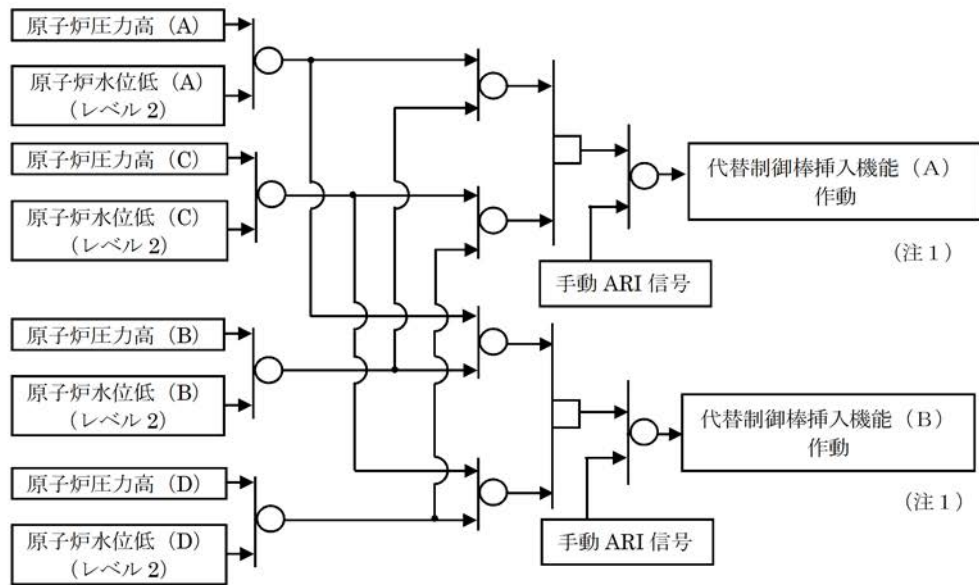


図1 原子炉保護系及びA T W S 緩和設備の論理回路



(注1 : 代替制御棒挿入機能は A 系及び B 系の AND 条件で作動する)

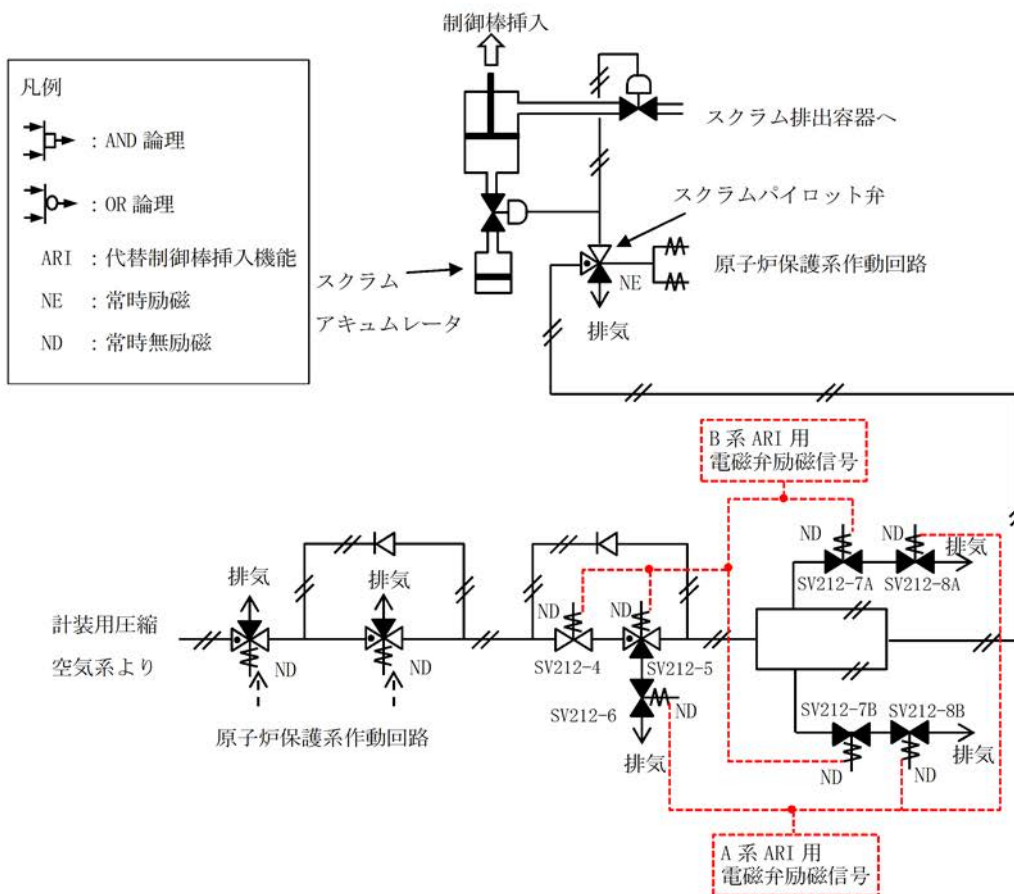


図2 電磁弁の分離について

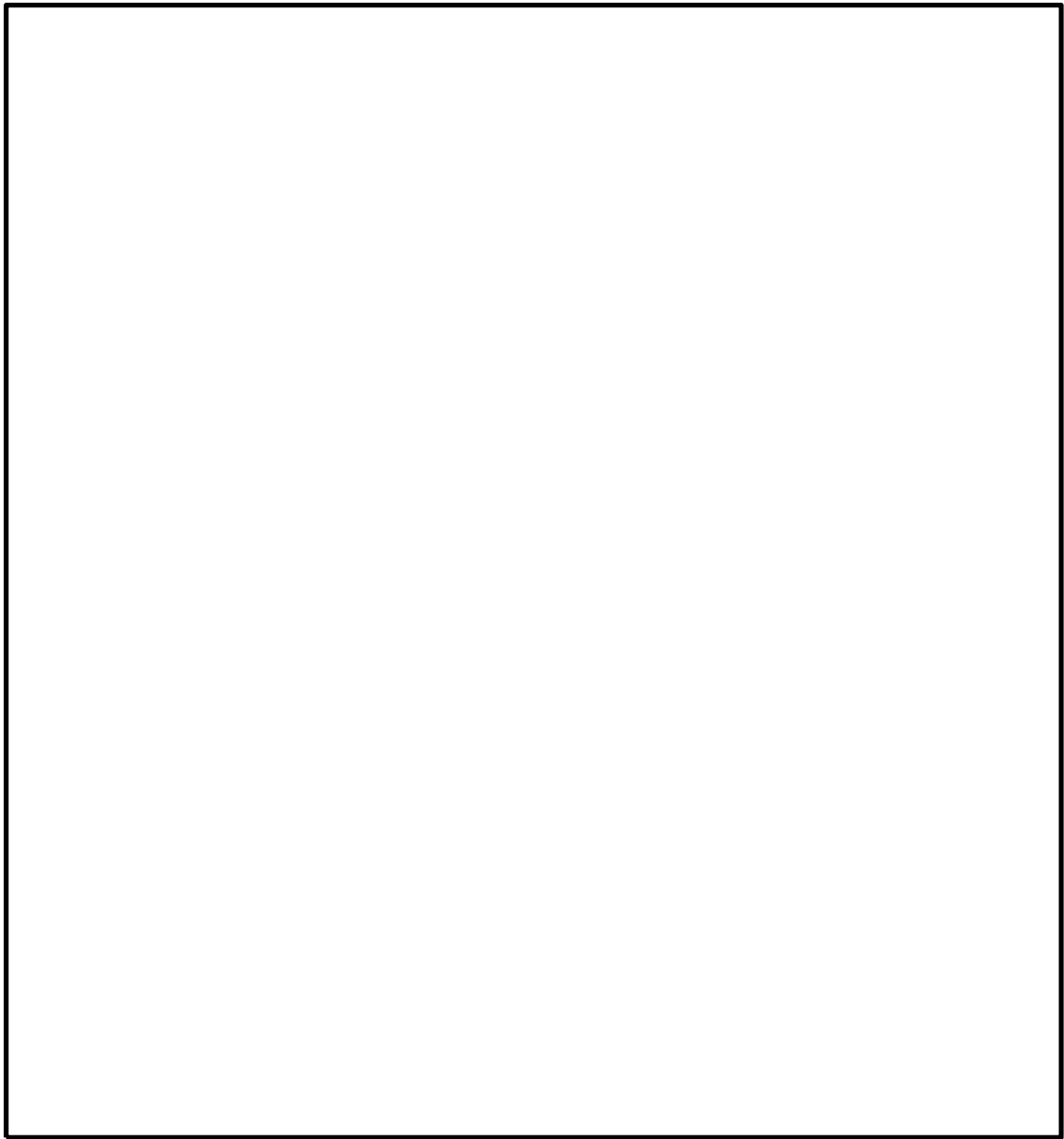


図3 スクラムパイロット弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の
設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

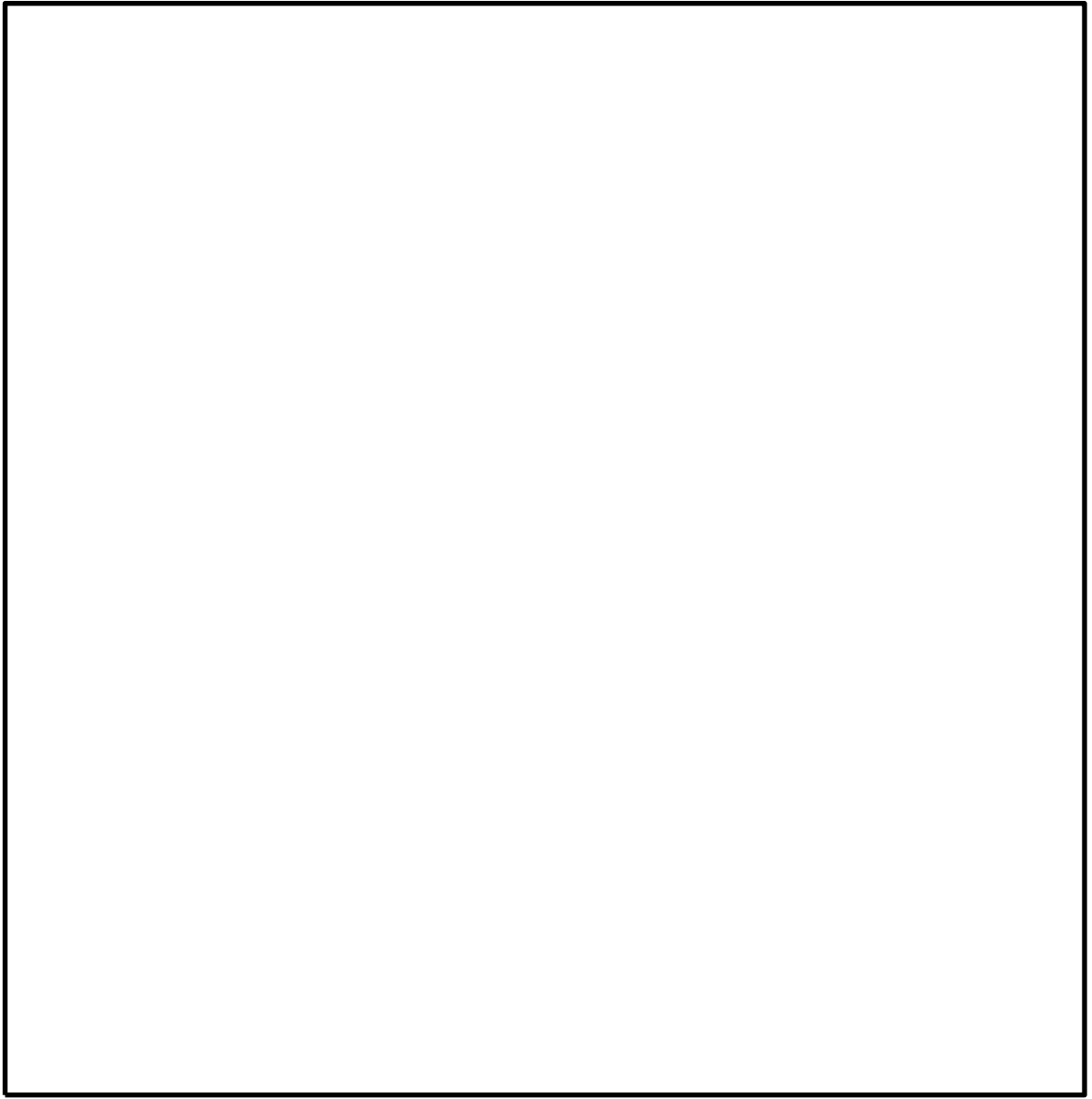


図4 AM設備制御盤及び原子炉保護継電器盤の設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

44-9 A T W S 緩和設備に関する
健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

A T W S 緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下、「A T W S」という。）が発生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し、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保するとともに、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（原子炉保護系）の故障により、原子炉保護系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

(3) 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原子炉の加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、以下の機能を設けている。

a. 代替制御棒挿入機能（A R I）

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉保護系から独立した回路にて、制御棒を挿入する。本設備により、原子炉保護系の故障によるA T W S 事象発生時に原子炉を未臨界にする。

b. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能（R P T）

原子炉圧力容器外に設置されている原子炉再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、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するためのほう酸水注入系を「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第四十四条2（1）に従い、設けている。

c. ほう酸水注入系（S L C）

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

主蒸気隔離弁の閉止等において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させ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 発生時に原子炉圧力の上昇また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として、運転中の検出器故障による不動作を考慮して 2 重の「1 out of 2」論理とする。

代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動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 緩和設備の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（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. A T W S 緩和設備はロジック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. 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表 1 に示す。表 1 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は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 1 に示す。

表 1 A T W S 緩和設備の信頼性評価結果

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

※1 代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. A T W S 緩和設備

取付場所：制御室建物 EL16.9m

設備概要：多重化された原子炉保護系に対し，多様性を備えた設備として設置するものであり，原子炉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原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）による，代替原子炉再循環ポンプトリップ
- ②原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）による，代替制御棒挿入
- ③手動起動による代替制御棒挿入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

b. A T W S 緩和設備作動信号

作動に要する信号：原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の“2重の「1 out of 2」”信号

設定値：

原子炉圧力高：7.41MPa 以下

原子炉水位低（レベル2）：気水分離器下端*より 112cm 以上

*気水分離器下端レベルは，原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

作動信号：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

作動信号を発信させない条件：該当なし

(2) 設定値根拠

A T W S 緩和設備の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（7.23MPa）より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションチェンバへの負荷を考慮し，逃がし安全弁第1段設定値（7.58MPa）程度以下とする。

○原子炉水位低（レベル2）

- ・原子炉水位低（レベル3）スクラム発生前に本インターロックが動作することなく，事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル2）を設定値とする。

なお、重大事故等の有効性評価「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 作動失敗を仮定した評価を実施している。A R I 機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、A R I が作動するため、事象発生後 1 分程度で原子炉を未臨界にする※（S L C 注入は事象発生から約 11.6 分後であり、それよりも十分早く未臨界状態にする）。

※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（R P T）】

○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（7.23MPa）より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションチェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第 1 段設定値（7.58MPa）程度以下とする。

なお、重大事故等時の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止＋スクラム失敗＋A R I 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で再循環ポンプ 2 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を超えないことを確認している。

○原子炉水位低（レベル 2）

- ・原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 2）を設定値とする。

なお、重大事故等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の代替原子炉再循環ポンプトリップの設定値（原子炉圧力高、原子炉水位低（レベル 2））で動作することで、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水注入、残留熱除去系を用いたサブプレッションプール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

- (3) 設備概要
 - a. 設置場所

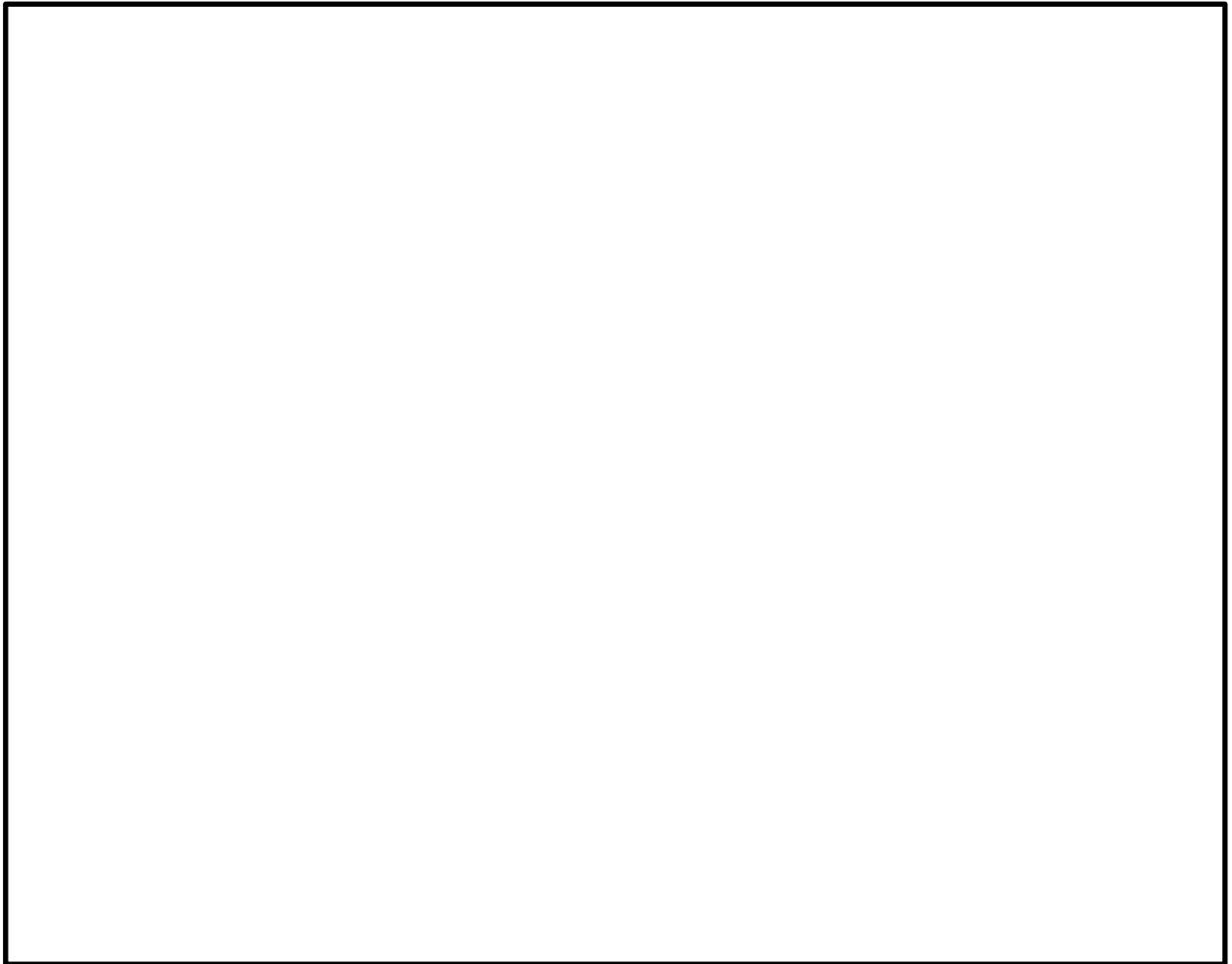


図1 ATWS緩和設備（AM設備制御盤）設置場所

- b. 回路構成

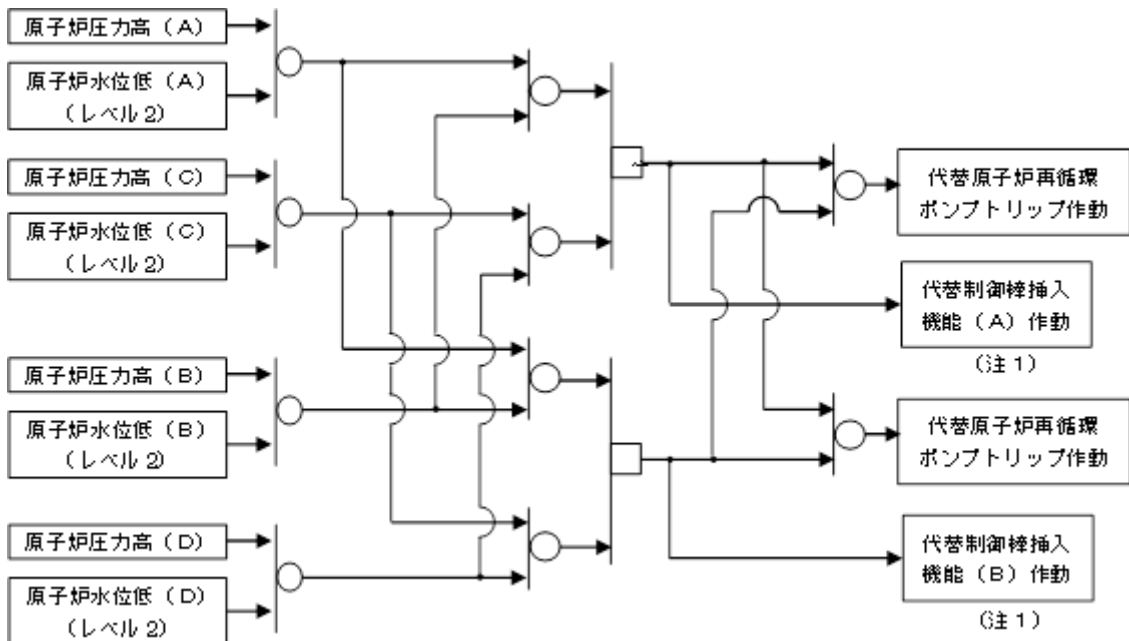
- (a) 原子炉保護系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプ遮断器（停止に必要な部位）まで、多重化された原子炉保護系から独立した構成となっており、多重化された原子炉保護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 ATWS緩和設備について 5. ATWS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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図



(注 1 : 代替制御棒挿入機能は A 系及び B 系の AND 条件で作動する)

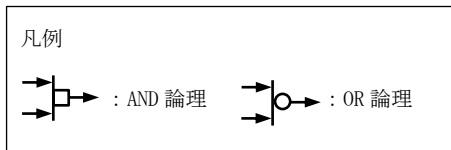


図 2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

A T W S 緩和設備の信頼性評価

1. 誤動作率評価

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

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（2009 年 5 月）（国内一般故障率 21 ヶ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表 1 に示す。

これらの考え方をもとに評価した各回路の誤動作率を表 2 に示す。また、表 2 より、A T W S 緩和設備の誤動作率は / 時間 / 炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

表1 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（／時間））※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}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確か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。

表2 誤動作確率評価結果一覧

評価範囲	誤動作確率
代替原子炉再循環ポンプトリップ論理回路	<input type="text"/> ／炉年
代替制御棒挿入論理回路	<input type="text"/> ／炉年
A T W S 緩和設備誤動作確率	<input type="text"/> ／炉年
	<input type="text"/> ／時間※2

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

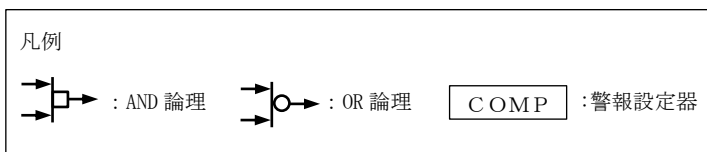
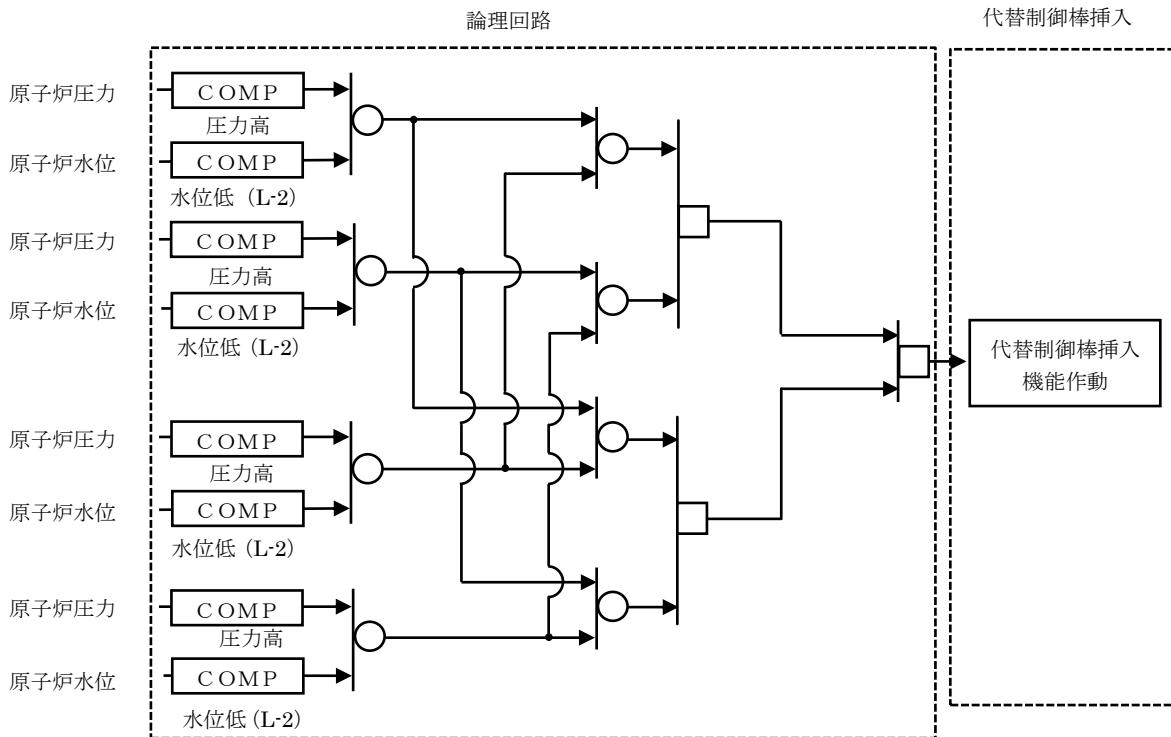
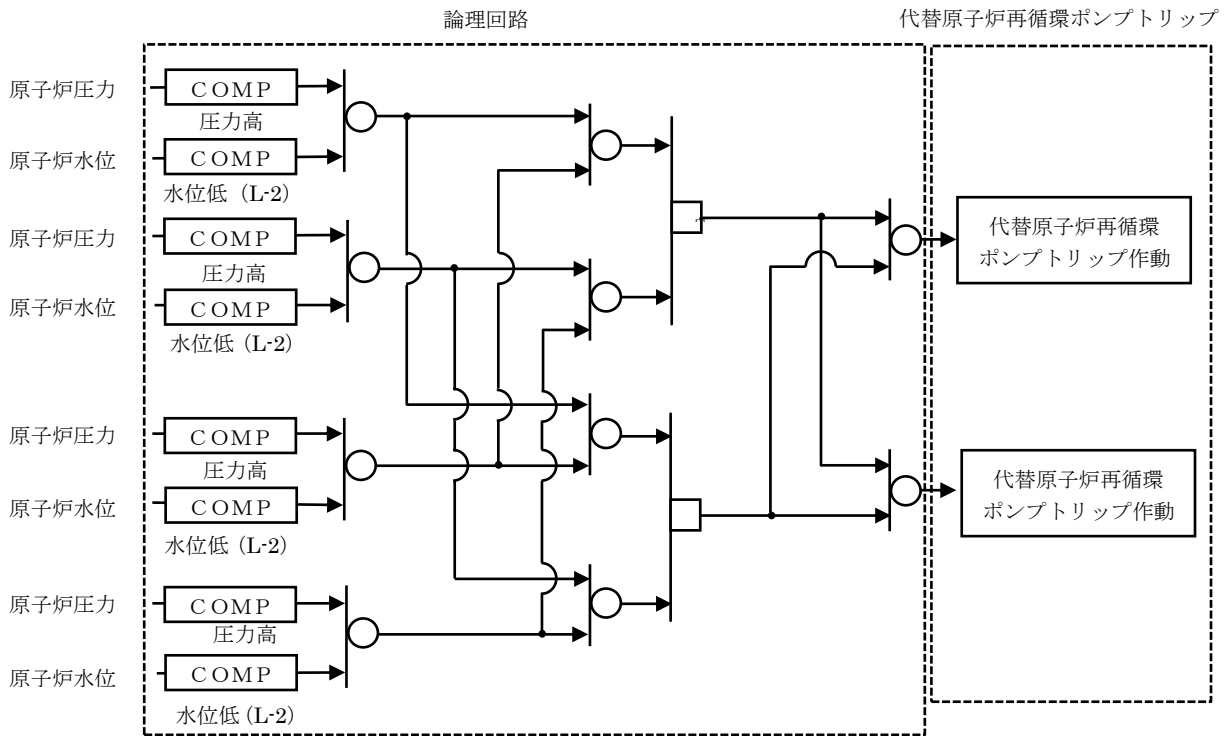


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

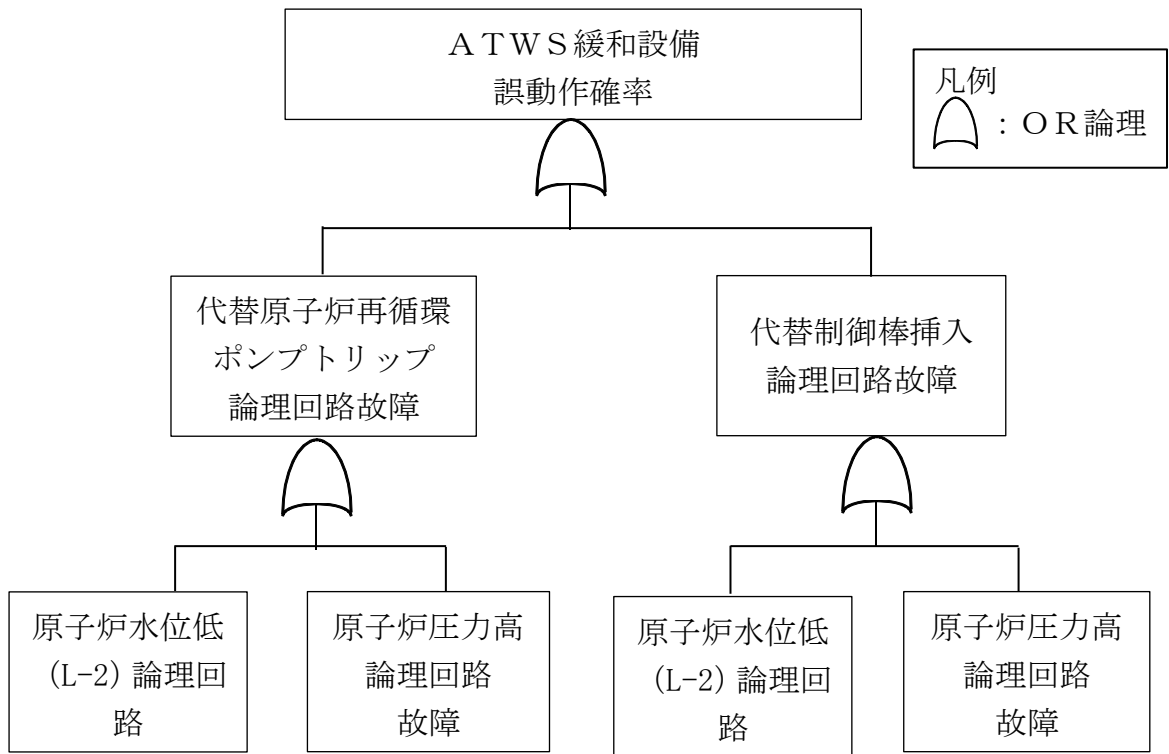


図2 誤動作確率評価フォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

A T W S 緩和設備が動作を要求されるプラント状態に至った際に過渡時自動減圧機能が動作しない確率（不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。A T W S 緩和設備の不動作確率の評価に係る回路の概略図を図3に示す。また、フォールトツリーの概略図を図4に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。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）（国内一般機器故障率21カ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表3に示す。
- ・共通原因故障（C C F）のモデル化にはM G L法を用いた。
- ・故障確率 $P = 1 + (1/\lambda T) [\exp(-\lambda T) - 1]$ ($\approx \lambda T/2$) で評価した。
(λ : 故障率, T : 健全性確認間隔)

また、この非信頼度と、内部事象P R AにおいてA T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度^{※1}の積をとることにより、原子炉スクラムに至る状態であって、安全保護系による原子炉の停止機能が喪失し、かつA T W S 緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度、つまりA T W S 緩和設備の不動作の頻度を求めた。

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

A T W S 緩和設備の非信頼度（不動作確率）に、内部事象P R AにおいてA T W S 緩和設備に期待する状況の発生頻度 (6.4×10^{-10} /炉年) を乗算することにより、A T W S 緩和設備の非信頼度（不動作の発生頻度） /炉年 が求められ、信頼度は高いと考えられる。

※1 A T W S 緩和設備によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は、重大事故等対処設備には期待しない前提でのP R Aモデルから評価した。スクラムに至る各起因事象の発生頻度の和 (0.22 /炉年) と原子炉保護系の非信頼度 (2.9×10^{-9} /炉年) の積 (6.4×10^{-10} /炉年) を当該状況の発生頻度とした。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表3 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (不動作確率 (／時間)) ※2	健全性確認間隔 (／時間)
検出器 (圧力)	2.9×10^{-9}	8760
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}	8760
リレー	1.5×10^{-9}	8760
警報設定器	2.3×10^{-9}	8760
ヒューズ	5.5×10^{-9}	24※3
電源装置	6.6×10^{-9}	24※3

※2 日本原子力技術協会「故障件数の不確か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。

※3 常時監視下で健全性が確認されていることから24時間で評価した。

表4 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲※4	非信頼度
代替原子炉再循環ポンプトリップ論理回路	[]
代替制御棒挿入論理回路	[]
A T W S 緩和設備の非信頼度	[] [] / 炉年※5

※4 計装品が共通原因や電源等によって不動作に至る確率は各論理回路内で計算している。

※5 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 (6.4×10^{-10} / 炉年) を乗じることにより, A T W S 緩和設備の不動作の発生頻度を算出。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

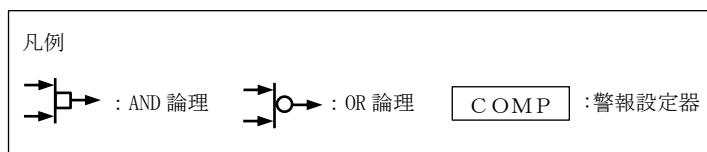
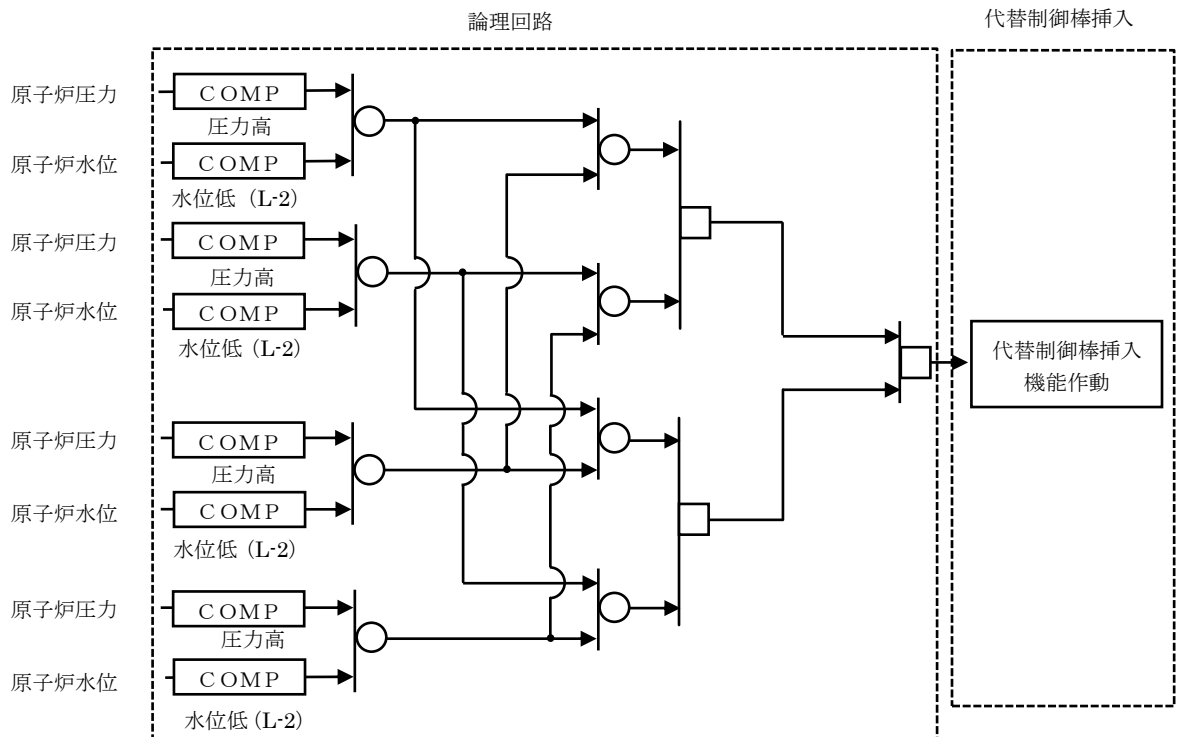
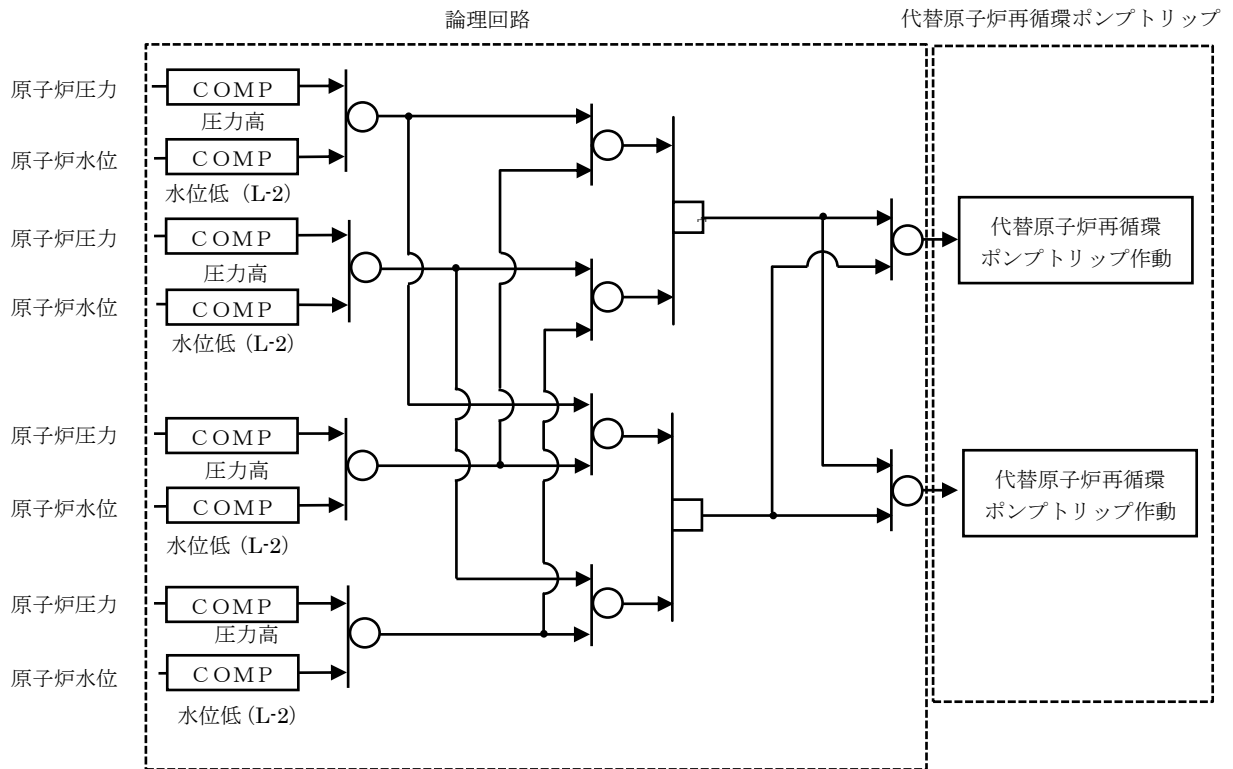
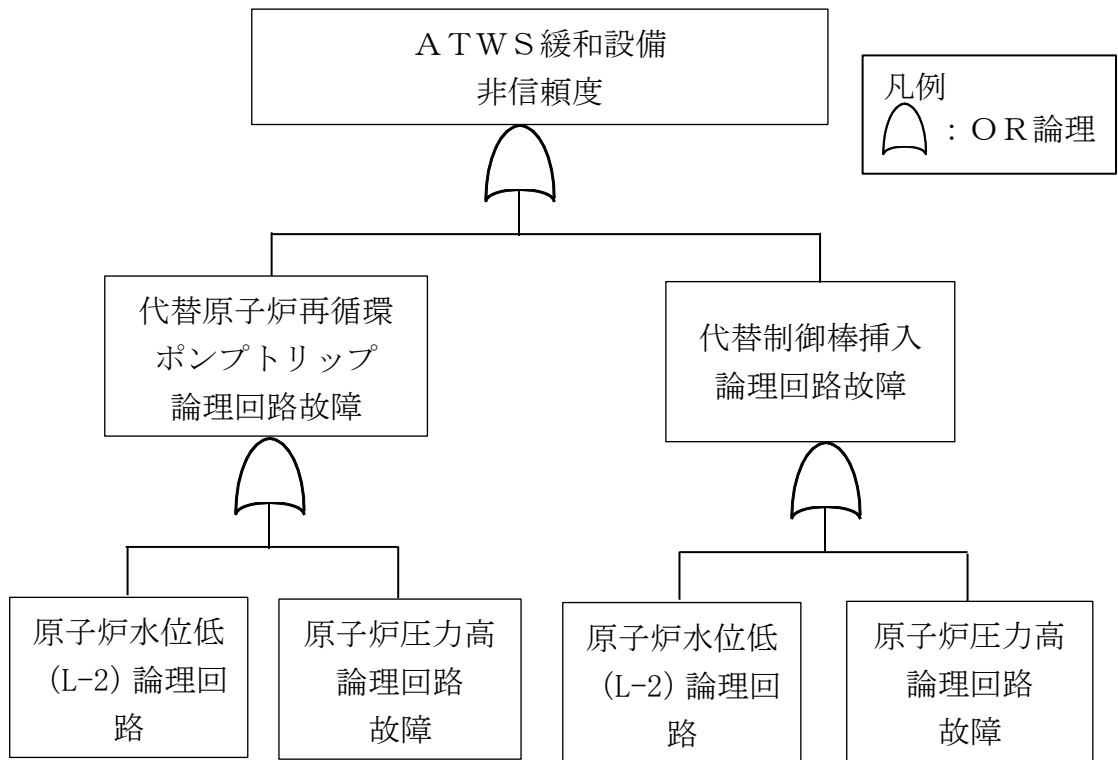


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



※ 検出器の共通原因故障は各論理回路で考慮している。

図4 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

プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R Iを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。

A R Iが作動した場合、S L Cを起動させる必要はないため、S L Cを起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。

この要求を満足するためA R Iの設計目標として、

- ①代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 15 秒以内に開始されること。
- ②代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に完了されること。

の考え方にに基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。

- ・原子炉圧力高 設定圧力 7.41MPa
- ・原子炉水位低 設定水位レベル 2
- ・手動起動要求

なお、スラムによる制御棒の挿入と代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、44-4 図 1 代替制御棒挿入機能の概念図に示す通り、排気ラインの構成に違いがある。

2. A R Iによる原子炉停止機能の評価について

有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、A R Iによる原子炉停止機能の確認を行った。当評価に際して以下を解析条件とする。

- ・過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- ・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機能の動作条件他、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果のまとめを表 1 に、燃料被覆管の温度変化を図 1 に示す。

本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴いM C P Rが低下し、事象発生後約 2.5 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で再循環ポンプ（2

台) がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。その後、25 秒後にはARI 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において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から 60 秒以降）は発生せず、燃料被覆管温度は申請解析と同様となる。なお、本評価では保守的に事象発生後 25 秒にARI による制御棒挿入が完了するとの前提としたが、約 2.5 秒後にはARI 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。

表1 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 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 818℃ (13 ノード位置)	約 818℃ (13 ノード位置)	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (14 ノード位置)	1%以下 (14 ノード位置)	15%以下

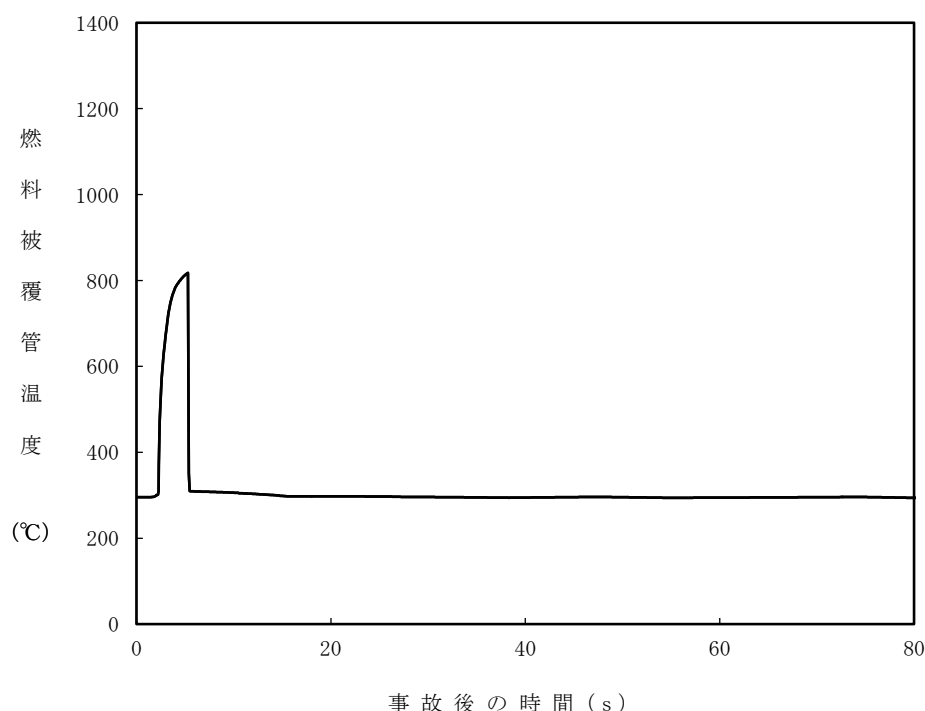


図1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁閉止[ARI ケース]）

45 条 補足説明資料

- 45-1 S A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 その他設備
- 45-8 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁（HO弁）に関する説明書
- 45-9 高圧原子炉代替注水系の設計上の考慮に関する説明書

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

45条： 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		高圧原子炉代替注水ポンプ		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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, B f	
			関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	45-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	45-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図, 45-5 試験及び検査, 45-7 その他設備	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
			関連資料	45-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			45-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				45-2 単線結線図, 45-3 配置図, 45-4 系統図, 46-7 その他設備		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

45条： 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		原子炉隔離時冷却ポンプ (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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, B f	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	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—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

45条： 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		高圧炉心スプレイ系 (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	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			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 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

45-2 単線結線図

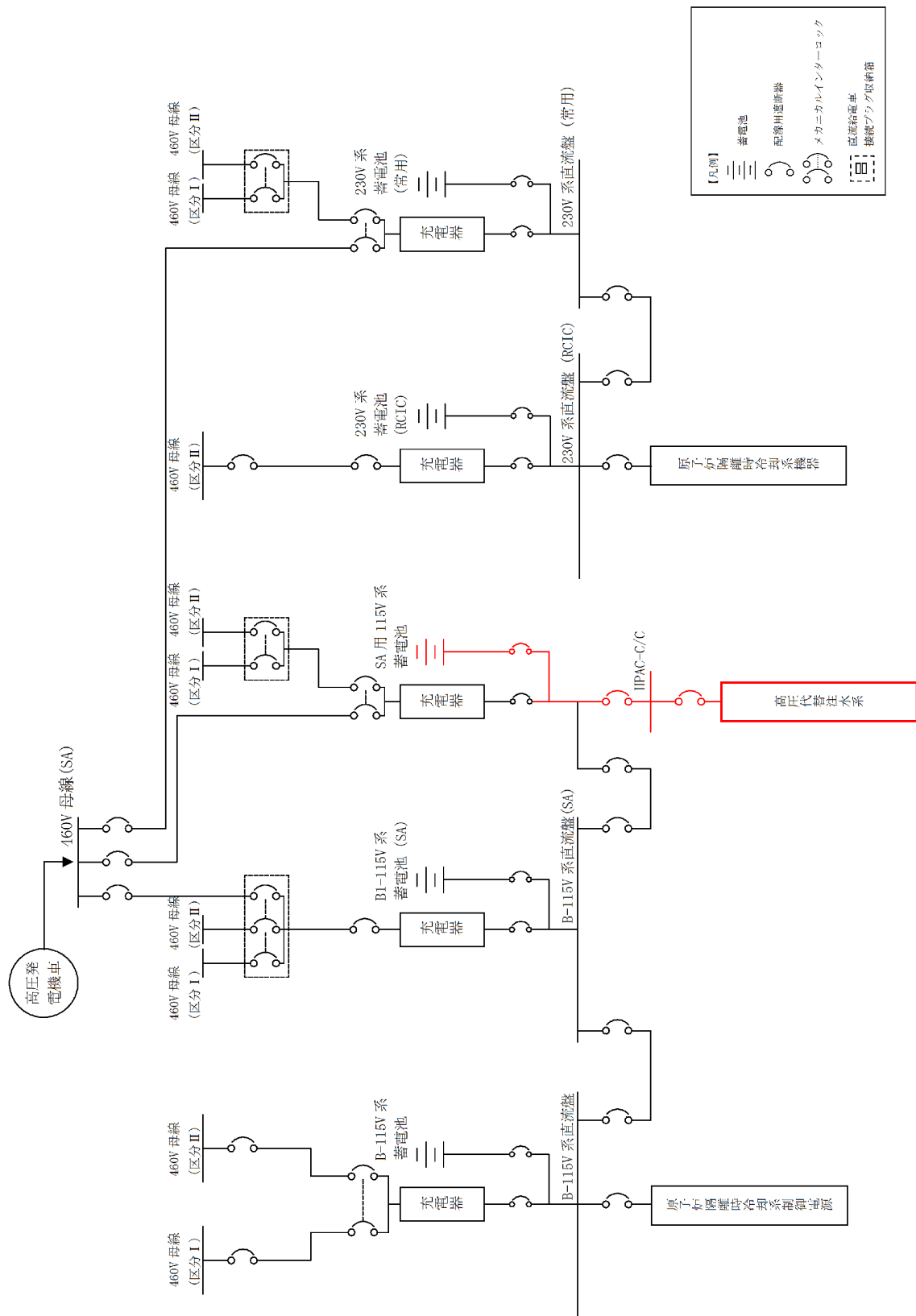


図1 高压原子炉代替注水系 単線結線図

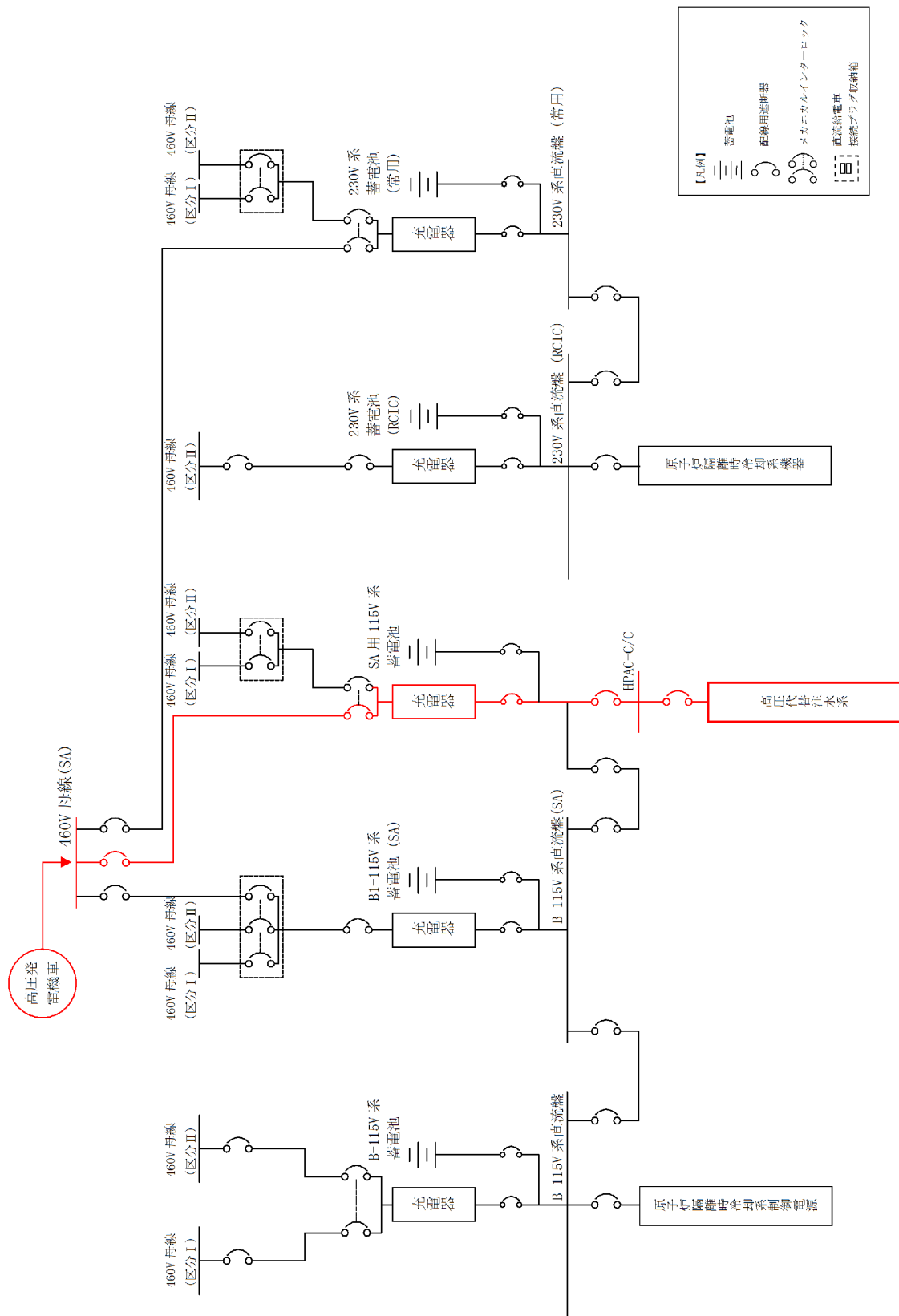


図2 高压原子炉代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

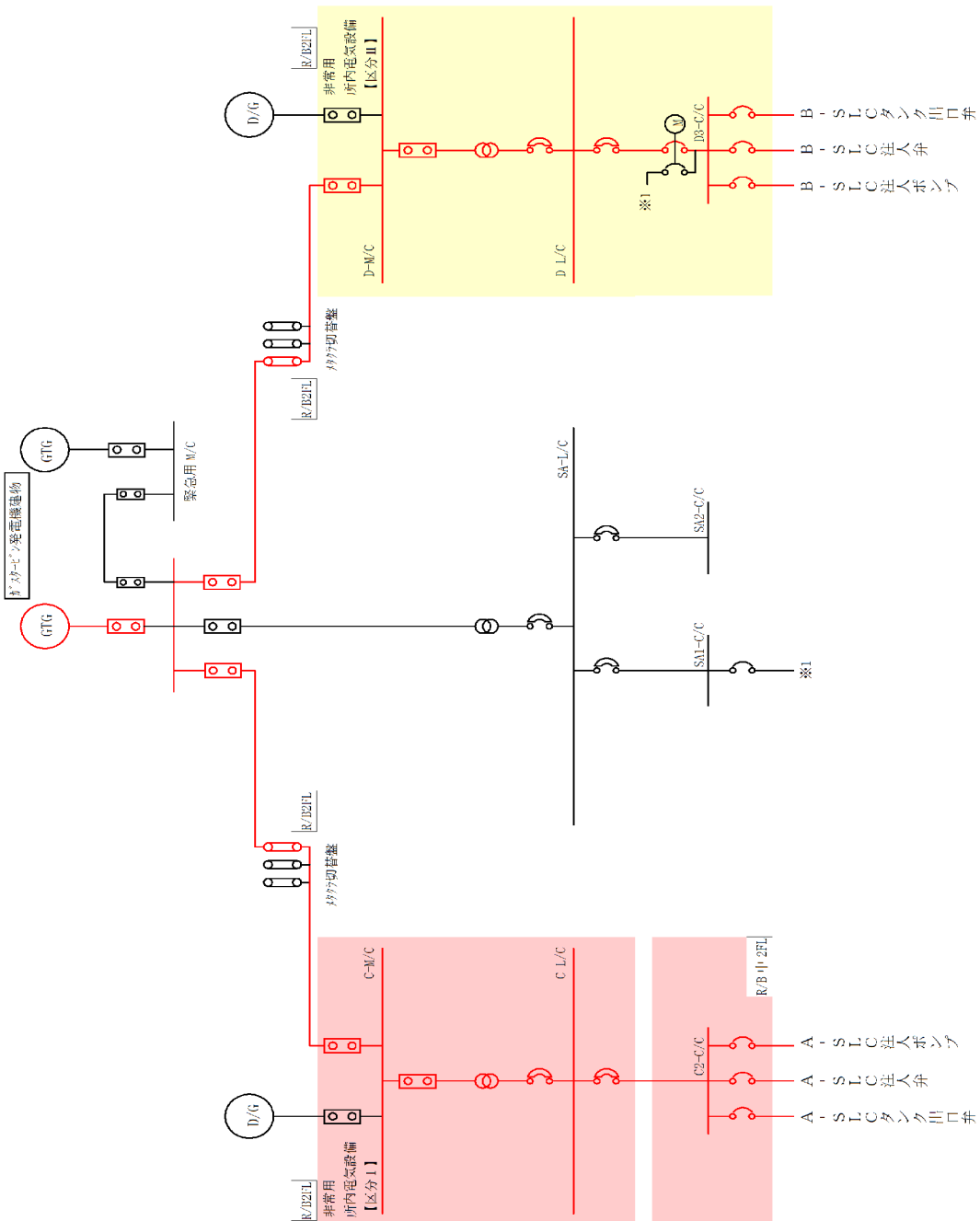
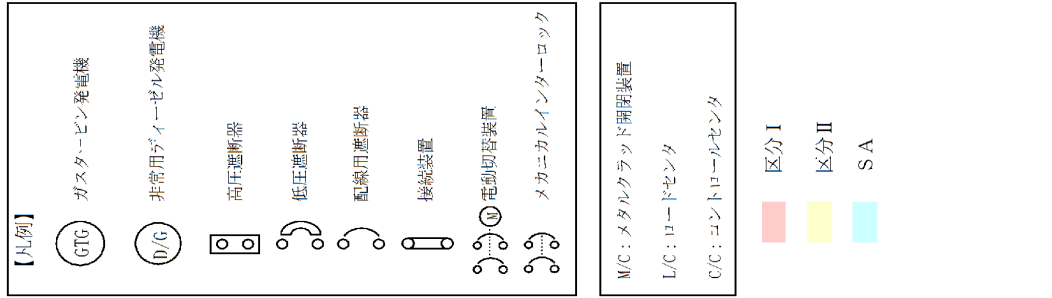




図3 ほう酸水注入系による進展抑制 単線結線図

45-3 配置図

	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。

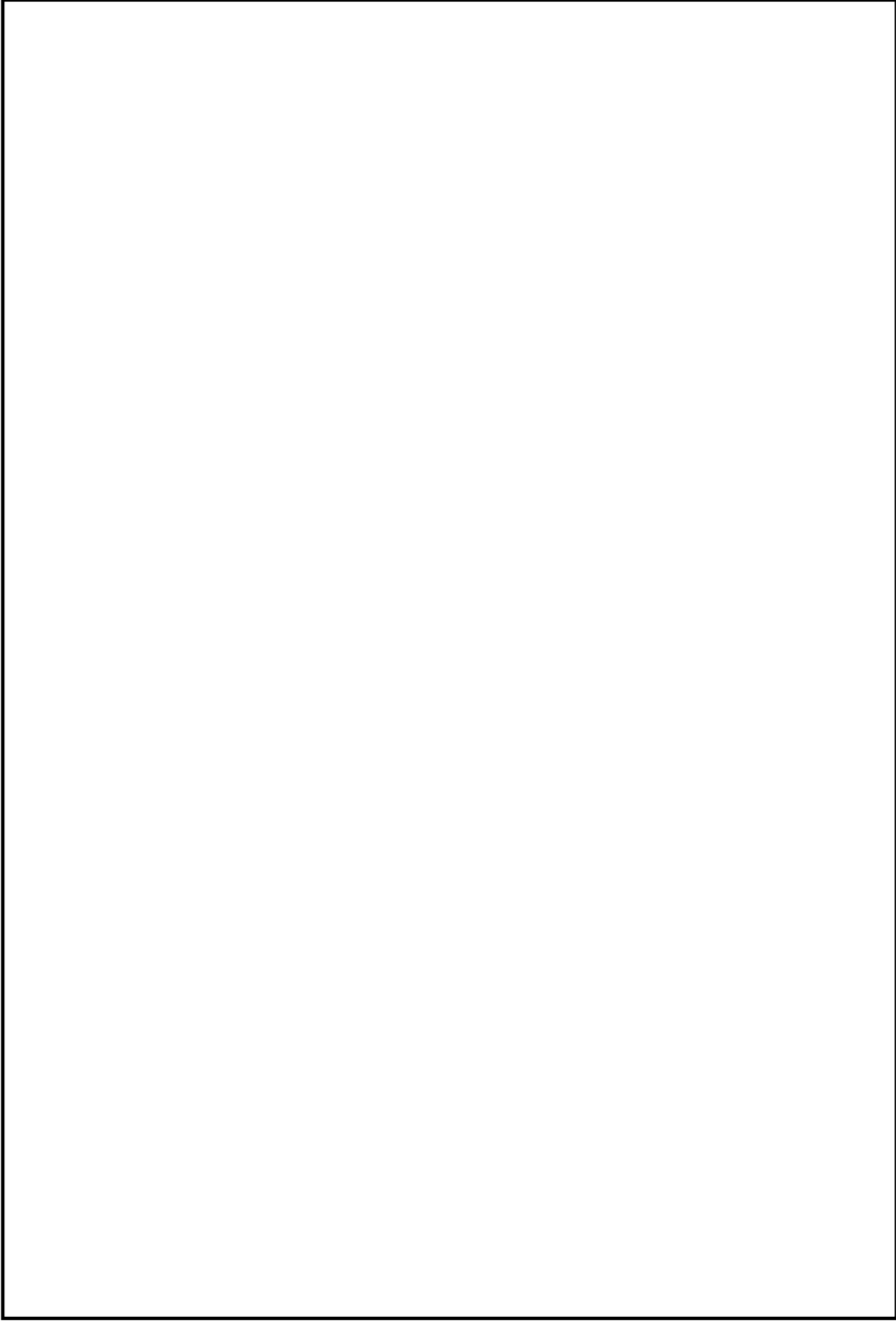


図1 高圧原子炉代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（S A操作室スイッチ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

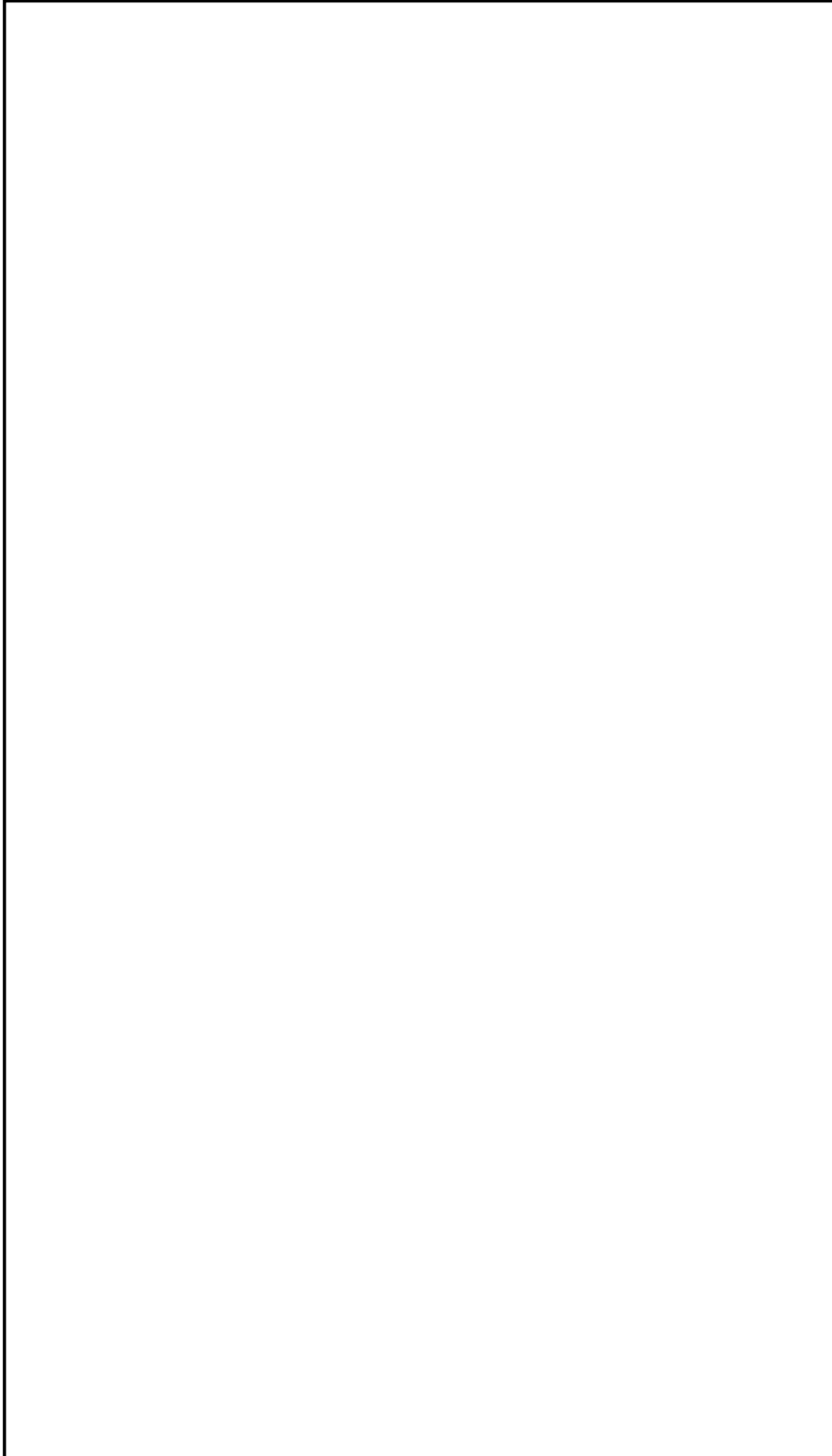


図2 高圧原子炉代替注水系機器の配置を明示した図（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

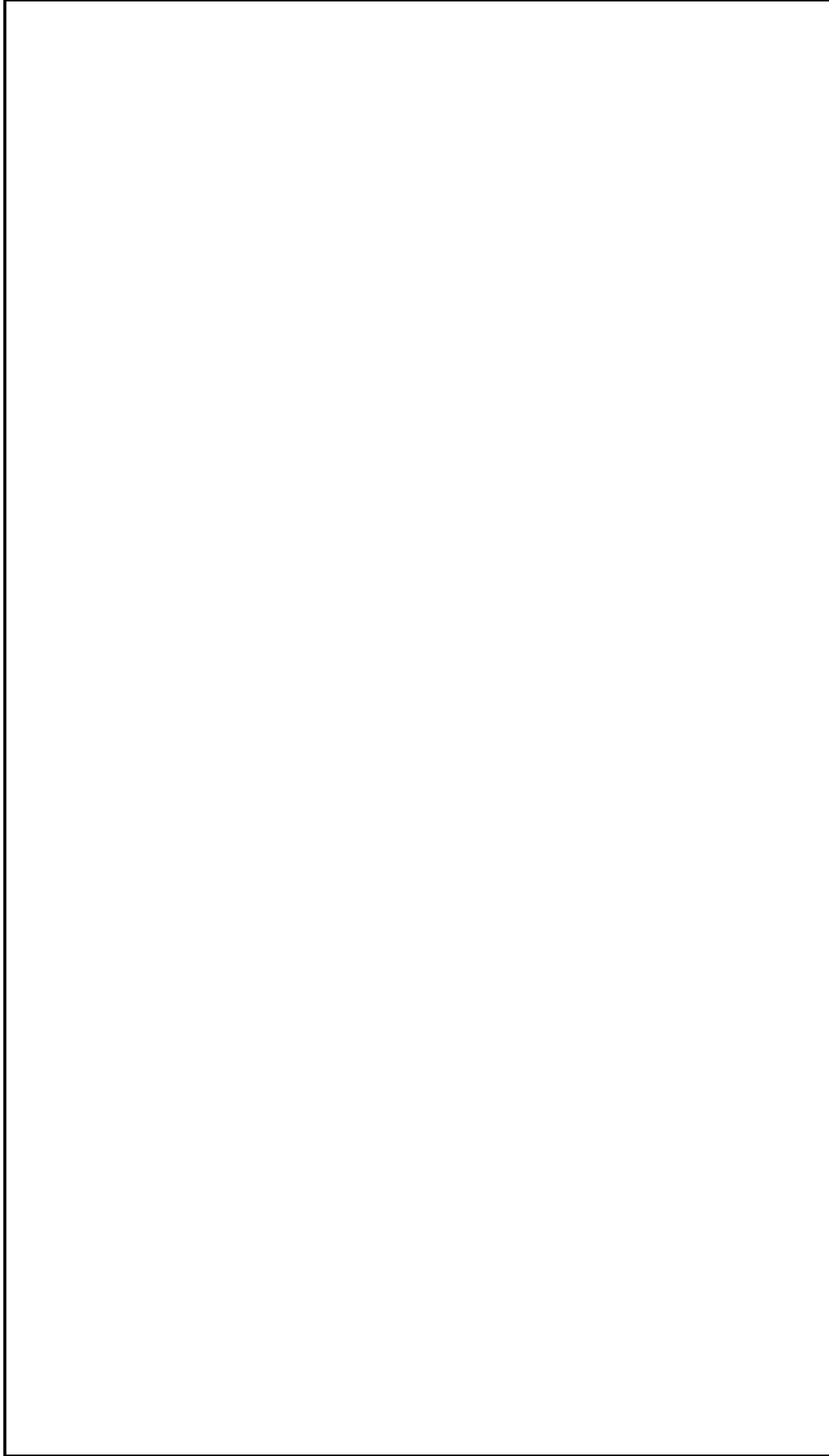


図3 高圧原子炉代替注水系の配置を明示した図（原子炉建物地下1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

45-4 系統図

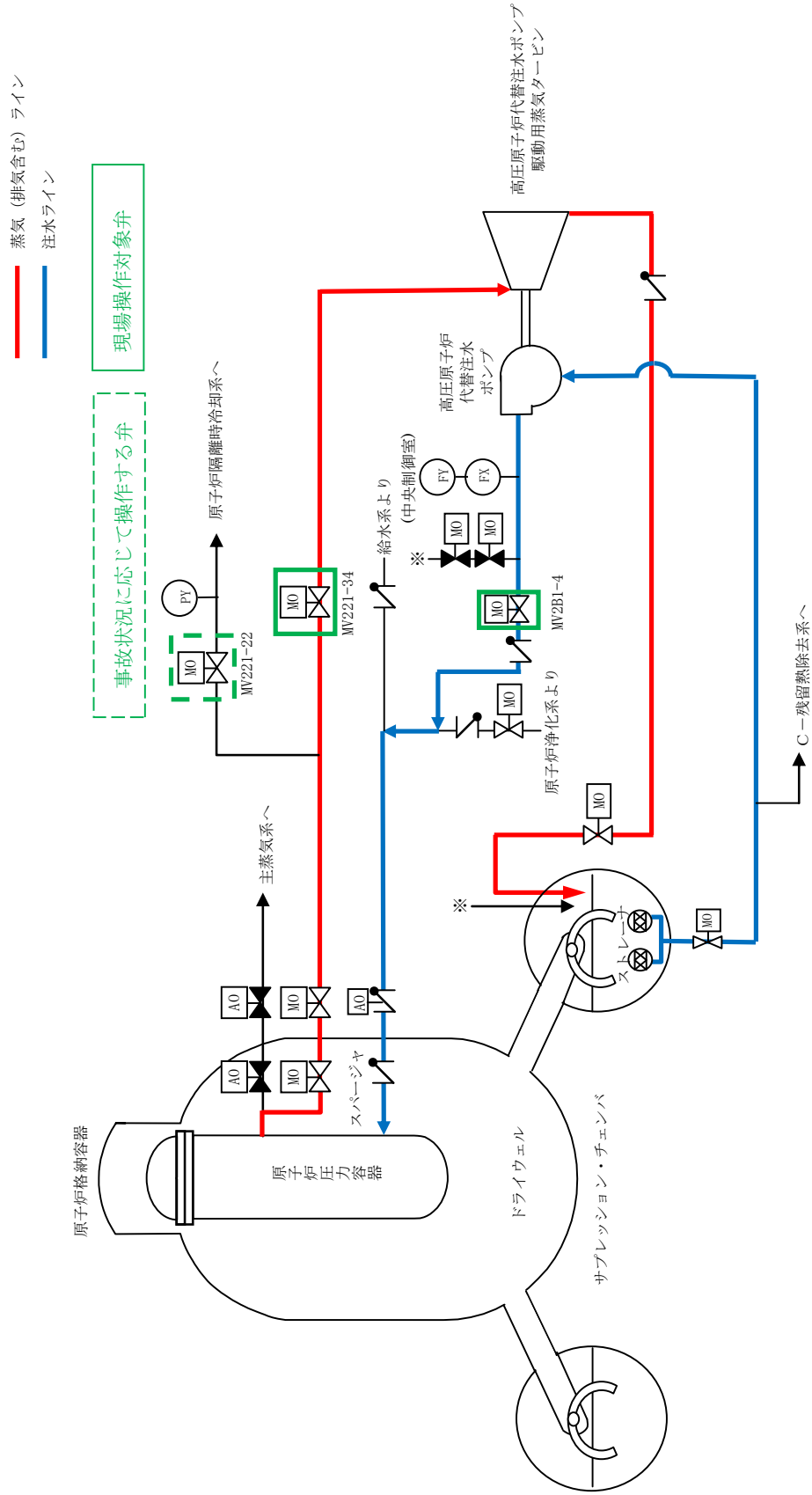


図1 高圧原子炉代替注水系 系統概要

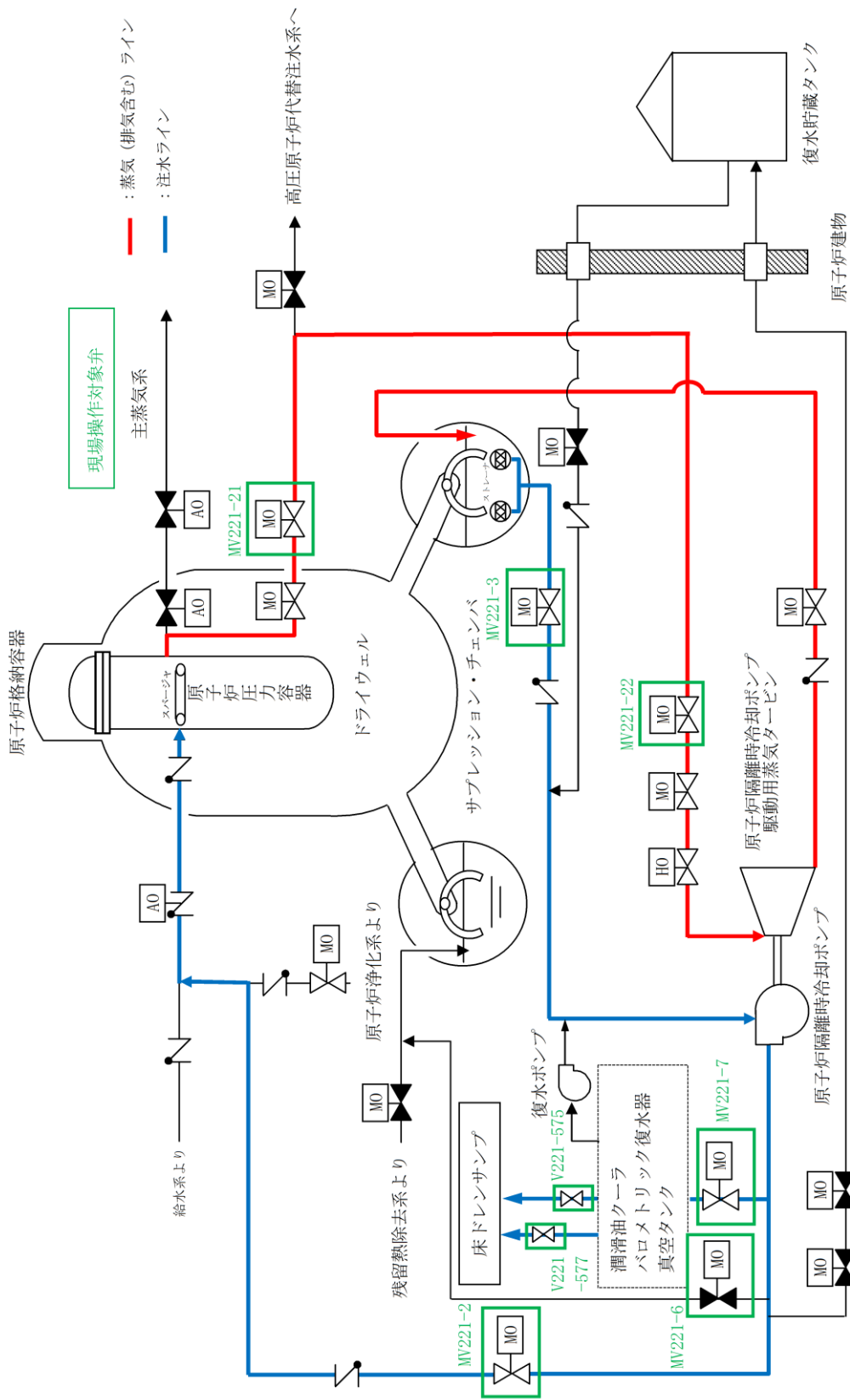


図2 原子炉隔離時冷却系 系統概要

45-5 試験及び検査

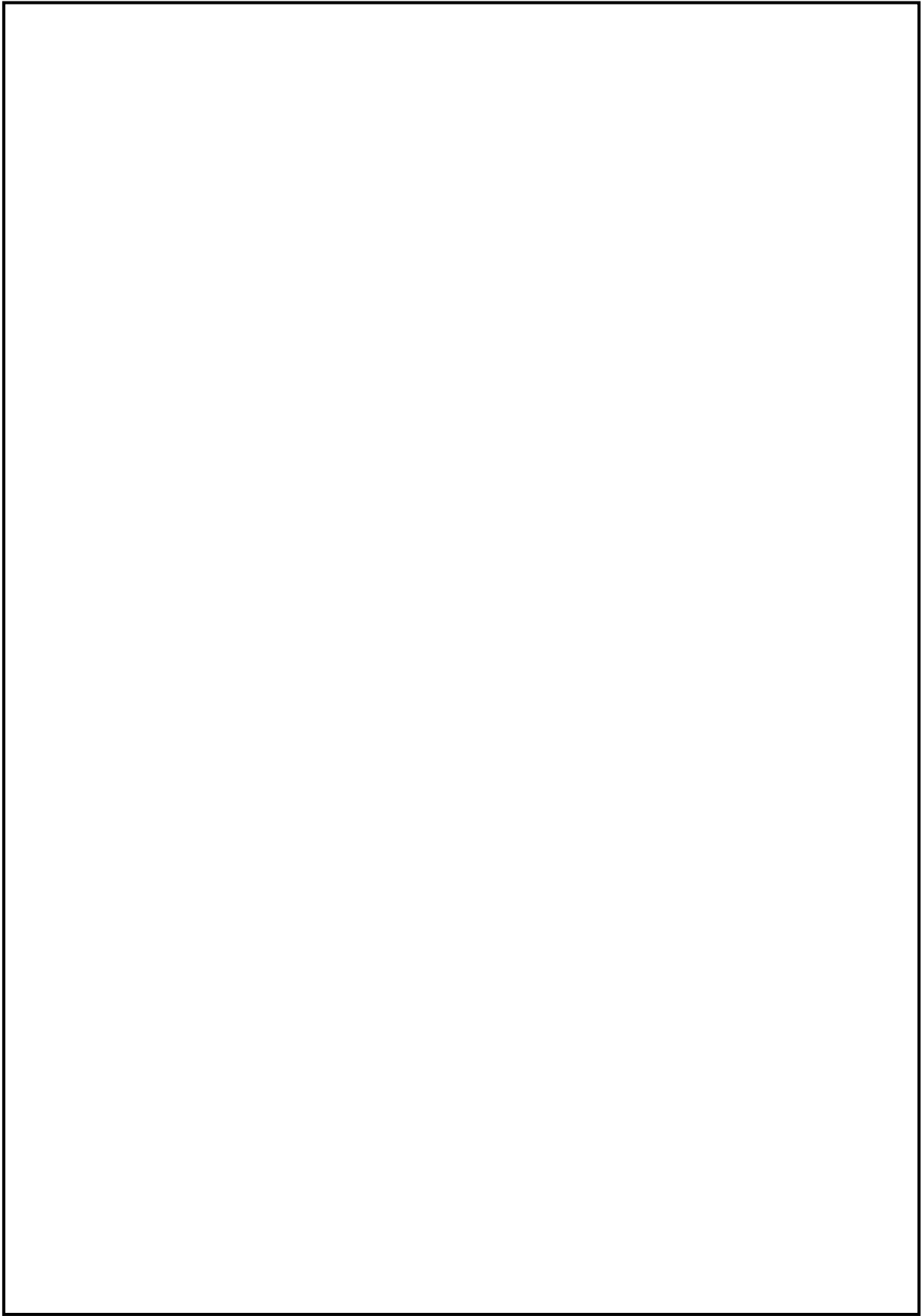


図1 運転性能検査系統図（高圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

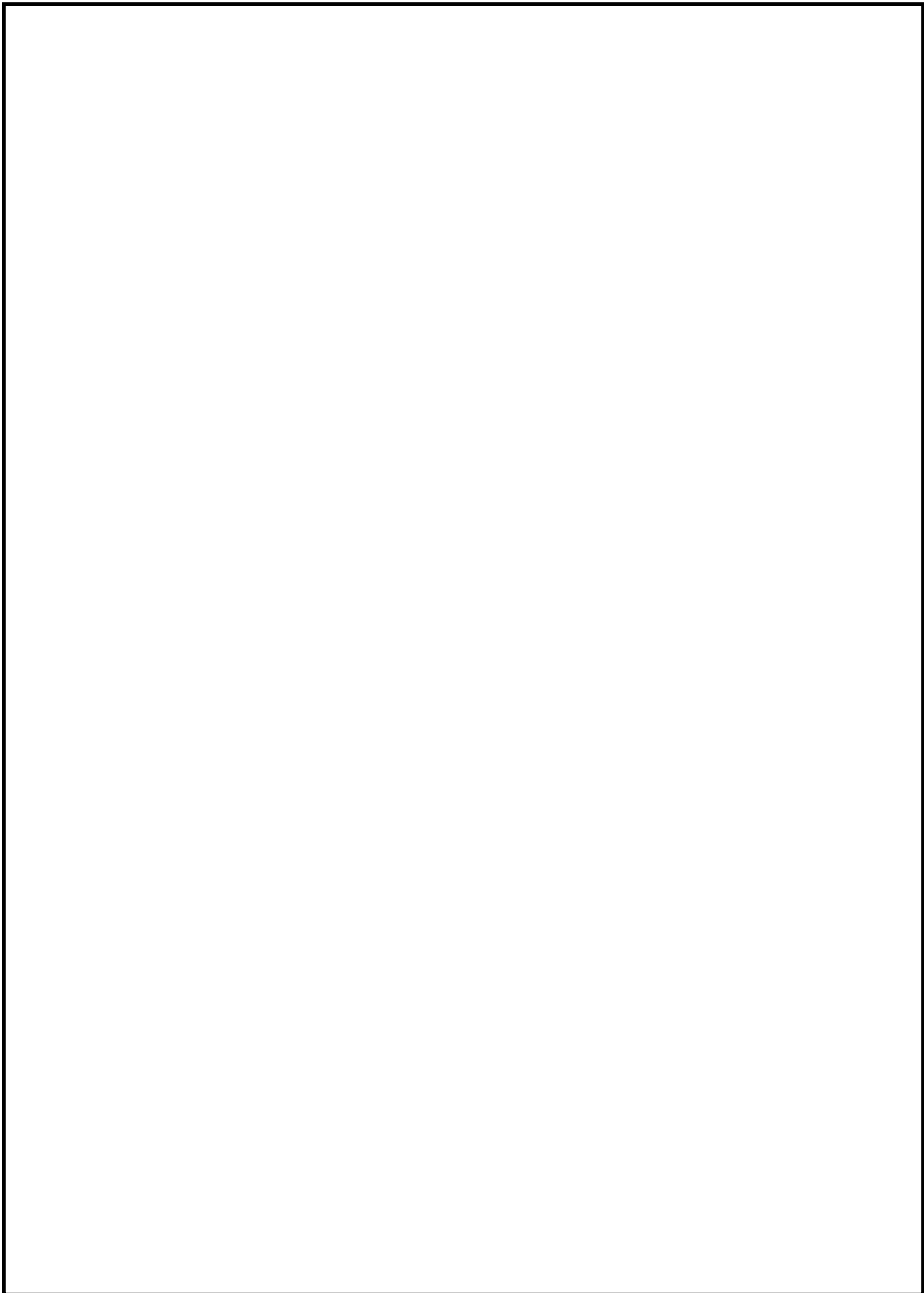


図2 運転性能検査系統図（高圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

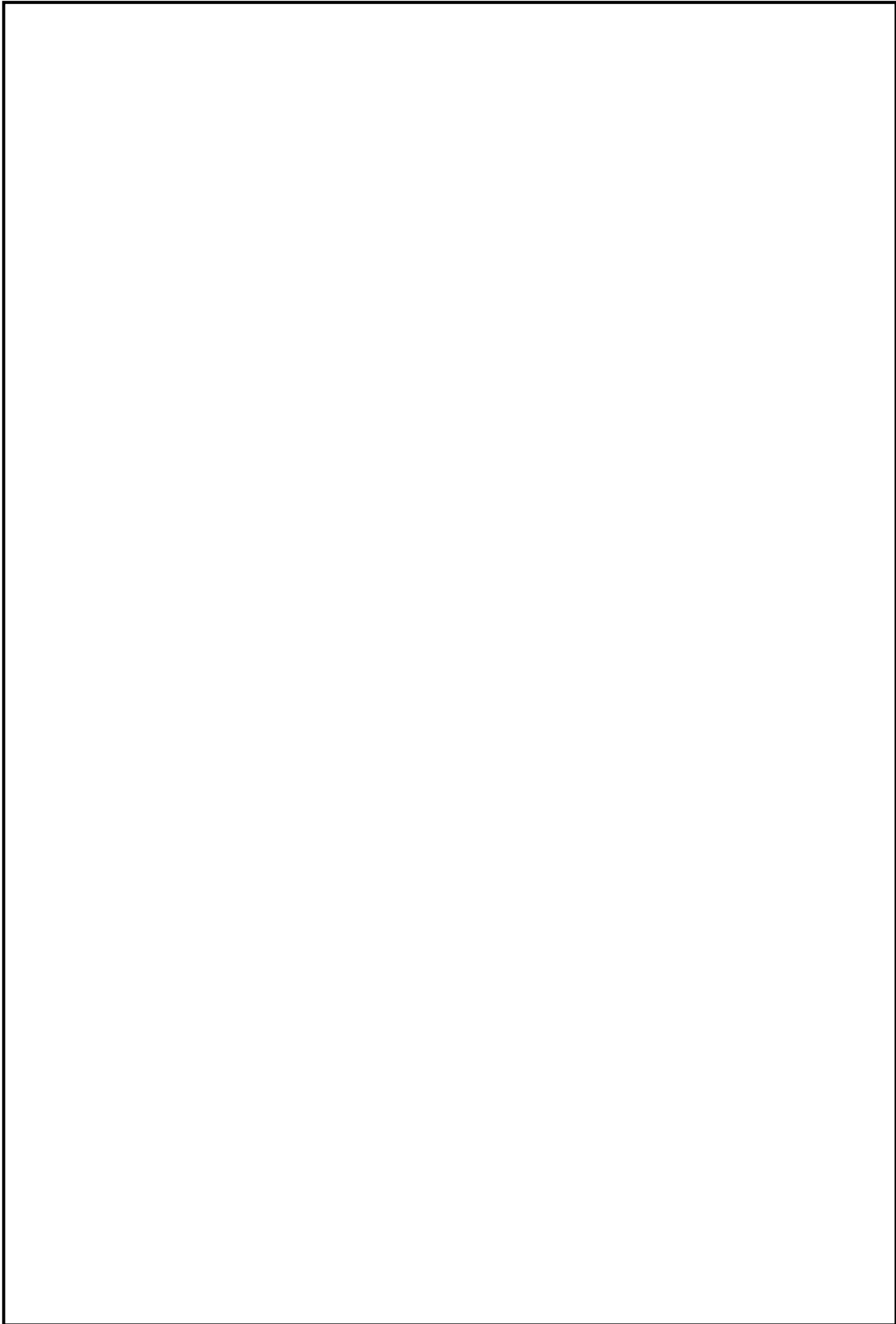


図3 構造図（高圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

45-6 容量設定根拠

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ	
容 量	m ³ /h/台	75 以上 (注 1), (93 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (注 1) (918 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 11.3
最 高 使 用 温 度	℃	120
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

