

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	原子炉建物原子炉棟内設備	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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



47-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

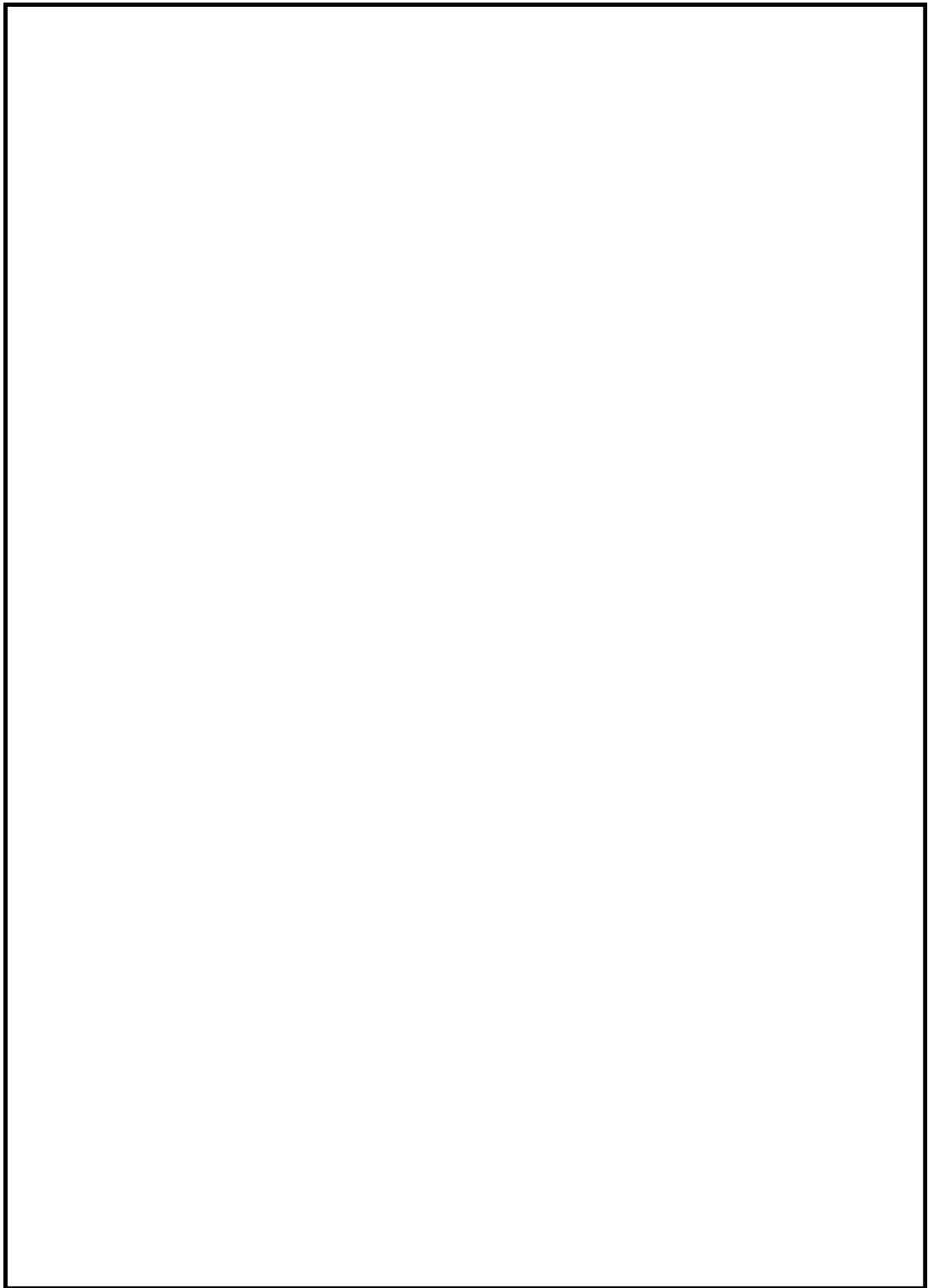


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る中央制御室操作盤の配置図（制御室建物4階）

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。



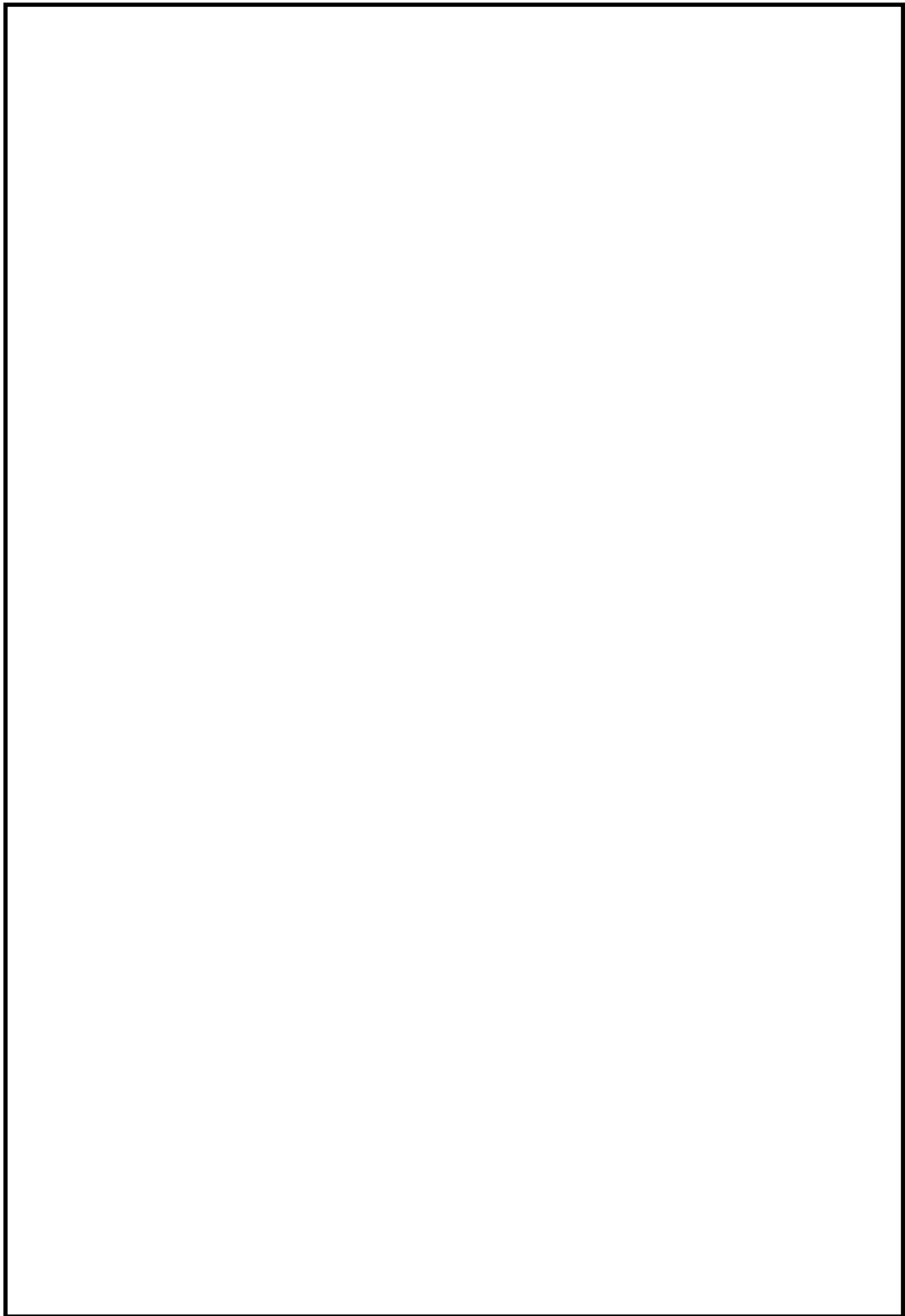


図2 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

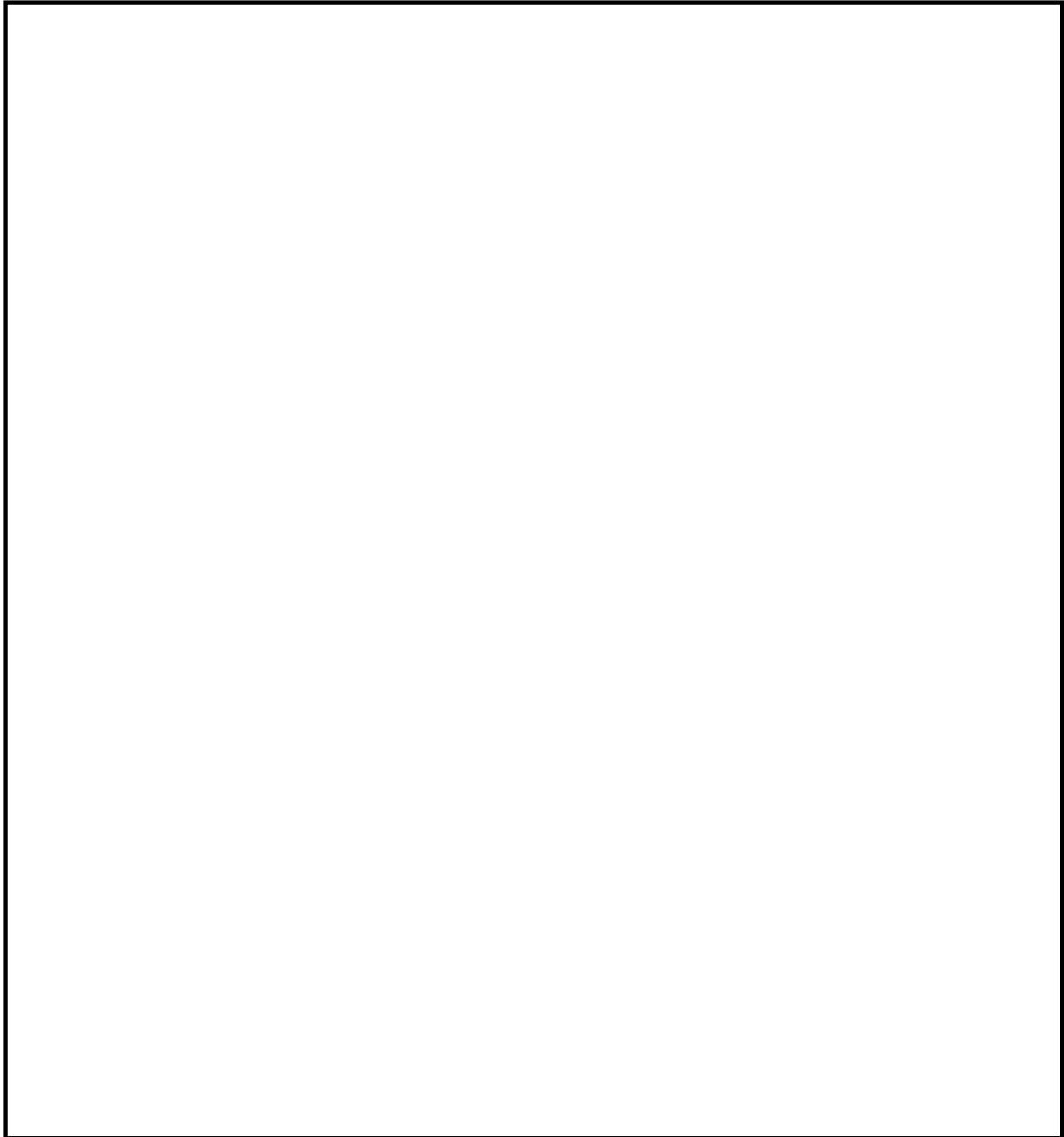


図3 残留熱除去ポンプおよび低圧炉心スプレイ・ポンプの配置図（原子炉建物地下2階）

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。

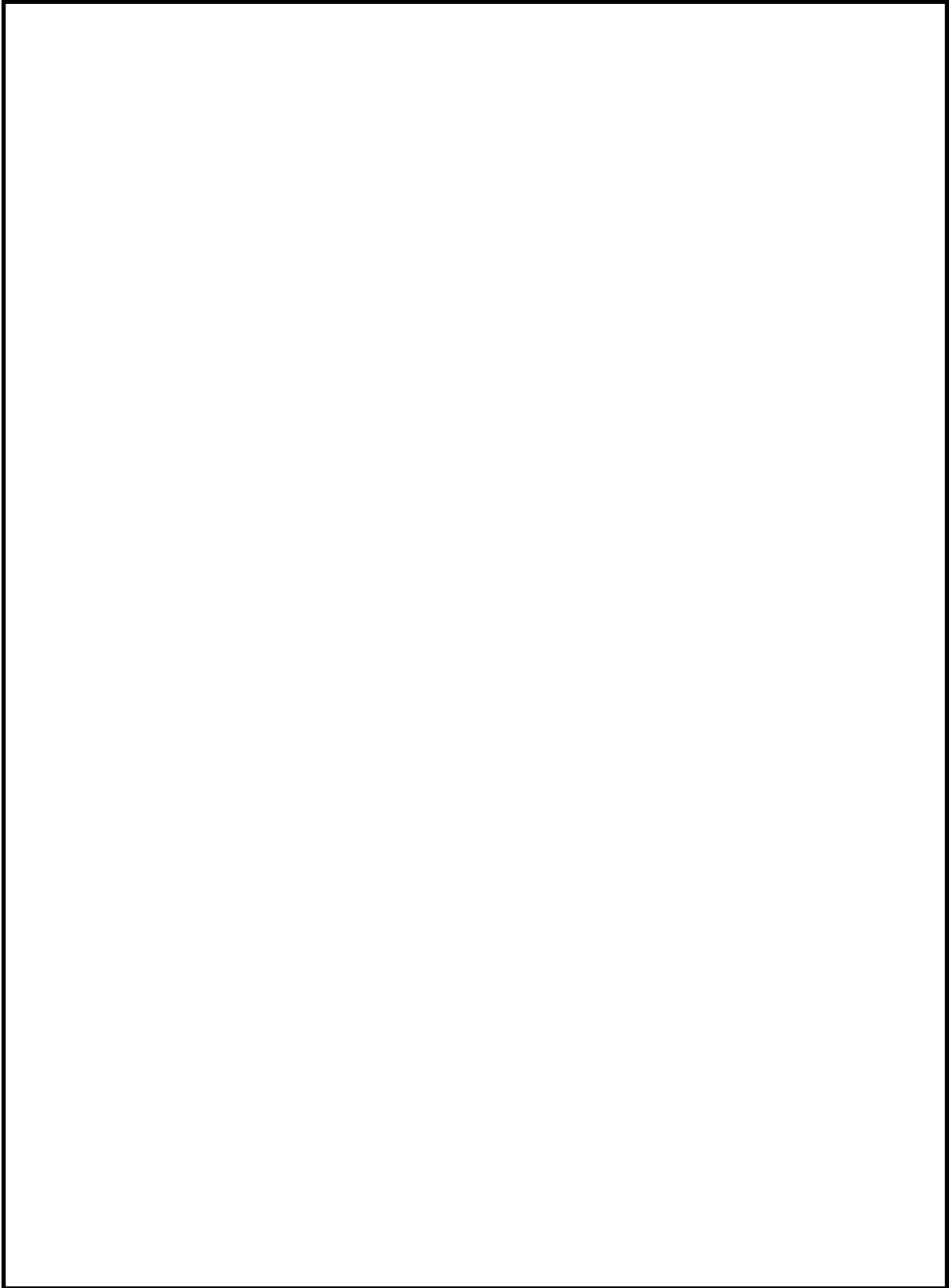


図4 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る機器の配置図  
（原子炉建物1階）

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。

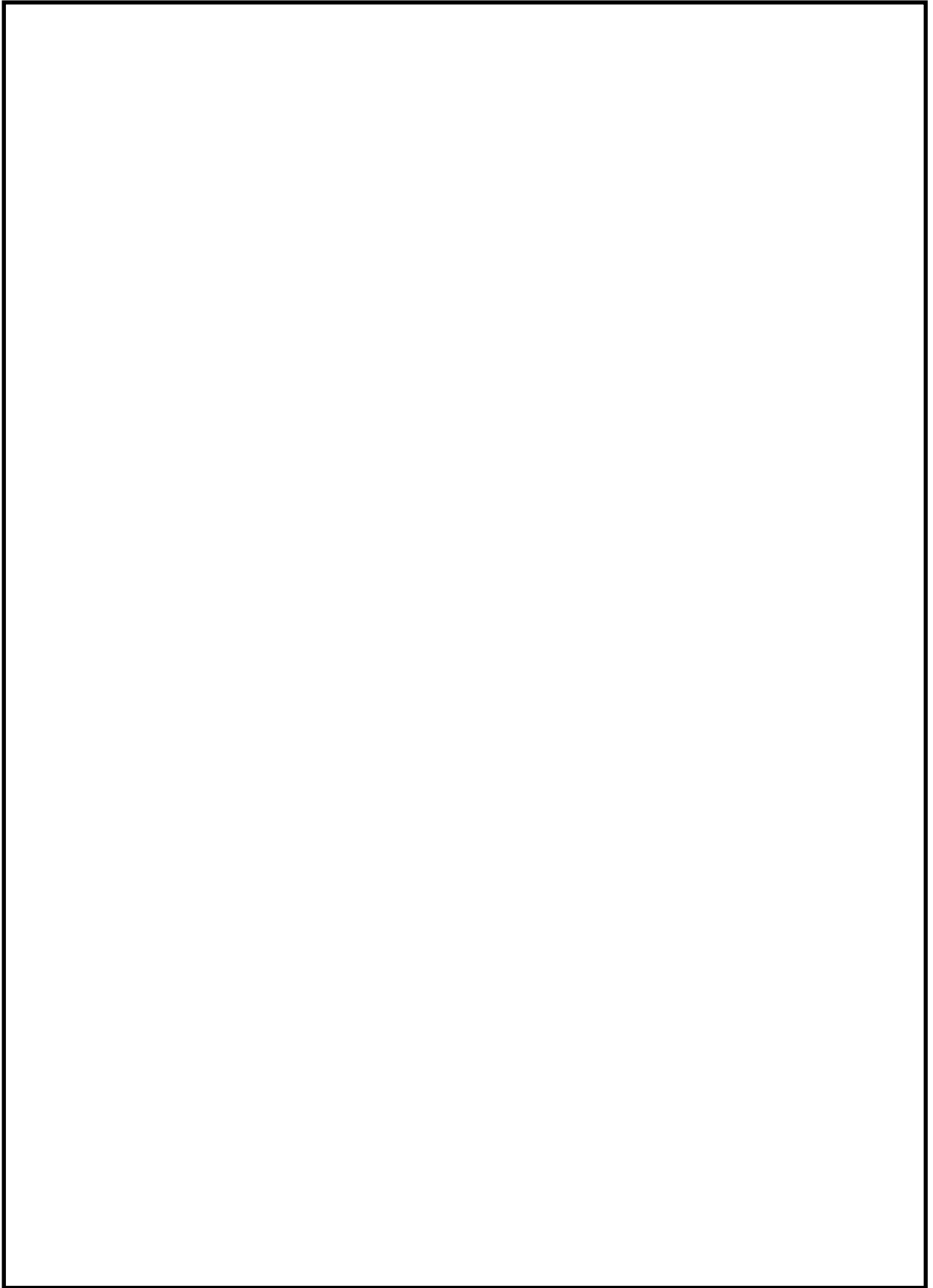


図5 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水に係る機器の配置図（原子炉建物1階）

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。

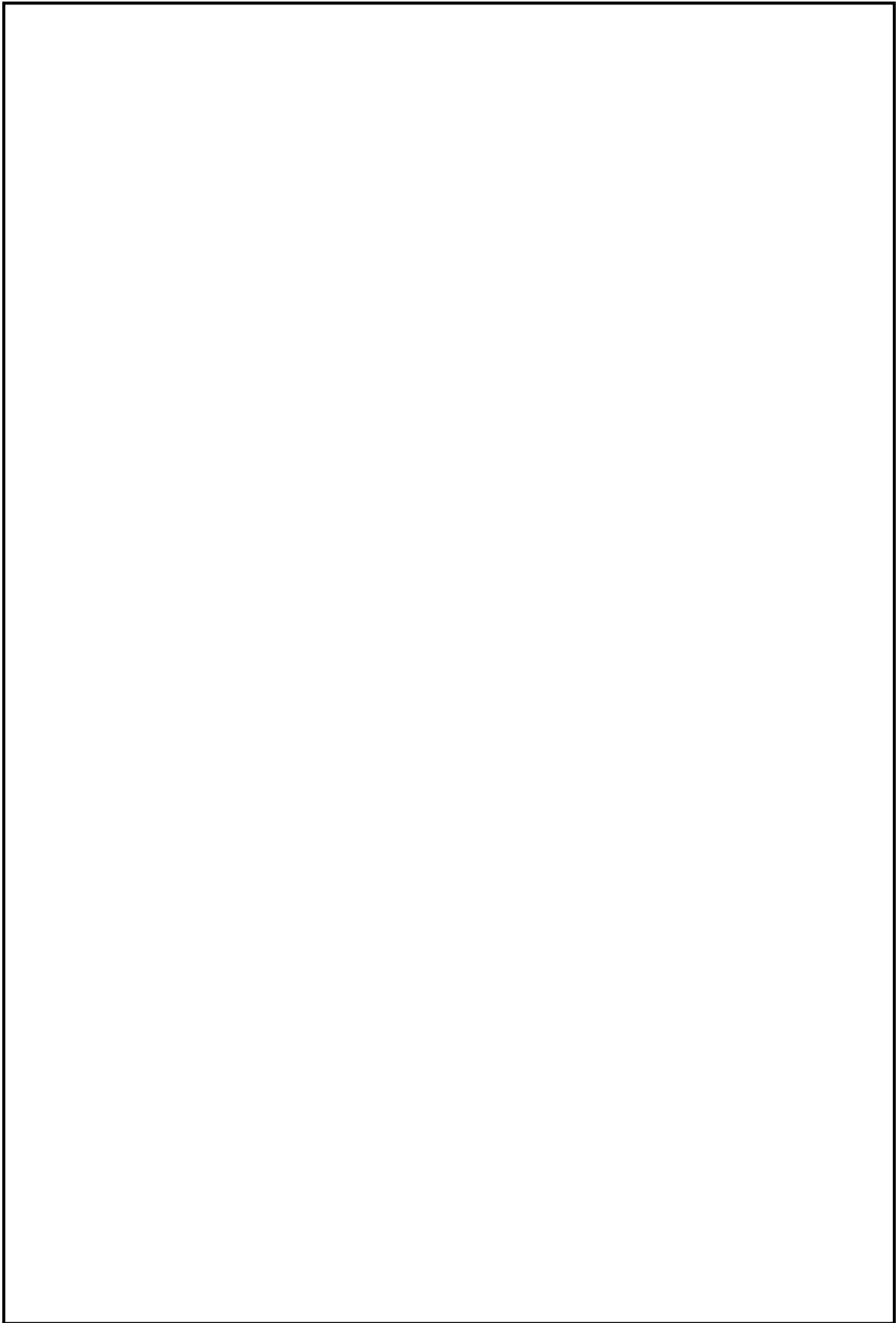


図6 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水に係る機器の配置図（原子炉建物2階）

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。

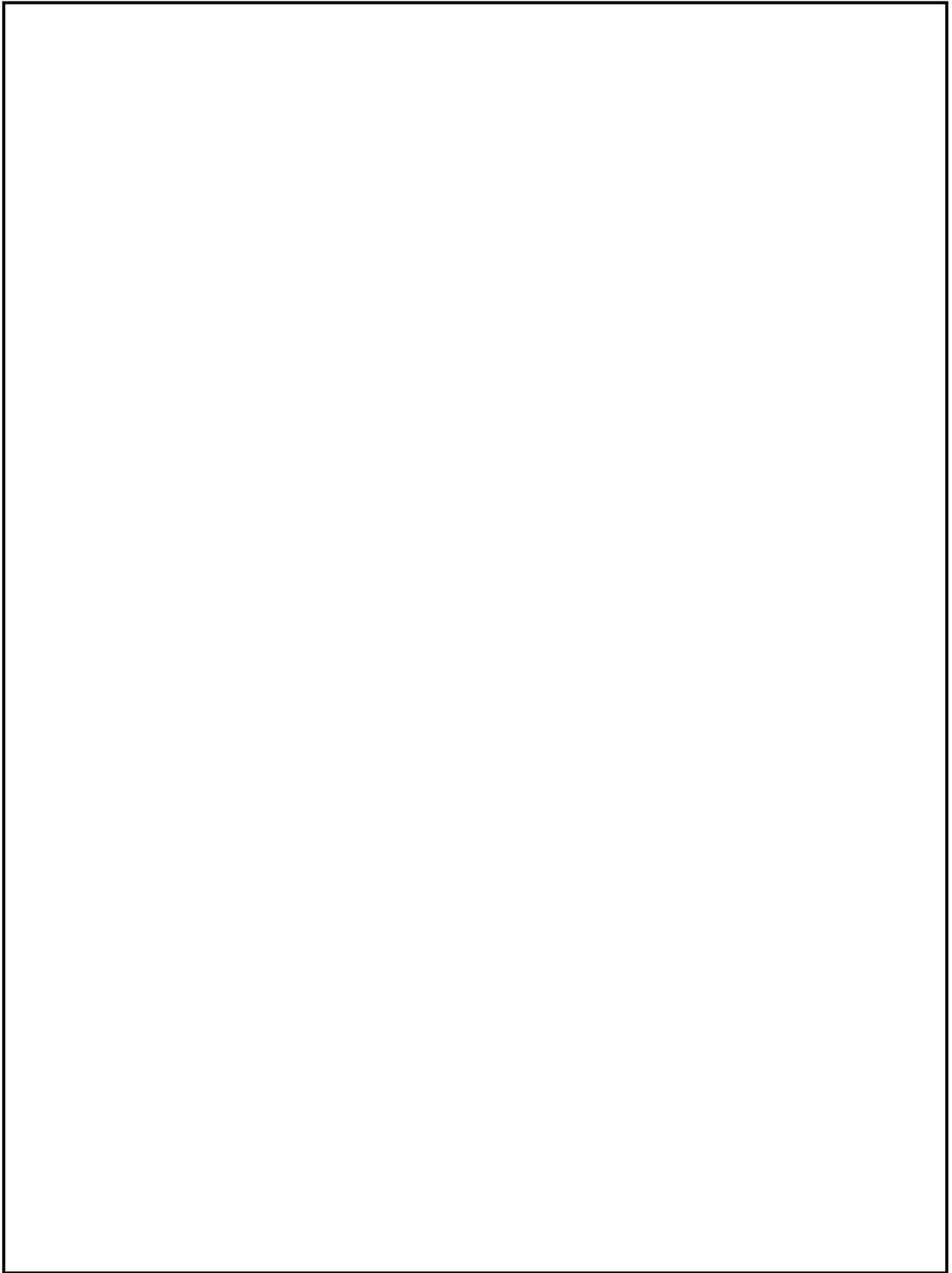


図7 低圧原子炉代替注水系（可搬型）に係る弁の配置図

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。

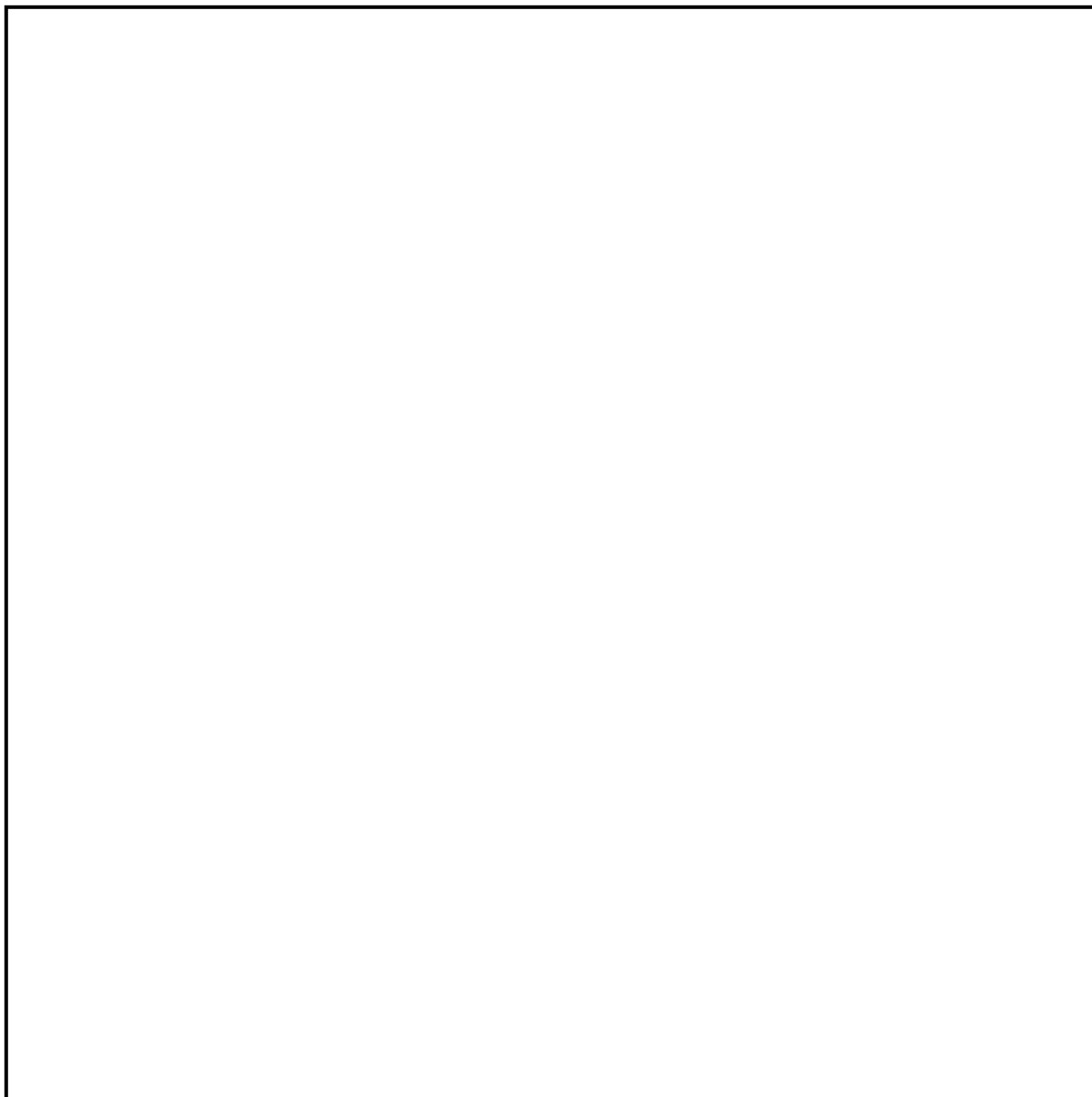
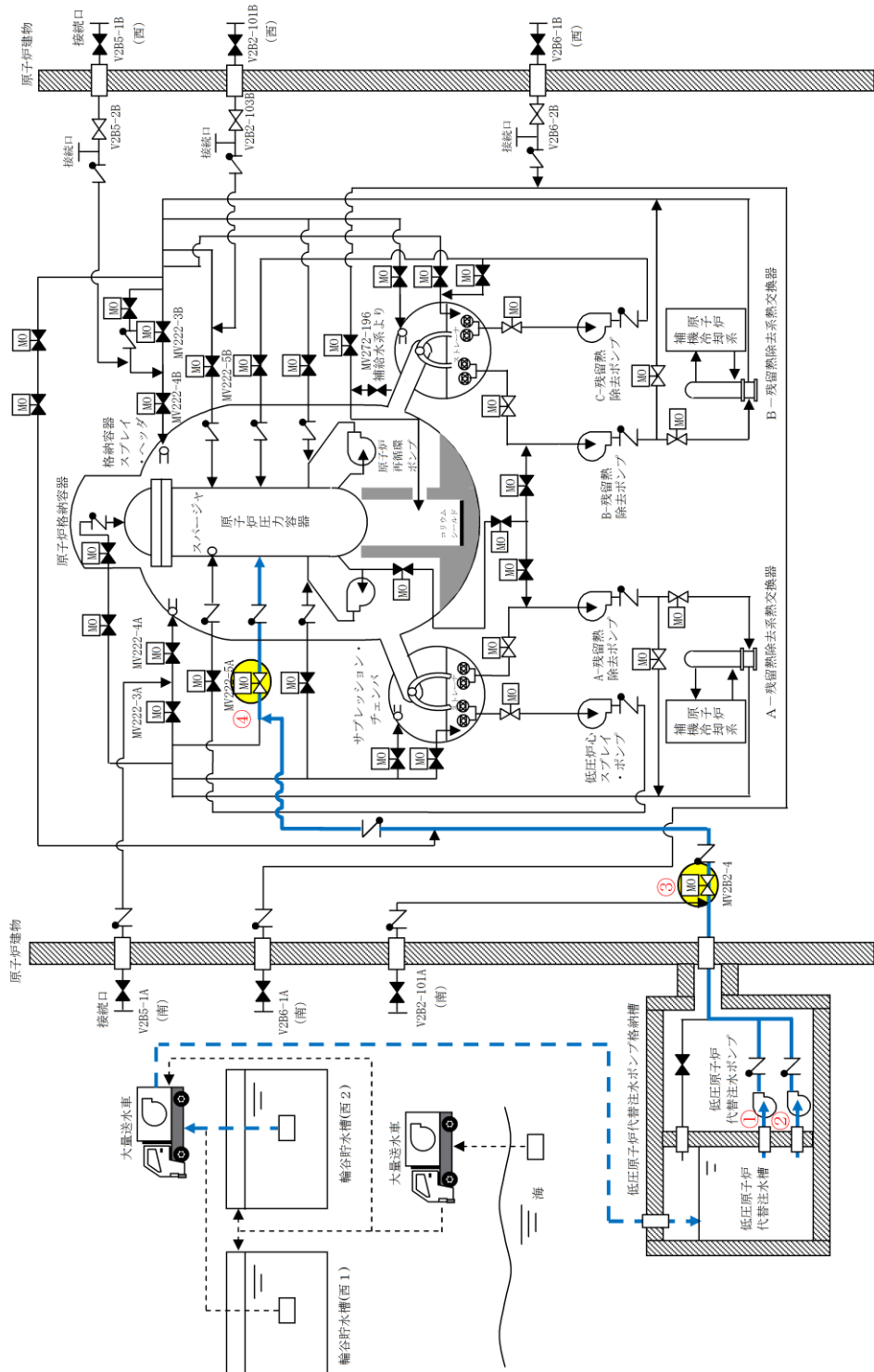


図 8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物 3 階）

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	停止→起動	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	停止→起動	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注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室



No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	F L S R 注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	F L S R 可搬式設備 A-注水ライン イン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

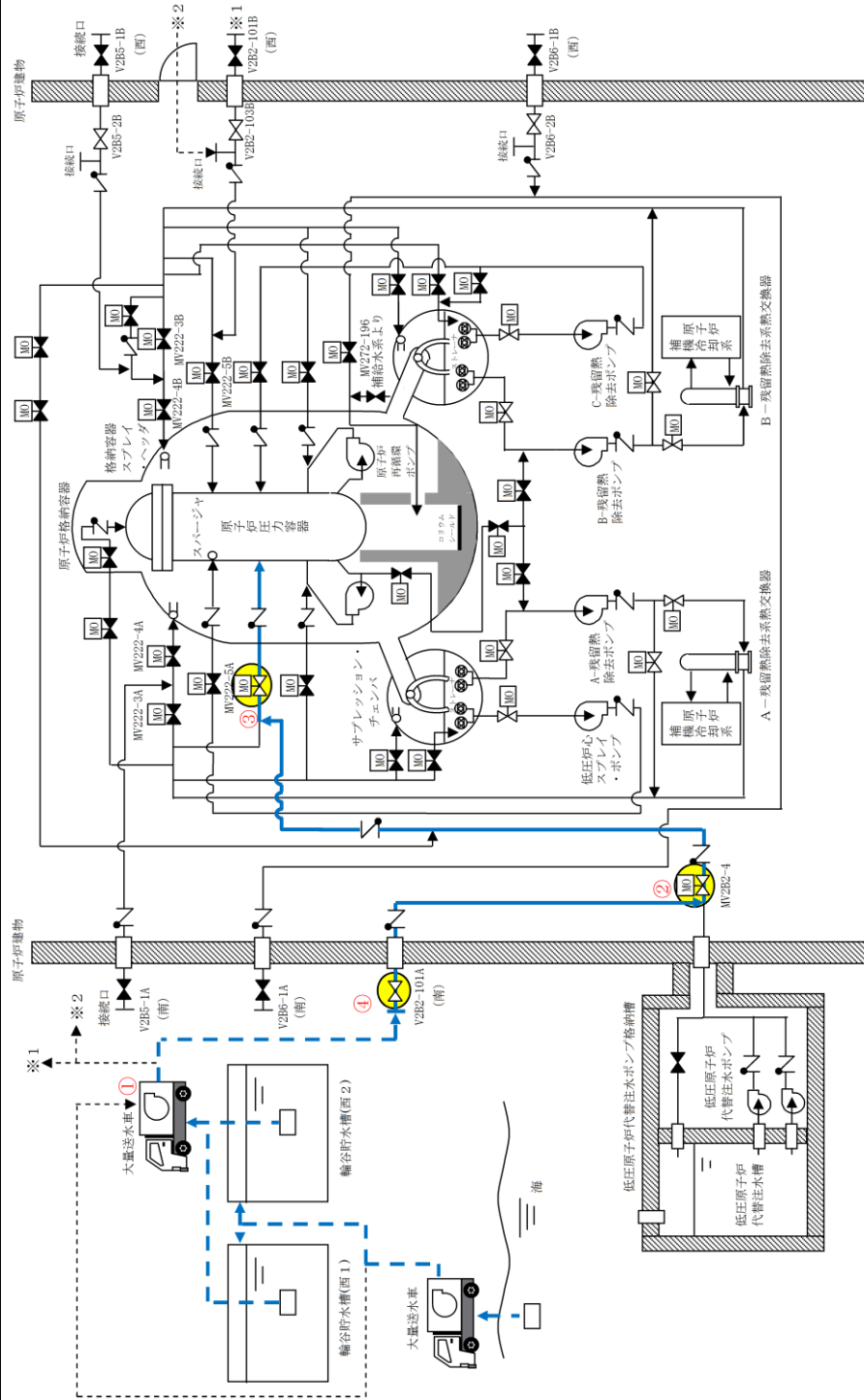


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 A-RHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR可搬式設備 イン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

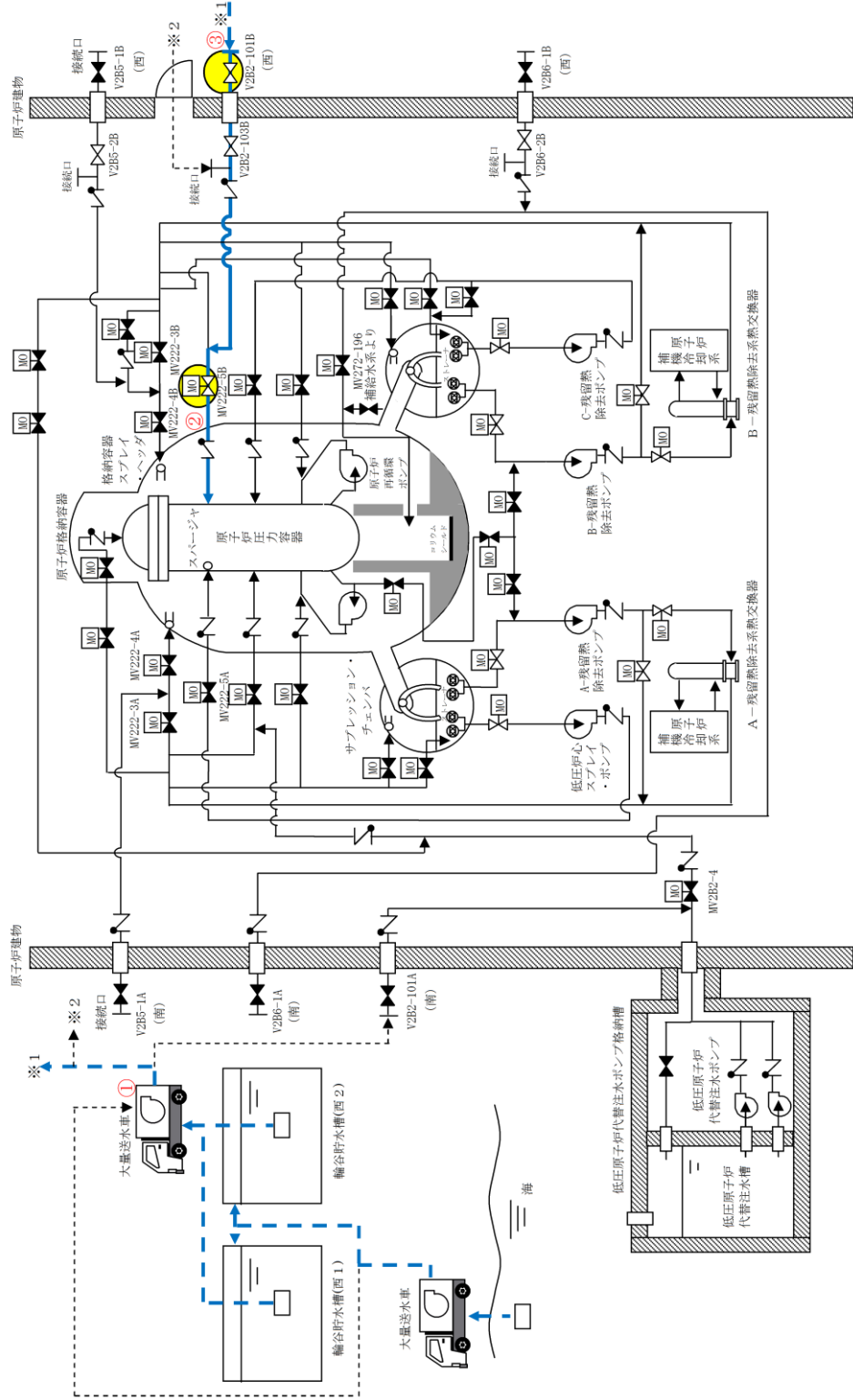


図3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR可搬式設備 イン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物付属棟1階

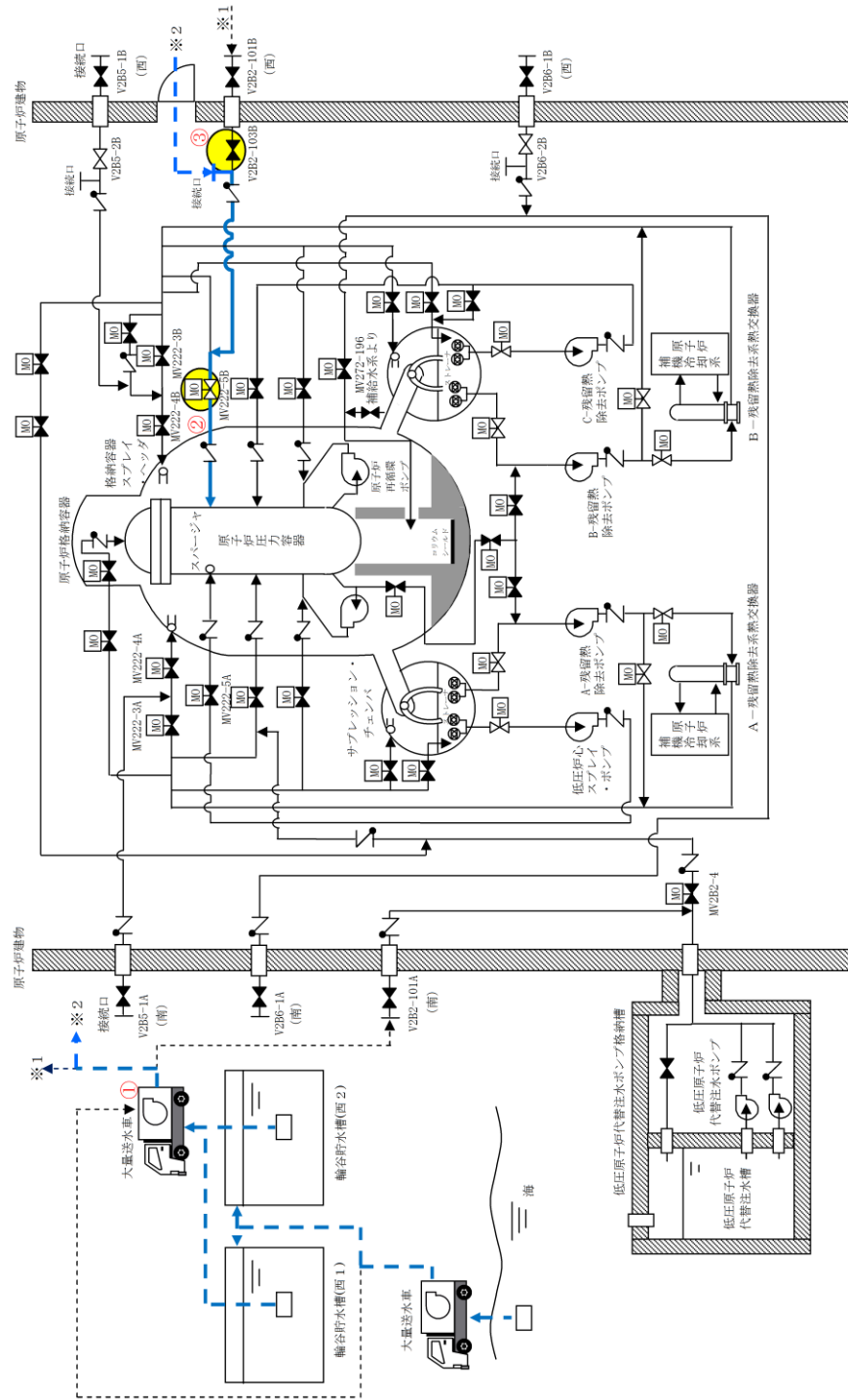


図4 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水（屋内接続口使用時）

#### 47-5 試験及び検査

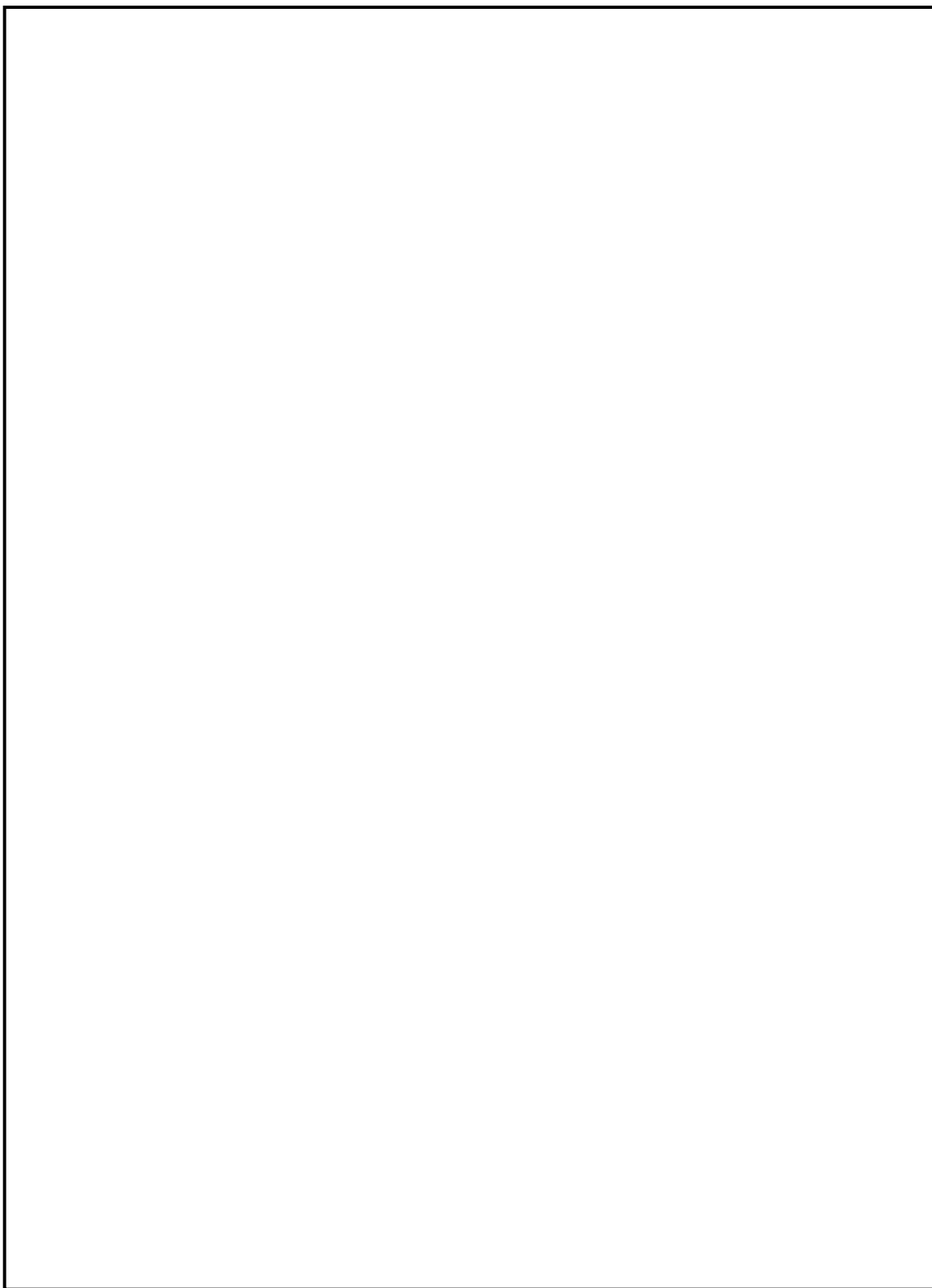


図1 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

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。

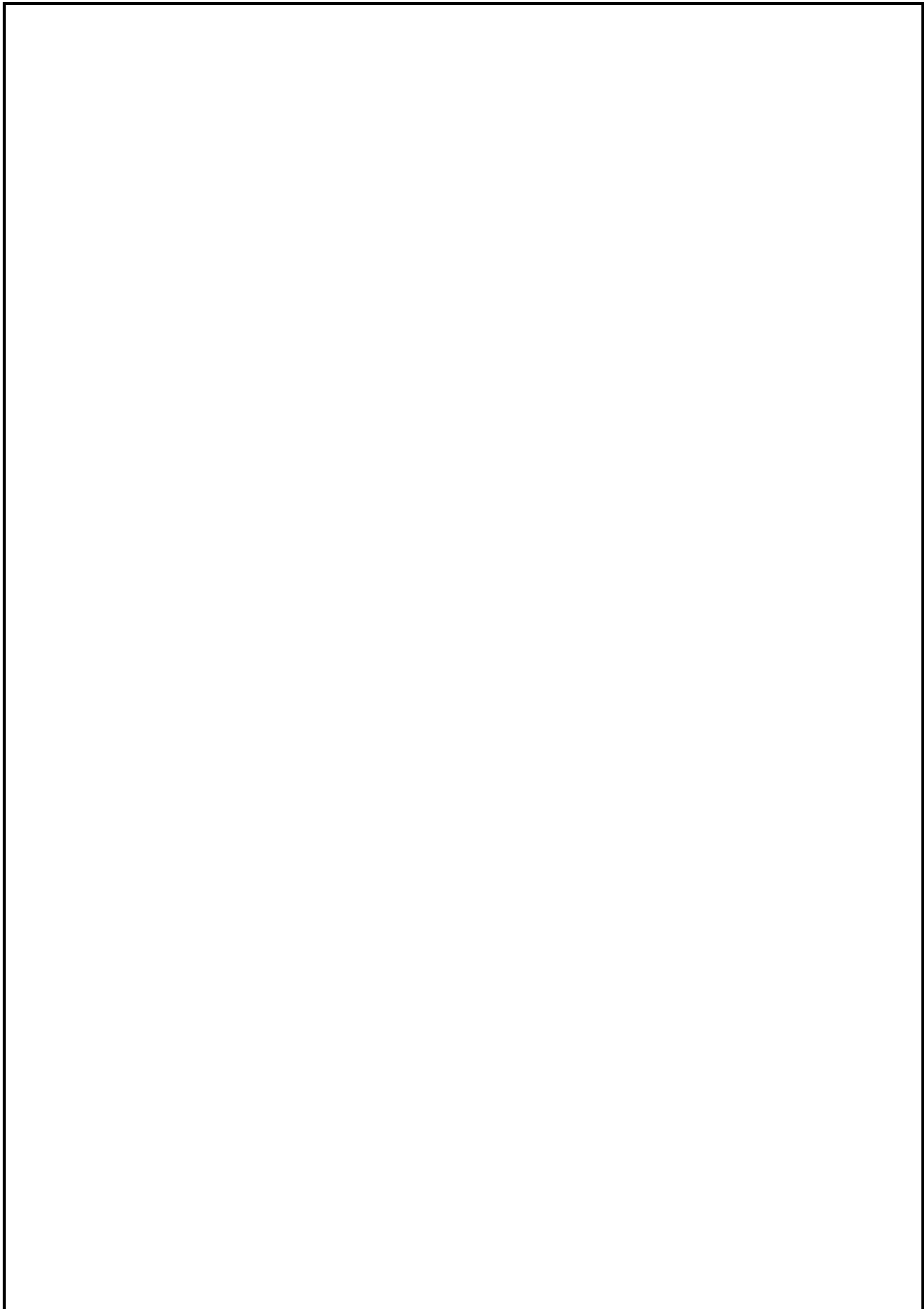


図3 運転性能検査系統図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

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。



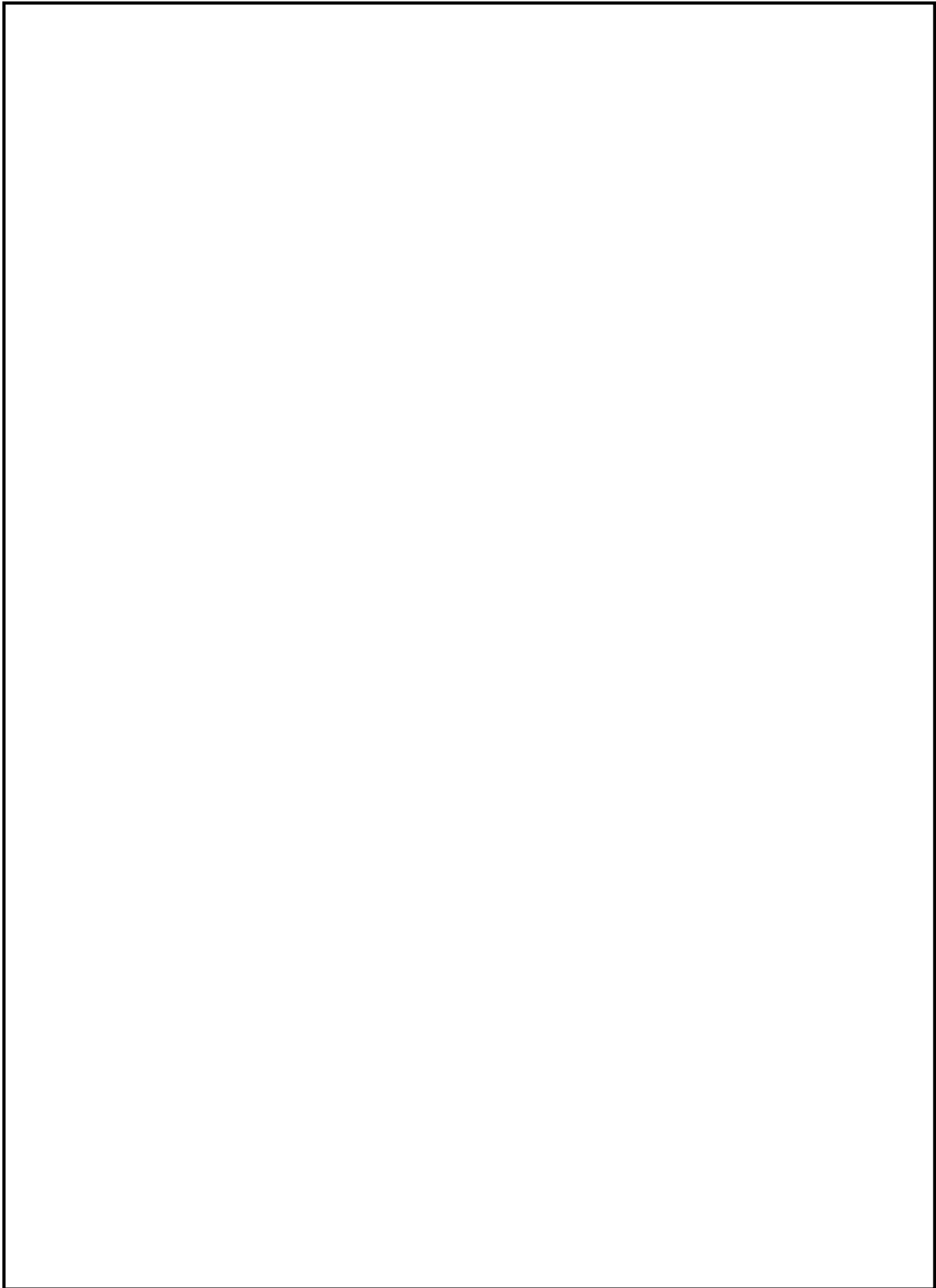


図 4 運転性能検査系統図（大量送水車）

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 <sup>3</sup> /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 230m<sup>3</sup>/h/台以上(注1) / 230m<sup>3</sup>/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: 200m<sup>3</sup>/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、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 200m<sup>3</sup>/h であることから、200m<sup>3</sup>/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: 30m<sup>3</sup>/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、230m<sup>3</sup>/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 200m<sup>3</sup>/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)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 230 / 3600

H : 揚程 (m) = 190

$\eta$  : 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）

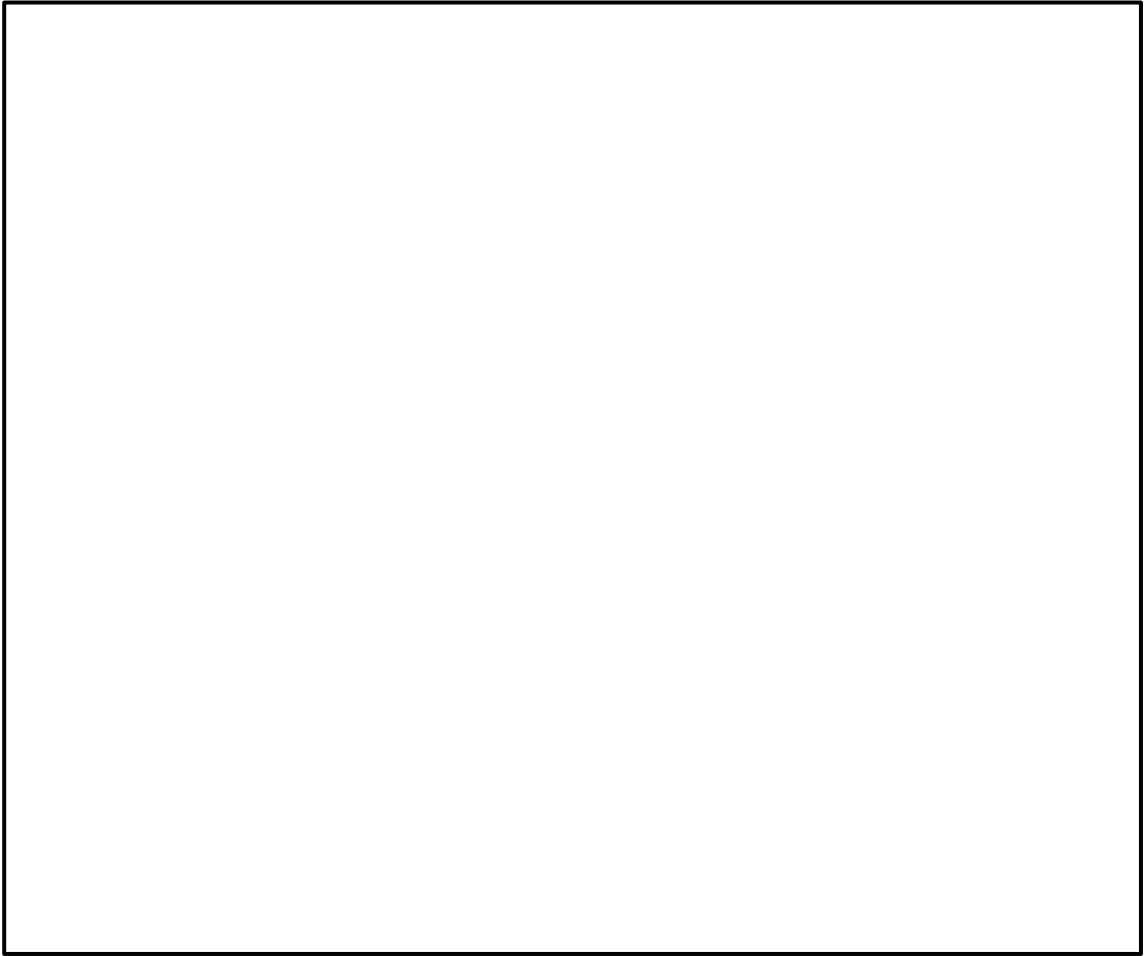


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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 <sup>3</sup> /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）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、残留熱除去系を經由して、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。

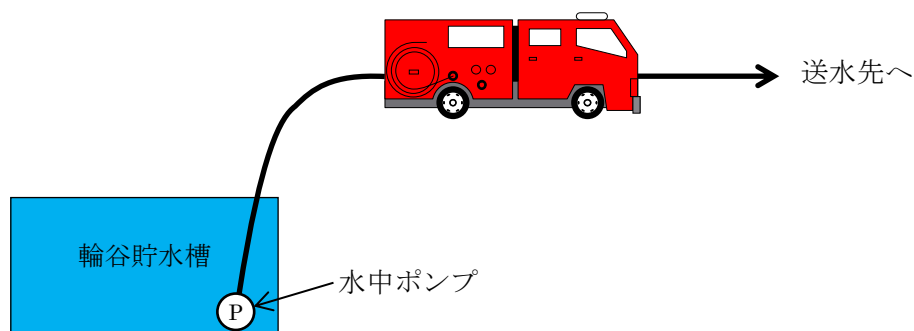


図 2 系統構成概要図



1. 容量 70m<sup>3</sup>/h 以上（注1） / 168m<sup>3</sup>/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 70m<sup>3</sup>/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 168m<sup>3</sup>/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】

水源と移送先の圧力差	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	MPa
静水頭	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	MPa
ホース圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	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。

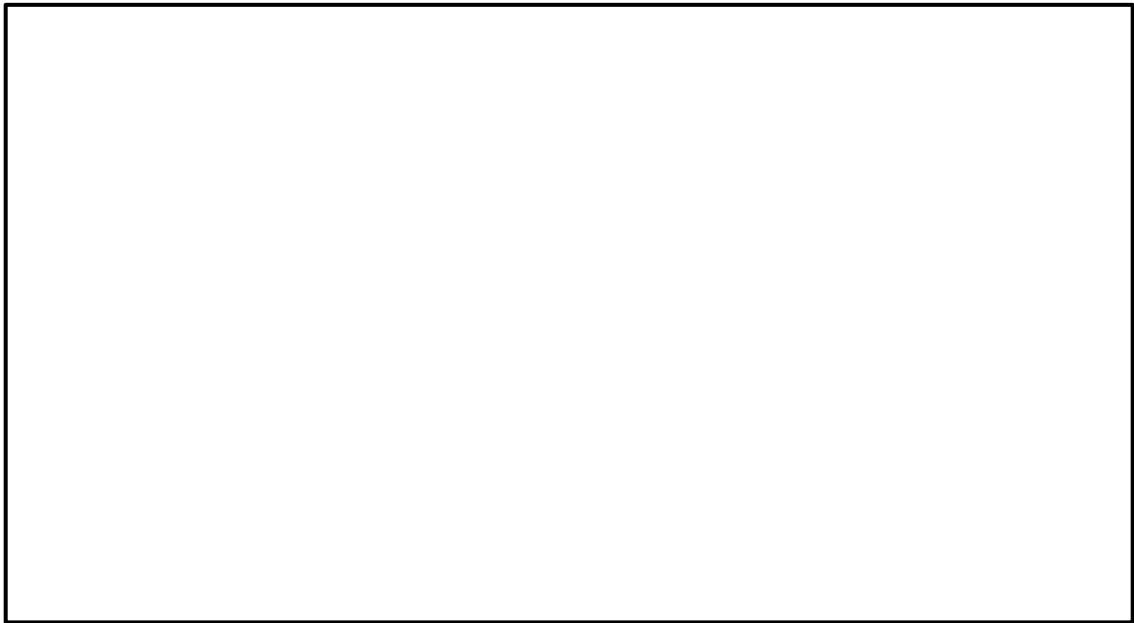


図3 大量送水車性能曲線

### 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 1.2m 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 7.8m となる。（図4参照）

必要流量 70m<sup>3</sup>/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 0.9m 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 7.8m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 16.9m<sup>\*</sup>となる。

以上により、必要 NPSH（約 0.9m）<有効 NPSH（約 16.9m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約		m
大気圧	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約		m
合 計	約	16.9	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。

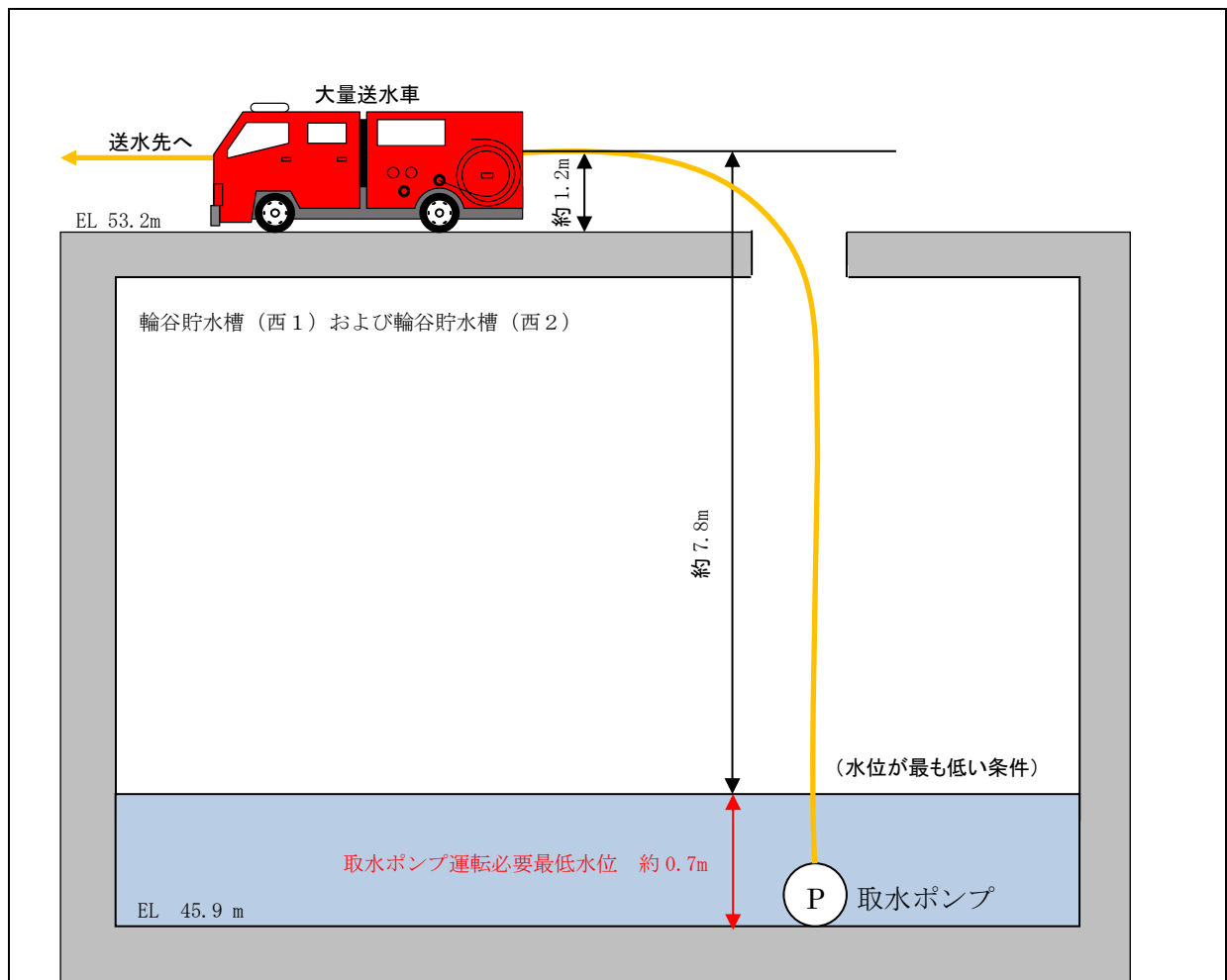


図4 大量送水車設置概要図

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。

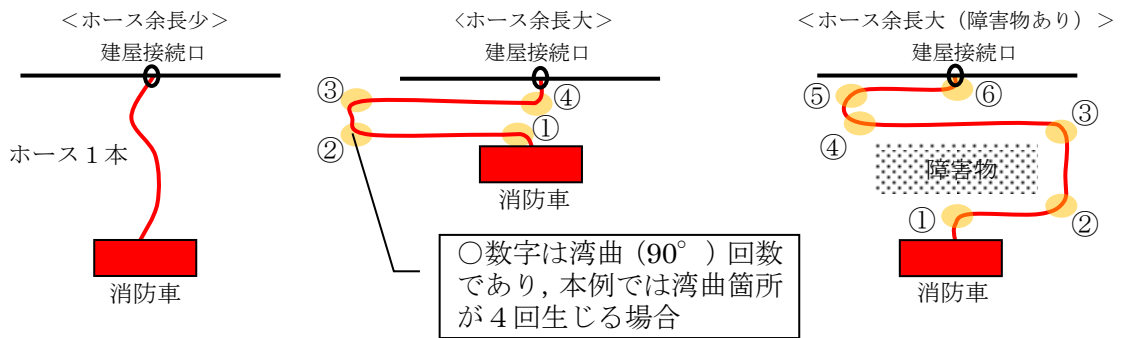


図5 想定される消防ホースの引き回し例(イメージ図)

< 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	$R/d$	$\theta^\circ$				
		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 70m<sup>3</sup>/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

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

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

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 19 時間後から 120m<sup>3</sup>/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 30m<sup>3</sup>/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）120m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m<sup>3</sup>/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 <sup>3</sup> /h	30m <sup>3</sup> /h

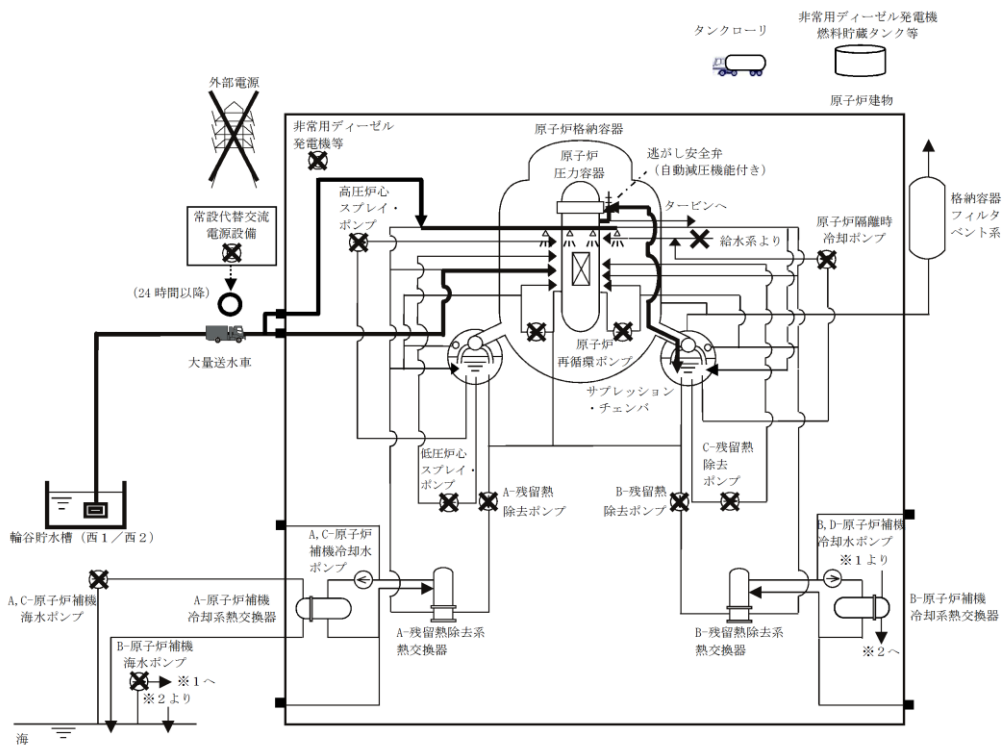


図1 「全交流動力電源喪失（長期TB）」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

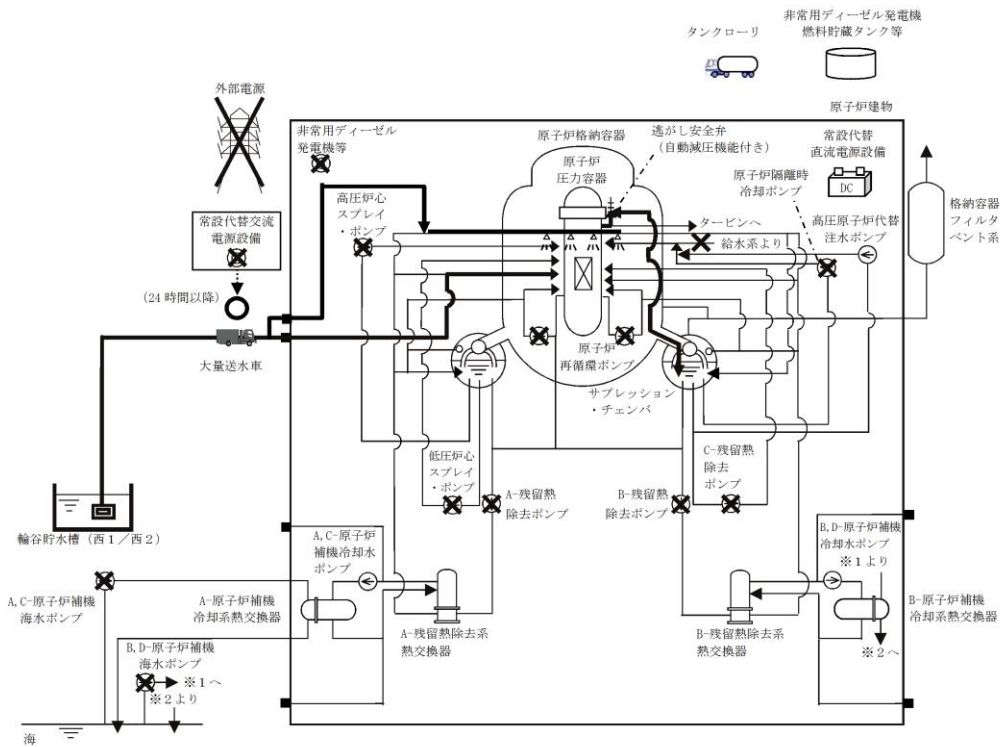


図2 「全交流動力電源喪失（TBU）」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

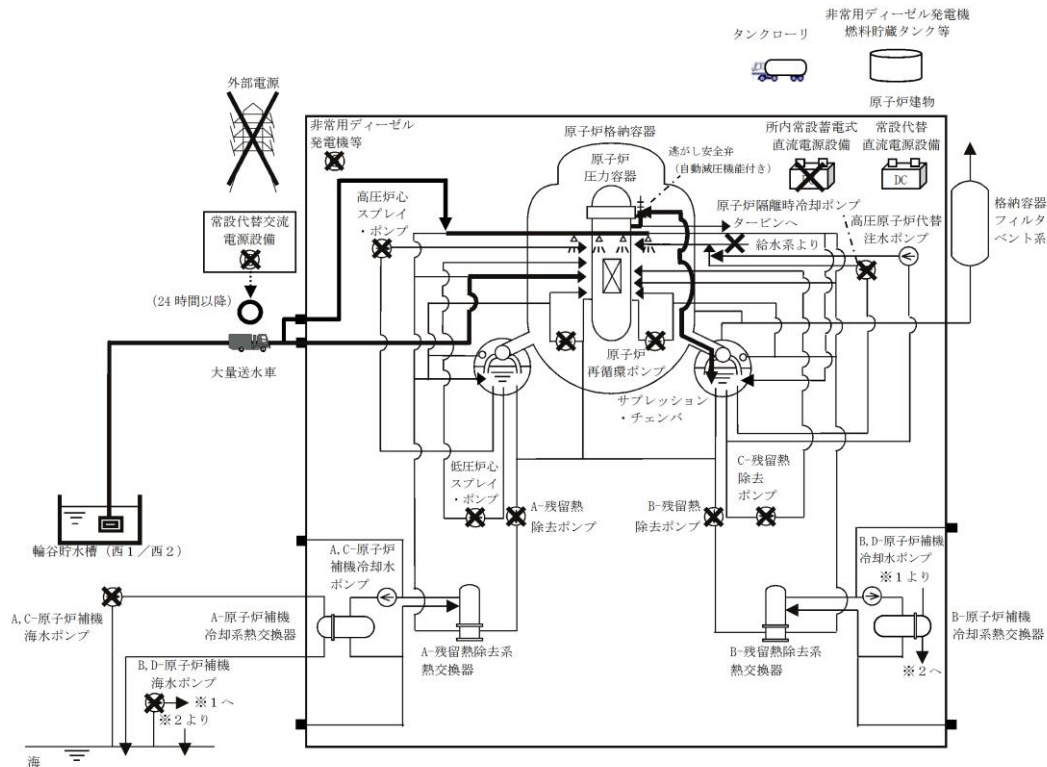


図3 「全交流動力電源喪失 (TBD)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

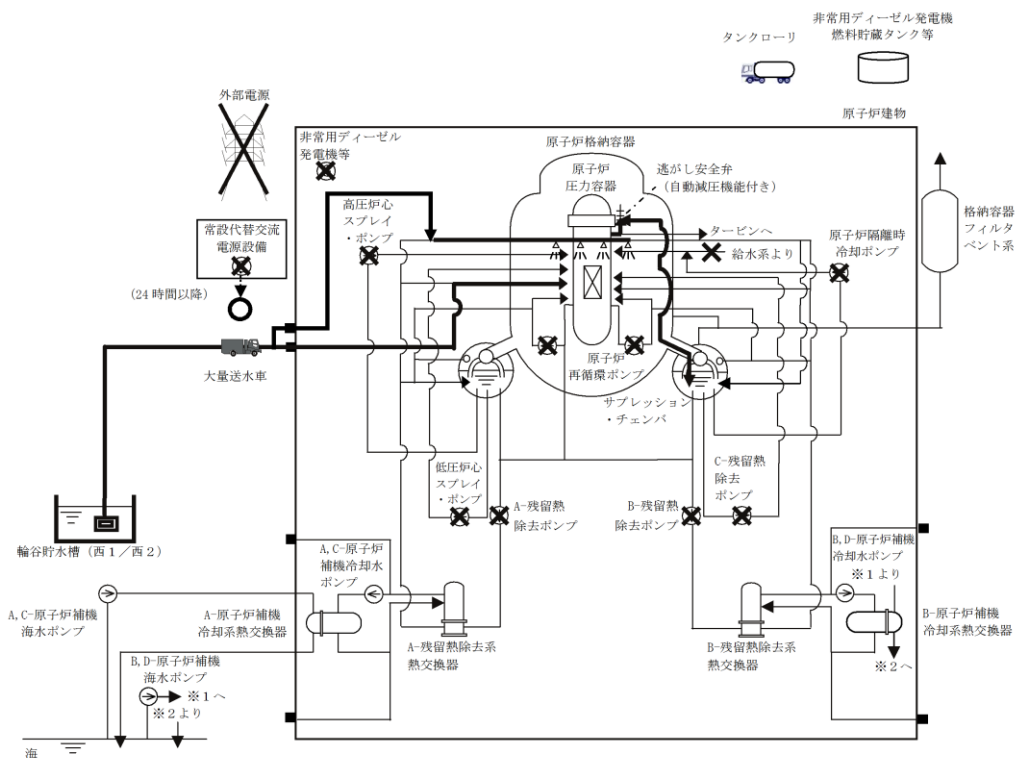


図4 「全交流動力電源喪失 (TBP)」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



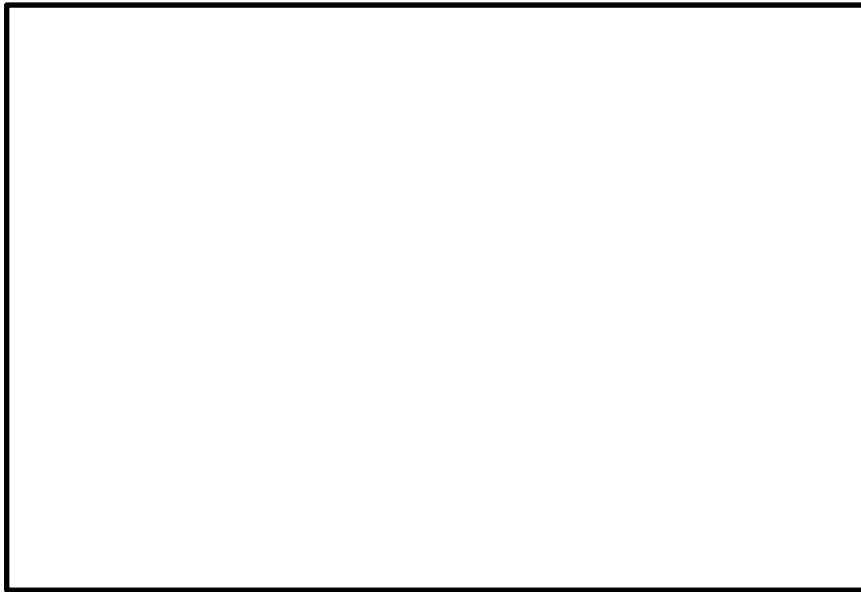


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

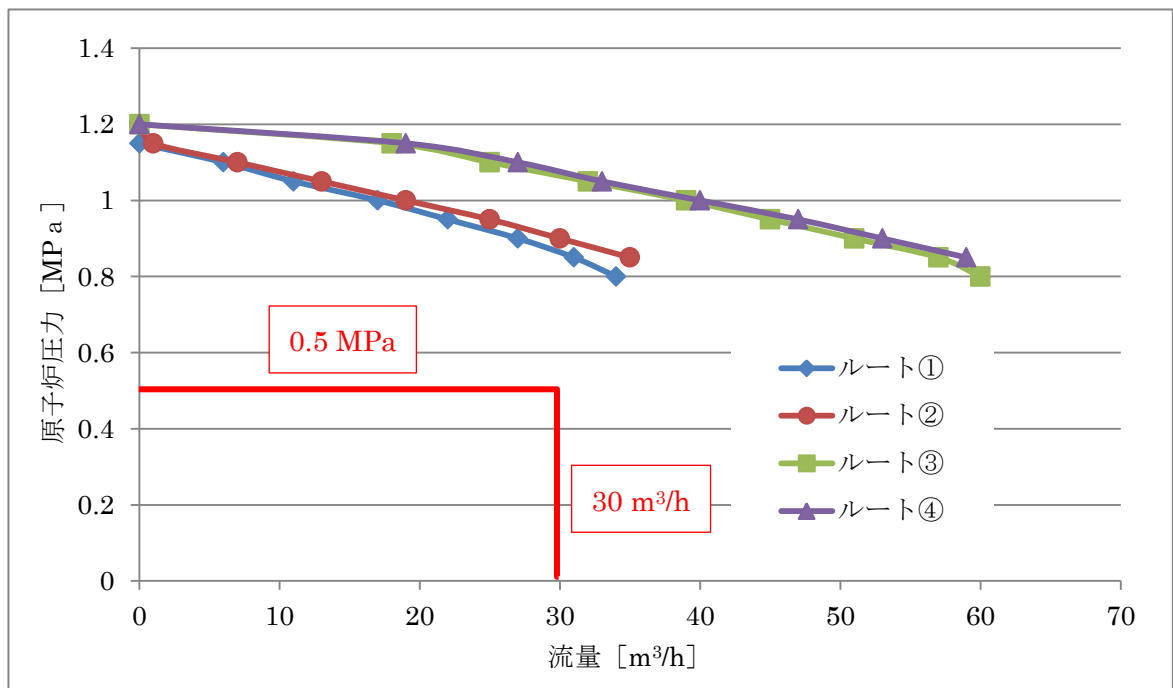


図6 原子炉压力容器への注水特性（格納容器代替スプレイ 120m³/h 同時注水時）

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。

47-7 接続図

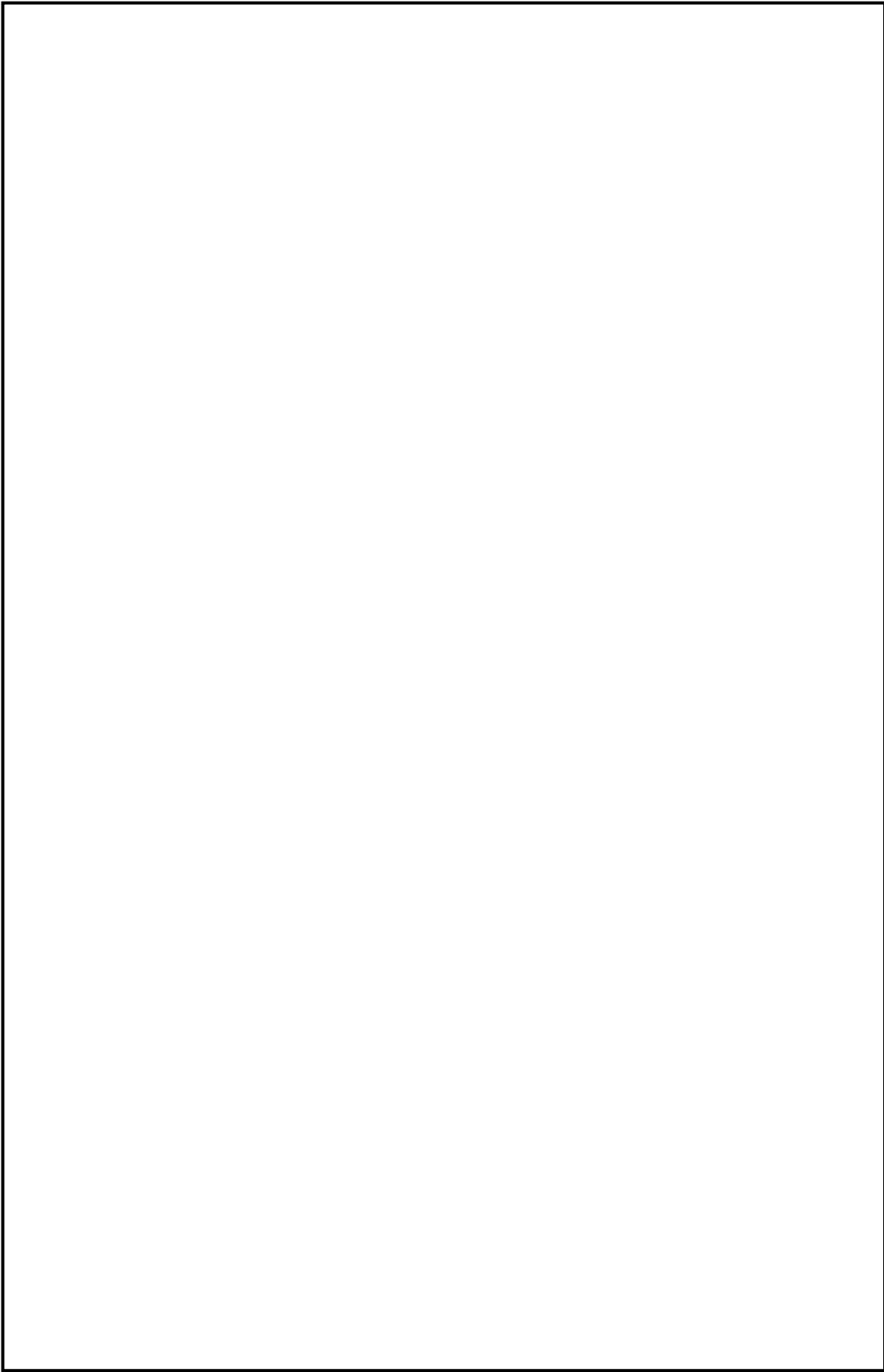


図1 接続図（輸谷貯水槽から接続口）

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。

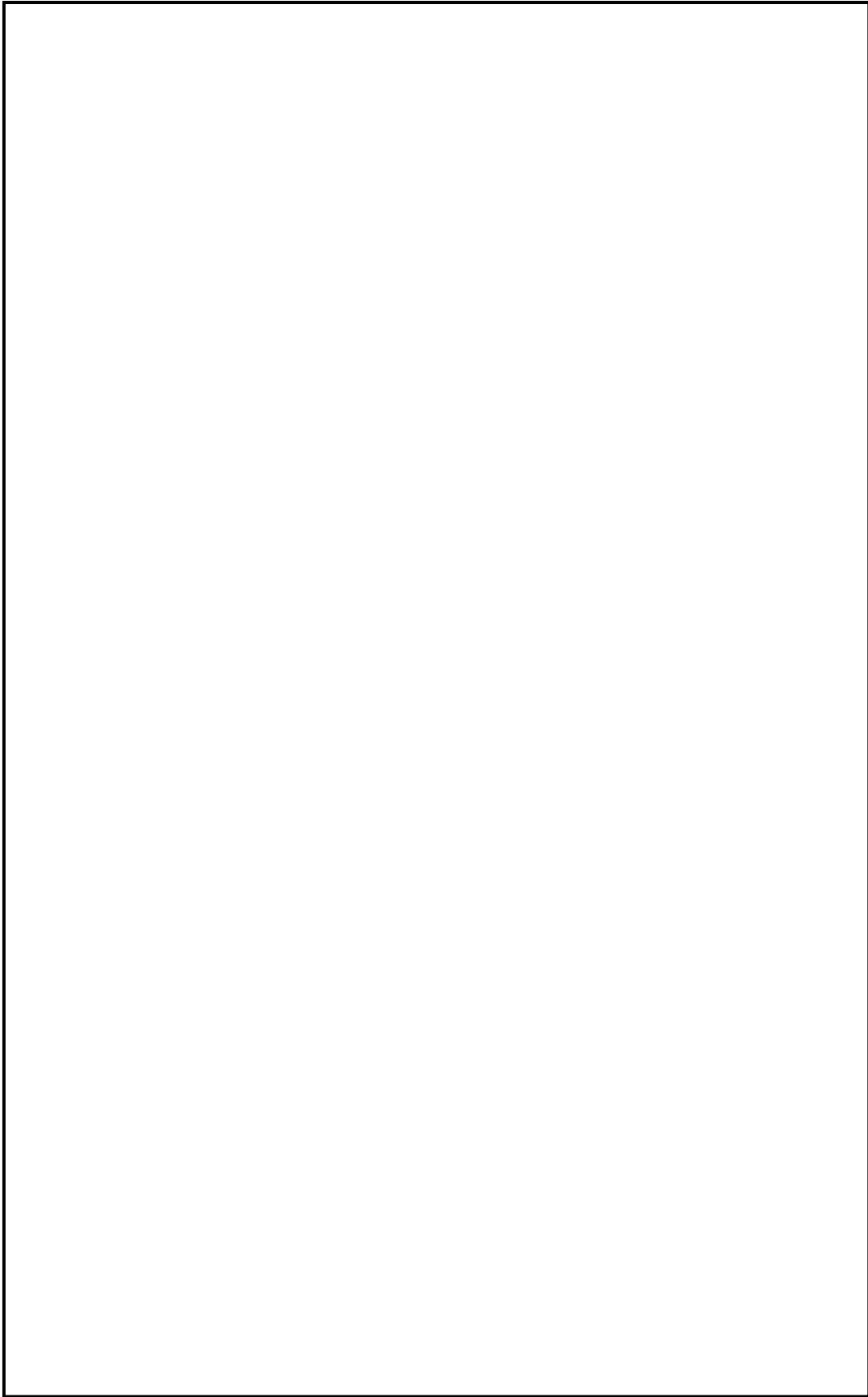


図2 接続図 (原子炉建物 1 階)

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。

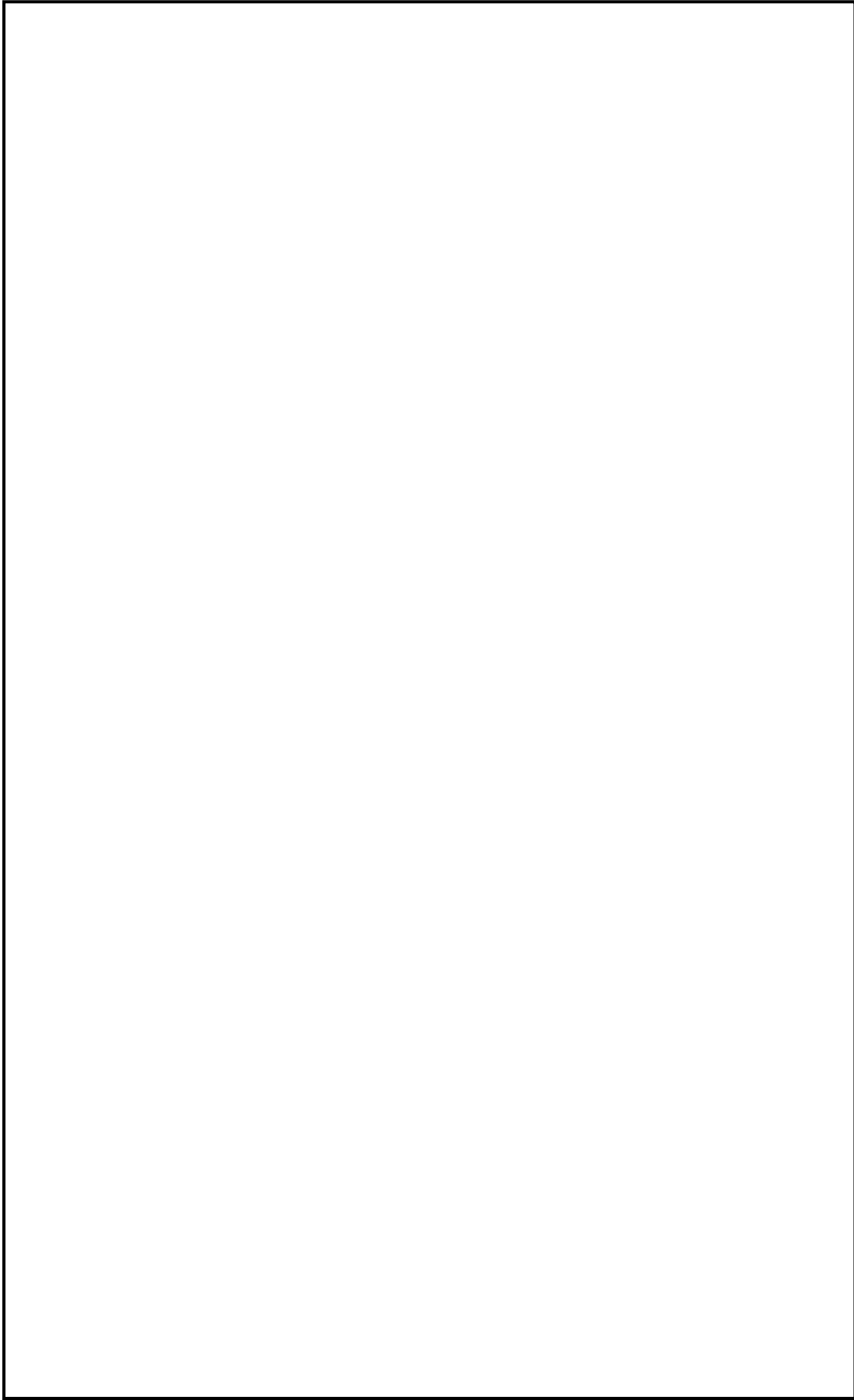


図3 接続図（原子炉建物2階）

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

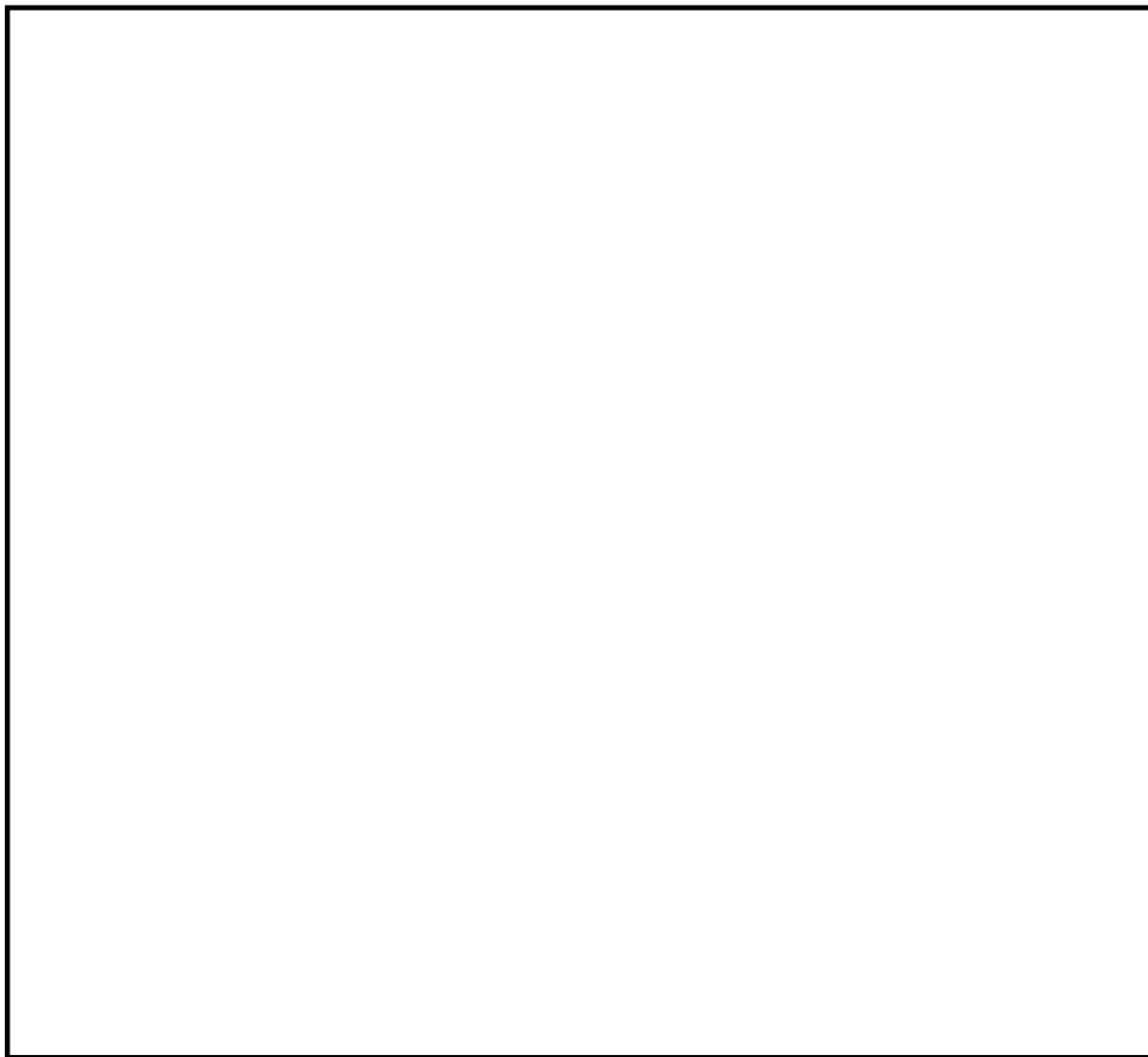
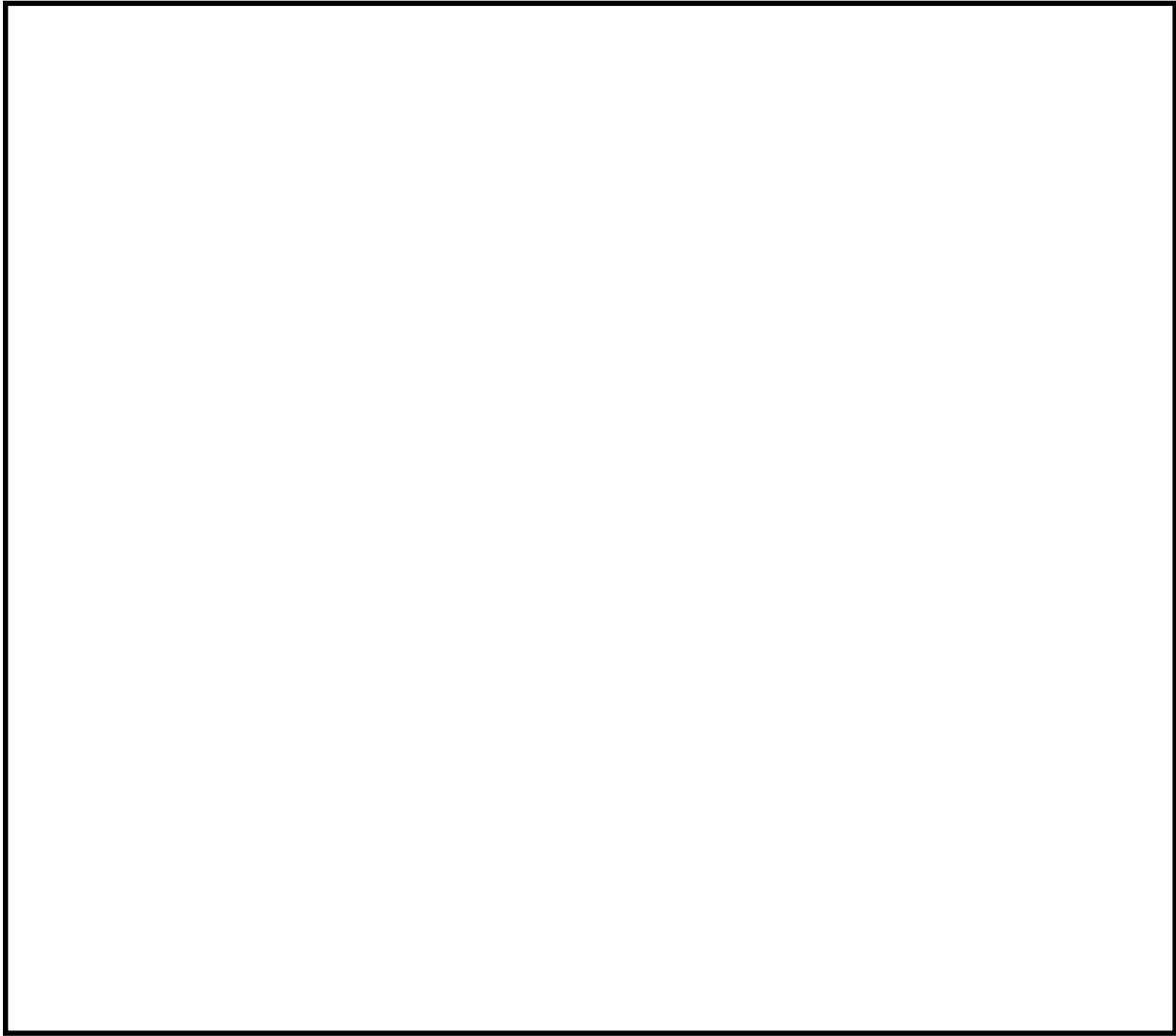


図1 保管場所図（位置的分散）

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

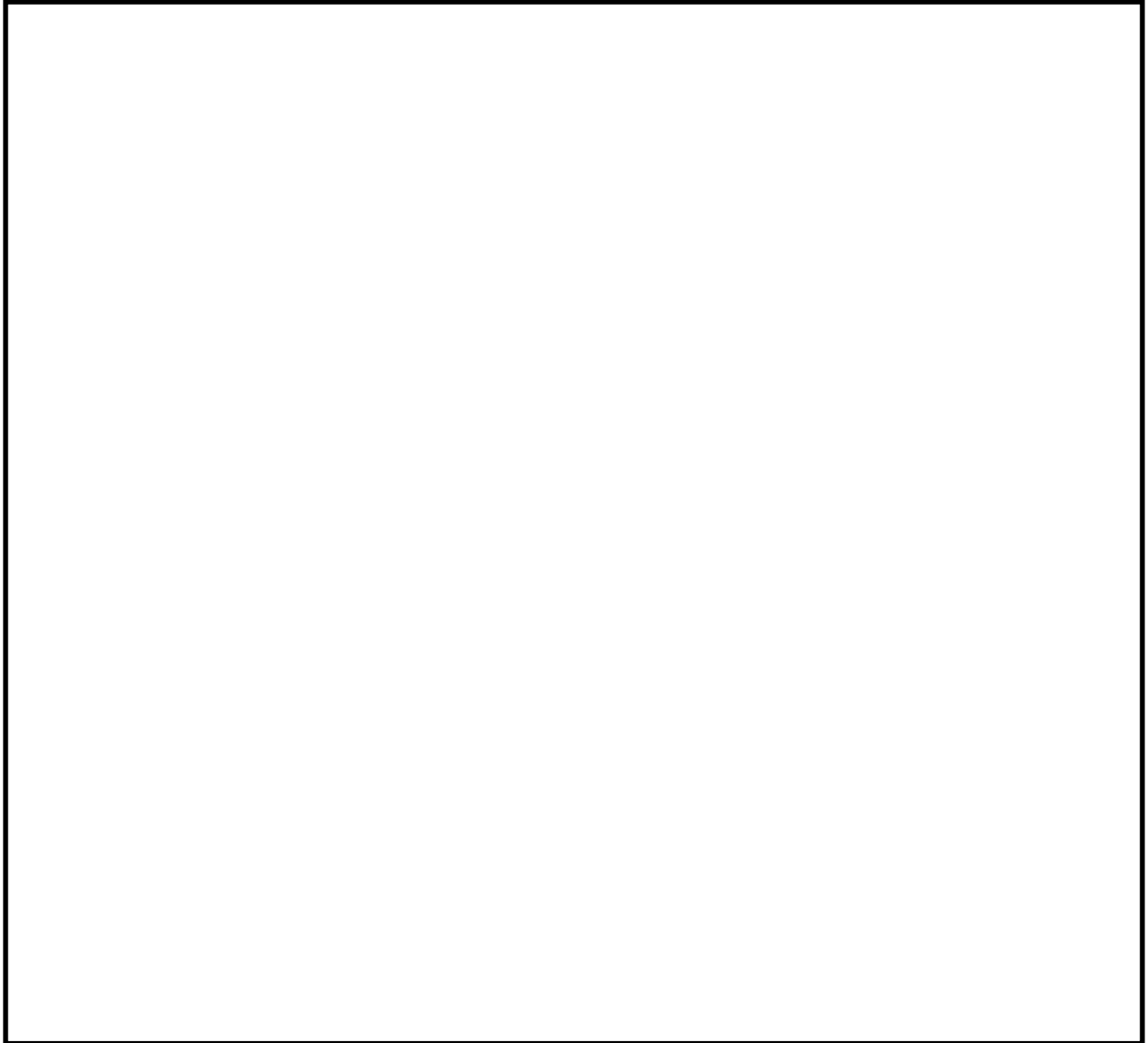


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

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。

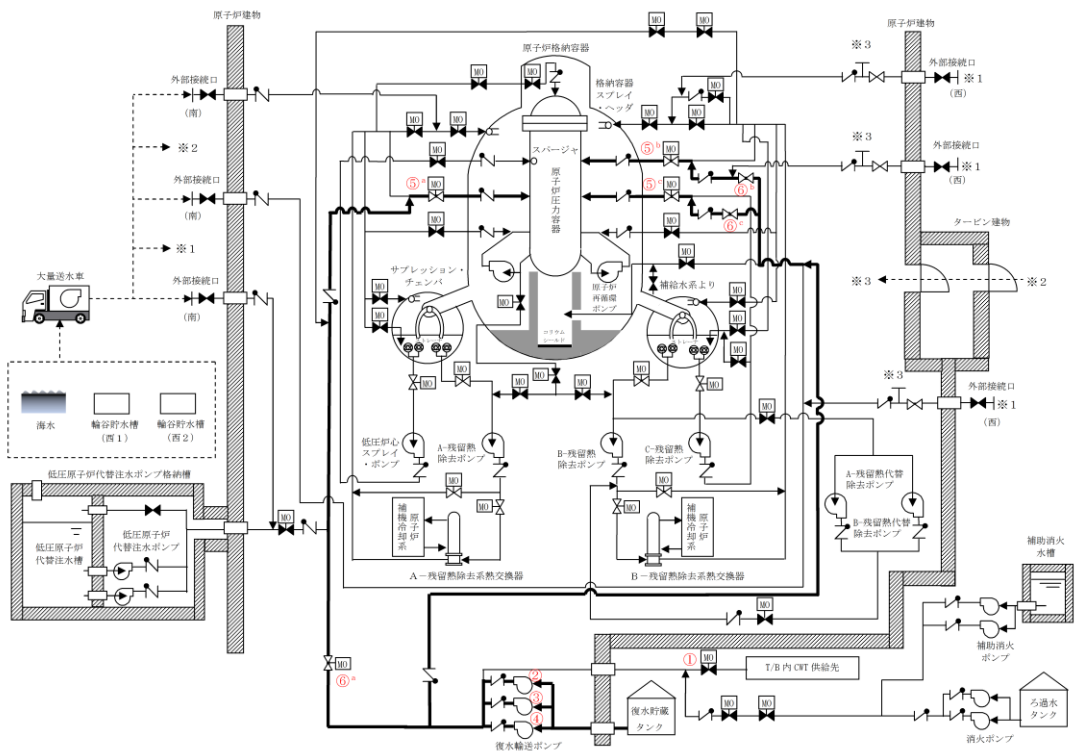
47-10 その他設備

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ー・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ー系、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。



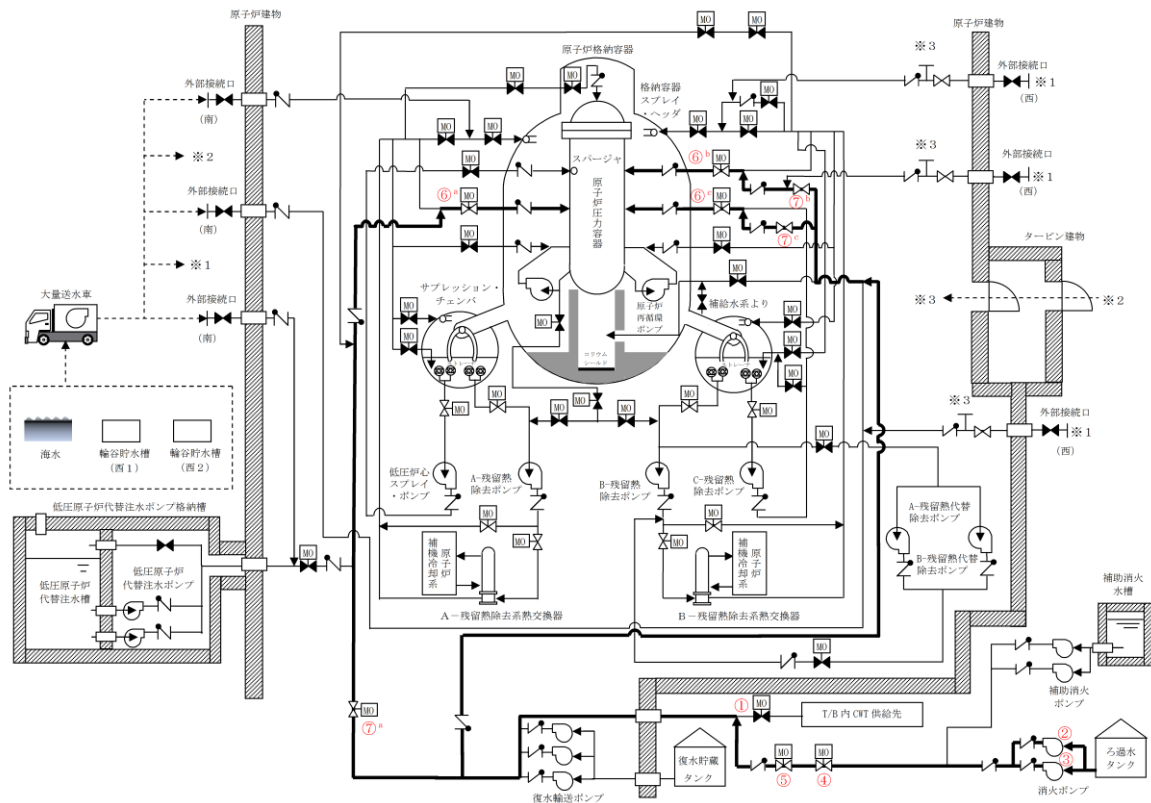
No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-復水輸送ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
③	B-復水輸送ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
④	C-復水輸送ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
⑤ <sup>a</sup>	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ <sup>b</sup>	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ <sup>c</sup>	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>a</sup>	A-RHR RPV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

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

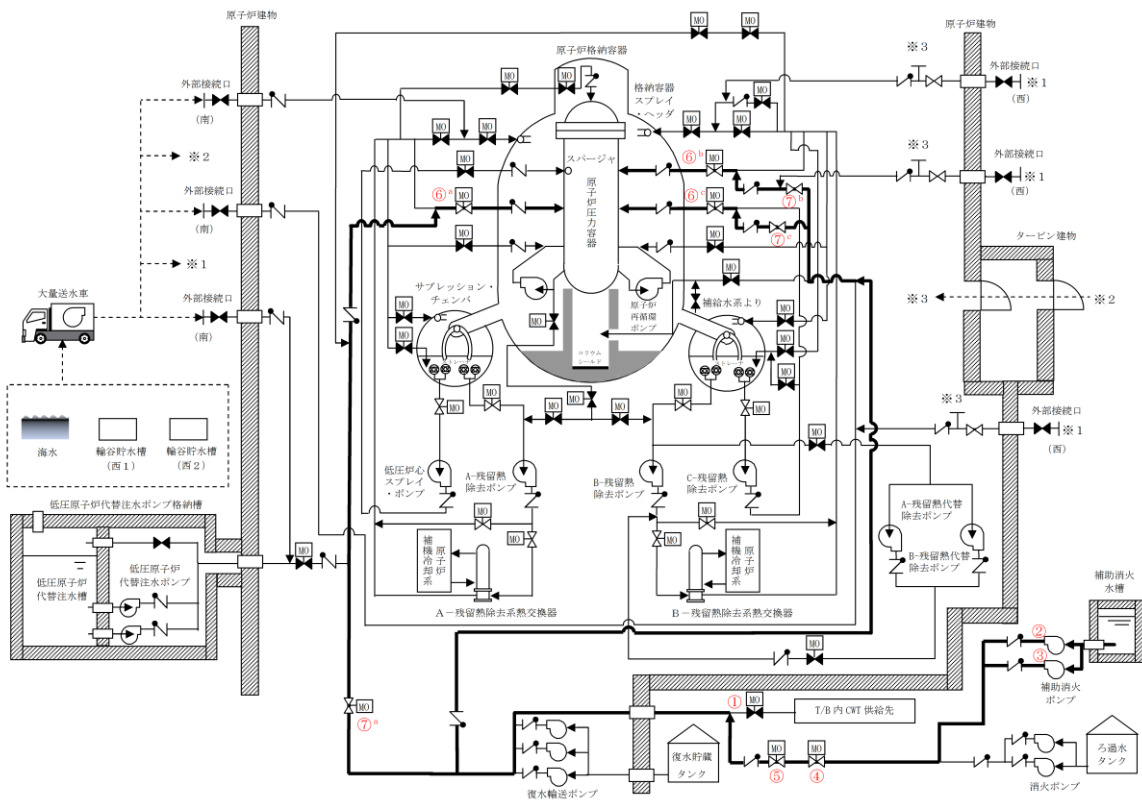
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレー・ポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として、消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

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、低圧炉心スプレー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	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
③	B-消火ポンプ	停止→起動	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系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>a</sup>	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>b</sup>	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>c</sup>	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>a</sup>	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>b</sup>	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階
⑦ <sup>c</sup>	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階

図2 消火系（消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

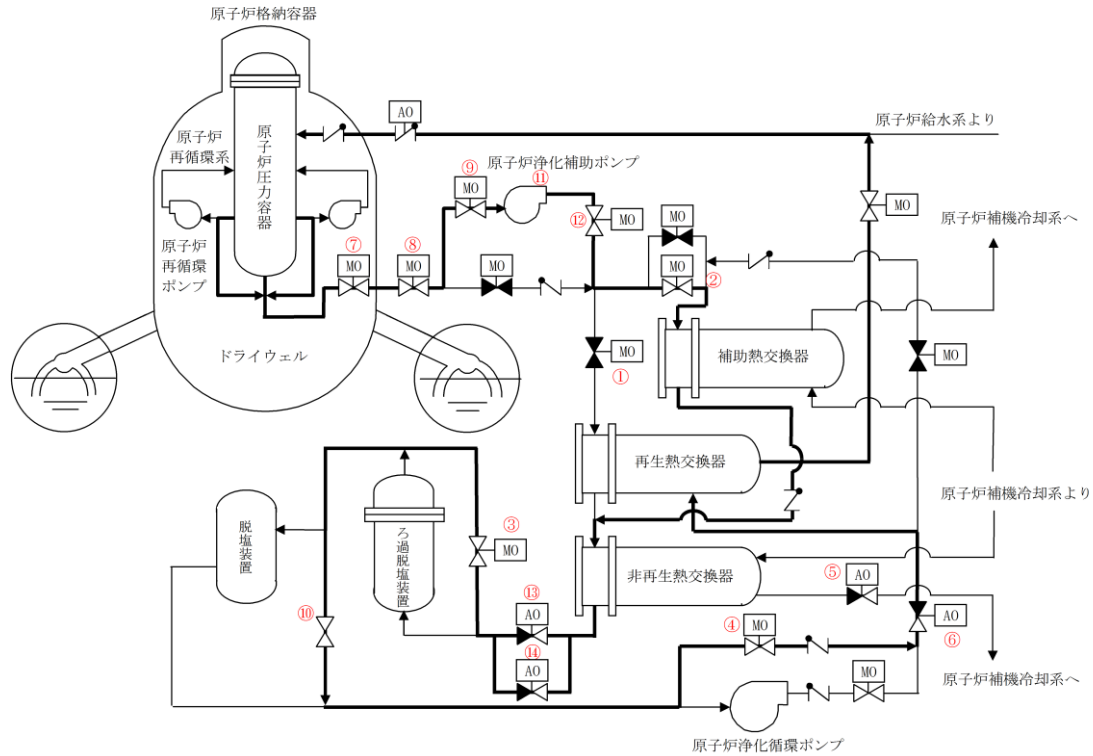


No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-補助消火ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
③	B-補助消火ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>a</sup>	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>b</sup>	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ <sup>c</sup>	C-RHR注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

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	弁閉→弁開	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	原子炉建物原子炉棟3階
⑪	原子炉浄化補助ポンプ	停止→起動	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 送水ヘッドについて



## 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。

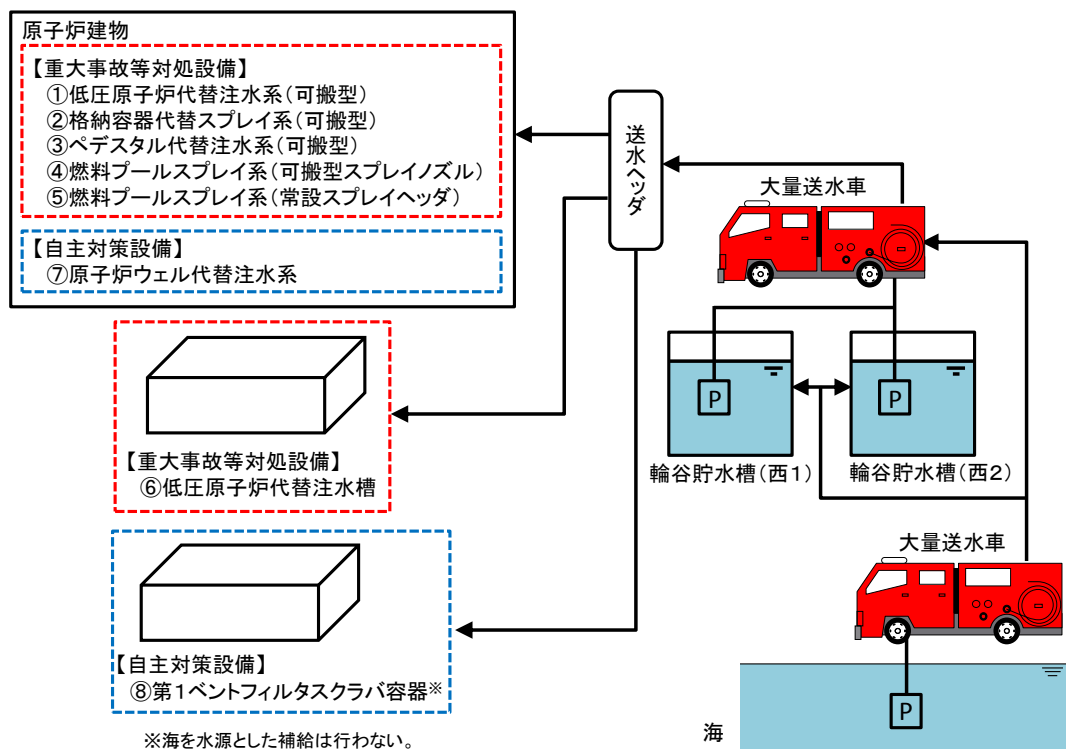


図1 全体系統概要図

## 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」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 <sup>*1, 2</sup>							
	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 <sup>*3</sup>	—	—	—	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：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。

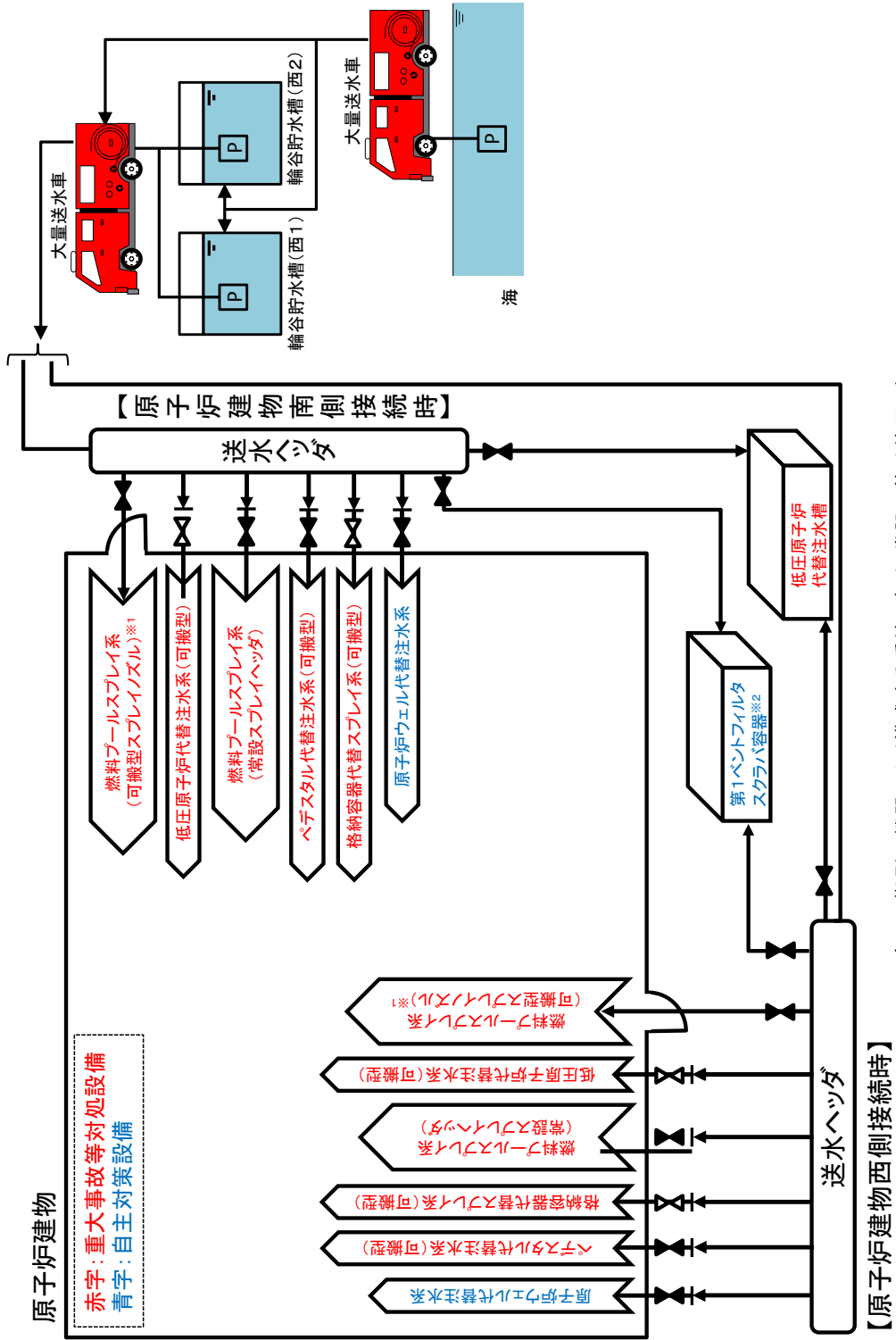
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	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 流量調整弁	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	F C V S 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。



※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 操作性及び切り替えの容易性

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り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		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		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ (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	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	—		
	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