(概要)

高圧原子炉代替注水ポンプは、全交流動力電源喪失に加えて高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器への注水を行うため設置する。

高圧原子炉代替注水系は全交流動力電源喪失した場合でも、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続する機能を有する。

高圧原子炉代替注水ポンプは、重大事故等対処設備として 1 個設置する。

1. 容量

高圧原子炉代替注水ポンプの容量は、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に係る有効性評価解析において約 75m³/h (8.21MPa[dif]において)にて注水しており公称値は 93m³/h (8.21MPa[dif]において)とする。

2. 全揚程

高圧代替注水系は、発電用原子炉と水源の差圧が 8.21MPa のときに原子炉圧力容器に 75m³/h 以上の注水ができるように設計する。

- | | | |
|--------------|---|----------------------|
| ① 原子炉と水源の圧力差 | : | <input type="text"/> |
| ② 静水頭 | : | |
| ③ 配管・機器圧力損失 | : | |
| ④ ①～③の合計(m) | : | |

以上より、高圧原子炉代替注水ポンプの全揚程は、原子炉隔離時冷却ポンプに合わせて 918m とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 最高使用圧力

(1) 吸込側

高圧原子炉代替注水ポンプの吸込側の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系配管の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。

(2) 吐出側

高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、以下を考慮する。

- ① 静水頭 :
- ② 締切揚程 :
- ③ ①～②の合計 :

以上より、高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、上記③を上回る圧力とし、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側配管と合わせて 11.3MPa とする。

4. 最高使用温度

高圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、高圧原子炉代替注水ポンプの設計温度である 120℃ とする。

45-7 その他設備

設備概要（自主対策設備を含む）

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

(1) 高圧原子炉代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧原子炉代替注水系(HPAC)の系統概要を45-4、単線結線図を45-2に示す。高圧原子炉代替注水系は、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、高圧状態の原子炉圧力容器に注水できる設計とする。高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなる。蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは、C-残留熱除去系から分岐し、ポンプ吐出ラインは給水系注水ラインに合流する。

また、高圧原子炉代替注水系は高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し、お互いに異なった設置場所にポンプ、電源を設置する。

高圧原子炉代替注水系は、全交流動力電源、常設直流電源喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの供給、又は、現場での手動操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。さらに、設置許可基準規則第57条への適合のため、常設代替直流電源設備が喪失した場合でも、可搬型直流電源設備からの給電により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

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

また、高圧原子炉代替注水ポンプの構造概要を図1に示す、高圧原子炉代替注水ポンプはタービン及びポンプが1つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、軸封部のない設計である。よって、原子炉隔離時冷却系と比較しグラウンドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、高圧原子炉代替注水ポンプは電源不要の機械式ガバナを用いることにより、ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し、リンク機構を通じて蒸気加減弁を調整し、ポンプ流量を制御する設計となっている。また、軸受箱に流入する水により軸受が自滑水で潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。

以上のことから、高圧原子炉代替注水ポンプは系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時にHPAC注入弁を開操作した後は、RCIC HPACタービン蒸気入口弁の開閉操作でポンプ起動停止操作が可能な設計となっている。

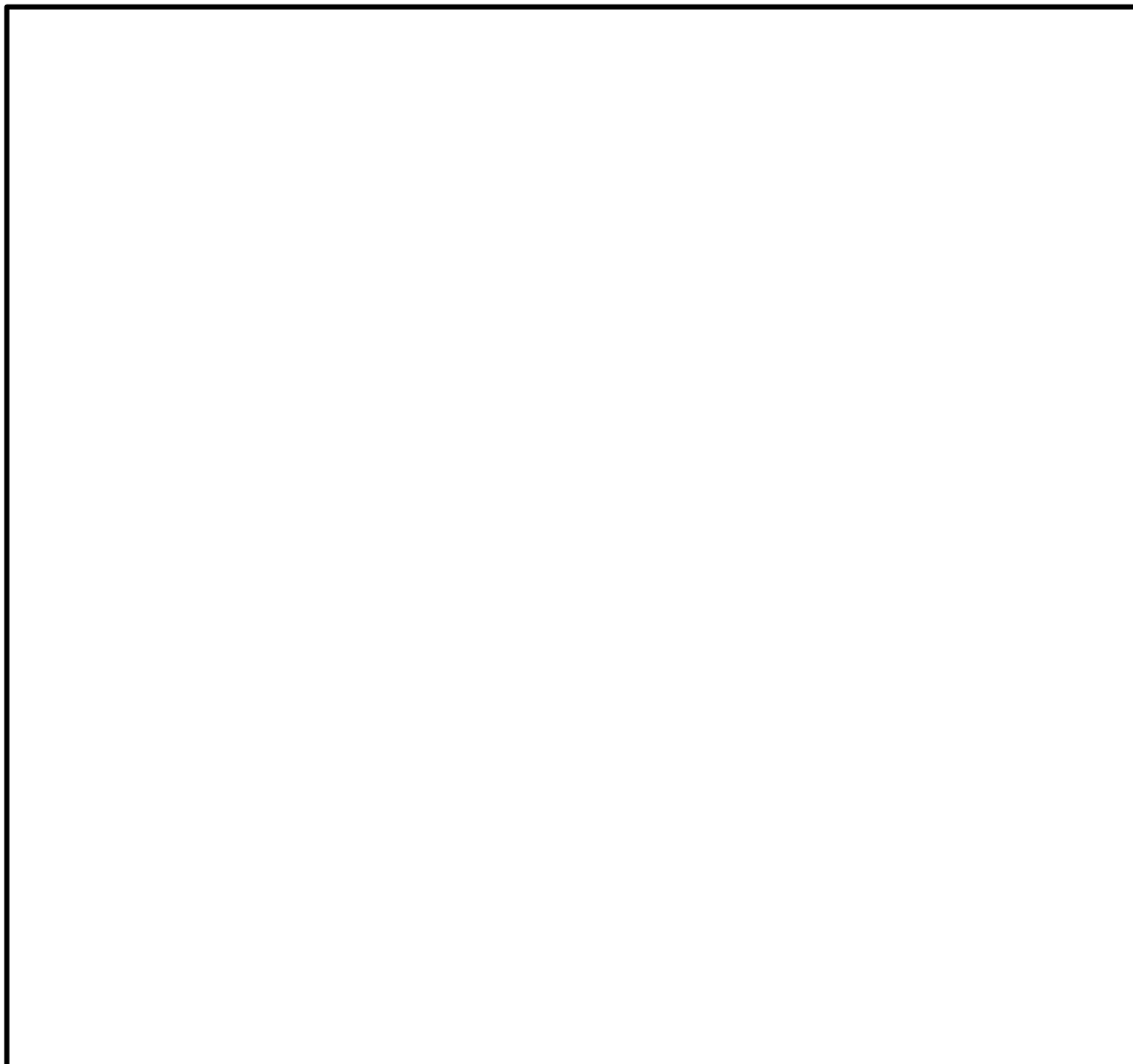


図1 高圧原子炉代替注水ポンプ 構造概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

<高圧原子炉代替注水ポンプの動翼構造について>

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



図2 高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用タービンの構造

(2) 原子炉隔離時冷却系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気管からの主蒸気を用いて駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ高圧注水する。

原子炉隔離時冷却系は、現場での手動操作により、起動及び運転継続することができるよう、必要な設備及び手順を整備する（図3参照）。

なお、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

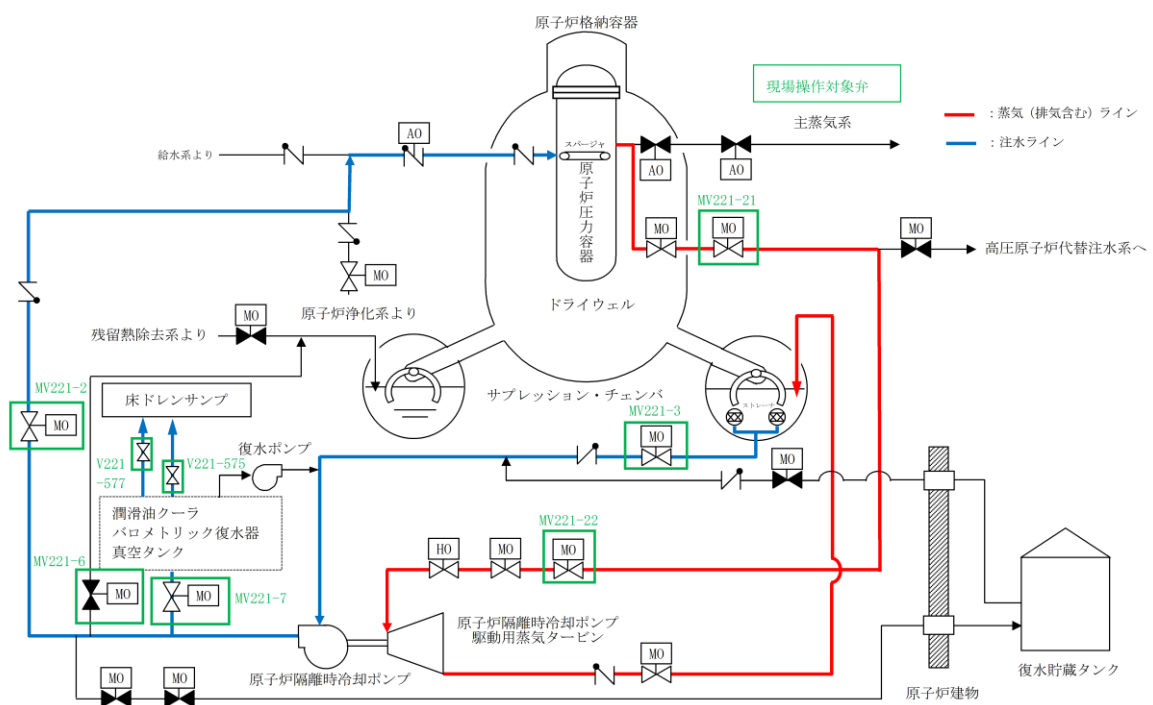


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要（現場手動操作）

(3) 高圧炉心スプレイ系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心スプレイ系(HPCS)の設備概要を図4に示す。高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ1台、スパーージャ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、サプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパーージャから燃料集合体上に注水する。

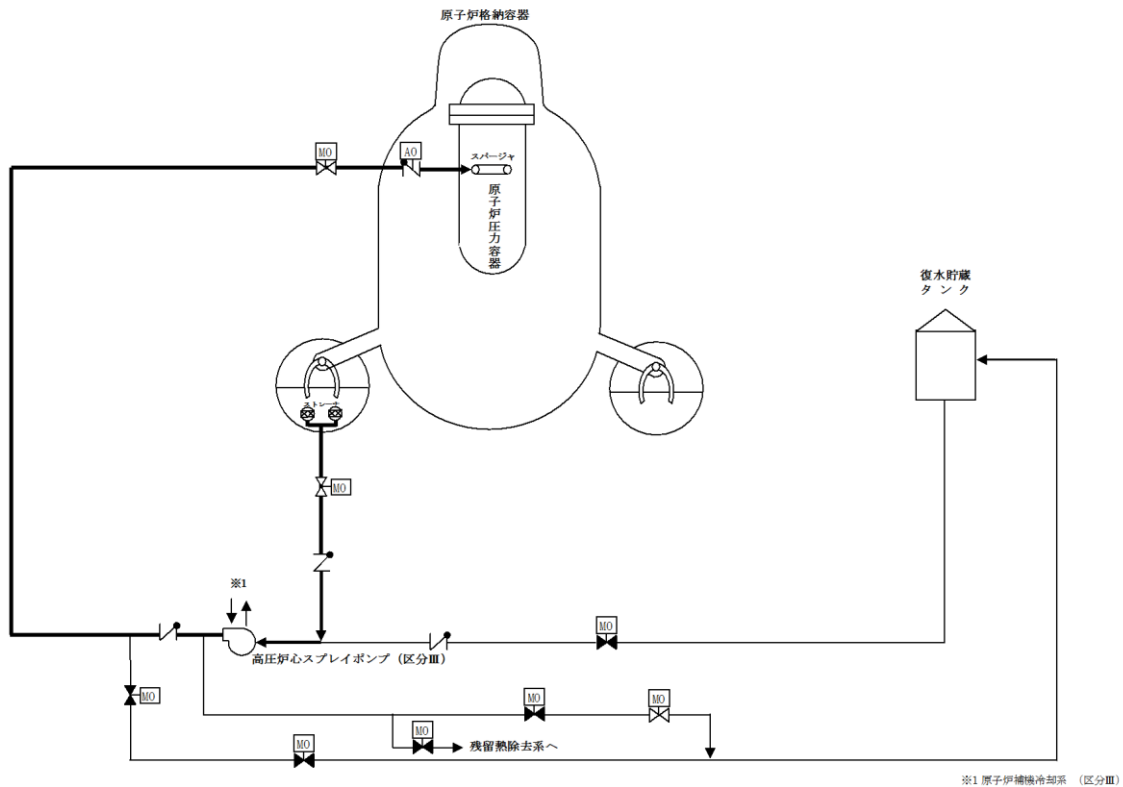


図4 高圧炉心スプレイ系 設備概要

(4) ほう酸水注入系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注入系（SLC）の設備概要を図5に示す。ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入が失敗した場合に、反応度を制御するために十分な量のほう酸水をほう酸水注入ポンプにより加圧し、炉心支持板下部に設置された差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）から原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界に移行させる。

ポンプ吐出圧力は約 11.8MPa であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

また、重大事故等時には、ATWS 緩和設備として用いるほか、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用する。

なお、ATWS 緩和設備については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」にて記載する。

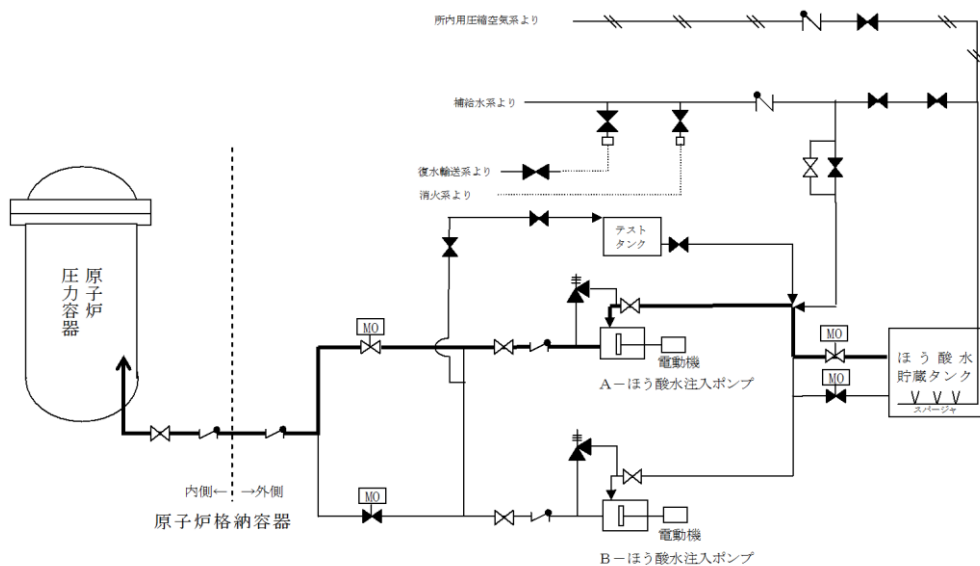


図5 ほう酸水注入系 設備概要

(5) ほう酸水注入系による進展抑制（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）

【自主対策】

ほう酸水注入系（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）の設備概要を図6に示す。(4) ほう酸水注入系による進展抑制に加えて、補給水系（水源は純水タンク）の水をほう酸水注入ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。また、仮設ホースを用いて接続することで復水輸送系（水源は復水貯蔵タンク）又は消火系（水源はろ過水タンク）の水をほう酸水注入ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。

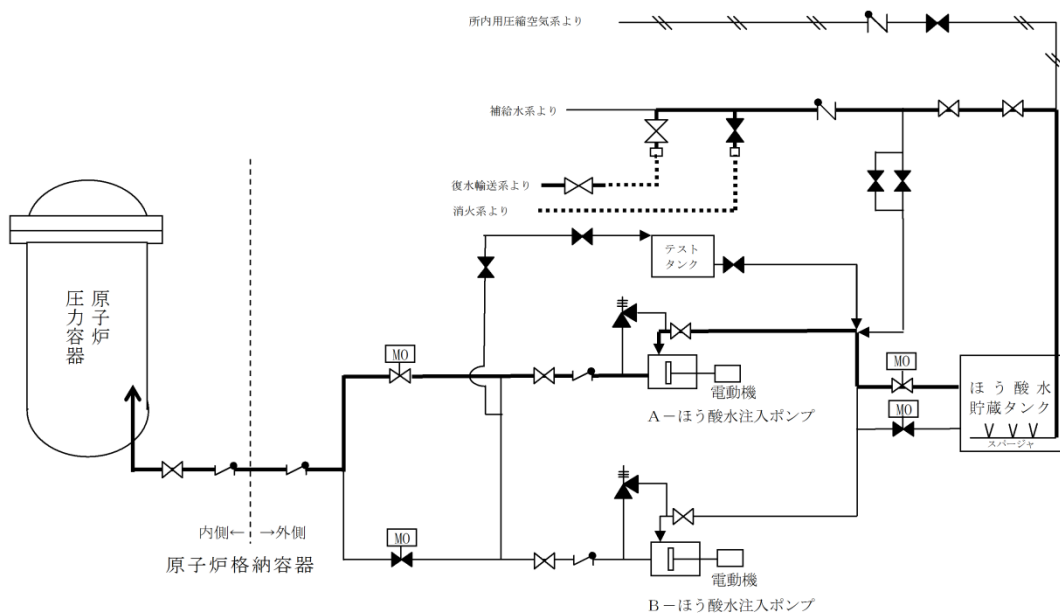


図6 ほう酸水注入ポンプによる原子炉注水 設備概要

(6) 制御棒駆動系による進展抑制【自主対策】

制御棒駆動系の設備概要を図7に示す。制御棒駆動系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵タンク（CST）の水を制御棒駆動水圧ポンプ（CRD ポンプ）により加圧し、水圧制御ユニット（HCU）のアクキュムレータ充てん水、及び制御棒駆動機構の冷却水並びに駆動水として供給する。

通常運転時のポンプ吐出圧力は約 13.8MPa であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

重大事故等時に使用可能である場合は、復水貯蔵タンクの水を充てん水ラインを通じて原子炉圧力容器へ注水する。

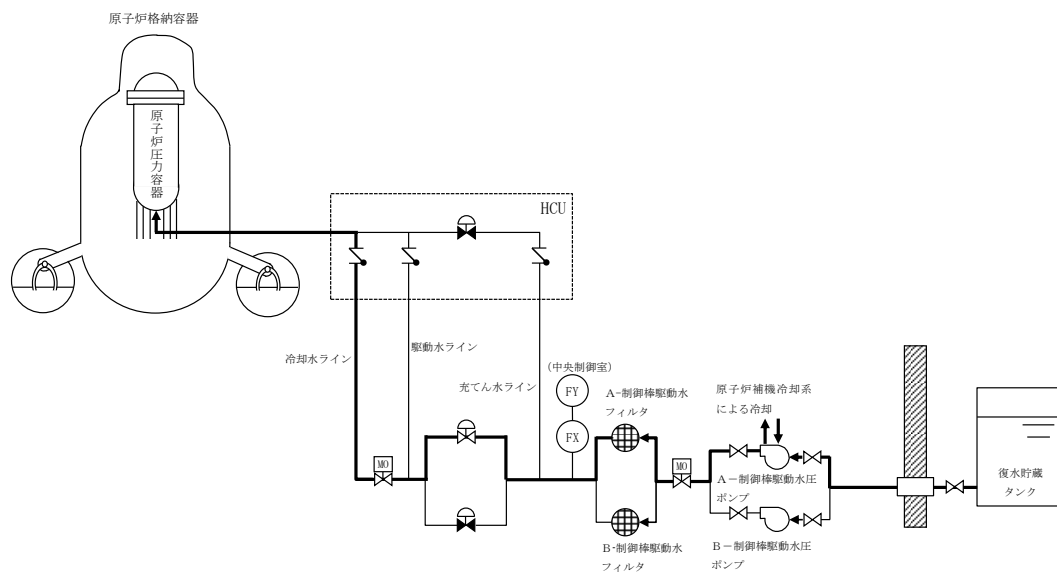


図7 制御棒駆動水圧ポンプによる炉心注水 設備概要

(7) 直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復【自主対策】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系の運転には本来、制御装置及び電動弁操作用の電源が必要であるが、全交流動力電源喪失、常設直流電源喪失した場合でも、原子炉冷却材バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続することができるよう、自主対策として、蓄電池、高圧発電機車及び直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復を整備する。(図8参照)。

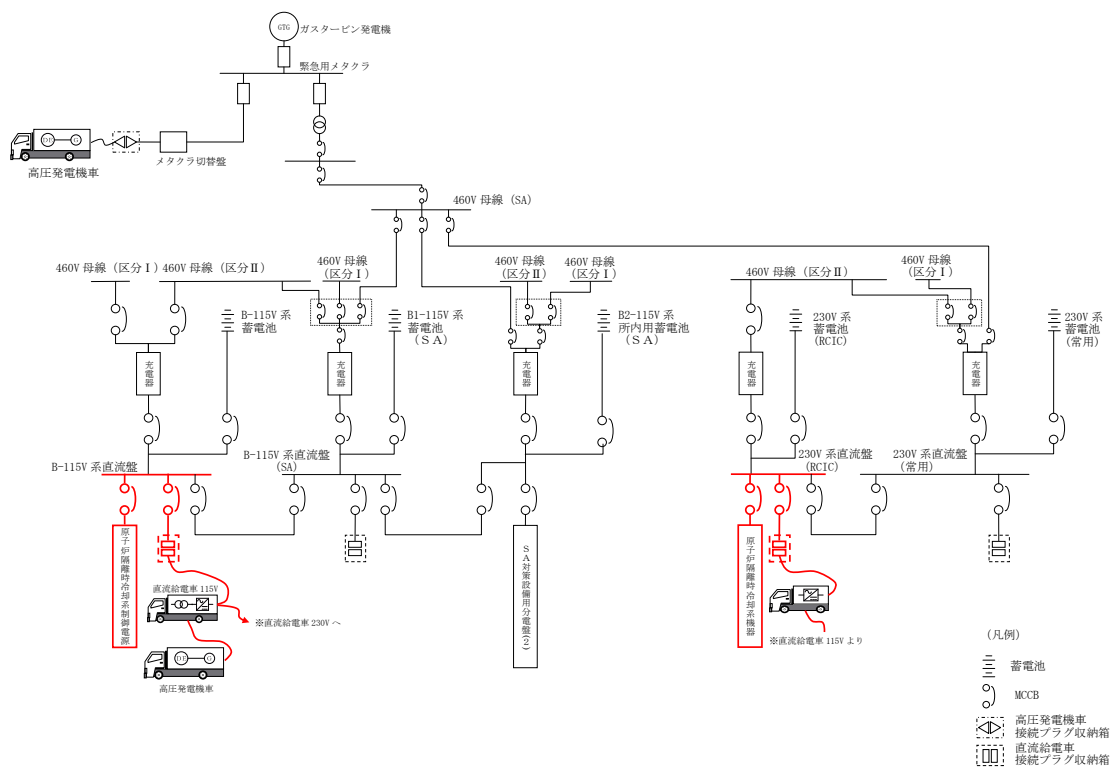


図8 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

45-8 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁（HO弁）に関する説明書

原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁について

(1) 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁の動作原理

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

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を図1に示す。タービン蒸気加減弁の弁棒がリンク機構を介して、アクチュエータに接続されており、開度指令信号がサーボ弁を介してアクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。

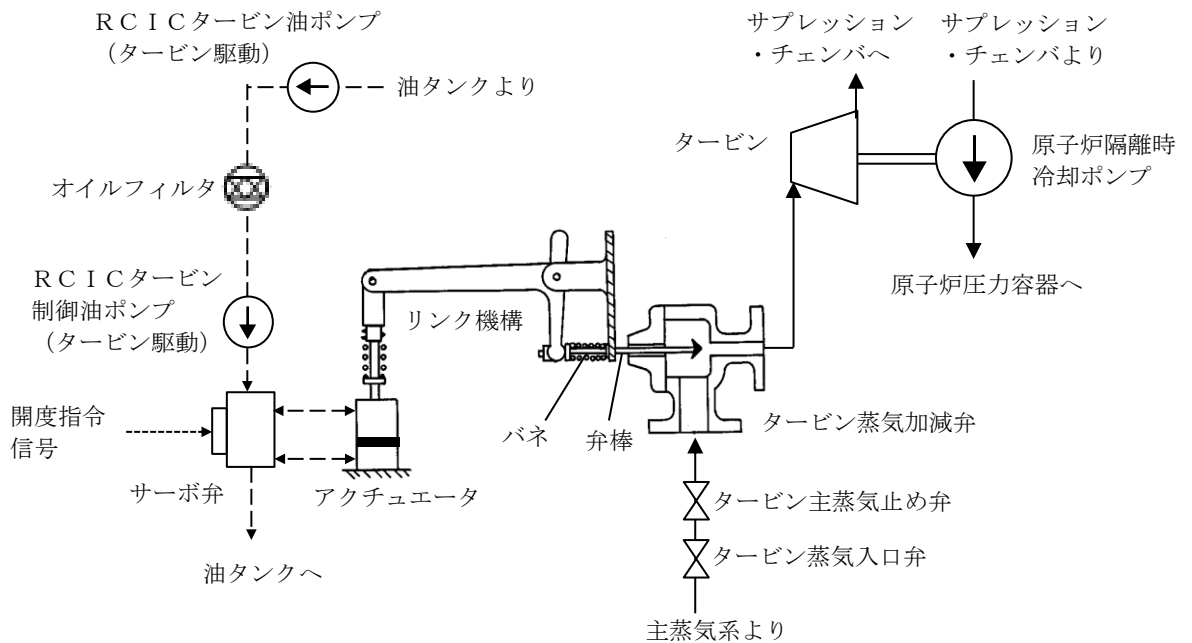


図1 タービン蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

(2) タービン蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

アクチュエータの作動油は、タービン軸で駆動するシャフトにより駆動する油ポンプ及び制御油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が切れることはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、サーボ弁内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時、蒸気加減弁は全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認するとともに、タービン蒸気入口弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うこととする。

45-9 高圧原子炉代替注水系の設計上の考慮に関する説明書

高圧原子炉代替注水系の設計上の考慮について

高圧原子炉代替注水系（HPAC）は、重大事故等時に原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するための重大事故防止設備として設置する。原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系系統概要図を図1に示す。

高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同様に主蒸気を駆動源とし、原子炉隔離時冷却系蒸気ラインの配管及び弁の一部を流路として兼用するため、原子炉隔離時冷却系が運転中に機能喪失した場合においても高圧原子炉代替注水系の起動可否を速やかに判断することが可能な設計とする。

具体的には、原子炉隔離時冷却系の運転中に機器の故障等が発生した場合、内側／外側蒸気隔離弁（図1の①）、主塞止弁等（図1の②）が閉止し系統が隔離されるが、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁（図1の③）の上流に設置する圧力計（図1の④）の値を中央制御室で確認することにより、高圧原子炉代替注水系駆動用蒸気タービンへの蒸気ラインの健全性の判断が可能である。

また、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁について、高圧原子炉代替注水ポンプを設置するC-RHRポンプ室に設置することにより、RCICポンプ室が高温環境になった場合においても、現場での当該弁の操作によりHPACの現場起動操作が可能である。

当初設計では圧力計は設置せず、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁はRCICポンプ室へ設置する設計としていたが、原子炉隔離時冷却系運転中の機能喪失を考慮し設計変更を行う。

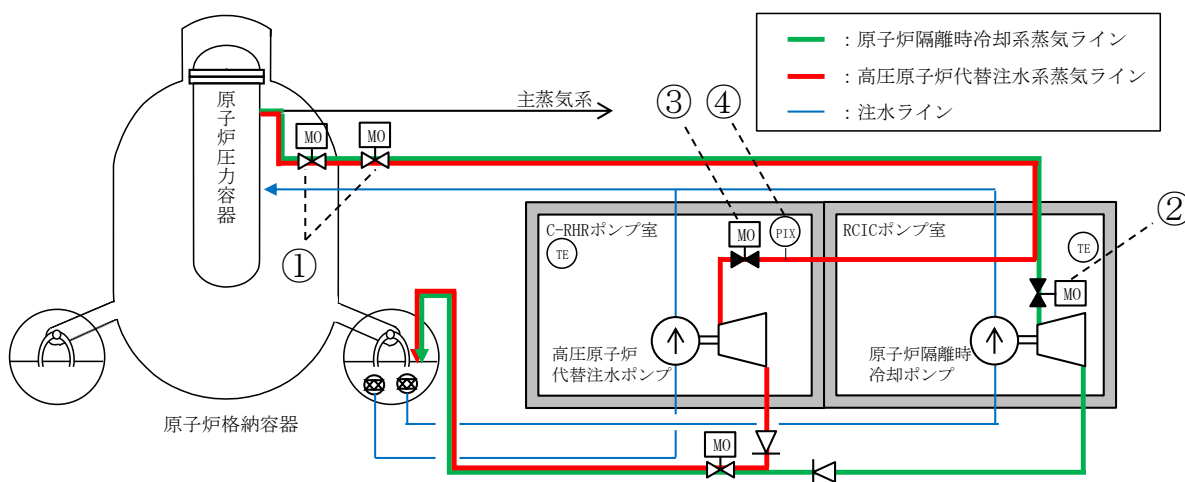


図1 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系 系統概要図

以上

46 条 補足説明資料

- 46-1 S A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 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について
- 46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

46-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	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	原子炉格納容器内設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		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, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		弁 (空気作動弁)	B	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		46-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		46-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		46-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		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	原子炉棟内設備, その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			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	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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)	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	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	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設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				代替自動減圧起動阻止スイッチ	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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)	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	本来の用途として使用一切替操作が不要	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	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	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設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

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用蓄電池（補助盤室）		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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 接続作業	B b, B c, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	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	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 配置図		
	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	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作（設置場所）	A a		
		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	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	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の選定)	—	
関連資料			46-3 配置図, 46-7 接続図			
第5号		保管場所	屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A b		
		関連資料	46-3 配置図			
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象（代替対象DB設備あり）－屋内	A a	
			サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外	
	関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 配置図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				逃がし安全弁逃し弁機能用アキュムレータ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		第2号	操作性		操作不要	—	
			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		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
				その他 (飛散物)	対象外	対象外	
				関連資料	46-4 系統図		
		第6号	設置場所		対象外 (操作不要)	対象外	
			関連資料		—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠			
	第2号		共用の禁止		共用しない設備	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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		逃がし安全弁用窒素ガスボンベ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	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	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬型 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	可搬型 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料	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の選定)	—	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		第5号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備あり)－屋内	A a		
		サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外		
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル		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	原子炉棟内設備，屋外設備	B, D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	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	M	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				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	(操作不要)	対象外	
			関連資料	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去系注水隔離弁 (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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	弁操作	B f	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁(電動弁)	B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	流路, その他設備	対象外
	関連資料			—		
	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—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

46-2 単線結線図

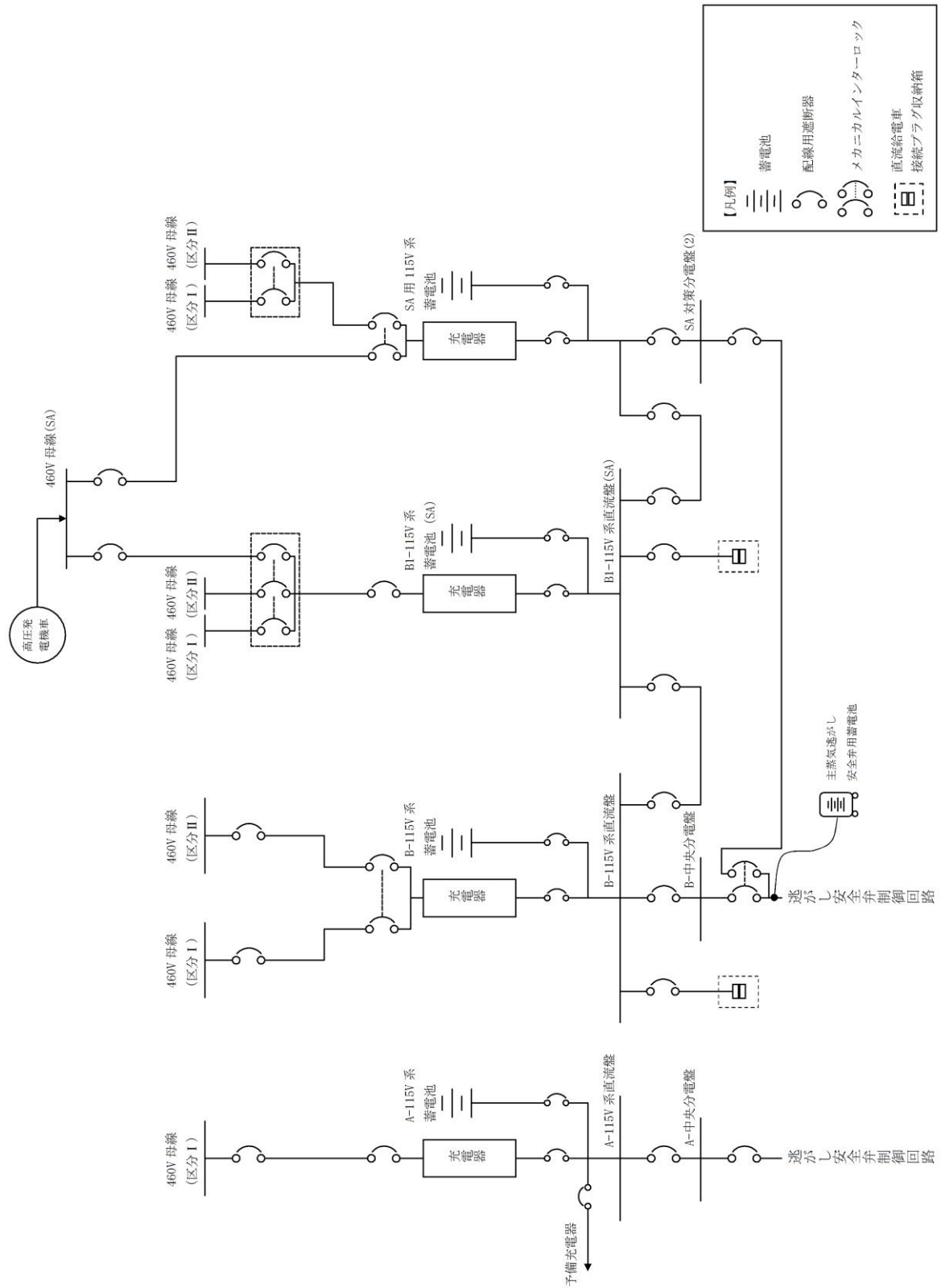


図1 代替電源系統図

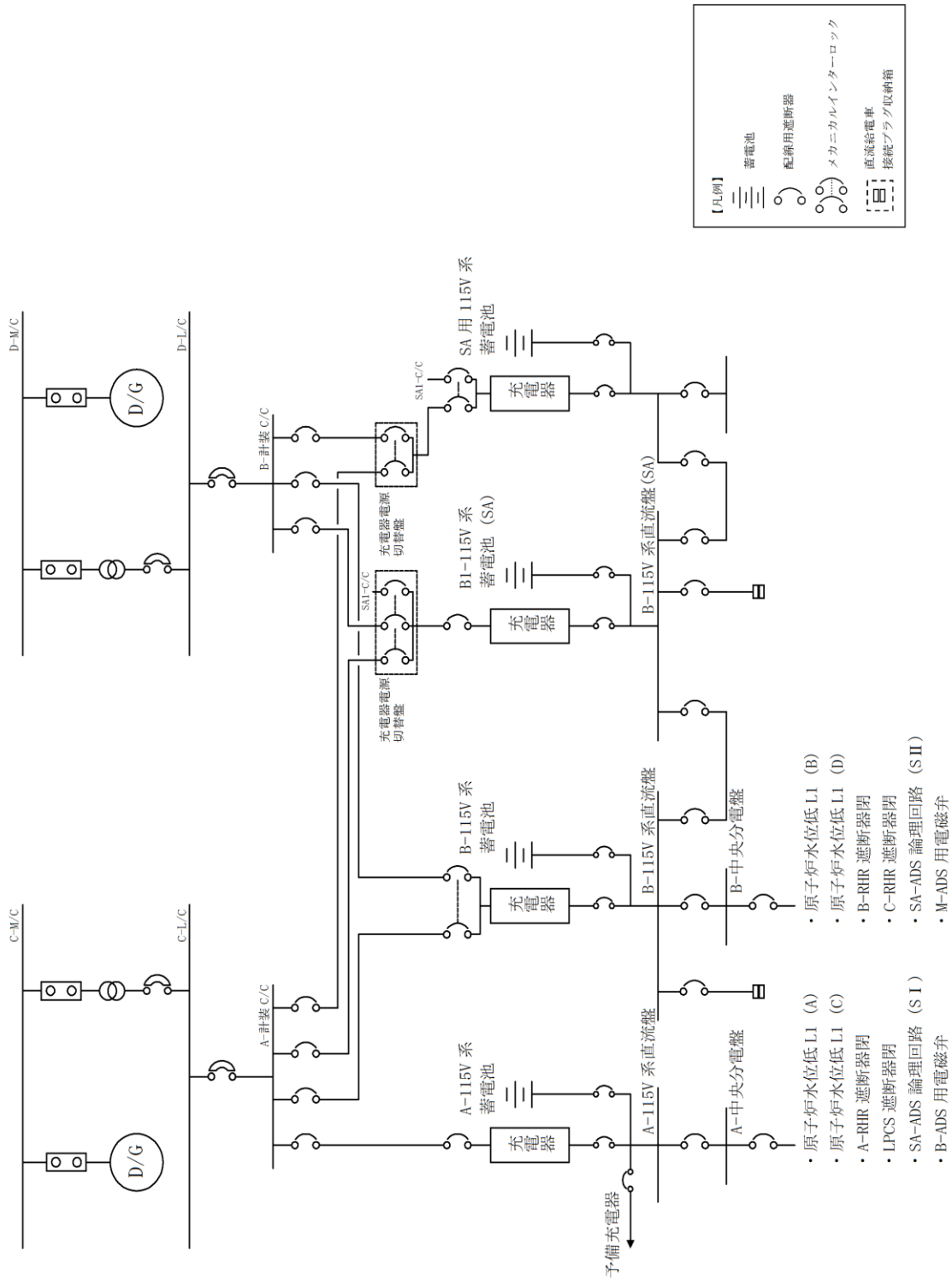
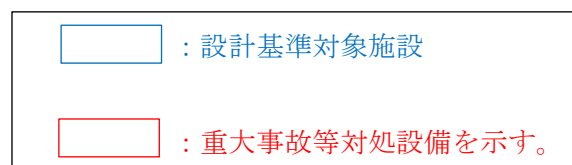


図2 代替電源系統図 (代替自動減圧)

46-3 配置図



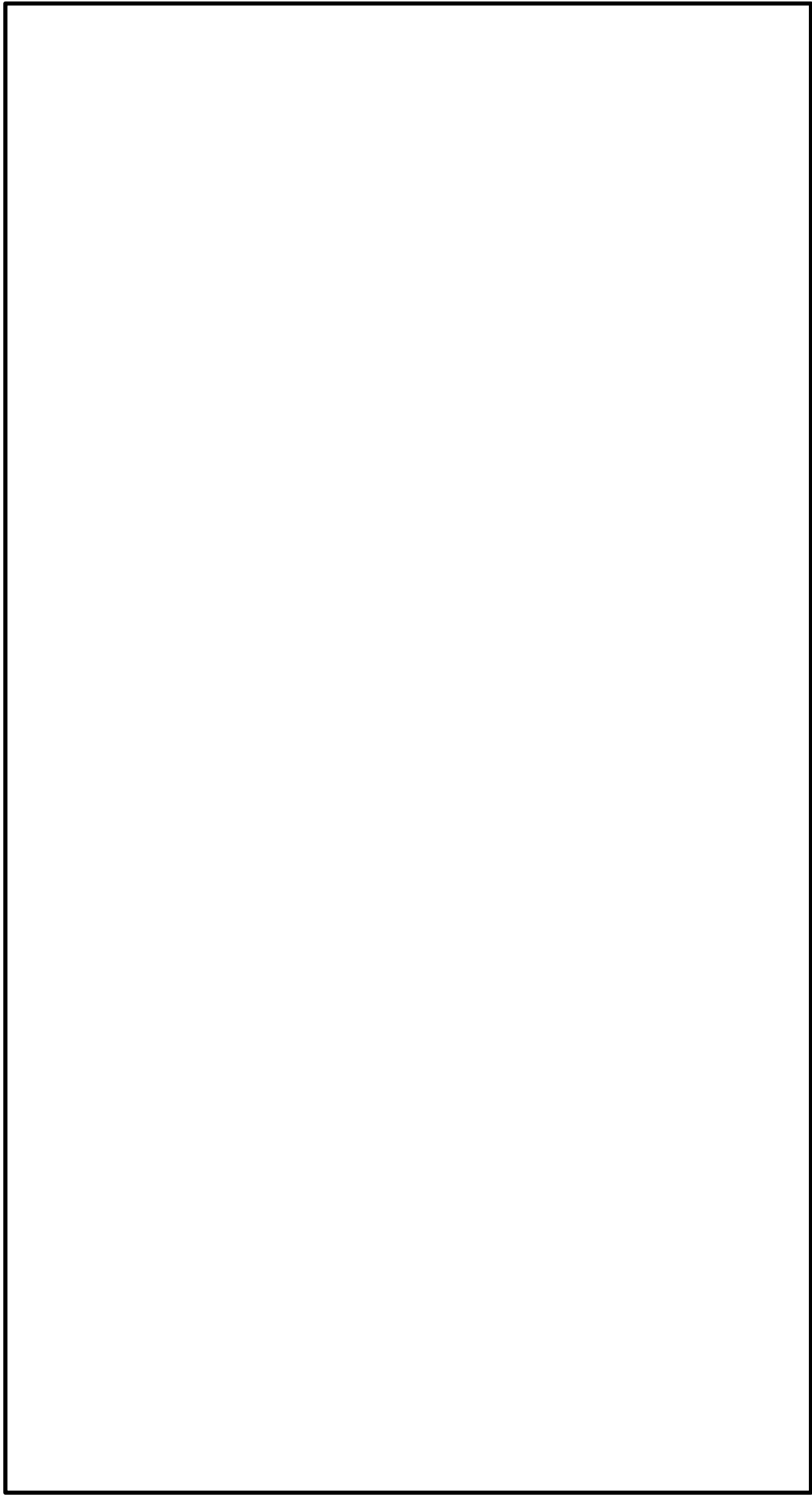


図1 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

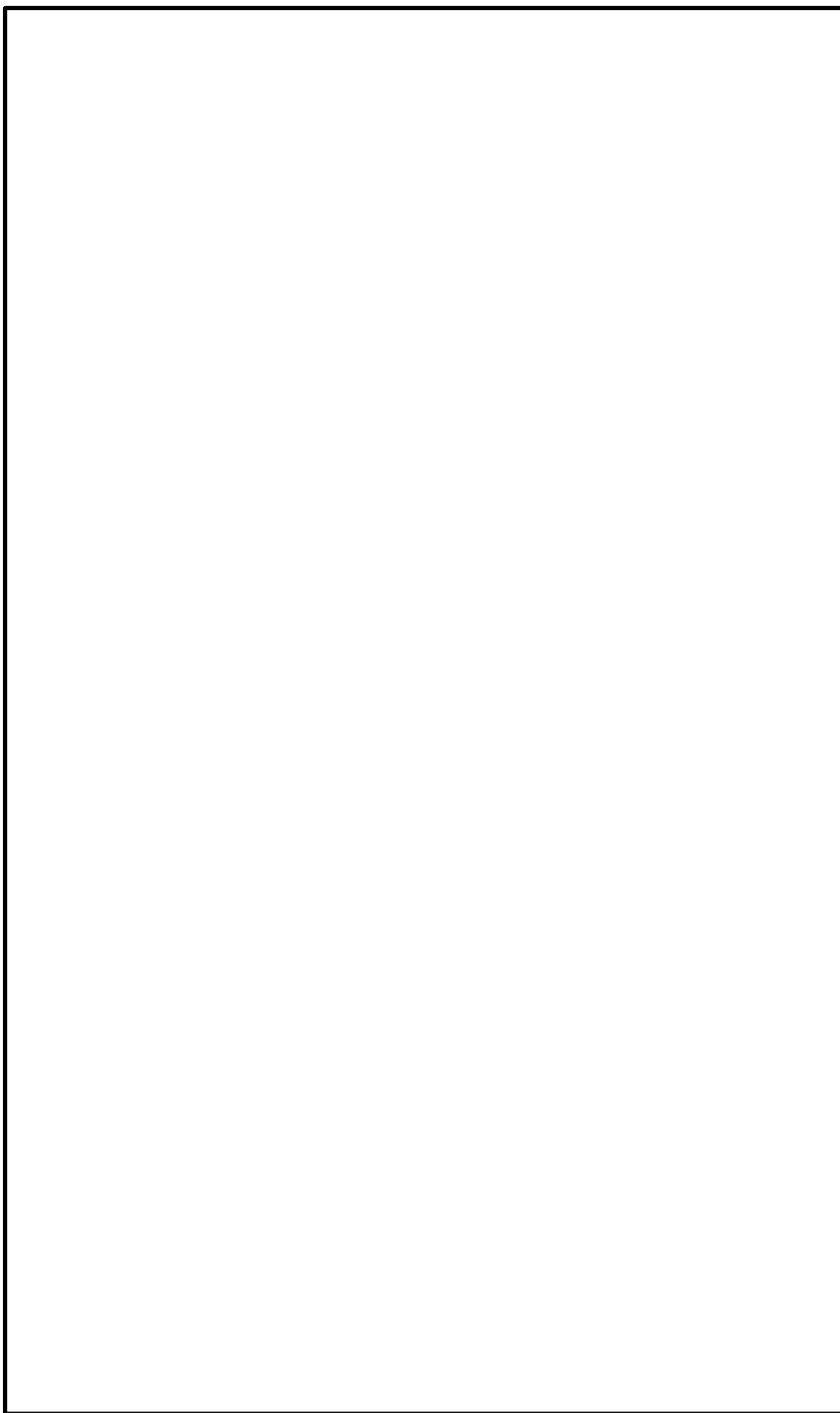


図2 代替自動減圧機能（計器）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

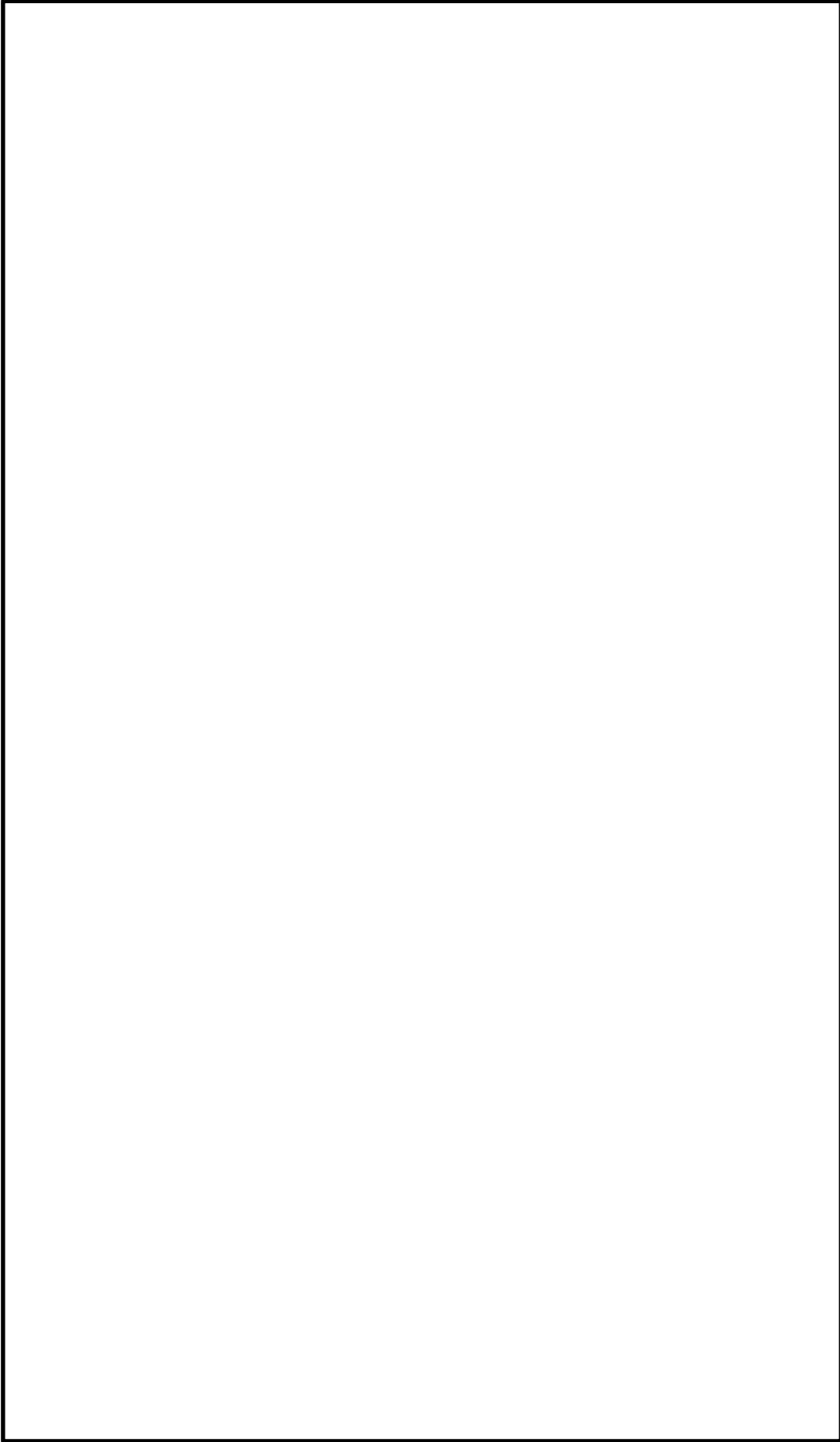


図3 中央制御室操作盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

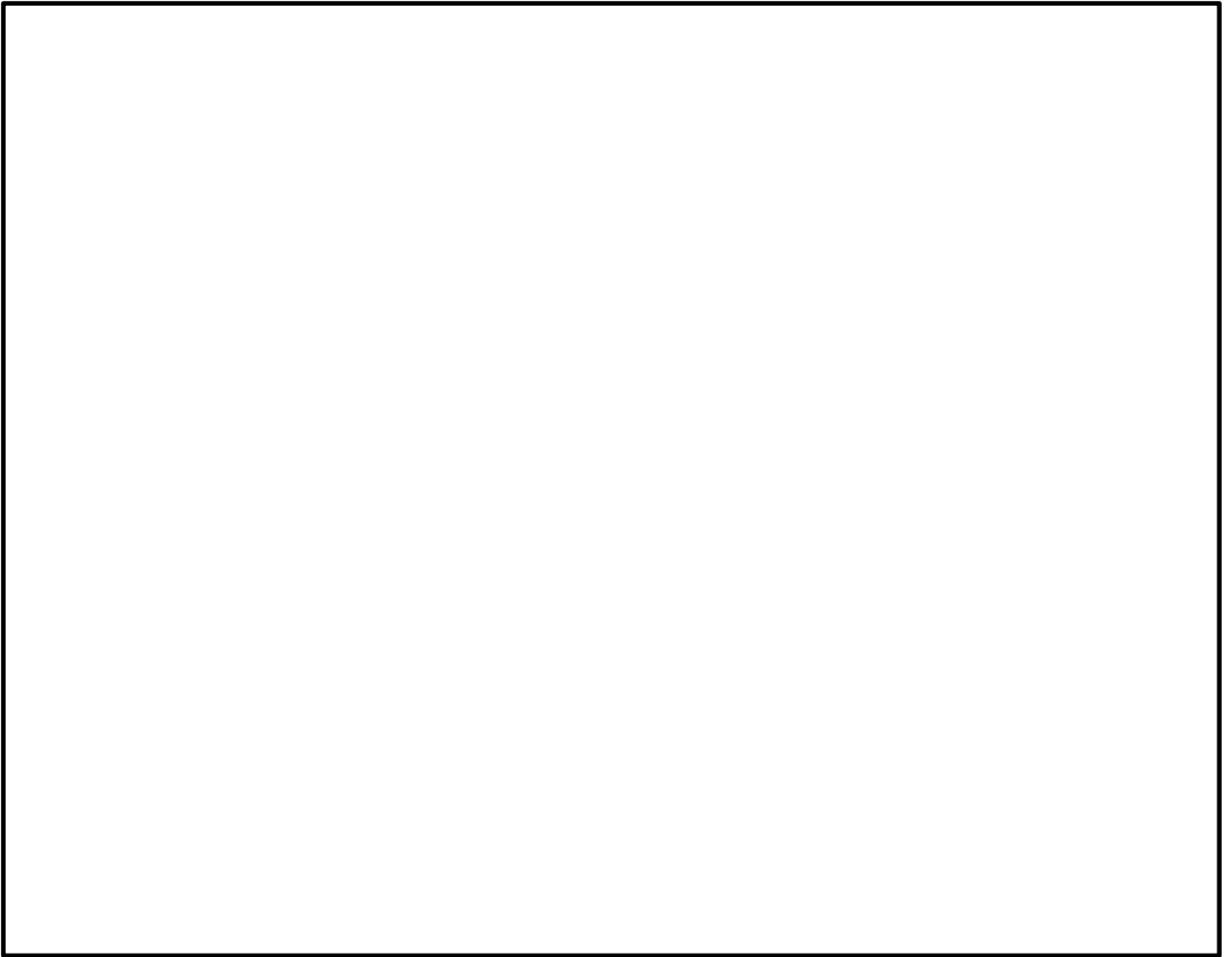


図4 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（ボンベ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

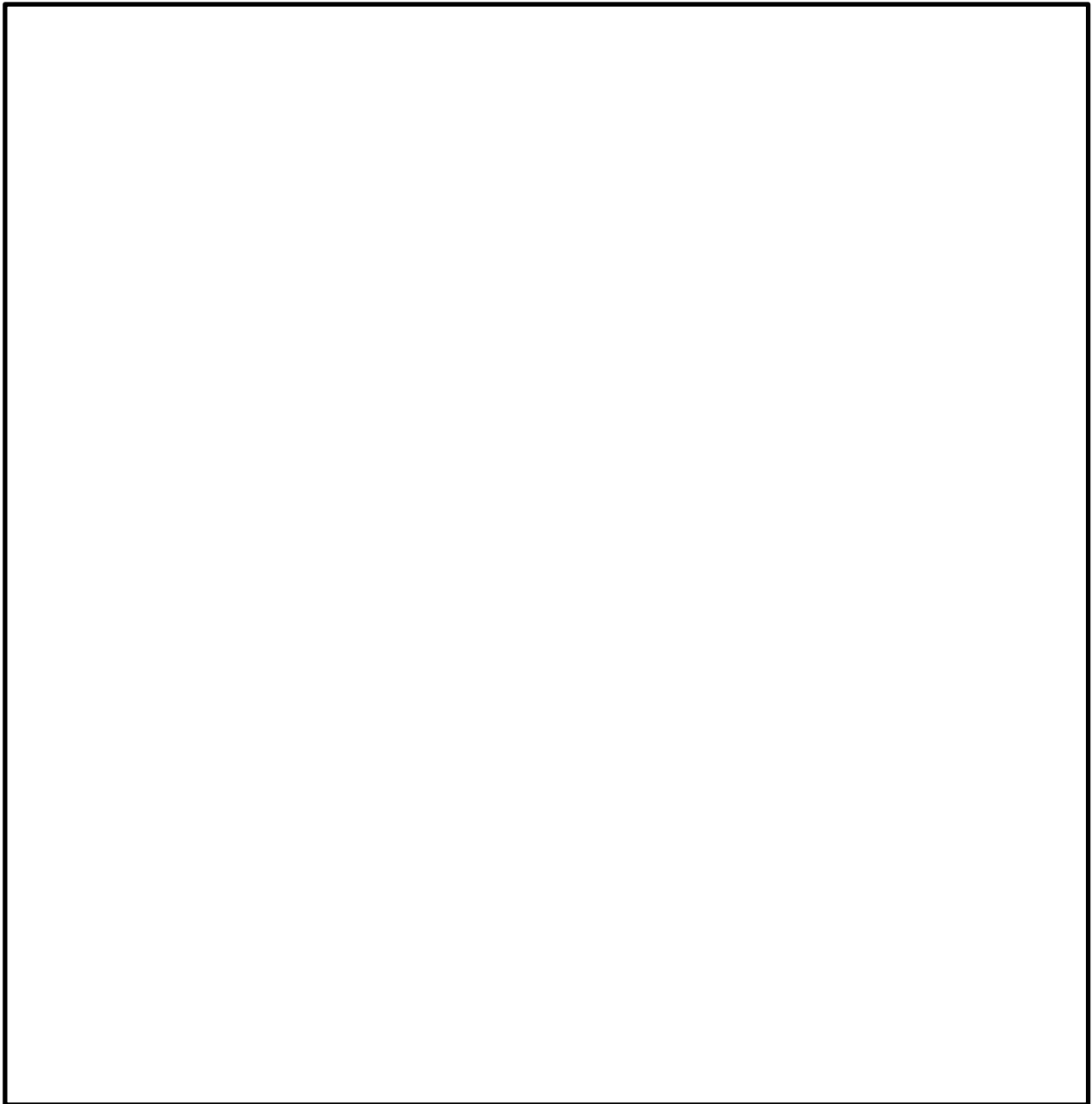


図5 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（窒素ガスポンペ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

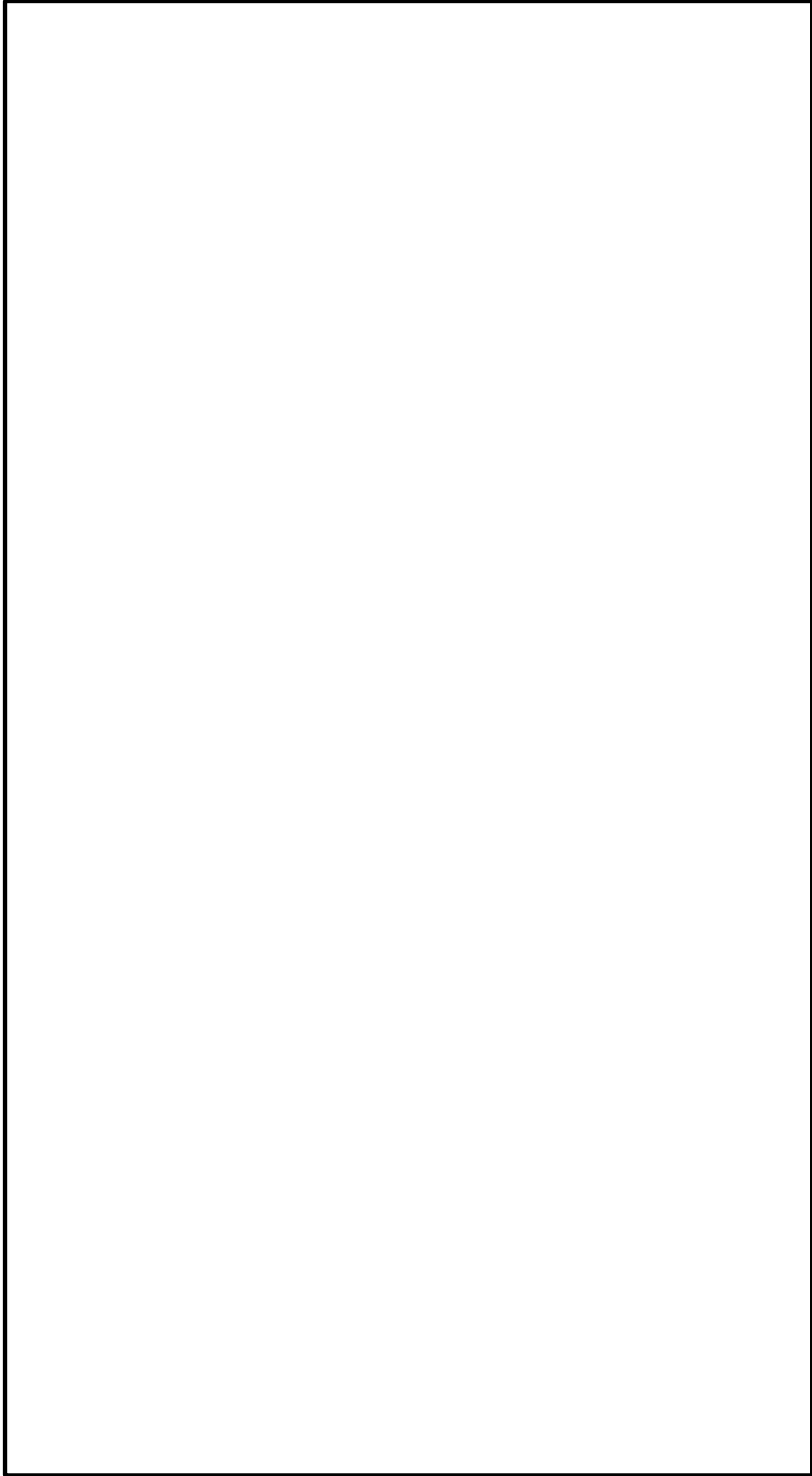


図 6 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

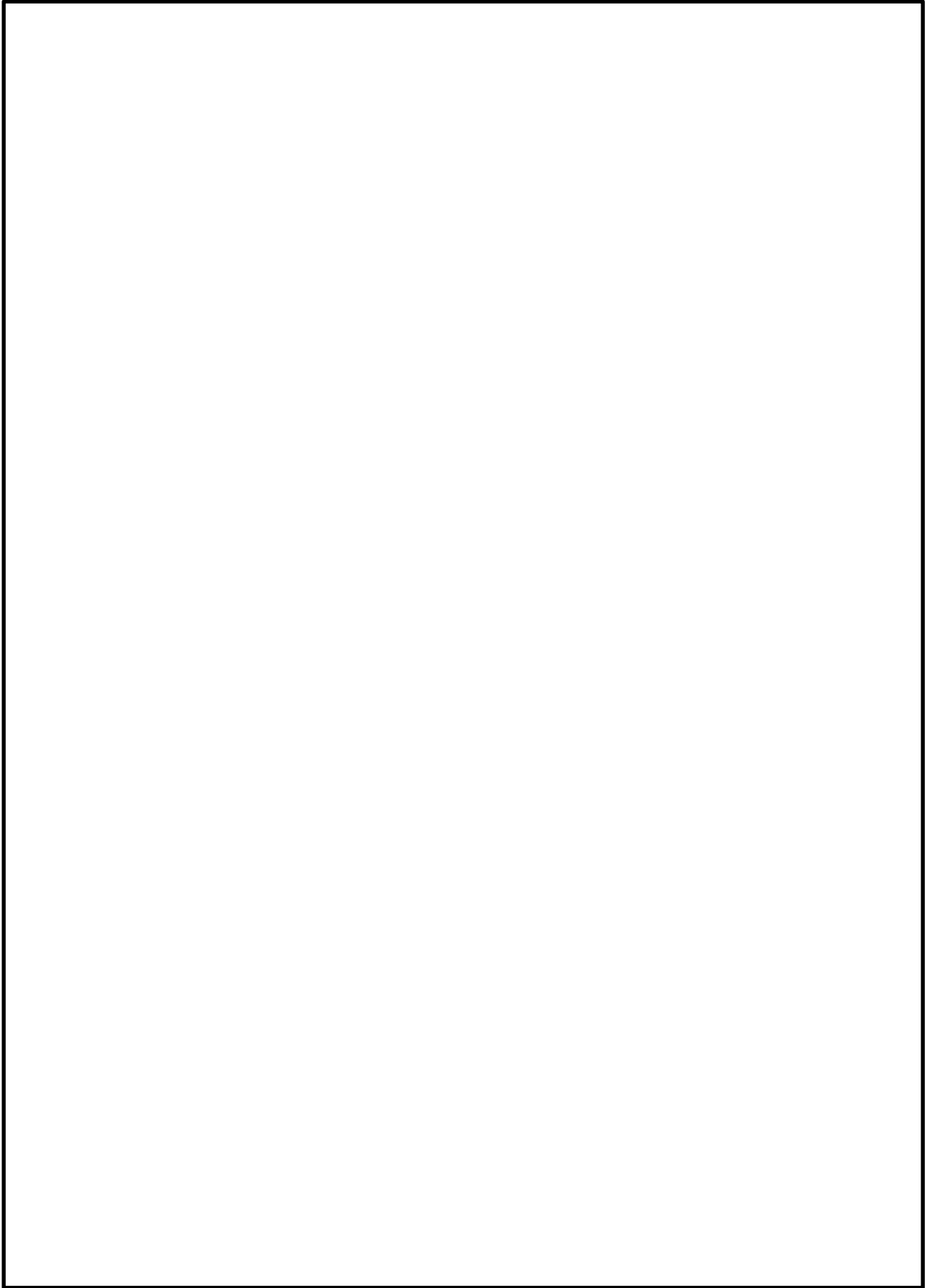


図 7 逃がし安全弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

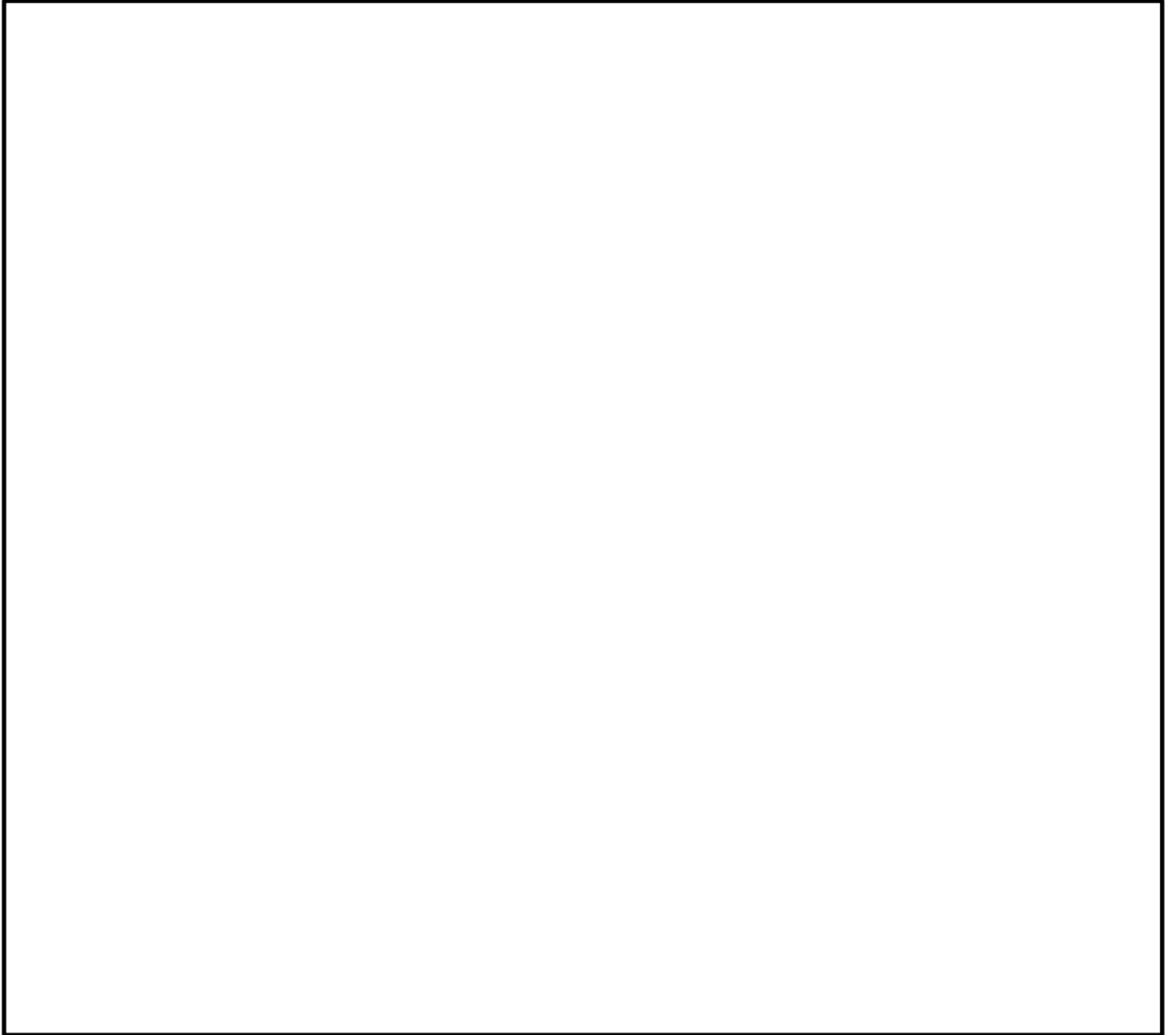


図8 可搬型代替直流電源設備の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

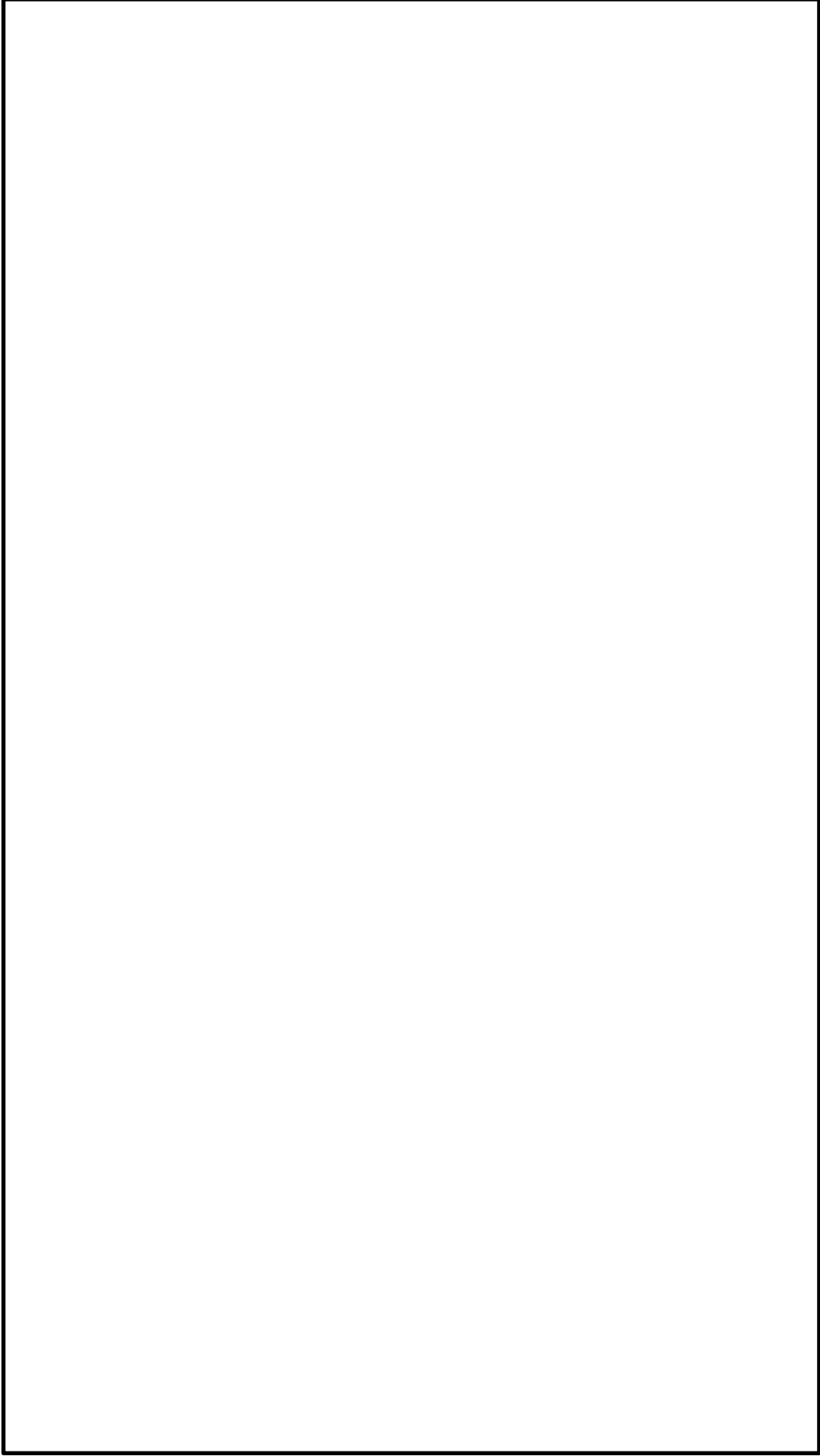


図9 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネルの配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-4 系統図

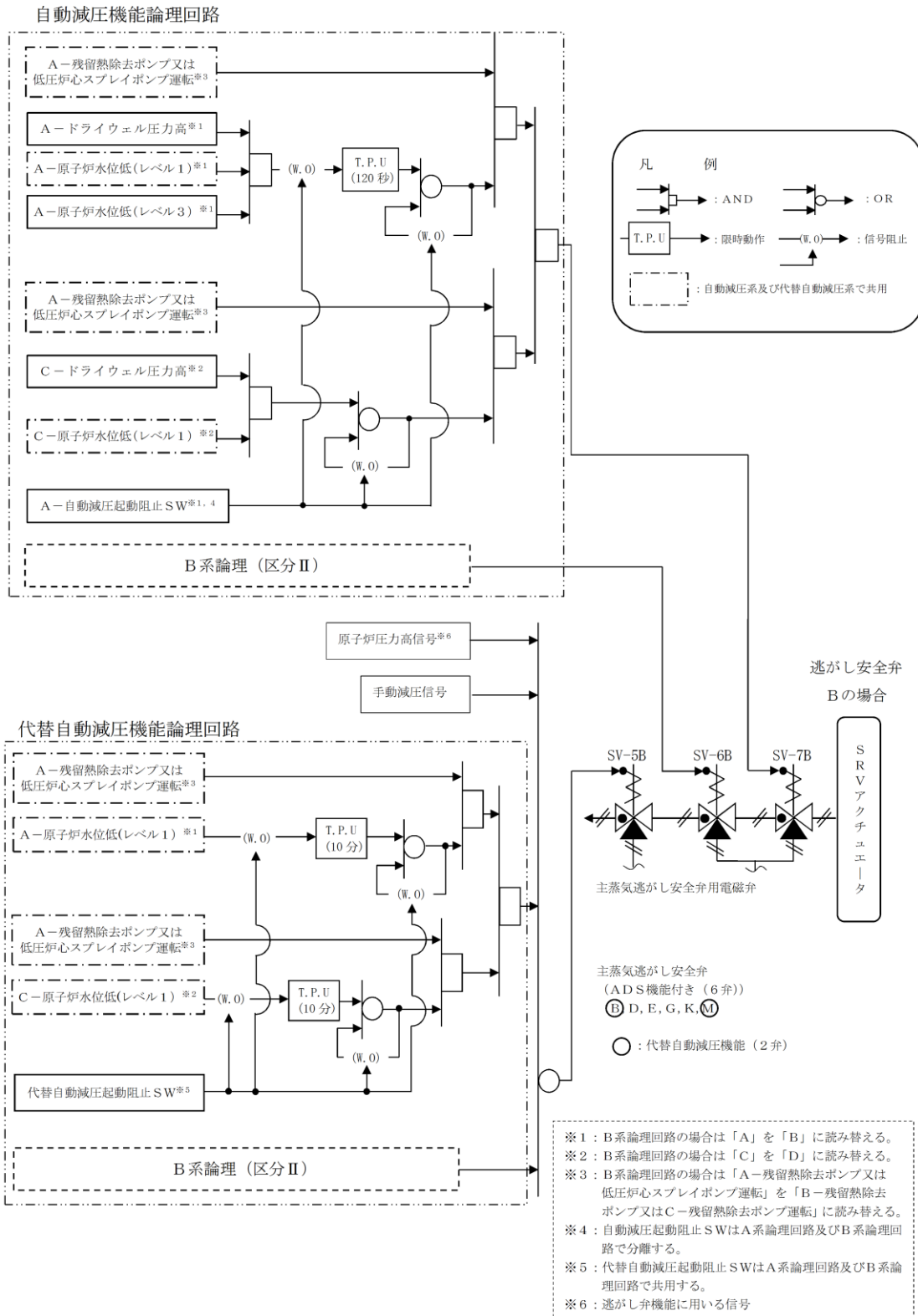


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

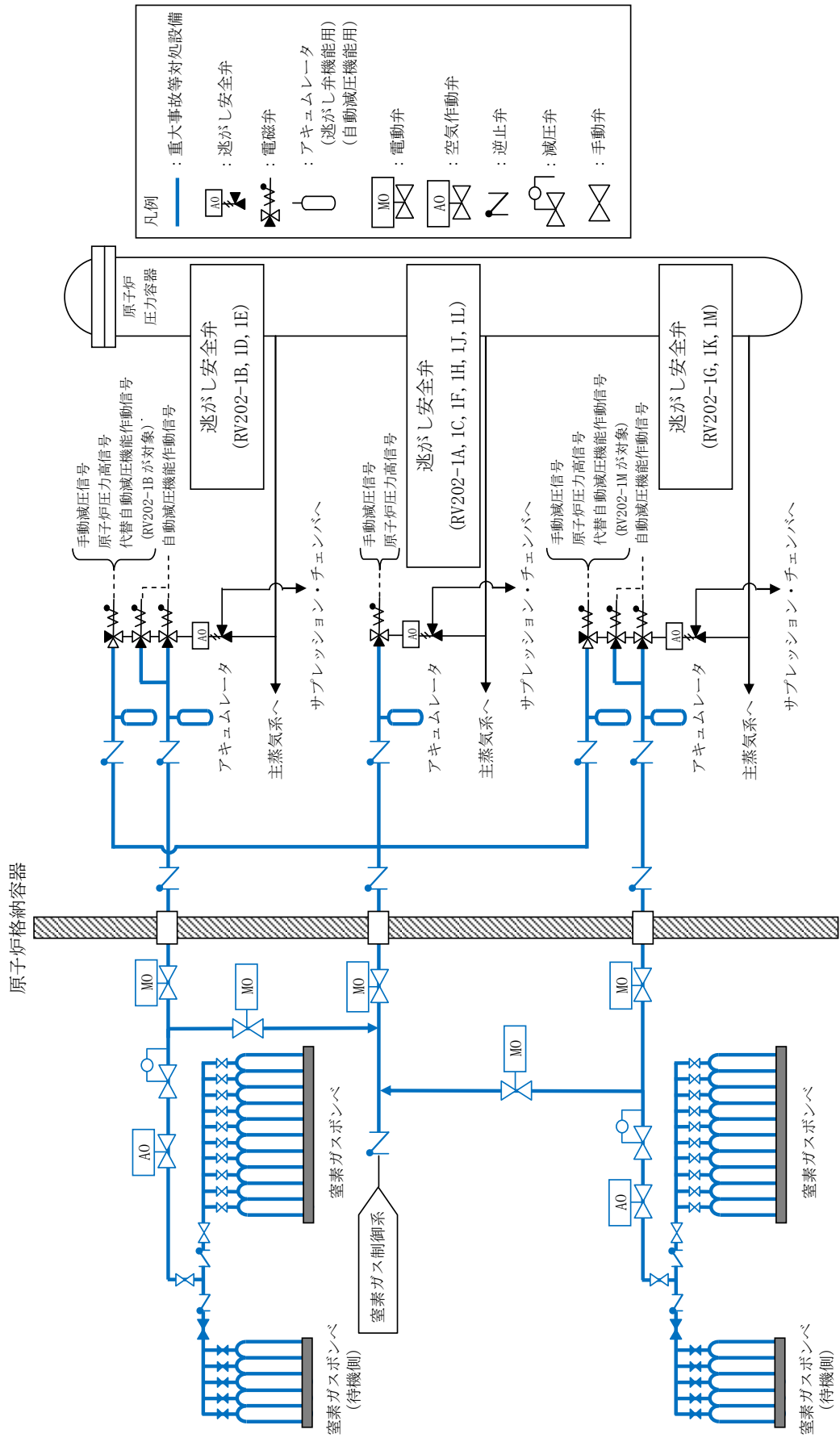


図2 逃がし安全弁室素ガス供給系 系統概要図

操作対象弁リスト

表 1 2号機操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
A-ADS 窒素ガスボンベ出口弁 (待機側)	V 227-1A-11~15	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
B-ADS 窒素ガスボンベ出口弁 (待機側)	V 227-1B-11~15	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
A-ADS 窒素ガスボンベ供給元弁 (待機側)	V 227-11A	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外
B-ADS 窒素ガスボンベ供給元弁 (待機側)	V 227-11B	ボンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物の二次格納施設外

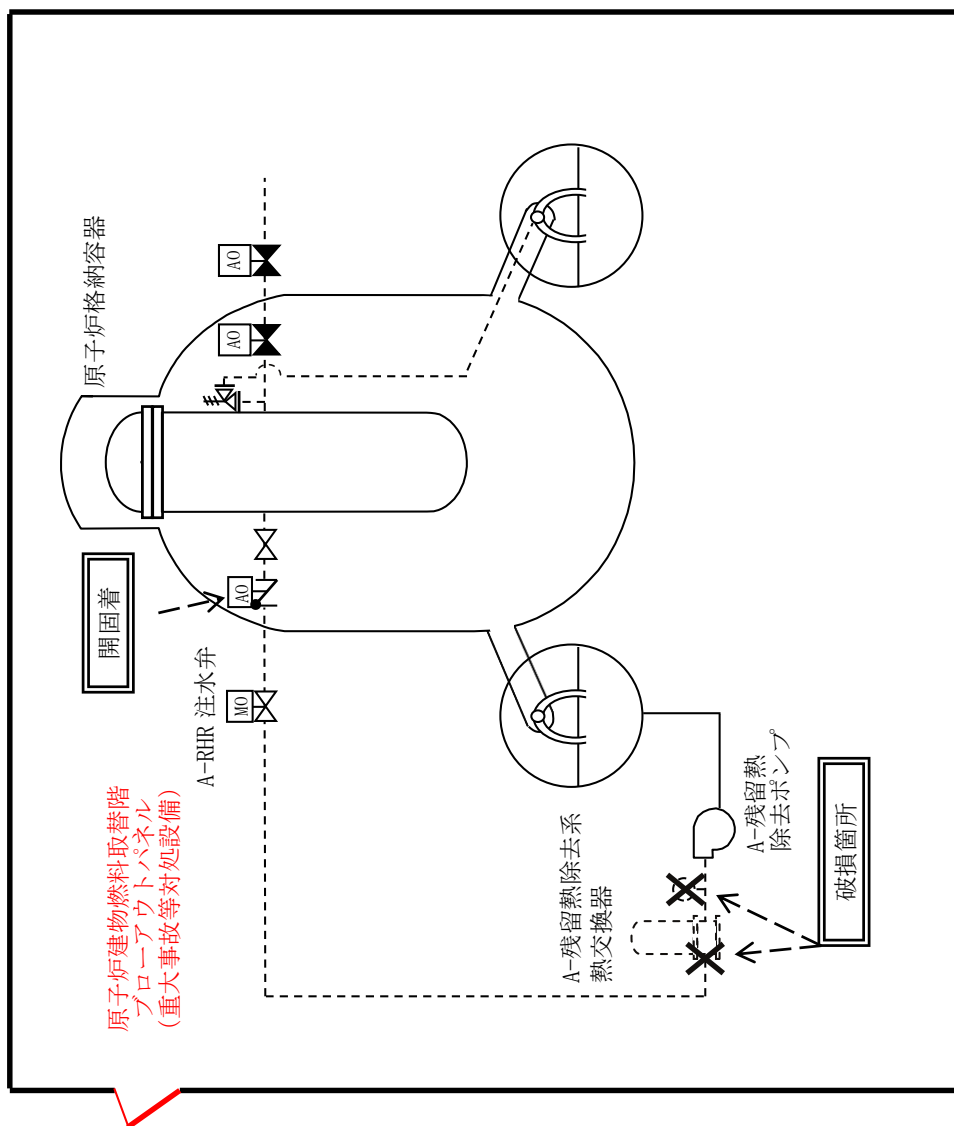


図3 原子炉建物燃料取替段階アウトパネルの概略系統図 (インターフェースシステム LOCA 発生時)

46-5 試験及び検査

島根原子力発電所2号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
主蒸気系一式	主蒸気系一式	高	外觀点検	10C	構造健全性検査	
	自動減圧系一式	高	機能・性能試験 機能・性能試験	1C 1C	主蒸気隔離弁機能検査 自動減圧系機能検査	
主蒸気系	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	分解点検 機能・性能試験	13M 1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外觀点検 漏えい試験	10C 10C	原子炉冷却系統設備検査	
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外觀点検 漏えい試験	10C 10C	原子炉冷却系統設備検査		

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書
(第1次改正)

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：S 2 - 1 7 - II - 8

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書

設備名：原子炉冷却系統設備
検査名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査
要領書番号：S2-17-II-6