### 48-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

【原子炉補機代替冷却系】

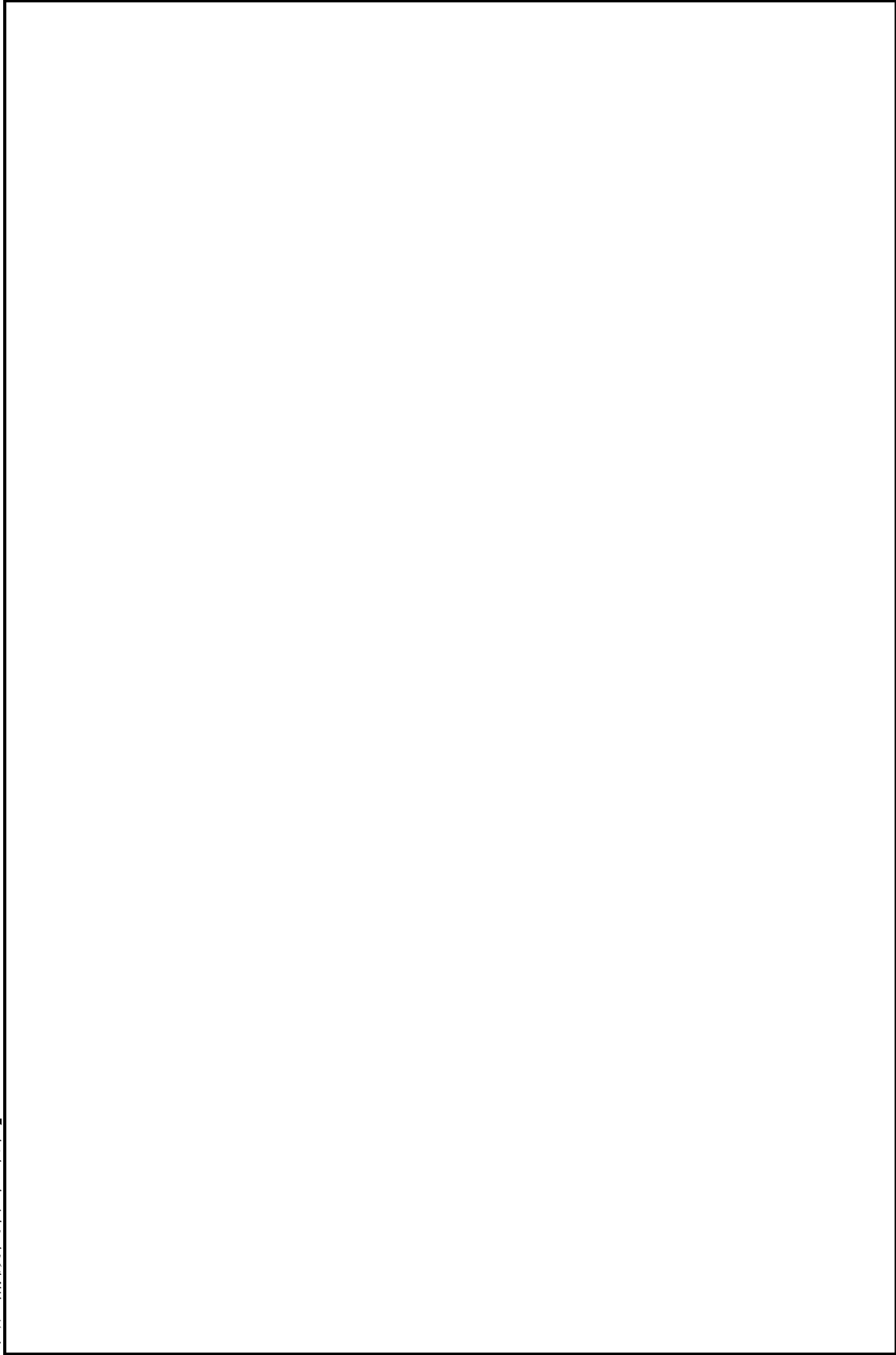


図1 原子炉建物4階

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。

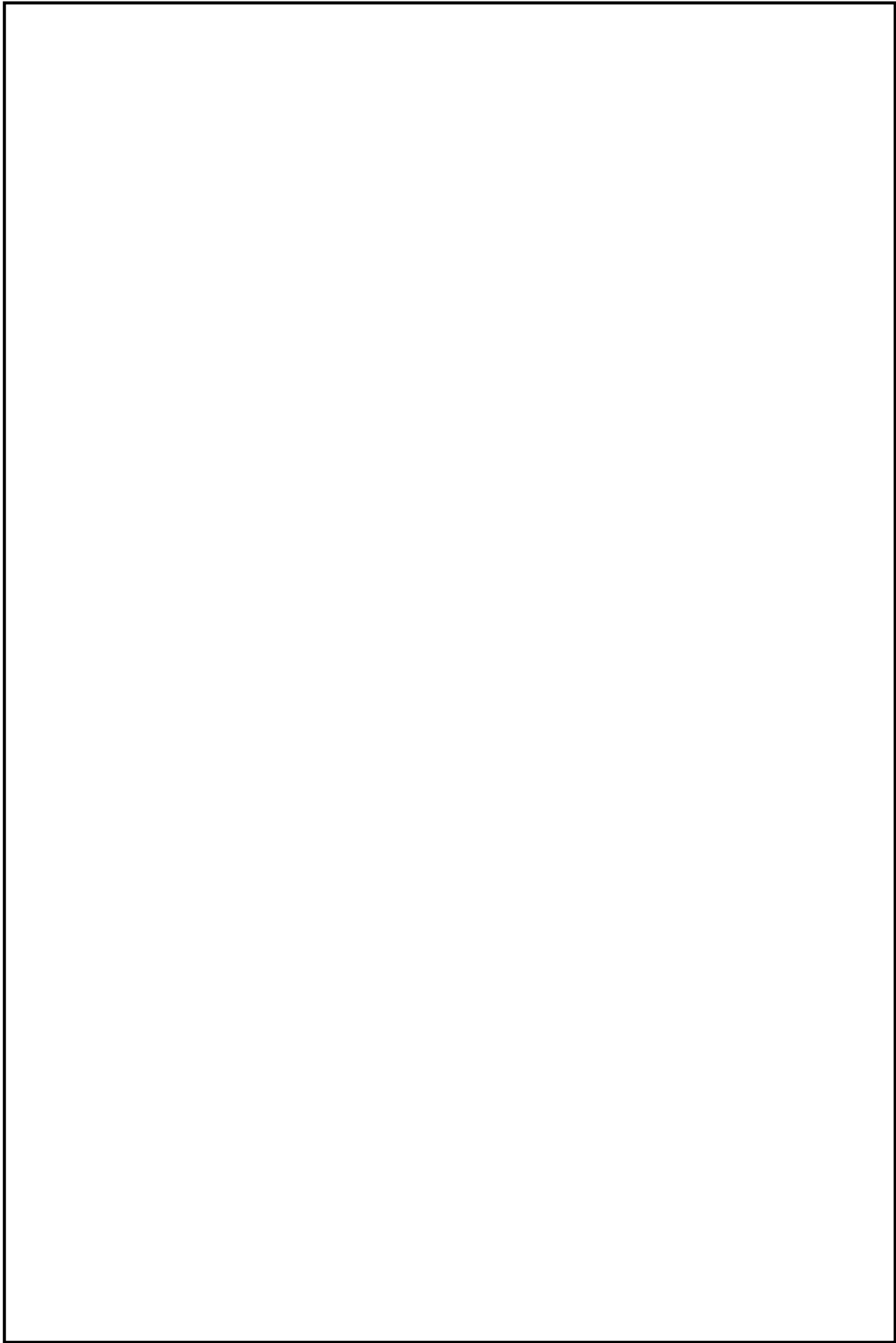


図2 原子炉建物3階

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。

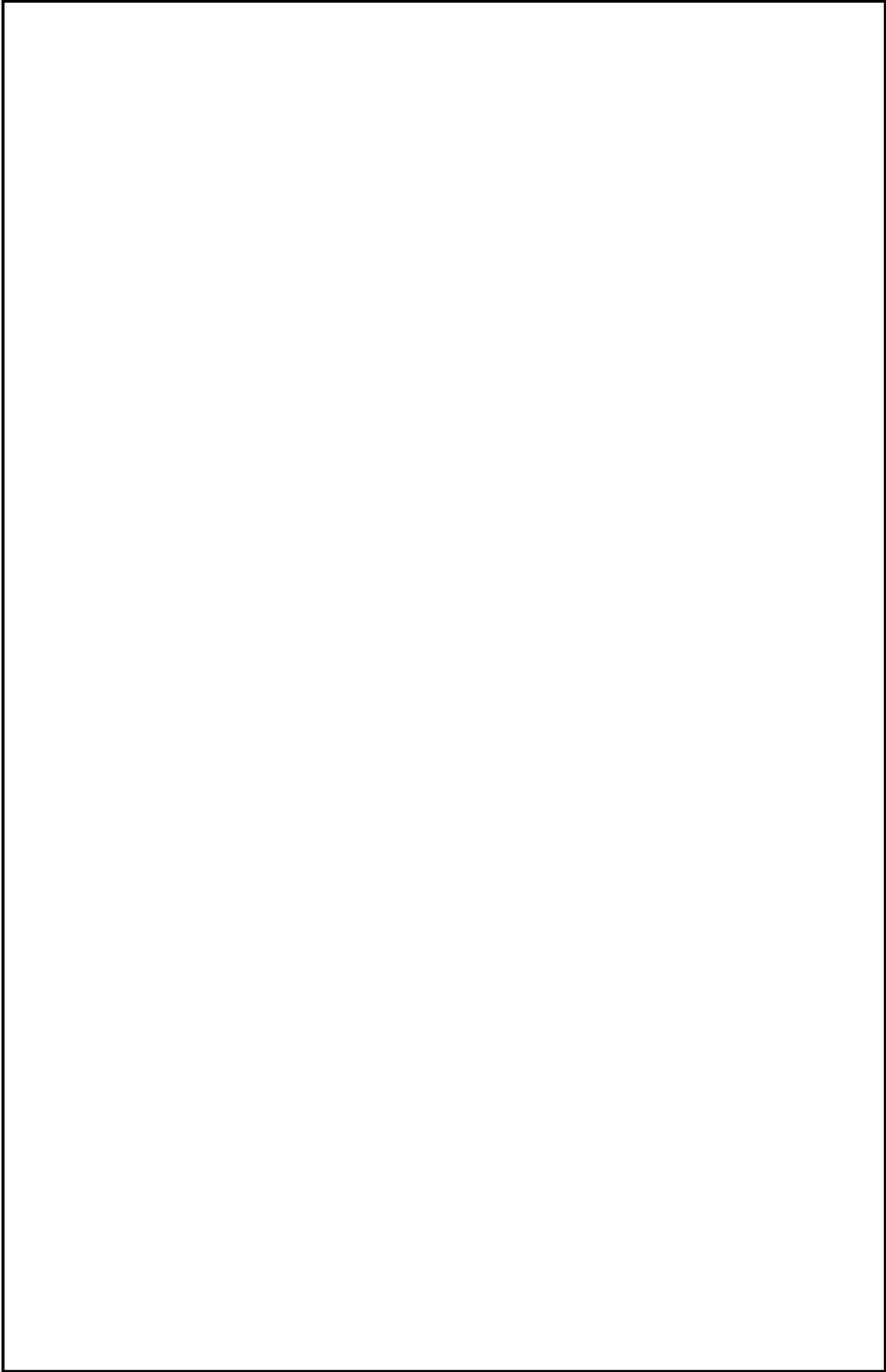


図3 原子炉建物2階

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。

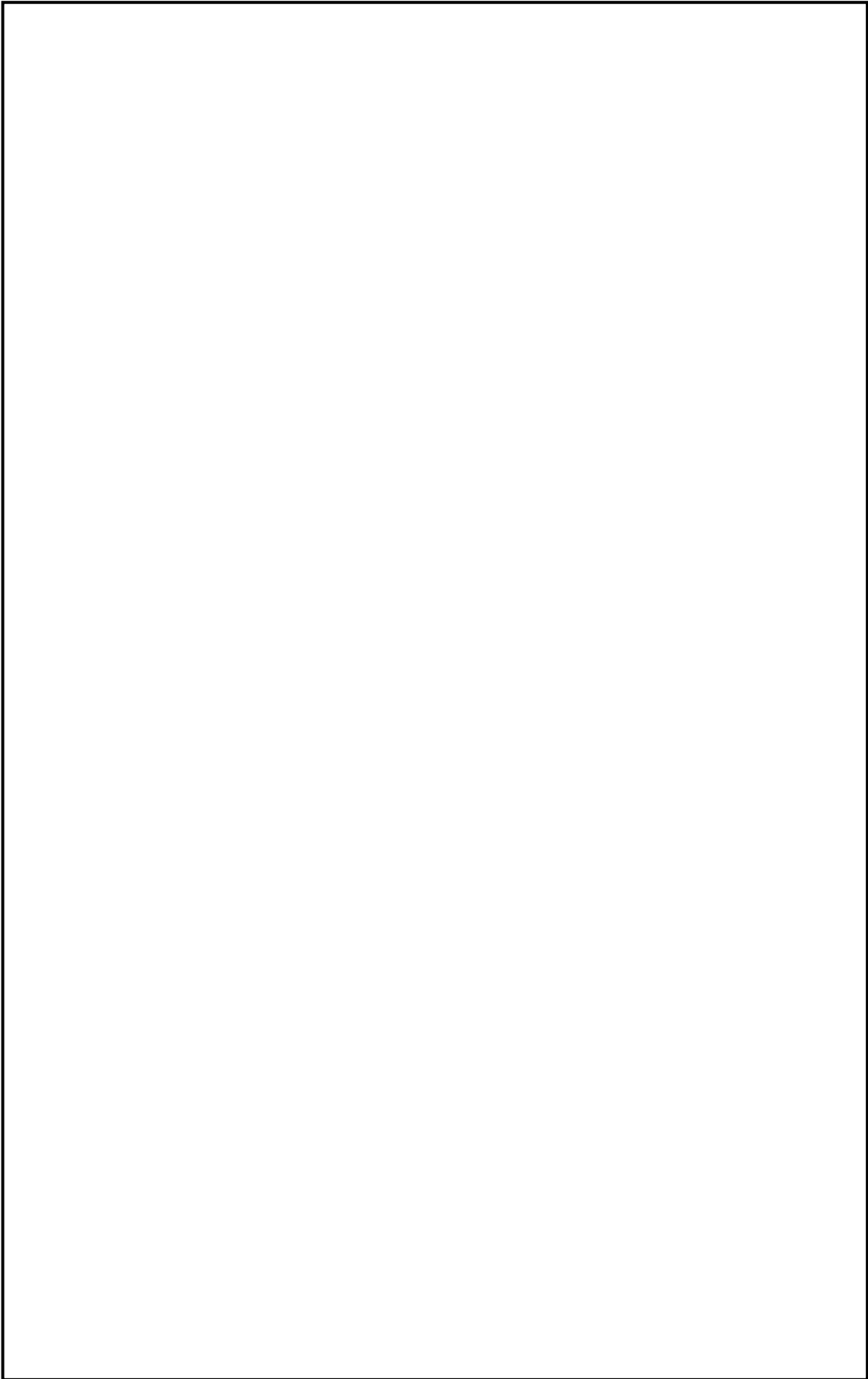


図4 原子炉建物1階

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。

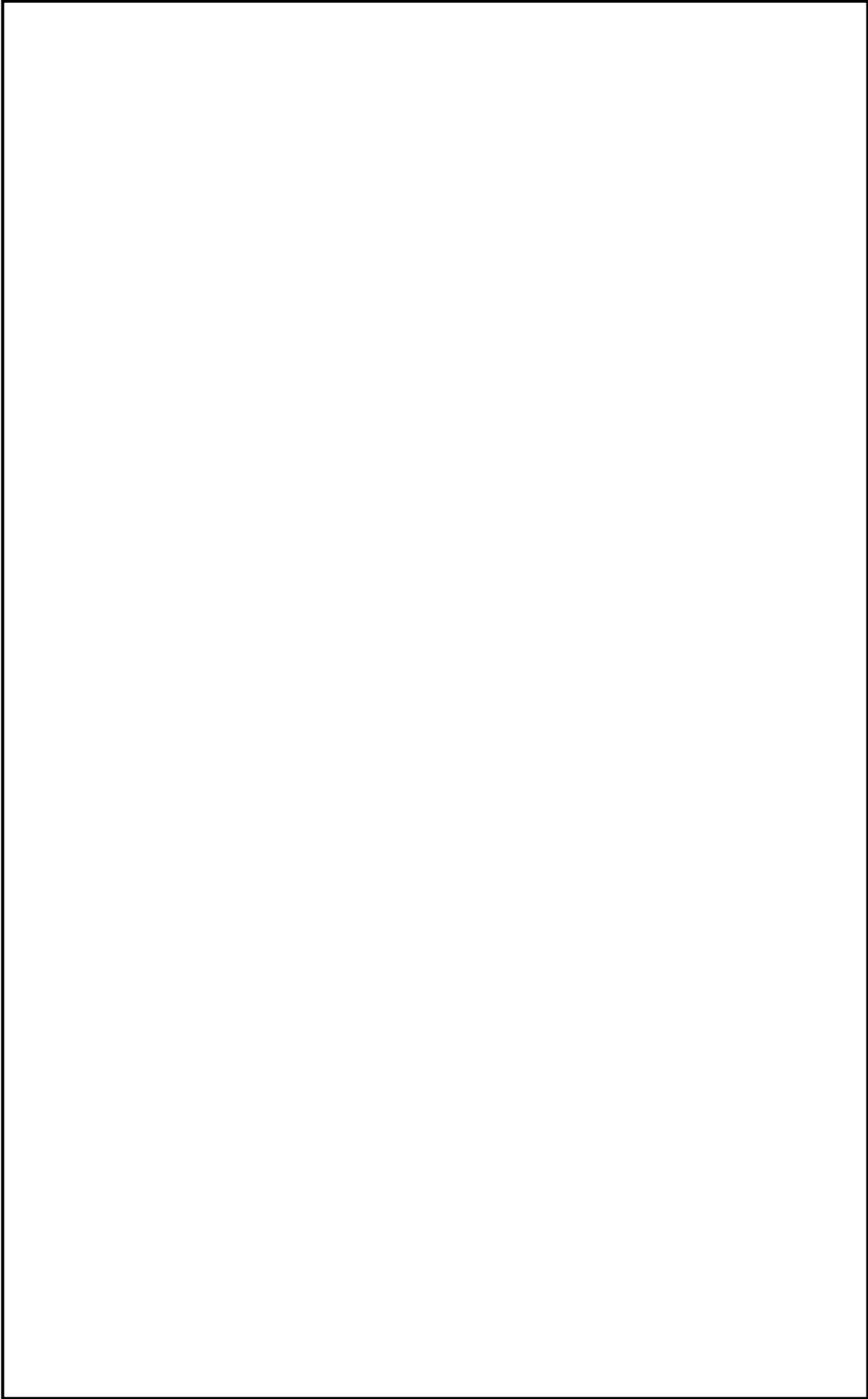


図5 原子炉建物地下1階

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。

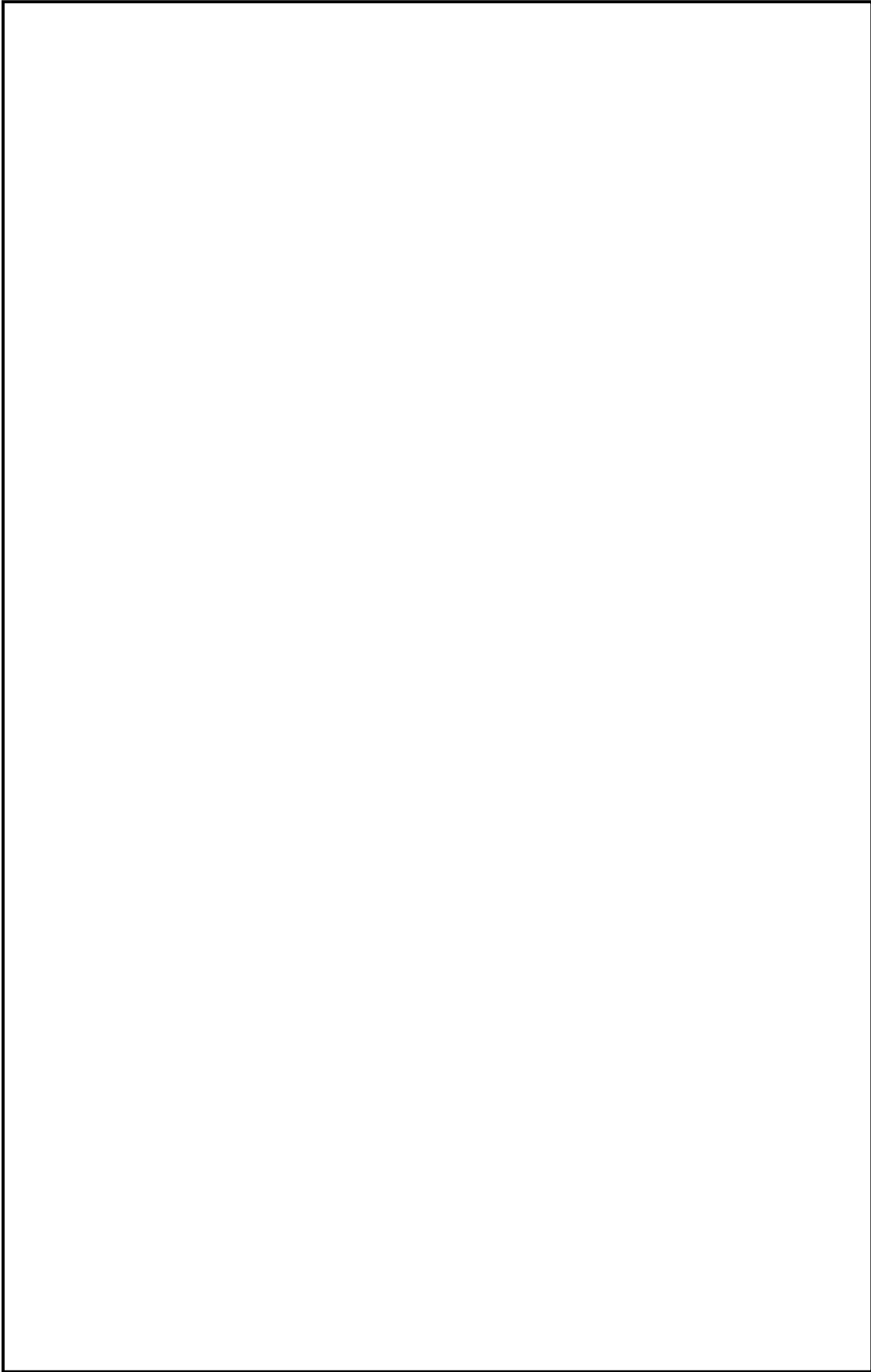


図6 原子炉建物地下2階

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。

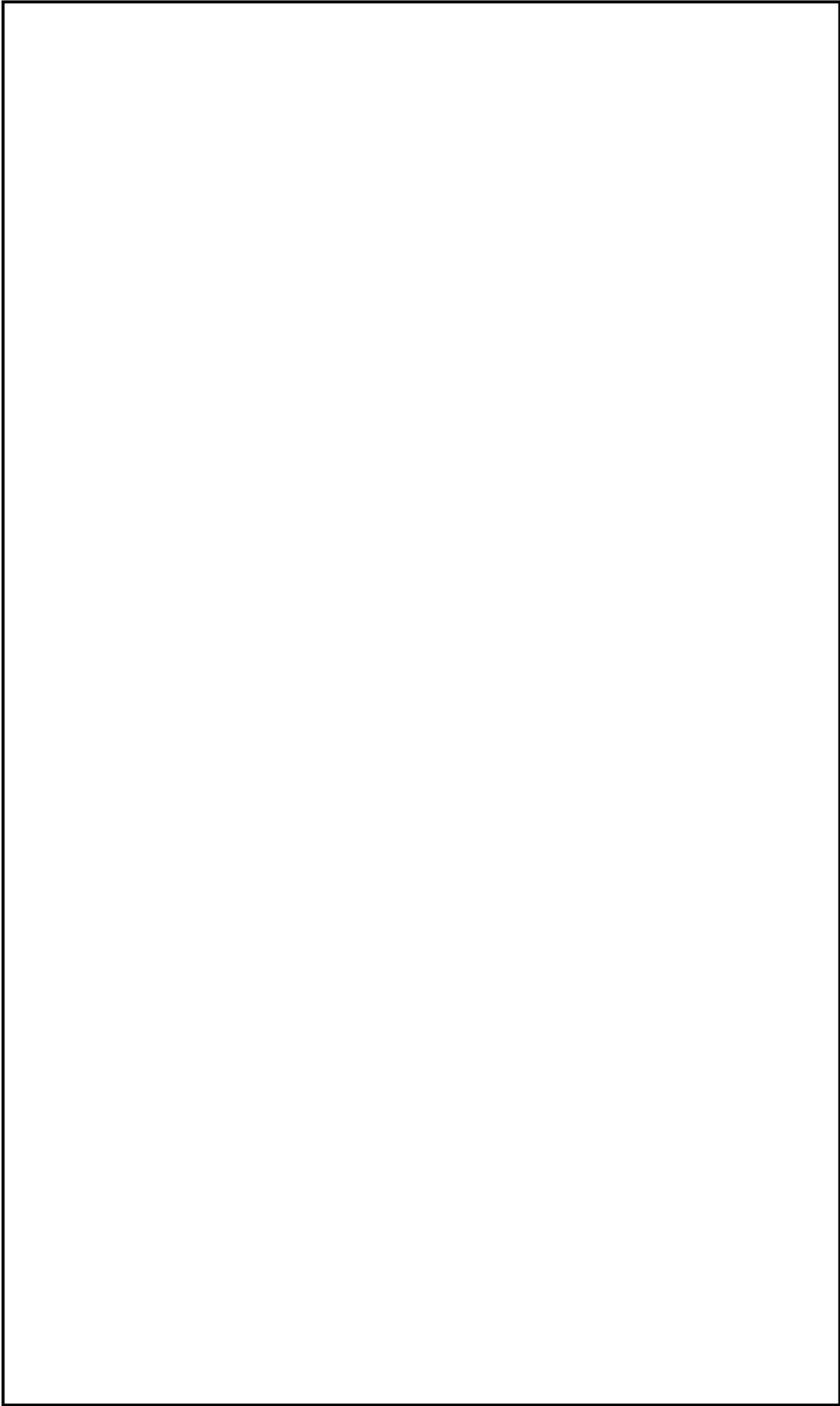


図 8 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

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。

【格納容器フィルタベント系】

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

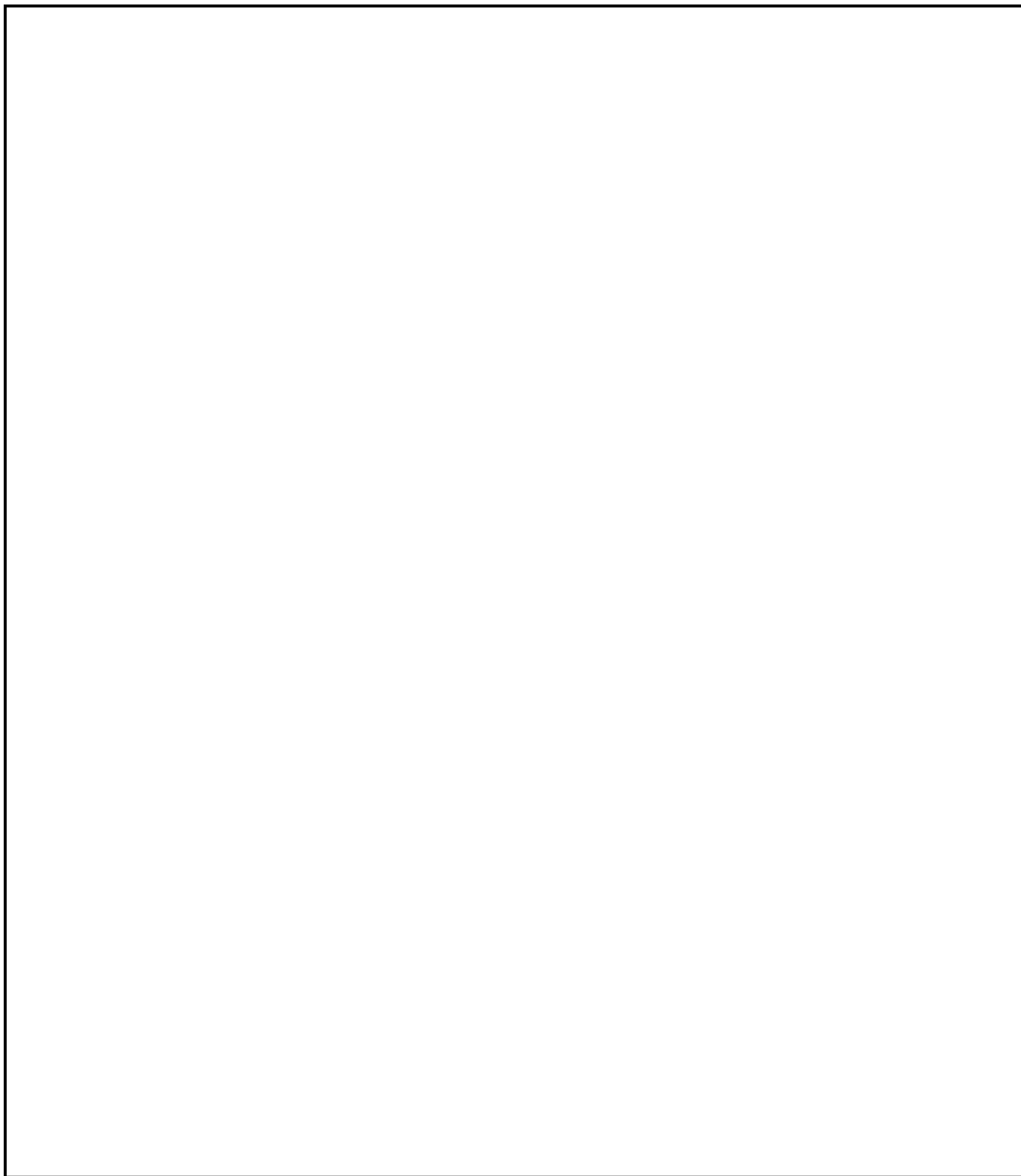


図9 原子炉建物3階

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

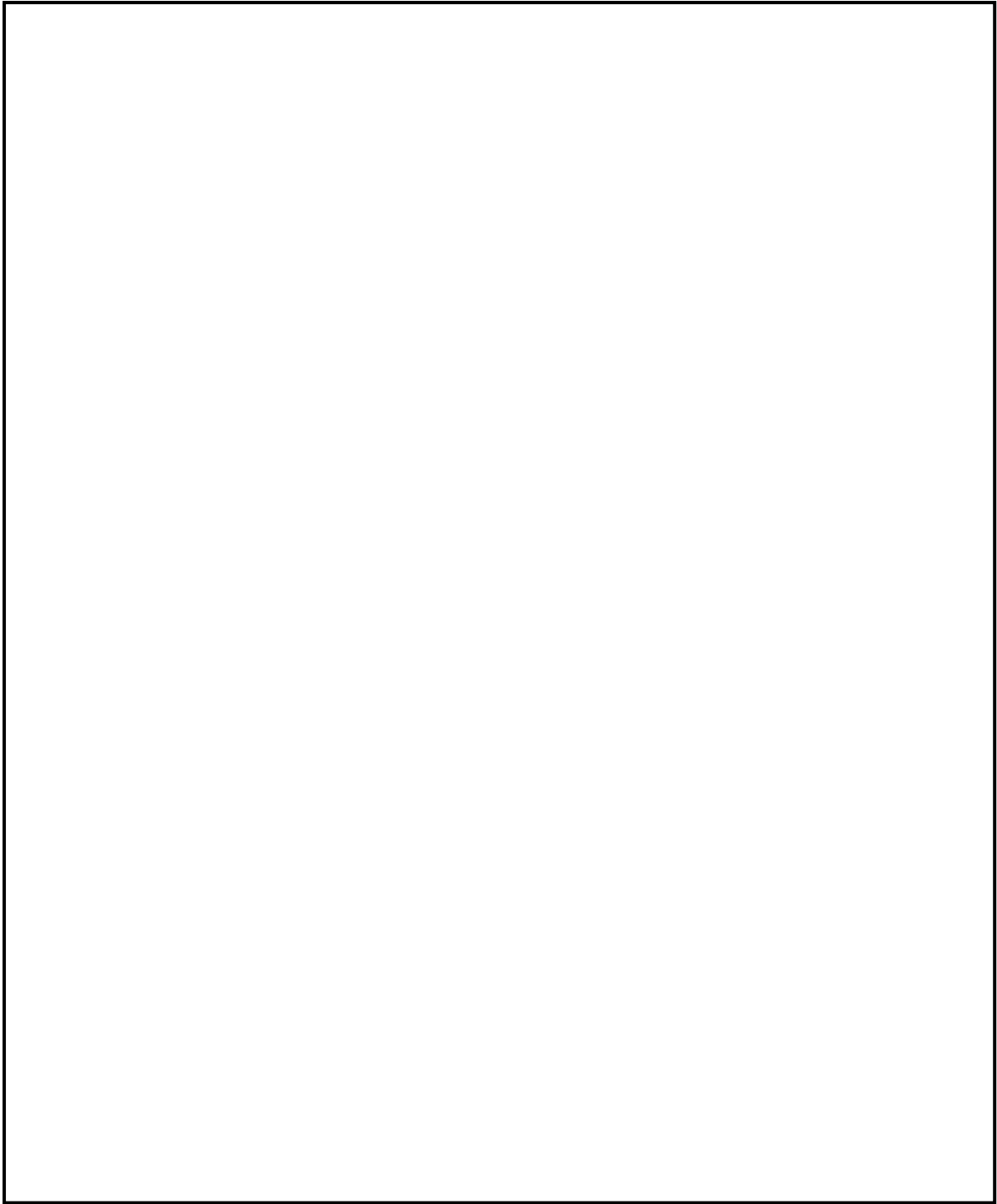


図 10 原子炉建物 2 階

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

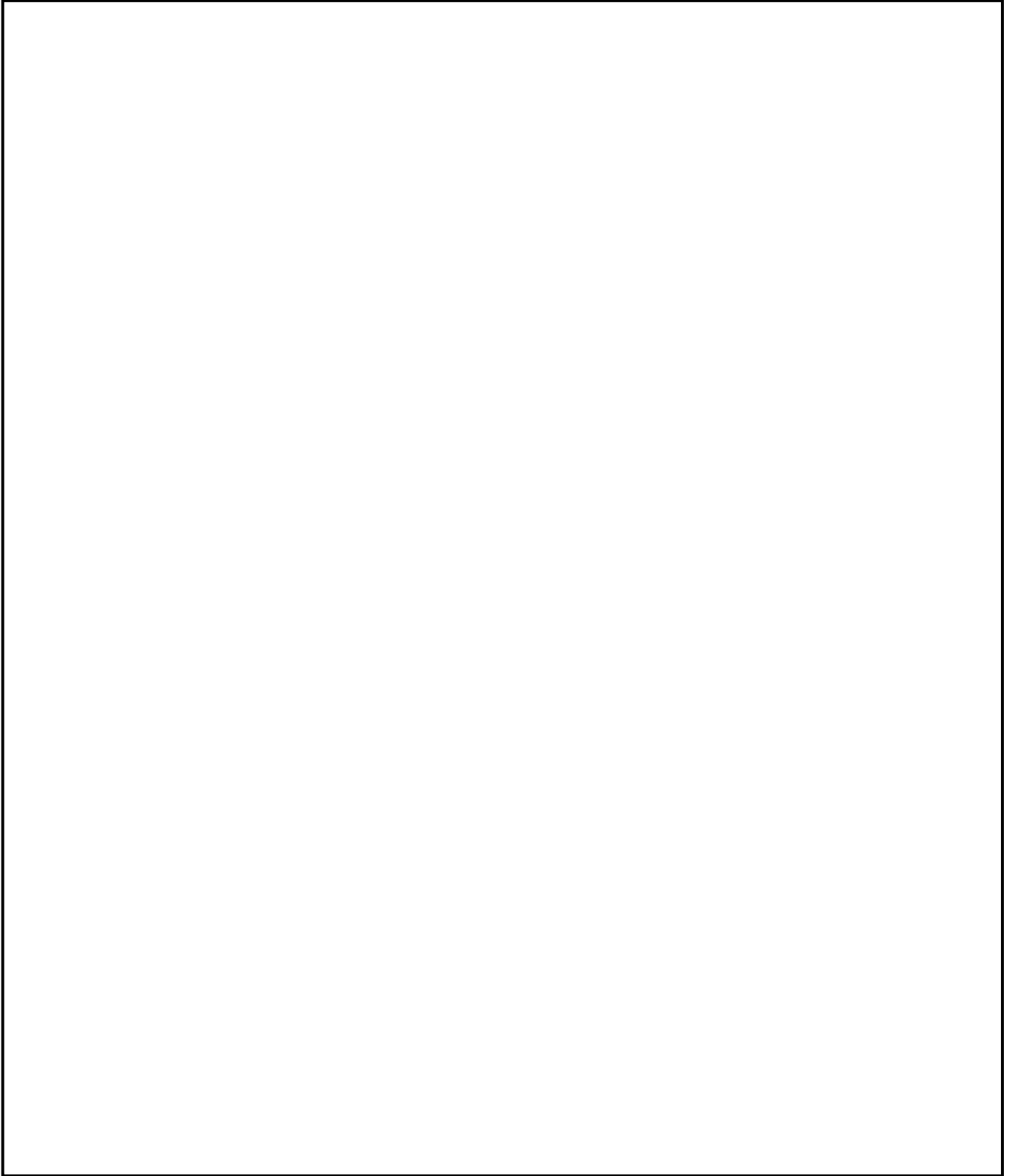


図 11 原子炉建物 1 階

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

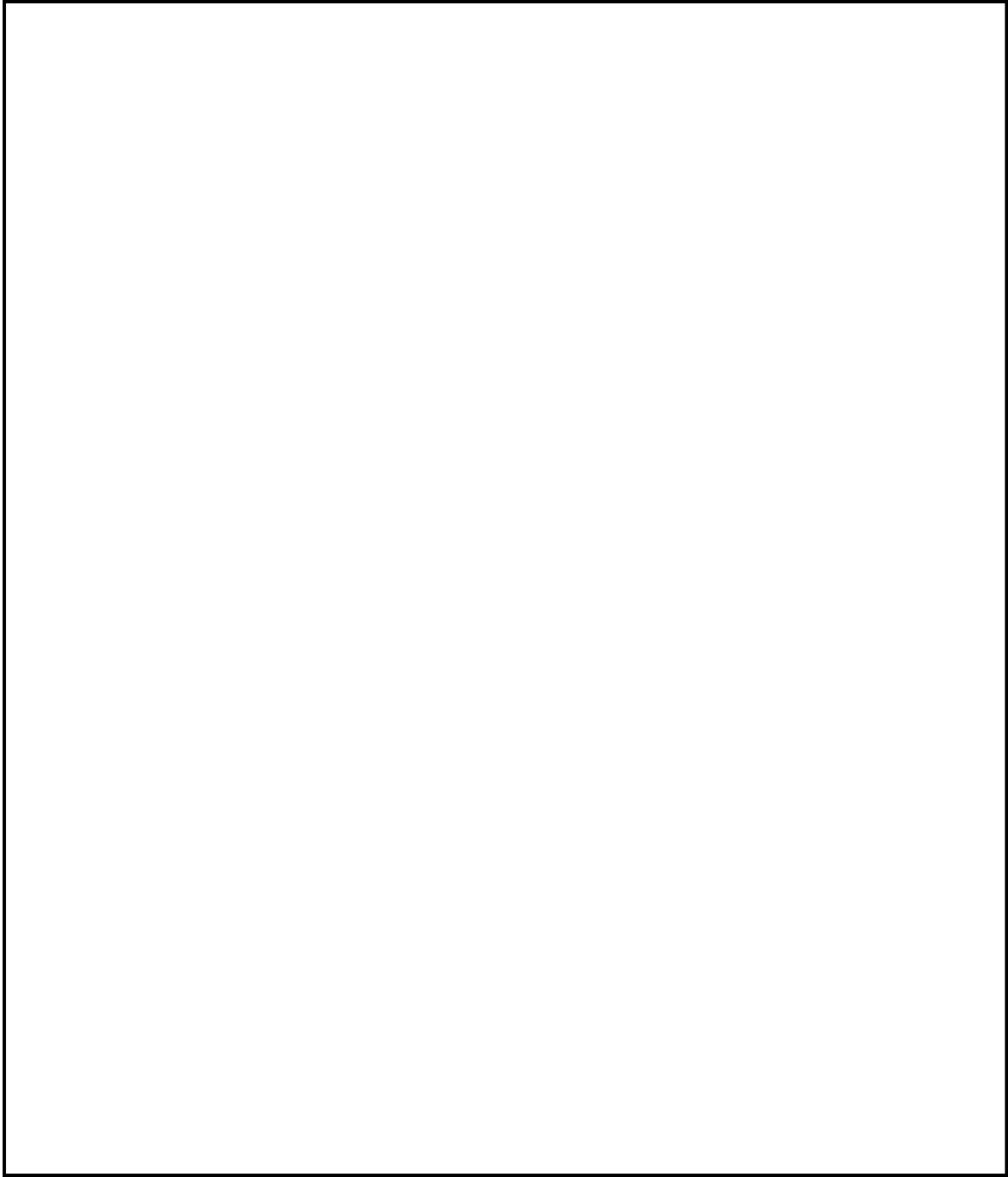


図 12 原子炉建物地下 1 階

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。

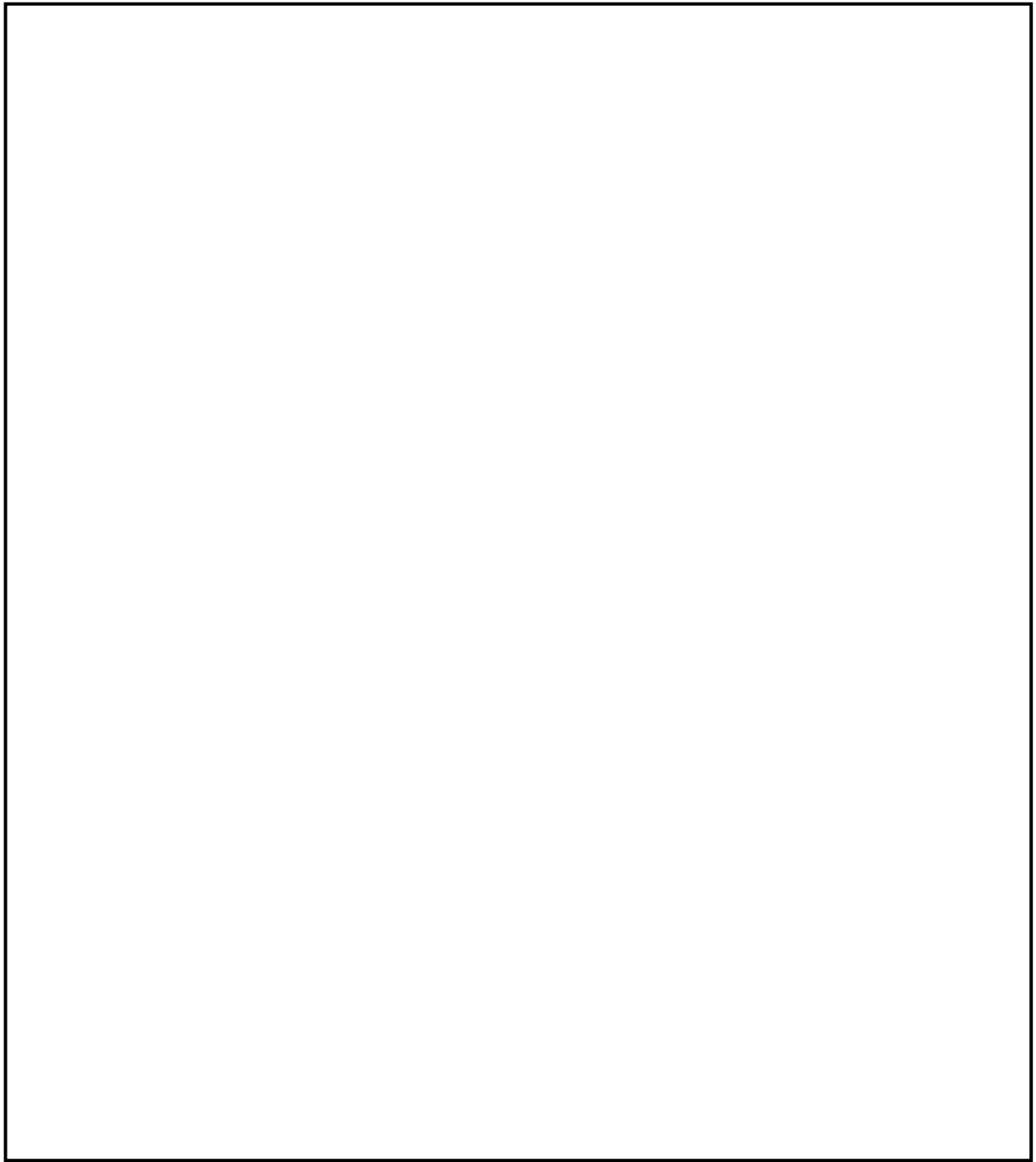
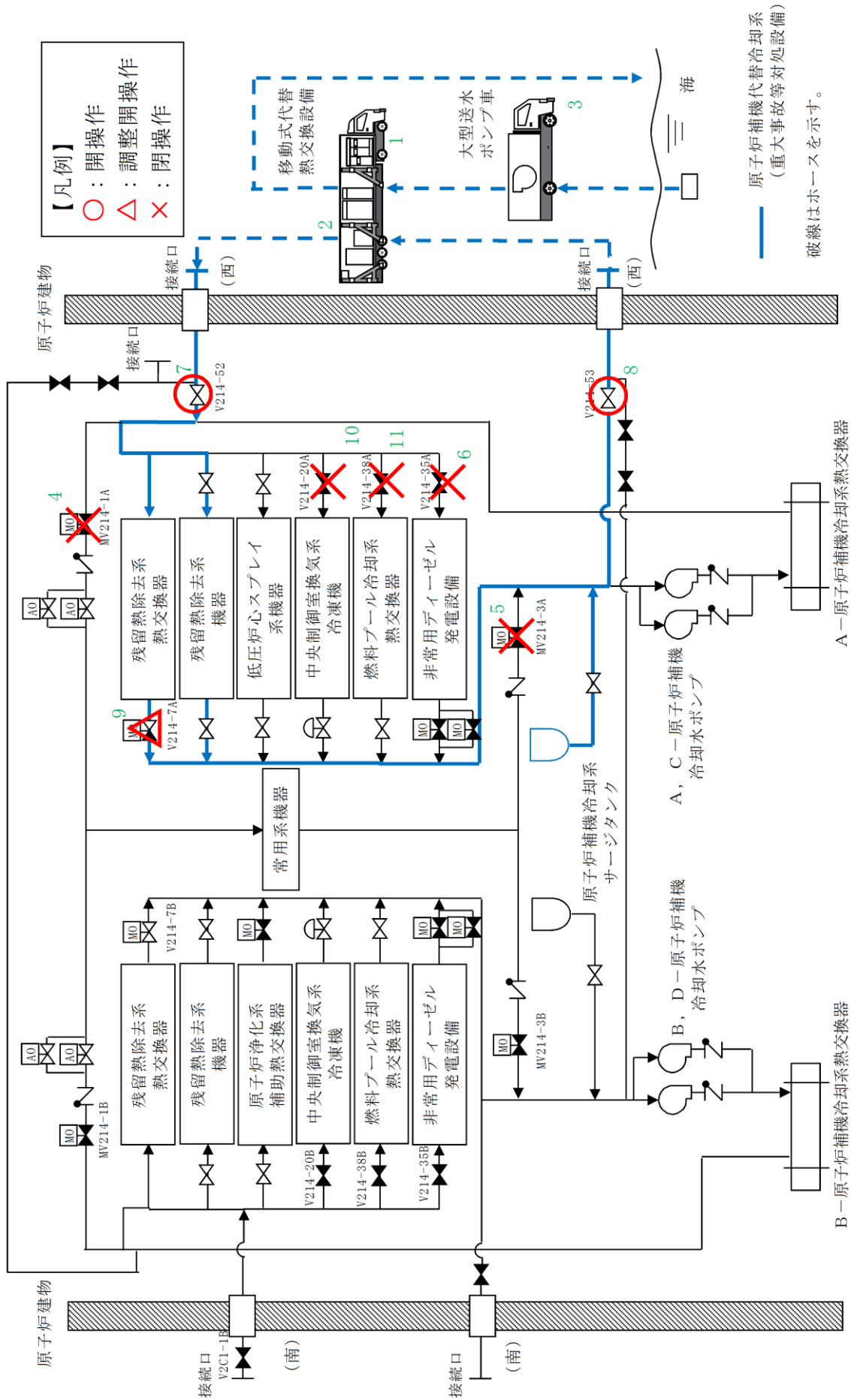


図 13 真空破壊装置設置位置図

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





【凡例】  
 ○：開操作  
 △：調整開操作  
 ×：閉操作

— 原子炉補機代替冷却系  
 (重大事故等対処設備)  
 破線はホースを示す。

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

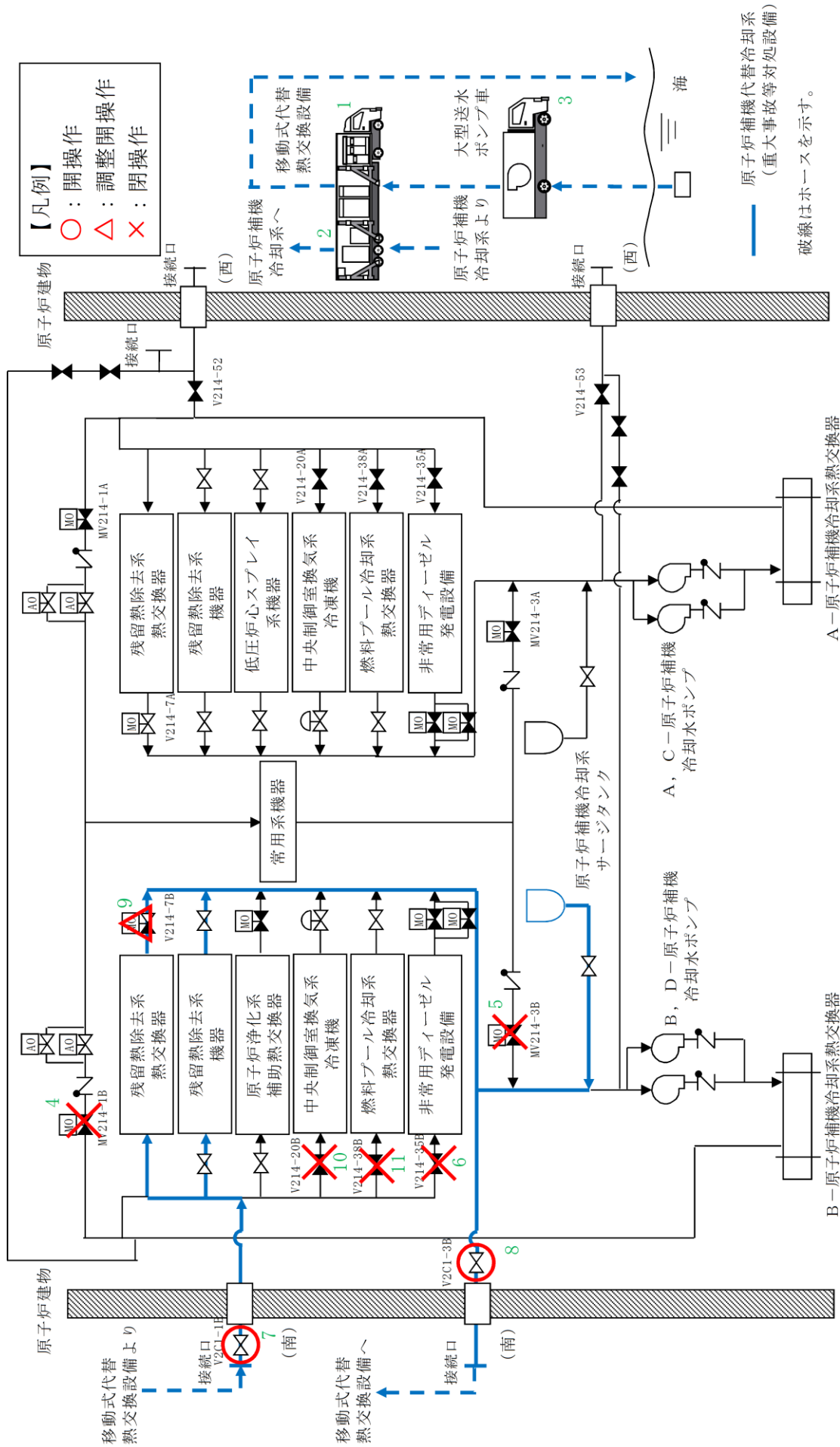


図 2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系)

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

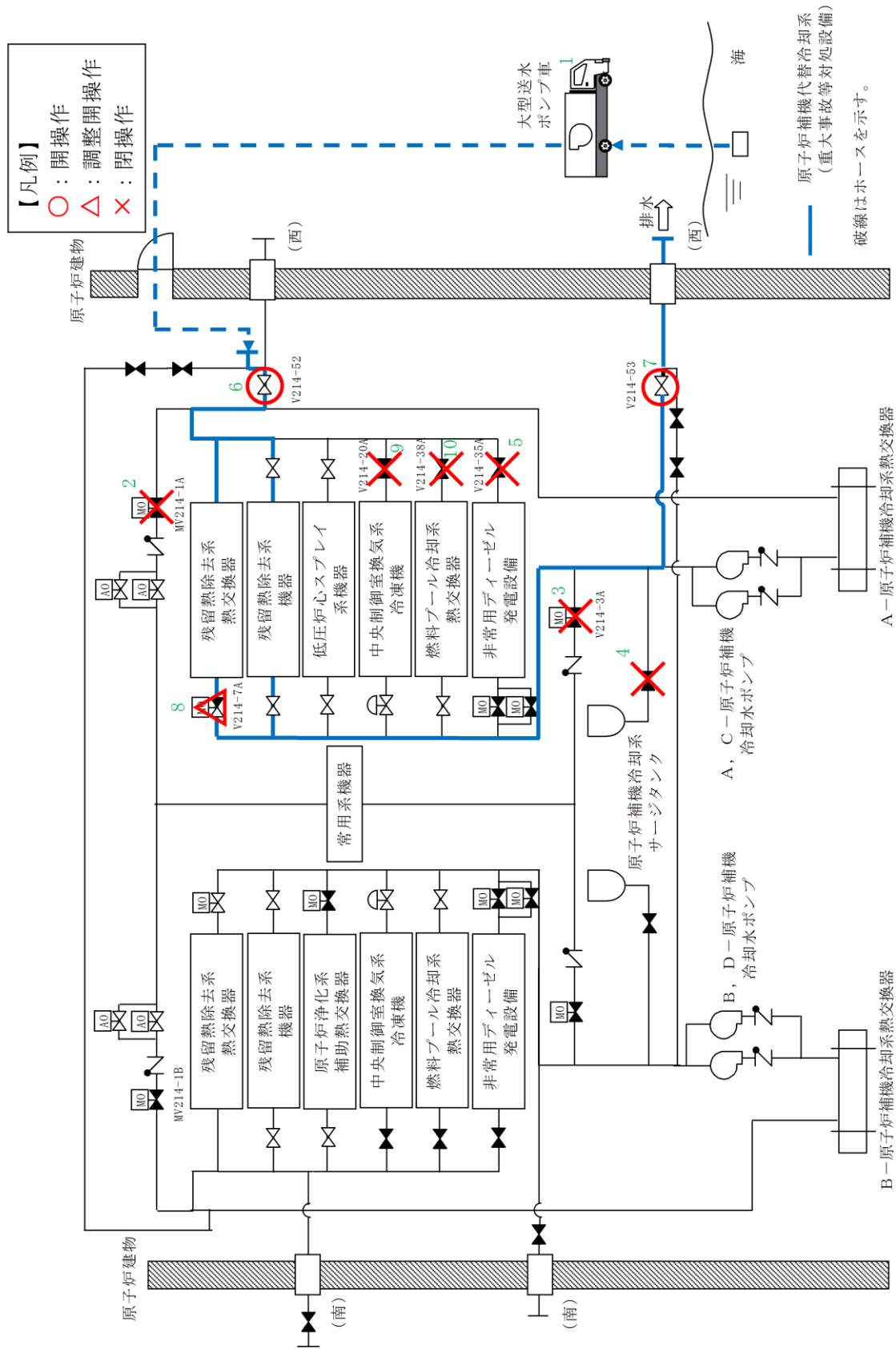


図3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内接続口)

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

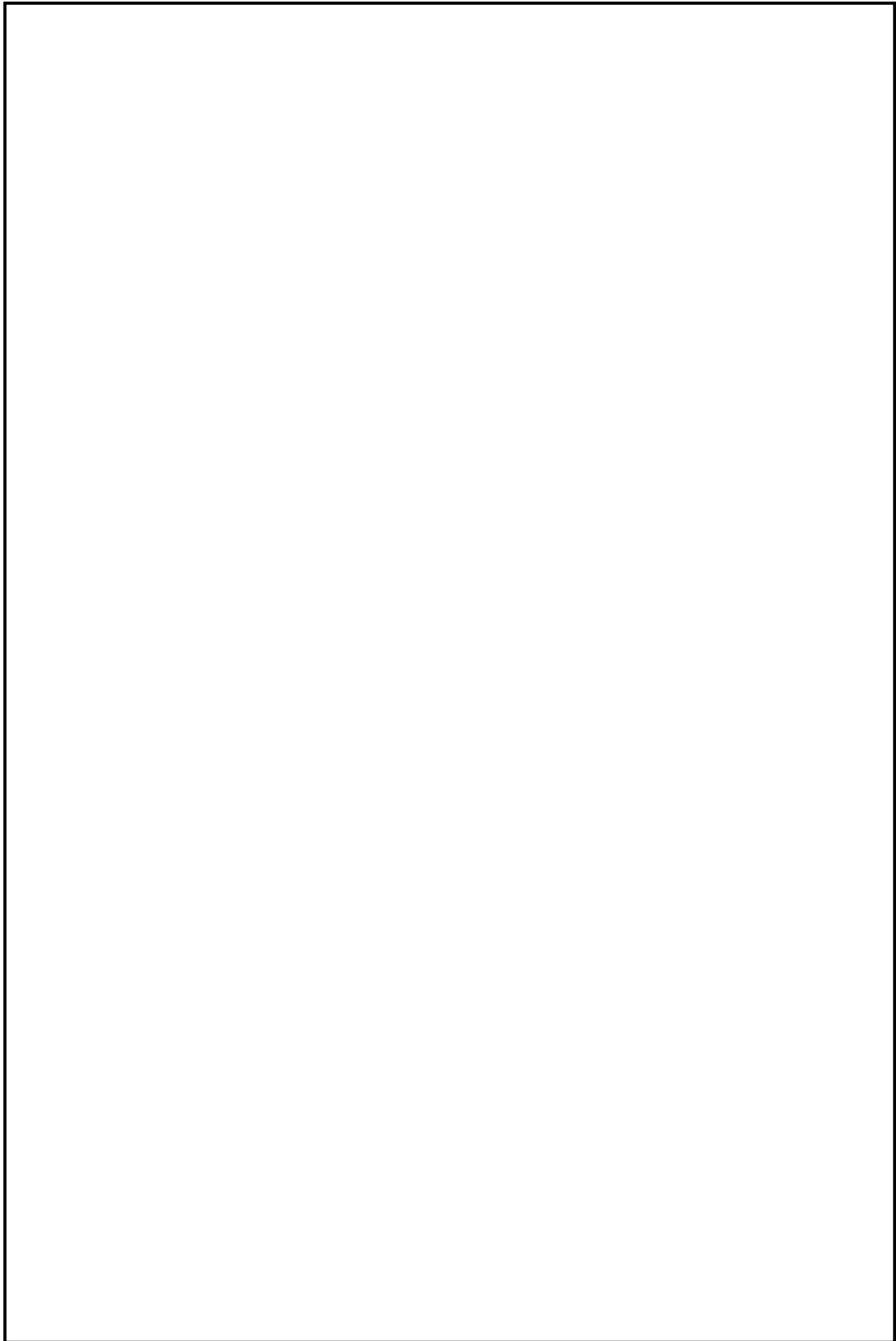


図1 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。



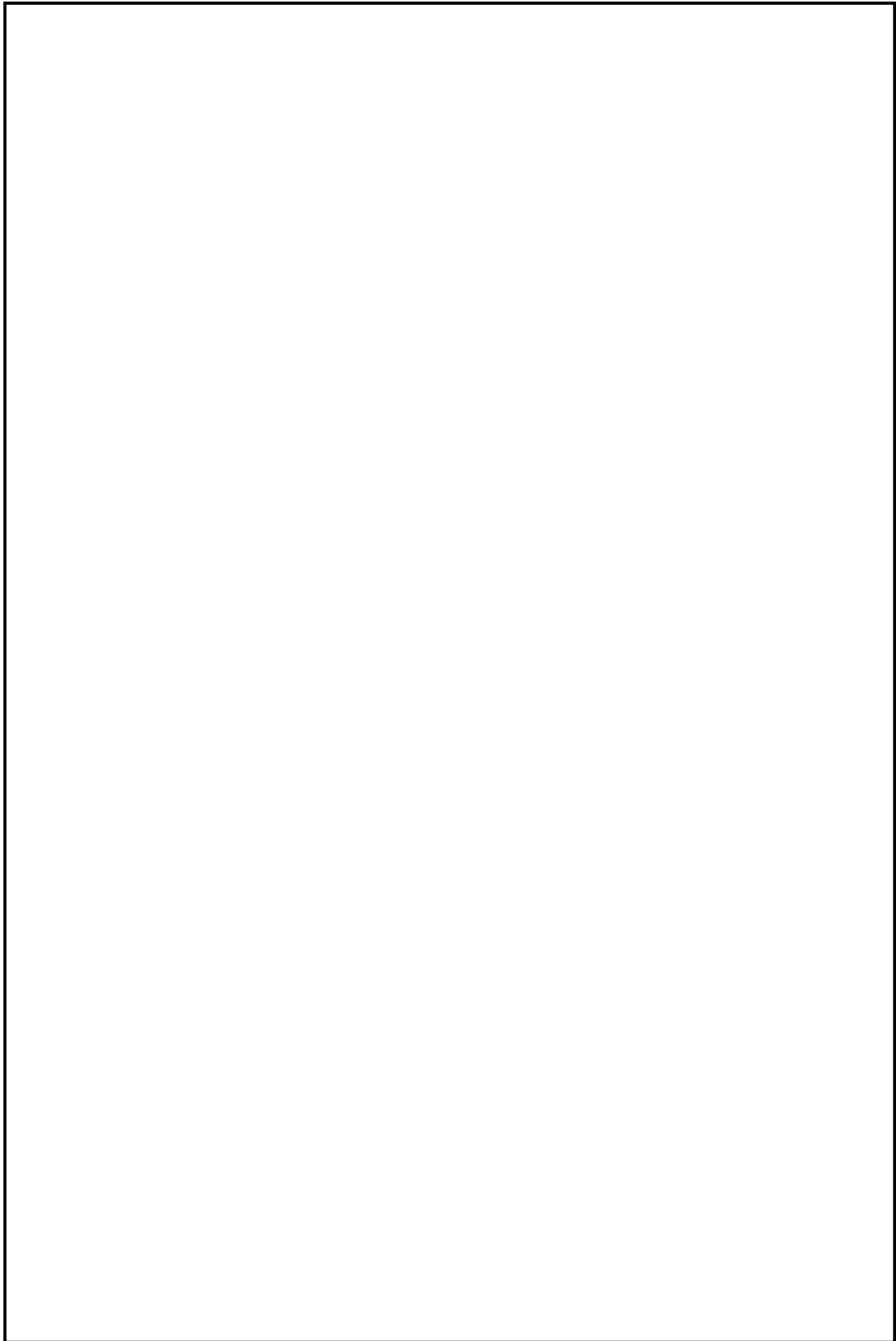


図 2 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

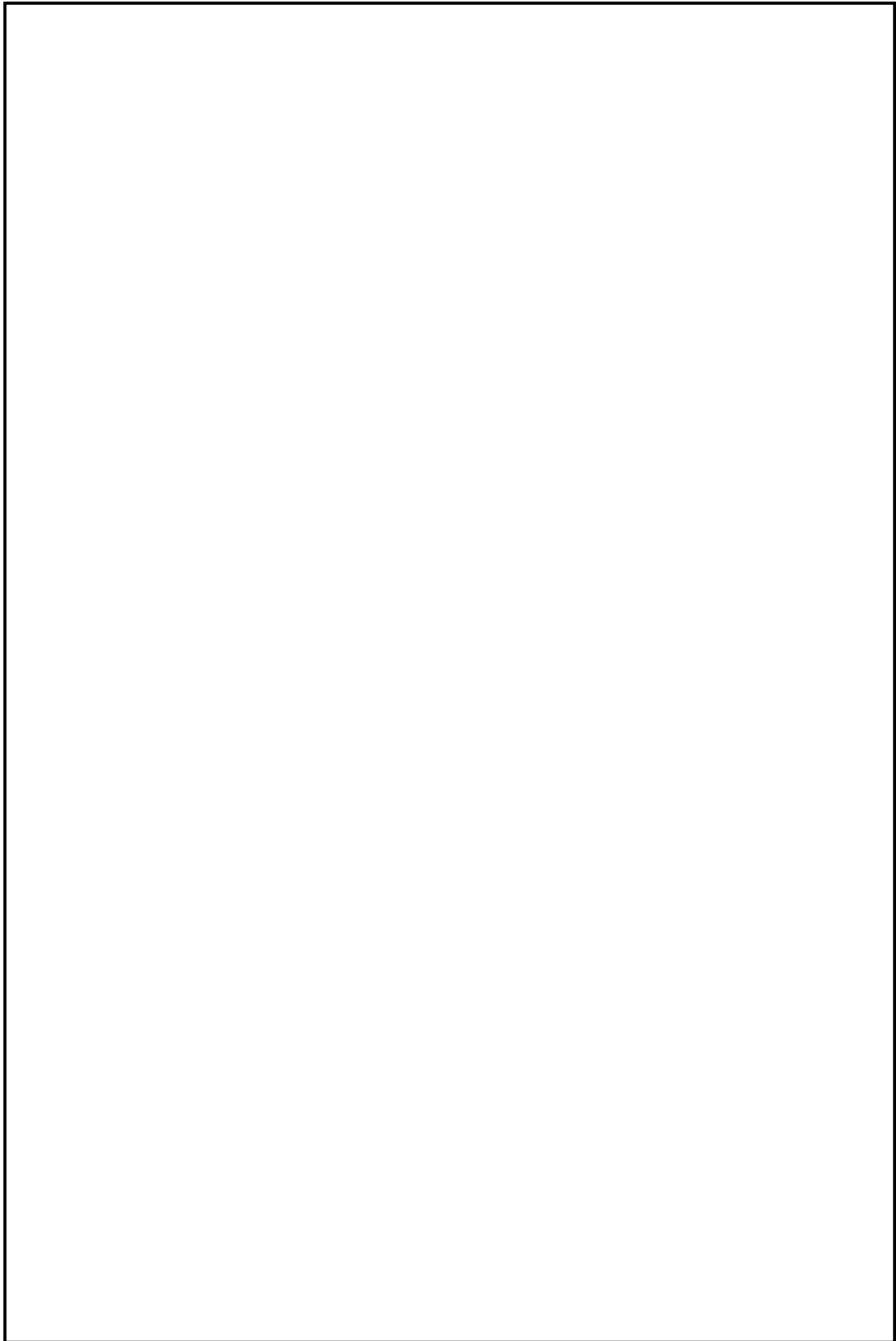


図3 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

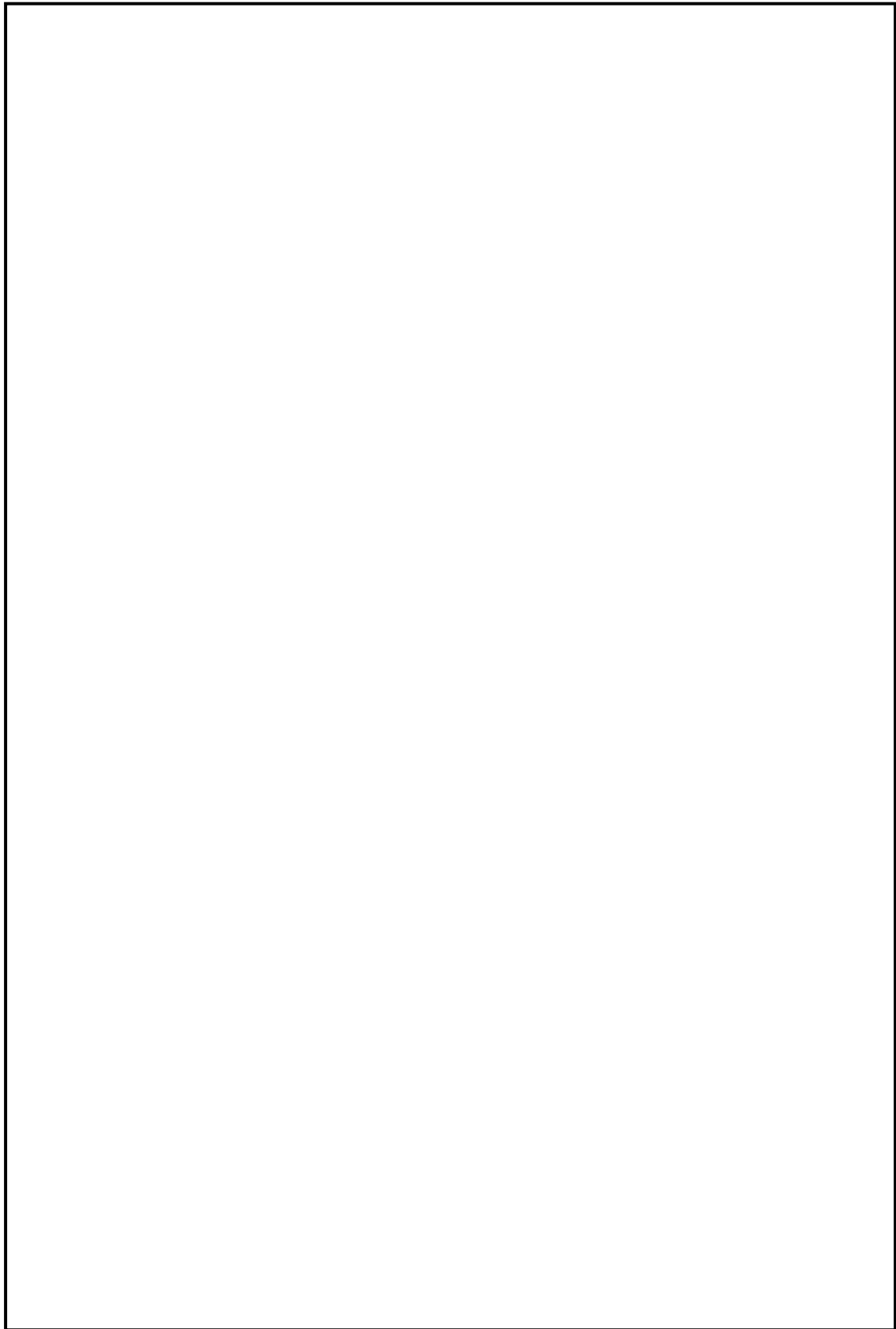


図 4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

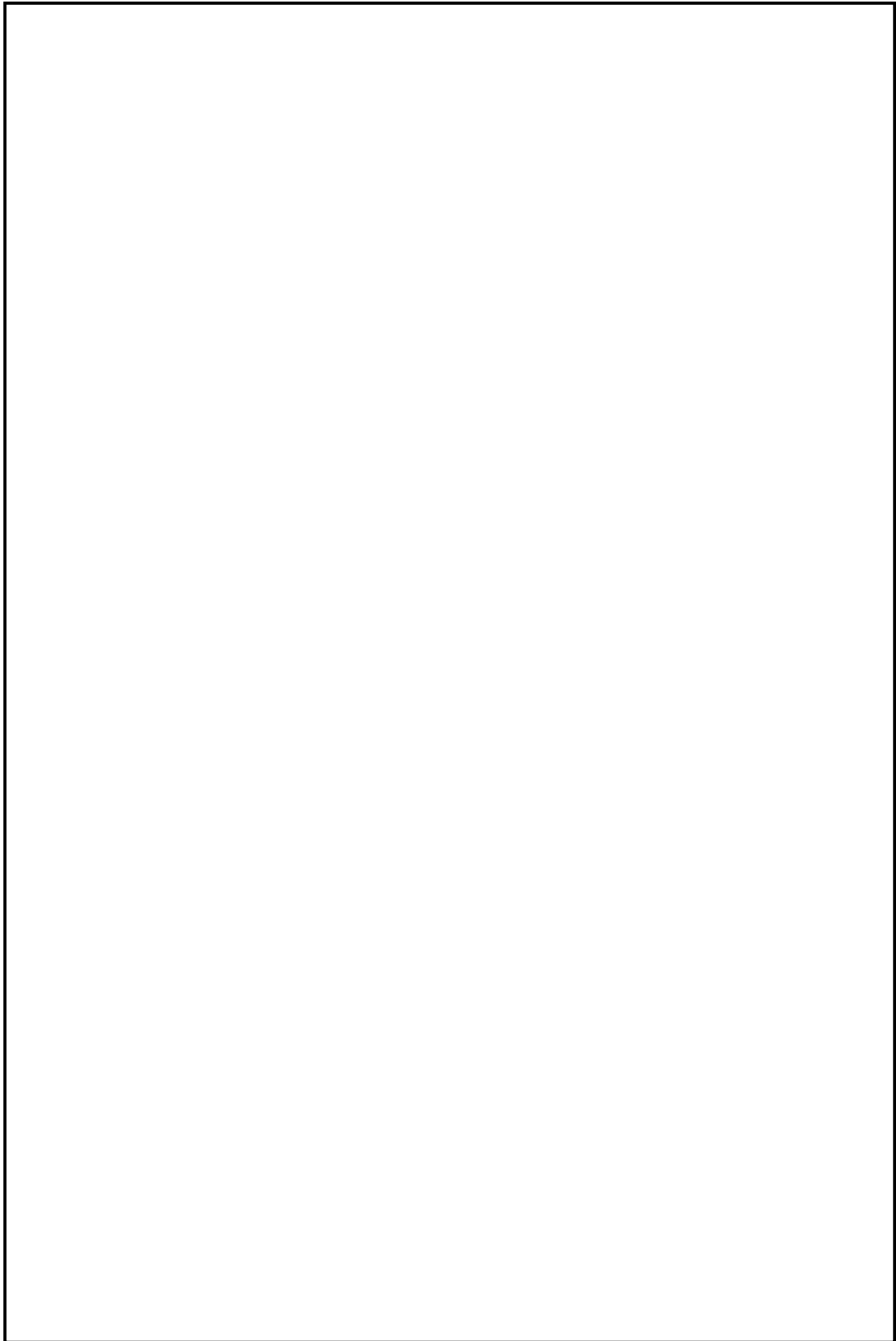


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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 <sup>2</sup> /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 の有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサプレッション・プール水温度で示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサプレッション・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。

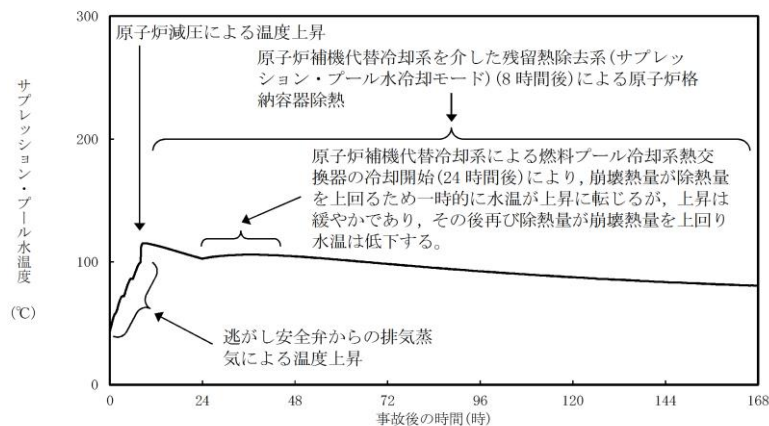


図 1 サプレッション・プール水温度の推移

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 = 600m<sup>3</sup>/h

$W_b$  : 海水側流量 = 780m<sup>3</sup>/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

$\rho_1$  : 密度 (淡水) = 992.9kg/m<sup>3</sup>

$\rho_2$  : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m<sup>3</sup>

$C_1$  : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

$C_2$  : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

##### 4.2 対数平均温度差

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

= 8.2K

$\Delta t$  : 対数平均温度差

##### 4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{\phantom{000}} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

##### 4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 / \text{個}$$

$A_r$  : 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、 $\boxed{\phantom{000}}$  m<sup>2</sup>/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 <sup>3</sup> /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	°C	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 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 300 m<sup>3</sup>/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 の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・プール水温度で示すように、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。

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 300m<sup>3</sup>/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)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 2 参照)

$\eta$  : 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。

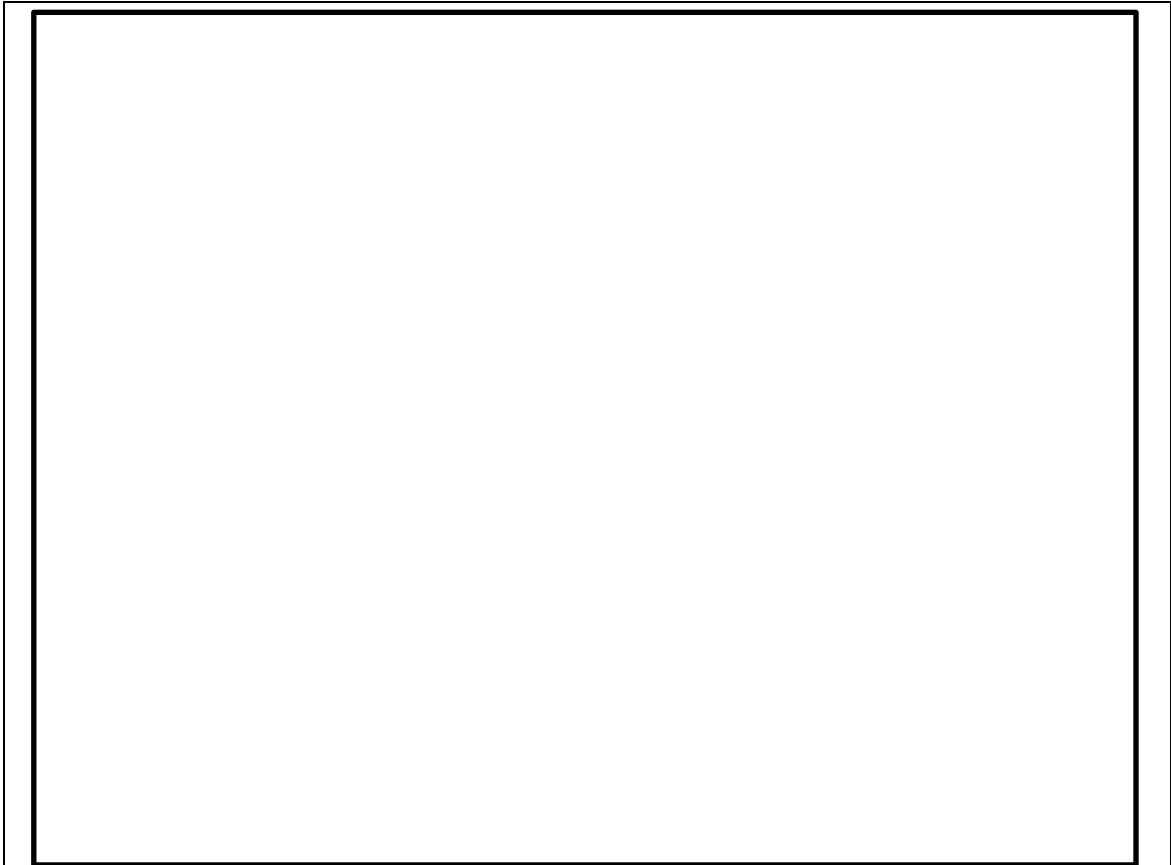


図 2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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 <sup>3</sup> /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><b>【設 定 根 拠】</b></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 780m<sup>3</sup>/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m<sup>3</sup>/h の合計である 900m<sup>3</sup>/h 以上とし、容量 1,800m<sup>3</sup>/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 の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・プール水温度で示すように、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。

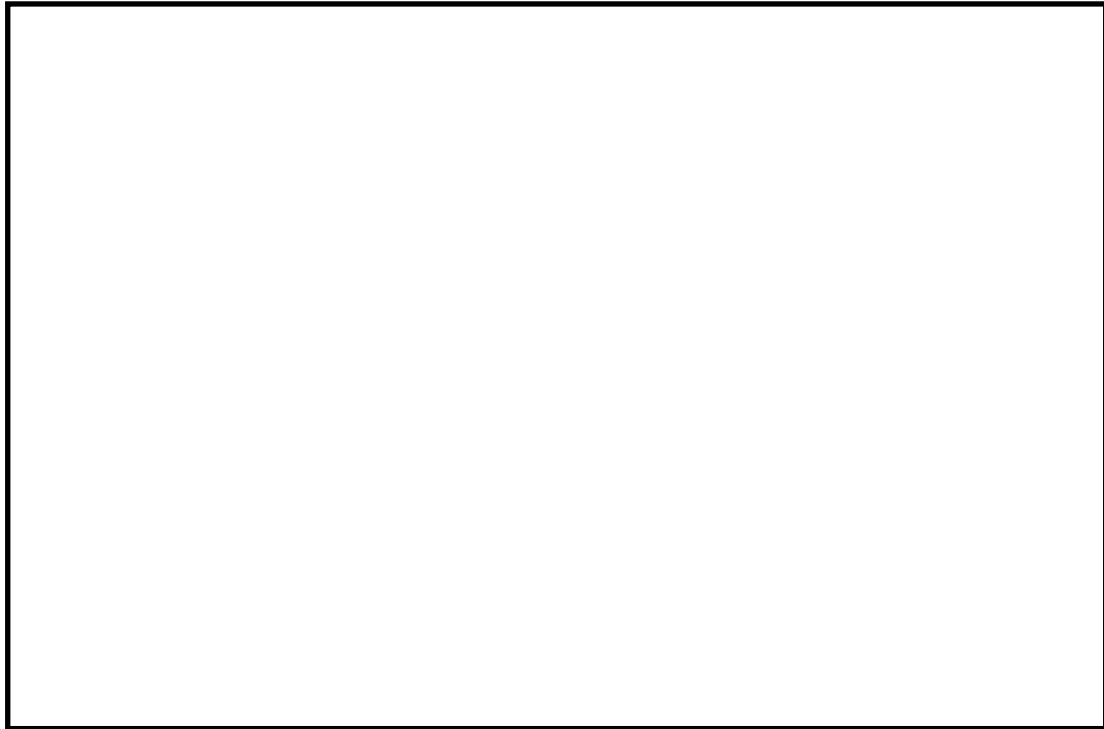


図3 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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1）及び輪谷貯水槽（西2）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  $10\text{m}$  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  $16.5\text{m}$  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  $1.0\text{m}$  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  $60\text{m}$  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  $17.5\text{m}$  下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約  $25\text{m}$ ）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  $10\text{m}$  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  $50\text{m}$ 、大気圧は約  $10.3\text{m}$  であり、ホース圧損（約  $2\text{m}$ ）と静水頭（約  $16.5\text{m}$ ）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約  $41\text{m}$ （ $=50\text{m}+10.3\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$ ））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

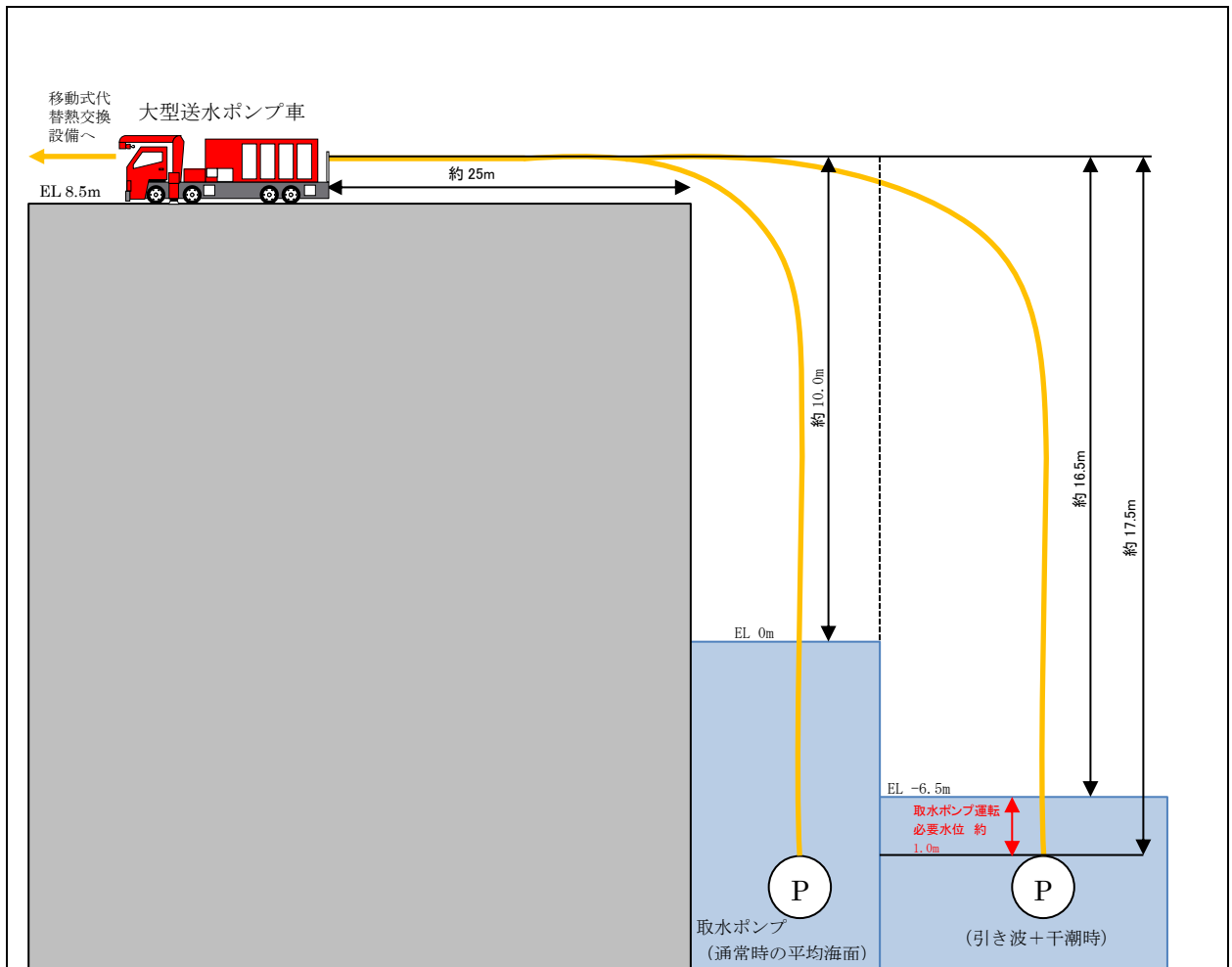


図 4 大型送水ポンプ車概要図

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。

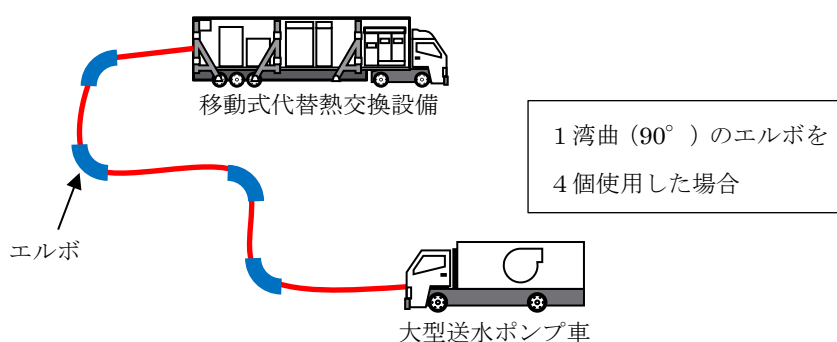


図5 想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

<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 $\zeta_b$ 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  $R_e = v d / \nu$ ,  $\nu$  は動粘性係数,  $d$  はエルボ内径,  $v$  は流速,  $\rho$  は曲率半径,  $\theta$  は度,  $\alpha$  は表7のように与えられる

表1  $\alpha$  の数値

$\theta$	45°	90°	180°
$\alpha$	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ( $\rho / d < 9.85$ 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 1,000m<sup>3</sup>/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

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\approx 3.99 [\text{m/s}]$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\approx 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d / \rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2$$

$$\approx 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\approx 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

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

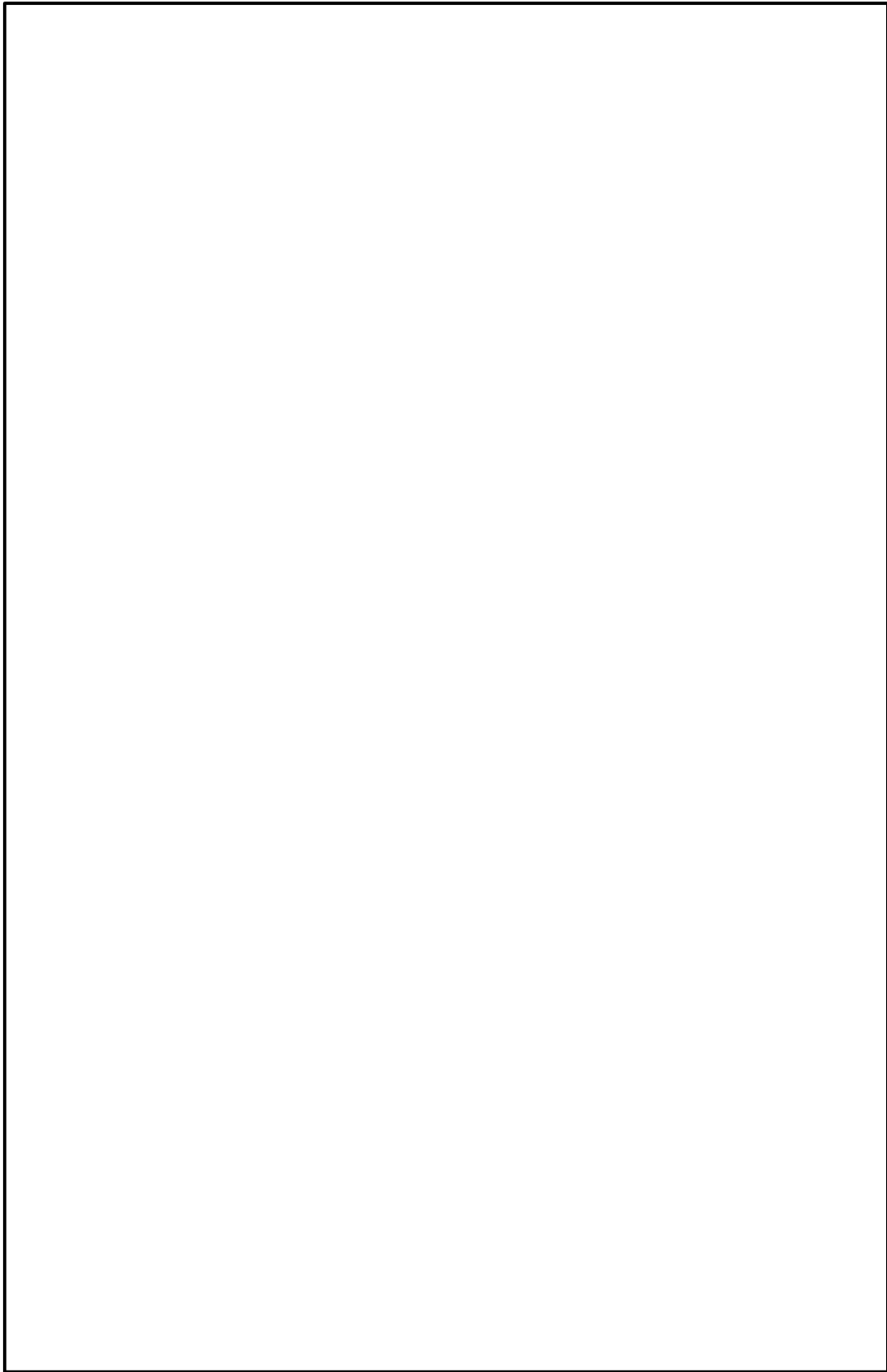


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

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

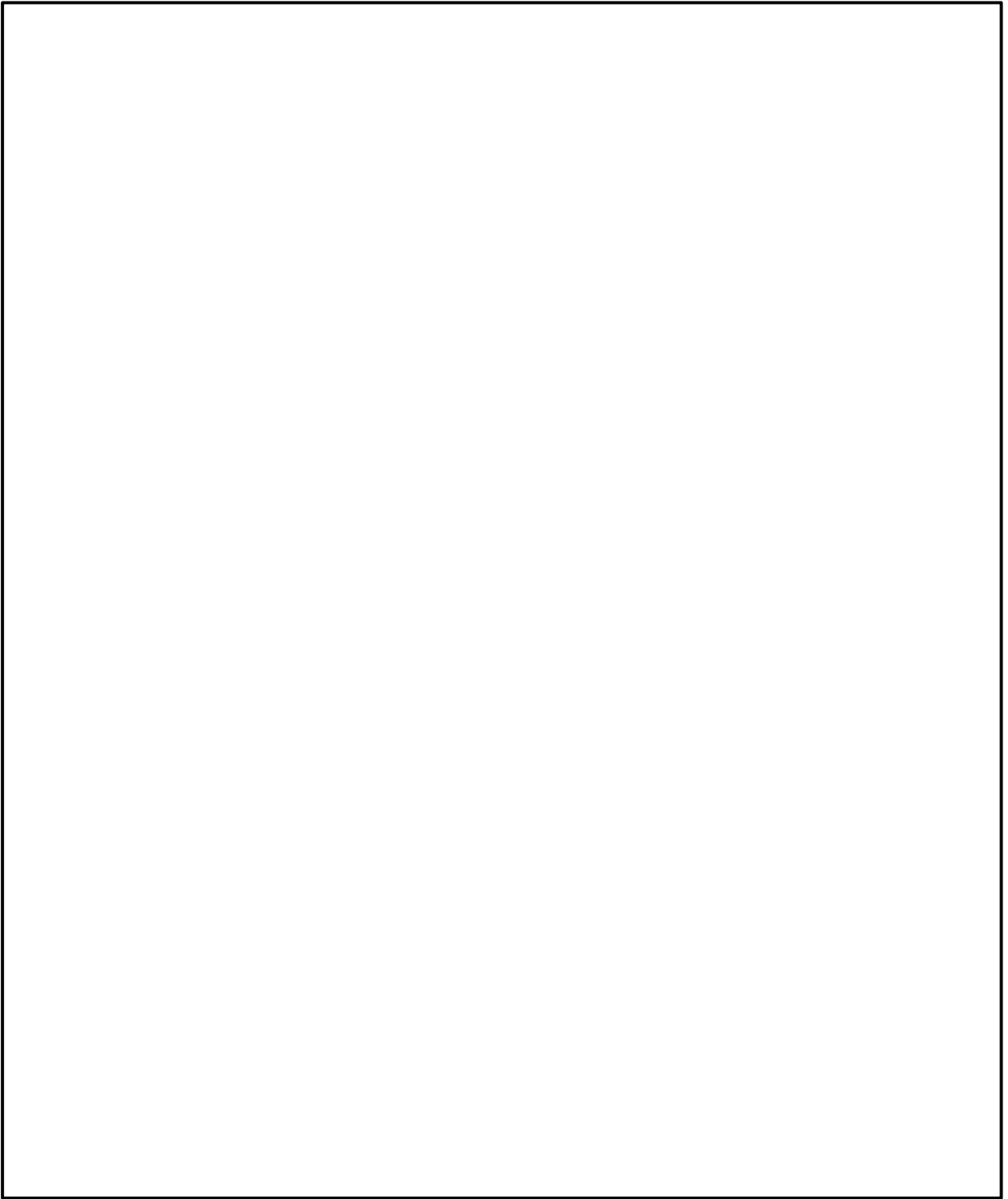


図1 屋外保管場所配置図

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。

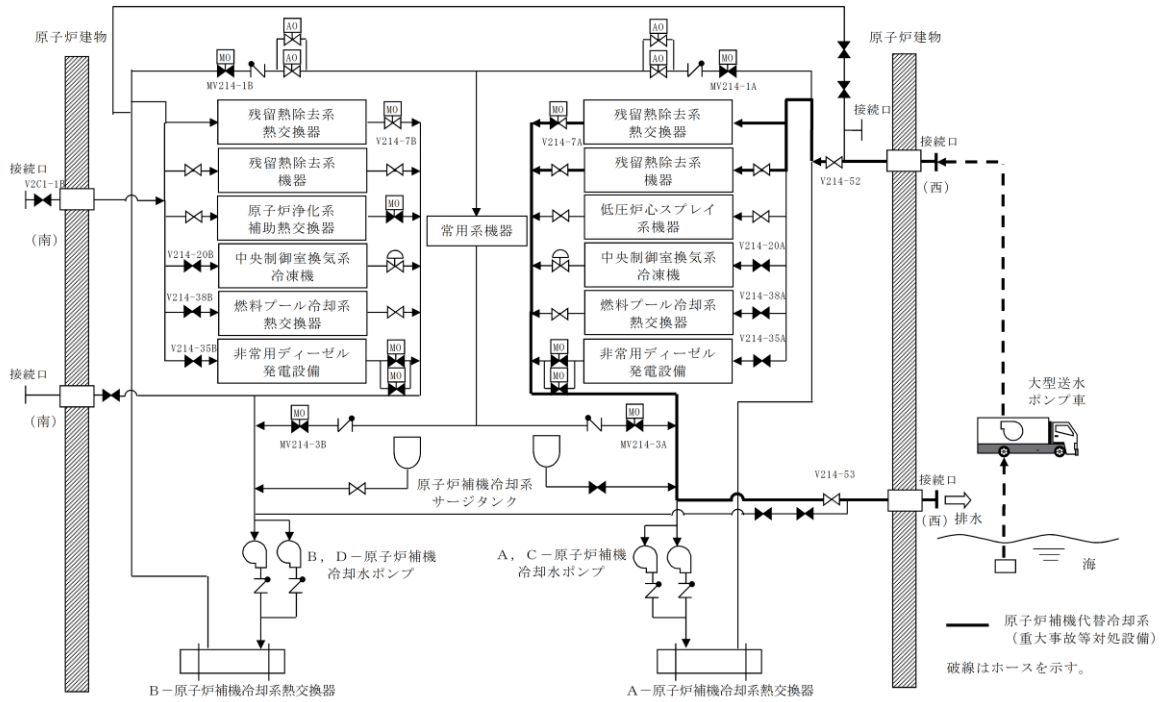


図1 大型送水ポンプ車による除熱（A系の例） 概略系統図

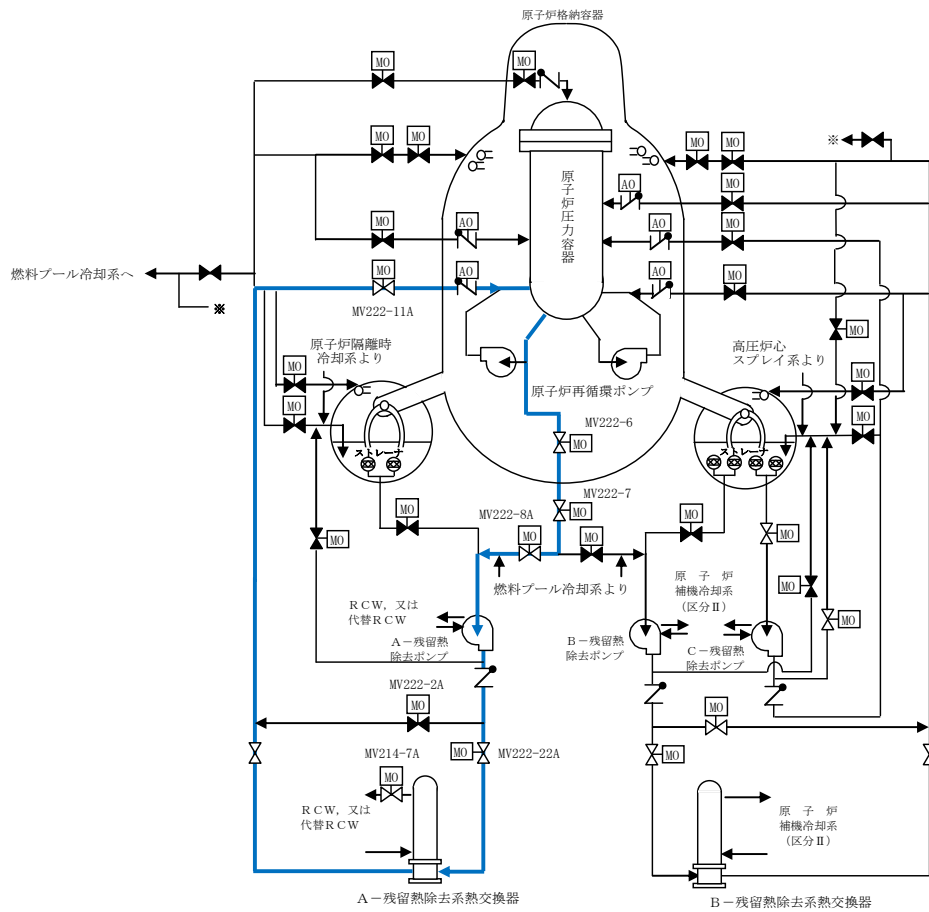


図2 A-残留熱除去系による原子炉除熱 概略系統図

## 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。

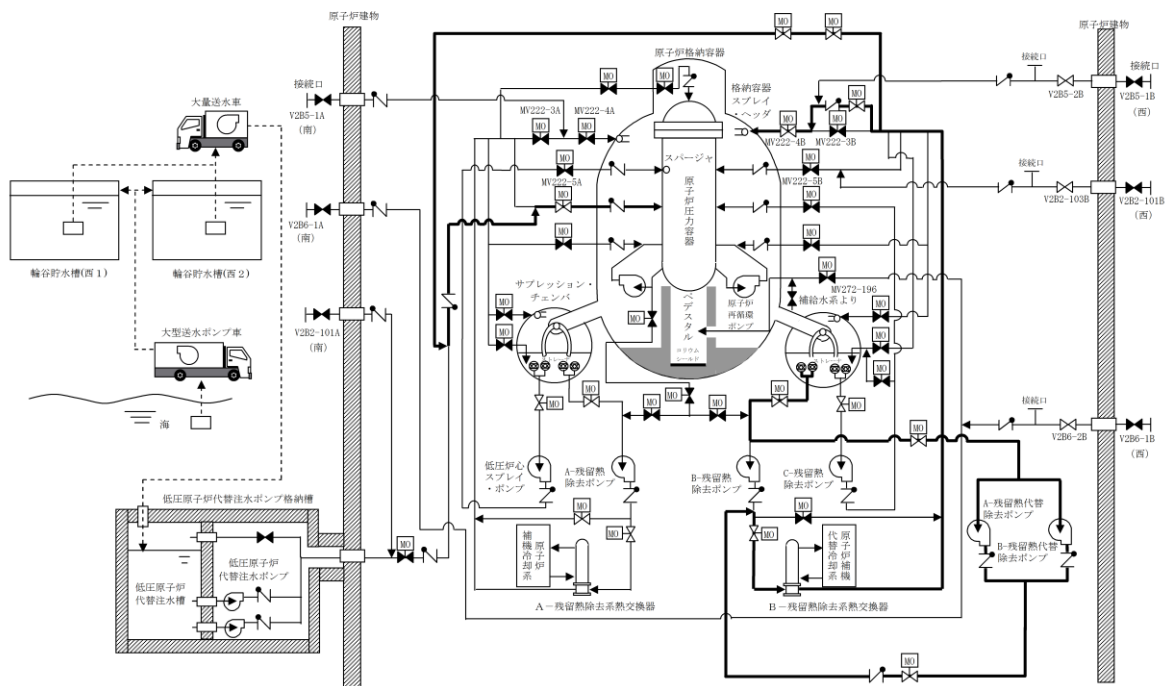


図3 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統概要図

## 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。

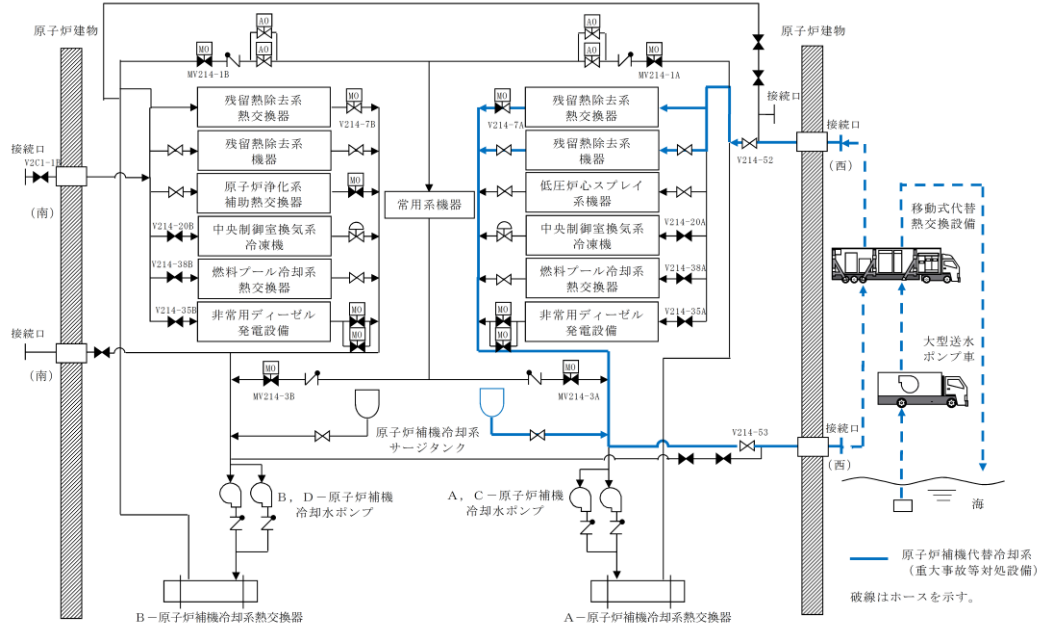


図4 原子炉補機代替冷却系 系統概略図

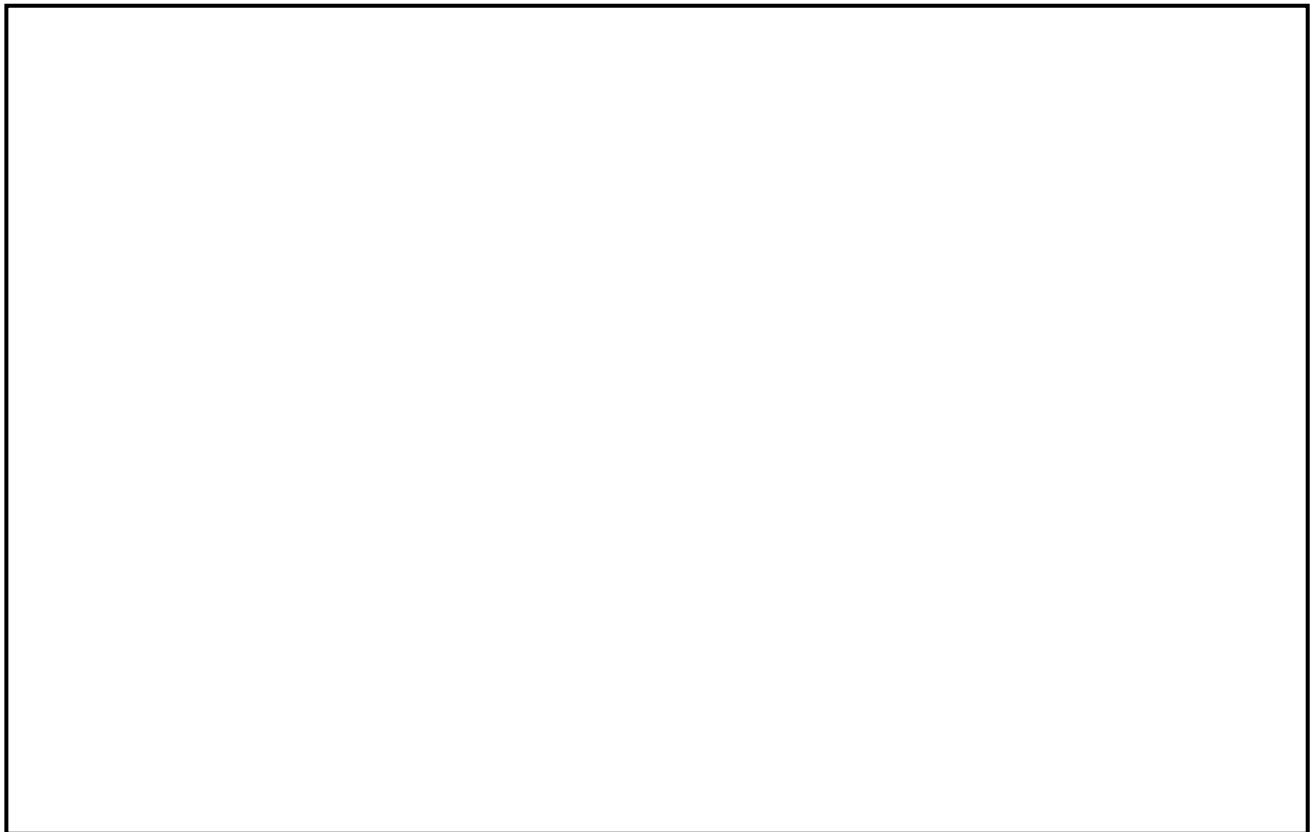


図5 移動式代替熱交換設備 概要図

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、サブプレッション・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、万一、サブプレッション・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、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊装置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S G T耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ及びS G T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。

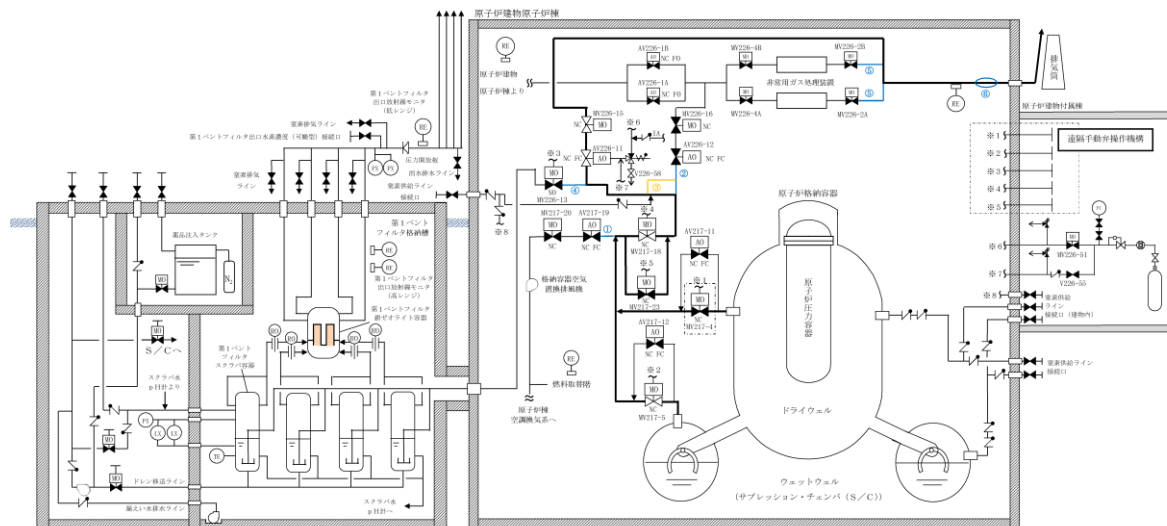


図6 耐圧強化ベントライン 概略系統図

#### (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

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。



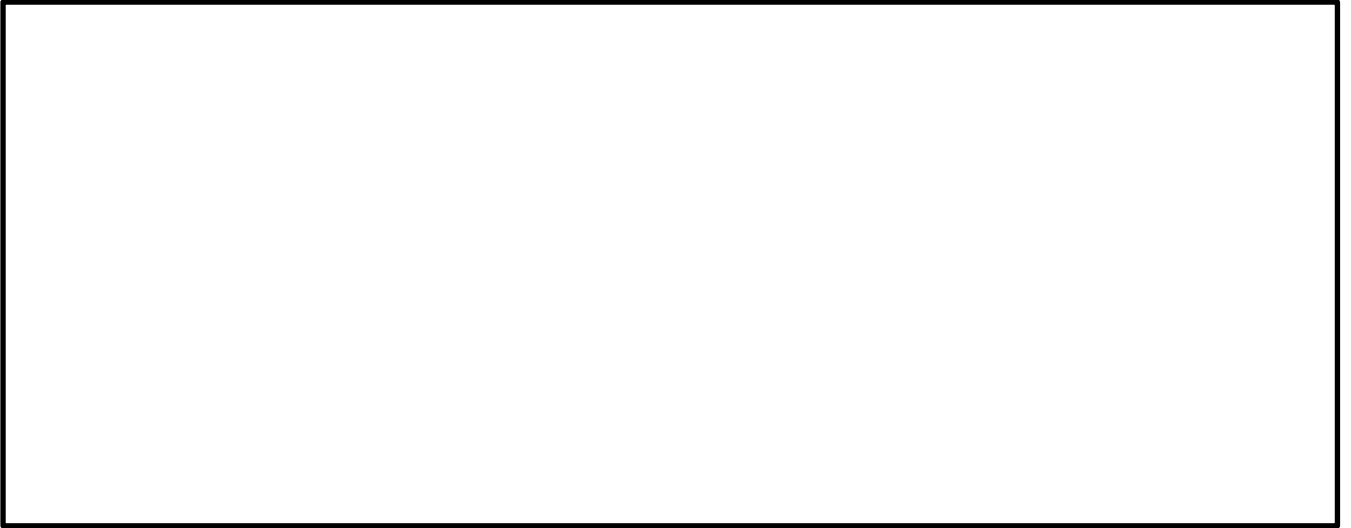


図8 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（他系統への分岐部）

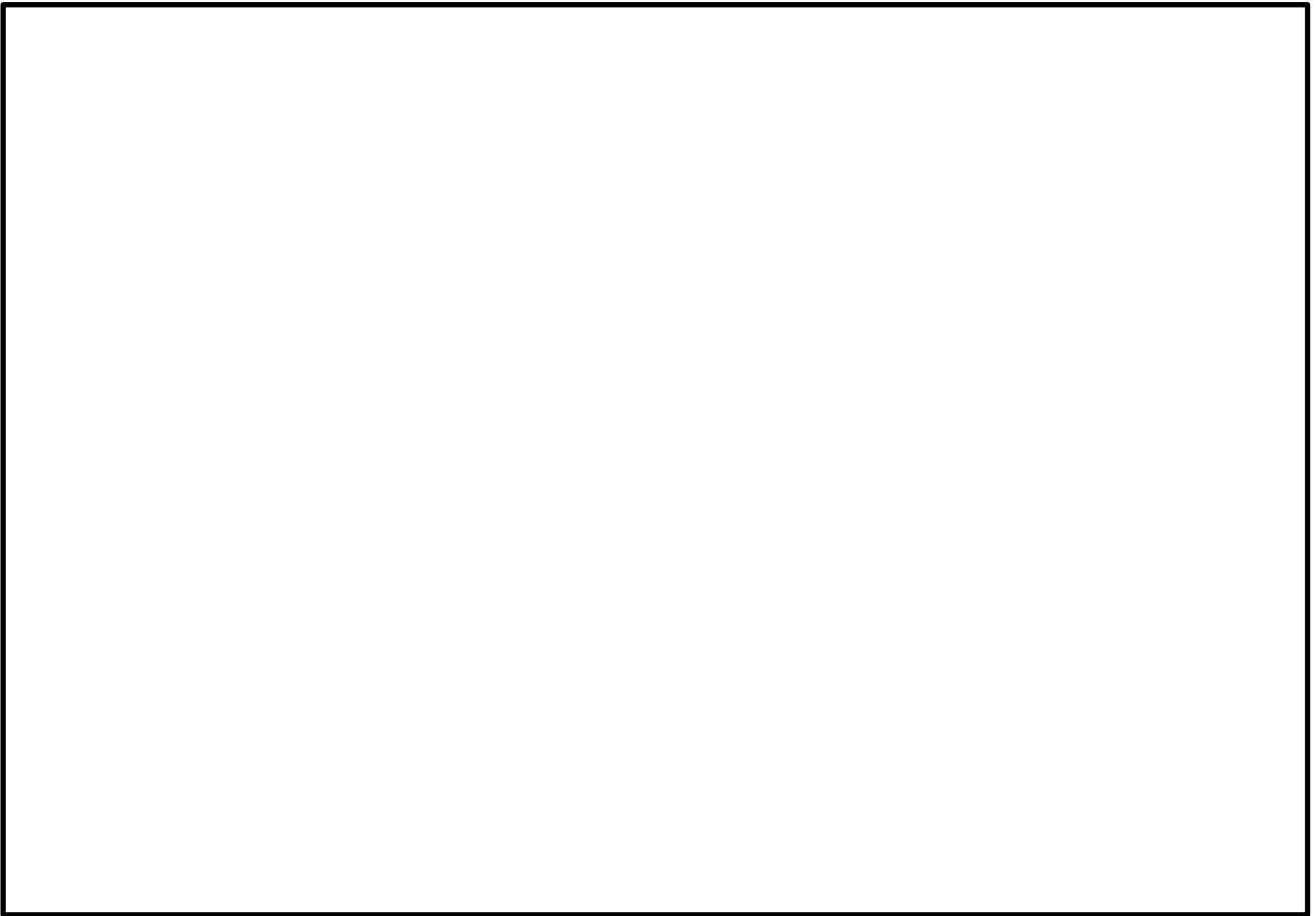


図9 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（高低差）

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。

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

$\rho_G$  : 気相密度 (0.598[kg/m<sup>3</sup>]) ※1

$\rho_L$  : 液相密度 (958.1[kg/m<sup>3</sup>]) ※1

$g$  : 重力加速度 (9.80665[m/s<sup>2</sup>])

$j_G$  : 気相流速 [m/s]

$\sigma$  : 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 ([ ])

$W_{\text{vent}}$  : ベントガス流量 [kg/s]

$\rho$  : ベントガス密度 (0.598[kg/m<sup>3</sup>])

$A$  : 配管断面積 (0.11787[m<sup>2</sup>])

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。

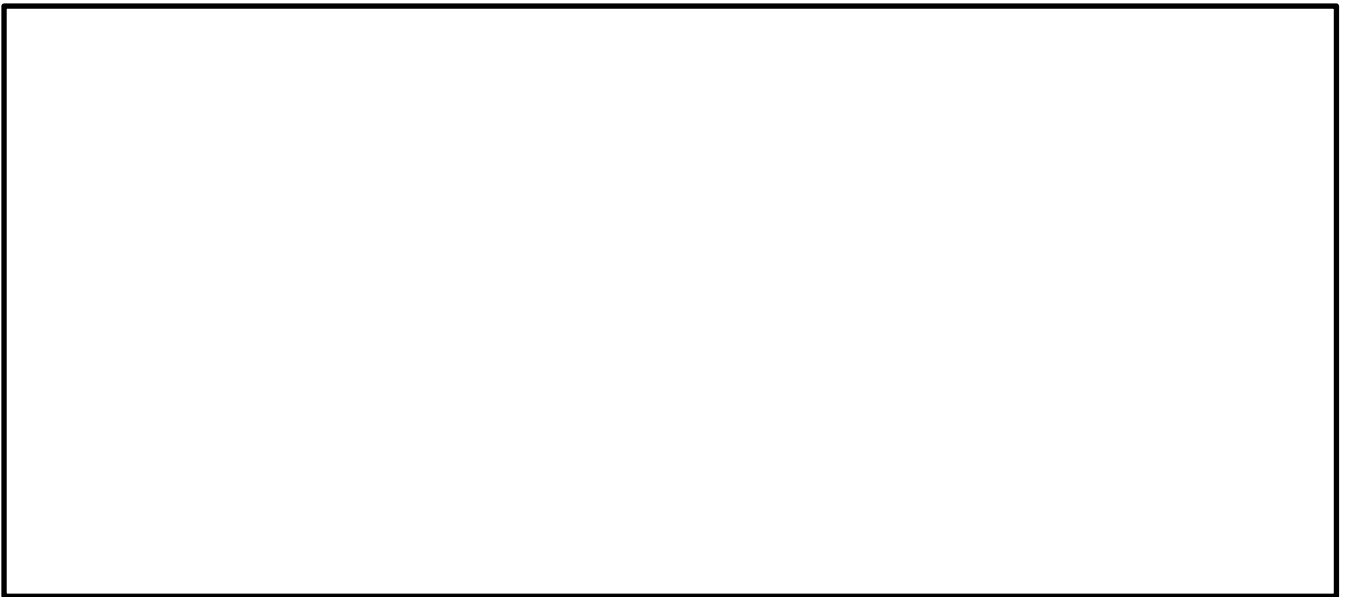


図10 耐圧強化ベントラインのローポイントから非常用ガス処理系排気管放出端までの配管ルート図

《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	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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



### 49-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

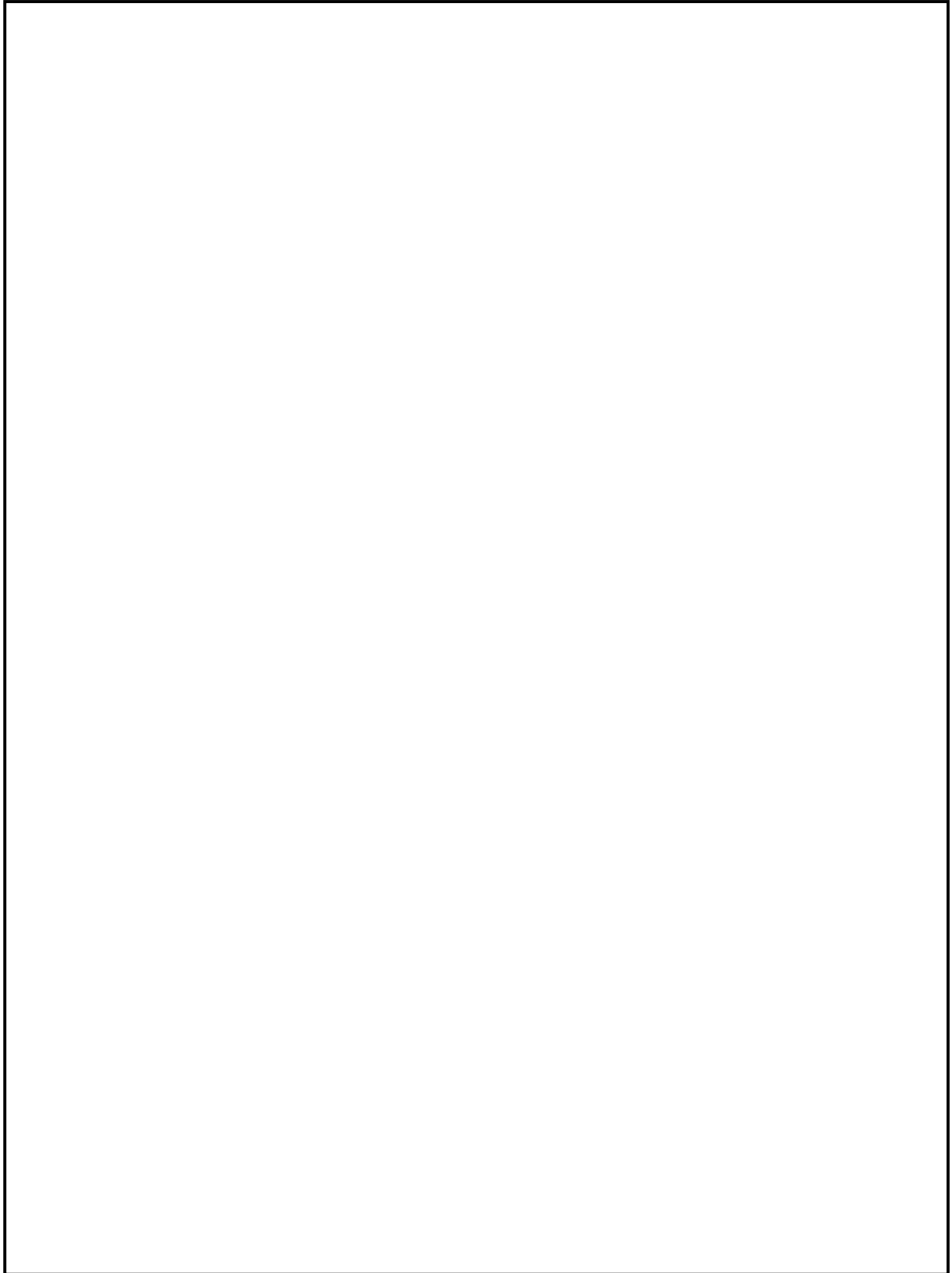


図1 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の  
配置図

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。

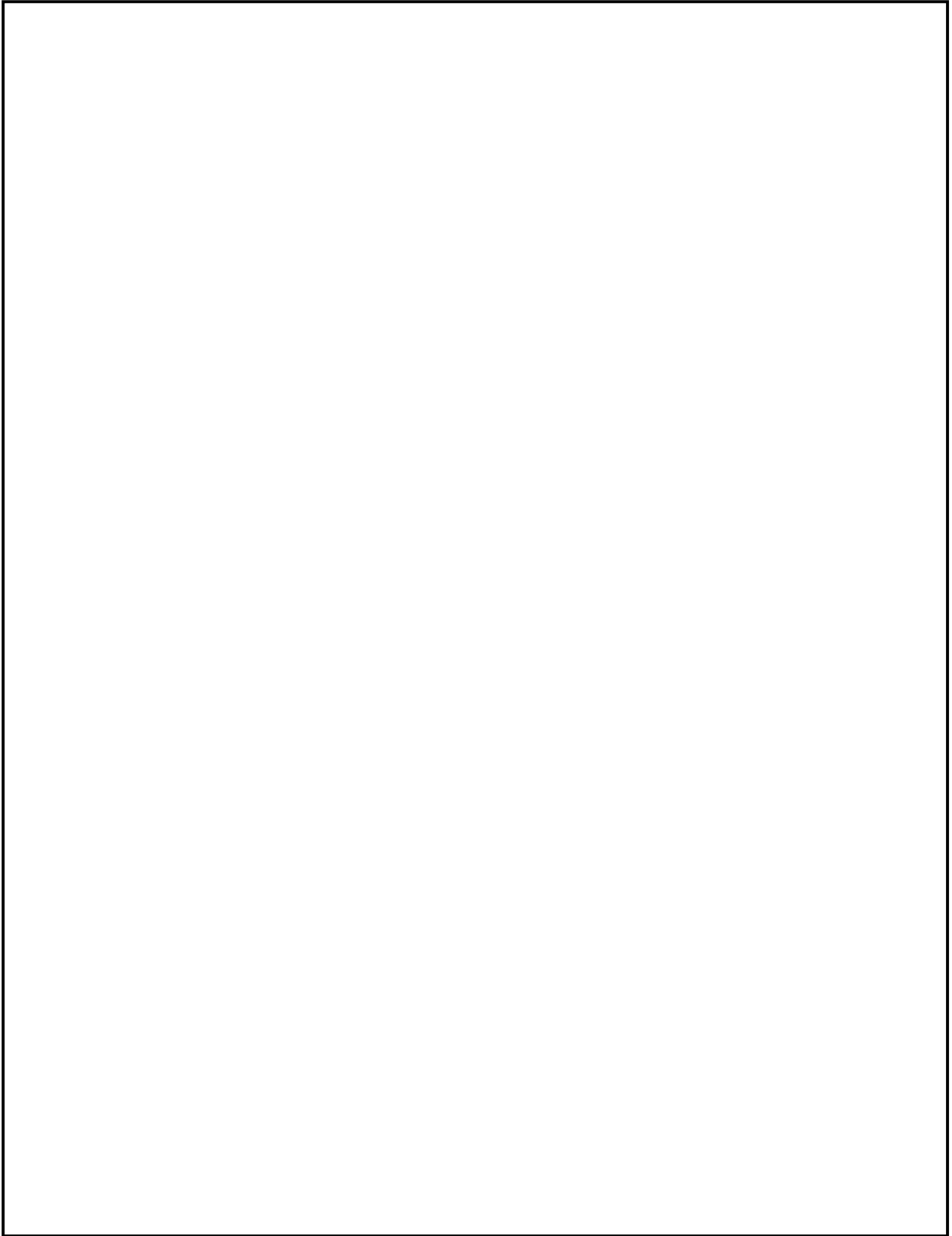


図2 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の  
配置図

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。

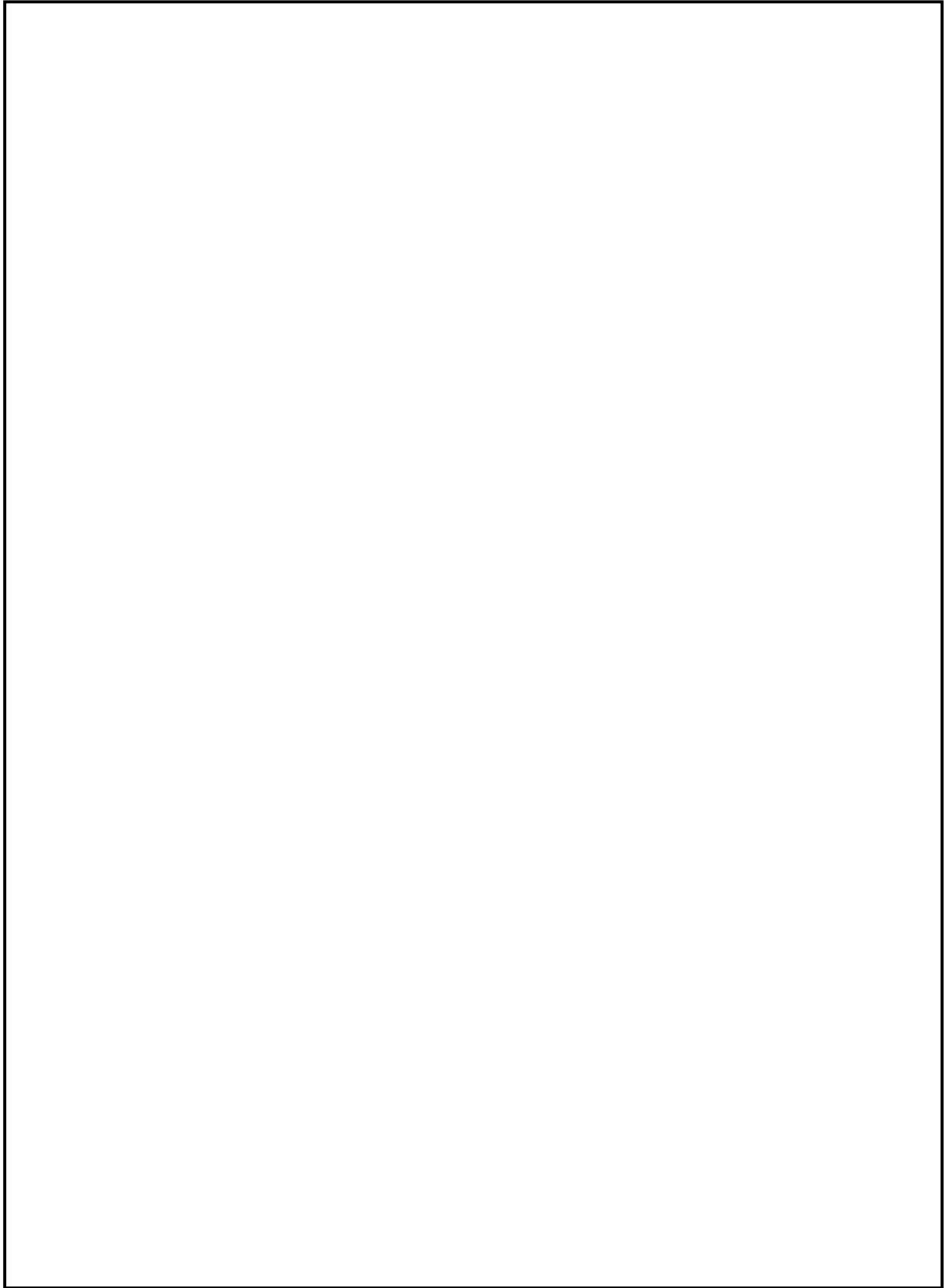


図3 格納容器代替スプレイ系に係る機器（F L S R注水隔離弁）の配置図  
（原子炉建物1階）

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。

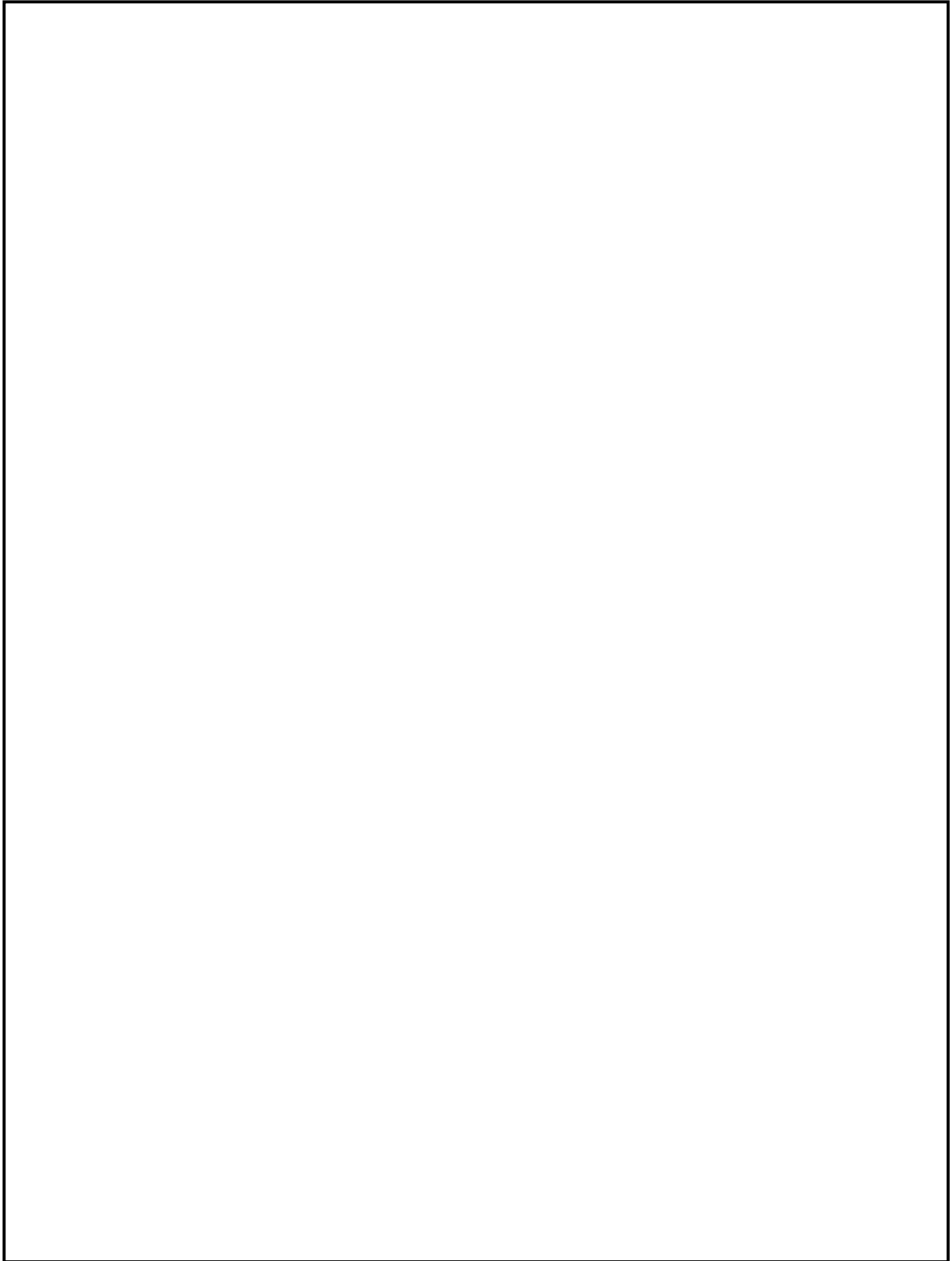


図4 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図  
（原子炉建物2階）

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。



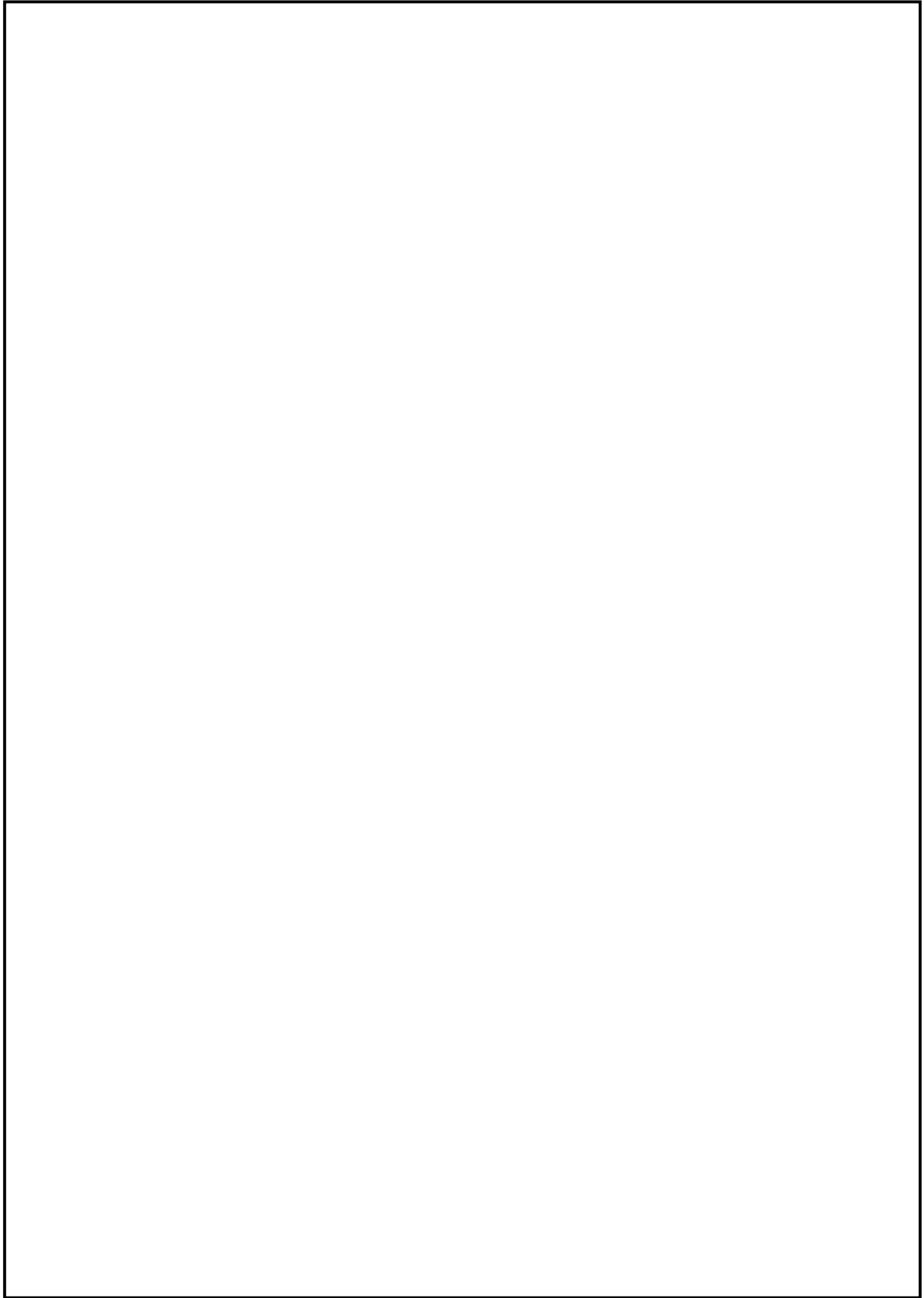


図5 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図

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。

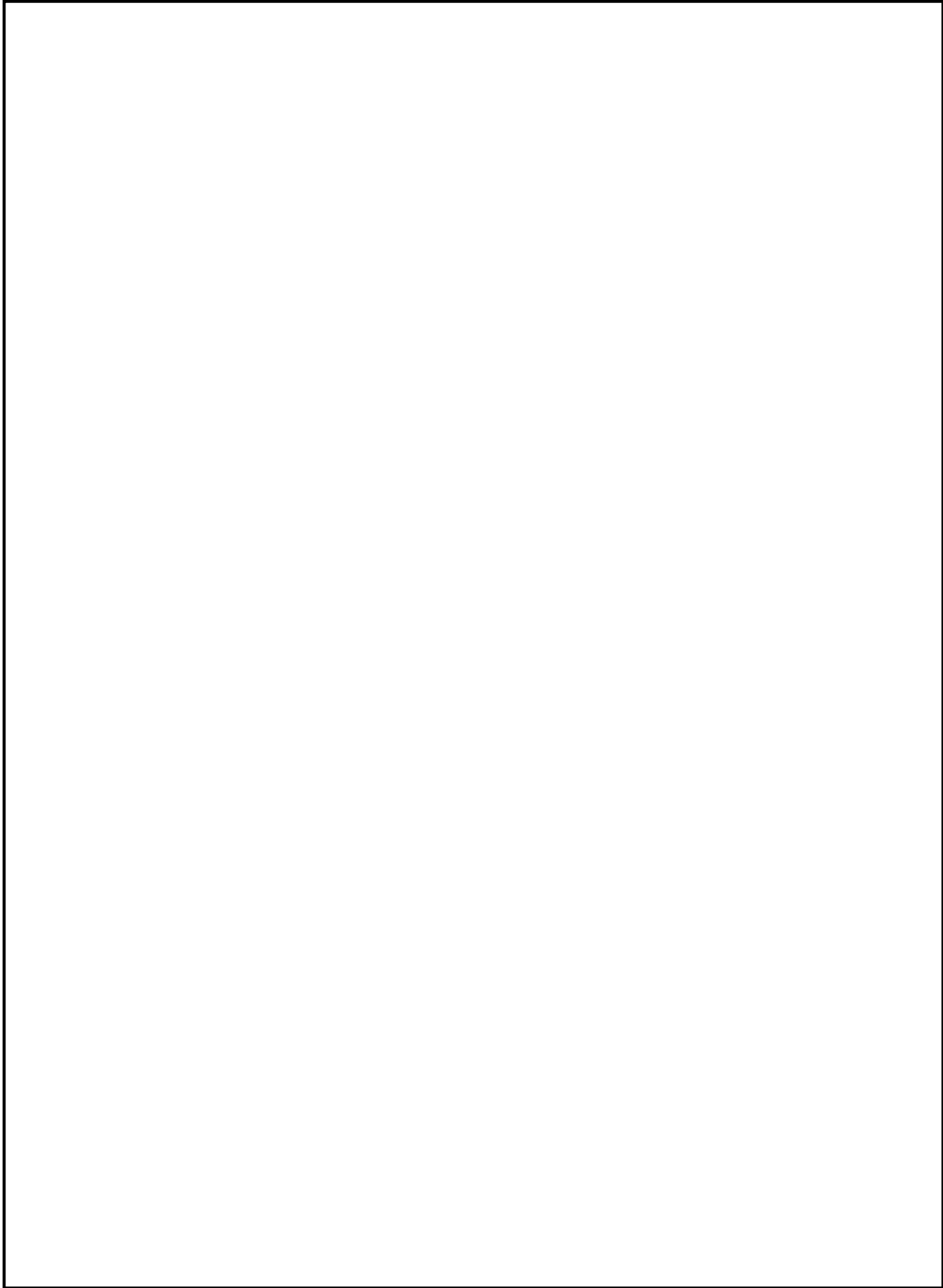


図7 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去ポンプ）の配置図  
（原子炉建物地下2階）

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。

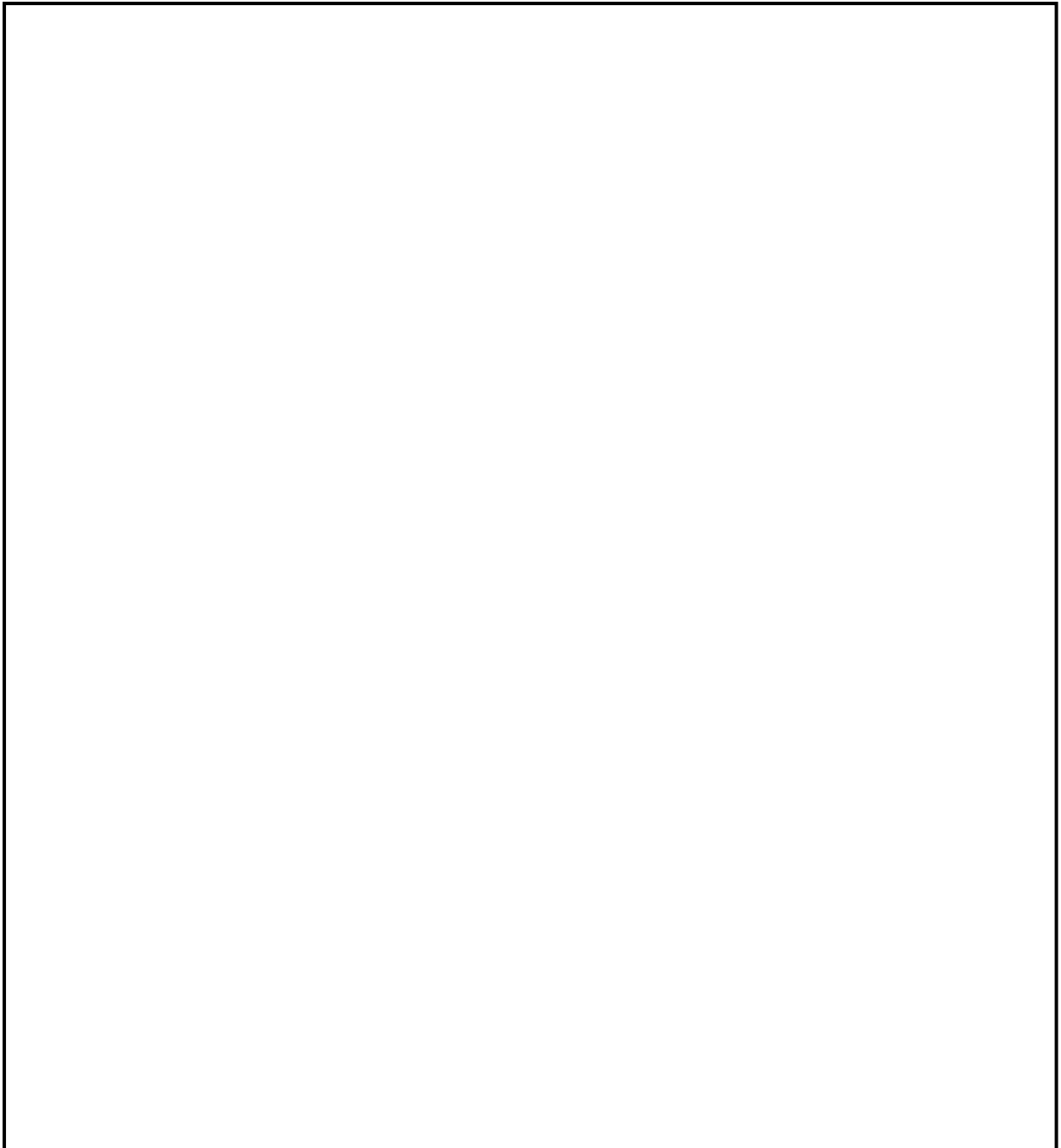


図 8 格納容器代替スプレイ系に係るに係る SA 電源切替盤の配置図  
(原子炉建物 3 階)

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	停止→起動	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	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
3	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
4	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
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

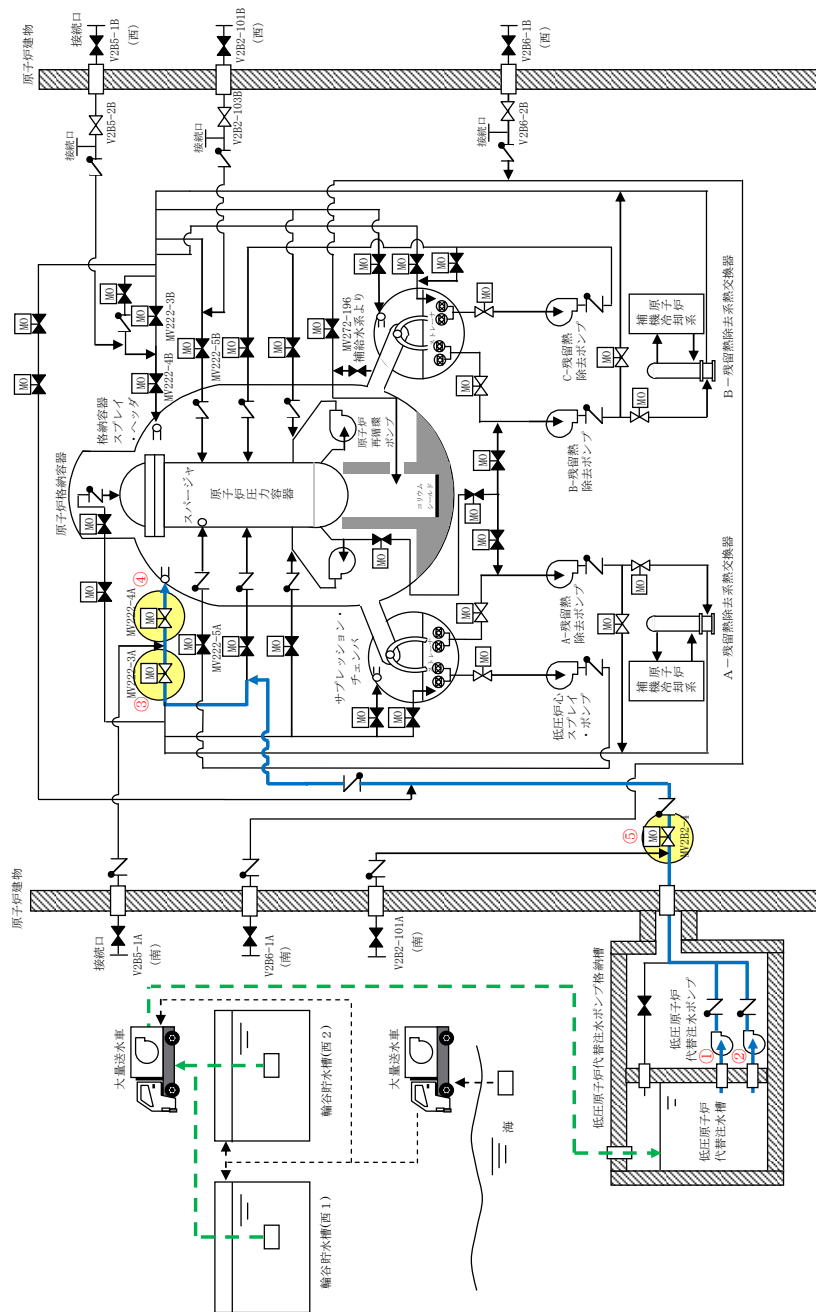


図1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
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
3	ACSS A-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

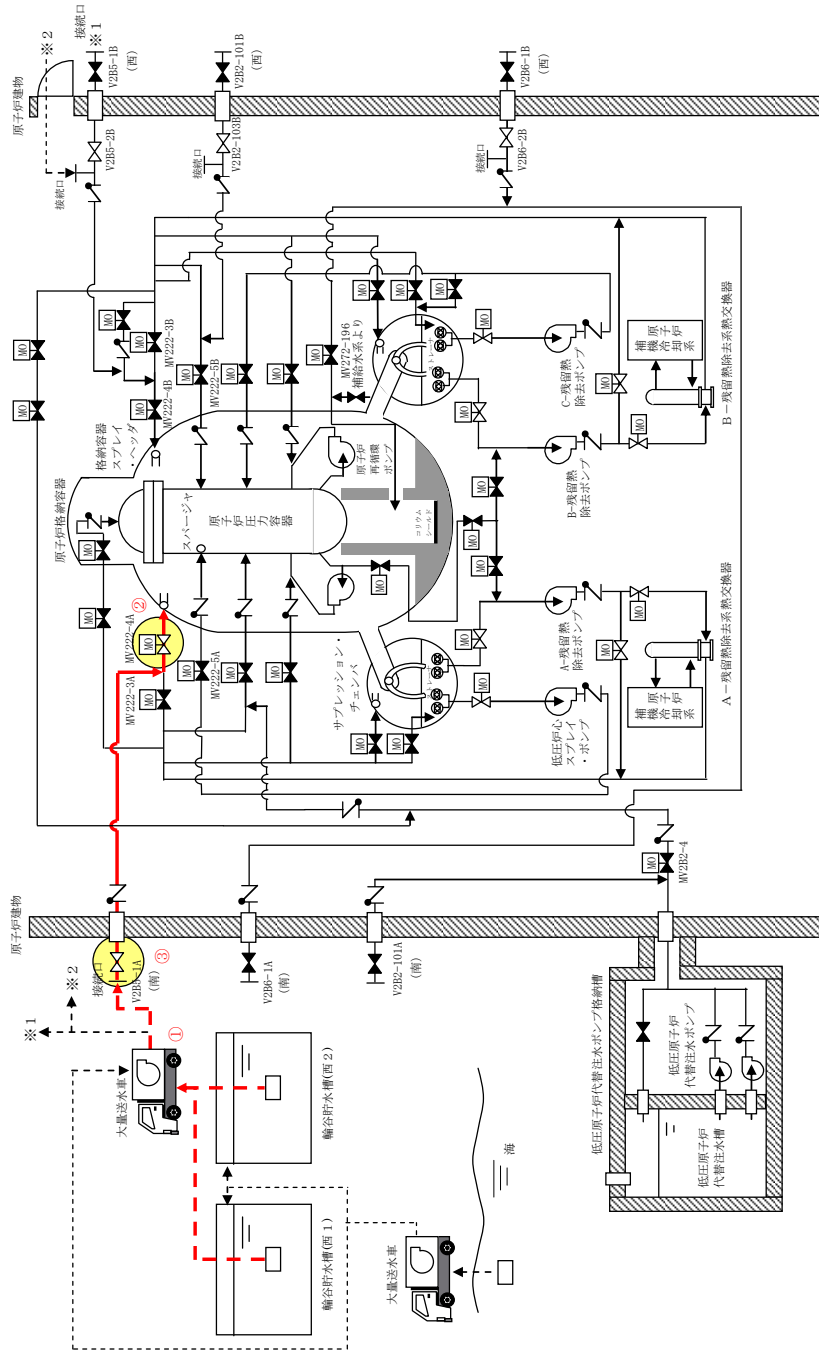


図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHR ドライヴェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	ACSS B-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

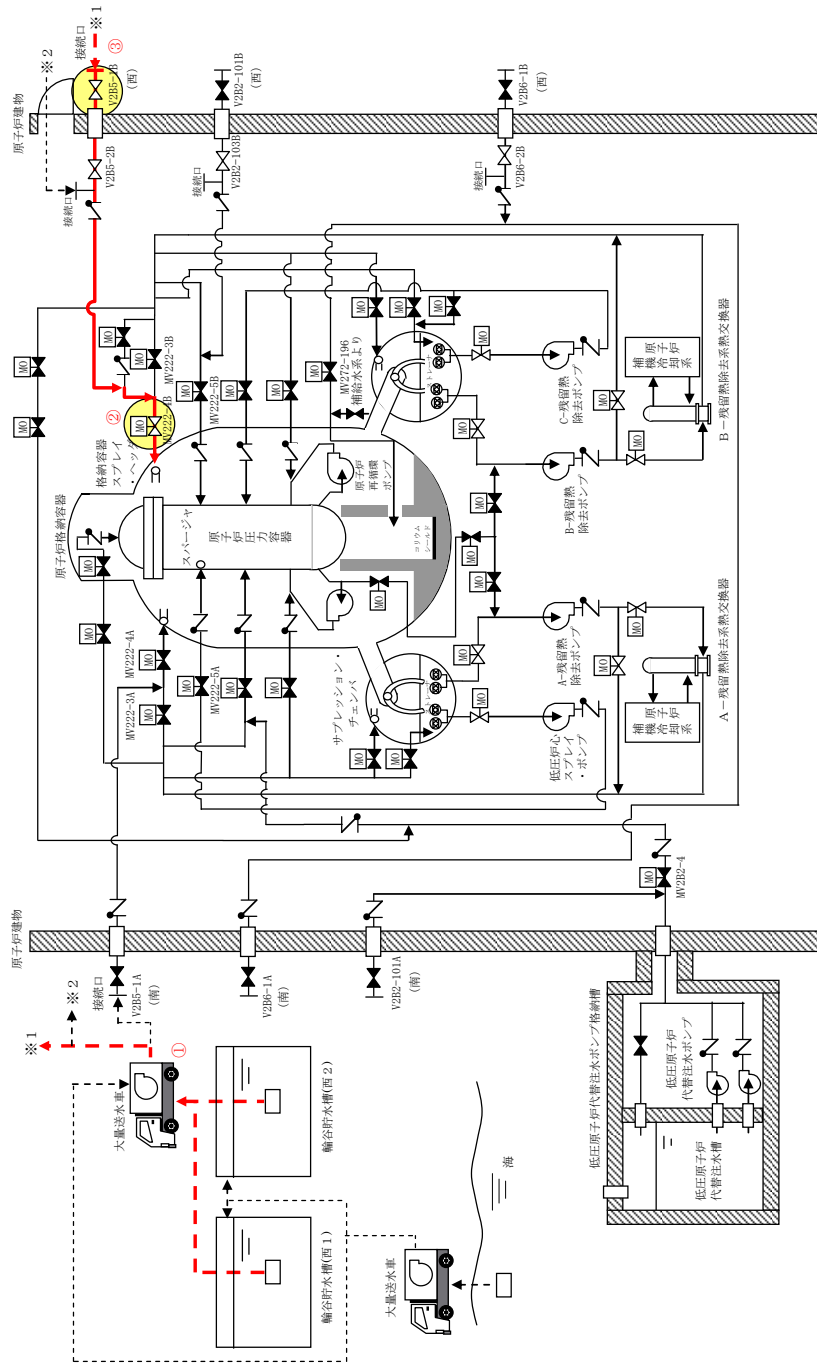


図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHRドライレール第2スプレイ弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
3	ACSS B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物付属棟1階

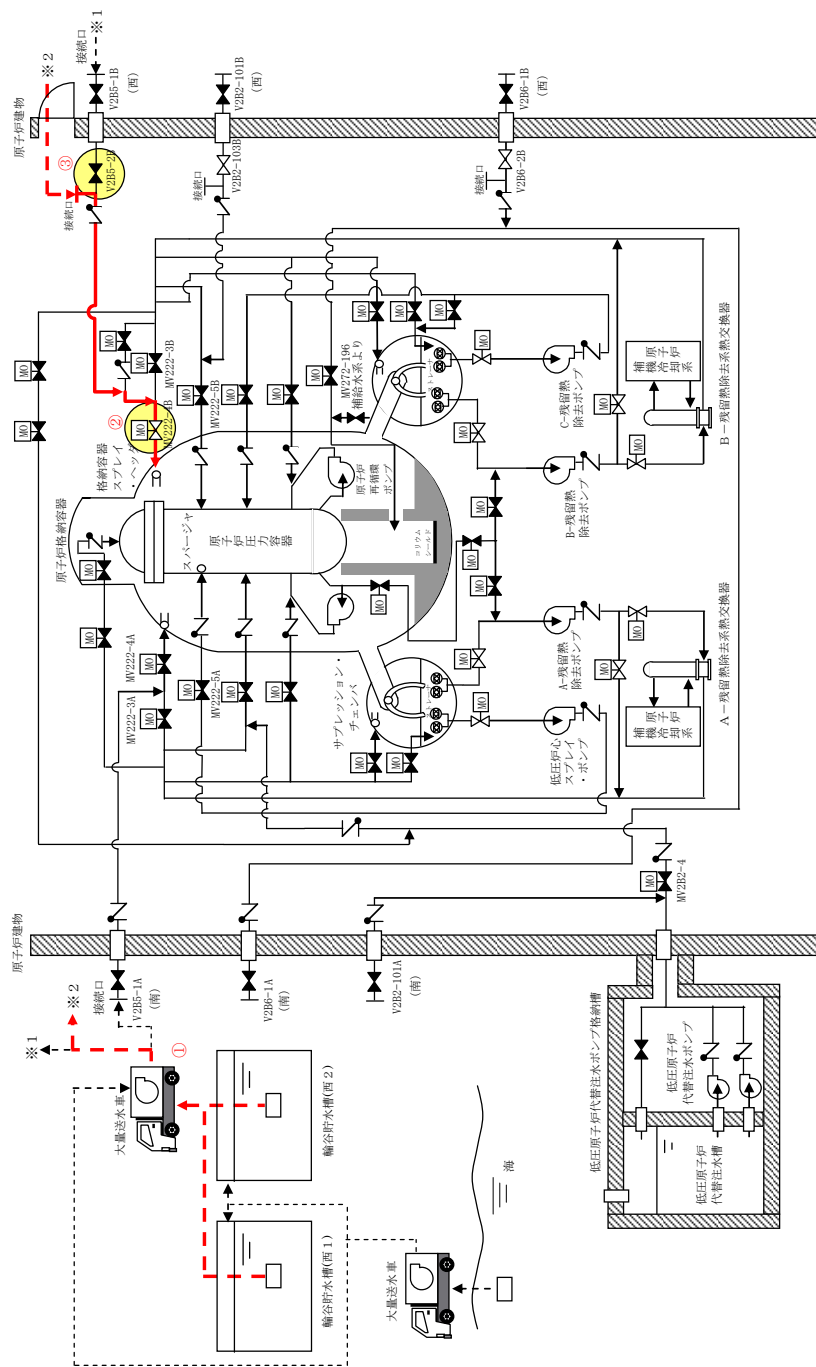


図4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図（屋内接続口使用時）

#### 49-5 試験及び検査

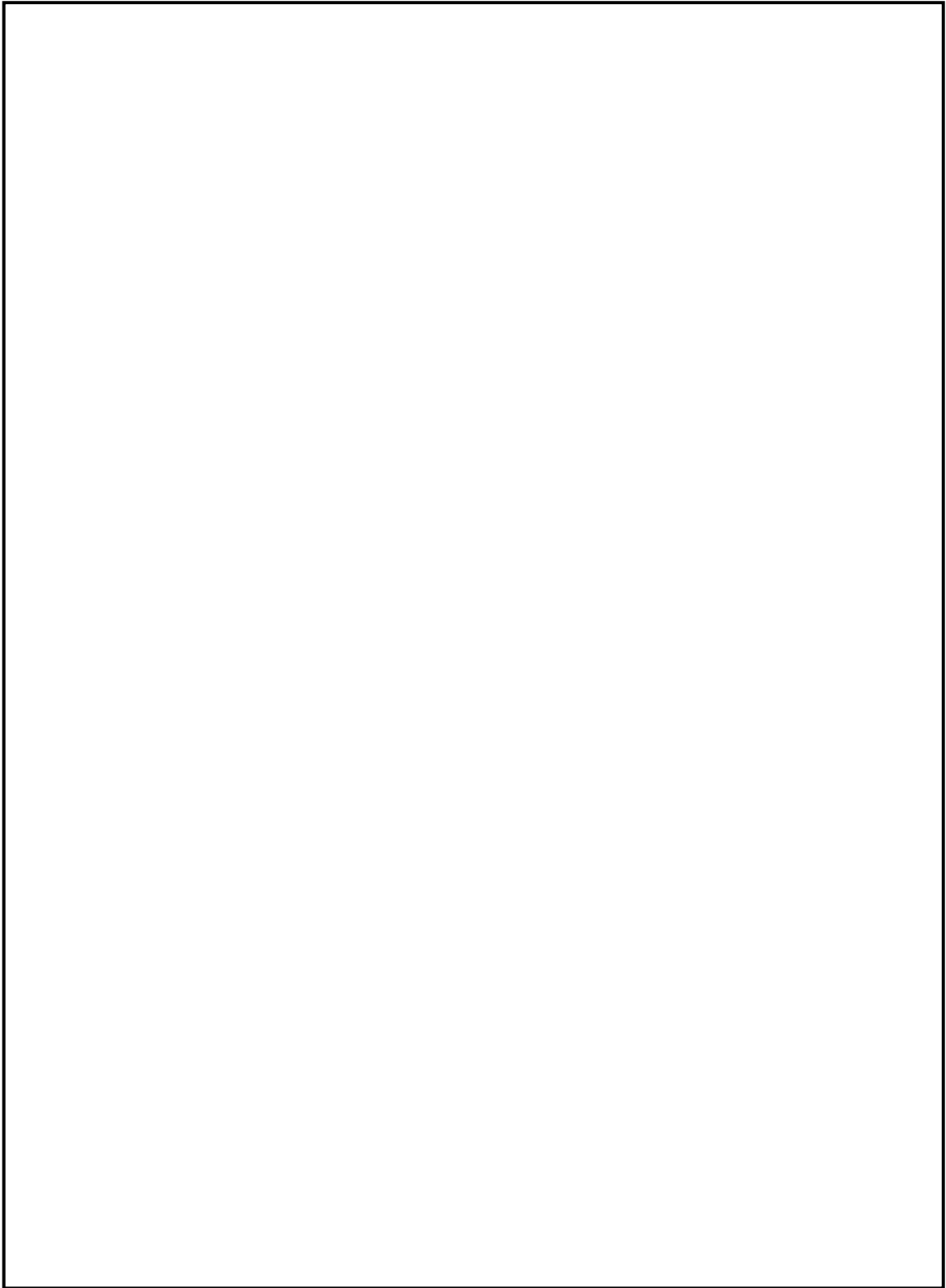


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ 構造図

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。

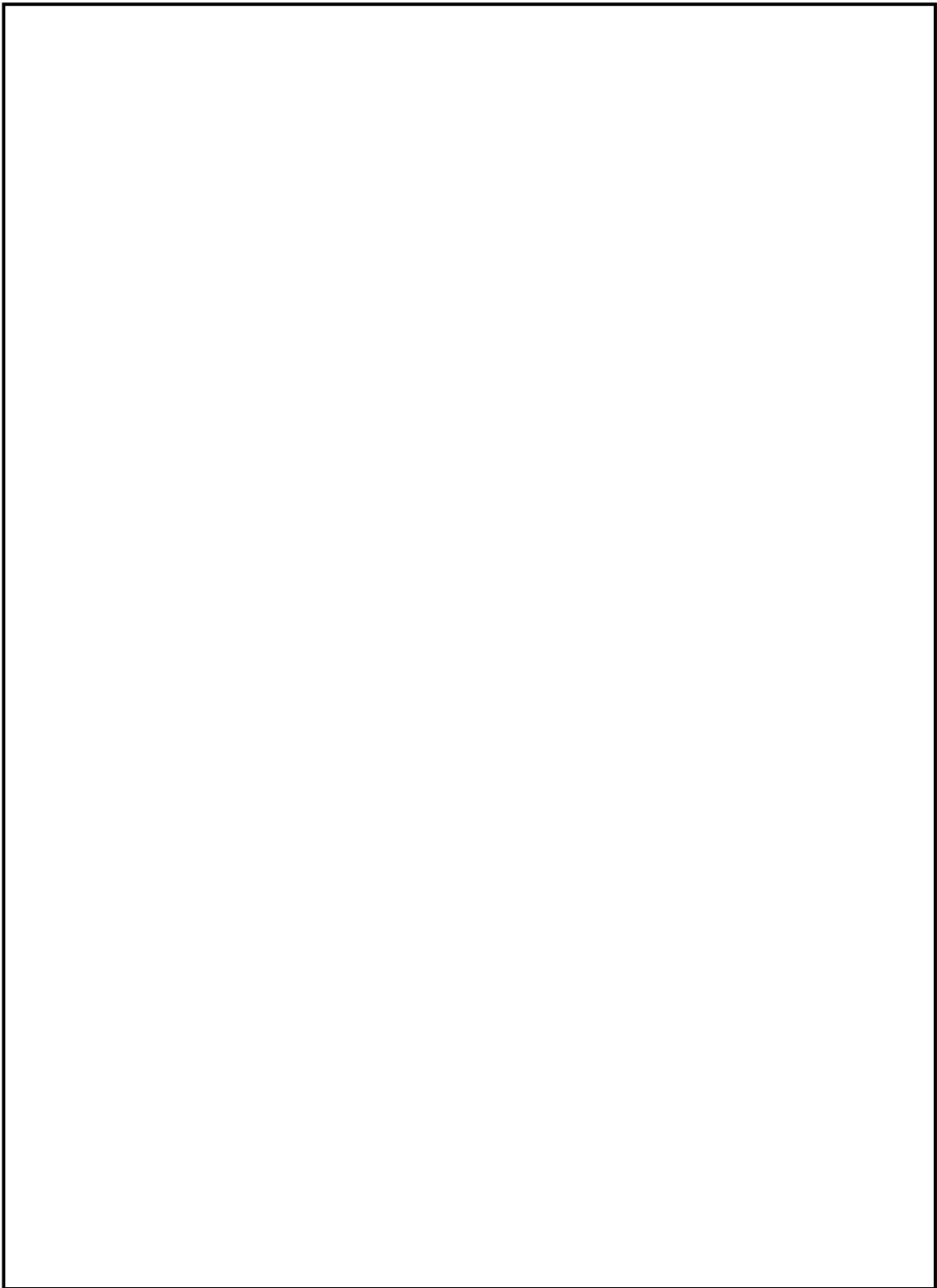


図2 構造図（大量送水車）

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。

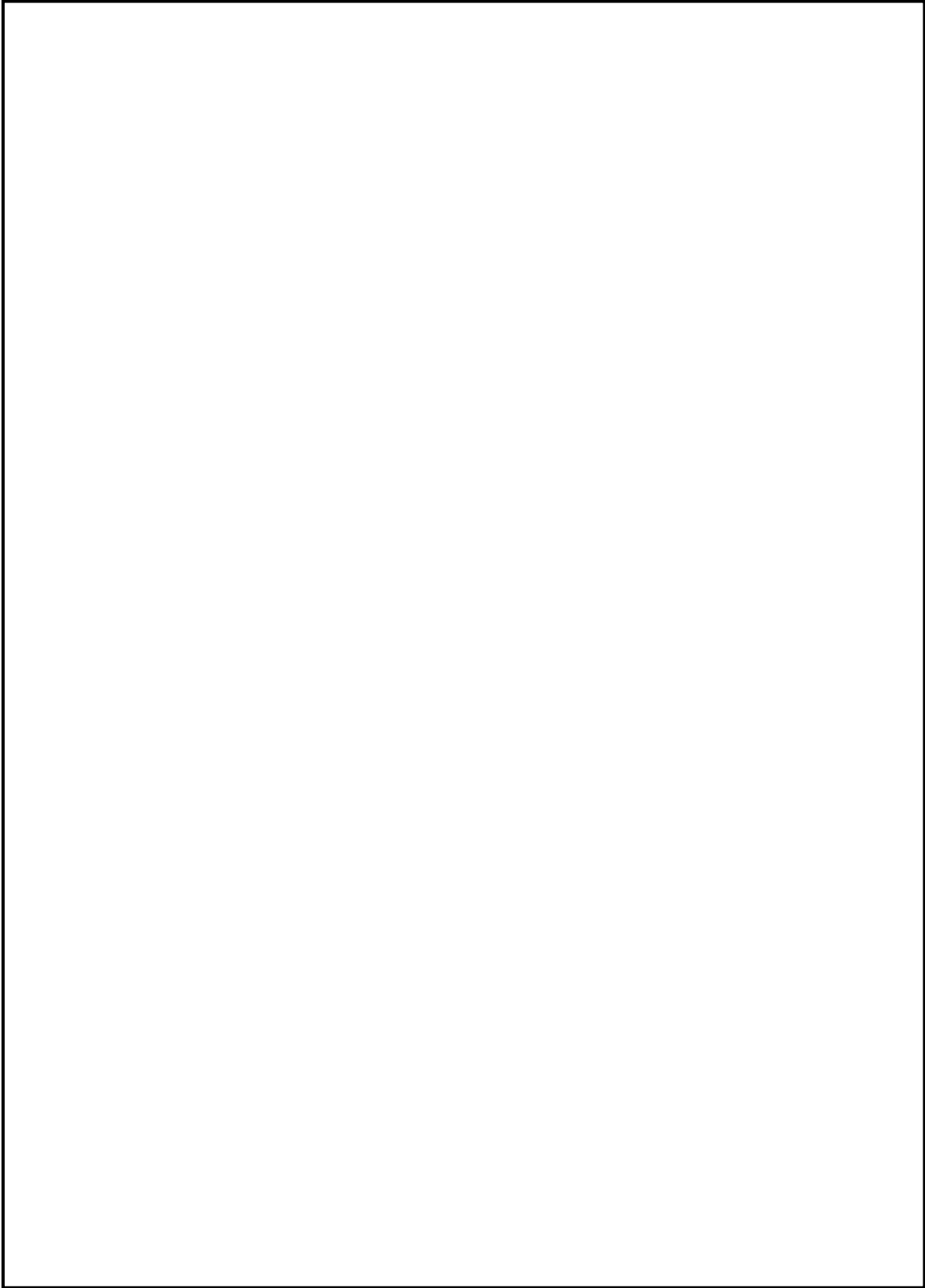


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図（1 / 3）

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。

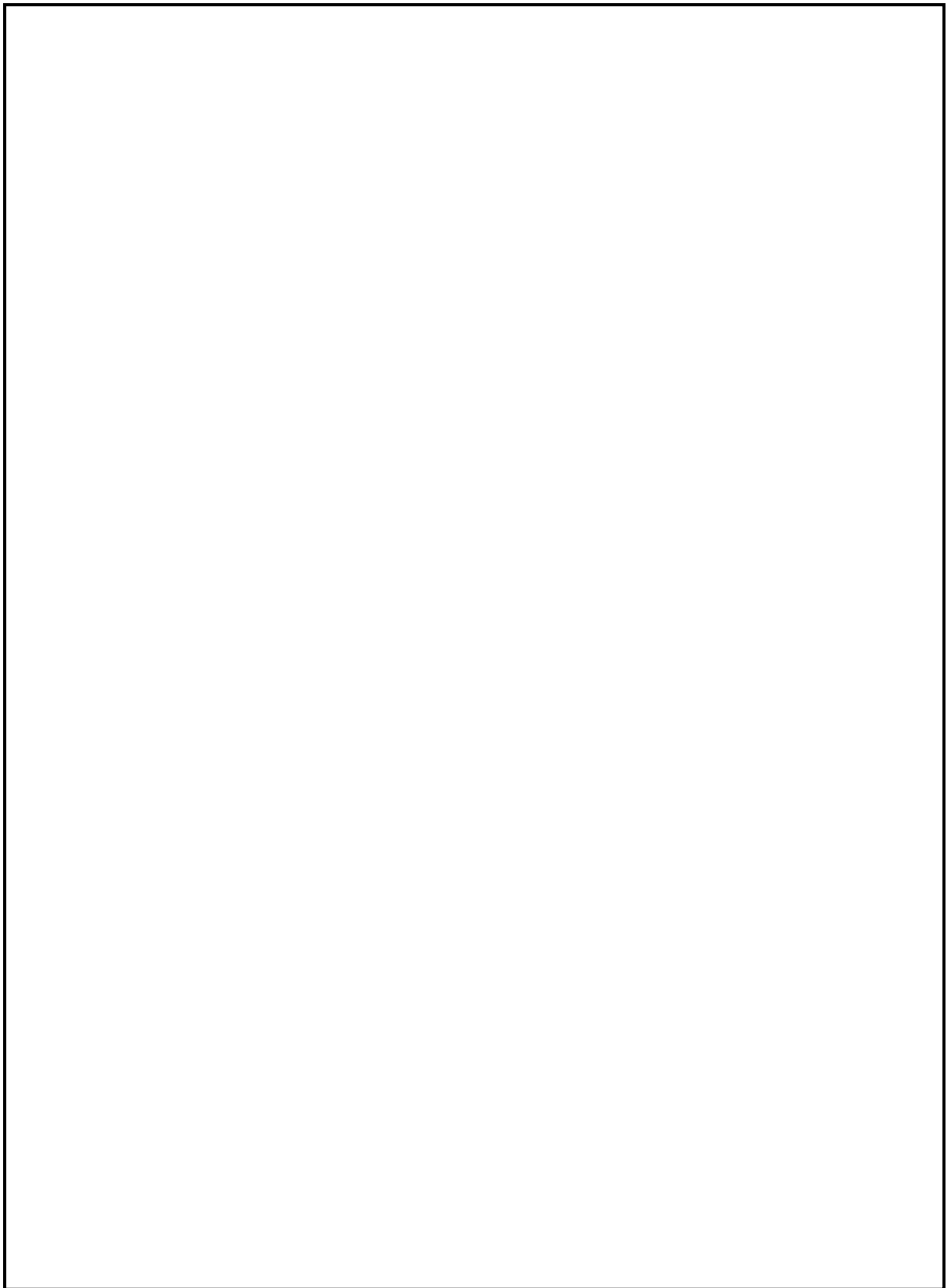


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図（2／3）

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。

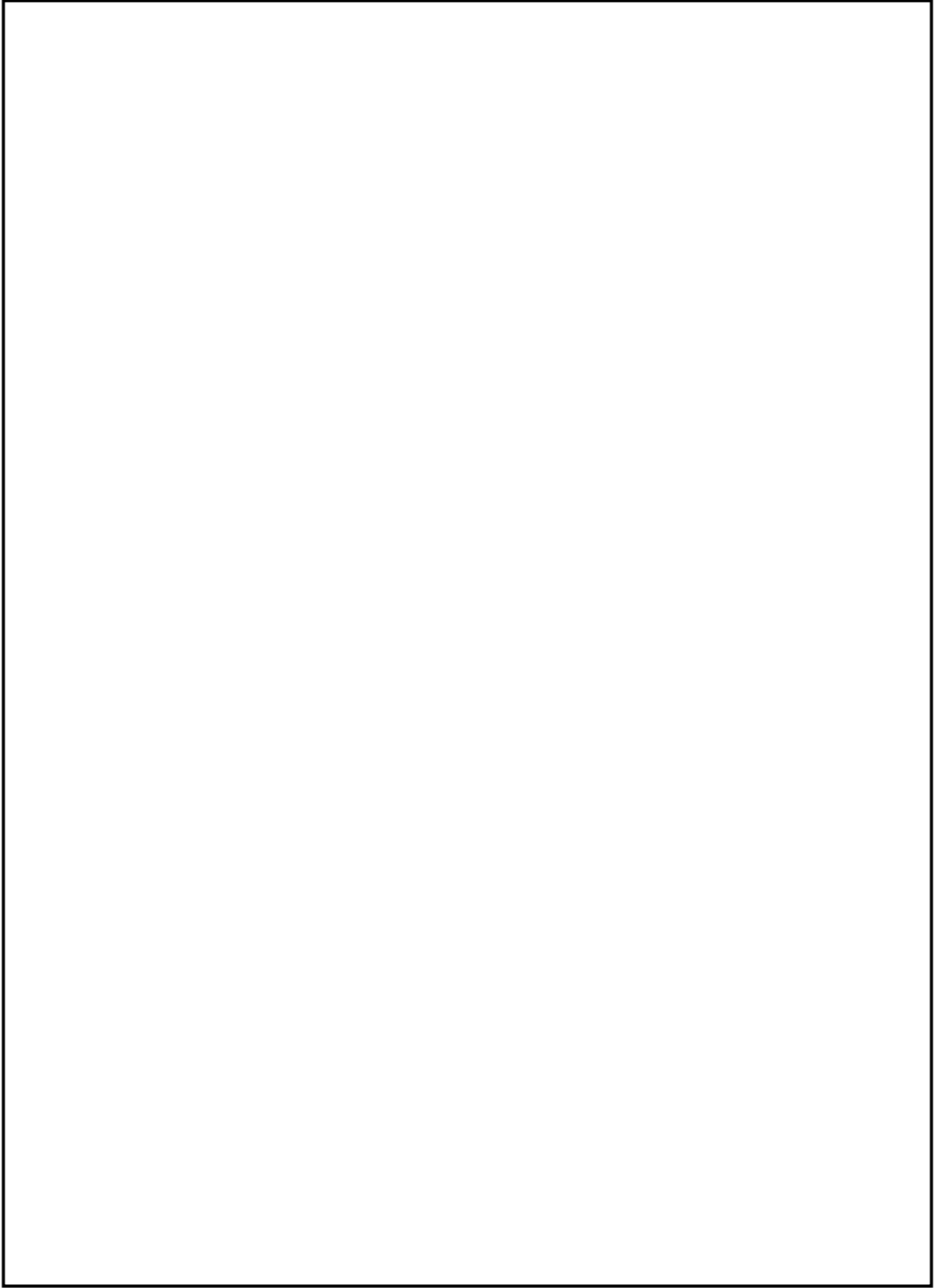


図3 格納容器代替スプレィ系運転性能検査系統図 (3 / 3)

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。

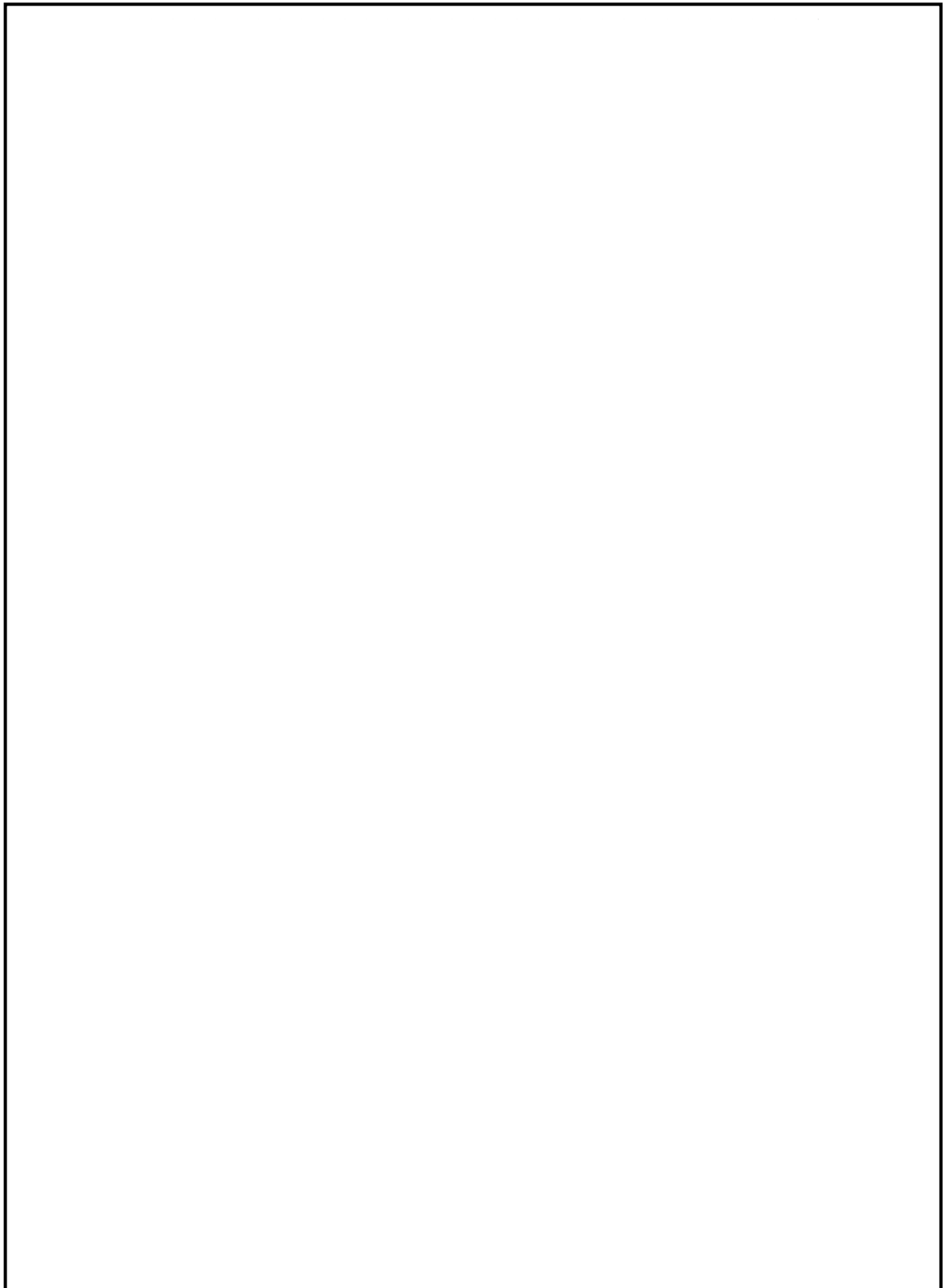


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

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 <sup>3</sup> /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><b>【設 定 根 拠】</b> (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 150m<sup>3</sup>/h/台以上（注1）／230m<sup>3</sup>/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：120m<sup>3</sup>/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 120m<sup>3</sup>/h であることから、1 台あたり 120m<sup>3</sup>/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：30m<sup>3</sup>/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、150m<sup>3</sup>/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<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/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）

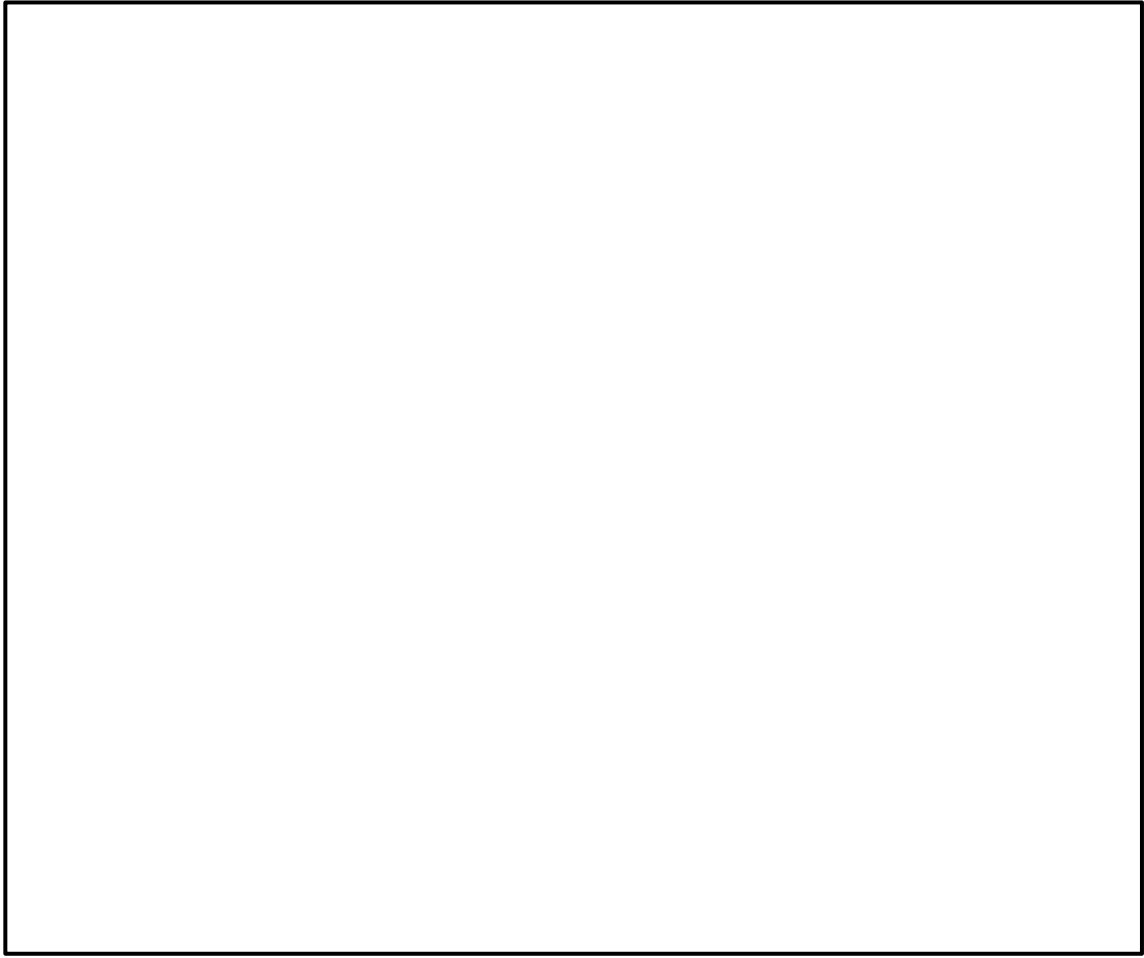


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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 <sup>3</sup> /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。

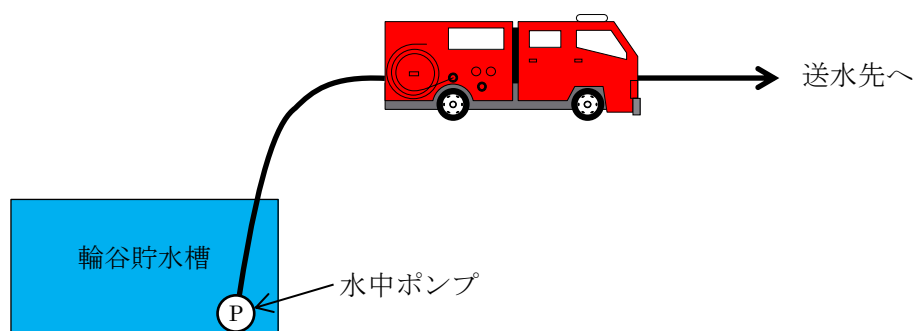


図 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m<sup>3</sup>/h/台以上（注1）／168m<sup>3</sup>/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 120m<sup>3</sup>/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 168m<sup>3</sup>/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	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	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。

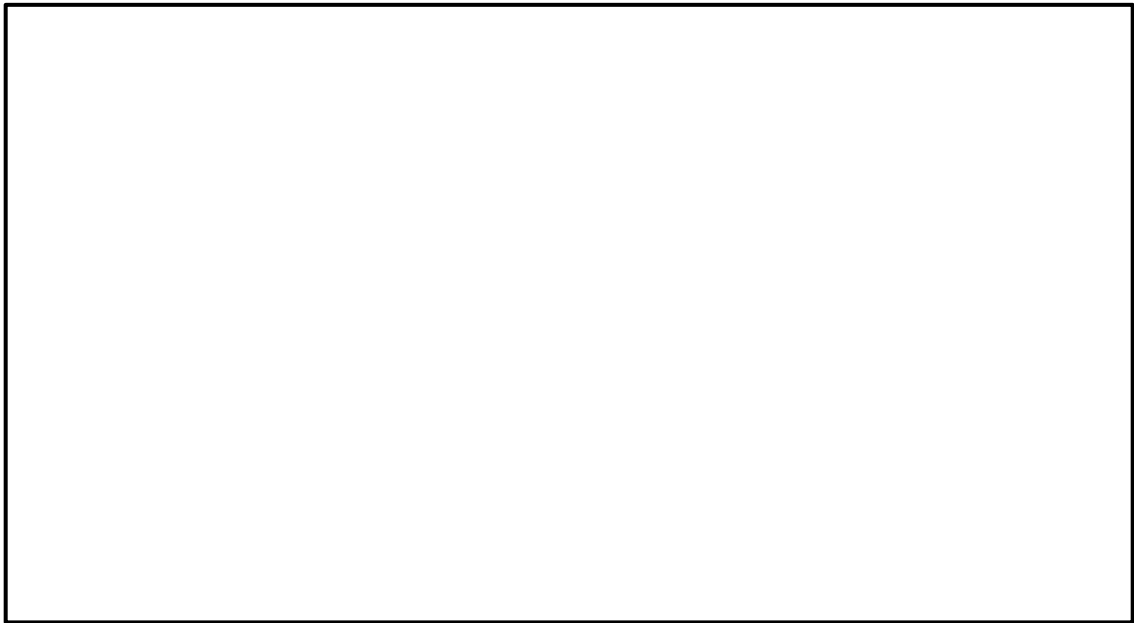


図2 大量送水車性能曲線

### 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 1.2m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 7.8m となる。（図3参照）

必要流量 120m<sup>3</sup>/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 7.8m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 15.3m<sup>\*</sup>となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.2m）< 有効 NPSH（約 15.3m）となる。

※内訳は以下のとおり。

取水ポンプの全揚程	約		m
大気圧	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約		m
合計	約	15.3	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。



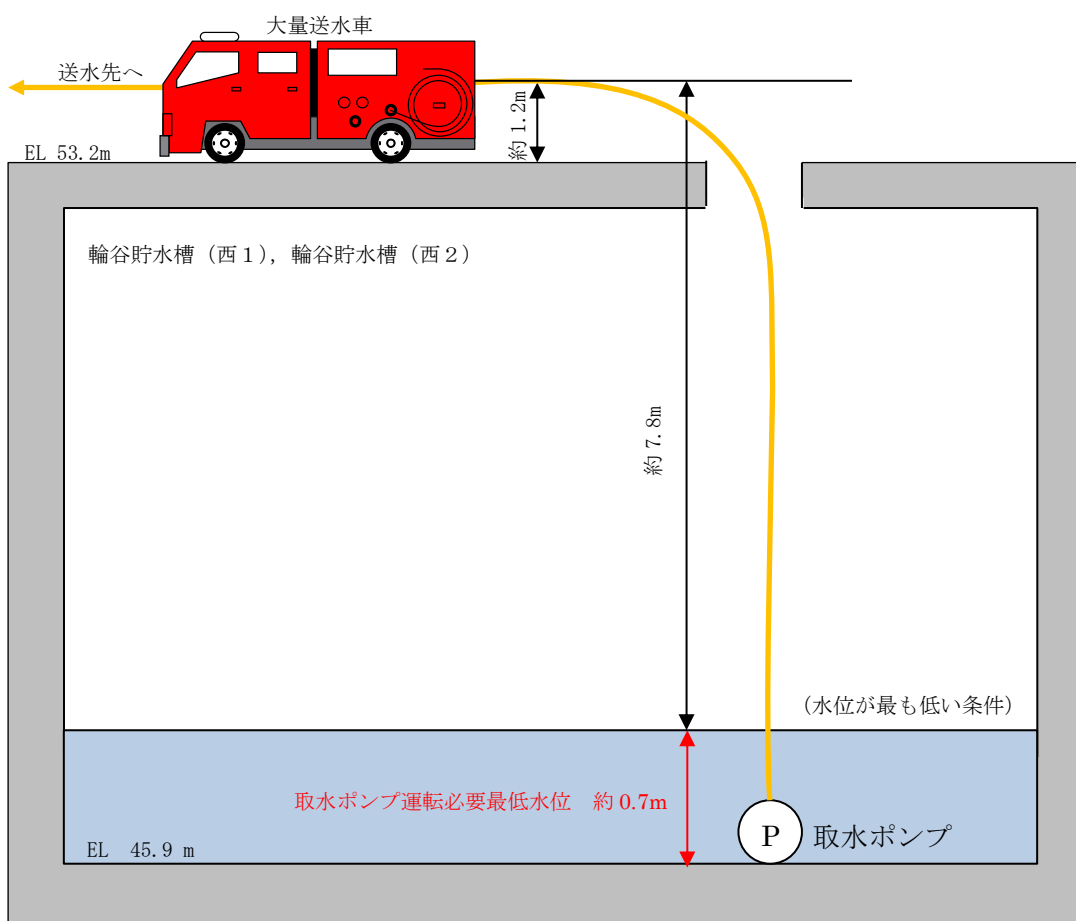


図3 大量送水車設置概要図

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。

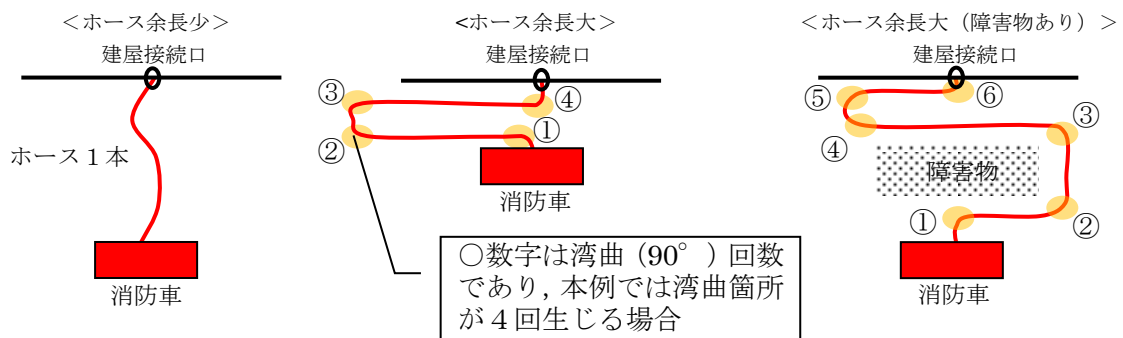


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 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
	$\theta^\circ$					
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 120m<sup>3</sup>/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 19 時間後から 120m<sup>3</sup>/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 30m<sup>3</sup>/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）120m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m<sup>3</sup>/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 <sup>3</sup> /h	30m <sup>3</sup> /h

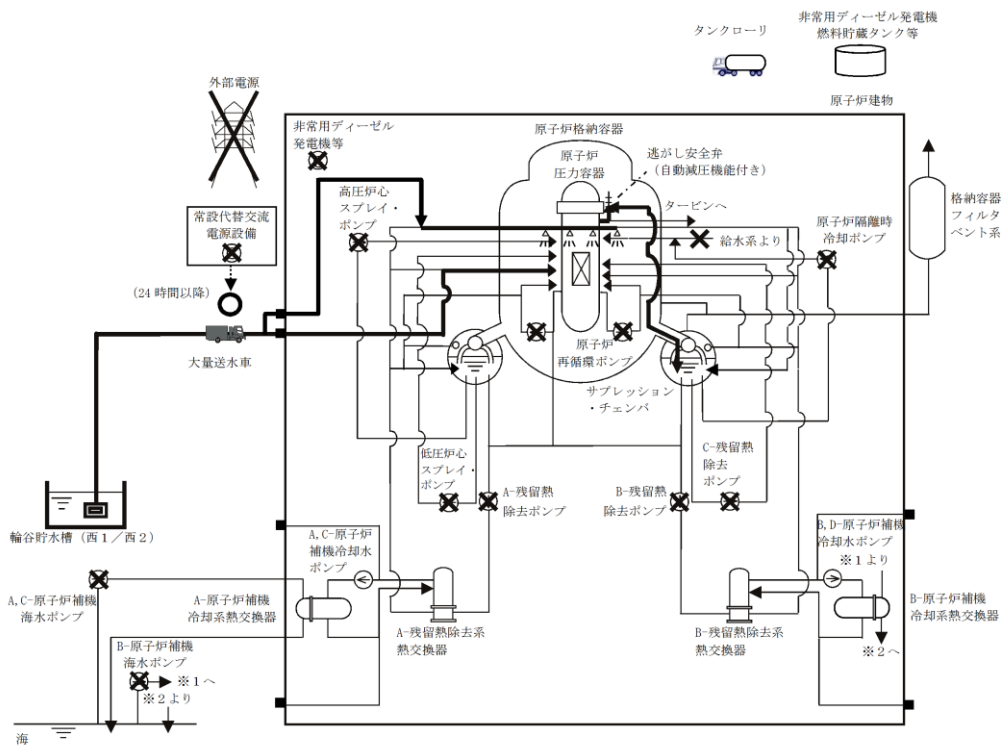


図1 「全交流動力電源喪失（長期T B）」の重大事故等対策の概略系統図  
 (原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

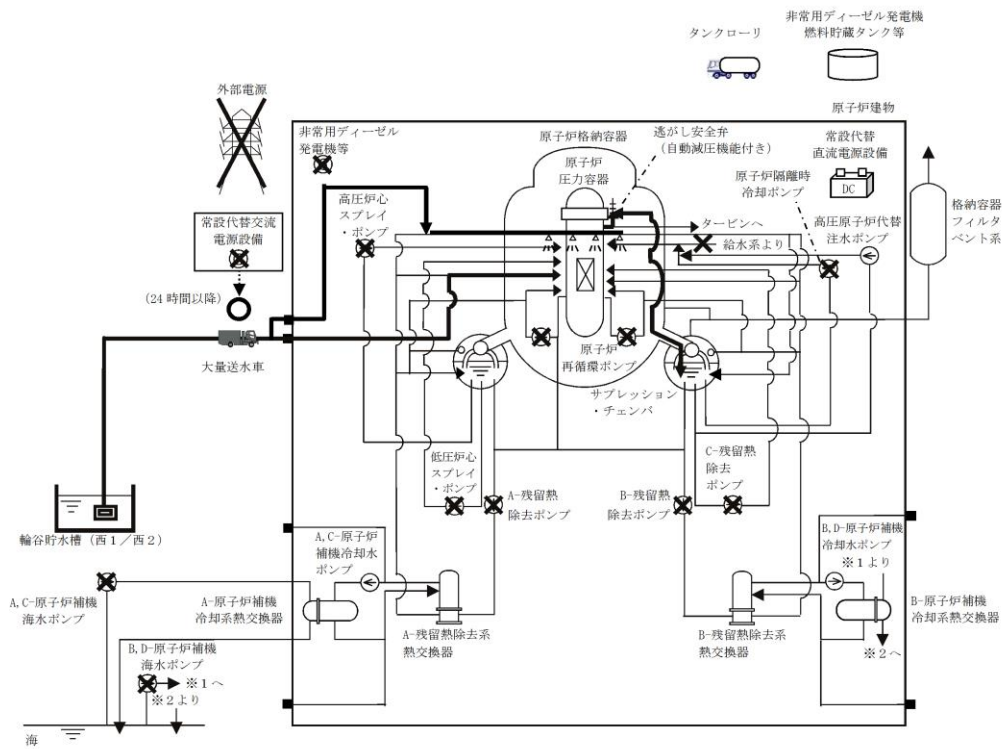


図2 「全交流動力電源喪失（T B U）」の重大事故等対策の概略系統図  
 (原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

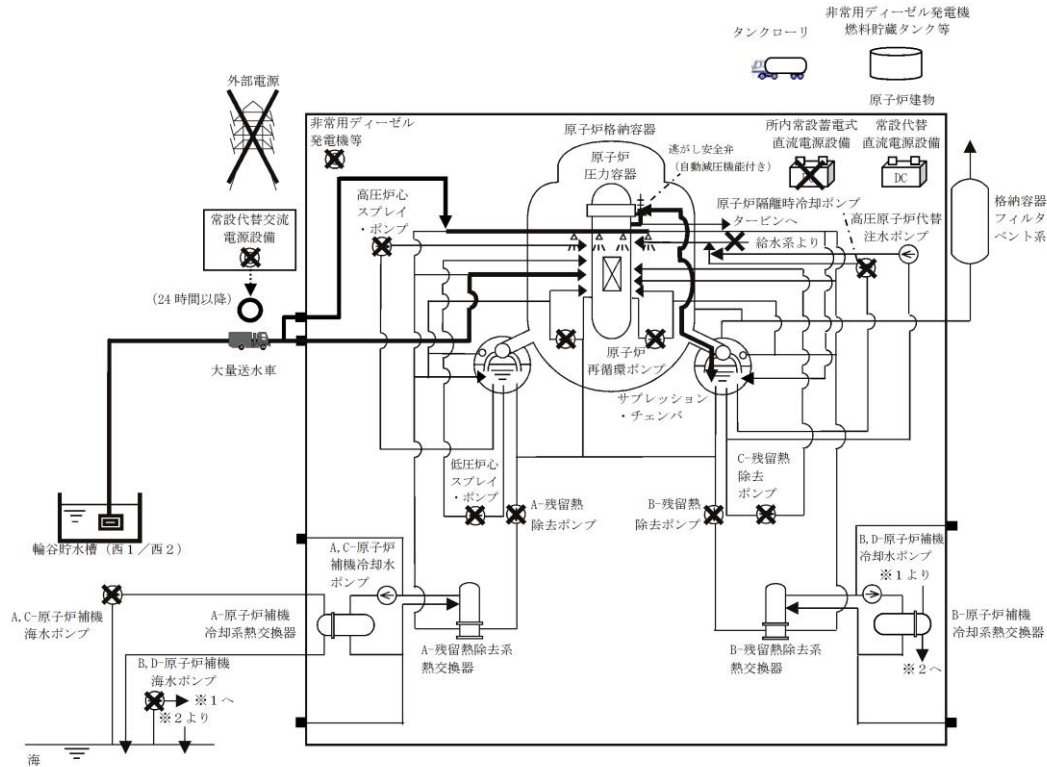


図3 「全交流動力電源喪失 (TBD)」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

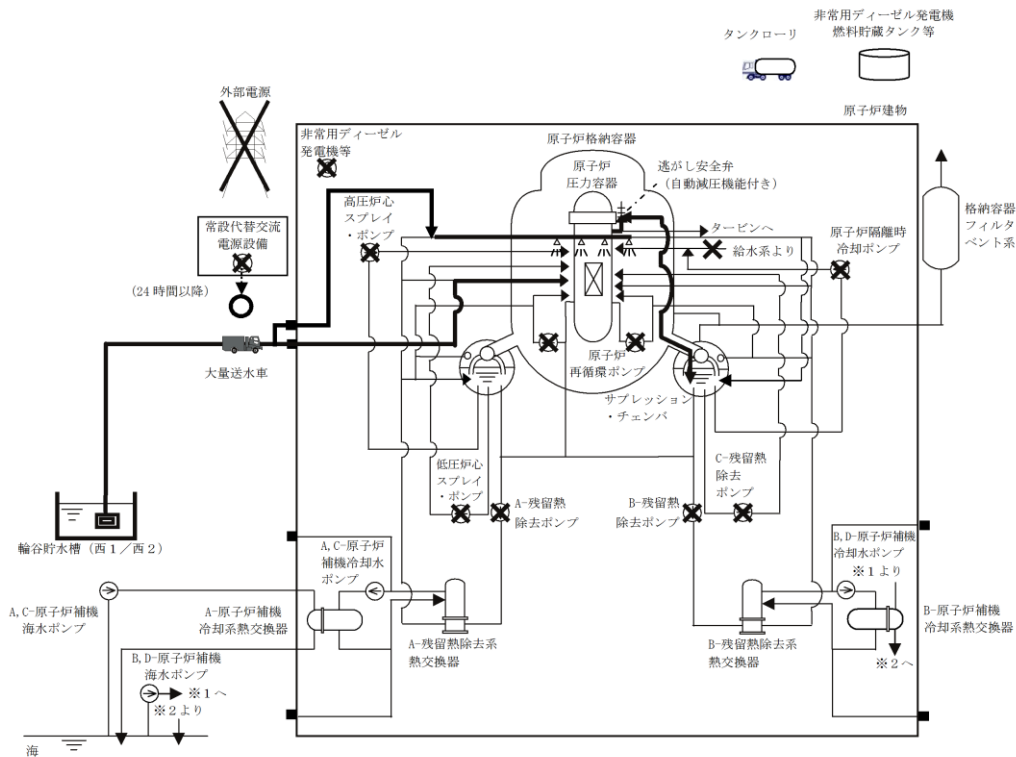


図4 「全交流動力電源喪失 (TBP)」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉減圧, 原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)

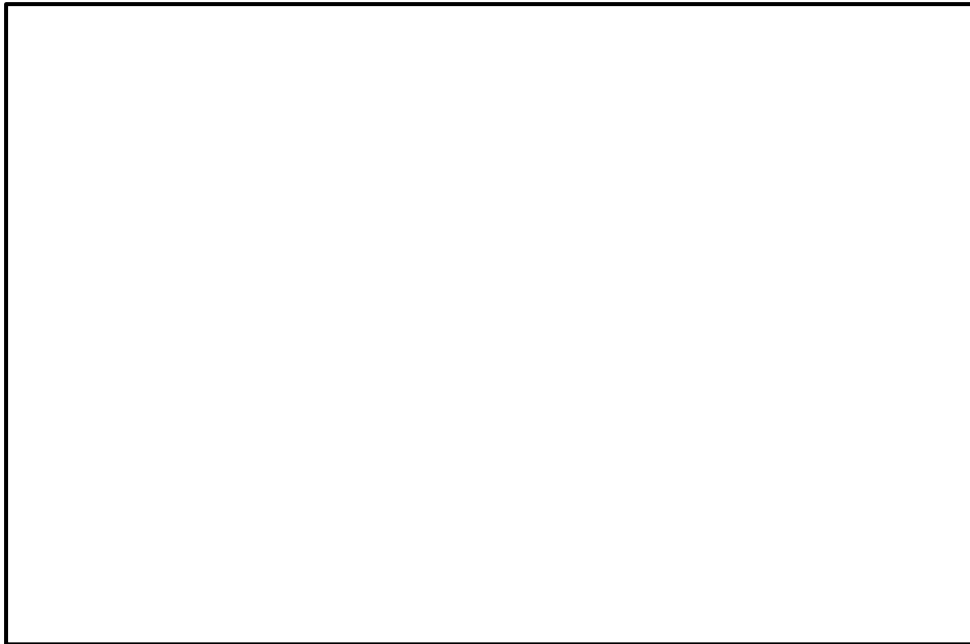


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

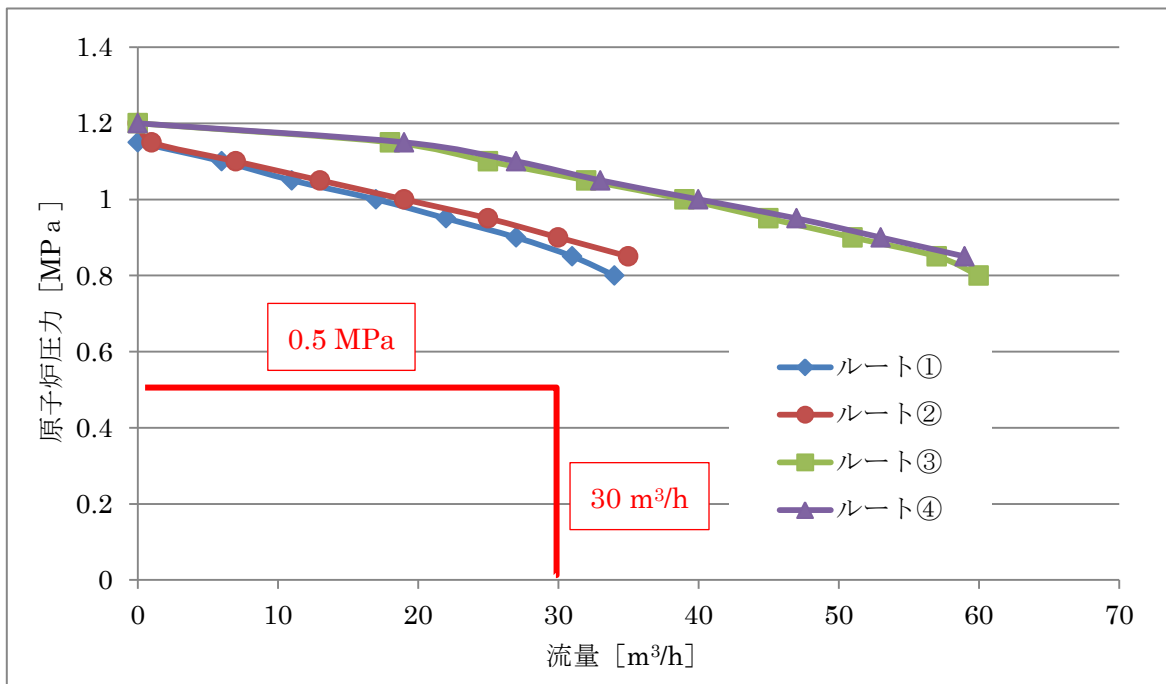


図6 原子炉压力容器への注水特性 (格納容器代替スプレィ 120m³/h 同時注水時)

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。

49-7 接続図



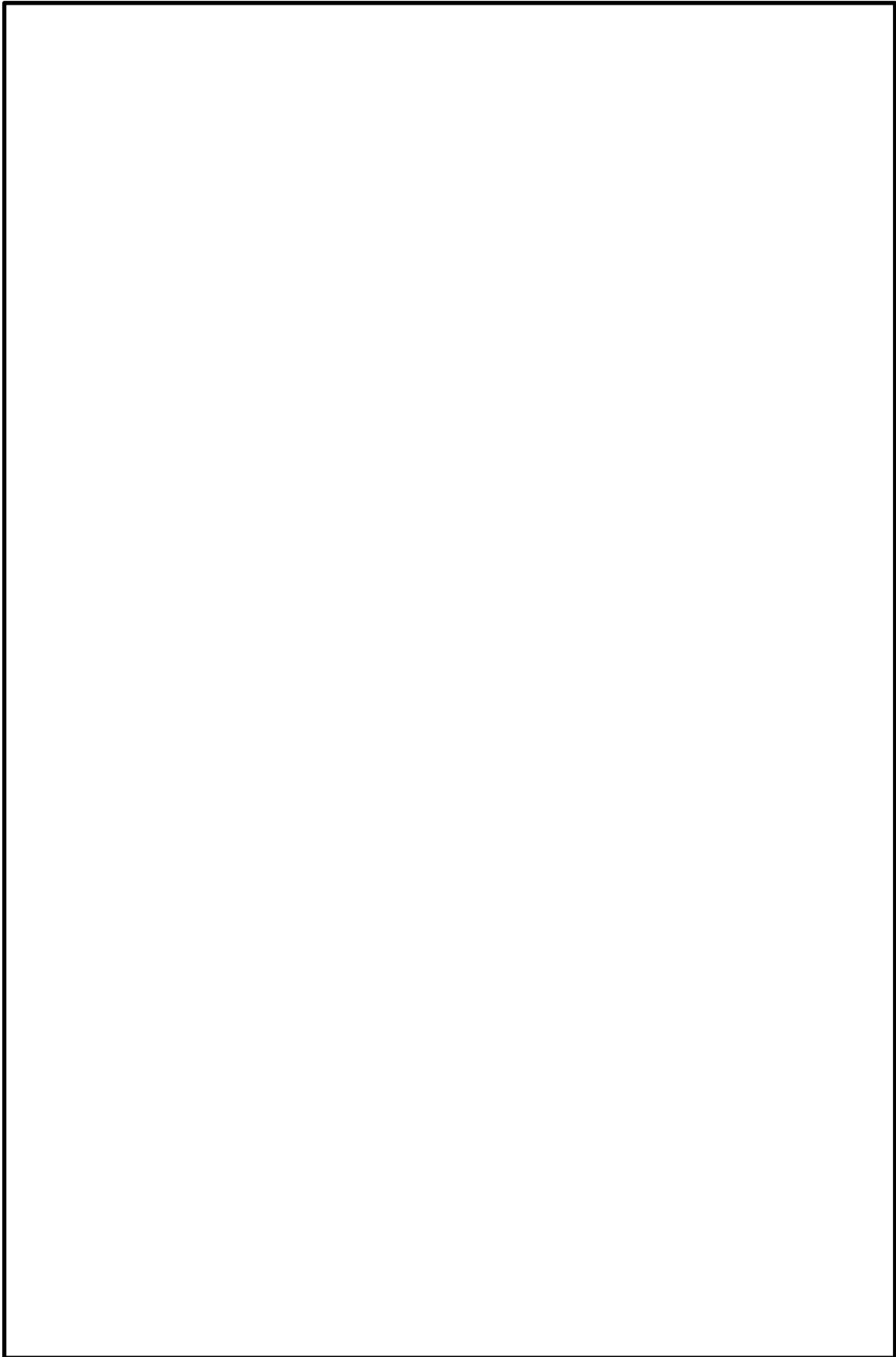


図 1 接続図

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。

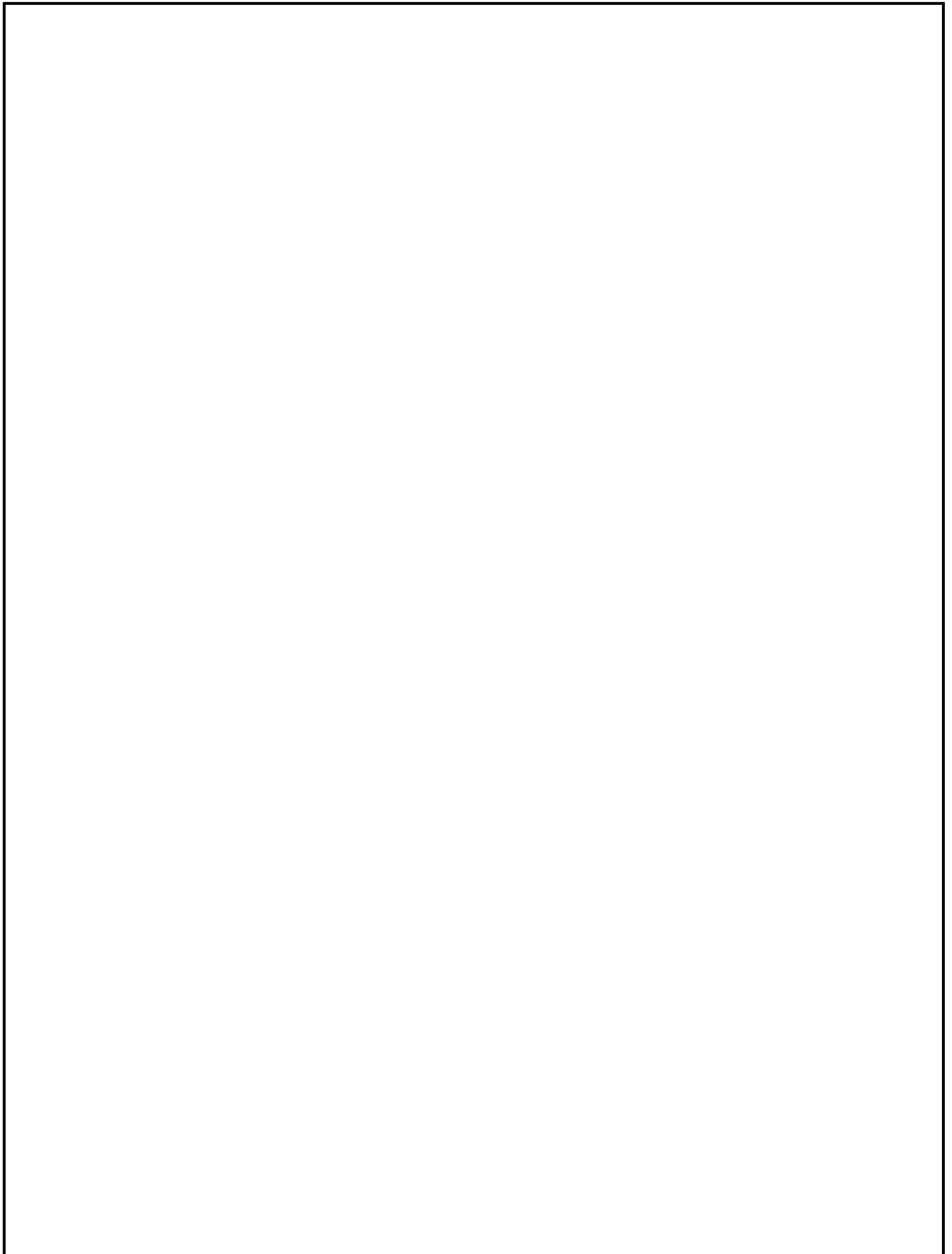


図 2 接続図（建物内接続 原子炉建物 1 階）

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。

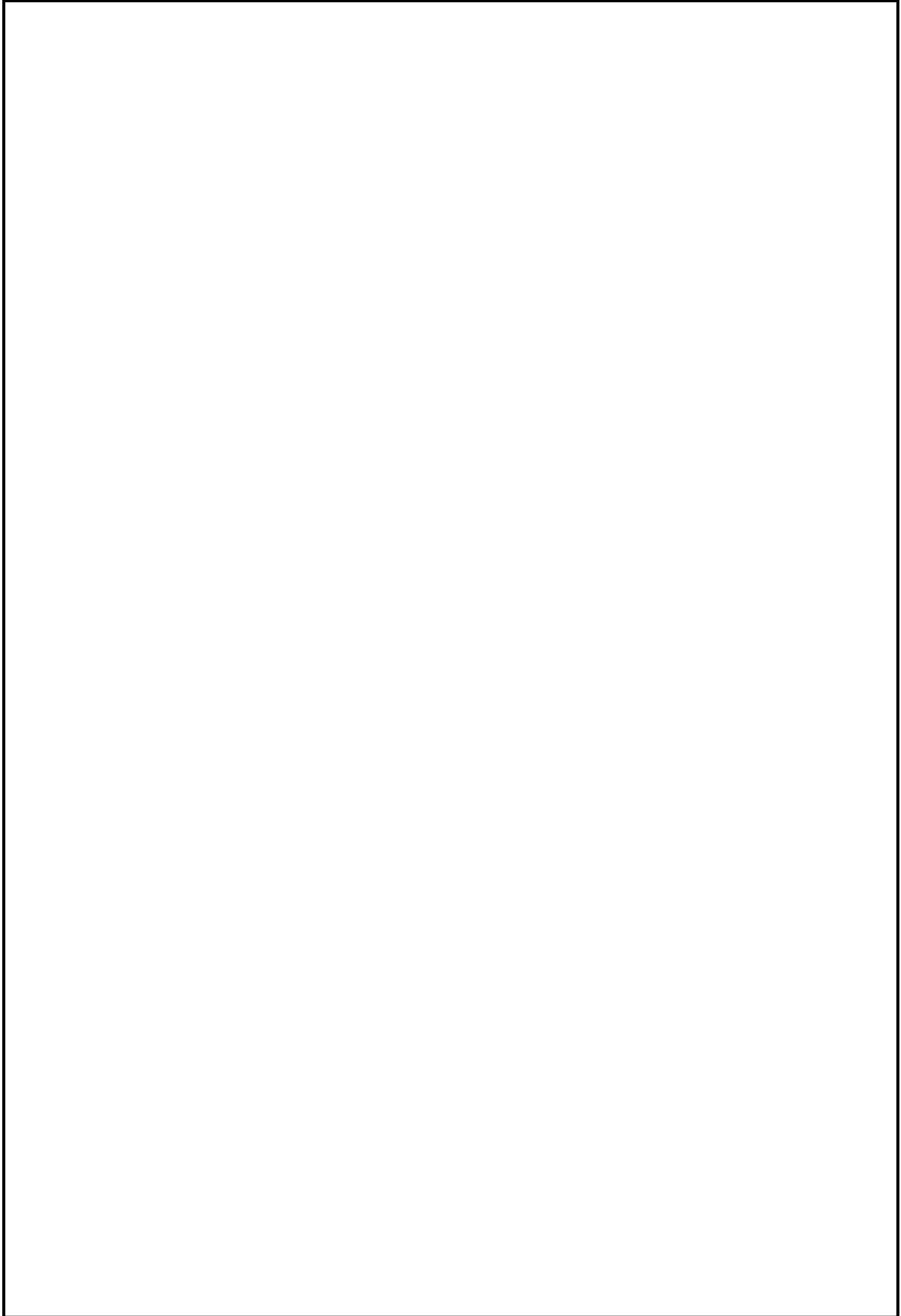


図3 接続図（建物内接続 原子炉建物2階）

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

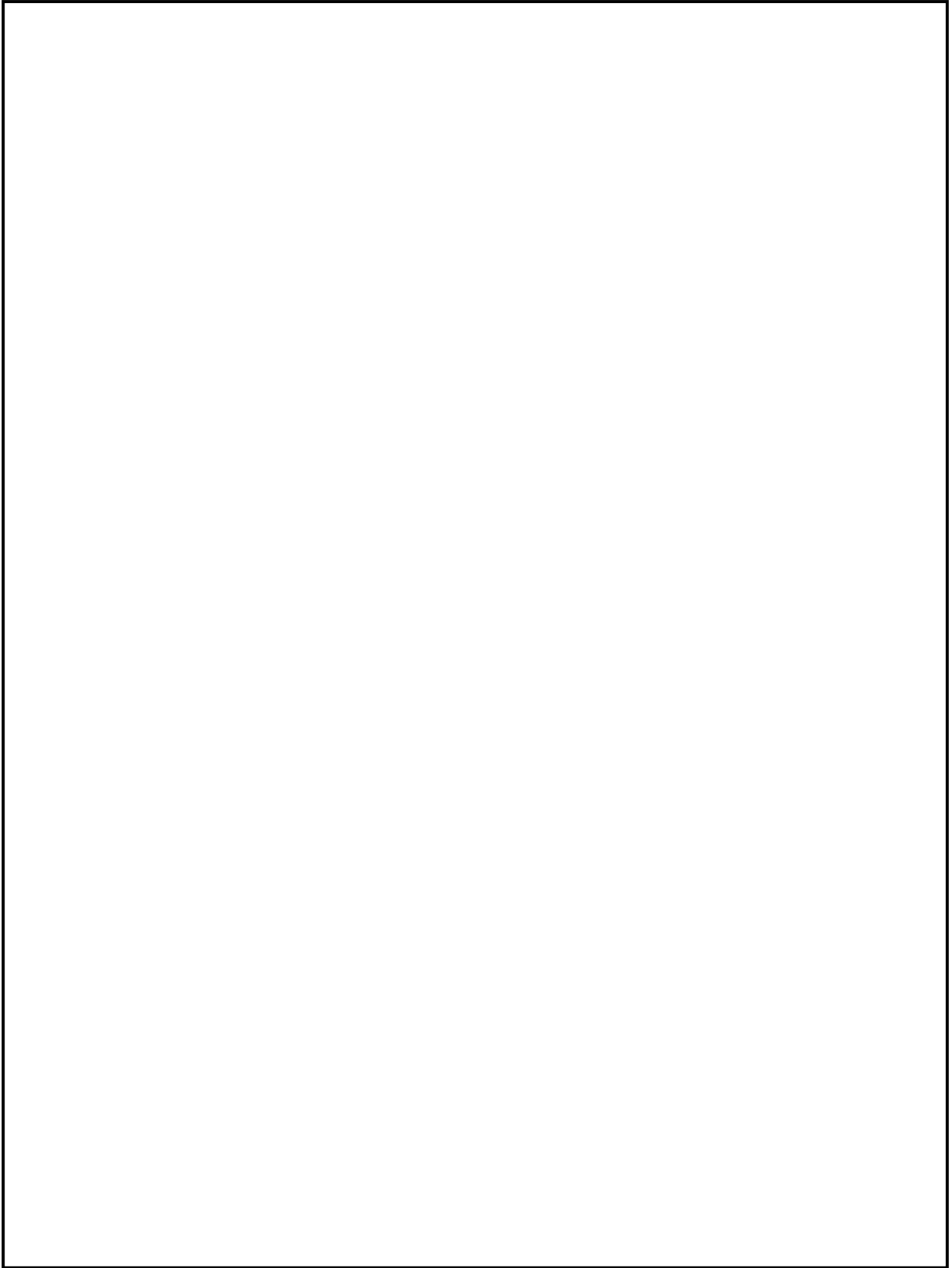


図1 保管場所図（位置的分散）

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。

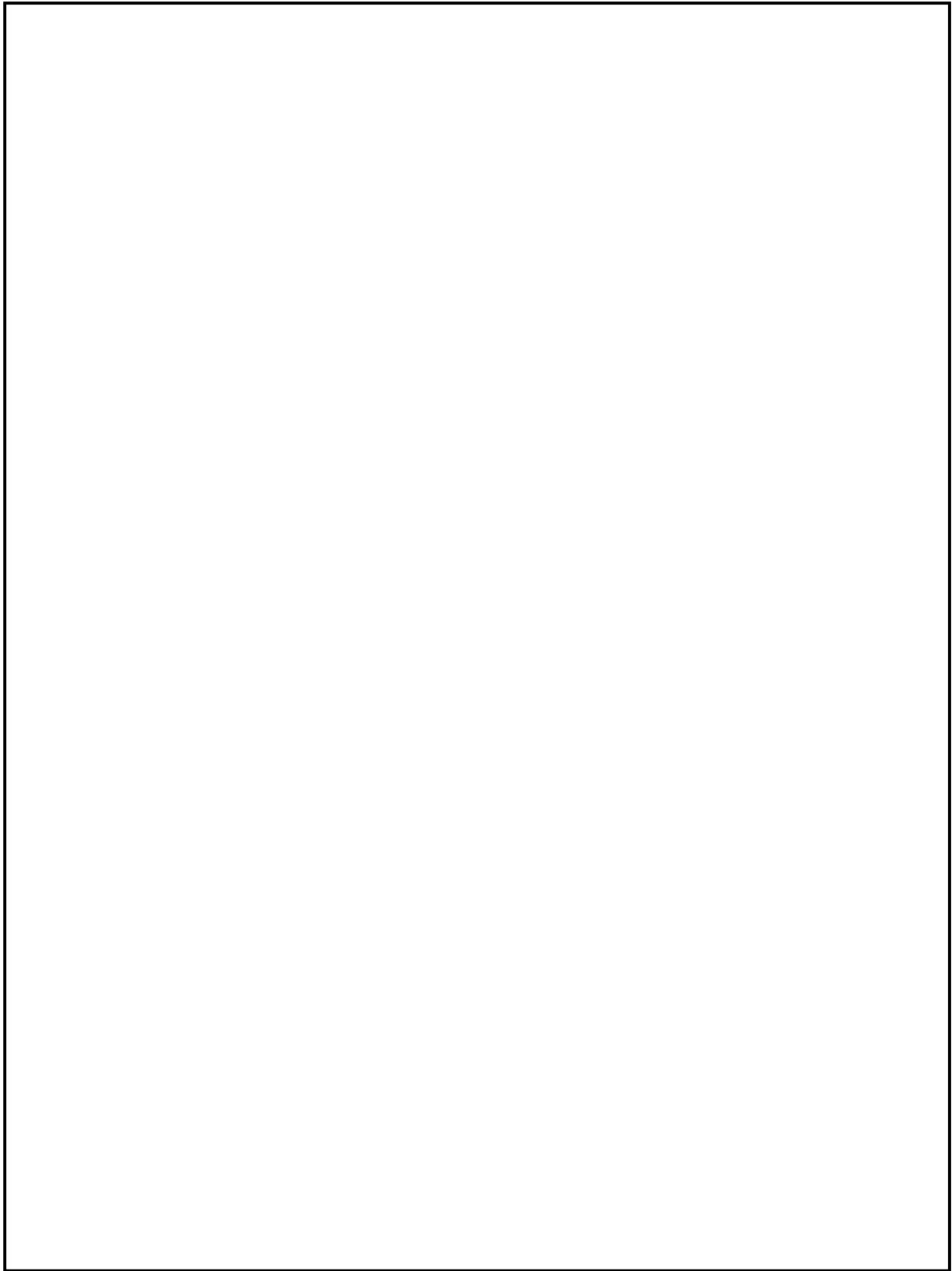


図2 保管場所図（機器配置）

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

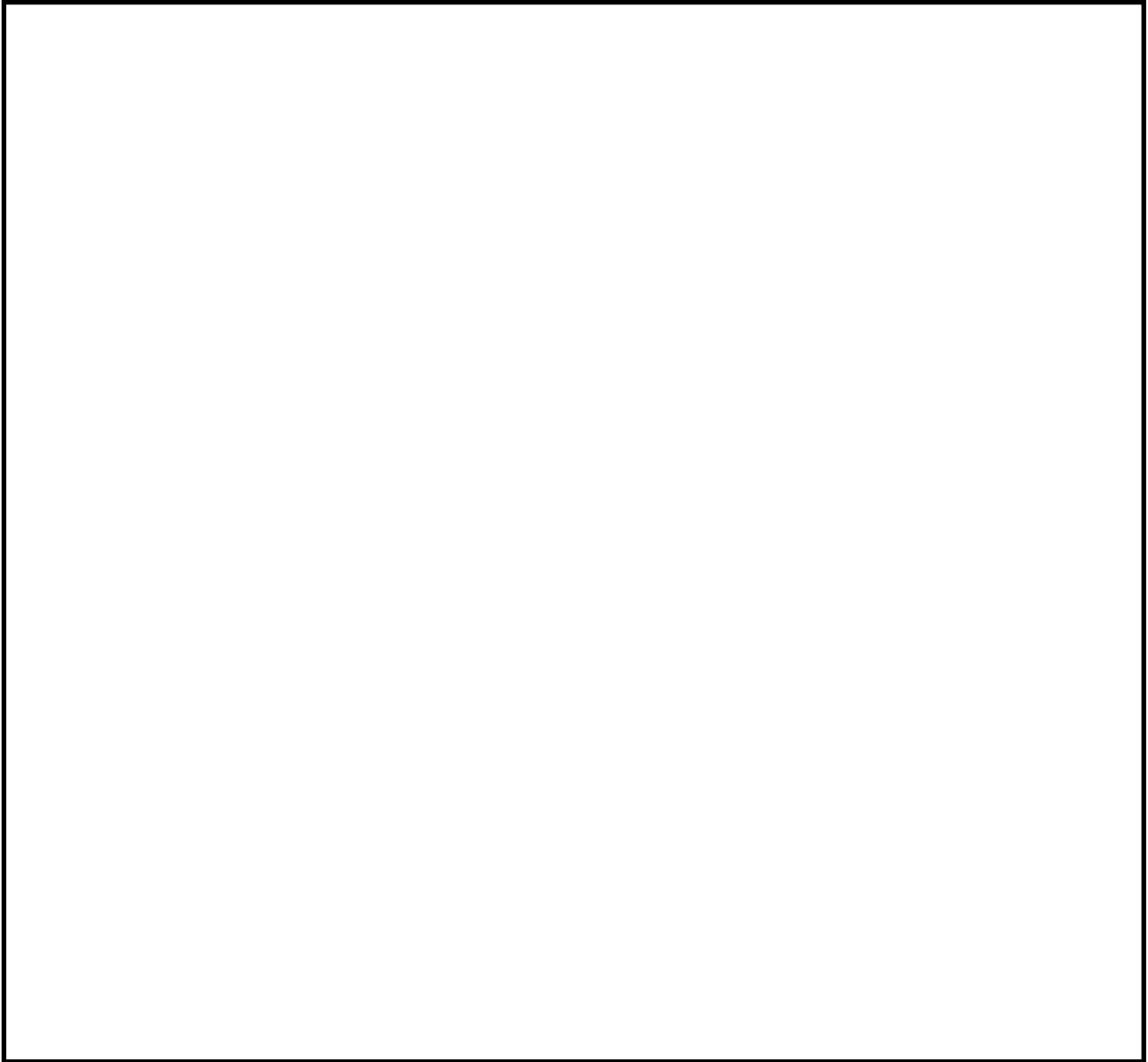


図1 保管場所及びアクセスルート

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。



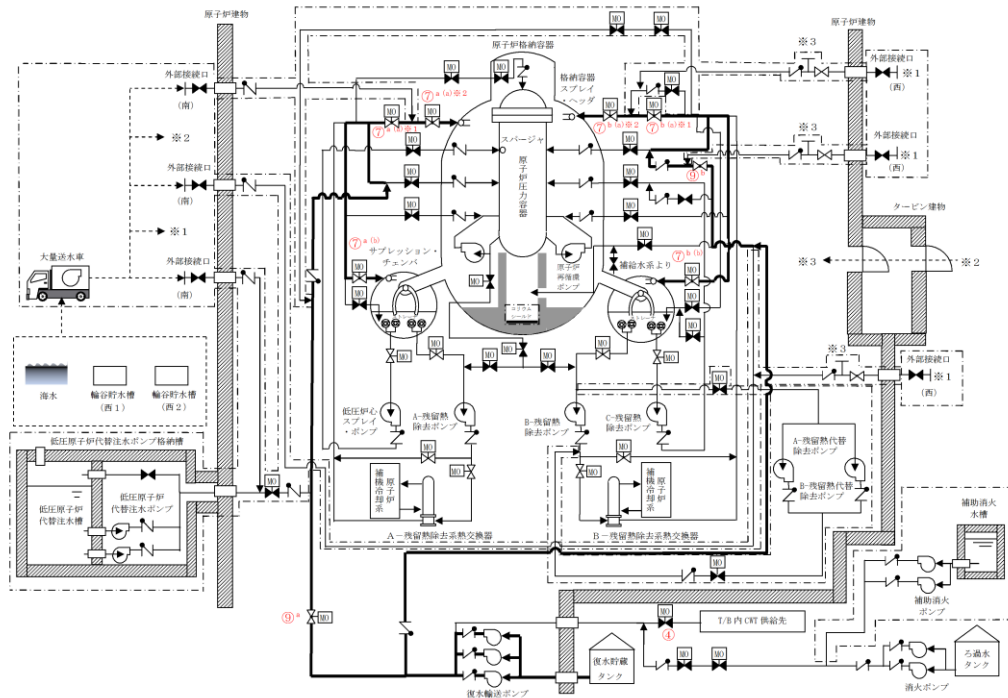
49-10 その他設備

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代替スプレイ

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。  
 ○<sup>a</sup>~ : 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。  
 ○<sup>a1</sup>~ : 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。

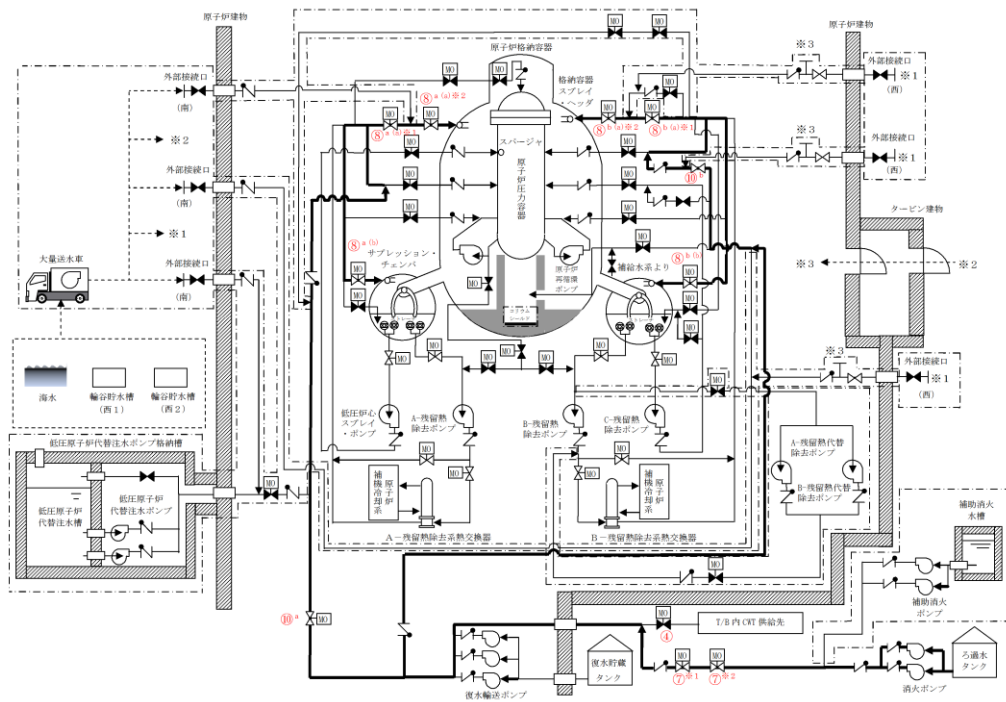
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>a(a)</sup> ※1	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>a(a)</sup> ※2	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>a(b)</sup>	A-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>b(a)</sup> ※1	B-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ <sup>b(a)</sup>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

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代替スプレー

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ー手段を整備している。

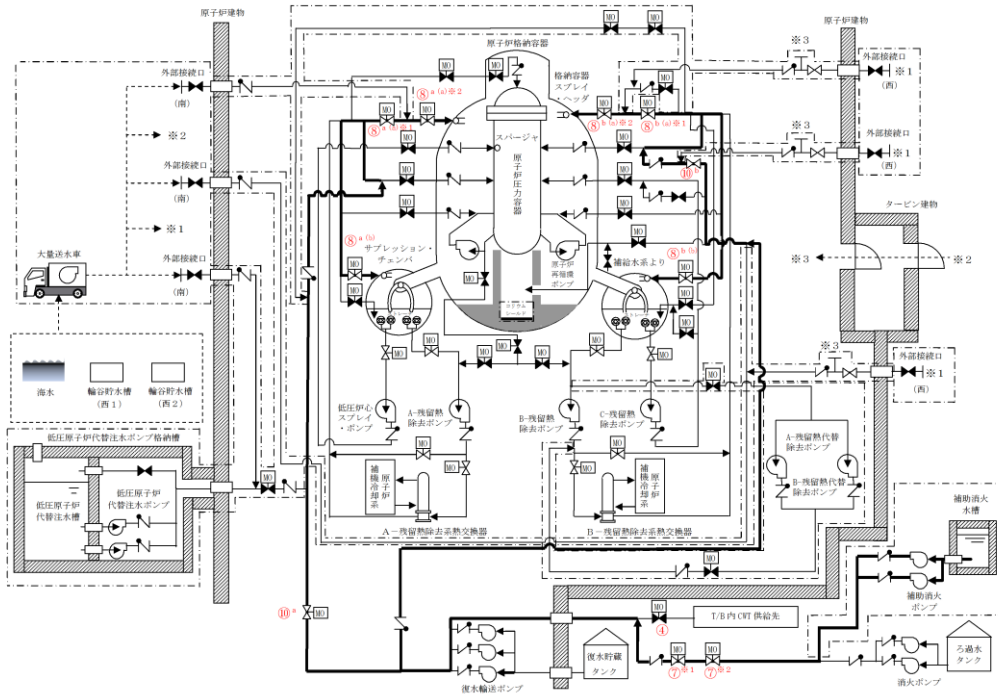
消火系を用いた格納容器スプレー手段については，消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器冷却モード），格納容器代替スプレー系とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系，復水輸送系，格納容器代替スプレー系（常設），残留熱除去系を通じて格納容器スプレーを行う手順を整備している。



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*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 <sup>a</sup> (a)*1	A-RHRドライウエル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> (a)*2	A-RHRドライウエル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> (b)	A-RHRトラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>b</sup> (a)*1	B-RHRドライウエル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>b</sup> (a)*2	B-RHRドライウエル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>b</sup> (b)	B-RHRトラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ <sup>a</sup>	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ <sup>b</sup>	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟2階

図2 消火系による格納容器スプレー 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 <sup>a</sup> (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 <sup>a</sup> (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 <sup>a</sup> (b)	A-RHR トーラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>b</sup> (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 <sup>b</sup> (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 <sup>b</sup> (b)	B-RHR トーラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ <sup>a</sup>	A-RHR RPV 代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ <sup>b</sup>	B-RHR 注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟 2階

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。

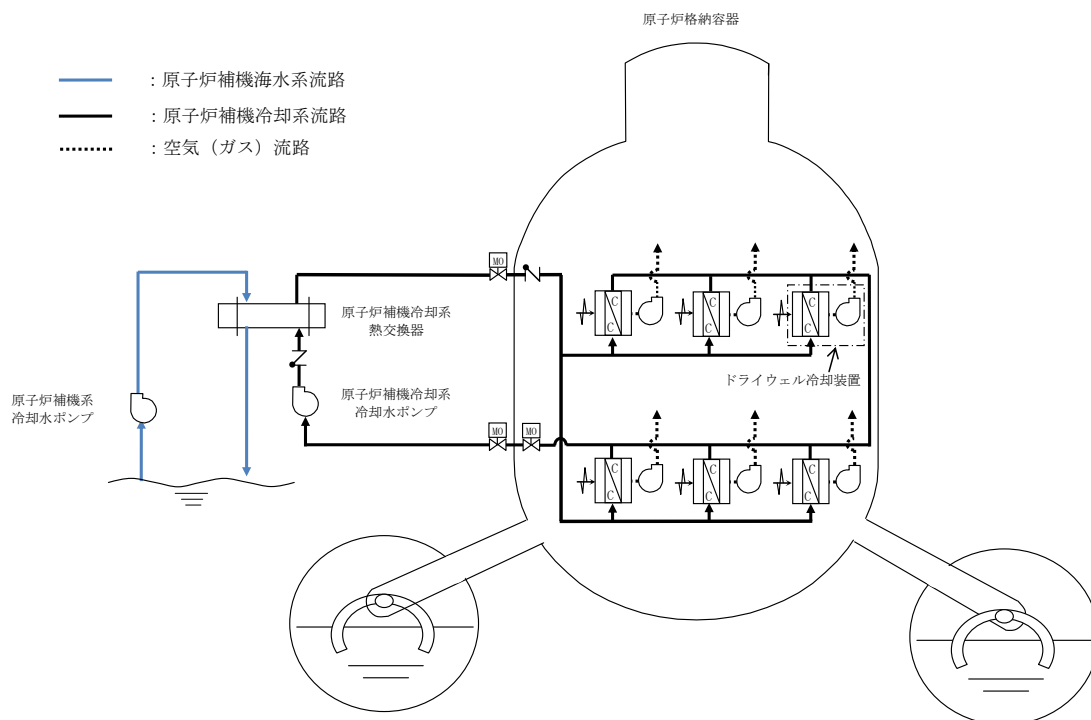


図4 ドライウエル冷却装置による原子炉格納容器からの除熱概略図

## 49-11 送水ヘッドについて

## 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。（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。

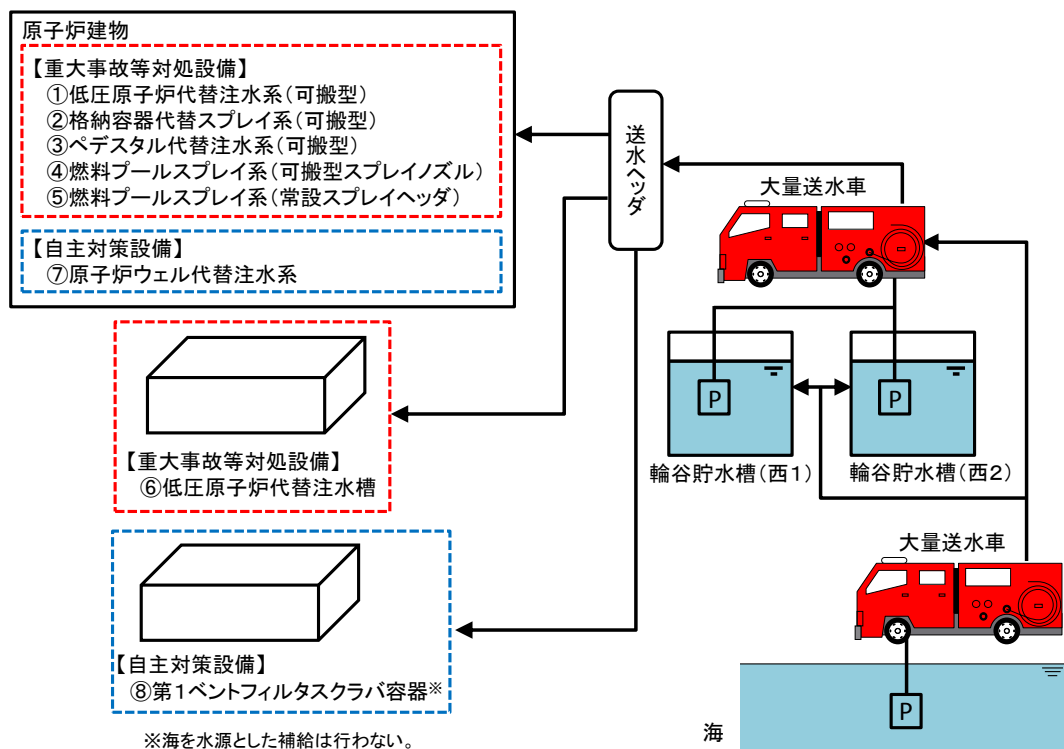


図1 全体系統概要図



## 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」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 <sup>*1, 2</sup>							
	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 <sup>*3</sup>	—	—	—	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※ <sup>1</sup>	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	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 流量調整弁	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	—※ <sup>2</sup>
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※ <sup>3</sup>
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	F C V S 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。

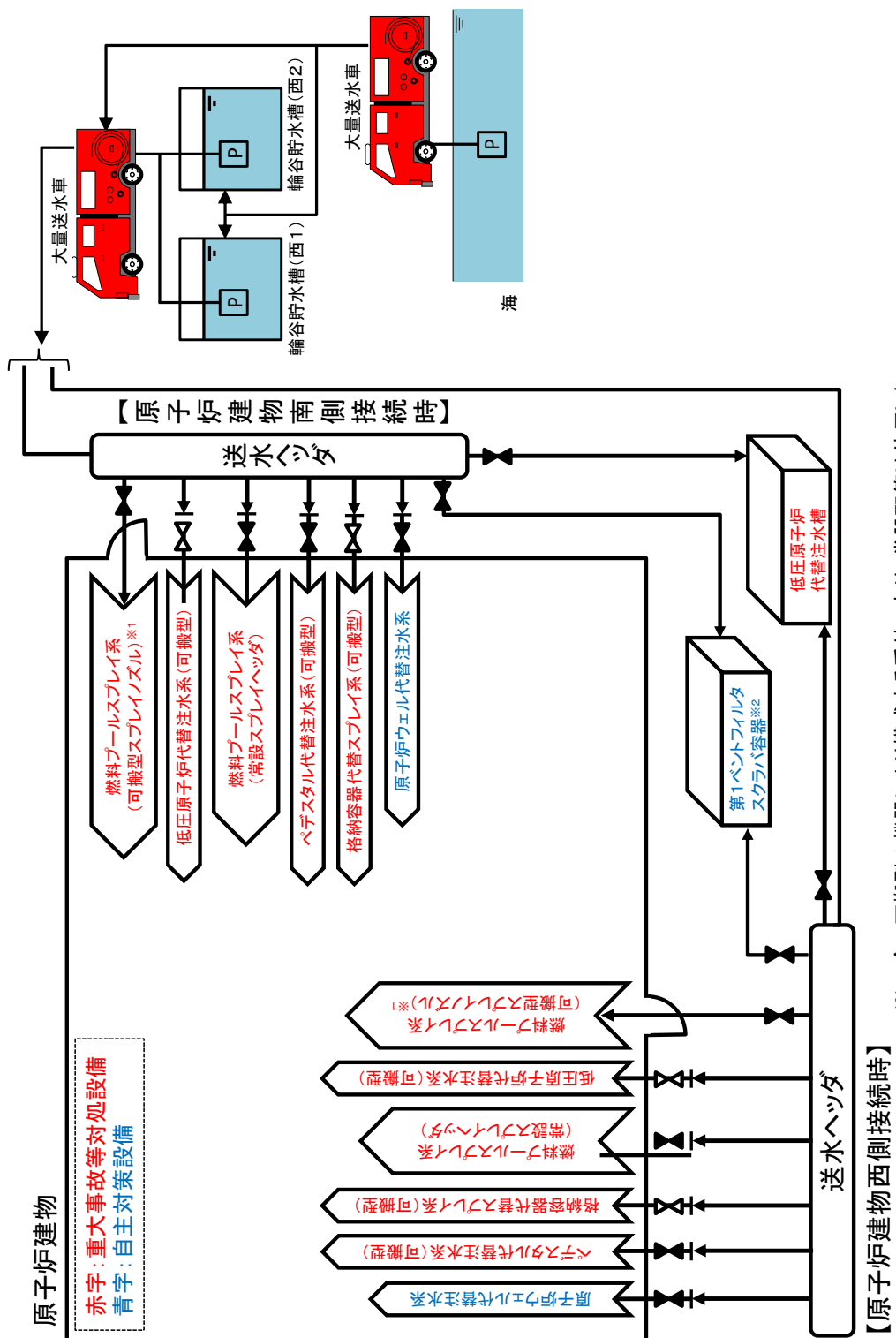


図2 送水ヘッドの接続状態概要図

### 3.2 操作性及び切り替えの容易性

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り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。

50 条 補足説明資料

50-1 S A設備基準適合性一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

50-1 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				残留熱代替除去ポンプ	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	(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	50-4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	50-6 試験・検査説明資料		
		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	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	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	A a		
		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	50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備あり)	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	50-4 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)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系熱交換器	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	50-6 試験・検査説明資料		
		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	50-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			50-7 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因	対象(サポート系あり) - 異なる駆動源, 冷却原等	A	
			関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		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	50-8 接続図, 50-9 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 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	50-6 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	50-5 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 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	50-4 配置図			
	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	50-7 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	50-8 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	50-8 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	50-8 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	50-9 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	50-10 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		50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 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)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		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	50-8 接続図, 50-9 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 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	50-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	50-5 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		50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 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	50-4 配置図			
	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	50-7 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	50-8 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	50-8 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	50-8 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	50-9 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	50-10 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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				第1ベントフィルタスクラバ容器	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	50-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類), 弁, 流路	B, C, F	
			関連資料		50-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		50-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他 (飛散物)		対象外	対象外
	関連資料			50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔)	A b, B		
		関連資料		50-4 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因		対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	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	50-4 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類), その他	C, M
			関連資料		50-6 試験及び検査	
	第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		関連資料		50-5 系統図		
	第5号	止 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		50-3 配置図, 50-5 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔)	A b, B	
		関連資料		50-4 配置図		
	第 2 項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		50-7 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
関連資料			—			
第3号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
			サポート系要因		対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 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)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				圧力開放板	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	(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	50-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 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		50-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		50-5 系統図		
		第5号	悪影響防	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			50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作(遠隔)	A b, B		
		関連資料		50-4 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図				