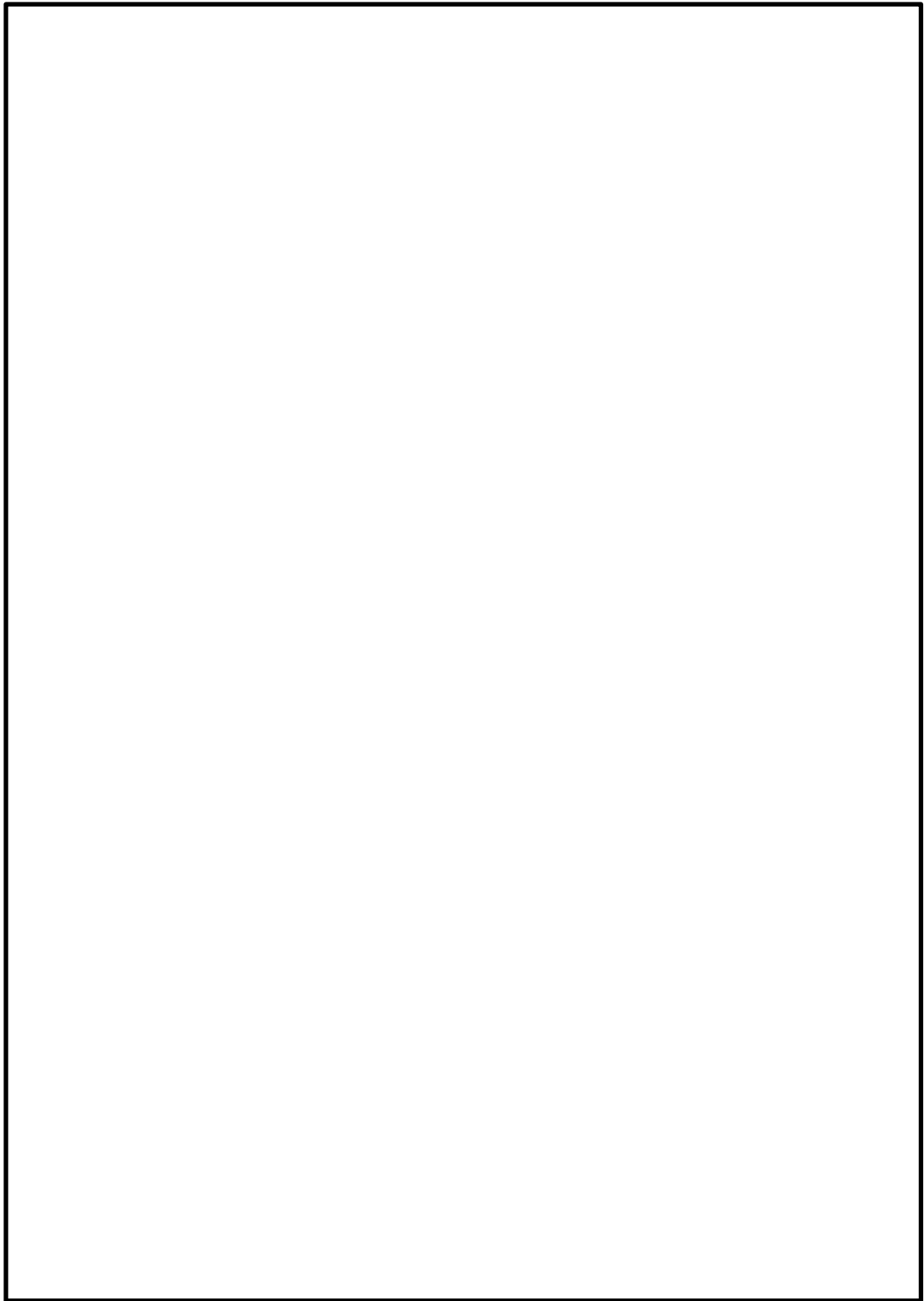


図1 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

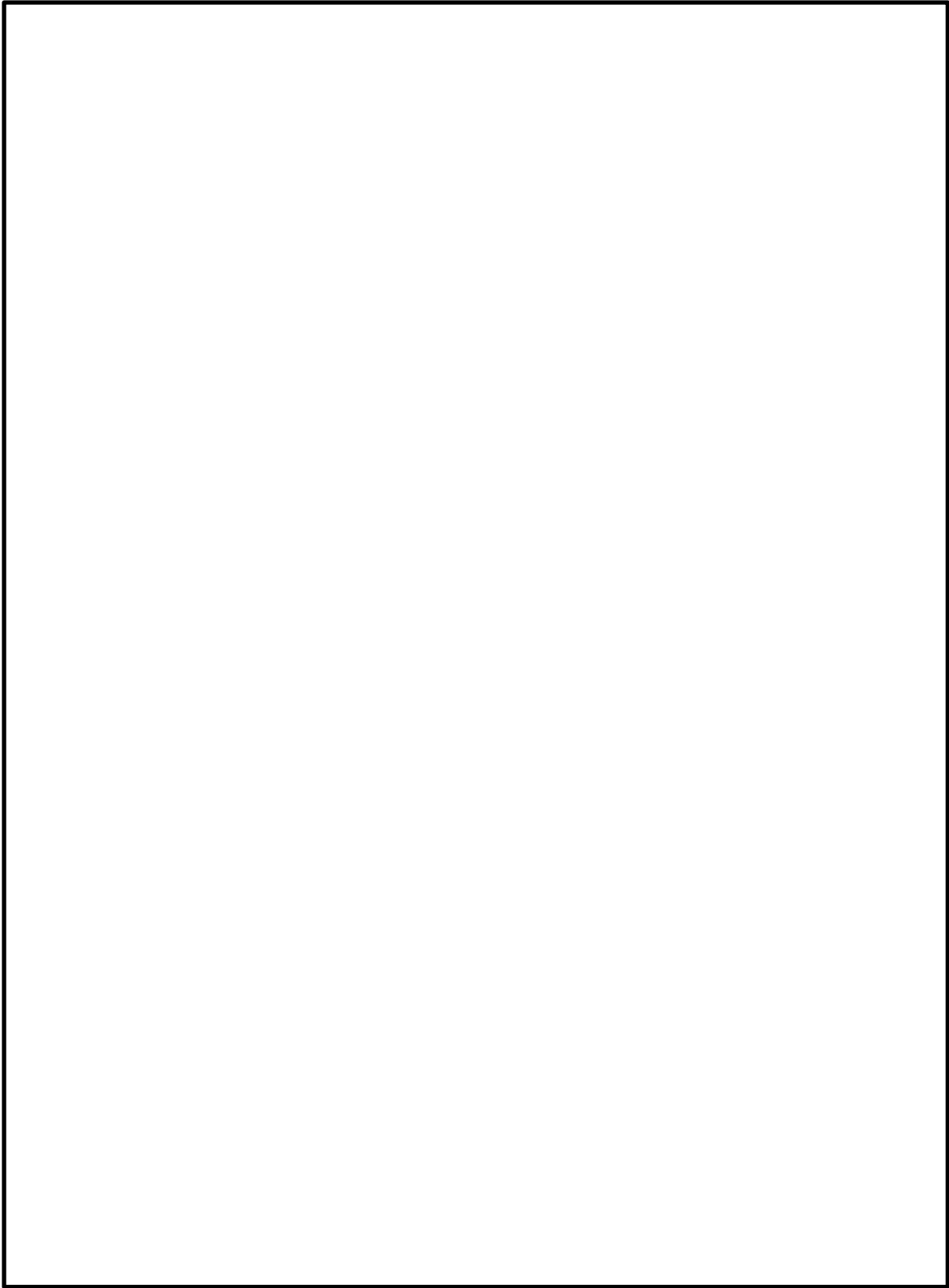


図2 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は 頻度	検査名	備考
主蒸気系一式	主蒸気系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	
自動減圧系一式	自動減圧系一式	高	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
I-主蒸気速がし安全弁 RV202-1I	I-主蒸気速がし安全弁 RV202-1I	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17保全サイクル定期事業者検査要領書

設備名 : 原子炉冷却系統設備
検査名 : 自動減圧系機能検査
要領書番号 : S2-17-I-2

代替自動減圧機能の試験・検査

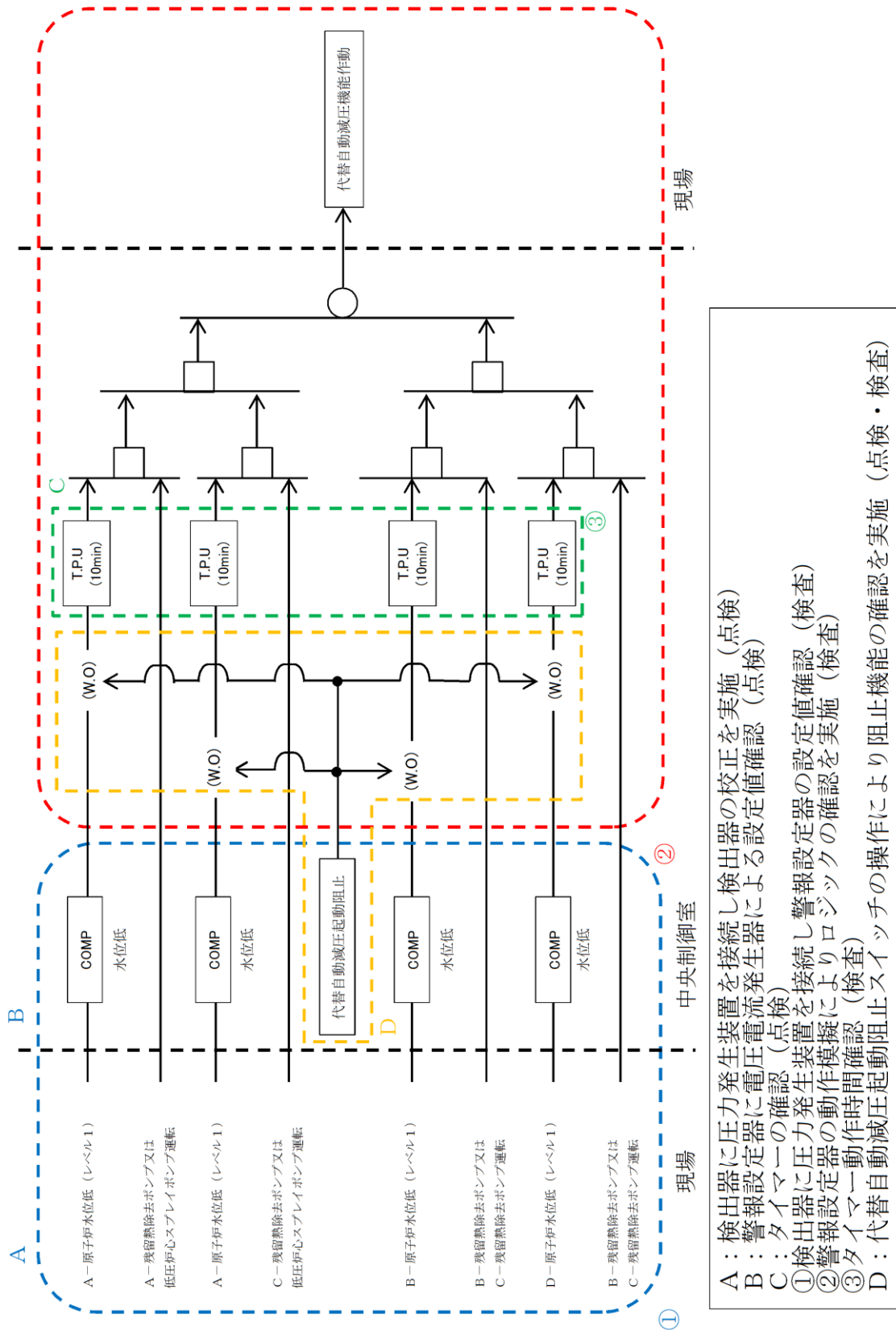


図3 代替自動減圧機能の試験及び検査

代替自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、代替自動減圧機能については、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（定期検査時）に試験を行う設計としている。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

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

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

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中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実システムを用いた試験を実施する。
8—1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験また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システム及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8—2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、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。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、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。
8—3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験または検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備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。代替自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧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 [] [] と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

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

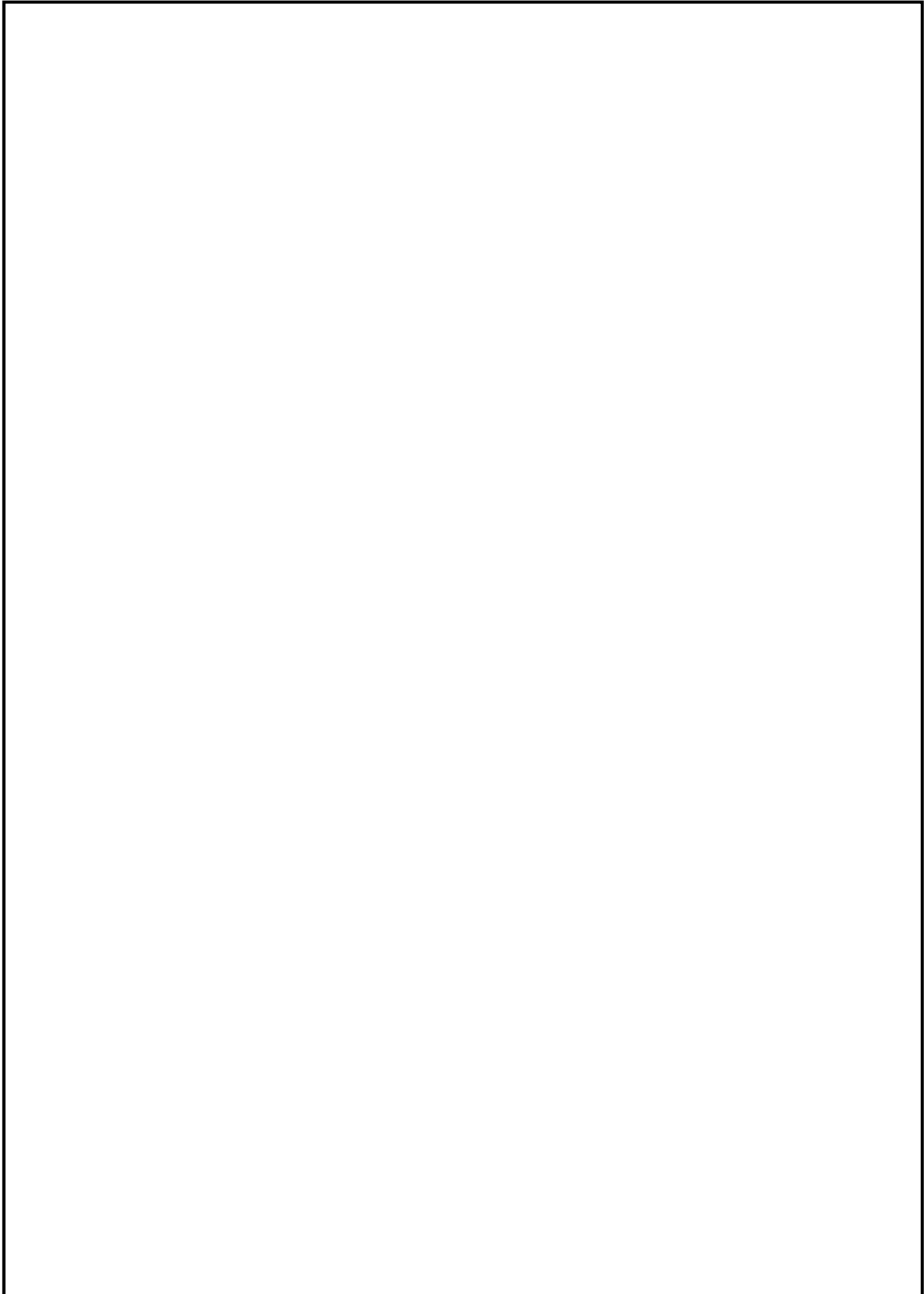


図4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

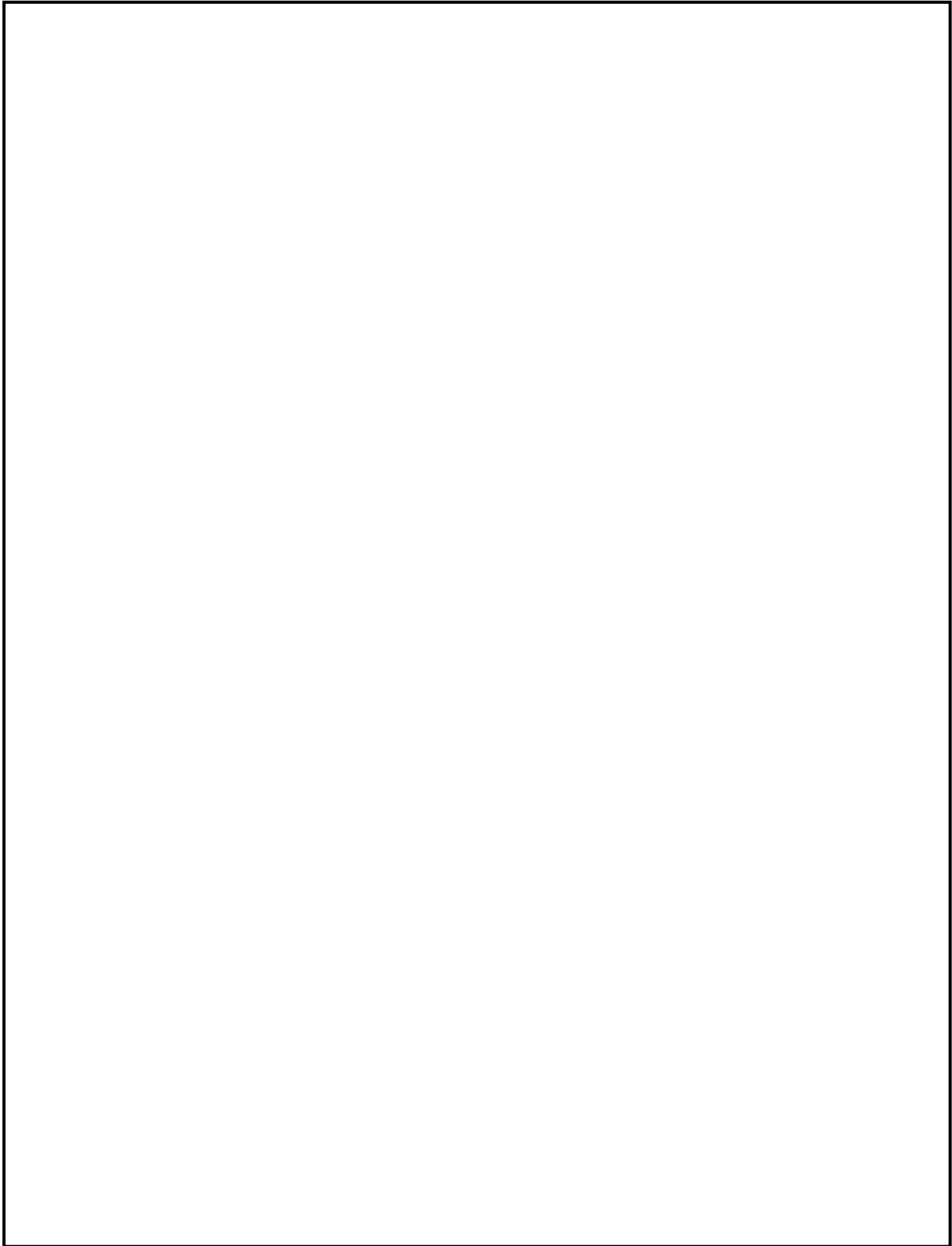


図5 高圧窒素ガスポンベ構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

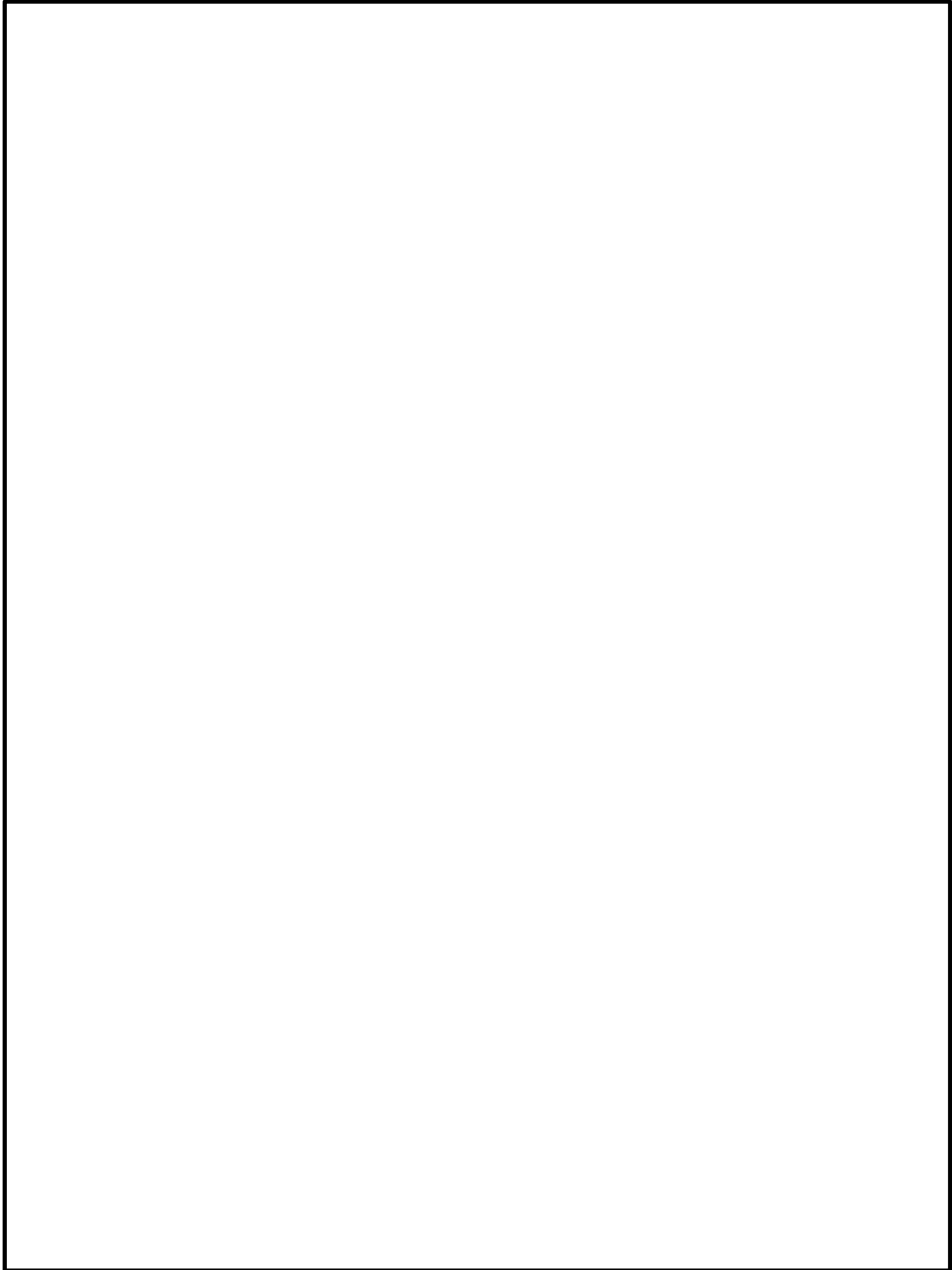


図6 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの試験および検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-6 容量設定根拠

名 称	逃がし安全弁	
吹 出 し 量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サブプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

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。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出し量 (t/h/個)
逃がし弁機能	2	367
	3	370
	3	373
	4	377

逃がし安全弁は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、設計基準事故対処設備としての吹出量は表1のとおりであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。

名 称	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	
容 量	L/個	<input type="text"/> (注1) (15 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.77
最 高 使 用 温 度	℃	200
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】

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k=一定$) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1}, V_{a2} と分割して考える。(V_{a1} は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積, V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし安全弁逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} , 作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} , シリンダ内圧力を P_c (=駆動シリンダ内必要最低圧力), 逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

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

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

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

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

次に、逃がし安全弁逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

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

V_a : アキュムレータ容量(L)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量(L) =

K : 断熱指数 = 1.4

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

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力(MPa [abs]) = 1.258

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力(MPa [abs]) =

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}}{1 - \left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}} \times 10 = \text{} = \text{} \text{L}$$

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量(要求値)は L/個とする。公称値は、要求値を上回るものとして 15L/個とする。

2. 最高使用圧力

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、逃がし安全弁窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせて 1.77MPa とする。

3. 最高使用温度

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の限界温度に合わせて 200℃ とする。

名称	原子炉水位低（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を防止するため、原子炉水位（レベル1）及び残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設定値	気水分離器下端※より 381cm 以下

【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、残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。

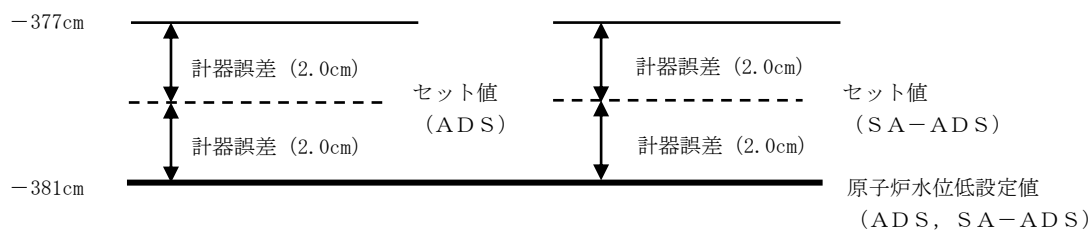
注記※：気水分離器下端レベルは、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<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有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に低圧注水系による注水が必要であることを考慮して、低圧注水系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。

<参考>

ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
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



名 称	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	
個 数	個	2（予備2）
容 量	Ah/個	約 24

【設 定 根 拠】

常設直流電源が喪失した場合，逃がし安全弁（2個）の駆動が可能なように主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の容量は，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。

逃がし安全弁を作動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。

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_3 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率=0.8

K：放電時間，蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）=26.6

I：放電電流（A）=1.3

サフィックス 1, 2, 3, …, n：放電電流の変化の順に付番による。

$$C = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [26.6 \times 1.3] = 44Ah$$

以上より，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，2台分を必要容量(48Ah=24Ah×2台)とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，24時間にわたり逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを1セット2個使用する。保有数は1セット2個に，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1セット2個を分散して保管する。

名 称	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	
容 量	ℓ/個	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15

【設 定 根 拠】

窒素ガスボンベは可搬型重大事故等対処設備として設置する。

窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、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

窒素ガスボンベの容量は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量および逃がし安全弁を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) 窒素ガス消費量

a. 逃がし弁機能を動作するための消費量 : m³[normal]

$$\begin{aligned}
 Q1 &= Q [\text{m}^3[\text{normal}]/\text{回}] \times A [\text{回}] \\
 &= \text{} [\text{m}^3[\text{normal}]/\text{回}] \times \text{} [\text{回}] \\
 &= \text{} \div \text{} \text{m}^3[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁6弁を7日間開保持するための消費量 : m³[normal]

$$\begin{aligned}
 Q2 &= \lambda [\text{L}/\text{min}/\text{個}] \times D [\text{day}] \times 24 [\text{hr}] \times 60 [\text{min}] \times N [\text{個}] \\
 &= \text{} \times 7 \times 24 \times 60 \times 6 \\
 &= \text{} \div \text{} \text{m}^3[\text{normal}]
 \end{aligned}$$

ここで、各設計値は下記のとおりとなる。

Q : 1回あたりの標準状態における窒素ガス消費量 = m³[normal]/回

A : 最も作動回数が多い全交流動力電源喪失シナリオにおける

SRV 作動回数 = [回]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 = [L/min/個]

D : 開保持期間 (7日間) = 7 [day]

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 窒素ガスポンベによる供給量

m1 : 逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

m2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

Q1 : 逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

Q2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

P1 : 窒素ガスポンベ初期圧力 : 14.7 [MPa]

P2 : 窒素ガスポンベ必要圧力 : [MPa]

Pa : 大気圧 : 0.101325 [MPa]

V : ポンベ容量 : 46.7 [L/個]

a. 原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m1 &= Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m2 &= Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

c. 必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \text{} + \text{} = \text{} \div 15 [\text{個}]$$

以上より、必要ポンベ個数は 15 個（約 47 L/個）である。この 15 個に加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。

本設備は、最大で 5 個同時に保守点検を実施する運用としたうえで、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、5 個以上を確保する。

以上から、合計で 20 個以上を確保することとし、余裕を見て 30 個保有する。

3. 最高使用圧力

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

名 称	窒素ガス供給設備	
供給圧力	MPa	<input type="text"/> 以上

【設 定 根 拠】

窒素ガス供給設備は、常用重大事故対処設備として設置する。

窒素ガス供給系は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響をうけ、逃がし安全弁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2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁を問題無く作動させることを考慮し、供給圧力をMPa 以上とする。

1. 逃がし安全弁の開動作条件

逃がし安全弁の開条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$$

ここに、

F_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備によるピストン押上げ力

$$F_N = P_N \times S_2$$

P_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備圧力

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

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

※安全側の過程として原子炉圧力として大気圧を用いている

n ：レバー比

$$n = \text{}$$

F_{S2} ：シリンダスプリング荷重

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

F_V ：可動部重量

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

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(0.853[MPa]を想定する)

F_{S1} ：弁本体のスプリング荷重

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

F_F ：ピストンOリング摩擦力

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁の開条件が成立する。

したがって、逃がし安全弁窒素ガス供給設備が \square [MPa] 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、逃がし安全弁は開可能である。

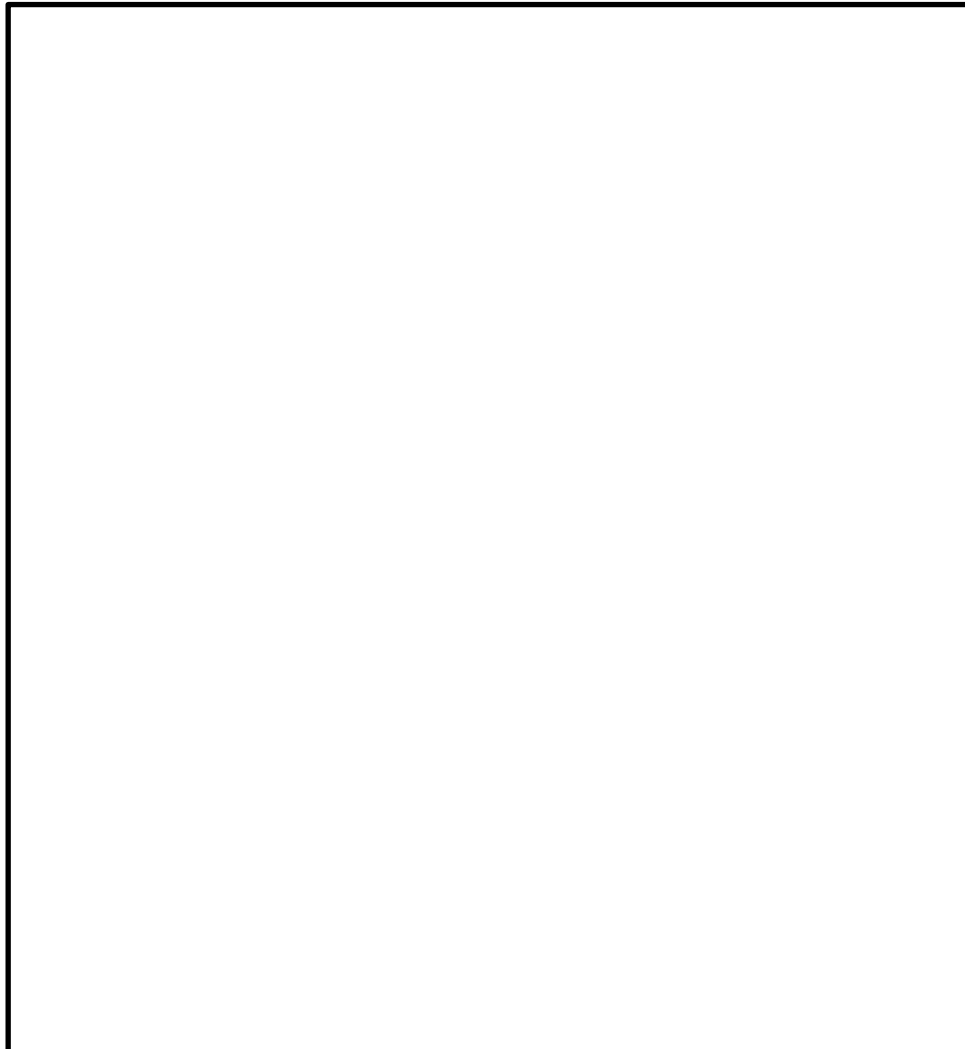



図1 逃がし安全弁 機構概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-7 接続図

接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所
：重大事故等対処設備を示す。

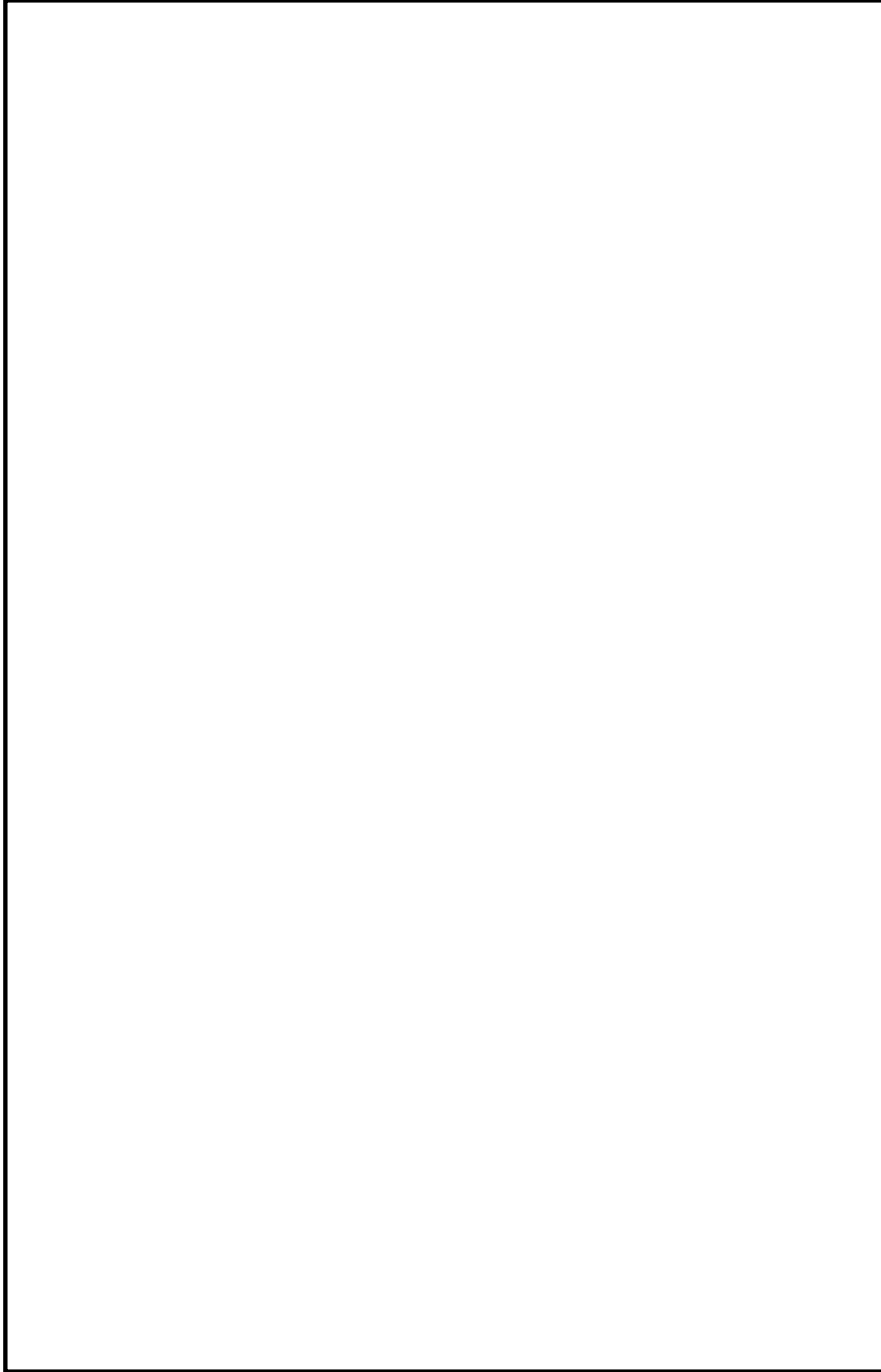


図1 接続図 (主蒸気逃がし安全弁蓄電池)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

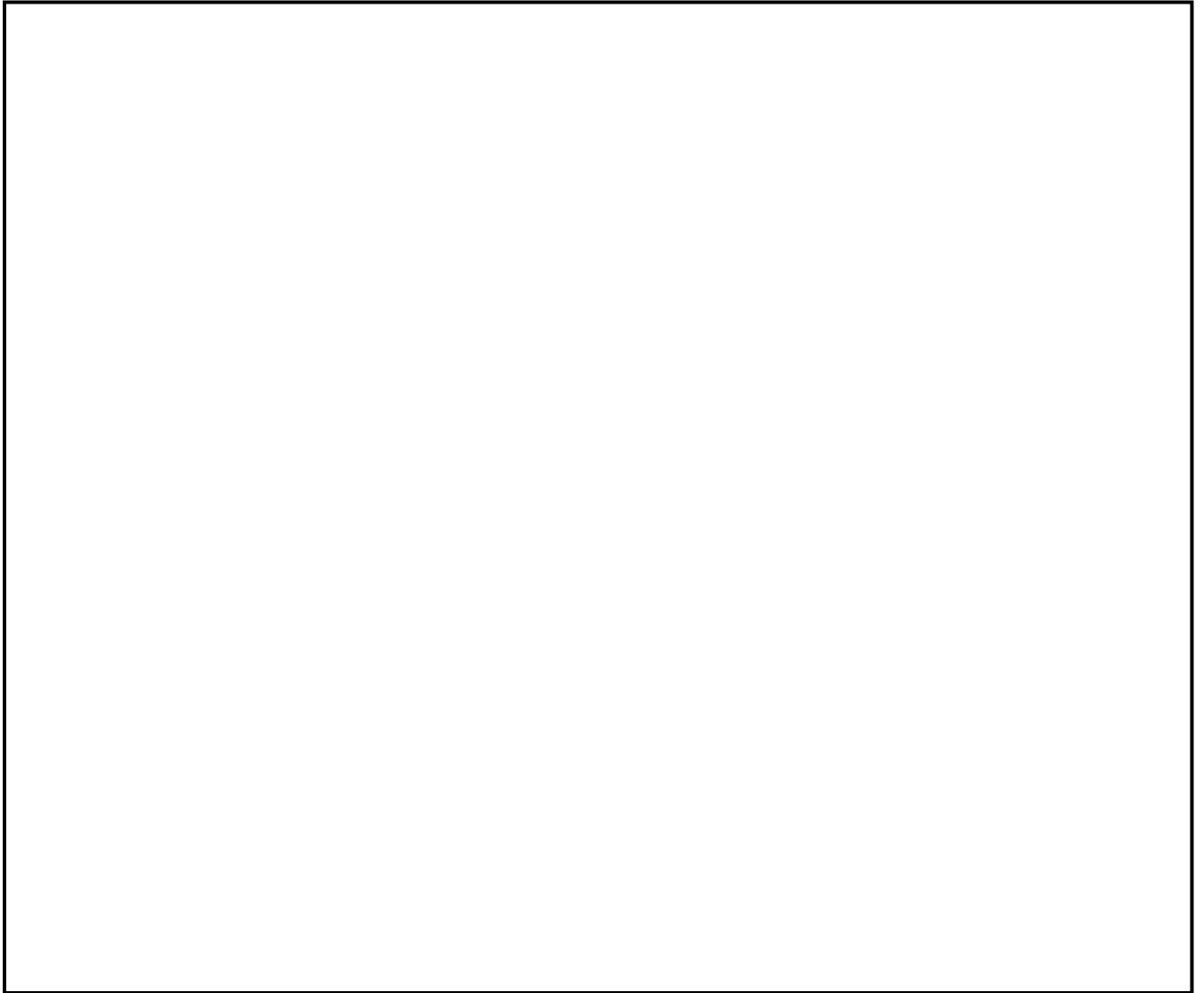


図2 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスボンベ)の接続部詳細図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

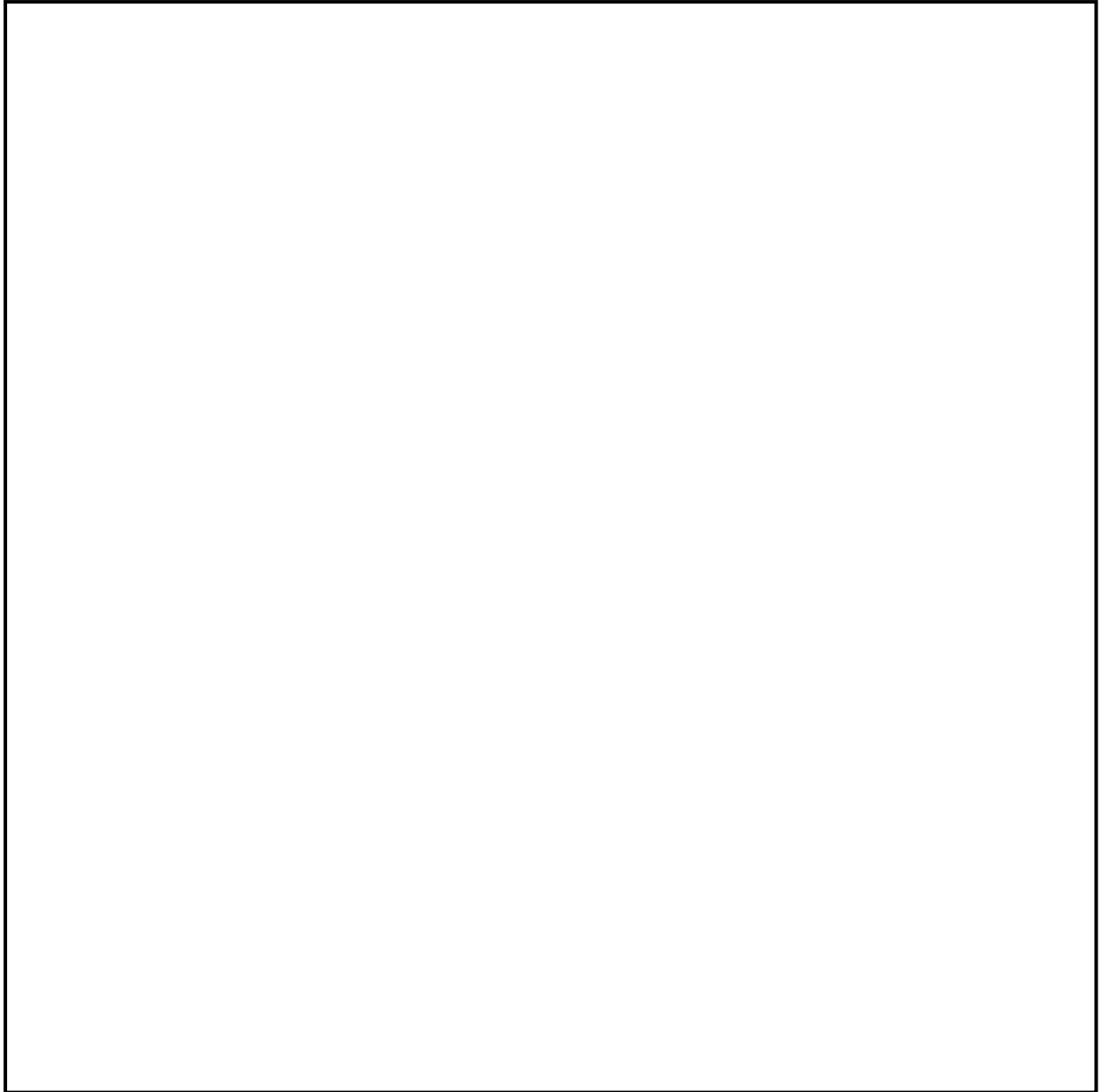


図3 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスボンベ)の接続部詳細図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-8 保管場所図

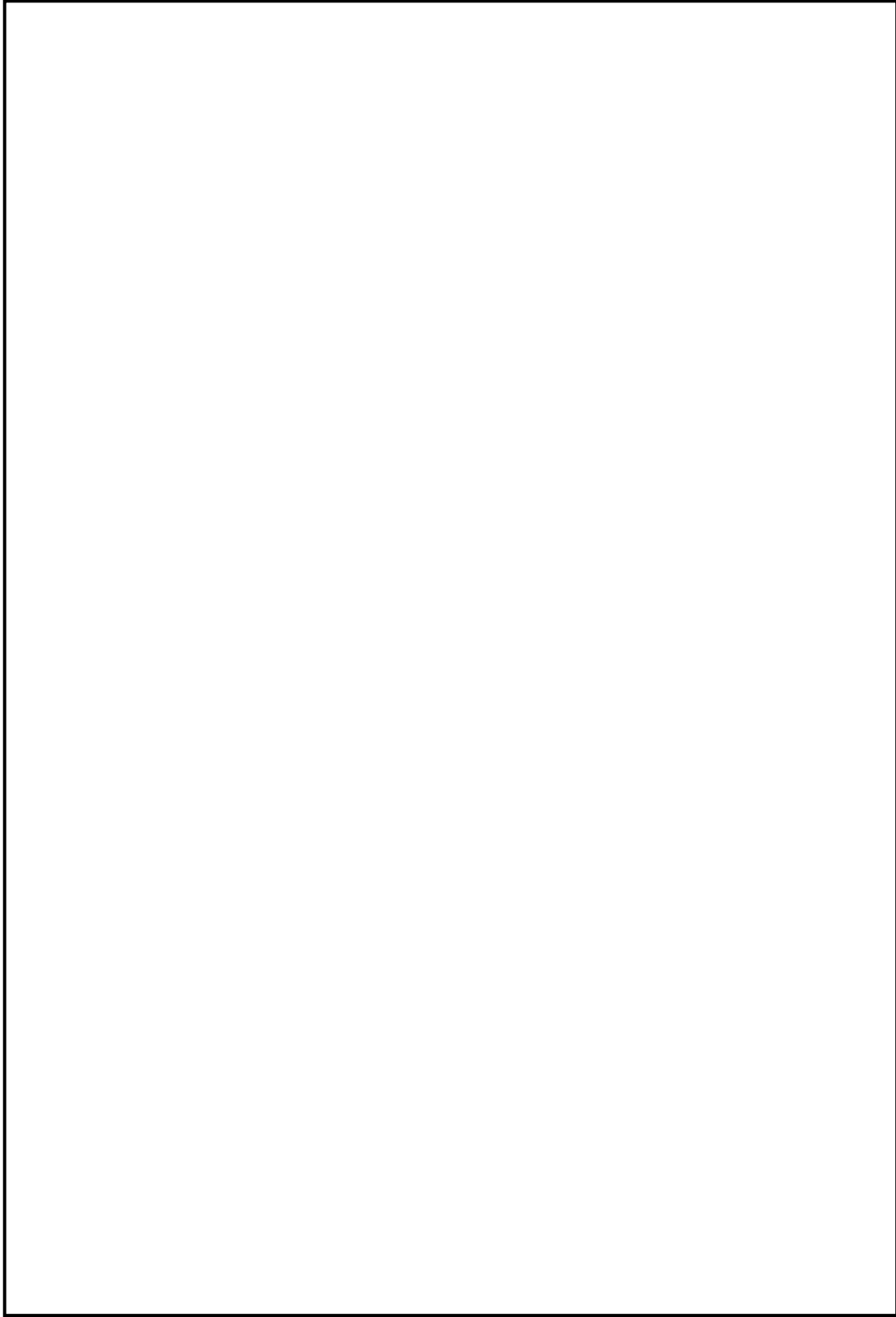


図1 窒素ガスボンベ等の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-9 アクセスルート図

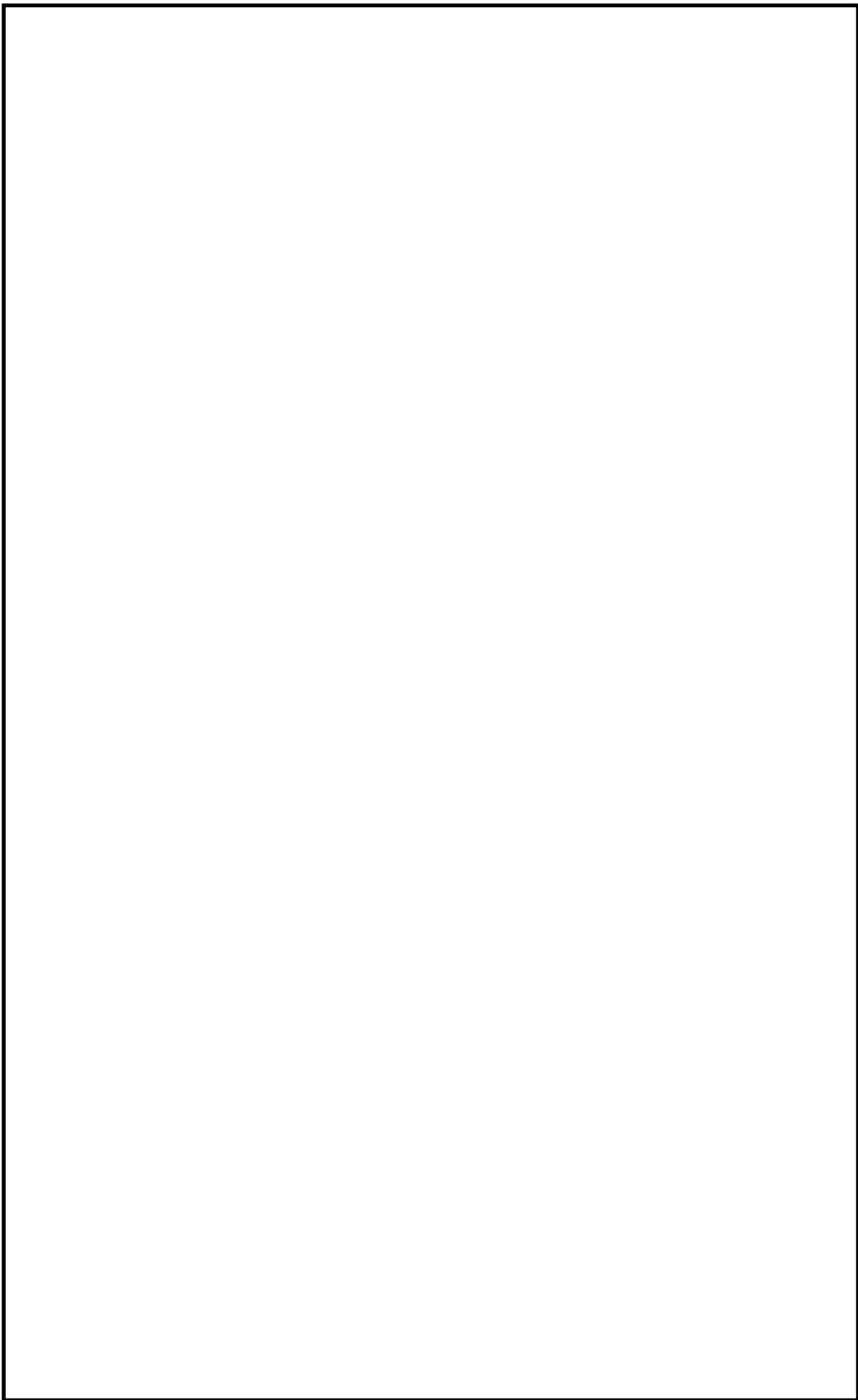


図1 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（1 / 4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

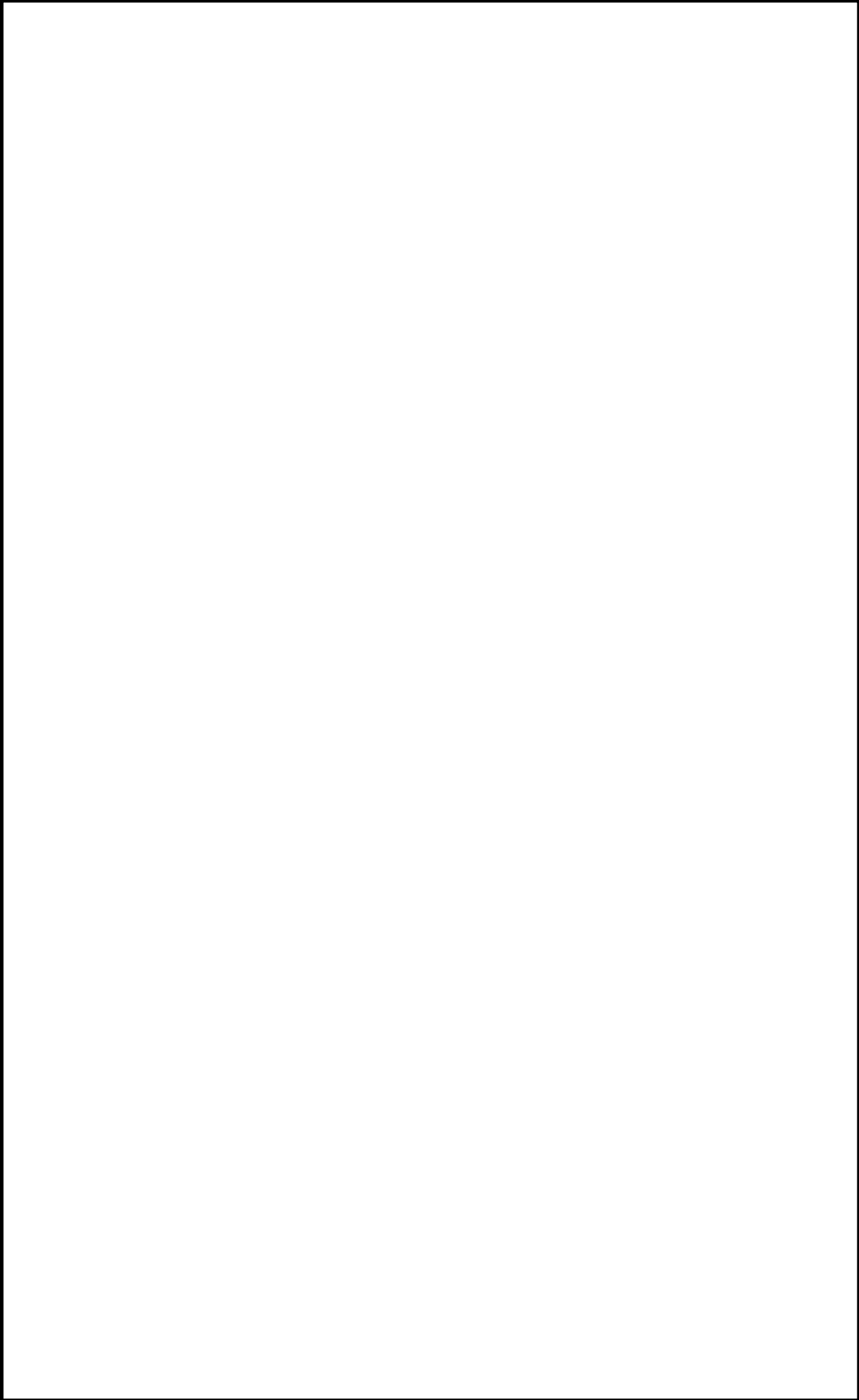


図2 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（2／4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

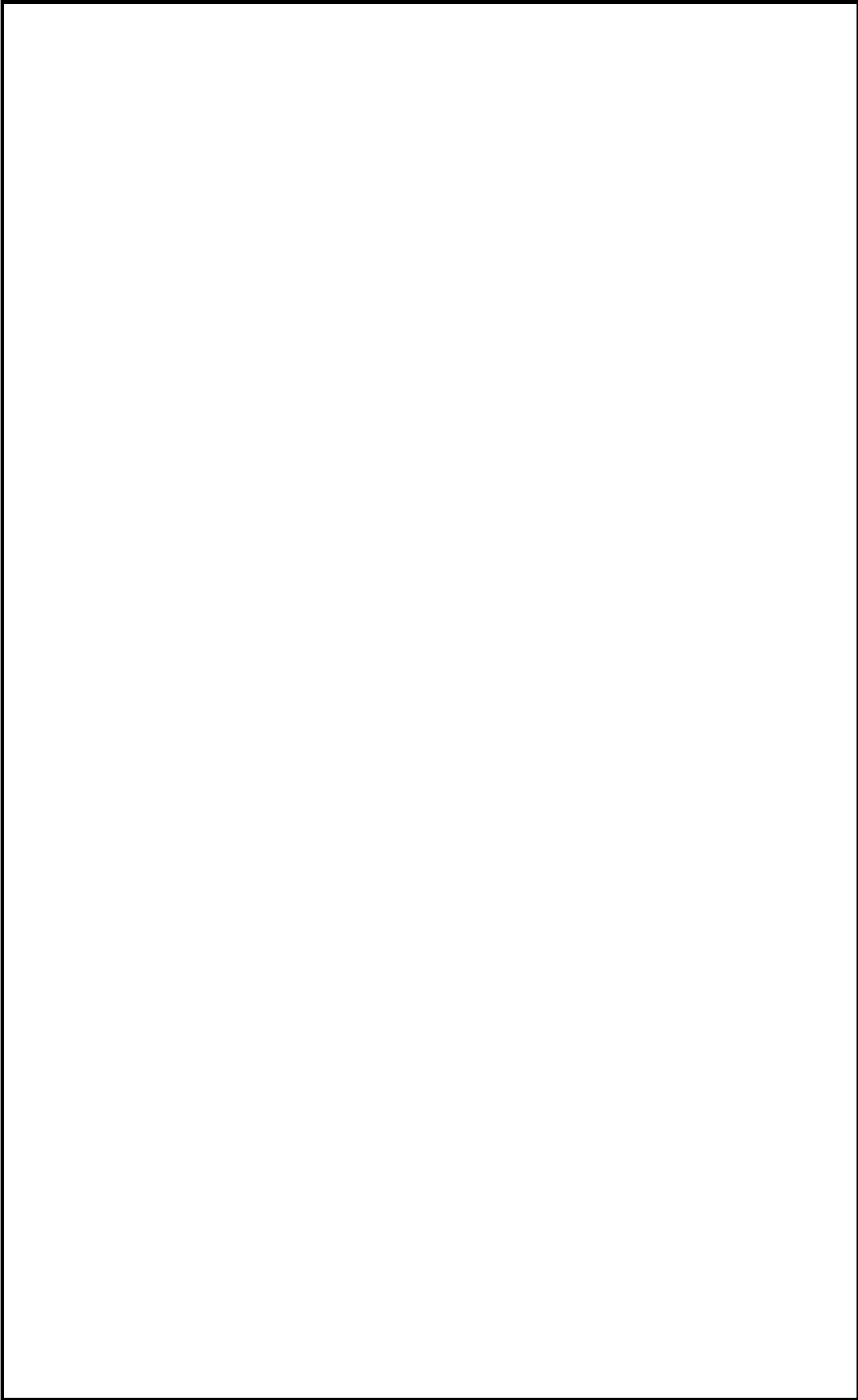


図3 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（3／4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

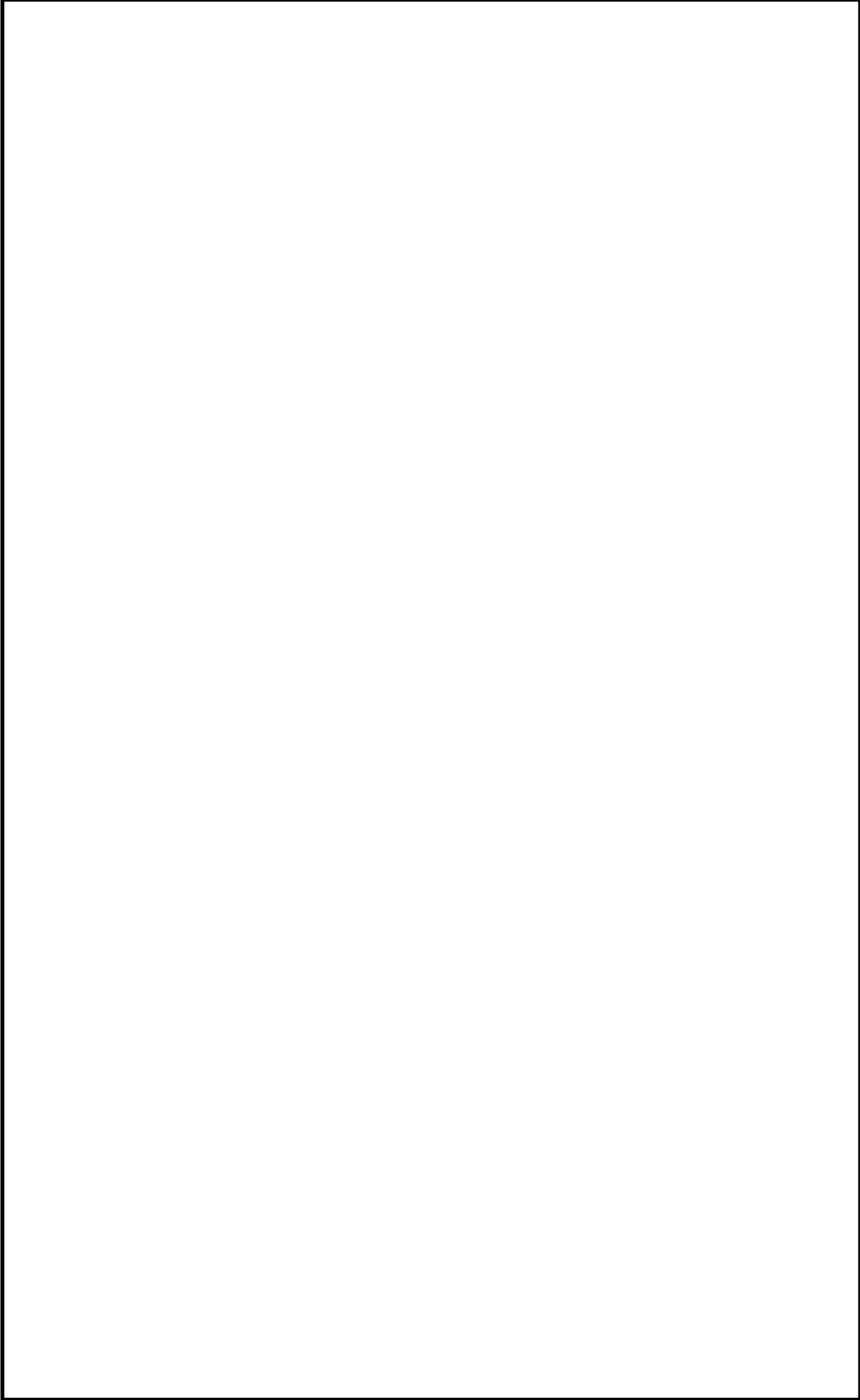


図4 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（4／4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

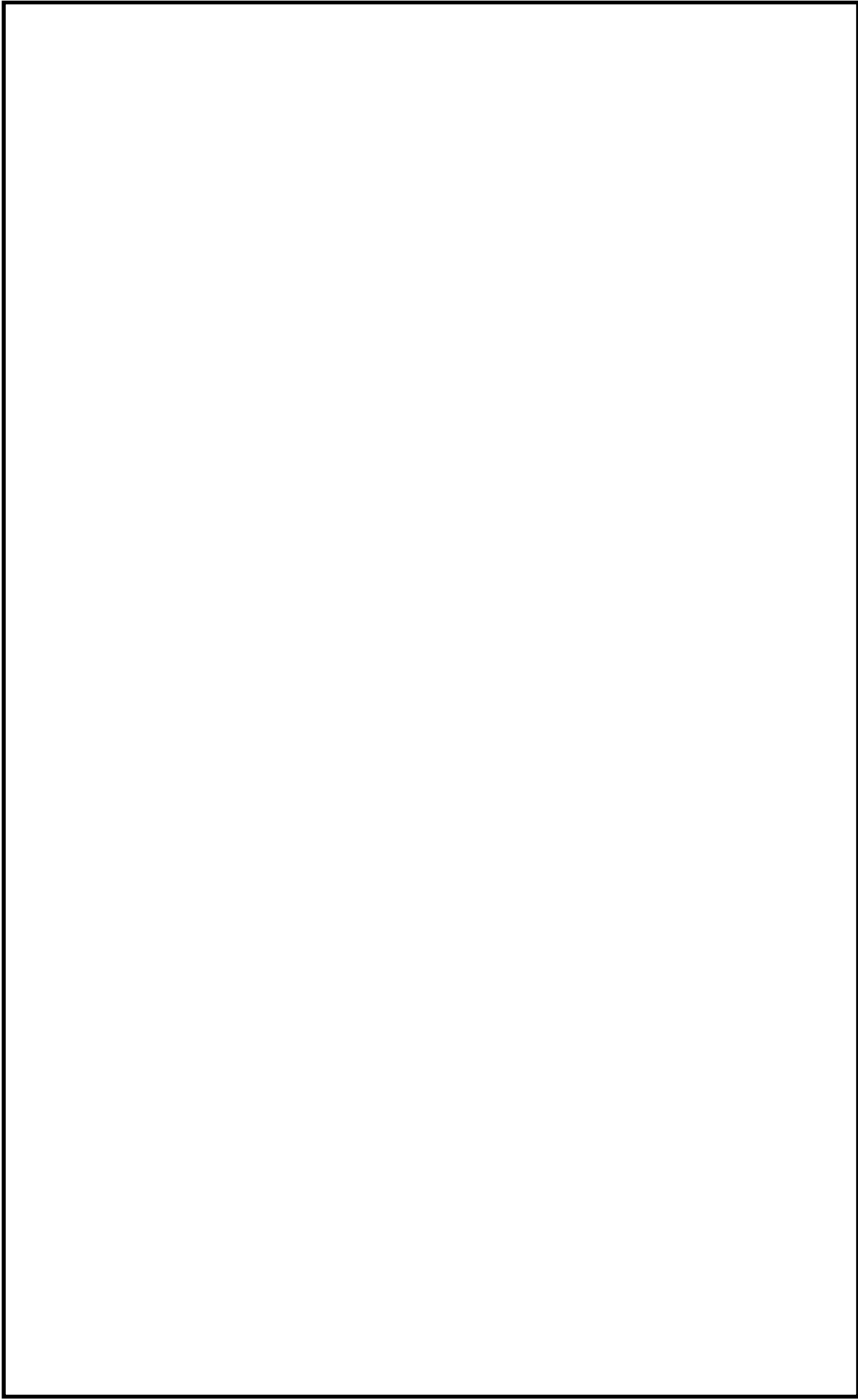


図5 屋内アクセスルーター（窒素ガスボンベ） ルート図（1 / 4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

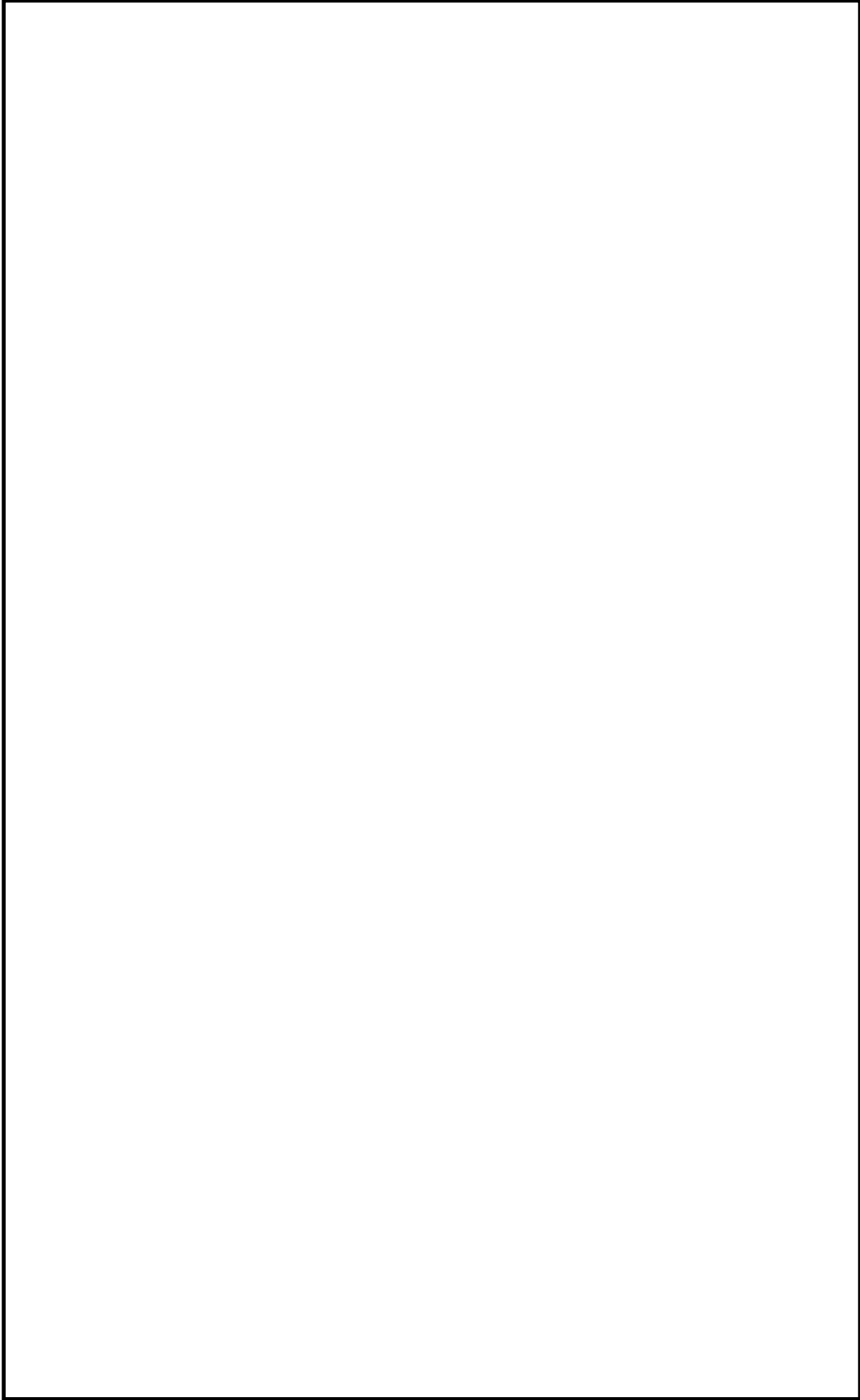


図6 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (2/4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

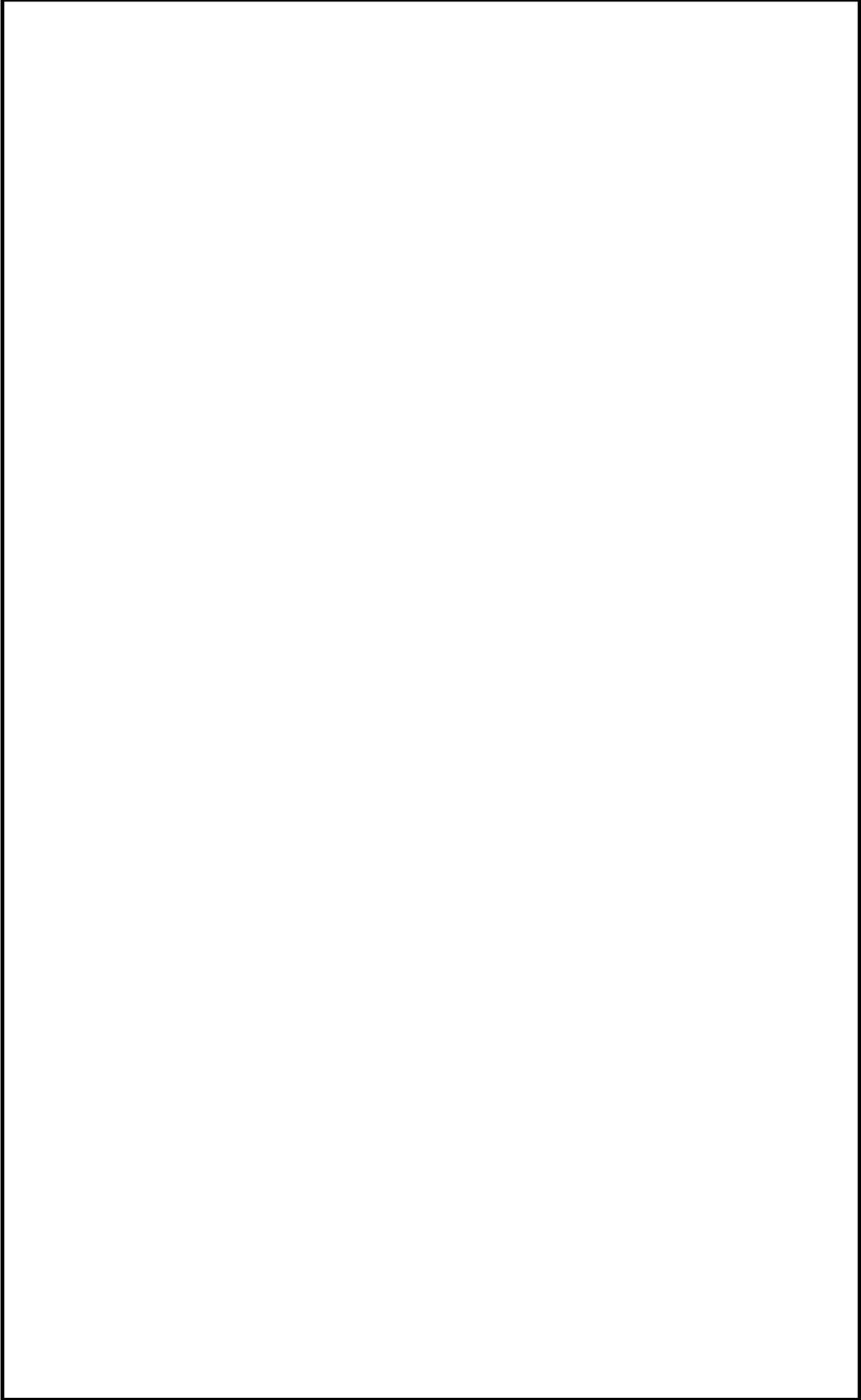


図7 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (3 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

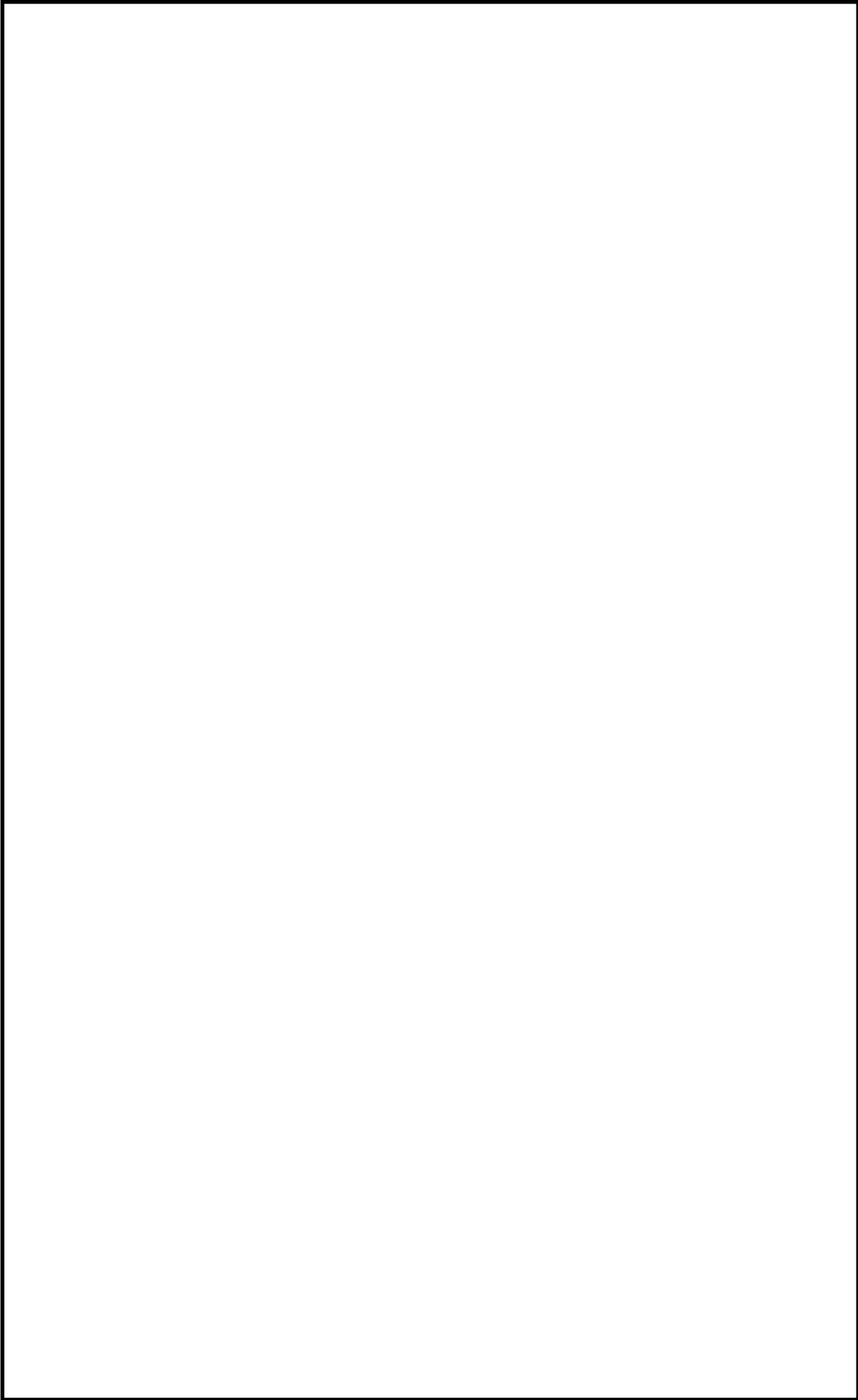


図8 屋内アクセスルーター (窒素ガスボンベ) ルート図 (4 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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) タービンバイパス弁

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器真空が維持できている場合に、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を減圧する。

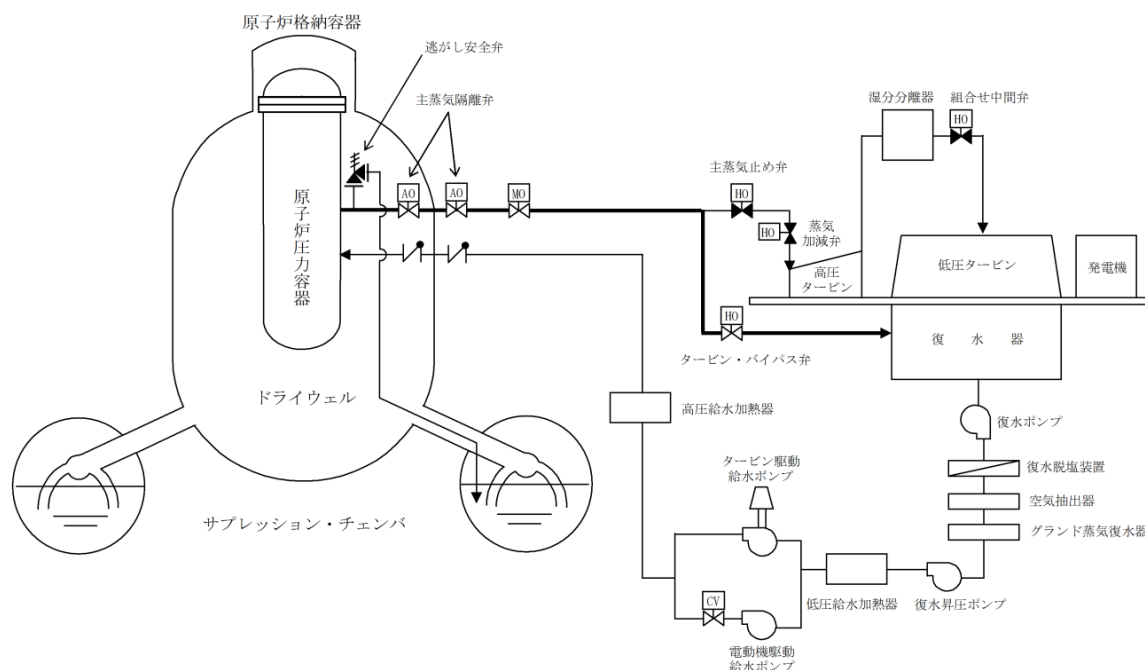


図1 タービンバイパス弁による減圧 概略系統図

(2) 直流給電車

直流給電車は、高圧発電機車の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、115V-B系の直流母線に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について、補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

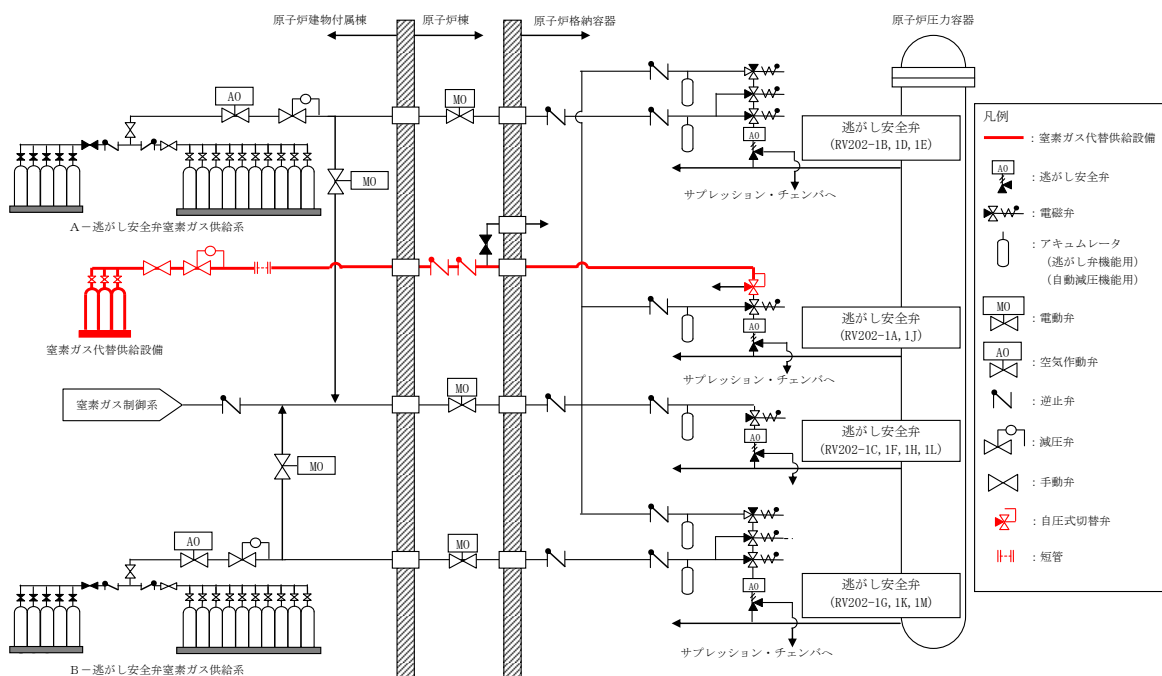
(3) 窒素ガス代替供給設備

窒素ガス代替供給設備は、窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても、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、窒素ガスボンベ、減圧弁等により構成する。また、窒素ガスは、逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの2個へ供給される。

なお、本系統は、既設の窒素ガス供給系とは別に、窒素ガスボンベを配備する。

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、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2個（RV202-1A, 1J）へ、窒素ガスボンベ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。



(4) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

常設直流電源及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の電源供給またはSRV用電源切替盤を用いた可搬型直流電源設備による電源供給が不可能となり逃がし安全弁を解放できない場合において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を中継端子箱に接続し、逃がし安全弁（RV202-1B, 1M）を解放することにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

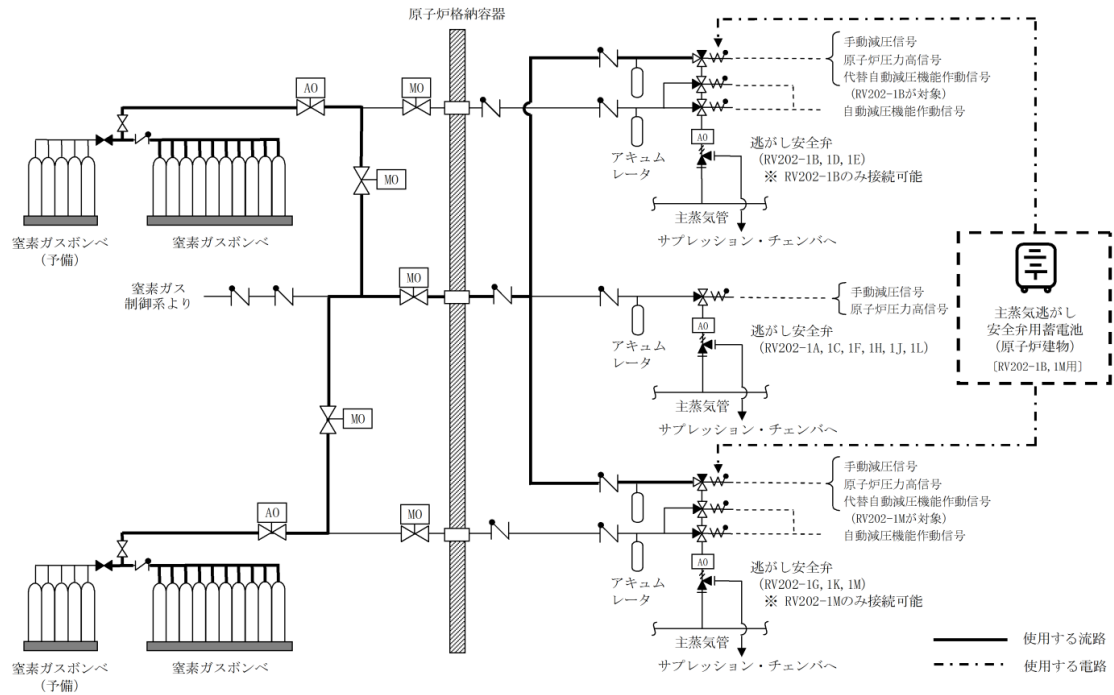


図3 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧 概略系統図

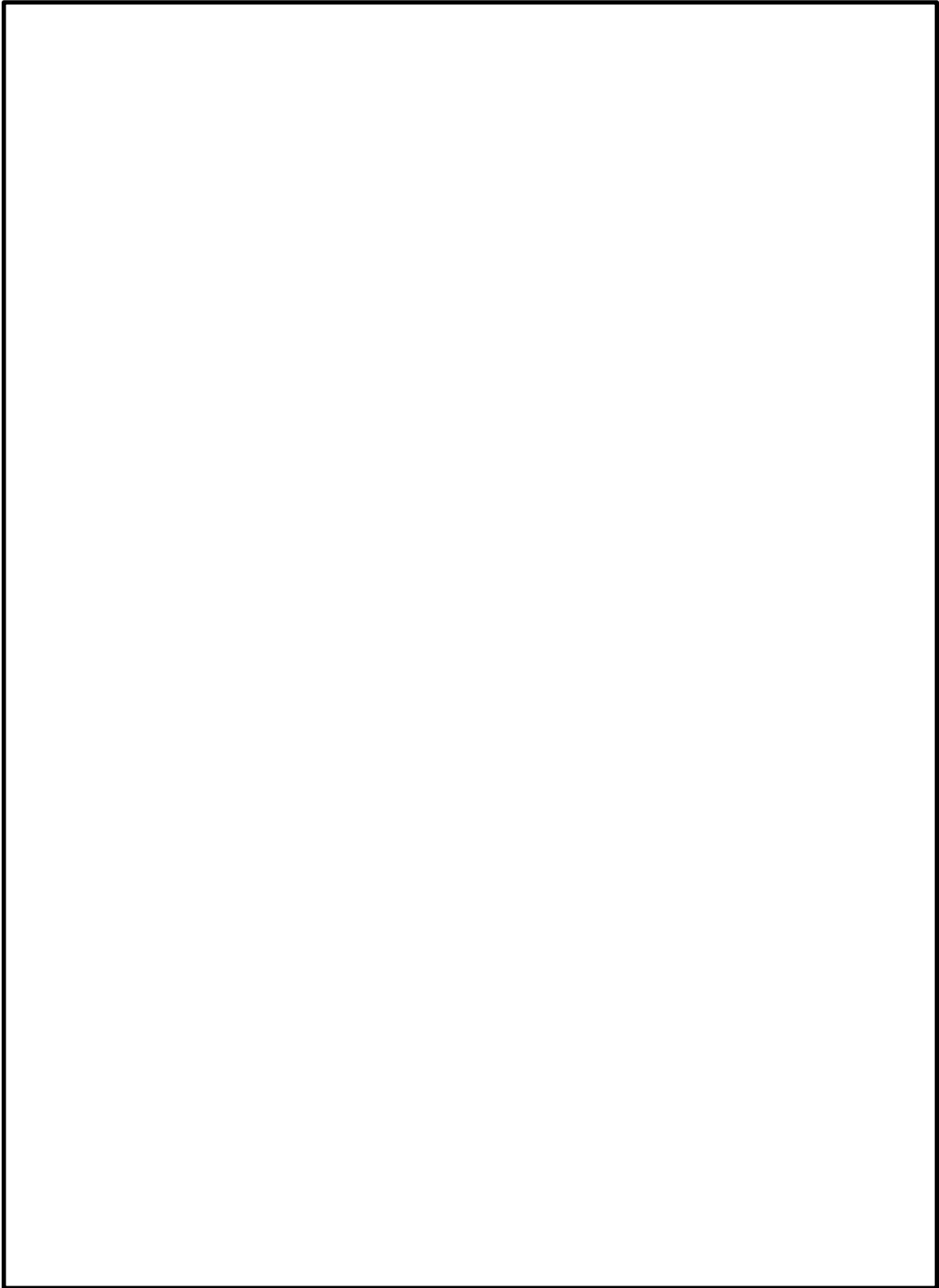


図 4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁の機能について

逃がし安全弁は、以下の 3 つの機能を有する。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、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。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバック・アップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 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、原子炉冷却水位低と格納容器圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。12 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