## 50-2 単線結線図





50-3 計測制御系統図



表 1 格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
① スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のため の水位監視		系統待機時に格納容器フィルタベント系における水位の範囲 (1,700mm～1,900mm) 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
② スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ 導かれていることの確認	0～1MPa [gauge]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 853kPa [gauge] (2 Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [ ] が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③ スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④ フィルタ装置出口配 管圧力※2	系統待機時の窒素封入による 不活性状態の確認	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 [ ] が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤ 第1ベントフィルタ 出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素 濃度の確認	0～20vol%/ 0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥ 第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	系統運転中に放出される放 射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 低レンジ： 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計測可能な範囲とする。	2  1	中央制御室 緊急時対策所
⑦ スクラバ水 pH※2	スクラバ容器性能維持のため の pH 監視	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は第図 1 の○数字に対応する。

※2 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。



## 格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

### (1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場（第1ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図2「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）

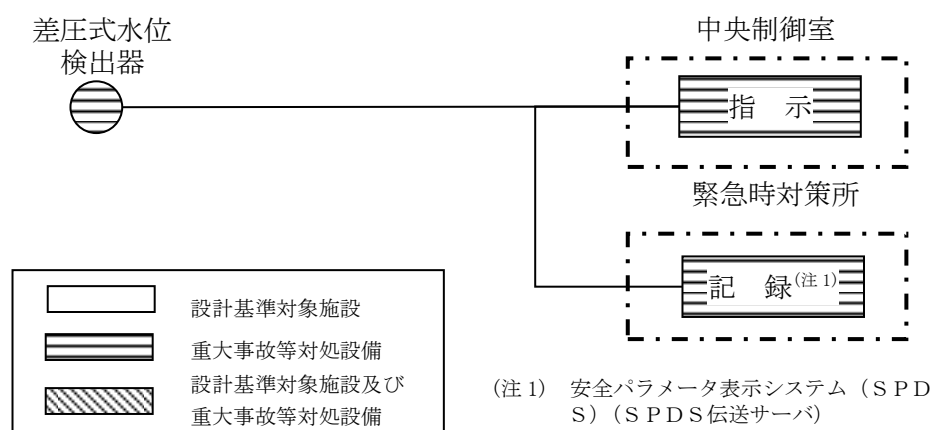


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

### (2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

（図3「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）

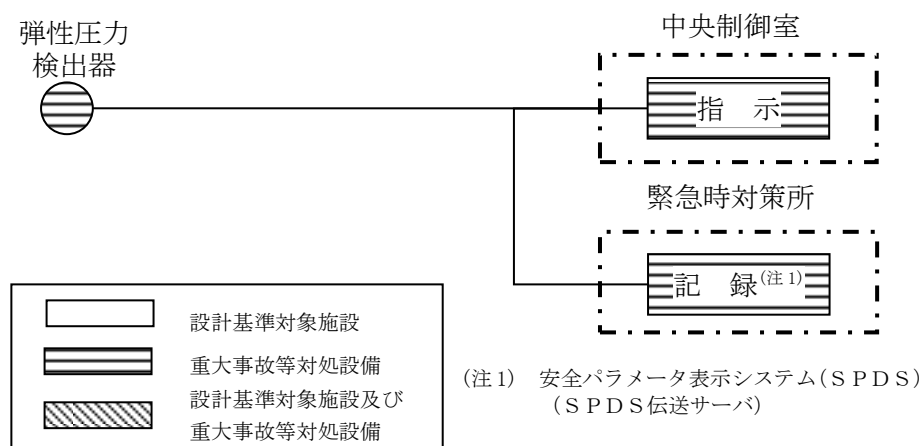


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図4「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

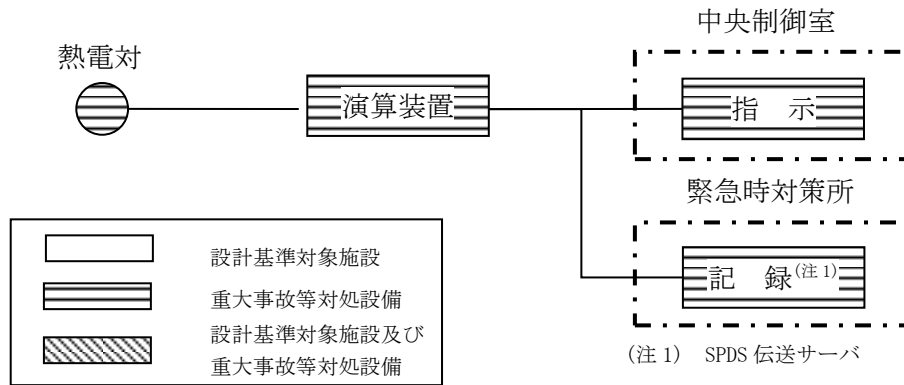


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図5「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

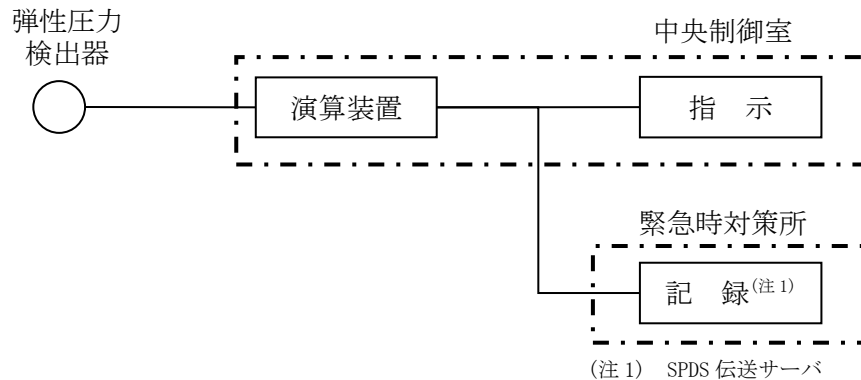


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図6「第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図」, 図7「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」参照。)

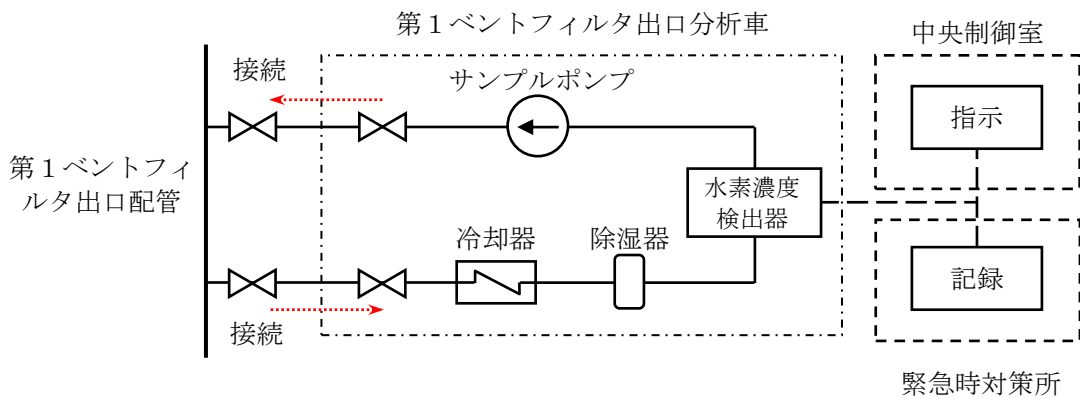


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

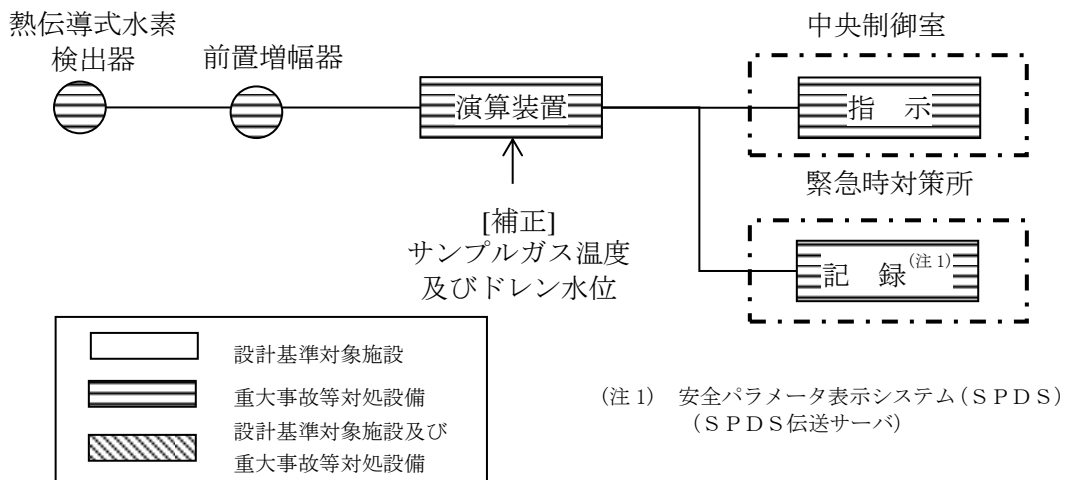


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

（図8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）

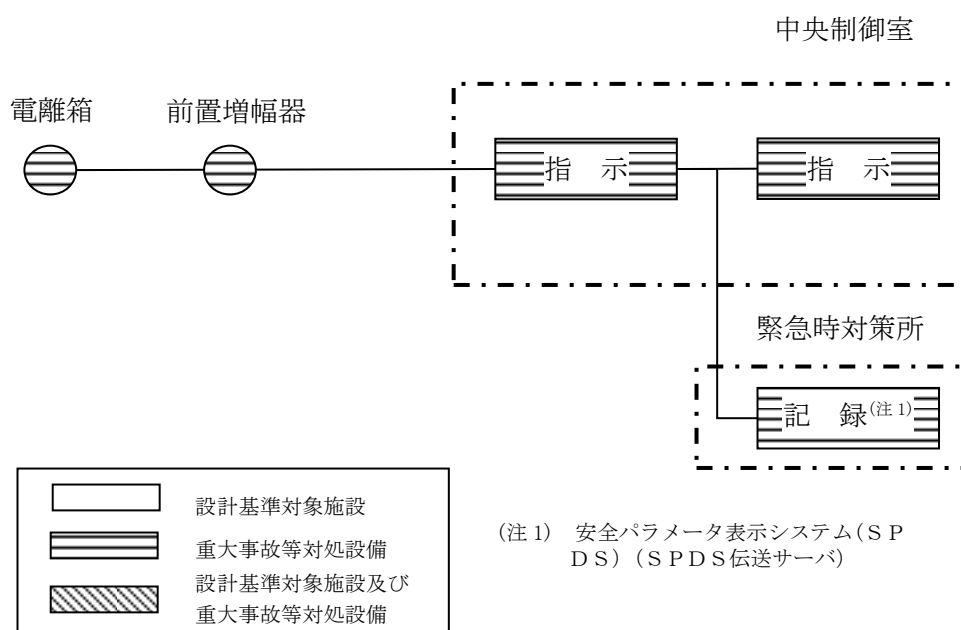


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(7) スクラバ水 pH

スクラバ水 pHは、第1ベントフィルタスクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH検出器により計測する。スクラバ水 pH（自主対策設備）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてpH信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水 pHを中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場にて監視可能な設計としている。

(図9「スクラバ水 pHシステム概要図」、図10「スクラバ水 pHの概略構成図」参照。)

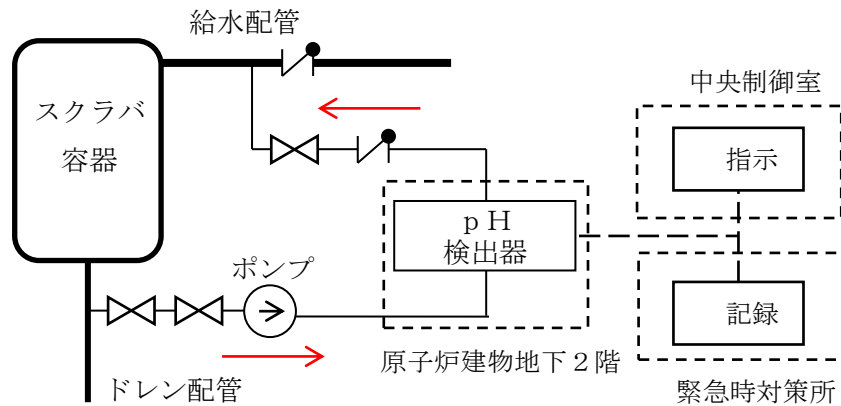
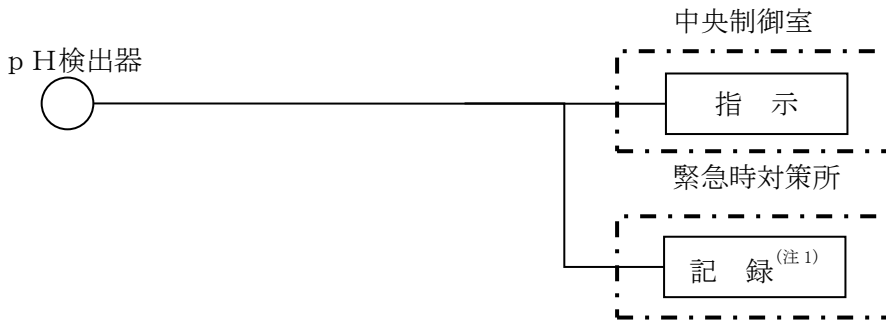




図9 スクラバ水 pHシステム概要図



(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図10 スクラバ水 pHの概略構成図

#### 50-4 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。



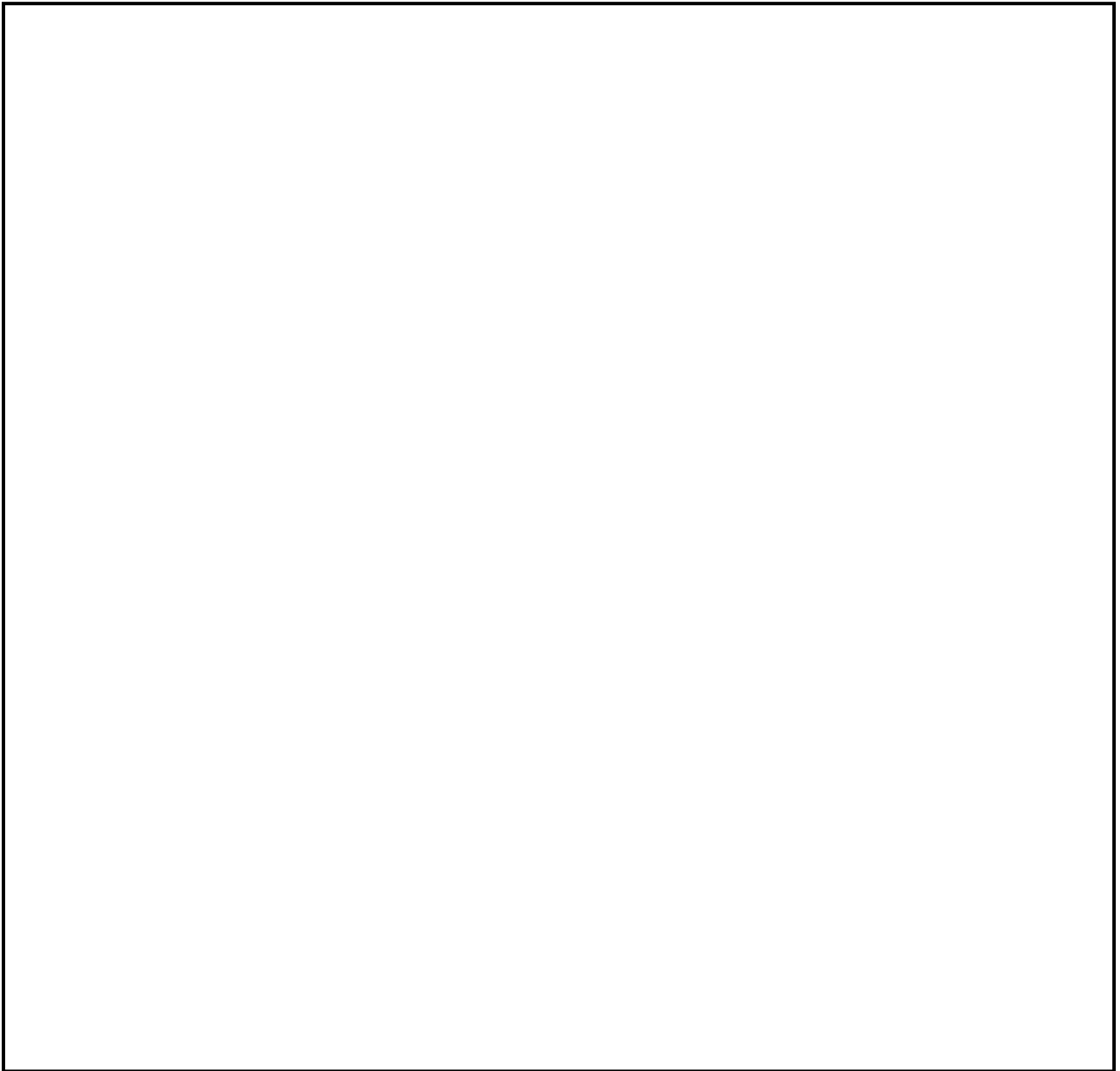


図1 原子炉建物地下2階 配置図

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。

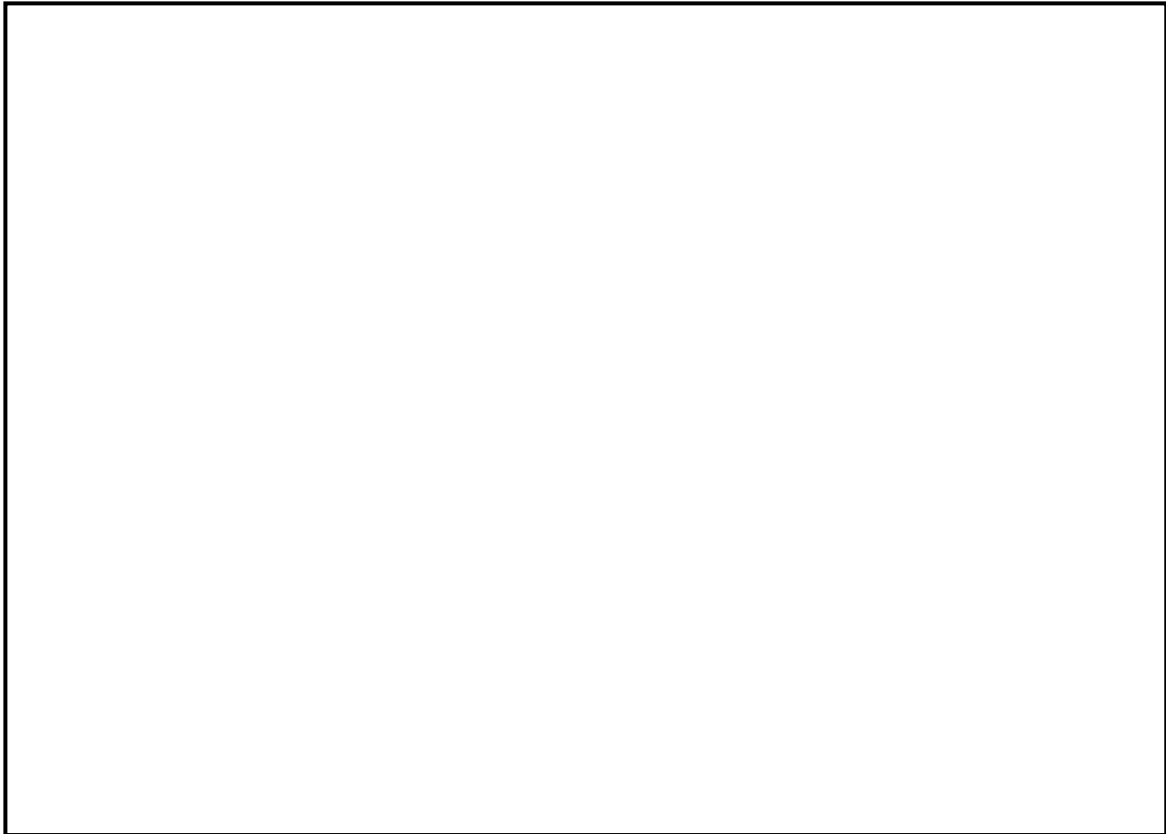


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

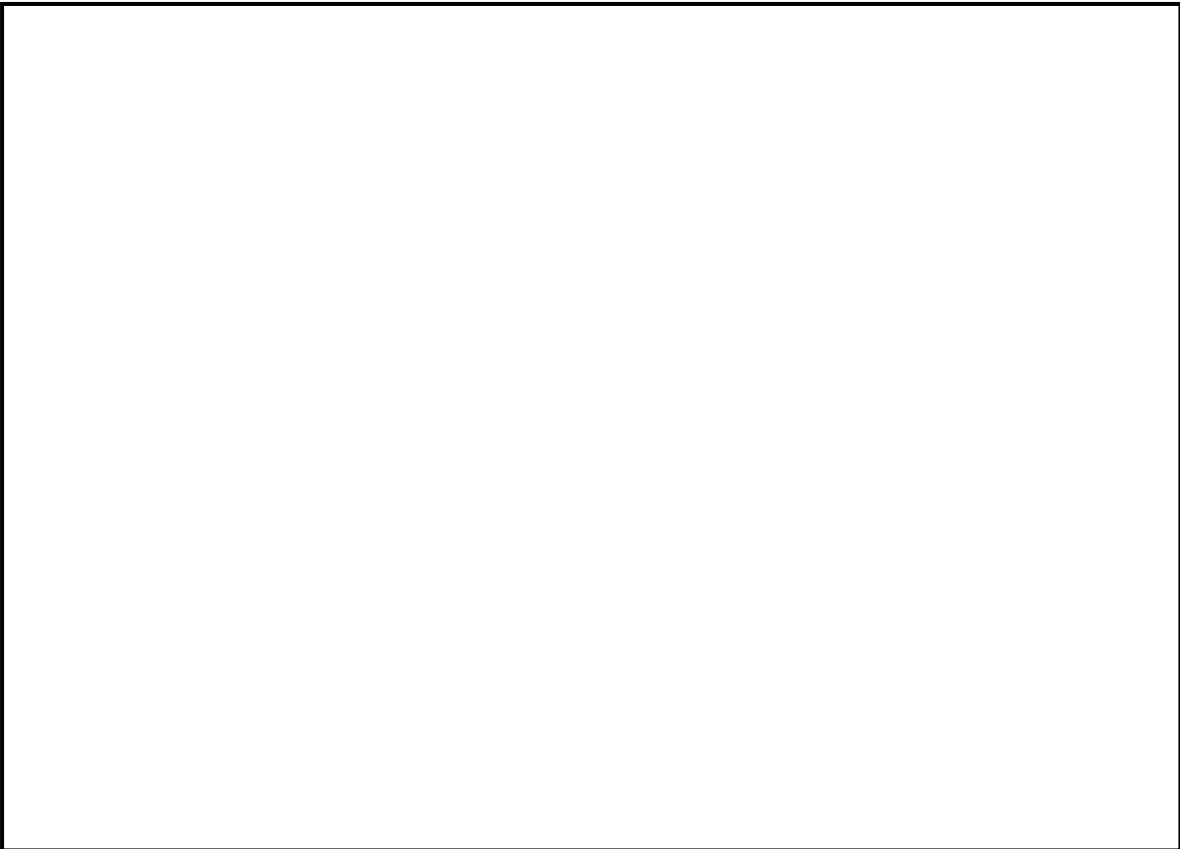


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物2階）

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。

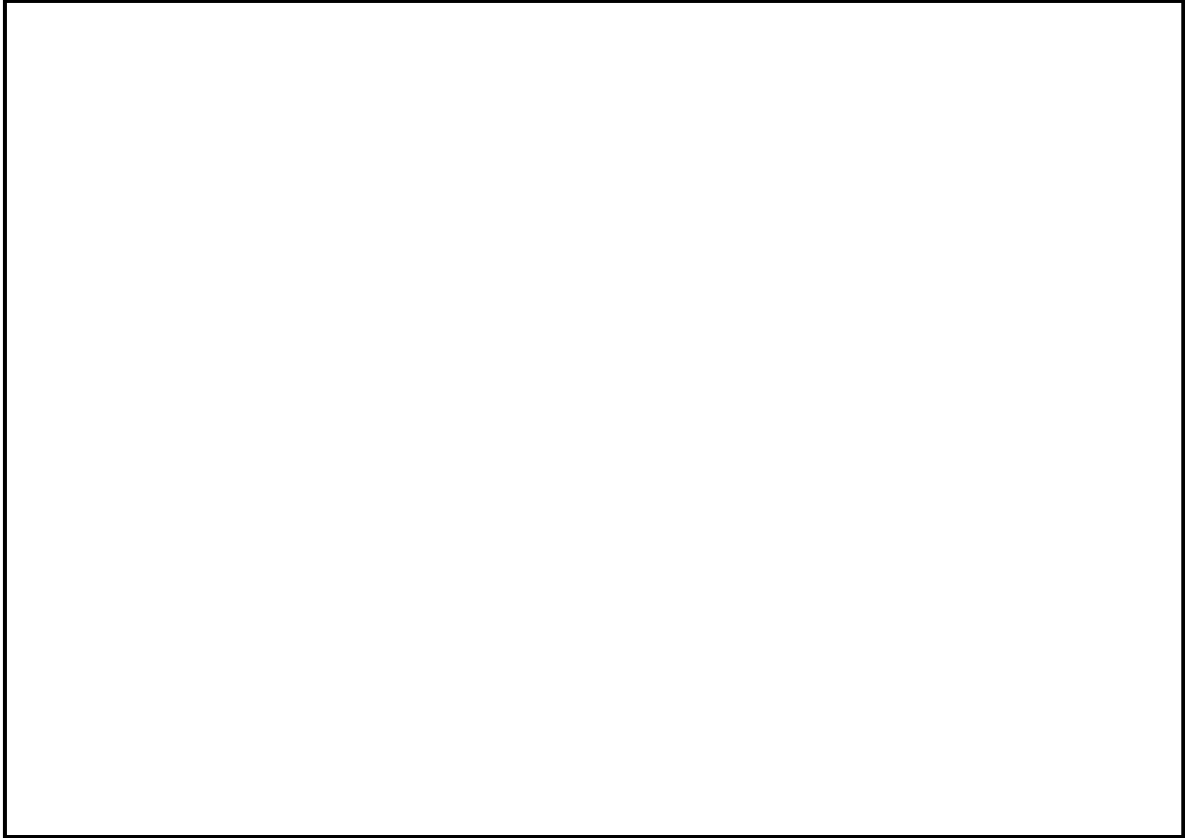


図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

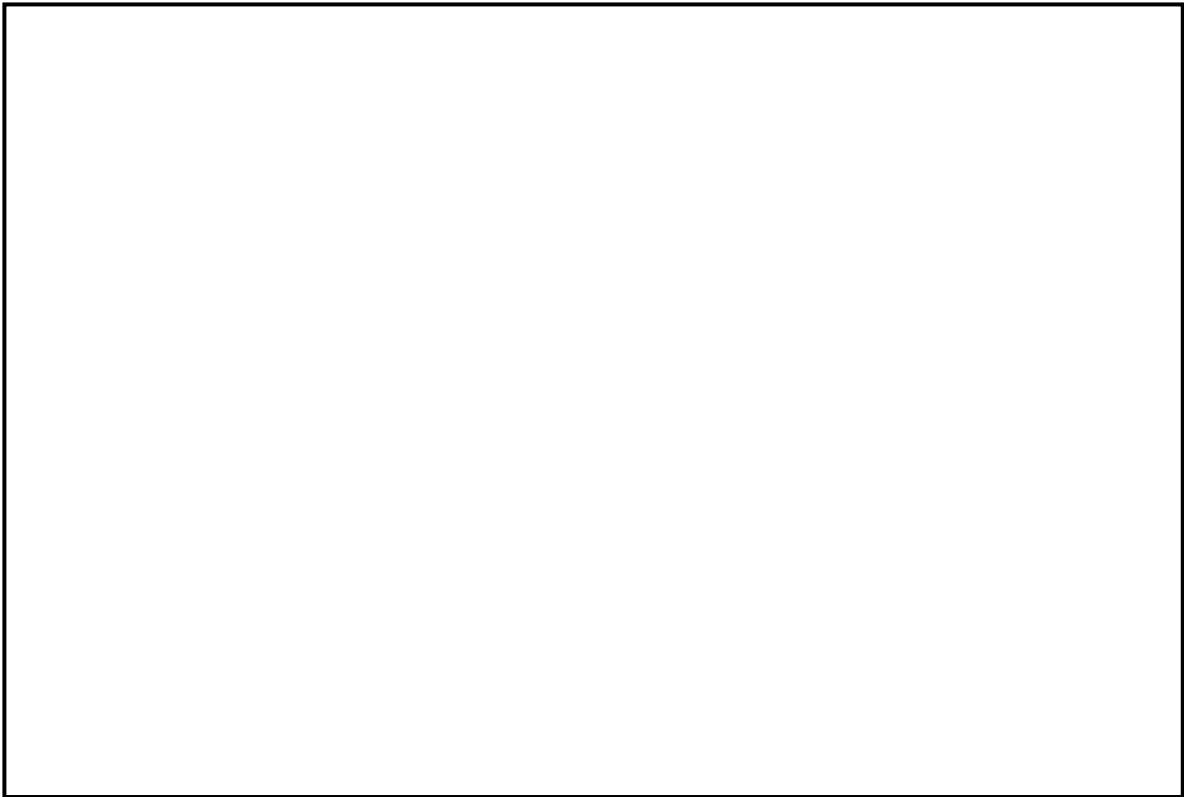


図5 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

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。

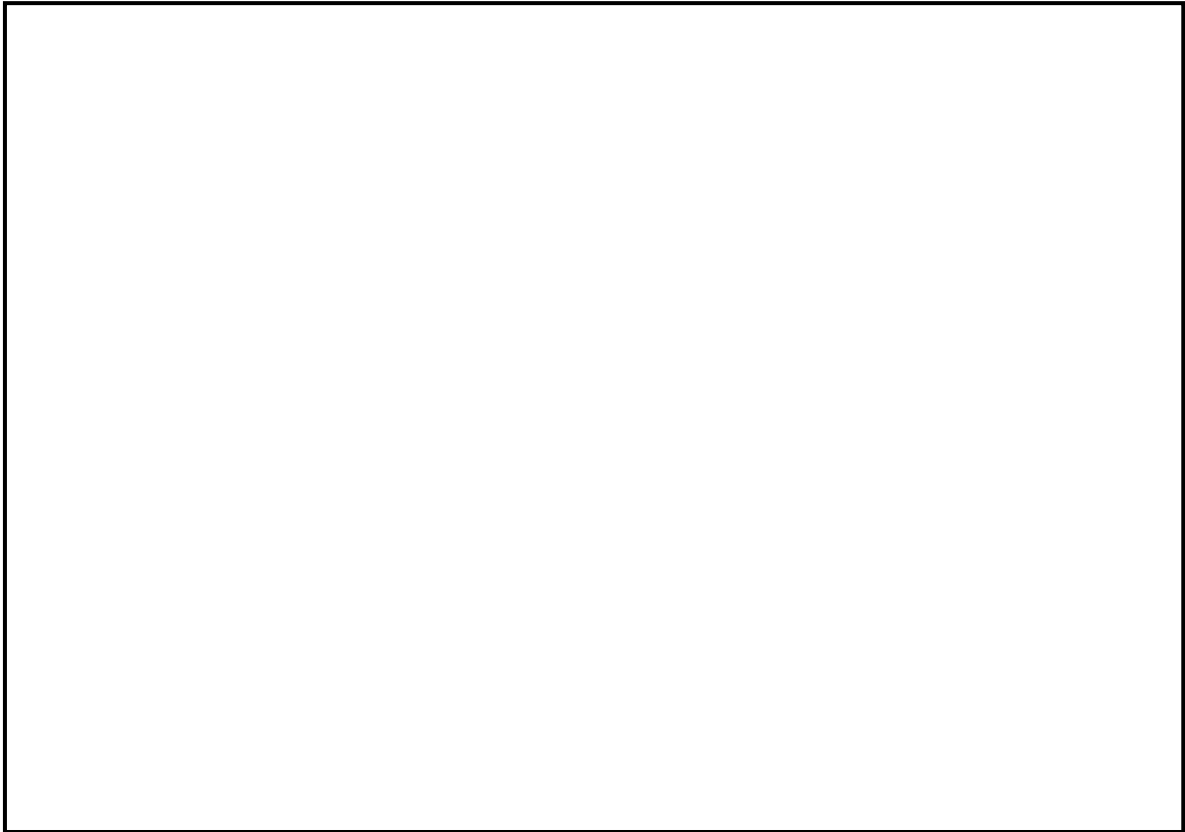


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

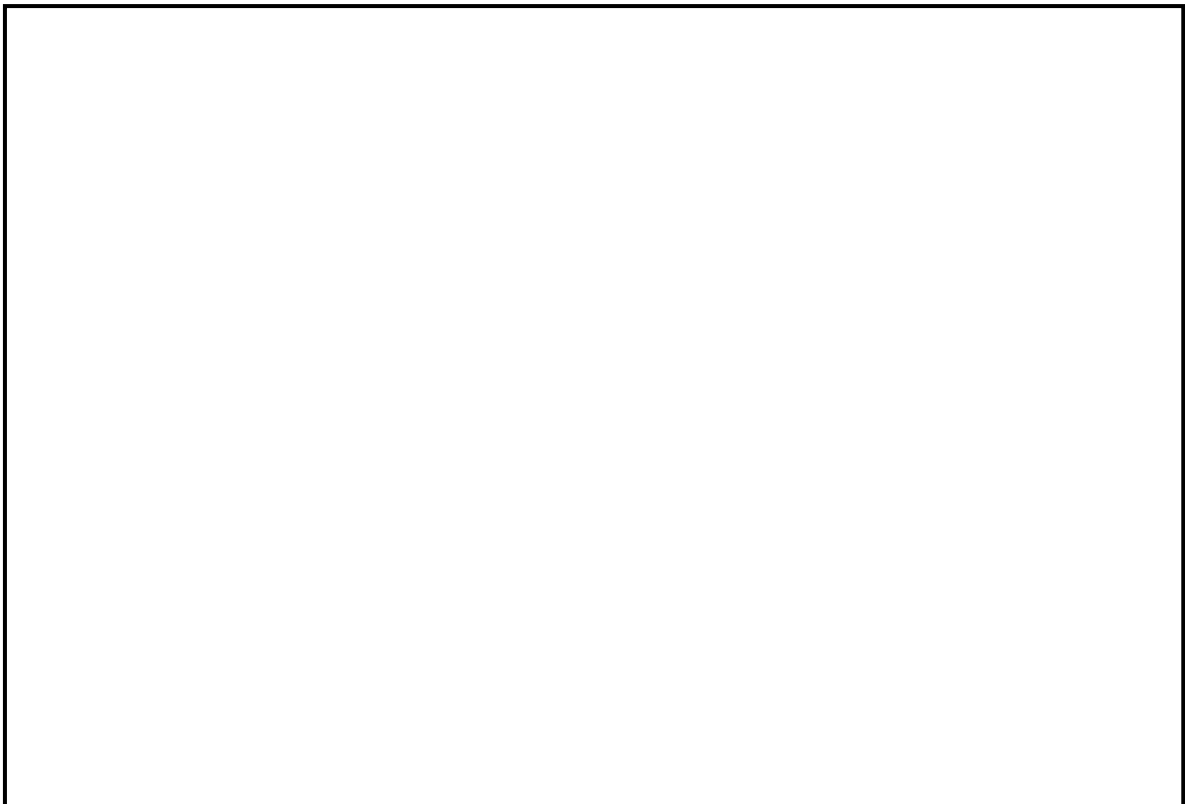


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物地下1階)

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。

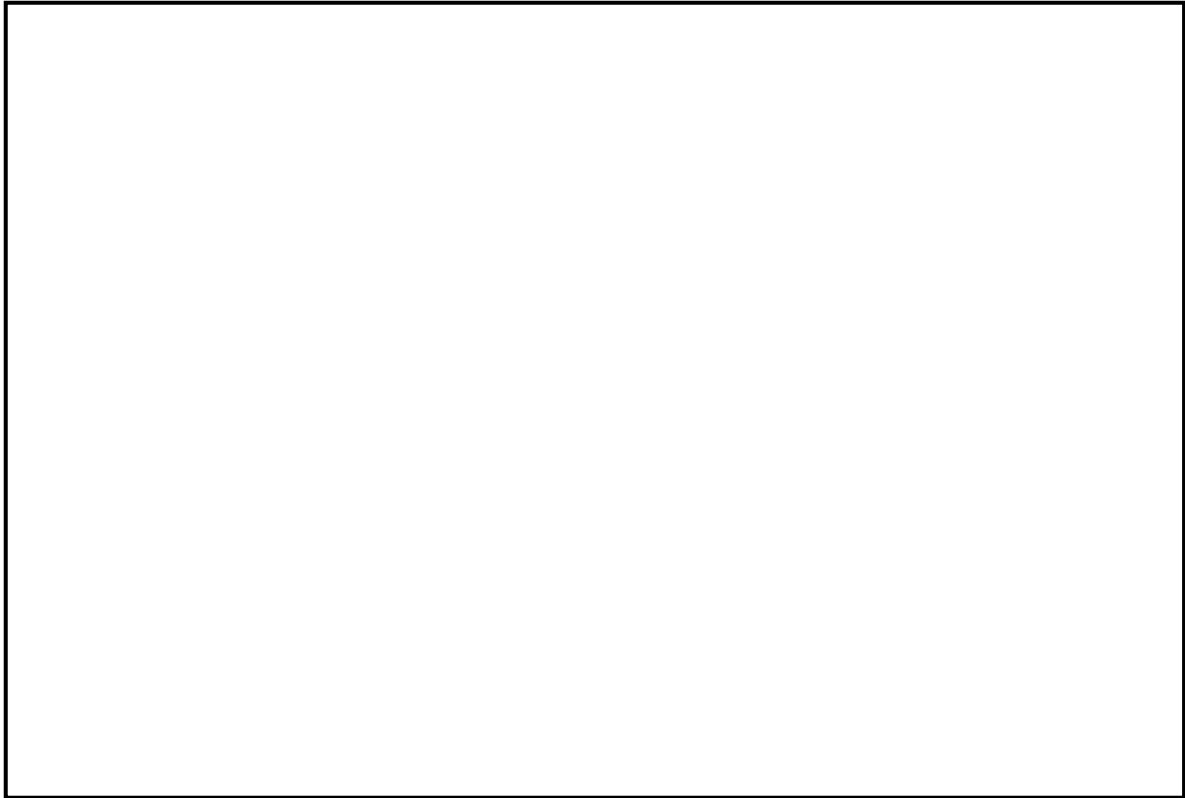


図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図  
(第1ベントフィルタ格納槽内)

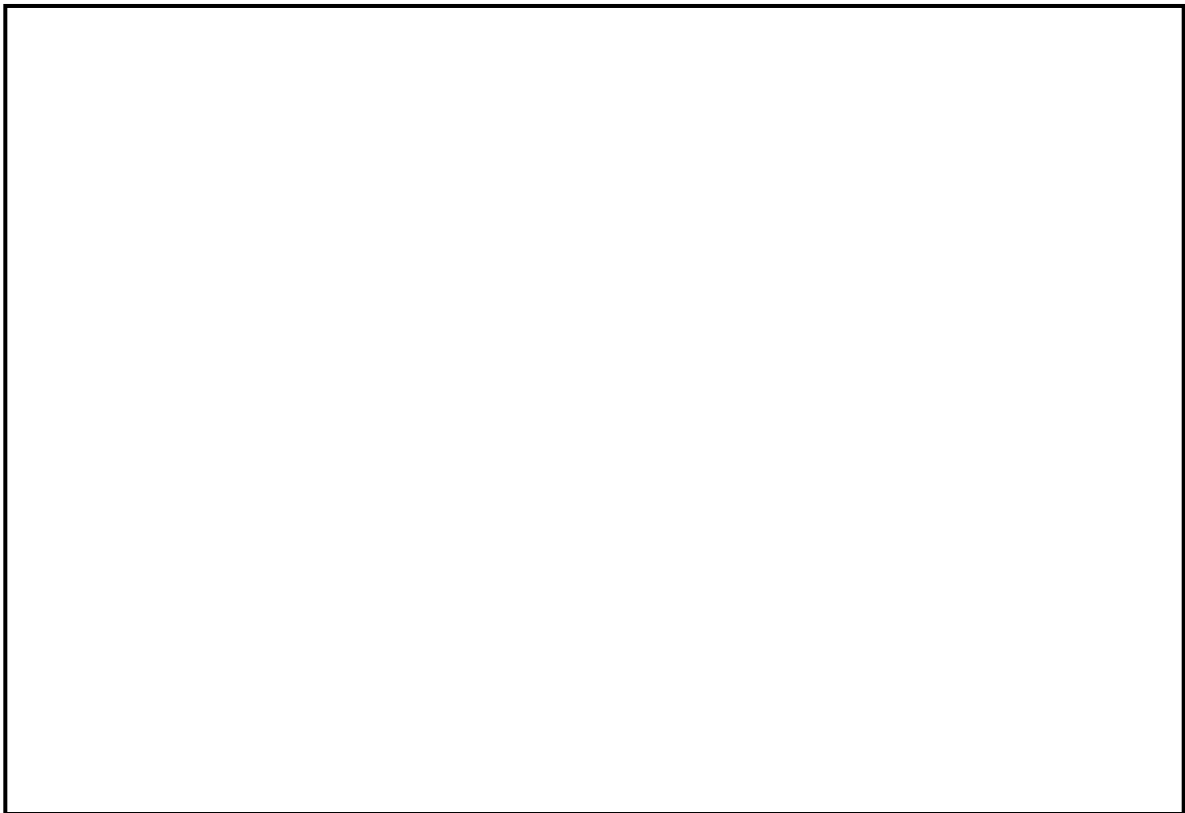


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図  
(第1ベントフィルタ格納槽～屋外)

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。

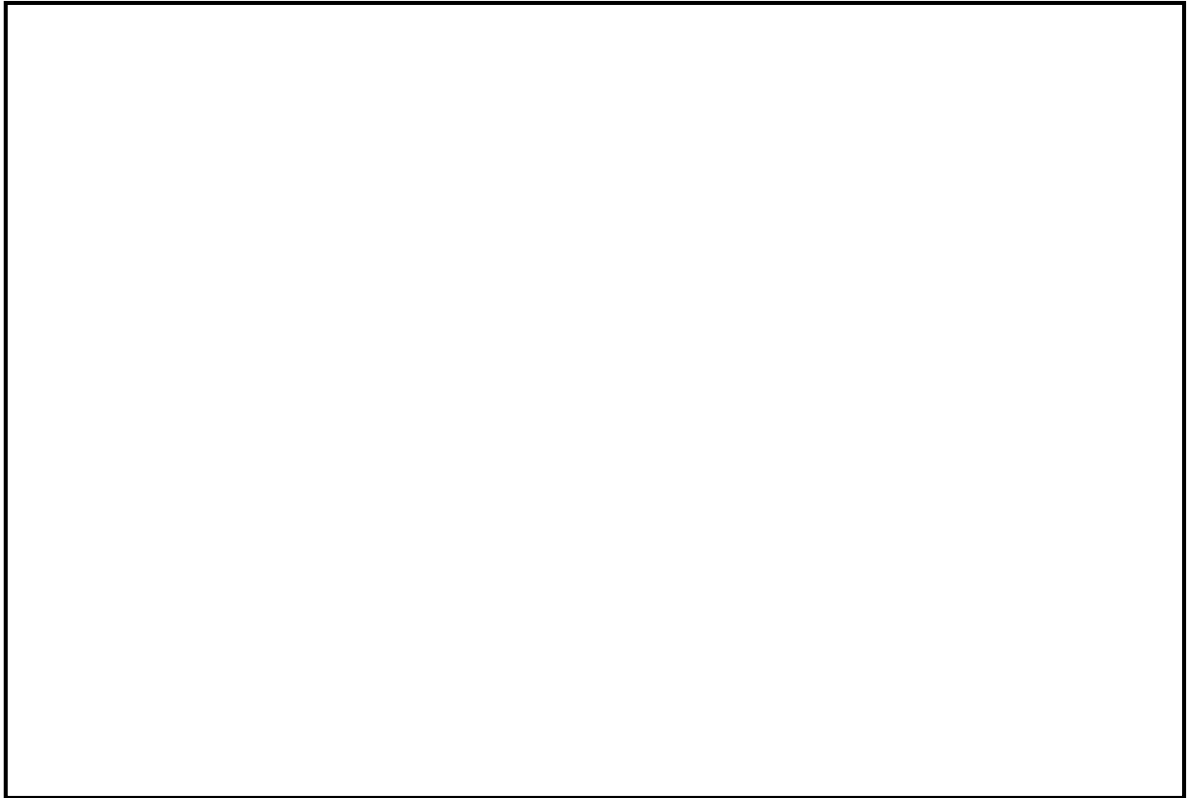


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物頂部付近）

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。

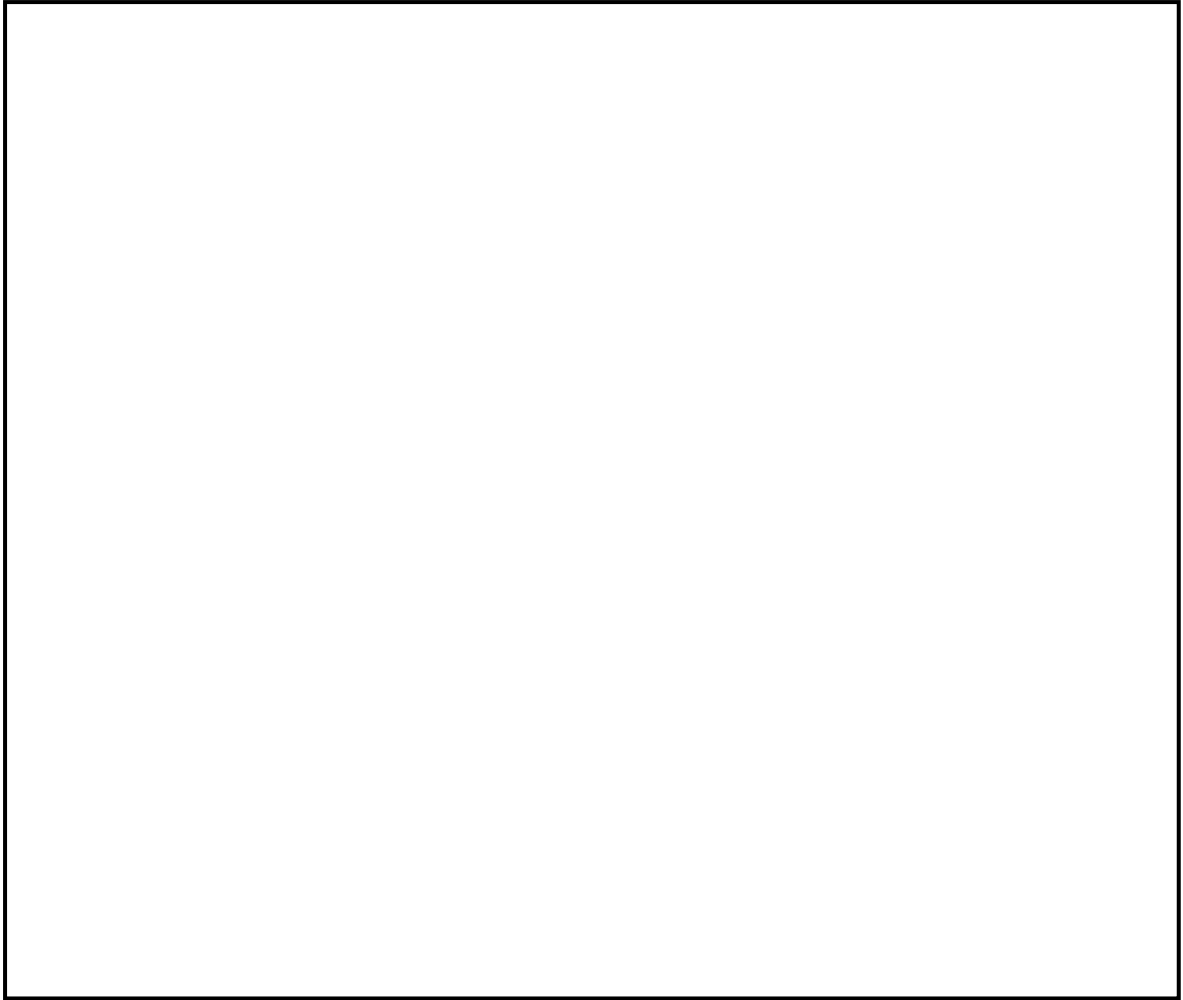


図 11 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

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。

★ 弁設置位置      — 遠隔手動弁操作機構



図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（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。



● 弁遠隔操作位置    — 遠隔手動弁操作機構

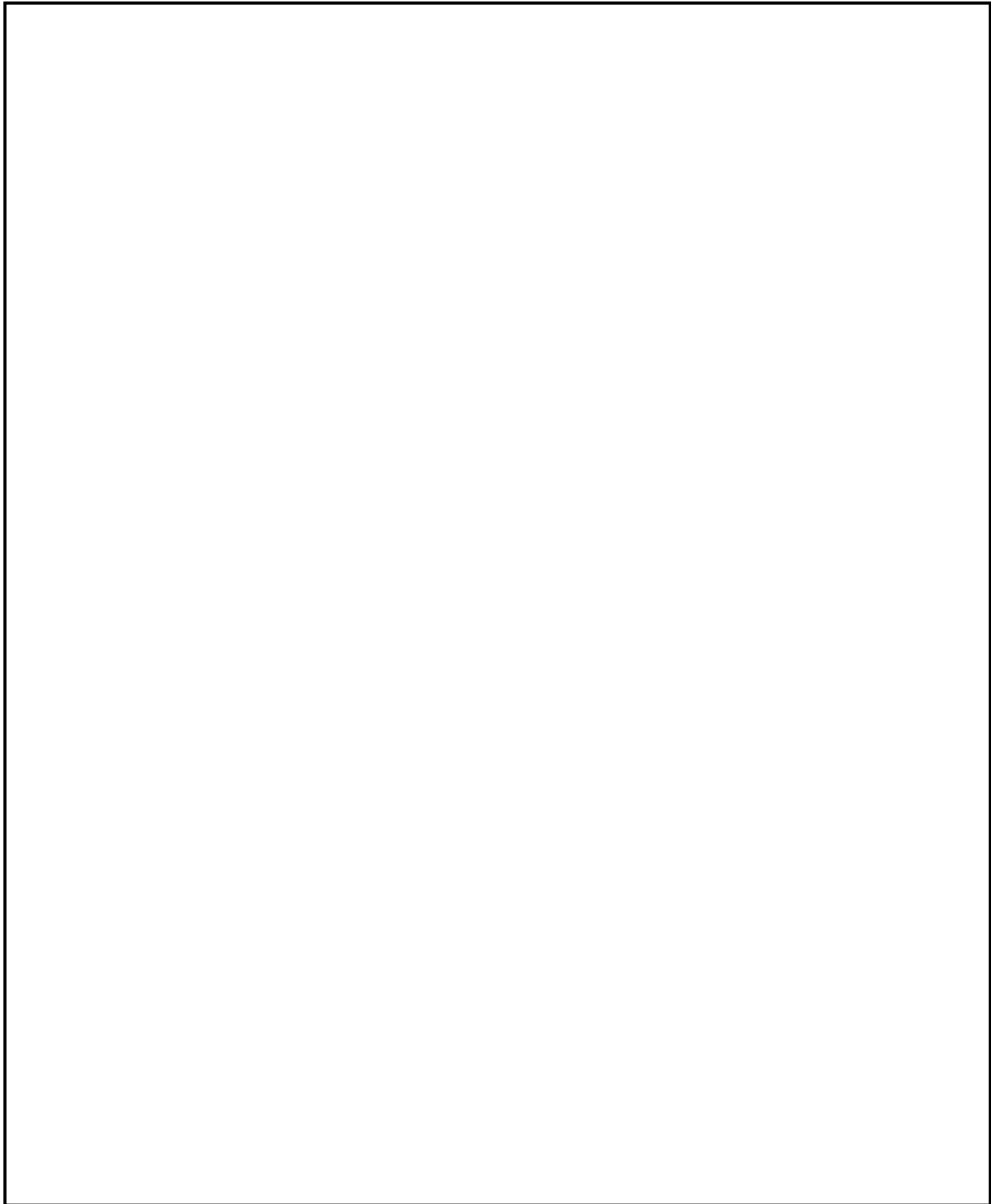


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 1 階）

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。

★弁設置位置

●遠隔手動弁操作機構

—遠隔手動弁操作機構

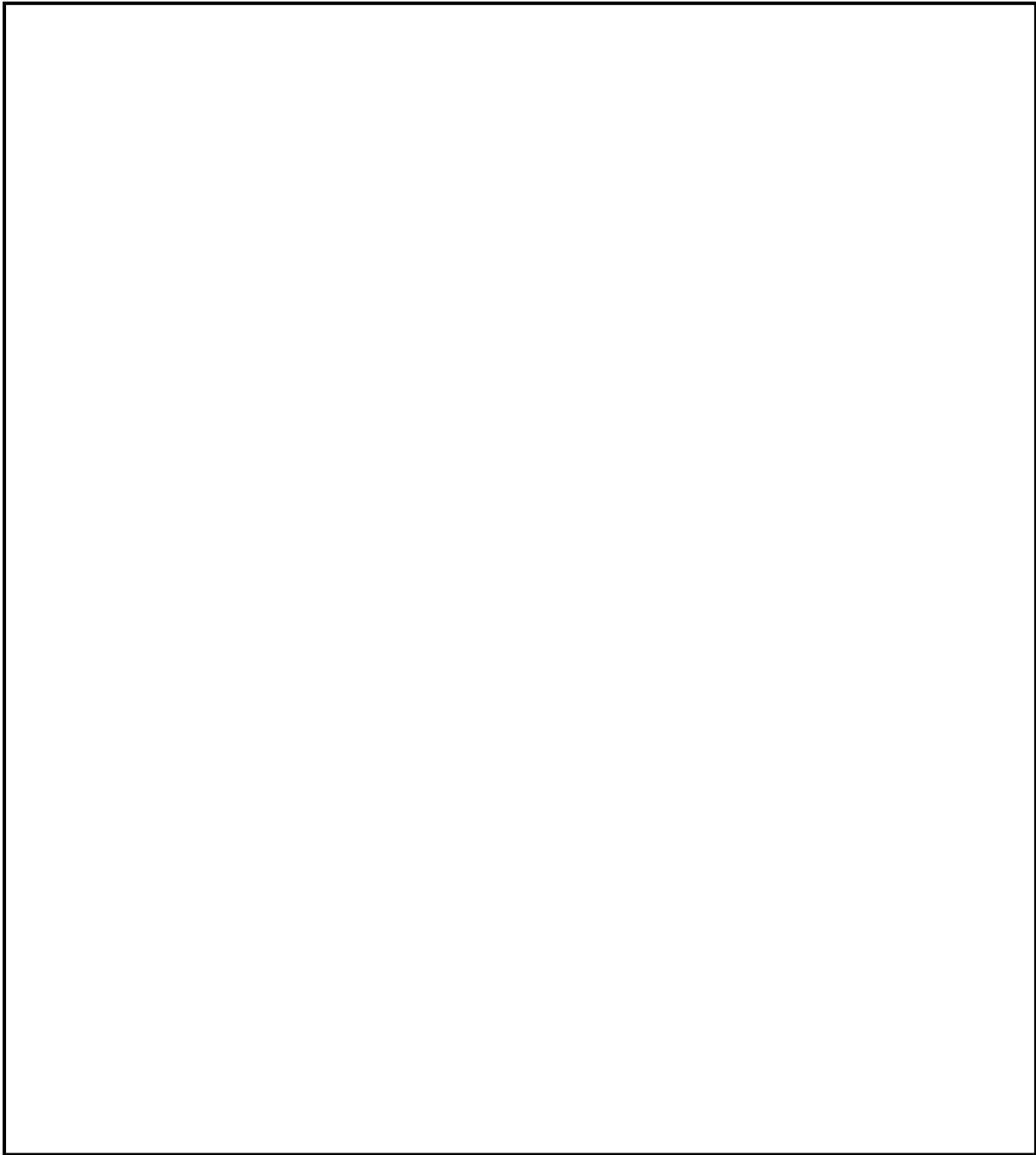


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 2 階）

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

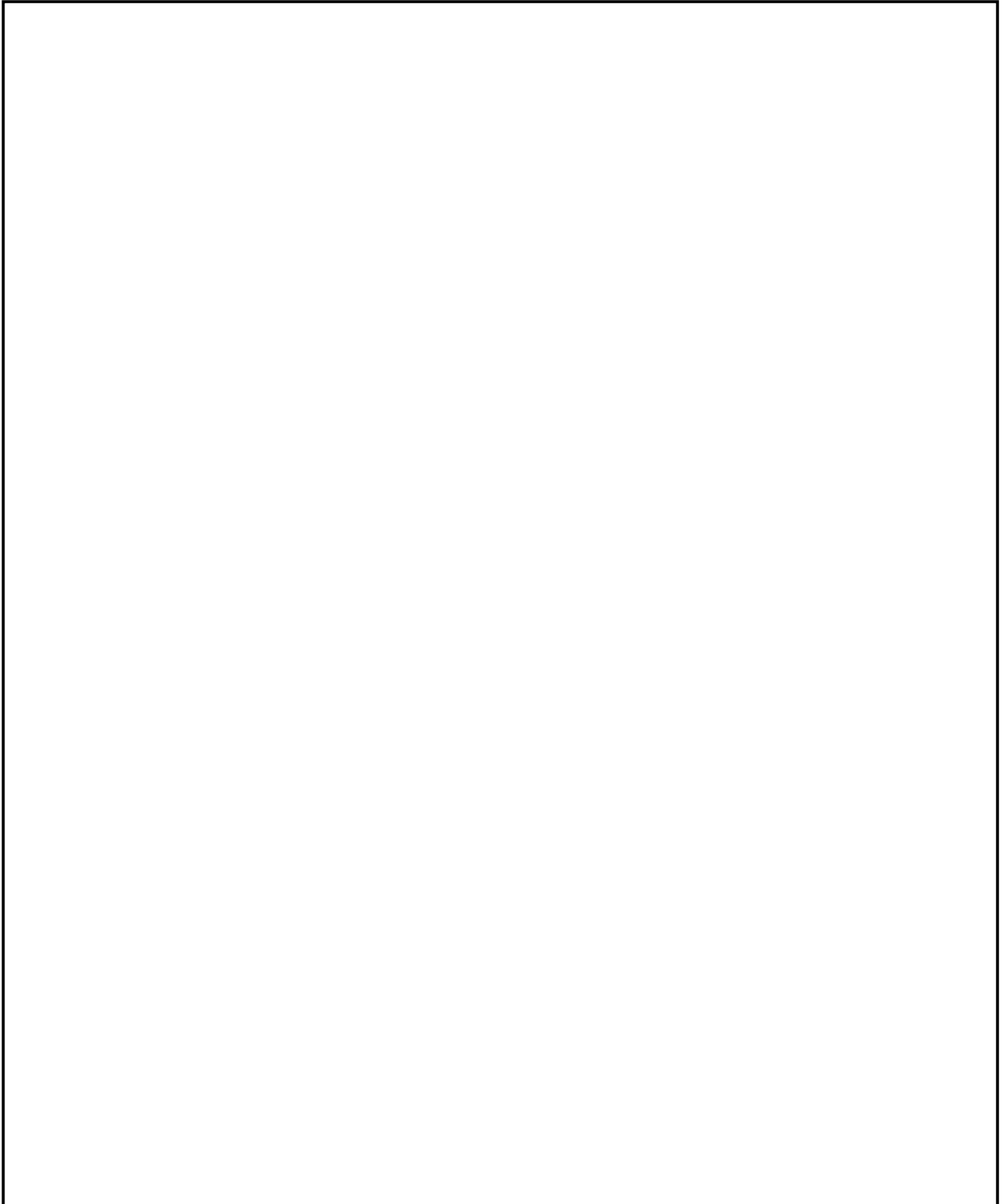


図 15 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 3 階）

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。

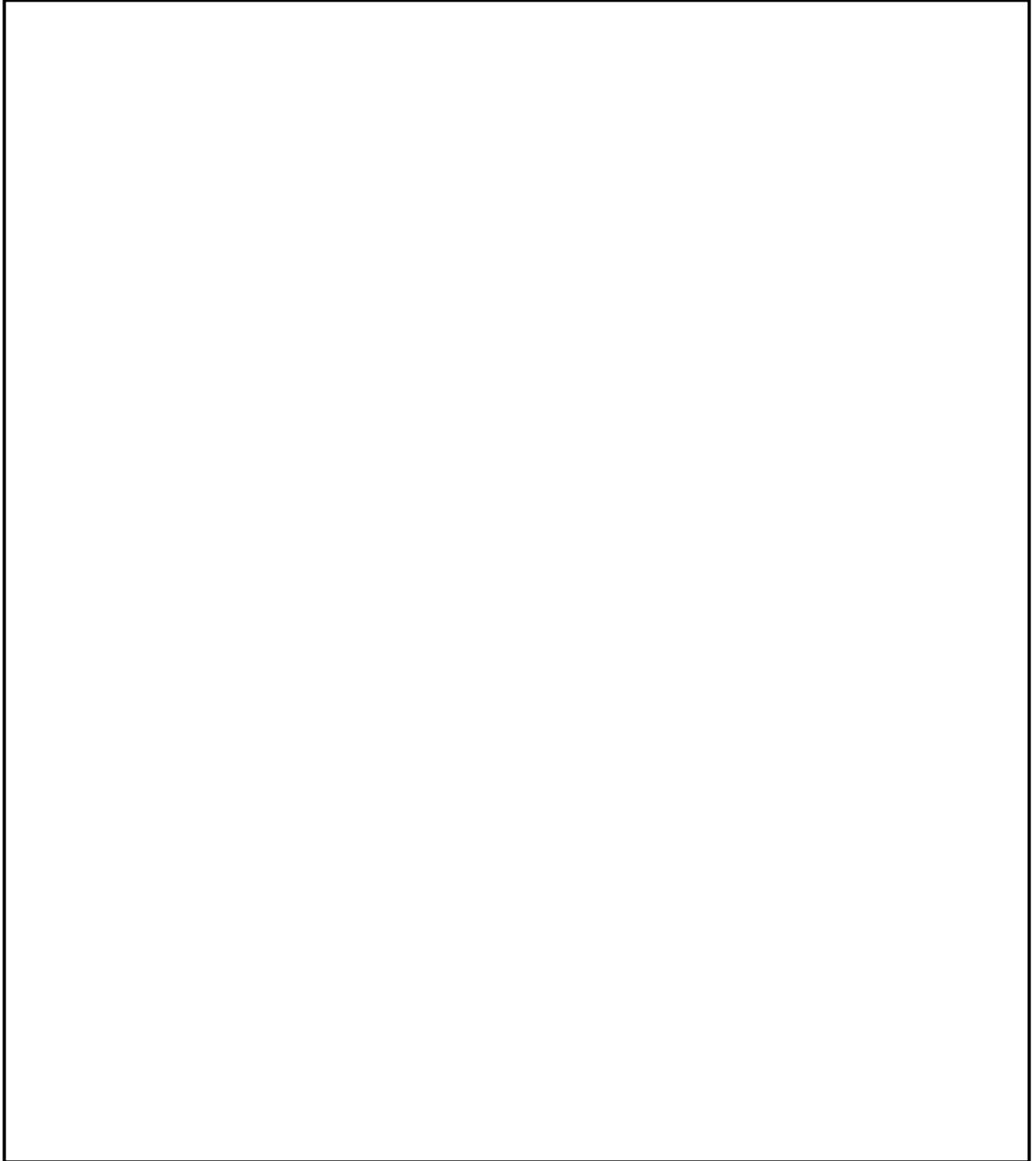


図 16 真空破壊装置設置位置図

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。

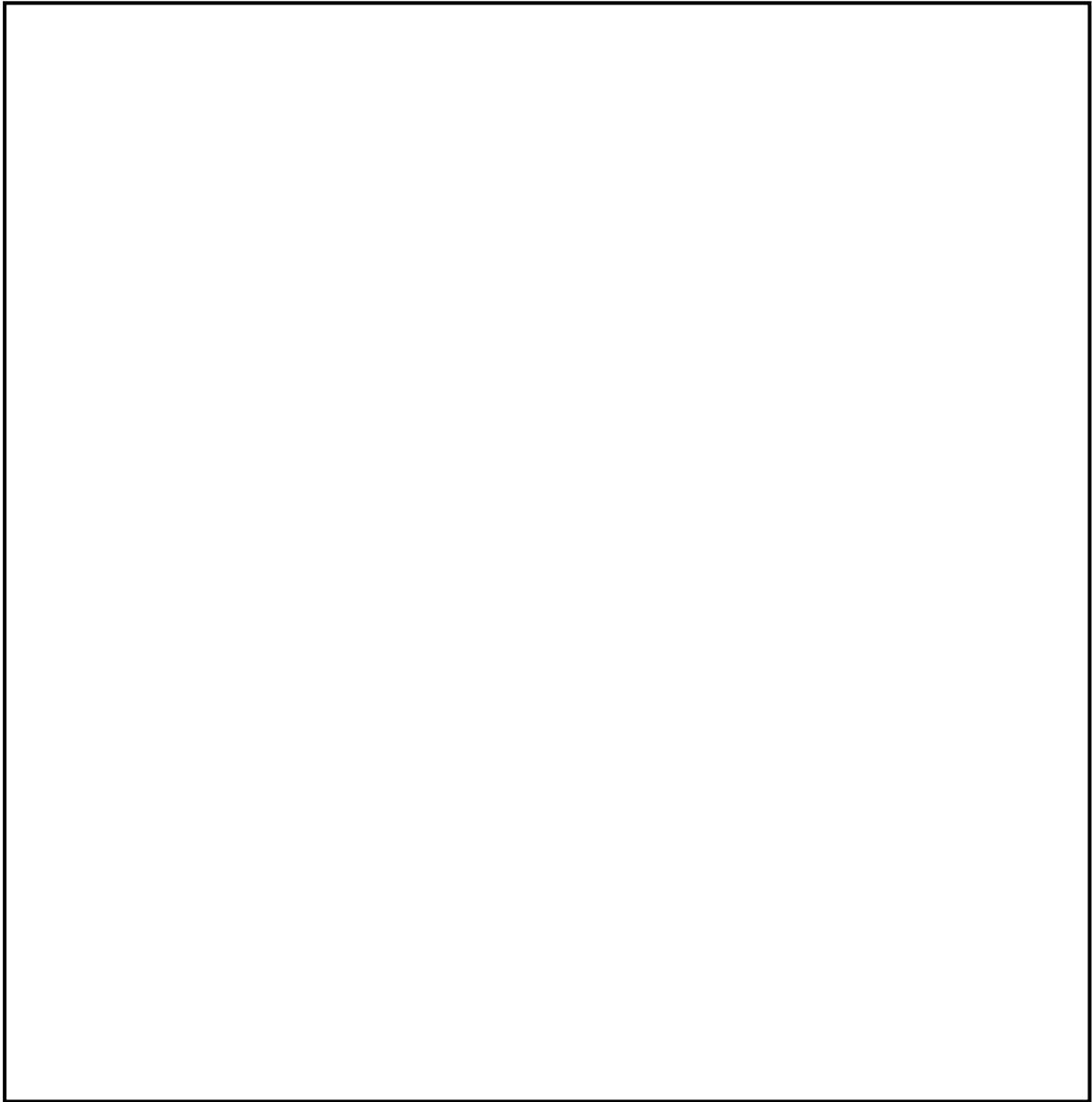


図 17 中央制御室配置図

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。

## 50-5 系統図

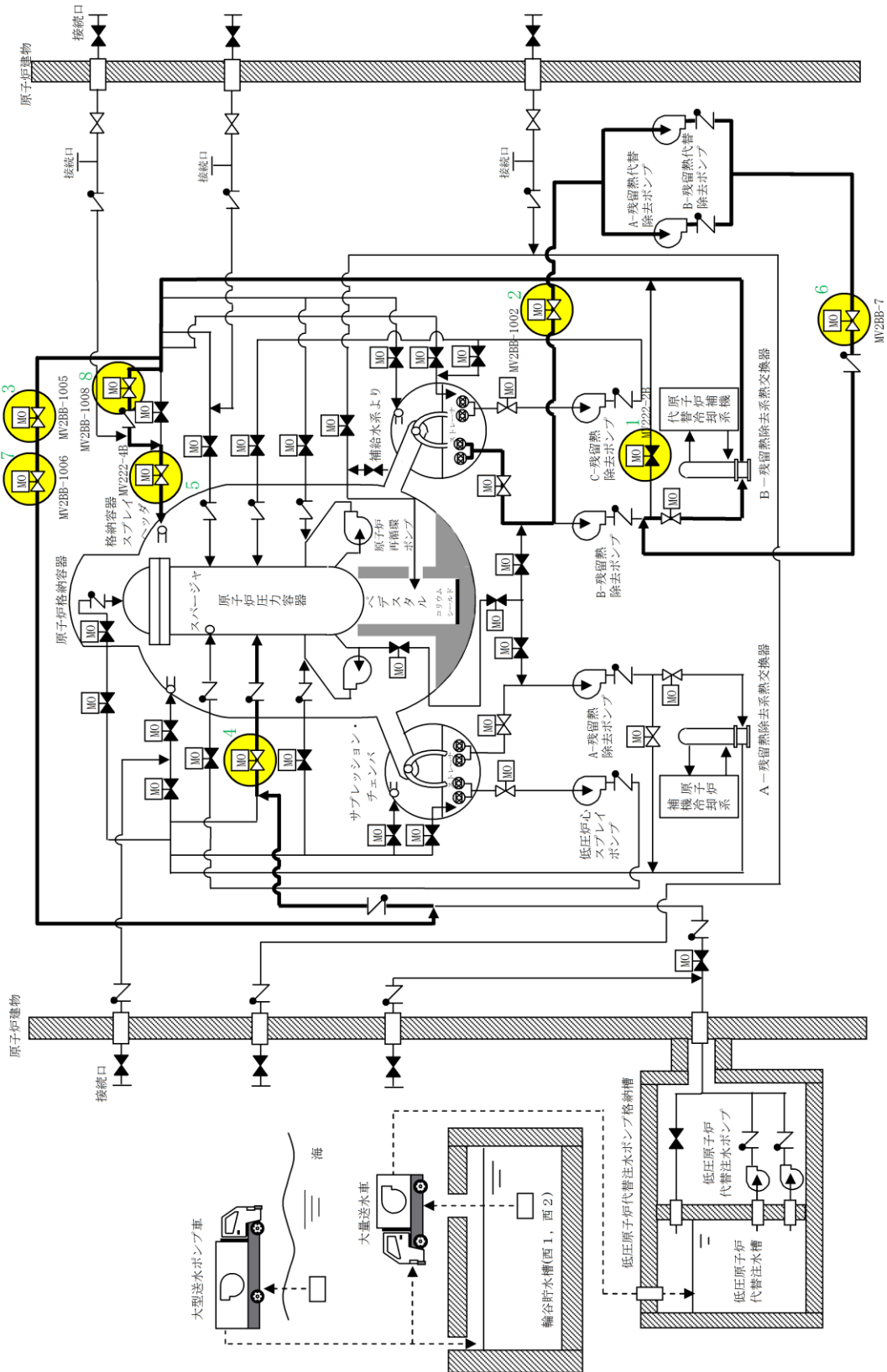


図1 残留熱代替除去系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	B-RHR熱交バイパス弁
2	RHR RHARライン入口止め弁
3	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁
4	A-RHR注水弁
5	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁
6	RHARライン流量調節弁
7	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁
8	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁



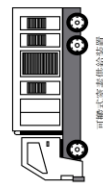
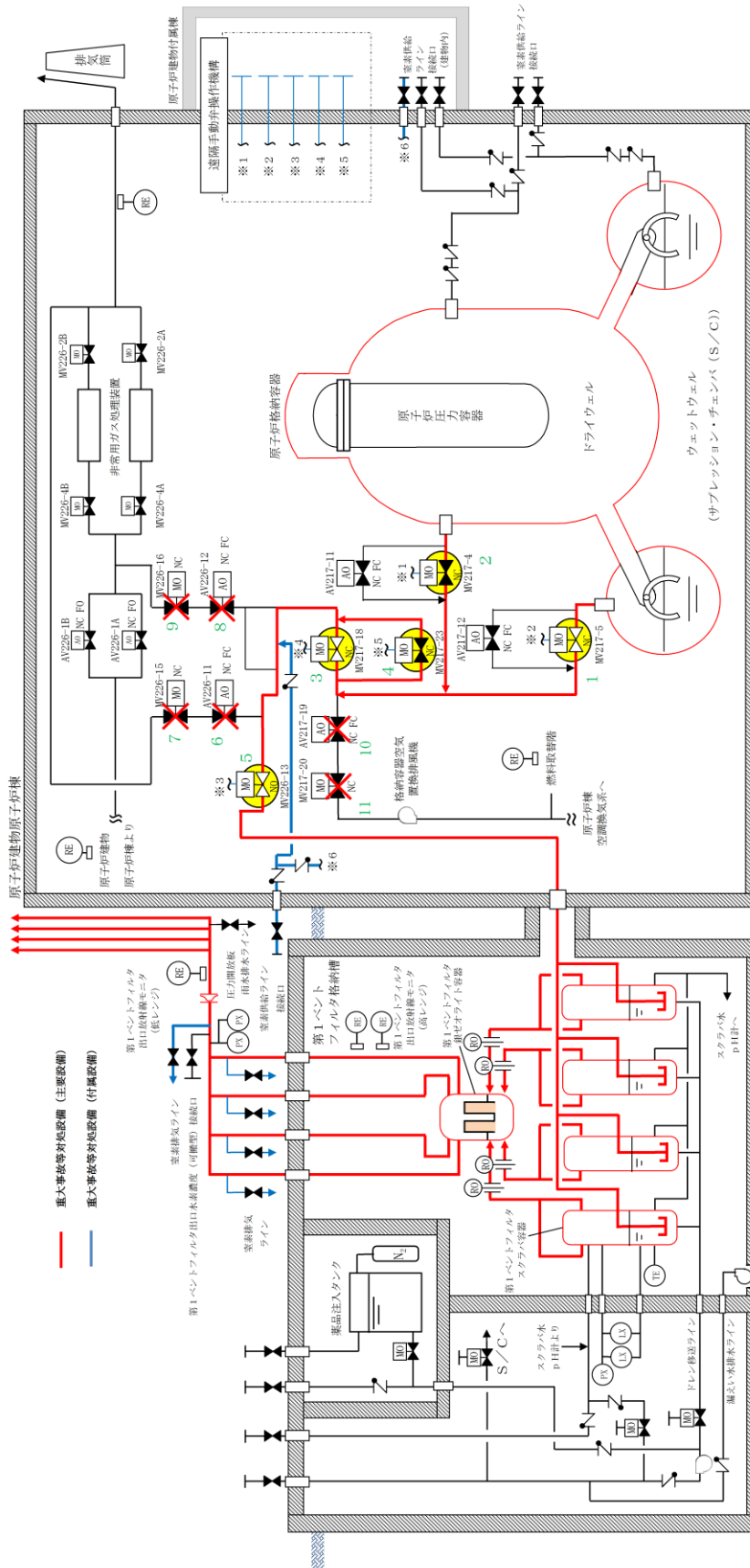


図2 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表2 弁リスト

No.	弁名称
1	NGC N2 トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))
2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))
3	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
5	SGT FCVS 第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
6	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
7	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
8	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
9	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
10	NGC 常用空調換気入口隔離弁
11	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁

## 50-6 試験及び検査

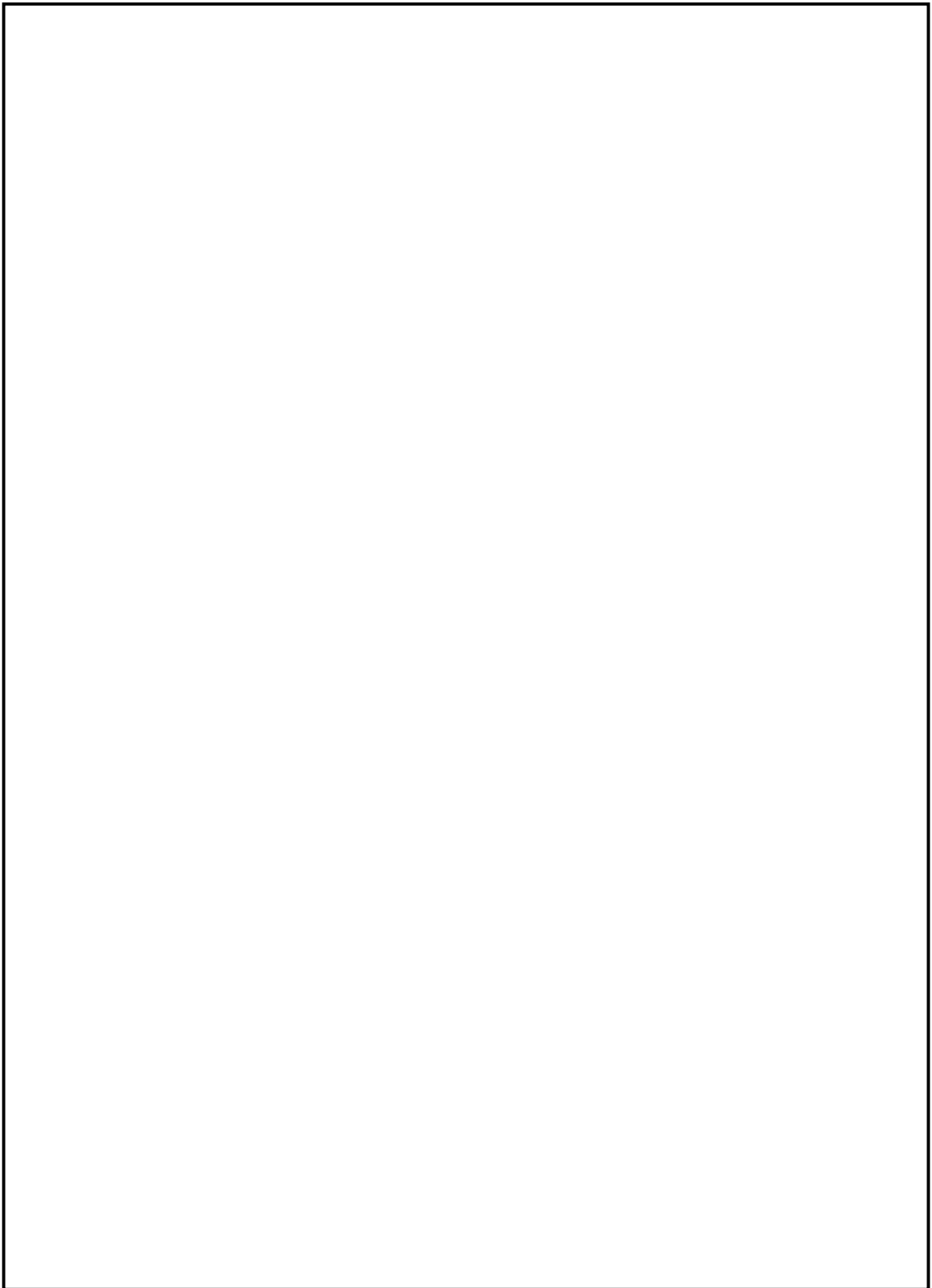


図1 残留熱代替除去系ポンプ図

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。

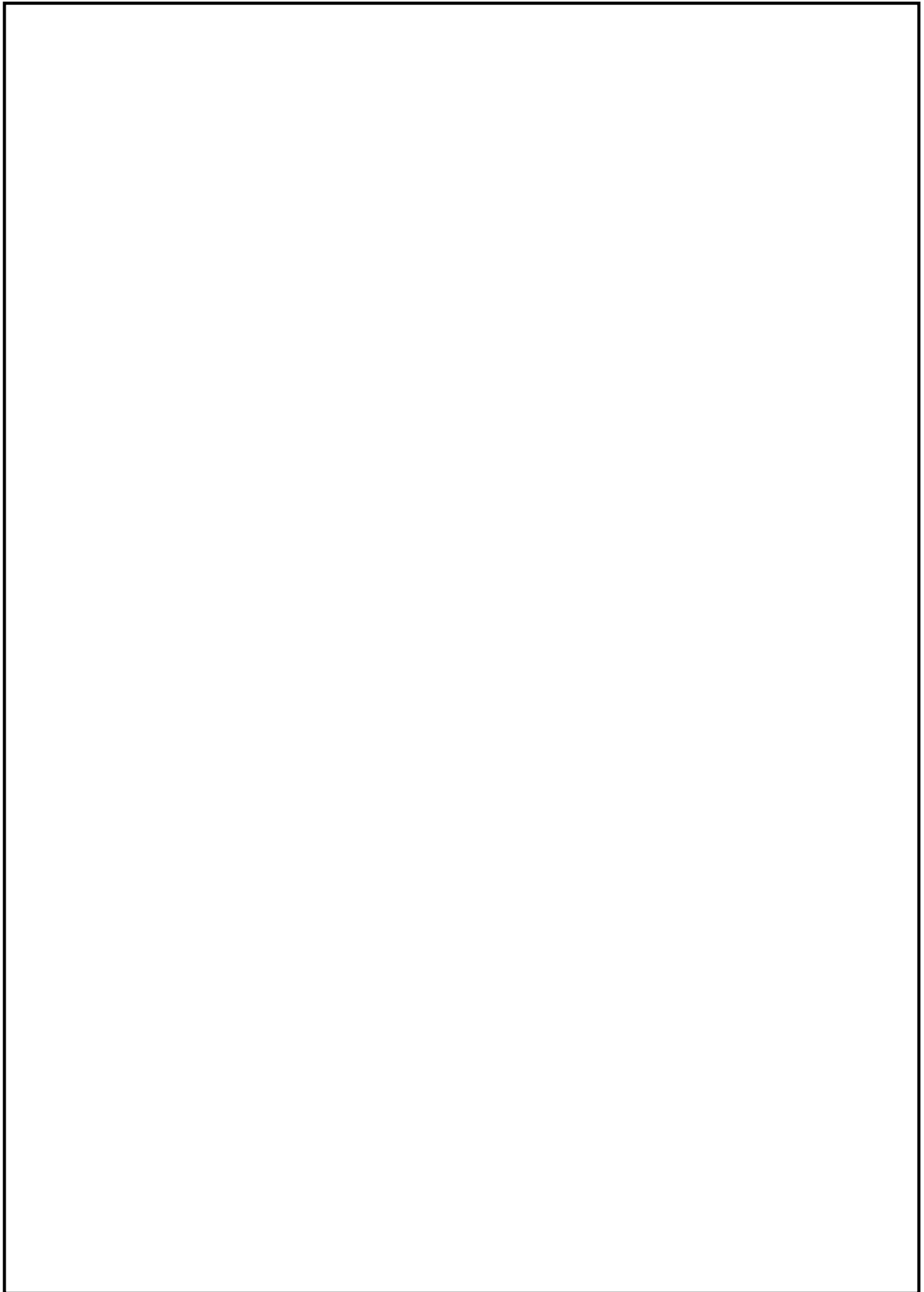


図2 残留熱除去系熱交換器図

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。

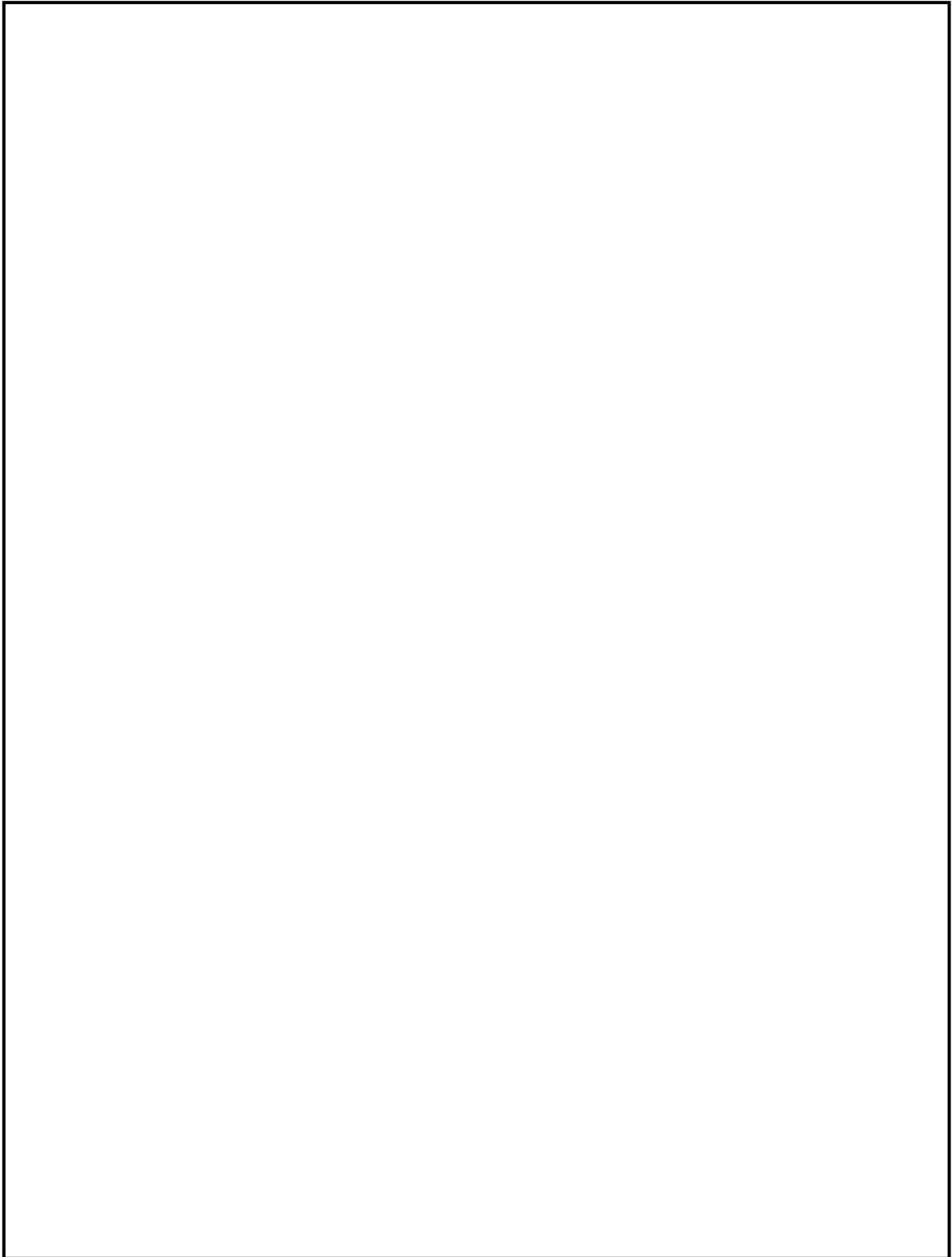


図3 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

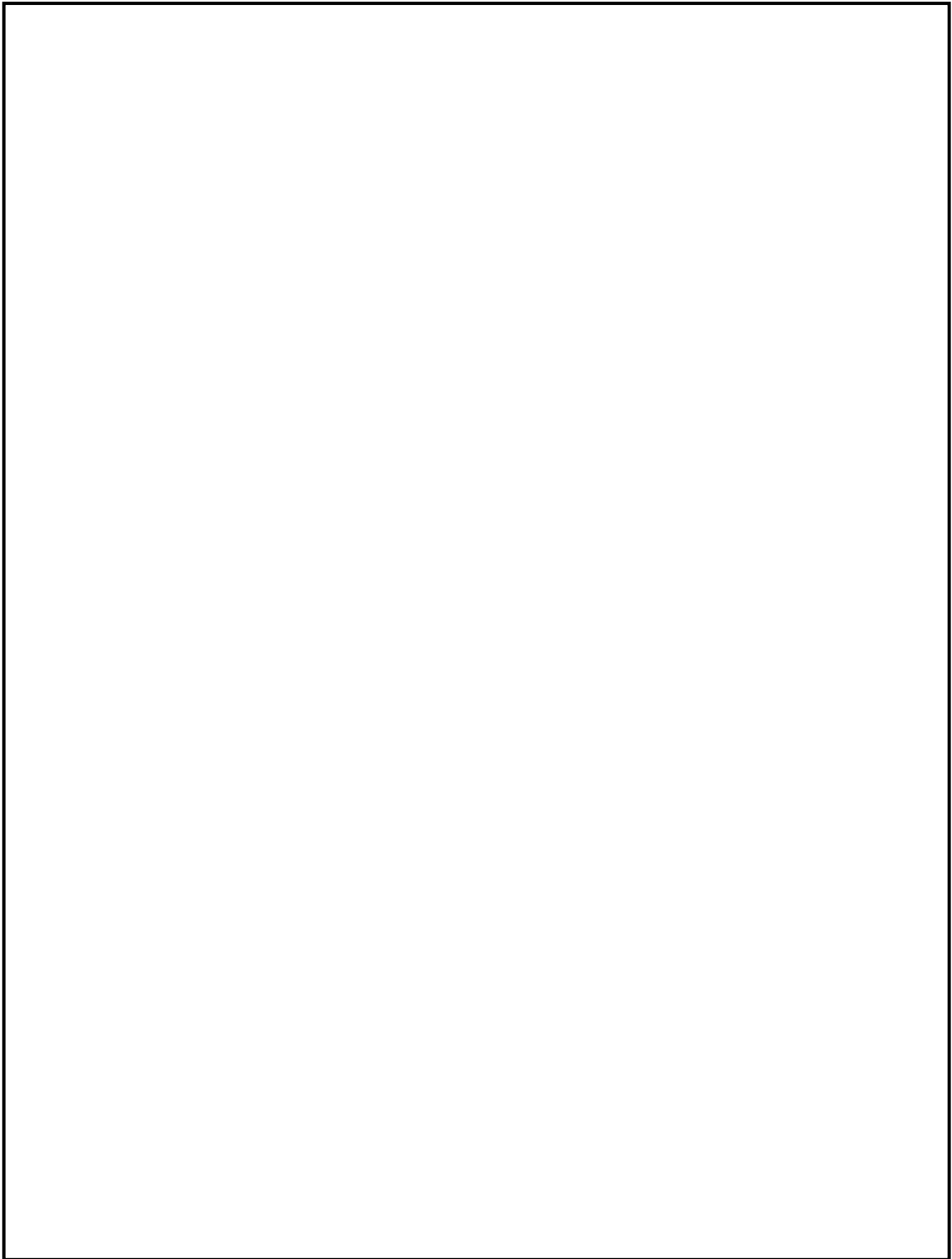


図4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

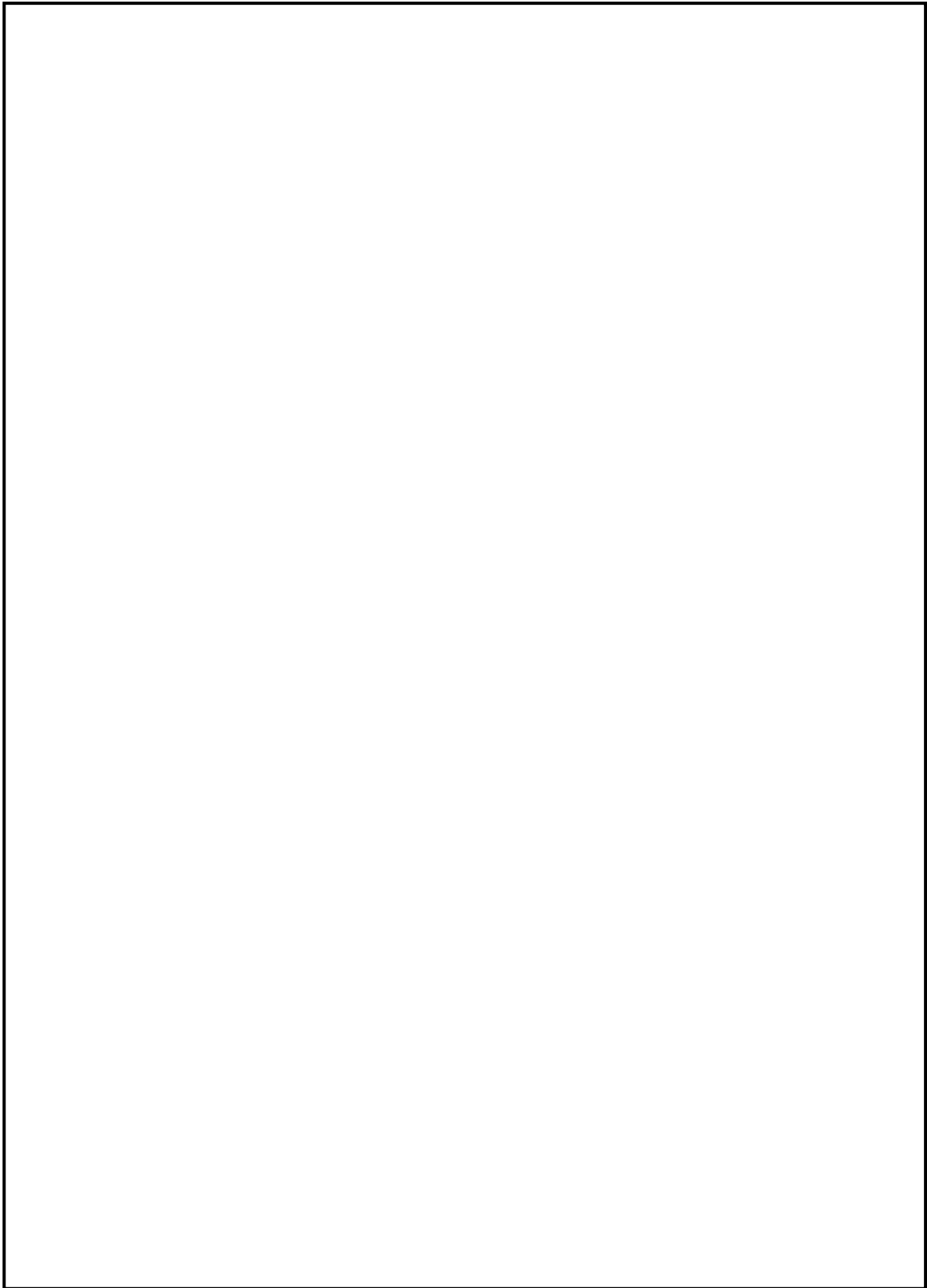


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。



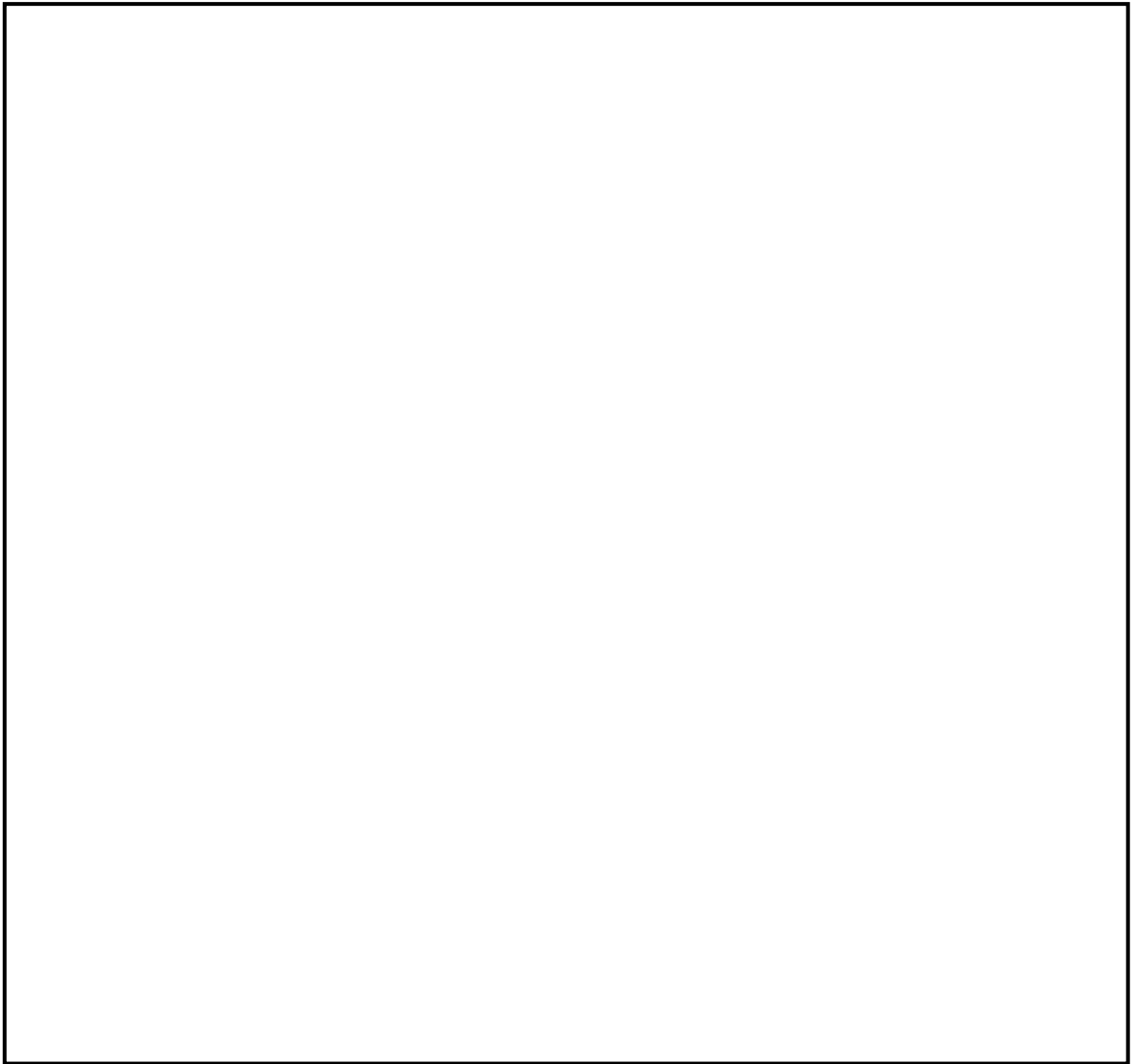


図6 残留熱代替除去系系統性能検査

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。

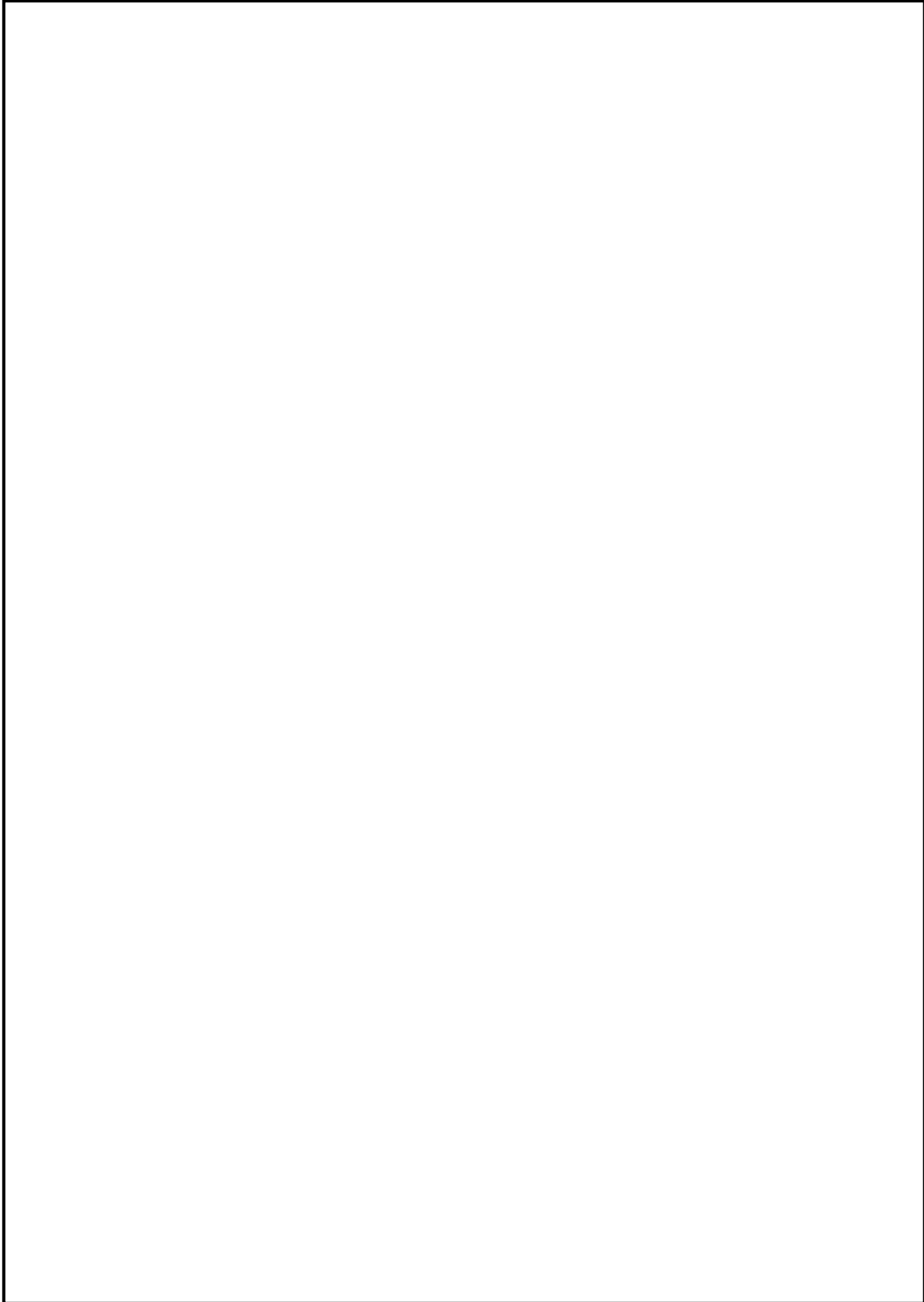


図7 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

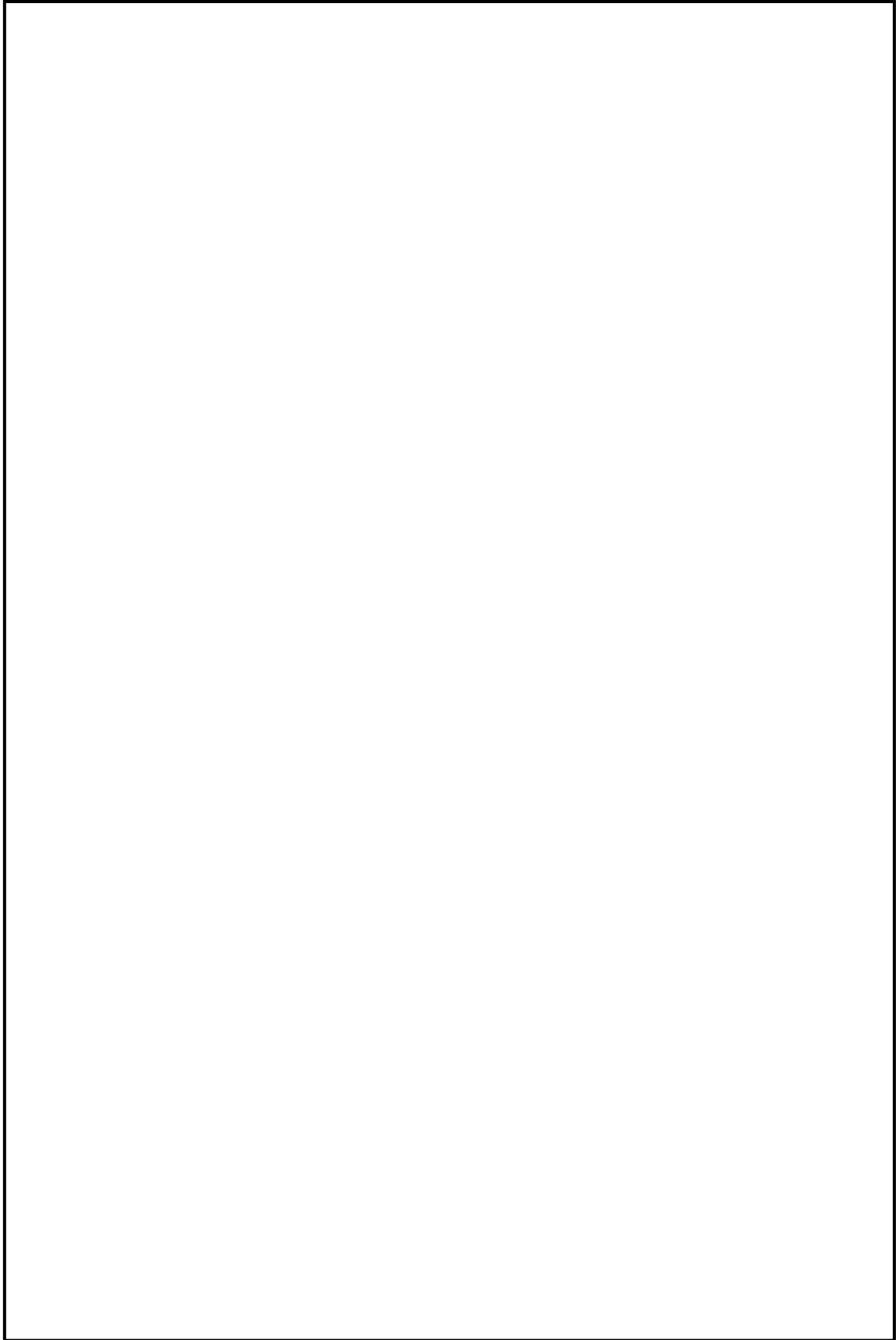


図8 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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。

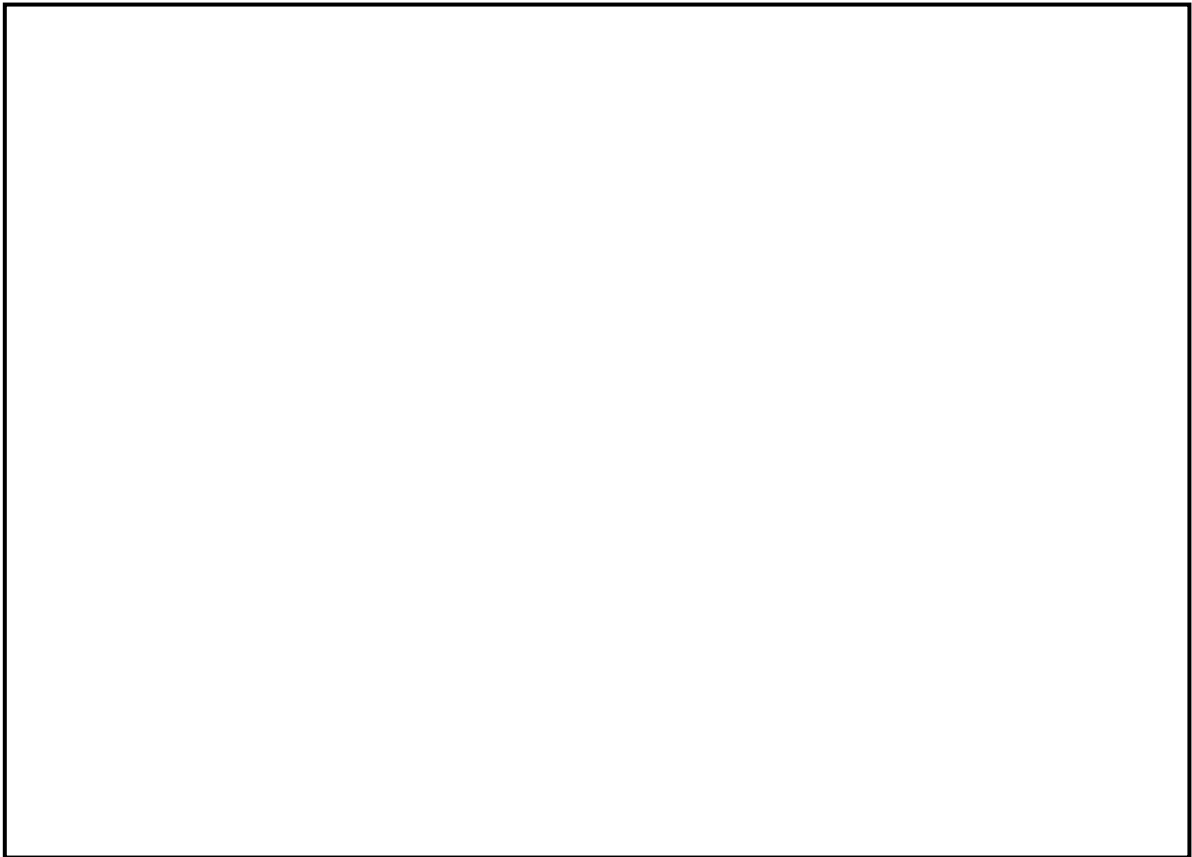


図9 第1ベントフィルタスクラバ容器構造図

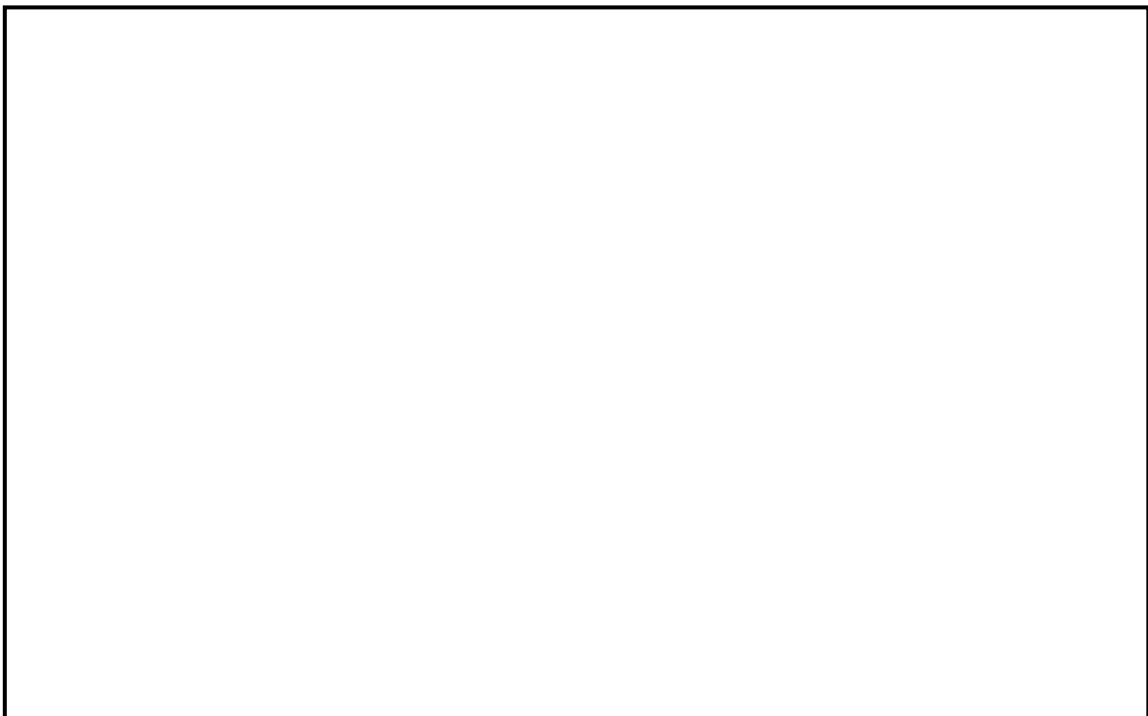


図10 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

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。

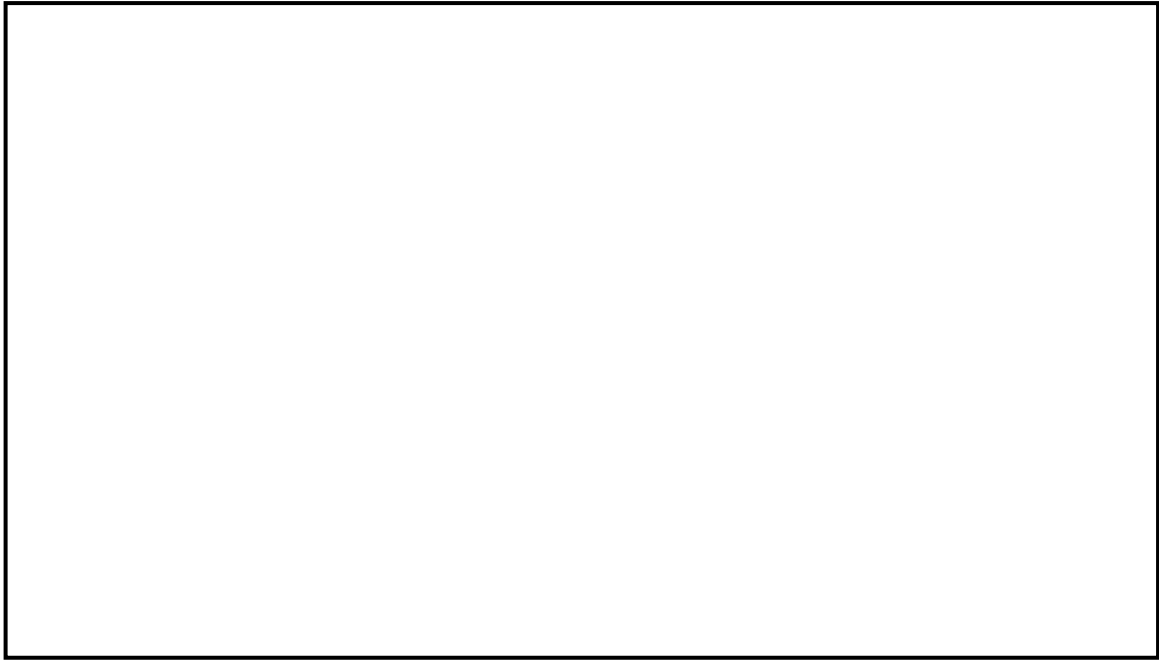


図 11 圧力開放板構造図

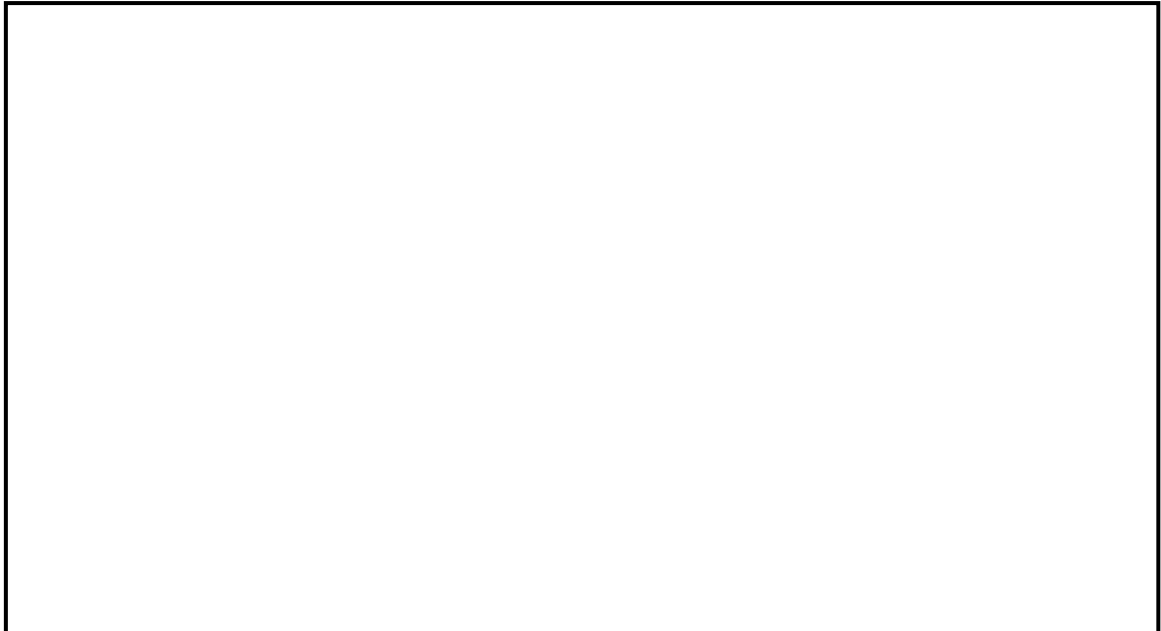


図 12 伸縮継手（排気配管）構造図

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。

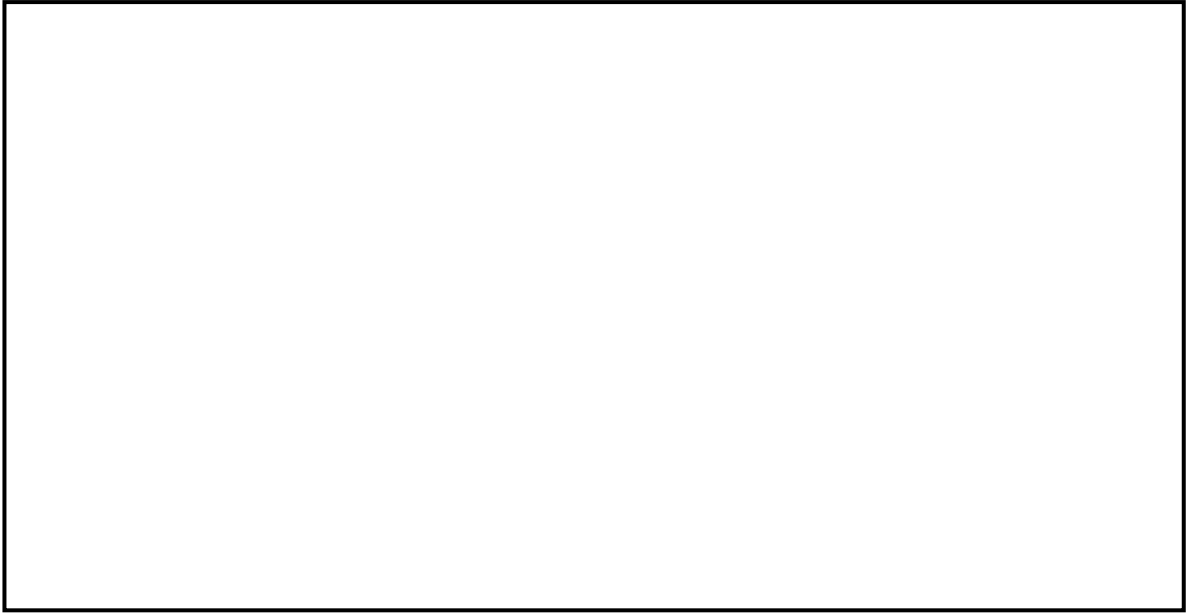


図 13 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

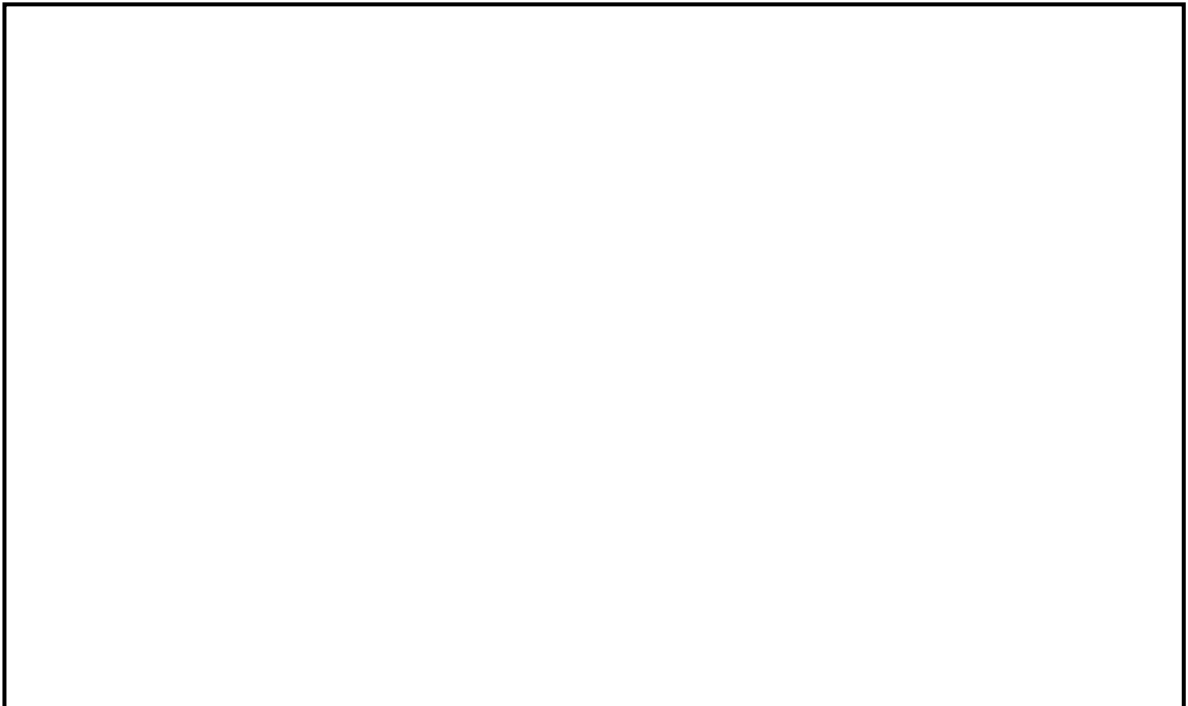


図 14 電動駆動弁構造図

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。

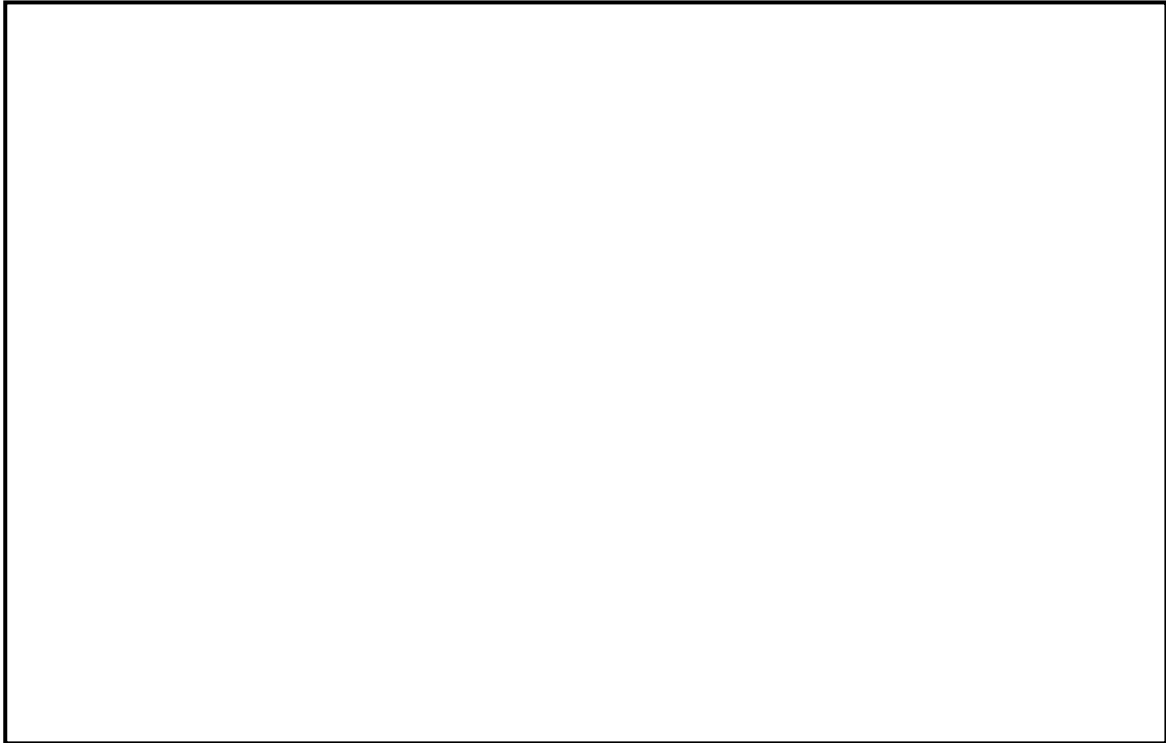


図 15 遠隔手動弁操作機構構造図

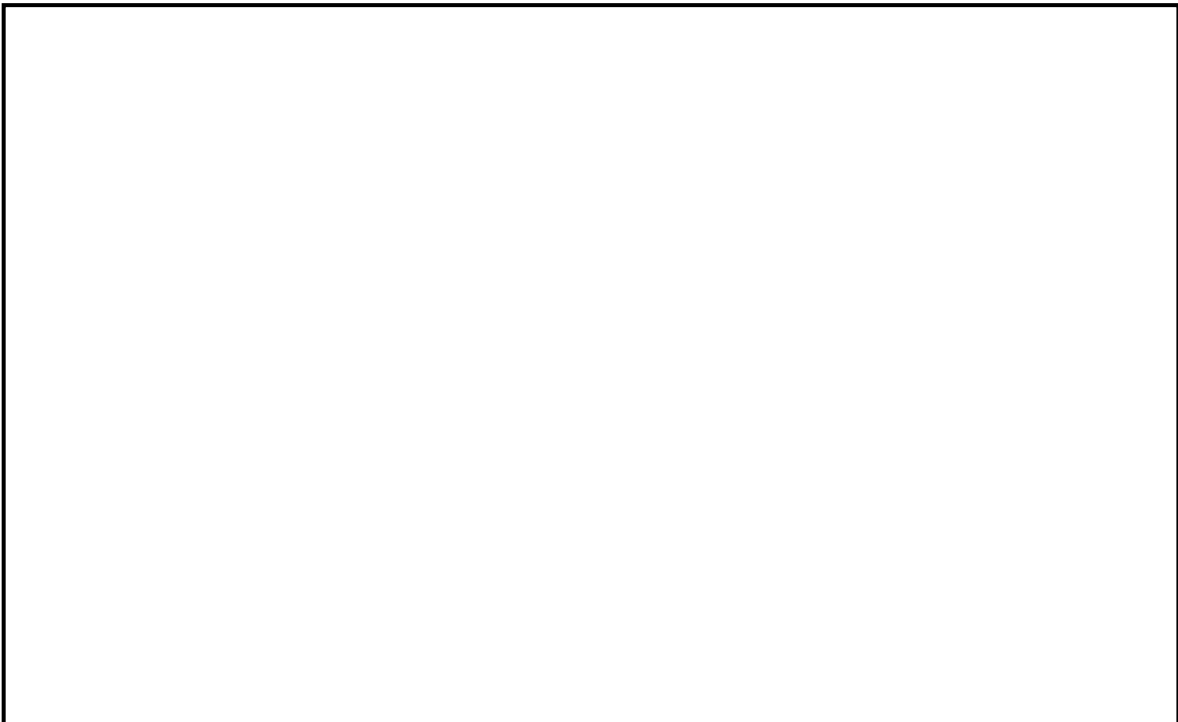


図 16 可搬式窒素供給装置構造図

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。

## 50-7 容量設定根拠



名 称		残留熱代替除去ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/台	150m <sup>3</sup>
全 揚 程	m	70
最 高 使 用 圧 力	MPa	2.50
最 高 使 用 温 度	℃	185
原 動 機 出 力	kW	75
機器仕様に関する注記		
<p><b>【設 定 根 拠】</b>  残留熱代替除去ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、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原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱代替除去ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力（200℃・2Pd）を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、重大事故緩和設備として、2台用意し、うち1台を予備とする。</p> <p>1. 容量  残留熱代替除去ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要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有効性が確認されている循環流量が約150m<sup>3</sup>/h（原子炉への注入流量が約30m<sup>3</sup>/h、格納容器へのスプレー流量が約120 m<sup>3</sup>/h）又は、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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循環流量が120m<sup>3</sup>/h（原子炉格納容器へのスプレー流量が120 m<sup>3</sup>/h）であることから、1台あたり約150m<sup>3</sup>/hとする。</p>		