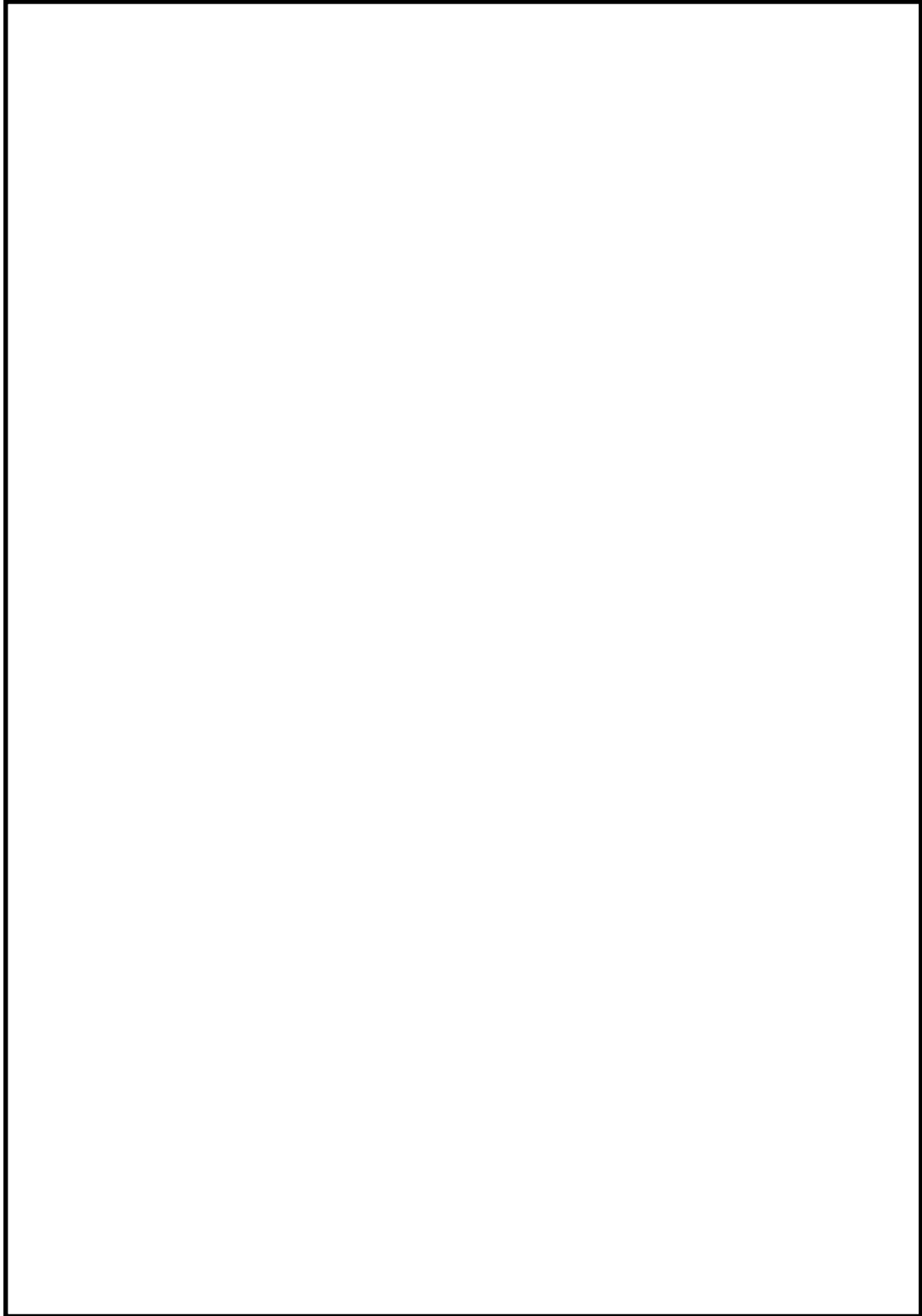
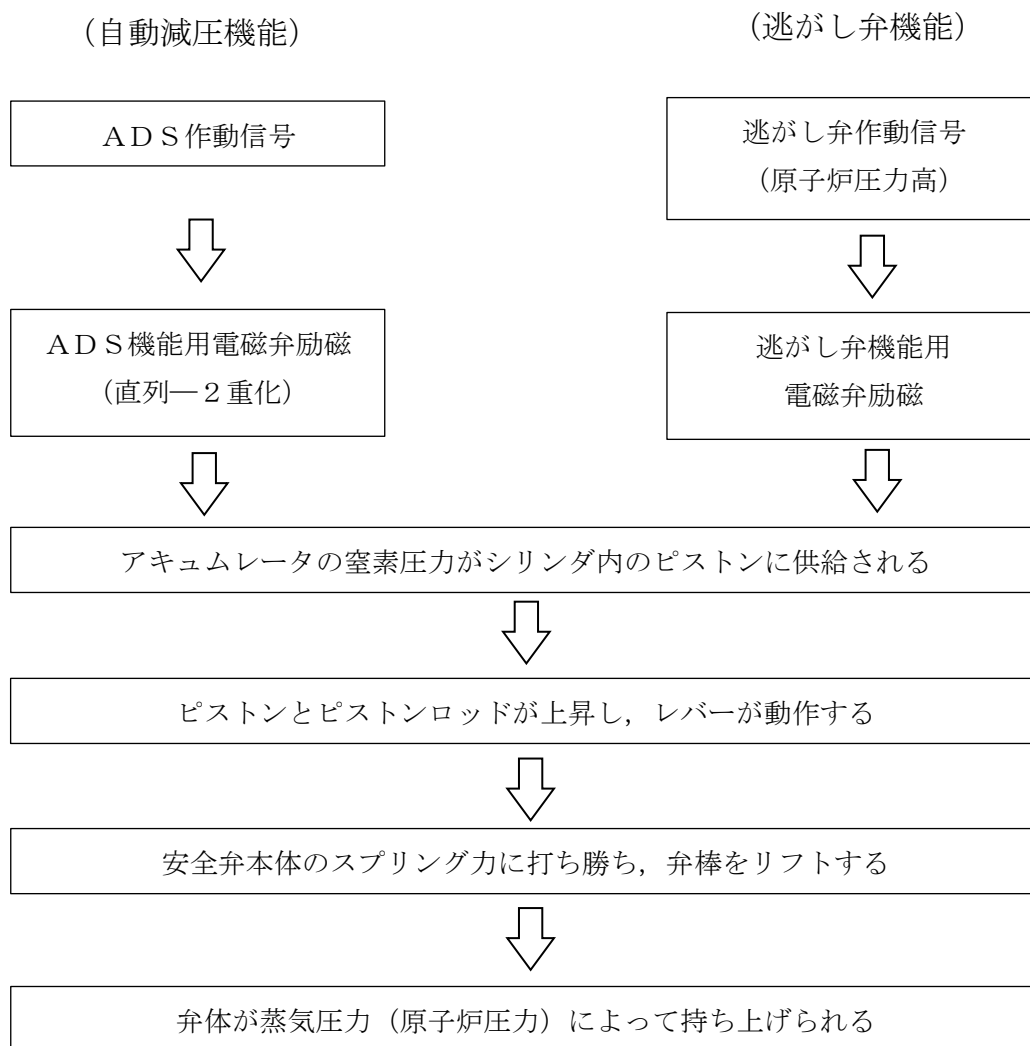


図 5 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバック・アップとして、蒸気圧力 (原子炉圧力) の上昇に伴いスプリング力に打ち勝って自動開放される。

46-11 代替自動減圧機能について

1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合ある場合、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することで、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

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原子炉格納容器の破損を防止するための設備（以下、「代替自動減圧機能」という。）を設置する。

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、中央制御室内及び原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室内及び原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転中で自動的にインターロックが動作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。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室の同じ制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて操作が可能な設計とする。中央制御室の阻止スイッチを操作するに当たり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧機能は、基準地震動 S_s による地震動に対して、必要な機能を

維持する設計とする。

(5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替自動減圧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知し、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、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による影響は及ぼさない（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）。

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計としている。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1））及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプの遮断器からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを用いて、自動起動を阻止する設計とする。代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、代替自動減圧機能のロジック回路は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

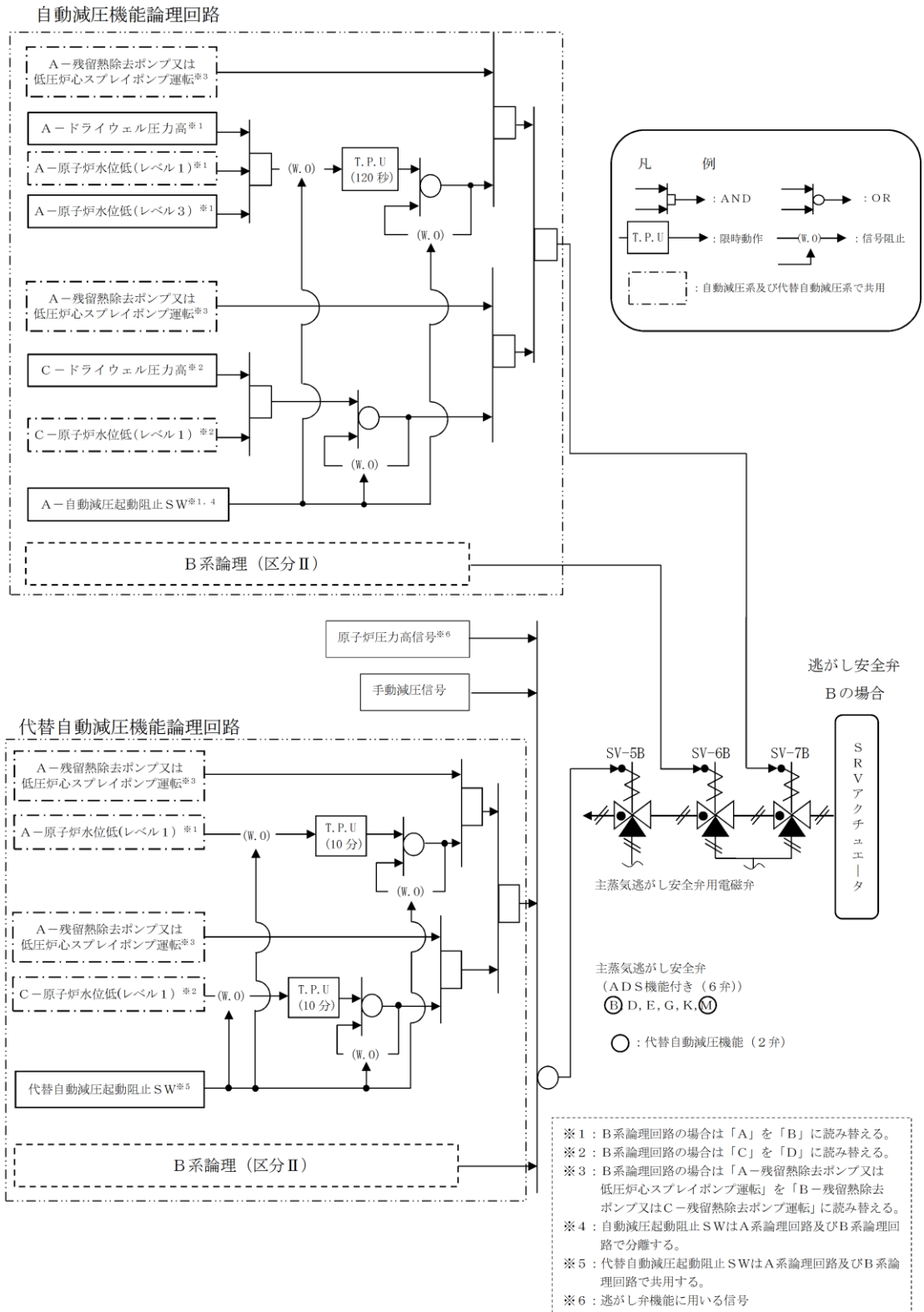


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図

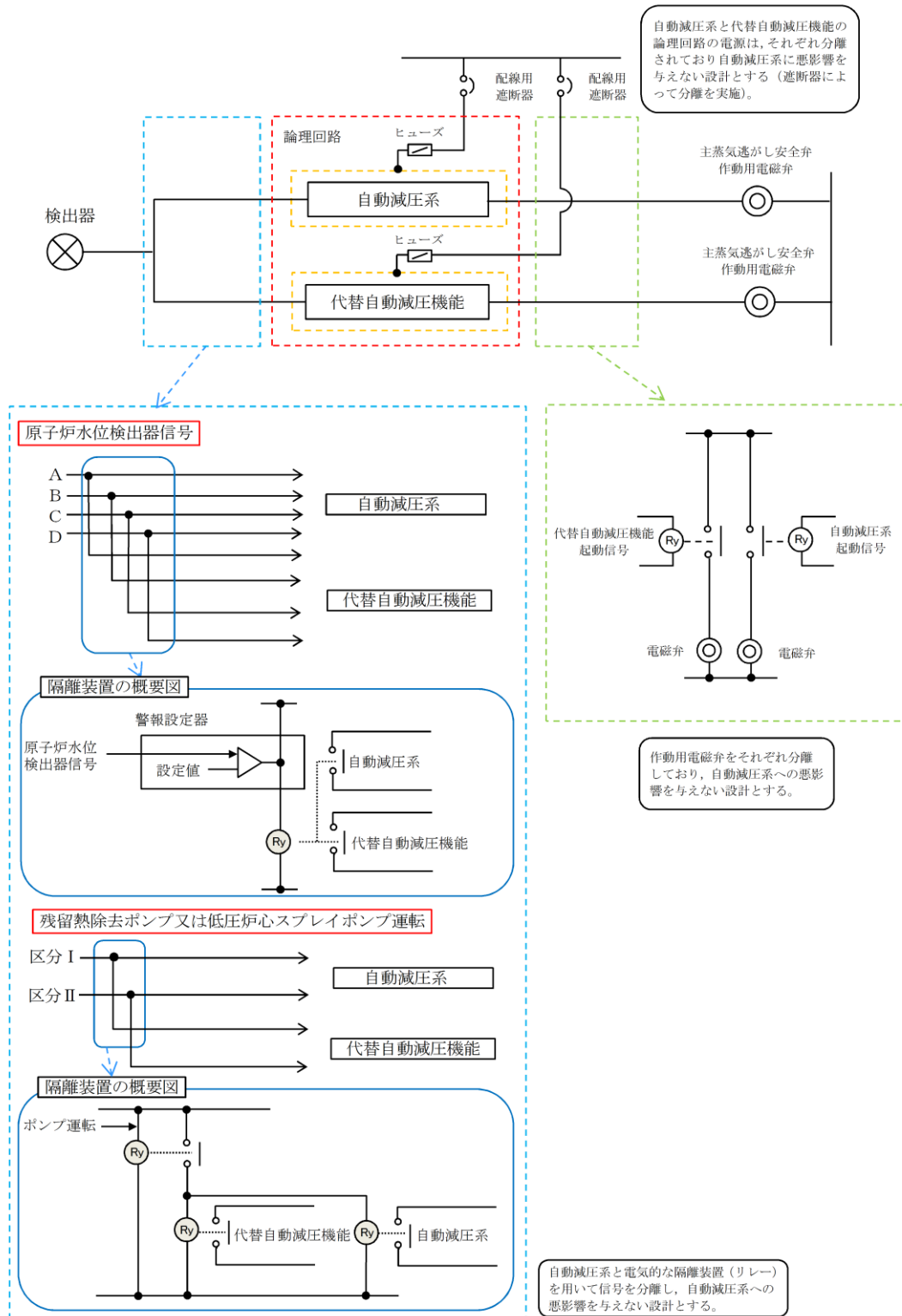


図2 信号の分離について

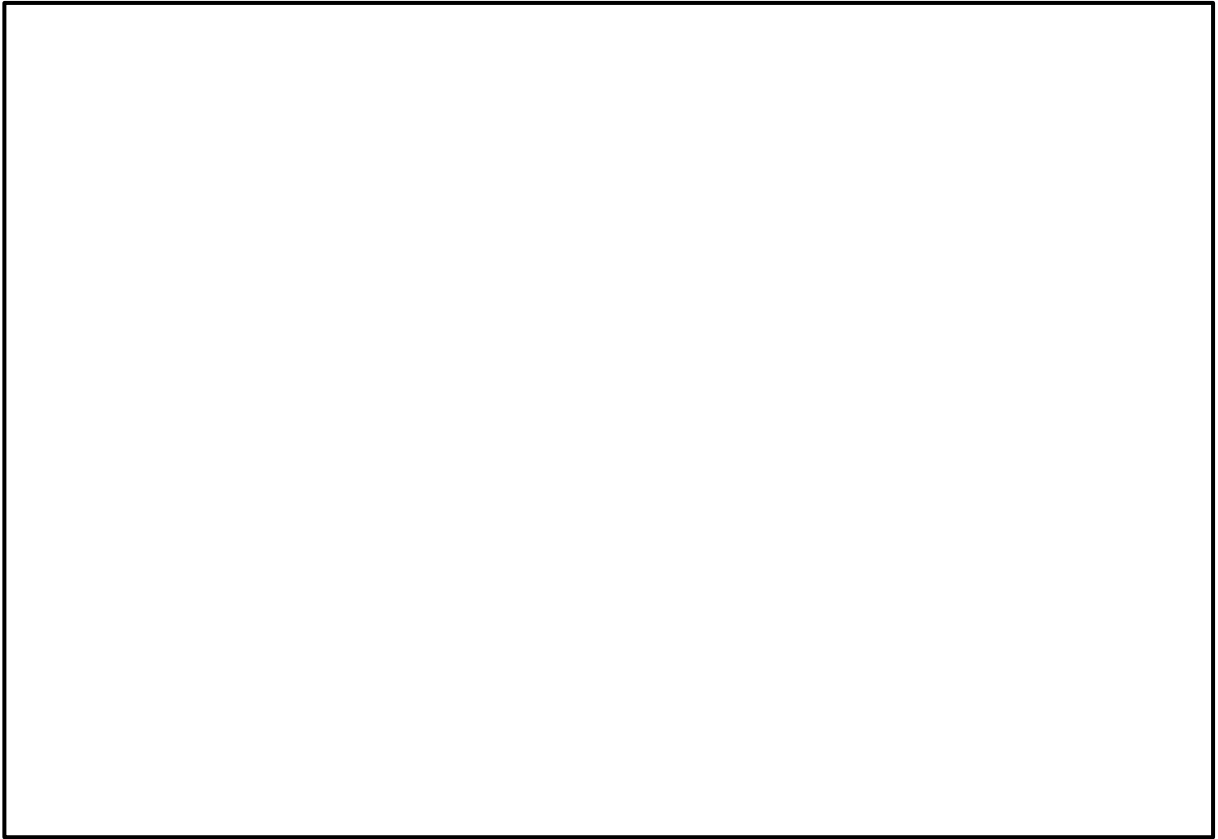


図3 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

代替自動減圧機能は、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発電用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) 代替自動減圧機能に要求される機能

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

・代替自動減圧機能

原子炉水位低（レベル1）かつ残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプが利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより代替自動減圧機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器の故障による不動作を考慮して、残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の二重の 1 out of 2 論理とする。

(5) 代替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

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

- a. 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧機能はロジック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している。
また、代替自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信

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. 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、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) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替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表1に示す。表1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。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ^{※1}
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ^{※2}

※1 代替自動減圧機能が誤動作する頻度

※2 原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ代替自動減圧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. 代替自動減圧機能

取付場所：制御室建物 EL16.9m

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプが運転状態で逃がし安全弁2弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転中における原子炉水位低(レベル1)の二重の1 out of 2信号

設定値：原子炉水位低レベル1(気水分離器下端より381cm下)

作動信号：代替自動減圧機能作動信号

作動信号を発信させない条件：代替自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定値根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

原子炉水位低(レベル1)

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、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、発電用原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低(レベル1)を設定値とする。

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)が動作してから10分後で逃がし安全弁2弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器への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

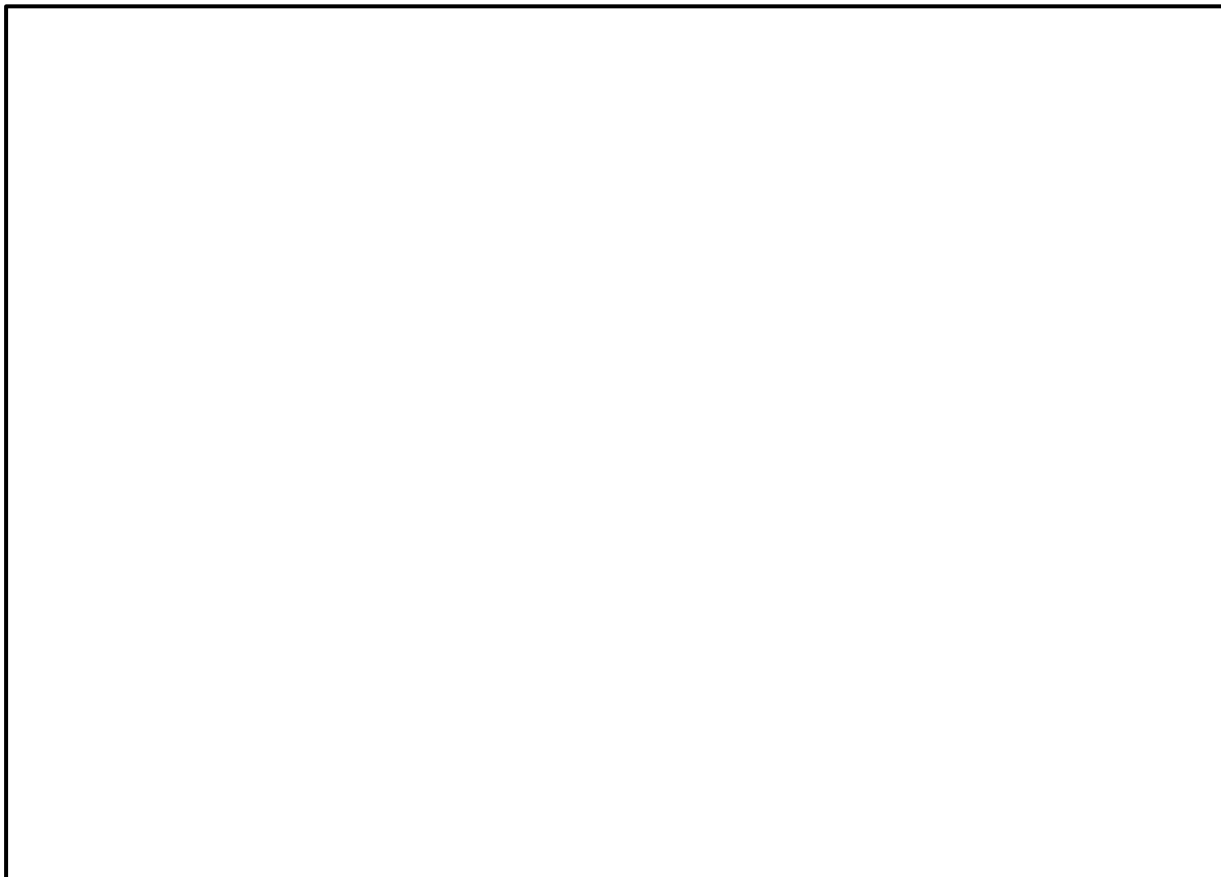


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

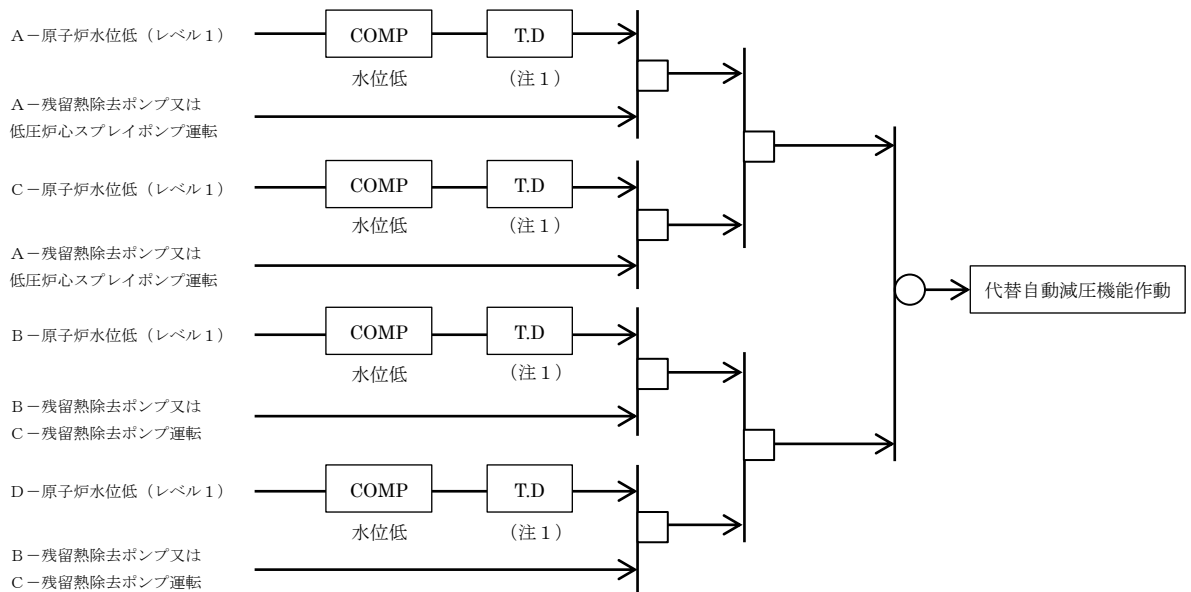
b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は，信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており，自動減圧系に悪影響を与えない設計※とする。

※悪影響を与えない設計に関する説明は，「46 - 11 代替自動減圧機能について 4. 代替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



(注 1 ; 設定値 10 分)

< 記号説明 >



代替自動減圧機能は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な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低（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、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセット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。これより、代替自動減圧機能ロジック回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低圧注水系により十分な炉心冷却が可能である。

表 2 代替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	2 分
代替自動減圧機能自動起動信号	10 分

代替自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に代替自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、代替自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて代替自動減圧機能の誤動作率を評価する。代替自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を図1に示す。また、フォールトツリーの概略図を図2に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。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。パラメータを表1に示す。

これらの考え方をもとに評価した各回路の誤動作確率を表2に示す。また、論理回路のみの誤動作確率を表3に示す。その結果、表2より、代替自動減圧機能の誤動作確率は / 時間 (/ 炉年)、表3より、代替自動減圧機能の誤動作確率（共用部を含めない範囲）は / 時間 (/ 炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

表1 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（/時間））※1
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「故障件数の不確か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。

表2 誤動作確率評価結果一覧

評価範囲	誤動作確率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作確率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※2

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

表3 誤動作確率評価結果一覧（共用部を含めない範囲）

評価範囲	誤動作確率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作確率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※3

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

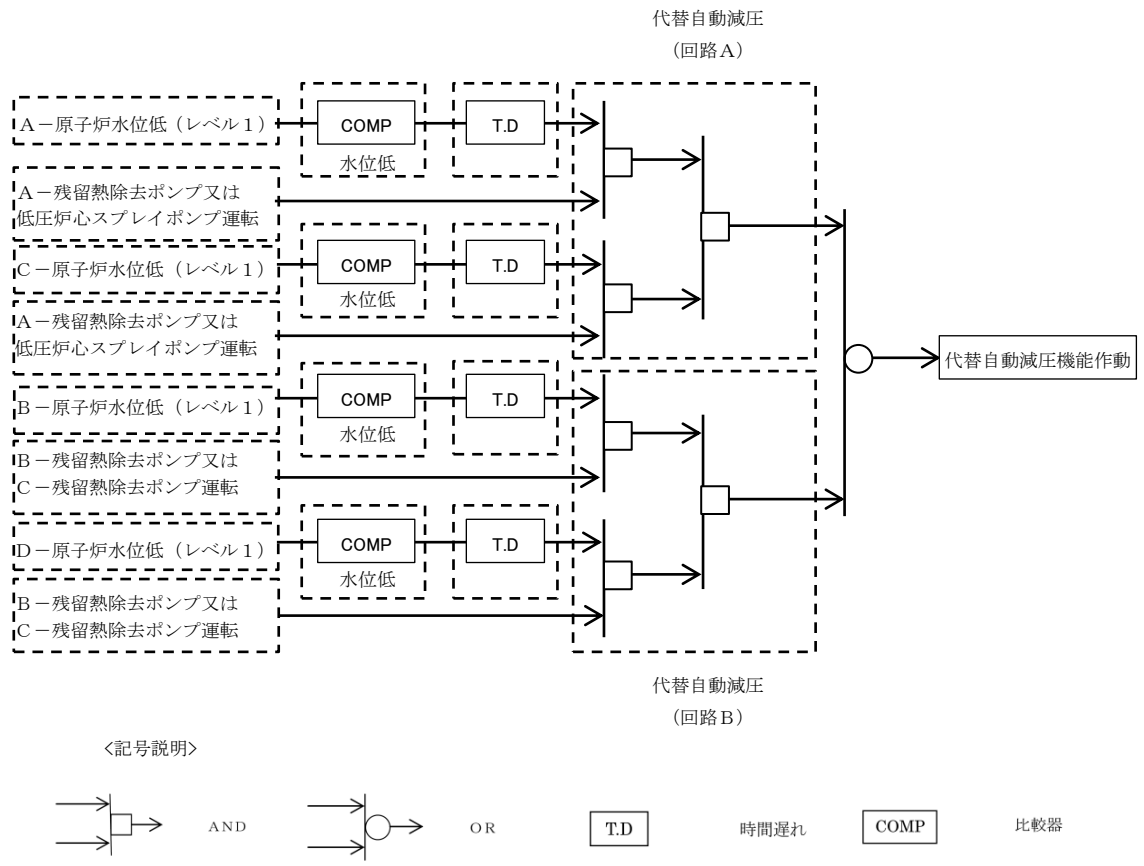


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

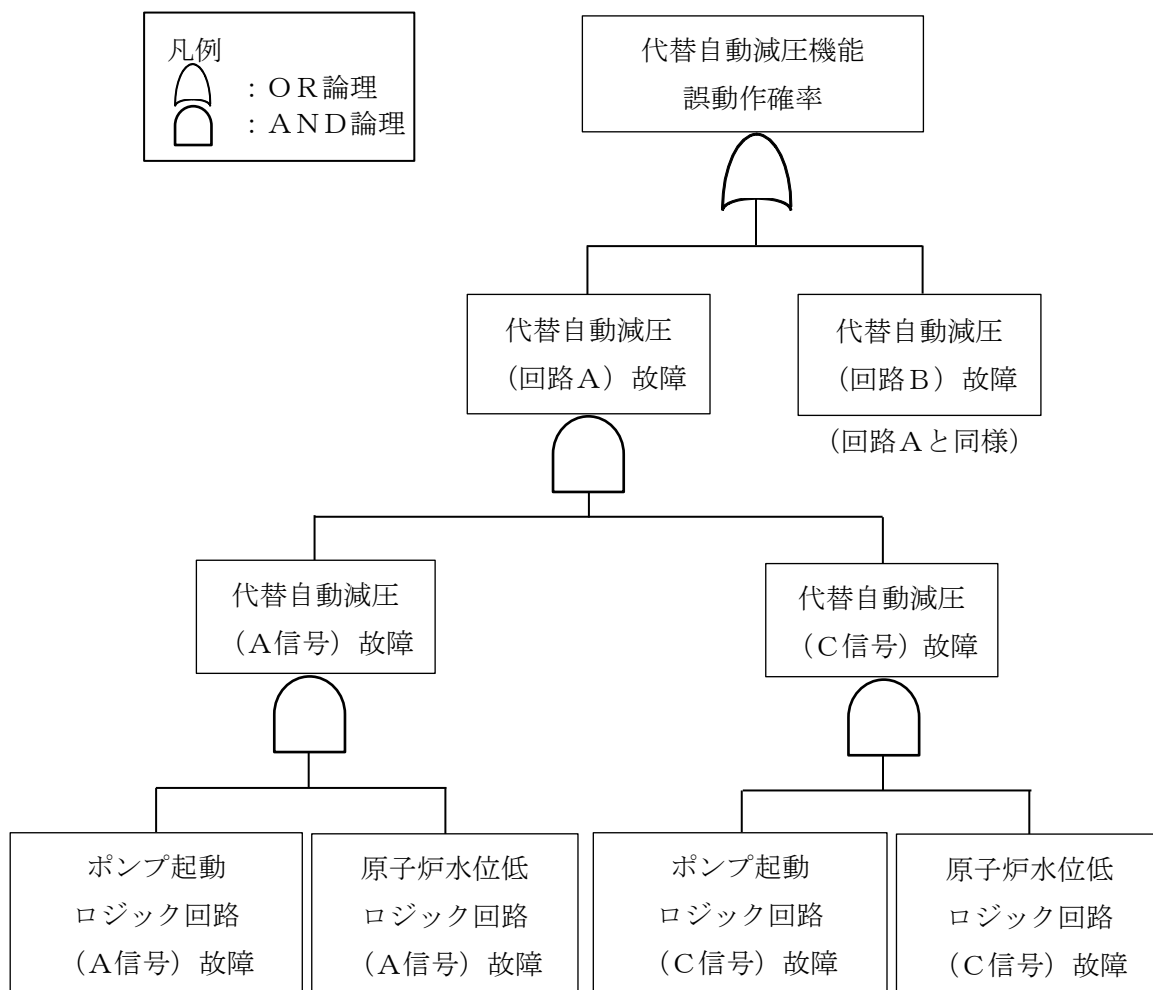


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

代替自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に代替自動減圧機能が動作しない確率（不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。代替自動減圧機能の不動作確率の評価に係る回路の概略図を図3に示す。また、フォールトツリーの概略図を図4に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所2号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。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「故障件数の不確か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。パラメータを表4に示す。
- ・共通原因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた。
- ・故障確率 $P = 1 + (1/\lambda T) [\exp(-\lambda T) - 1]$ ($\approx \lambda T/2$) で評価した。
(λ : 故障率, T : 健全性確認間隔)

また、この非信頼度と、内部事象PRAにおいて代替自動減圧に期待する状況の発生頻度^{*}の積をとることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、自動減圧系による原子炉の減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度、つまり、代替自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を表5に示す。また、共用部を含めない範囲の非信頼度を表6に示す。その結果、表5より、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）は []、表6より代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）（共用部を含めない範囲）は [] という評価結果となった。

代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）に、内部事象PRAにおいて代替自動減圧に期待する状況の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗算することにより、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作の発生頻度） [] / 炉年、共用部を含めない範囲の非信頼度（不動作の発生頻度） [] / 炉年が求められ信頼度は高い。

※ 代替自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は、重大事故等対処設備には期待しない前提でのPRAモデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは高圧注水・減圧機能喪失 (5.1×10^{-9} / 炉年) であることから、これらの炉心損傷頻度の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等防止対策（高圧原子炉代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

表4 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (不動作率 (／時間)) ※4	健全性確認間隔 (／時間)
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}	8760
警報設定器	2.3×10^{-9}	8760
リレー	1.5×10^{-9}	8760
遅延リレー	4.7×10^{-9}	8760
ヒューズ	5.5×10^{-9}	24※5
電源装置	6.6×10^{-9}	24※5

※4 日本原子力技術協会「故障件数の不確か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カ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

※5 常時監視下で健全性が確認されていることから、24時間で評価した。

表5 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲	非信頼度
代替自動減圧 (回路A)	[]
代替自動減圧 (回路B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] / 炉年※6

※6 内部事象PRAにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

表6 非信頼度の評価結果一覧 (共用部を含めない範囲)

評価範囲※7	非信頼度
代替自動減圧 (回路A)	[]
代替自動減圧 (回路B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] / 炉年※8

※7 検出器等の共用部の故障を考慮していない。

※8 内部事象PRAにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

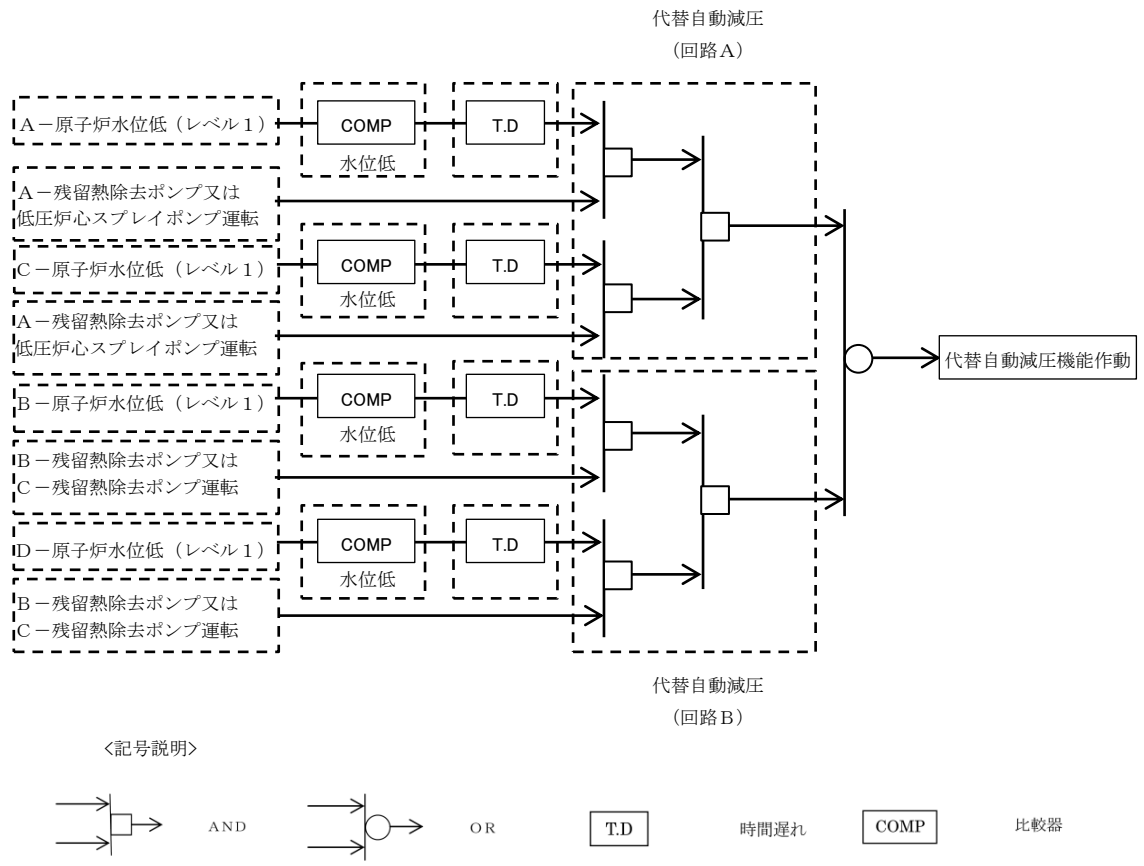
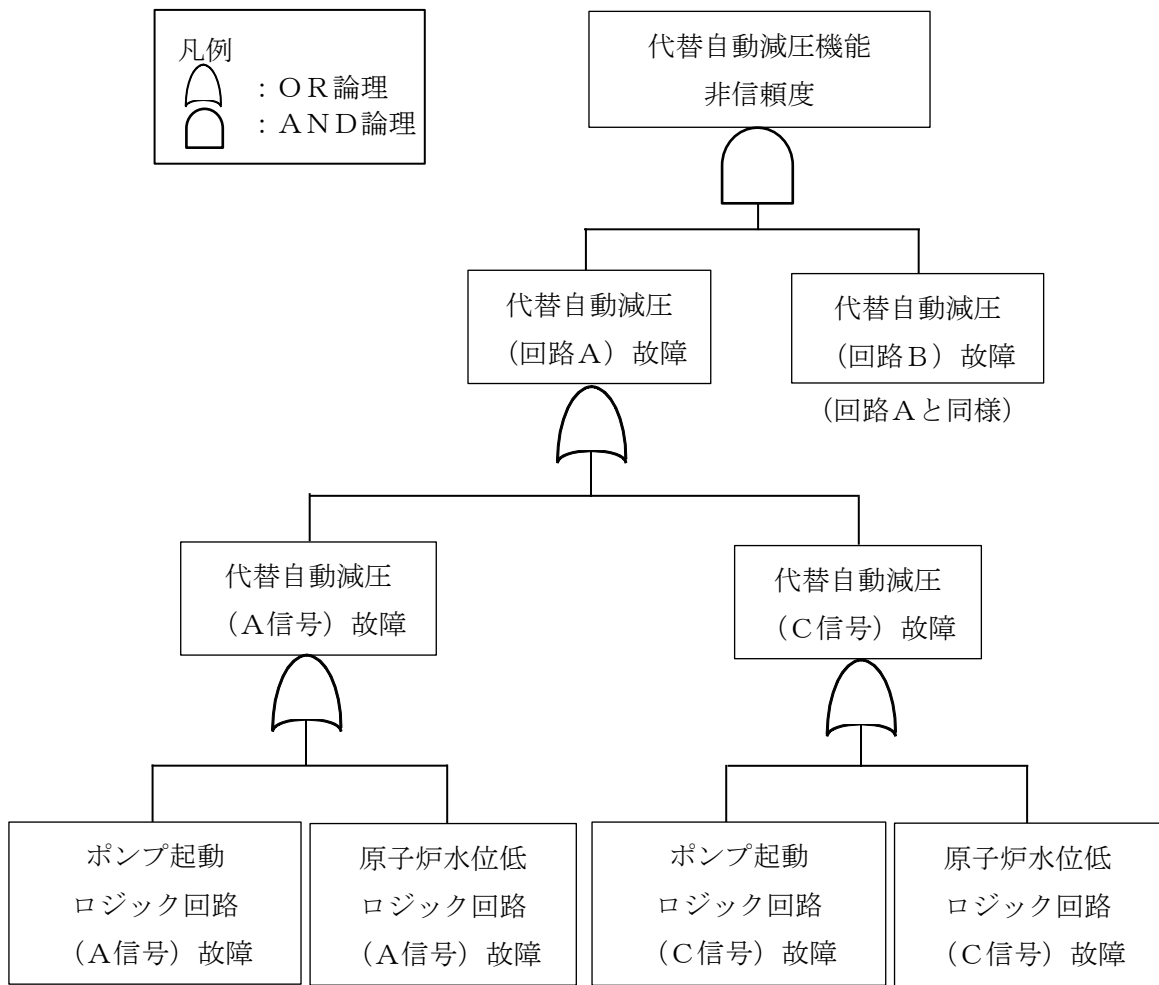


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



※ 検出器の共通原因故障は各ロジック回路で考慮している。

図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

1. はじめに

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについては、重大事故等発生時に機能を期待することから、重大事故等対処設備として取り扱うこととした。

以降、棟外設備に期待する機能及び設計方針について説明する。

2. 原子炉建物ブローアウトパネルに期待する機能

(1) 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建物原子炉棟（以下、「原子炉棟」という。）で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉棟で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉棟の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4 kPa [gage] 以下に到達した時点で原子炉建物オペレーティングフロアに設置した原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉棟内を減圧する。

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

なお、原子炉棟内の環境の観点からの本要件は、所定の時間内に原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能であれば、ブローアウトパネル以外の設備で対応することも考えられる。

(2) 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（以下、「大 LOCA シナリオ」という。）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のため非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）によって原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉棟のバウンダリの一つでもある原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開口面についても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

3. 重大事故等対処設備としての原子炉建物ブローアウトパネルの設計方針

(1) 設置許可基準規則第 46 条

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

このとき、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに要求される機能は

2. (1) に示した開放機能であるため、以下の2点を満足する設計とする。

- ①原子炉棟の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約6 kPa[gage]以下で全パネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉棟の圧力上昇を抑制すること
- ②圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉棟内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

(2) 設置許可基準規則第43条

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

4. 結論

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

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

以上

添付：島根原子力発電所2号機 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

島根原子力発電所2号機

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下、「原子炉建物ブローアウトパネル」という。）については、通常運転時においても原子炉建物と一体となり、原子炉建物原子炉棟負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故等である格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時における原子炉建物原子炉棟減圧のための開放機能と、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（大LOCAシナリオ）時における原子炉建物原子炉棟負圧維持のための閉じ込め機能に期待する重大事故等対処設備として取り扱うこととした。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大瞬間風速92m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放が考えられるが、原子炉建物内の安全系等の防護対象施設には影響はない。

また、竜巻による飛来物に対しては、原子炉建物ブローアウトパネル外側に竜巻防護ネットを設置する等、建物開口部からの飛来物の侵入を防止することで、燃料プール内の燃料等にも影響はない。

そのため、設計基準規模の竜巻により設計基準事故には至らない。

また、第6条において選定した竜巻以外の外部事象（洪水、風（台風）、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、飛来物、ダム の崩壊、火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）についても同様に、風（台風）であれば竜巻の影響に包含される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建物ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準規模の外部事象によって設計基準事故には至らない。

3. 重大事故等発生時における考え方

(1) 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組合せを考慮する。

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

また、考慮すべきシナリオは図1に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処

設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地震及び津波に加え第43条第1項及び第2項において選定した自然現象10事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象）及び外部人為事象6事象（飛来物，ダムの崩壊，火災・爆発，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害）とする。

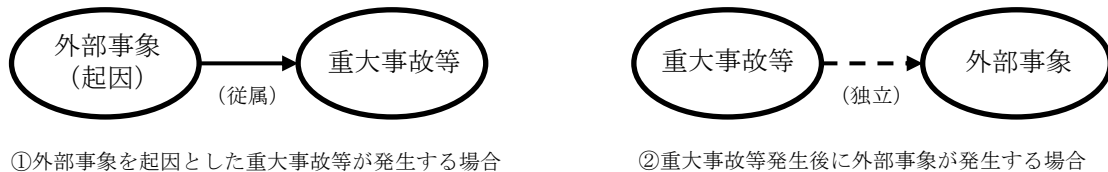


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※1 : Regulatory Guide 1.174 Rev. 1, 2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回 原子力規制委員会（平成25年4月3日）資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定）
- ※5 : JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」

(2) 原子炉建物ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には、起因事象となる外部事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で、原子炉建物ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

具体的には、地震PRAにおいては、地震を起因とした場合の炉心損傷頻度は 3.7×10^{-6} /年としているため、地震起因の重大事故等に対しては、原子炉建物ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

一方、竜巻等の事象では、2.の通り非常用炉心冷却系等の機器については外殻となる建物に防護されているため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失が考えられ、外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度おおよそ 10^{-4} /年（年超過発生頻度 10^{-3} /年以上の竜巻は最大瞬間風速 30m/s 以下のため）及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率 7.8×10^{-7} を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は（1）の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、竜巻等の事象を起因とした重大事故等

が発生し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は、十分低いものとする。

また、津波や有毒ガス等については、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないことも考慮する必要がある。

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

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

事象		防護方針
自然現象	地震	地震起因の炉心損傷頻度は約 10^{-6} /年であり、地震による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響の年超過発生頻度及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（ 7.8×10^{-7} ）を踏まえると、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪による重大事故等が発生し原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	火山の影響	
	洪水	洪水、地滑り、生物学的事象、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	地滑り	
生物学的事象		
ダムの崩壊		
外部人為事象	有毒ガス	森林火災に対しては、原子炉建物ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また、変圧器等や航空機墜落による火災に対しては、タービン建物により輻射が遮られる、又は火災源との隔離があるため、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物（航空機落下）	
	火災・爆発	

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

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

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

(1)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安 10^{-8} /炉年及び原子炉建物ブローアウトパネルの機能に期待している重大事故等対処設備の有効性評価や被ばく評価においては、重大事故等発生後7日迄の期間を評価していることを踏まえて、重大事故等発生後において重畳させる外部事象の規模としては、プラント寿命期間中に発生する規模の年超過発生頻度 10^{-2} /年を想定し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

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

重大事故等発生後7日以降については、原子炉建物からの大気中への放射性物質 ($Cs-137$) の累計の放出量には大きな増加はない。また、上記方針に基づき年超過発生頻度 10^{-2} /年規模の外部事象に対して、原子炉建物ブローアウトパネルの機能は維持される。

重大事故等発生後約60日以降については、設計基準規模の外部事象を想定し、外部事象により原子炉建物ブローアウトパネルの開放や損傷等があった場合でも、現場作業について外部からの参集要員等に期待することができることから、原子炉建物ブローアウトパネルの機能を復旧する方針とする。

なお、地震においては、上記方針に基づき、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリを構成する設備等に対し、重大事故等発生後約3日以降は弾性設計用地震動 S_d 、約60日以降は基準地震動 S_s との組合せを考慮している。

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

事象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風（台風）	年超過発生頻度 10^{-2} /年の規模として、設計基準の設定に参照している気象官署の観測期間が約80年であることから、設計基準規模を想定する。設計基準（最大風速30m/s）の風荷重に対し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。 飛来物については、竜巻対策による資機材や屋根等の固縛・撤去等を実施することで、原子炉建物ブローアウトパネルが飛来物の影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-2} /年の最大瞬間風速は30m/s以下であり、風（台風）の影響に包含され、気圧差による原子炉建物ブローアウトパネルの開放はない。
	洪水	洪水、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	地滑り	
火山の影響		
生物学的事象		

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

(表 2 続き)

事象		防護方針
外部人為事象	ダムの崩壊	ダムの崩壊，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	有毒ガス	
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物 (航空機落下) 火災・爆発	森林火災に対しては，原子炉建物ブローアウトパネルは，防火帯内側に設置をしていることから，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また，変圧器等や航空機墜落による火災に対しては，タービン建物により輻射が遮られる，又は火災源との離隔があるため，原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。

4. まとめ

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

以上

47 条 補足説明資料

47-1 S A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 送水ヘッダについて

47-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		低圧原子炉代替注水ポンプ	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	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 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 (電動弁)		A, B	
			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一切替操作が必要		B a	
			関連資料	47-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作		A a, A b, B		
		関連資料	47-3 配置図				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料	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設備あり) —屋内		A a
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		大量送水車		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料		47-3 配置図, 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 (手動弁, 電動弁)	A, B
			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一切替操作が必要	B a
			関連資料		47-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
				関連資料	47-4 系統図, 47-5 試験及び検査	
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図		
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		原子炉建物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	可搬型 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時使用	A a
			関連資料		47-7 接続図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-
			関連資料		47-3 配置図, 47-7 接続図	
		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		47-3 配置図, 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DB設備あり) -屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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 (電動弁)	A, B		
	関連資料	—				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	—				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				—		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去熱交換器 (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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D		
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料	—					

47-2 単線結線図

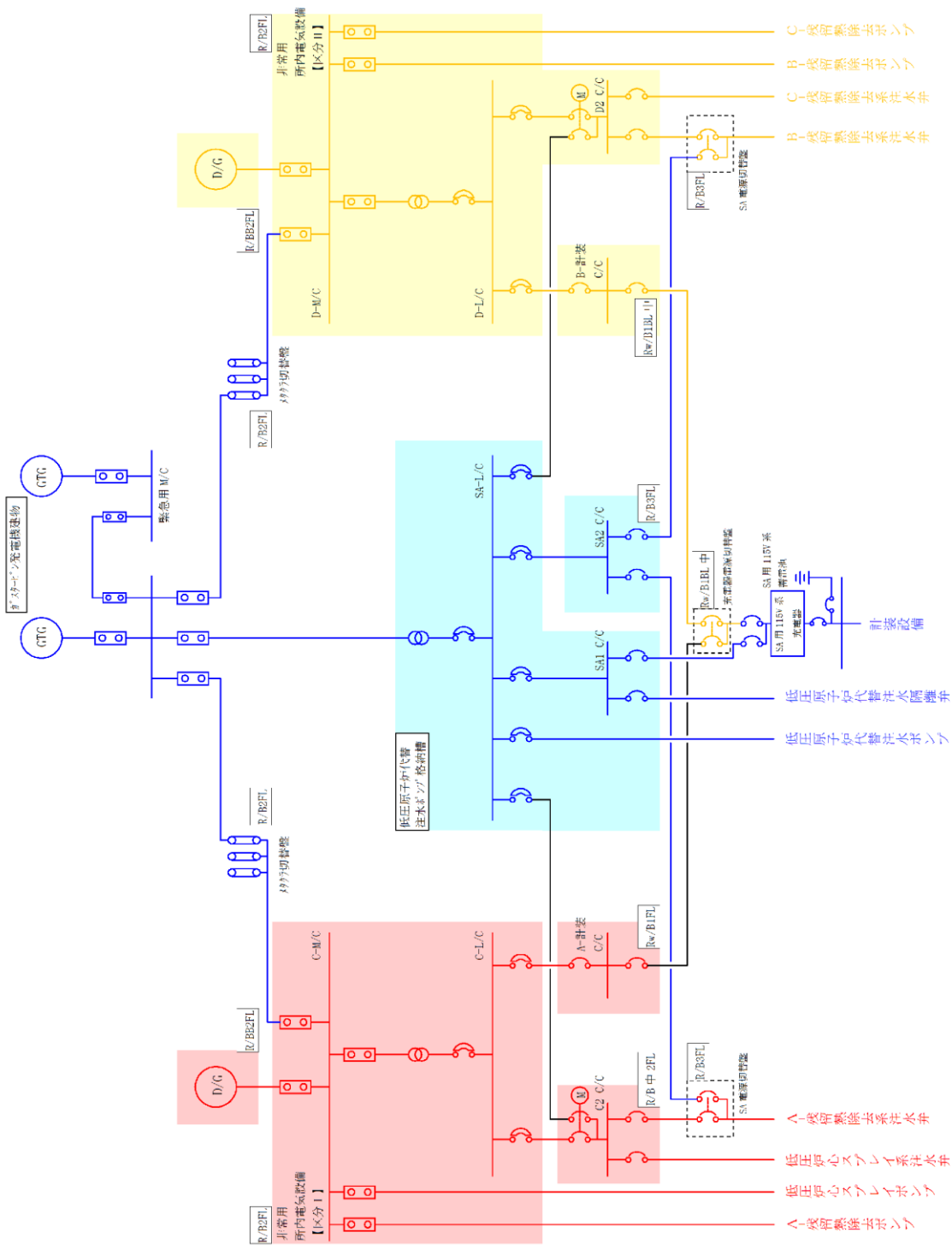
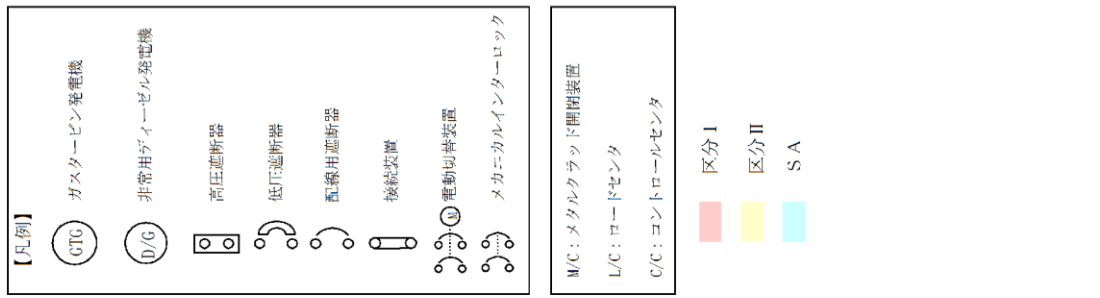
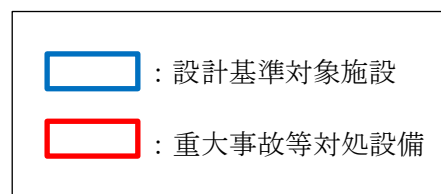


図1 単線結線図

47-3 配置図



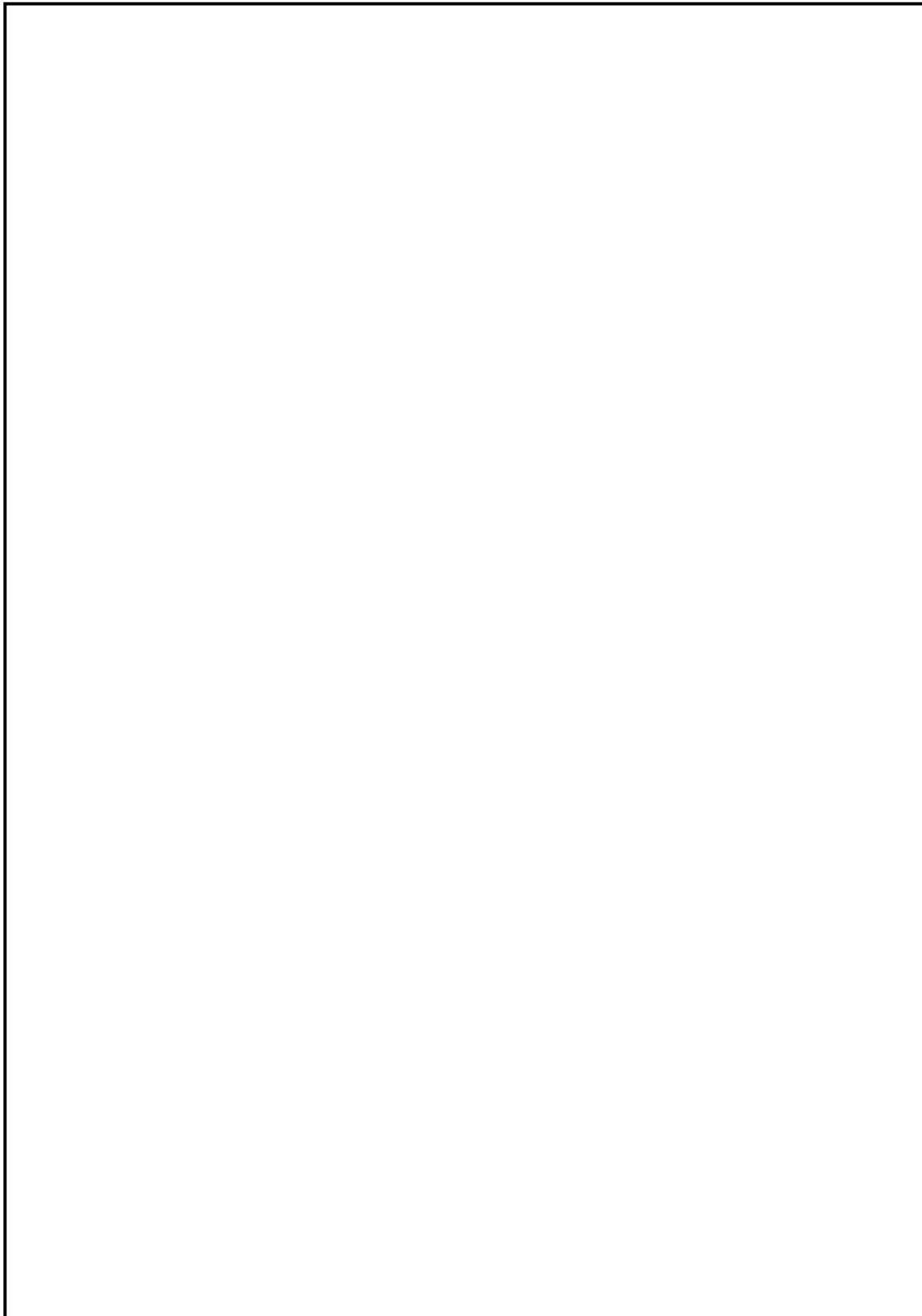


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

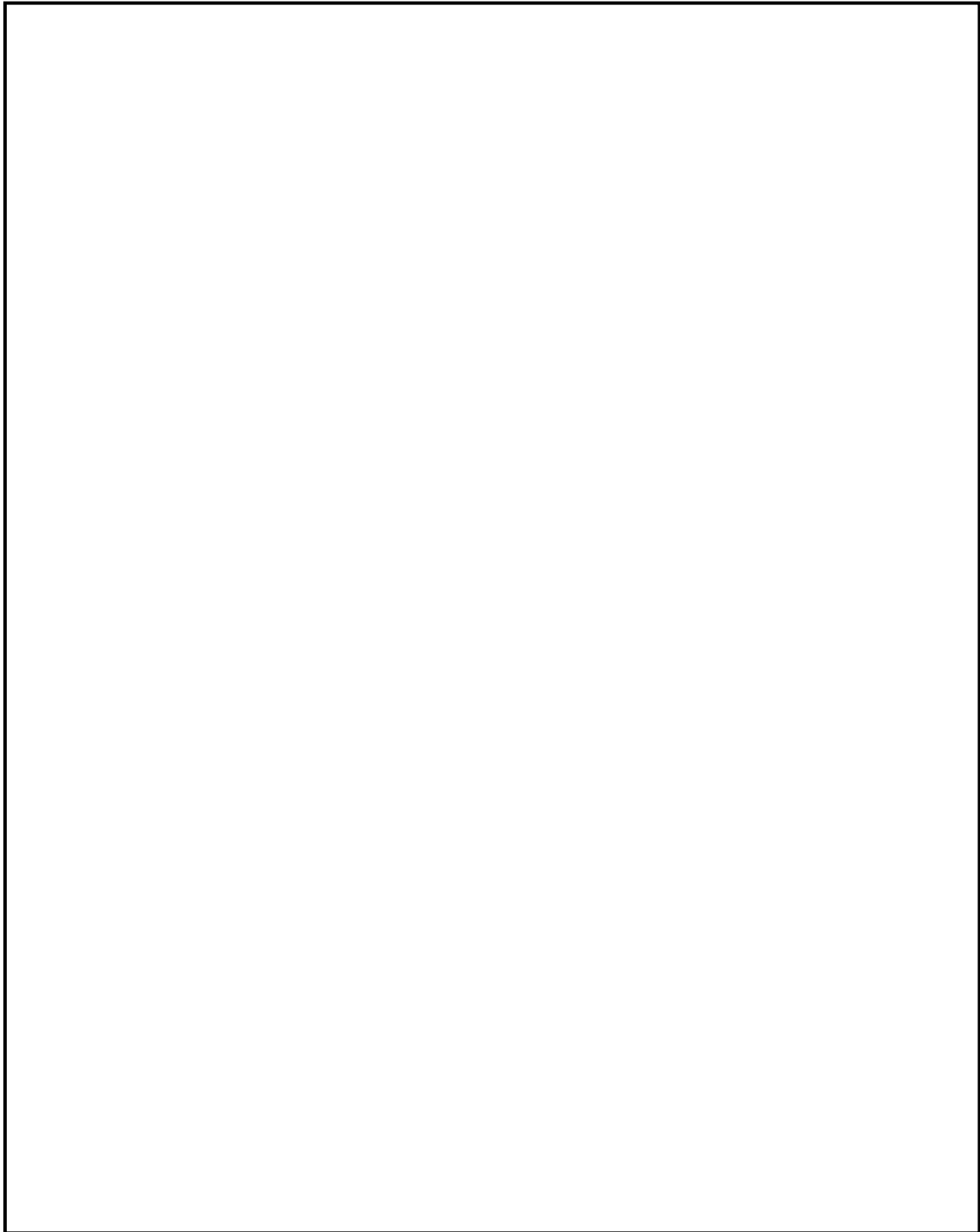


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る中央制御室操作盤の配置図（制御室建物地上4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

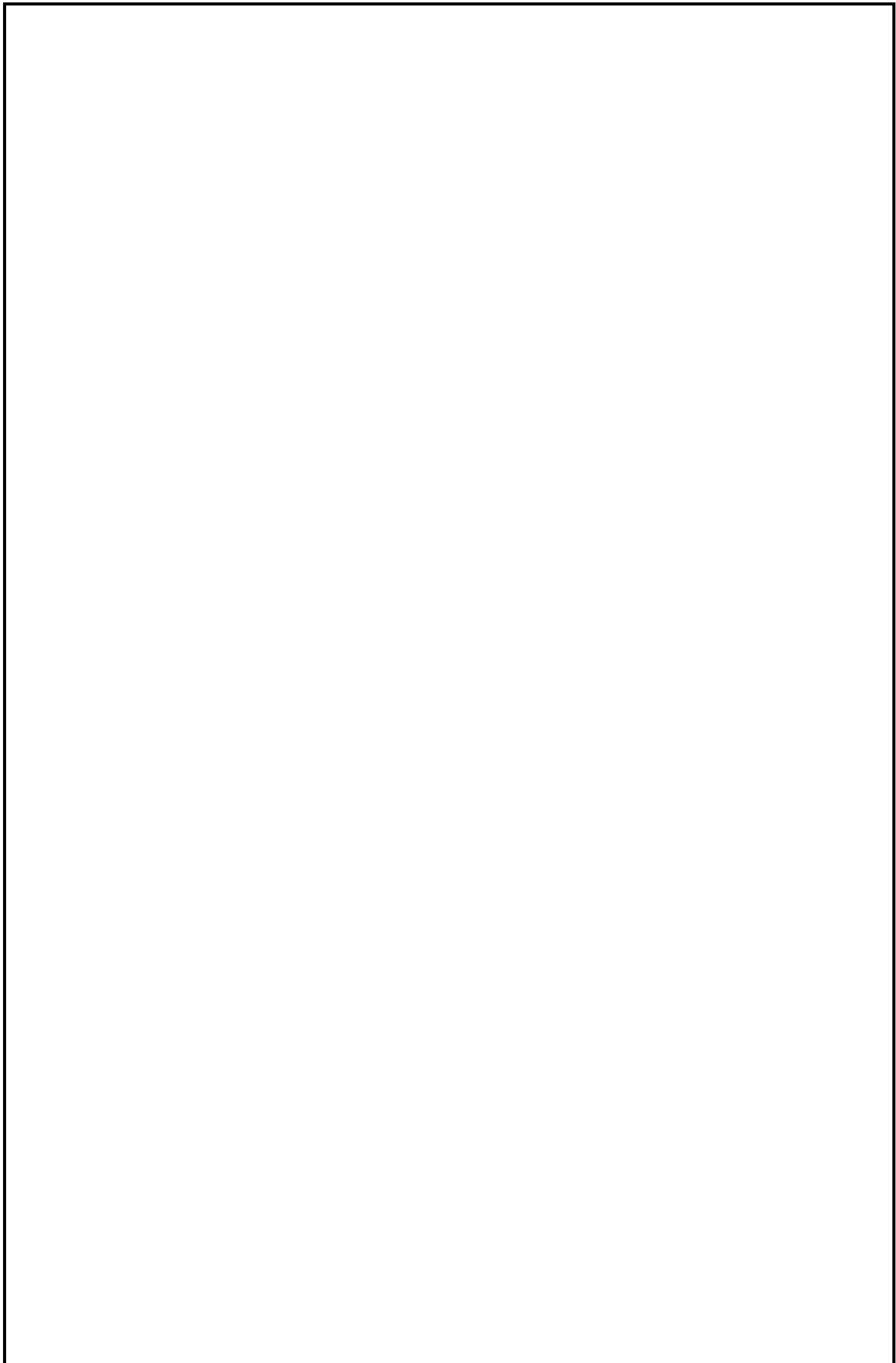


図3 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

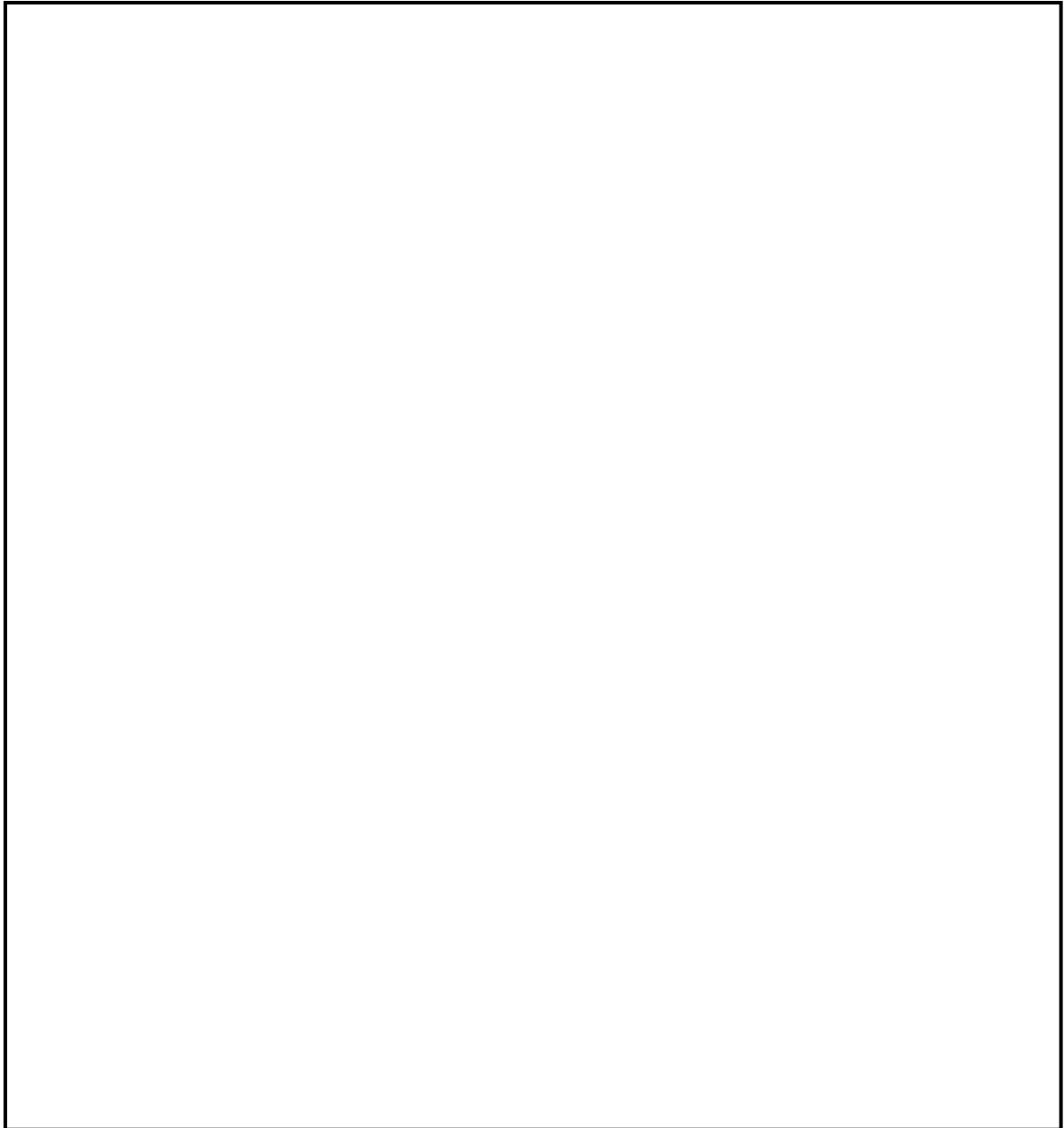


図4 残留熱除去ポンプおよび低圧炉心スプレイポンプの配置図(原子炉建物地上3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

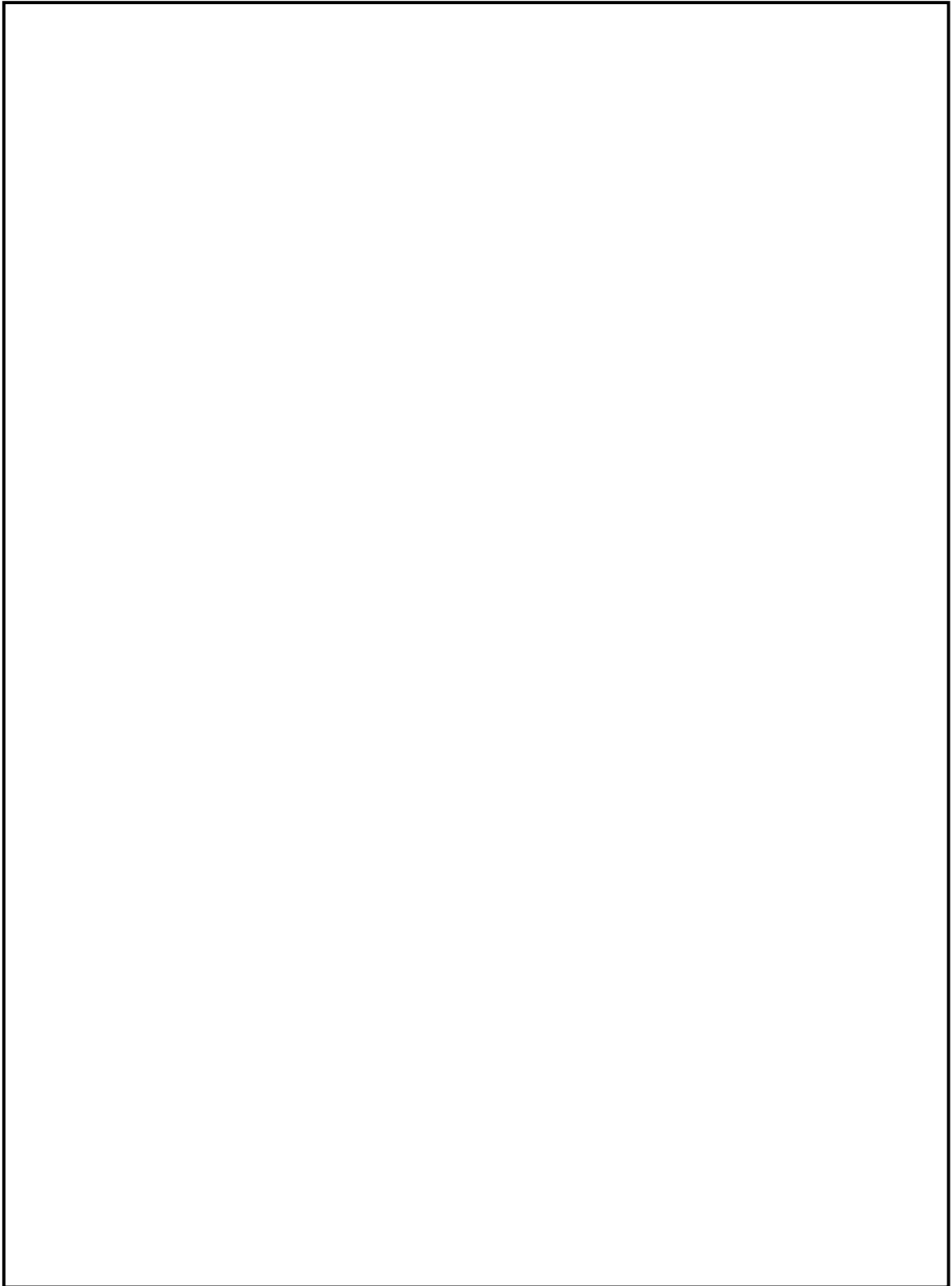


図5 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水に係る機器（F L S R注水
隔離弁）の配置図（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

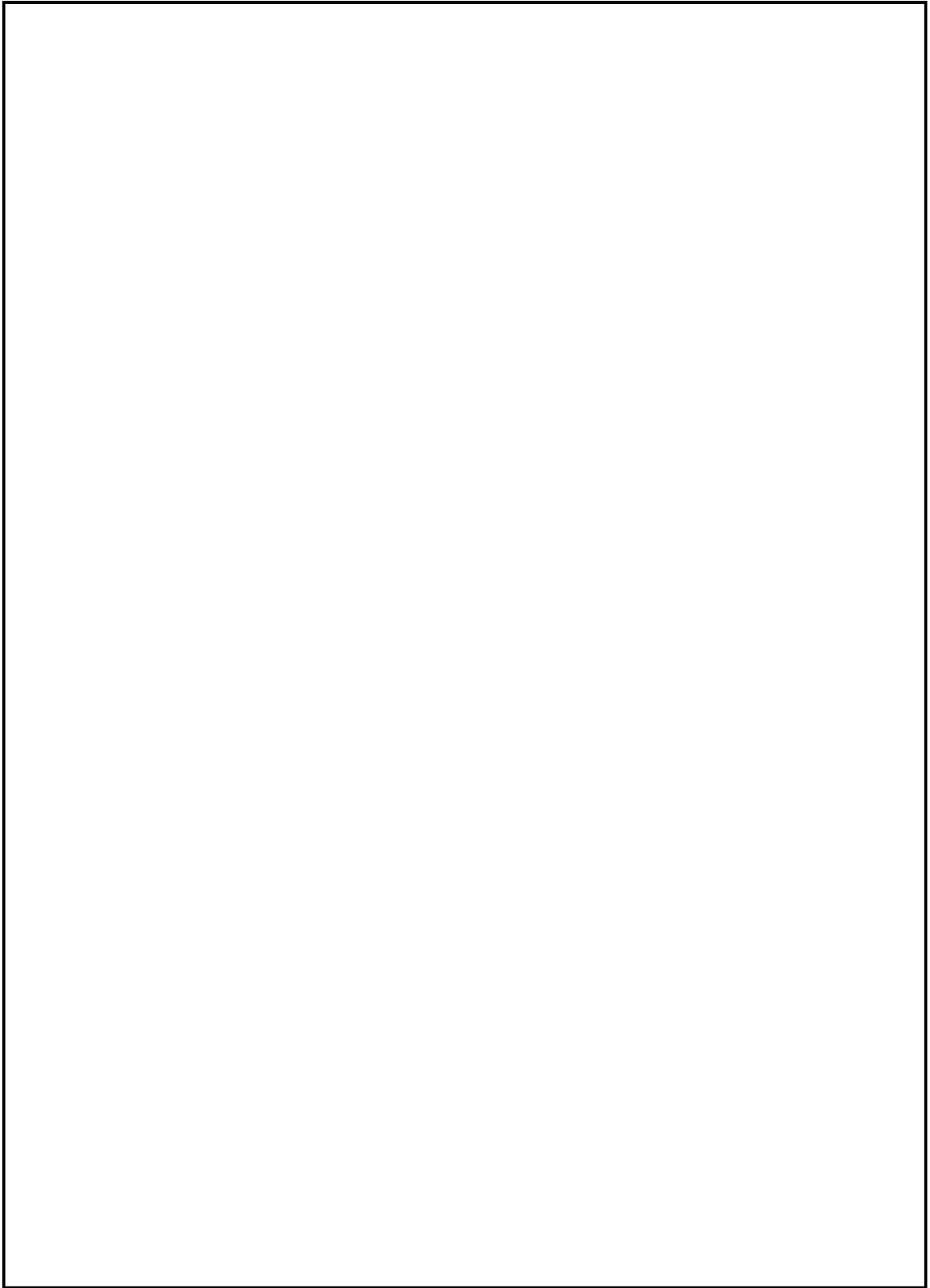


図6 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

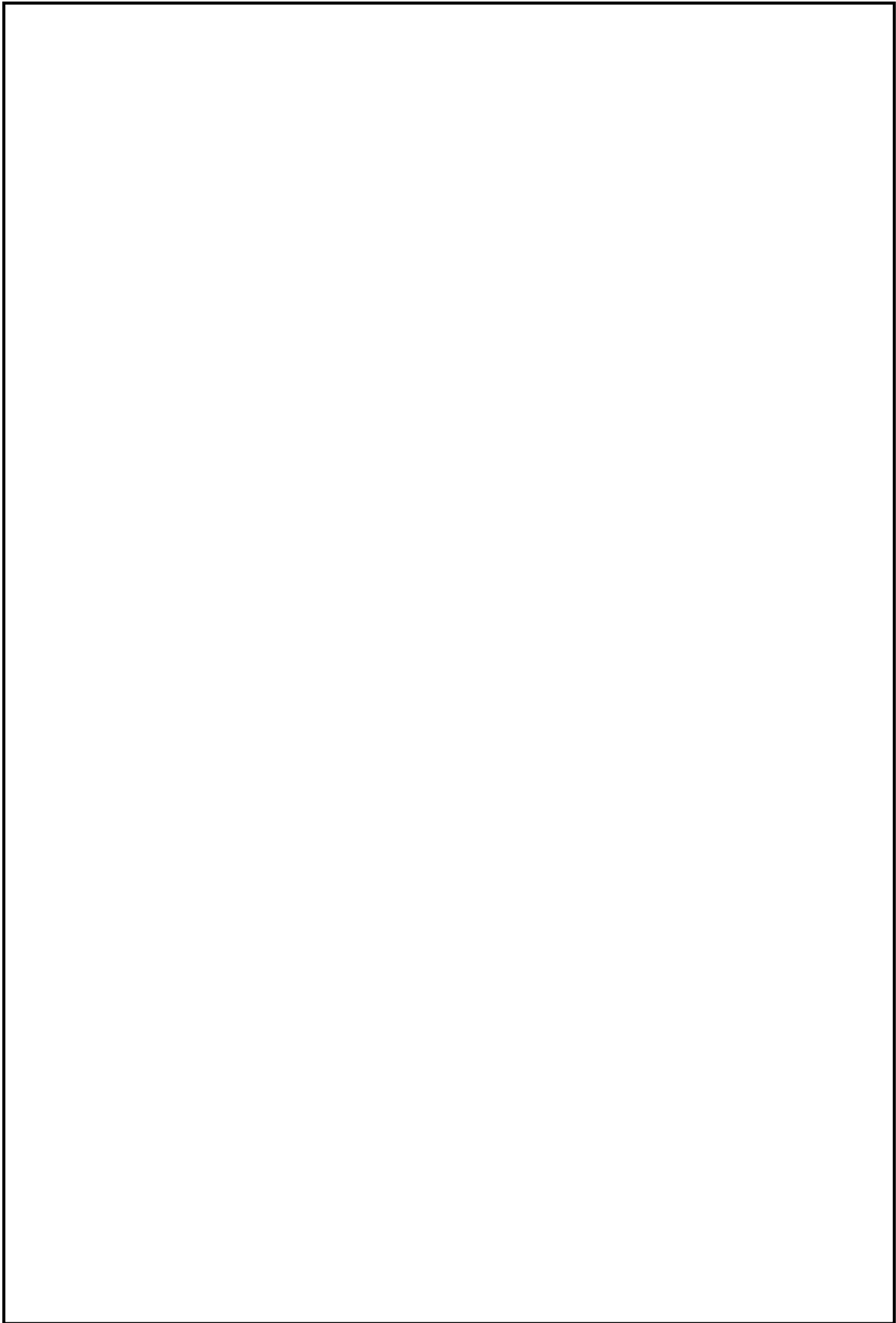


図 7 低圧原子炉代替注水系（可搬型）原子炉注水に係る機器）の配置図（原子炉建物地上 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

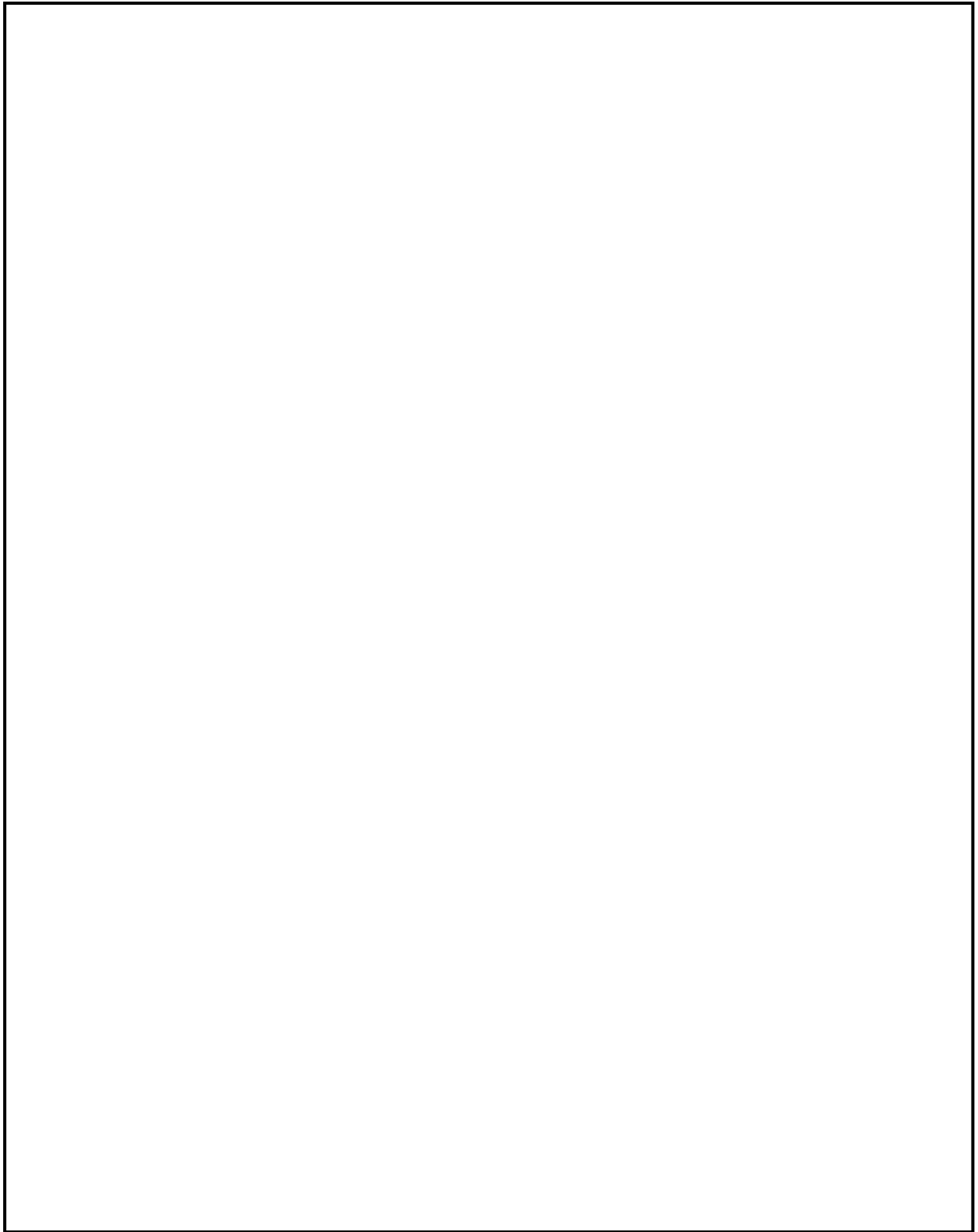


図8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）に係る弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

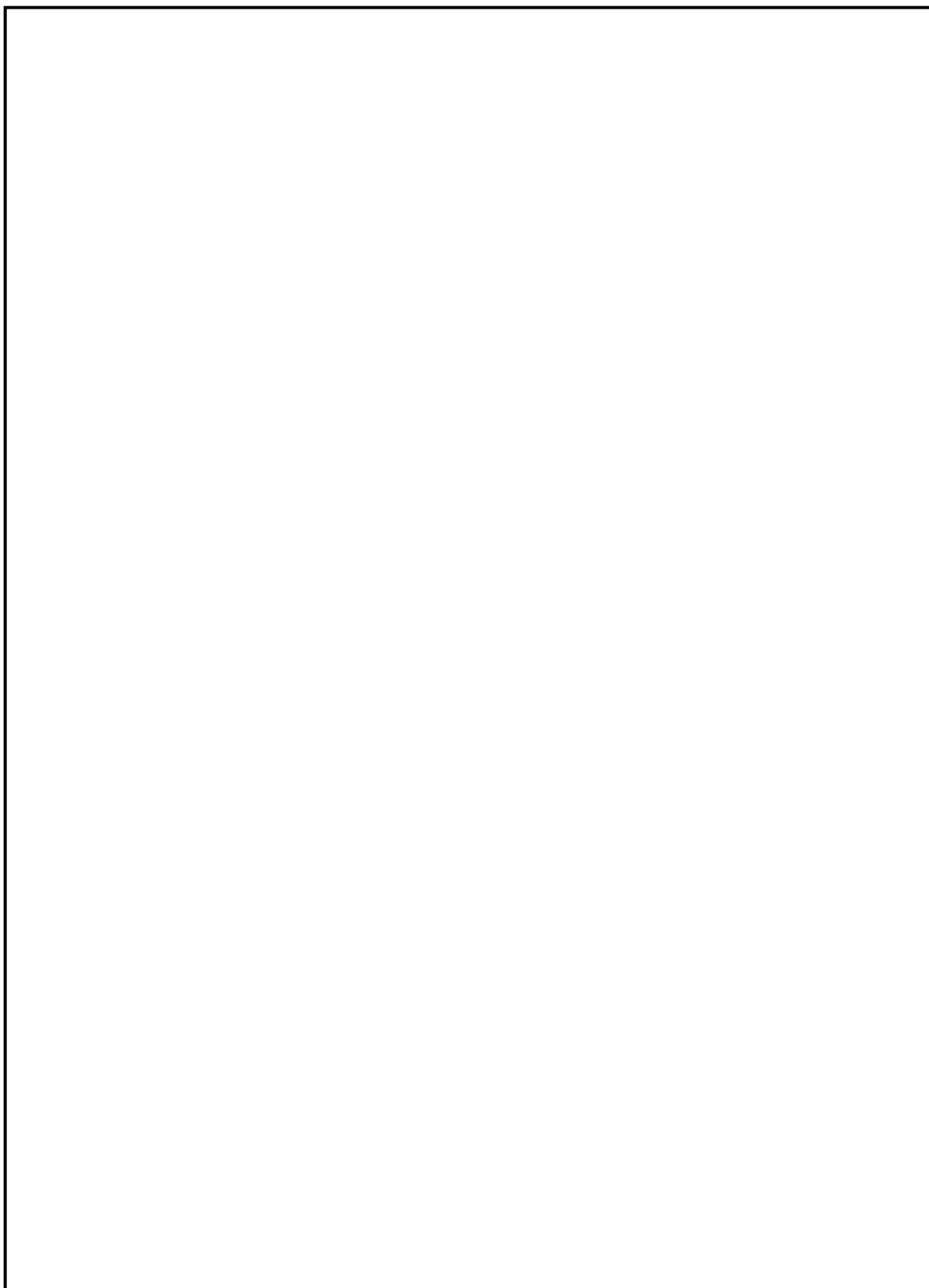


図9 低圧原子炉代替注水系（可搬型）炉心注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-4 系統図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

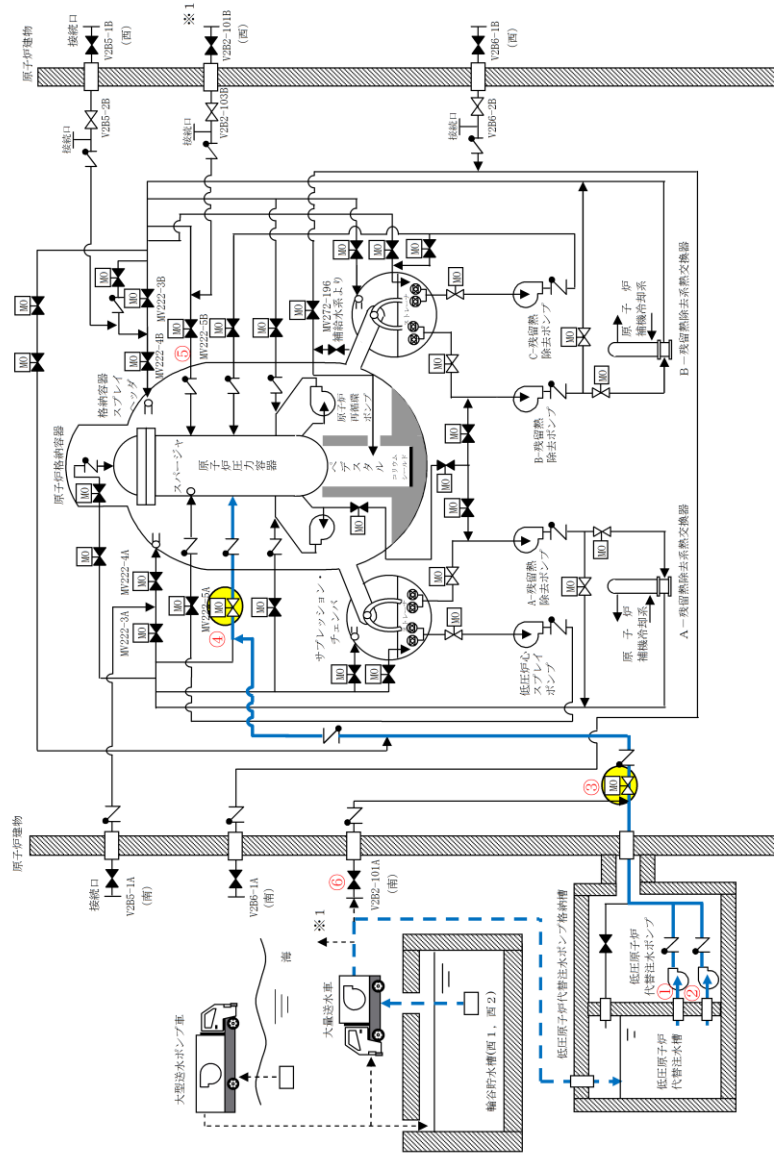


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心注水の概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

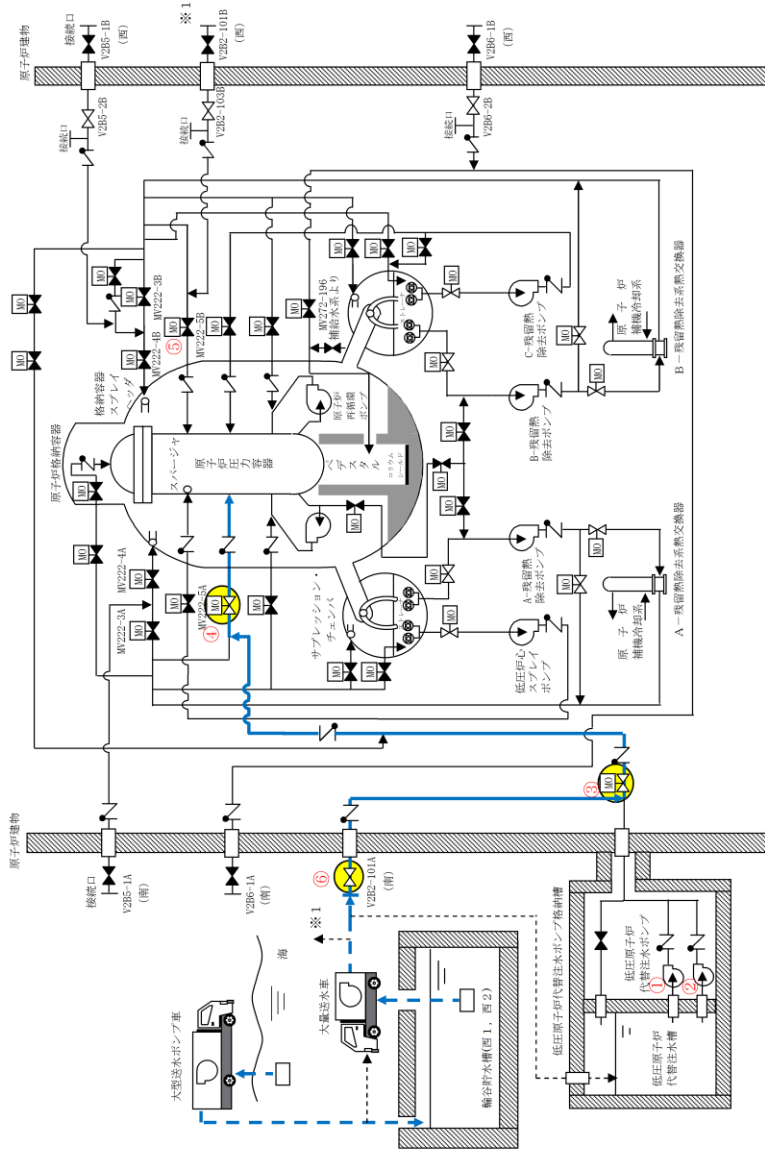


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 A-RHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-低圧原子炉代替注水元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

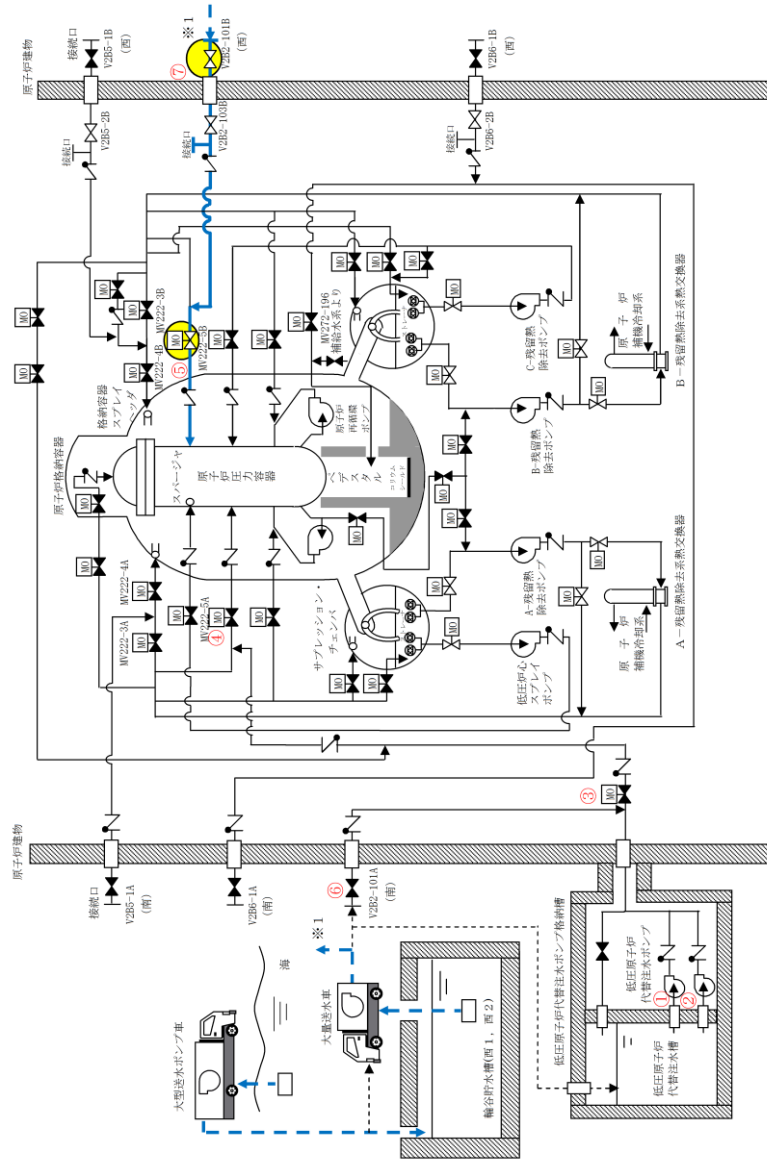


図3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水

47-5 試験及び検査

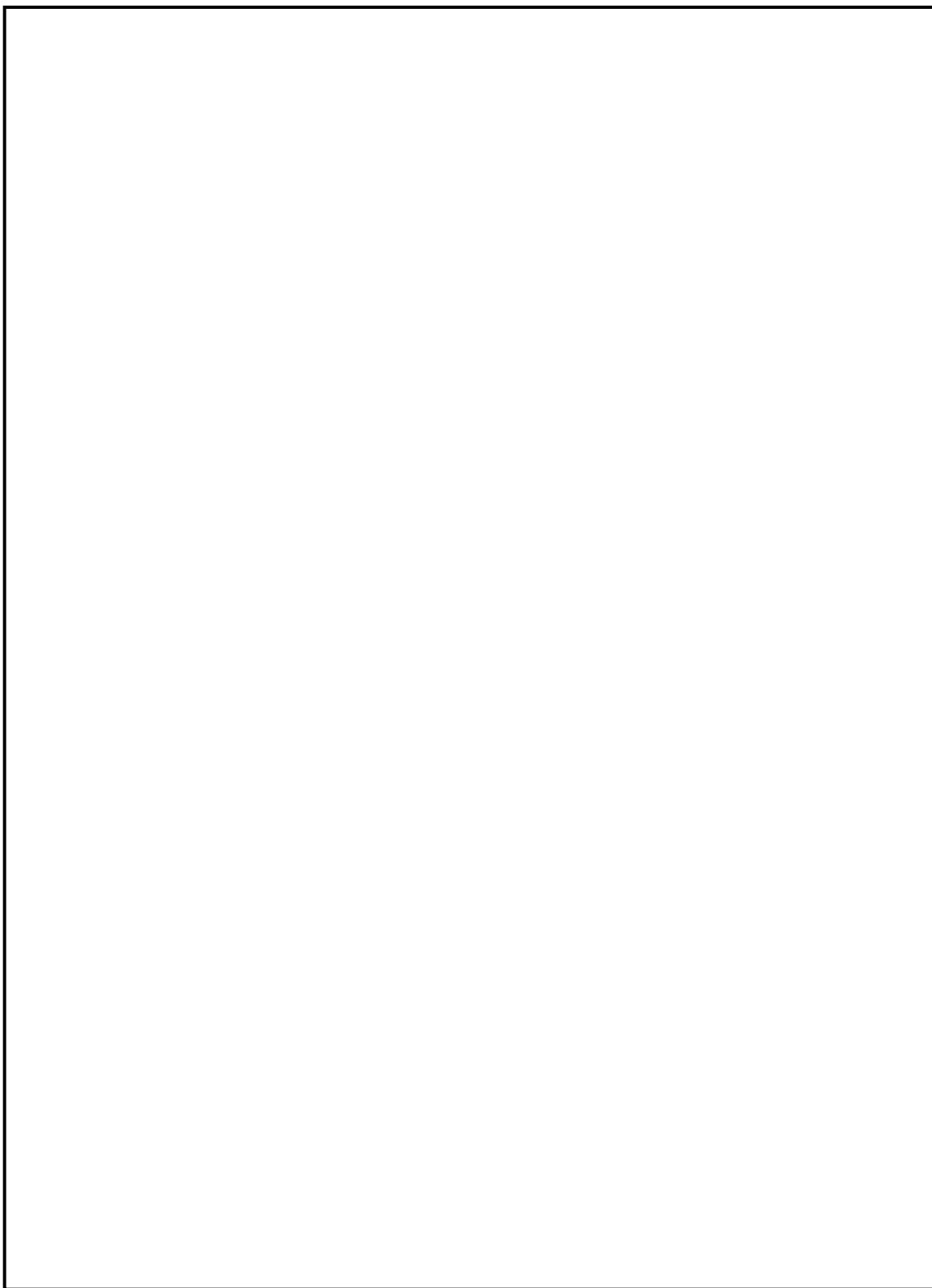


図1 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

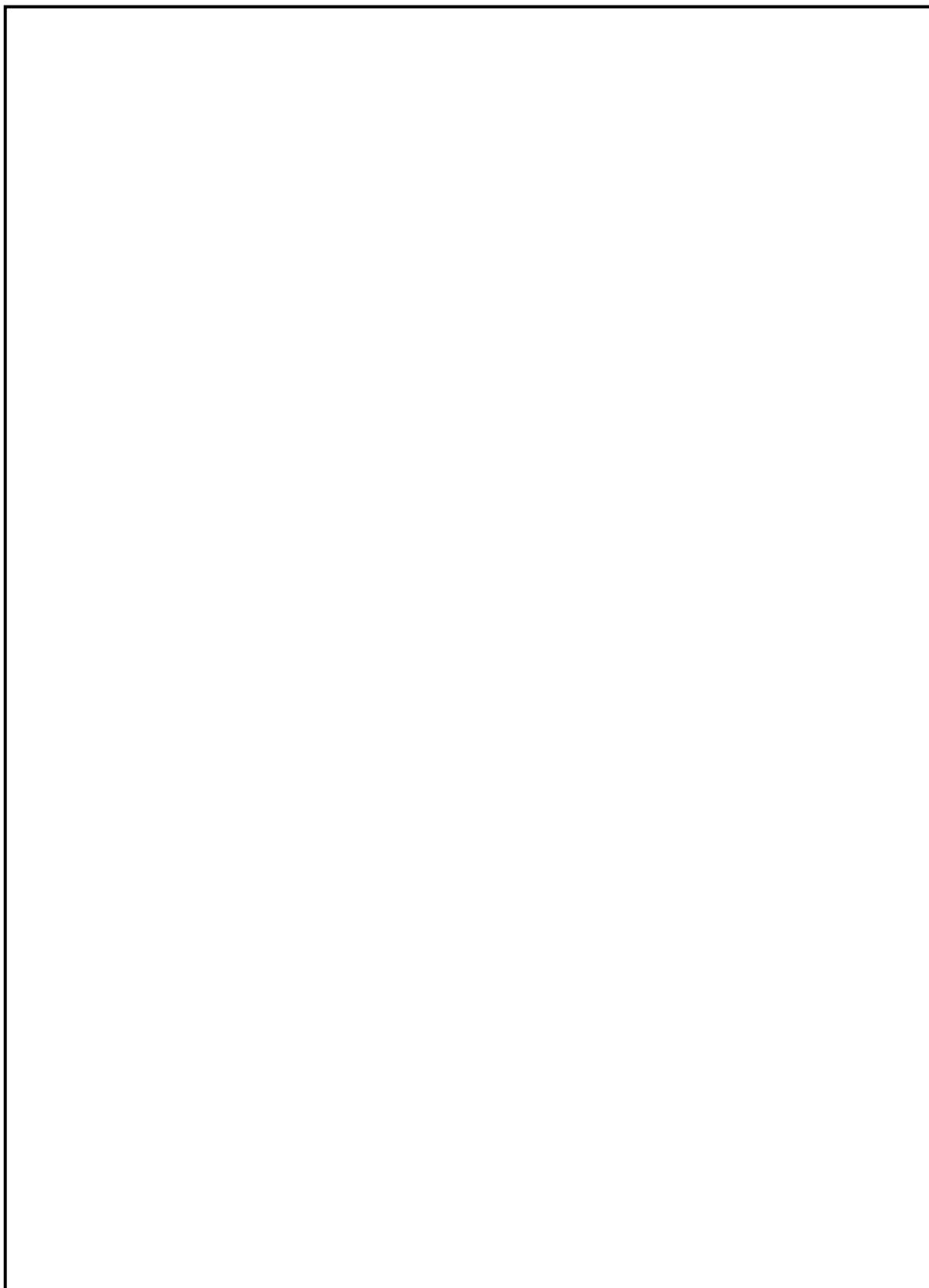


図2 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

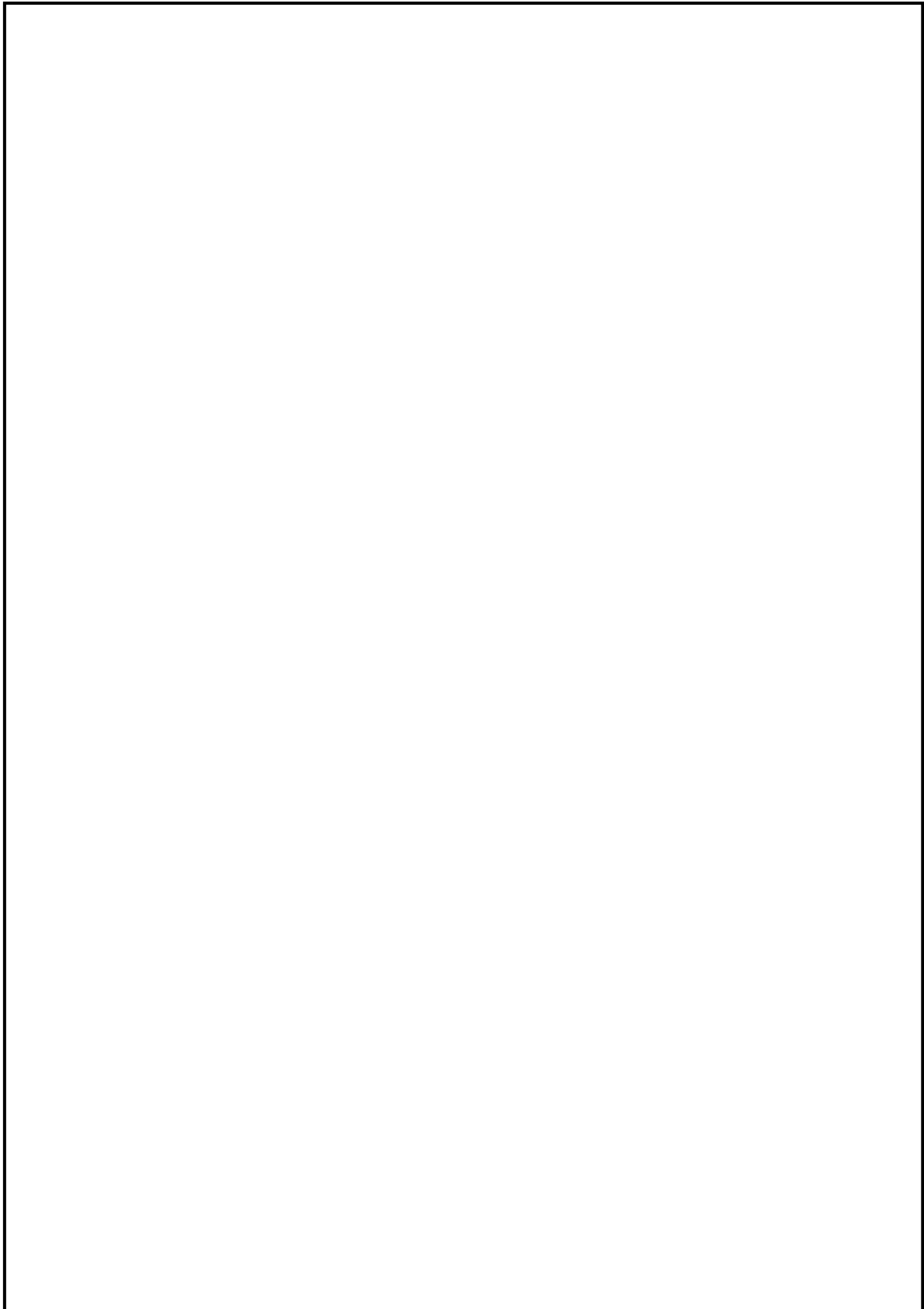


図3 運転性能検査系統図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

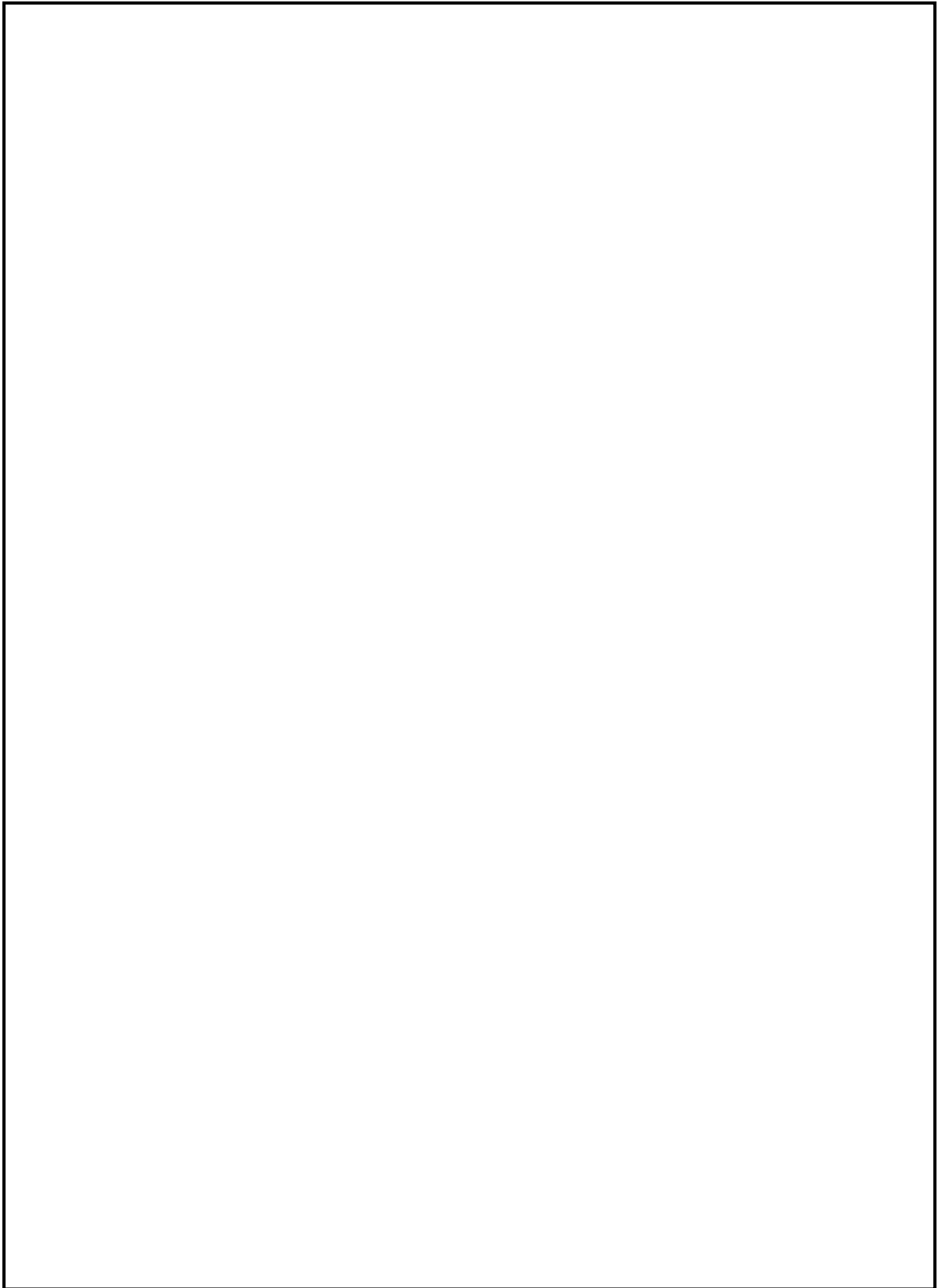


図 4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-6 容量設定根拠

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ	
容 量	m ³ /h/台	230 以上 (注 1) (230 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> (注 1) (190 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/台	210
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】

(概 要)

低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対象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、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉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原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2台設置しており、このうち必要台数は1台であり、1台を予備として確保する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 230m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉注水必要容量: 200m³/h 以上

低圧原子炉代替注水ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水する容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失の重要事故シーケンス、及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)に係る有効性評価解析において200m³/hであることから、200m³/h以上とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量: 30m³/h/台

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、230m³/h/台とする。

2. 全揚程 m(注1) / 190m(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉と水源の差圧が MPa のとき、原子炉に200m³/hの注水ができるように静水頭、配管及び機器圧損を踏まえ設計する。

原子炉と水源の圧力差:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/> m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
合計(m)	:	<input type="text"/> m

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプに必要な揚程は m 以上となり、これを上回る揚程として、低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は190mとする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 [] に静水頭約 [] を加えた約 [] MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時に格納容器代替スプレイ系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、水源の低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力 210kW

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

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

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230 / 3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600}\right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

【設 定 根 拠】（続き）

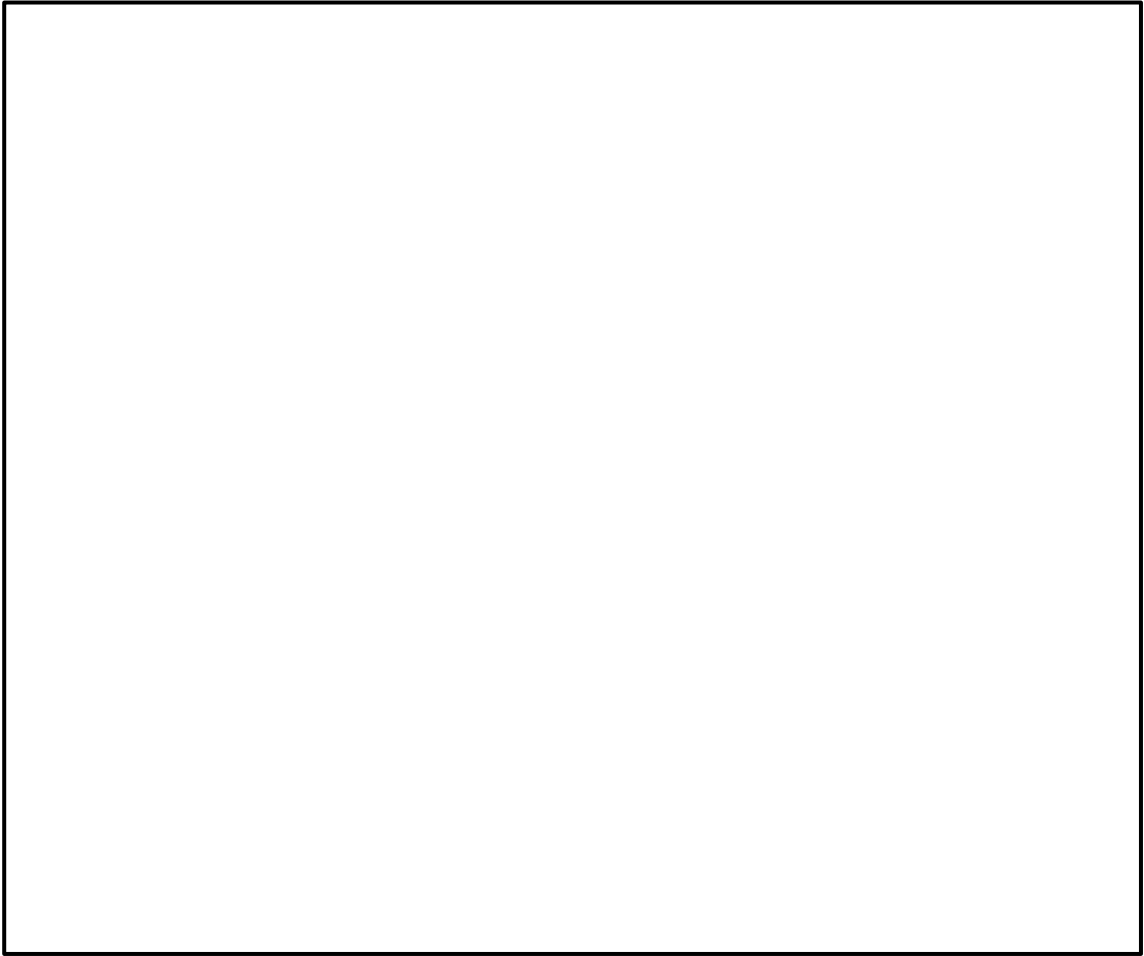


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	70 以上 (注 1) , (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	0.99 以上 (注 1) , (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）, 輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を経由して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

以上より、必要な容量を有するものとして図 2 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台使用する。

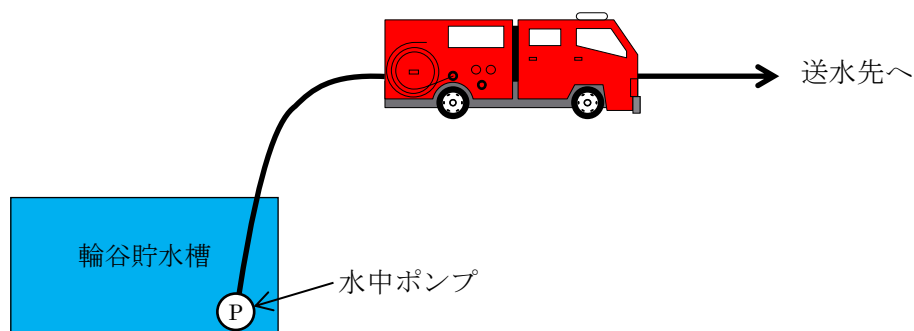


図 2 系統構成概要図

1. 容量 70m³/h 以上（注1）／168m³/h 以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、炉心損傷防止対策の評価事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量 70m³/h 以上とする。

なお、大量送水車（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.99MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【の場合】

水源と移送先の圧力差	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	約		MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa
合計	約	0.99	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 47-6-10, 11 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 0.99MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする

図3に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

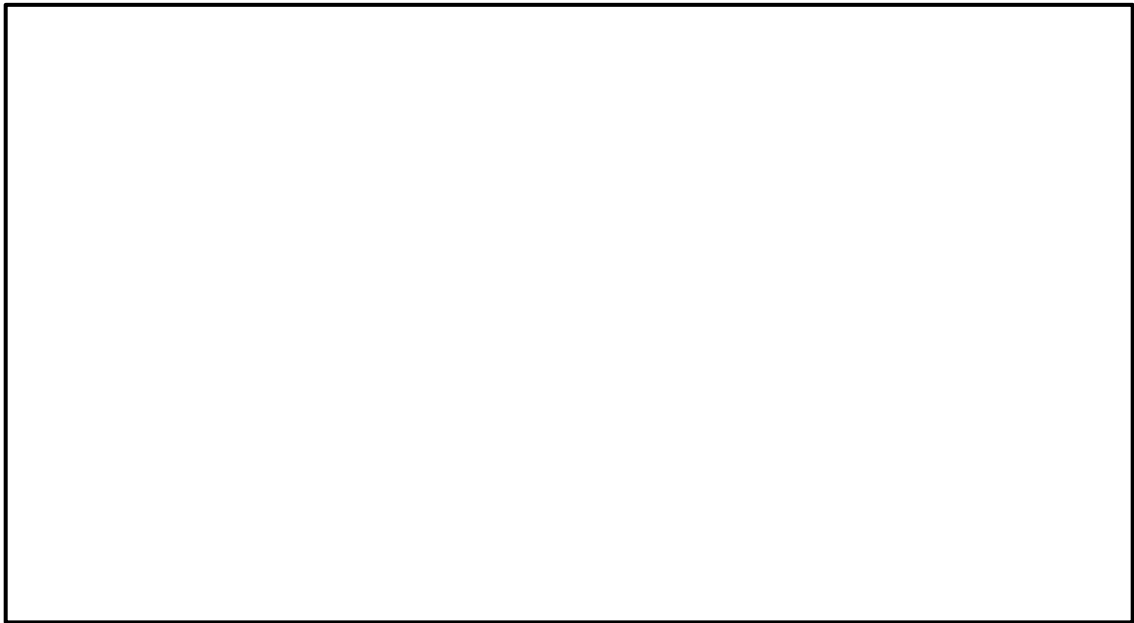


図3 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図4に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所 (EL 53.2m) ，輪谷貯水槽（西）の底面 (EL 45.9m) ，大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図4参照）

必要流量 70m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.2m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 7.0m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.2m）< 有効 NPSH（約 7.0m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	-7.60	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	<input type="text"/>	m
合計	約	7.00	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

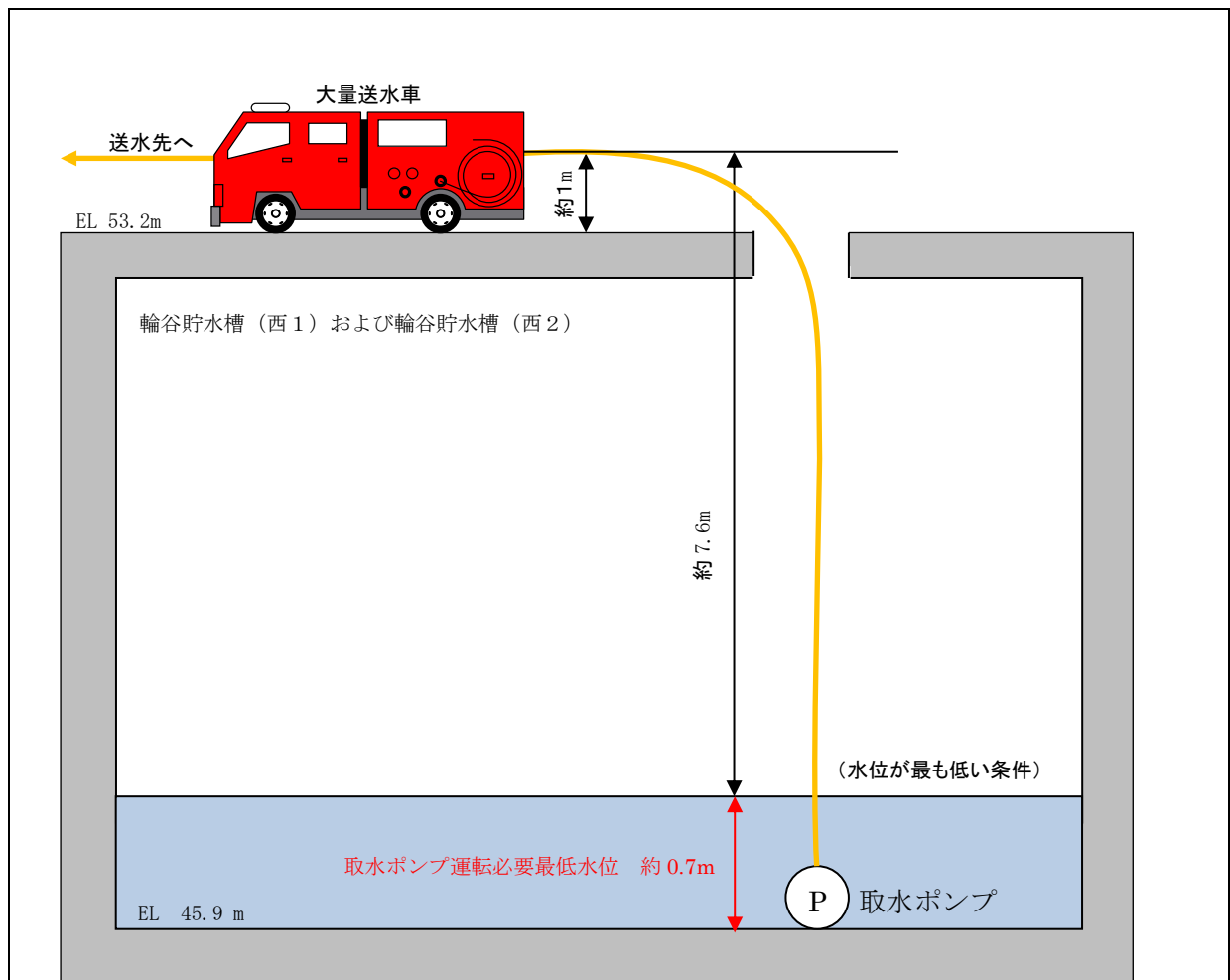


図4 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、接続先のホースと同等とすることから1.6MPaとする。

5. 最高使用温度 40℃

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であること、および海水温度が30℃であることから、余裕を考慮し、40℃とする。

6. 原動機出力 230kW

大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kWとする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。

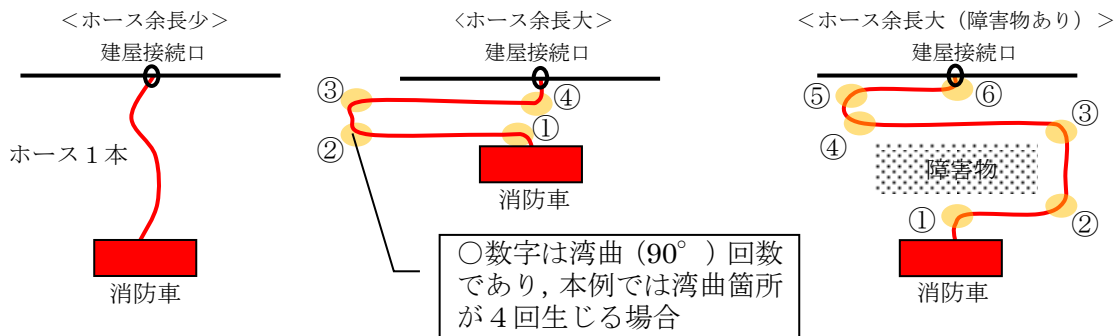


図5 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表 7 のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

表 1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	θ°				
		1	2	4	6	10
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典 : 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 70m³/h の場合の値を記載する。)

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

低圧原子炉代替注水系 (可搬型) で使用する場合は

$$Q = 70[\text{m}^3/\text{h}] \div 60 = 1.17[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 63.223[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.0537[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

○上記 (i) (ii) より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.0537^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00008[\text{MPa}]$$

格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時使用について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 18 時間後から 120m³/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により 30m³/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1～図 4 に示すが、いずれの系統も大量送水車を用いるため、表 1 で示すとおりに格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失のシナリオの条件を用いる。したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）120m³/h と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、大量送水車の特性と格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 6 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1 Pd (427 kPa [gage]) 及び原子炉圧力 0.5 MPa の場合に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量が 120 m³/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m³/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の必要流量

格納容器代替スプレイ系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）
120m ³ /h	30m ³ /h

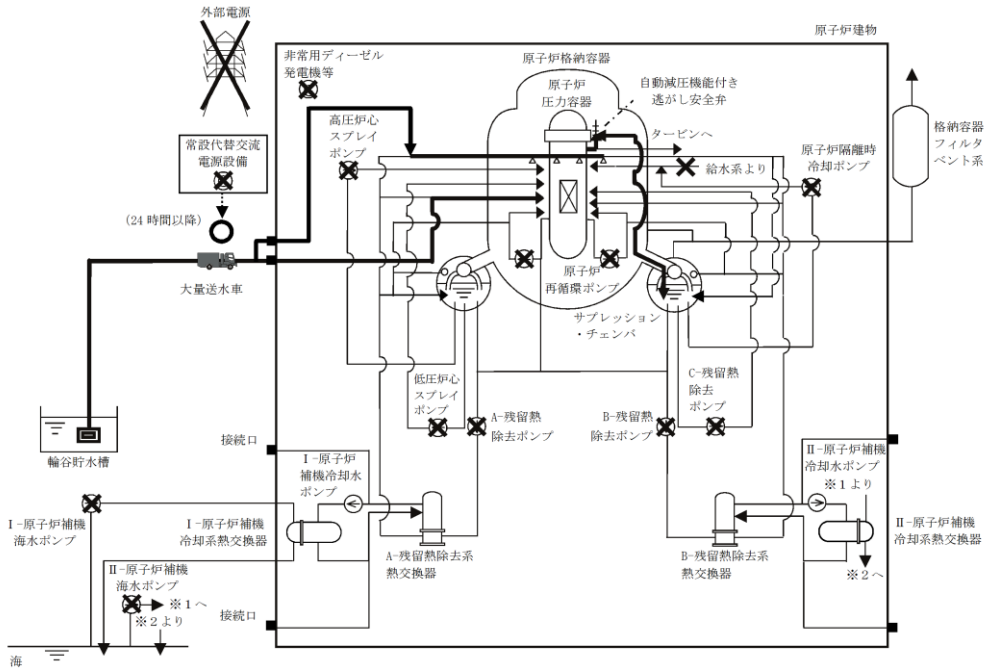


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

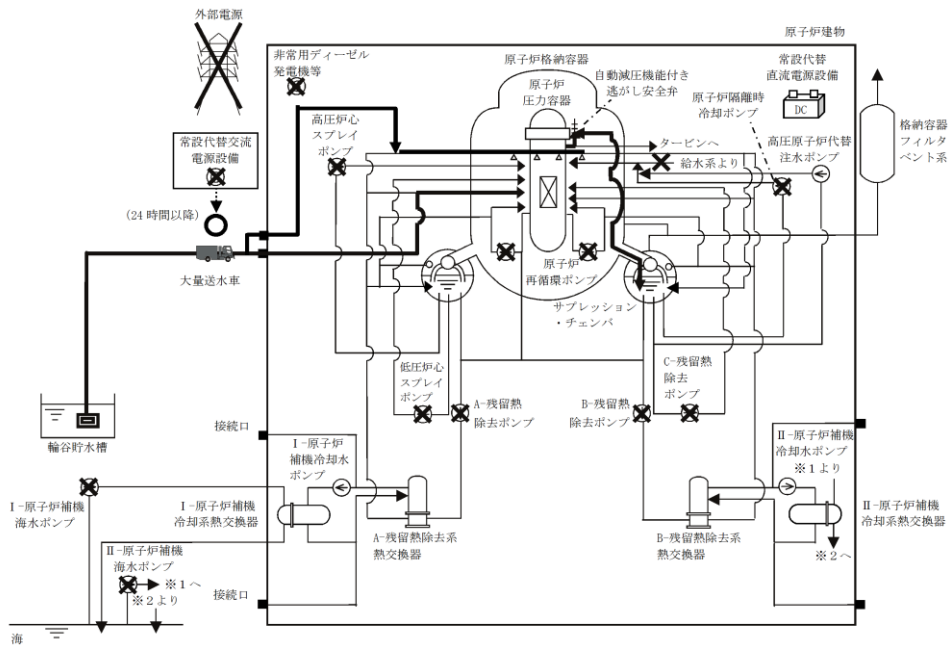


図2 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

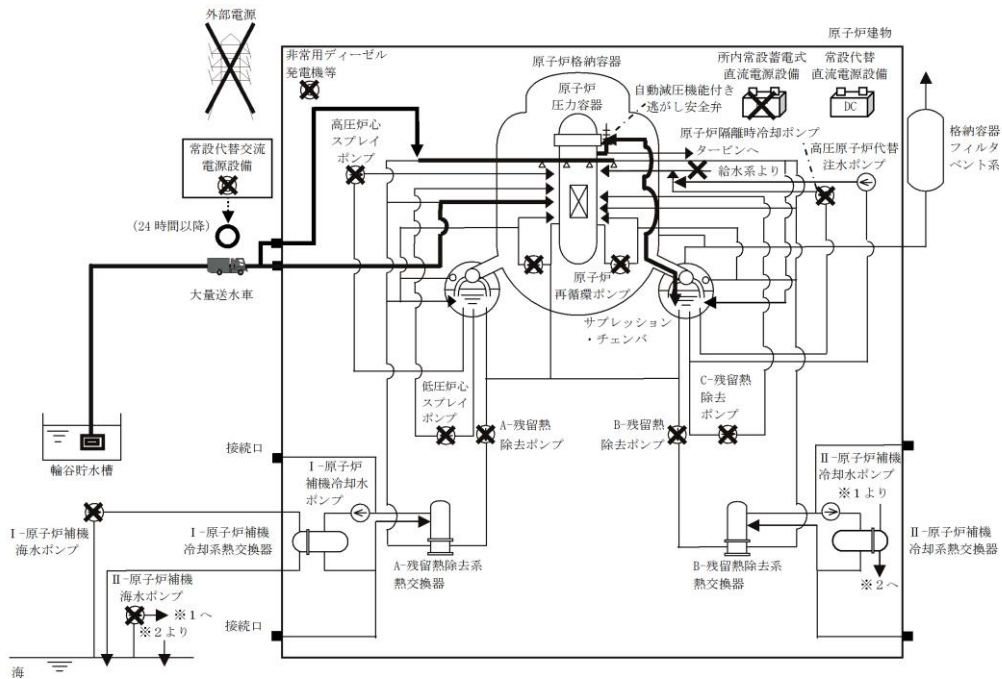


図3 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

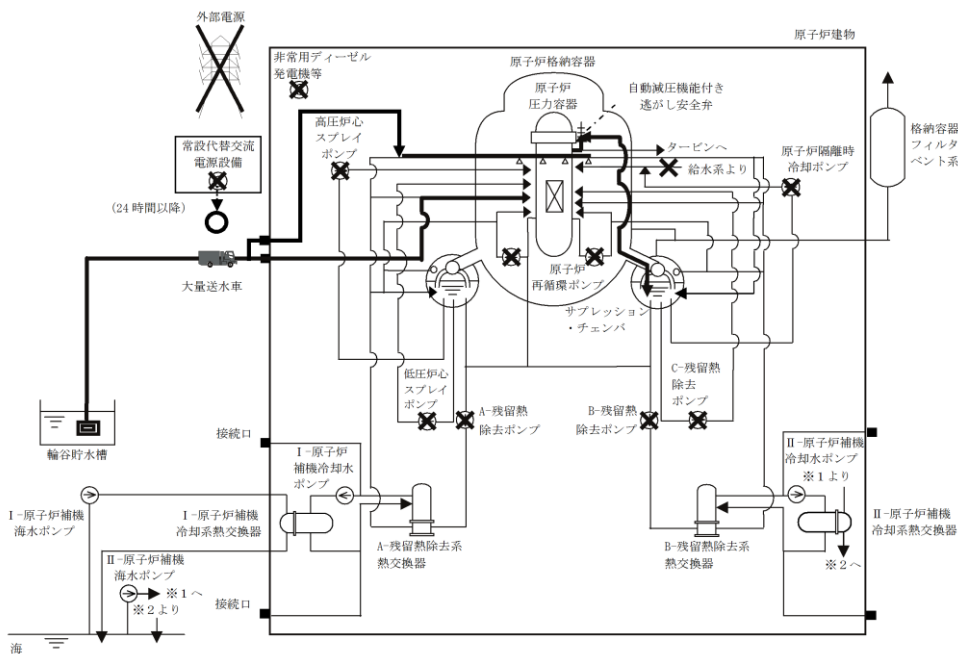


図4 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

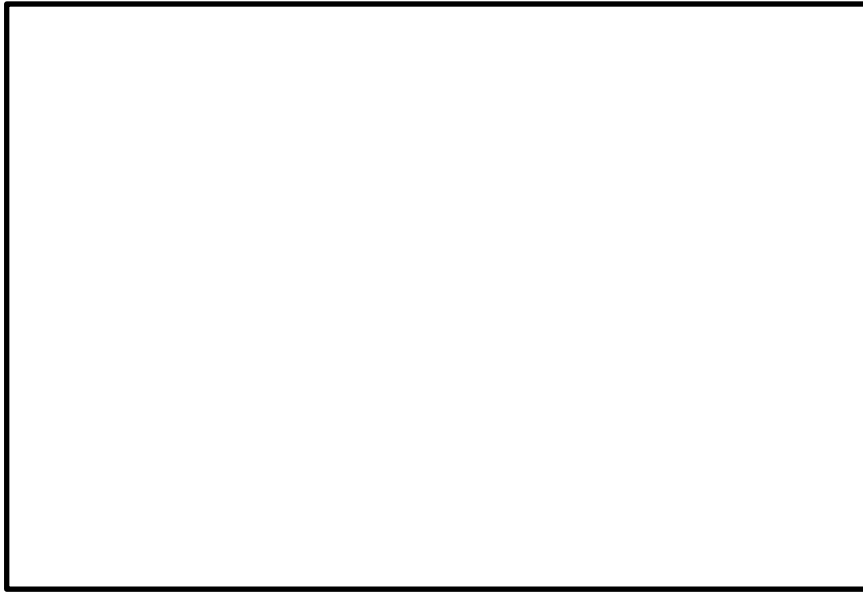


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

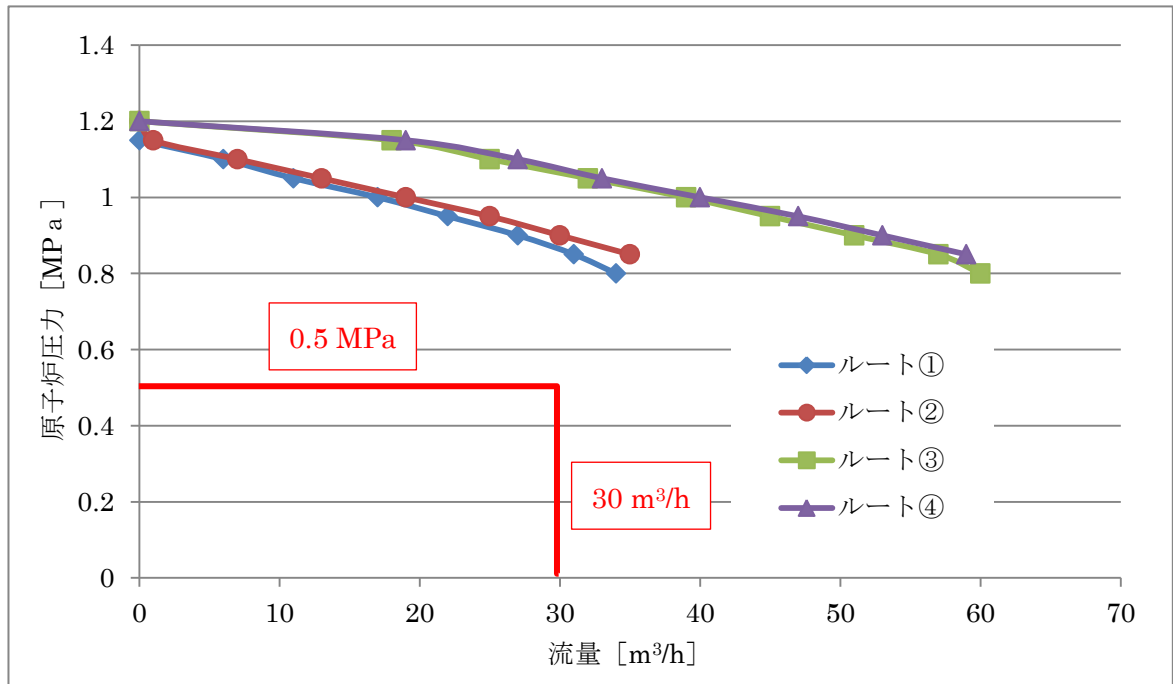


図6 原子炉压力容器への注水特性（格納容器代替スプレィ 120m³/h 同時注水時）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-7 接続図

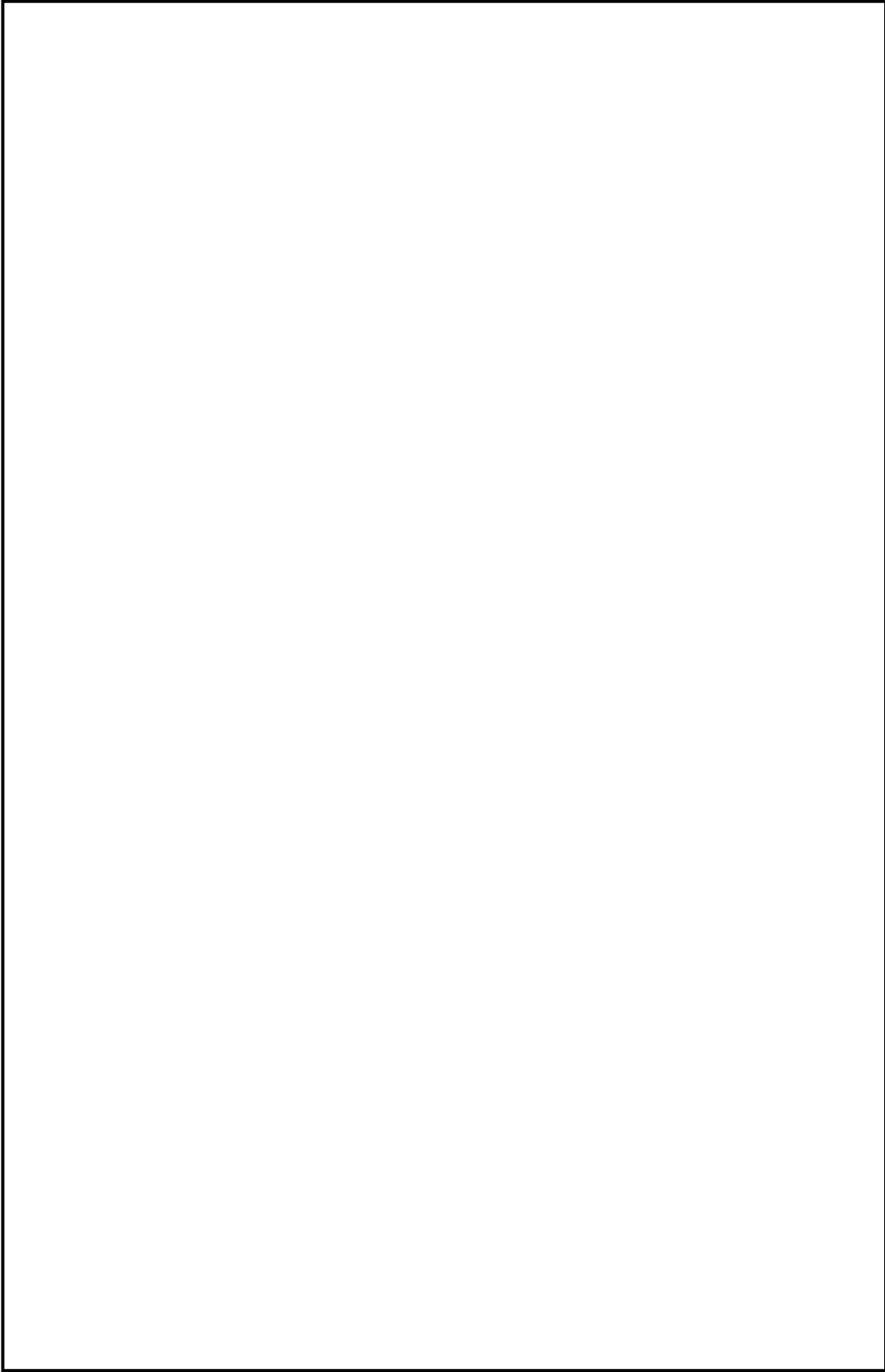


図1 接続図（輸谷貯水槽から接続口）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

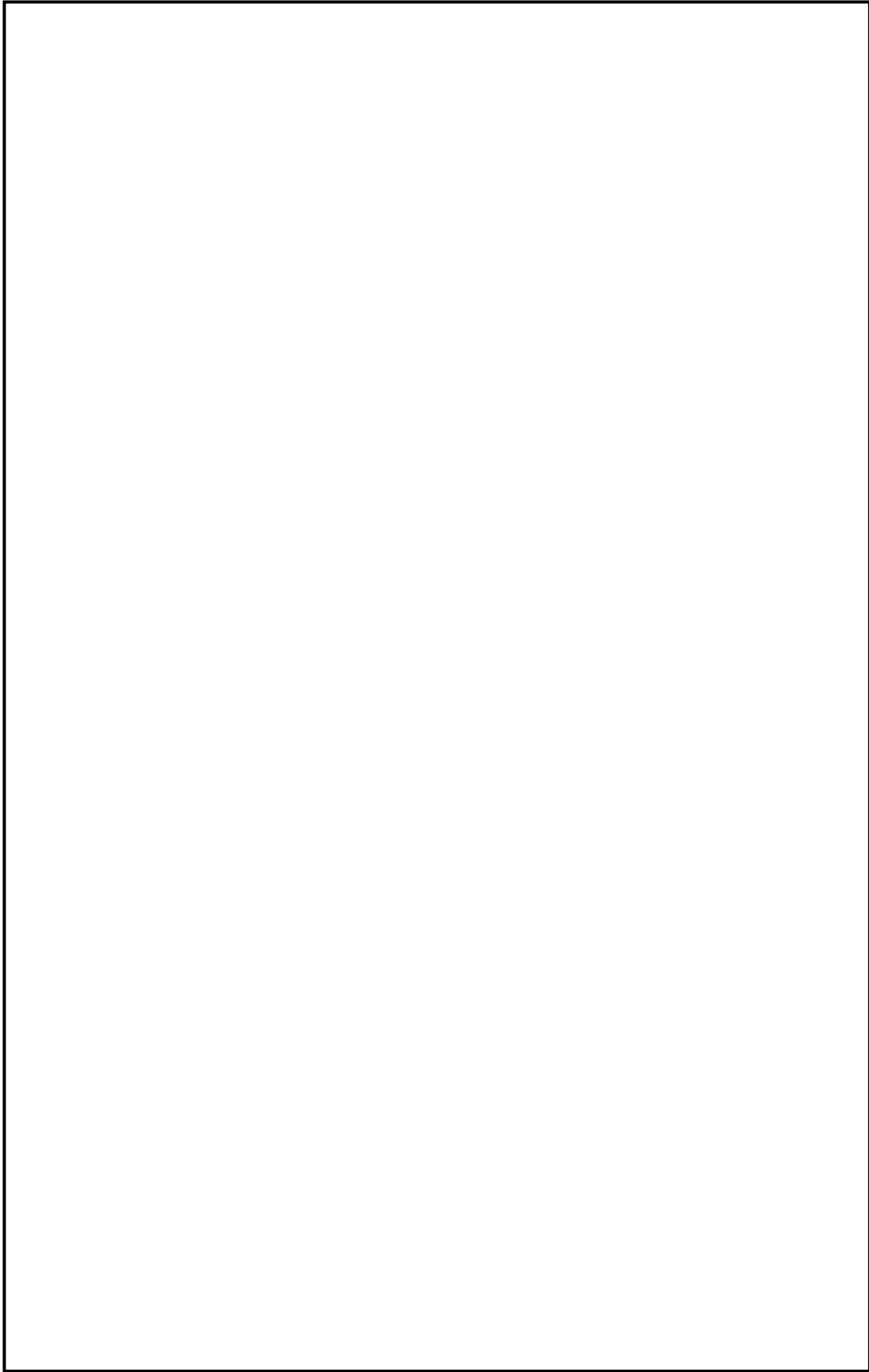


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

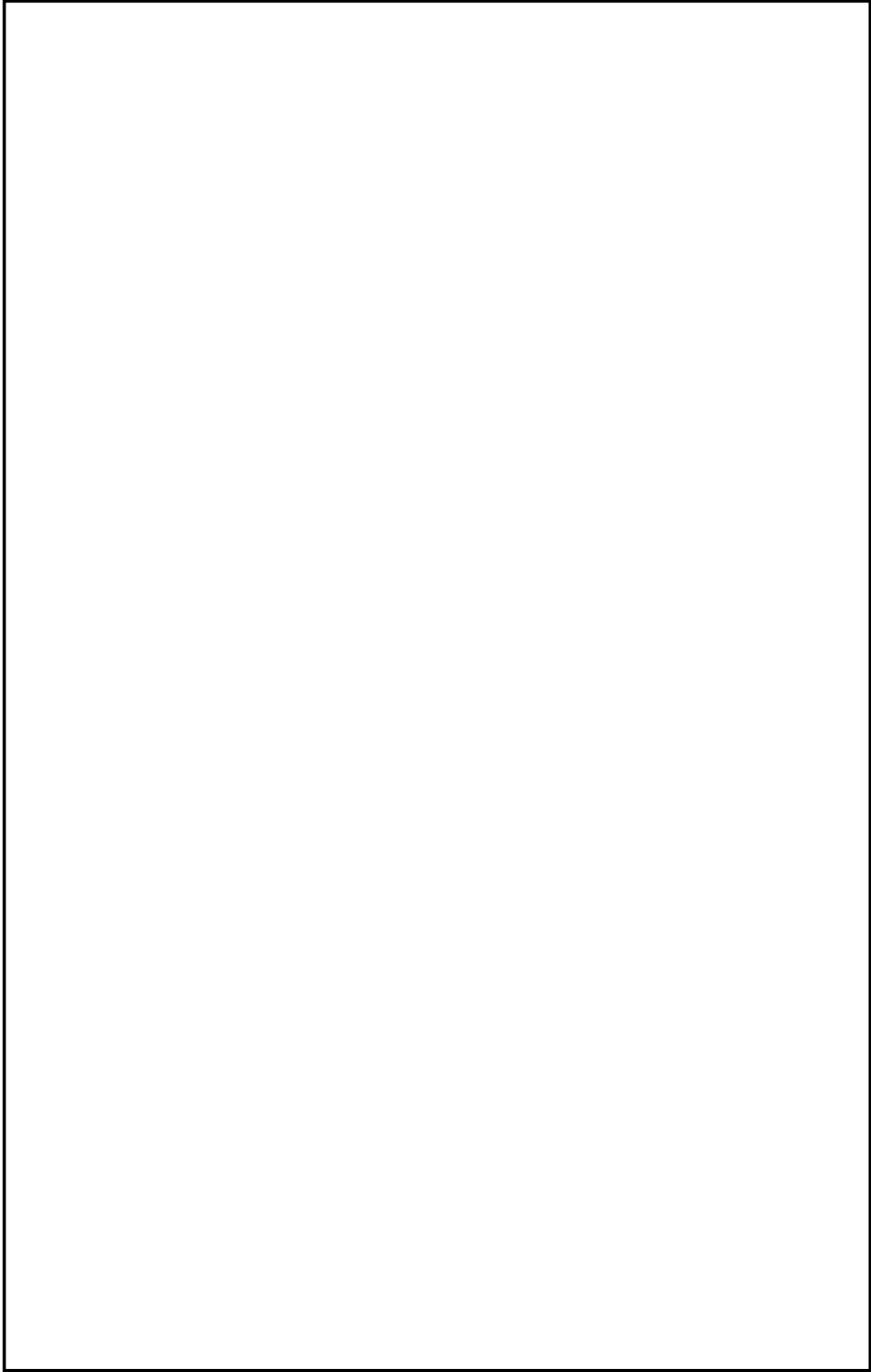


図3 接続図（原子炉建物 原子炉建物地上2階）

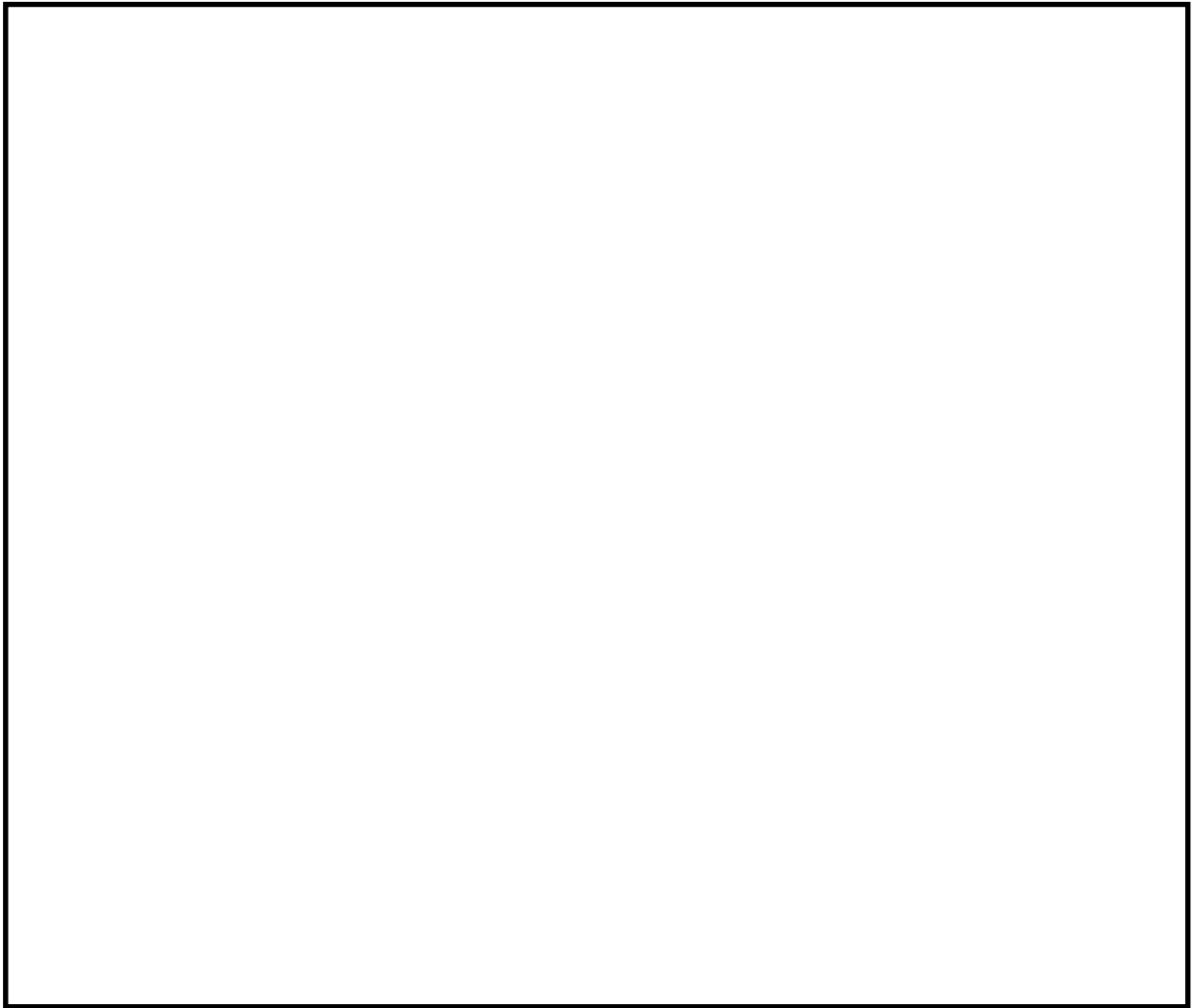
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-8 保管場所図



図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



大量送水車



図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-9 アクセスルート図

島根原子力発電所2号炉『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

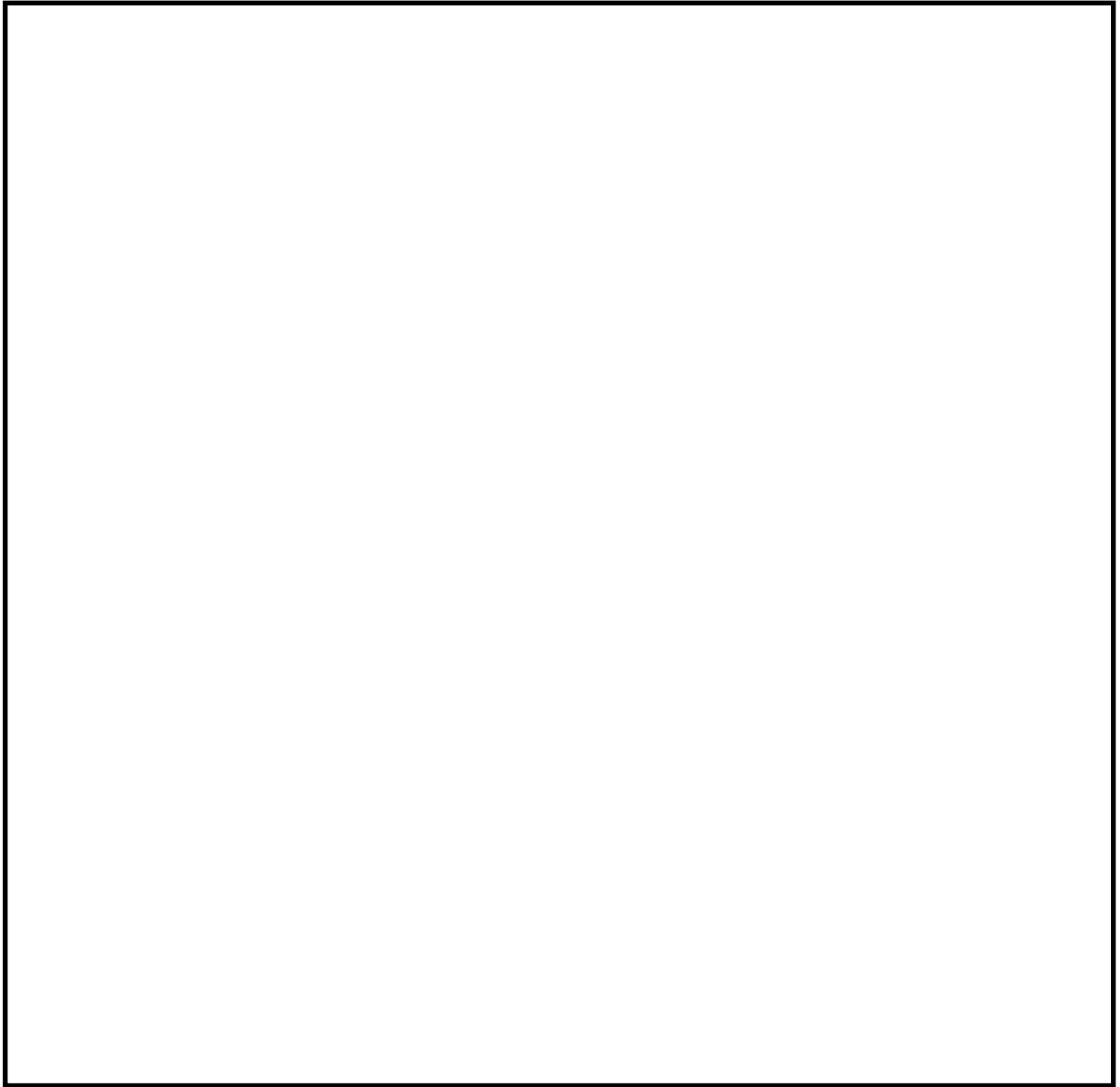


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

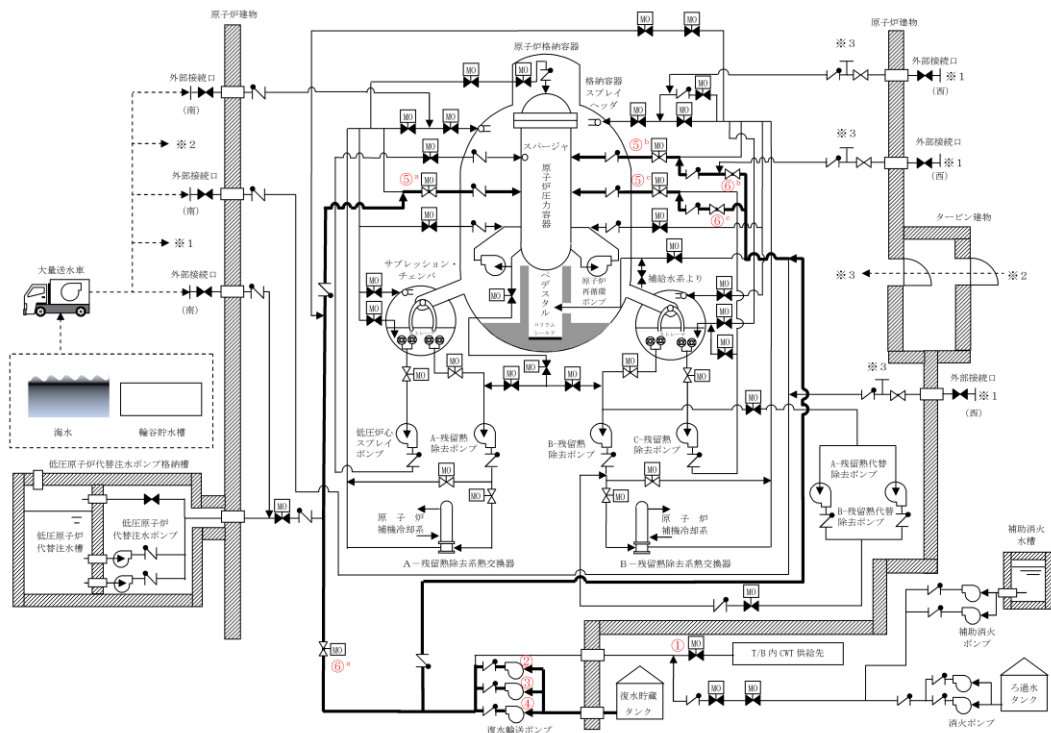
47-10 その他設備

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の概要について以下に示す。

(1) 復水輸送系を用いた炉心注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能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、復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系、低圧原子炉代替注水系及び大量送水車に用いる水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



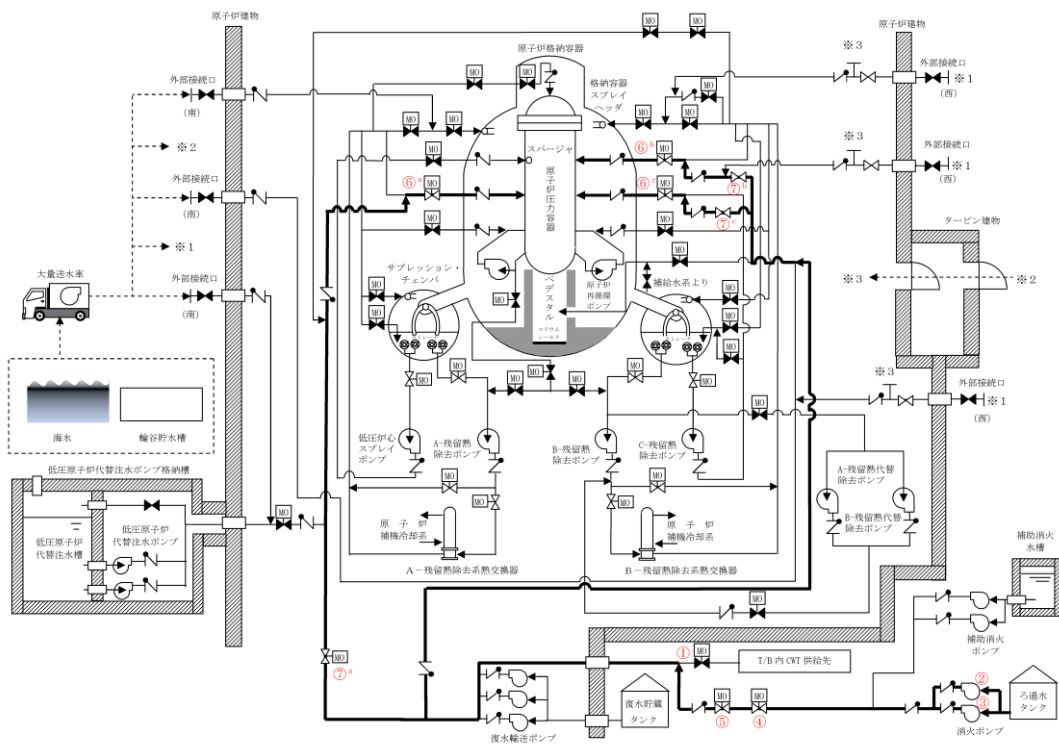
No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	C-復水輸送ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑥ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図1 復水輸送系による炉心注水 概略系統図

(2) 消火系を用いた炉心注水

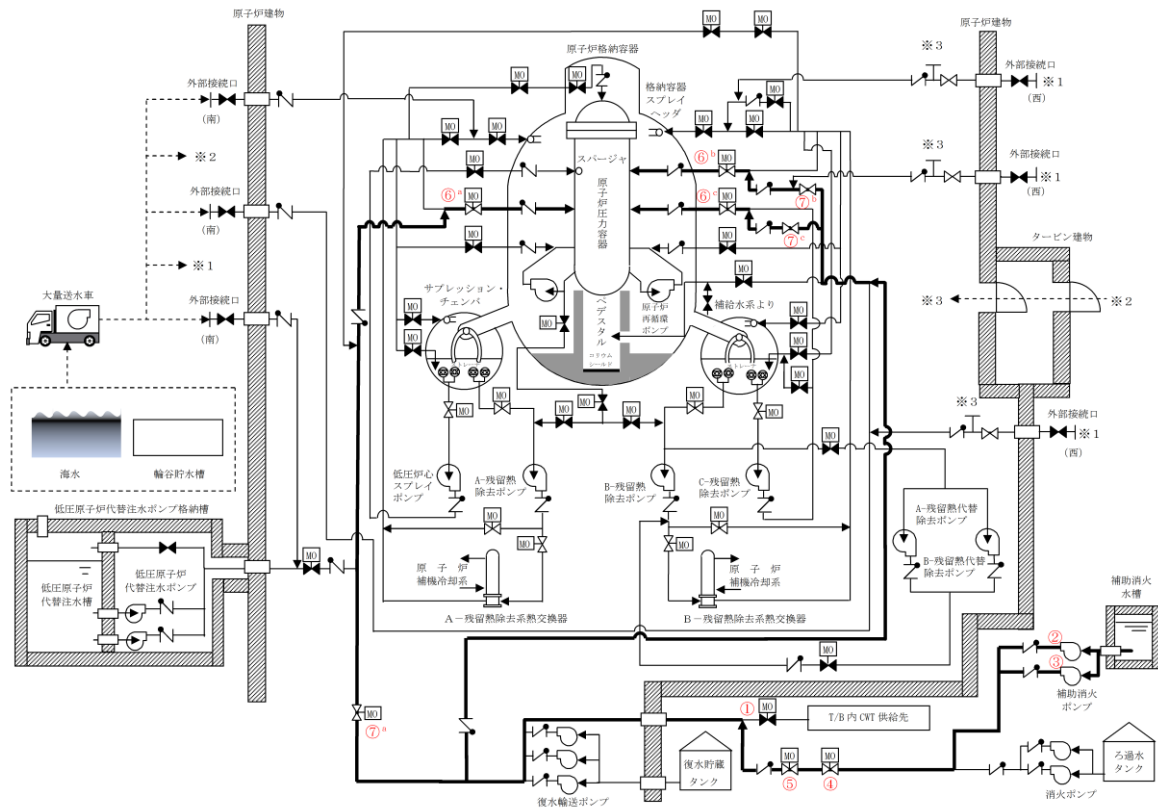
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車が機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として、消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系に用いる水源とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、残留熱除去系を通じて原子炉圧力へ注水する。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図2 消火系（消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

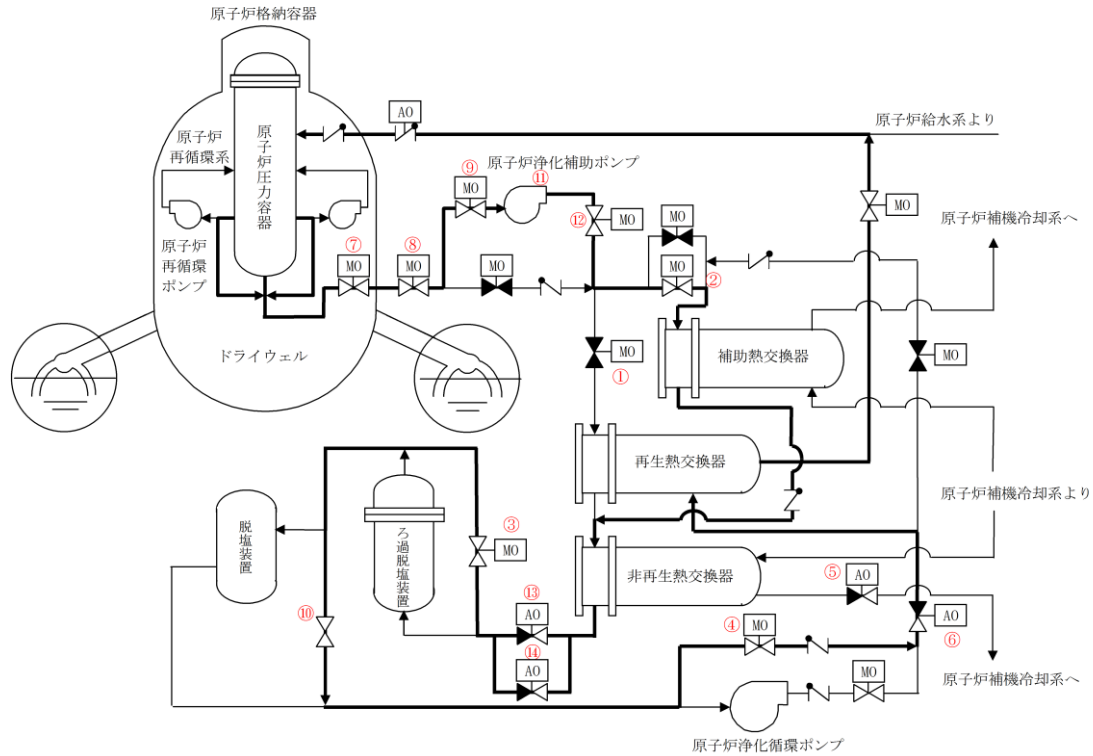


No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
③	B-補助消火ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階(原子炉棟)

図3 消火系(補助消火ポンプ使用)による炉心注水 概略系統図

(3) 原子炉浄化系を用いた原子炉除熱

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、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原子炉冷却材浄化系を用いた原子炉除熱手段を整備している。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	再生熱交管側入口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	補助熱交入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	フィルタバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	循環ポンプバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	C U W非再生熱交出口温度調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	系統流量調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	C U W入口内側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	C U W入口外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨	補助ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩	C U W脱塩装置バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物3階（原子炉棟）
⑪	原子炉浄化補助ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
⑫	補助ポンプ出口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑬	フィルタ入口圧力調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	フィルタ入口圧力調節弁バイパス弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室

図4 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱 概略系統図

47-11 送水ヘッダについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、送水ヘッダを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（47-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し、大量送水車は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

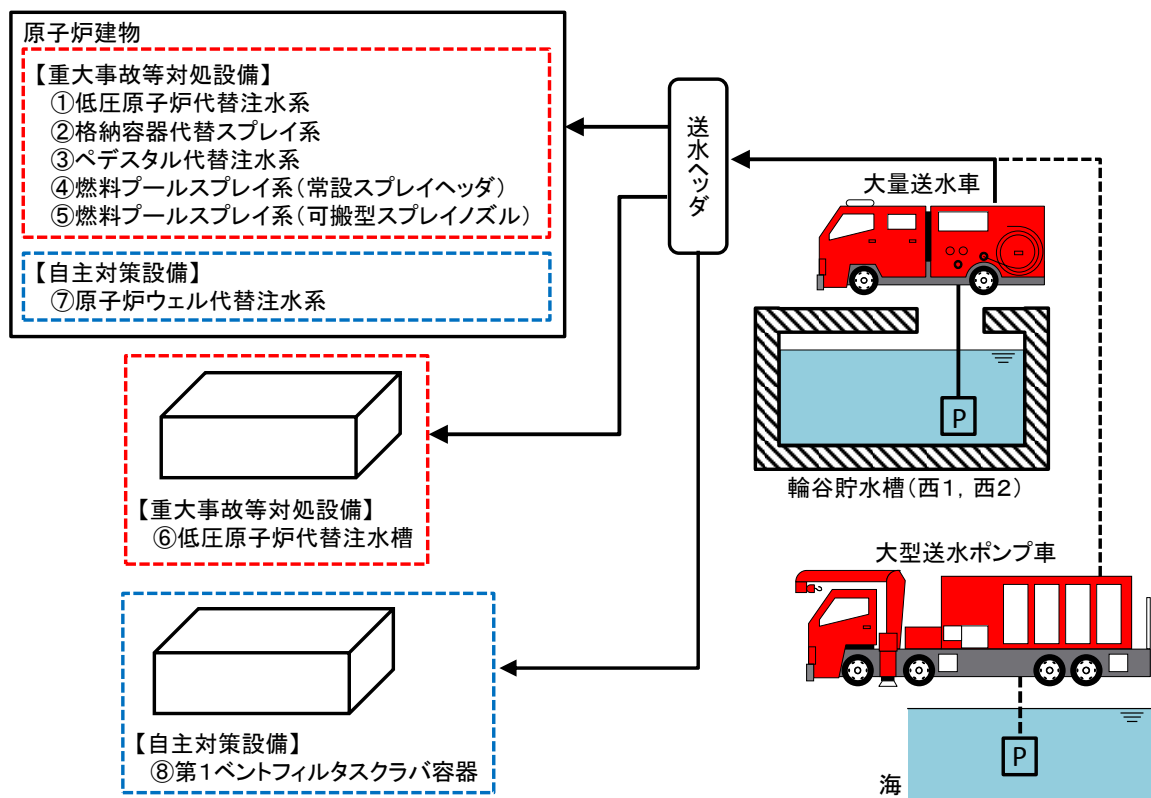


図1 全体系統概要図

(2) 送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ，及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表1に示す。

表1 送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{*1, 2}							
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
高圧・低圧注水機能喪失	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期T B）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B U）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B D）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B P）	2h20m	21h	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	19h	—	—	—	8h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
L O C A時注水機能喪失	—	21h	—	—	—	2h30m	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	27h ^{*3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
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								
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故								
想定事故1	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」，⑦原子炉ウエル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は，記載時間以降は適宜実施。

※3：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一對一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表2に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図2に示す。

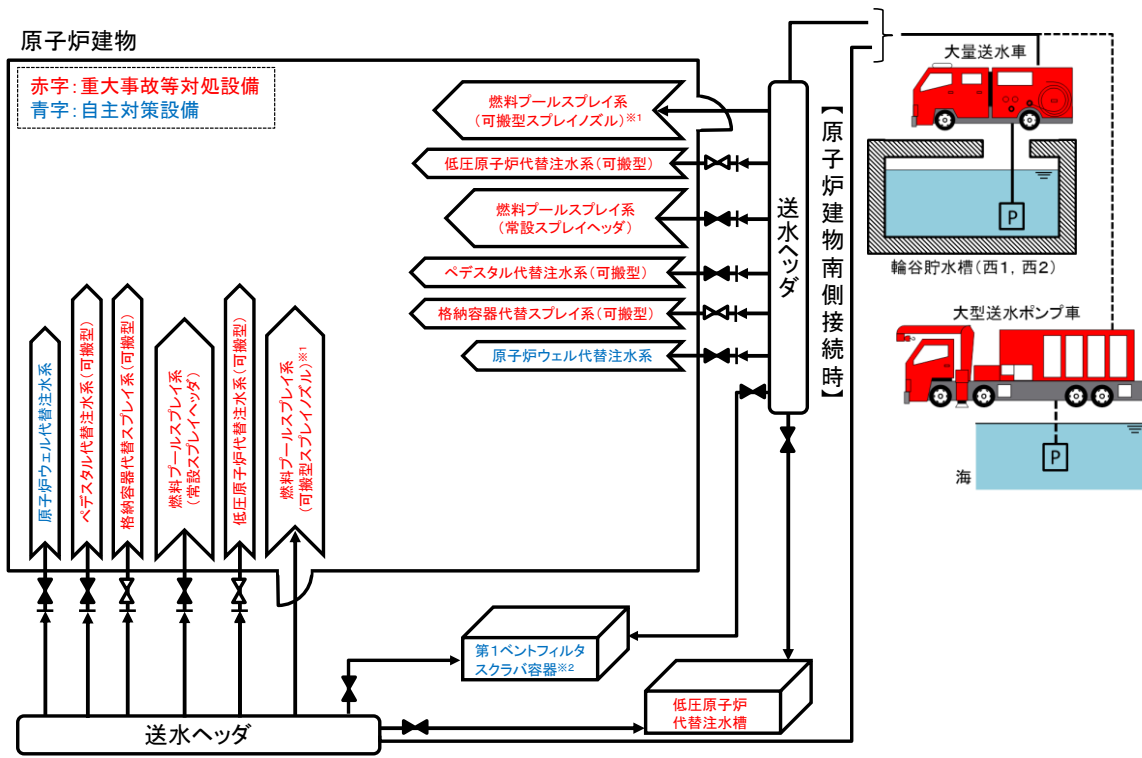
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	低圧原子炉代替注水元弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	格納容器代替スプレイ元弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	ペDESTAL代替注水元弁	接続口	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口
④	S F P S注水ライン 流量調節弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※2
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※3
⑦	A R W F注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウェル代替注水系接続口
⑧	FCVS補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※1：「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



【原子炉建物西側接続時】

※1: 全て可搬型の機器により構成する系統であり、常設配管は使用しない。
 ※2: 海を水源とした補給は行わない。

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切替えの容易性

送水ヘッドを使用する各系統における送水ヘッドの流路構成は、送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

送水ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤操作の防止のため、接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。

4. 悪影響の防止

送水ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

送水ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

48 条 補足説明資料

48-1 S A設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 配置図

48-4 系統図

48-5 試験及び検査

48-6 容量設定根拠

48-7 接続図

48-8 保管場所図

48-9 アクセスルート図

48-10 その他設備

48-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大型送水ポンプ車		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図			
		第 2 号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	48-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	48-4 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)	高速回転機器	B b
	関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	48-7 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		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	48-3 配置図, 48-8 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			48-9 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設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		移動式代替熱交換設備		類型化 区分			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 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 (電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料		48-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		48-4 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)		高速回転機器	B b
	関連資料			48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	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		48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量		原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料		48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性		フランジ接続	B	
			関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b	
			関連資料		48-7 接続図		
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		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		48-3 配置図, 48-8 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			48-9 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設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来のとして使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機海水ポンプ (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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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)	弁, 熱交換器	B, D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	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—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ (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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				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	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	-		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設SAの容量	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-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 (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	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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)	弁, 熱交換器	B, D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	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—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—
				関連資料	—	