## 2. 揚程

残留熱代替除去ポンプは、原子炉に30m<sup>3</sup>/hの注水及び格納容器に120m<sup>3</sup>/hのスプレイ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。

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、残留熱代替除去ポンプに必要な揚程は64m以上となり、これを上回る揚程として、残留熱代替除去ポンプの揚程は70mとする。

## 3. 最高使用圧力

残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約  m (約  MPa) に静水頭約  m (約  MPa) を加えた約  MPaを上回る圧力として  MPaとしている。

## 4. 最高使用温度

残留熱代替除去ポンプの最高使用温度は、既設の残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

## 5. 原動機出力

残留熱代替除去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。

(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<sub>w</sub> : 水動力 (kW)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 150/3600

H : 揚程 (m) = 70

$\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

以上より、残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/台とする。

名 称	残留熱除去系熱交換器		
個 数	基	1	
容量 (設計熱交換量)	MW /基	約 9.1 (注 1, 2)	
伝 熱 面 積	m <sup>2</sup> /基	□以上 (注 1) (□ (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】

重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設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、原子炉補機代替冷却系 (AHEF) の移動式熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

なお、残留熱代替除去系として使用する場合は、B-残留熱除去系熱交換器を使用し、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、海水温度 30℃、サプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃において約 9.1MW であり、伝熱面積は □m<sup>2</sup>である。

重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積を表 1 に示す。重大事故等対処設備として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の要求伝熱面積としては、設計基準対象施設として使用する場合と同様に □m<sup>2</sup>とする。

表 1 重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積

系統	温度 [°C]		流量 [m <sup>3</sup> /h]		容量 [MW]	必要伝熱面積 [m <sup>2</sup> ]
	S/P	海水	S/P 側	AHEF 側		
残留熱除去系 (崩壊熱除去機能喪失 (8~24hr))	114	30	1,200	428	19.0	□
残留熱除去系 (崩壊熱除去機能喪失 (24hr~))	114	30	1,200	226	13.0	
残留熱代替除去系 (RPV 注水及び PCV スプレー)	100	30	150	226	7.1	
残留熱代替除去系 (PCV 下部注水及び PCV スプレー)	100	30	120	226	6.2	

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	移動式代替熱交換設備	
個 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 <sup>2</sup> /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、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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。

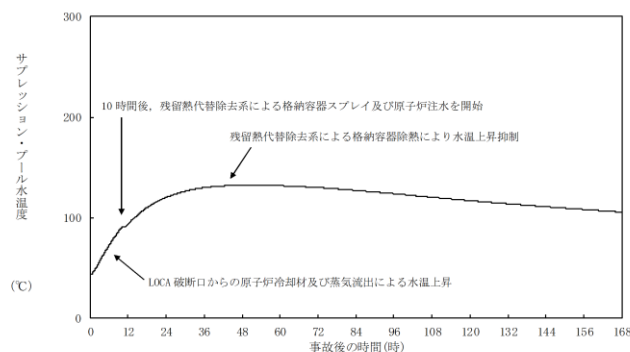


図 1 サプレッション・プール水温度の推移  
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

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。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

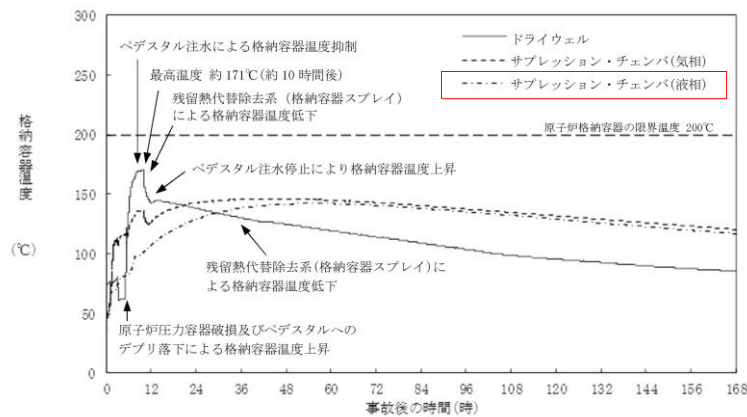


図 2 サプレッション・プール水温度の推移  
(格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水)

## 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及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°C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°C、冷却水供給温度 35°Cとした場合の海水出口温度約 56°Cに余裕を考慮し、65°C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 = 600m<sup>3</sup>/h

$W_b$  : 海水側流量 = 780m<sup>3</sup>/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

$\rho_1$  : 密度 (淡水) = 992.9kg/m<sup>3</sup>

$\rho_2$  : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m<sup>3</sup>

$C_1$  : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

$C_2$  : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

##### 4.2 対数平均温度差

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

= 8.2K

$\Delta t$  : 対数平均温度差

##### 4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{\phantom{000}} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

##### 4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 / \text{個}$$

$A_r$  : 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、 $\boxed{\phantom{000}}$  m<sup>2</sup>/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 <sup>3</sup> /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 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 300 m<sup>3</sup>/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、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

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. 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。

## 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及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 300m<sup>3</sup>/h）の必要軸動力は、以下のとおり約  kW となる。

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

P：必要軸動力（kW）

$\rho$ ：流体の密度（kg/m<sup>3</sup>） = 1,000

g：重力加速度（m/s<sup>2</sup>） = 9.80665

Q：ポンプ容量（m<sup>3</sup>/h） = 300

H：ポンプ揚程（m） = 75（図3参照）

$\eta$ ：ポンプ効率（%） = （図3参照）

（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。



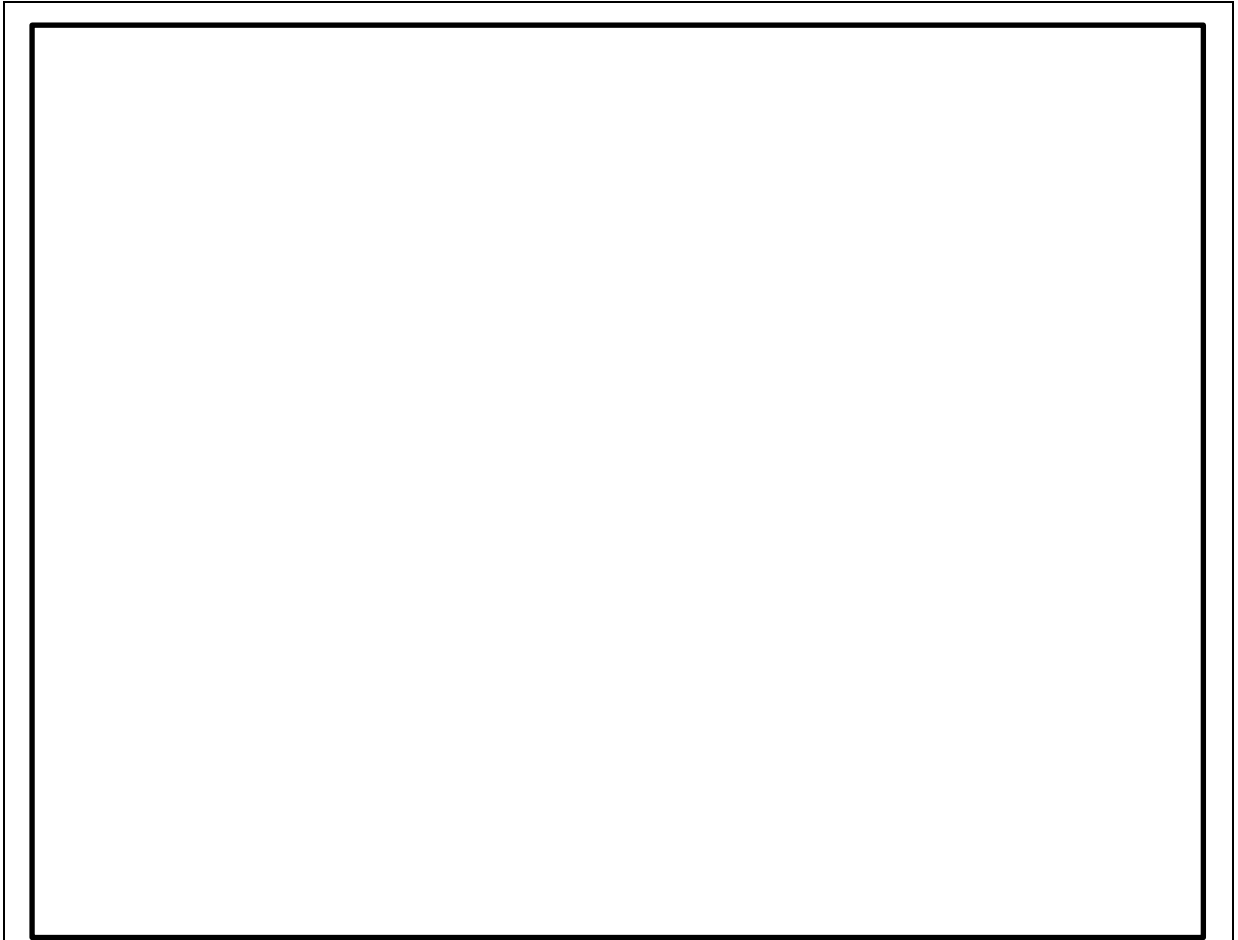


図3 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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 <sup>3</sup> /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	

### 【設 定 根 拠】

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。

#### 1. 容量の設定根拠

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 780m<sup>3</sup>/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m<sup>3</sup>/h の合計である 900m<sup>3</sup>/h 以上とし、容量 1,800m<sup>3</sup>/h のポンプを 1 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、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時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。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

## 2. 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
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.35	MPa

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
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.99	MPa

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
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82	MPa

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。

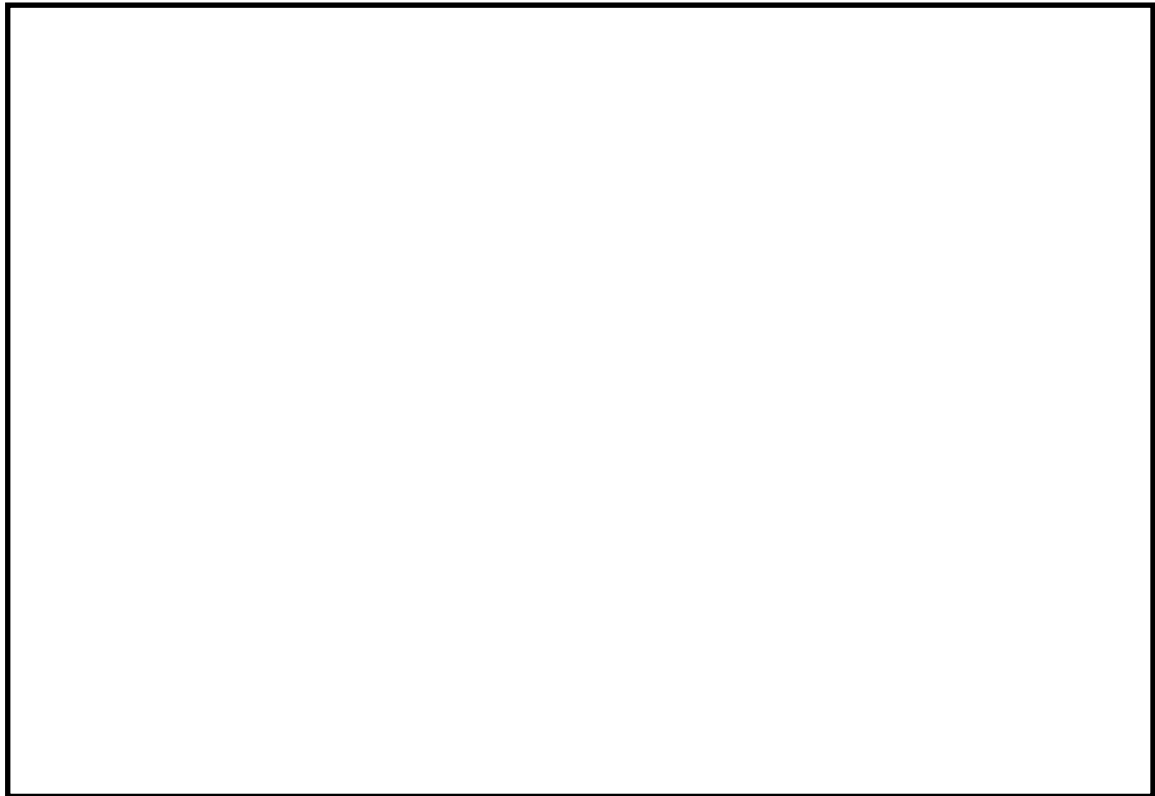


図4 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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1）及び輪谷貯水槽（西2）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5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、大気圧は約10.3m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41m（ $=50\text{m}+10.3\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$ ））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

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。

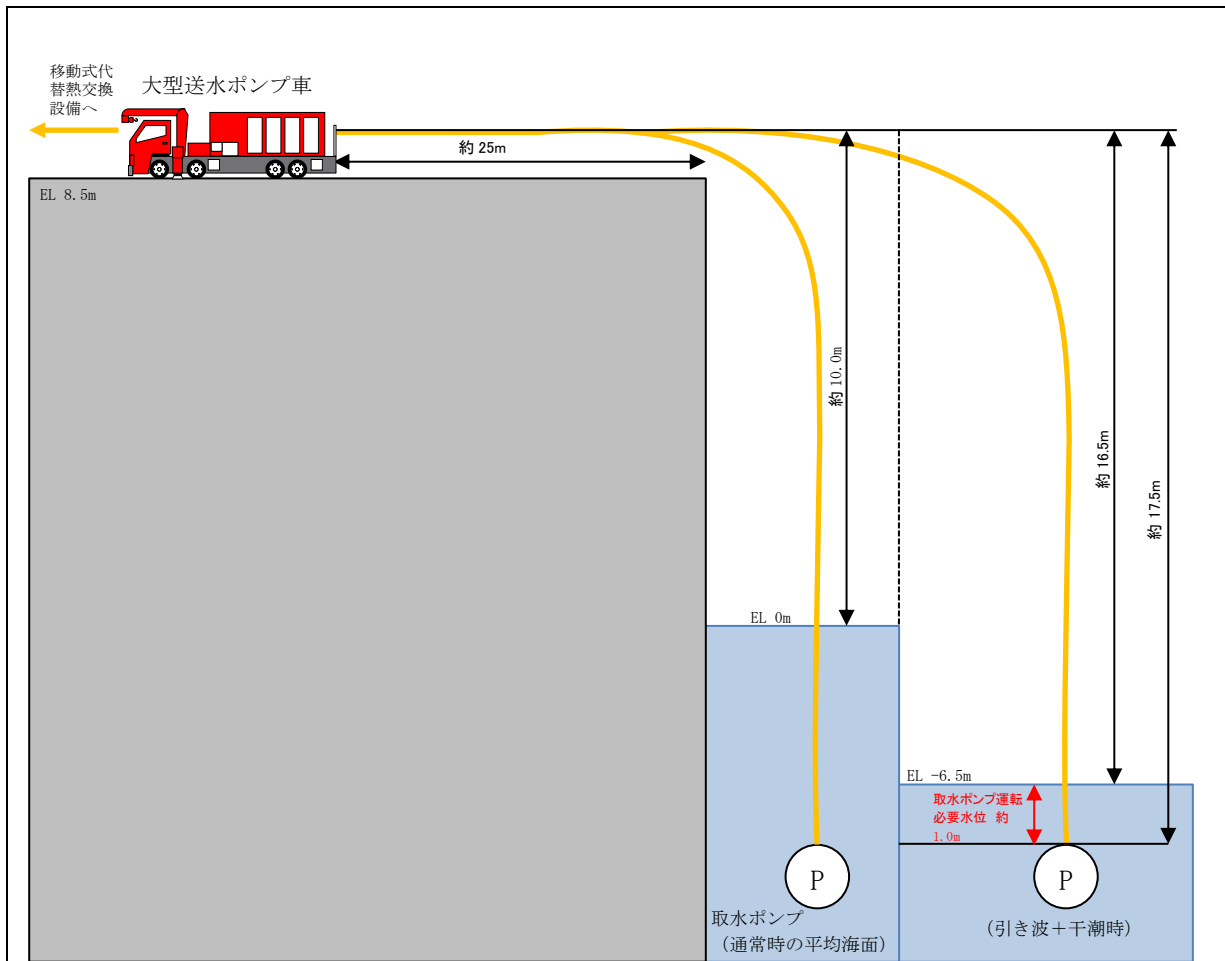


図5 大型送水ポンプ車概要図

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℃の余裕を考慮し、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。

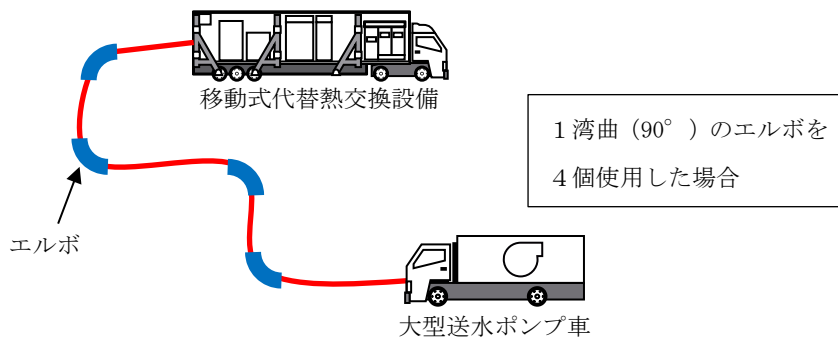


図6 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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 $\zeta_b$ は

$$\begin{aligned} Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta Re^{-0.2} (\rho/d)^{0.9} \\ Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84} \end{aligned}$$

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

表 2  $\alpha$  の数値

$\theta$	45°	90°	180°
$\alpha$	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ( $\rho / d < 9.85$ 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 1,000m<sup>3</sup>/h の場合の値を記載する)

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

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

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

であることから

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\doteq 3.99 [\text{m/s}]$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\doteq 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d / \rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2$$

$$\doteq 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\doteq 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

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

$$= 0.0119400\dots$$

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



名 称		格納容器フィルタベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa	853 (原子炉格納容器から流量制限オリフィスまで)
	[gage]	427 (流量制限オリフィスから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	9.8

【設 定 根 拠】

1. 最高使用圧力

【原子炉格納容器から流量制限オリフィス】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力にて格納容器ベントを行うことができるよう、853kPa[gage]とする。

【流量制限オリフィスから排気口】

格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィスの下流以降に発生しうる最大の圧力  kPa[gage]を考慮し、427kPa[gage]とする。

なお、系統圧力損失は、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している(図7参照)。



図7 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

2. 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失において、格納容器ベント後の格納容器内雰囲気温度は200℃以下となることを確認している(図8参照)。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器フィルタベント系の温度も200℃以下となる。

【設定根拠】

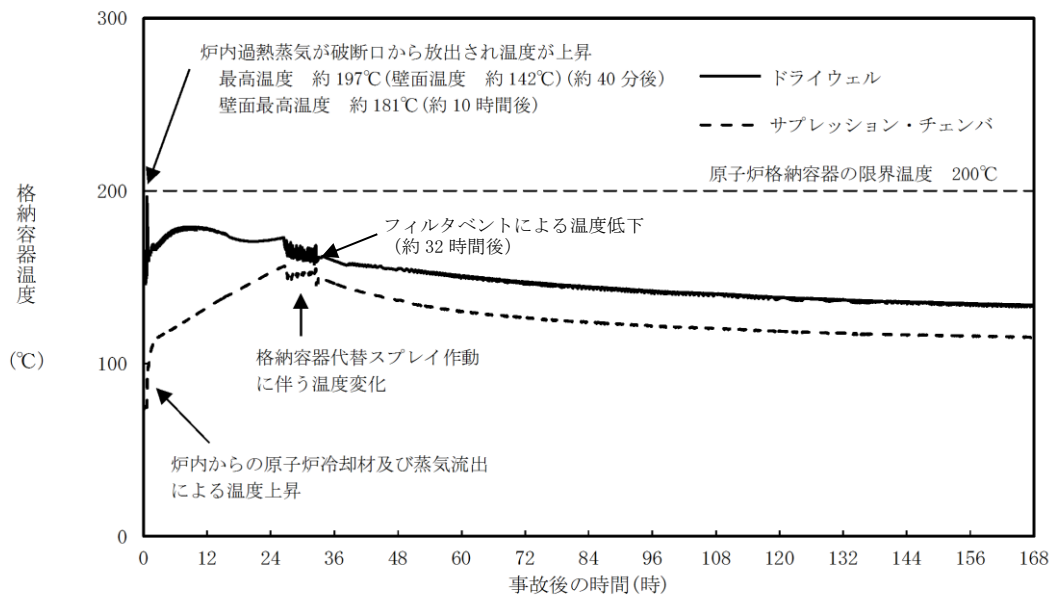


図 8 原子炉格納容器温度推移（冷却材喪失（大破断 L O C A）  
＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）

3. 設計流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の設計流量は，原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]（1 Pd）において，原子炉定格熱出力の 1 %（原子炉停止後 2 ～ 3 時間相当）の蒸気発生量を排出できるように設定している。

設計流量は（式 1）により算出し 9.8kg/s となる。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad \text{(式 1)}$$

ここで，

$W_{Vent}$  : 設計流量 (kg/s)

$Q_R$  : 定格熱出力 (2436 × 10<sup>3</sup> kW)

$h_s$  : 427kPa[gage] の飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55 kJ/kg)

$h_w$  : 60℃ の飽和水の比エンタルピ (251.15 kJ/kg)

格納容器ベント開始時間が最も早い有効性評価シナリオである L O C A 時注水機能喪失における格納容器ベント開始時間は，原子炉停止から約 27 時間後となっている。そのため，格納容器ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は，格納容器フィルタベント系の系統流量よりも小さい値となる。よって，格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

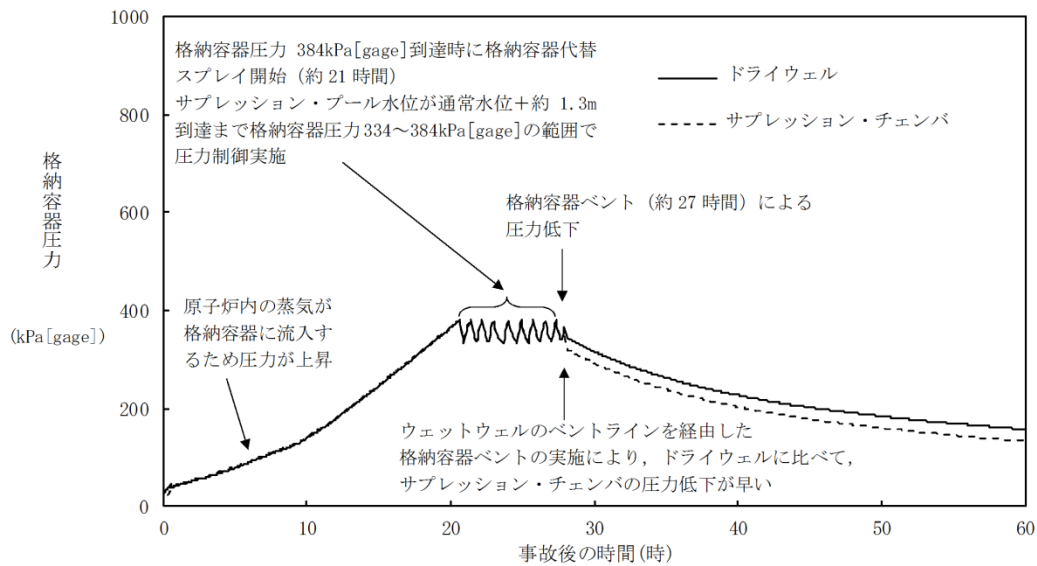


図9 原子炉格納容器圧力推移 (LOCA時注水機能喪失)

名 称		格納容器フィルタベント系 (第1ベントフィルタスクラバ容器容量)
スクラビング水 待機時薬液添加濃度	wt%	<input type="text"/>
金属フィルタ 設計負荷量率	g/m <sup>2</sup>	<input type="text"/>

【設 定 根 拠】

1. スクラビング水待機時薬液添加濃度

ベンチュリスクラバの無機よう素に対するDFを100以上とするためには、スクラビング水のpHをに維持する必要がある。

一方、格納容器ベント中は、以下の3つの要因によりスクラビング水のpHは酸性側にシフトする。

- ① 放射線分解による酸性物質生成
- ② 熱分解による酸性物質生成
- ③ スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質

そのため、スクラバ容器待機時のスクラビング水薬液添加濃度は、これらの要因を考慮してもpHをに維持するだけの容量を有している必要がある。スクラバ容器待機時のスクラビング水薬液添加濃度は約wt%としている。

ここで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費量を算定し、上記の添加濃度の十分性を評価する。

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。

また、窒素が溶存するサプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」において、ベント時（事象発生から32時間後）には約[mol]、7日後（168時間後）では約[mol]、60日後（1440時間後）では約[mol]の酸性物質が格納容器内で生成される。放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図10に示す。

【設 定 根 拠】

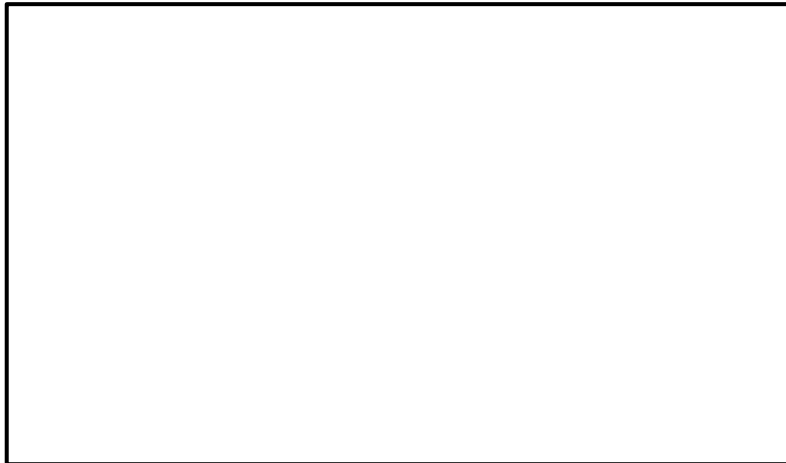


図 10 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は 200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオである冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失においては熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。原子炉圧力容器破損を想定した場合は、熔融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ち原子炉格納容器下部に存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じる M C C I により発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。

したがって、熱分解による酸性物質発生量として [ ] [mol] を想定する。

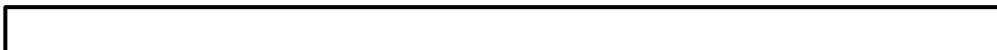
(3) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量

スクラビング水に初期添加している [ ] について、仮に全量の [ ] が酸化分解されると想定して、消費される塩基性物質は約 [ ] [mol] となる。

以上を踏まえ、ベント時に移行する酸性物質を保守的に評価すると、そのモル量の合計は以下のとおりである。

$$\text{約 [ ] [mol]} + \text{約 [ ] [mol]} + \text{約 [ ] [mol]} = \text{約 [ ] [mol]}$$

スクラビング水に初期添加する水酸化ナトリウムは、上記にさらに余裕をみた水酸化ナトリウム濃度とし、通常水位（約 [ ] t）において約 [ ] wt% とすることとし、そのモル量は以下のとおりである。事故後のスクラビング水の pH 挙動評価を図 11 に示す。



【設定根拠】

よって、スクラビング水のpHを  に維持するための水酸化ナトリウムの初期添加濃度は、約  wt%で十分である。

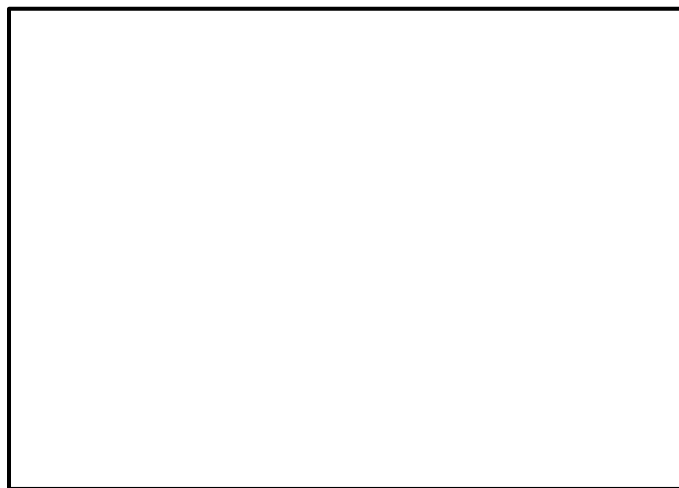


図 11 事故後スクラビング水のpH挙動評価

2. 金属フィルタの設計負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、 g/m<sup>2</sup>まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属フィルタの機能が確保できることが Framtome 社により検証されている。

格納容器フィルタベント系使用中に、金属フィルタの前段にあるスクラビング水では捕捉できずに金属フィルタに流入するエアロゾル量は、金属フィルタの許容負荷量よりも小さい必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失シナリオに対し、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタ設計負荷量の十分性を評価する。評価の手順は、以下の通りである。

(1) 金属フィルタへのエアロゾル流入量評価

フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量 約 28kg 及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に 300kg に設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるMAAP解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約  $1.8 \times 10^{-3}$  kg、ドライウェルベントの場合で約 3.5kg であることから、フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために設定した 300kg は十分保守的であると考

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。

えられる。

また、JAVA 試験ではベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースがあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリノズル単独でも  以上と評価される。ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を表 3 に示す。

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合  を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は  となる。

表 3 ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能

--

### (3) 評価結果

--

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		格納容器フィルタベント系 (第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器容量)
除去効率	%	98以上(有機よう素に対して)

**【設 定 根 拠】**

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の除去効率は、Framtome社による実規模相当の有機よう素の除去性能試験（以下、「JAVA PLUS 試験」という。）によって得られた試験結果を基に、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

銀ゼオライトフィルタのベッド厚の設定にあたっては、銀ゼオライトによる除去性能に影響を与える主要な因子であるベントガスの滞留時間及び過熱度を考慮する必要があるが、JAVA PLUS 試験装置と実機においては吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。

このため、(式1)の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。

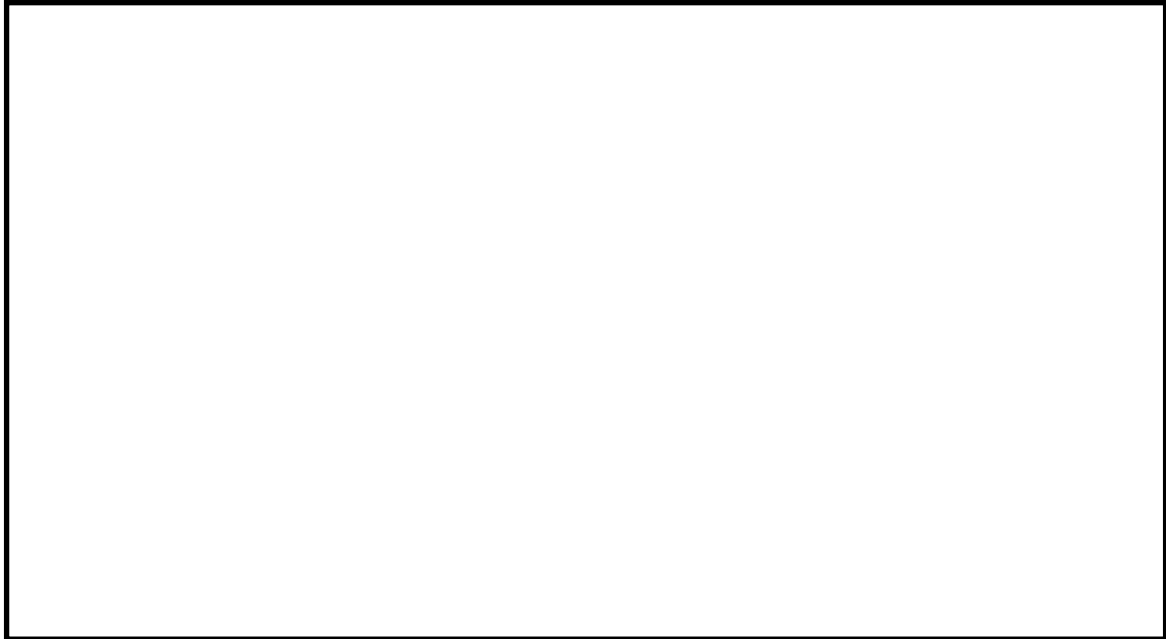


図 12 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

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	圧力開放板	
設定圧力	kPa[gage]	80

【設 定 根 拠】

格納容器フィルタベント系に設置する圧力開放板の設定圧力については、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう十分低い圧力にて破裂するよう設定している。

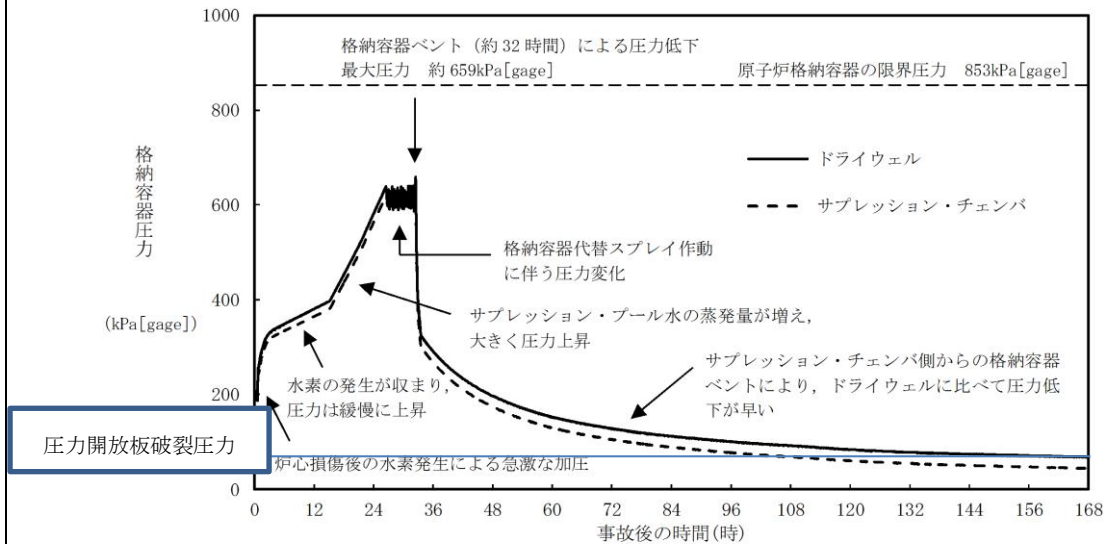


図 13 原子炉格納容器圧力推移 (冷却材喪失 (大破断 L O C A) + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失)

50-8 接続図

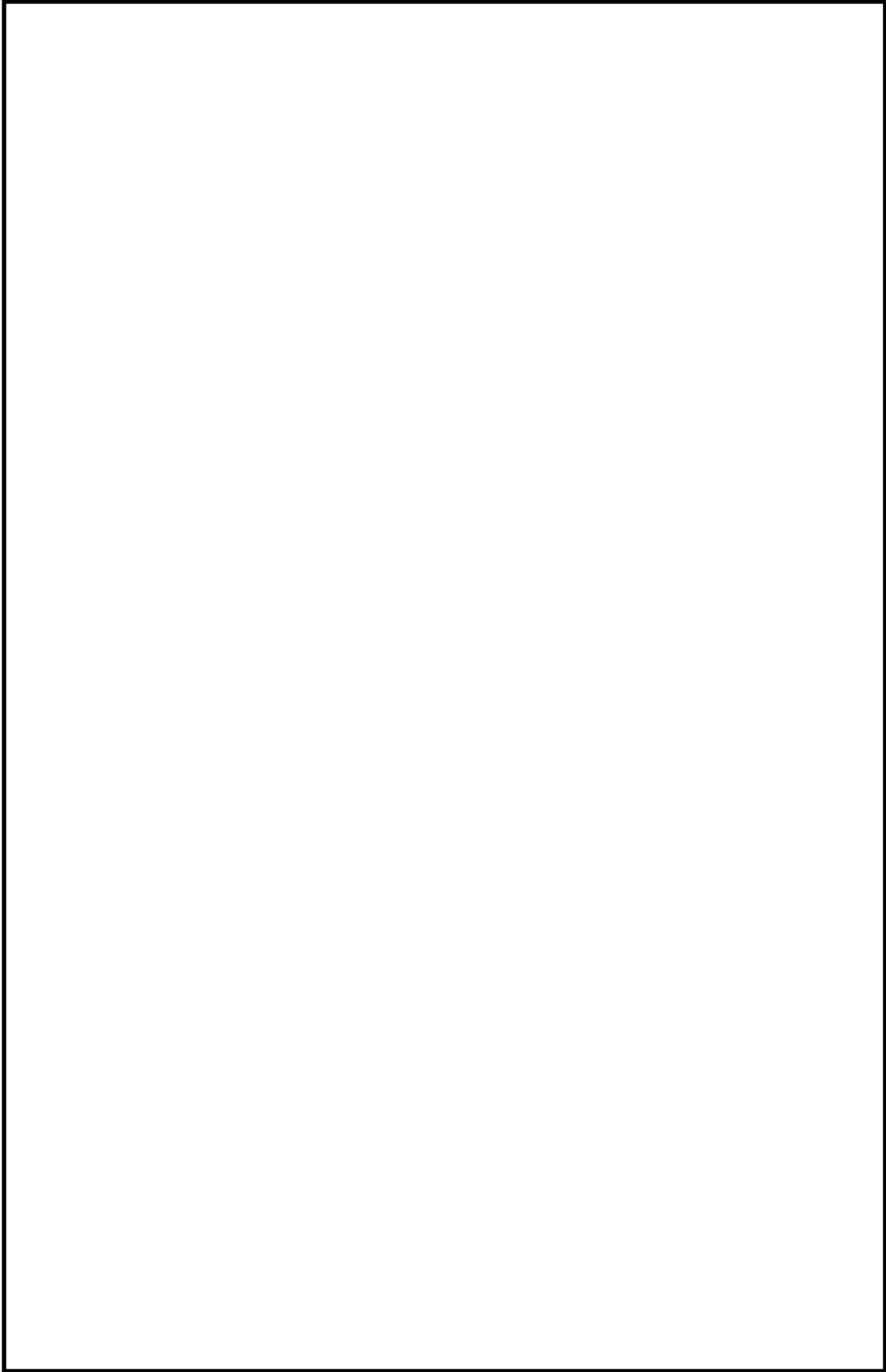


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図 接続図

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。

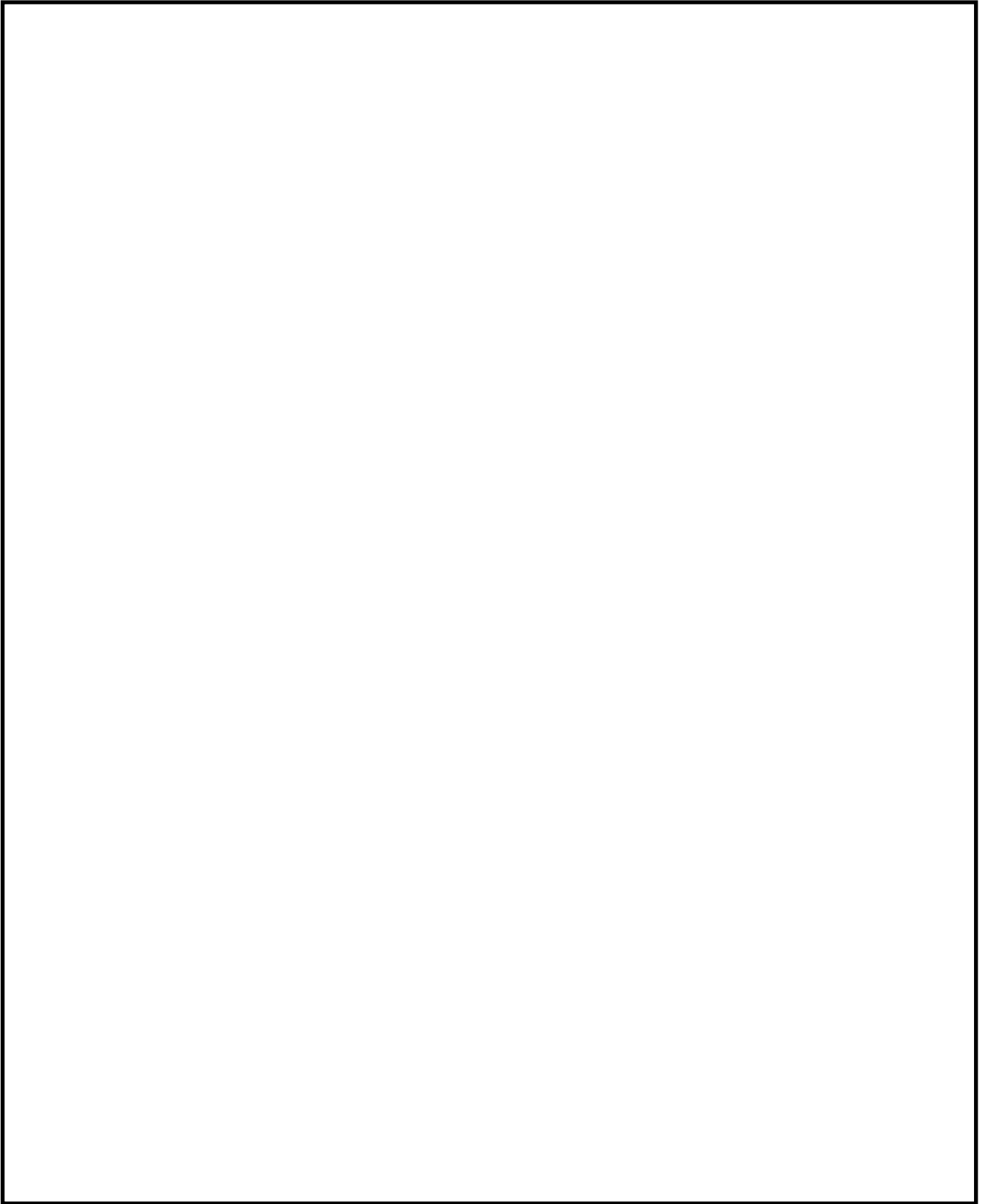


図2 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置

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。

50-9 保管場所図

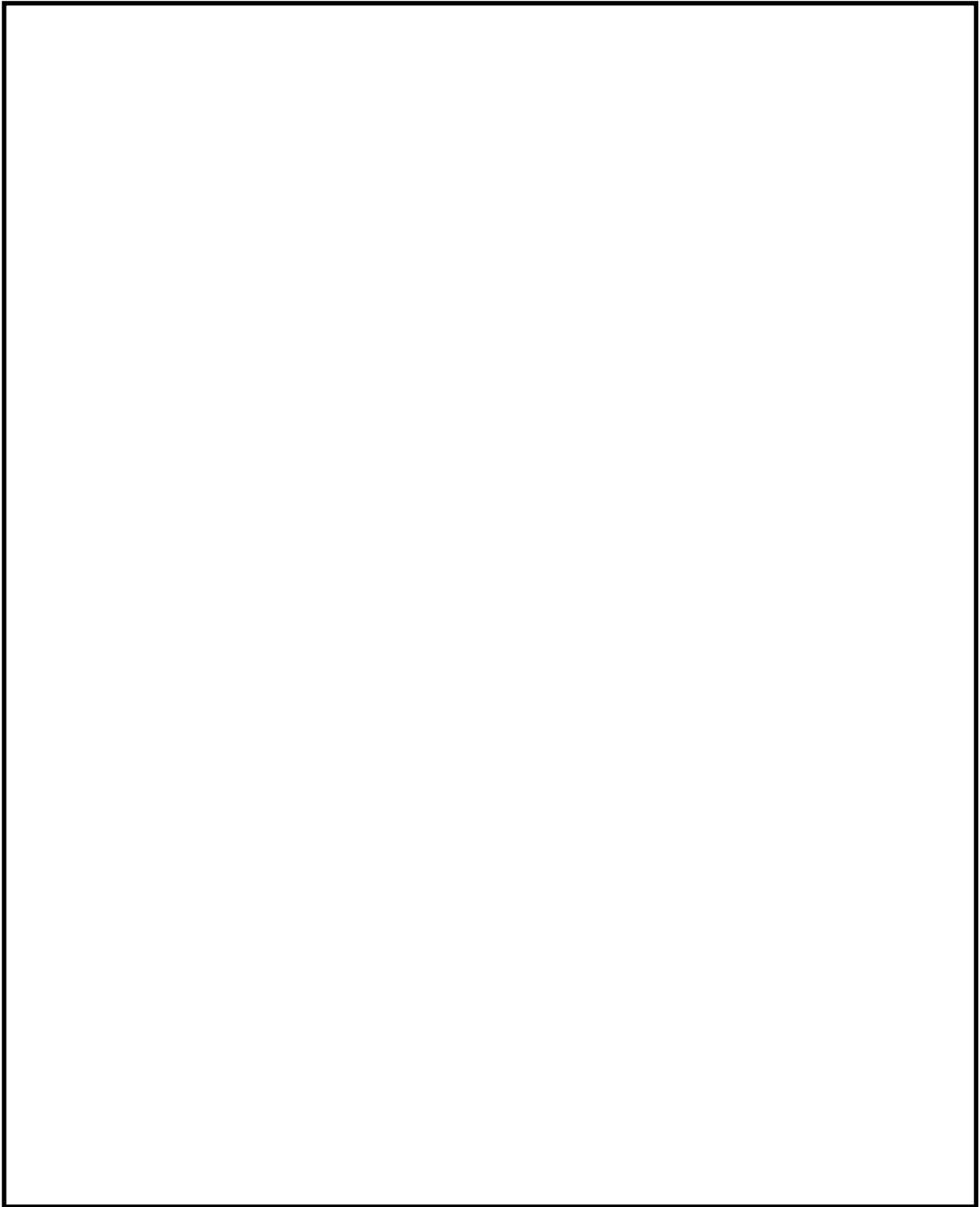


図1 屋外保管場所配置図（残留熱代替除去系）

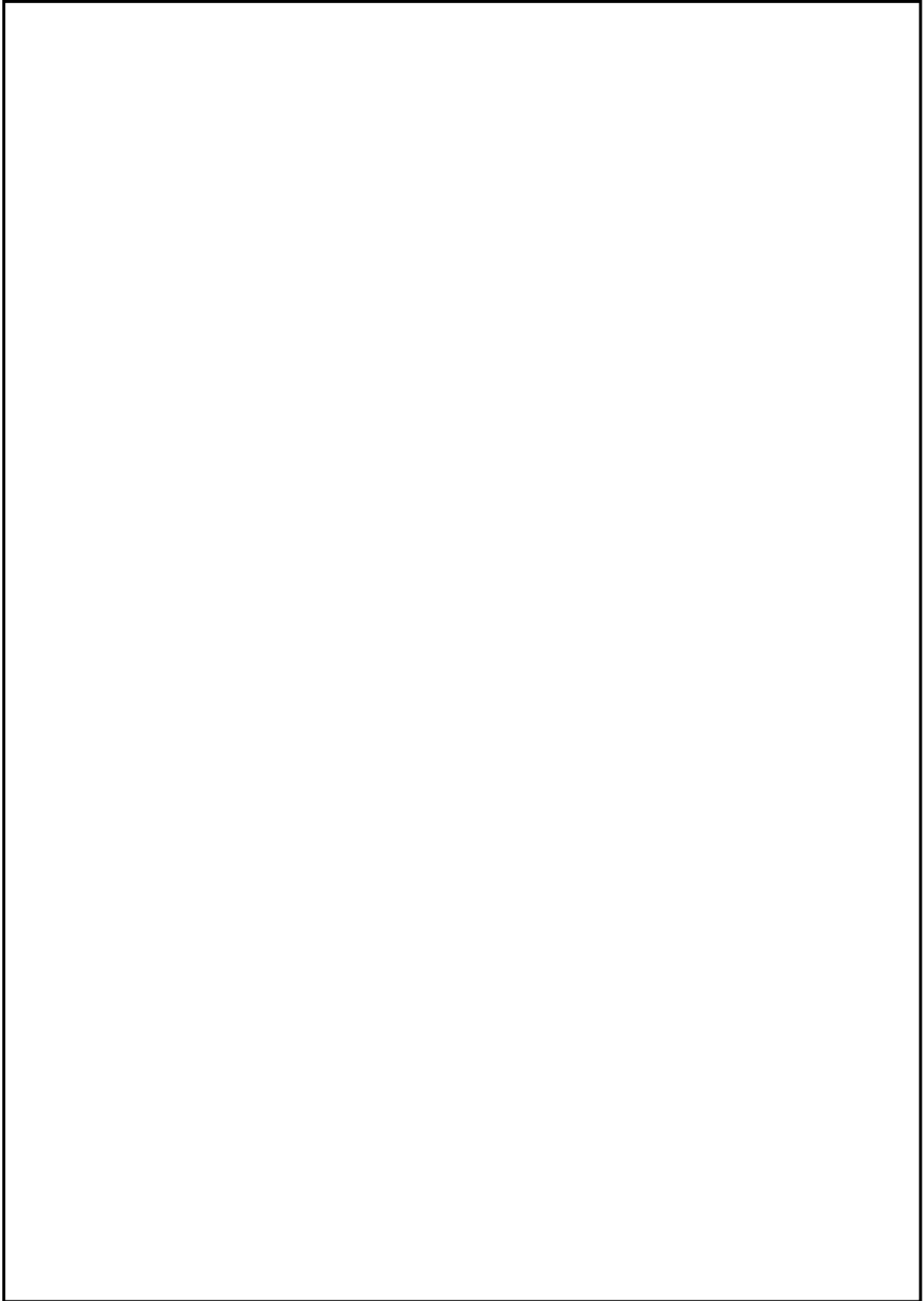


図2 屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

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。

50-10 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

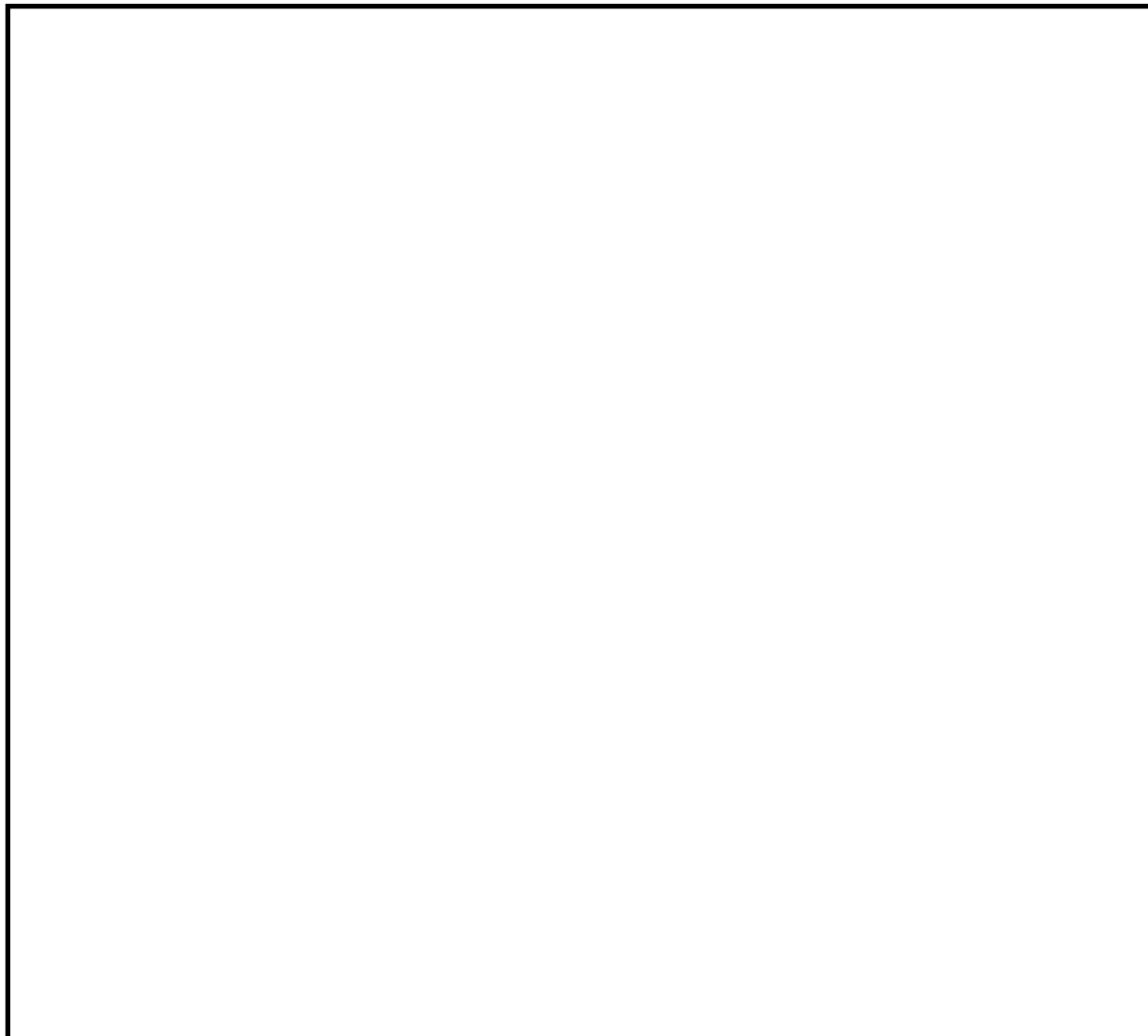


図1 保管場所及びアクセスルート図

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。

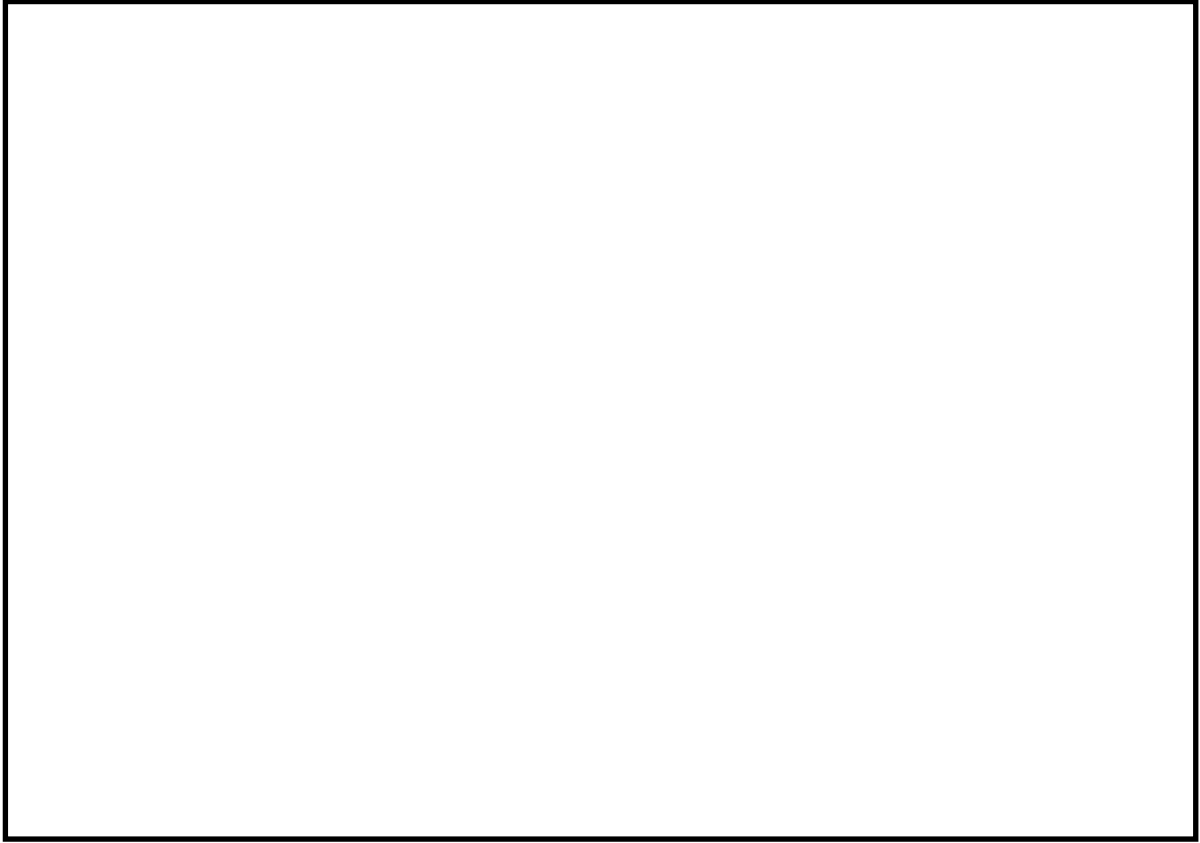


図2 フィルタベント操作（現場）（1 / 3）

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。

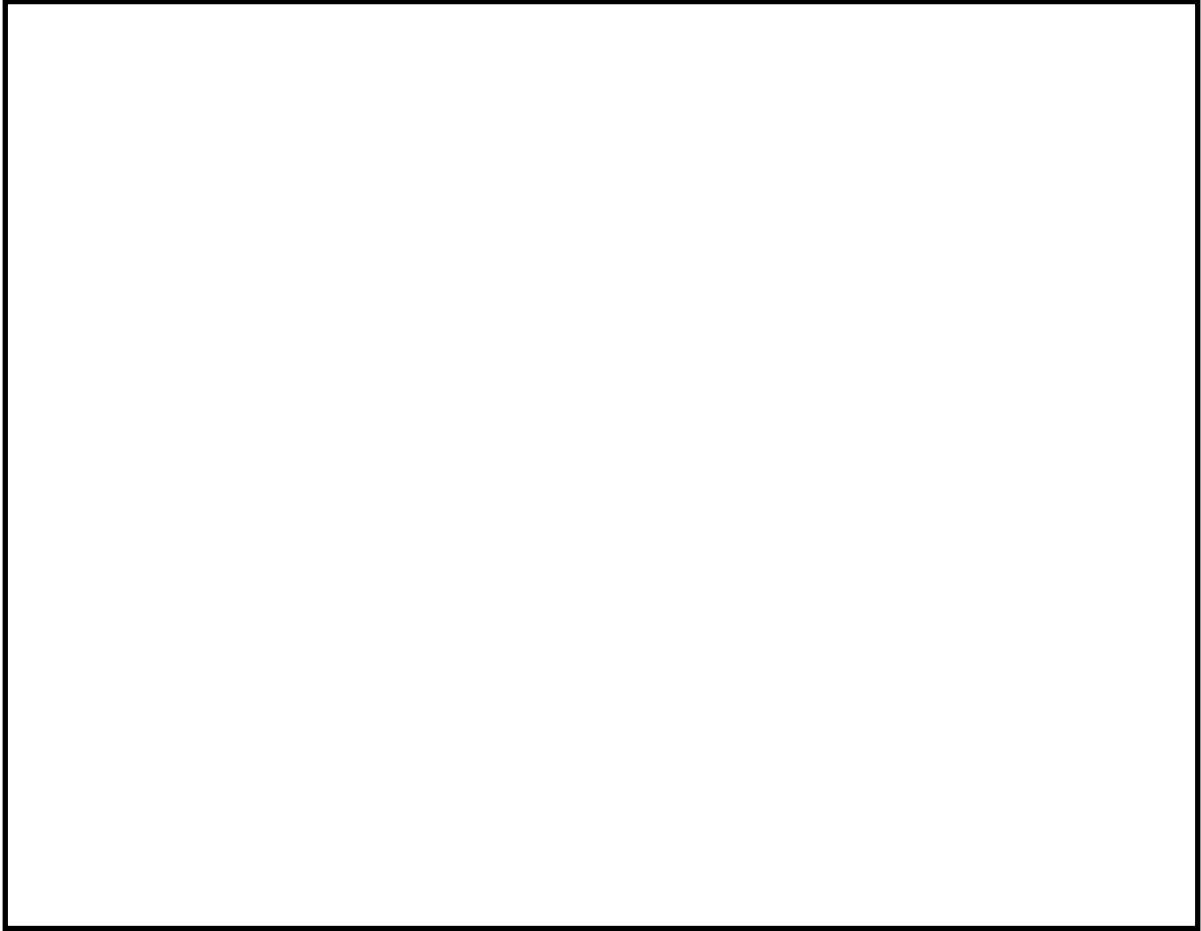


図2 フィルタベント操作（現場）（2／3）

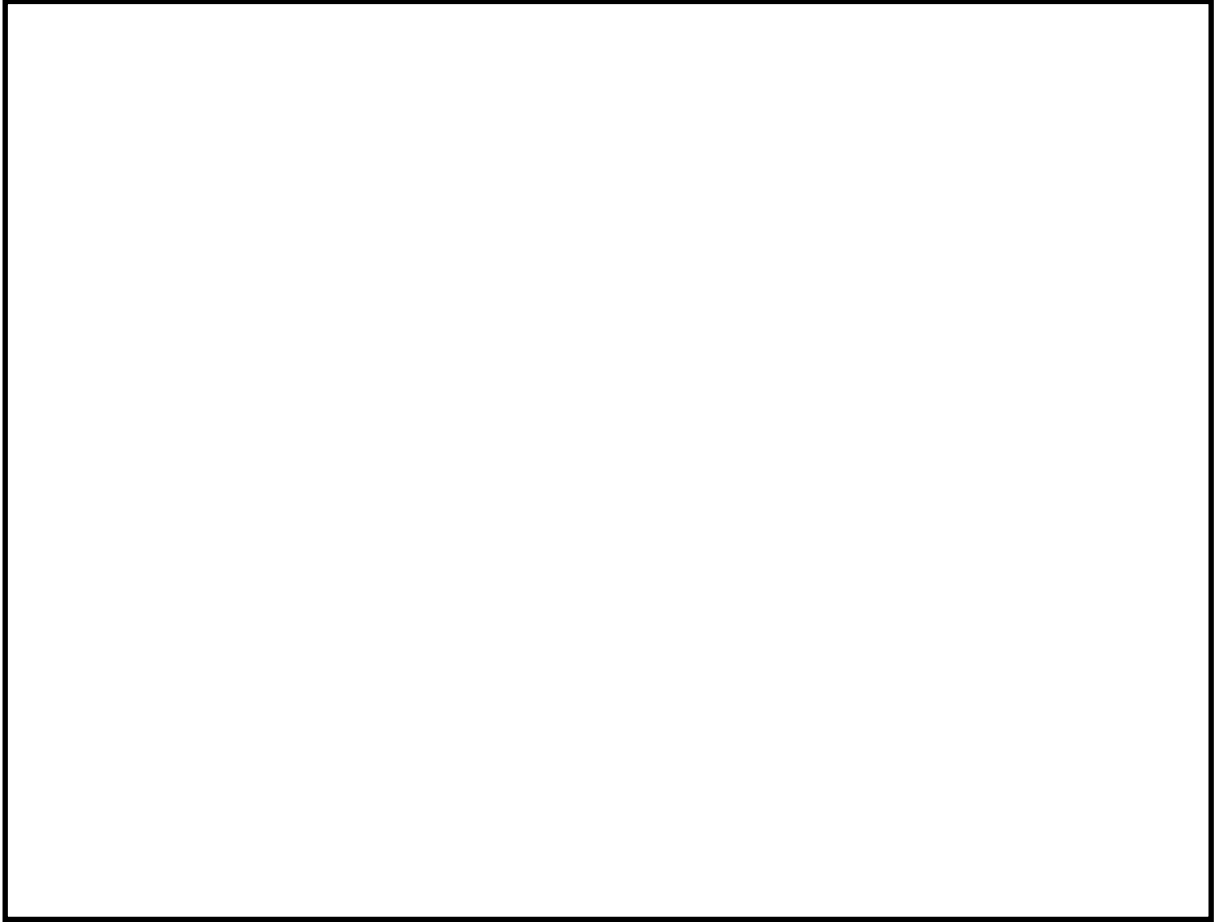


図2 フィルタベント操作（現場）（3 / 3）

50-11 その他設備

(1) サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

サプレッション・プール水 pH制御系は、図 1 に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（ [wt%] 水溶液） [m<sup>3</sup>] とする。また、原子炉格納容器下部に設置するアルカリ薬剤は、原子炉格納容器下部に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器下部の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

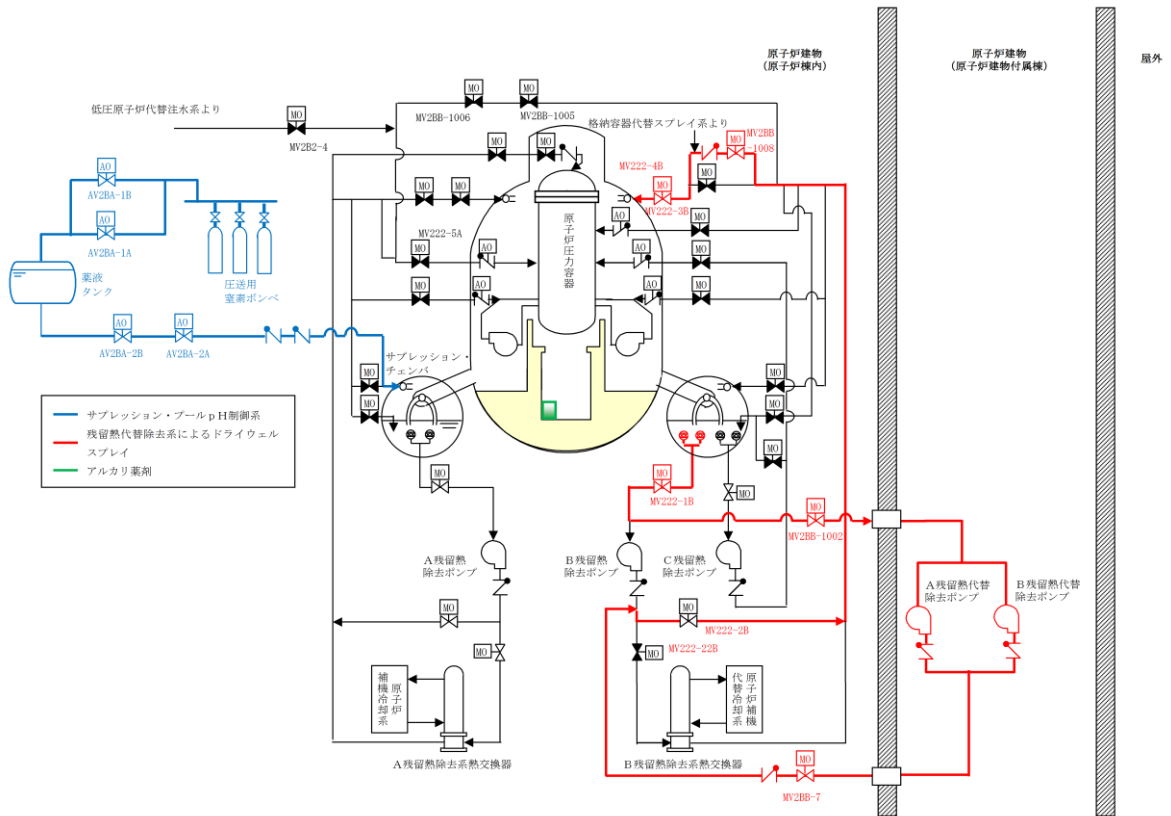


図1 サブプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御概略系統図

(i) pH制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

(a) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で  wt%, pHは約  となる。

またサブプレッション・プールへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち、材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2, 3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

なお、サブプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサブプレッション・チェンバ外にあること及びサブプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

一方、ドライウェルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

これらから、pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図4に示すが、本システム使用後の濃度である  wt%では、水温が0°C以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。

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。



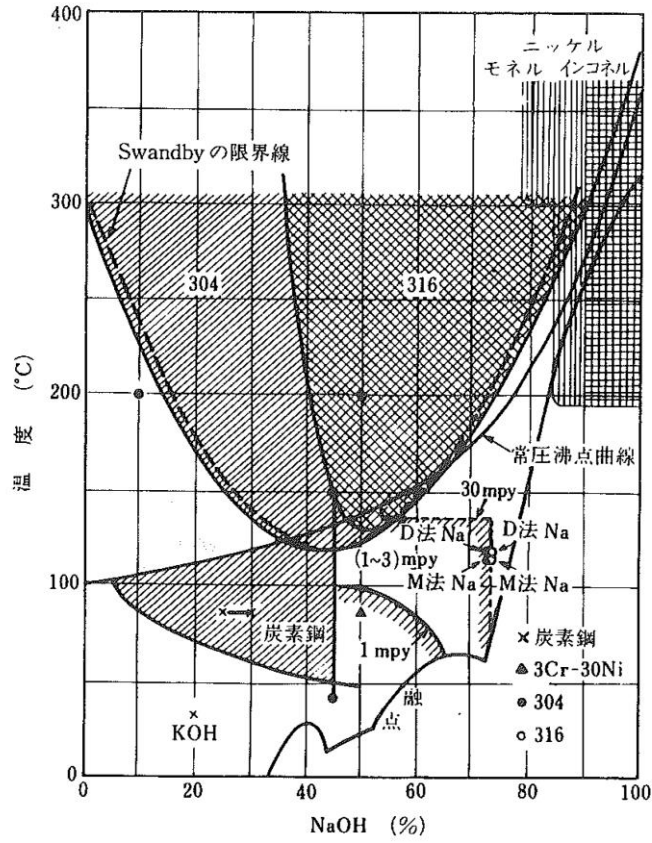


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響<sup>[1]</sup>

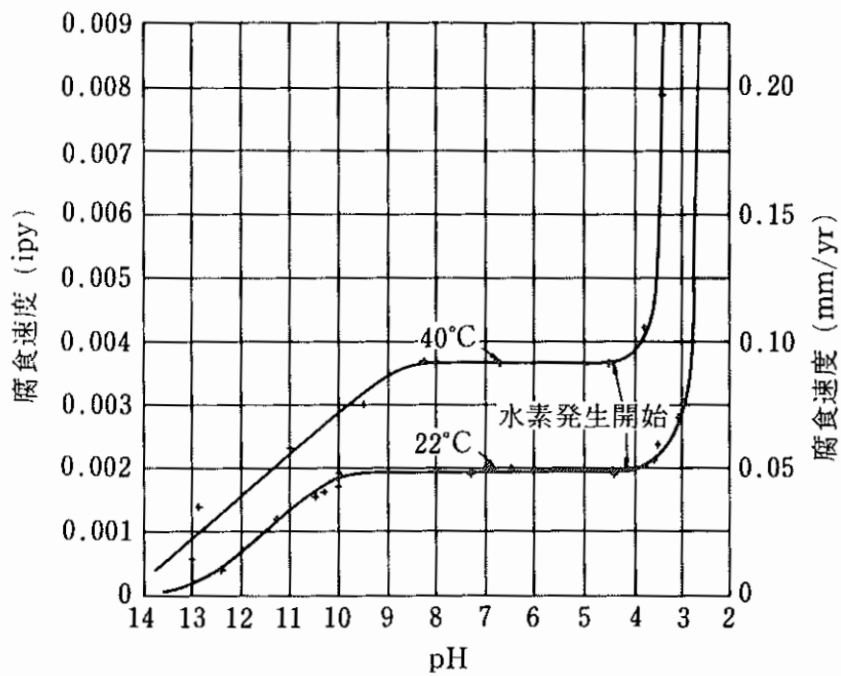


図3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響<sup>[1]</sup>

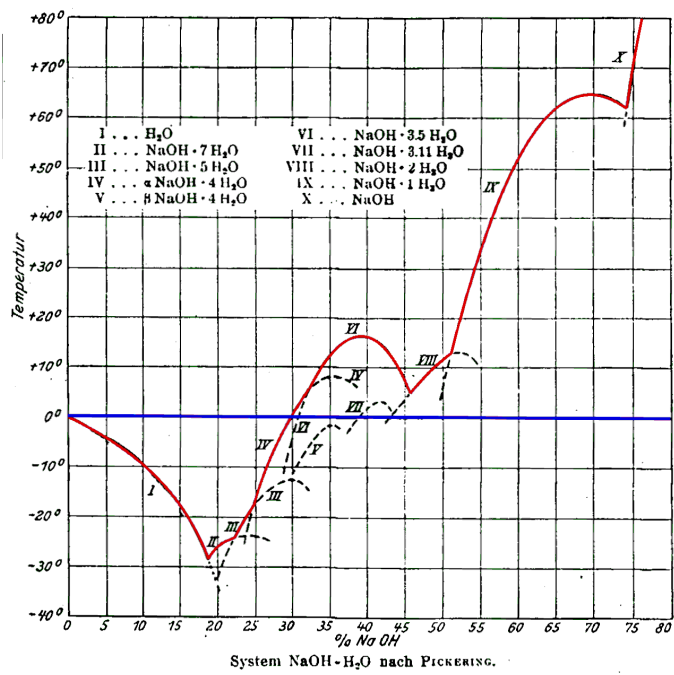


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(b) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a) 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウエル グレーチング表面積：約 3,135m<sup>2</sup>
  - ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m<sup>2</sup>
  - ・亜鉛メッキ膜厚：80 μm
- (JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)
- ・亜鉛密度：7.2g/cm<sup>3</sup>
  - ・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サブプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。

b) アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

- ・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m<sup>3</sup>
- ・ アルミニウム密度:2.7g/m<sup>3</sup>
- ・ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg

#### 【計算結果】

上記条件より，原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は，約 3,339 kg となる。そして，式②よりこのアルミニウムが全量反応すると，水素の発生量は約 374 kg となる。

#### c) 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大LOCAシナリオで約 200kg であり，薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても，事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，格納容器の圧力制御には影響がない。

また，格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。

これらのことから，pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても，影響はないものとする。

#### 《参考文献》

- [1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社，2000年
- [2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

(ii) 残留熱代替除去系運転時の影響について

サプレッション・プール水 pH制御系は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に残留熱代替除去系を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、残留熱代替除去系及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。

残留熱代替除去系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、(i)(a)で示すとおり pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

また残留熱代替除去系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 2 に示すとおり、原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。

## (2) 残留熱代替除去系 残留熱除去系ストレーナ

### (i) 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

島根2号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果<sup>※1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部の圧力容器ペDESTAL内に蓄積することからサプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、圧力容器ペDESTAL内からオーバフローし、ベント管を通じてサプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1~2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。

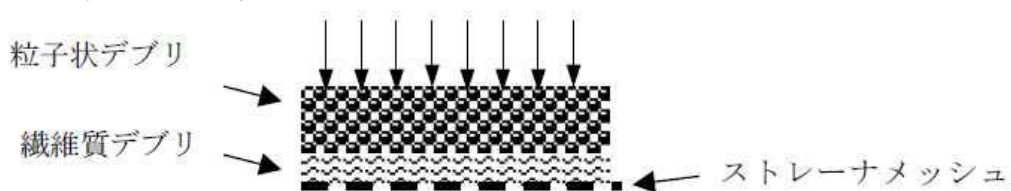


図5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの AppendixE で実験データに基づく考察として、「1/8inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8inch. (約 3.1 mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。

LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 2 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

<b>Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge</b>		
<b>Size Range μm</b>	<b>Average Size μm</b>	<b>% by weight</b>
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※ 2 : 残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機構 (H21. 3), PWR プラントの LOCA 時

長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m<sup>3</sup>/h の時) 程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

- ※ 3 : RPV 破損後の溶融炉心の落下先は圧力容器ペDESTAL内であり, 残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は圧力容器ペDESTAL内へ落下し, ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる(図 6 参照)。粒子化した溶融炉心等が圧力容器ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって圧力容器ペDESTAL内から巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

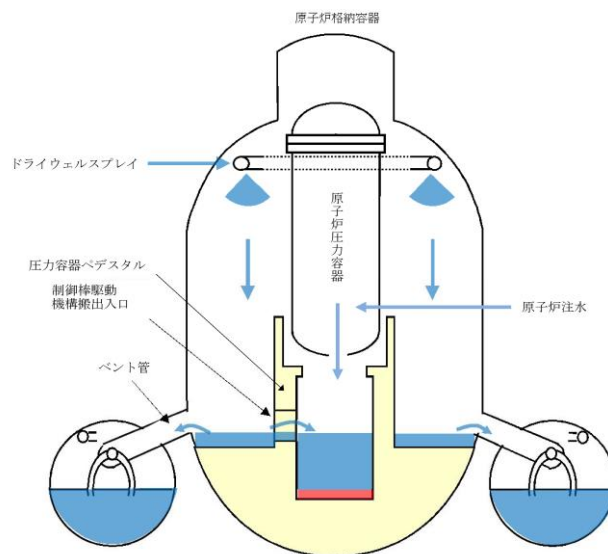


図 6 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

- ※ 4 : GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図 7 参照)。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが, BWR のストレーナ形状は円筒形であり(図 8, 9 参照), ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ, 注水流量の低下を検知した後, ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し, 速やかに冷却を再開することが可能である。



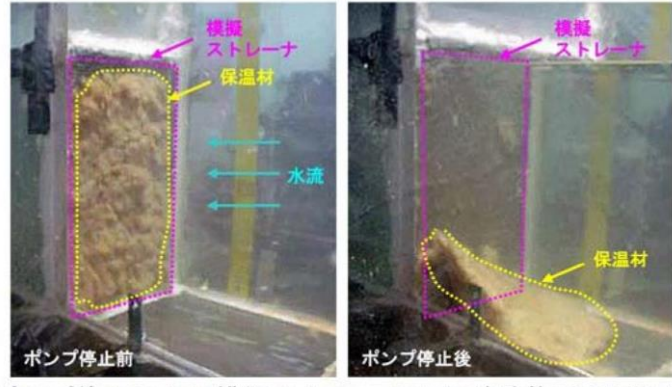


図7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験  
 (April2004, LANL, GSI-191:Experimental Studies of  
 Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with  
 Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

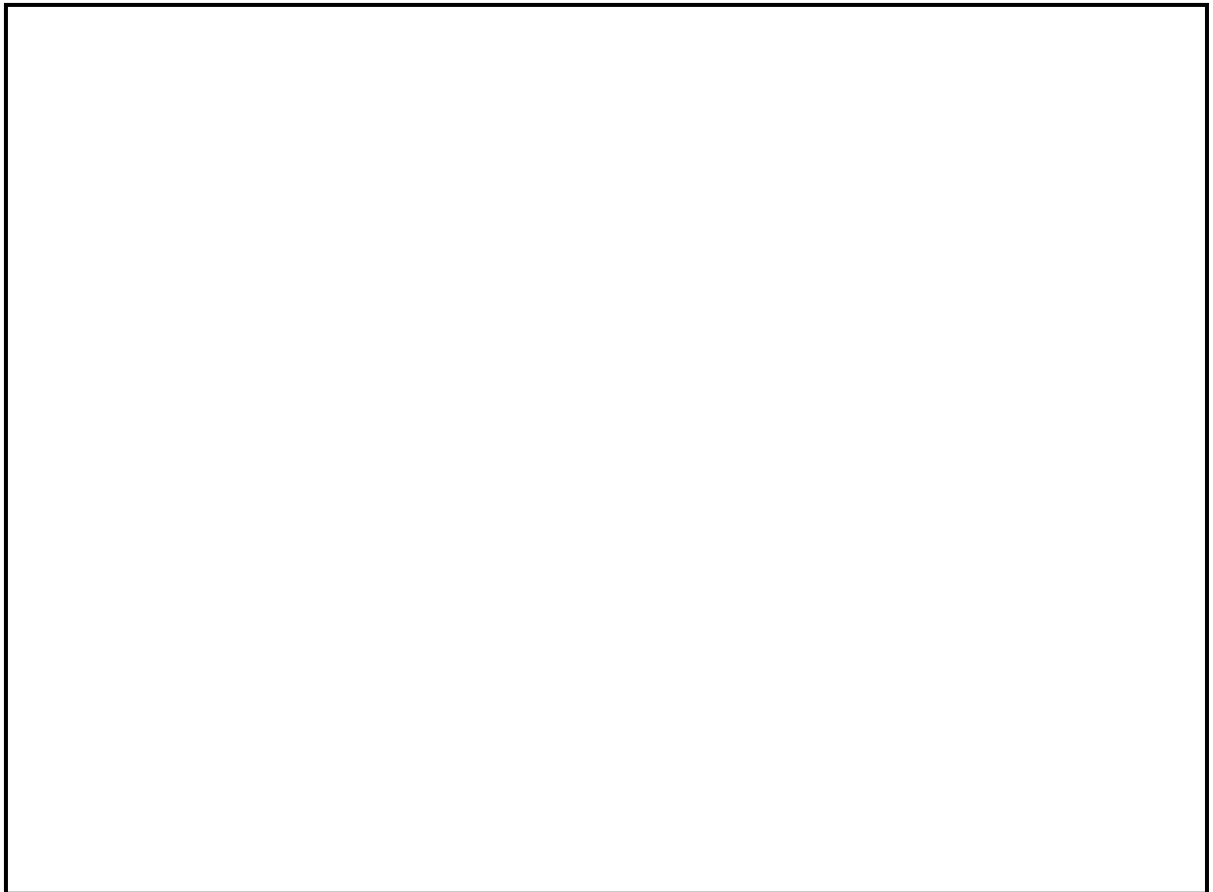


図8 BWRにおいて設置されているストレーナ

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。

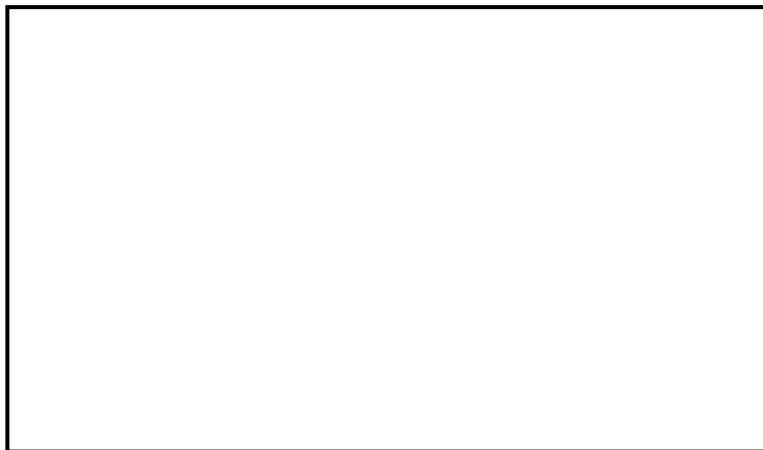


図9 2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

(ii) 閉塞時の逆洗操作について

前述(i)の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図10に示しているが、大量送水車を使用した残留熱代替除去系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はRHARポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

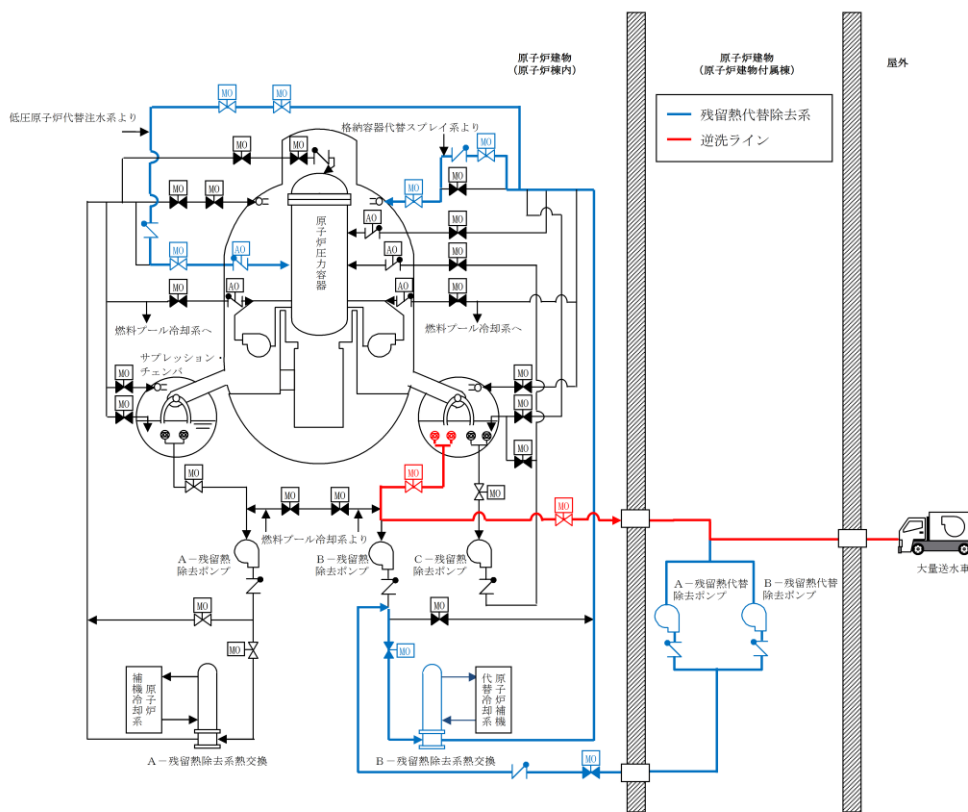


図10 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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) スクラビング水の補給及び排水設備

格納容器フィルタベント系を使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラビング水のpH値の調整をすることで、第1ベントフィルタスクラバ容器を長期間使用することが可能なスクラビング水の補給及び排水設備を設ける。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

#### (i) 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、ドレン移送ポンプ、配管及び電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、スクラバ容器へ水・薬剤を補給できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（薬品注入タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能）。

また、第1ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化及びタンクの腐食を防止する設計としている。

補給設備の系統概略図を図11に示す。

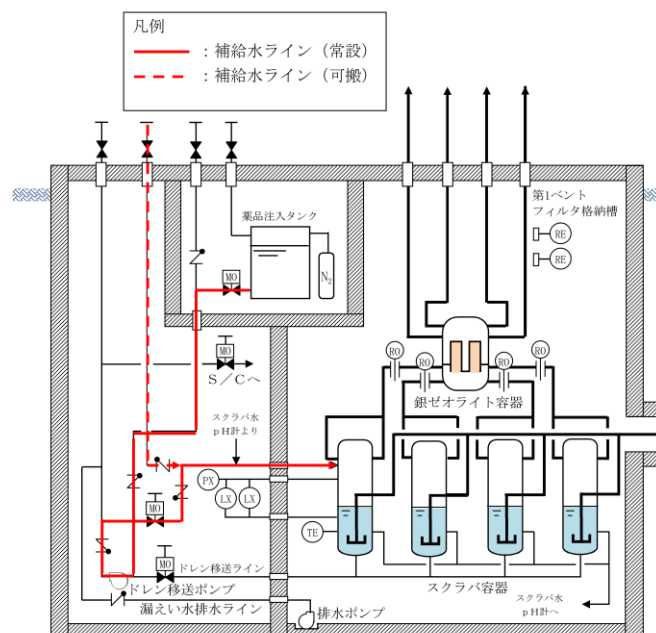


図11 補給設備 系統概略図

(ii) 排水設備

排水設備は、ドレン移送ポンプ、排水ポンプ、配管及び電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設のドレン移送ポンプにより、格納容器（サプレッション・チェンバ）へ移送できる設計としている。

さらに、万一、スクラバ容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）もしくは外部へ排出できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（S/C移送弁については、原子炉建物原子炉棟内に設置し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から人力により遠隔操作が可能な設計としている）。

排水設備の系統概略図を図12に示す。

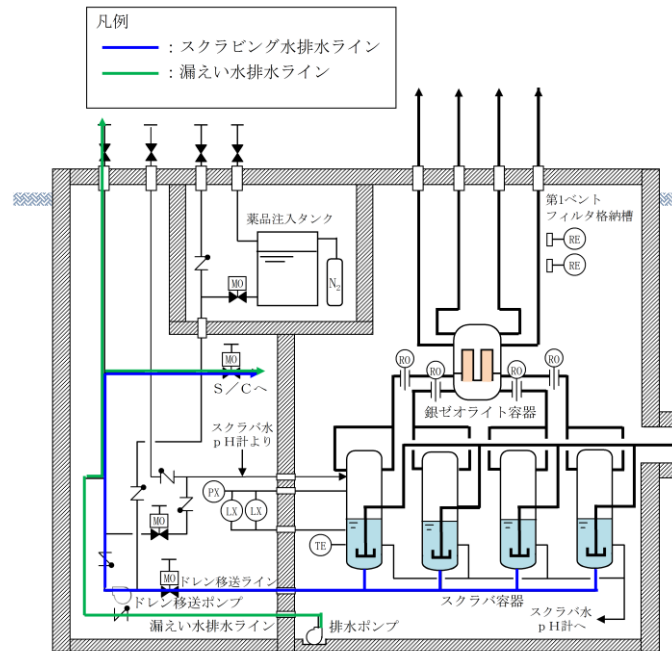


図12 排水設備 系統概略図（補給時）

51 条 補足説明資料

51-1 S A設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験及び検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 コリウムシールド設備概要

51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

51-12 その他設備

51-13 送水ヘッダについて

51-1 S A設備基準適合性 一覧表  
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は49条にて整理)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		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	51-3 配置図, 51-4 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	51-3 配置図, 51-4 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	51-5 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	51-4 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	51-3 配置図, 51-4 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	51-3 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	51-6 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	51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 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)

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		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	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 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	51-3 配置図, 51-7 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	51-5 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	51-4 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	51-4 系統図, 51-5 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	51-7 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			51-6 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	51-7 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	51-7 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	51-7 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	51-8 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			51-9 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	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 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)

51条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備				コリウムシールド	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	51-3 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)	その他		M
			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		51-10 コリウムシールド設備概要			
	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	51-3 配置図, 51-10 コリウムシールド設備概要		
	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	51-10 コリウムシールド設備概要		
		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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 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	—		

## 51-2 単線結線図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

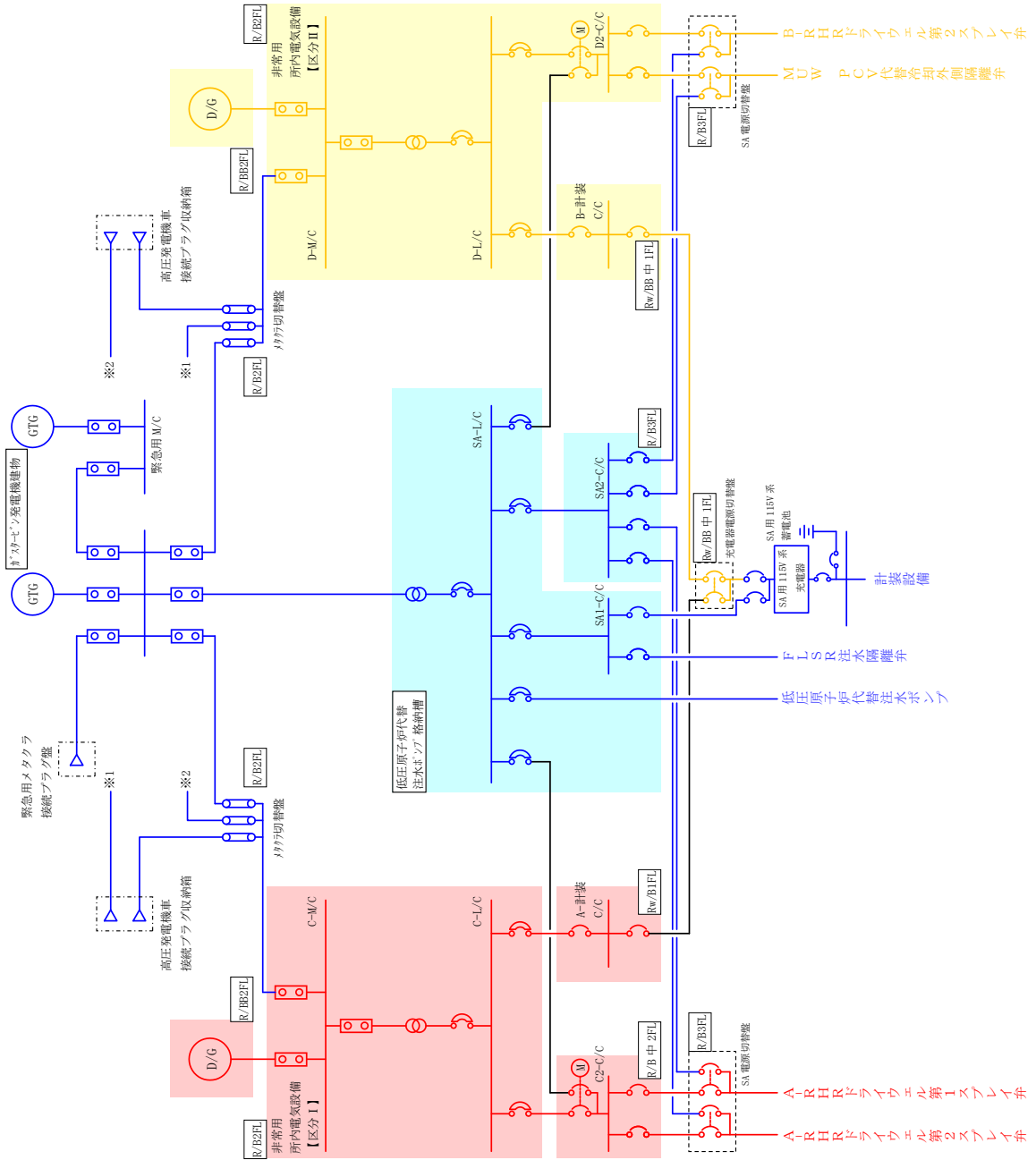
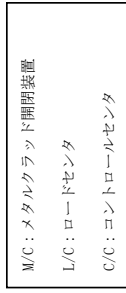
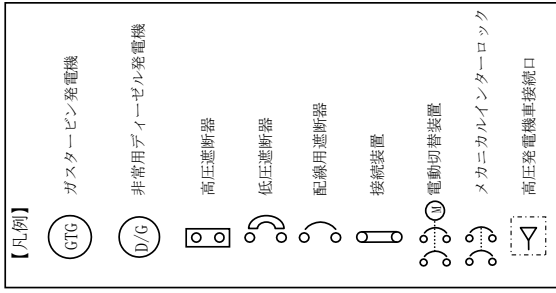




図 1 単線結線図

### 51-3 配置図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

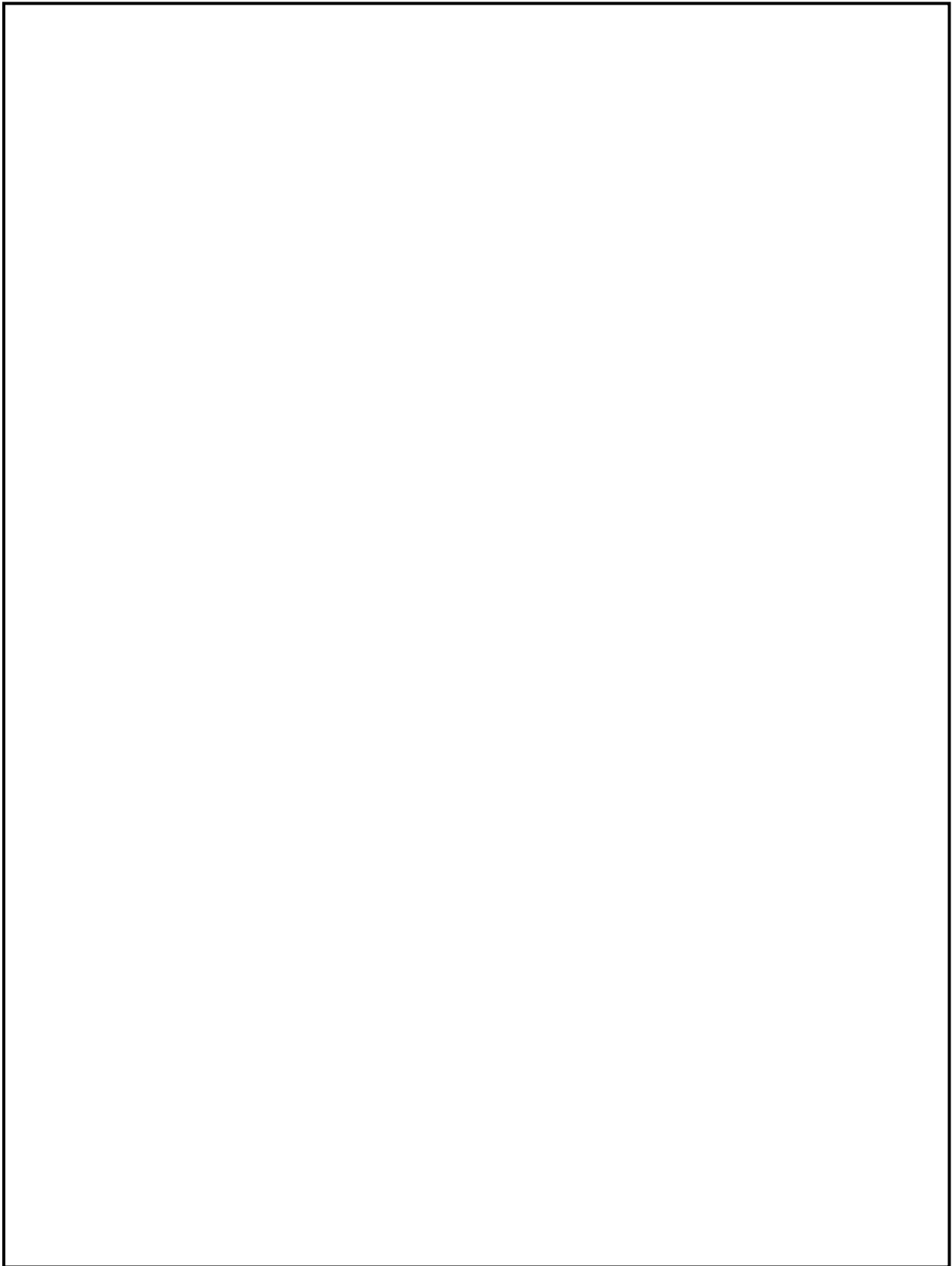


図1 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

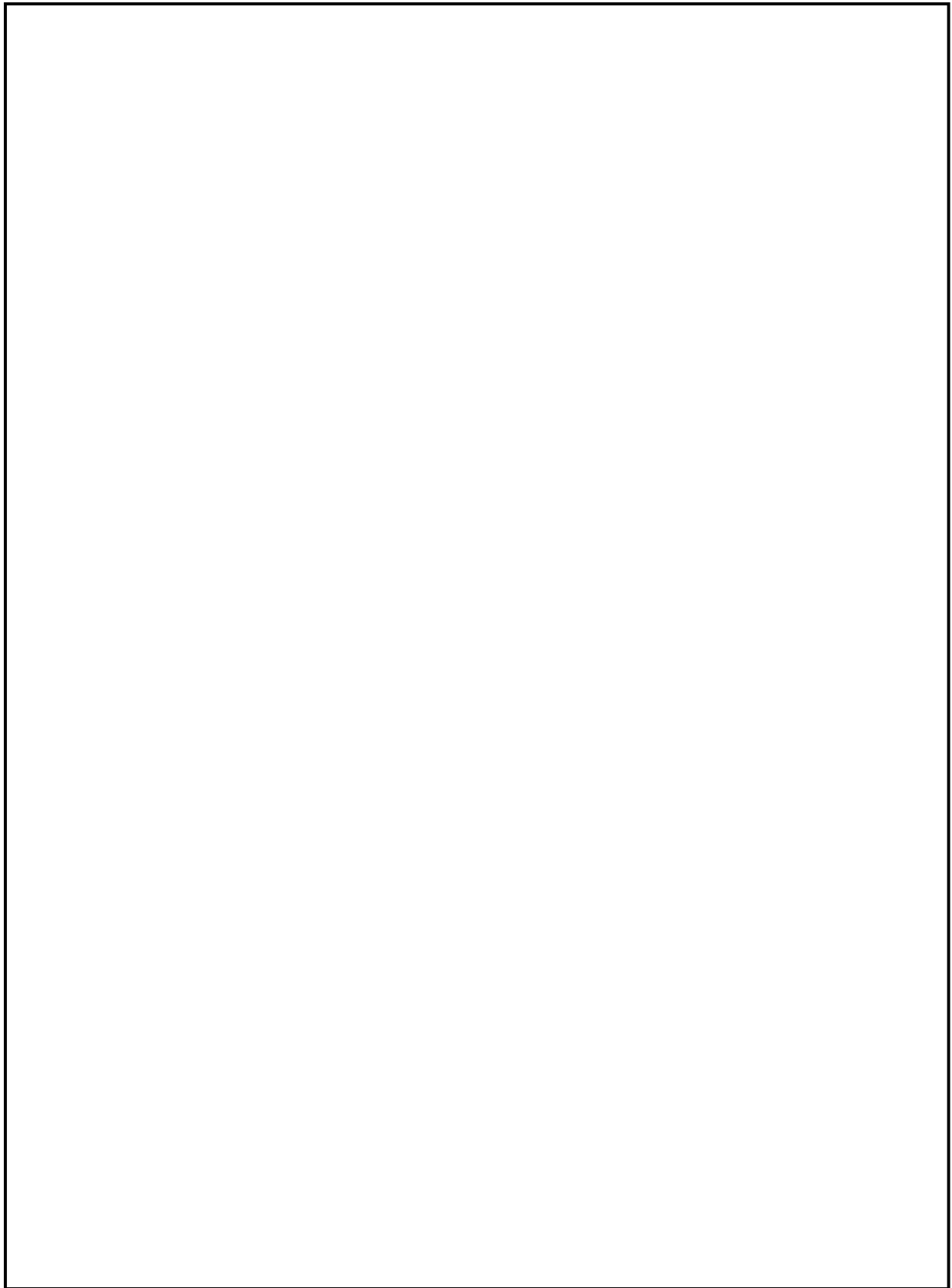


図2 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る  
機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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3 ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る機器（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。

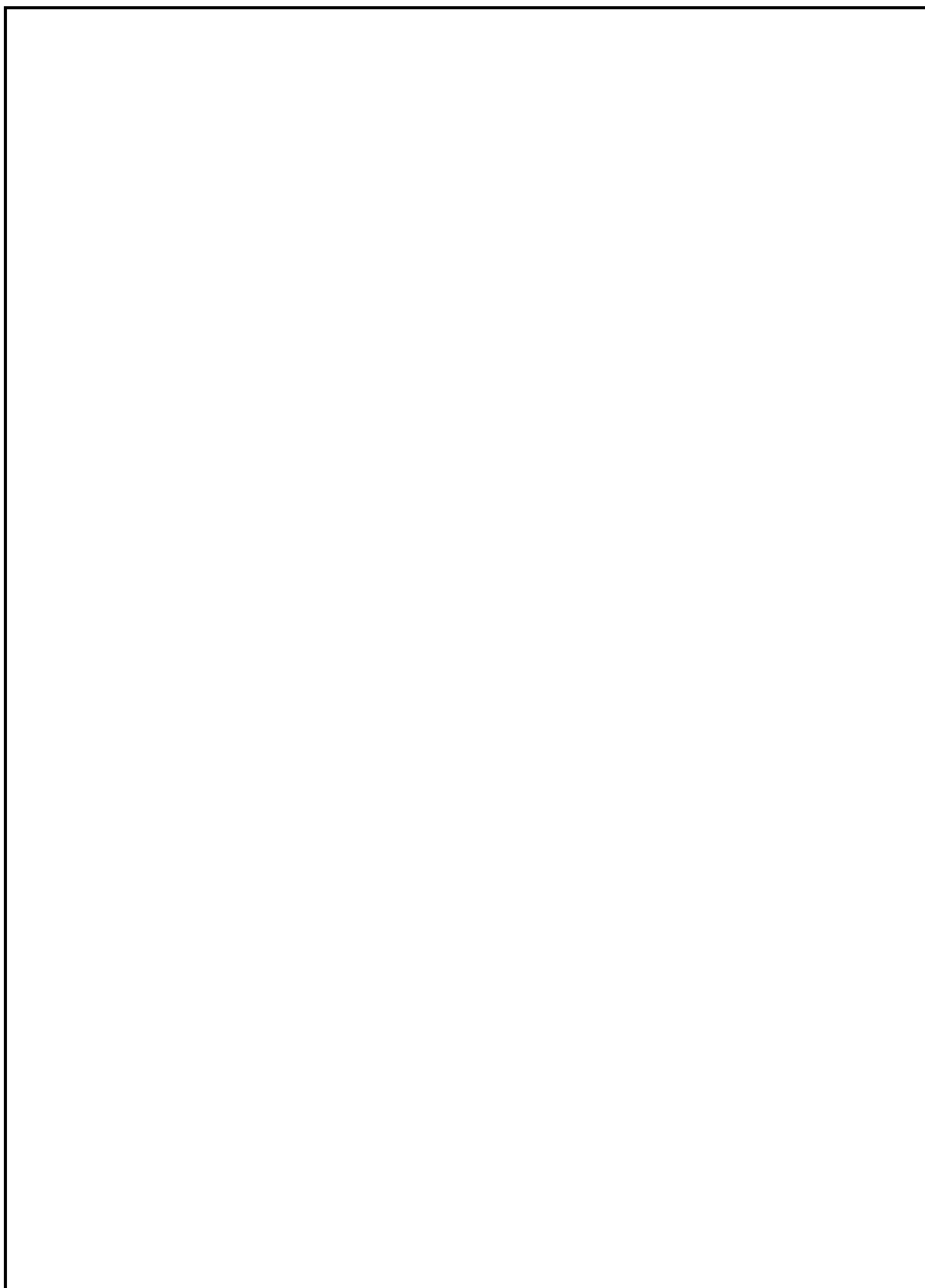


図4 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る  
機器（弁）の配置図（原子炉建物2階）

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。



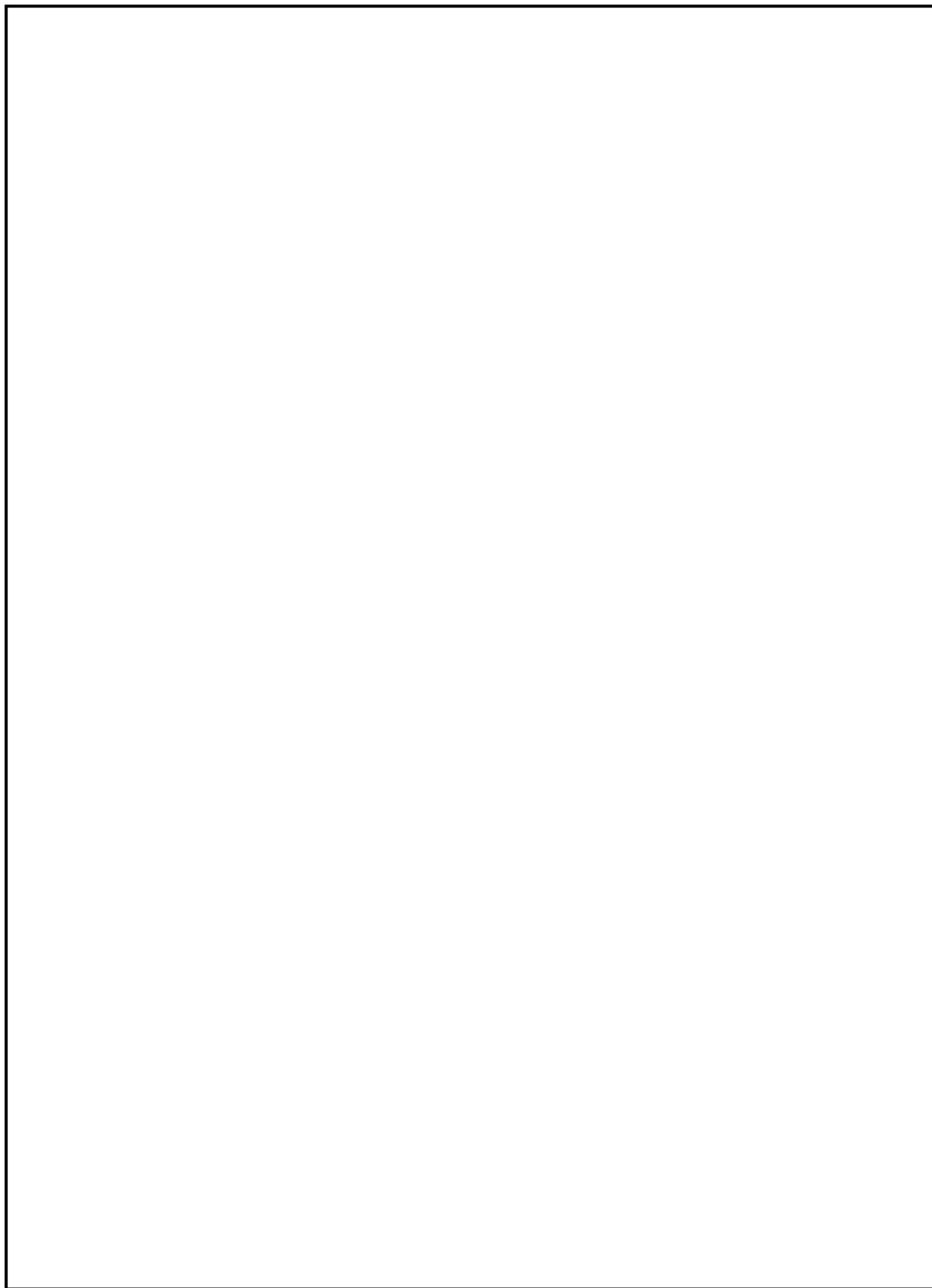


図5 ペデスタル代替注水系（可搬型）を使用したペデスタル注水に係る  
機器（弁）の配置図

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。

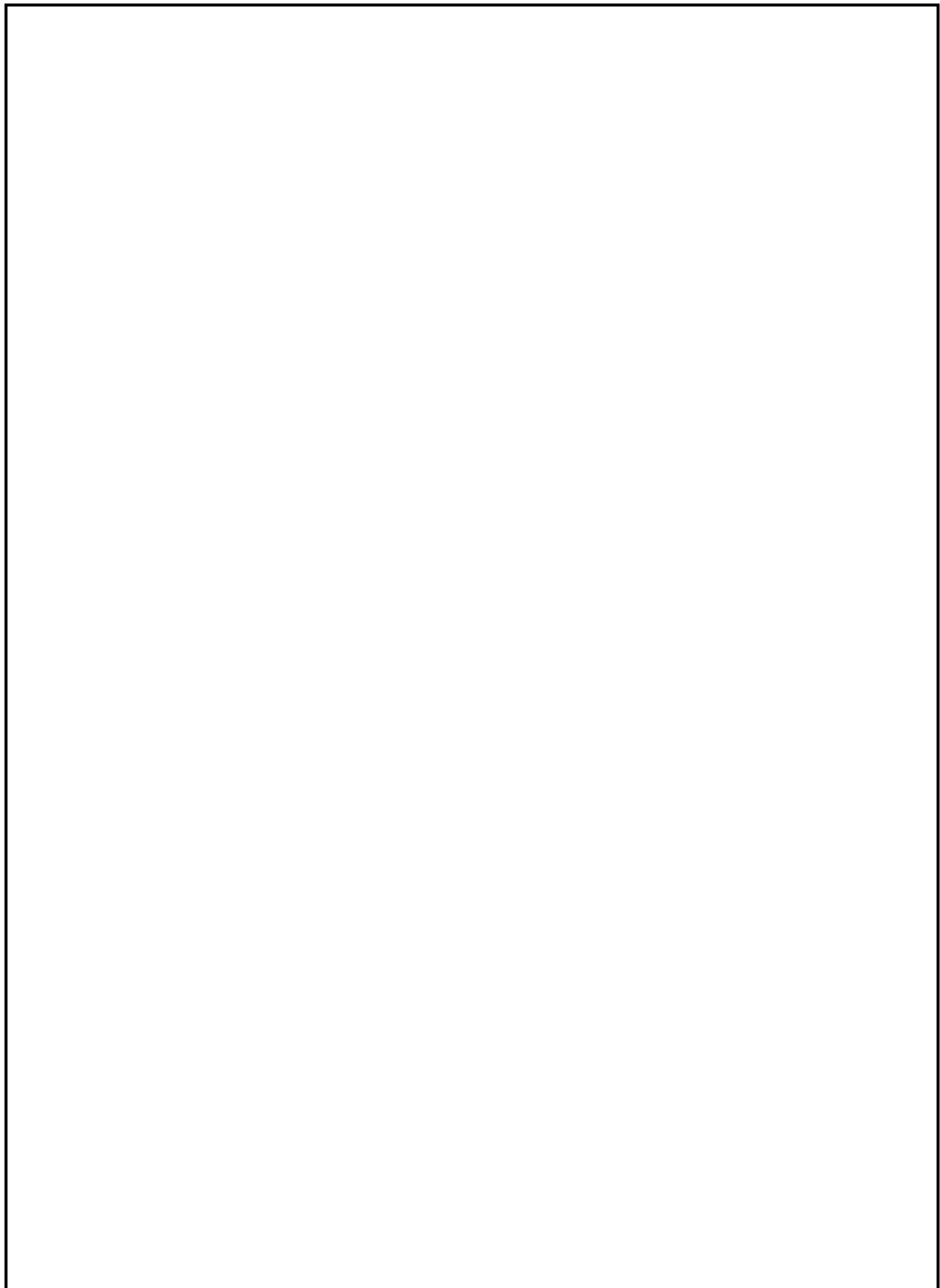


図6 ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る  
中央制御室操作盤の配置図（制御室建物4階）

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。

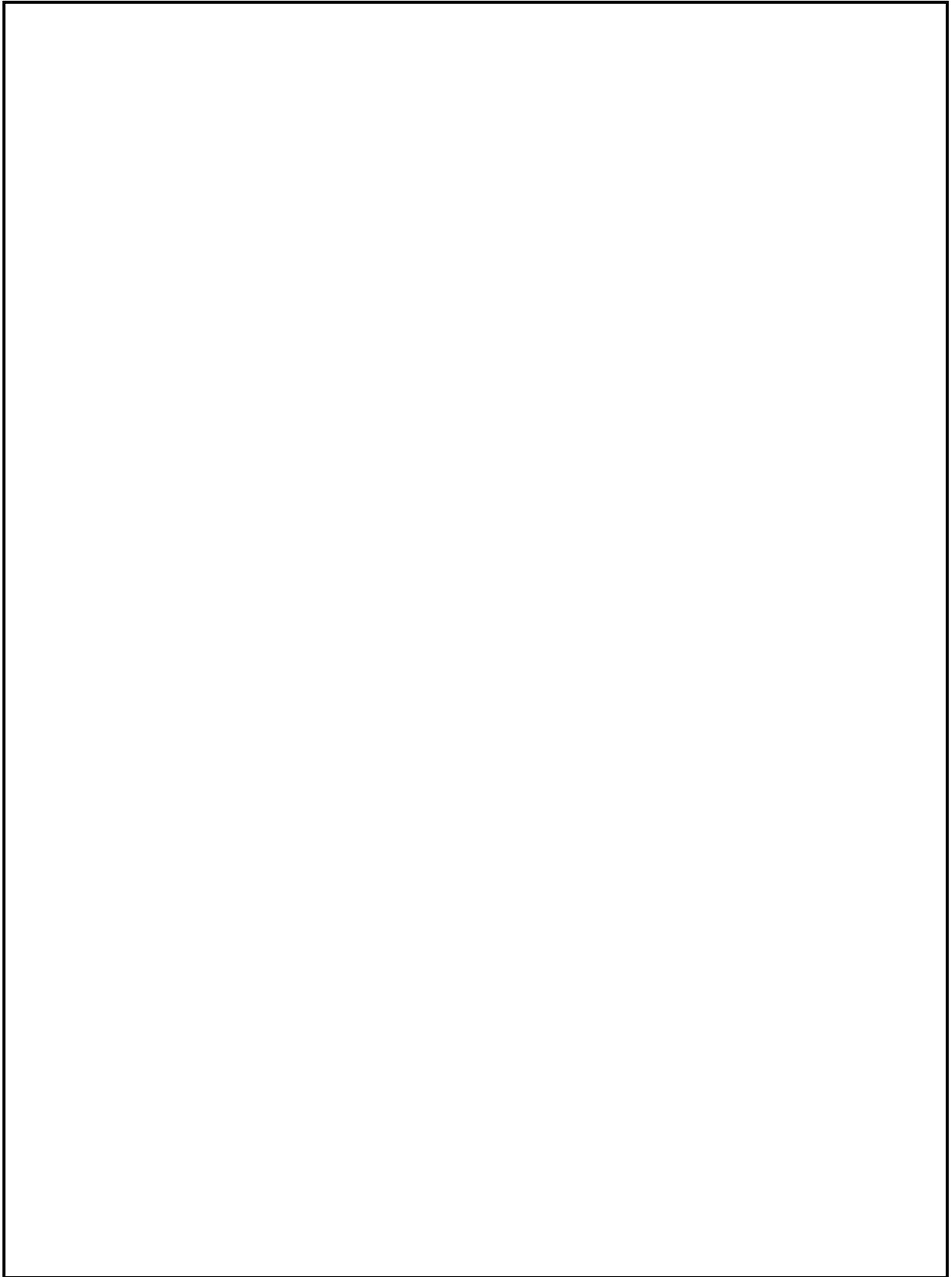


図7 ペデスタル代替注水系を使用したペデスタル注水に係る  
SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物3階）

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。

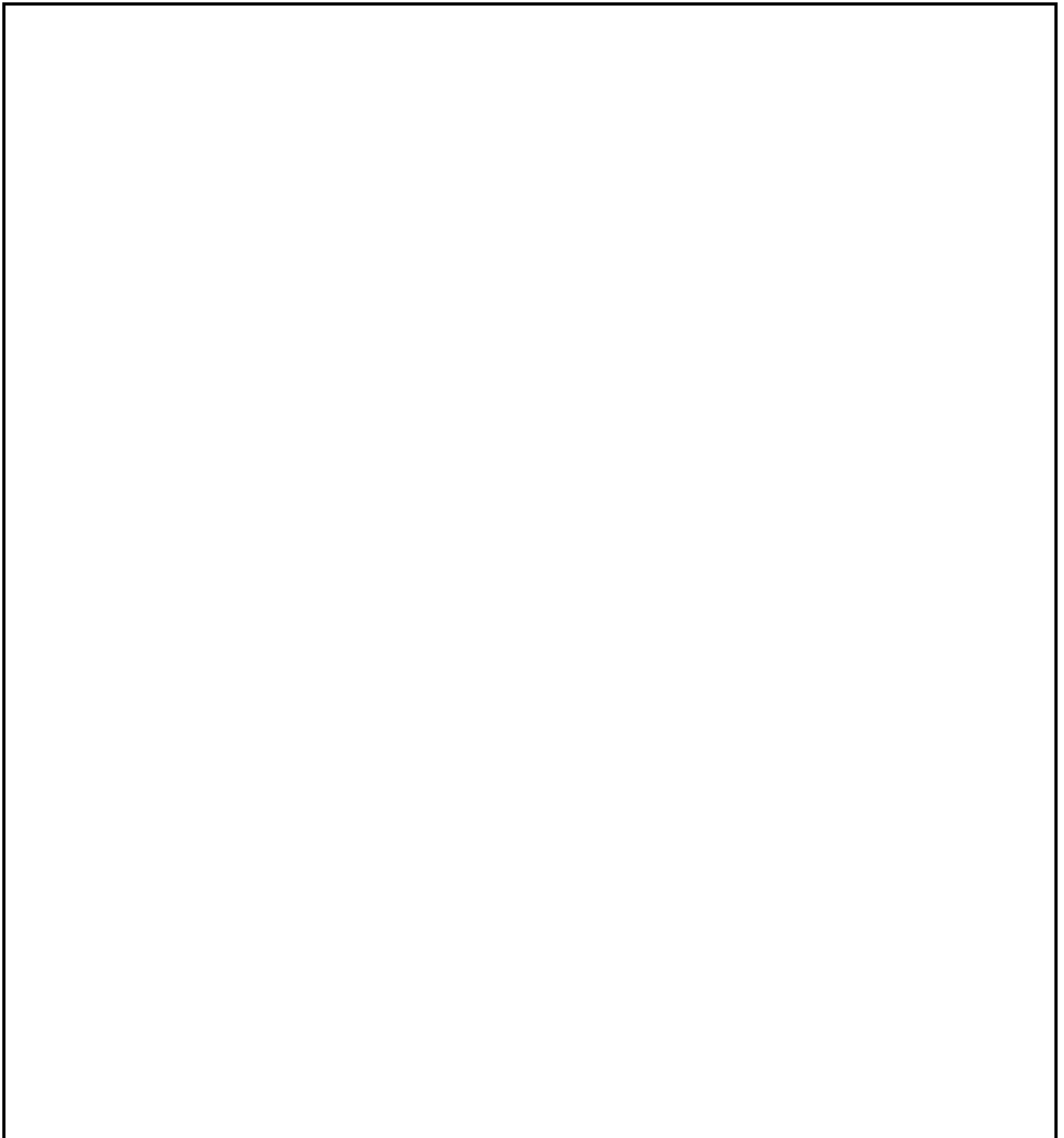


図8 コリウムシールドの配置図（原子炉格納容器）

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。

#### 51-4 系統図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

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	停止→起動	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	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
3	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
4	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
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

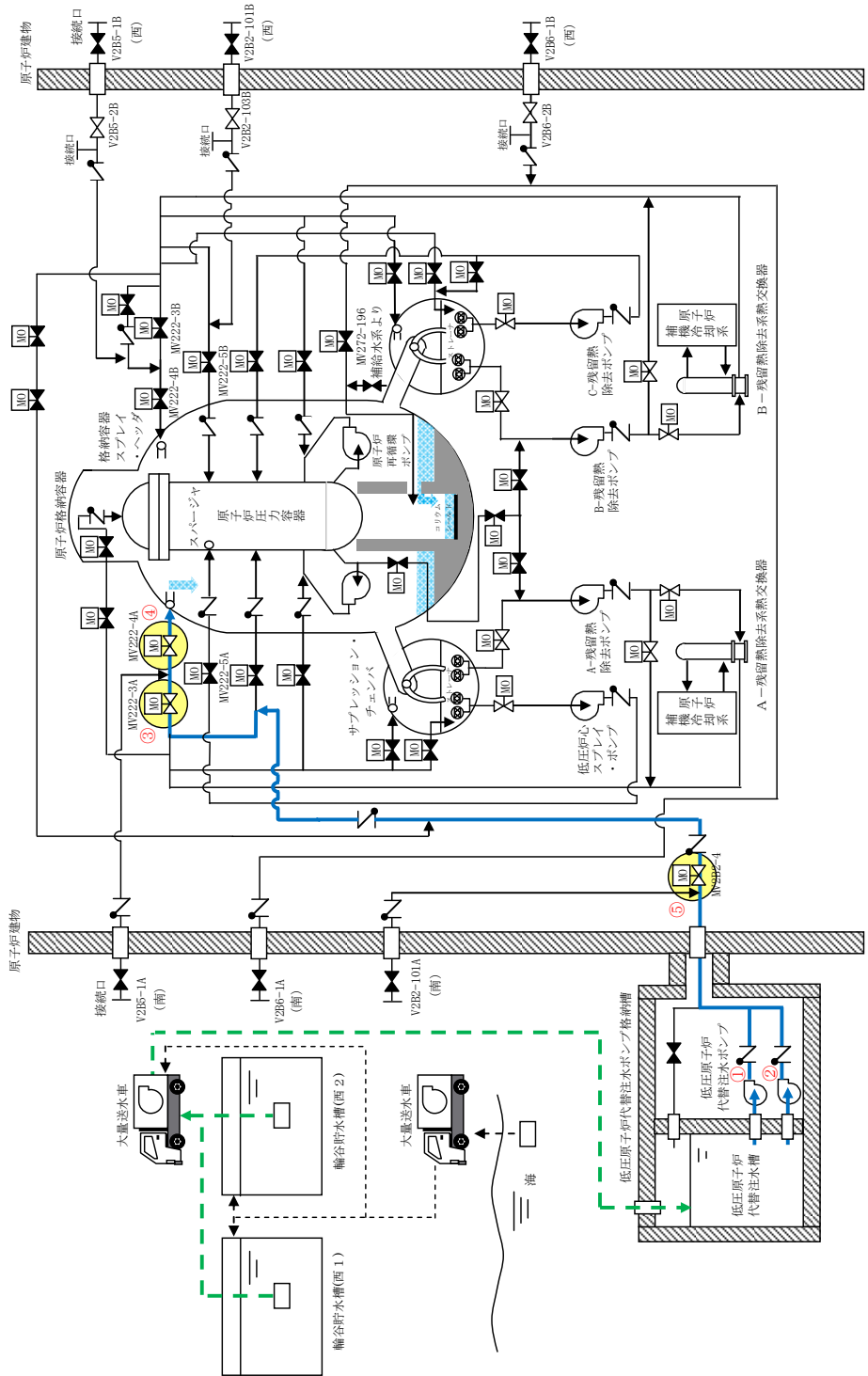


図1 ペDESTAL代替注水系（常設）を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS A-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