48-2 単線結線図

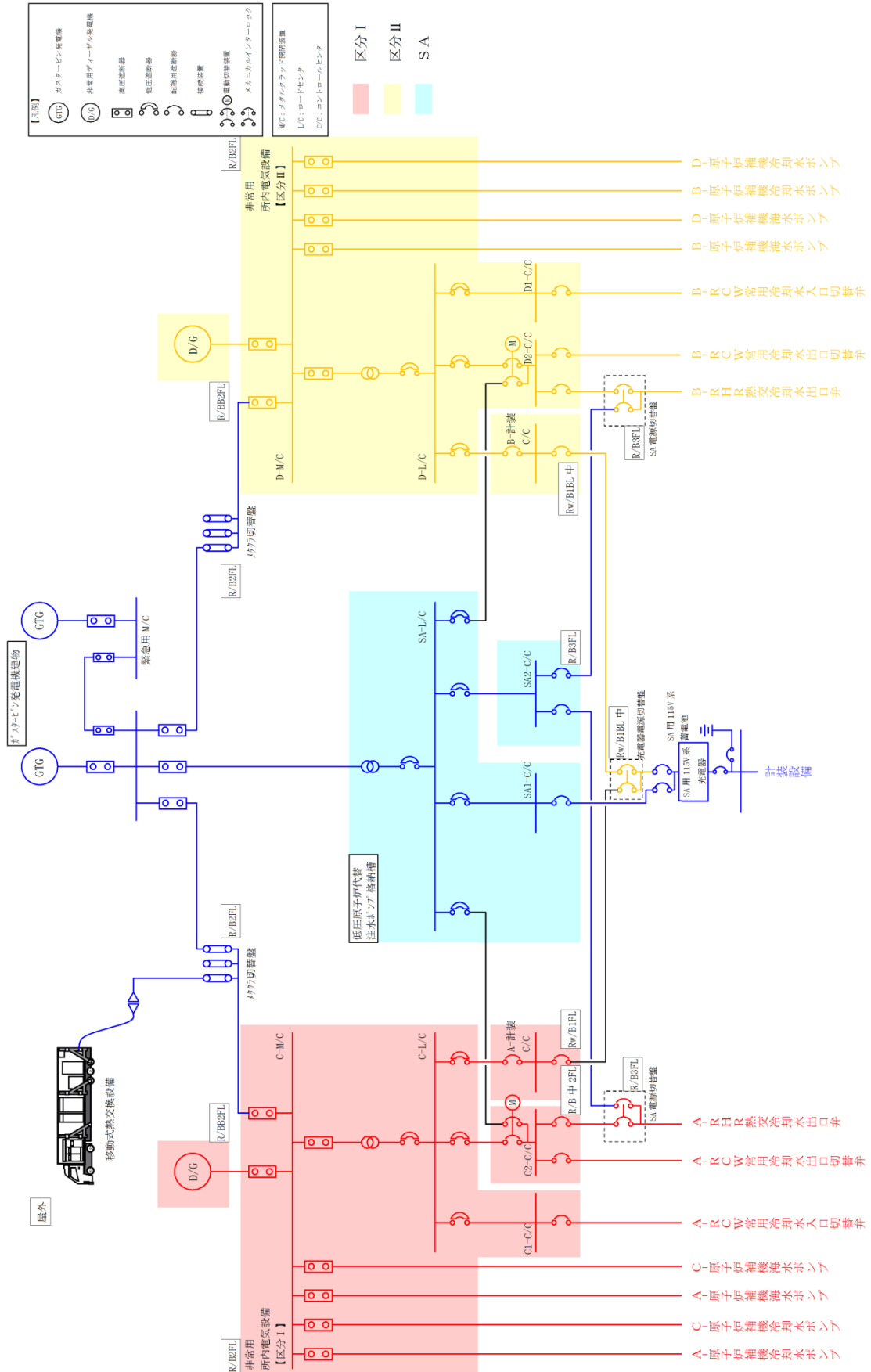




図1 原子炉補機代替冷却系 単線結線図

48-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

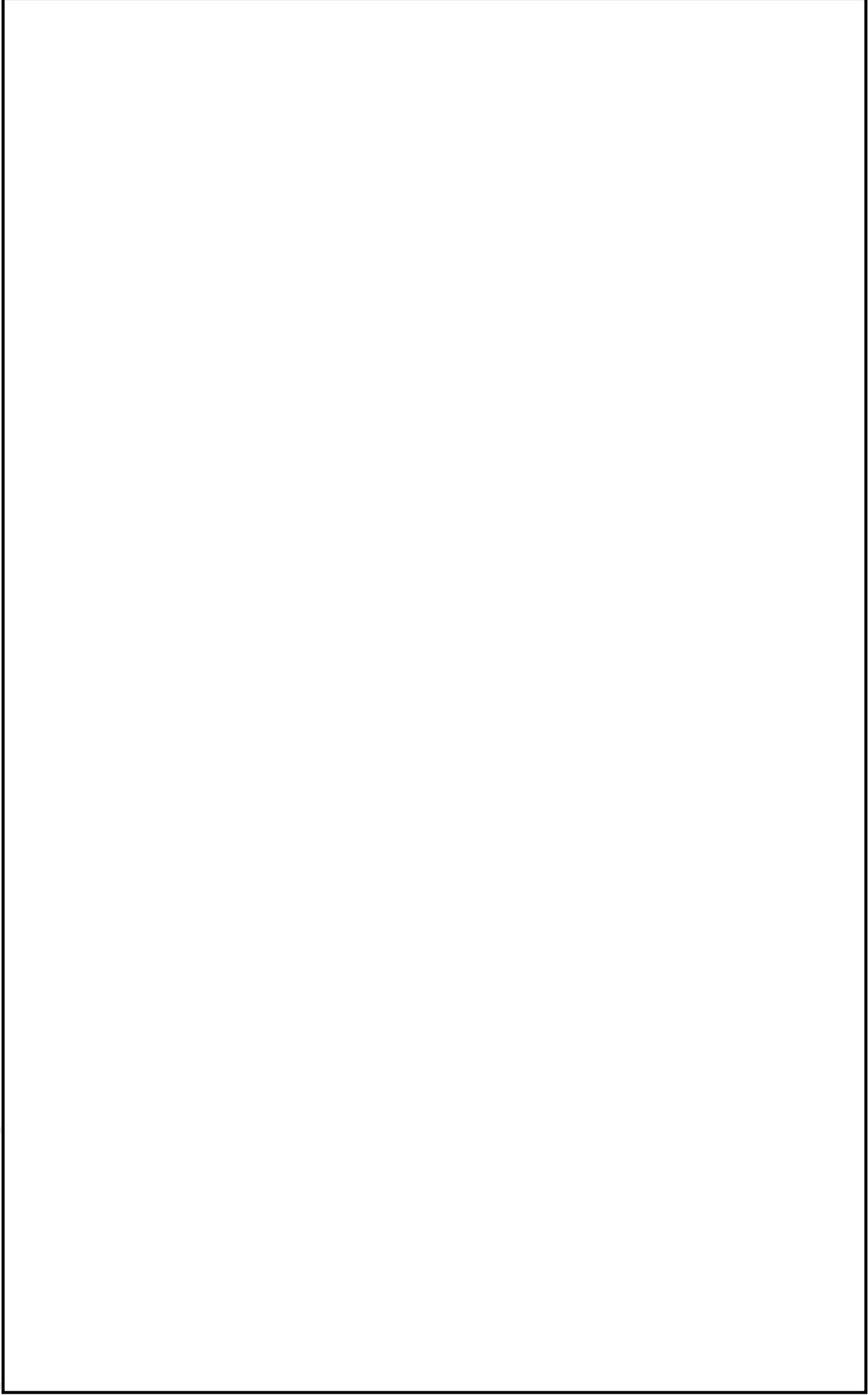


図1 原子炉建物 4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

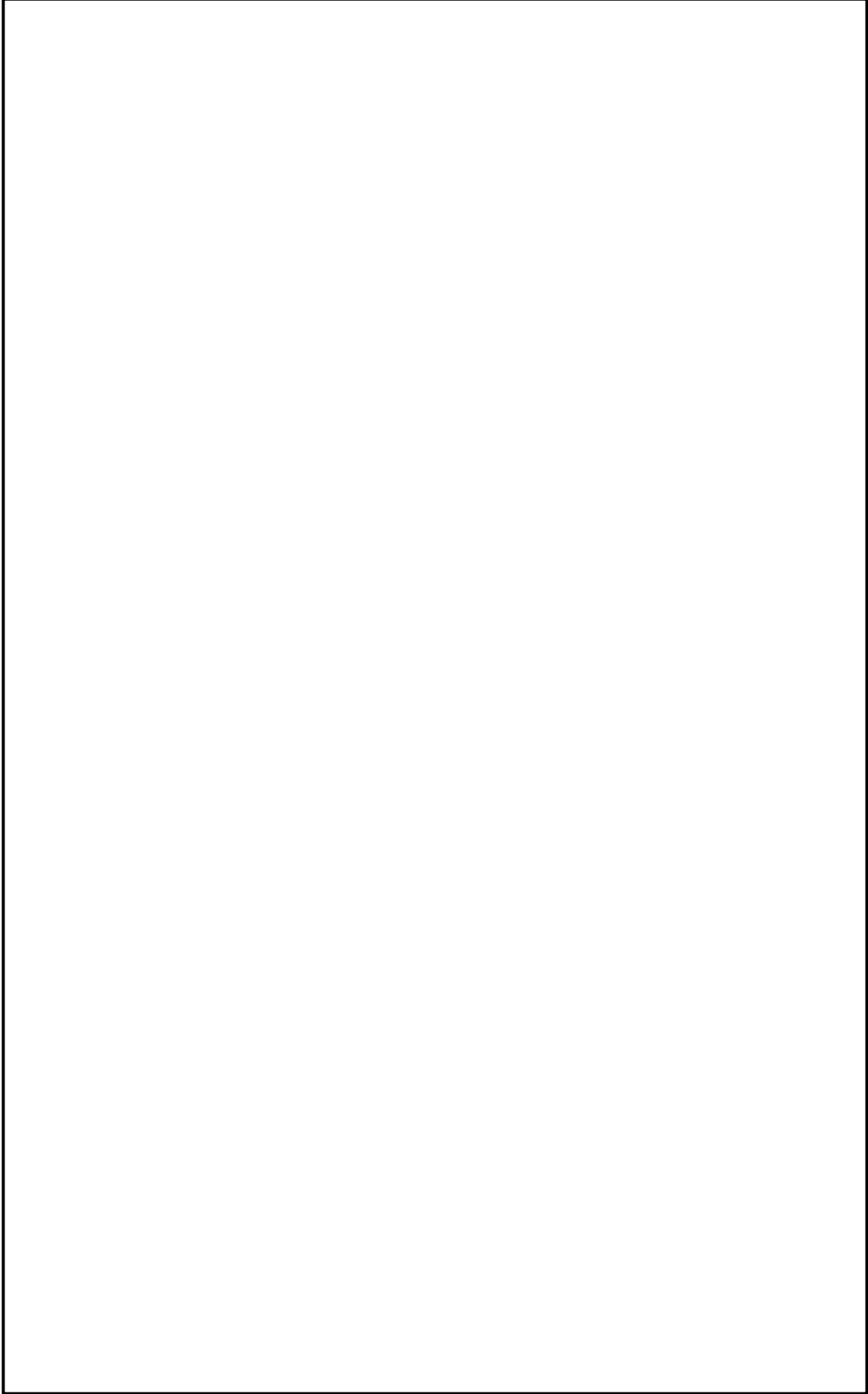


図2 原子炉建物3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

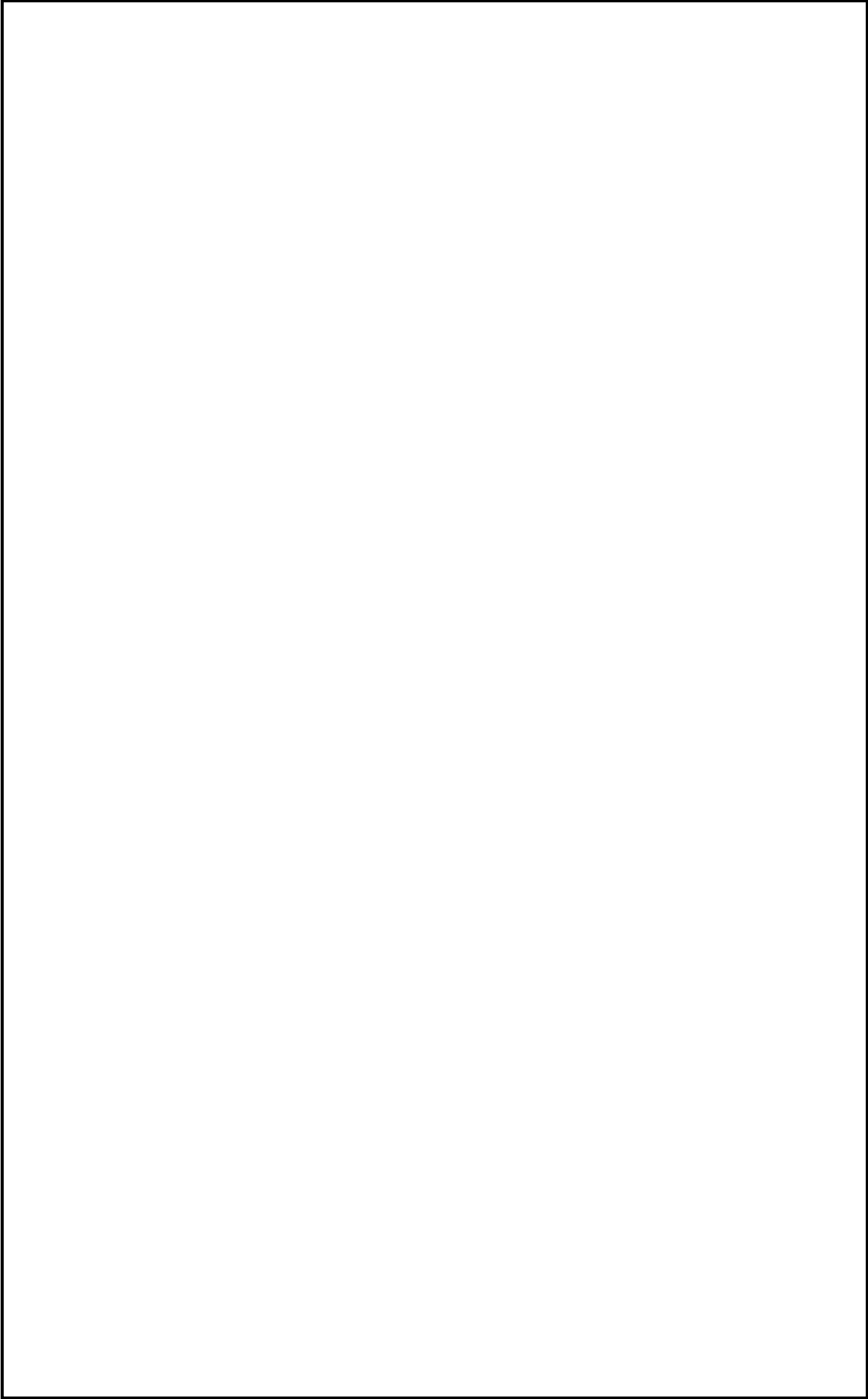


図3 原子炉建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

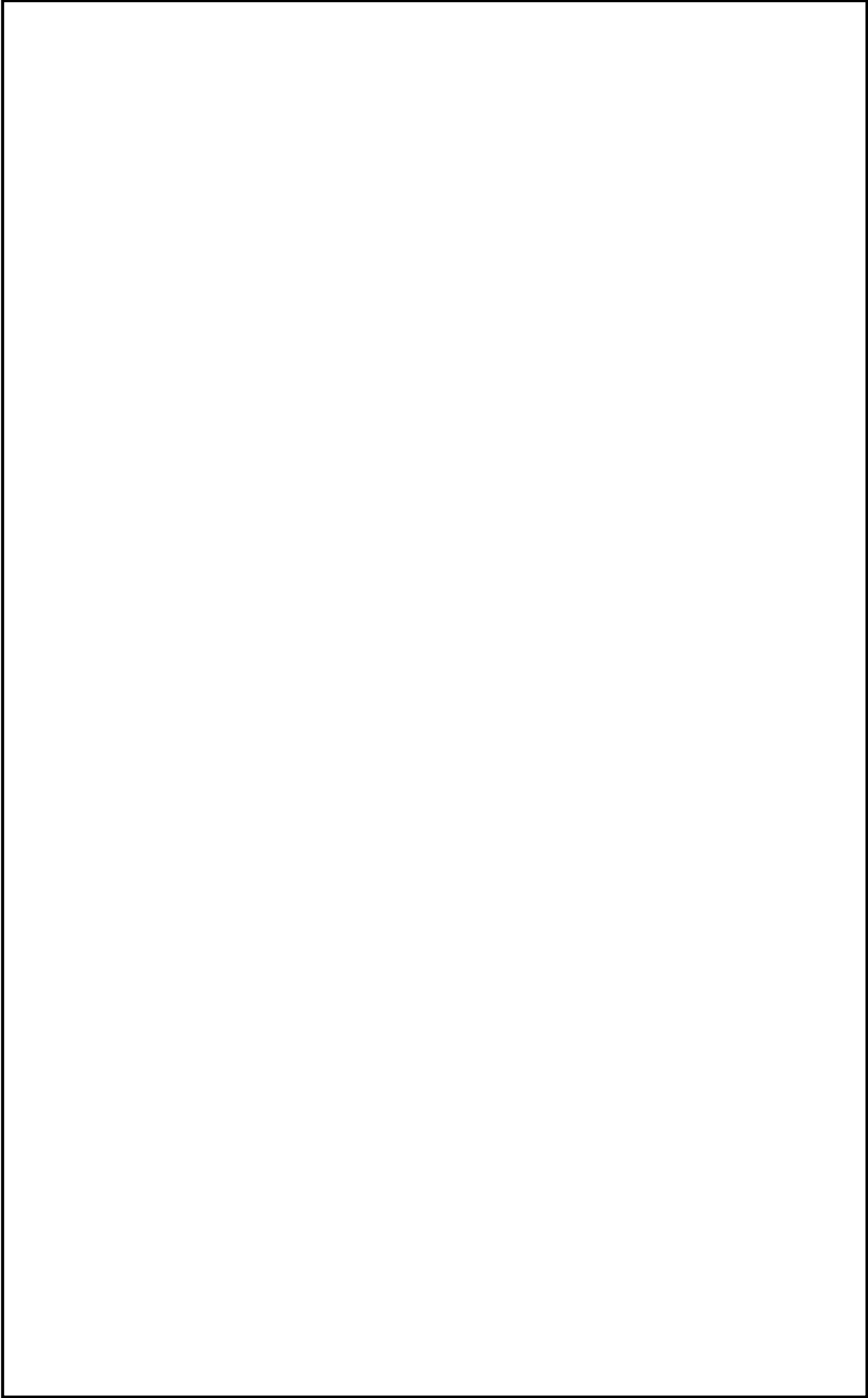


図4 原子炉建物1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

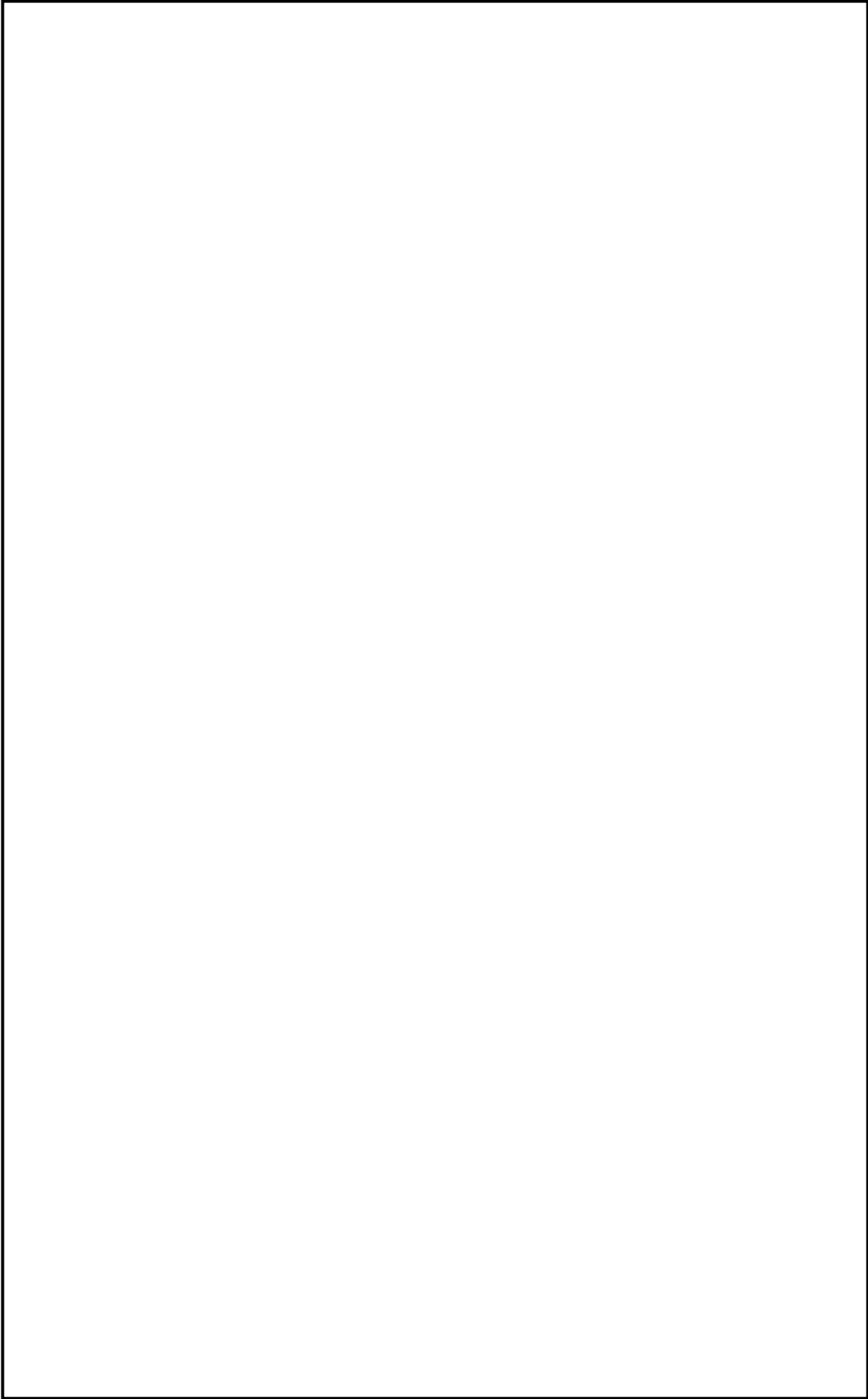


図5 原子炉建物地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図6 原子炉建物地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

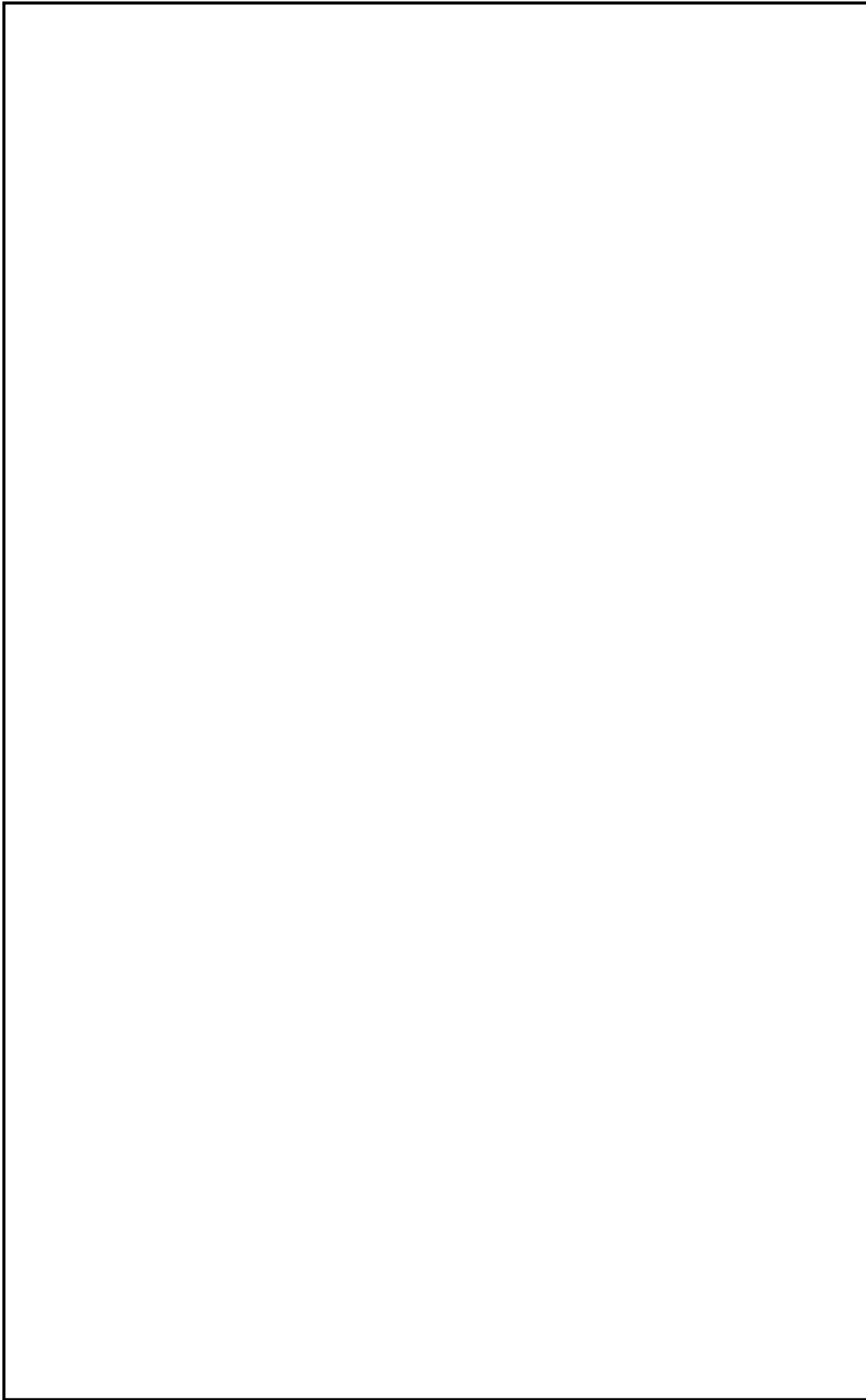


図7 廃棄物処理建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図8 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

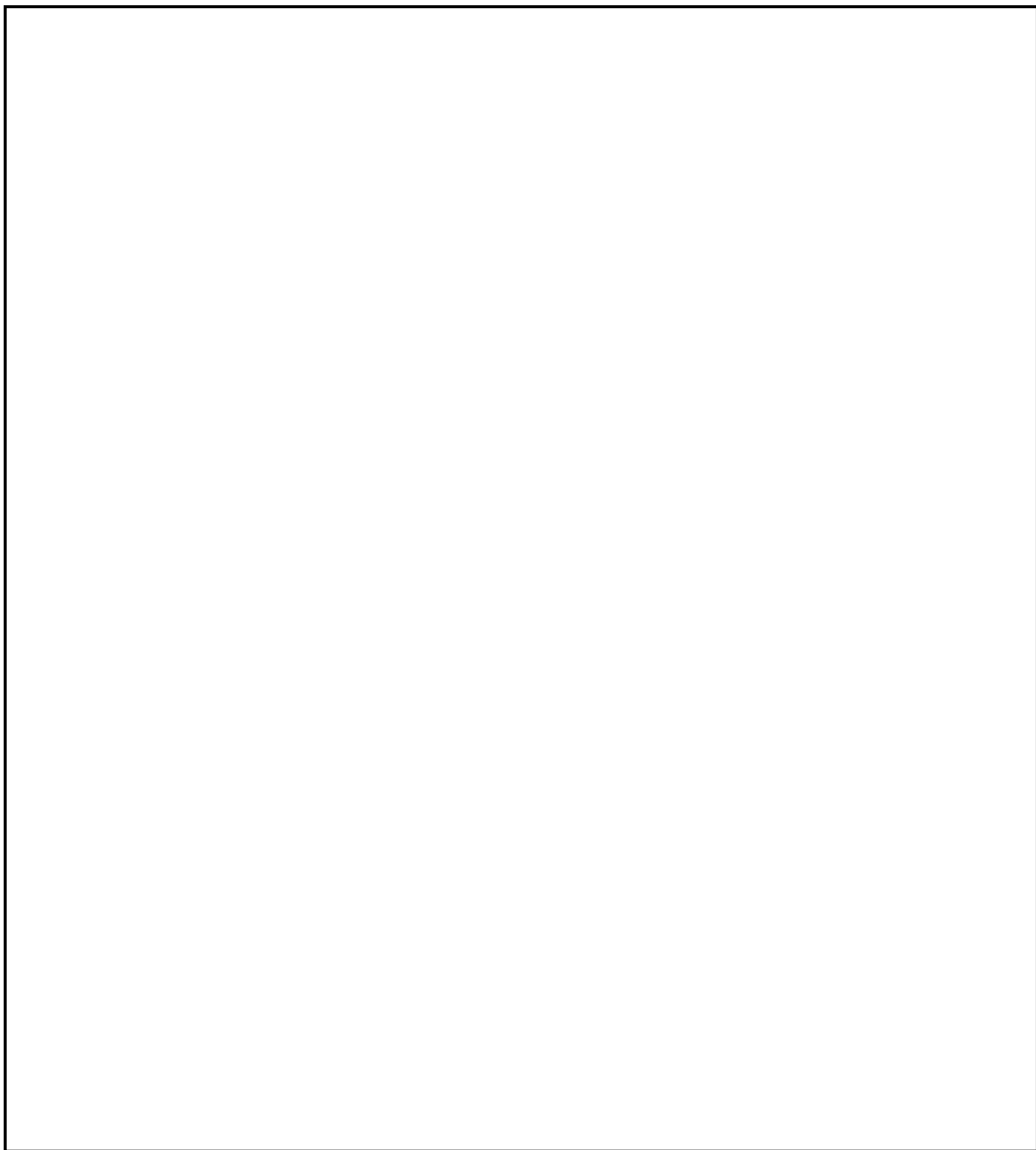


図 9 原子炉建物 3 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構

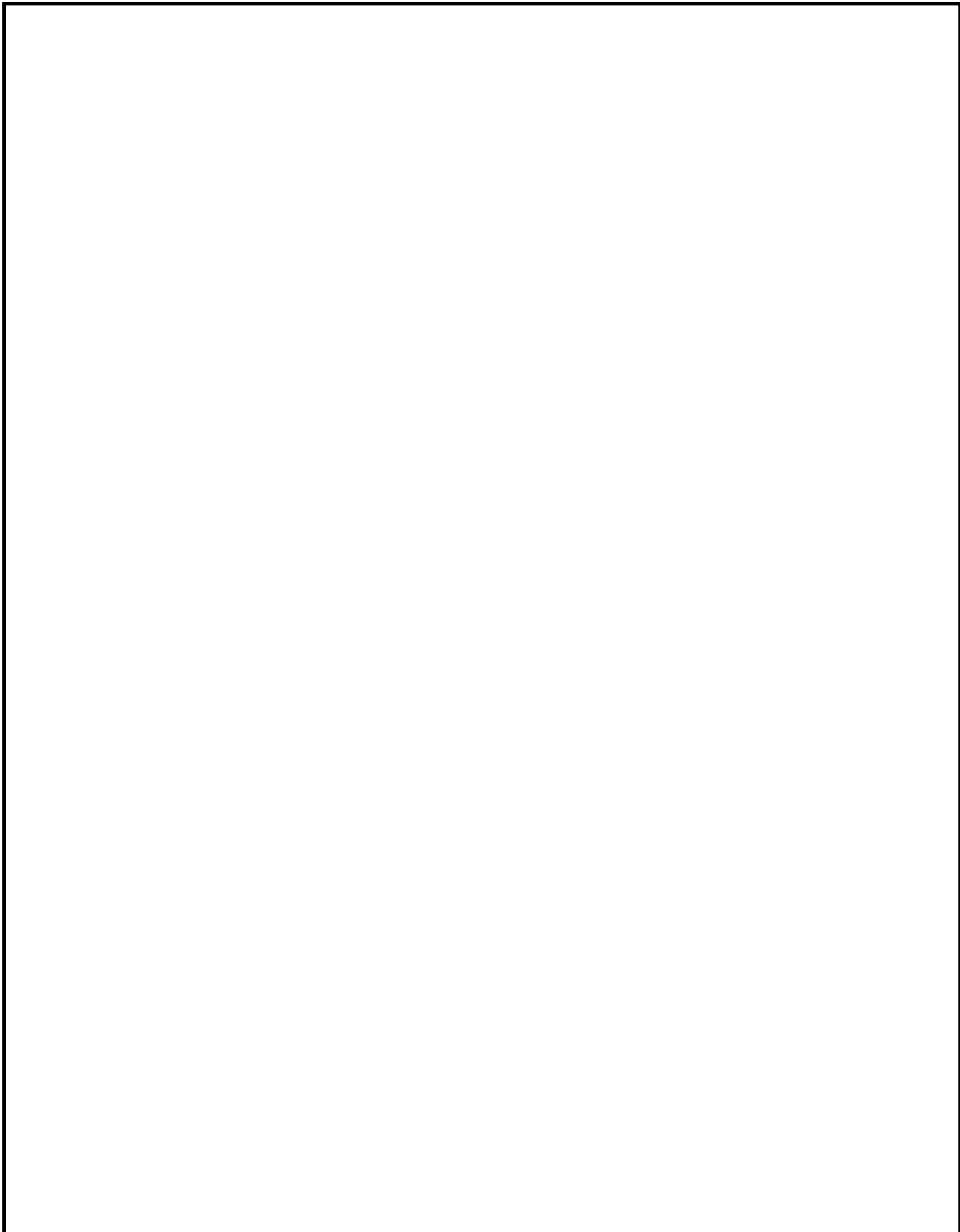


図 10 原子炉建物 2 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

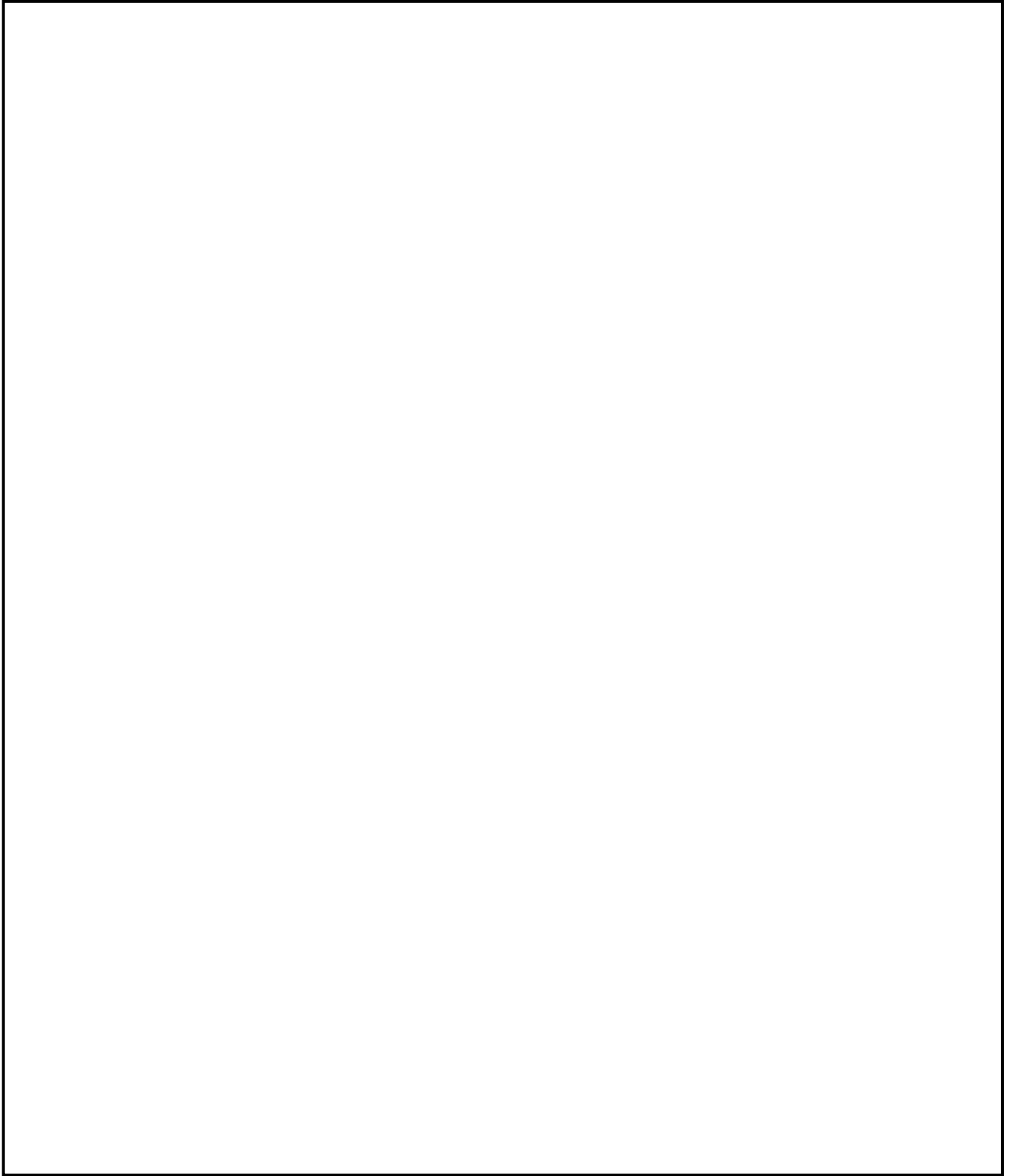


図 11 原子炉建物 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

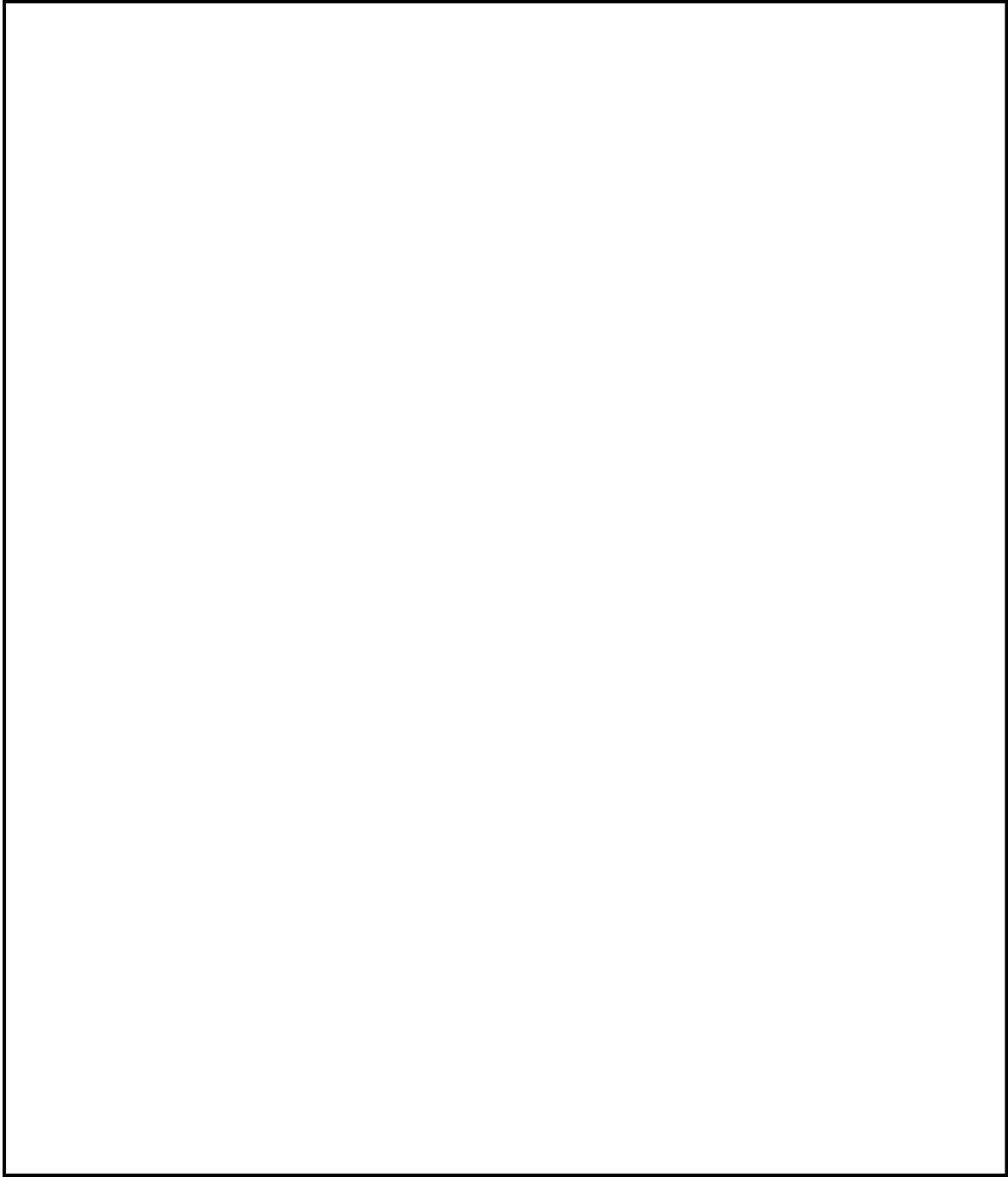


図 12 原子炉建物地下 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

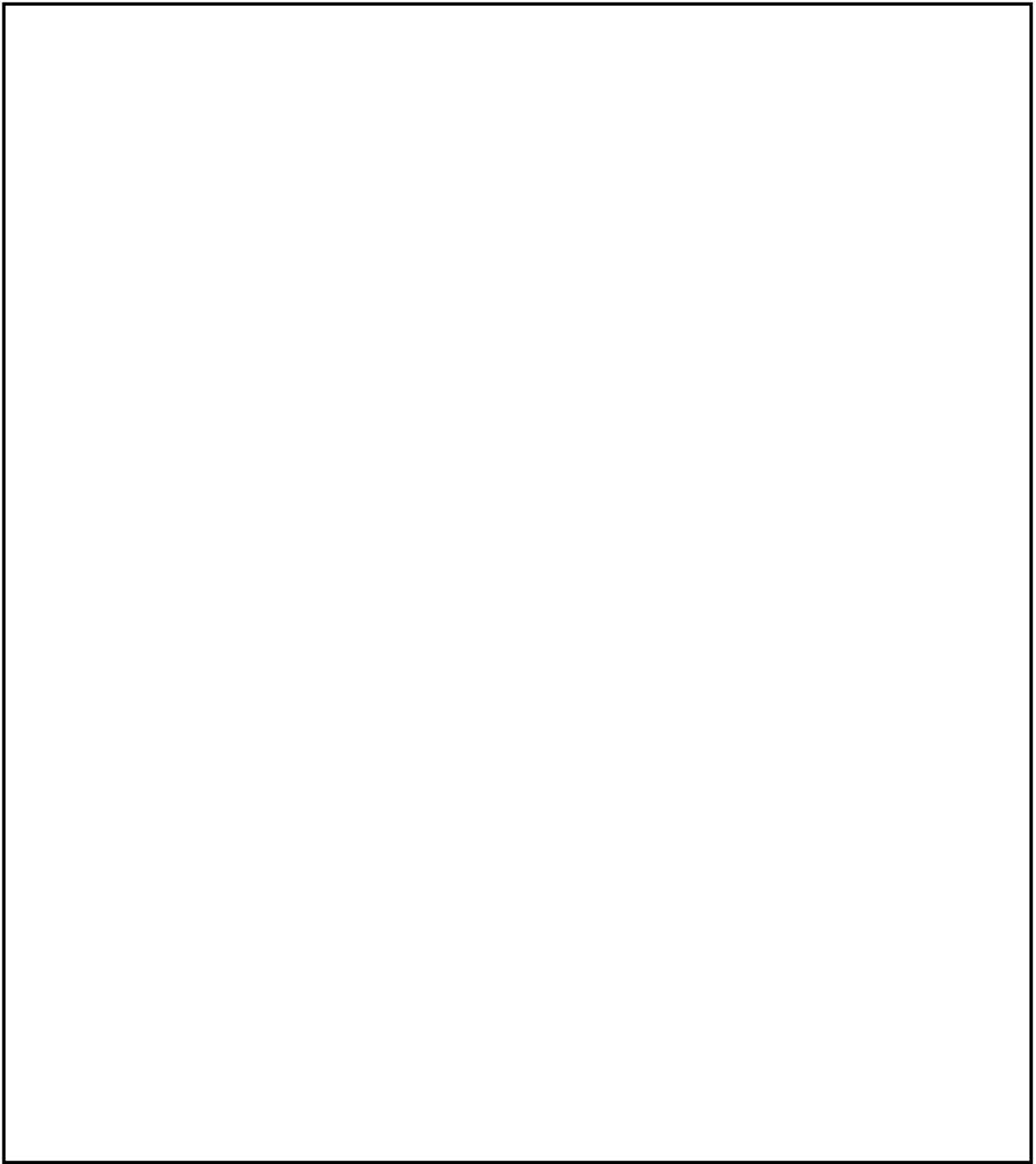


図 13 真空破壊弁設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-4
系統図

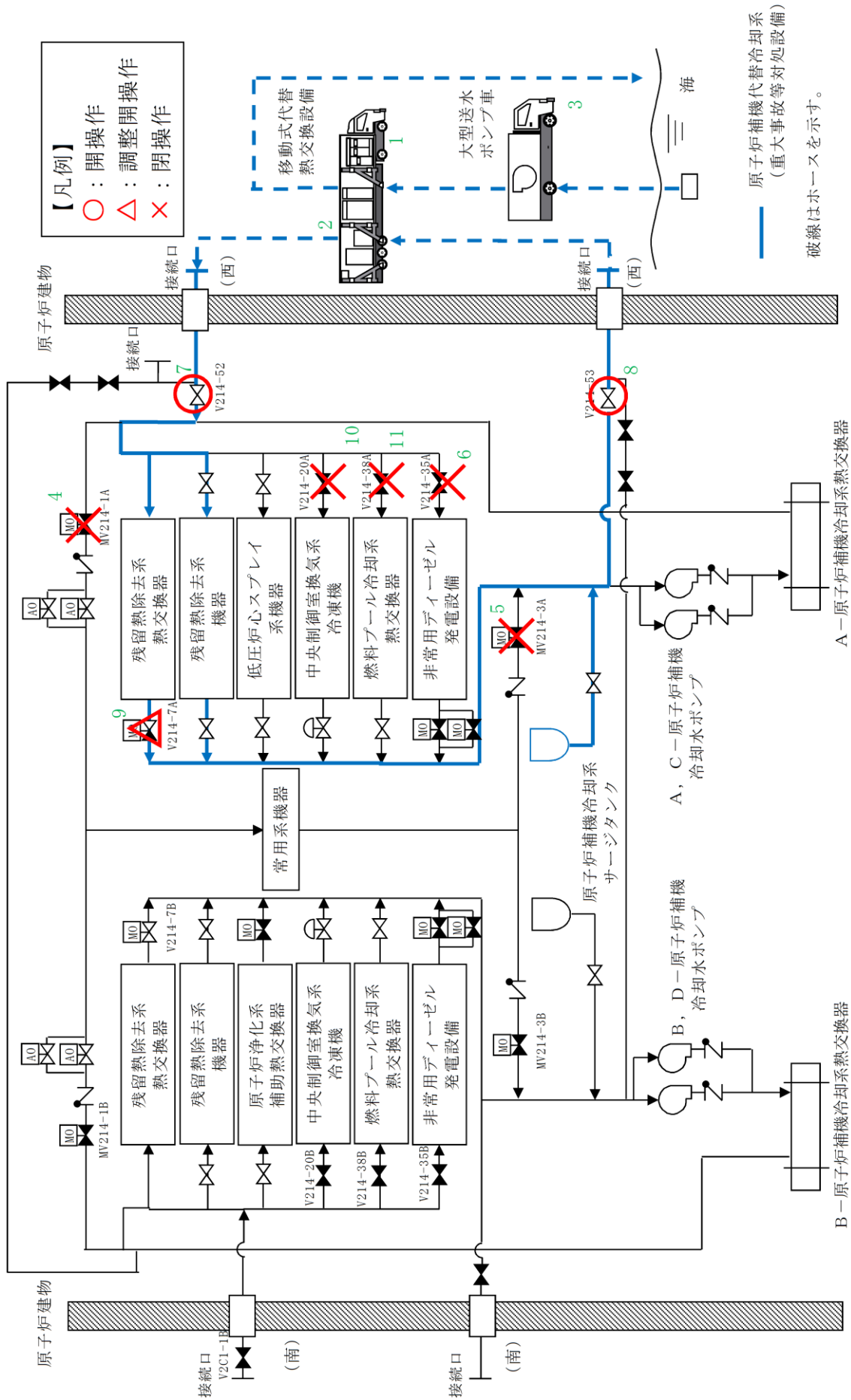


図1 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系)

表 1 原子炉補機代替冷却系機器リスト (A系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W A-D E G 冷却水入口弁
7	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
8	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
9	A-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

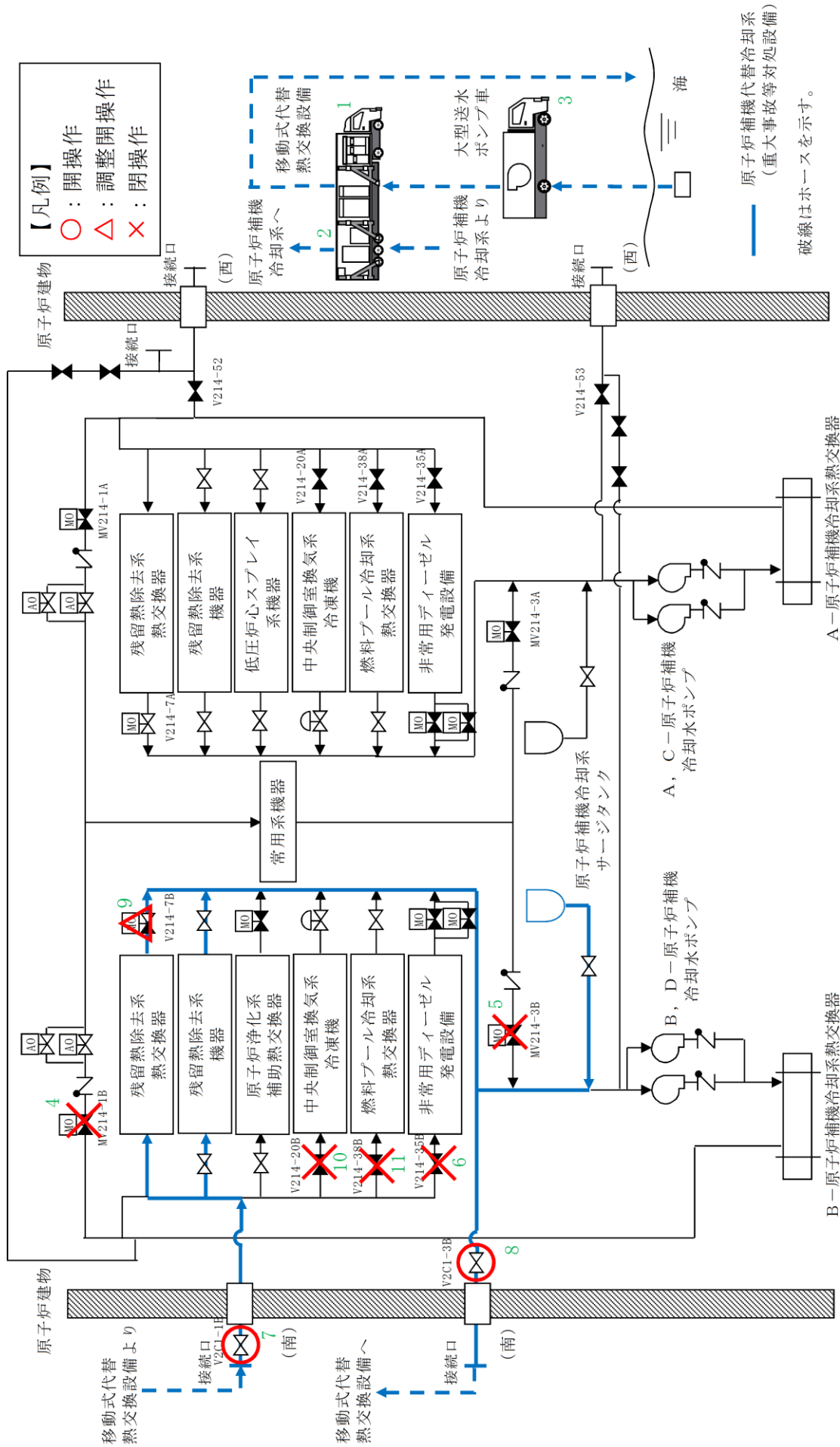


図 2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B 系)

表 2 原子炉補機代替冷却系機器リスト (B系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W B-D E G 冷却水入口弁
7	A H E F B-供給配管止め弁
8	A H E F B-戻り配管止め弁
9	B-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W B-F P C 熱交冷却水入口弁

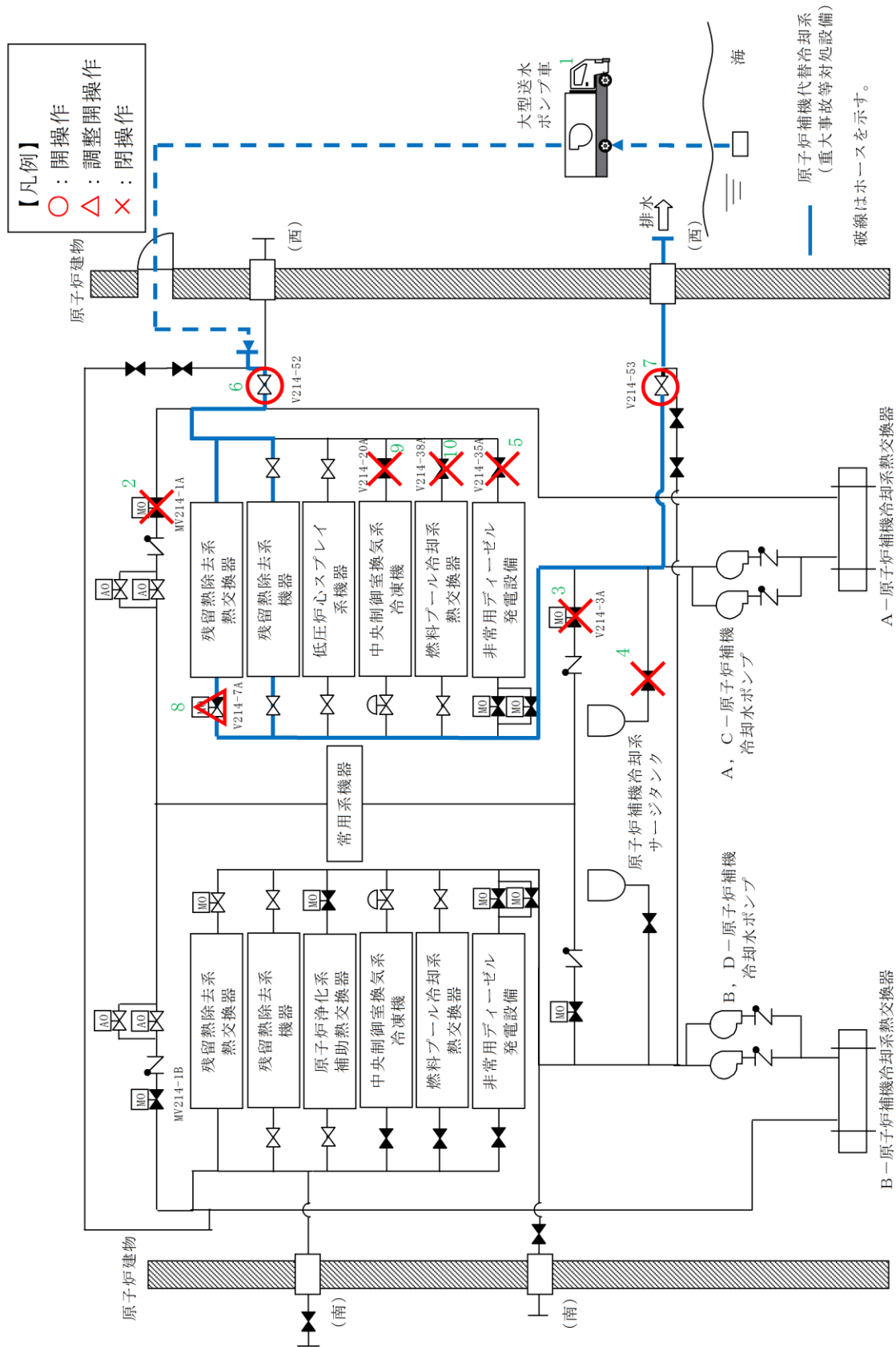


図3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内接続口)

表3 原子炉補機代替冷却系機器リスト（屋内接続口）

No.	機器名称
1	大型送水ポンプ車
2	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
3	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
4	A-R C W サージタンク 出口弁
5	R C W A-D E G 冷却水入口弁
6	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
7	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
8	A-R H R 熱交冷却水出口弁
9	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
10	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

48-5
試験及び検査

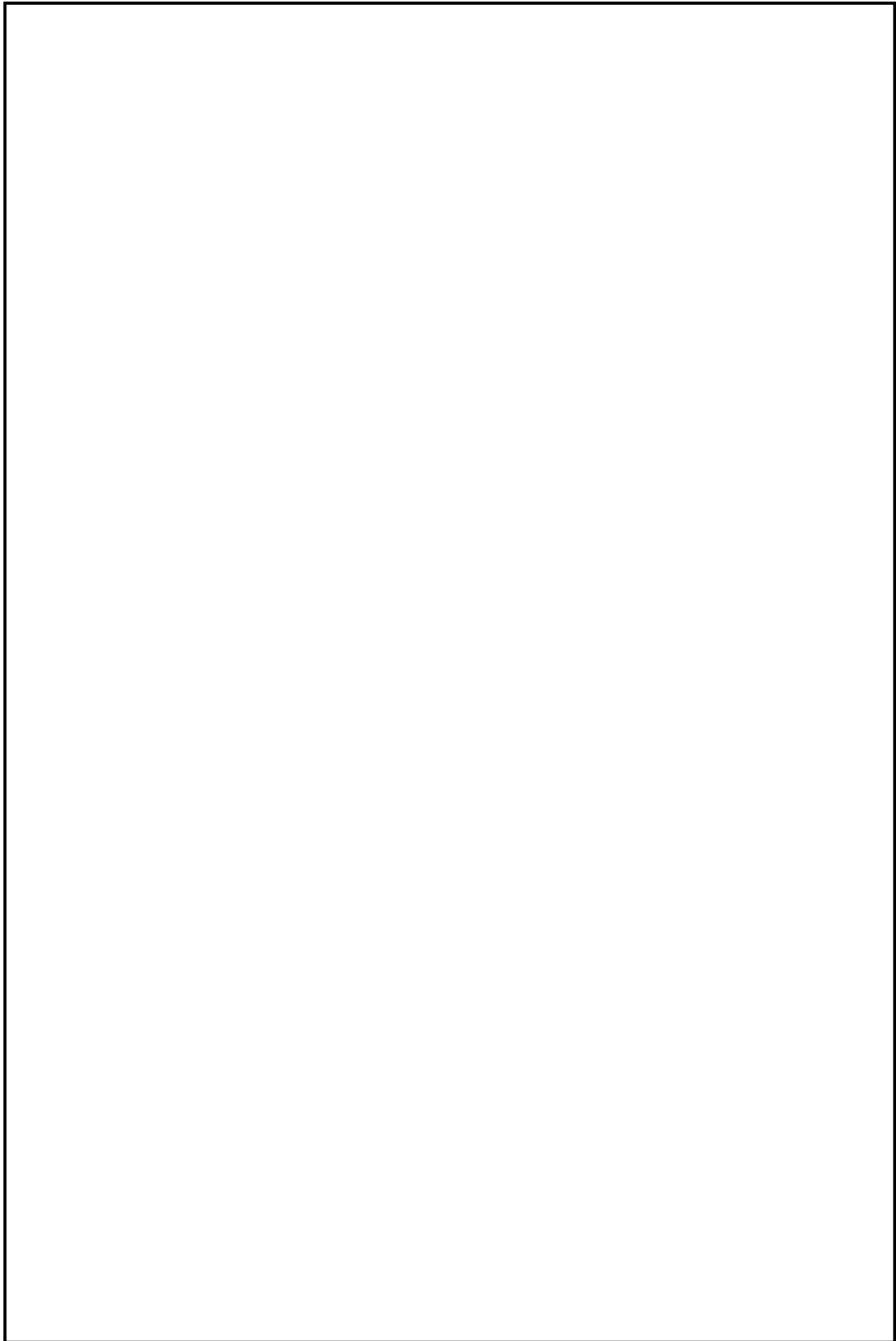


図1 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

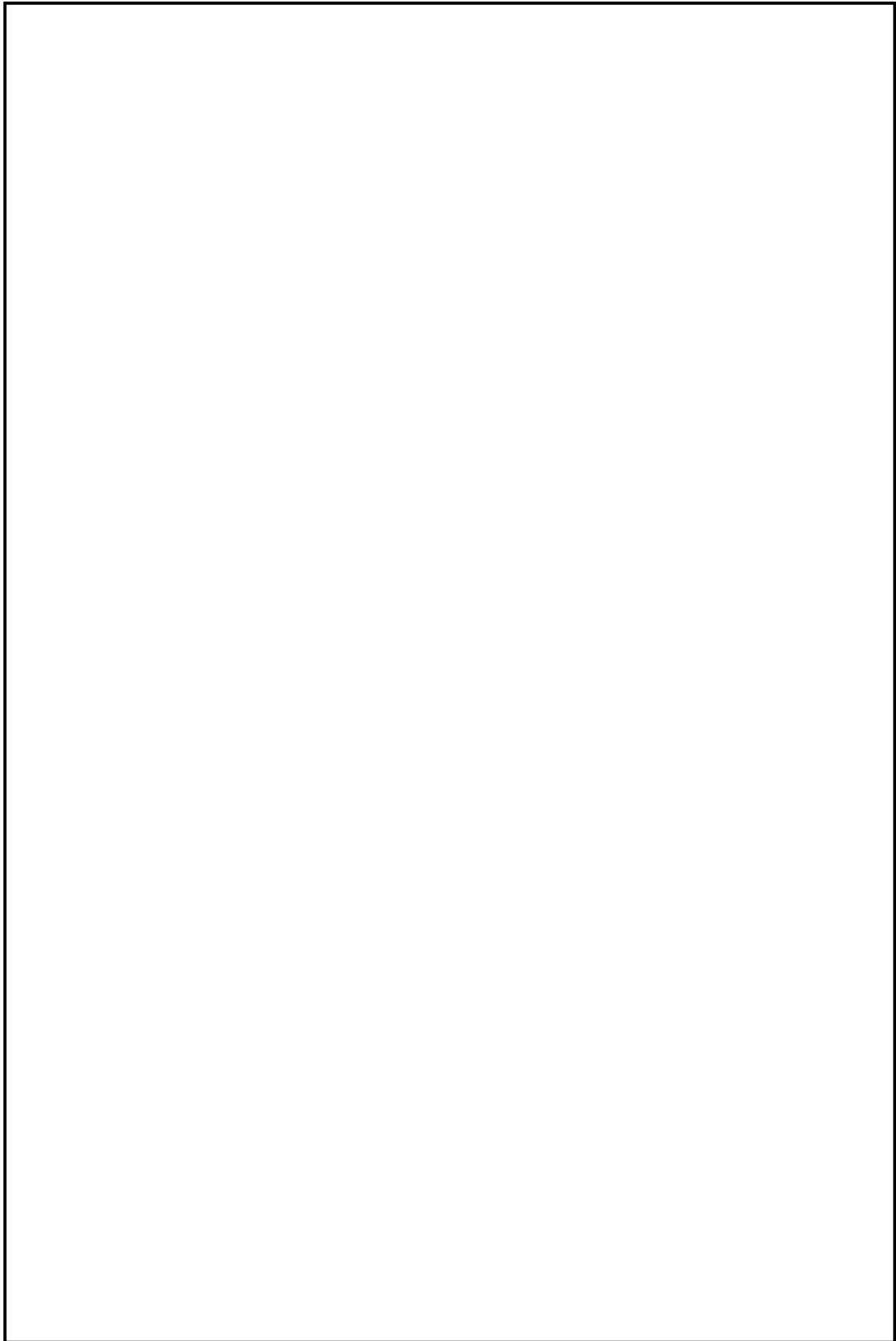


図 2 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

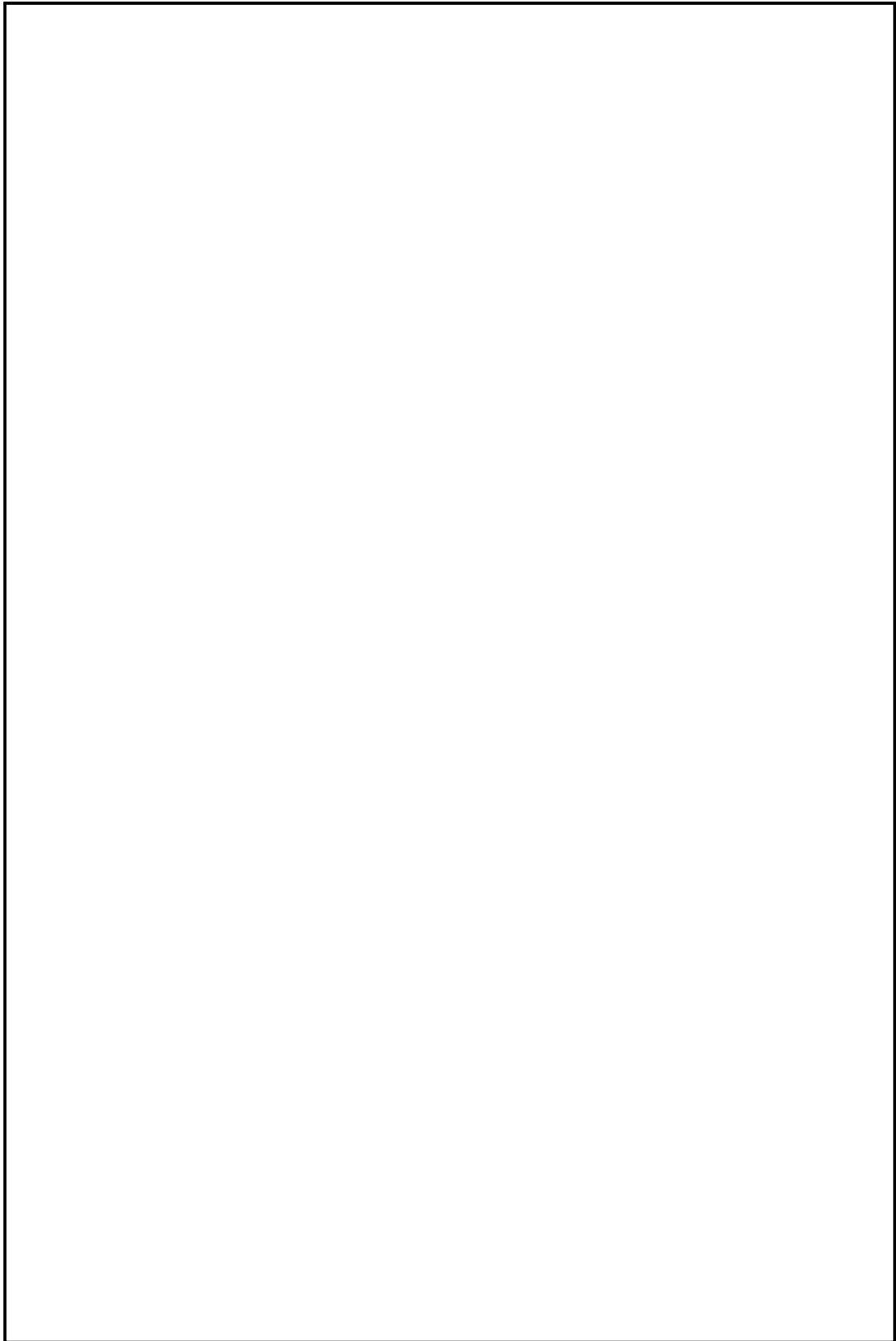


図3 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

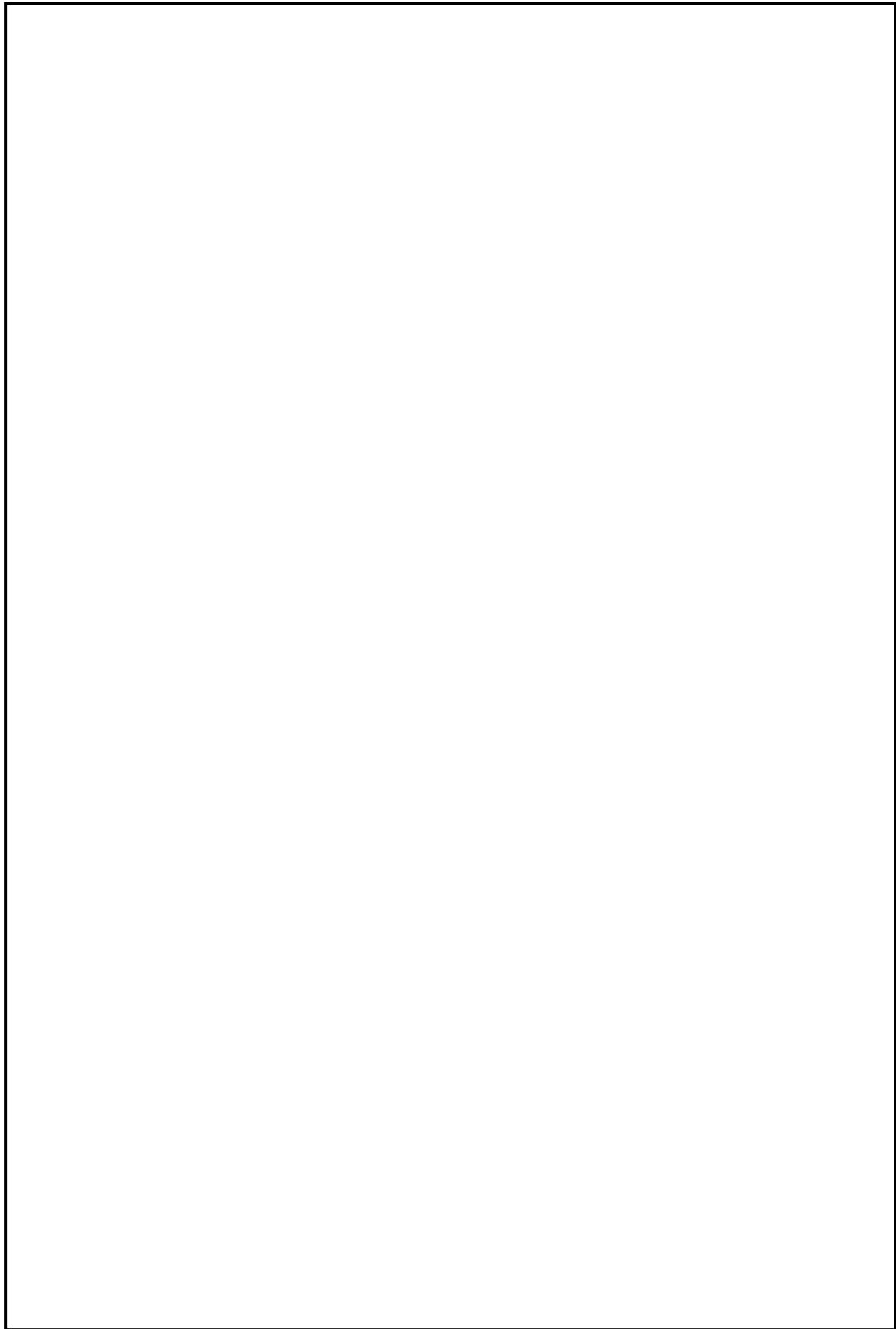


図 4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

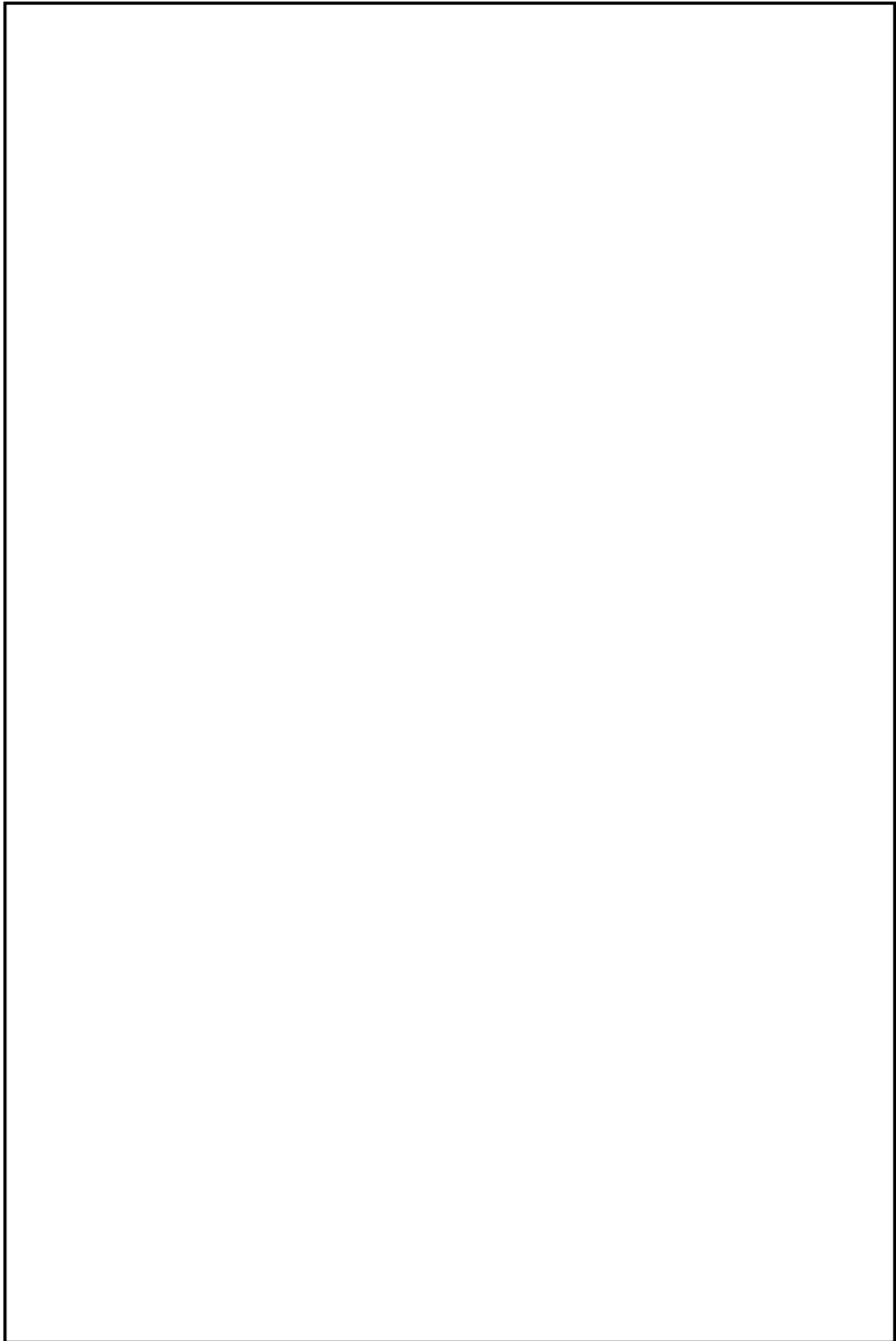


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-6 容量設定根拠

名 称	移動式代替熱交換設備	
個 数	式	2 (予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /式	
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】

移動式代替熱交換設備は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

移動式代替熱交換設備は 2 式設置し、移動式代替熱交換設備内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備の容量は、原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱に残留熱除去ポンプの補機冷却分を加えた熱量を 2 基の熱交換器で十分に除去できる容量として、約 23MW/式とする。

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

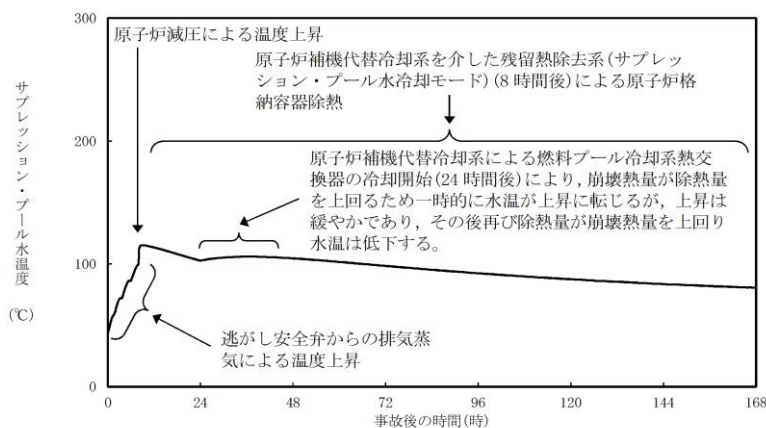


図 1 サプレッション・チェンバ水温の推移

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、運用上上限となる海水入口圧力以上である1.00MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

3.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）の最高使用温度は、必要除熱量23MWに対し、海水入口温度30℃、冷却水供給温度35℃とした場合の海水出口温度約56℃に余裕を考慮し、65℃とする。

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 68.3^\circ\text{C}$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 55.8^\circ\text{C}$$

Q : 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量 = 23.0MW (82,800,000kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

T_{a2} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 出口温度 = 35.0°C

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

T_{b2} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 入口温度 = 30.0°C

ρ₁ : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ₂ : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C₁ : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

C₂ : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln \{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$$
$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個}$$

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より、移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、 $\boxed{}$ m²/式とする。

名 称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ		
個 数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)	
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注 1) (300 (注 2))	
全 揚 程	m	□ 以上 (注 1) (75 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.37	
最 高 使 用 温 度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/台	□ 以上 (注 1) (110 (注 2))	
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】

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は 75m とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (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) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 2 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))

以上より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る 110kW/台とする。

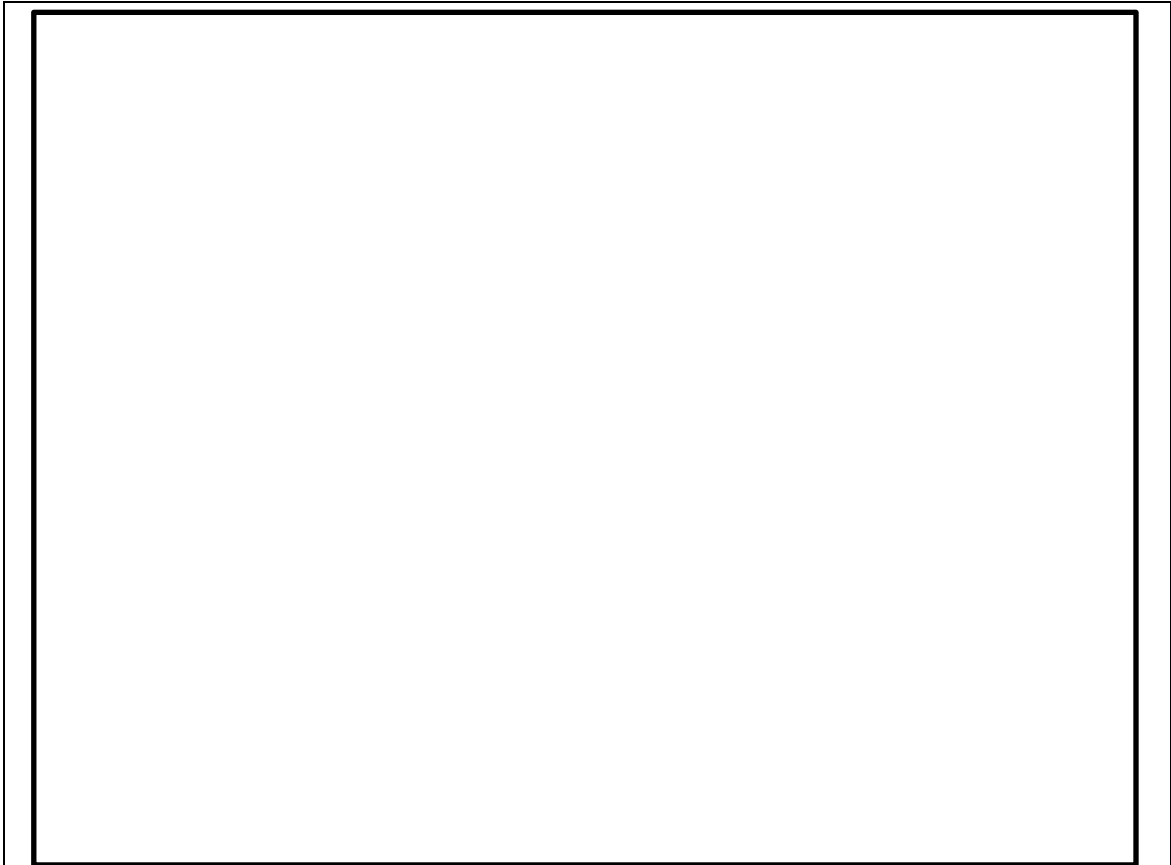


図 2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa	0.99 以上 (注 1) (1.2 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
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	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m³/h の合計である 900m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。</p> <p>なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。</p> <p>具体的には、図 1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。</p>		

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

移動式代替熱交換設備への送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:		0.35MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:		0.99 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.99MPa[gage]以上とし、1.2MPa[gage]とする。

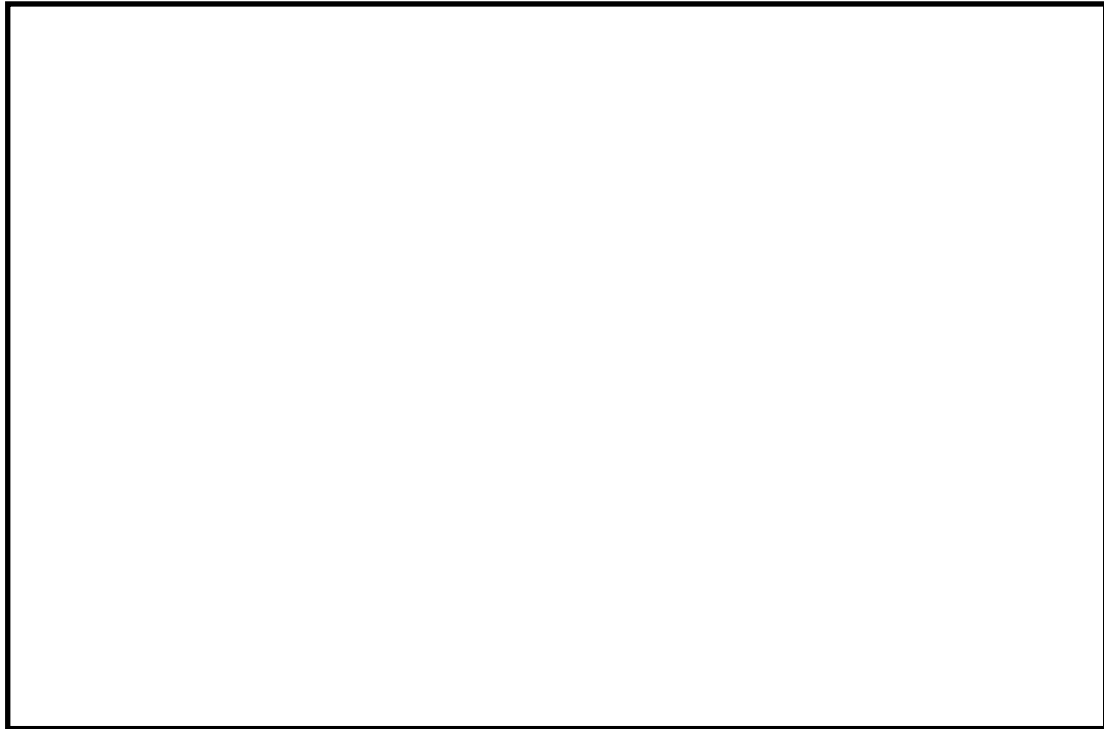


図3 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、以下の通り、使用条件下において送水ポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 $780\text{m}^3/\text{h}$ と同時に輪谷貯水槽（西）への海水補給 $120\text{m}^3/\text{h}$ も行うため、取水ポンプの流量は $900\text{m}^3/\text{h}$ として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図4に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.5m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.5m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m ）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 $900\text{m}^3/\text{h}$ を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m であり、ホース圧損（約 2m ）と静水頭（約 16.5m ）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約 30m （ $=50\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$ ））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

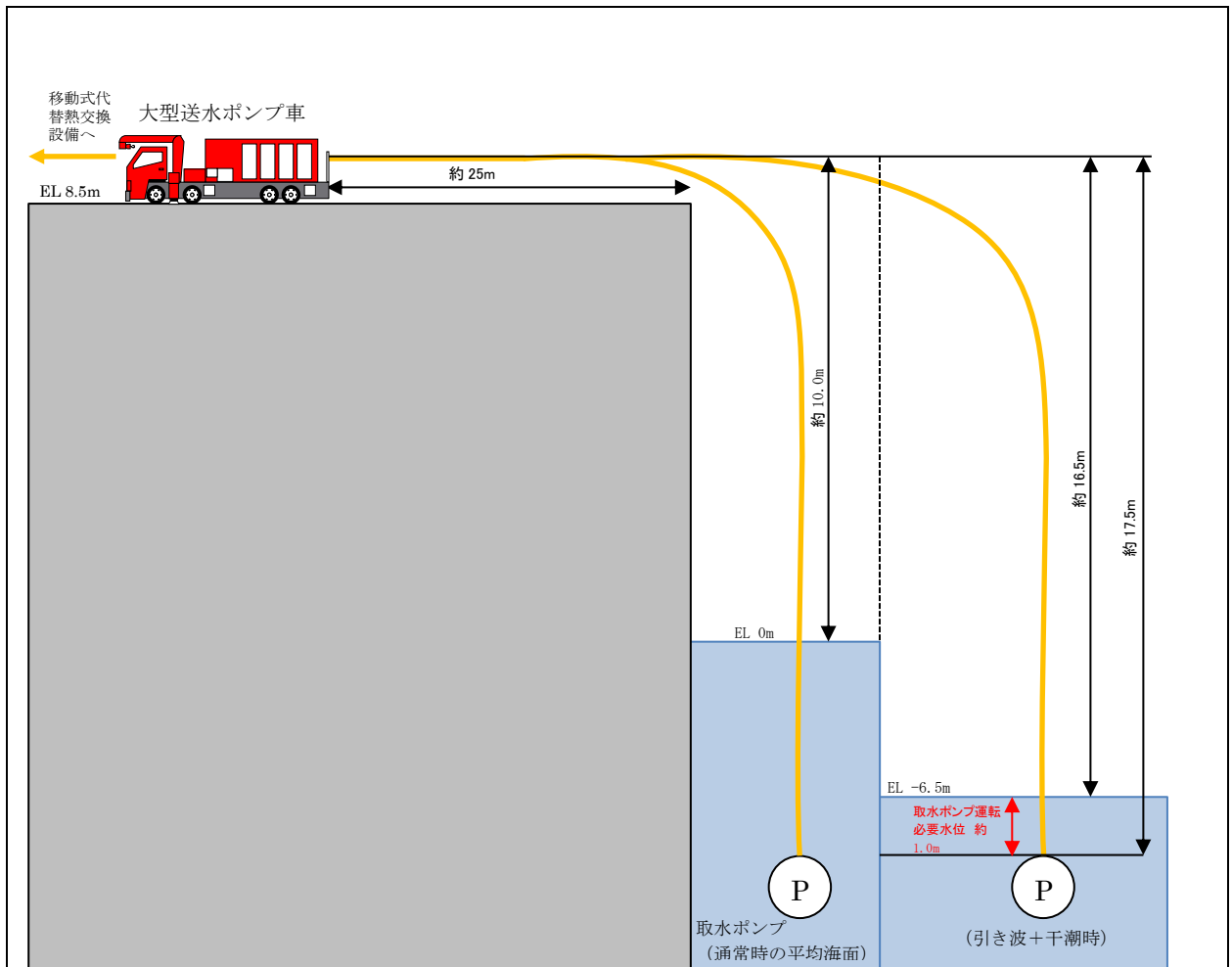


図4 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である 1.4MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度が 30℃の裕度を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機については、必要な性能を発揮する出力を有するものとして 1,193 kW とする

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

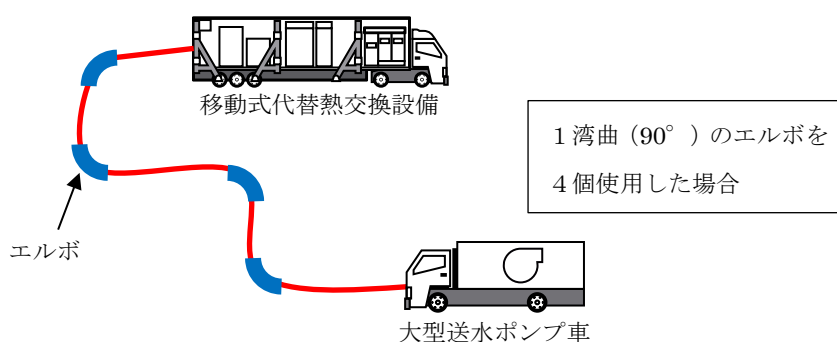


図5 想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

<流量エルボ1個（90°）あたりの圧力損失： h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta Re^{-0.2} (\rho/d)^{0.9}$$

$$Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$$

ここで $R_e = v d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度, α は表7のように与えられる

表1 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ($\rho / d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho / d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06 (\rho / d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$\nu = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$\begin{aligned} v &= 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots \\ &\approx 3.99 [\text{m/s}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e &= v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000 \\ &\approx 6.6 \times 10^5 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} R_e (d / \rho)^2 &= 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2 \\ &\approx 165519 > 364 \text{ より} \end{aligned}$$

ここで

$$\begin{aligned} \rho / d &= 0.596 / 0.2979 \\ &= 2.00067 \dots \\ &\approx 2 \end{aligned}$$

であるため

$$\begin{aligned} \alpha &= 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96} \\ &= 2.085319 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \zeta_b &= 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84} \\ &= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84} \\ &= 0.148346 \dots \end{aligned}$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

48-7 接続図

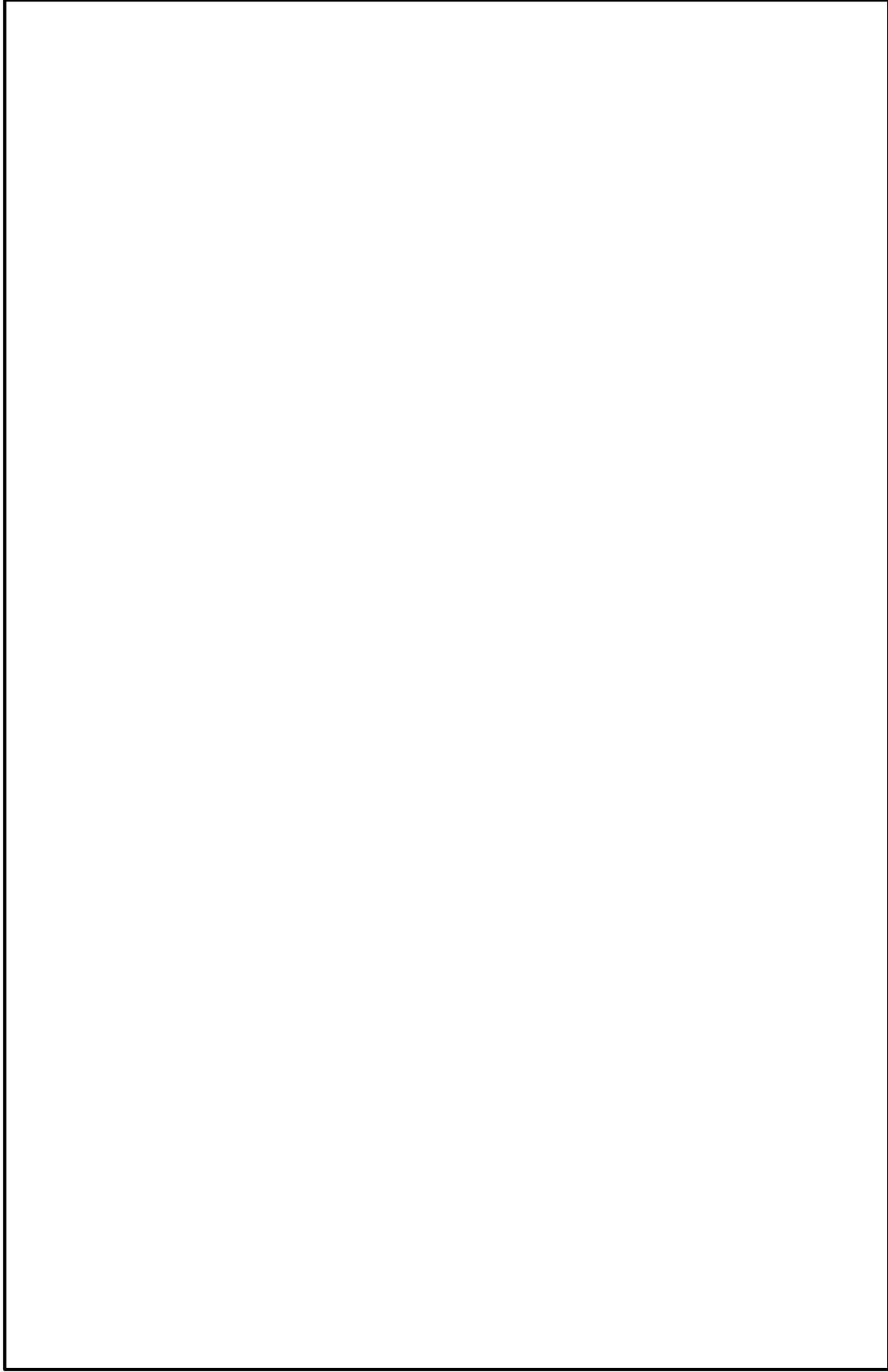


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-8 保管場所図

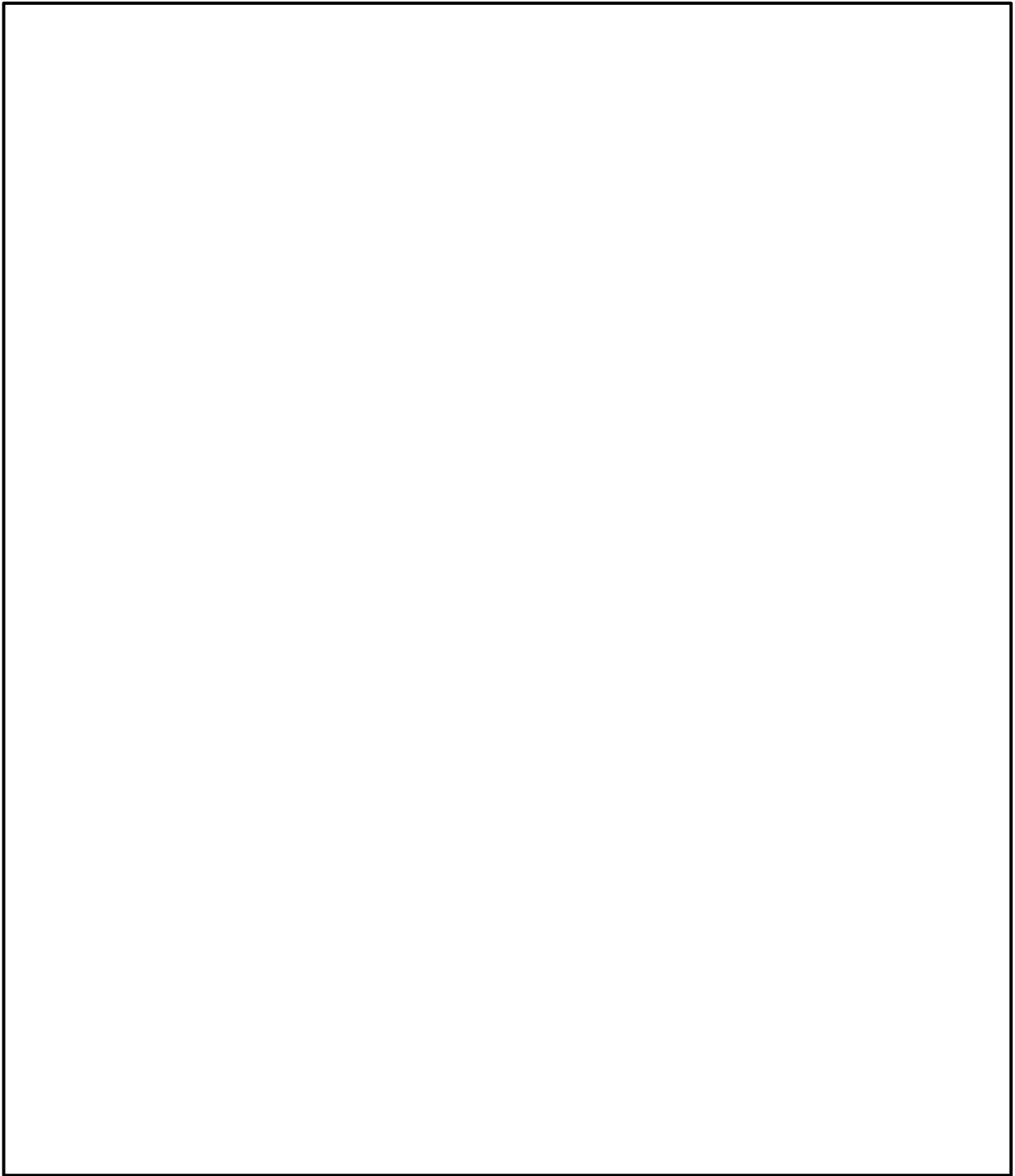


図1 屋外保管場所配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-9 アクセスルート図

島根原子力発電所2号炉『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

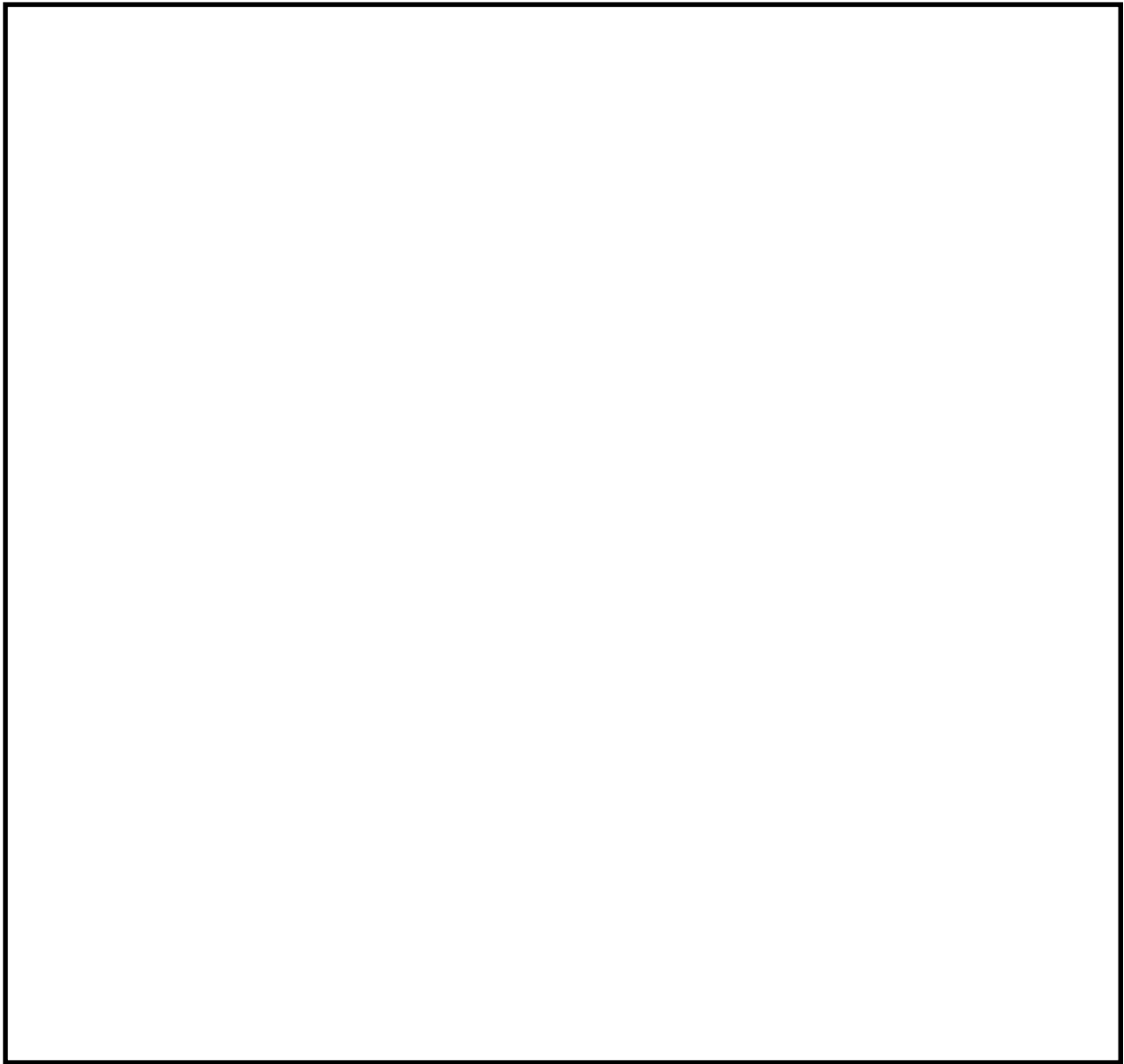


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-10
その他設備

【自主対策設備】

1. 大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の実施

大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は、移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に、大型送水ポンプ車により海水を外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

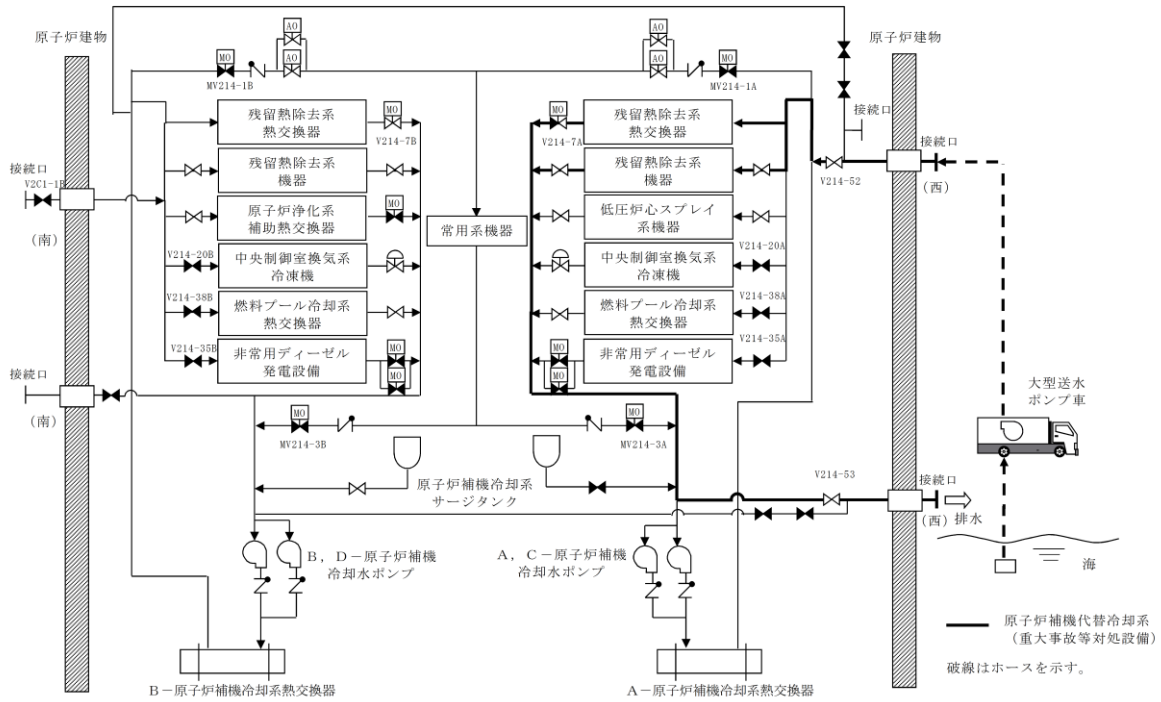


図1 大型送水ポンプ車による除熱（A系の例） 概略系統図

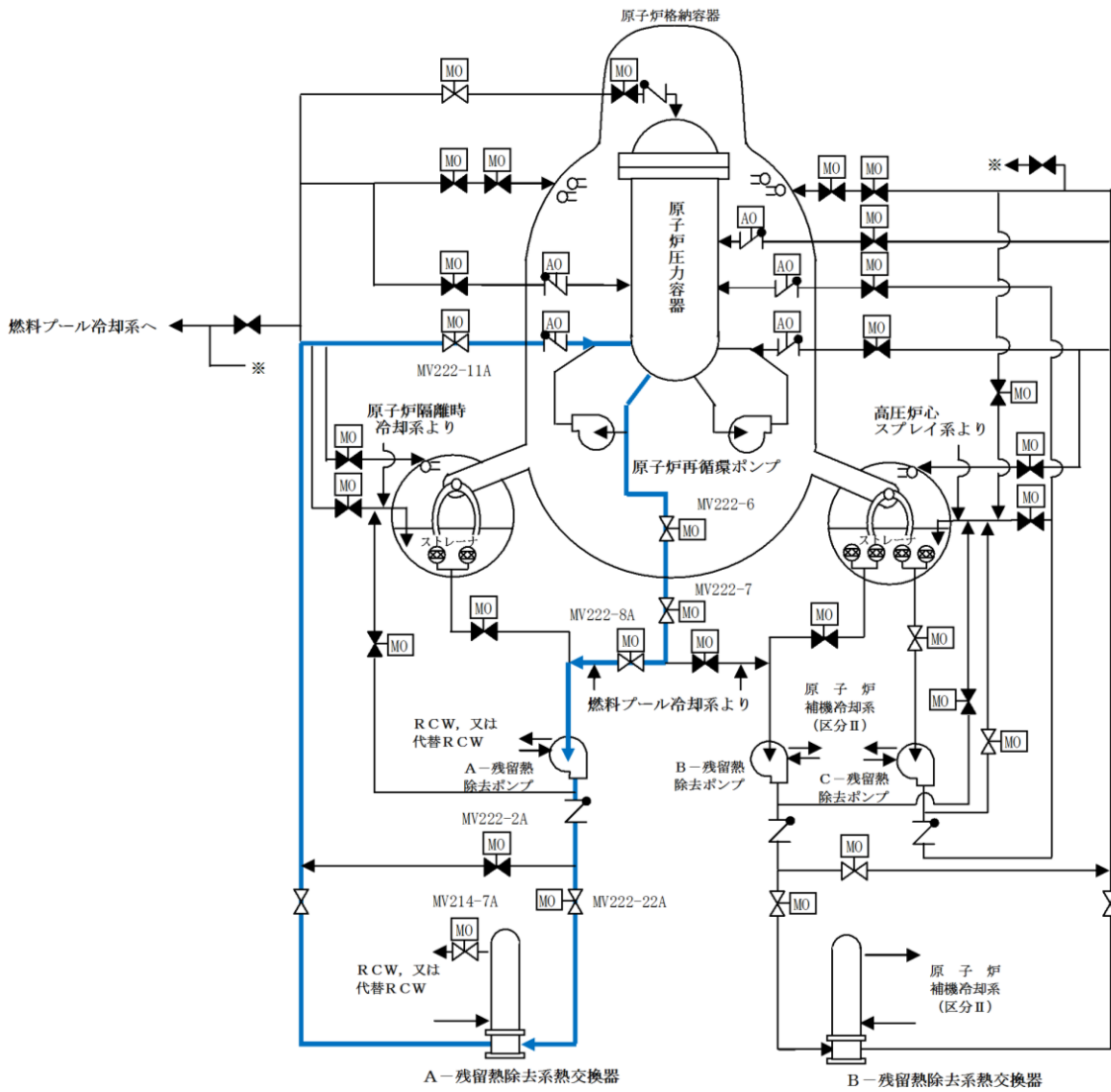


図2 A-残留熱除去系による原子炉除熱 概略系統図

2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。

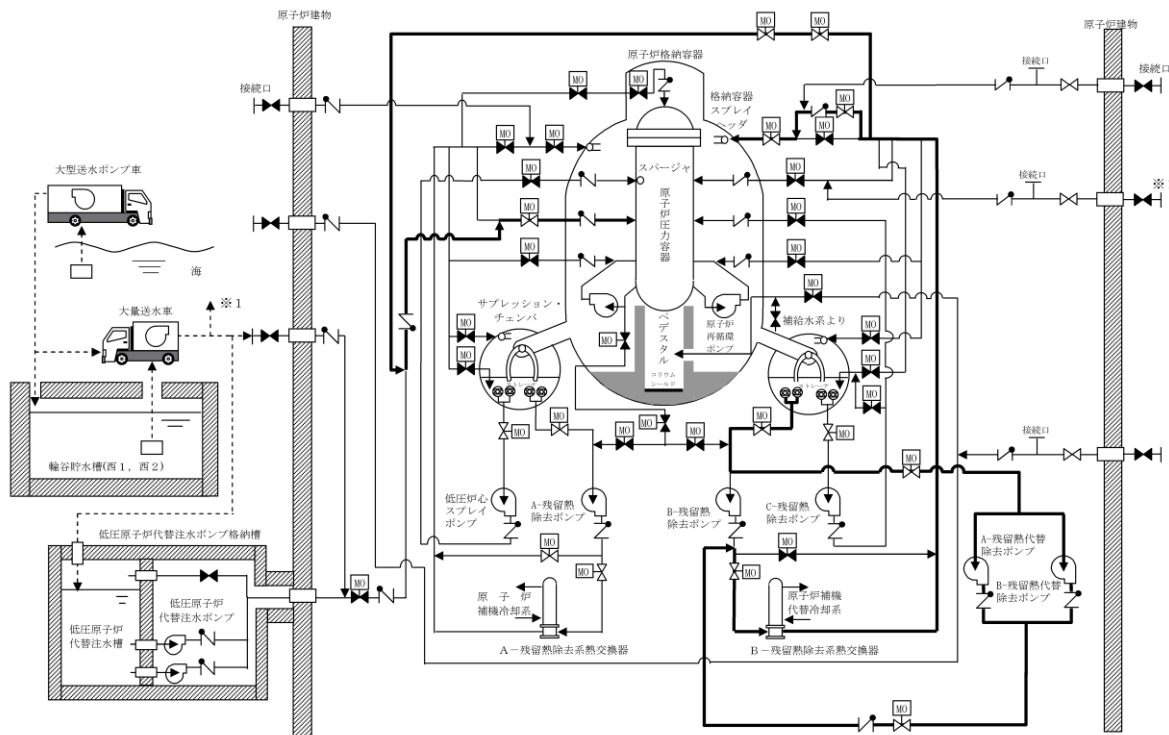


図3 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統概要図

移動式代替熱交換設備の構造について

原子炉補機代替冷却系（図4）の移動式代替熱交換設備は図5で示す通りポンプ2台、熱交換器2基、ストレーナ2基で構成される。熱交換器は大型送水ポンプ車により通水した海水により冷却される。

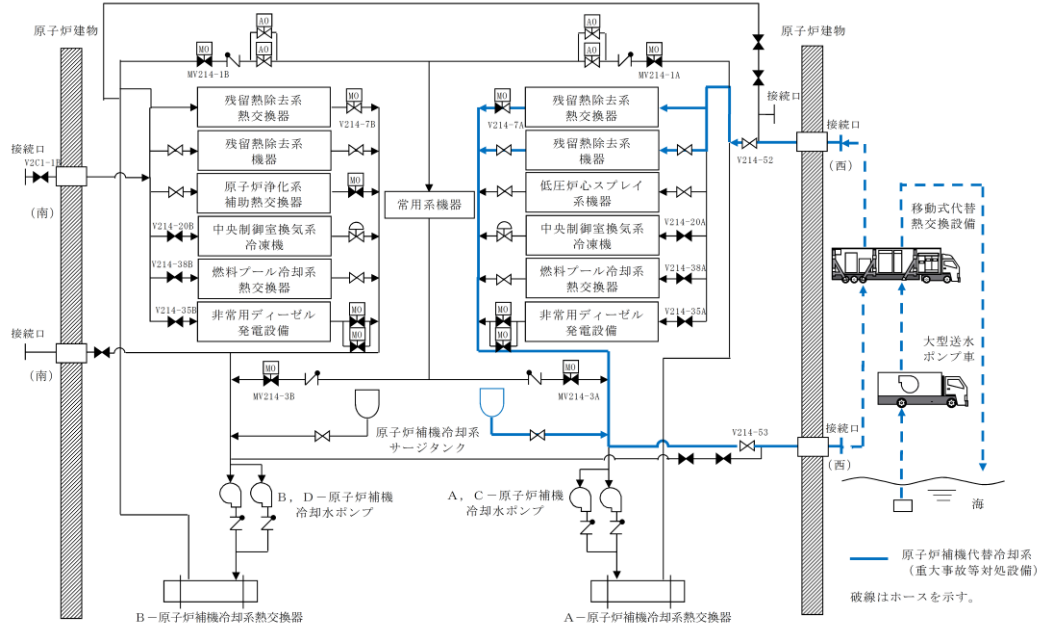


図4 原子炉補機代替冷却系 系統概略図

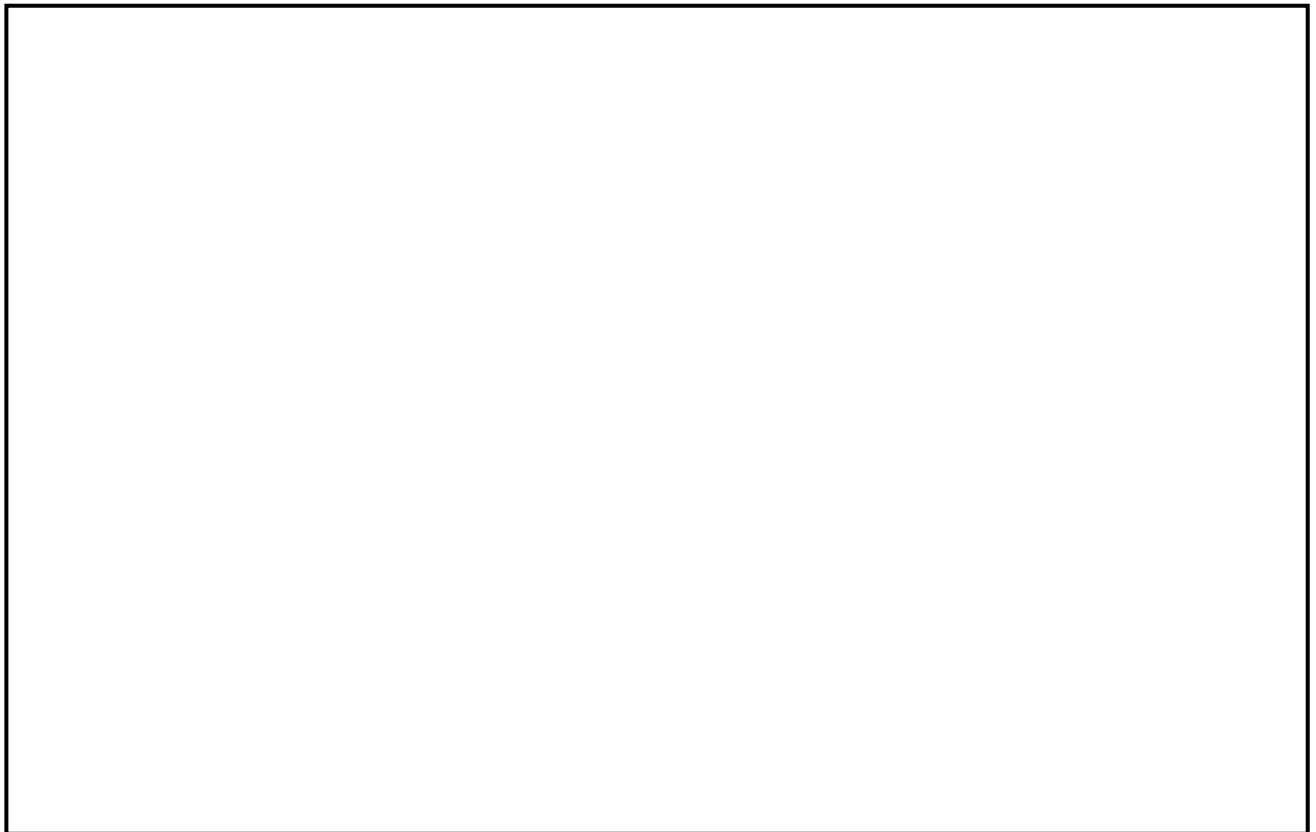


図5 移動式代替熱交換設備 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を経由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。

耐圧強化ベントラインを使用する際には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェルベントを行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

耐圧強化ベントラインを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁を設置している。操作を行う必要がある隔離弁のうち、電動弁については遠隔手動弁操作機構又は現場のハンドル操作、空気作動弁についてはSGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備を用いることで、全ての電源喪失時においても操作可能な設計とする。

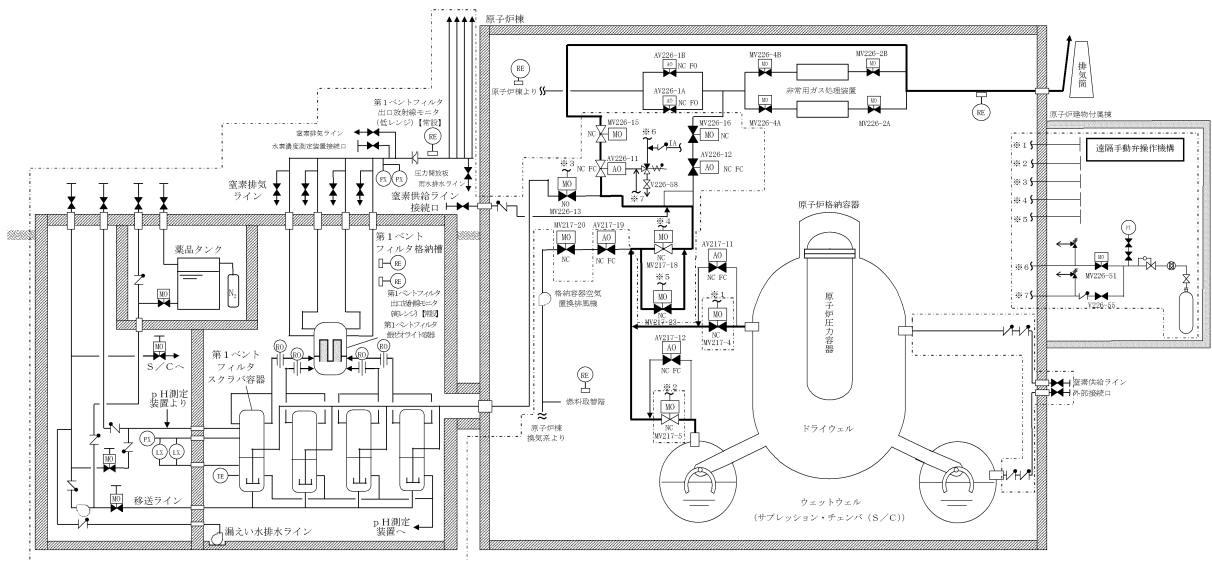


図6 耐圧強化ベントライン 概略系統図

(1) 耐圧強化ベントラインの水素爆発防止対策に関する状況について

原子炉格納容器から排気管放出端までの耐圧強化ベントラインの配管ルートを図7，8，9に示す。

耐圧強化ベントラインは炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、耐圧強化ベントラインから分岐している配管の水素爆発防止対策に関する状況を以下に示す。

- a. 原子炉棟空調換気系との隔離弁（AV217-19）までの配管【図8：①】は、水平配管であり閉止端までの距離が短いため、水素が蓄積することはないと考えられる。
- b. 非常用ガス処理系との隔離弁（AV226-12）までの配管【図8：②】は、ハイポイントを有するが、水素の蓄積を防止する目的で、ハイポイント箇所から耐圧強化ベントラインへのバイパスライン【図8：③】を設置する。
- c. 以下の配管は、水素は微量であるものの、蓄積する可能性が否定できないため、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。
 - ・格納容器フィルタベント系との隔離弁（MV226-13）までの配管【図8：④】
 - ・非常用ガス処理系との隔離弁（MV226-2A, 2B）から耐圧強化ベントラインとの合流部までの配管【図8：⑤, ⑥】

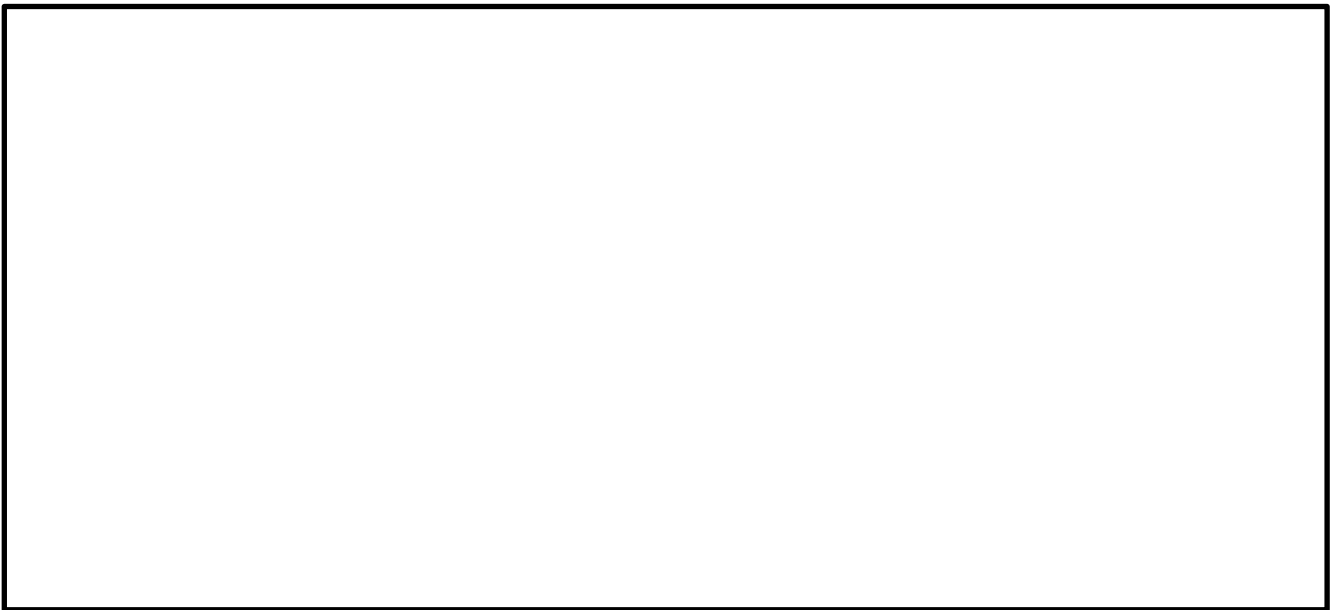


図7 耐圧強化ベントラインの配管ルート図

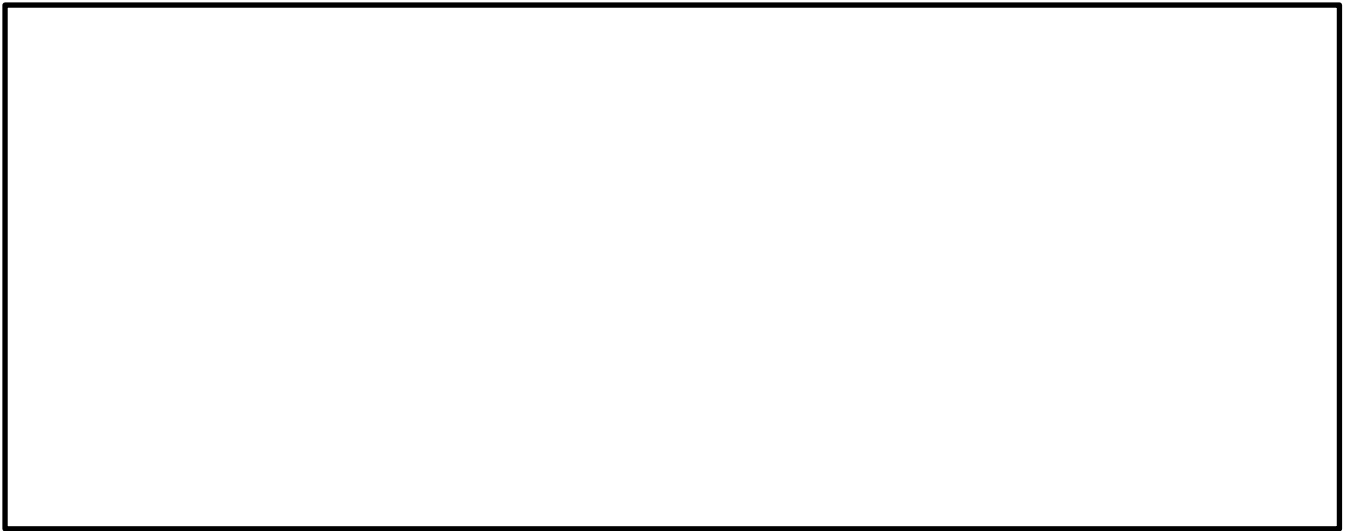


図8 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（他系統への分岐部）

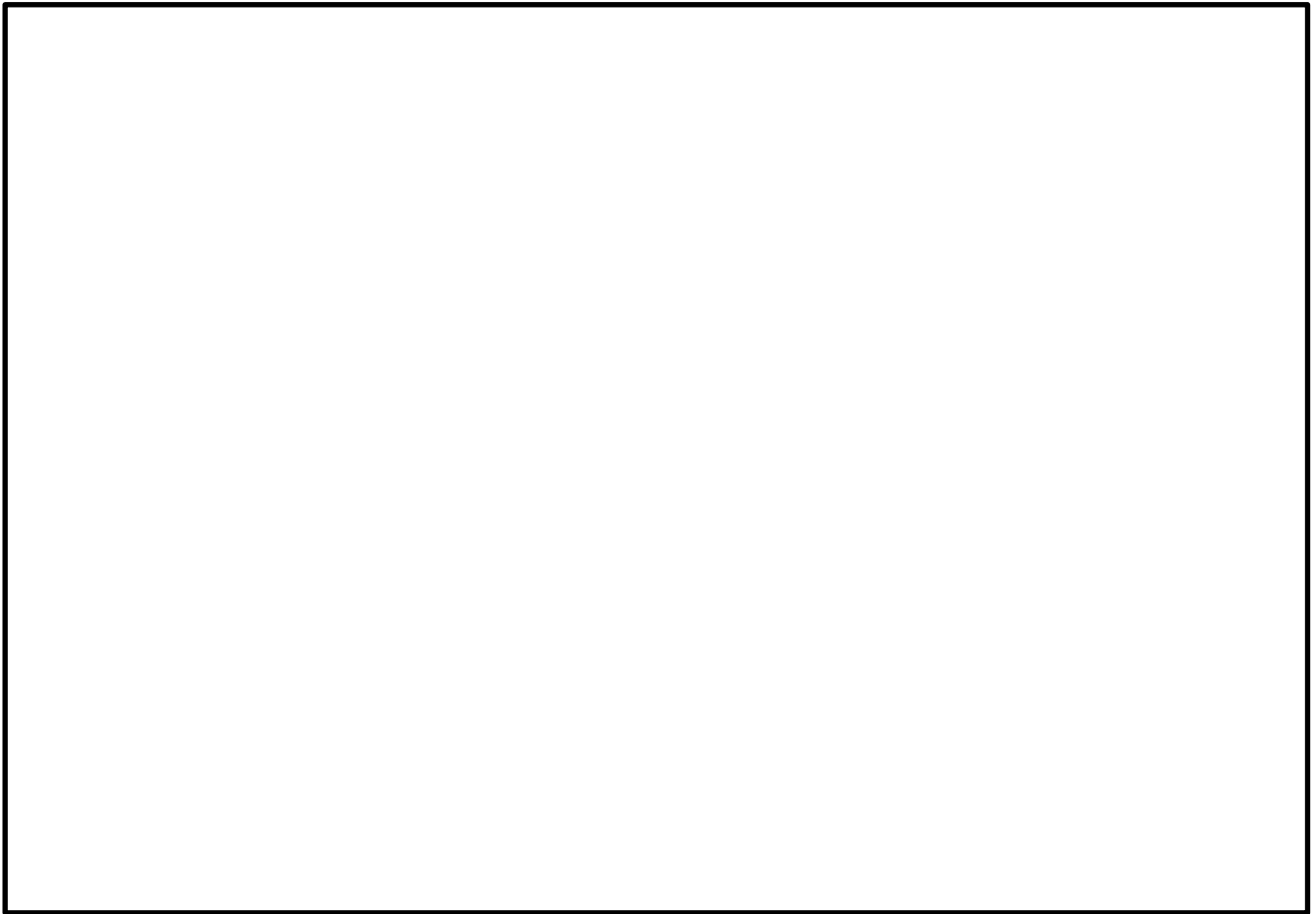


図9 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（高低差）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 蒸気凝縮によるドレンについて

耐圧強化ベントラインを使用した場合、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によりドレンが発生し、図 10 に示すローポイントにドレン溜まりが出来る可能性はあるが、以下のとおり格納容器圧力 約 10kPa[gage] 以上であればベントガスによって非常用ガス処理系排気管放出端からドレンを排出できる。

a. ドレンの排出が可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象（気液対向流制限現象）については、配管口径が小さい場合には気相流速（ j_G ）に依存するが、配管口径が約 以上の領域では Ku 値（Kutateladze 数[-]）に依存し、 となる（参考図書 1）。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。

$$Ku = \frac{\rho_G^{0.5} \cdot j_G}{(g \cdot \sigma (\rho_L - \rho_G))^{0.25}}$$

ρ_G : 気相密度 (0.598[kg/m³])^{※1}

ρ_L : 液相密度 (958.1[kg/m³])^{※1}

g : 重力加速度 (9.80665[m/s²])

j_G : 気相流速 [m/s]

σ : 表面張力 (0.0589[N/m])^{※1}

※1 : 括弧内は大気圧のときの値を表す。

島根 2 号炉の非常用ガス処理系排気管放出端は 400A の配管であるため、ベントガス流速が を満足する より大きい場合に、配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

b. ベントガスによってドレンを排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。

$$v = W_{\text{vent}} / (\rho \times A)$$

v : ベントガス流速 ()

W_{vent} : ベントガス流量 [kg/s]

ρ : ベントガス密度 (0.598[kg/m³])

A : 配管断面積 (0.11787[m²])

ベントガス流速 に対応するベントガス流量は約 となる。系統の圧力損失計算結果より、ベントガス流量 約 の時の格納容器圧力は約 10 kPa[gage] となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図10 耐圧強化ベントラインのローポイントから非常用ガス処理系排気管放出端までの配管ルート図

《参考図書》

1. Richter H.J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)

49 条 補足説明資料

49-1 S A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 送水ヘッダについて

49-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ		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	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f
		関連資料	49-3 配置図, 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 (電動弁)	A, B
		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一切替操作が必要	B a
	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)	対象外	対象外	
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作	A b, B	
	関連資料	49-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	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DB設備あり) —屋内	A a
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		大量送水車		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	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図, 49-9 アクセスルート図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (手動弁, 電動弁)	A, B	
			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一切替操作が必要	B a	
			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)	高速回転機器	B b
			関連資料	49-4 系統図, 49-5 試験及び検査		
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
	関連資料		49-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			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	複数の機能で同時使用	A a	
			関連資料	49-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	49-7 接続図		
		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DB設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去ポンプ (サブプレッション・プール水冷却モード) (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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	—		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系熱交換器 (サブプレッション・プール水冷却モード) (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	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	対象外(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		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—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	—		

49-2 単線結線図

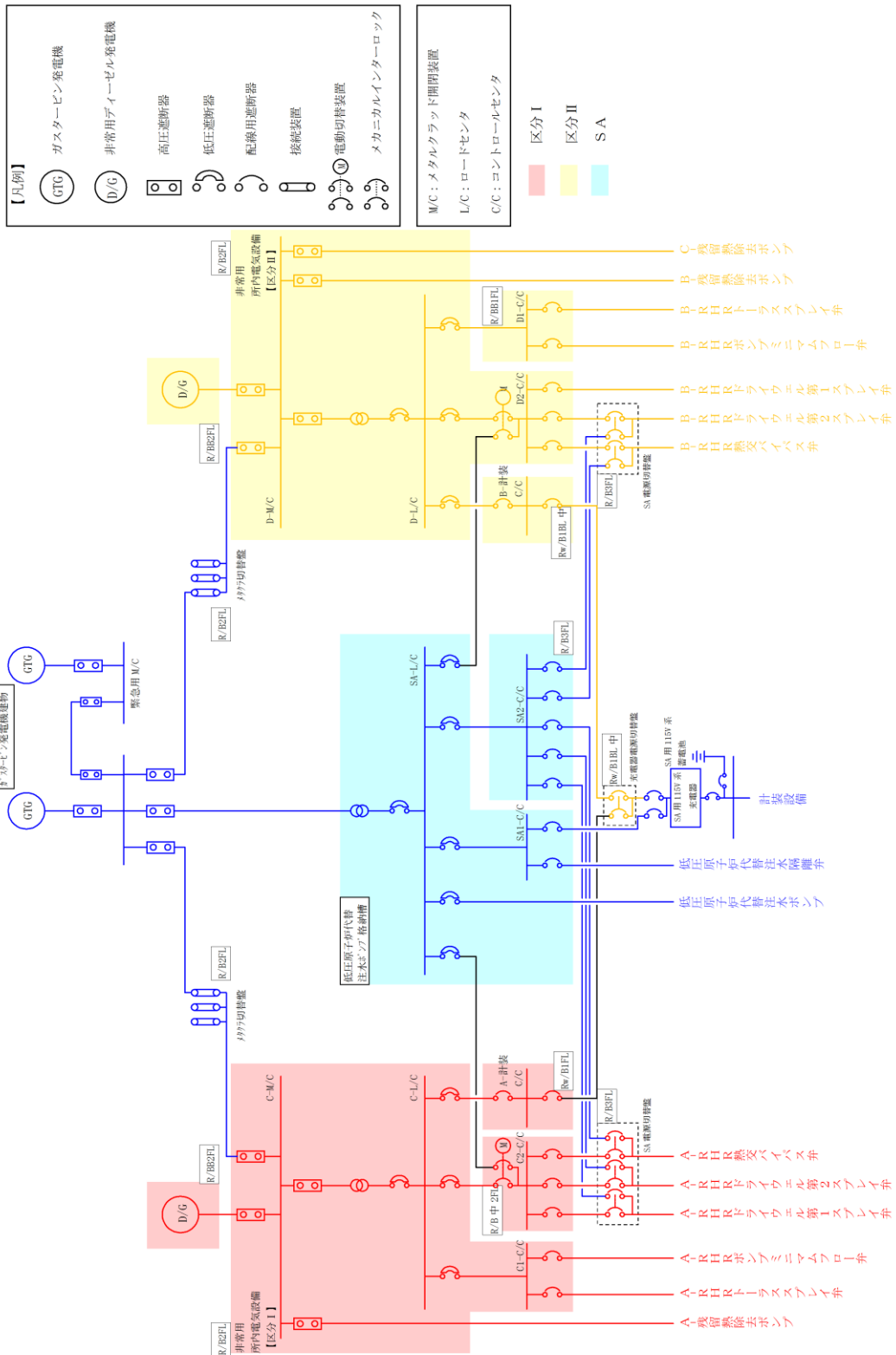
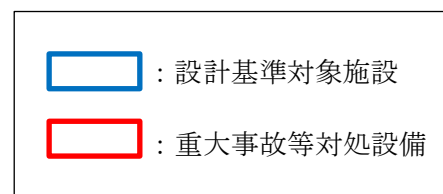


図1 単線結線図

49-3 配置図



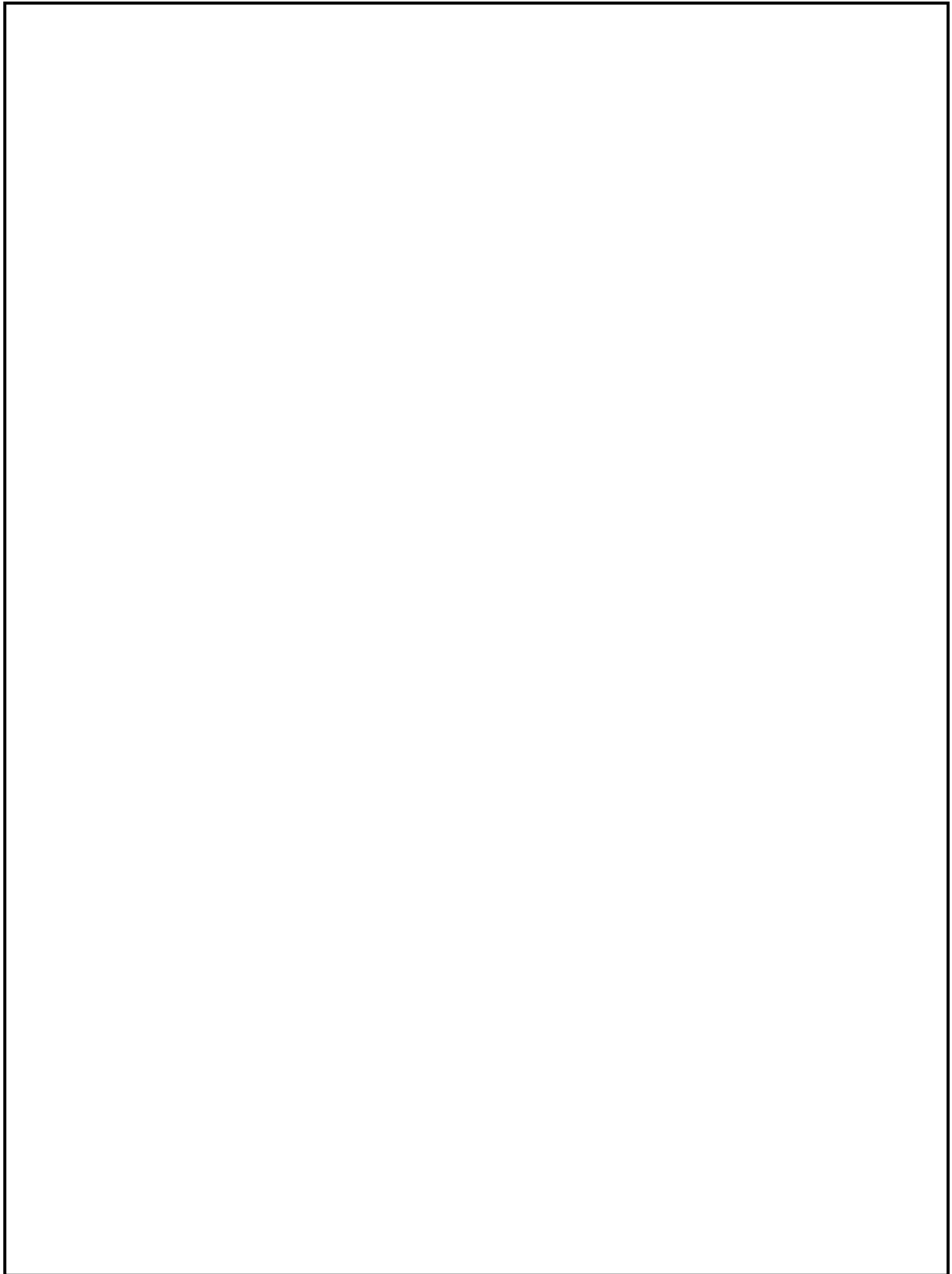


図1 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

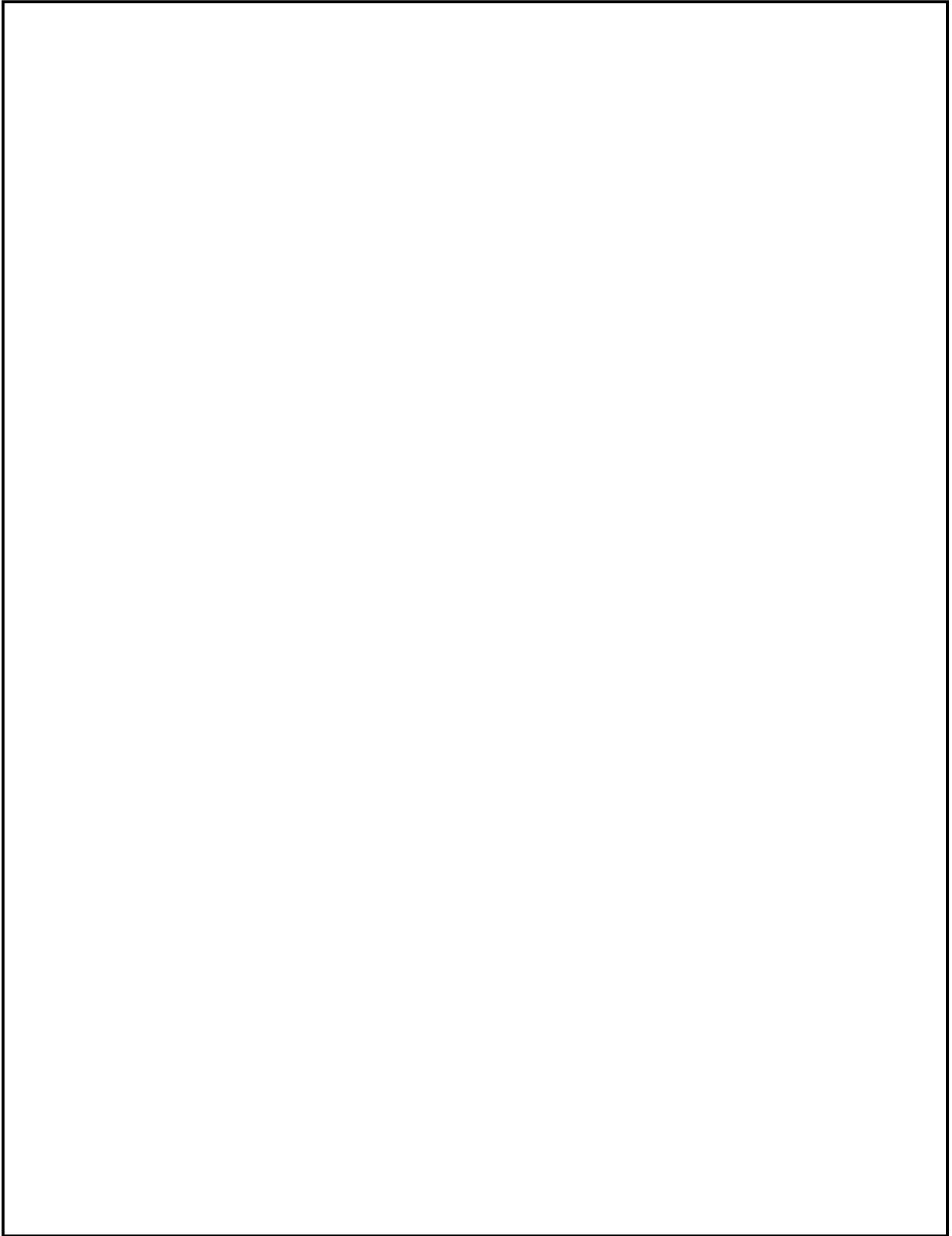


図2 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

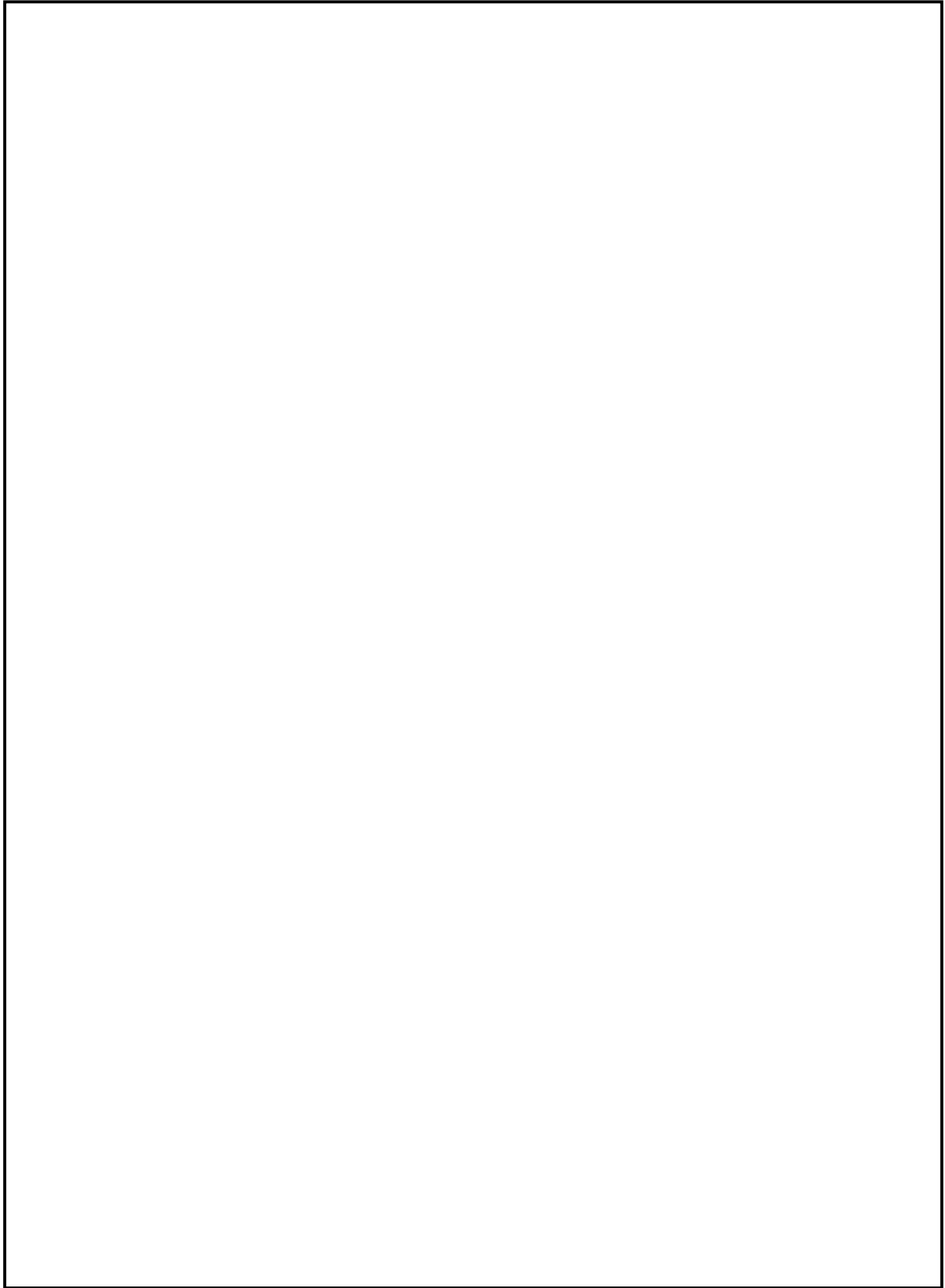


図3 格納容器代替スプレイ系に係る機器（F L S R注水隔離弁）の配置図
（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

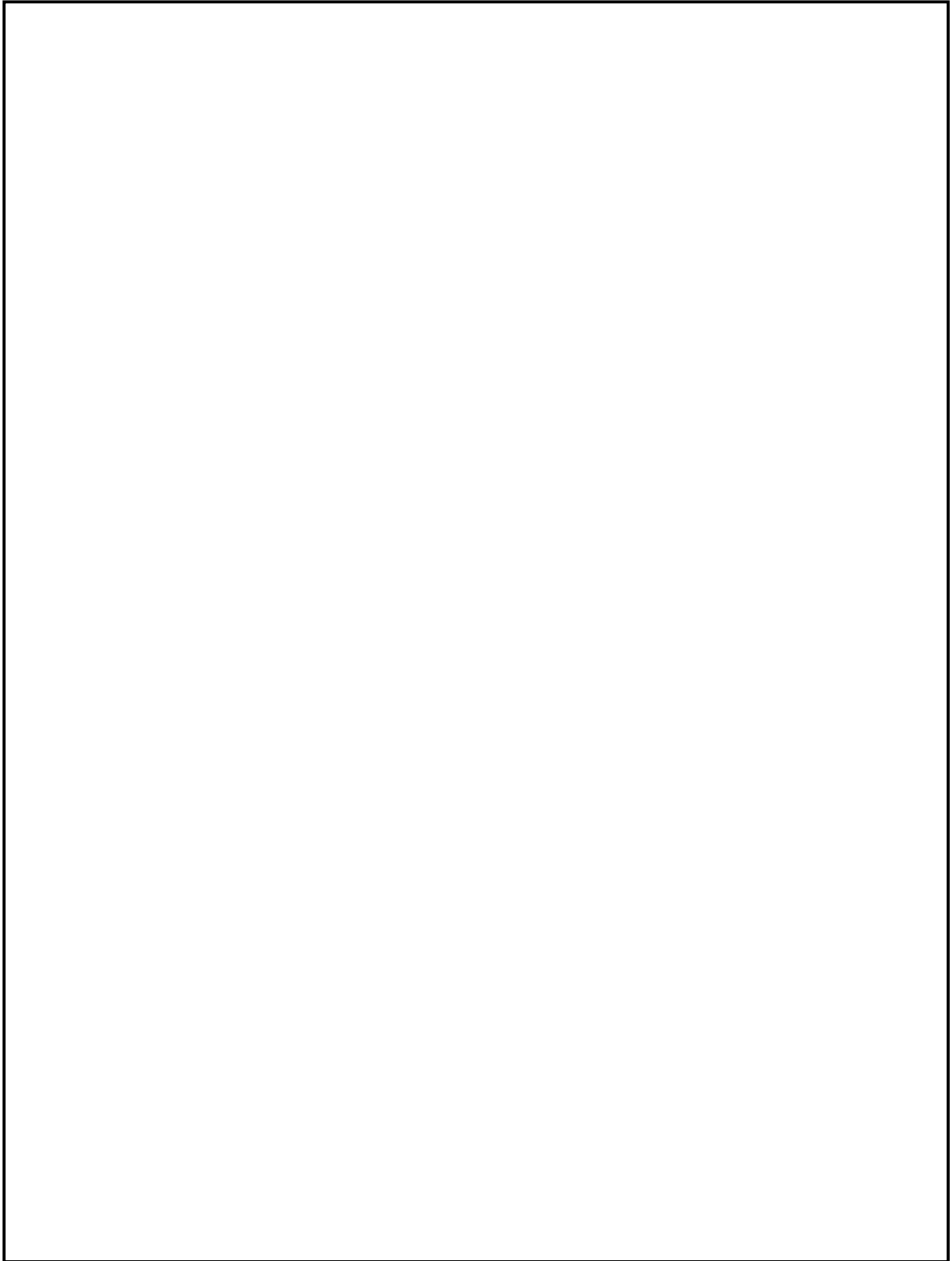


図4 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

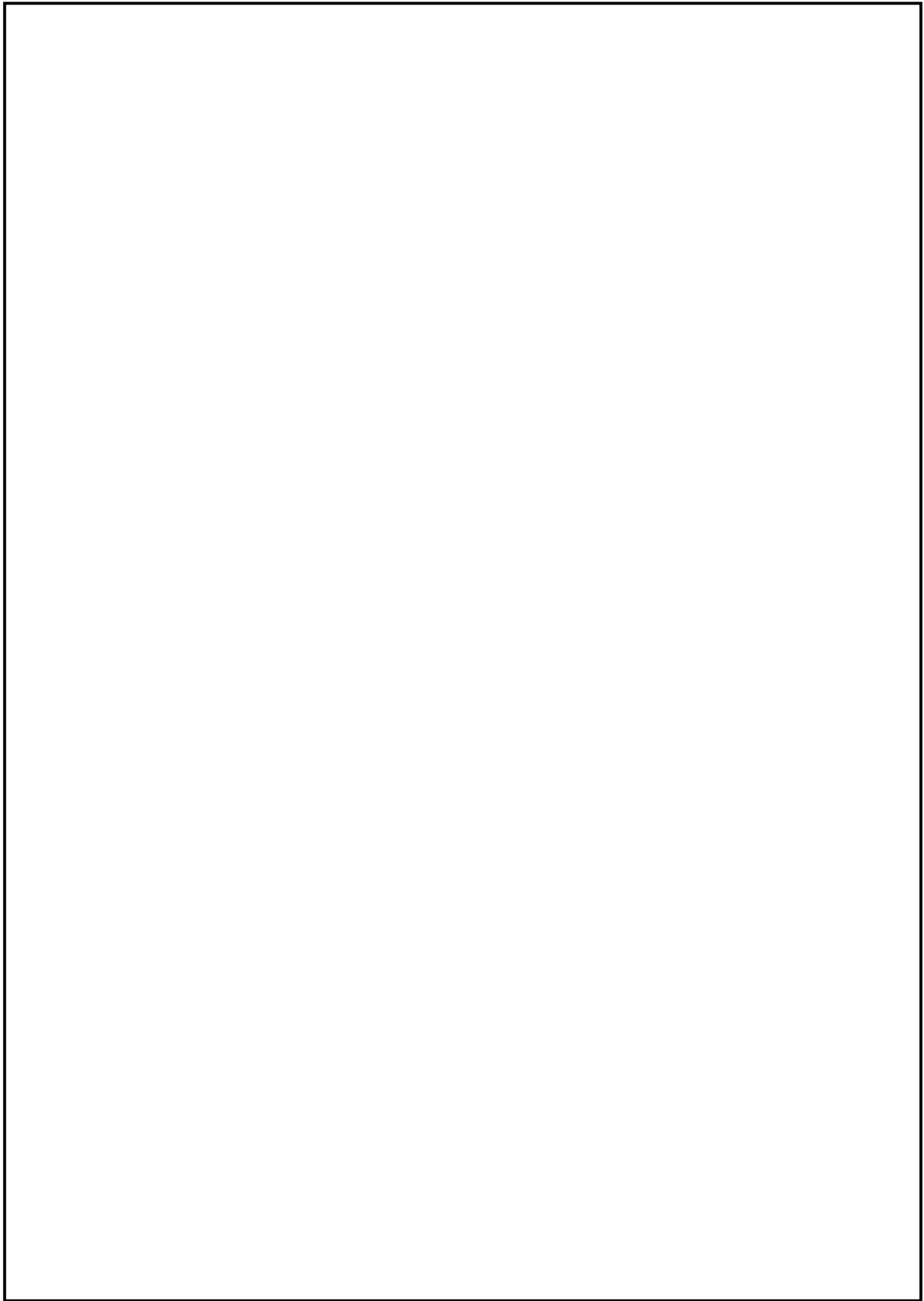


図5 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

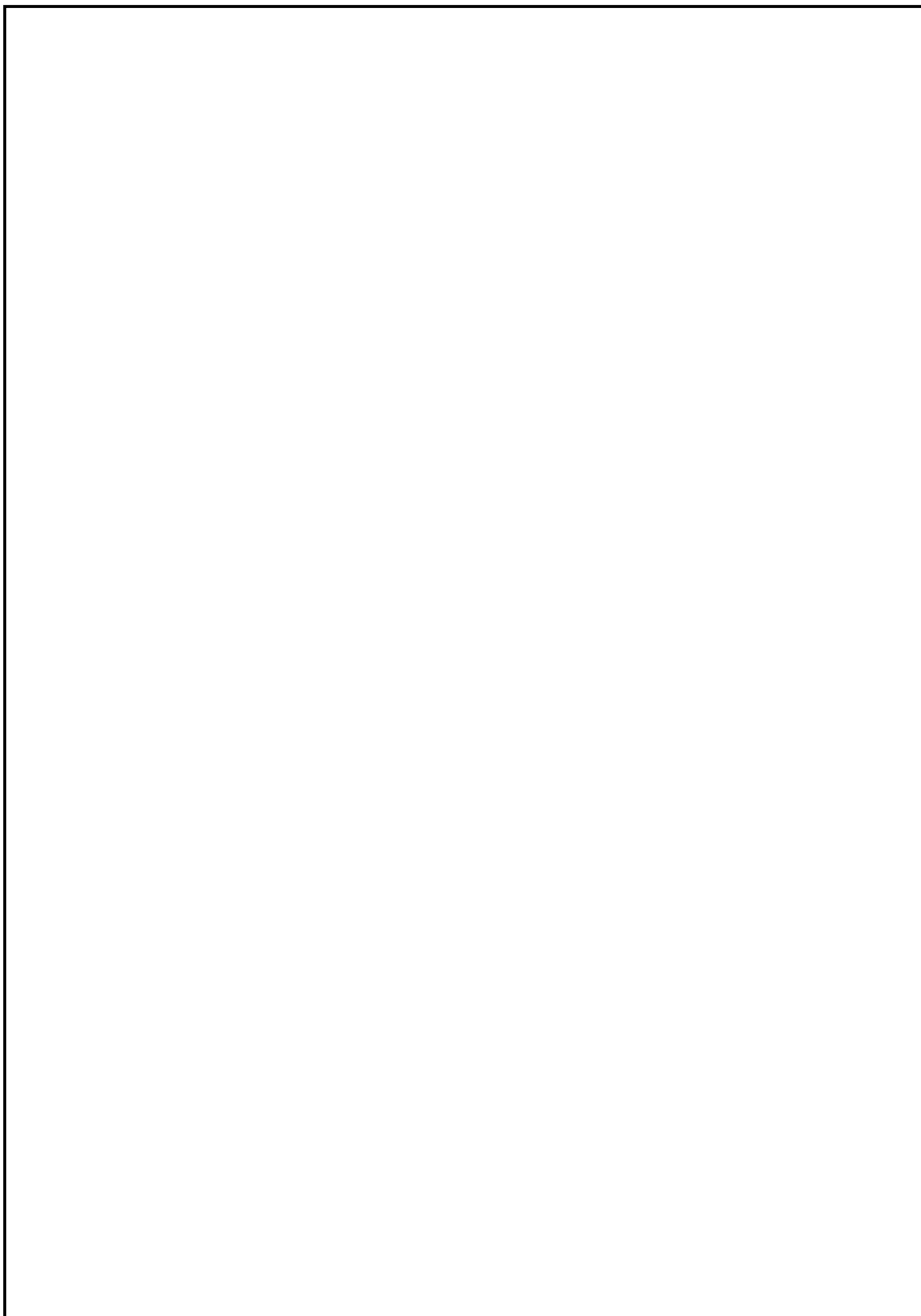


図6 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(制御室建物4階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

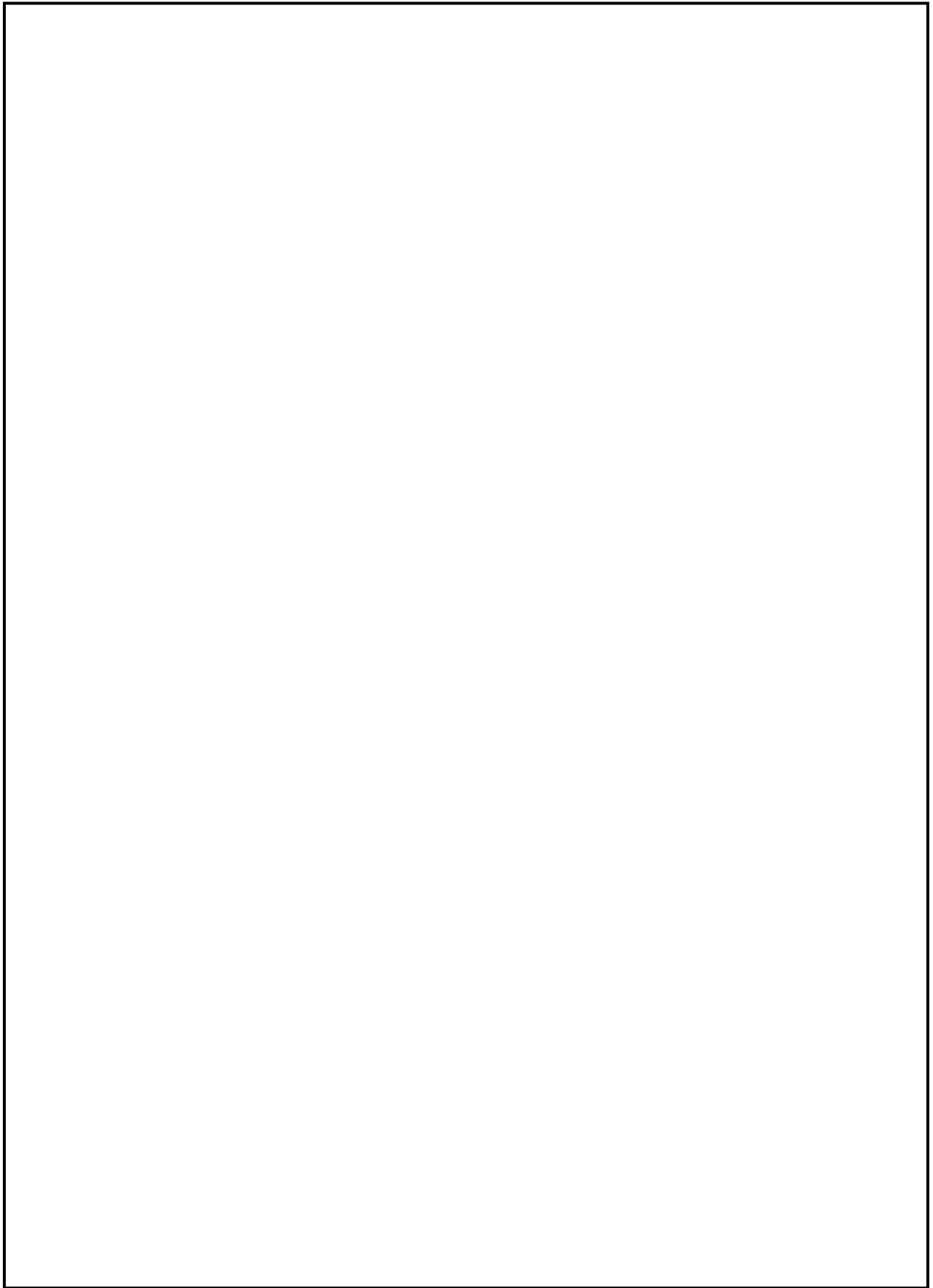


図7 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(廃棄物処理建物1階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

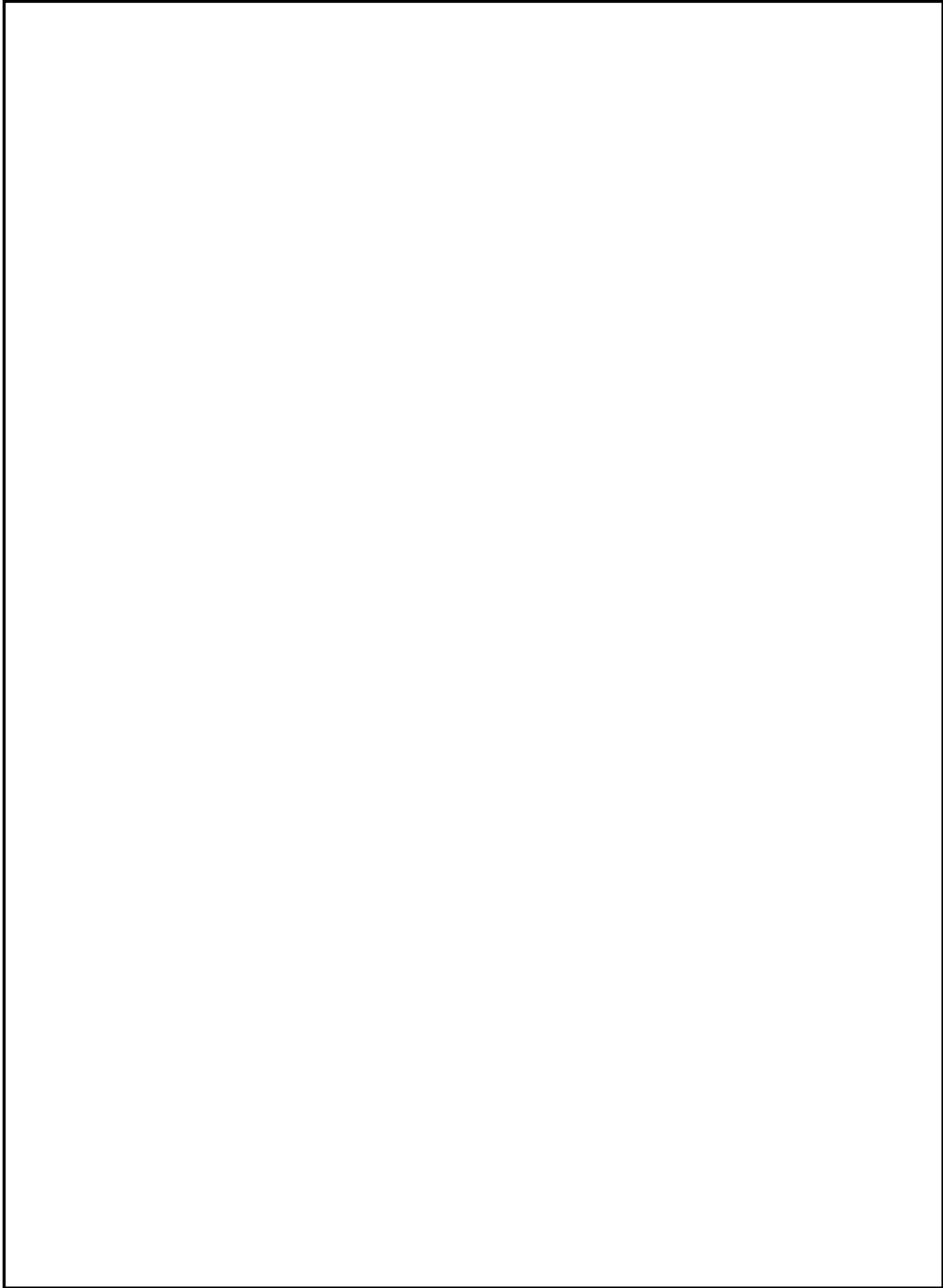


図8 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去ポンプ）の配置図
（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

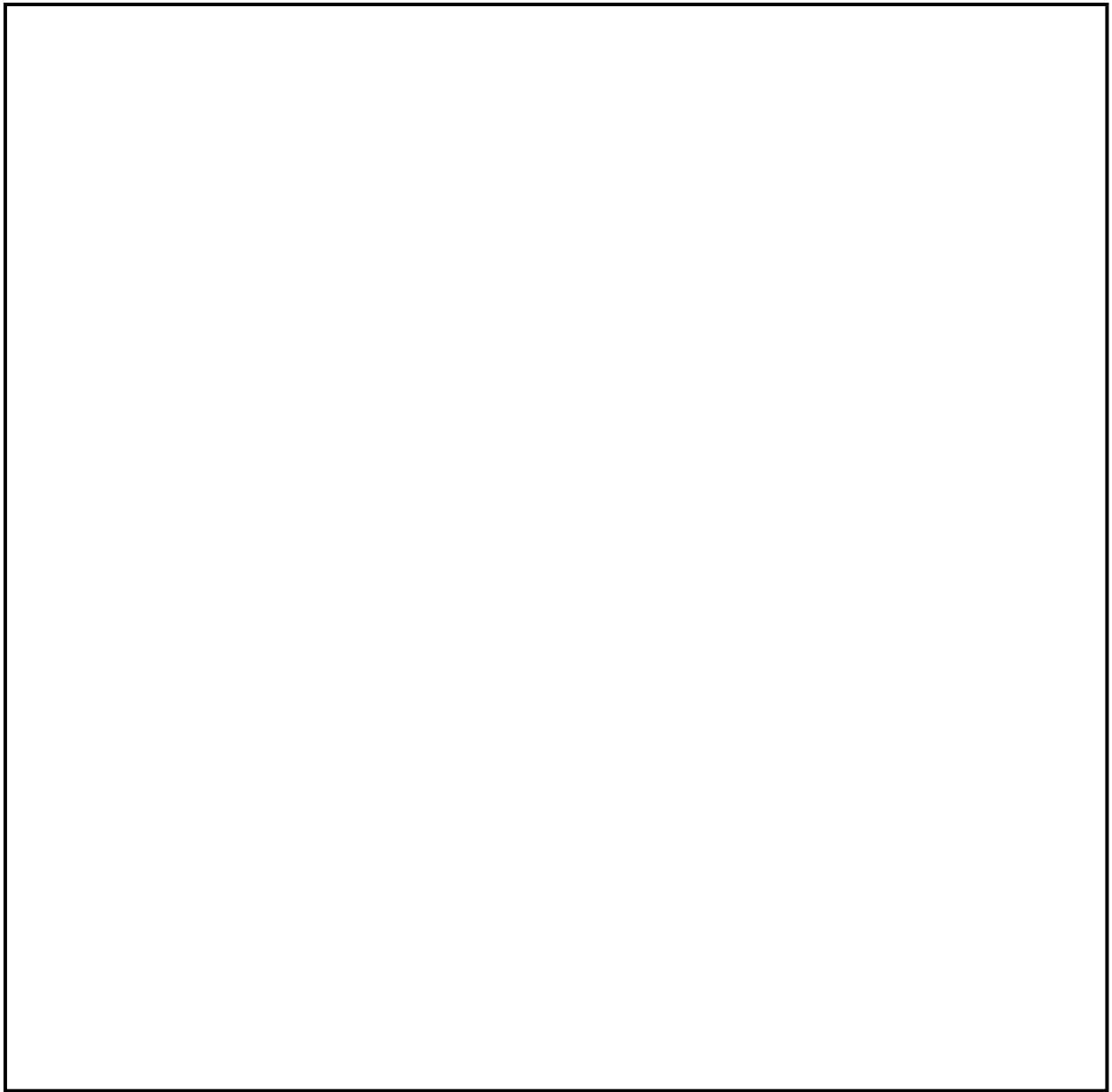


図9 格納容器代替スプレイ系に係るに係る SA 電源切替盤の配置図
(原子炉建物地上3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

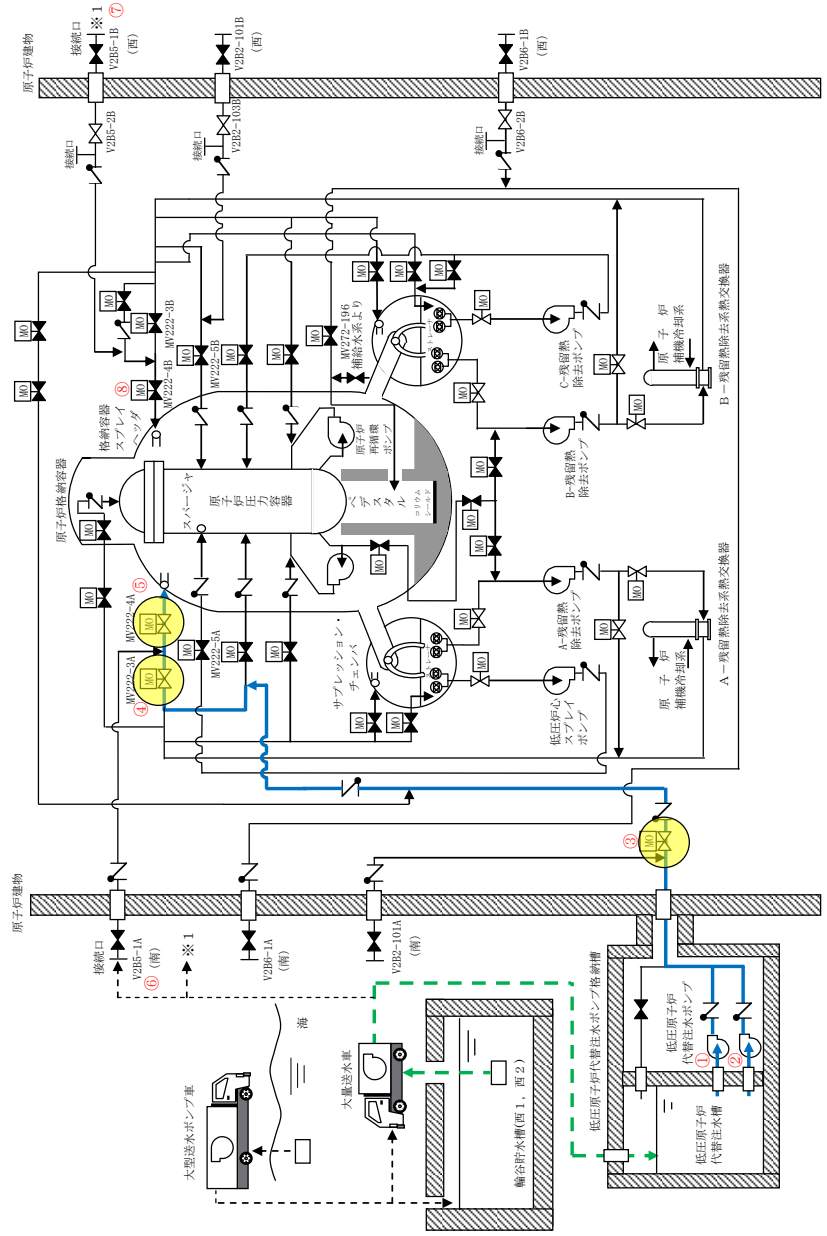


図1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

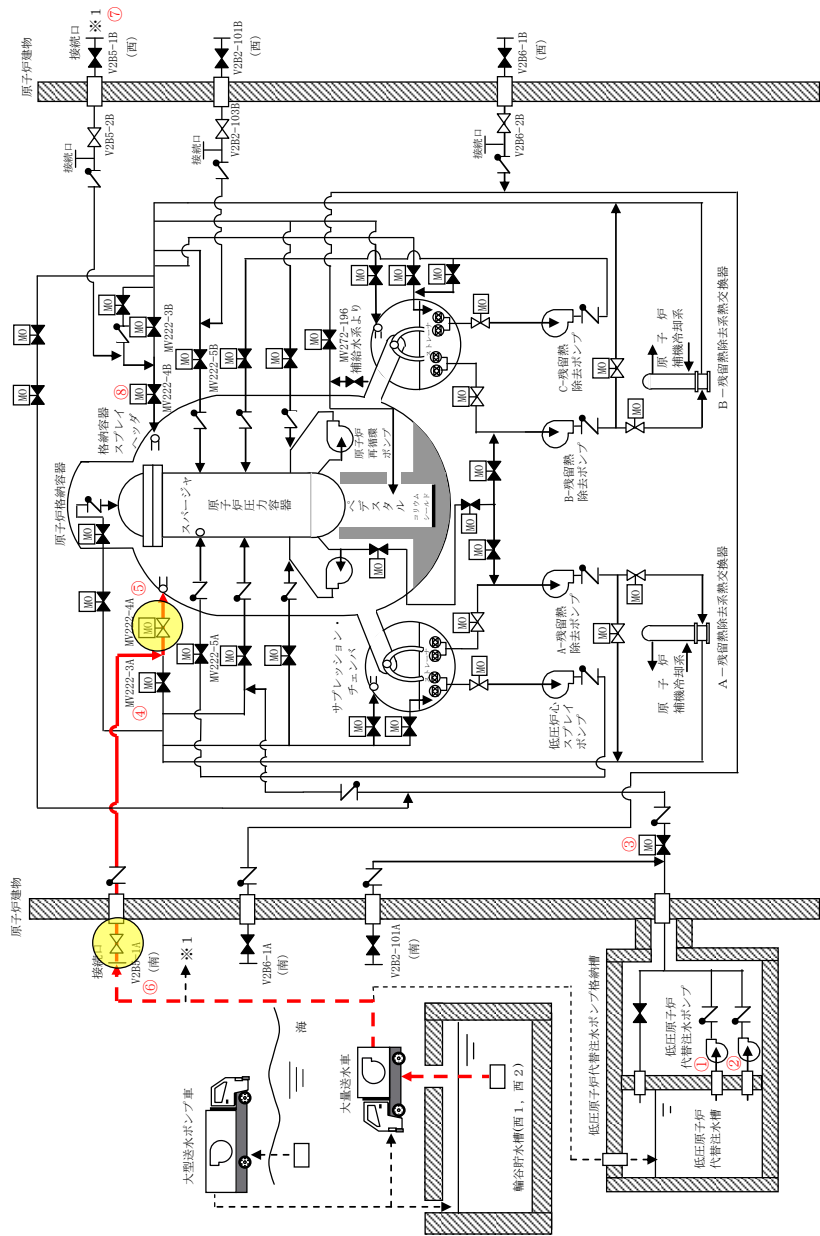


図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	タッチパネル操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	起動停止	タッチパネル操作	中央制御室
3	FLS注水隔離弁	弁閉→弁開	タッチパネル操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
6	A-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
7	B-格納容器代替スプレイ元弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
8	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