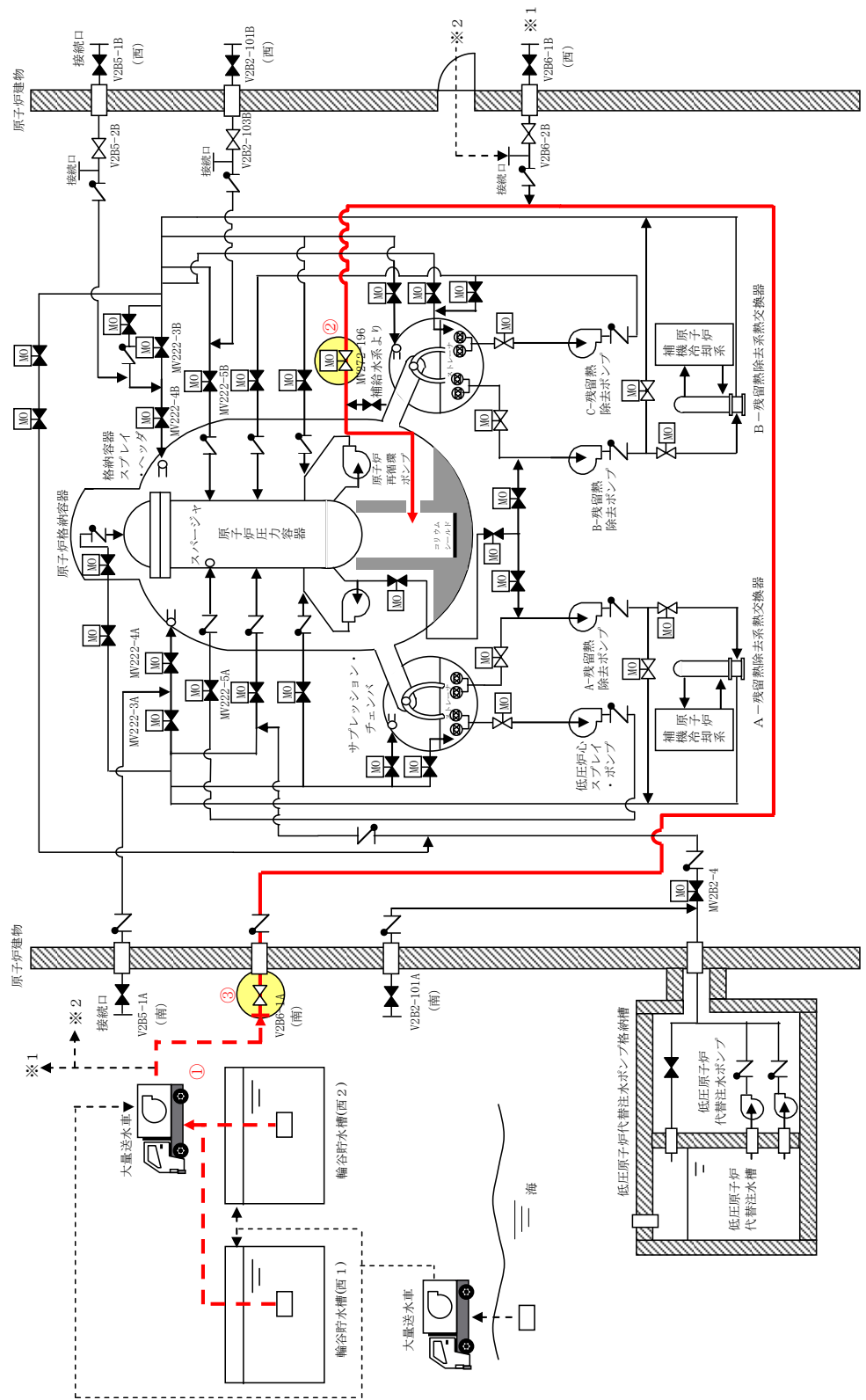


図2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）A系を使用したPEDESTAL内への注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

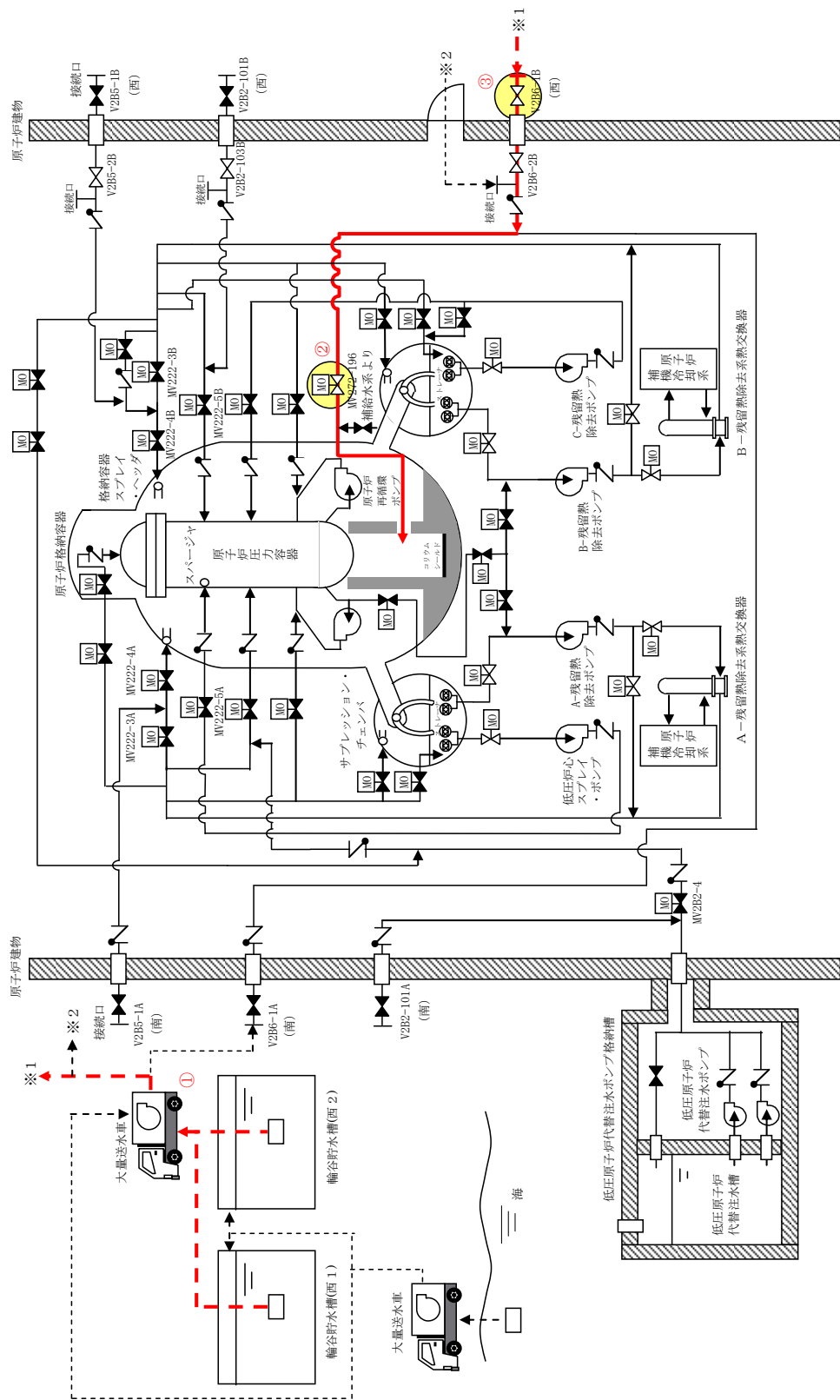


図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したPEDESTAL内への注水の系統概要図



No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	屋外接続口位置

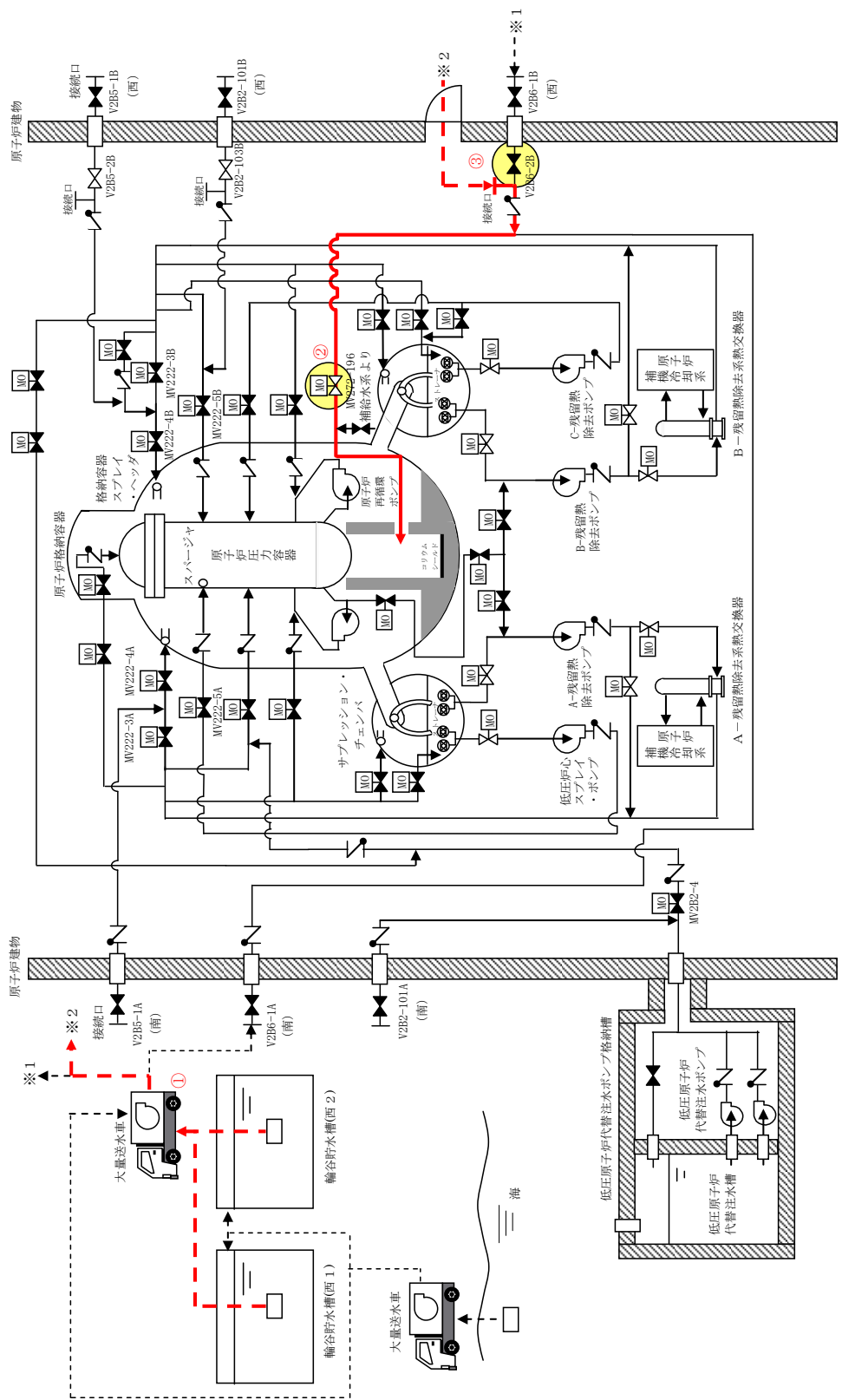


図4 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したPEDESTAL内への注水の系統概要図（屋内接続口使用時）

#### 51-5 試験及び検査

(格納容器代替スプレイ系（可搬型）は49条にて整理)

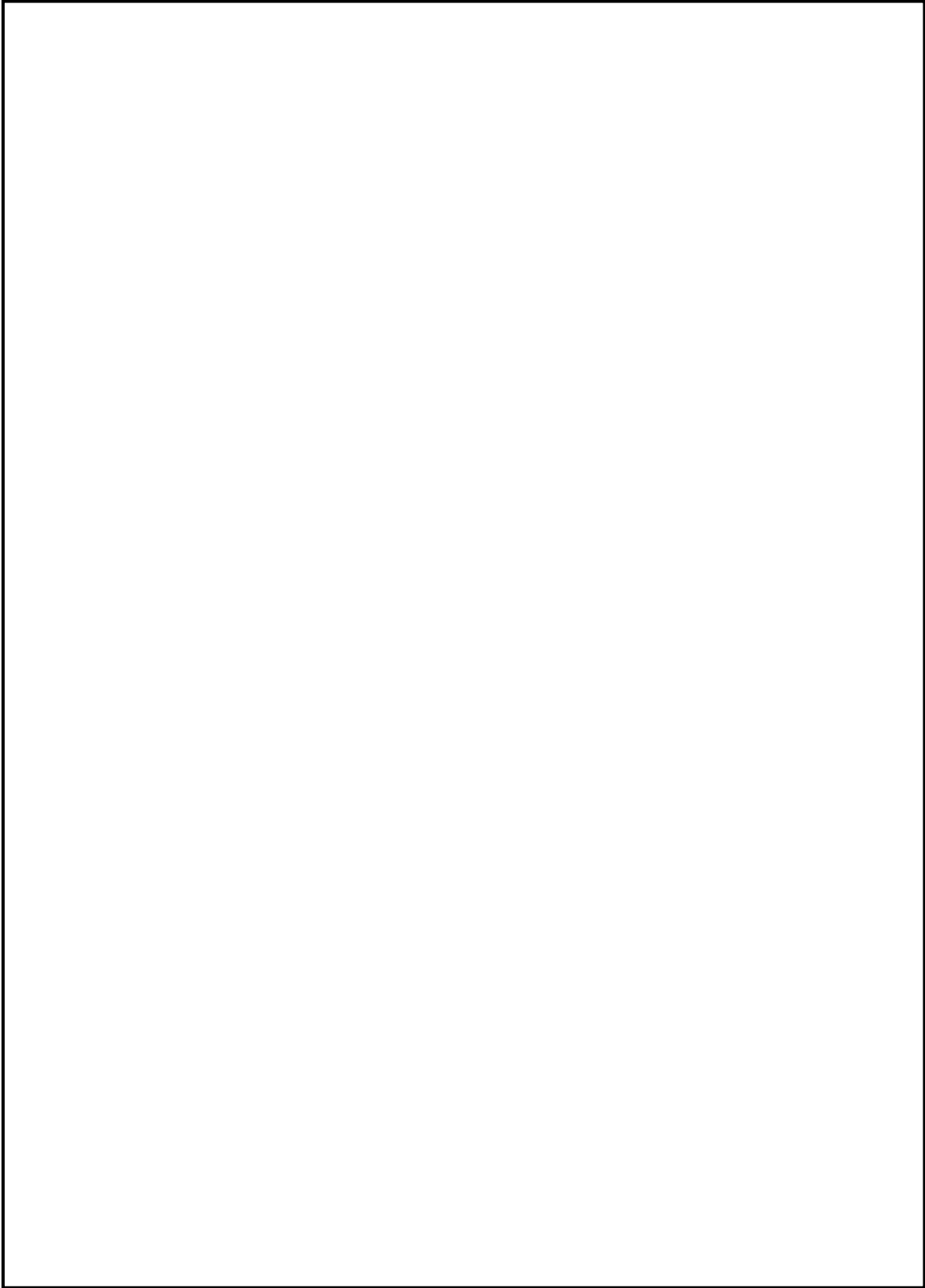


図1 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））

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。

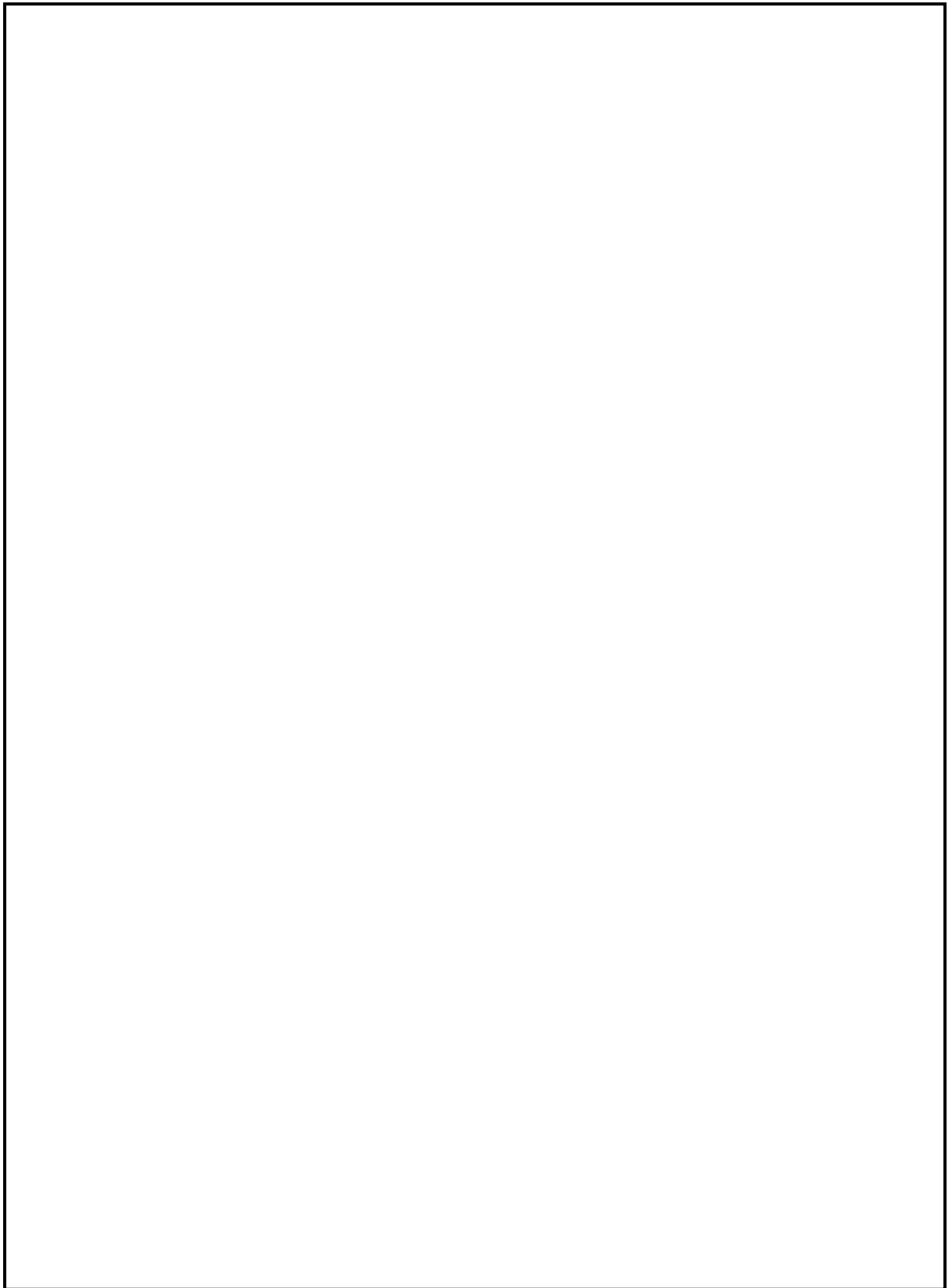


図2 運転性能検査系統図（ペDESTAL代替注水系（常設））

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。

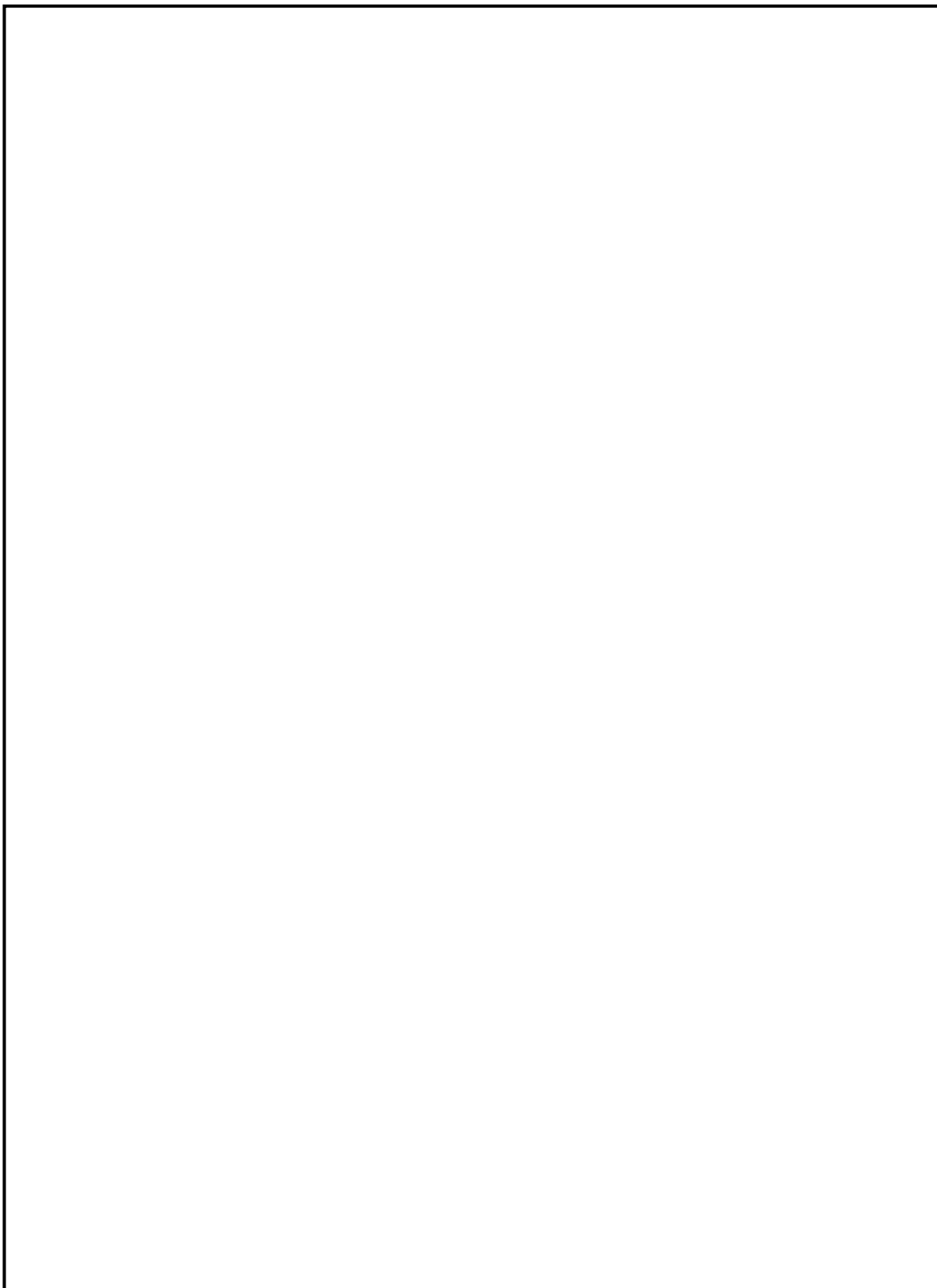


図 3 構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ)

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。

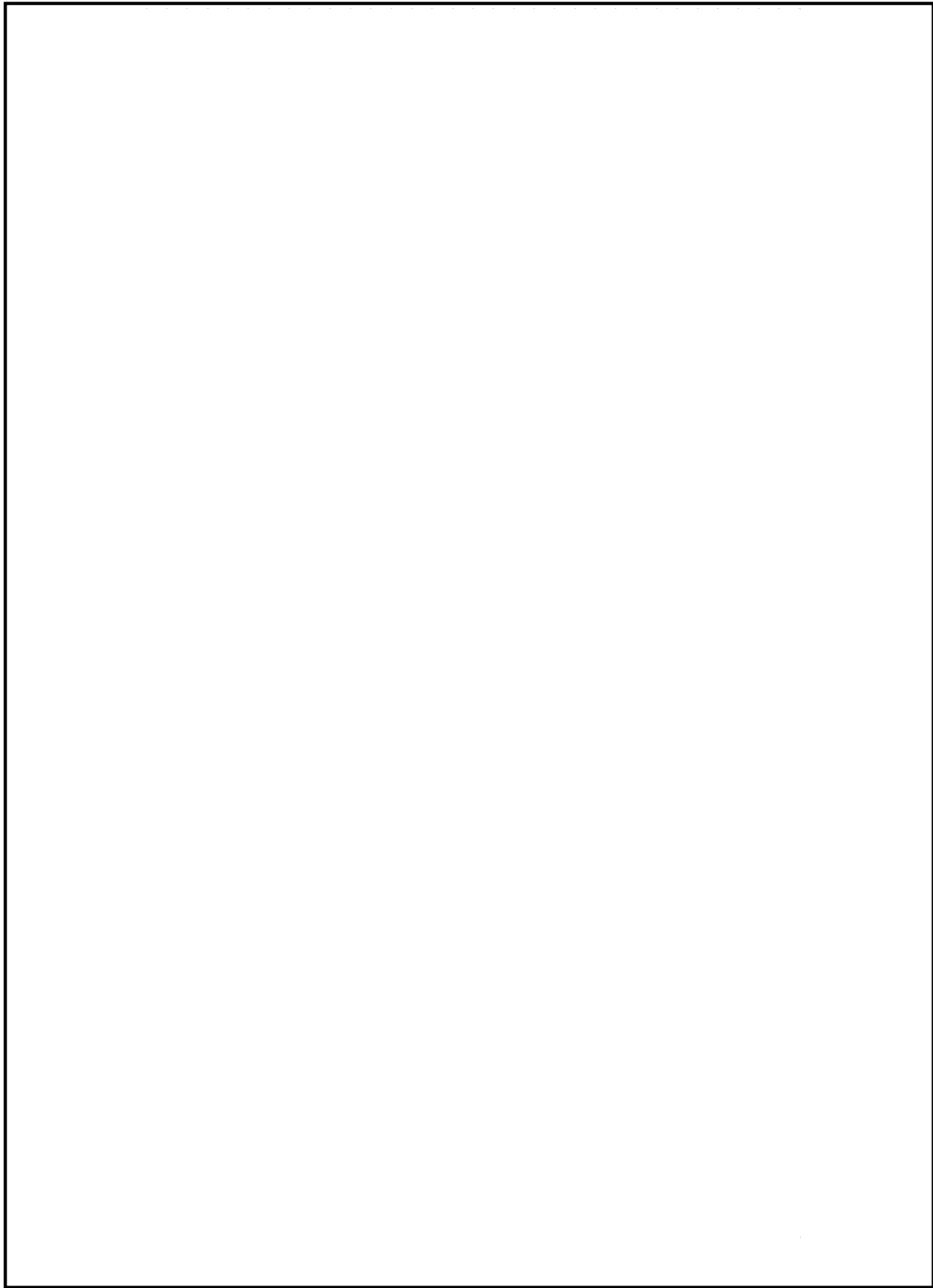


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

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。

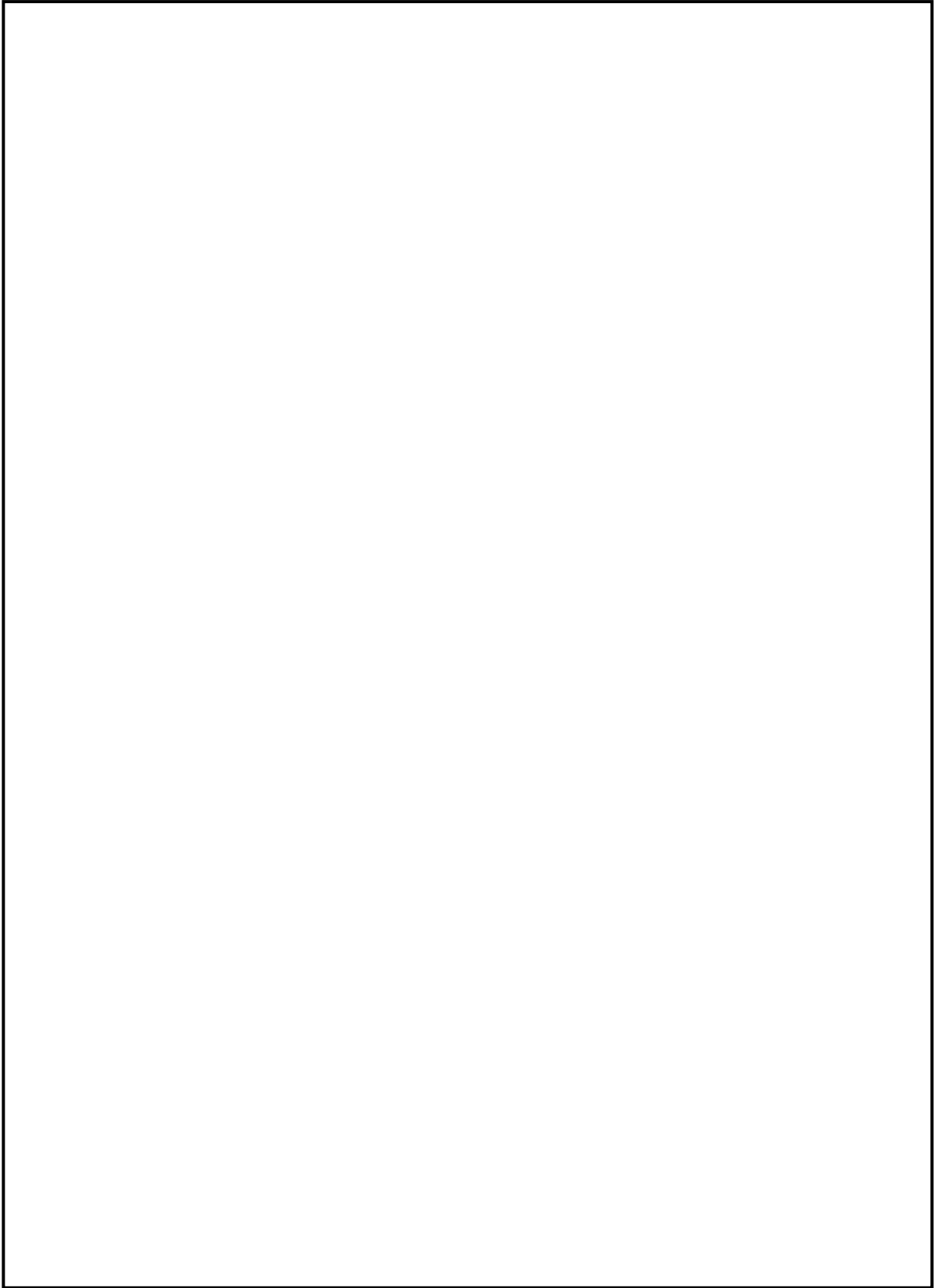


図5 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（可搬型））

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。

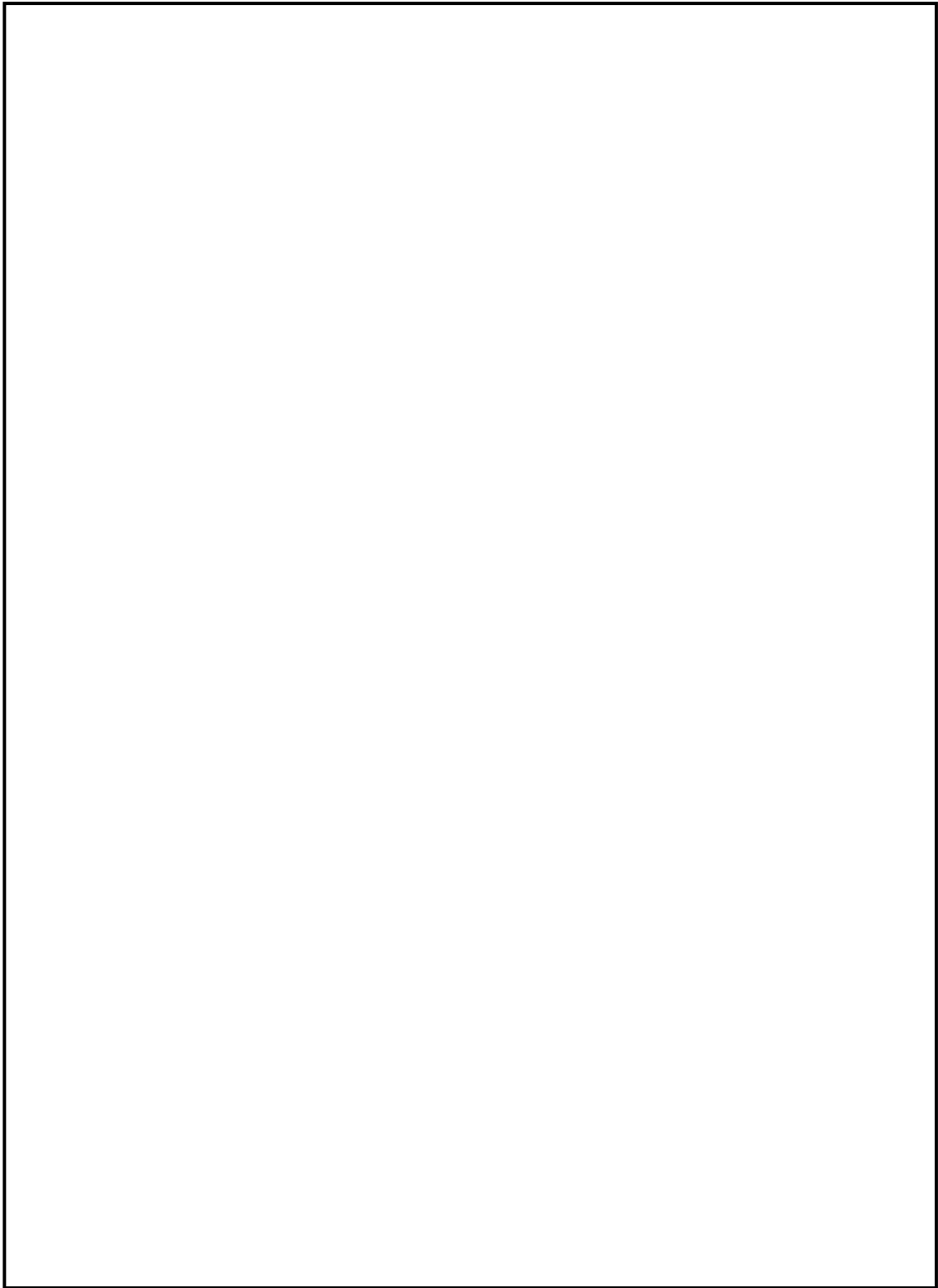


図6 構造図（大量送水車）

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。



#### 51-6 容量設定根拠

(格納容器代替スプレイ系（可搬型）は49条にて整理)

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ (ペDESTAL代替注水系 (常設))	
容 量	m <sup>3</sup> /h/台	230 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><b>【設 定 根 拠】</b> (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>ペDESTAL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、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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。</p> <p>なお、ペDESTAL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。</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 230m<sup>3</sup>/h/台以上(注1) / 230m<sup>3</sup>/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) 原子炉格納容器下部注水必要容量：200m<sup>3</sup>/h以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部に注水する場合に使用する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、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)に係る有効性評価解析(事象進展が早くRPV破損時間が短い事象である大破断LOCAを起因とした場合)において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が200m<sup>3</sup>/hであることから、1台あたり200m<sup>3</sup>/h以上を注水可能な設計とし、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最小流量：30m<sup>3</sup>/h/台

以上より、ペDESTAL代替注水系(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、230m<sup>3</sup>/h/台以上とする。

2. 全揚程  m以上(注1) / 190m(注2)

原子炉格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部へ注水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
<hr/>			
	:	<input type="text"/>	m

以上より、ペDESTAL代替注水系(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、重大事故等時にペデスタル代替注水系（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 0131 (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)

$\rho$  : 密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1000

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

$\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

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

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）

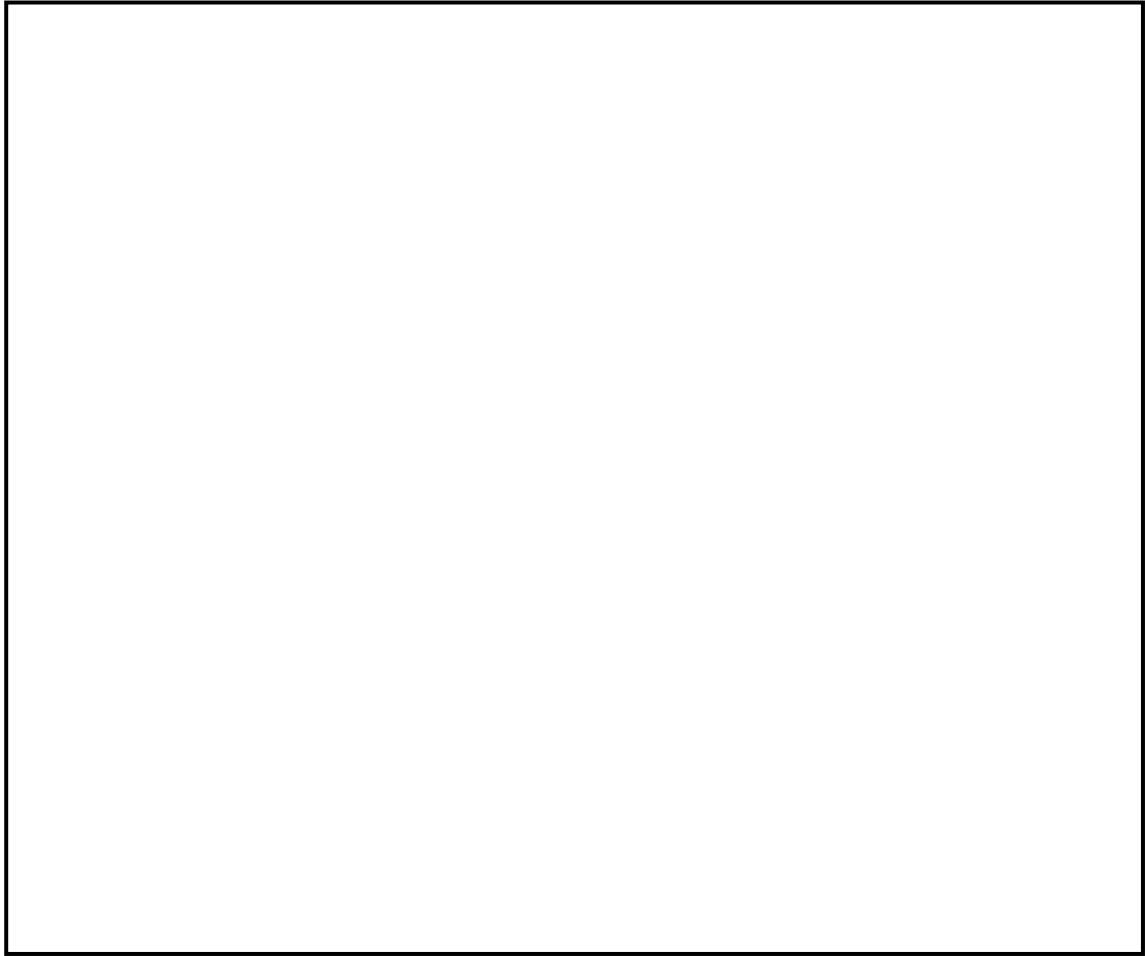


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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 <sup>3</sup> /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.33 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。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

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、復水輸送系配管及び補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触すること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、原子炉格納容器下部への注水に必要な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。

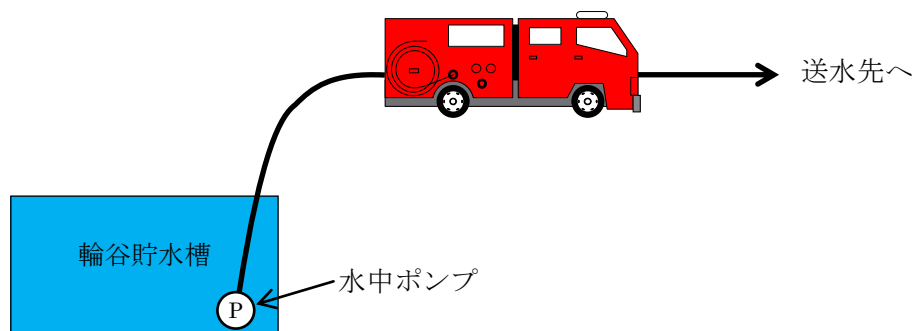


図 1 ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m<sup>3</sup>/h/台以上（注1）／168m<sup>3</sup>/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止対策の重大事故シーケンスのうち、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）に係る有効性評価解析（事象進展が早くR P V破損時間が短い事象である大破断L O C Aを起因とした場合）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注入量120m<sup>3</sup>/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168m<sup>3</sup>/h/台以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.33MPa以上（注1）／0.85MPa（注2）

ペDESTAL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）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	1.33	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51-6-9,10参照。

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1.33MPa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。

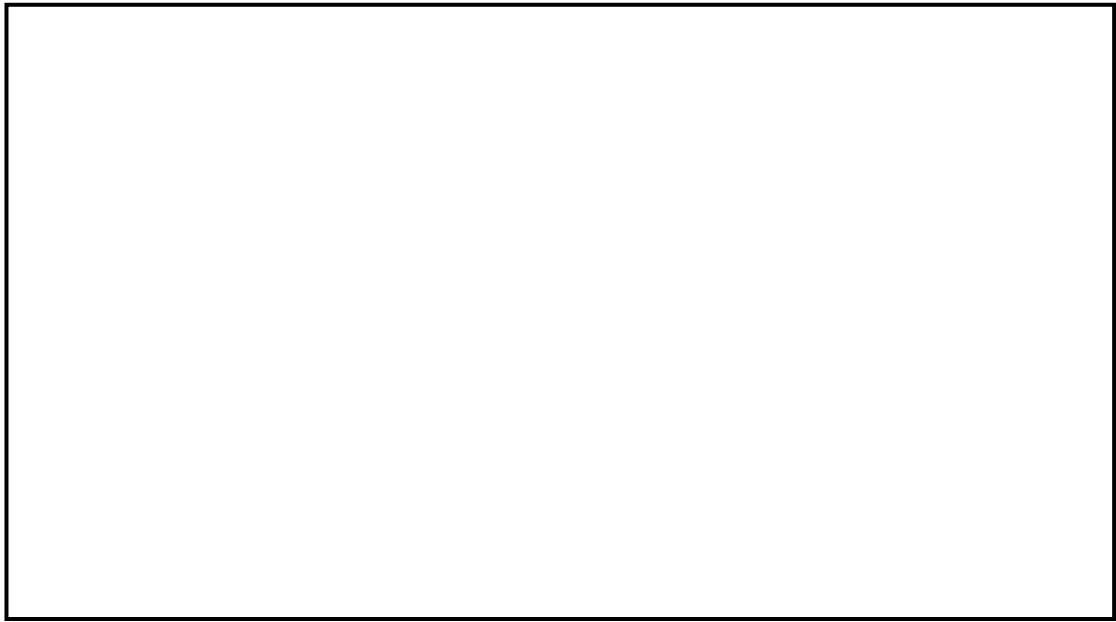


図2 大量送水車性能曲線

### 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1.2m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7.8mとなる。（図3参照）

必要流量120m<sup>3</sup>/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7.8m下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効NPSHが約15.3m<sup>\*</sup>となる。

以上により、必要NPSH（約1.2m）<有効NPSH（約15.3m）となる。

※内訳は以下のとおり。

	取水ポンプの全揚程	約		m
	大気圧	約		m
静水頭		約		m
ホース圧損		約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭		約		m
	合計	約	15.3	m



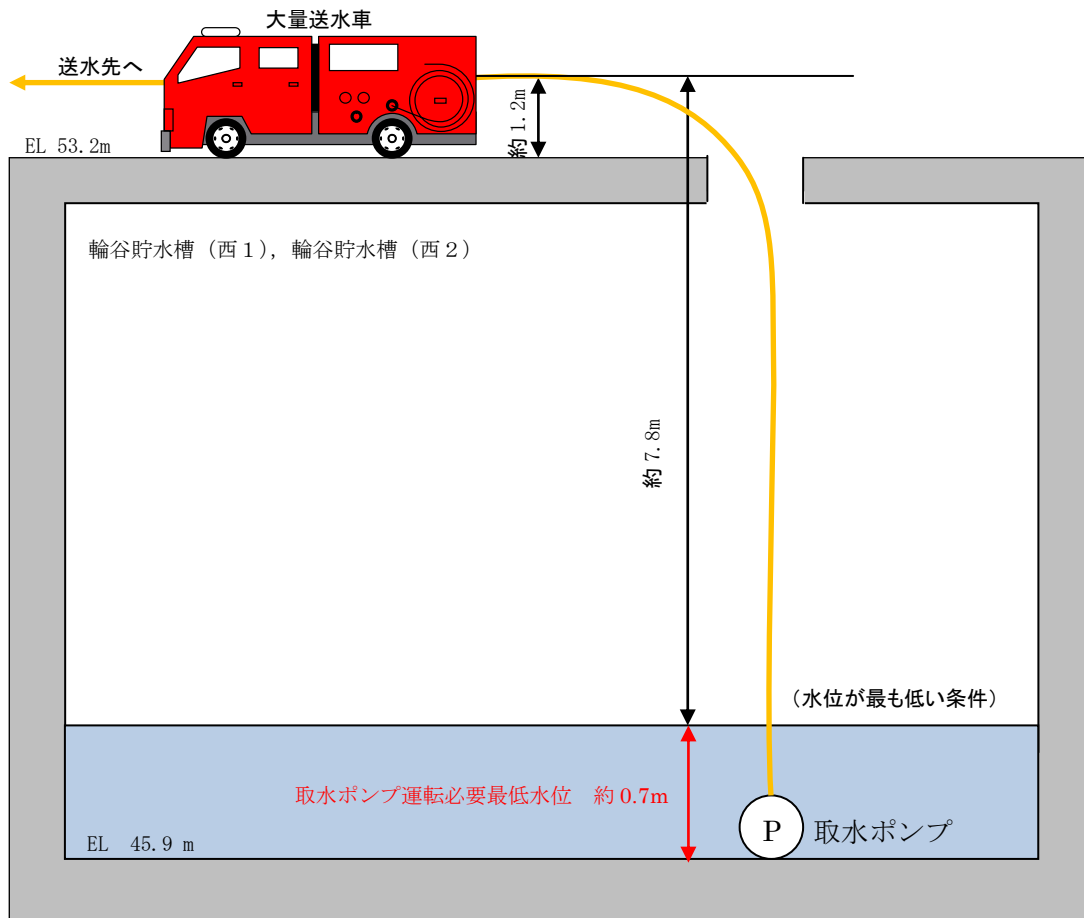


図3 大量送水車設置概要図

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。

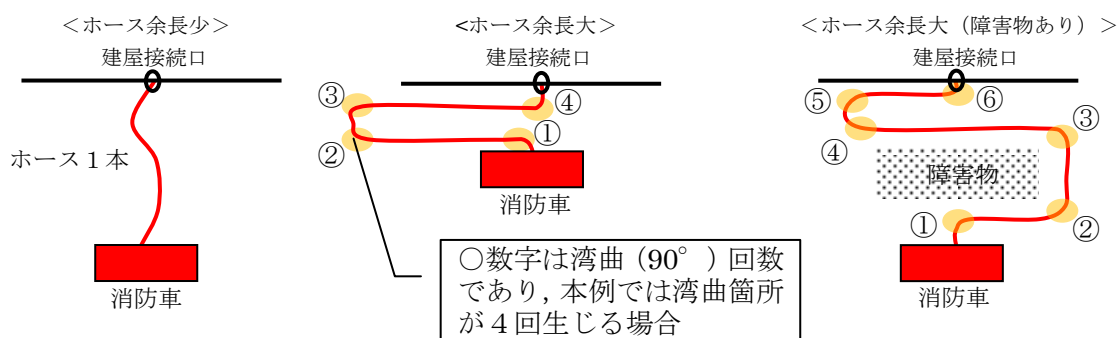


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 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
	$\theta^\circ$					
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
荒い	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 120m<sup>3</sup>/h の場合の値を記載する。)

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

$R/d = 6.5$ ,  $\left( \text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 0.5 < 200$  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

ペDESTAL代替注水系（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。

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

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

51-7 接続図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

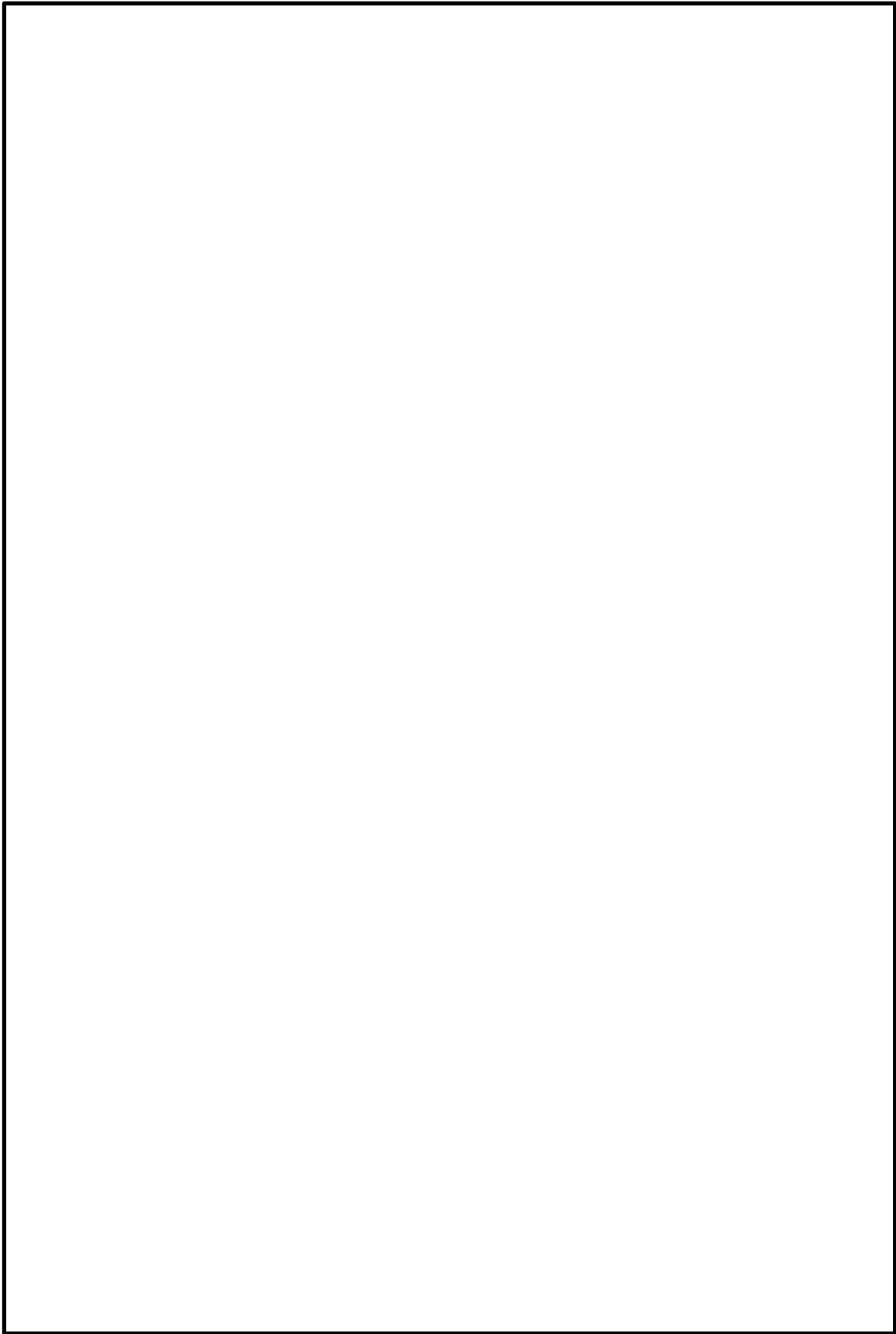


図1 接続図

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。

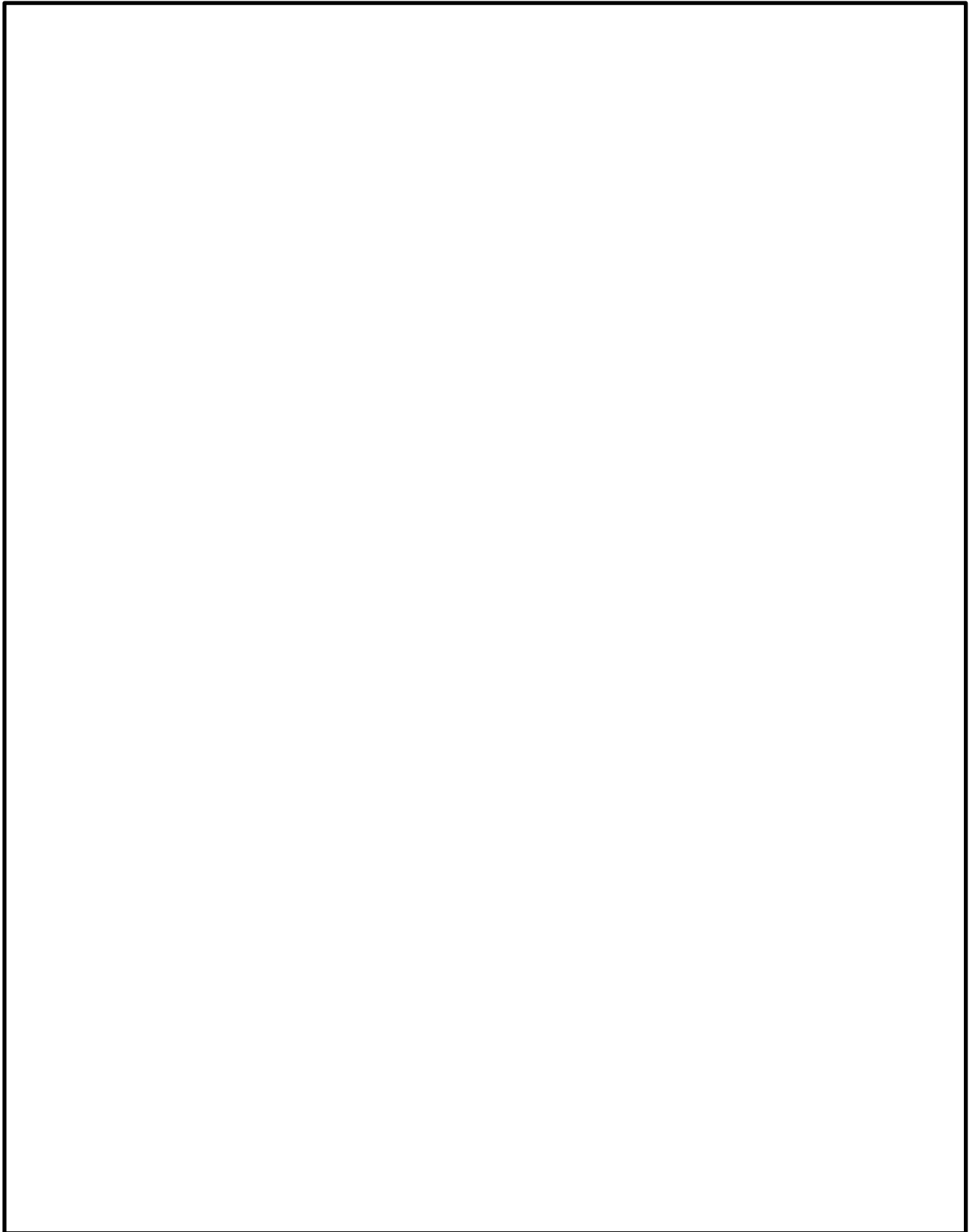


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

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。

51-8 保管場所図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

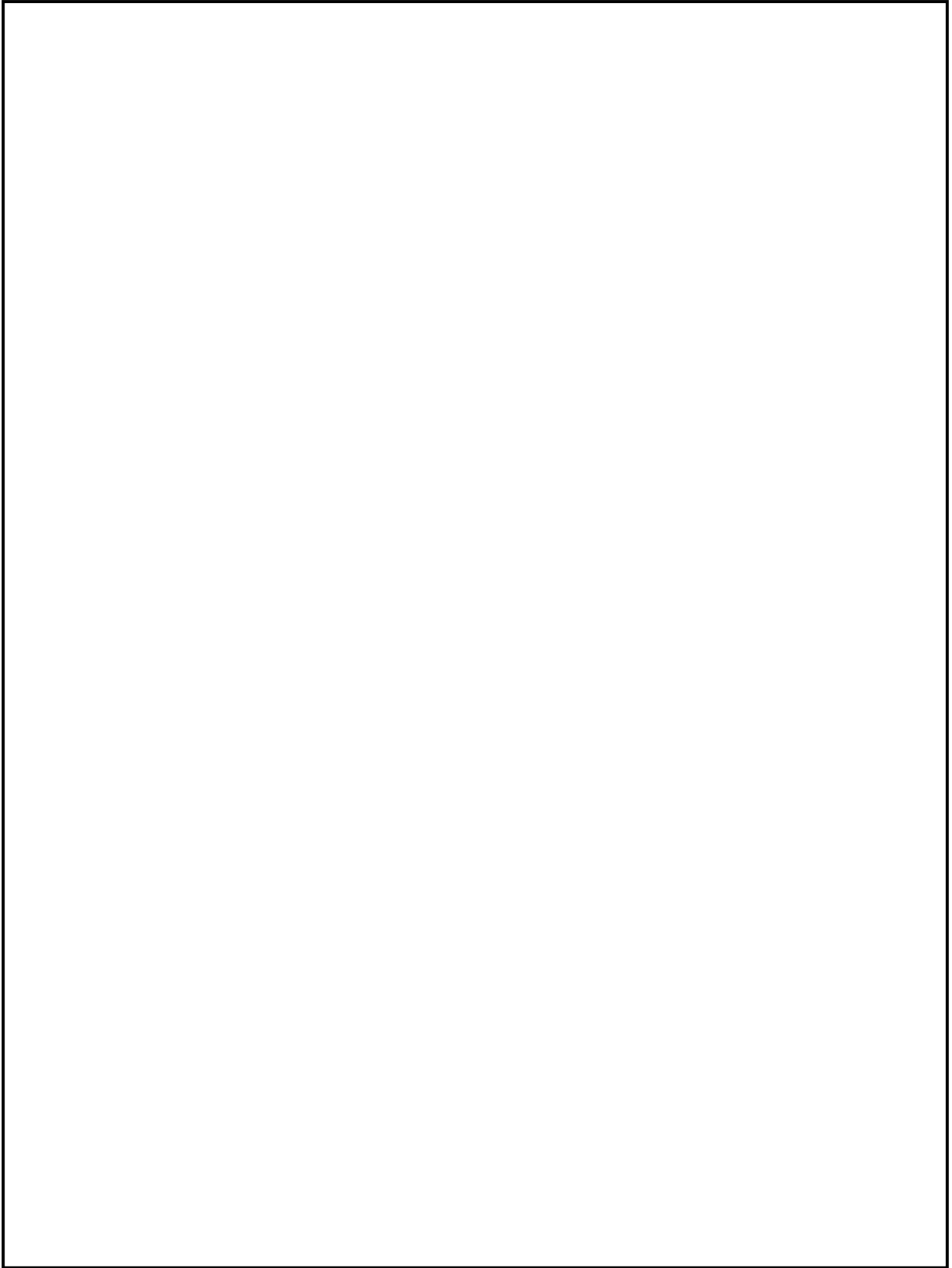


図1 保管場所図（位置的分散）

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。



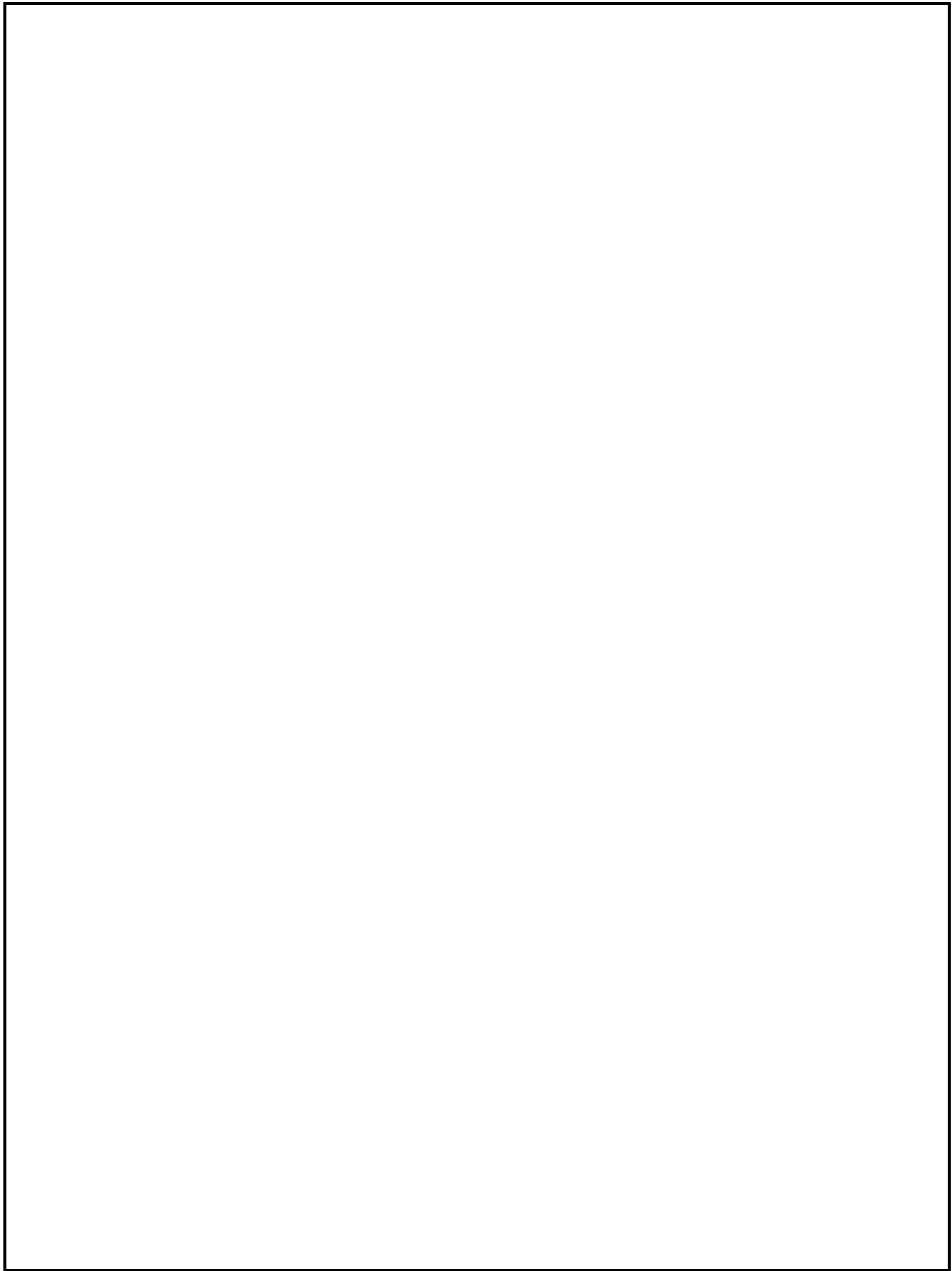


図2 保管場所図（機器配置）

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。

51-9 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

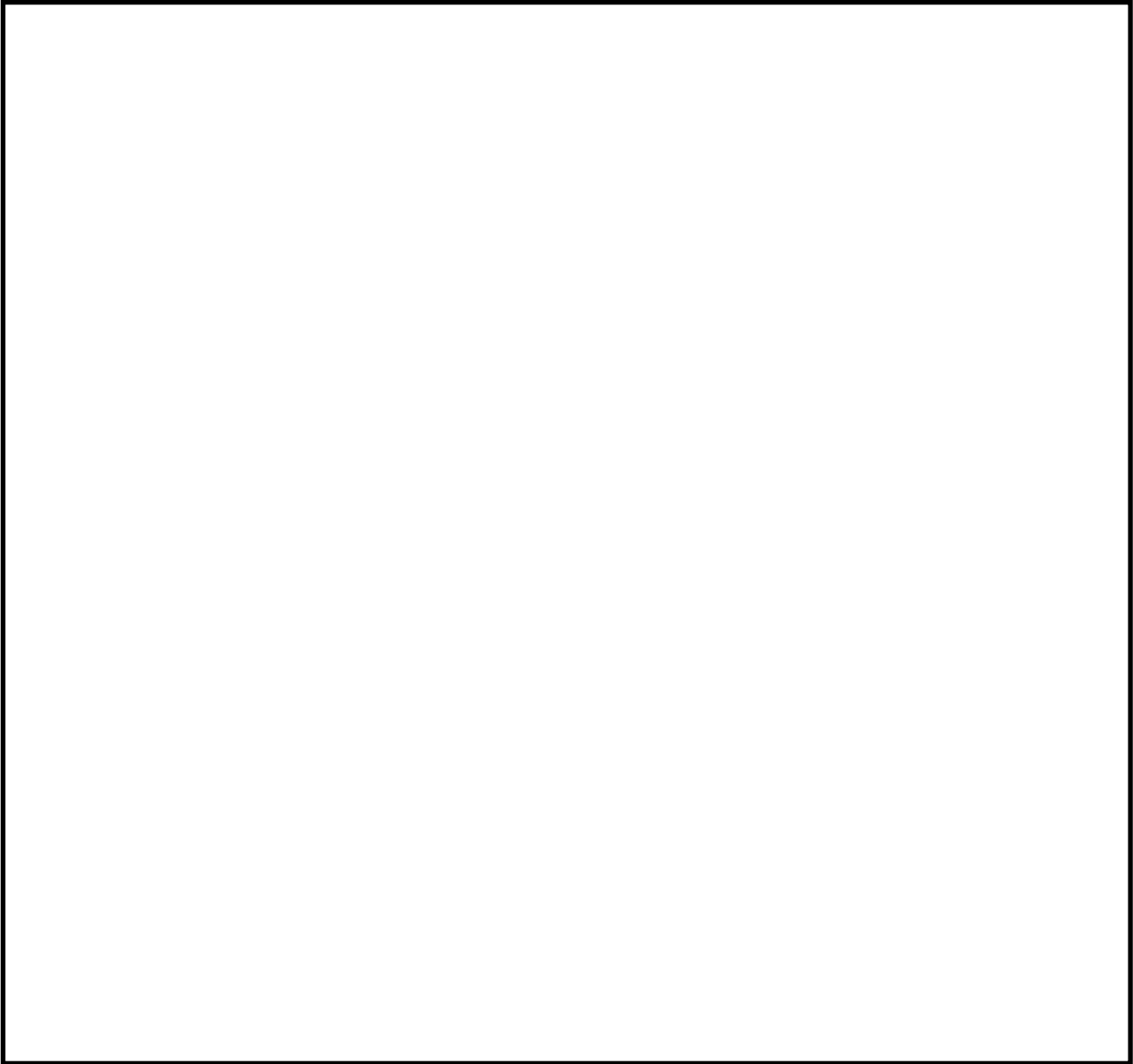


図1 保管場所及びアクセスルート

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。

51-10

コリウムシールド設備概要

## 1. 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心が原子炉格納容器下部の床ファンネルからドレン配管を経て、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）内に流入する場合、ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼板までの距離が短いことから、ドライウェルサンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼板に接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれる恐れがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

図1に原子炉格納容器下部のドライウェルサンプ概要図、図2にコリウムシールド概要図、表1にコリウムシールド仕様を示す。

コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約 $2,700^{\circ}\text{C}$ ）を有するジルコニアを用い、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、溶融炉心がドライウェルサンプへ流入することが無い設計としている。

さらに、次項以降に示す通り、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器及びペDESTAL代替注水系の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。

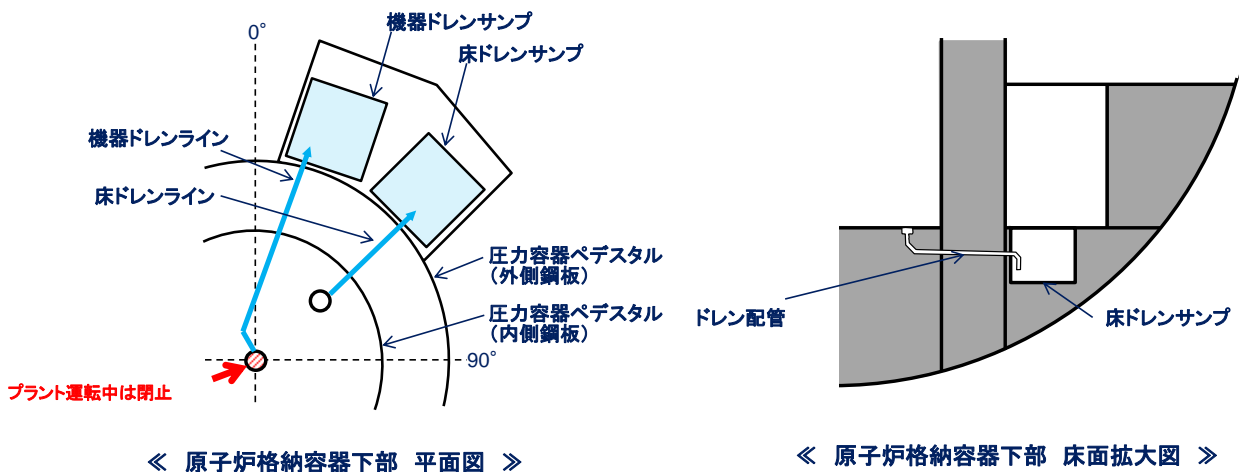


図1 ドレンサンプ概要図

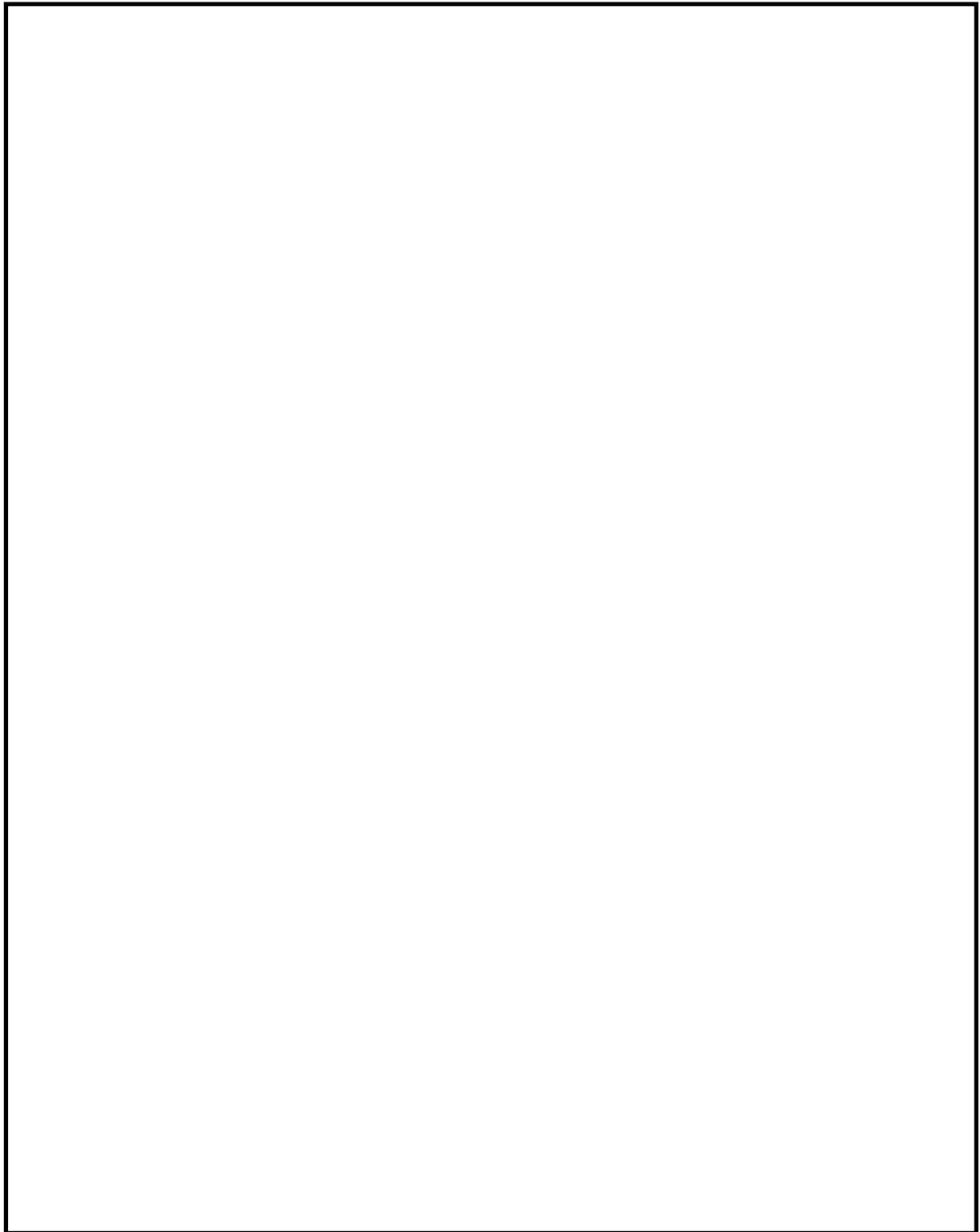


図2 コリウムシールド概要図

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。

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO <sub>2</sub> )
厚さ	約 130mm 以上

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

原子炉格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、原子炉格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表2に示す。

表2 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	
耐震性	悪影響なし	
強度	悪影響なし	コリウムシールドは原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る箇所に設置される設備ではなく、かつ事故時の原子炉格納容器内温度、圧力を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部 開口量	悪影響なし	コリウムシールドは事故時の原子炉格納容器フランジ部の開口量を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

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. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

コリウムシールドは、原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウェル床ドレンサンプへの流入元である原子炉格納容器下部の床ドレンファンネルを覆うように設置され、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表3に示す。

表3 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは、漏えいした原子炉冷却材をドライウェル床ドレンサンプに通じる床ドレンファンネルへ導くためのスリットを複数設ける設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし

ドライウェル床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が  $1\text{gpm}(0.23\text{m}^3/\text{h})$ 以上となった場合に、原子炉冷却材の漏えいが検出される\*設計となっていることから、コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が、スリット一箇所あたりで  $1\text{gpm}$  以上となるよう、スリットの幅、高さを設定した。スリットは床面に4箇所（幅×高さ：）を設置する。

※LBB(Leak Before Break)の概念より

加えて、スリットが溶融炉心のドライウェル床ドレンサンプへの有意な流入経路となることのないよう、スリットに溶融炉心が侵入したとしても、スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェル床ドレンサンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお、溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、純金属の凝固を行う   モデル及び  モデル、また合金の凝固評価を行う  モデルを用いて凝固距離評価を行い、各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。

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。



## 2. 3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

### 2. 3. 1 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部にはペDESTAL代替注水系の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，ペDESTAL代替注水系の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，ペDESTAL代替注水系への悪影響がないことを確認した。確認結果を表4に示す。

表4 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
ペDESTAL代替注水系機能	悪影響なし	コリウムシールドとペDESTAL代替注水系放水口の設置位置は垂直方向で約 <input type="text"/> m 離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，ペDESTAL代替注水系機能への悪影響なし。

51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

## 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

格納容器スプレイを行った場合、スプレイ水は以下の経路により原子炉格納容器下部に流入する。図1に流入経路の概要を示す。

### ①の経路について

スプレイ水は、各フロアに滞留するような機器や堰が無いことから、各フロアの床の開口部（グレーチング）より原子炉格納容器最下階のドライウエル床に流下する。ドライウエル床に流下したスプレイ水は、ドライウエル床面を流れ、ドライウエルサンプに流れ込む。その後ドライウエルサンプ水位が上昇し、満水になるとドライウエル床面に水が溜まる。

### ②の経路について

ドライウエル床面に溜まった水の水位が上昇すると、図2に示すとおり、ベント管入口下端の高さより制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため、サブプレッション・チェンバ側に流出することはなく、制御棒駆動機構搬出入口より原子炉格納容器下部に流入する。

以上より、確実に原子炉格納容器下部に水張りすることが可能である。

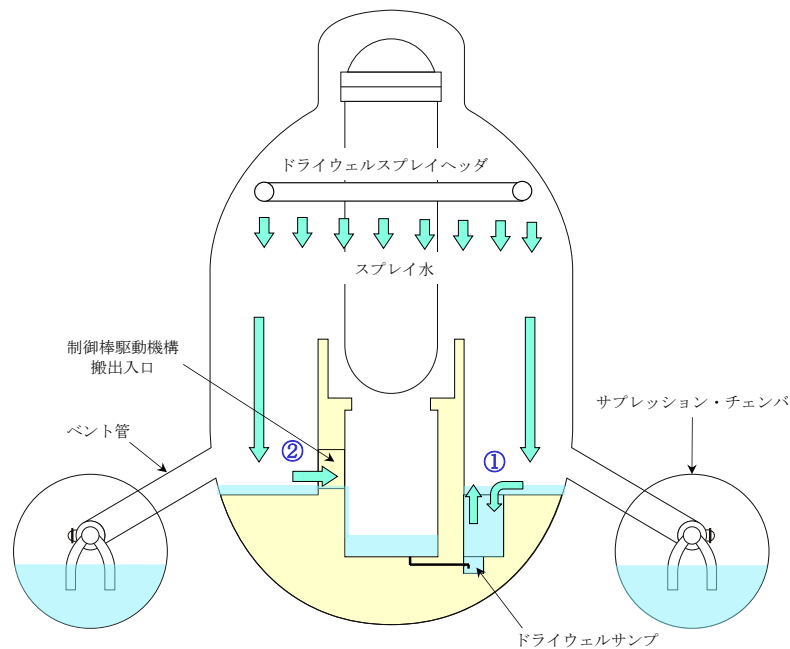


図1 格納容器スプレイの原子炉格納容器下部への流入経路の概要図

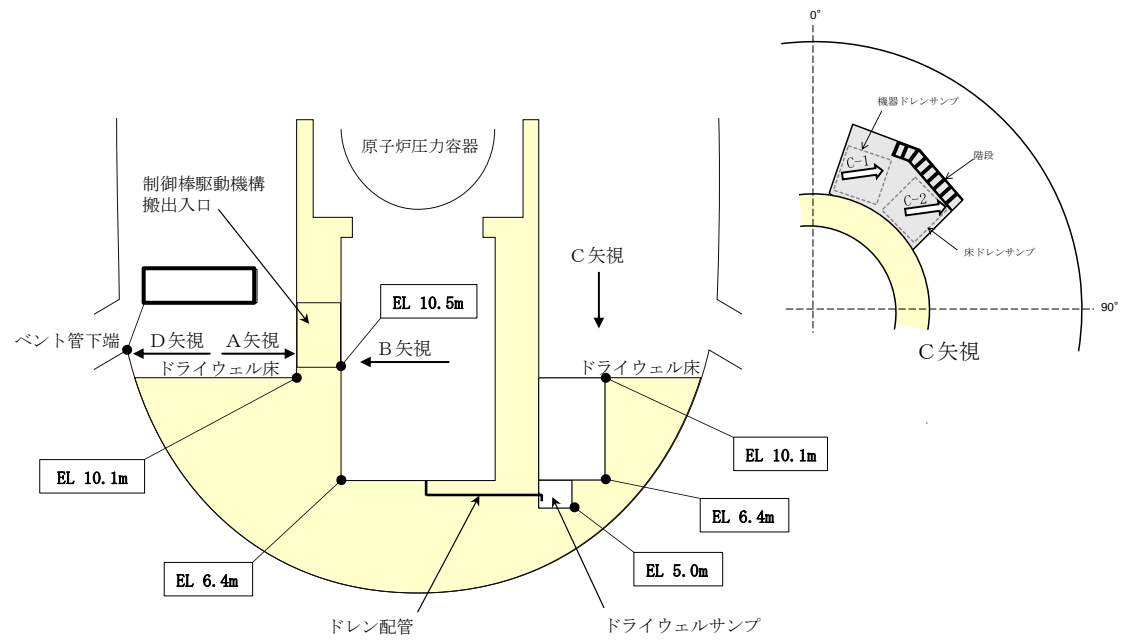
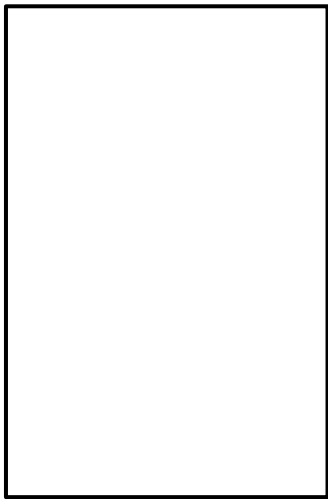
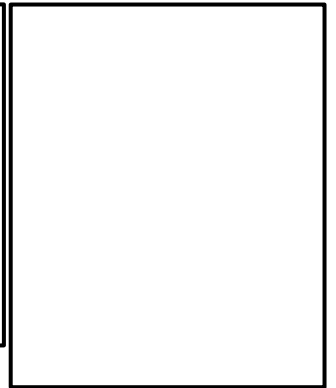
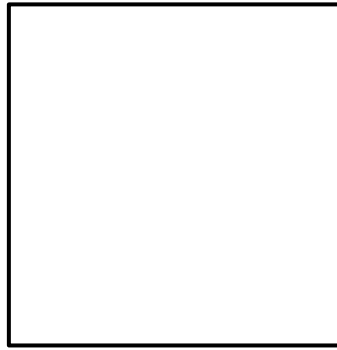
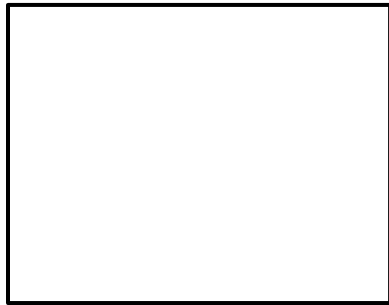
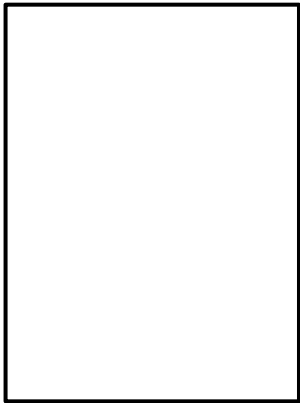


図2 原子炉格納容器 断面図

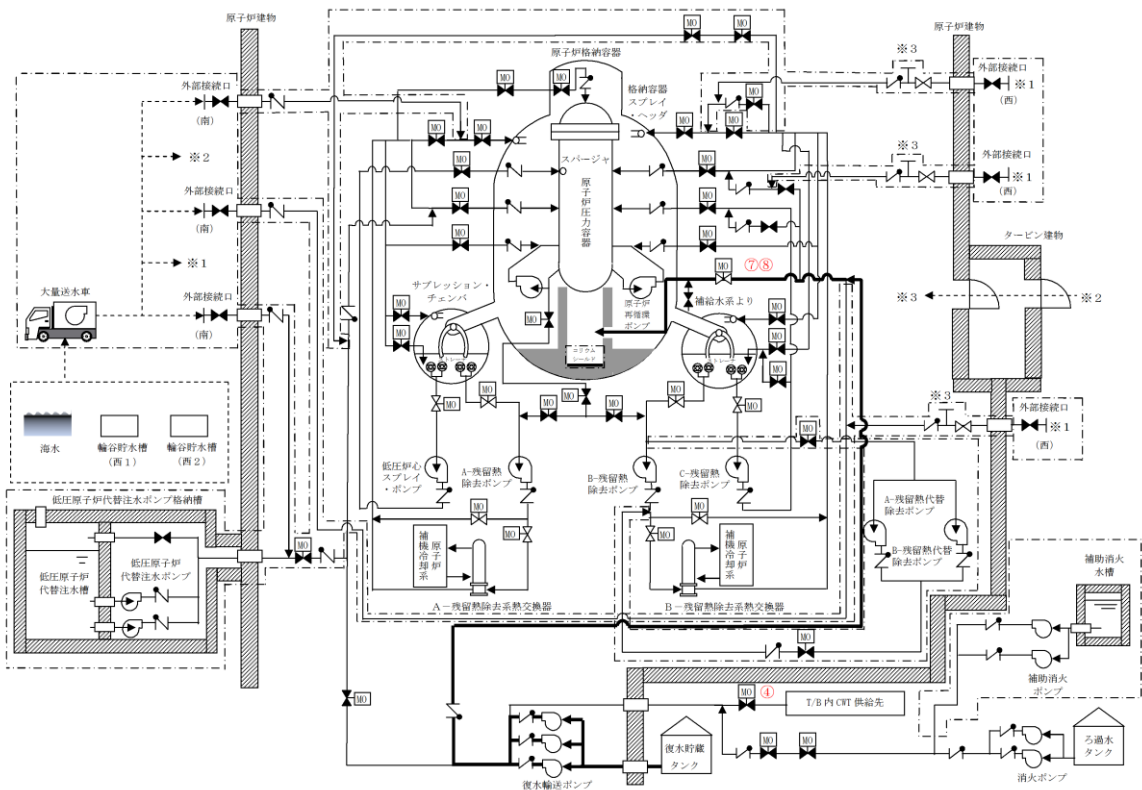
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-12 その他設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心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) 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

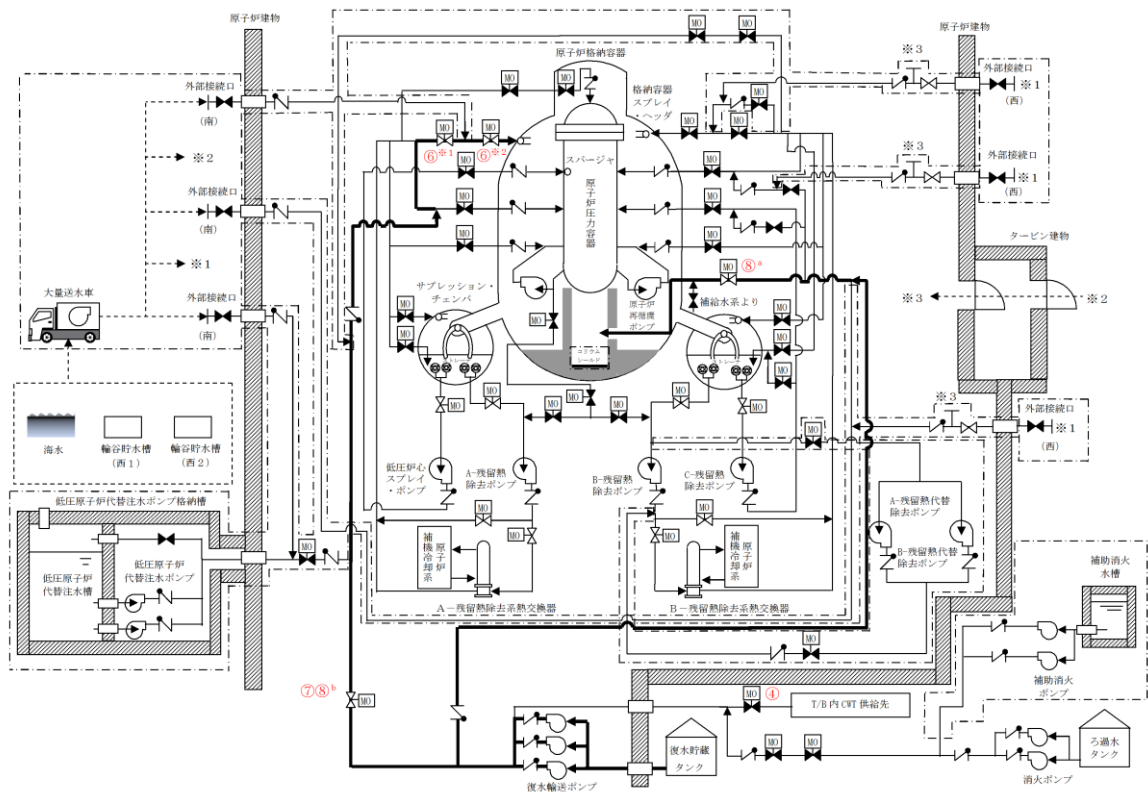
復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送ポンプを用い、中央制御室から遠隔で弁操作し、復水貯蔵タンクを水源として、復水輸送系配管、補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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
⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図1 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図



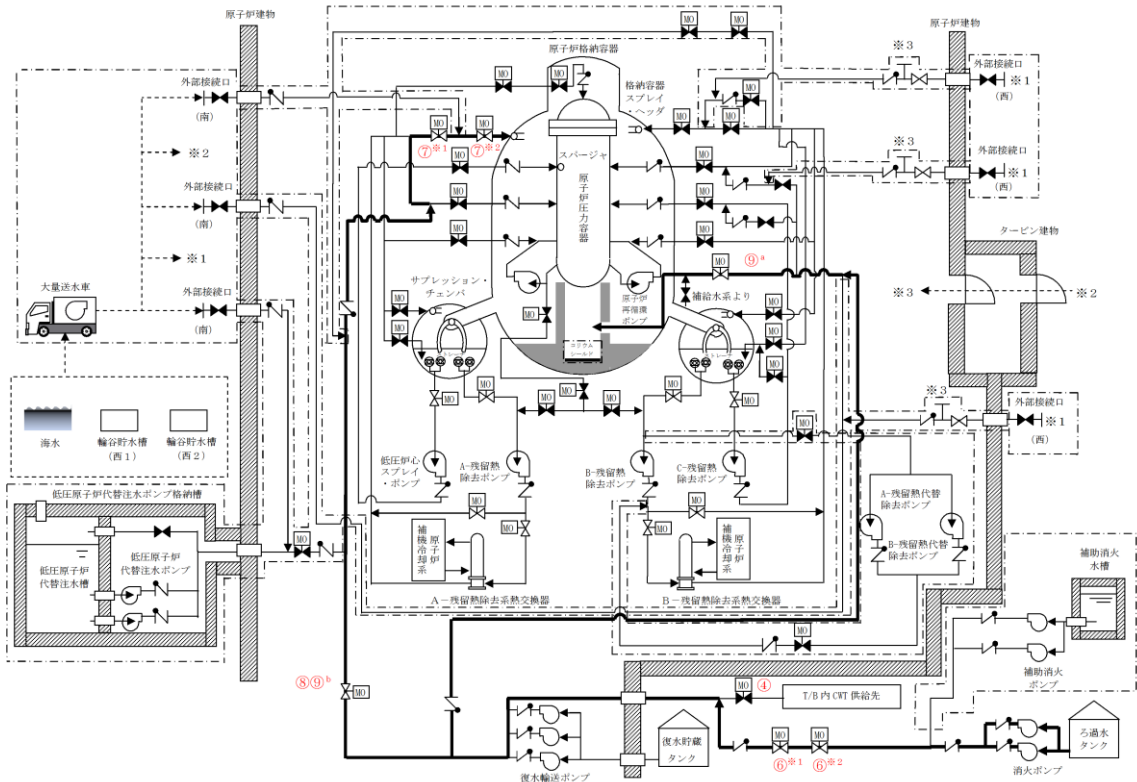
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

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
⑥※ <sup>1</sup>	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
⑥※ <sup>2</sup>	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
⑦⑧ <sup>b</sup>	A-RHR R PV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ <sup>a</sup>	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図2 復水輸送系（スプレー管使用の場合）による  
 原子炉格納容器下部への注水 概略系統図

(2) 消火系による原子炉格納容器下部への注水

消火系による原子炉格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として、消火系配管、復水輸送系配管、補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

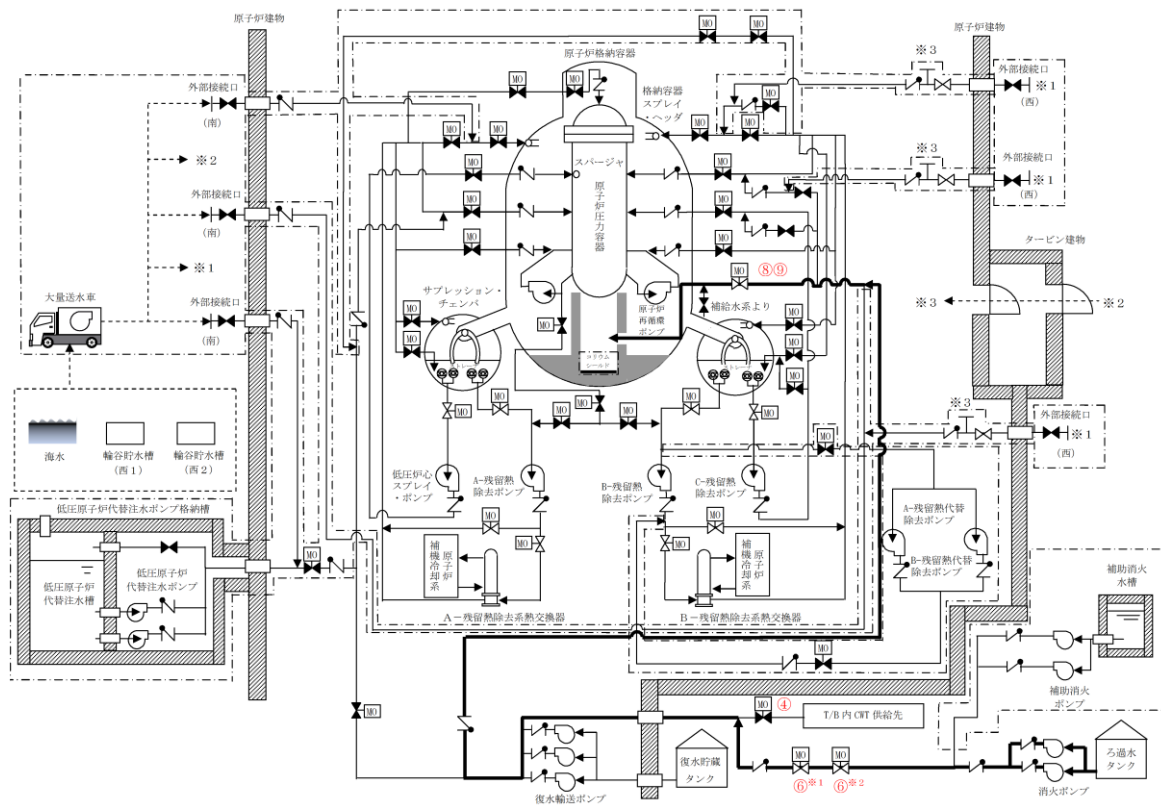


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。  
 ○<sup>\*1</sup> ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

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
⑥ <sup>*1</sup>	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
⑥ <sup>*2</sup>	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
⑦ <sup>*1</sup>	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
⑦ <sup>*2</sup>	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
⑧⑨ <sup>b</sup>	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ <sup>a</sup>	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図3 消火系 (スプレー管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水概略系統図 (消火ポンプを使用した場合)

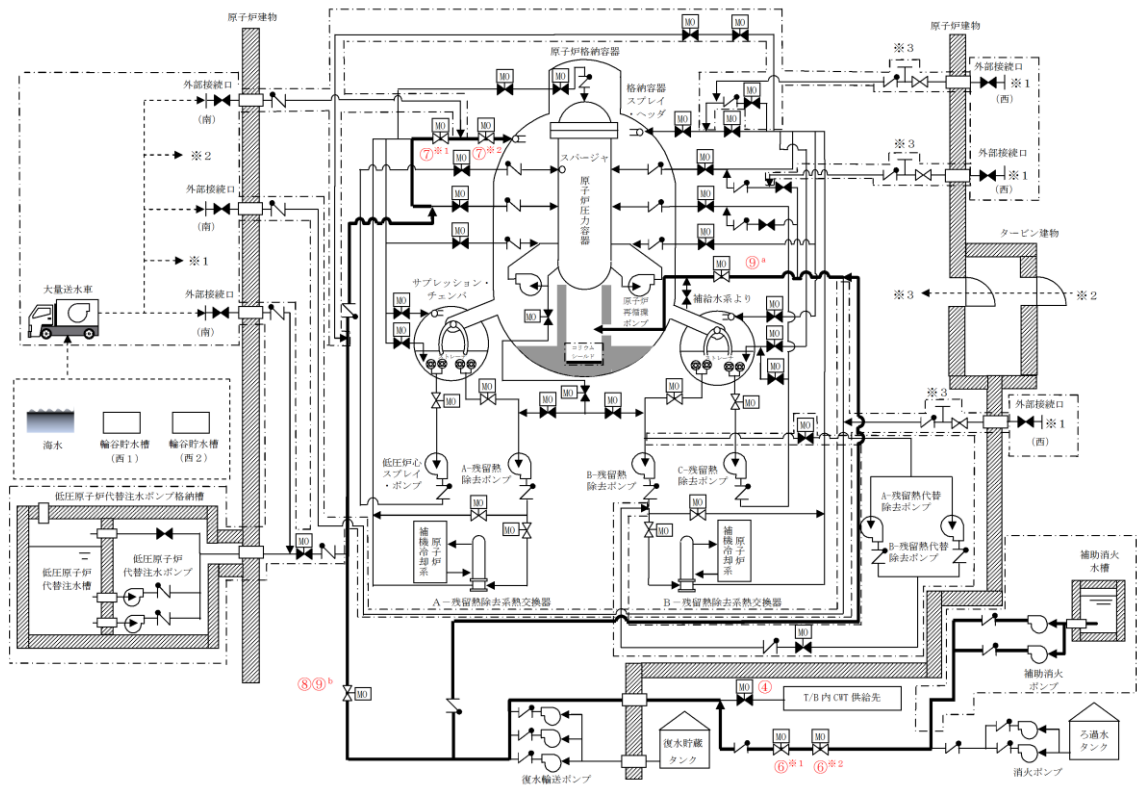




記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

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
⑥*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
⑥*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
⑧⑨	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

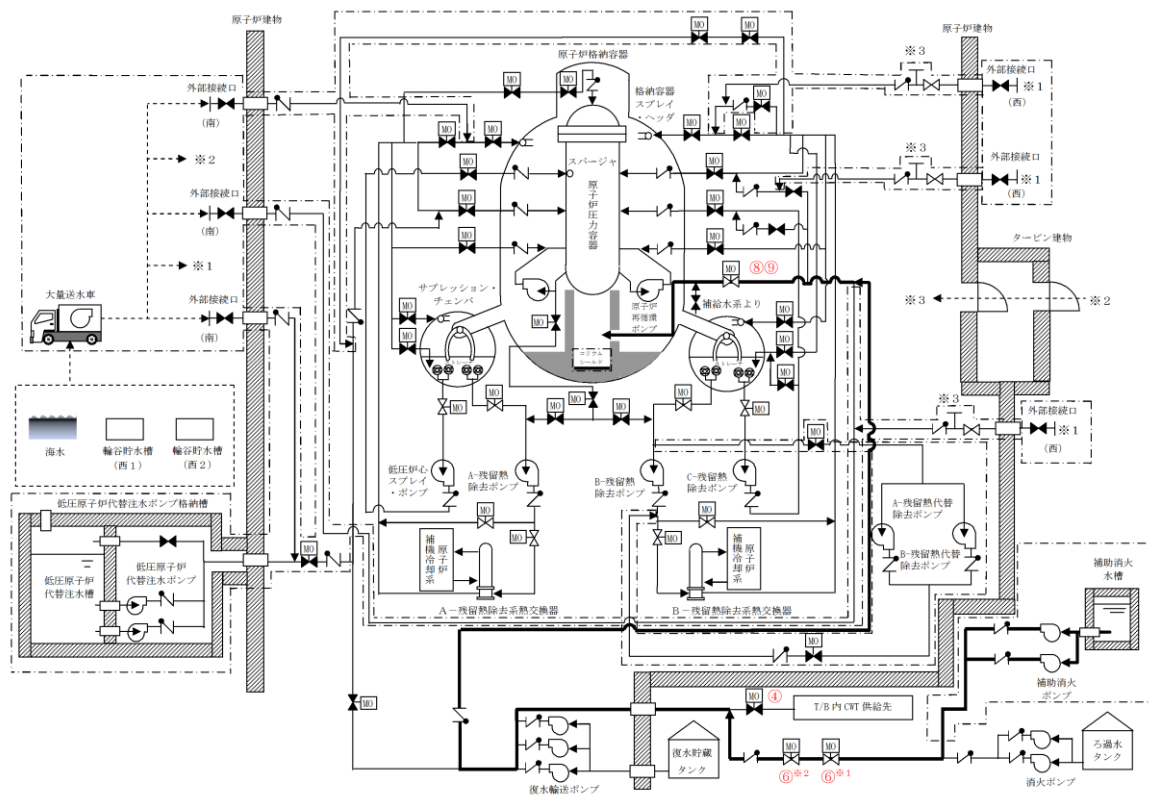
図4 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図  
 （消火ポンプを使用した場合）



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup> : 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を示す。  
 ○<sup>\*1</sup>~ : 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
⑥ <sup>*1</sup>	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
⑥ <sup>*2</sup>	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
⑦ <sup>*1</sup>	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
⑦ <sup>*2</sup>	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
⑧⑨ <sup>b</sup>	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ <sup>a</sup>	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図5 消火系 (スプレー管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水概略系統図 (補助消火ポンプを使用した場合)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○\*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
⑥*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
⑥*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
⑧⑨	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図6 消火系 (ペDESTAL注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図  
 (補助消火ポンプを使用した場合)

51-13 送水ヘツダについて

## 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。

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。

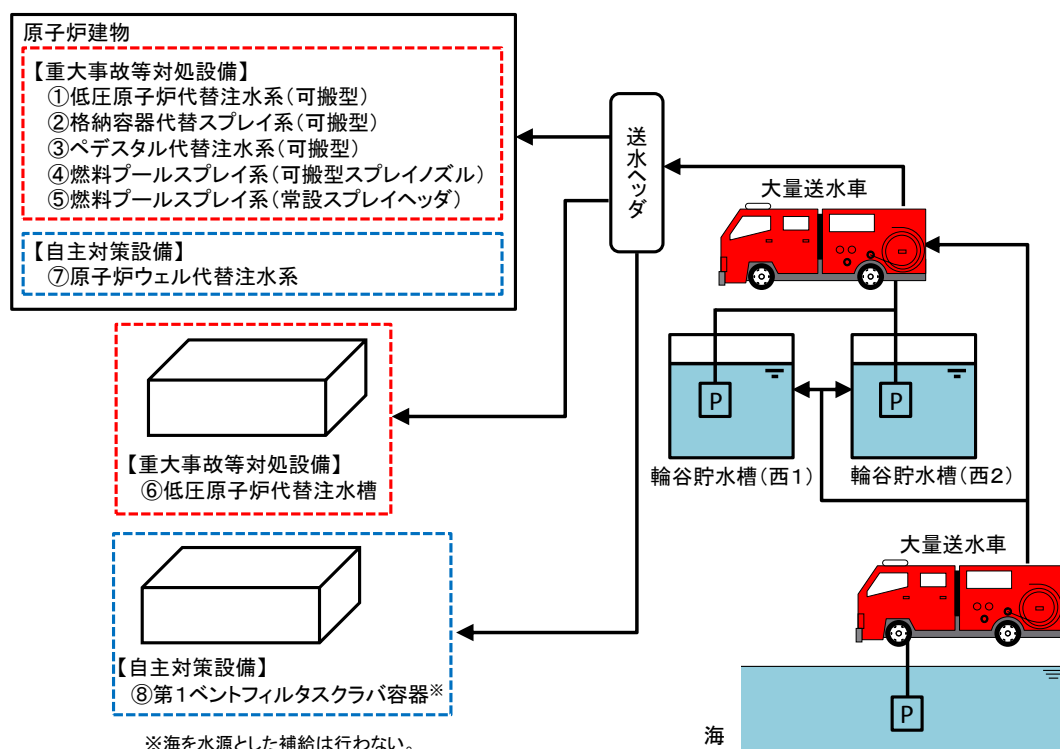


図1 全体系統概要図

## 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」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 <sup>*1, 2</sup>							
	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 <sup>*3</sup>	—	—	—	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。

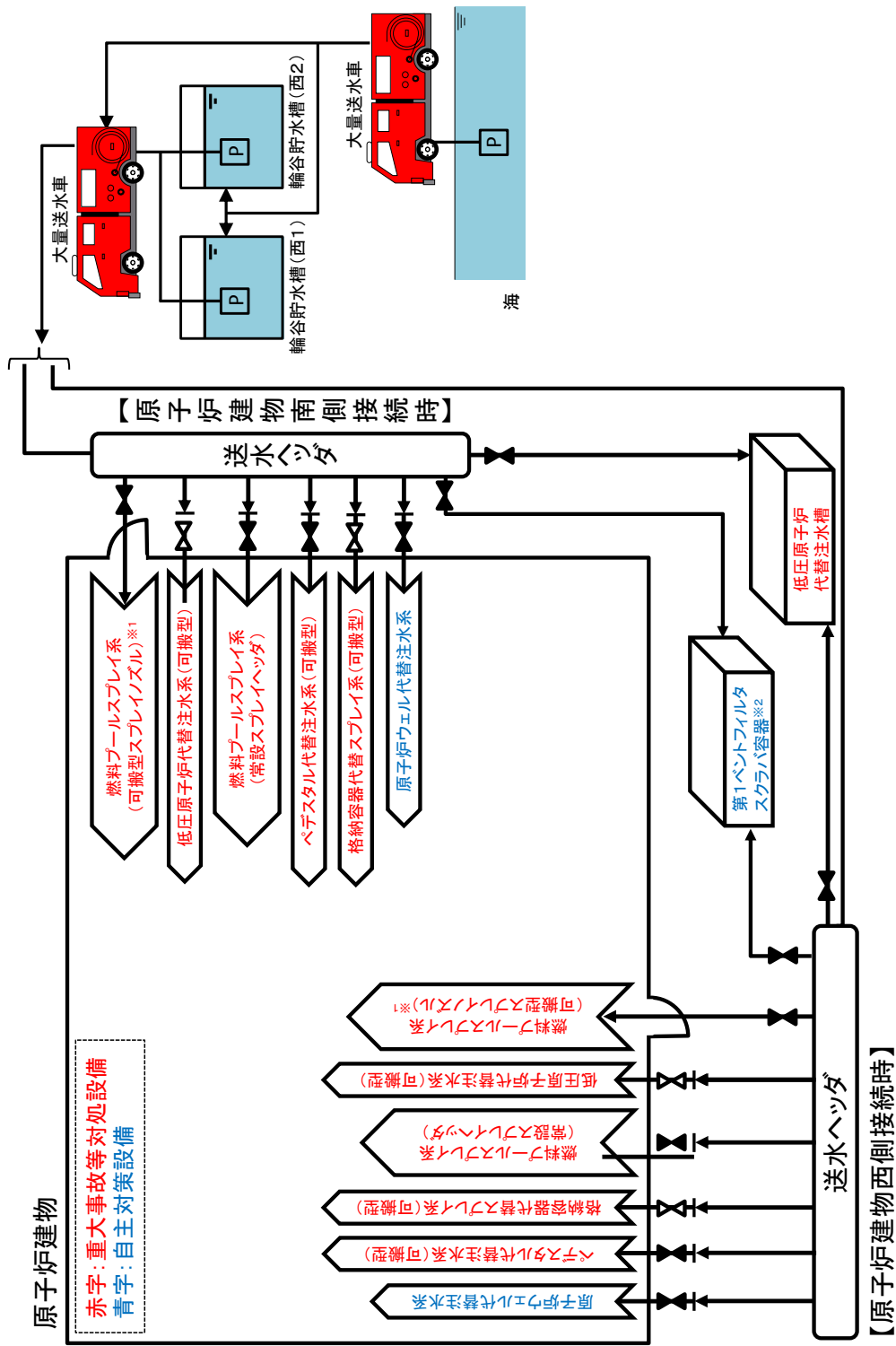
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	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 流量調整弁	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	原子炉ウエル代替注水系接続口
⑧	F C V S 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：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。



※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 操作性及び切り替えの容易性

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り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。

## 52 条 補足説明資料

- 52-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について
- 52-9 接続図
- 52-10 保管場所図
- 52-11 アクセスルート図
- 52-12 その他設備

52-1 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)

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		可搬式窒素供給装置		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	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	52-3 配置図, 52-9 接続図, 52-10 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	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 弁	A, B	
			関連資料	52-5 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	52-4 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		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-5 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	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 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設備	B	
			関連資料	52-6 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	52-3 配置図, 52-9 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	52-9 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	52-3 配置図, 52-10 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			52-11 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備, 代替対象DB設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図, 52-10 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)

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		格納容器水素濃度 (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 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	52-5 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	52-4 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	—		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 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使用するもの	A
	関連資料			52-6 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		52-2 単線結線図, 52-3 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)

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		格納容器酸素濃度 (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 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	52-5 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	52-4 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	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 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使用するもの	A
	関連資料			52-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	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		52-2 単線結線図, 52-3 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)

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		格納容器水素濃度 (B系)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 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	52-5 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	52-4 系統図		
		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	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 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			52-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象D B設備あり) —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		52-2 単線結線図, 52-3 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)

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		格納容器酸素濃度 (B系)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 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	52-5 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	52-4 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	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 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	52-6 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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	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			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		



52-2 単線結線図

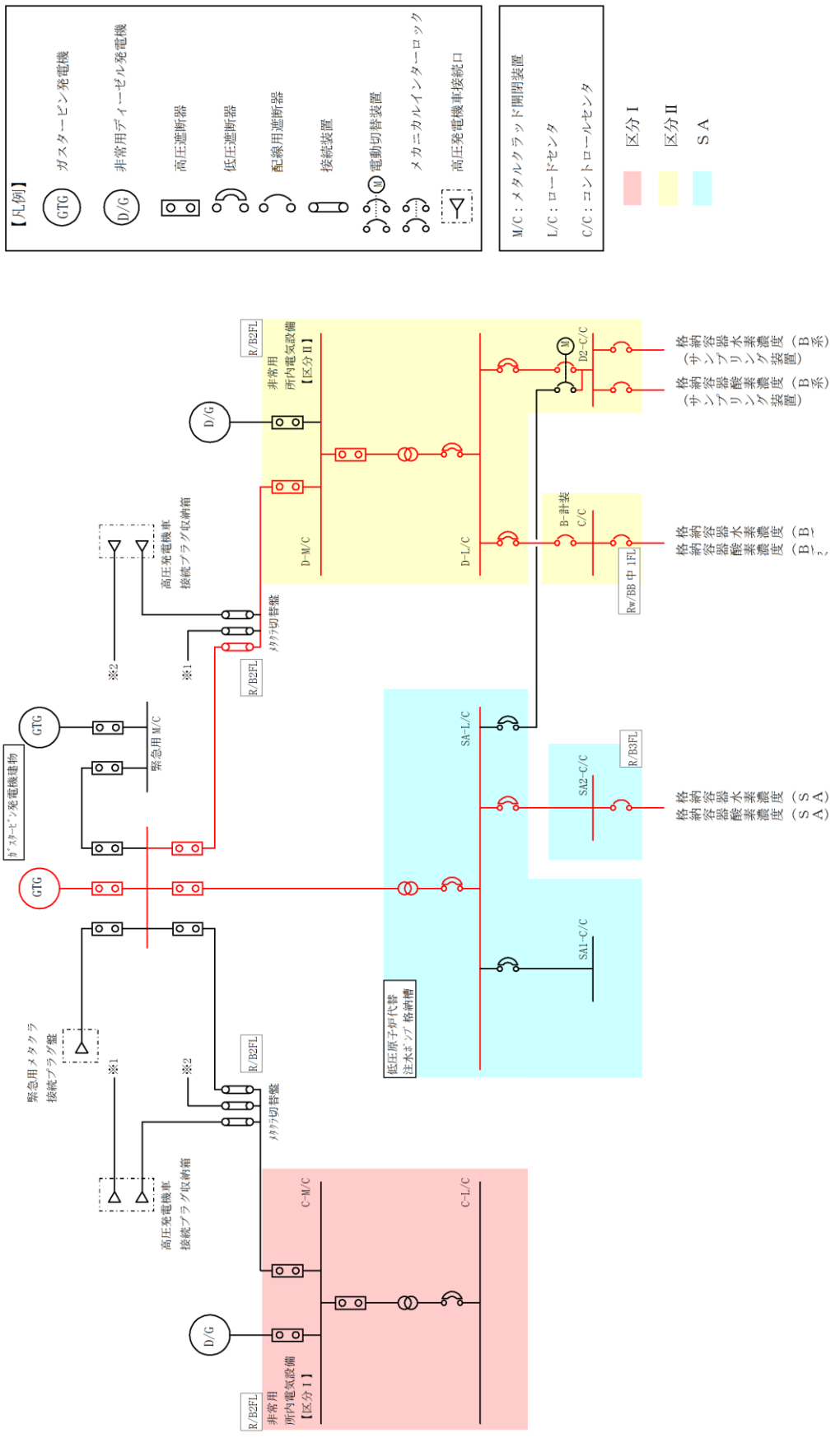




図1 単線結線図

### 52-3 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。

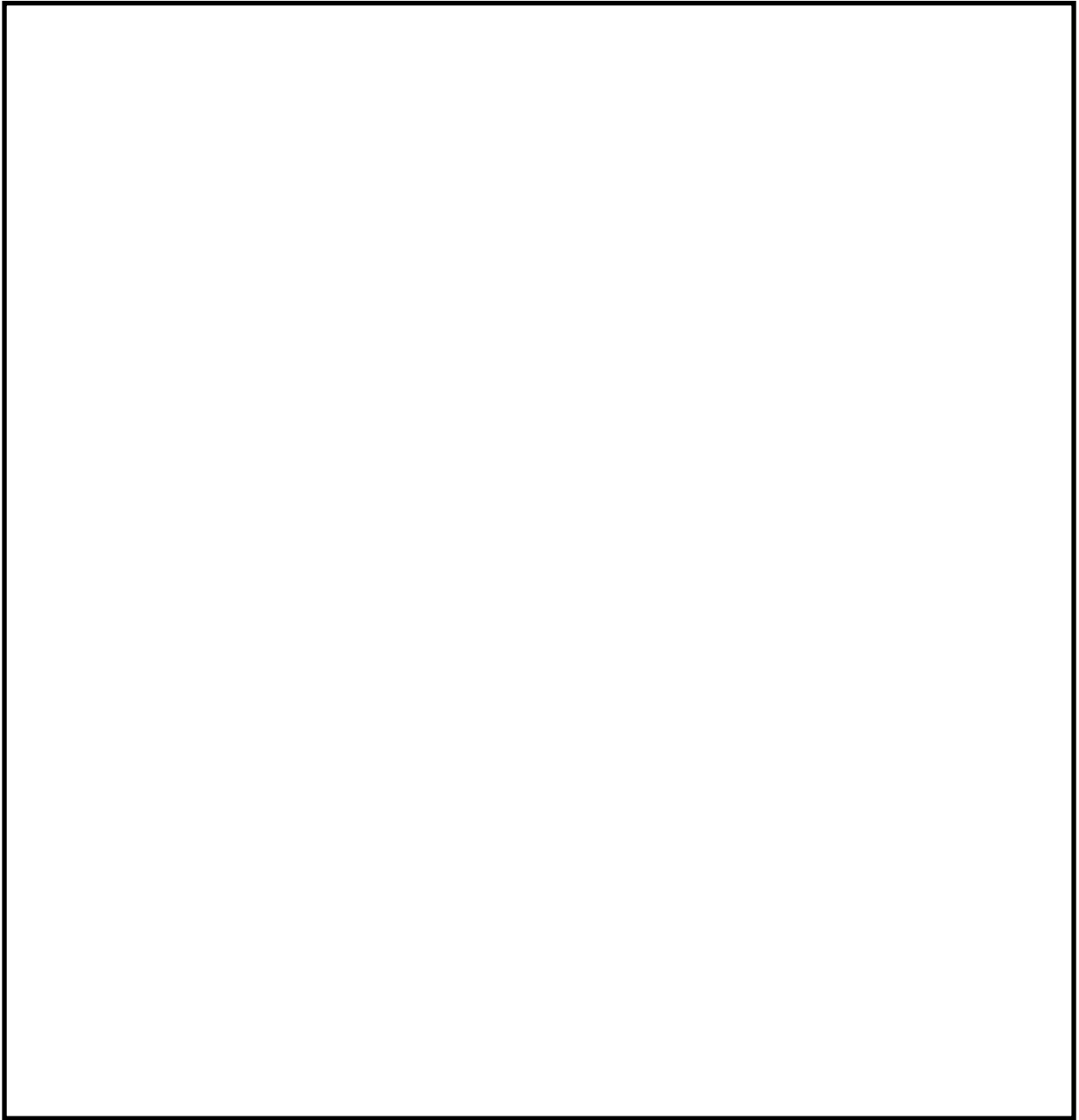


図1 機器配置図（原子炉建物1階）

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。

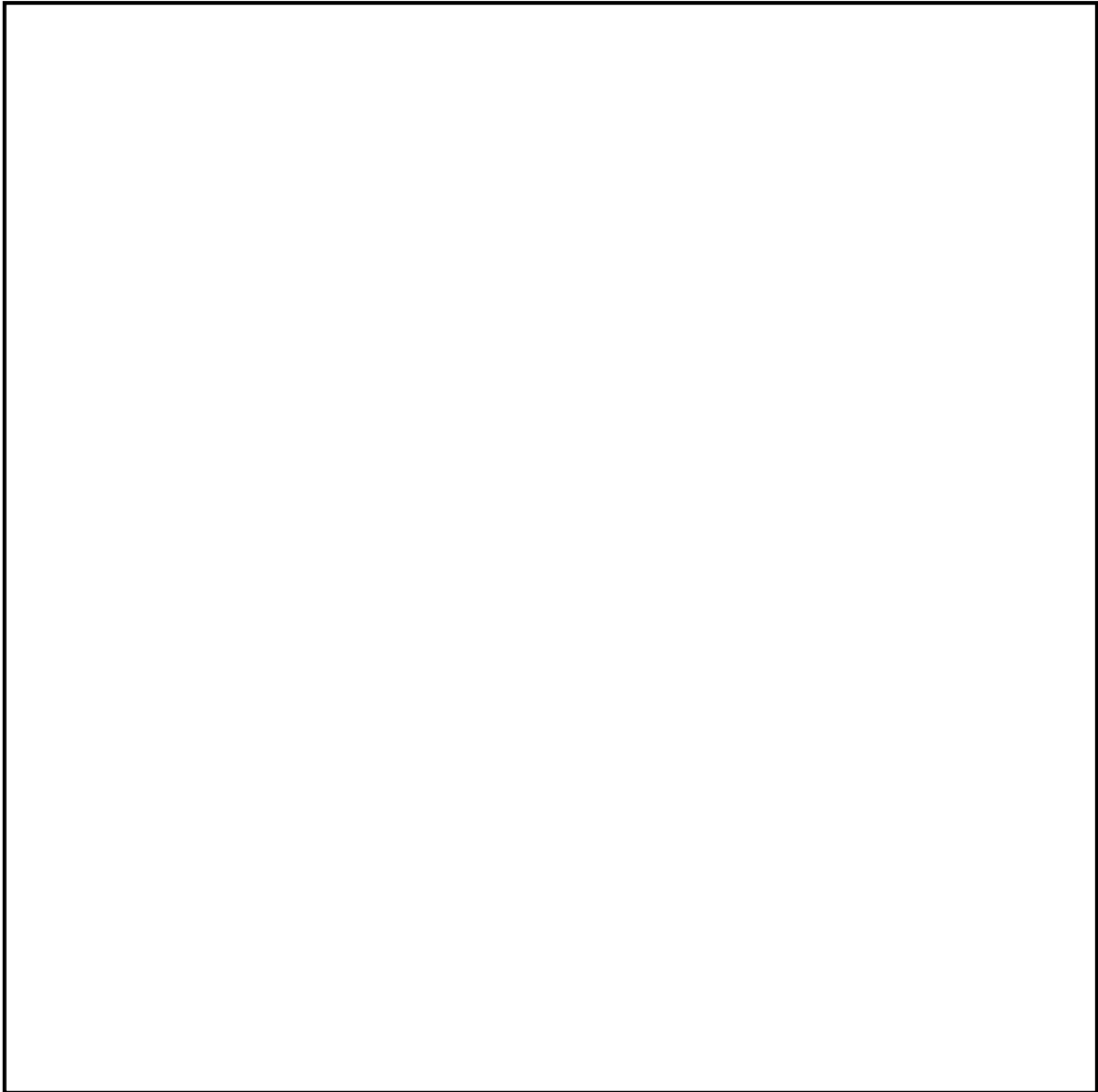


図2 機器配置図（原子炉建物中2階）

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。

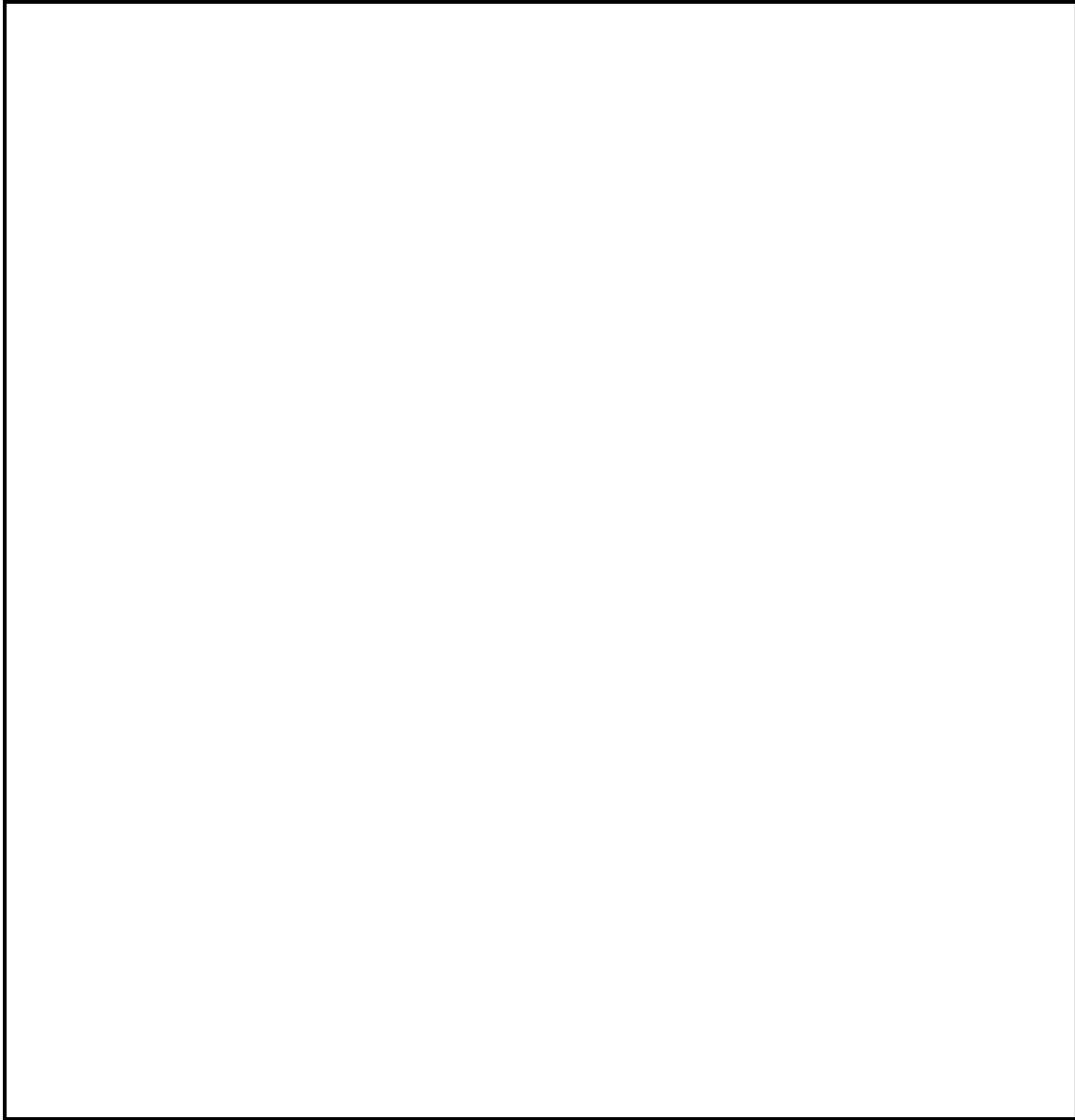


図3 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

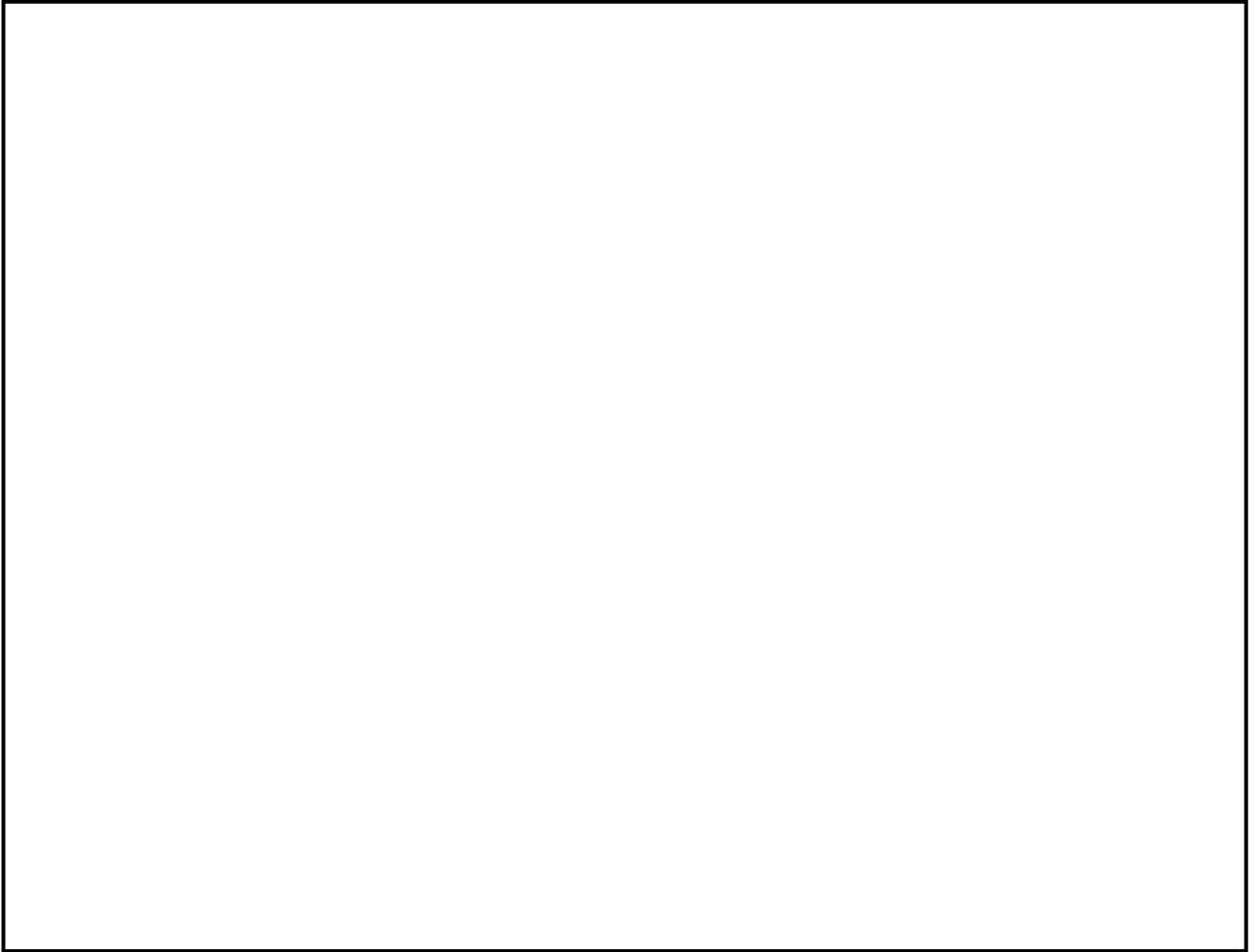


図4 機器配置図（中央制御室）

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。

#### 52-4 系統図



# 1. 窒素ガス代替注入系

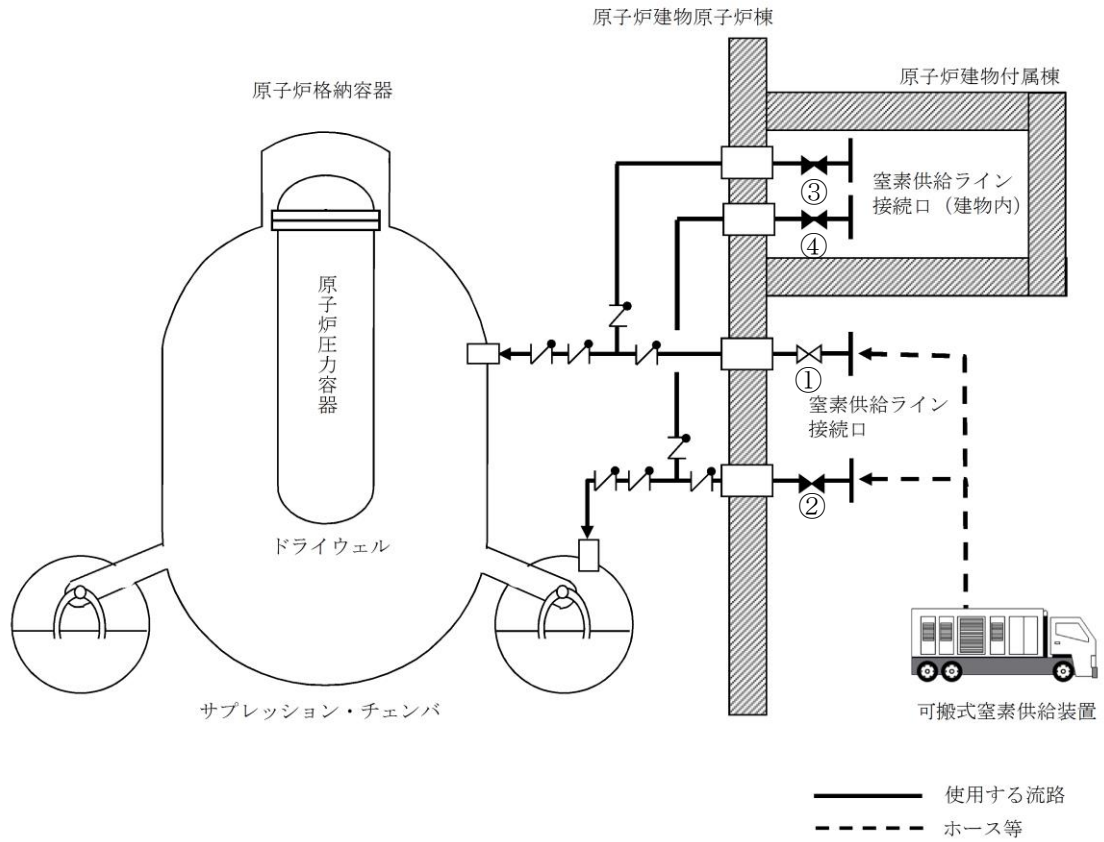


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)
3	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
4	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