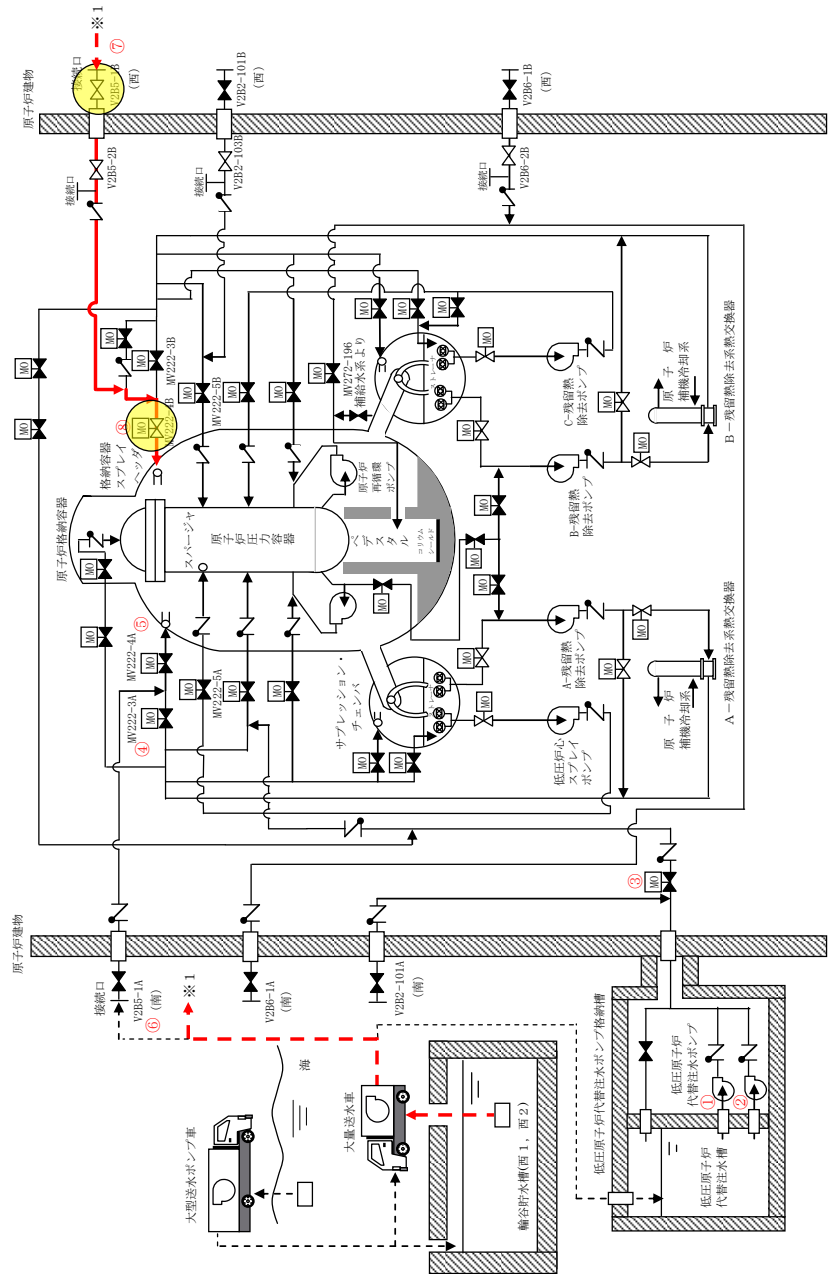


図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図

49-5 試験及び検査

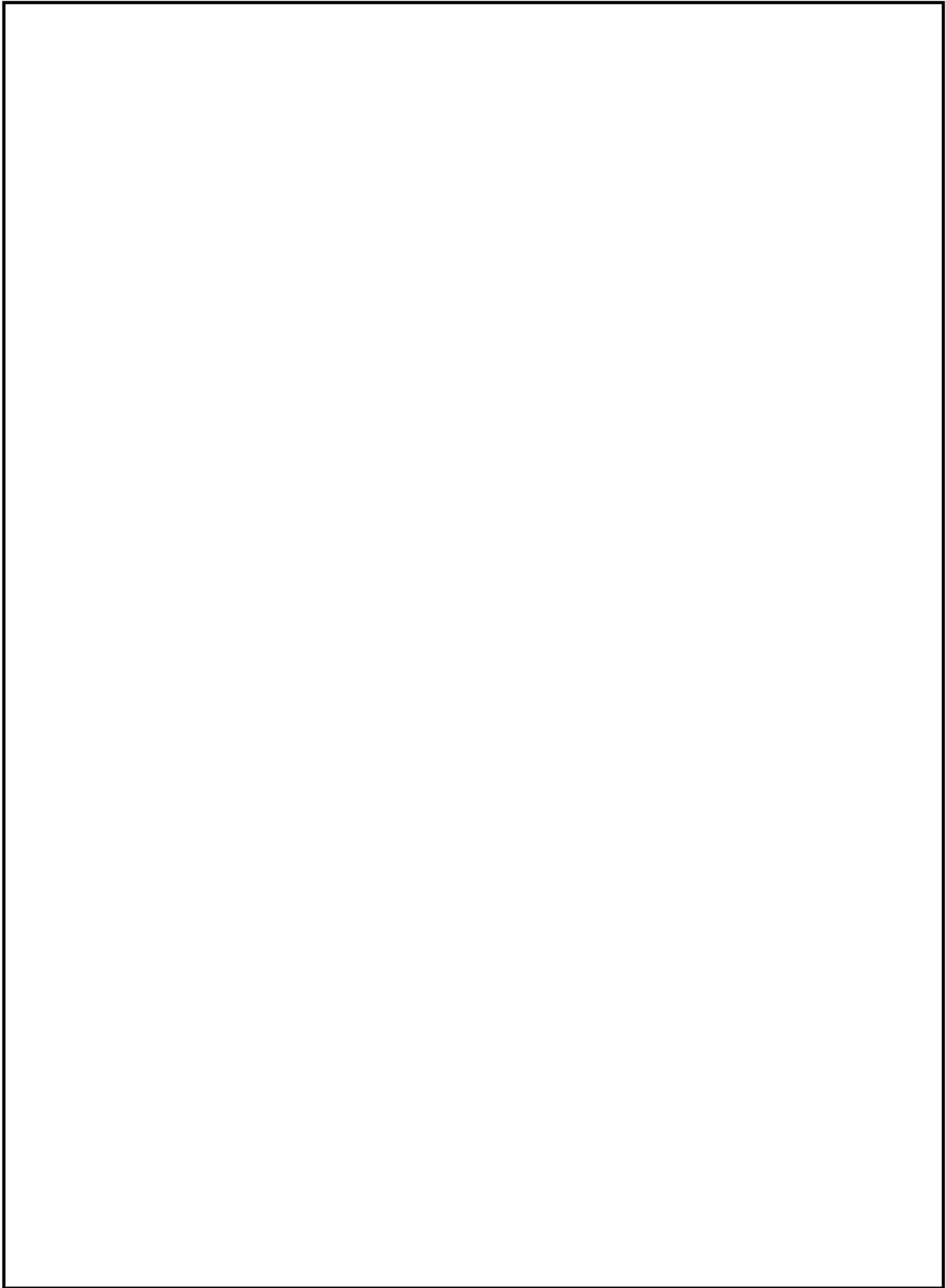


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

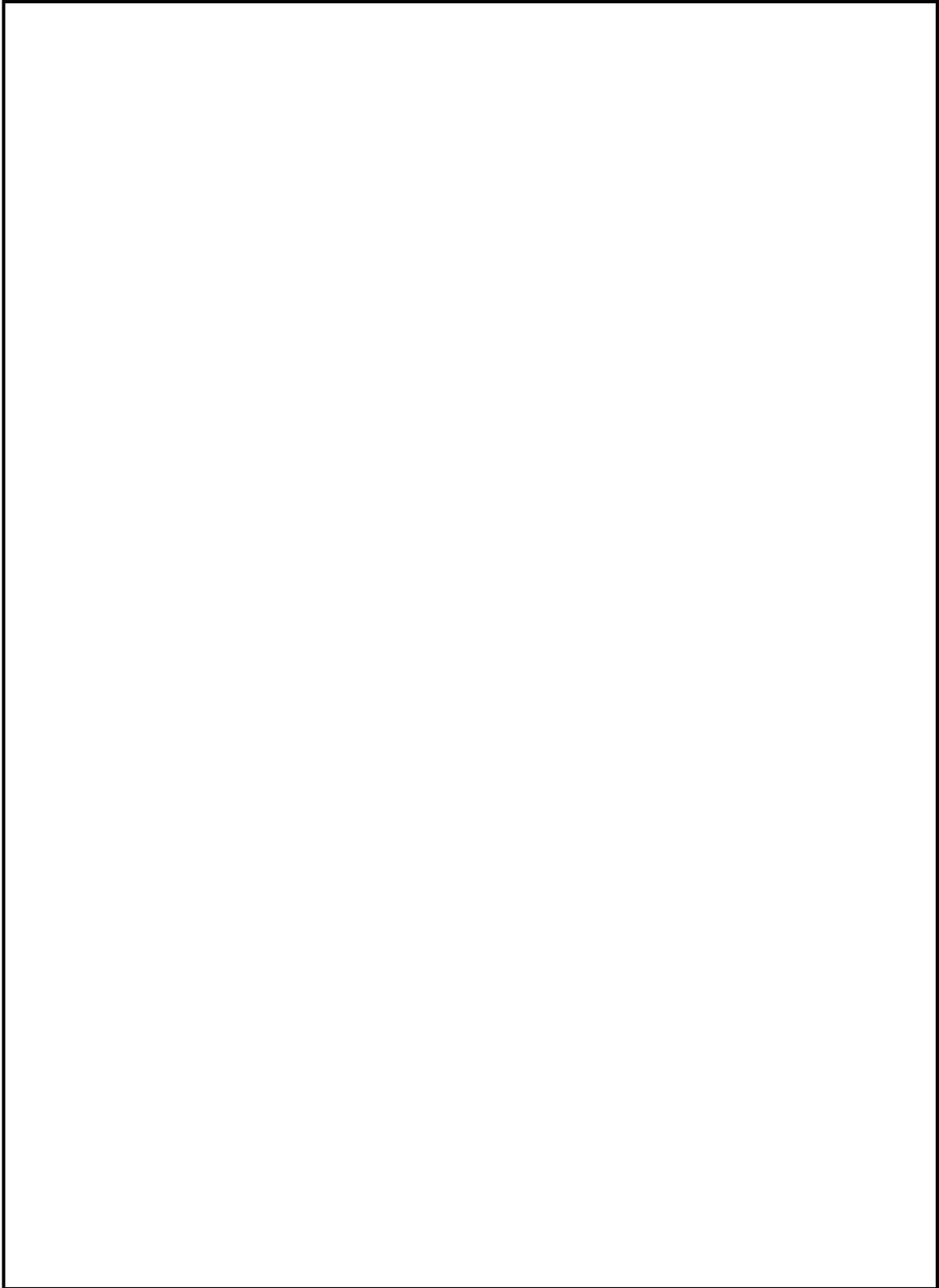


図2 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

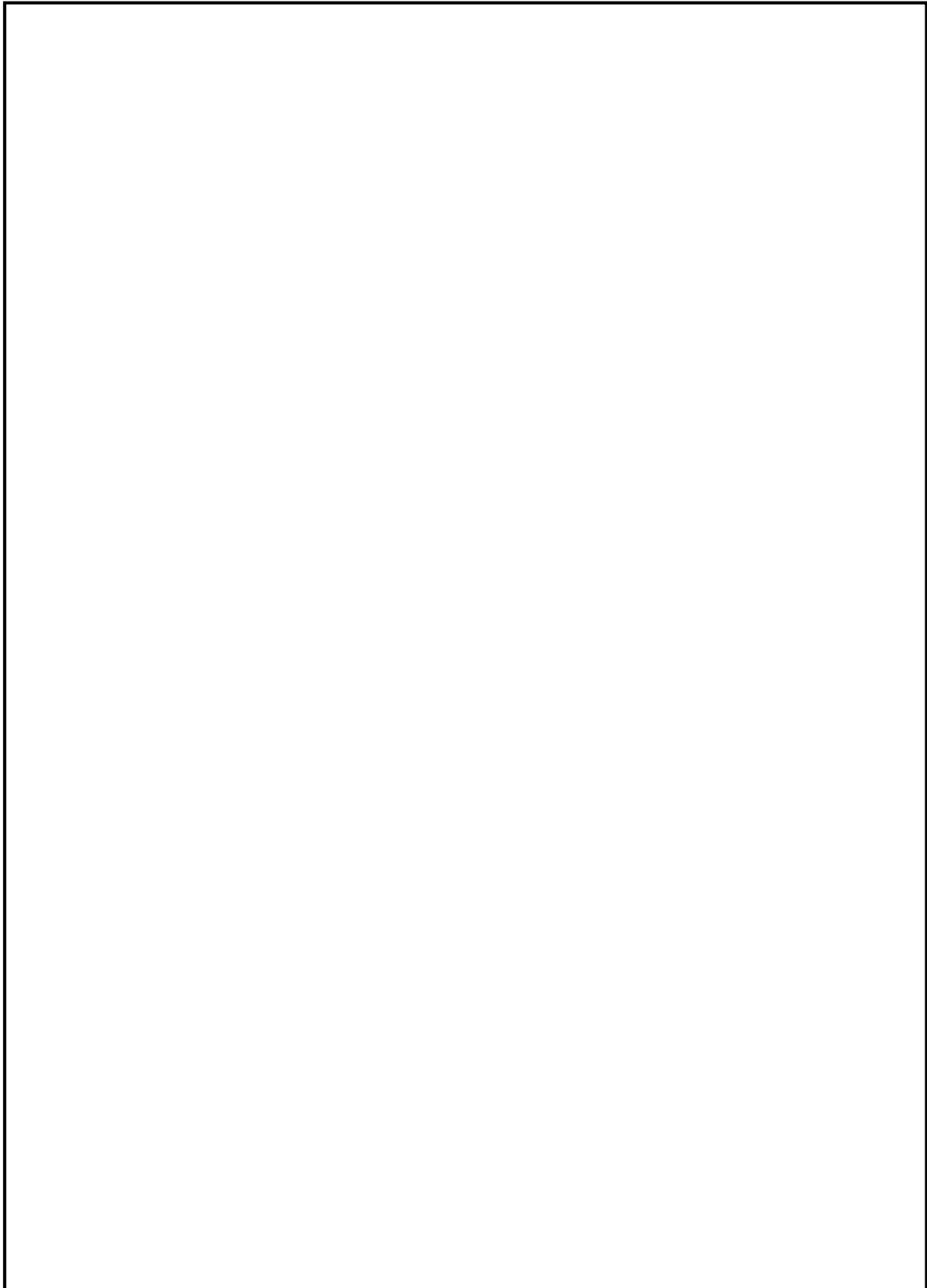


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図（1 / 3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

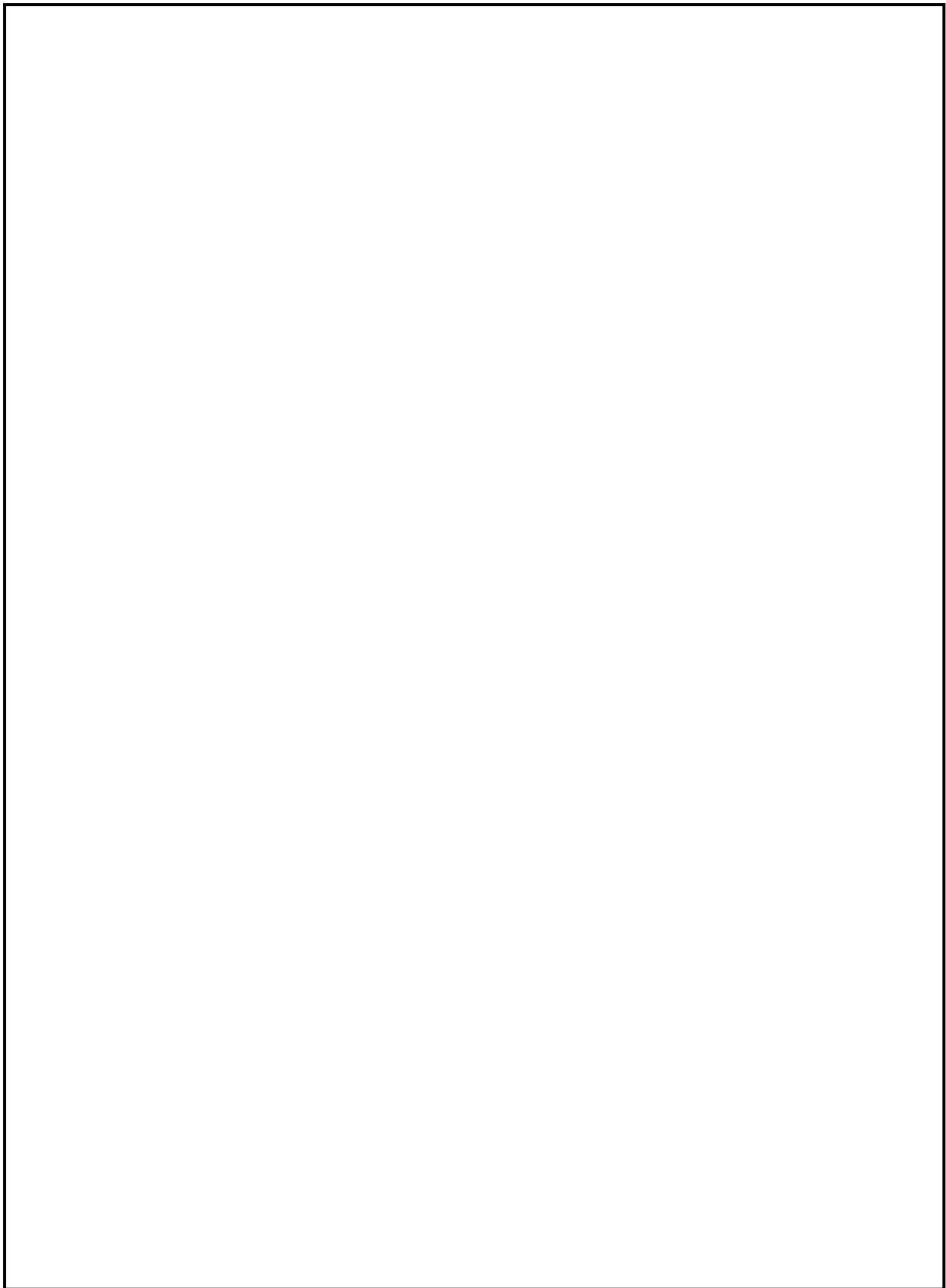


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (2 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

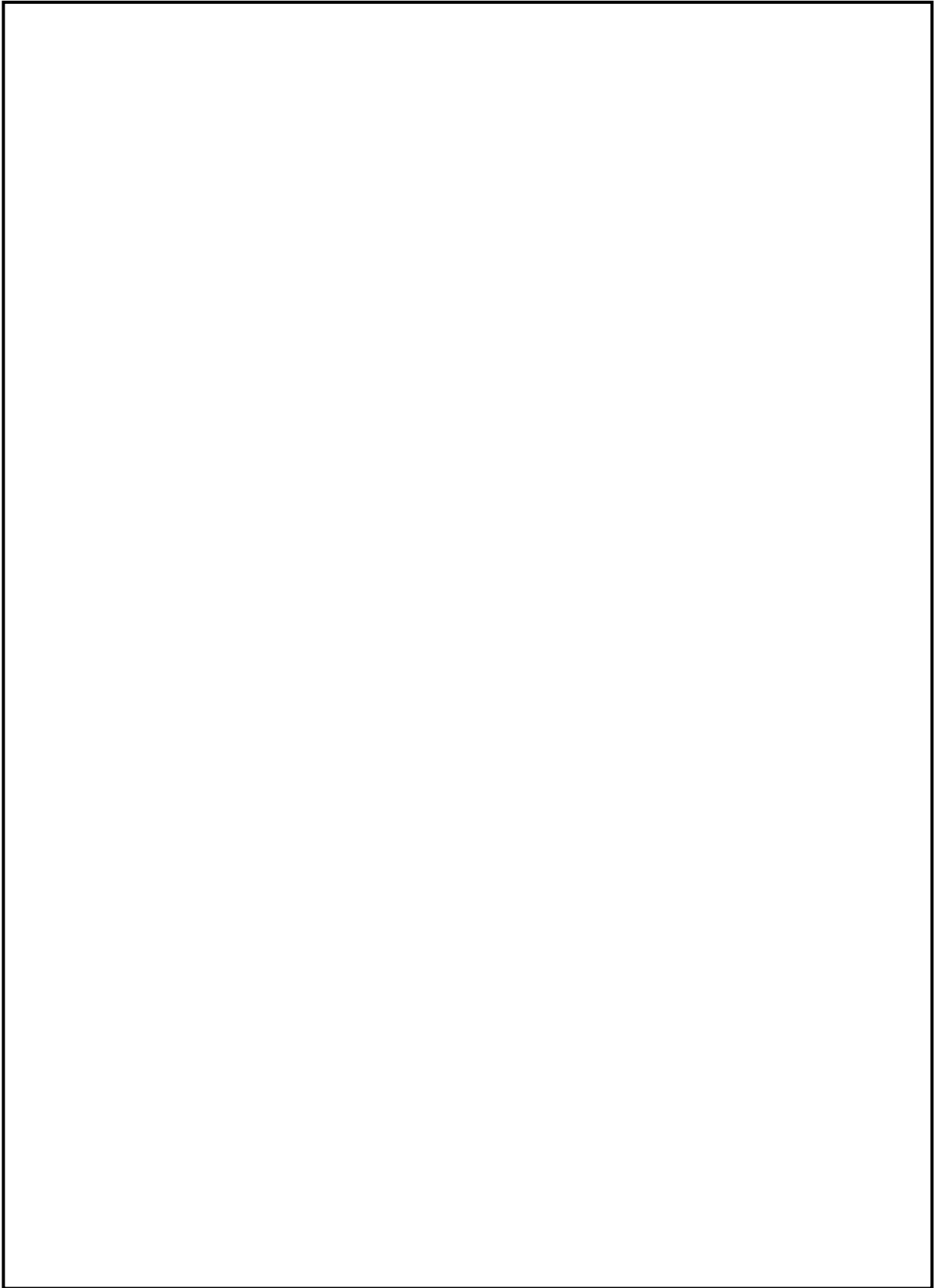


図3 格納容器代替スプレィ系運転性能検査系統図 (3 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

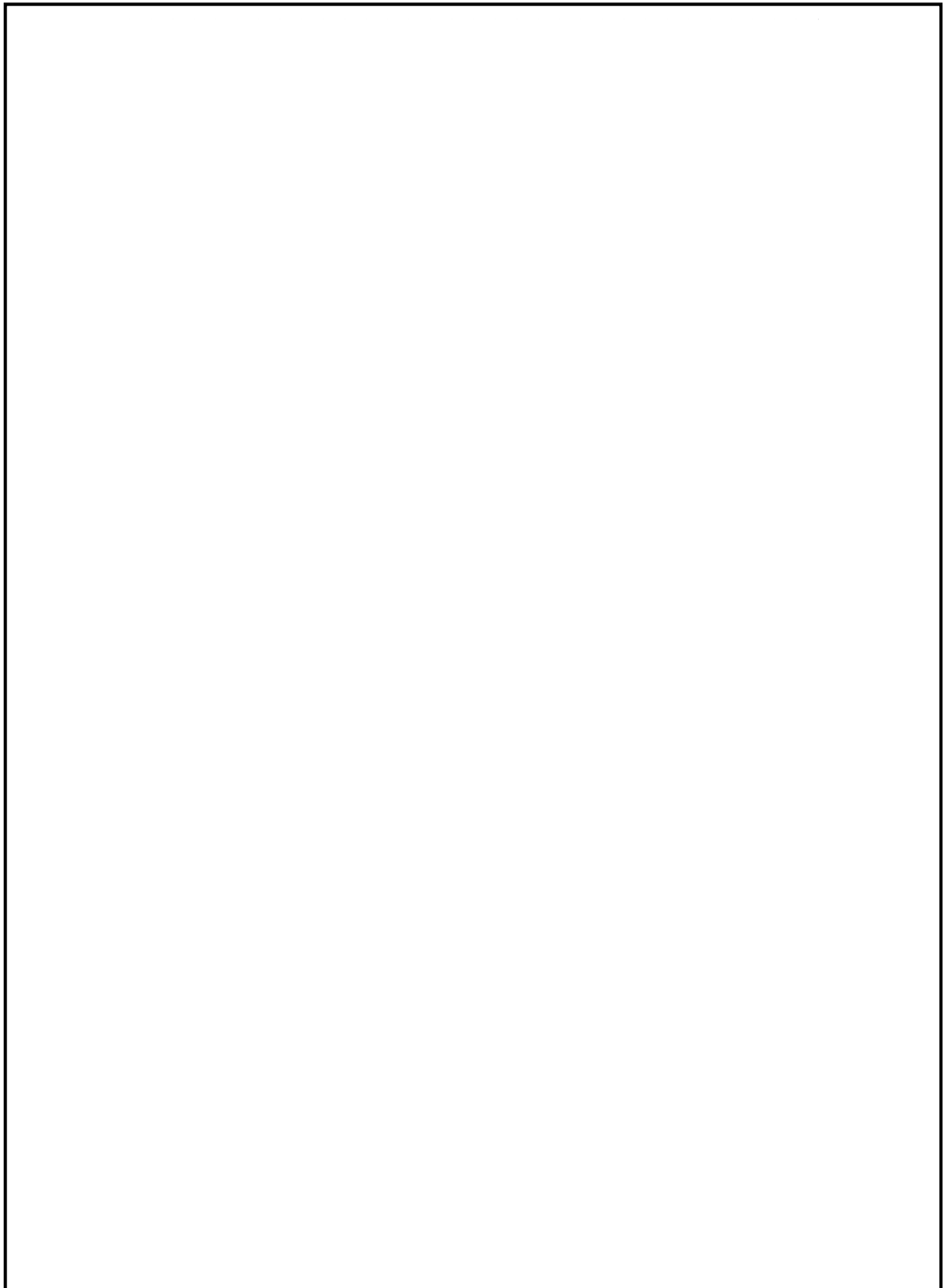


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-6 容量設定根拠

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ (格納容器代替スプレイ系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	150 以上 (注 1) (230 (注 2))	
全 揚 程	m	□以上 (注 1) (190 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92	
最 高 使 用 温 度	℃	66	
原 動 機 出 力	kW/台	□以上 (注 1) (210 (注 2))	
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	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対象設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉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に設置する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉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設置する。</p> <p>これらの系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系等の配管を經由して、格納容器スプレイ・ヘッダより原子炉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原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2 台設置しており、このうち必要台数は 1 台であり、1 台を予備として確保する。</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 150m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉格納容器スプレイ必要容量：120m³/h以上

格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量が120m³/hであることから、1台あたり120m³/h以上をスプレイ可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量：30m³/h/台

以上より、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、150m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m以上(注1) / 190m(注2)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計(m)		<input type="text"/>	m

以上より、格納容器代替スプレイ系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m以上とする。

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 に静水頭約 を加えた約 MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時に格納容器代替スプレイ系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、主配管「低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

5. 原動機出力 210kW/台

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

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

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600} \right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

【設 定 根 拠】（続き）

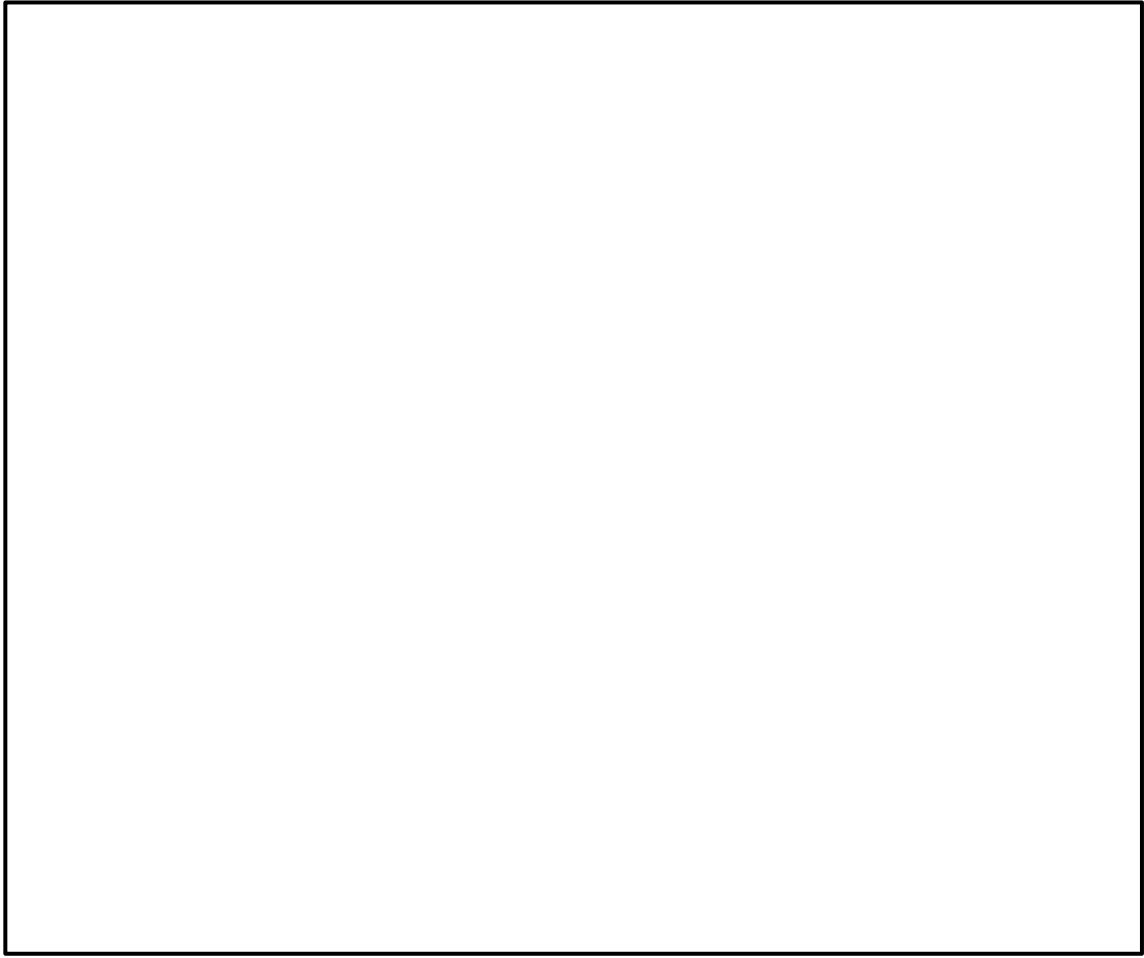


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.37 以上 (注 1) (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉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に設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉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設置する。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより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設計とする。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 1 台使用する。

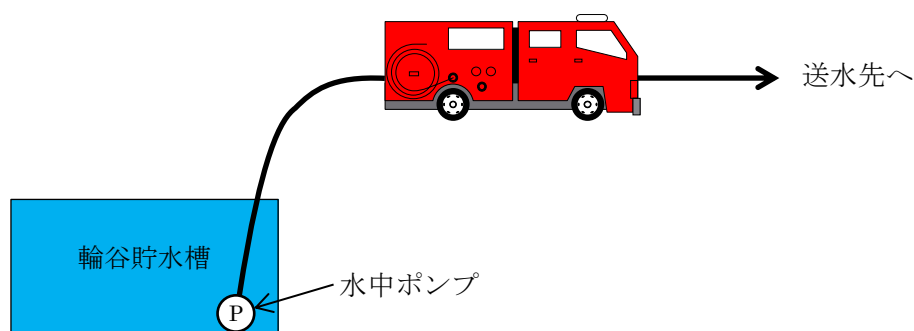


図 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ量 120m³/h 以上とする。

なお、大量送水車（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h/台以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.37MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、
を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【の場合】

最終吐出端必要圧力	約	 MPa
静水頭	約	MPa
ホース圧損	約	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	MPa
合計	約	1.37 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 49-6-9, 10 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 1.37MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa を吐出圧力の公称値とする。

図2に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

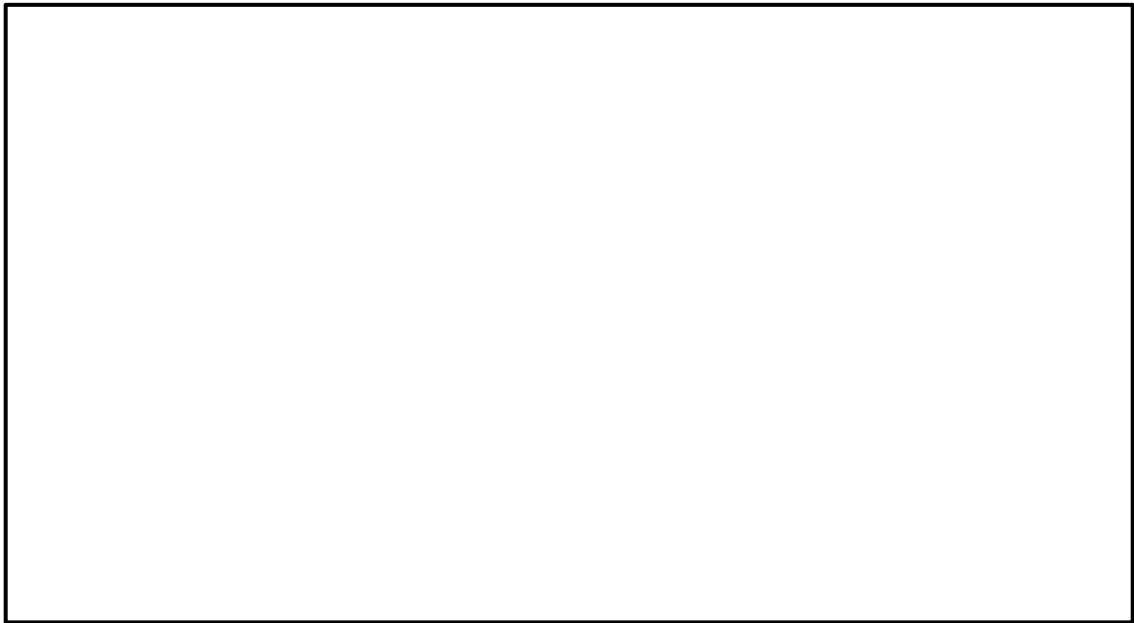


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図3に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1 m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.6m となる。（図3参照）

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.7m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.6m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 5.2m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.7m）< 有効 NPSH（約 5.2m）となる。

※内訳は以下のとおり。

取水ポンプの全揚程	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	-7.60	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	<input type="text"/>	m
合計	約	5.2	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

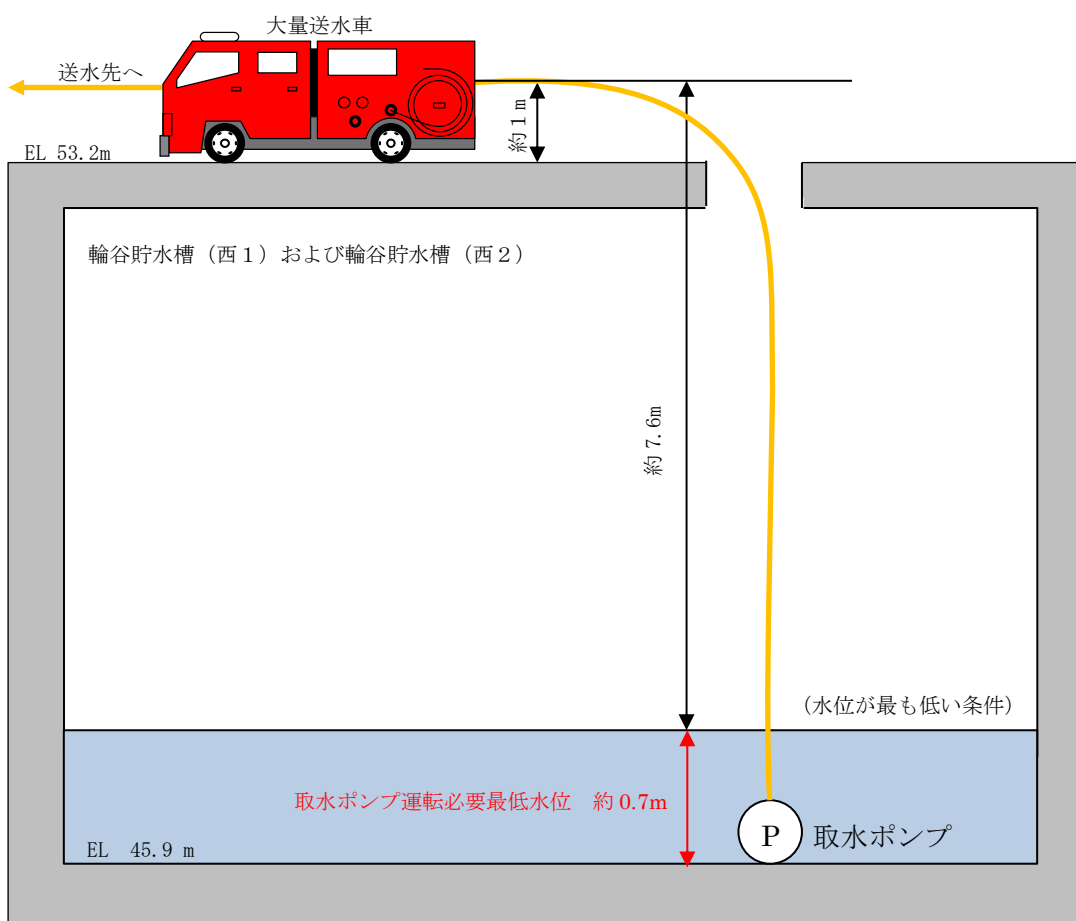


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、接続先のホースと同等とすることから1.6MPaとする。

5. 最高使用温度 40℃

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であること、および海水温度が30℃であることから、余裕を考慮し、40℃とする。

6. 原動機出力 230kW/台

大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kWとする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。

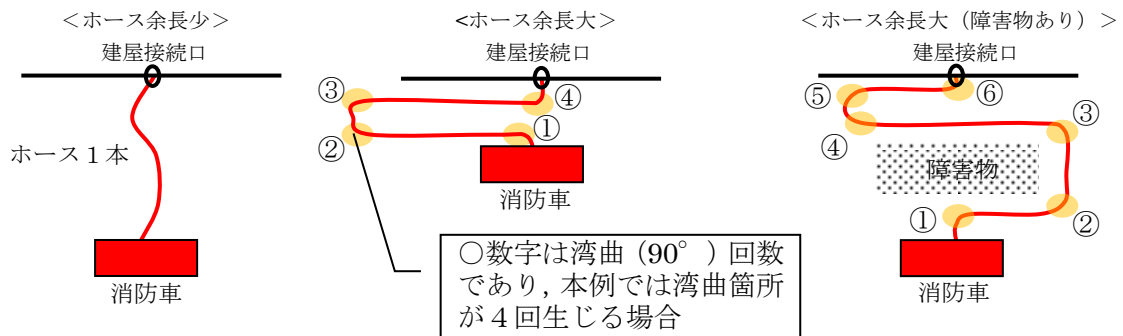


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表 1 のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
な め ら か	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あ ら い	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典：新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 11 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

○ 上記 (i) (ii) より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00023[\text{MPa}]$$

格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時使用について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 18 時間後から 120m³/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により 30m³/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1～図 4 に示すが、いずれの系統も大量送水車を用いるため、表 1 で示すとおりに格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失のシナリオの条件を用いる。したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）120m³/h と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、大量送水車の特性と格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 6 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1 Pd（427 kPa[gage]）及び原子炉圧力 0.5 MPa の場合に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量が 120 m³/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m³/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の必要流量

格納容器代替スプレイ系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）
120m ³ /h	30m ³ /h

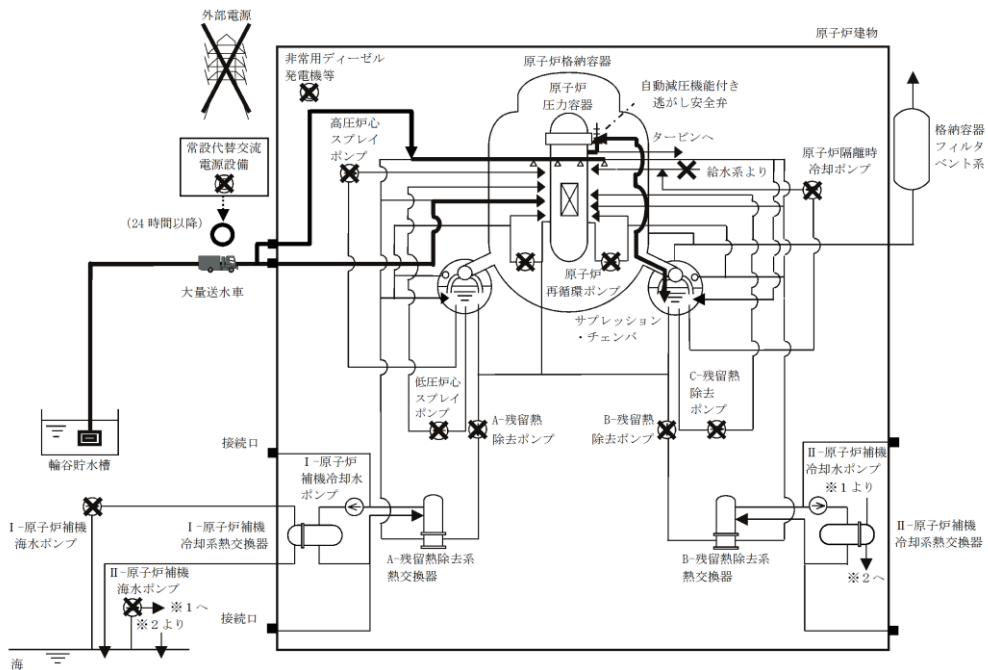


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」の
重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

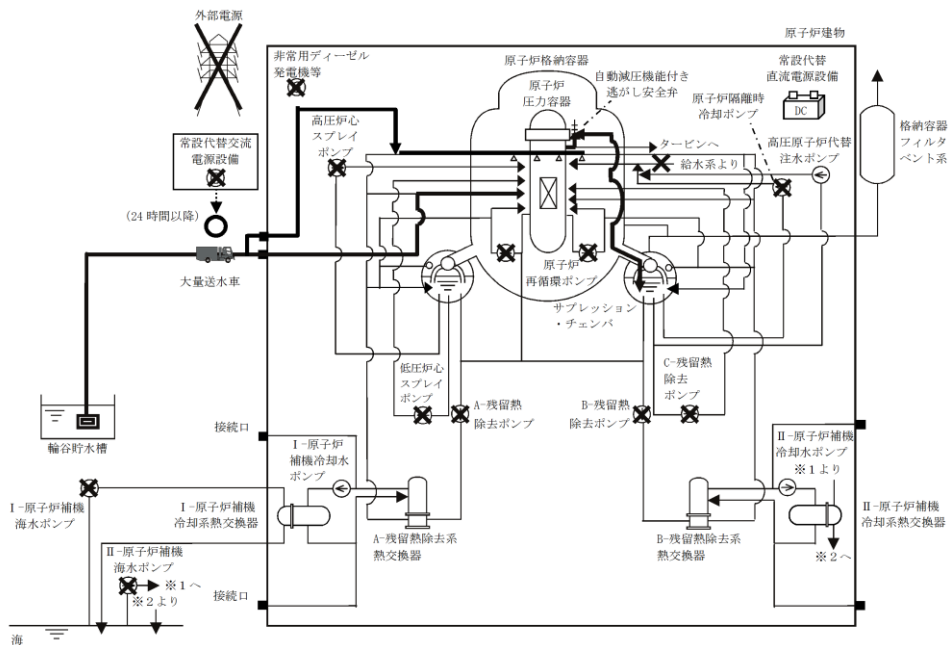


図2 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗」の
重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

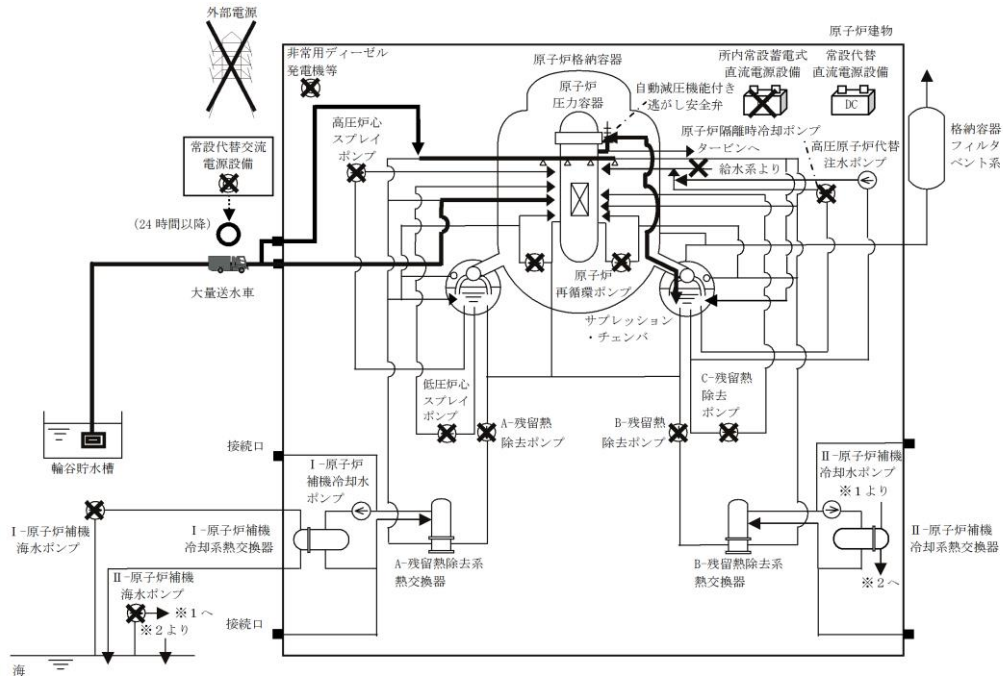


図3 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
 （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

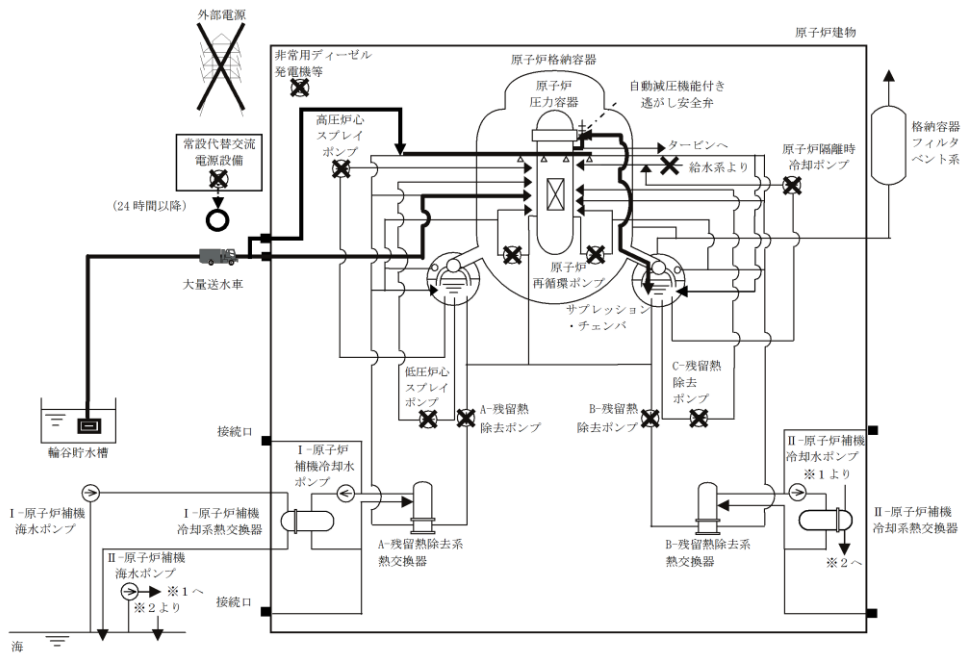


図4 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図
 （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

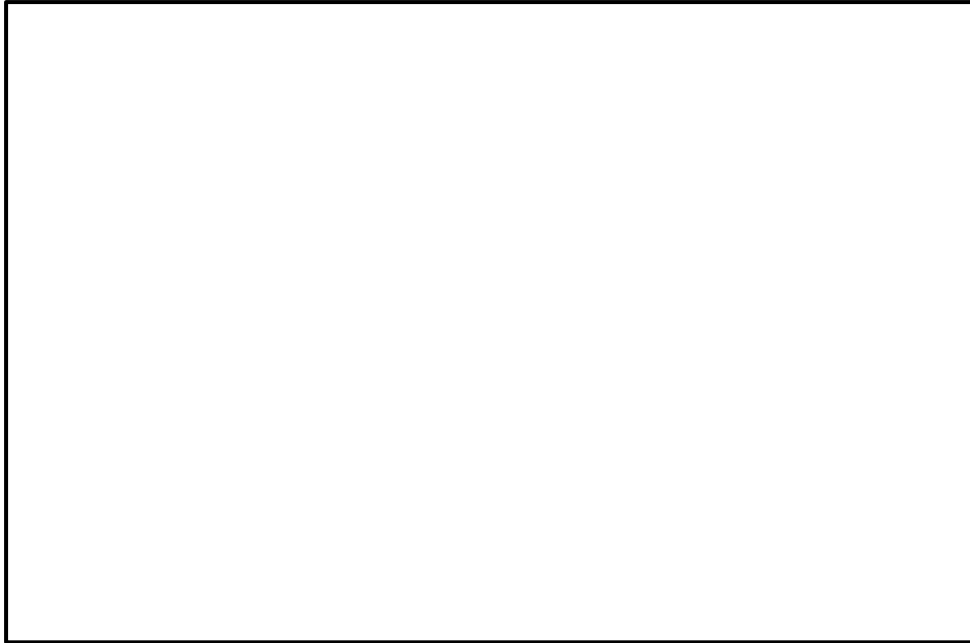


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

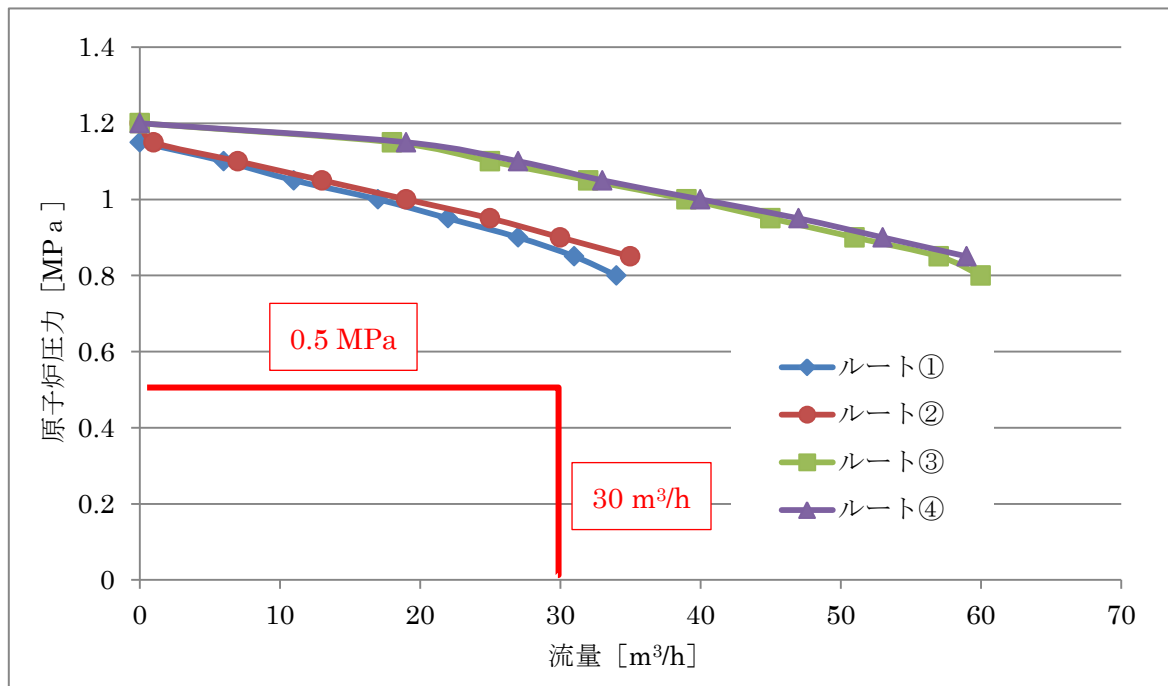


図6 原子炉圧力容器への注水特性（格納容器代替スプレイ 120m³/h 同時注水時）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-7 接続図

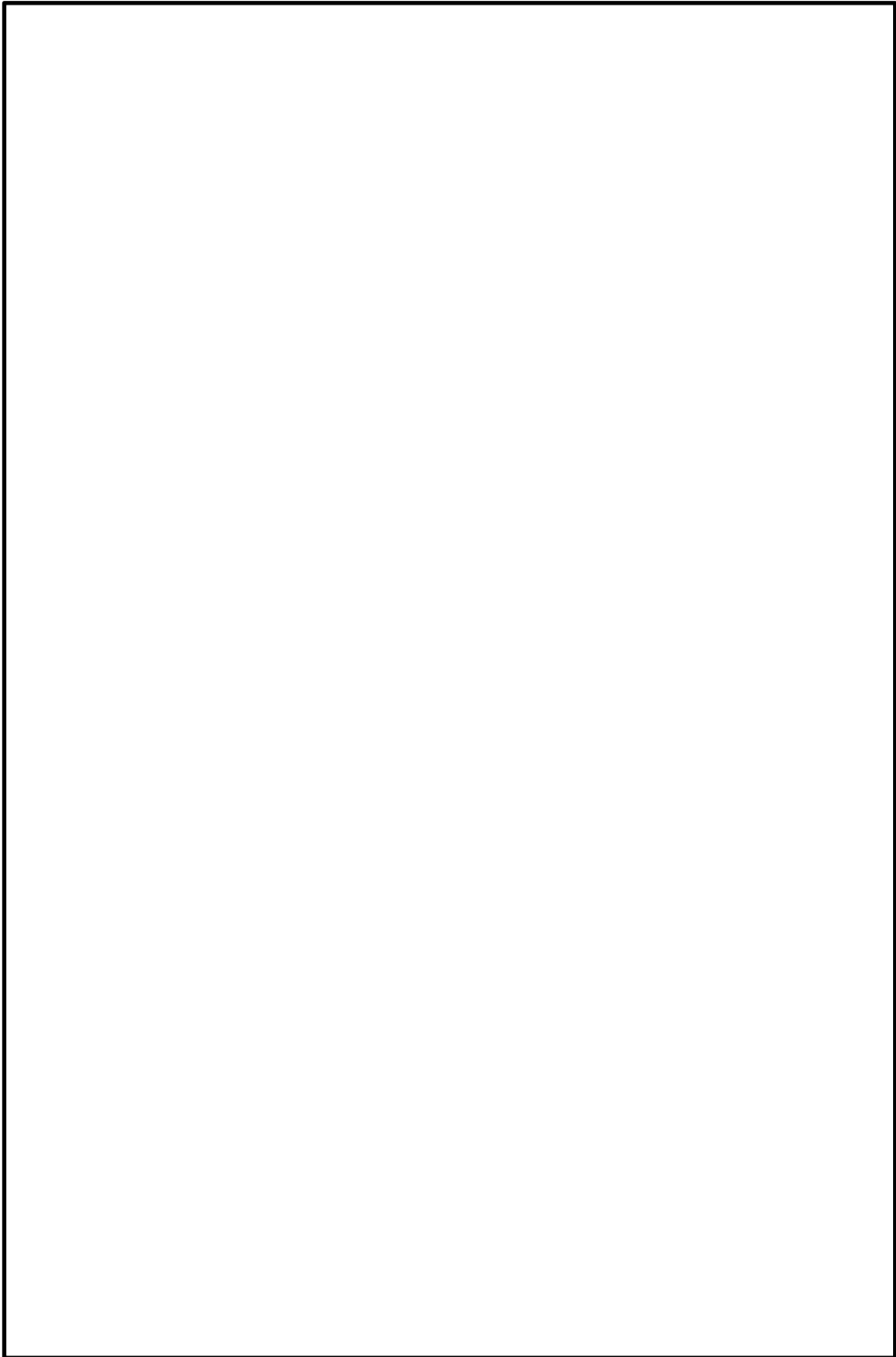
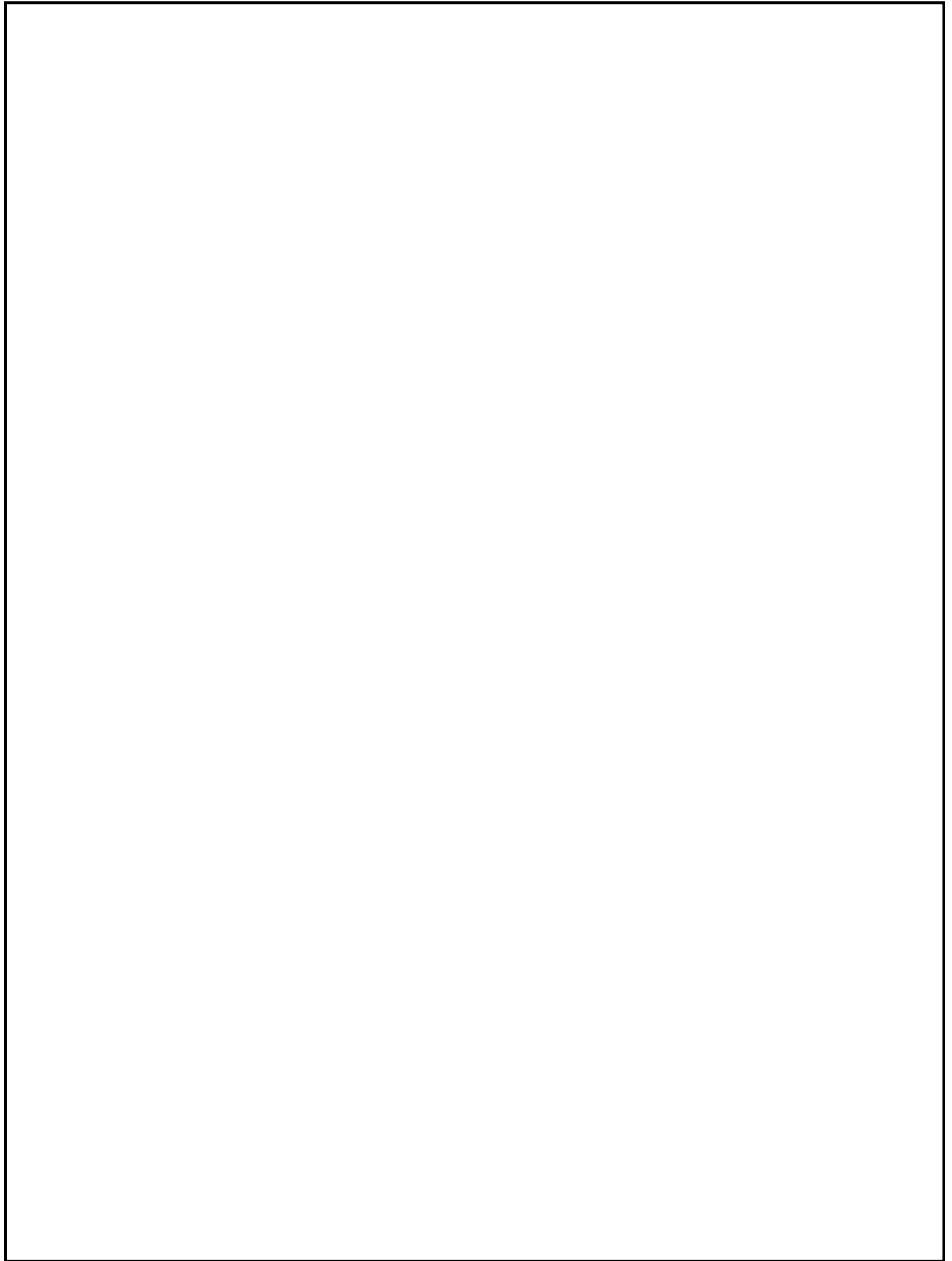


図 1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

図2 接続図（建物内接続 原子炉建物1階）

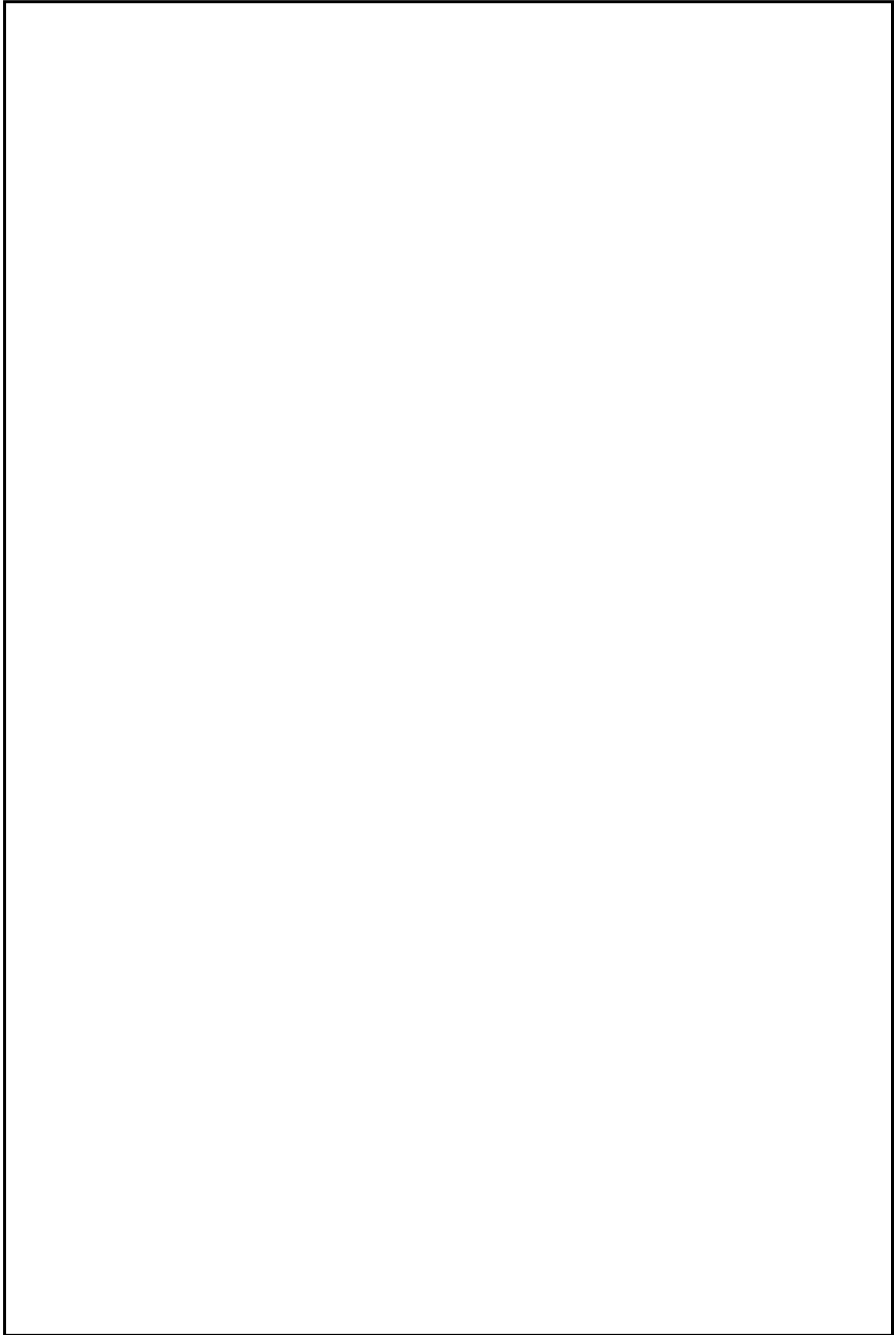


図3 接続図（建物内接続 原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-8 保管場所図

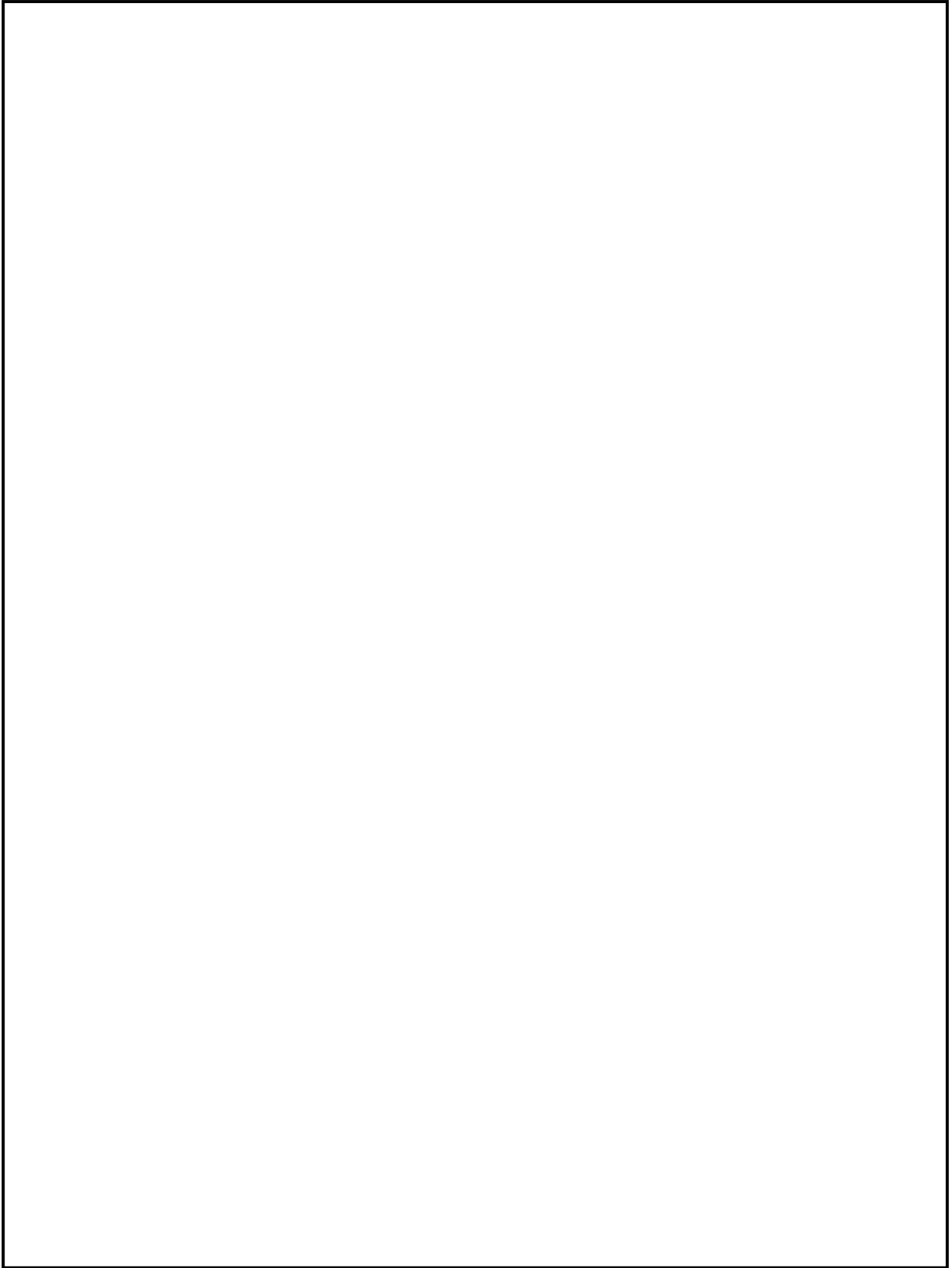


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

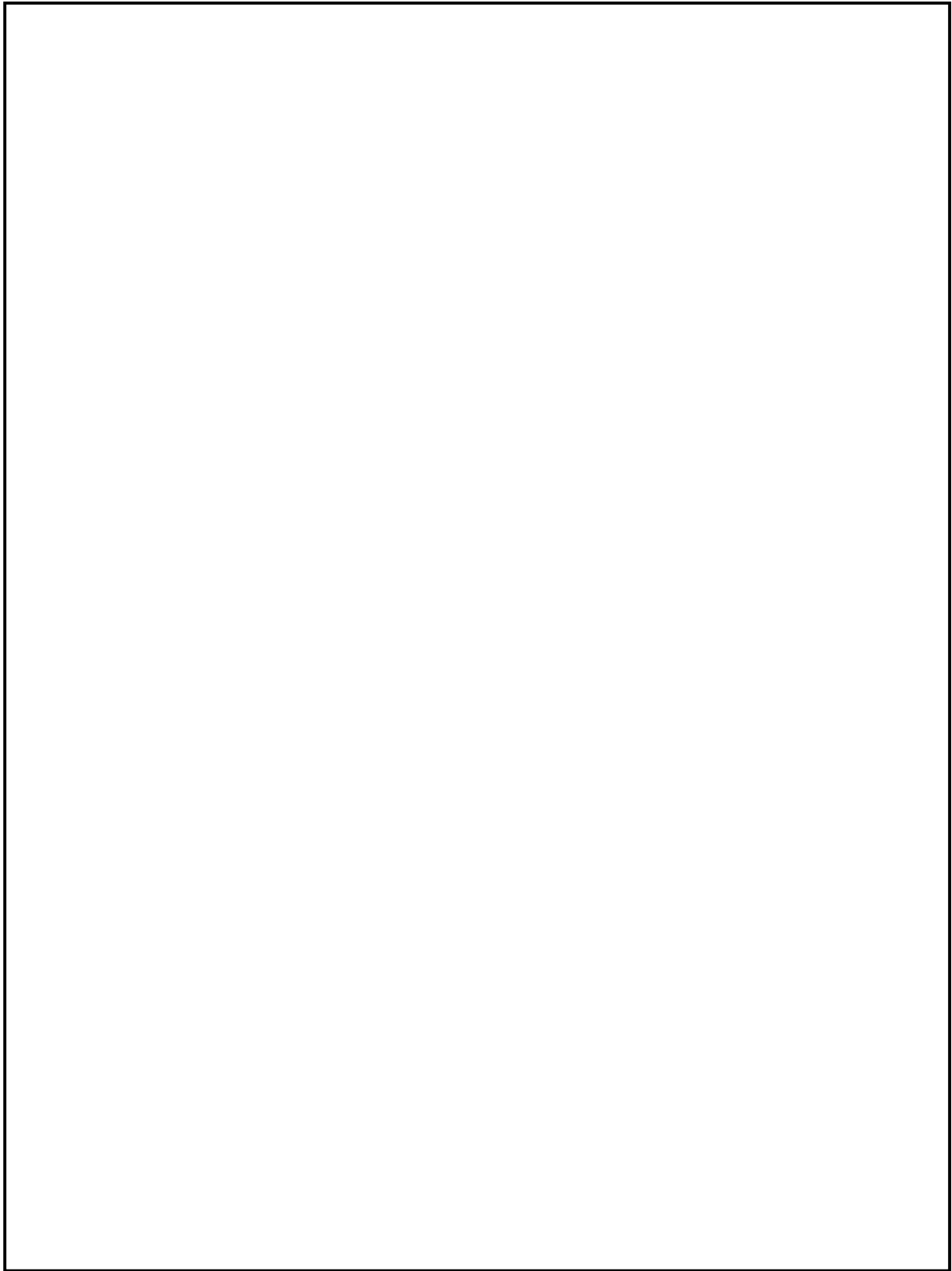


図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-9 アクセスルート図

島根原子力発電所2号炉『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

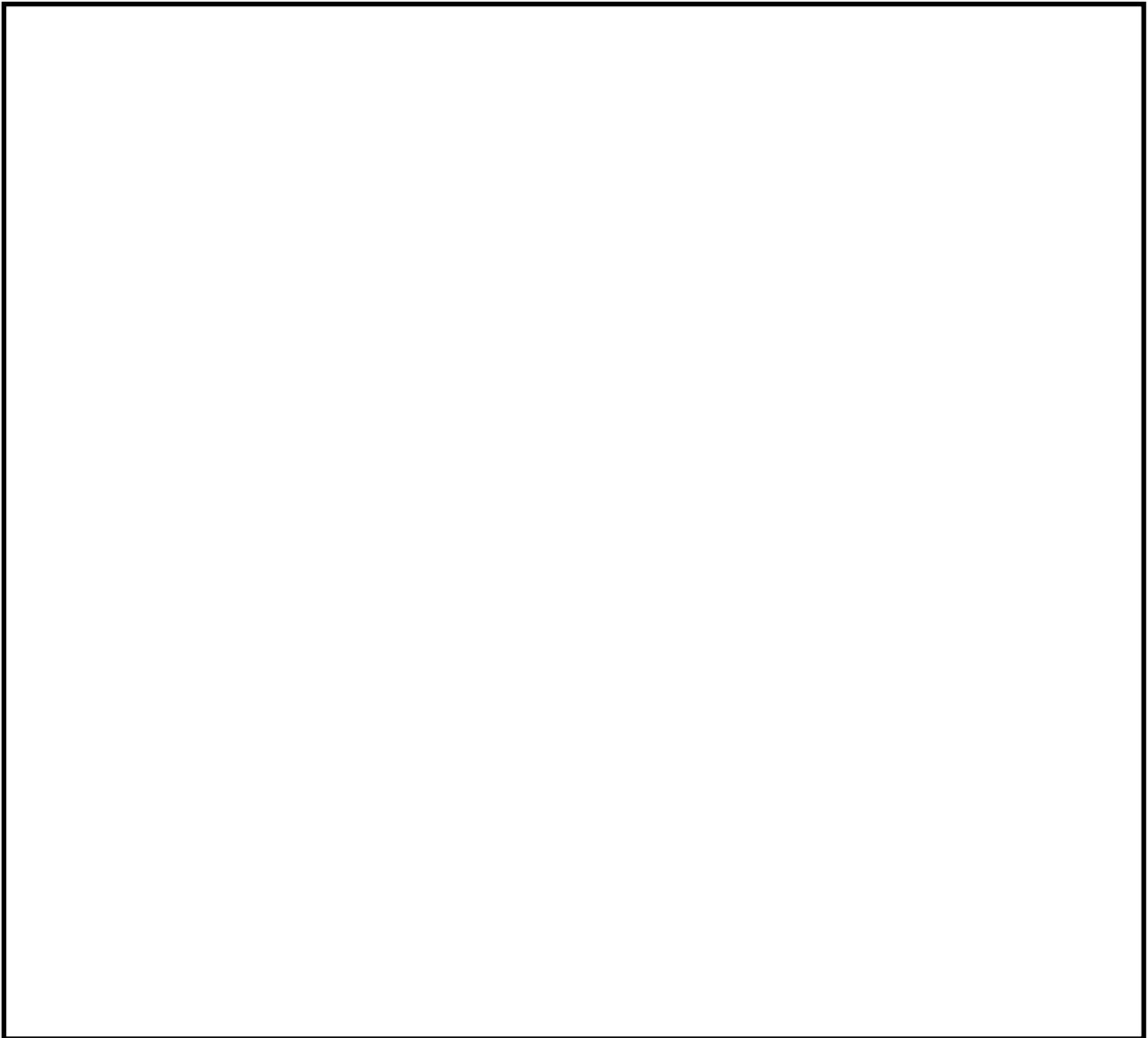


図1 保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

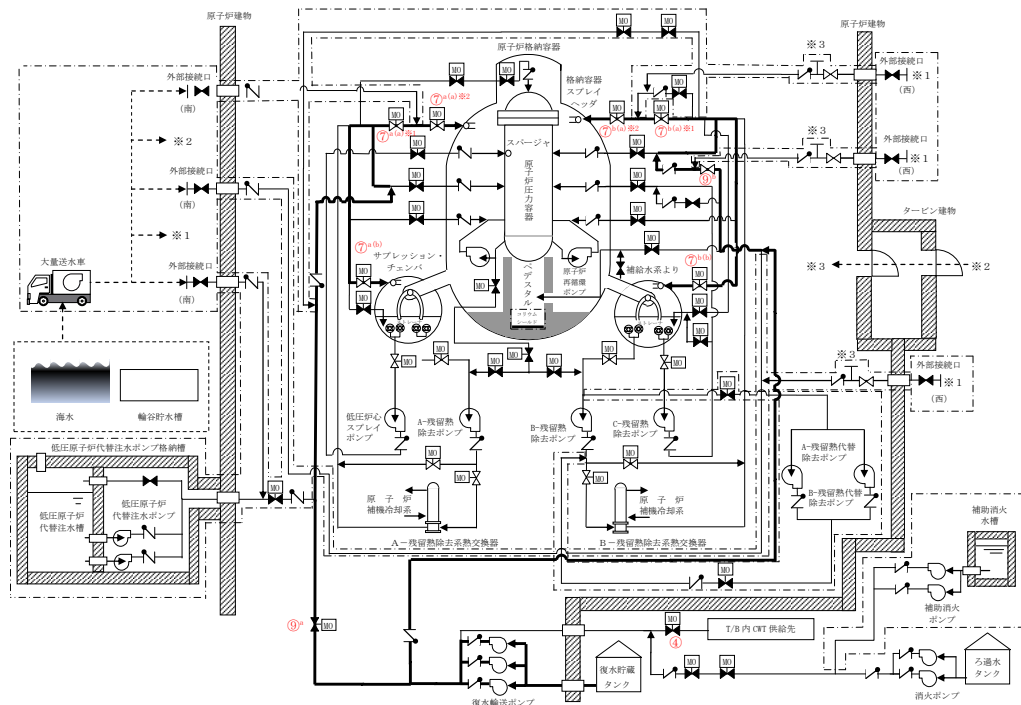
49-10 その他設備

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(1) 復水輸送系による格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、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復水輸送ポンプを用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

復水輸送系を用いた格納容器スプレイ手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水輸送系、低圧原子炉代替注水系、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。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○* : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

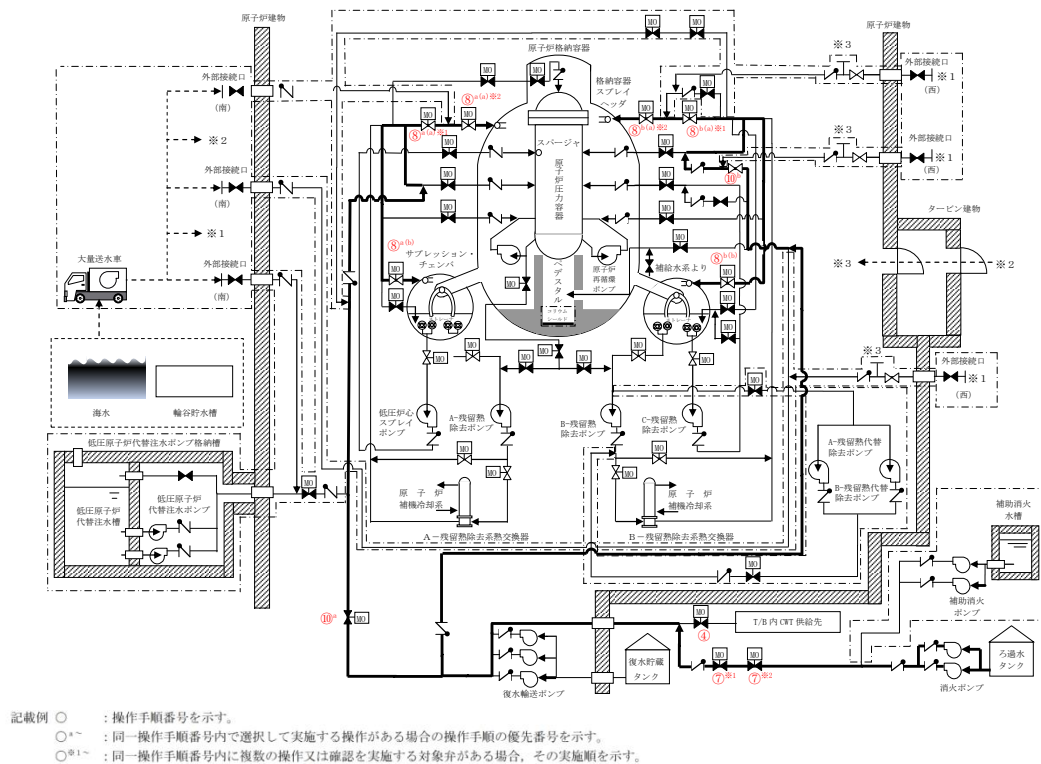
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(a)} *1	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(a)} *2	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(b)}	A-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(a)} *1	B-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(a)} *2	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(b)}	B-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階 (原子炉棟)

図1 復水輸送系による格納容器スプレイ 手順の概要図

(2) 消火系による格納容器スプレイ

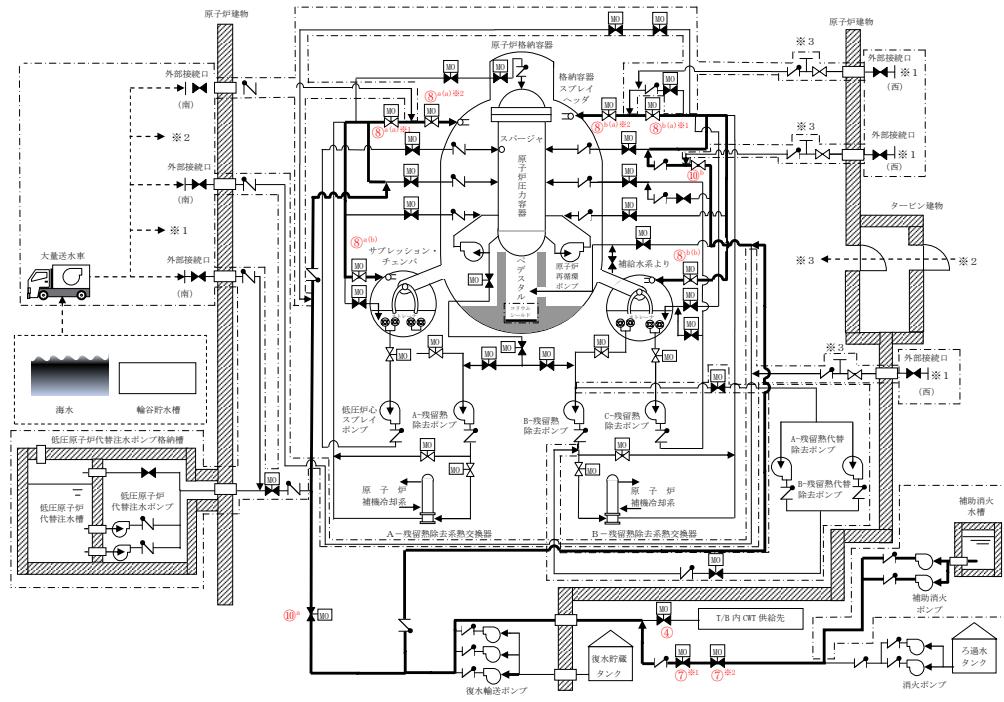
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ及び復水輸送ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系による格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、格納容器代替スプレイ系（常設）、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。



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{※1}	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{※2}	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{a(a)※1}	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{a(a)※2}	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{a(b)}	A-RHRトラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{b(a)※1}	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{b(a)※2}	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{b(b)}	B-RHRトラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階 (原子炉棟)

図2 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図
(消火ポンプを使用した場合)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{a(a)} *1	A-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{a(a)} *2	A-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{a(b)}	A-RHRトールススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{b(a)} *1	B-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{b(a)} *2	B-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^{b(b)}	B-RHRトールススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物2階 (原子炉棟)

図3 消火系による格納容器スプレー 手順の概要図
 (補助消火ポンプを使用した場合)

(3) ドライウェル冷却系による格納容器内除熱

格納容器代替スプレー及び残留熱除去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（ガスタービン発電機）により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却機装置を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却機装置を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

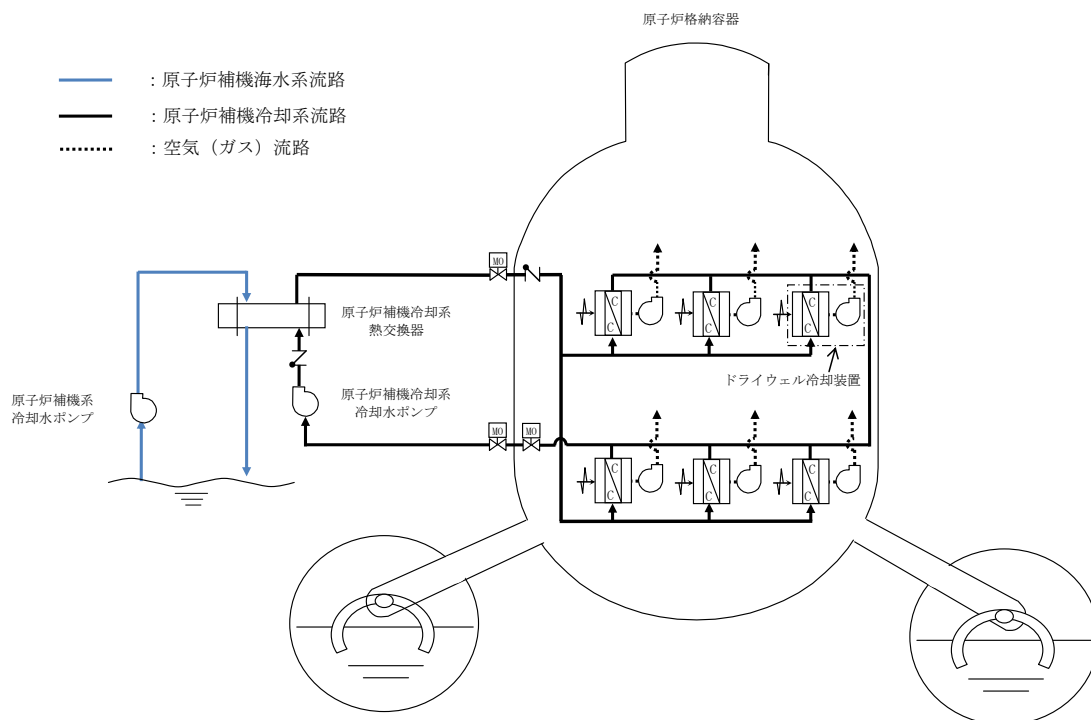


図4 ドライウエル冷却装置による原子炉格納容器からの除熱概略図

49-11 送水ヘッダについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、送水ヘッダを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（49-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し、大量送水車は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

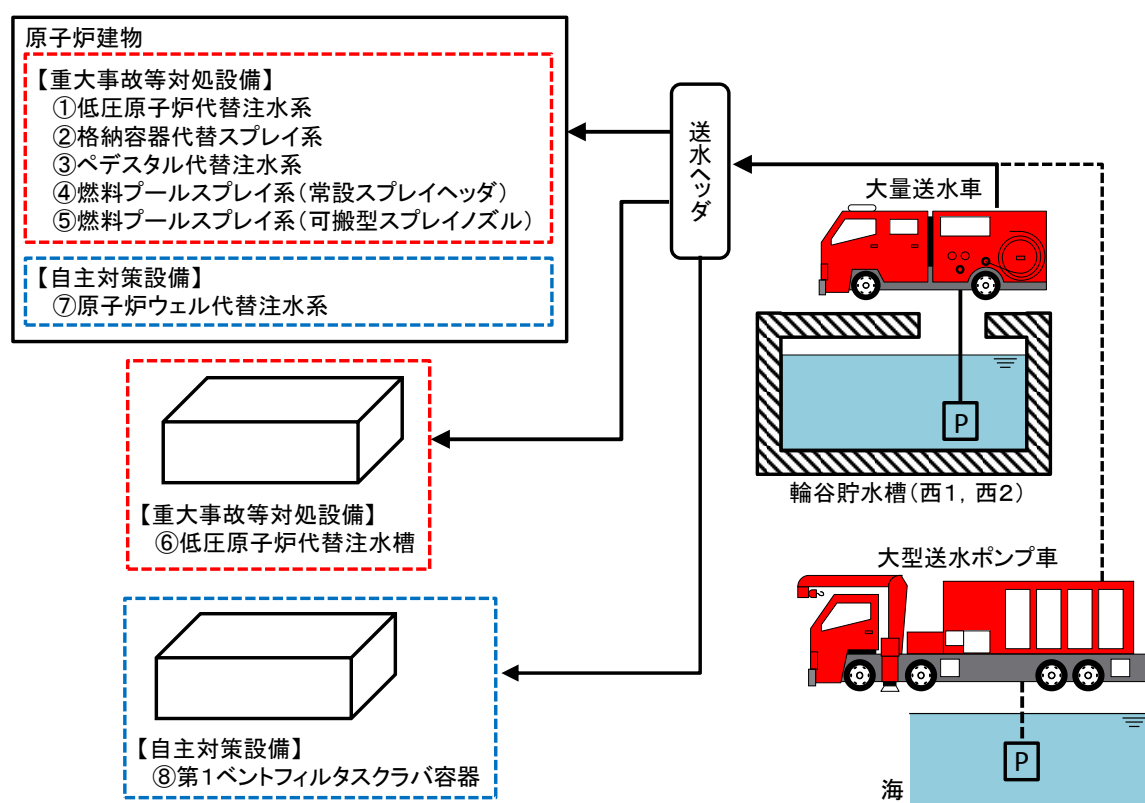


図1 全体系統概要図

(2) 送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ，及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表1に示す。

表1 送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{*1, 2}							
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
高圧・低圧注水機能喪失	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期T B）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B U）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B D）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B P）	2h20m	21h	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	19h	—	—	—	8h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
L O C A時注水機能喪失	—	21h	—	—	—	2h30m	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	—	—	—	—	—	—	—	—
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	27h ^{*3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
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								
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故								
想定事故1	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故								
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は，記載時間以降は適宜実施。

※3：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一對一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表2に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図2に示す。

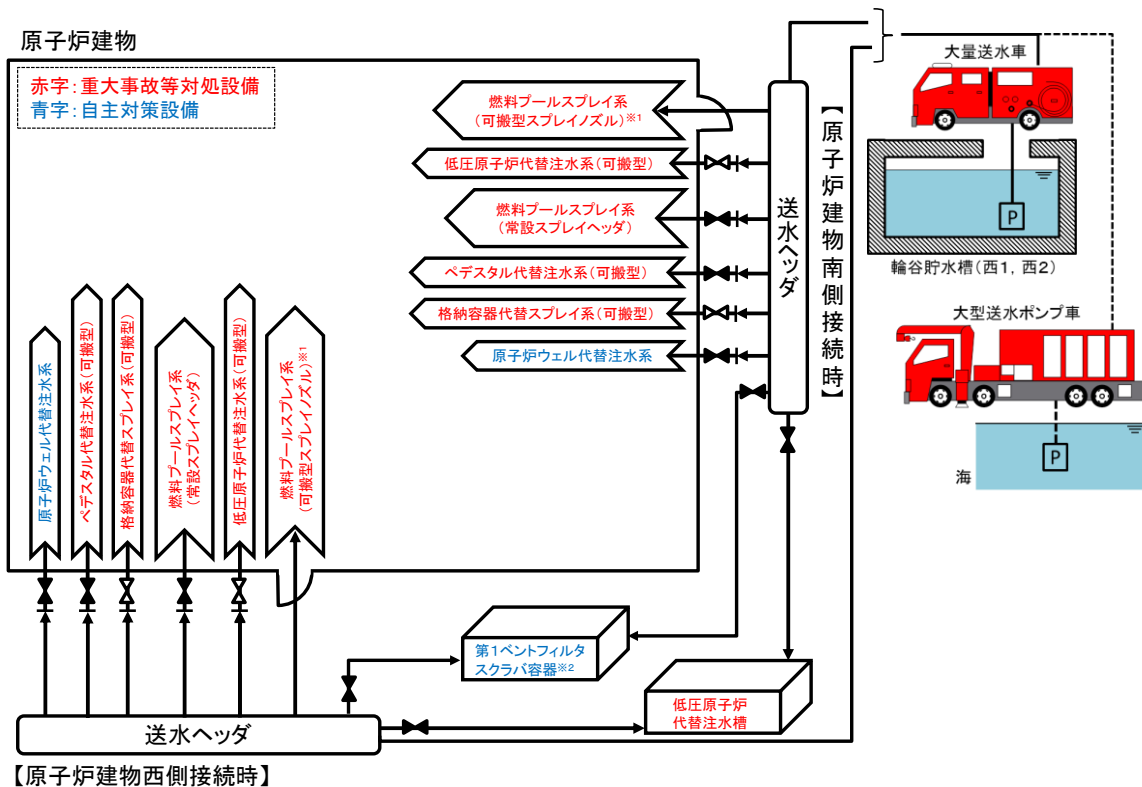
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	低圧原子炉代替注水元弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	格納容器代替スプレイ元弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	ペDESTAL代替注水元弁	接続口	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口
④	S F P S注水ライン 流量調節弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※2
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※3
⑦	A R W F注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウェル代替注水系接続口
⑧	FCVS補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※1：「①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



【原子炉建物西側接続時】

※1: 全て可搬型の機器により構成する系統であり、常設配管は使用しない。
 ※2: 海を水源とした補給は行わない。

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切替えの容易性

送水ヘッドを使用する各系統における送水ヘッドの流路構成は、送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

送水ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤操作の防止のため、接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。

4. 悪影響の防止

送水ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

送水ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。