## 2. 計装設備の系統概要図

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の系統概要図を図2に示す。また、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）の系統概要図を図3に示す。

いずれの計装設備もサンプルガスは被ばく低減の観点から格納容器内に回収する構成とし、サンプル入口をドライウェルとサプレッション・チェンバの2カ所、サンプル出口をドライウェルまたはサプレッション・チェンバの1カ所としている。サンプル入口と出口が異なる計測を行う場合においても、格納容器容積に対してサンプルガスの流量は小流量でありサンプルガスの移動は無視できる程度であるため、機能上の問題はない。サンプル出口を既許可の格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）はサプレッション・チェンバとしているが、新設する格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、格納容器貫通部の空き状況や配管ルート等を踏まえて施工性の観点からドライウェルとしている。

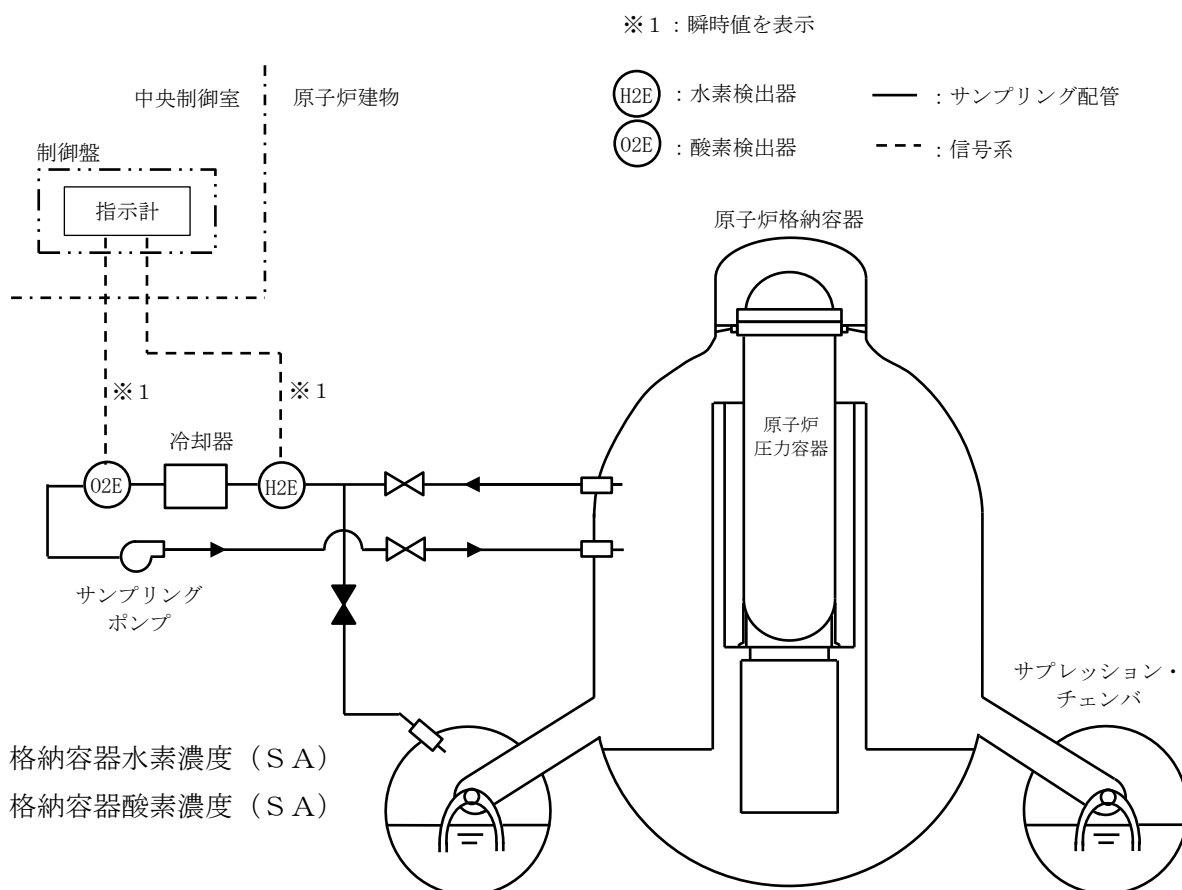
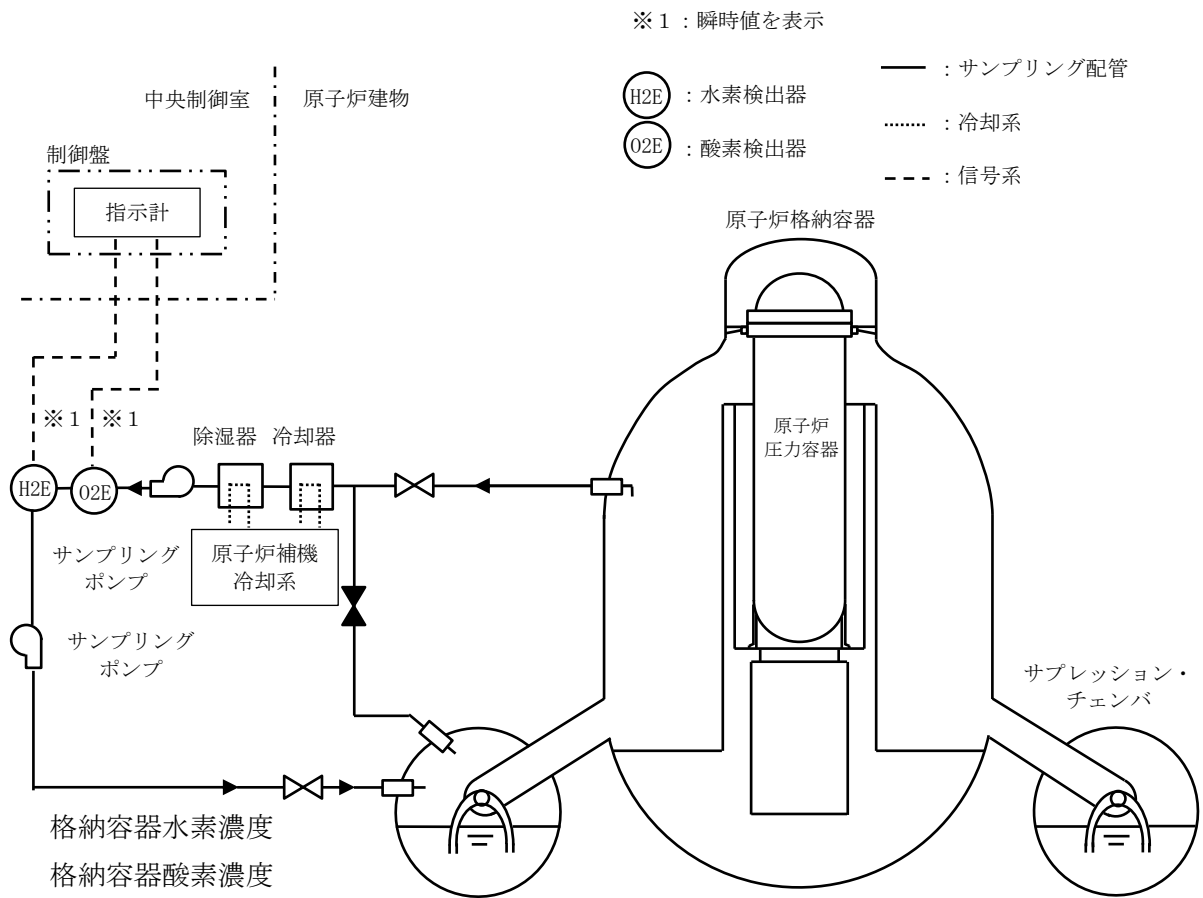


図2 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）に関する系統概要図



※2系列のうちB系を示す。

図3 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）に関する系統概要図

## 52-5 試験及び検査

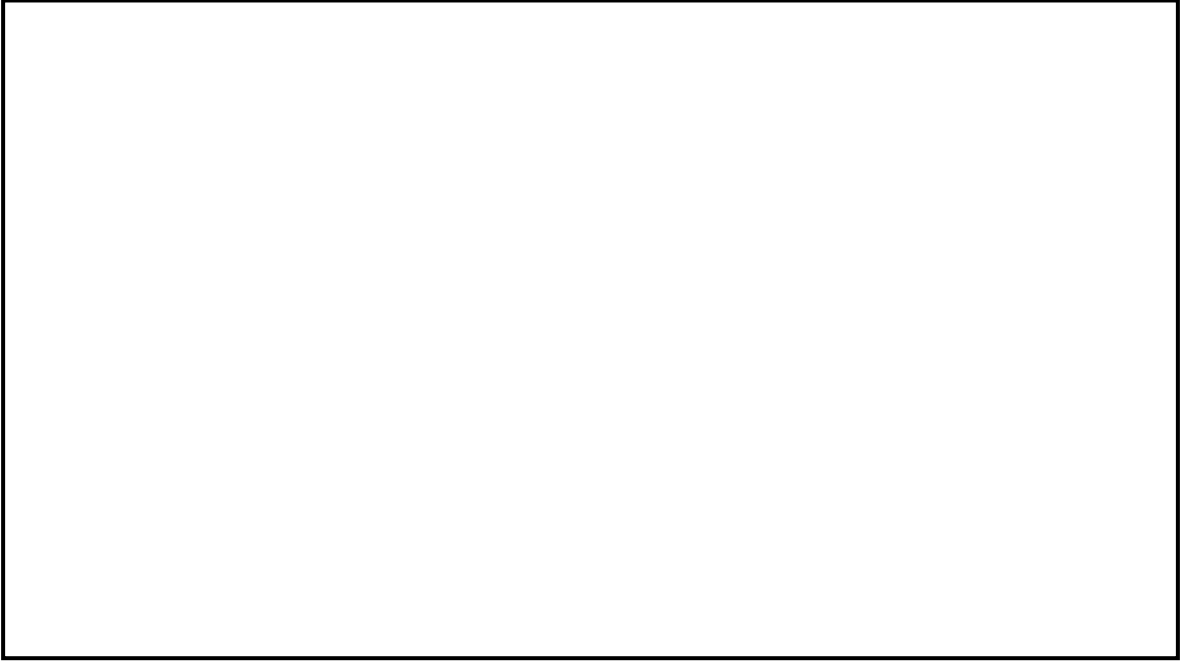
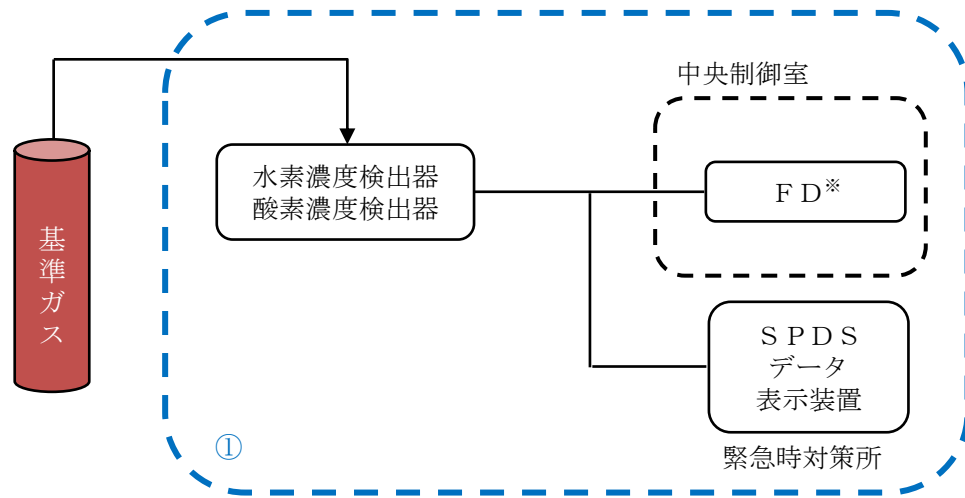


図 1 可搬式窒素供給装置構造図

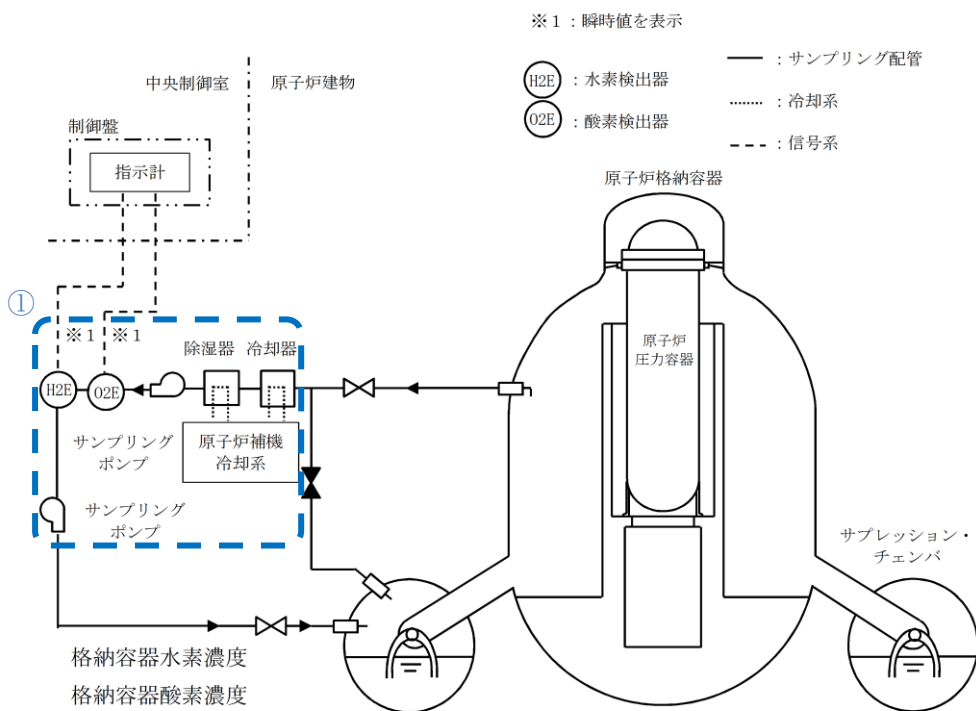
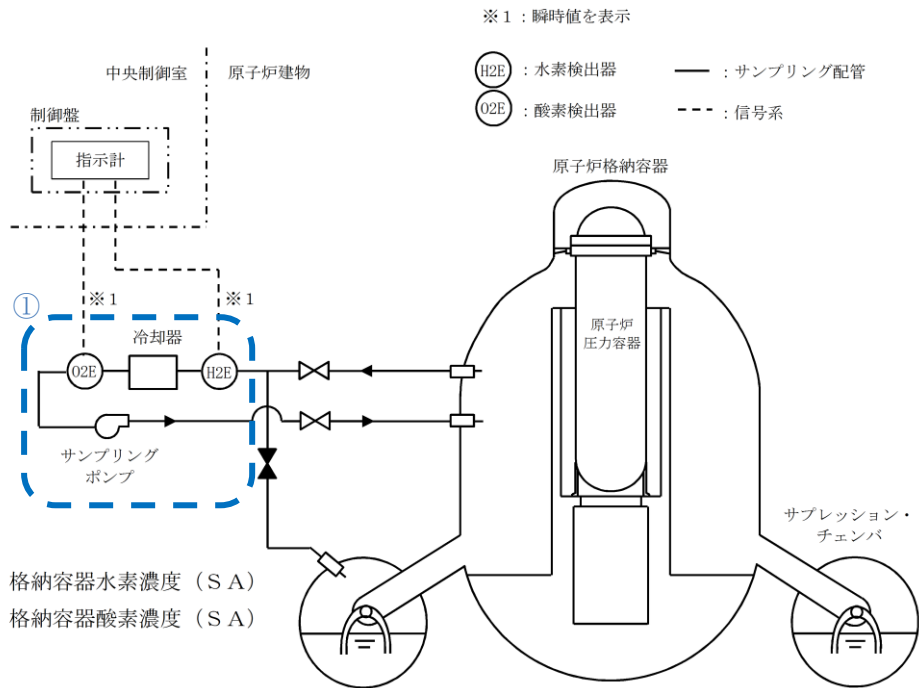
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※FD：フラットディスプレイ



- ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図2 計装設備の試験及び検査①



※2系列のうちB系を示す。

①サンプリング装置の運転性能、漏えいの確認を実施（点検・検査）

図3 計装設備の試験及び検査②

52-6 容量設定根拠



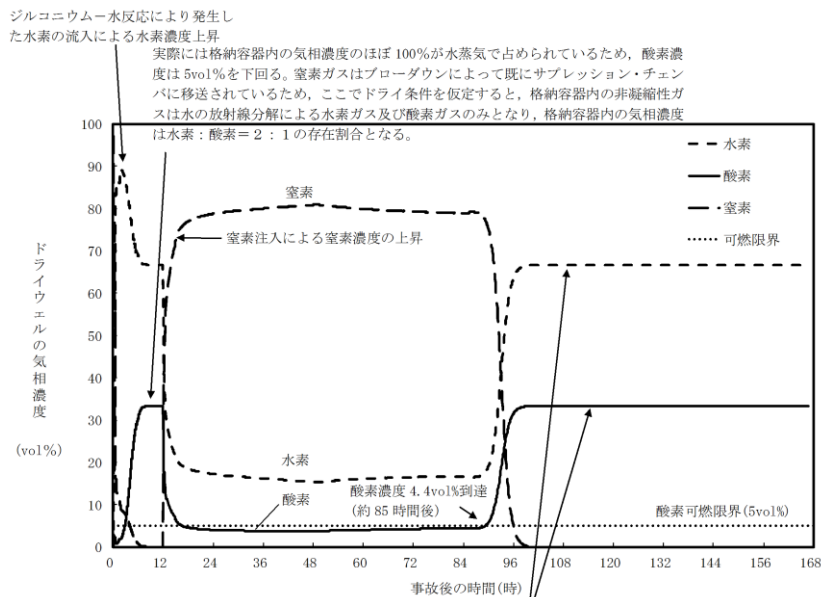
名 称		可搬式窒素供給装置
容 量	m <sup>3</sup> /h[normal]	約 100
窒 素 純 度	Vol%	約 99.9
供 給 圧 力	MPa	0.6 以上

【設 定 根 拠】

(1) 容量及び窒素純度

可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度の推移を図1及び図2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素供給を開始し、100 m<sup>3</sup>/h[normal]にて窒素供給を実施する。事象発生約 85 時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%にと達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約85時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウエルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

図1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol% に到達するため、ペントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100% を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素 = 2：1 の存在割合となる

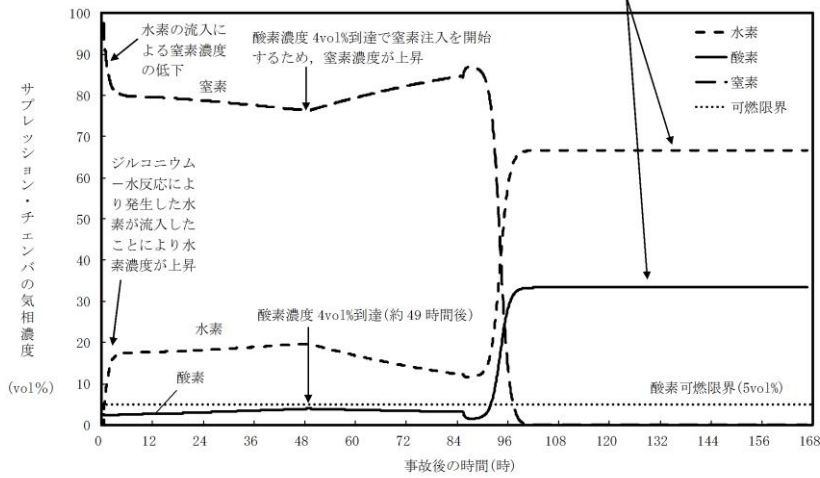


図2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

可搬式窒素供給装置は、0.6MPa 以上の供給圧力を有しており、重大事故等時においても原子炉格納容器への窒素供給が可能な設計としている。

原子炉格納容器への窒素供給は格納容器圧力が 427kPa[gage]到達により停止する手順としており、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。

## 1. 格納容器水素濃度（S A）

### (1) 設置目的

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、水素濃度を測定する。

### (2) 設備概要

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「格納容器水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

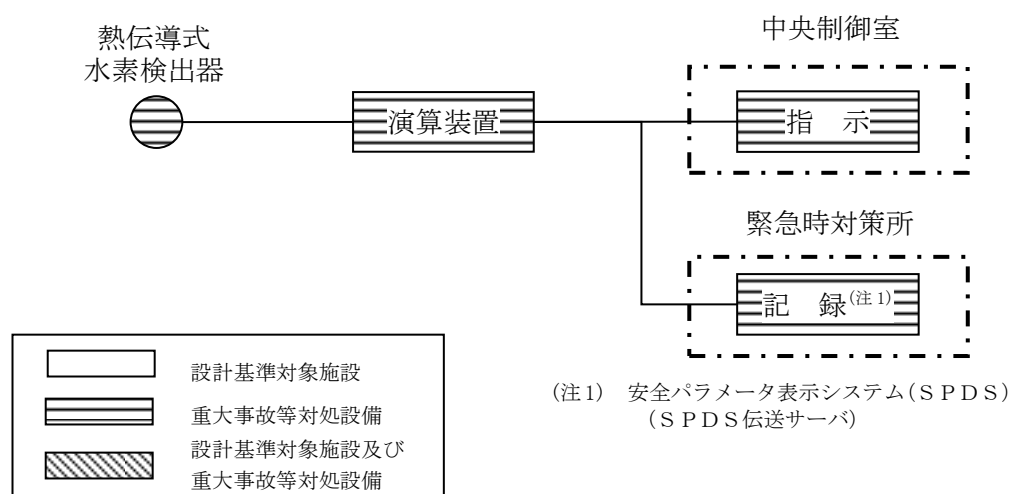


図1 格納容器水素濃度（S A）の概略構成図

### (3) 計測範囲

格納容器水素濃度（S A）の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 格納容器水素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（S A）	熱伝導式水素検出器	0～100%	1	原子炉建物 原子炉棟 中2階

表2 格納容器水素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度（SA）	0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 16.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～16.4vol%）を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

## 2. 格納容器水素濃度（B系）

### (1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器水素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。

### (2) 設備概要

格納容器水素濃度（B系）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器水素濃度（B系）の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器水素濃度（B系）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図2「格納容器水素濃度（B系）の概略構成図」参照。）

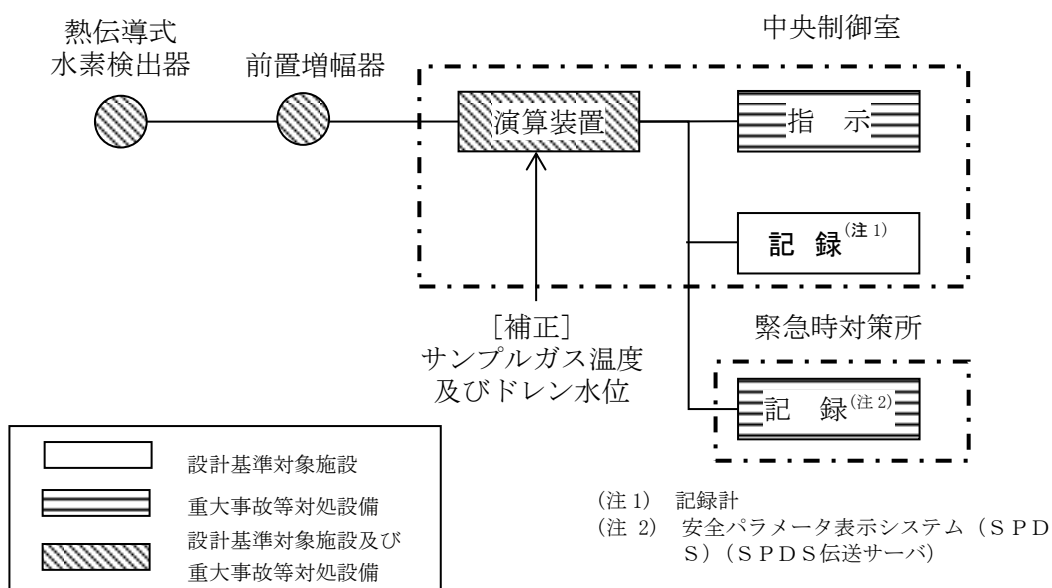


図2 格納容器水素濃度（B系）の概略構成図

### (3) 計測範囲

格納容器水素濃度（B系）の仕様を表3に，計測範囲を表4に示す。

表3 格納容器水素濃度（B系）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（B系）	熱伝導式	0～5%/ 0～100%	1	原子炉建物 原子炉棟 3階

表4 格納容器水素濃度（B系）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度（B系）	0～5%/ 0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 16.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～16.4vol%）を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

### 3. 格納容器酸素濃度（S A）

#### (1) 設置目的

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、酸素濃度を測定する。

#### (2) 設備概要

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図3「格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

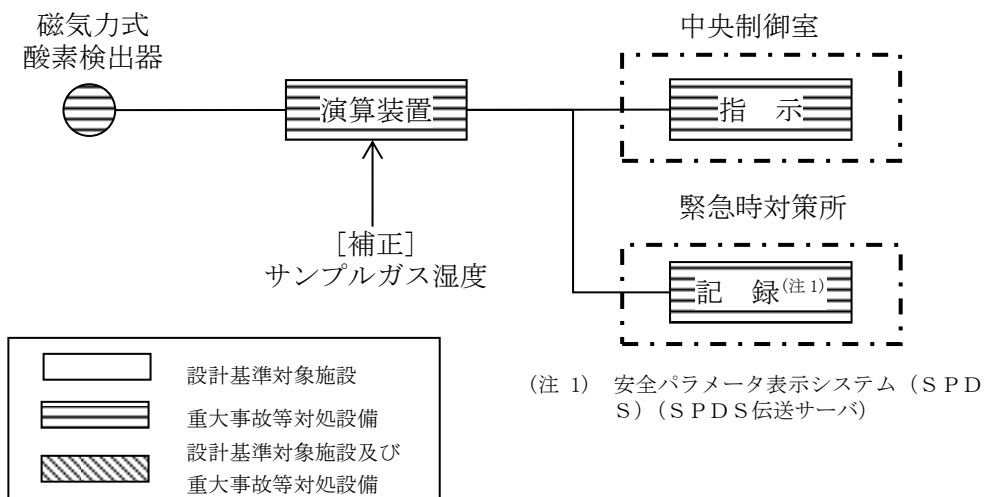


図3 格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図

#### (3) 計測範囲

格納容器酸素濃度（S A）の仕様を表5に、計測範囲を表6に示す。

表5 格納容器酸素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度（S A）	磁気力式酸素検出器	0～25%	1	原子炉建物 原子炉棟 中2階

表6 格納容器酸素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度（SA）	0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	3.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～3.0vol%）を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。



#### 4. 格納容器酸素濃度（B系）

##### (1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。

##### (2) 設備概要

格納容器酸素濃度（B系）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器酸素濃度（B系）の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器酸素濃度（B系）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図4「格納容器酸素濃度（B系）の概略構成図」参照。）

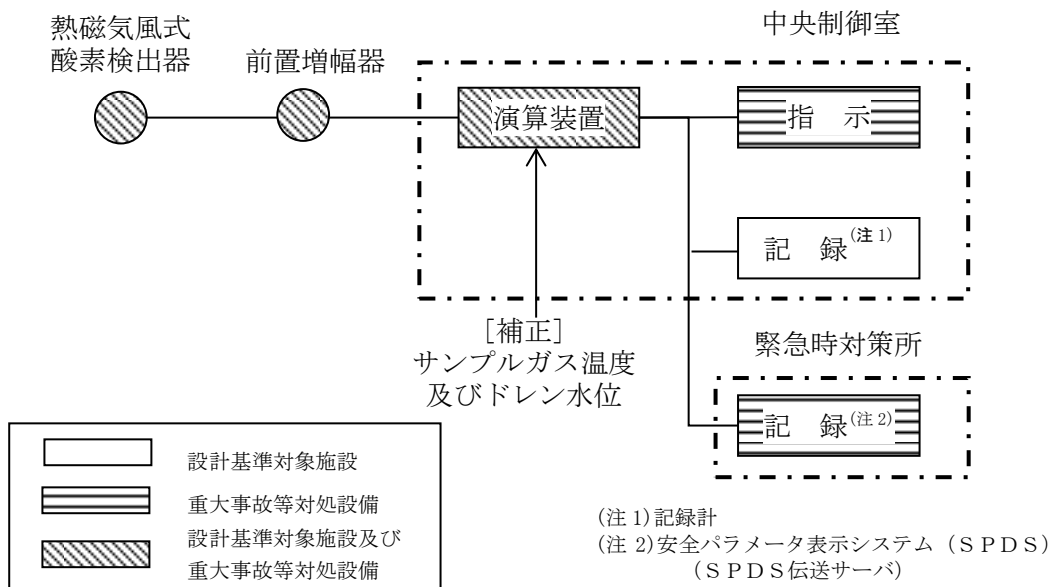


図4 格納容器酸素濃度（B系）の概略構成図

##### (3) 計測範囲

格納容器酸素濃度（B系）の仕様を表7に，計測範囲を表8に示す。

表7 格納容器酸素濃度（B系）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度（B系）	熱磁気風式	0～5%/ 0～25%	1	原子炉建物 原子炉棟 3階

表8 格納容器酸素濃度（B系）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度（B系）	0～5%/ 0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以 下	3.0vol% 以下	重大事故等時に原子 炉格納容器内の酸素 濃度が変動する可能 性のある範囲（0～ 3.0vol%）を監視可 能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

## 52-7 計装設備の測定原理

## 1. 計装設備の計測原理

### (1) 格納容器水素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 1 に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。

この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図 1 の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (S A) の計測範囲 0~100vol% において、計器仕様は最大  $\pm 2.0\text{vol}\%$  (ウェット) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

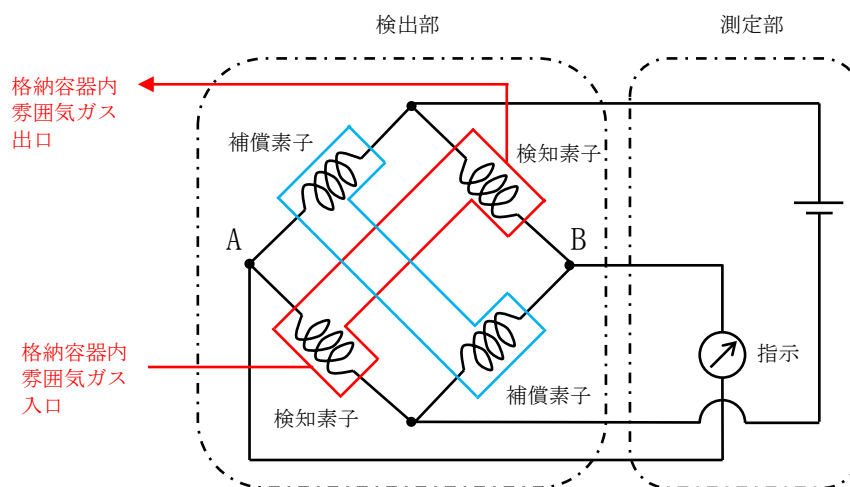


図 1 格納容器水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

## (2) 格納容器水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図2に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150°Cに加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図2のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度の計測範囲0～5vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.13vol%/±2.5vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

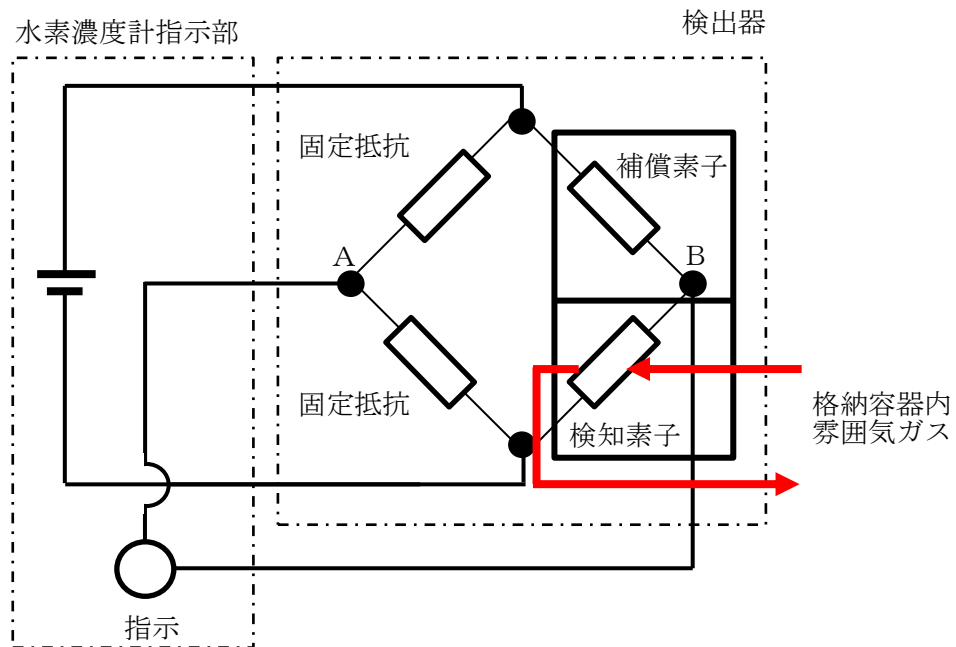


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

### (3) 格納容器酸素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。

磁気力式の酸素検出器は、図3「格納容器酸素濃度 (S A) の原理図」に示すとおり、2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路を図4「格納容器酸素濃度 (S A) 検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。(図5「格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ」参照)。

なお、格納容器酸素濃度 (S A) の計測範囲0~25vol%において、計器仕様は最大±0.75vol% (ウェット)、±0.50vol% (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

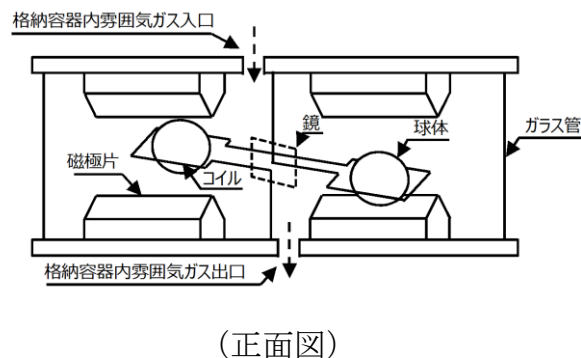
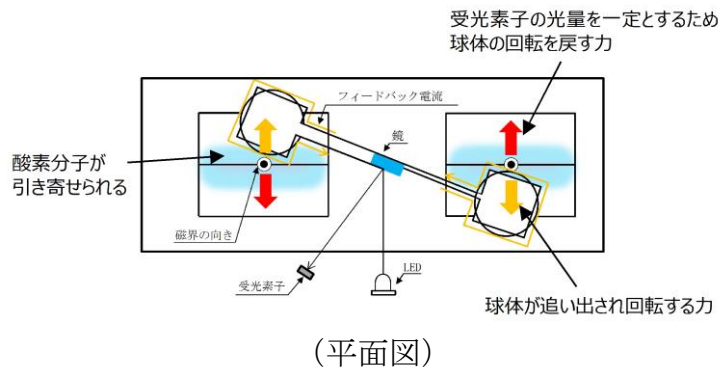


図3 格納容器酸素濃度 (S A) の原理図

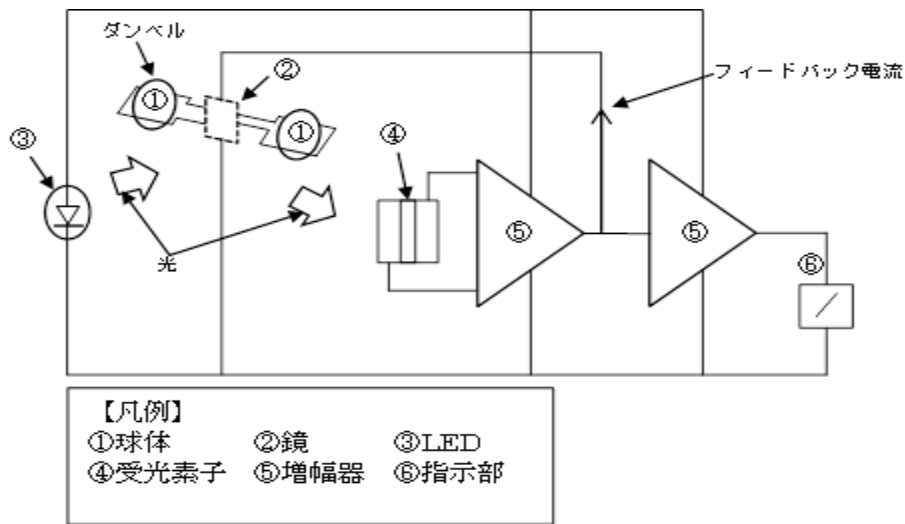


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

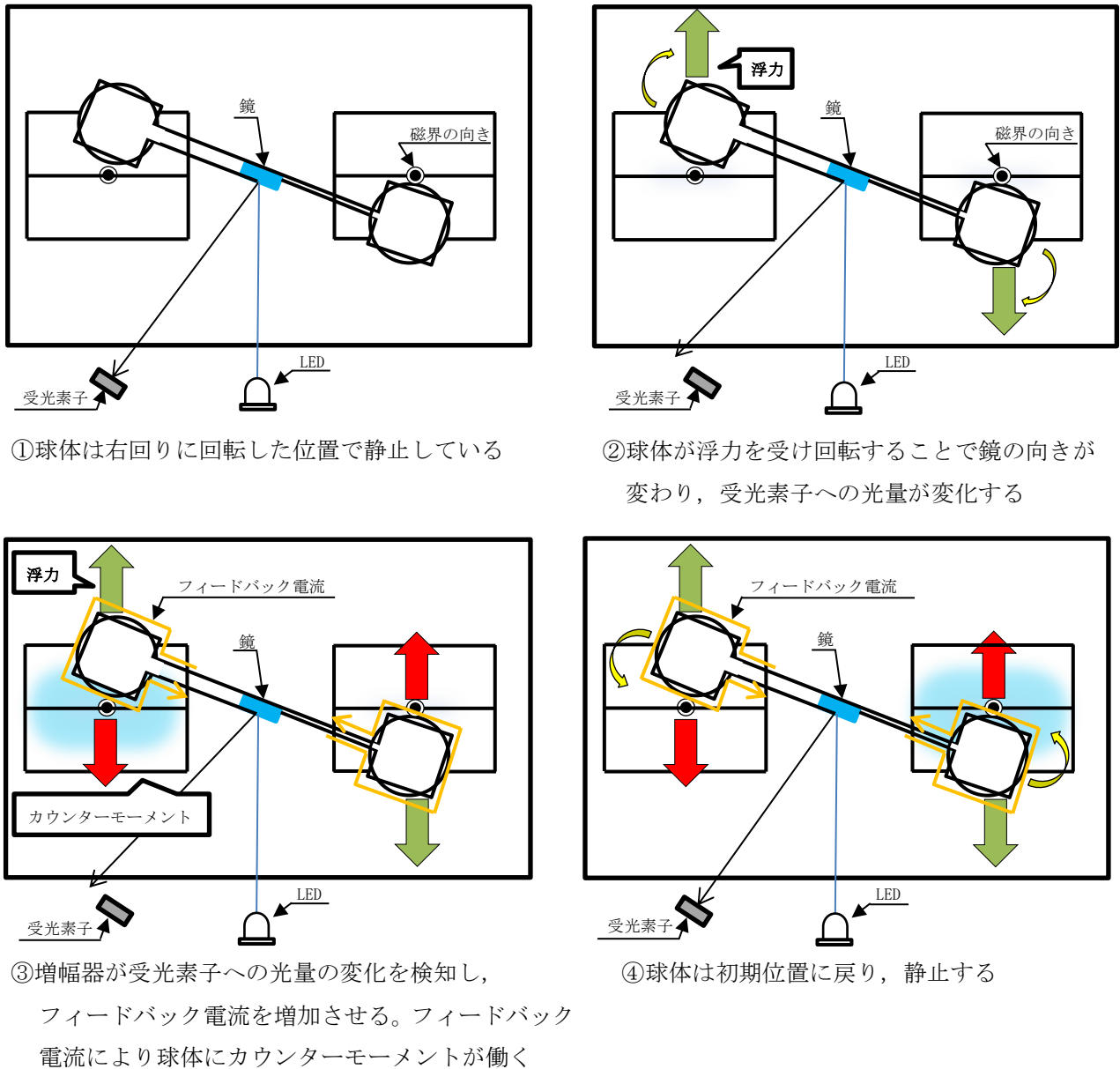


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

#### (4) 格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものをを用いる。

熱磁気風式の酸素検出器は、図6「酸素濃度計検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

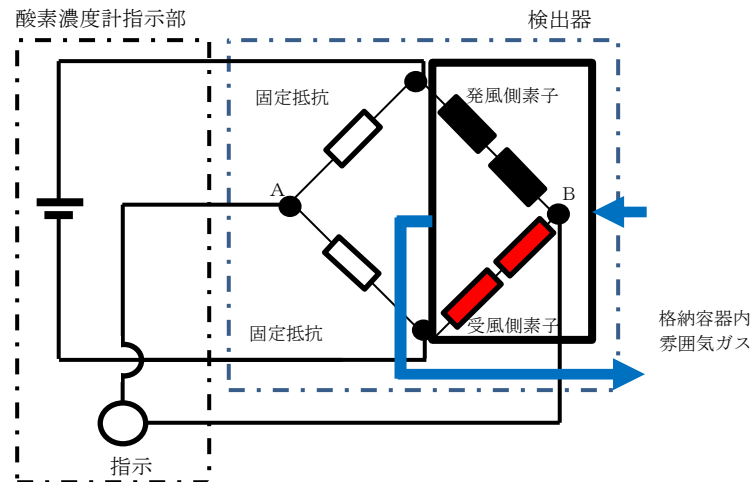
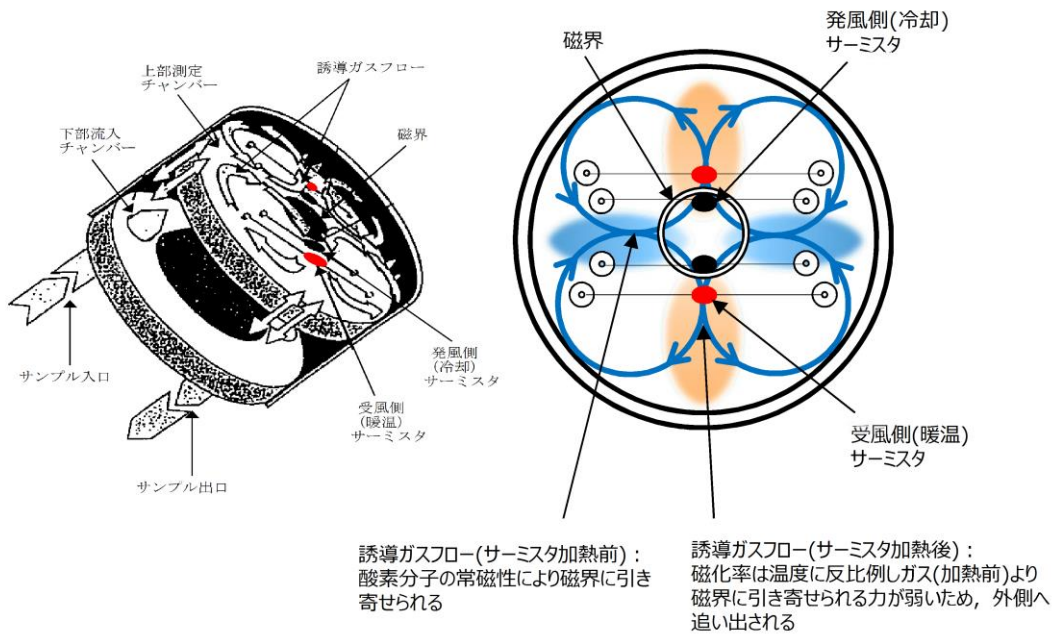


図6 酸素濃度検出回路の概要図

格納容器酸素濃度の原理を図7に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。





(立体図)

(平面図)

図7 格納容器酸素濃度の原理図

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図6のA B間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～5vol%/0～25vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±0.78vol%（ウェット），±0.13vol%/±0.63vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

(5) 酸素濃度計の構造及び原理の比較について

酸素濃度計の構造及び原理とその特徴を表1に示す。

構造及び原理は違うものの、特徴として酸素分子の常磁性を利用した測定方法である点は同じであり、表1に示す対策等により重大事故等対処設備として採用可能である。

表1 酸素濃度計の構造及び原理比較

設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度 (B系) : 既設 (CAMS)	熱磁気風式	下部と上部の2層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは、酸素分子の常磁性により磁界中心部に引き寄せられ、発風側サーミスタにより温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温のサンプルガスは磁界中心部から追い出される。発風側サーミスタは低温のサンプルガスに冷やされ、磁界外の受風側サーミスタは発風側サーミスタが奪われた熱により暖められたサンプルガスにさらされることになり、その温度勾配による抵抗値の変化を利用している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・振動及び衝撃に強い</li> <li>・共存ガスの影響は小さい</li> <li>・消耗する構成部品がない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・急激な周囲温度変化に弱い</li> <li>・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱伝導を利用していることから、急激な周囲温度変化に弱い特徴があるが、検出器の設置エリアである原子炉棟内の環境条件を考慮して、空調設置することで耐環境性の向上対策を実施し、周囲温度変化に対する影響を考慮した設計とする。</li> <li>・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能</li> </ul>
格納容器内酸素濃度 (SA) : 新設SA設備	磁気力式	2つの球体、磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。ガラス管内に常磁性のある酸素分子が流れ込み磁極片に引き寄せられることにより球体が追い出され回転する力に対して、受光素子の光量を一定とするため球体の回転を戻す力を発生させるフィードバック電流が酸素濃度に比例することを利用している。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・急激な周囲温度変化に強い</li> <li>・共存ガスの影響は小さい</li> <li>・消耗する構成部品がない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・振動及び衝撃に弱い</li> <li>・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可動部があることから振動及び衝撃に弱い特徴があるが、加振試験による機能維持確認を実施しており、地震などによる振動・衝撃による計測への影響がないことを確認している。</li> <li>・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能</li> </ul>

(6) 故障時の代替性について

設置許可基準規則 58 条（計装設備）において、重要監視パラメータが故障した際に代替パラメータを設ける必要性がある。島根 2 号炉は格納容器酸素濃度（B 系）と格納容器酸素濃度（S A）により相互に代替監視が可能な設計としている。

格納容器酸素濃度（B 系）は、通常運転時から設計基準事故時の可燃性ガス濃度を監視している設備であり、重大事故等へ進展する状況下においても継続的に監視できる設計とする。なお、冷却器への冷却水供給が必要なため、ヒートシンク喪失を伴う重大事故等時には、有効性評価における原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後から監視可能となる。

格納容器酸素濃度（S A）は、通常運転時および設計基準事故時は基本的に待機運用とするが、重大事故等時には中央制御室からの操作により容易に計測を開始し、監視できる設計とする。なお、計測装置以外に付帯設備を必要としないため、ヒートシンク喪失の影響を受けることなく監視が可能である。

通常運転中は窒素により格納容器内を不活性化し、設計基準事故時は既許可解析にて可燃性ガス処理系の動作により水素・酸素濃度がともに可燃領域に至らないことを確認している。重大事故等時は、有効性評価（水素燃焼）にて格納容器内への窒素供給により、酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認しており、設計基準事故ベースの G 値を使用した感度解析において、可燃領域到達前の格納容器ベントが必要となるものの、酸素濃度の上昇は比較的緩やかなためベント判断基準への到達は約 85 時間後である。このため、有効性評価における常設代替交流電源および原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後を考慮しても、格納容器酸素濃度（B 系）および格納容器酸素濃度（S A）は共に計測可能な状態であるため、重大事故等時において相互に代替監視が可能である。

(7) 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の重大事故等対処設備の選定について

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、電源を優先して給電する非常用所内電源系（区分Ⅱ）の負荷である B 系を重大事故等対処設備として選定する。

## 1. サンプルング装置について

## (1) 測定ガス条件の格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）計測精度への影響評価

## a. 温度

サンプルングされた原子炉格納容器内のガスは、水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで、ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は、ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は、基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプルングガスが流れることで、基準気体の温度がサンプルングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、試料ガスの温度を約 105℃～140℃の範囲で試験を行い、直接計測の水素濃度計と有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。

酸素濃度検出器においては、酸素計測に悪影響を及ぼすことを避けるため、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで温度の影響受けない設計としている。

## b. 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、格納容器内の圧力によって変化し、約 1～5 L/min のである。水素濃度、酸素濃度の計測中はサンプルルガスの流れはなく、環境条件を一定に保って計測を行う。

## c. 湿度

サンプルングガスは、検出器までの配管を加熱すること及び減圧することにより、水素濃度検出器に水分を付着させない設計としている。また、湿度が変動する要因としては、雰囲気温度が考えられるが、急激な変動は考えられず、上記のとおり検出器までの配管を加熱し、凝縮を回避することで、十分測定が可能な状態であることから、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。また、酸素濃度検出器は、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで湿度の影響受けない設計としている。

(2) 測定ガス条件の格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度計測精度への影響評価

a. 温度

サンプリングされた原子炉格納容器内のガスの計測は，除湿器によりドライ状態にした水素，酸素濃度を測定している。除湿器は入口温度 40℃以下でドライ条件まで除湿可能な機器のため，高温のサンプルガスは除湿器前段で冷却器により除湿可能な温度まで冷却され，除湿器で除湿された後，検出器により測定をしている。十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され，ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また，標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから，使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。

b. 流量

検出器へ流れるサンプリングガスの流量は，1L/min の小流量としており，流量の変動がないよう流量制御する。

c. 湿度

検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は，水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが，サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され<sup>\*</sup>，下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており，水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また，湿度が変動する要因としては，原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが，いずれも急激な変動は考えられず，上記の冷却器及び除湿器を用いることにより，検出器での湿度をほぼ一定に保つことで，十分測定が可能な状態にあることから，水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。

※重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 174℃とし，原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも，冷却器により約 40℃に冷却できる。

## 2. サンプルング装置内における水素の滞留について

### (1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプルング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。なお、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に監視ができる設計とし、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に監視ができる設計としている。

- ・通常運転時、原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され、酸素濃度は2.5vol%以下に維持されており、常時サンプルングしていることから、サンプルング装置の配管内においても同様である。
- ・設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおおり、水素濃度は2.0vol%以下、酸素濃度は4.3vol%以下であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- ・重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で4.4vol%以下<sup>\*1</sup>であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- ・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については、図1のように水素、空気、水蒸気の3元図が知られている。図1は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度比率を図中に可燃領域または爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、ドライ条件下で最大の酸素濃度が約3.0vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから、酸素濃度が約3.0vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約14.3vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

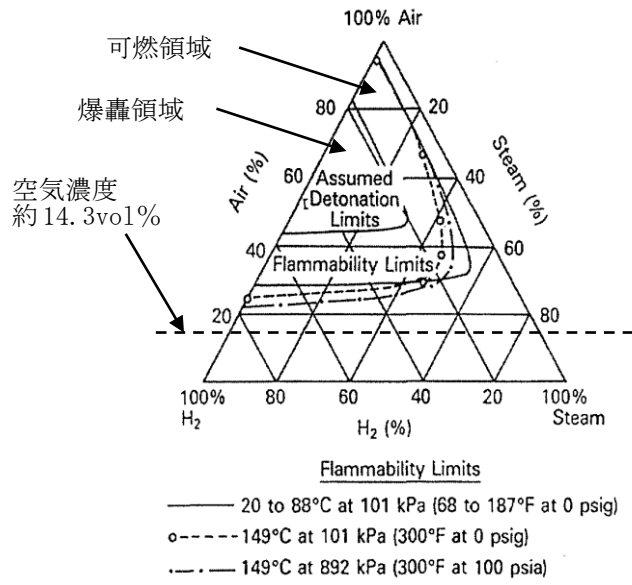


図1 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

※1：「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照

### 3. 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について

#### (1) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）

重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサービスする事故後 10 時間後）は、最大で約 164℃まで上昇する。一方、重大事故時の原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。

ただし、全交流動力電源喪失時においては、原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため、サンプルガスの冷却は、原子炉補機代替冷却系に頼る必要がある。

ここでは、以上の原子炉補機代替冷却系を用いた場合に、冷却性能評価が最も厳しい条件において、評価した結果を以下にまとめる。

#### a. 評価条件

- ・サンプル側入口温度：170℃
- ・サンプル側出口温度：40℃
- ・サンプル側流量：2.37kg/h
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%
- ・冷却水入口温度：35℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：3200kg/h

#### b. 評価条件の根拠

- ・サンプル側入口温度：170℃  
（根拠）有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器最大圧力（0.66MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・サンプル側出口温度：40℃  
（根拠）除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。
- ・サンプル側流量：2.37kg/h  
（根拠）原子炉格納容器内の水蒸気割合：90vol%、サンプルガス割合：10vol%の場合、サンプルガスの採取流量は 1L/min なので、水蒸気の採取流量は 9L/min となることから、全サンプル流量は 10L/min である。サンプルの比体積：0.2531m<sup>3</sup>/kg（0.66MPa、170℃における）を用いて、質量流量に換算すると、2.37kg/h となる。
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%  
（根拠）格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90vol%以下で使用可能となる設備としている。



- ・冷却水入口温度：35℃  
（根拠）重大事故時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定している。
- ・冷却水出口温度：制約なし  
（根拠）原子炉補機代替冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。
- ・冷却水流量：3200kg/h  
（根拠）原子炉補機代替冷却系による通水流量 (3.2m<sup>3</sup>/h) を 1L≒1kg で換算。

c. 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を 40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約 0.22m<sup>2</sup>を上回る冷却器伝熱面積 0.53m<sup>2</sup>を有することを確認した。

冷却器は、有効性評価（格納容器過圧・過温破損）の格納容器最大圧力（約 660kPa）における飽和蒸気温度（約 170℃）において水蒸気割合 90vol%以下\*のサンプルガスを除湿器入口で 40℃以下となるまで冷却するため、原子炉補機代替冷却系から供給可能な冷却水量に対して必要となる伝熱面積約 0.22m<sup>2</sup>を上回る 0.53m<sup>2</sup>を有する設計としている。

なお、冷却水流量および伝熱面積は重大事故等時の計測が可能なよう容量を増加させる変更を実施している。

(2) 格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）

重大事故時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は、冷却器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。冷却器は電子冷却式であり、入口温度 180℃以下、水蒸気割合 90vol%以下\*でドライ条件まで除湿可能な機器のため、原子炉補機代替冷却系による冷却水を必要としない設計としている。

※大 L O C A 時における格納容器スプレイ前の原子炉格納容器内の水蒸気割合は ほぼ 100vol%であるが、水蒸気割合が 65vol%以上であれば可燃限界に至ることはないため、水蒸気割合 90vol%以上で計測する必要はない。

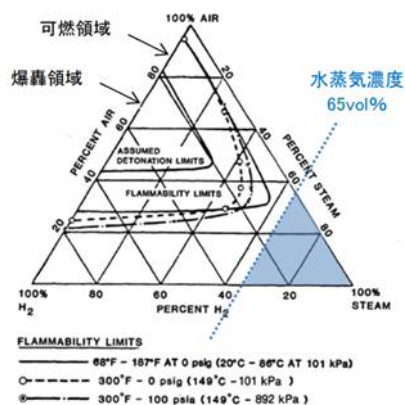


図2 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

#### 4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

(1) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプルング装置  
 サンプルング装置を用いた格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度  
 (S A) の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器へ戻す構成となっており、  
 系外への漏えいが発生しないよう表 1 に示すと通りの漏えい防止対策が取られ  
 ている。よってサンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計装設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造若しくは継手構造であり, さらに, 弁はペローズ構造によりシールすることで漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は, 継手構造を使用しており, 漏えい防止対策を取っている。継手構造を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	真空ポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造であること, ポンプ接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を取っている。シール構造及びポンプ接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該検出器は, 重大事故等時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内の配管と機器の接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策を取っている。また, サンプルング装置内は真空ポンプ及び圧力検出器により大気圧以下に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。

(2) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置  
 サンプリング装置を用いた格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度  
 （B系）の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており、  
 系外への漏えいが発生しないよう表2に示すとおり漏えい防止対策が取られて  
 いる。よってサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表2 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計測設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり, さらに, 弁はペローズ構造によりシールすることで, 漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており, 内部ガスの気密を保持している。溶接部を含む当該冷却器は, 重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており, 漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリング装置	サンプリング装置内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。また, 装置内は減圧弁によりほぼ大気圧（数 kPa 程度）に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度, 圧力条件の加わる当該サンプリング装置内の減圧弁の上流側については, その条件を包絡した仕様である。

## 5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

(1) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプルング装置  
サンプルングガスは, 原子炉格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内に入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し, その後サンプルングガスは原子炉格納容器に排出される。サンプルングガスは, 原子炉格納容器内ガスのサンプルングから, 測定, 排出までの工程を約 3 分で実行される。

表 3 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) の計測時間遅れ

時間遅れ	約 3 分
------	-------

(2) 格納容器水素濃度 (B 系) , 格納容器酸素濃度 (B 系) のサンプルング装置  
サンプルング装置のガスのサンプルング点は, 原子炉格納容器であり, そこから水素濃度及び酸素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : 約 86m<sup>※</sup>
  - ・ サンプルング配管の断面積 : 127mm<sup>2</sup> (1.27 × 10<sup>-4</sup>m<sup>2</sup>)
  - ・ サンプルポンプの定格流量 : 約 1L/min (約 1 × 10<sup>-3</sup>m<sup>3</sup>/min)
  - ・ サンプルガス流量 (流量 ÷ 配管断面積) : 約 7.8m/min
- ※詳細設計により, 今後変更となる可能性がある

表 4 格納容器水素濃度 (B 系) , 格納容器酸素濃度 (B 系) の計測時間遅れ

時間遅れ	約 12 分
------	--------

## 6. サンプル装置における湿分補正について

### (1) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）のサンプル装置

#### a. 概要

検出器へ流れるサンプルガスには水蒸気が含まれており、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプルする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系で冷却し、下流の除湿によりサンプルガス中の湿分を除去する設計としている。

検出器は常にドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を計測しているが、事故時の原子炉格納容器内雰囲気ガスは水蒸気を含んでいることから、事故時は計測されたドライ条件の水素濃度及び酸素濃度をウェット条件の水素濃度及び酸素濃度に補正する必要がある。

#### b. 湿分補正演算

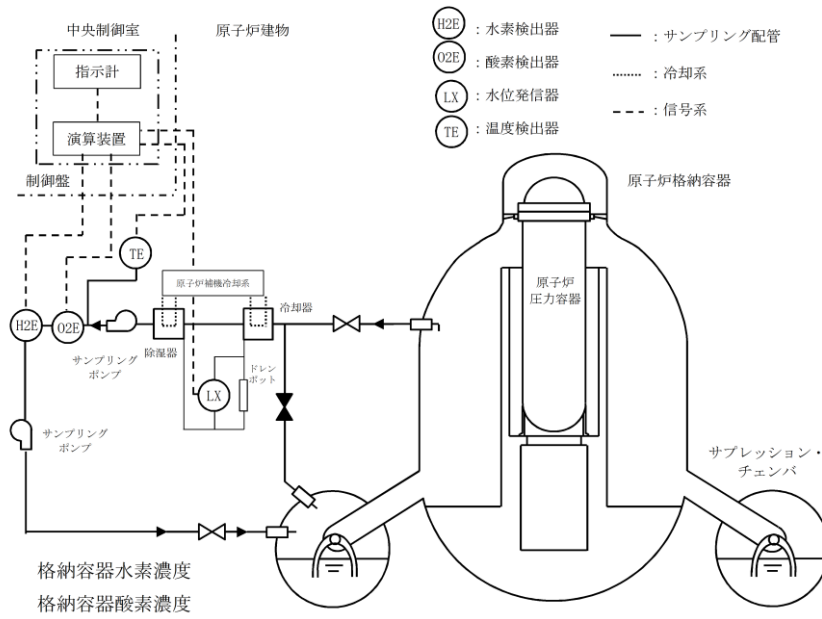
ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は、サンプルガスを冷却、除湿した時に発生するドレンをドレンポットで受け、その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には□  
□ごとにドレンポットの液位変化量を算出し、算出された液位変化量を至近□  
□当たりの平均値及びサンプルガス温度から湿分補正演算をする。

湿分補正演算は□ごとに行い、計測された水素濃度及び酸素濃度を補正し、出力する。

#### c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

湿分補正演算は前述のとおり□ごと算出するドレンポットの液位変化量の至近□当たりの平均値を用いることから、事故後の雰囲気中に即した補正が行われるまで時間遅れが発生するが、水素濃度及び酸素濃度は高めに出力されることから、影響はない。



※2系列のうちB系を示す。

図3 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系） 系統概要図

(2) 格納容器水素濃度（S A） ， 格納容器酸素濃度（S A） のサンプリング装置

a. 概要

検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており，酸素濃度の計測値へ影響するため，サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としている。事故時は計測されたドライ条件の酸素濃度をウェット条件の酸素濃度に補正する必要がある。なお，水素濃度の測定は，サンプリングガスの蒸気凝縮を防止するため，サンプリングガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後，ウェット条件の水素濃度を測定しており，補正する必要はない。

b. 湿分補正演算

ドライ条件の酸素濃度からウェット条件の酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は，湿度検出器により測定した湿度の数値により湿分補正演算をする。湿分補正演算は計測された酸素濃度を補正し，出力する。

c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

サンプリングガスは，原子炉格納容器内ガスのサンプリングから，測定，排出までの工程である約3分の中で湿度検出器により測定を行い，湿分補正を行うことが可能であるため，影響はない。

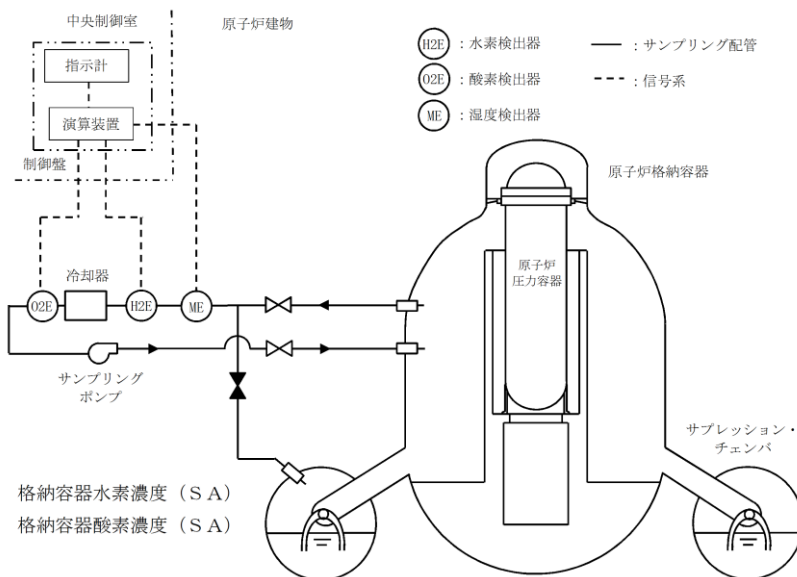


図4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A） 系統概要図

## 52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について



## 1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

### (1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

#### a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」のみを選定している。

よって、この「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

#### b. 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体の組成の推移を図1及び図2に示す。

#### c. 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

##### ①計測目的について

一般に気相中の体積割合で5 vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度4 vol%で燃焼、13 vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4 vol%、酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要である。

##### ②測定が必要となる時間

図1及び図2のとおり、解析上は事象発生から12時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5 vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。

なお、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値（沸騰状態：G(H<sub>2</sub>)=0.4, G(O<sub>2</sub>)=0.2, 非沸騰状態：G(H<sub>2</sub>)=0.25, G(O<sub>2</sub>)=0.125)とした場合についても、原子炉格納容

器内の酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）に到達するのは，事象発生から約 83 時間後である。また，窒素封入の切替え操作（原子炉格納容器内の酸素濃度 4 vol%到達時）は，事象発生から約 49 時間後である（図 3 及び図 4 参照）。

これより，格納容器内酸素濃度（S A）を起動する事象発生から約 2 時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）に到達することはない。

さらに，過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより，発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから，酸素濃度の監視は必要とはならない。

### ③耐環境性

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

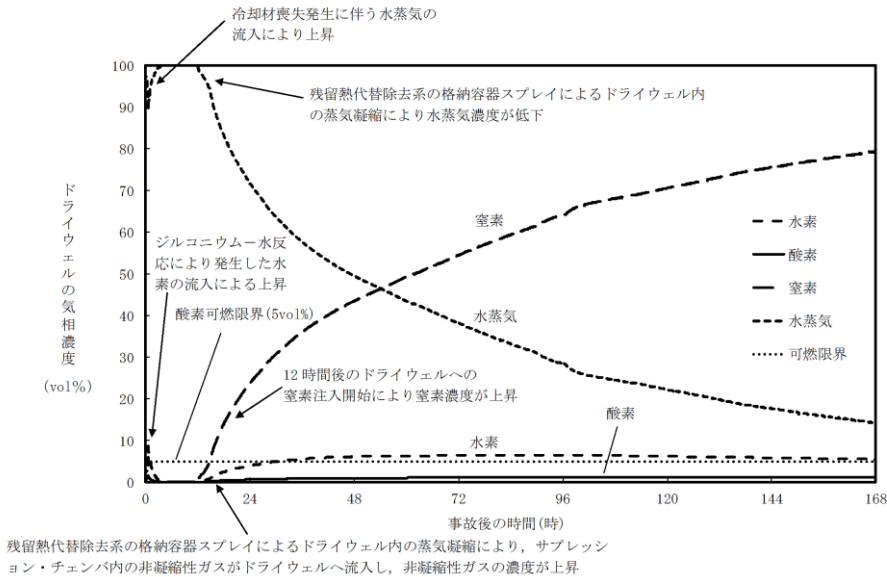


図1 ドライウエル気相濃度の推移（ウェット条件）  
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

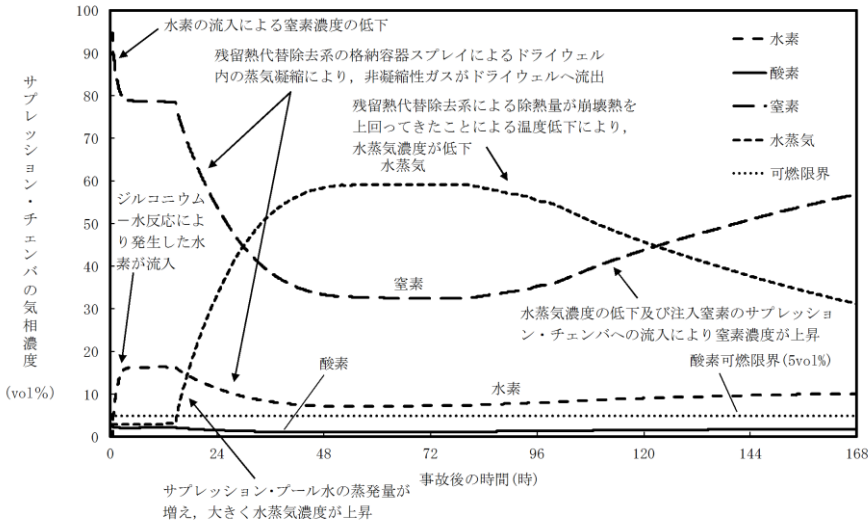
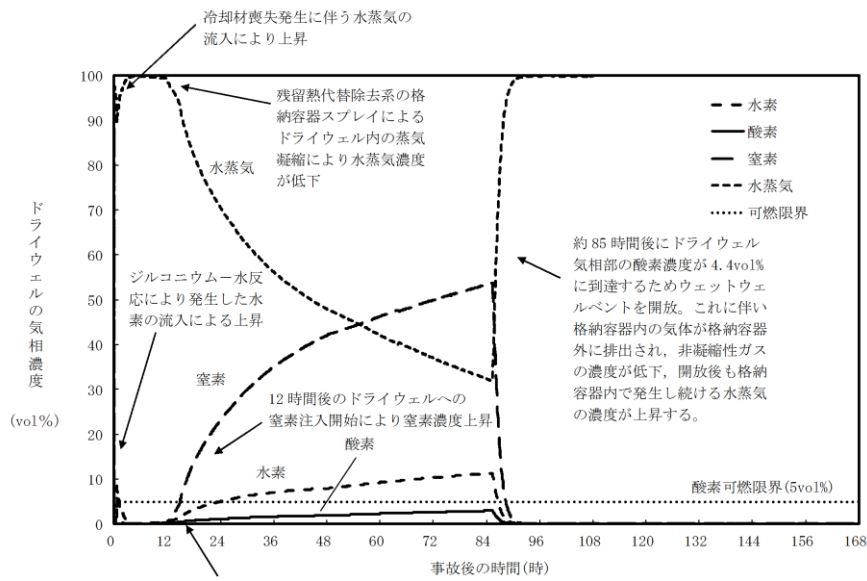


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件）  
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)

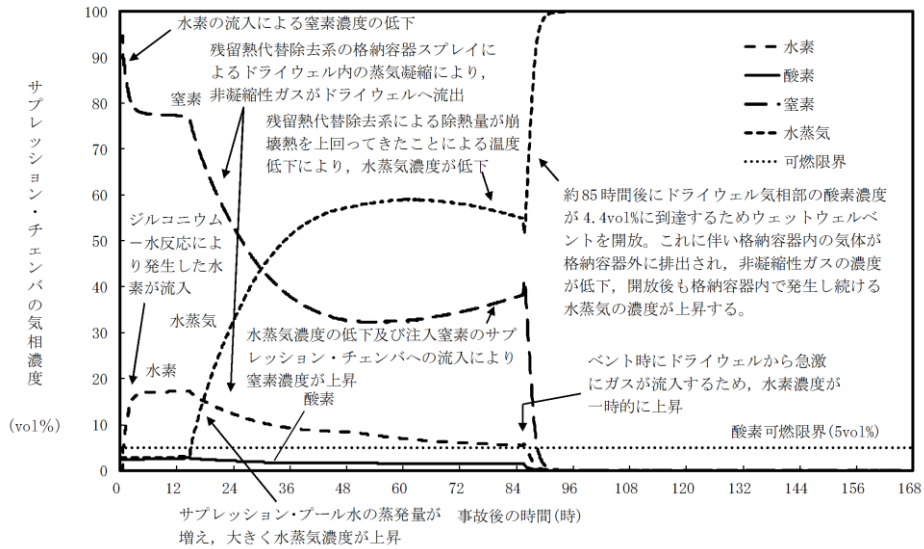


図4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%，酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（残留熱代替除去系を使用する場合）における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物 原子炉棟中2階
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物 原子炉棟中2階
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式 水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物 原子炉棟3階
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式 酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物 原子炉棟3階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

- a. 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは

無視し得る程度となり，可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4 水素燃焼，添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

b. 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合，機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ，多様な手段を確保することができる。

まず，可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで，水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また，a.と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり，水素ガス・酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

52-9 接続図

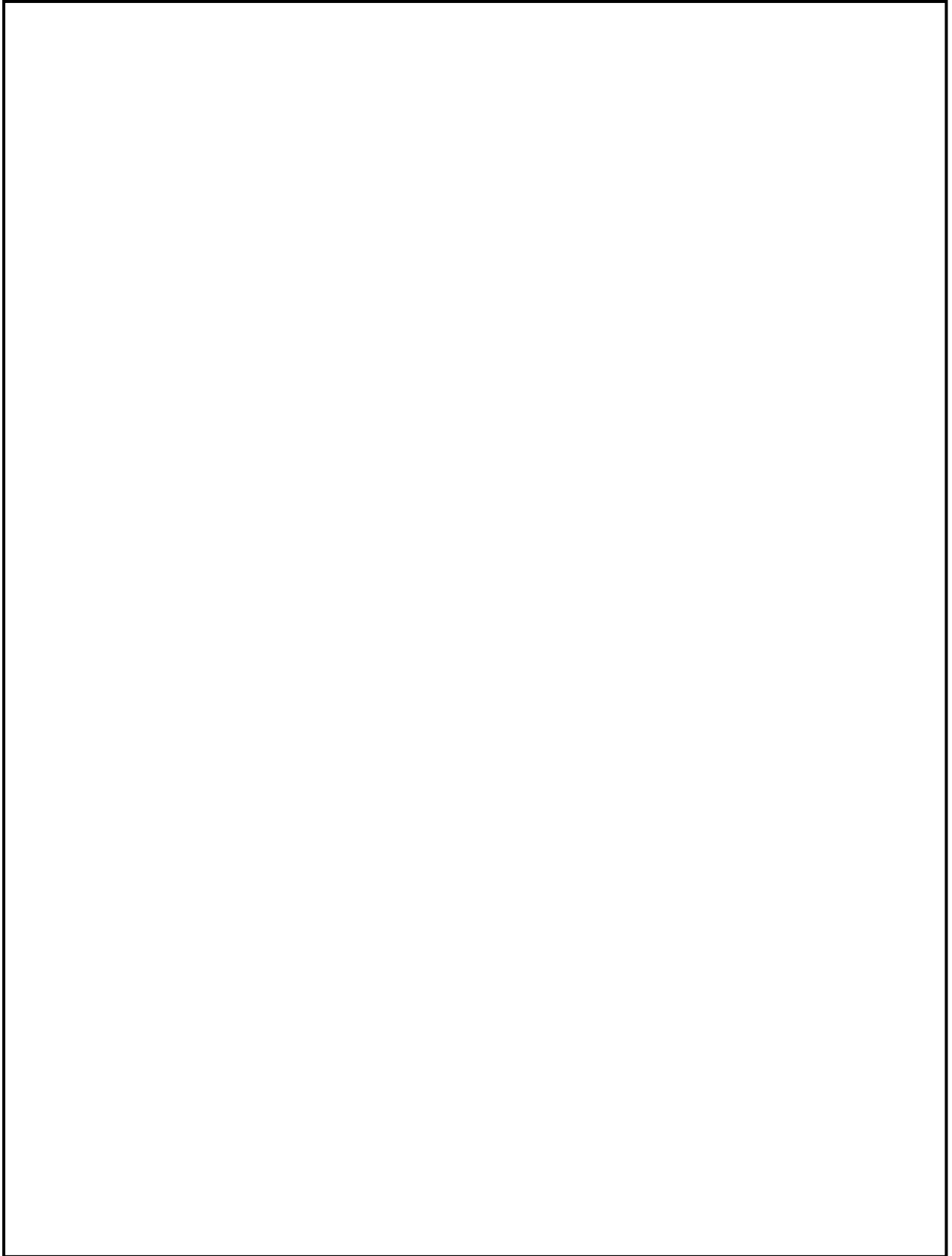


図 1 接続図

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。



52-10 保管場所

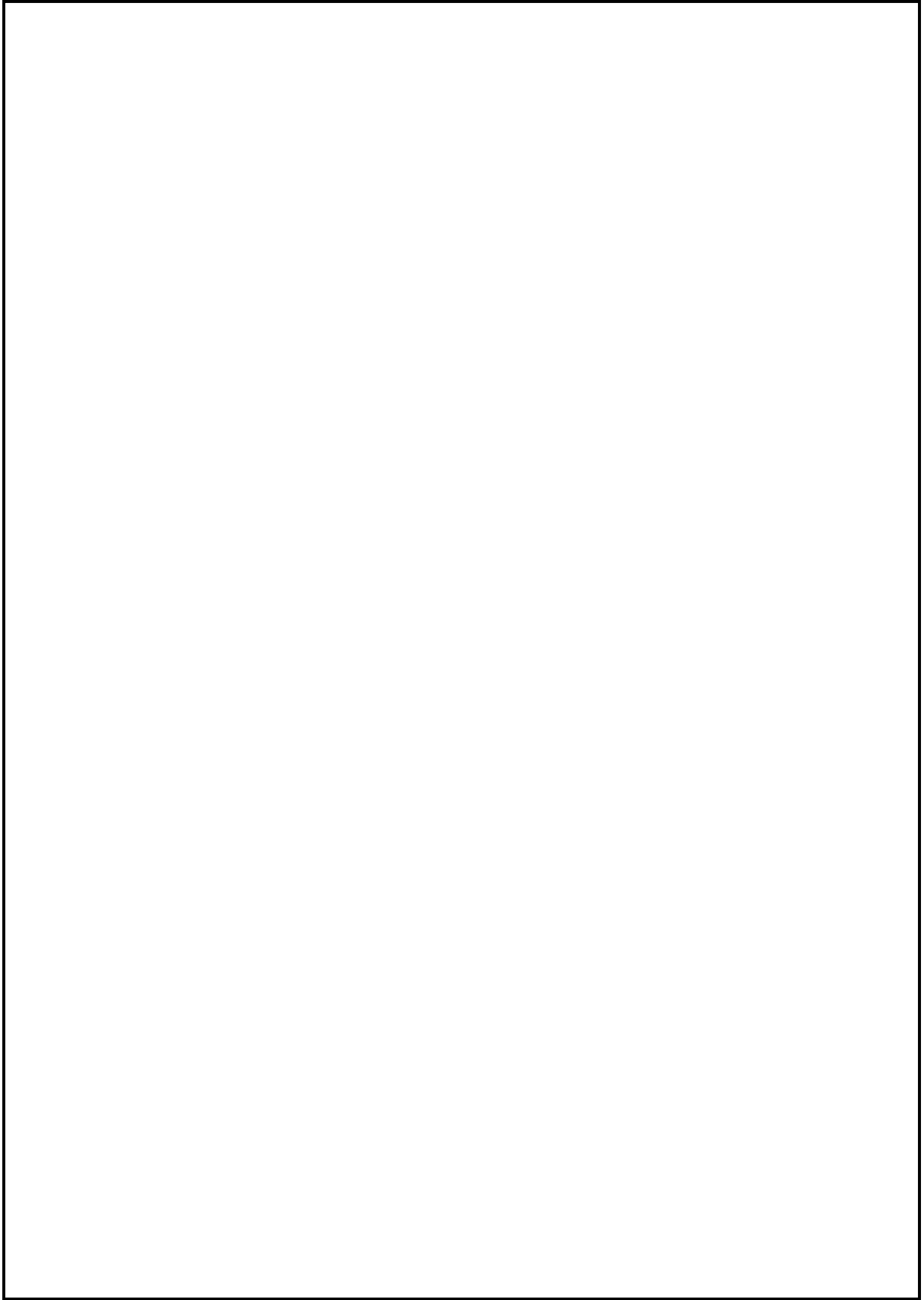


図1 屋外保管場所配置図

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。



図2 可搬式窒素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

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。

52-11 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

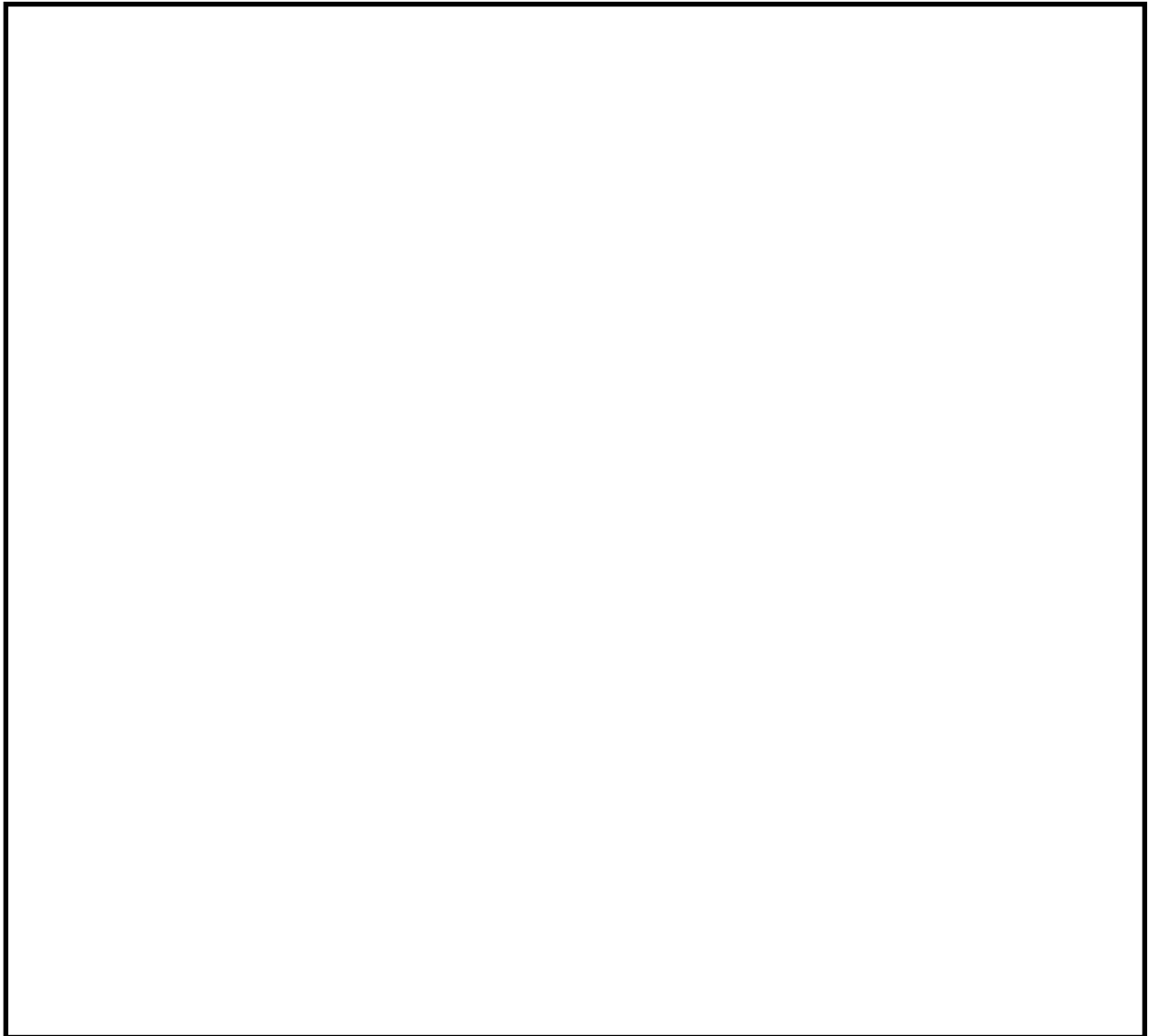


図1 保管場所及びアクセスルート図

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。

52-12 その他設備

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自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，格納容器水素濃度（A系），格納容器酸素濃度（A系）を使用する。

格納容器水素濃度（A系），格納容器酸素濃度（A系）は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。

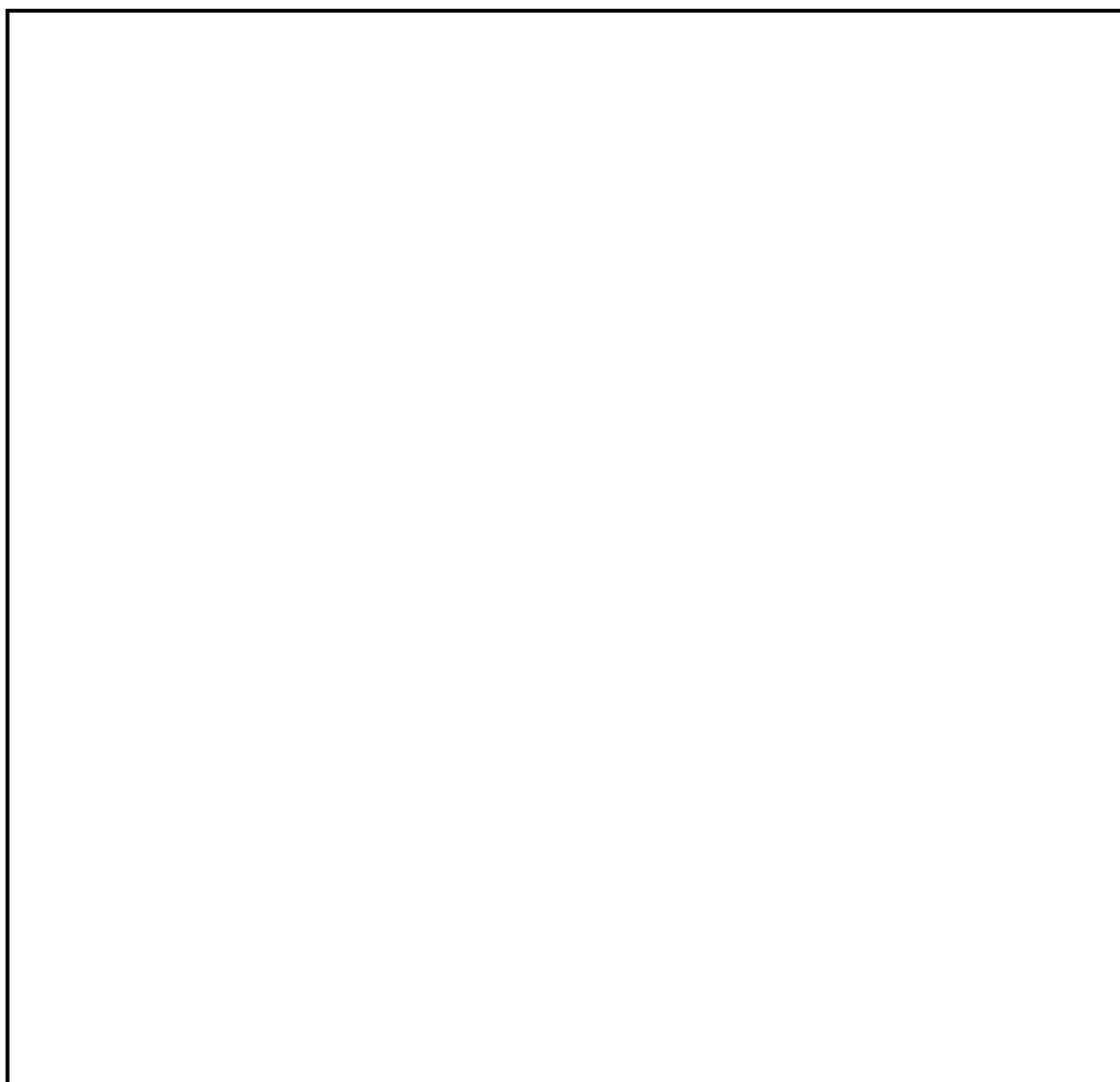


図1 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

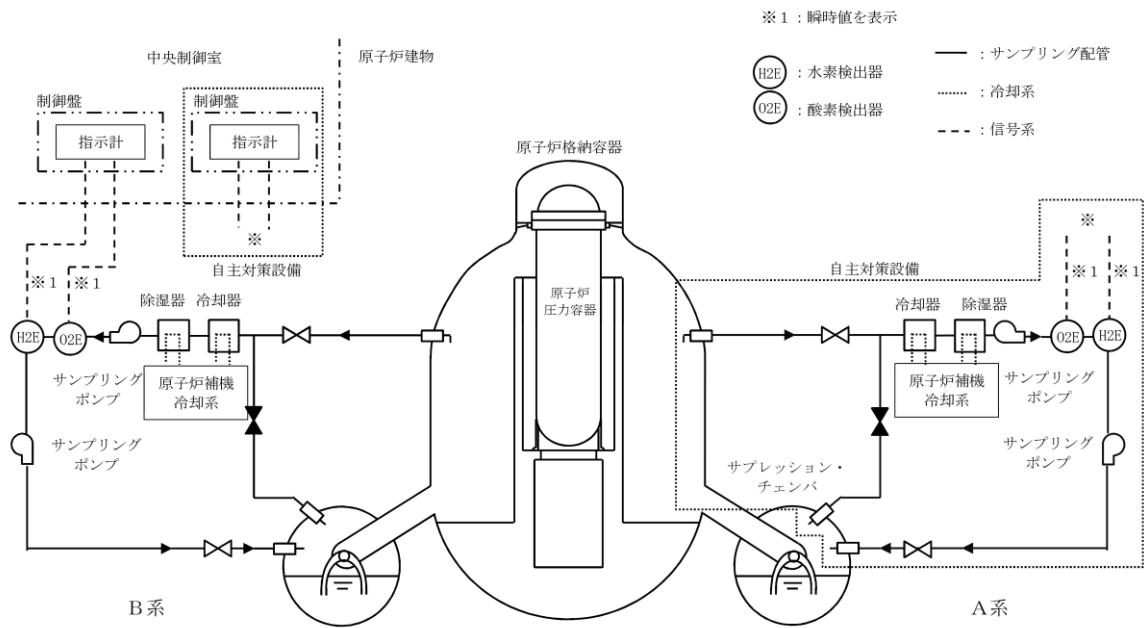


図2 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

(2) 可燃性ガス濃度制御系

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための自主対策設備として、可燃性ガス濃度制御系再結合器を使用する。

可燃性ガス濃度制御系再結合装置は、原子炉格納容器内のガス中の水素と酸素を再結合させる設計とする。

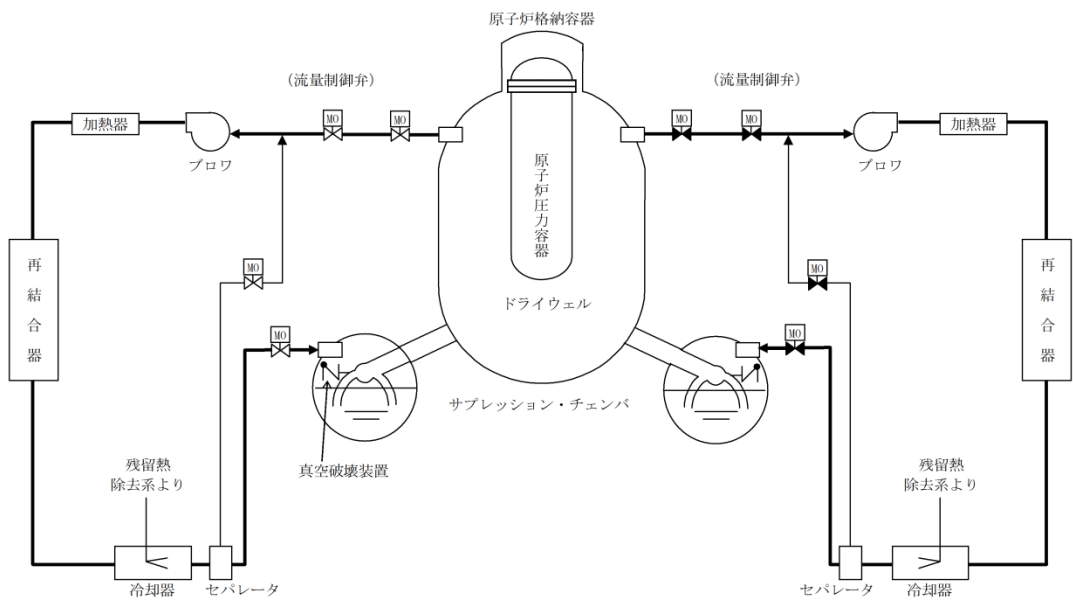


図3 可燃性ガス濃度制御系 概略系統図



## 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

### 目次

- 54-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他設備
- 54-11 燃料プール監視設備
- 54-12 燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について
- 54-13 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却系の位置づけについて
- 54-15 送水ヘッダについて

54-1 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 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)		A, B	
			関連資料	54-5 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	54-4 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	54-3 配置図, 54-4 系統図			
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
			関連資料	54-3 配置図, 54-7 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設備		A
	関連資料			54-6 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	54-3 配置図, 54-7 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	54-7 接続図			
	第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-7 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	54-3 配置図, 54-8 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		54-9 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 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源		C a	
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型スプレイノズル		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	原子炉建物原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—		
			海水	使用時に海水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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 保管場所図			
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 接続作業		B c, B g	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	流路		F	
			関連資料	54-5 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	54-4 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	54-3 配置図, 54-4 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3項	第1号	可搬型SAの容量	その他設備		C	
			関連資料	54-6 容量設定根拠			
		第2号	可搬型SAの接続性	(常設設備と接続しない)		—	
			関連資料	54-3 配置図			
		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	(その他の処置)		—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-7 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	54-3 配置図, 54-8 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	54-9 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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッダ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			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	54-3 配置図, 54-4 系統図, 54-7 接続図		
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	流路	F	
			関連資料	54-5 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	54-4 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	54-3 配置図, 54-4 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	流路, その他設備	対象外	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	供用しない設備	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)	対象外
	関連資料		54-3 配置図, 54-4 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却ポンプ		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	—
				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	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	54-5 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	54-4 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	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	54-6 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	54-3 配置図, 54-4 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール冷却系熱交換器		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	54-5 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	54-4 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	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象D B設備設備あり)－屋内	A a	
			サポート系要因	対象 (サポート系有り)－異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			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	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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	54-4 系統図, 54-7 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), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料	54-5 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	54-4 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	54-4 系統図, 54-5 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	54-7 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			54-6 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	54-7 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	54-7 接続図		
	第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	54-7 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	54-8 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		54-9 アクセスルート			
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	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		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	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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	54-4 系統図, 54-7 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	54-5 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	54-4 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	54-4 系統図, 54-5 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	54-7 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	54-6 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	54-7 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	54-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
			関連資料	54-7 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	54-8 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	54-9 アクセスルート			
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	54-4 系統図, 54-7 接続図, 54-8 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)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			燃料プール水位 (SA)	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	54-3 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)	計測制御設備		J
			関連資料	54-5 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		54-4 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	—			
	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	54-6 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			54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			燃料プール水位・温度 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	54-3 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)	計測制御設備	J	
		関連資料	54-5 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	54-4 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	—			
	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	54-6 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	54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 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	54-4 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 (操作不要)	対象外
			関連資料	—		
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			54-6 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		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 燃料プール監視設備			

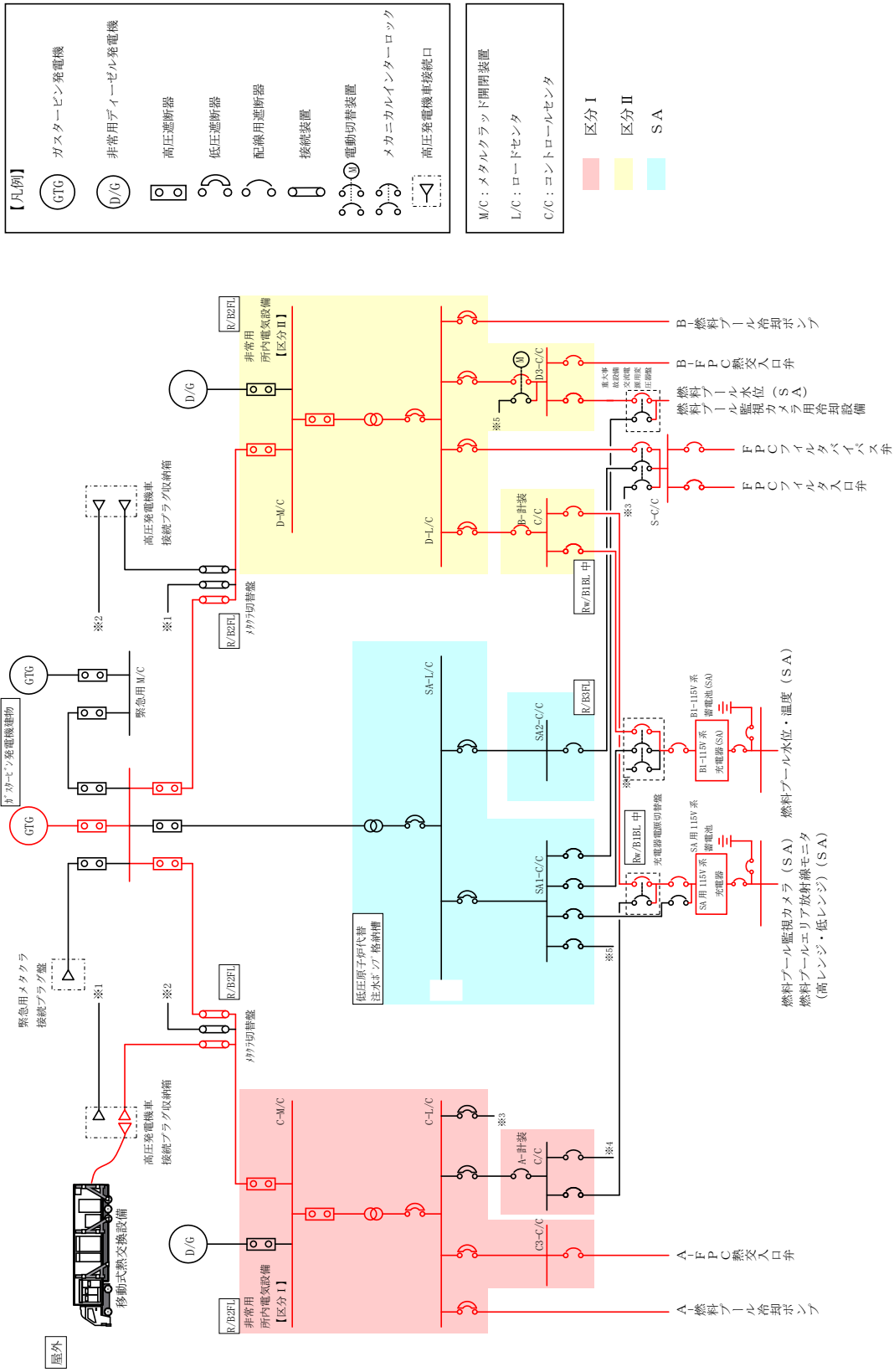
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備			燃料プール監視カメラ (SA)	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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		54-3 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)		計測制御設備	J	
		関連資料		54-5 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		54-4 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		—			
	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		54-6 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				54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 燃料プール監視設備			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)


54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		燃料プール監視カメラ用冷却設備		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	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	54-3 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作, 弁操作	B d B f	
			関連資料	54-3 配置図, 54-9 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)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 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	54-4 系統図, 54-9 アクセスルート図			
	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	—		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	54-3 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	54-6 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		54-2 単線結線図, 54-3 配置図, 54-11 燃料プール監視設備			


54-2 単線結線図





54-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

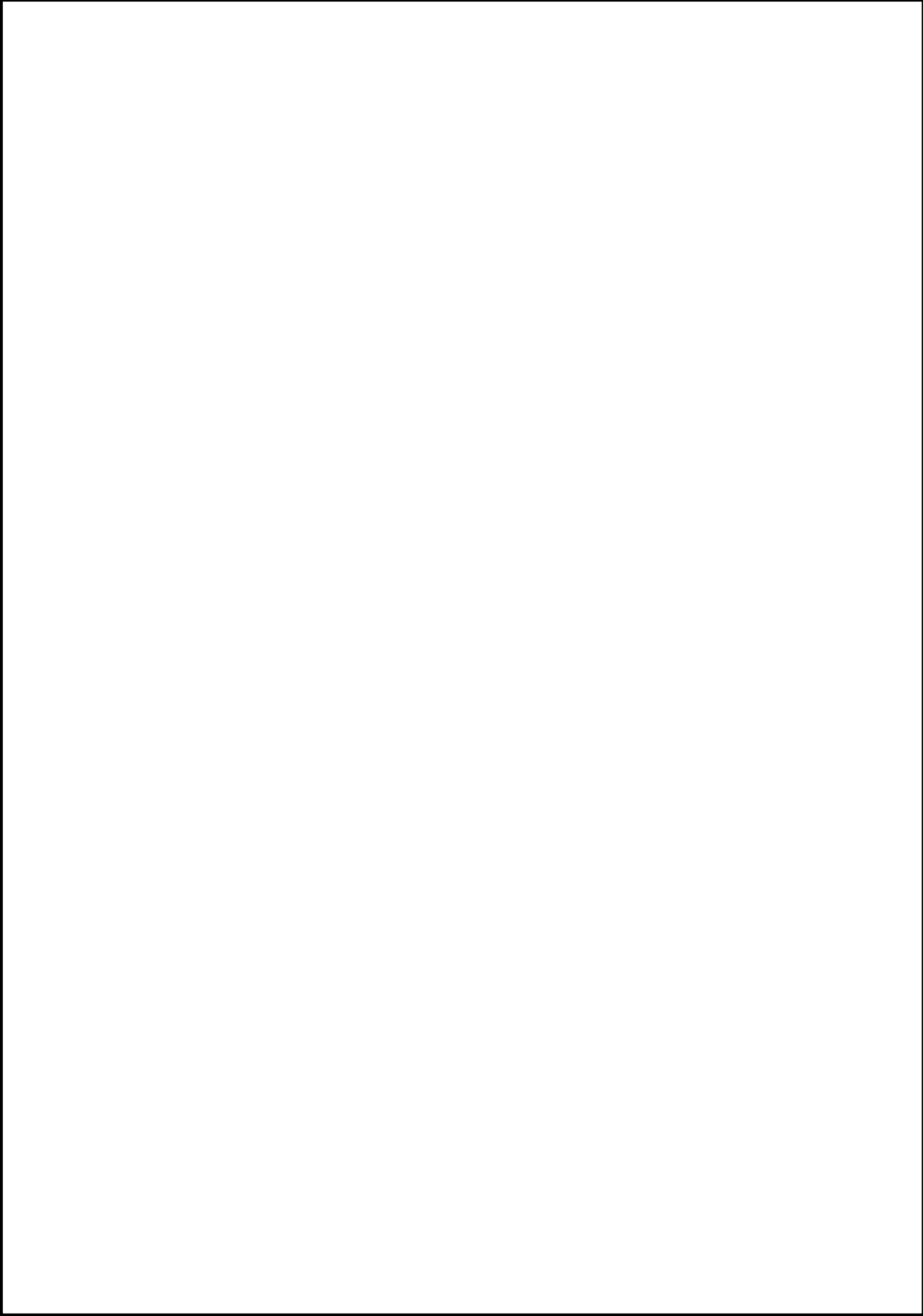


図1 燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）屋内配置図（原子炉建物1階）

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。

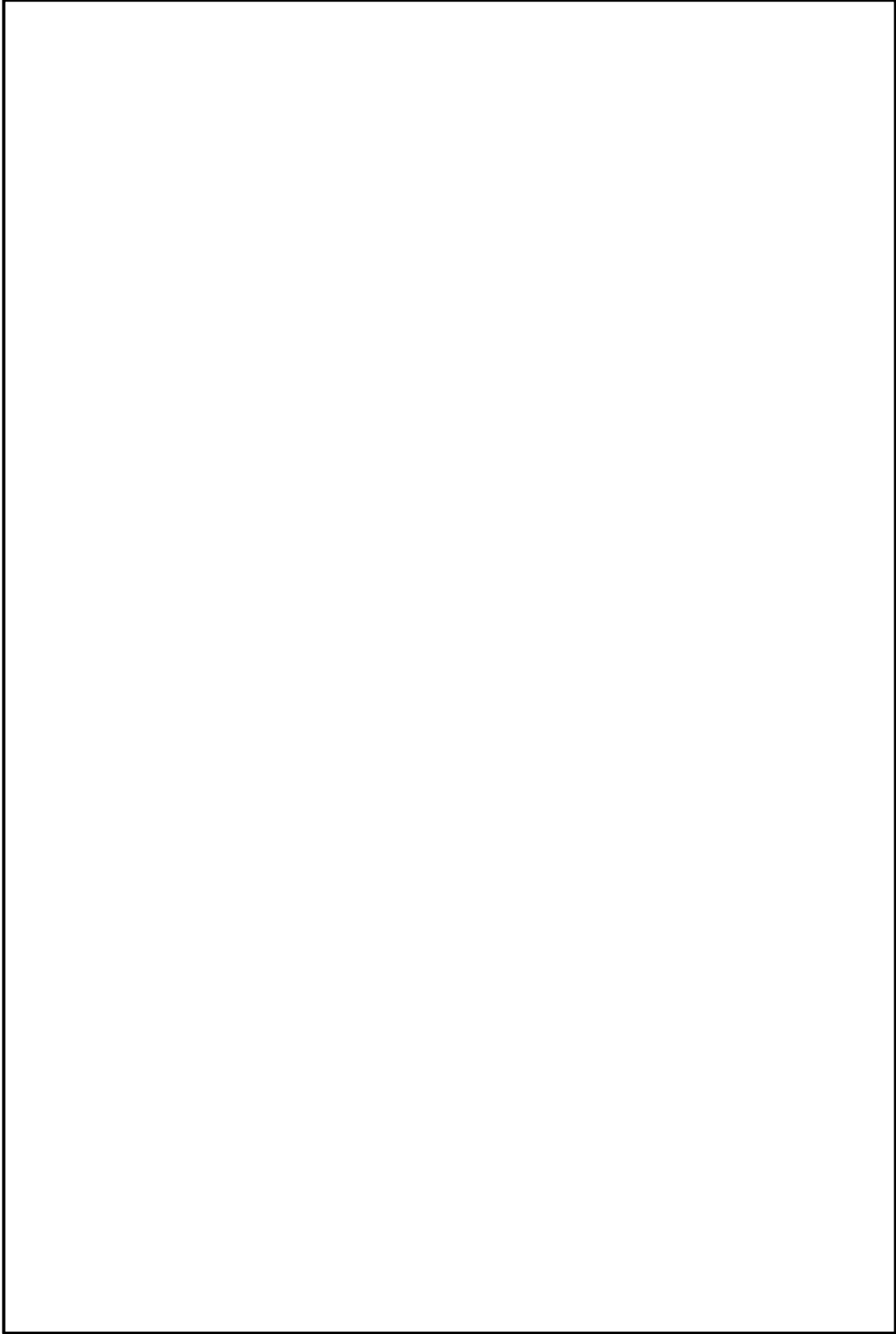


図2 燃料プールのレイアウト系 (常設スペースレイアウト) 屋内配置図 (原子炉建物2階)

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。

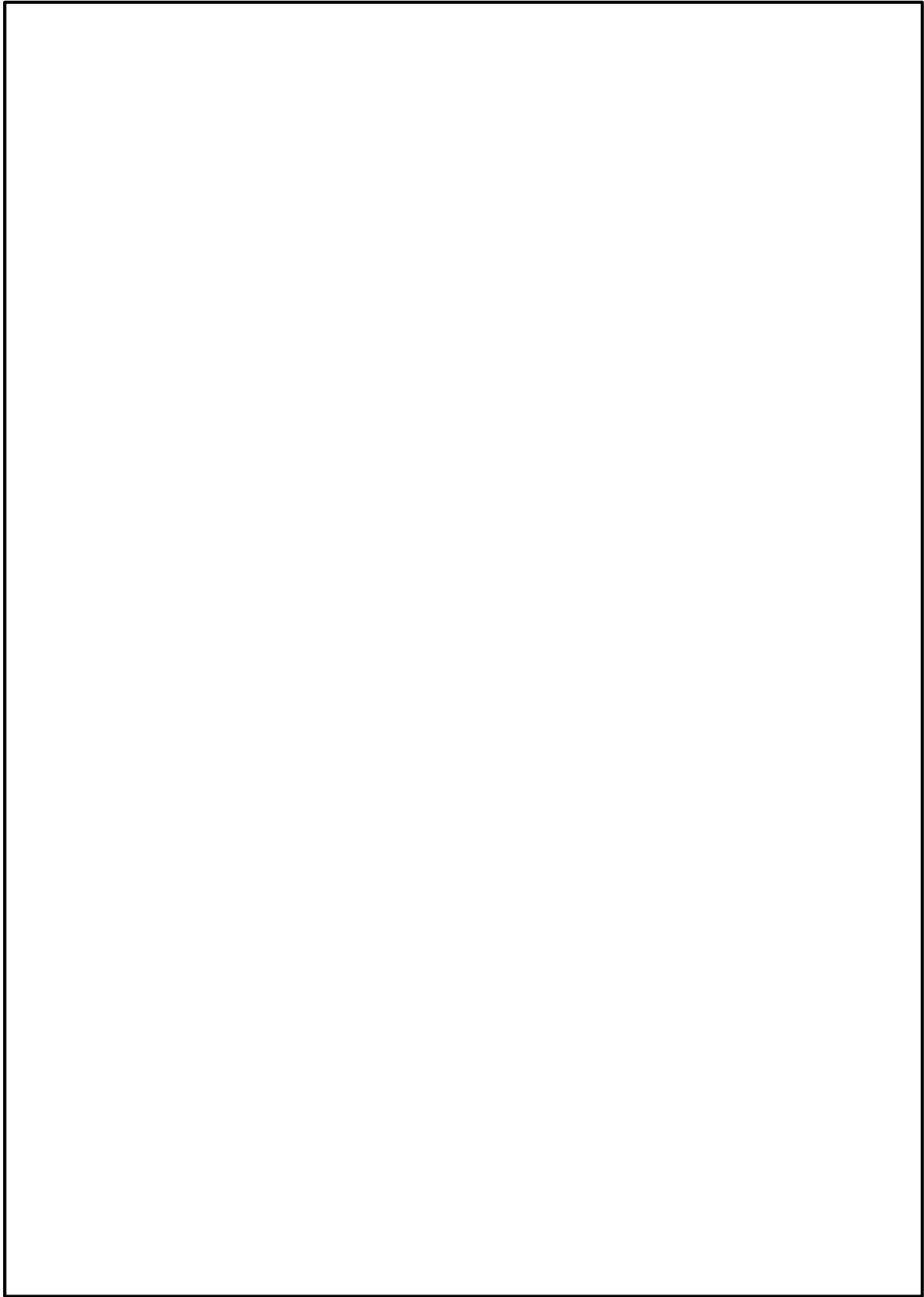


図3 燃料プールスペース系（常設スペースレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物3階）

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。

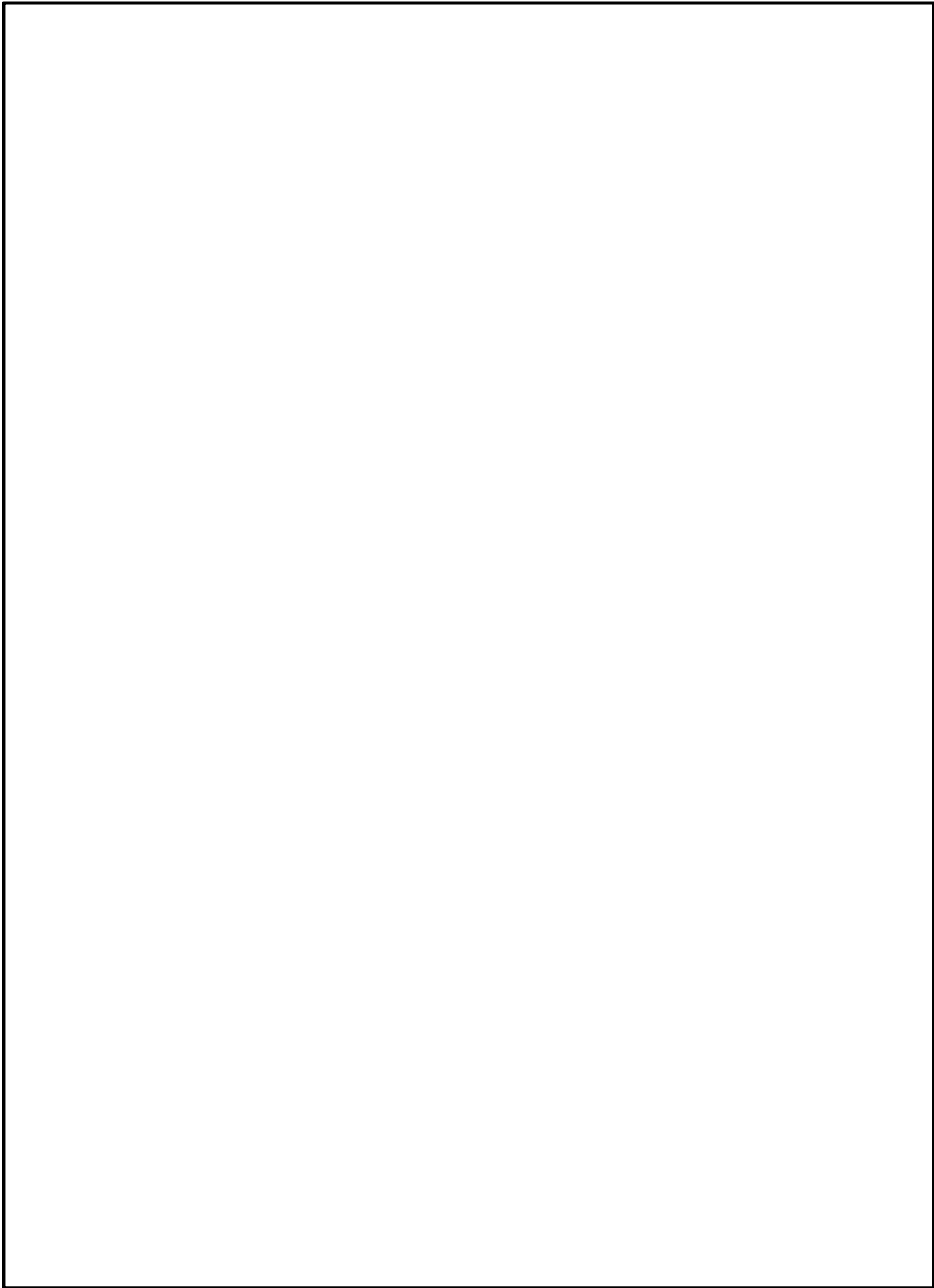


図4 燃料プールのレイアウト系（常設スペースレイアウト）屋内配置図（原子炉建物4階）

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。

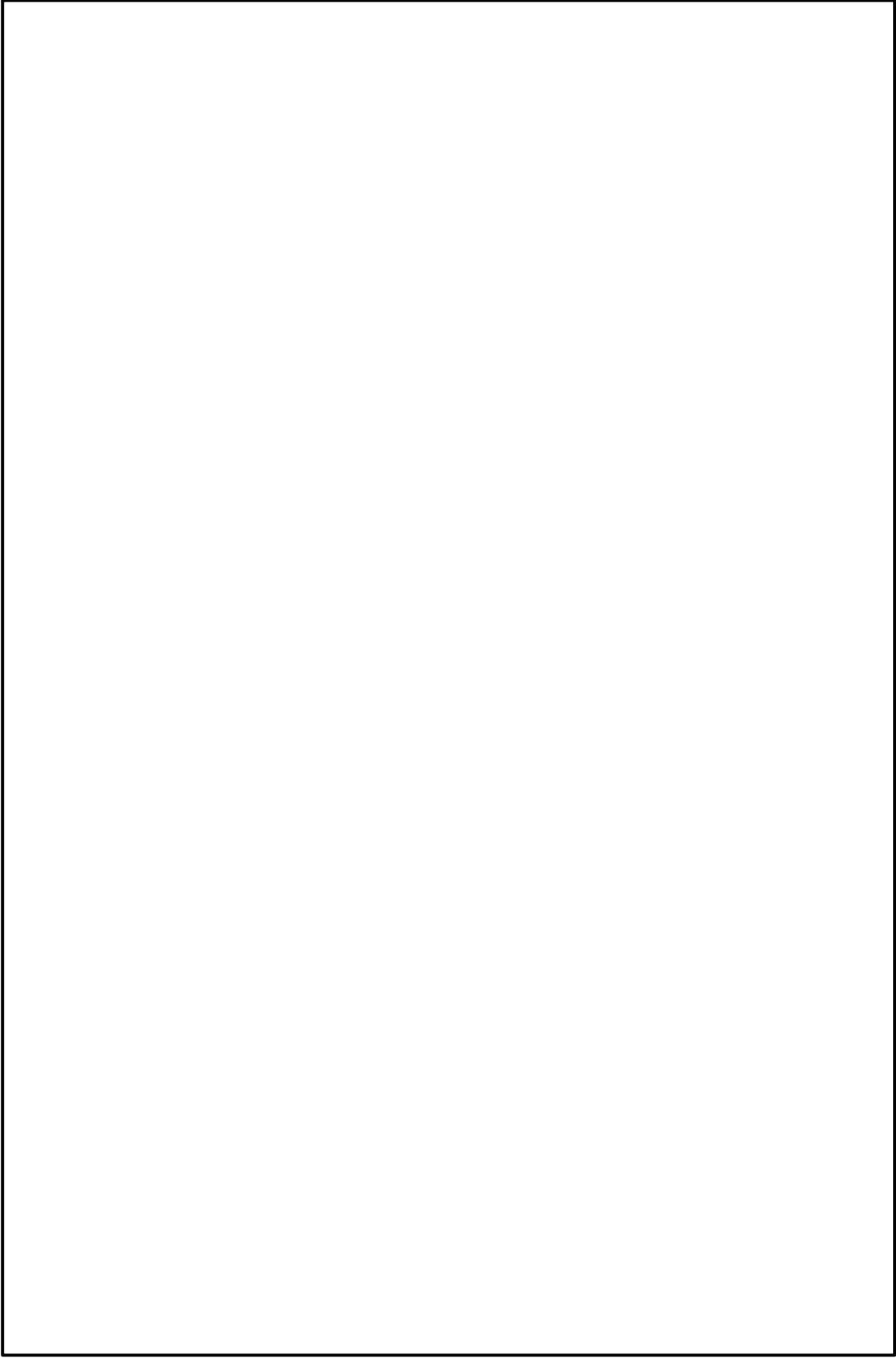


図5 燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物中2階）

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6 燃料プール冷却系の機器配置図（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。

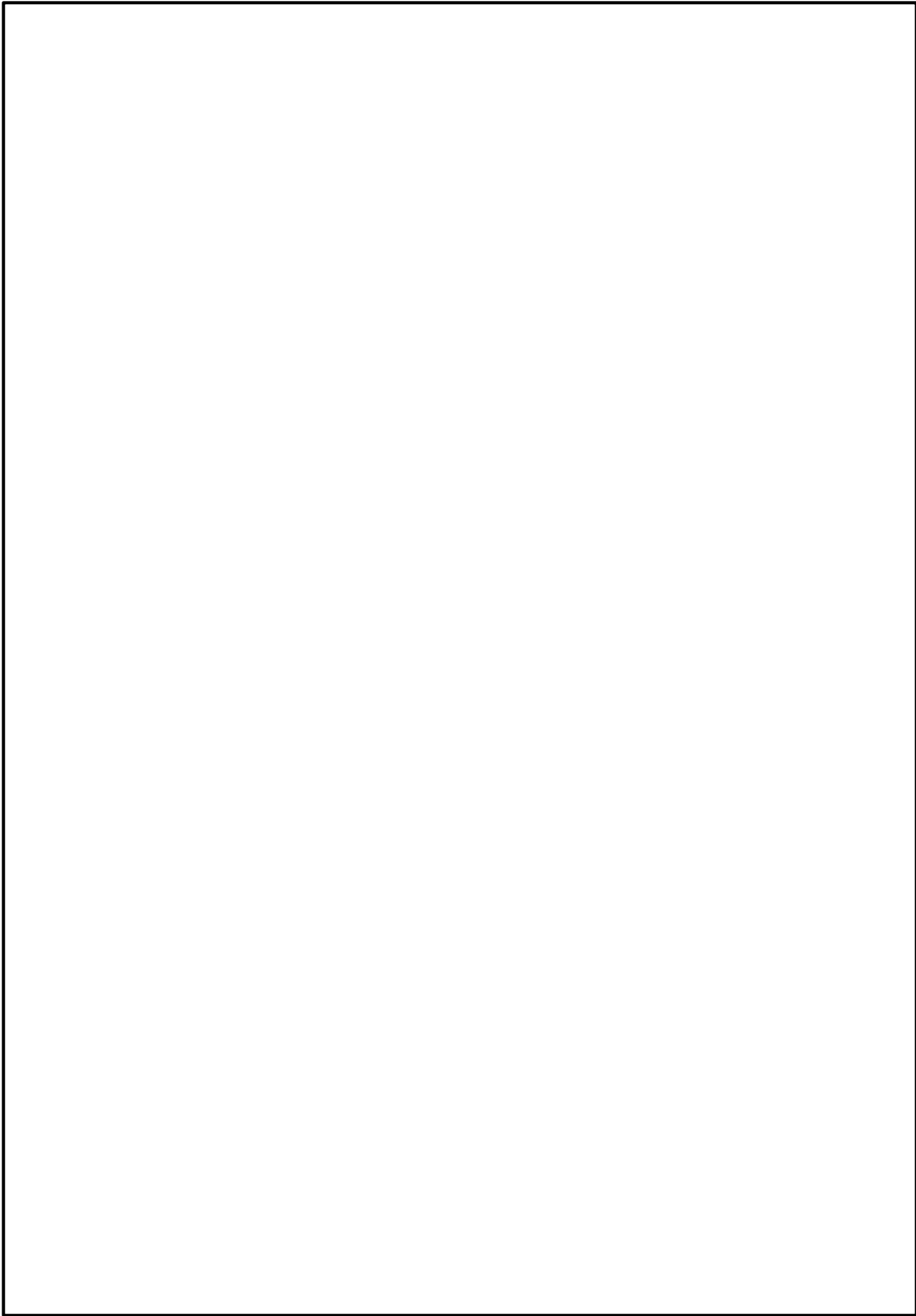


図7 原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下2階）

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。



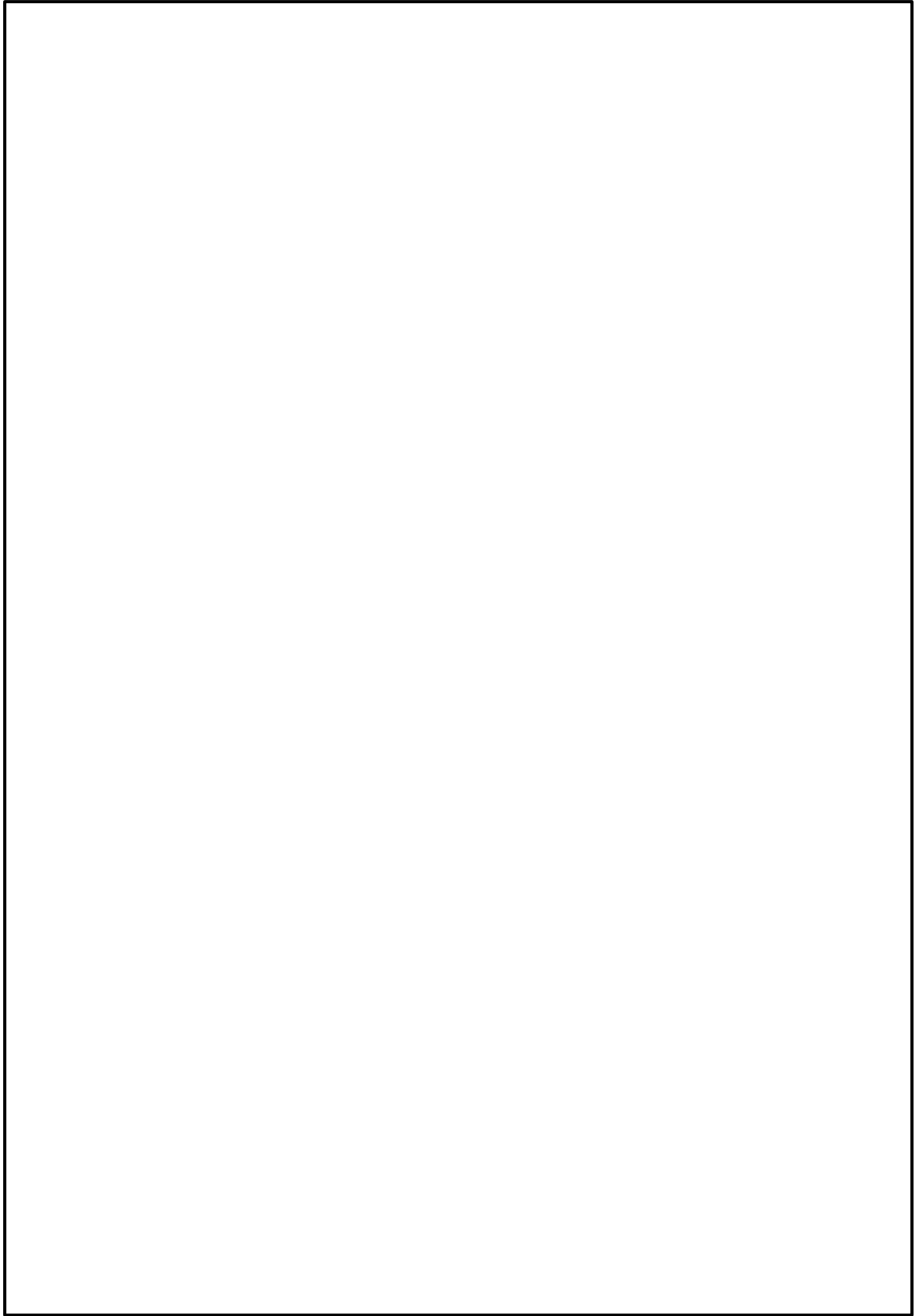


図 8 原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下 1 階）

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。

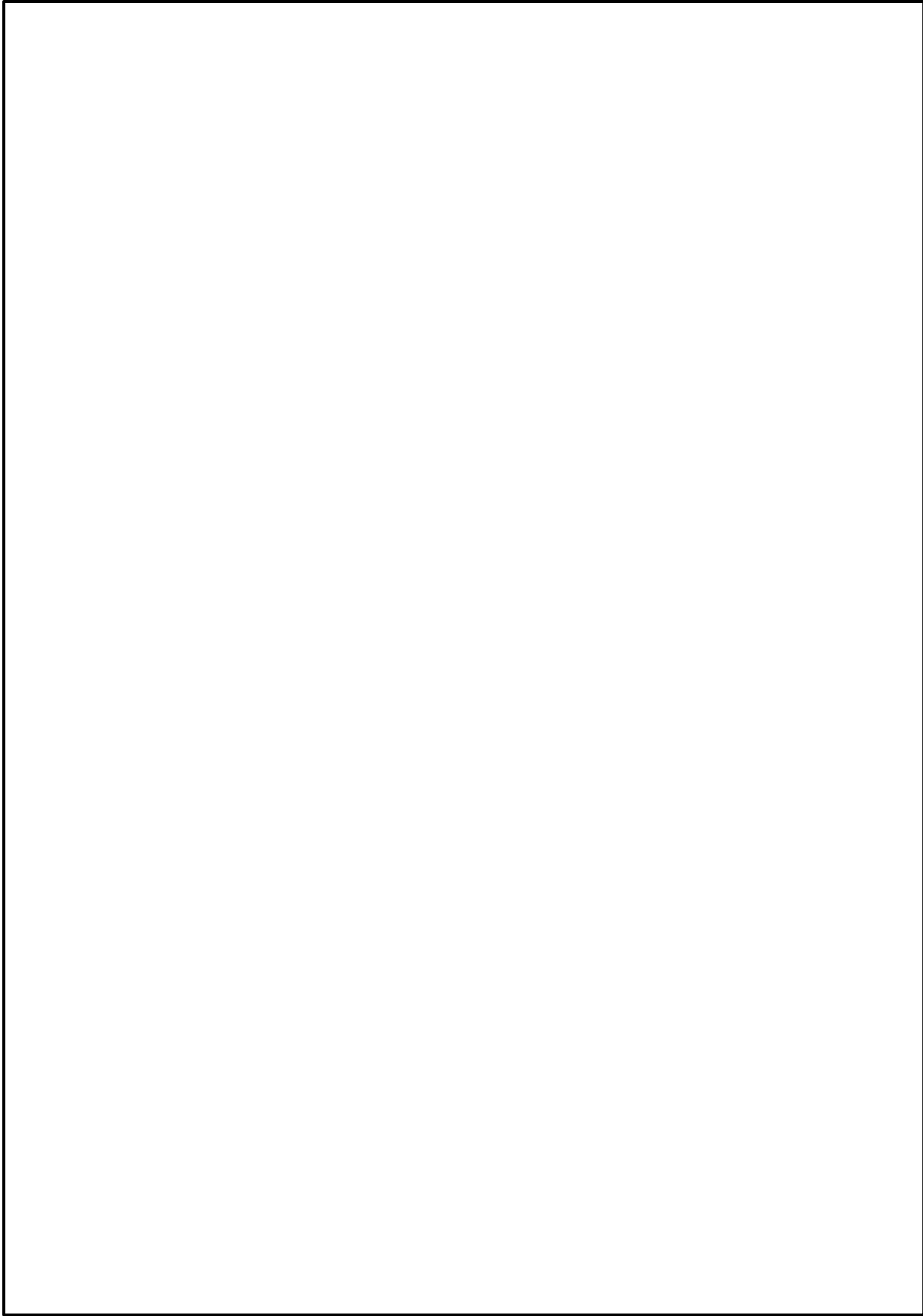


図9 原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物1階）

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。

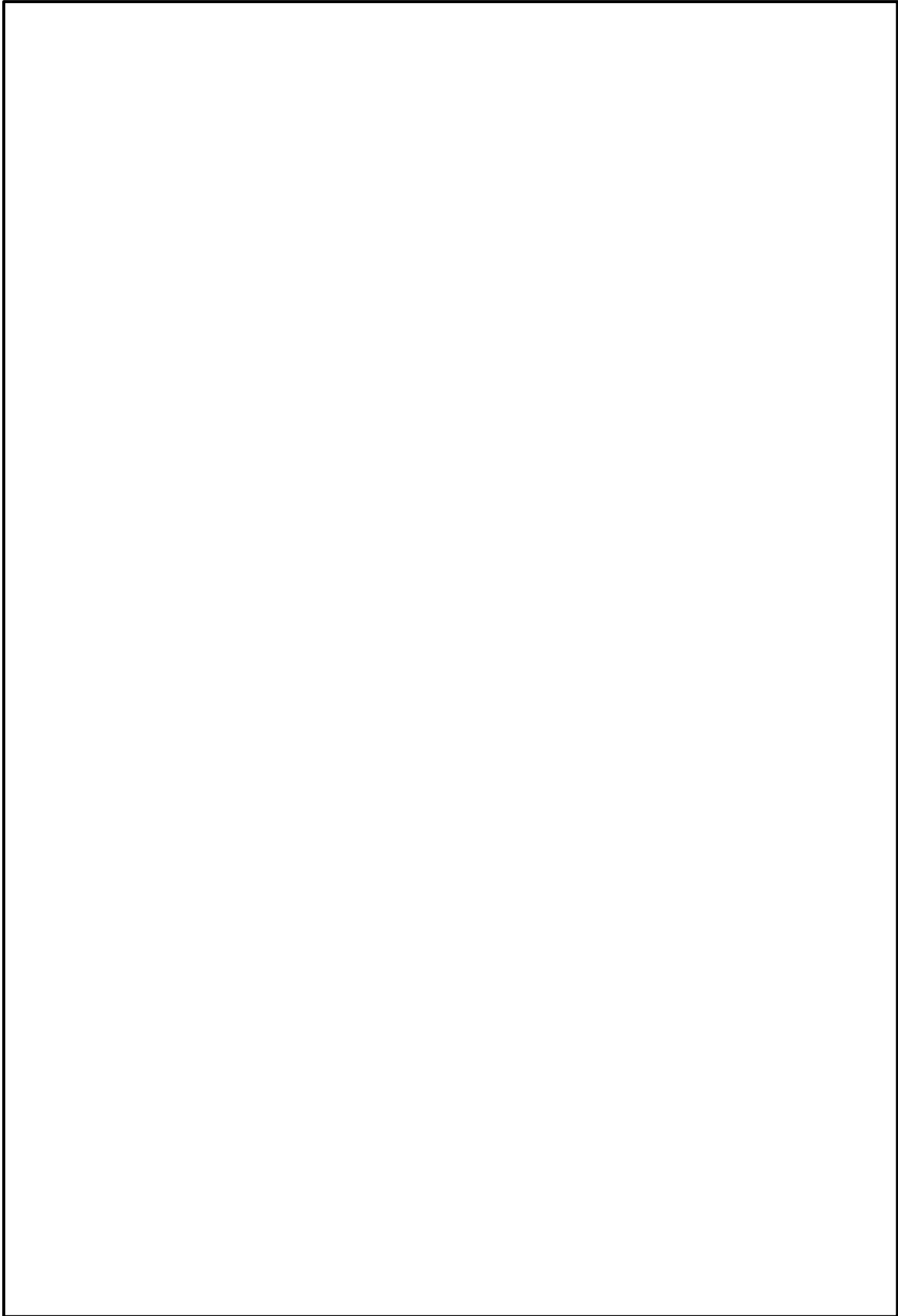


図 10 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物 2 階)

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。

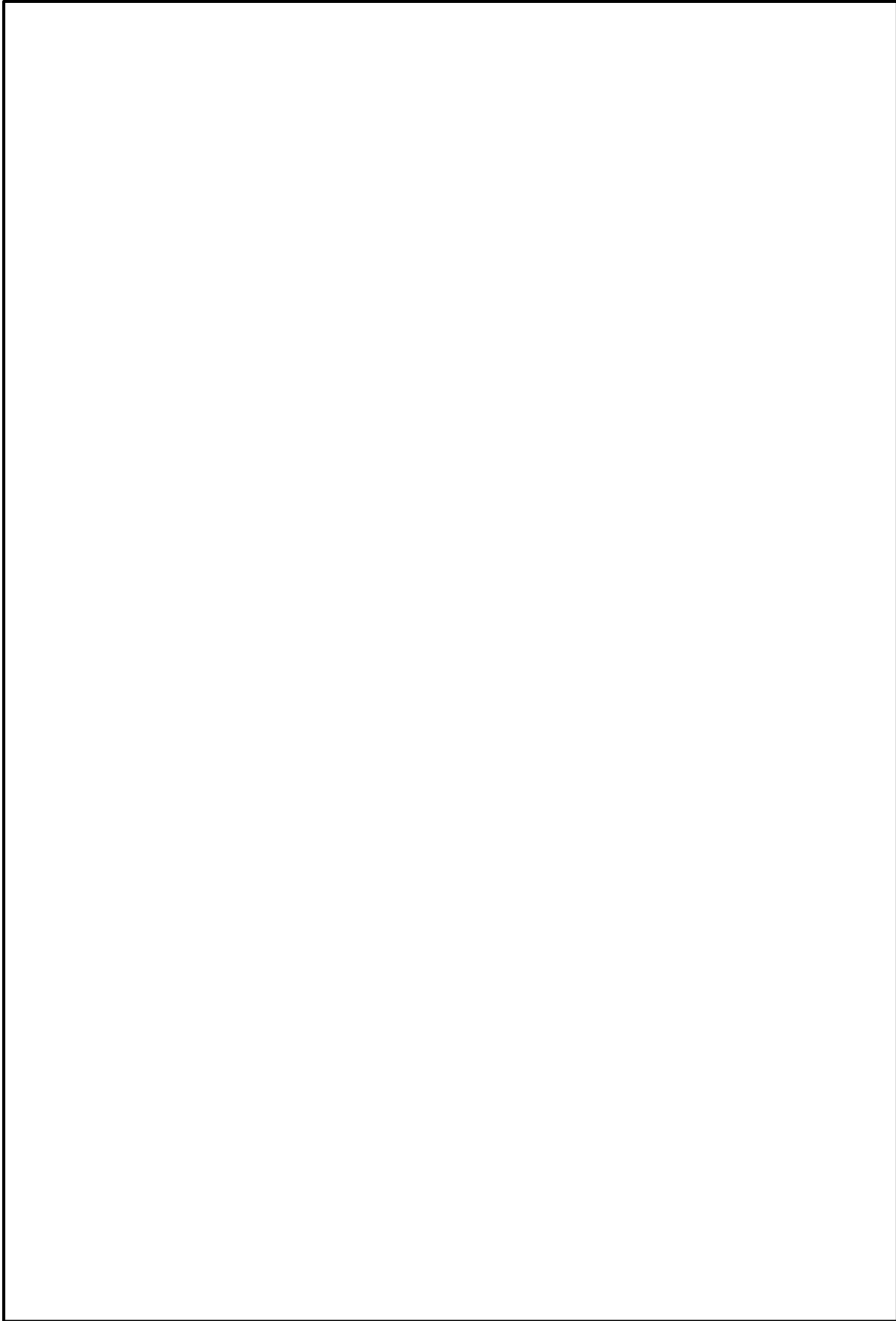


図 11 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物 3 階)

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。

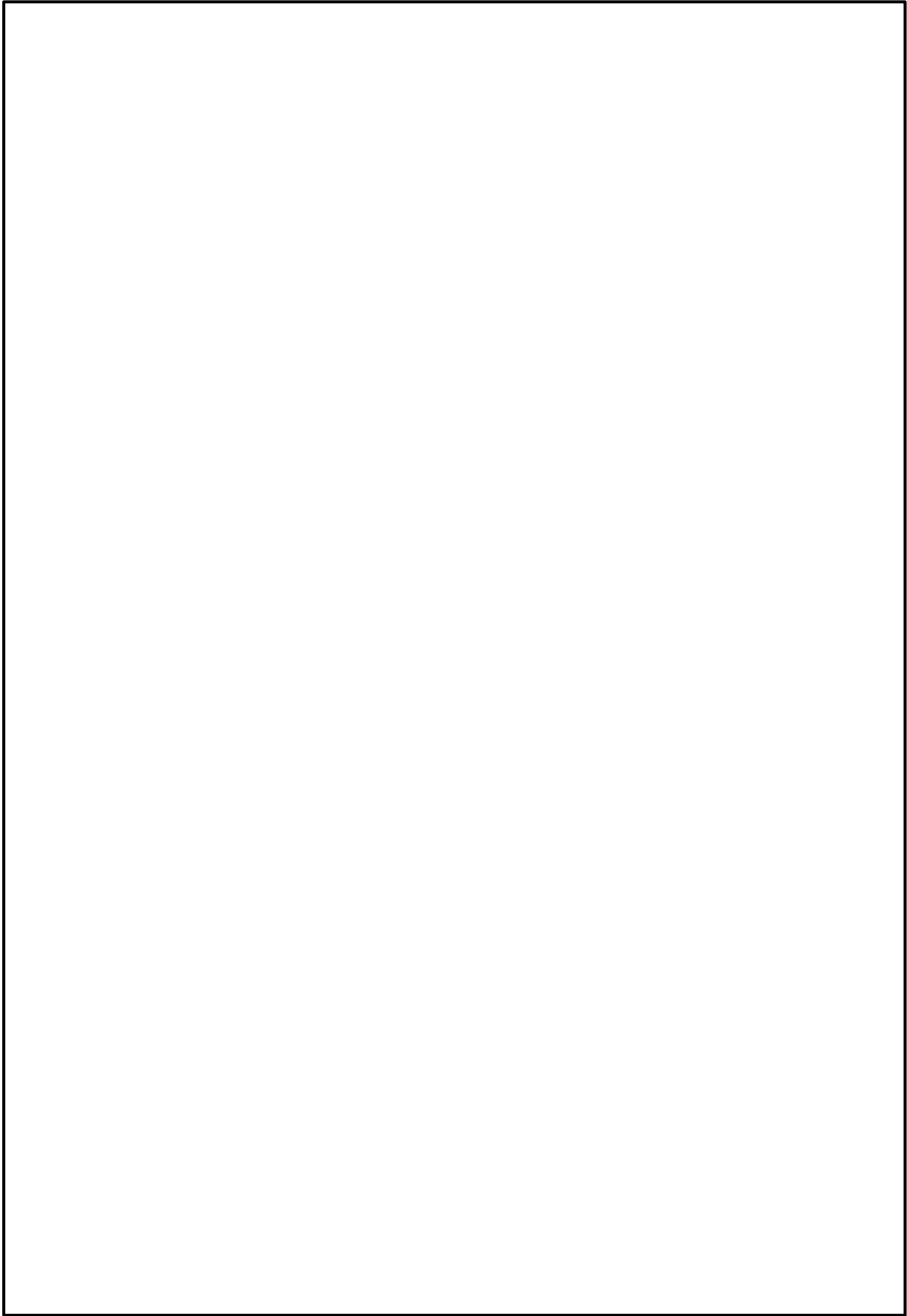


図 12 原子炉補機代替冷却系の機器配置図 (原子炉建物 4 階)

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。

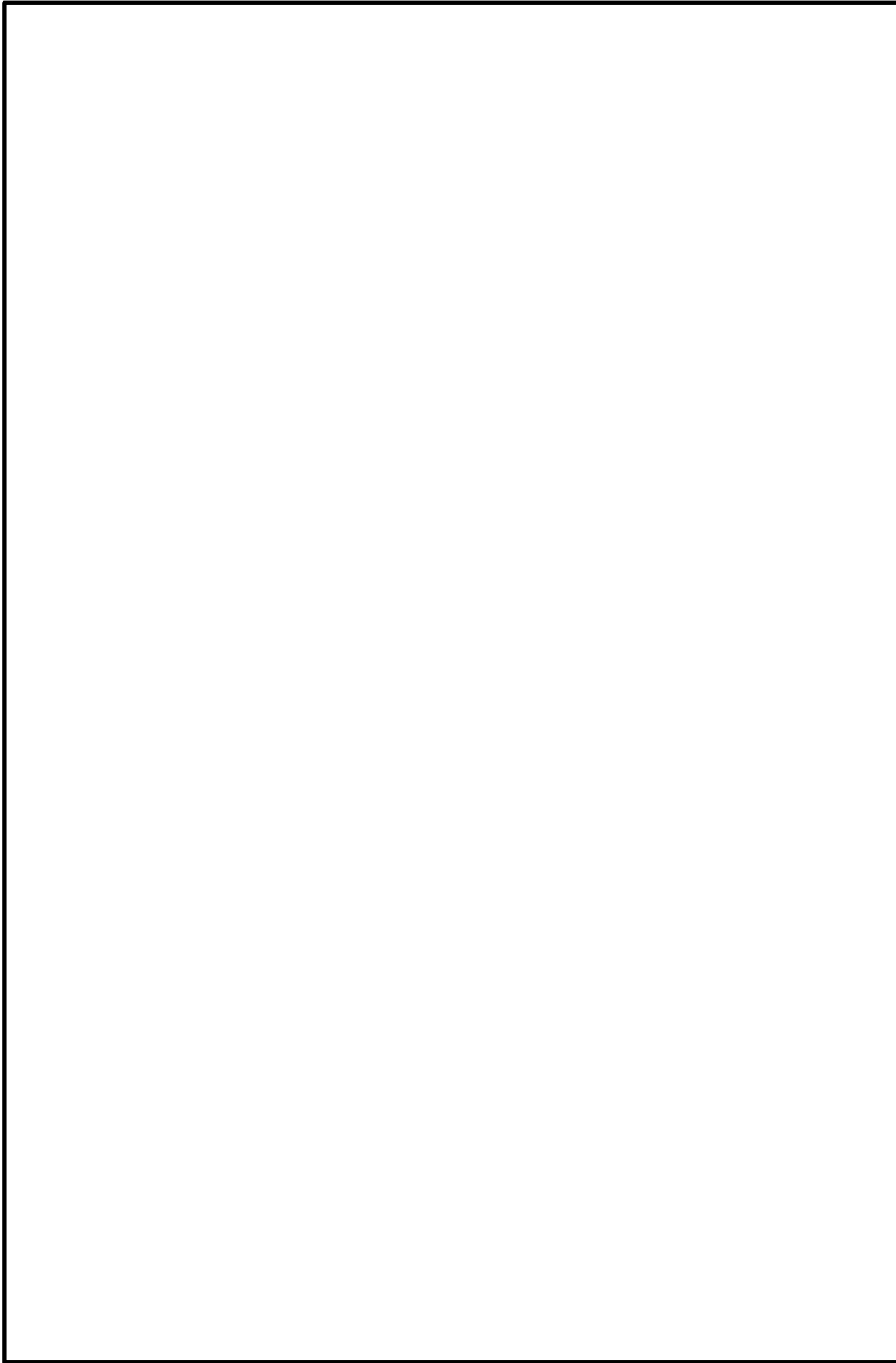


図 13 燃料プール監視設備の機器配置図 (原子炉建物 4 階)

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 14 燃料プールの監視設備の機器配置図 (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。

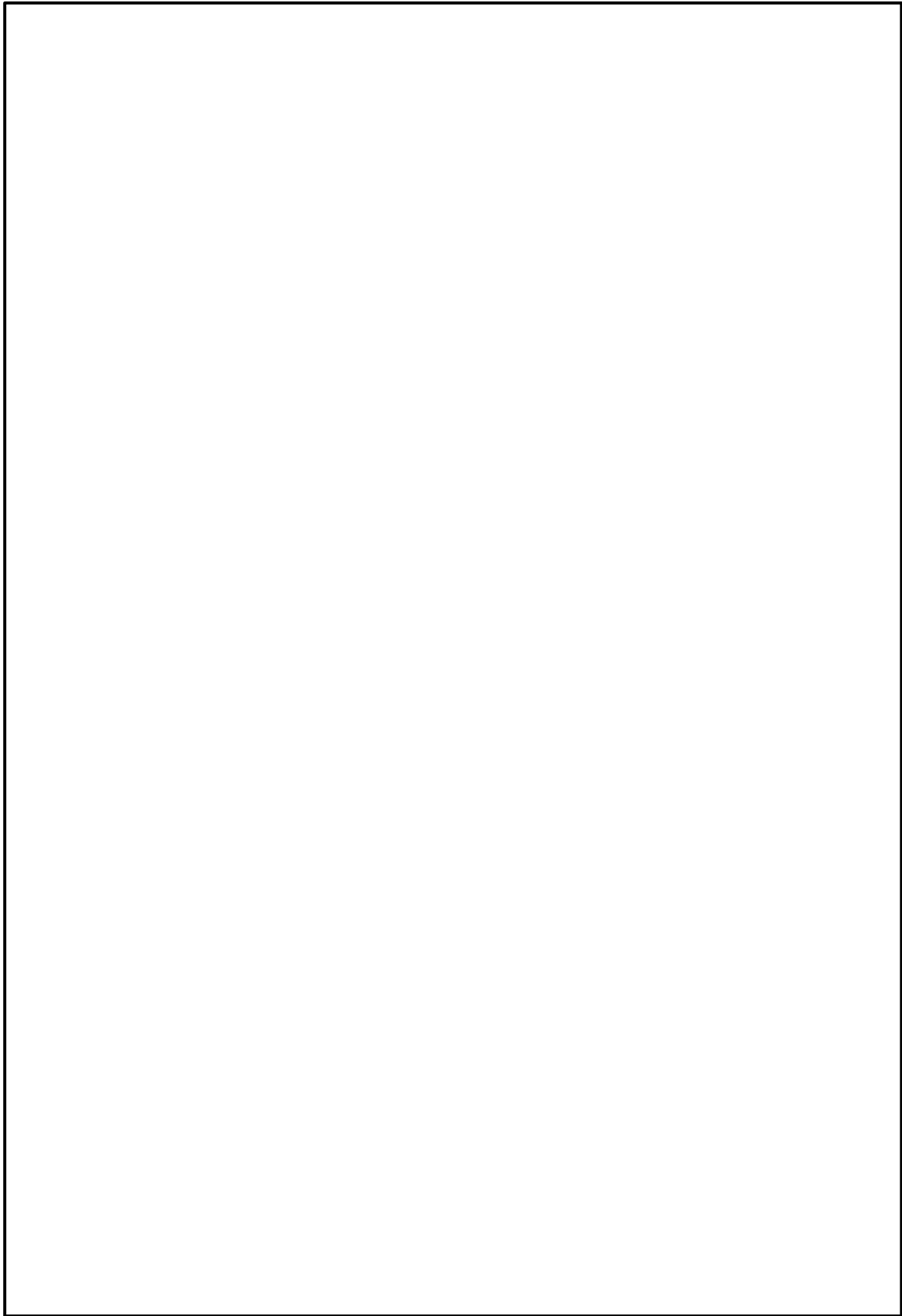


図 15 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

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。



54-4 系統図

・計測設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設置方針を示す欄）」で示す。

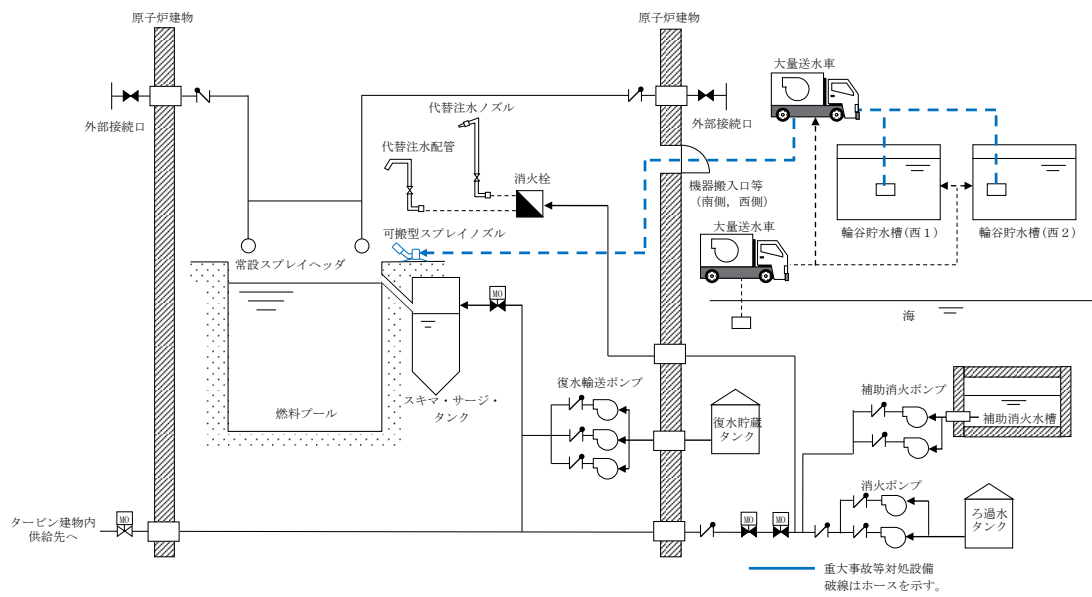


図1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図

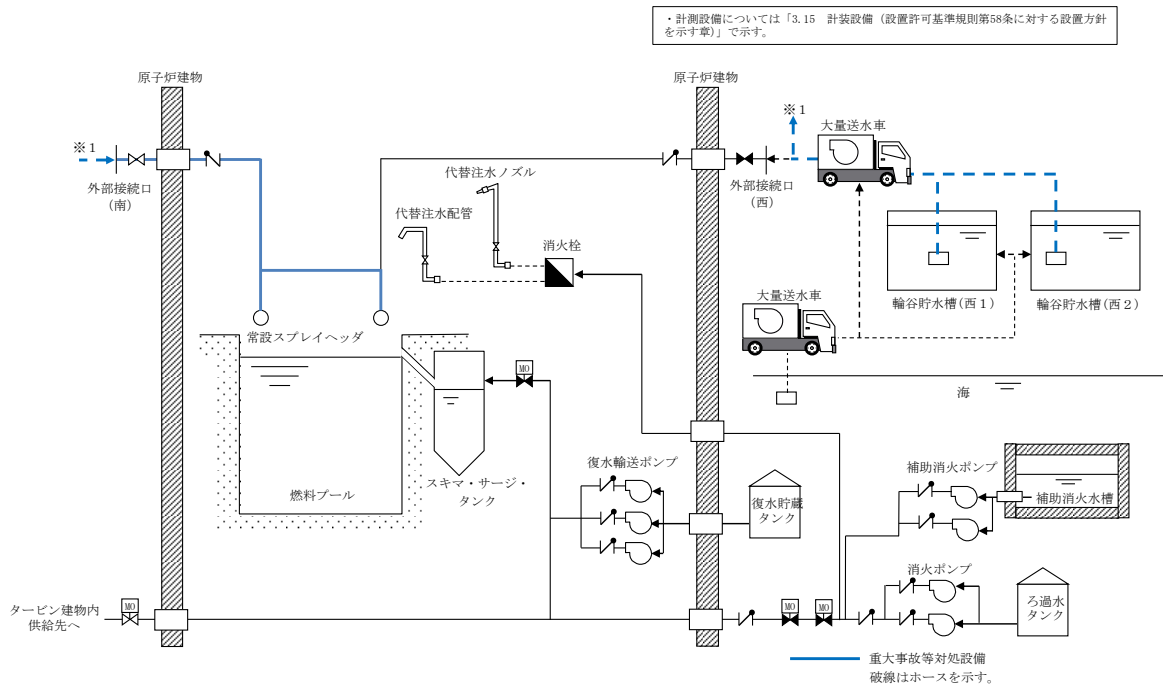


図2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（A系）

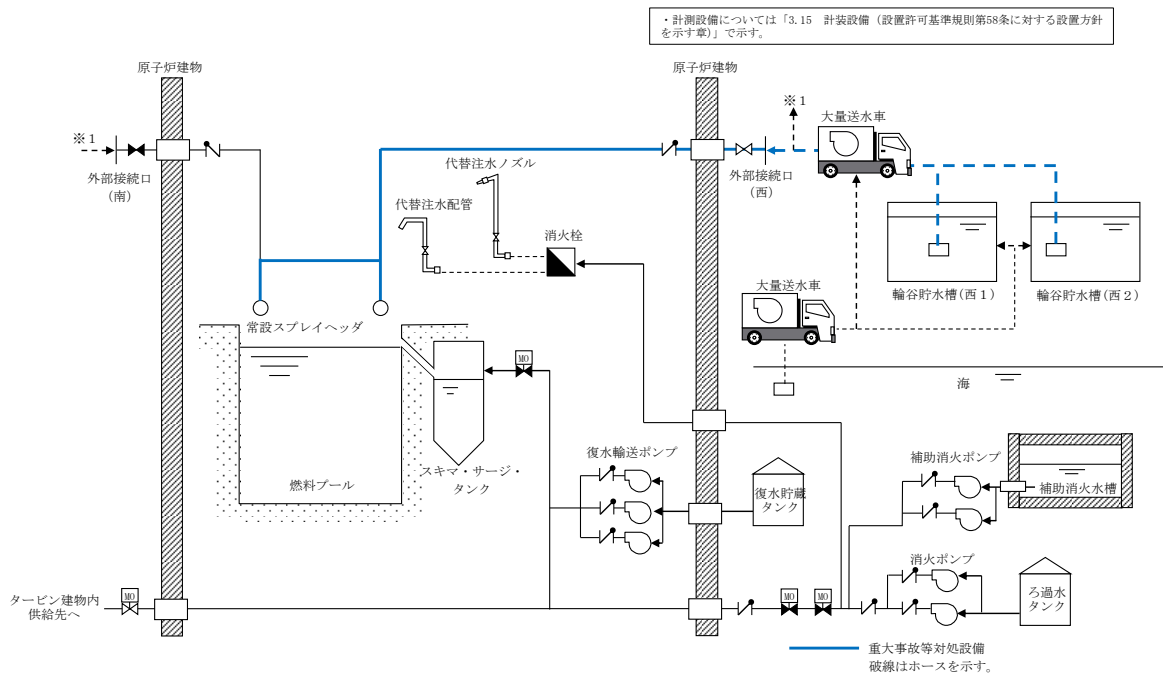


図3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド） 燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（B系）

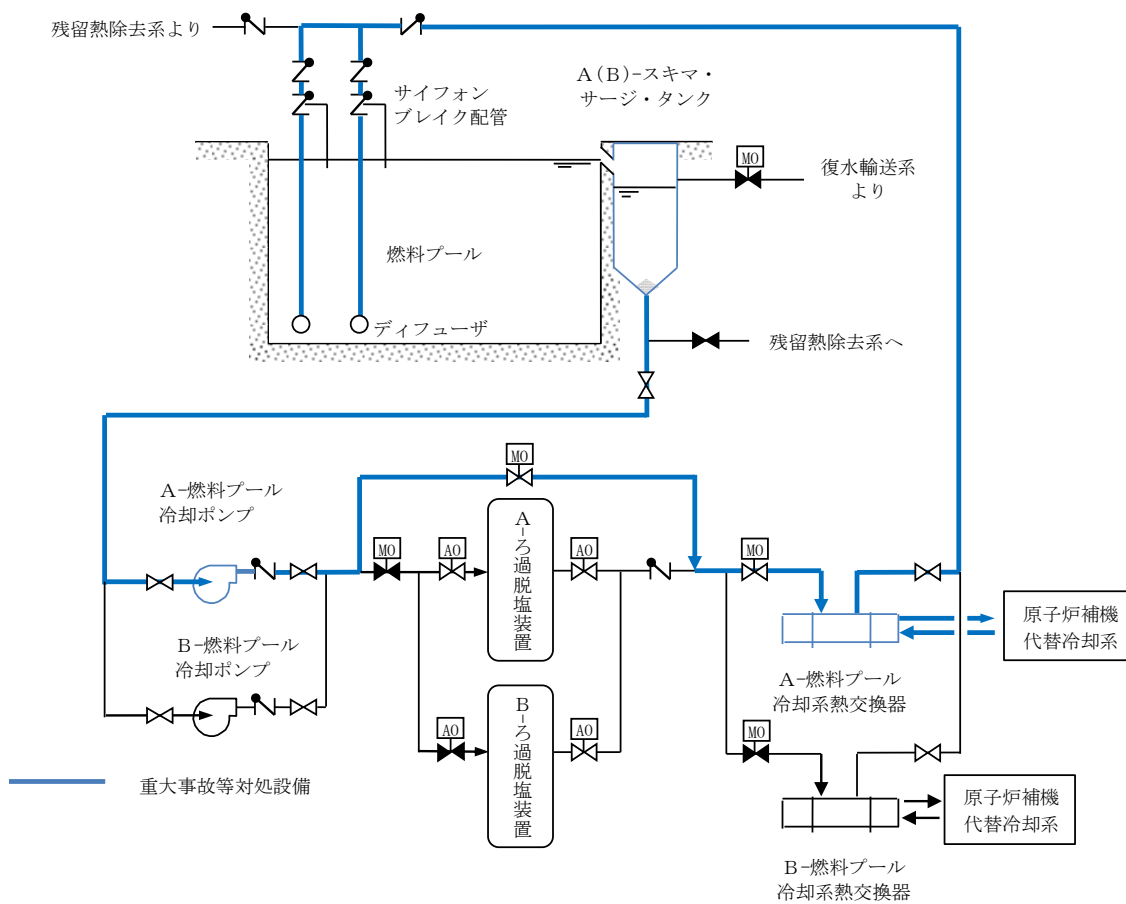


図4 燃料プール冷却系 系統概要図 (A系を使用した場合)

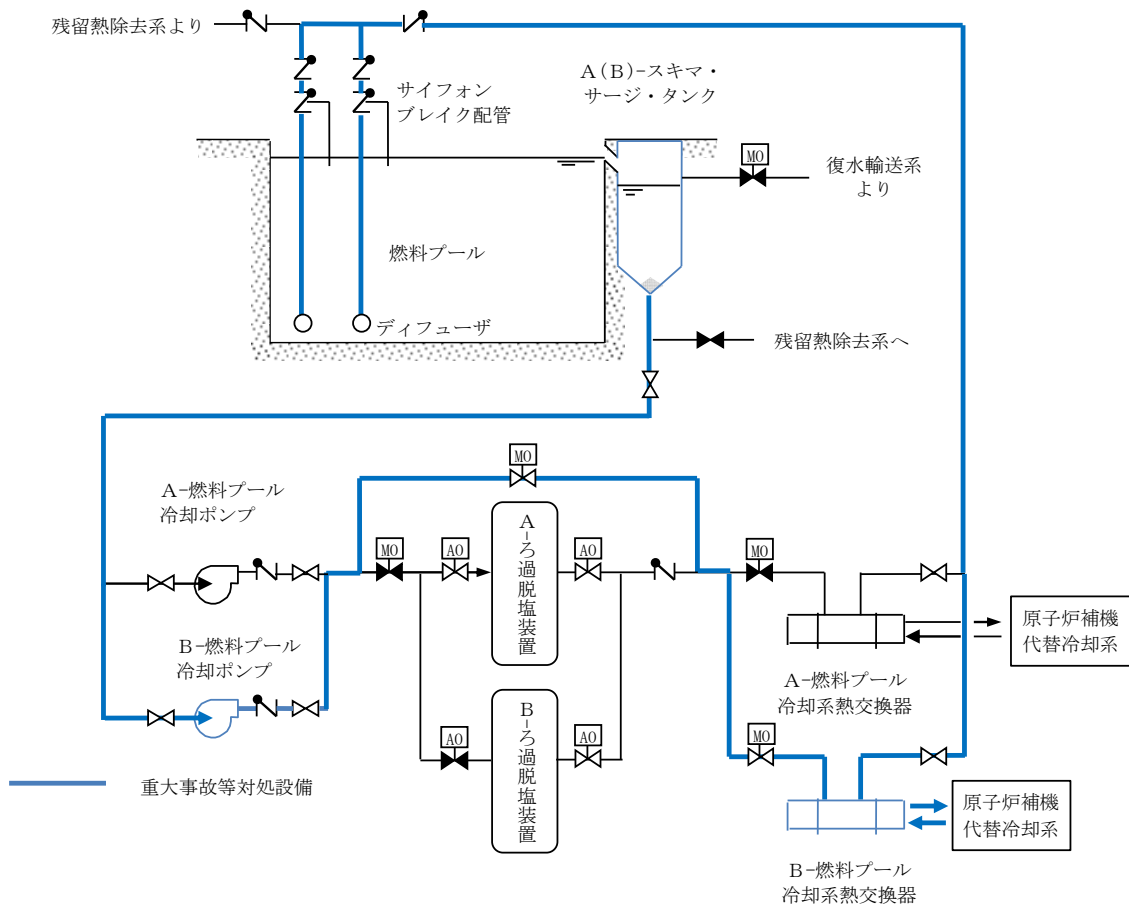


図5 燃料プール冷却系 系統概要図 (B系を使用した場合)

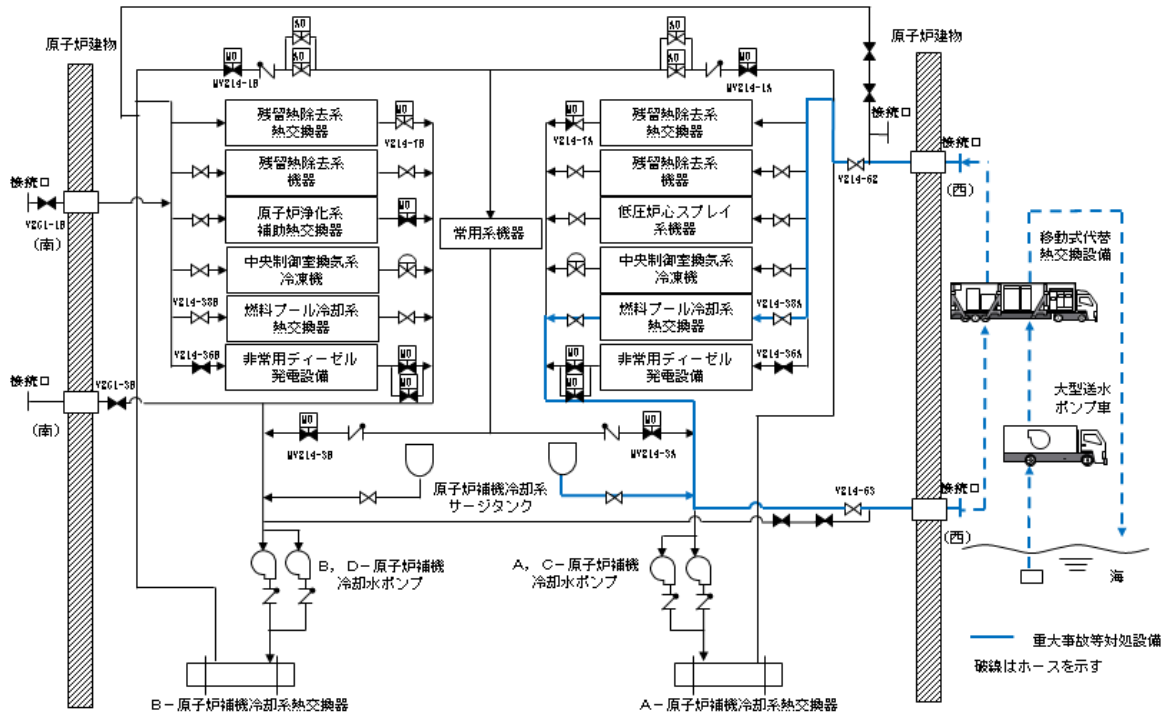


図6 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系を使用した場合)

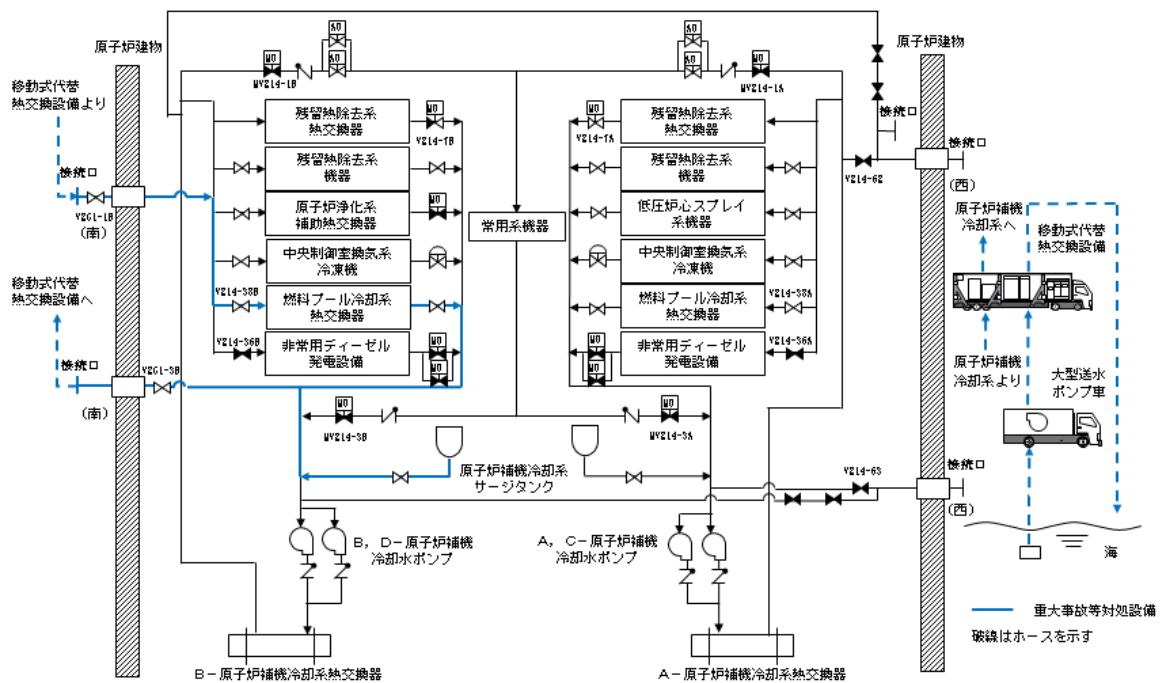


図7 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系を使用した場合)

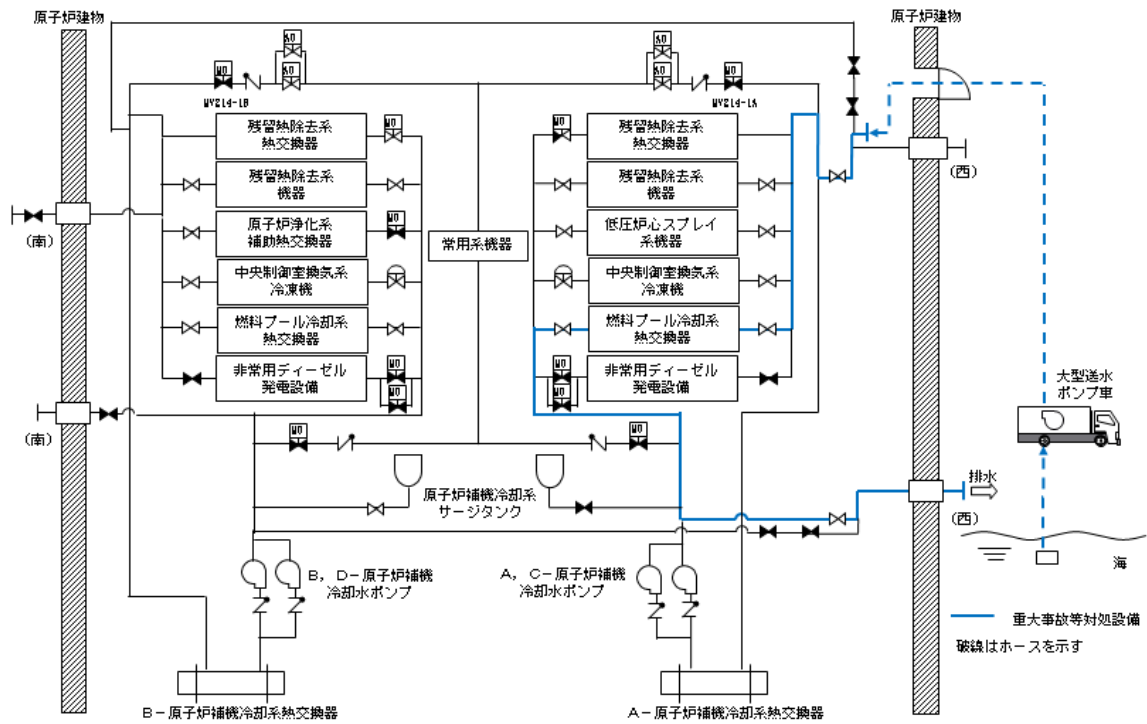


図8 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内の接続口を使用した場合)

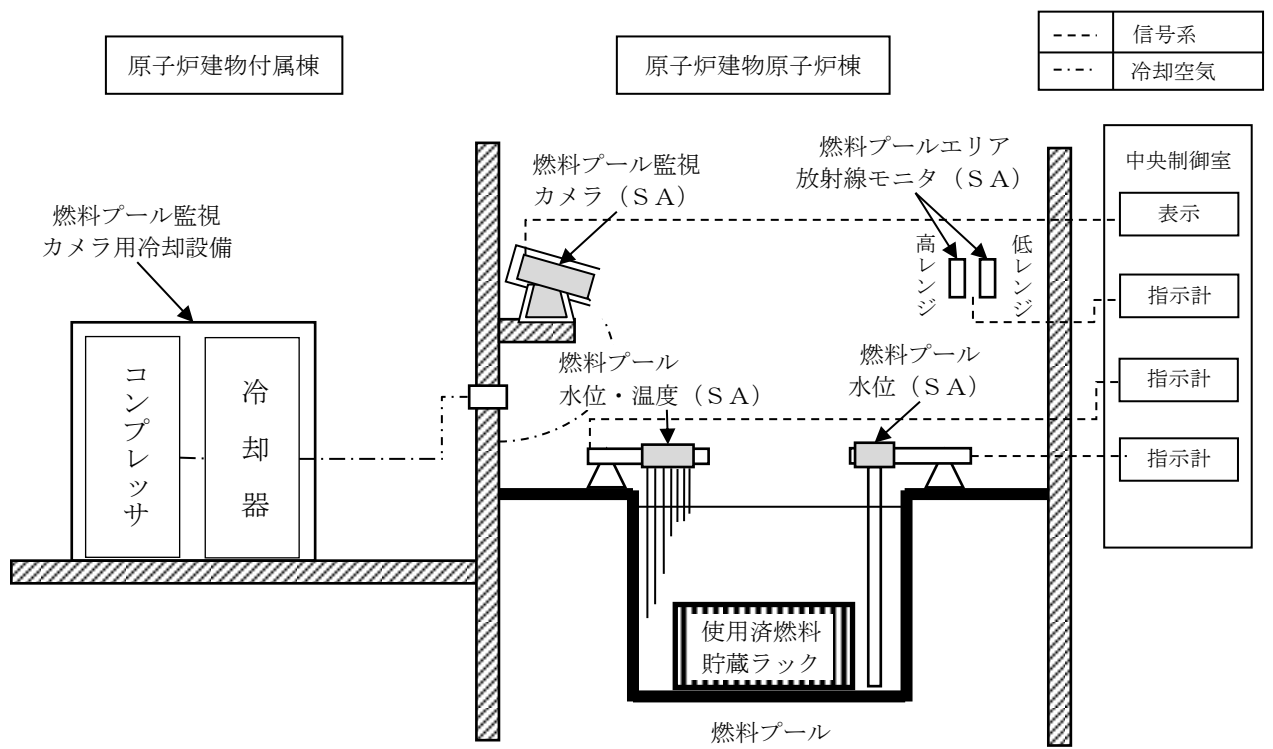


図9 燃料プール監視設備の全体系統図



## 54-5 試験及び検査

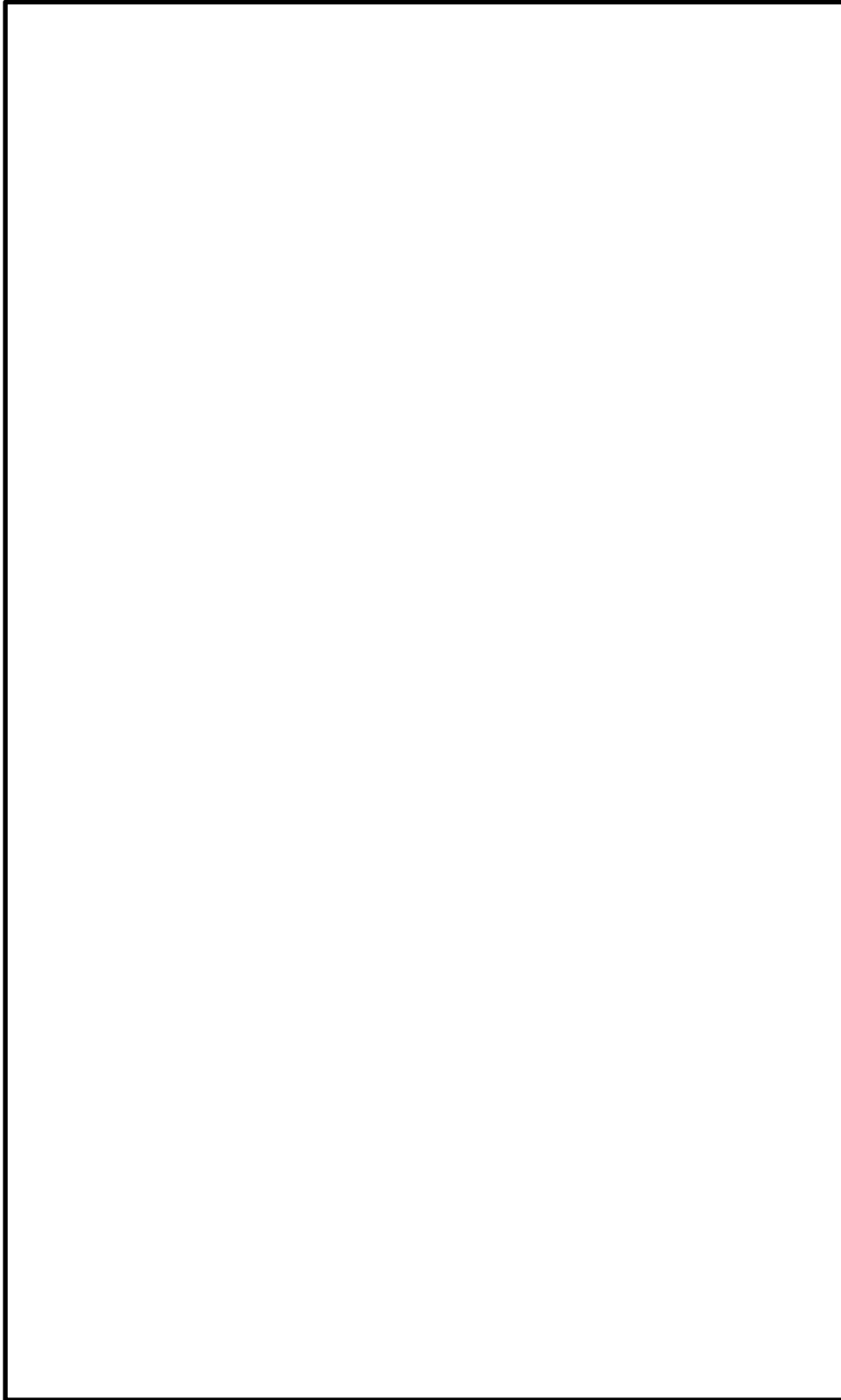


図1 大量送水車の試験及び検査概要図

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。

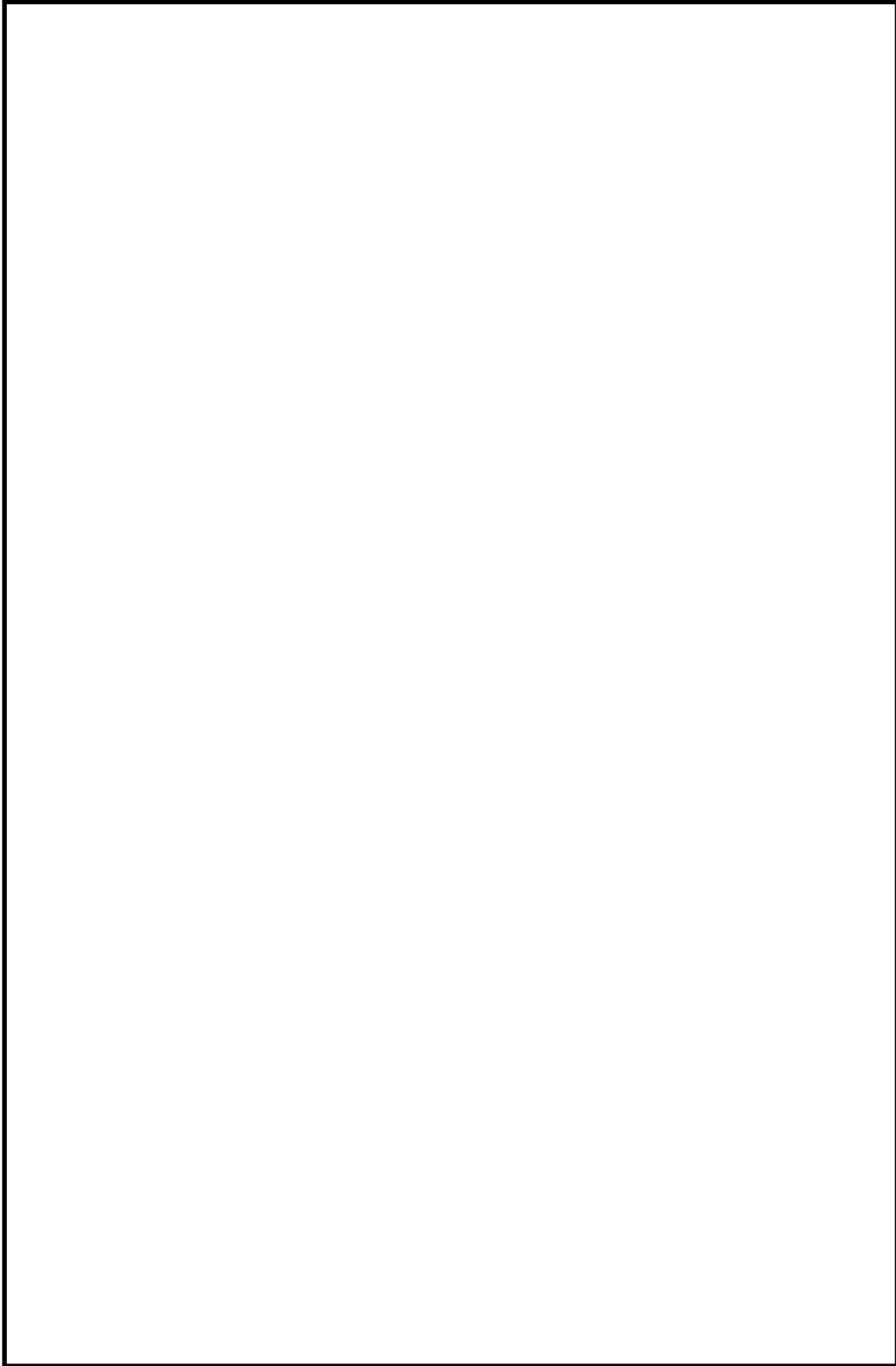


図2 大量送水車構造図

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。

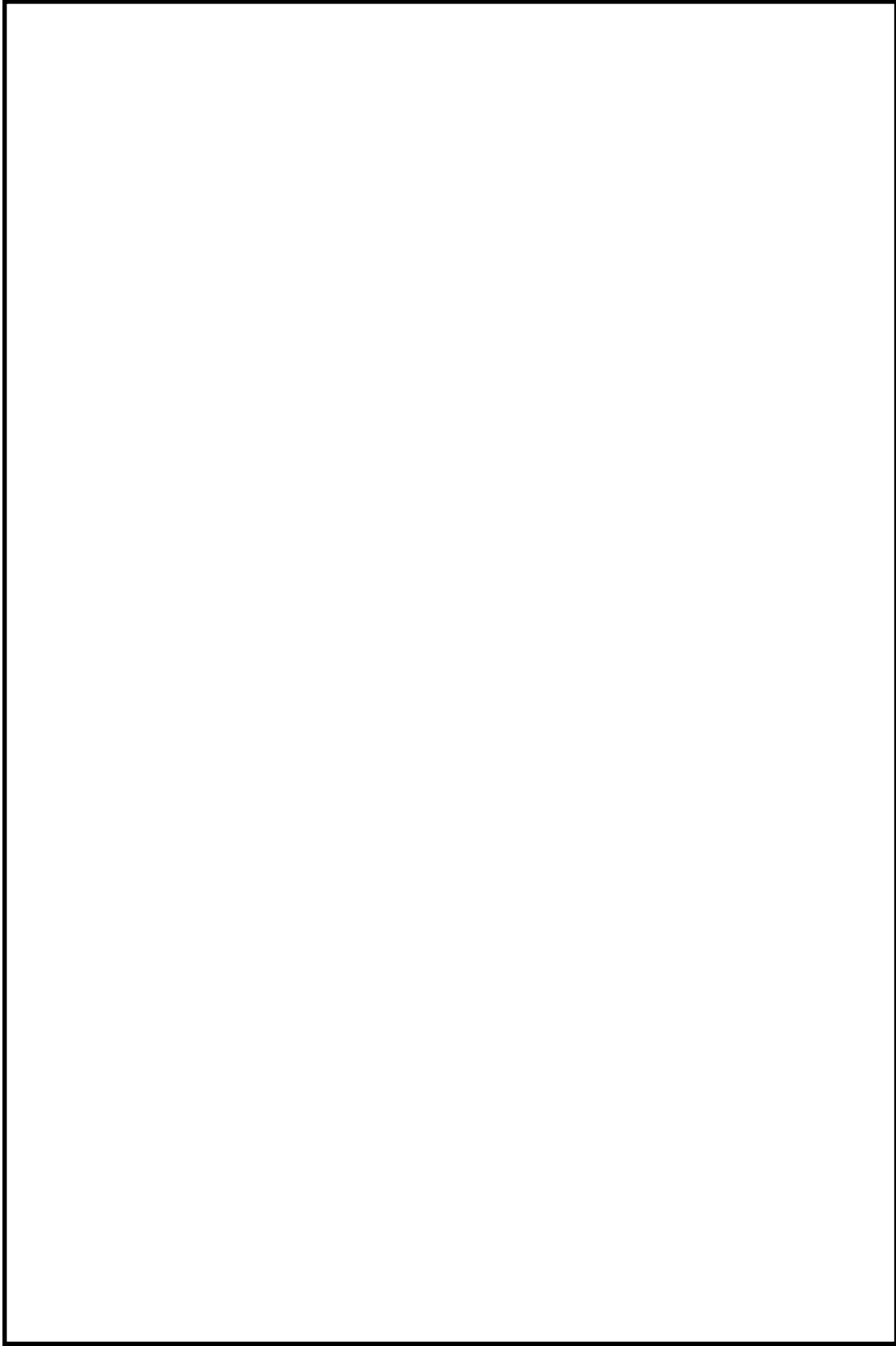


図3 燃料プールの冷却ポンプ図

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。

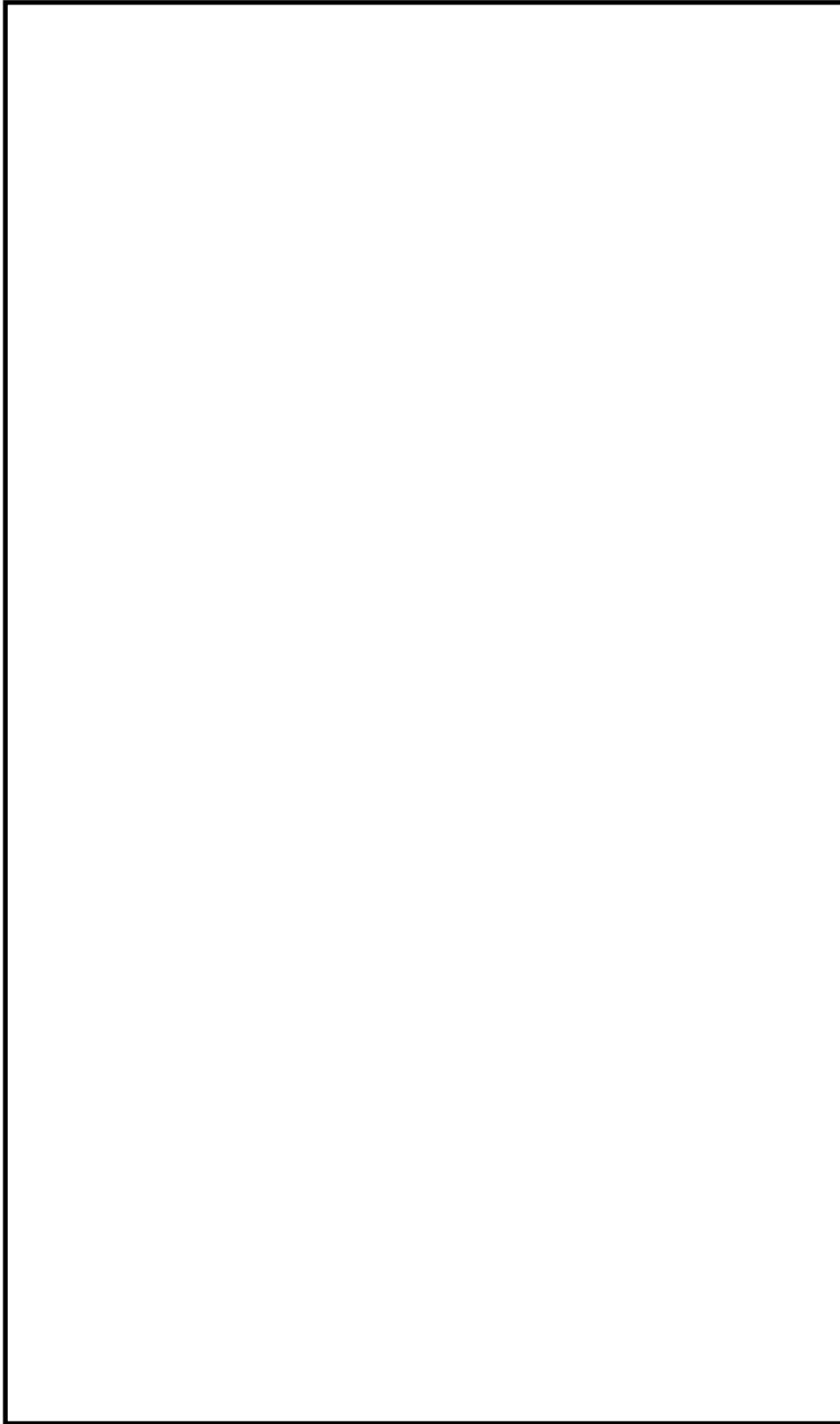


図 4 燃料プールの冷却系熱交換器図

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。

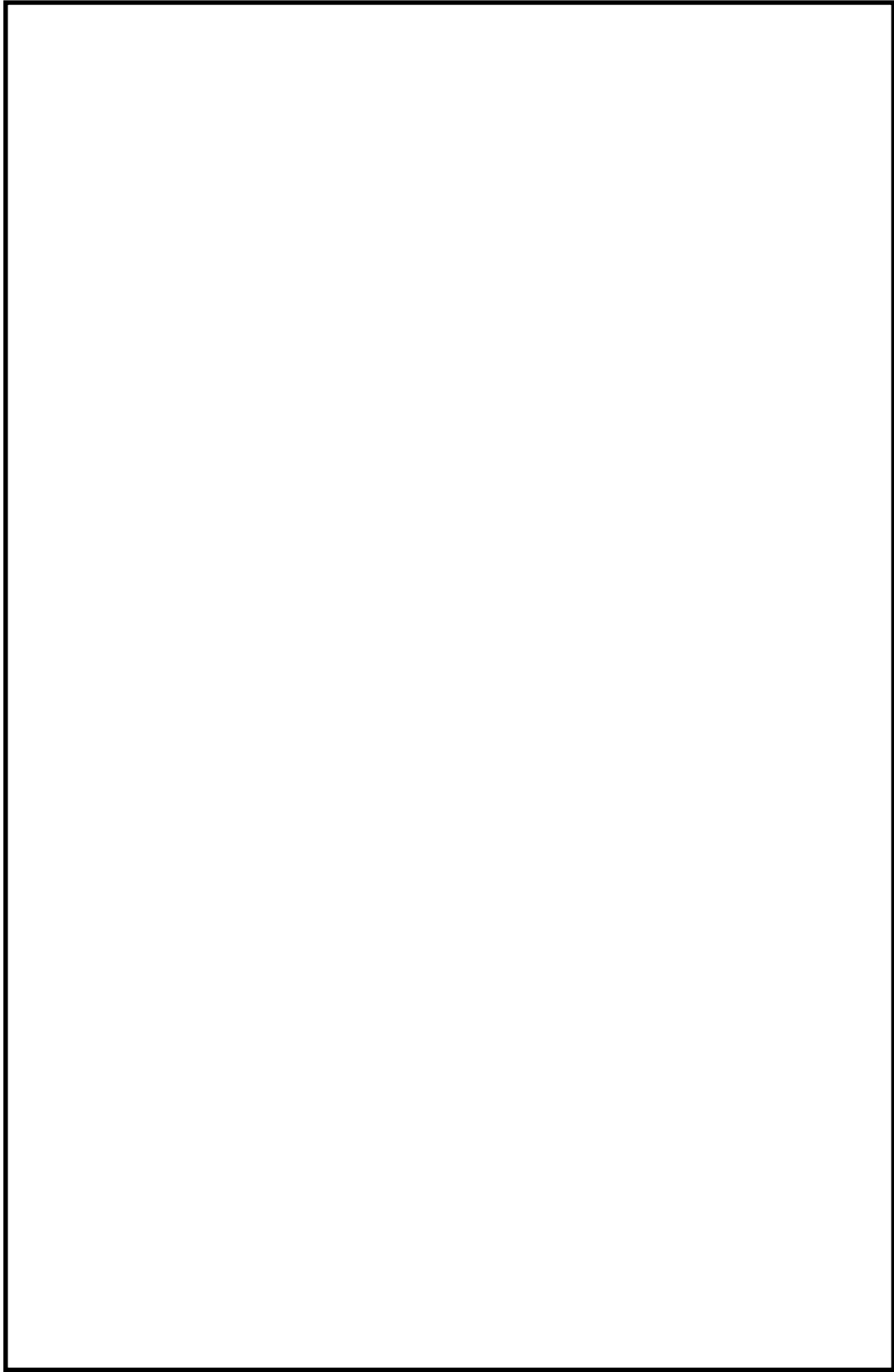


図5 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

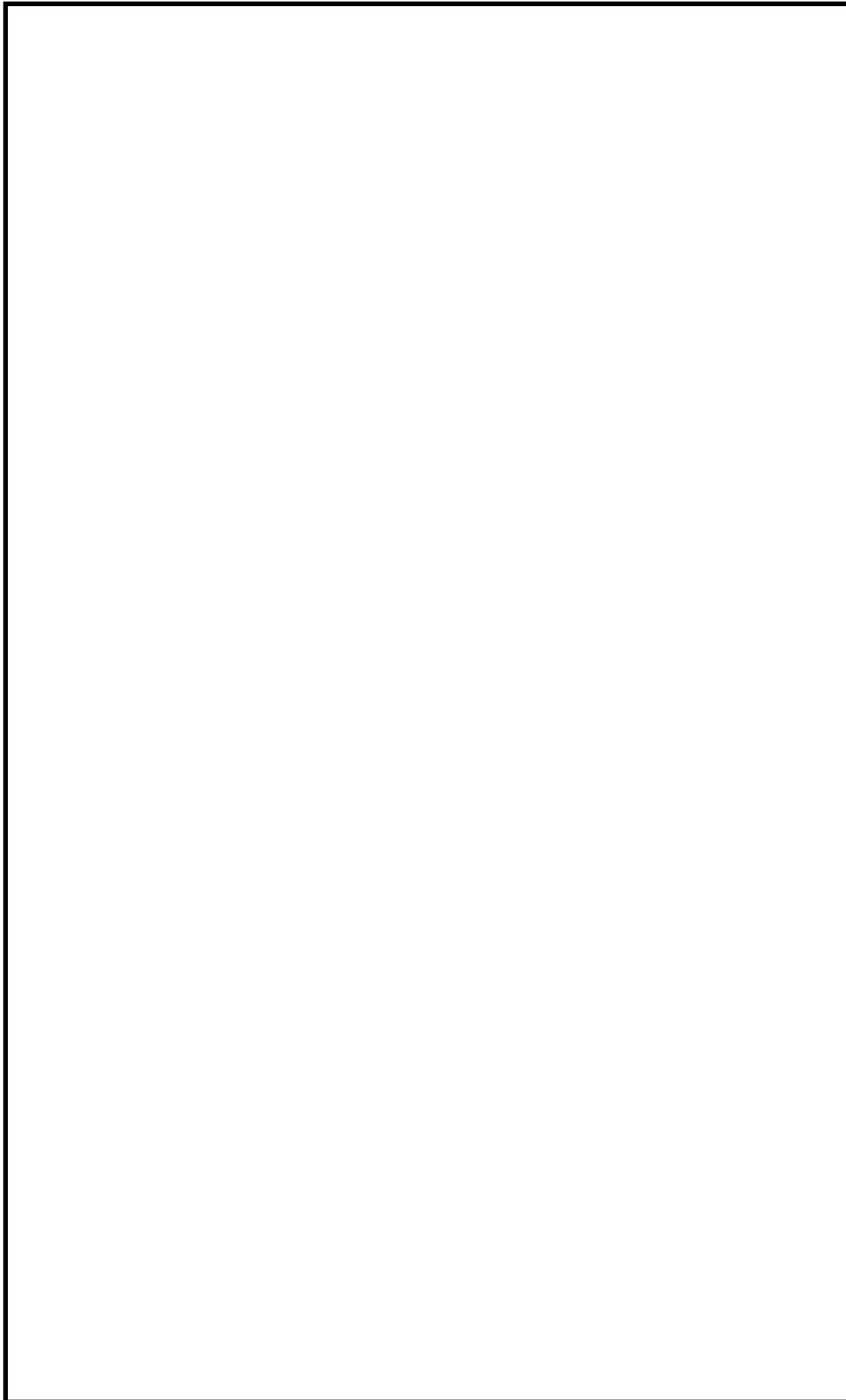


図6 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

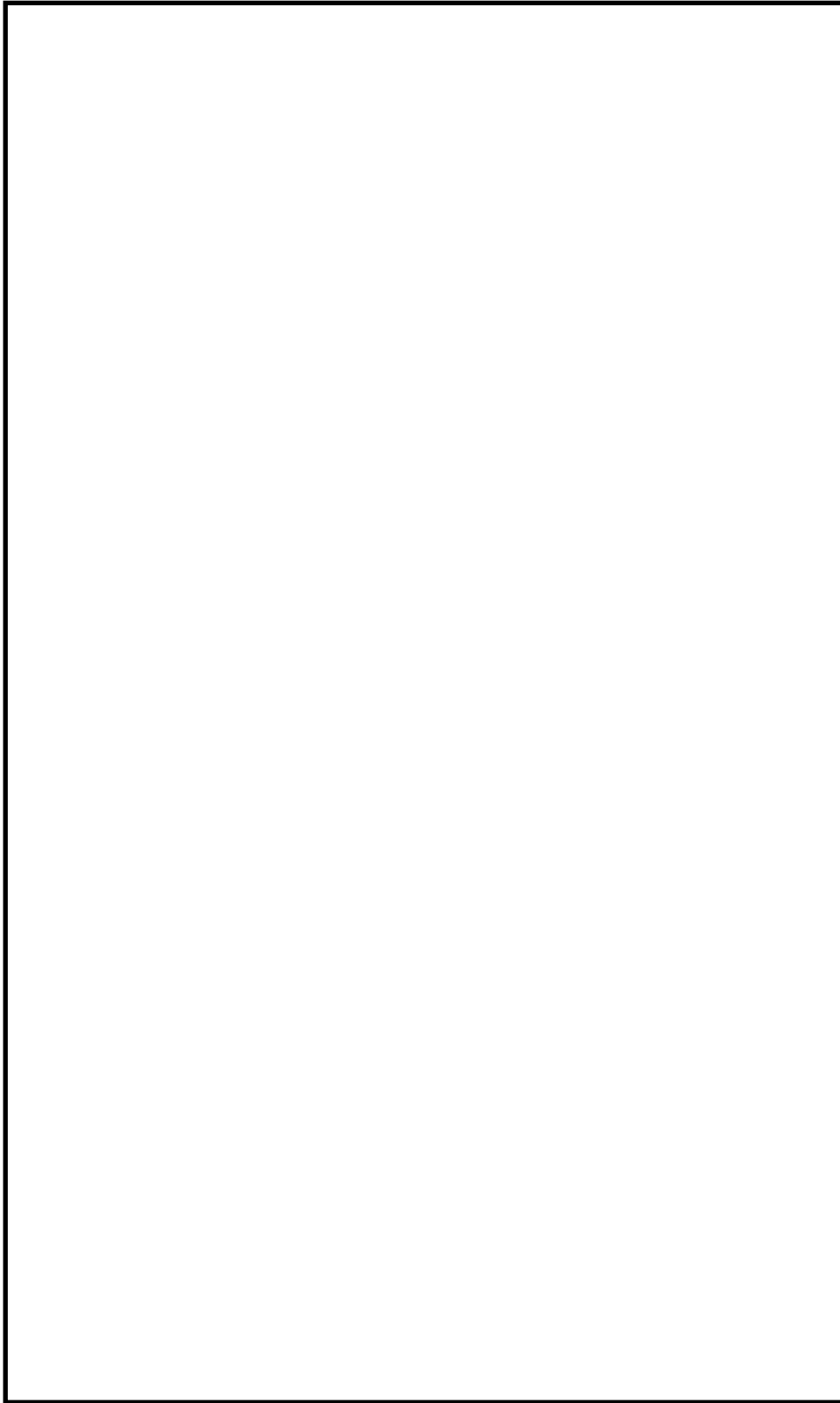


図 7 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。



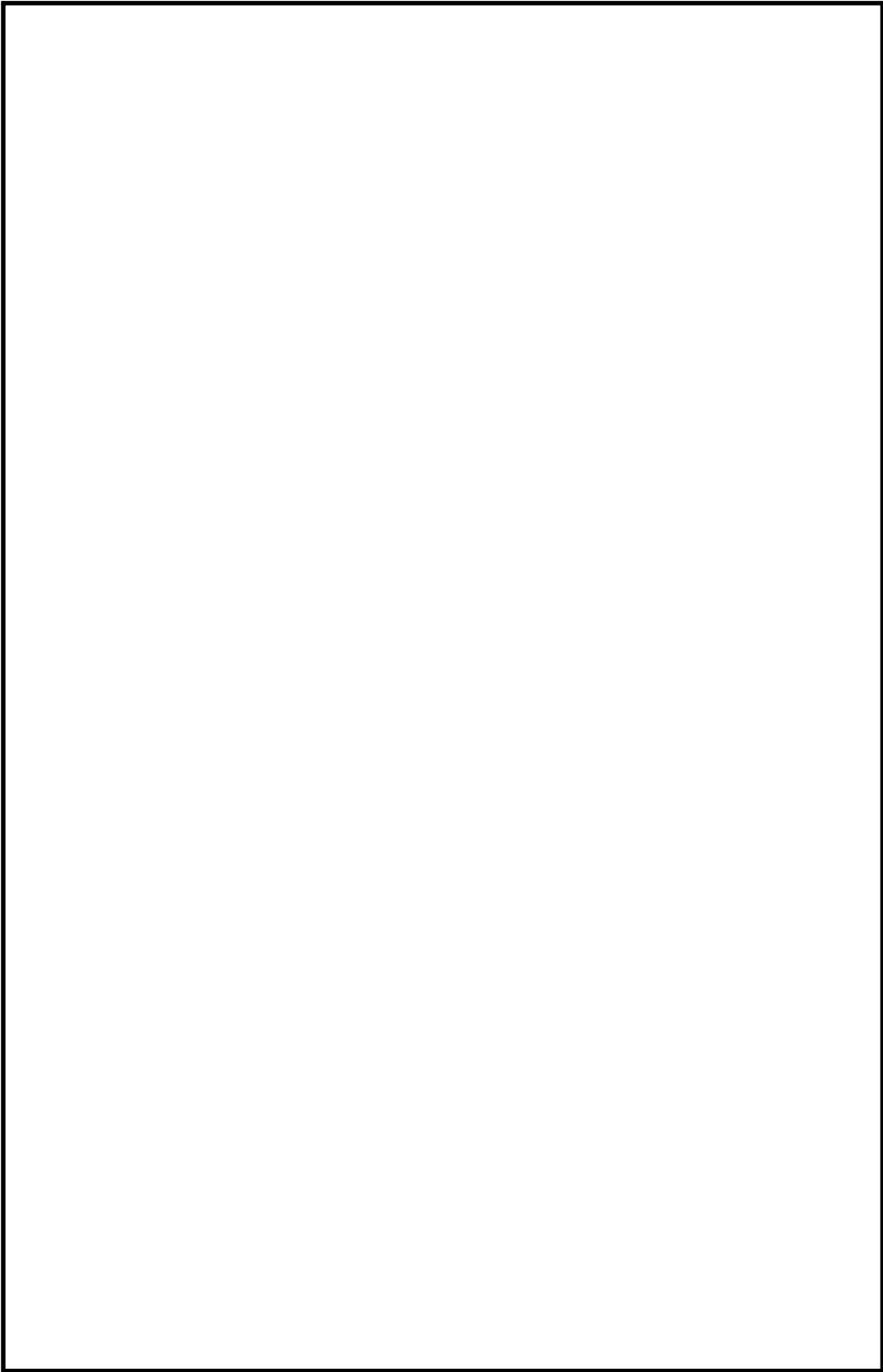


図8 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

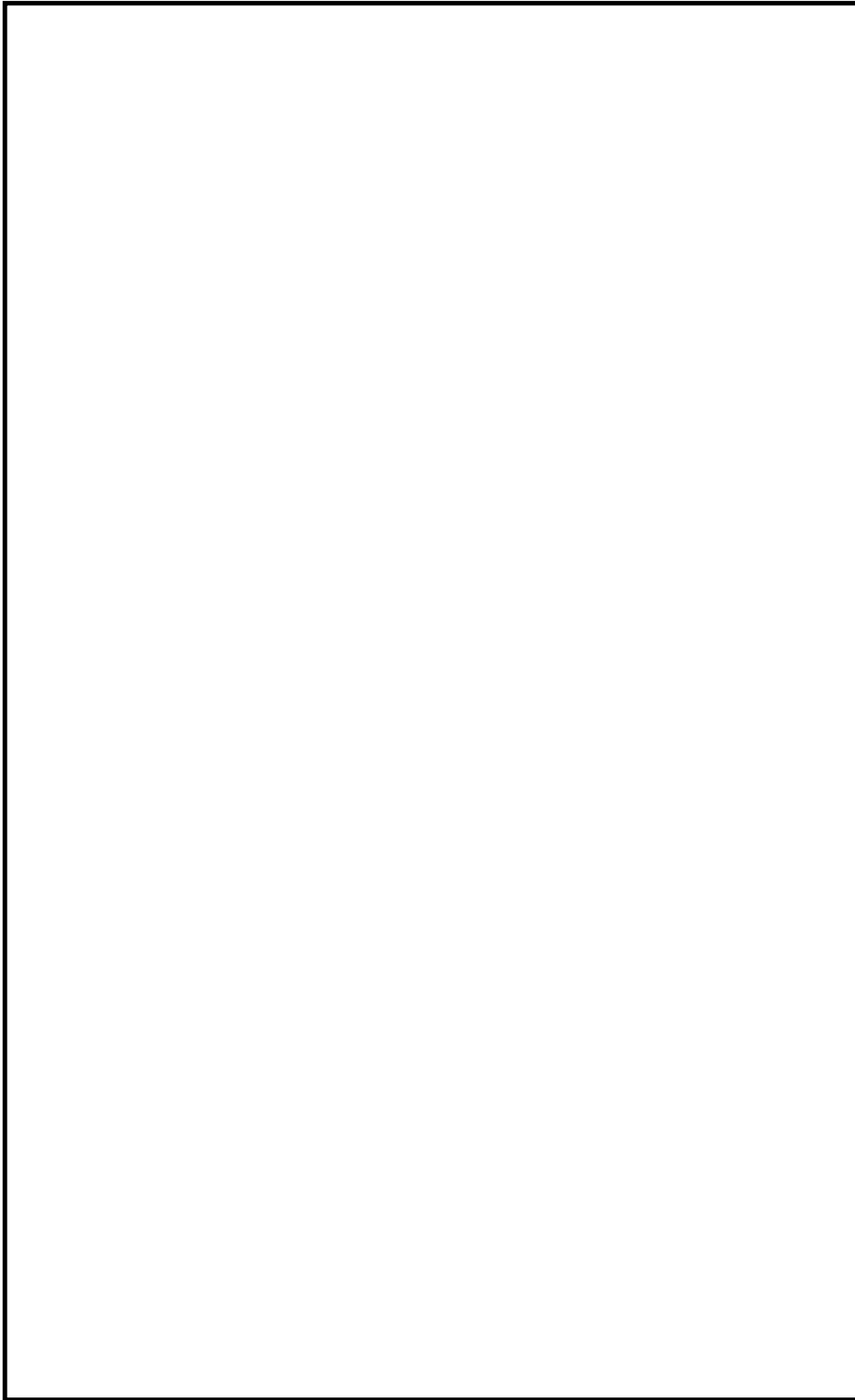


図9 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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。

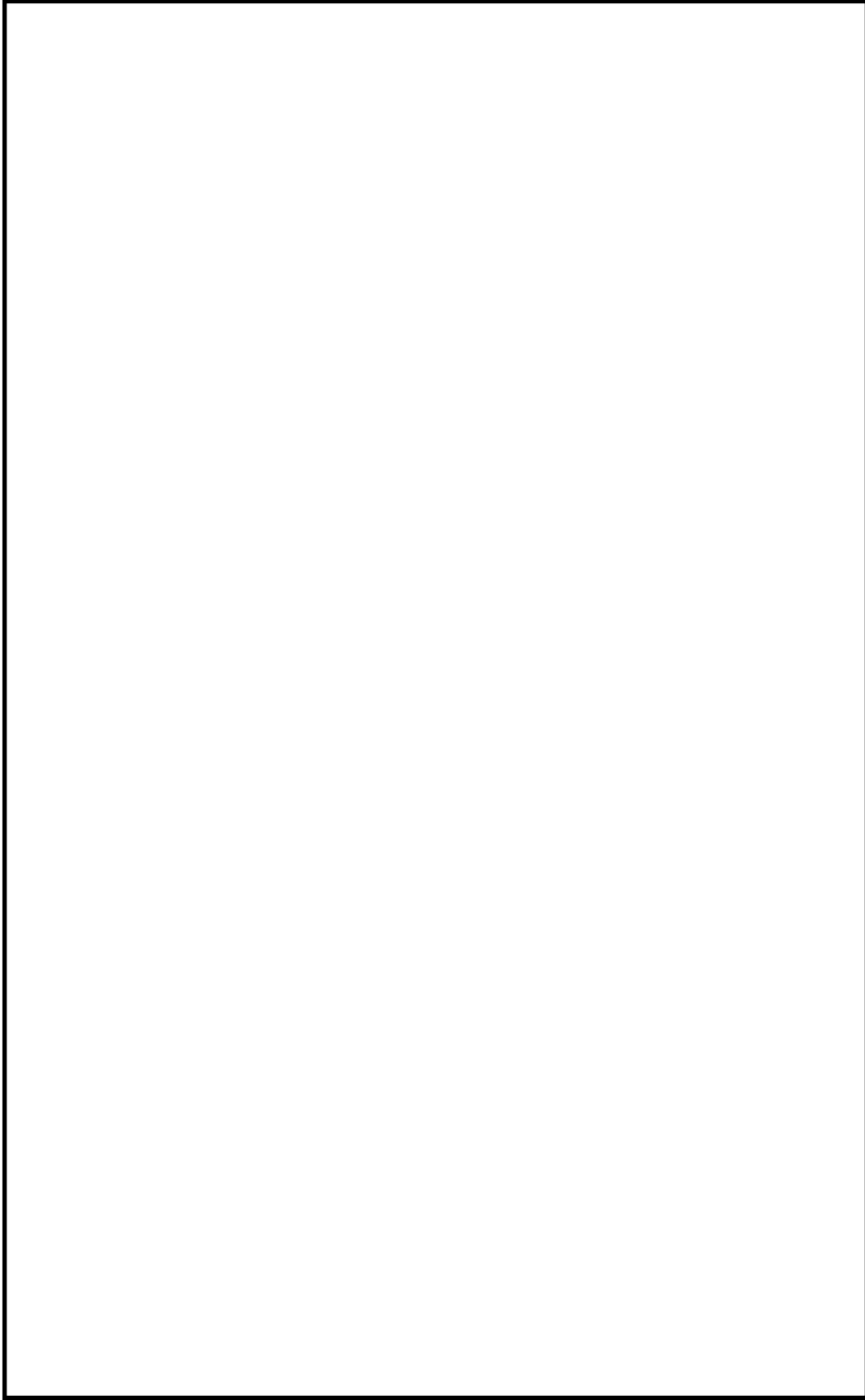
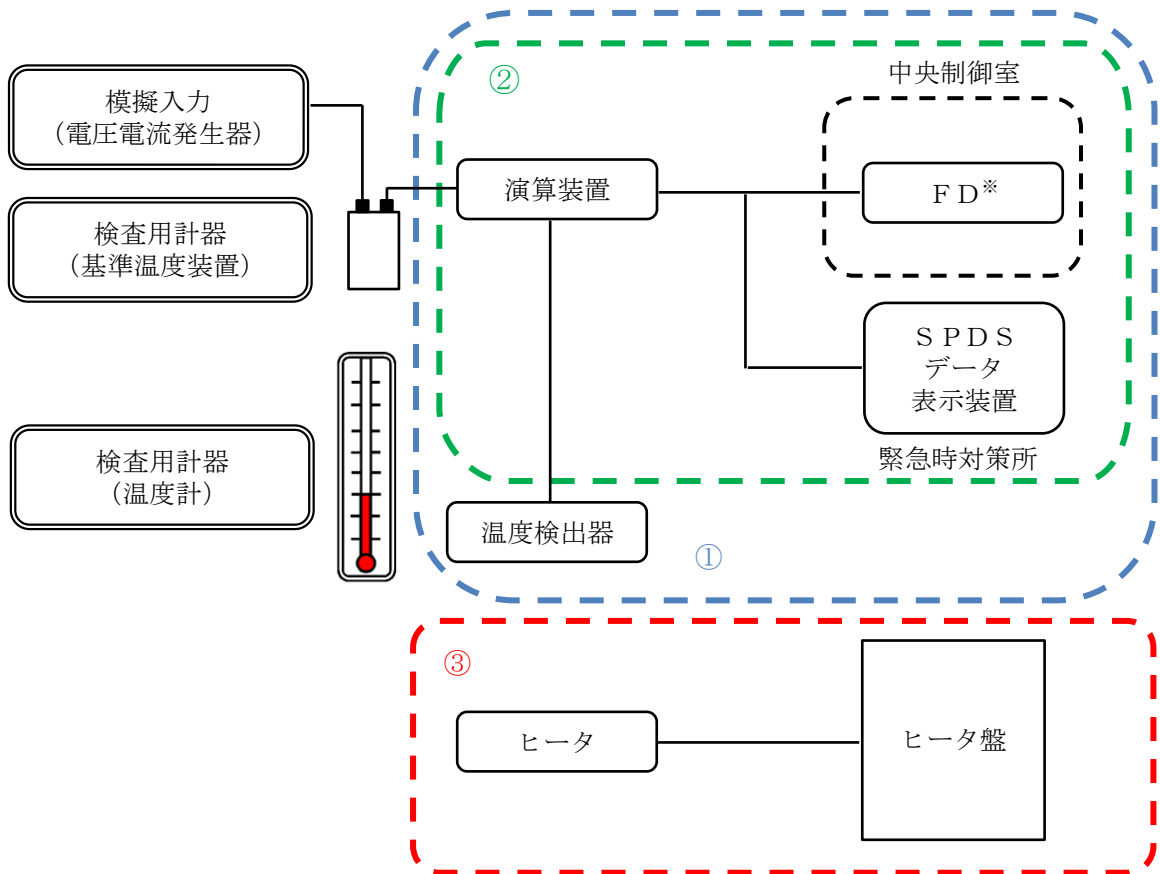


図 10 燃料プール冷却系 系統性能検査

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。

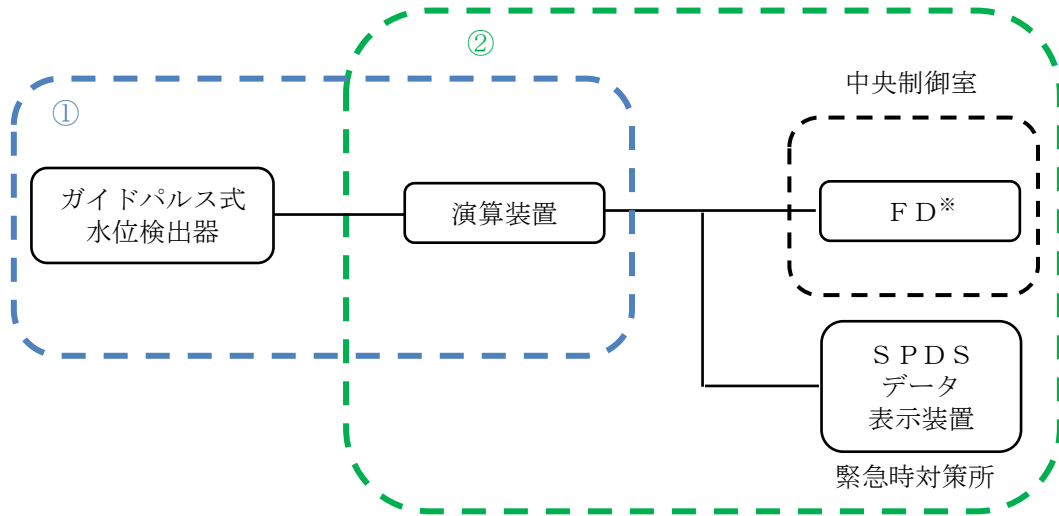
※FD：フラットディスプレイ



- ① 検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）
- ③ ヒータ盤において絶縁抵抗測定及びヒータ抵抗測定を実施（点検）

図 11 燃料プール水位・温度（SA）の試験及び検査

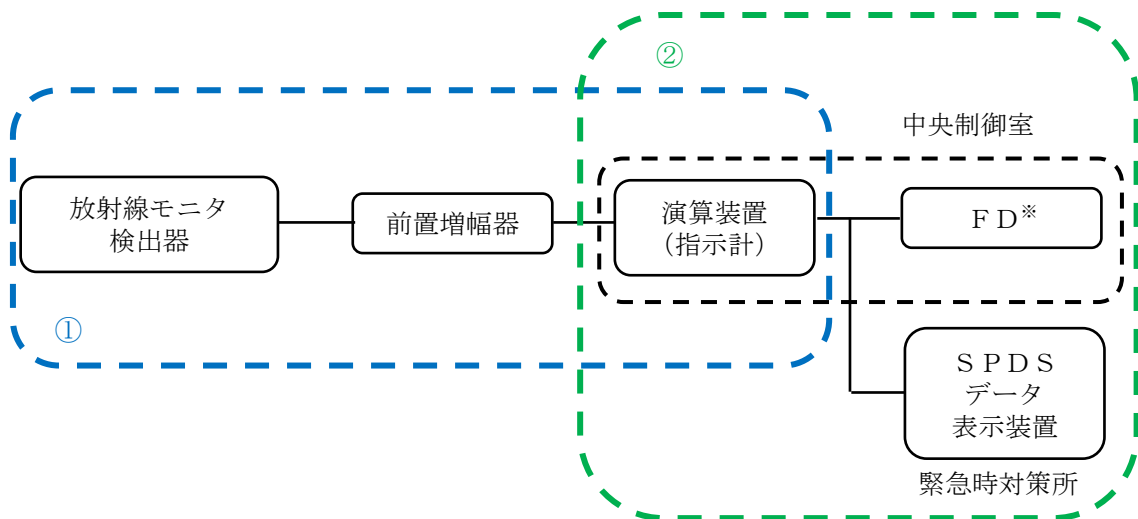
※FD：フラットディスプレイ



- ① 検出器から演算装置までのループ試験を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

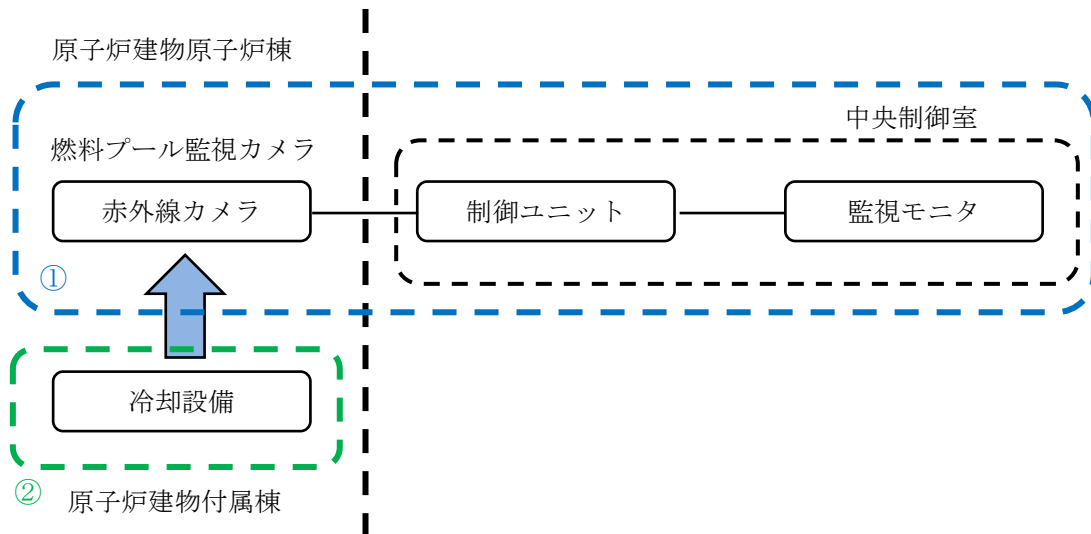
図 12 燃料プール水位（SA）の試験及び検査

※FD：フラットディスプレイ



- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
- ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図 13 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の試験及び検査



- ①燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②燃料プール監視カメラ用冷却設備の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

図 14 燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）の試験及び検査

## 54-6 容量設定根拠

名 称		大量送水車
容 量	m <sup>3</sup> /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.54 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。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車は、想定事故 1，想定事故 2 において想定する燃料プールの水位の低下があった場合でも、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

なお、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドを使用する場合において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図 1 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台として使用する。

また、燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が維持できない場合でも、使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

なお、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドを使用する場合において、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図 1 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台として使用する。

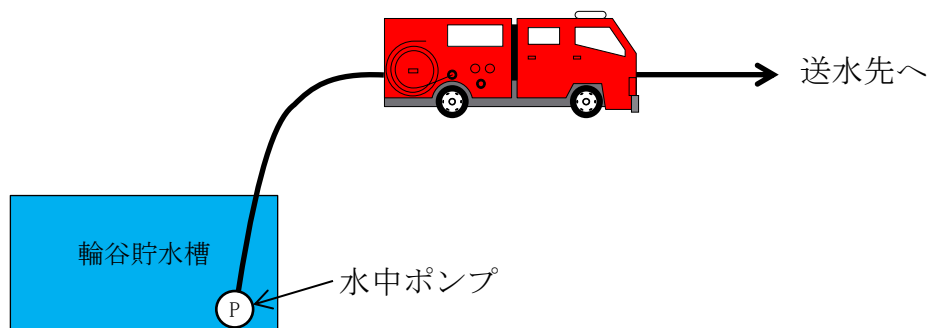


図 1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル／常設スプレイヘッド）による注水，スプレイ 系統概要図



1. 容量 120 m<sup>3</sup>/h 以上（注1）／168 m<sup>3</sup>/h 以上（注2）

第54条第1項対応における大量送水車の容量の要求値は、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている大量送水車の容量として、可搬型スプレイノズルを使用する場合及び常設スプレイヘッドを使用する場合ともに、48m<sup>3</sup>/h 以上とする。

また、第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「燃料プールのスプレイ設備の冷却能力について」（54-6-6～18）で説明されている容量として、可搬型スプレイノズルを使用する場合は48m<sup>3</sup>/h 以上、常設スプレイヘッドを使用する場合は120 m<sup>3</sup>/h 以上とする。

以上より、必要流量が最大となる第54条2項対応において、常設スプレイヘッドを使用する場合の120 m<sup>3</sup>/h 以上を要求値とする。

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168m<sup>3</sup>/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.54MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

燃料プールのスプレイ系で使用する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。

2.1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

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】

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
合計	約	1.15	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54-6-19～21 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。

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。

2.2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）第 54 条第 1 項対応の場合

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】

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	0.27 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 54-6-19～21 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。

2.3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）第 54 条第 2 項対応の場合

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】

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	1.54 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。

ホース湾曲による影響の評価については 54-6-19～21 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。

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。

#### 2.4 大量送水車の吐出圧力

以上より、必要吐出圧力が最大となる第 54 条 2 項対応において、常設スプレイヘッドを使用する場合の約 1.54MPa 以上を要求値とする。

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 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 1.2m 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 7.8m となる（図 3 参照）。

必要流量 120m<sup>3</sup>/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 7.8m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 15.3m<sup>\*</sup>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。

以上により、必要NPSH（約1.2m）＜有効NPSH（約15.3m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約		m
大気圧	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	-0.8	m
合計	約	15.3	m

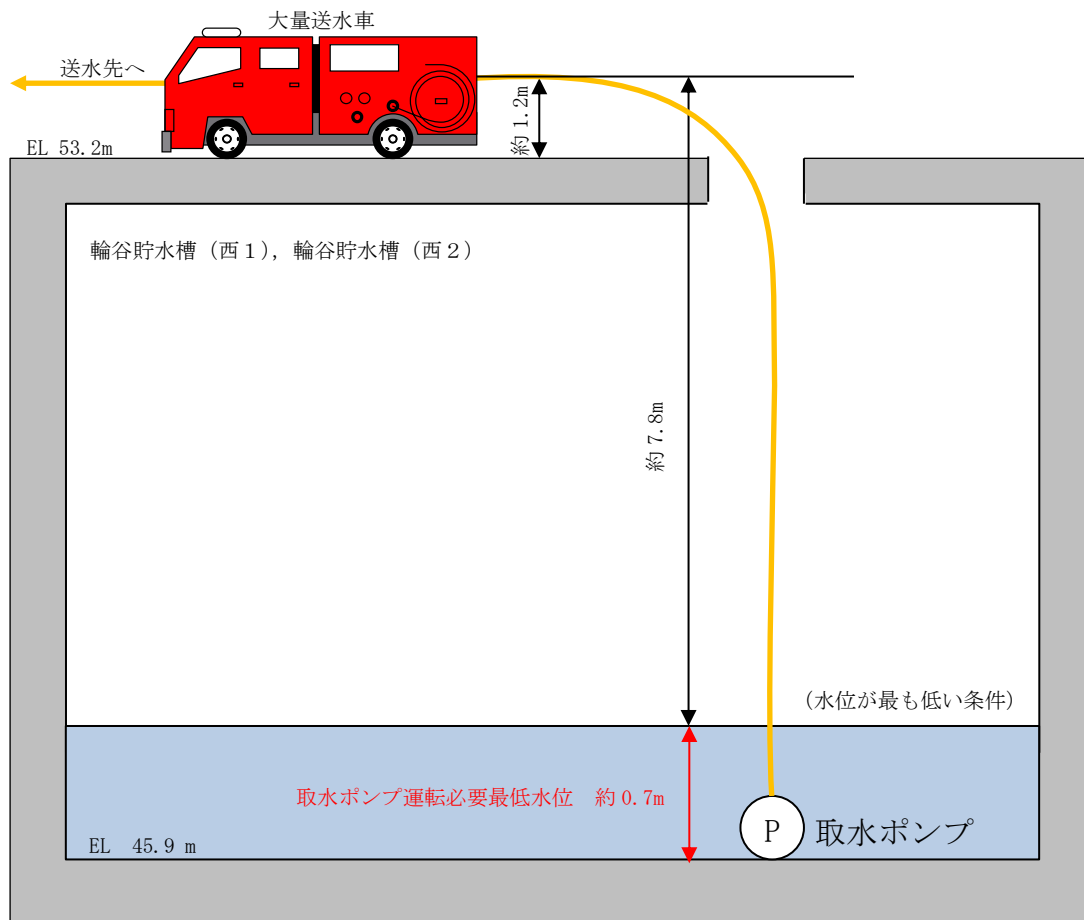


図3 大量送水車設置概要図

#### 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[gage]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。

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、及び海水温度が 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。

## 燃料プールスプレイ系の冷却能力について

### 1. 概要

燃料プールスプレイ系の冷却能力は、燃料プール水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として、燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。

可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドの冷却能力は以下の設計方針により決定する。

#### (1) 可搬型スプレイノズル

- ・燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保。
- ・NEI 06-12 の可搬型スプレイノズルの必要スプレイ流量を満足すること。
- ・可搬型スプレイノズル1台で、燃料プール内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲<sup>※1</sup>を確保。

※1：可搬型スプレイノズルの必要スプレイ量は、事故後の現場状況に対する柔軟なスプレイノズル配置を可能とするため、評価基準として、燃料集合体とスプレイノズル配置から定まるスプレイ分布ではなく、燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。

#### (2) 常設スプレイヘッド

- ・必要スプレイ流量として、燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保。
- ・冷却に寄与するスプレイ流量は、燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする。
- ・スプレイ分布は、燃料集合体とスプレイヘッド配置から定まるスプレイ分布として、取出し直後の燃料集合体を2炉心分<sup>※2</sup>保管可能なエリアを確保。

※2：発電用原子炉から全燃料（1炉心分）を取出し、市松状に配置可能なことを考慮し、2炉心分のエリアを確保。

### 2. 可搬型スプレイノズルの冷却能力

#### (1) 必要スプレイ量の評価

##### a. 評価条件

- ・燃料プール内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。
- ・使用済燃料の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。

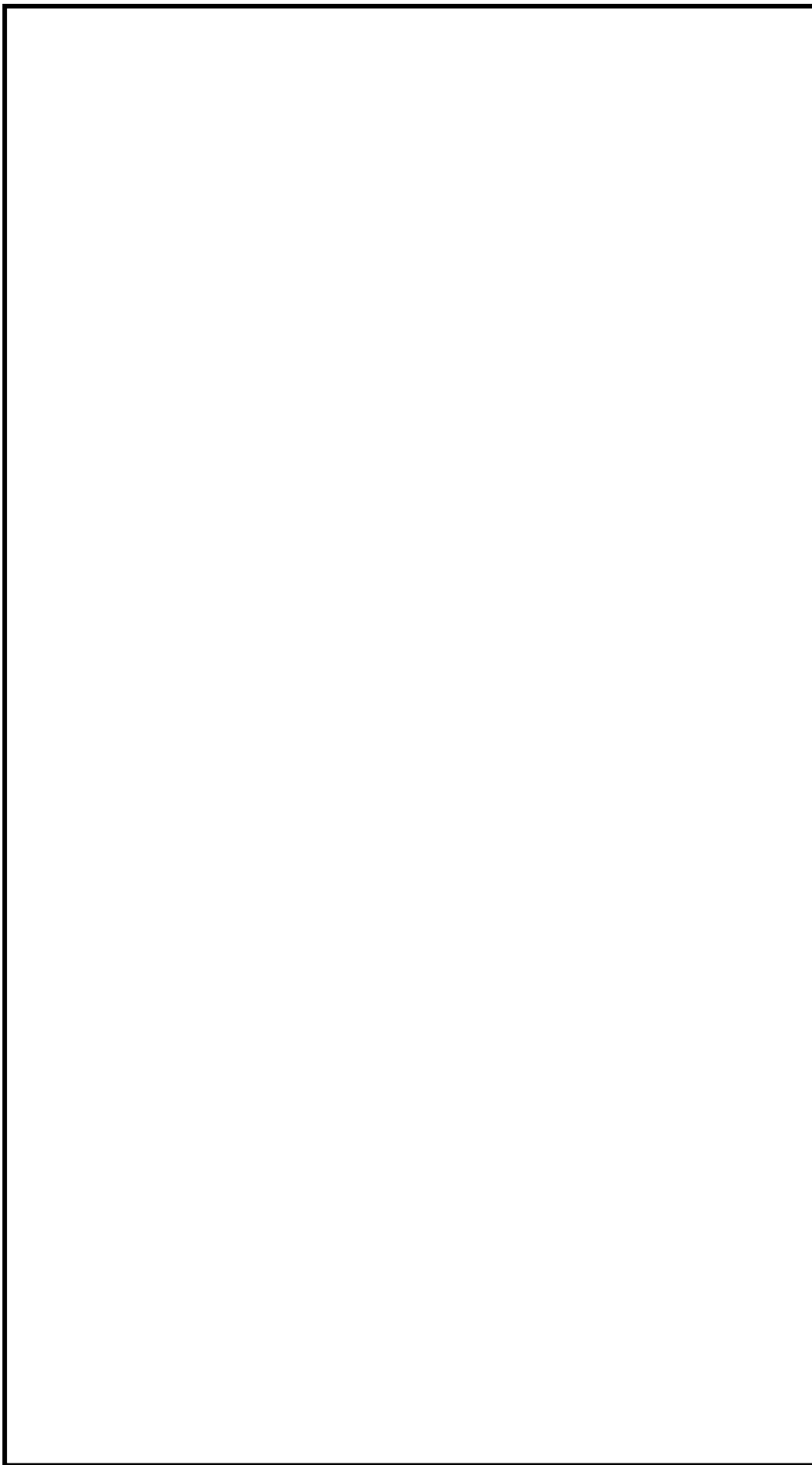
- スpray水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- Spray水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2,256.9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- 水の比容積は 40℃で 0.00100781m<sup>3</sup>/kg (1980 年 JSME 蒸気表)

b. 燃料プール内の合計崩壊熱量

燃料プール内の総崩壊熱量として, 評価結果を表 1 に示す。また, 燃料プール内の合計崩壊熱量は約 7.821MW (定期検査中) となる。

表 1 燃料プール評価における燃料の崩壊熱量

(1) 定期検査中



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。



c. 必要スプレイ流量の評価式

燃料プール内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量  $V_1$  (m<sup>3</sup>/h) は、燃料プール内燃料体の崩壊熱  $Q$  による燃料プール水の蒸散量に等しいとして、以下の式を用いて算出した。

$$V_1 = Q \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3,600$$

$Q$  : 燃料プール内燃料集合体の合計崩壊熱 [kW]

$H_{sh}$  : 水の顕熱 (40°C~100°C) [kJ/kg]

$H_{lh}$  : 飽和水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

$m$  : 水の比容積 [m<sup>3</sup>/kg]

d. 評価結果

表 2 崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
全炉心燃料取出し後	11.4m <sup>3</sup> /h

e. まとめ

燃料プールの熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に、当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は 11.4m<sup>3</sup>/h である。

島根 2 号炉において設置する可搬型スプレイノズルにより、上記流量及び NEI06-12 で要求されるスプレイ流量 (200gpm≒46m<sup>3</sup>/h) を確保することで、上記スプレイ流量を満足することが可能である。

以上より、必要スプレイ流量は保守側の 46 m<sup>3</sup>/h を満足する 48m<sup>3</sup>/h 以上とする。

(2) 必要スプレイ流量に対する放水範囲について

a. 可搬型スプレイノズルの放水試験

下記条件の放水試験により，図4に示す放水範囲を確認している。

- ・放水角度（仰角）：30°
- ・旋回角度：±20°
- ・流量：800L/min（48m<sup>3</sup>/h）
- ・スプレイノズル元圧：0.45MPa
- ・試験時間：60sec
- ・φ205mmの測定容器を並べ，放水量を確認



図4 可搬型スプレイノズルの放水範囲

b. 燃料プールへの放水範囲

放水試験結果から，図5-1に示すように可搬型スプレインズル1台により複数箇所から燃料プール内の燃料集合体全域に対しスプレイ可能であることを確認している。

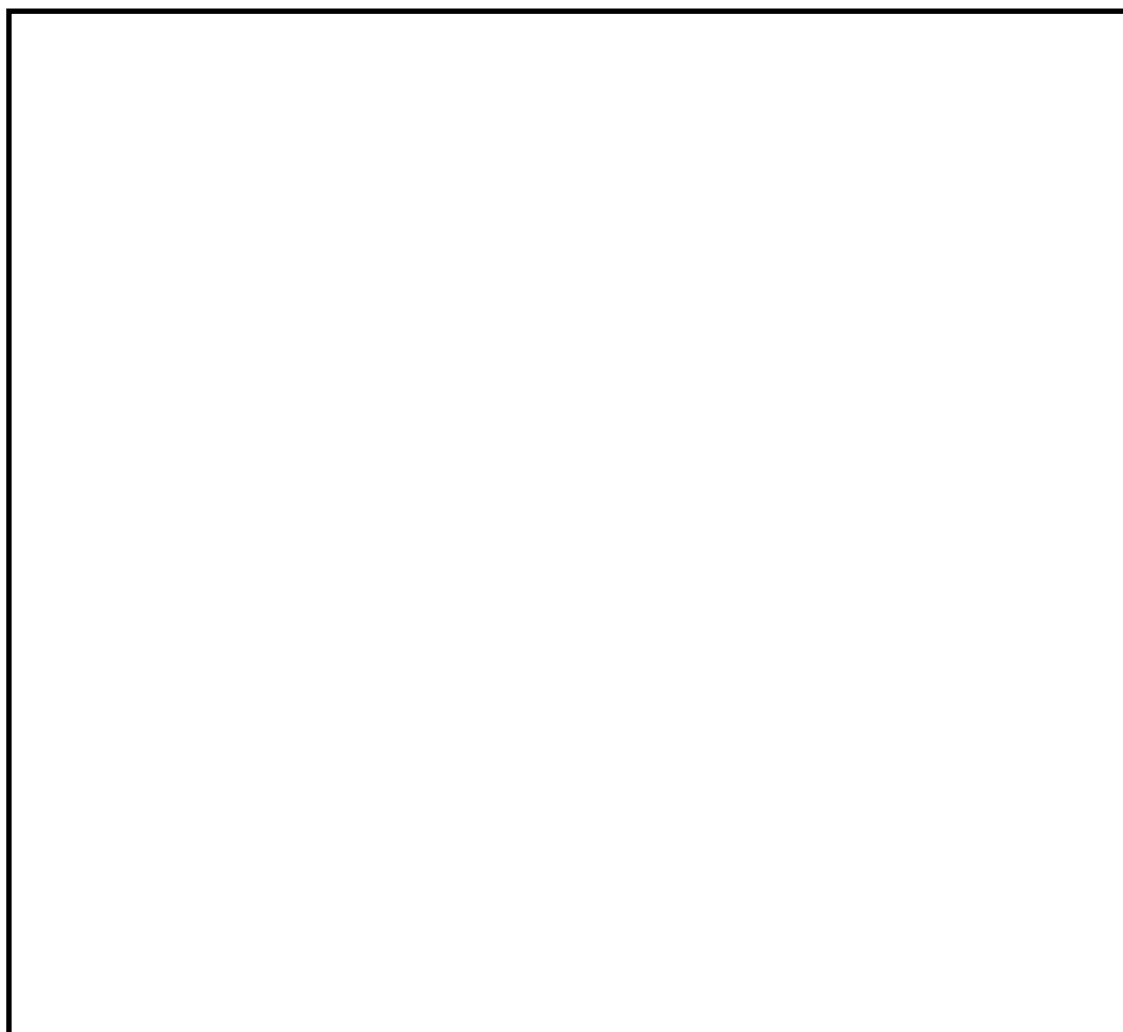


図5-1 可搬型スプレインズルのスプレイ範囲

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。

c. 燃料プールへのスプレイ量の推定

図4, 図5-1のスプレイ範囲に基づき, 燃料プール内へのスプレイ量を推定した。

図5-2にスプレイ分布と燃料プールの位置関係を示す。

実機試験では等間隔に配置した容器でスプレイ量が計測されているが, このうち燃料プールの領域に含まれる容器は, 37箇所あり, 図4に示すスプレイ量の下限値の合計から, 平均  cc/0.034m<sup>2</sup>・min のスプレイ量があった。この値から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積  m<sup>2</sup> に相当するスプレイ流量を求めたところ, 約  m<sup>3</sup>/h と推定され, 崩壊熱相当のスプレイ流量: 11.4m<sup>3</sup>/h を満足する。

【算出方法】

- ①図5-2から燃料プールの領域に含まれる容器数を数える。
- ②抽出した容器の計測量を保守的に下限値として合計する。
- ③上記の合計水量を容器数で割り, 容器1個あたりの平均値を算出する。
- ④容器1個の面積から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積に換算し, 全体の注水量を算出する。



図5-2 可搬型スプレイノズルのスプレイ分布

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) 燃料プールからの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について

燃料プールからの漏えい時において、可搬型スプレイノズルを配置する場合、燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位 NWL-2.6m）までの水位低下時間とスプレイノズルを配置する時間の関係を整理した。

NWL から燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位までの燃料プールからの水位低下量は約  m<sup>3</sup> である。

ここで、燃料プールからの漏えい量を 200gpm (46m<sup>3</sup>/h) とした場合、遮蔽水位到達までの時間は約 9 時間となる。一方で、原子炉建物 1 階から燃料プールのある原子炉建物 4 階まで仮設ホースを配置する時間は約 3 時間であることから、十分な時間的余裕のある対応が可能である。

3. 常設スプレイヘッドの冷却能力

(1) 前提条件

a. 燃料プールの状態

燃料プールは、燃料集合体の総発熱量が最大で保有水量が最小となるプールゲート閉の状態とする。また、燃料プール内の崩壊熱量は、停止時最大として、原子炉から全燃料（1 炉心分）を取出した直後で、号機間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。

b. 燃料集合体の配置

燃料プール内の燃料集合体について、取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」、号機間輸送分を含めたその他の 1 サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の 2 つのエリアに分け、「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能ないように 2 炉心以上のエリアを確保する。

c. 燃料集合体の冷却期間

燃料プール内の崩壊熱は、1 体当りの発熱量で定義し、高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされ、低温燃料域は 1 サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされているとする。

d. 必要スプレイ流量

・単位面積当たりの必要スプレイ流量

「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。

・必要スプレイ流量

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。

必要スプレイ流量は、燃料ラック内に入るスプレイ流量とし、実機スケールの実証試験により、燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を測定する(燃料プール外へ漏れるスプレイ流量や、燃料ラック外表面に付着したスプレイ水による燃料ラックを介した伝熱、燃料プール内部を冷却することによる輻射伝熱等は、崩壊熱の除去に寄与しないものとする)。

なお、本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから、実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで、必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け、スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても、一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。

## (2) 燃料プール内の崩壊熱量

### a. 評価条件

- ・ 計算コード：ORIGEN2
- ・ 運転期間：13 ヶ月
- ・ 定検日数：50 日
- ・ プールゲート閉日数：2号機；10日，（1号機；21ヶ月後搬入）
- ・ 取出燃料：1号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料  
：2号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料，MOX燃料
- ・ 比出力：一定値

### b. 評価結果

燃料プール内の崩壊熱量を表3に示す。

- ・ 高温燃料域：
- ・ 低温燃料域：

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 燃料プール評価における燃料の崩壊熱

定期検査中

--

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) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき、崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。

- ・燃料プール内の冷却水が全喪失し、使用済燃料が露出している状態を想定
- ・崩壊熱量の除熱効果は、スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを考慮する。
- ・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b. 評価条件

- ・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
- ・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2,256.9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m<sup>3</sup>/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は
- ・燃料プール面積は

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m<sup>3</sup>/h/m<sup>2</sup>]は、以下の計算式を用いて評価を行う。

$$\text{高温燃料域} : V_{AH} = Q_H \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$$

$$\text{低温燃料域} : V_{AL} = Q_L \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$$

$Q_H$  : 高温燃料の 1 本当たりの最大崩壊熱 [kW/本]

$Q_L$  : 低温燃料の 1 本当たりの最大崩壊熱 [kW/本]

$H_{sh}$  : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

$H_{lh}$  : 飽和水の蒸発潜熱 [kJ/kg]

$m$  : 水の比容積 [m<sup>3</sup>/kg]

$A_{ch}$  : チャンネルボックス 1 本当たりの面積 [m<sup>2</sup>/本]

d. 評価結果

表 4 単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量
高温燃料域 (取出し直後)	<input type="text"/>
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	<input type="text"/>

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。



(4) 必要スプレー流量

a. 測定方法

試験設備は、基準としてスプレー流量測定容器の頂部を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図6のようにポンプ、流量計、流量調整弁、スプレーヘッド、スプレーノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで、実機燃料プールと同様のスプレー状態で試験可能な考慮を実施した。

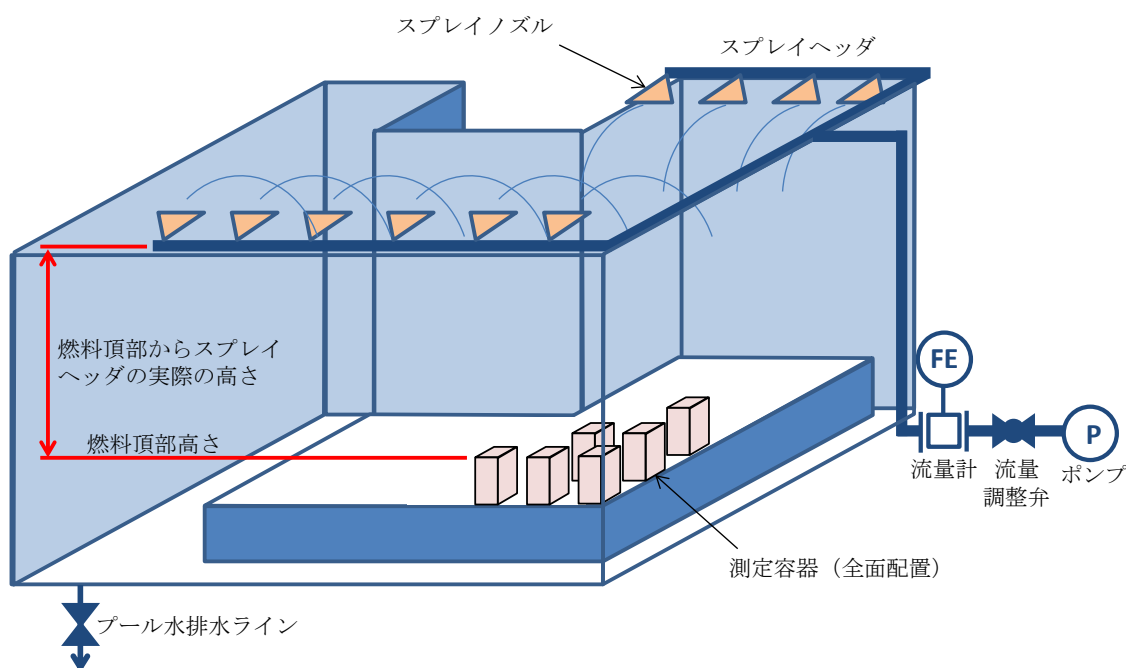


図6 試験設備概要図

b. 測定条件

- ・スプレー時間：10分
- ・測定容器開口面積：167 mm×167 mm

c. 判定基準

表5 単位面積当たりの必要スプレー流量

	単位面積当たりの必要スプレー流量	必要スプレー範囲
高温燃料域		2炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

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。

d. 測定結果

①スプレー状態の確認

試験のスプレー状態について、スプレー前の状況を図7、スプレー時の状況を図8に示す。

図8のスプレー時の状況から、スプレーヘッドの複数のノズルからのスプレー水は互いに衝突等による干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。

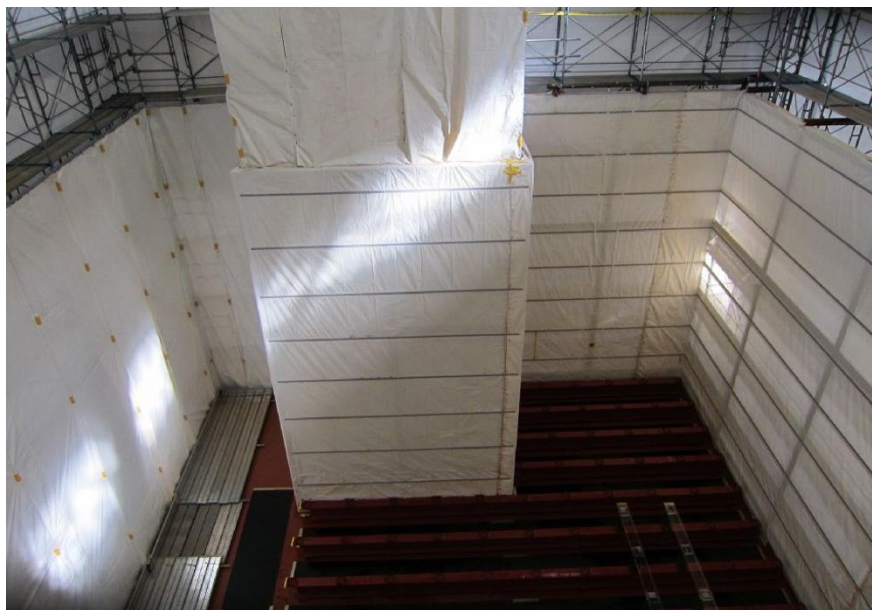


図7 スプレー前の状況



図8 スプレー時の試験状況（スプレー量：120m<sup>3</sup>/h）

②必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を表6に示す。

単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお、スプレイ分布と燃料配置図を図9に示す。

- ・スプレイ流量：2,000L/min (120m<sup>3</sup>/h)

表6 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりのスプレイ流量	スプレイ範囲
高温燃料域		3.83 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

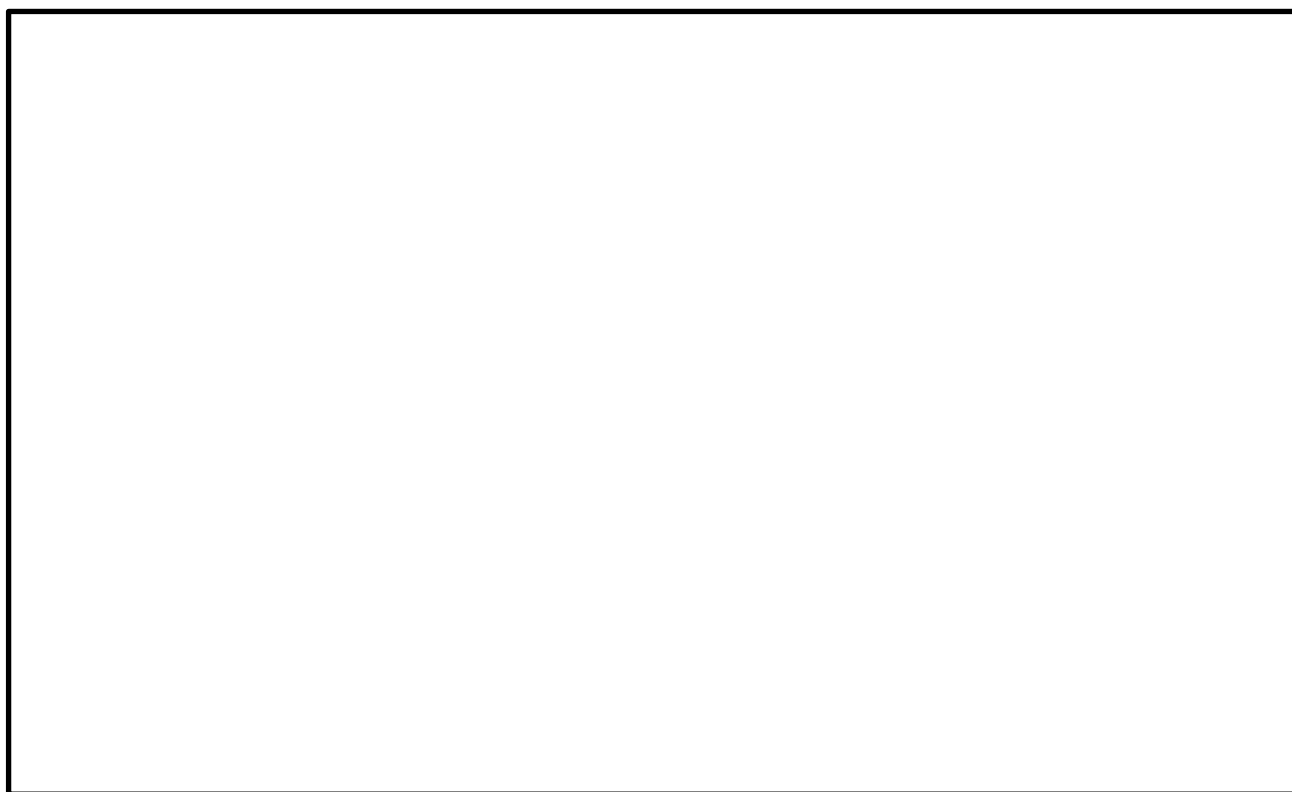


図9 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の  
スプレイ分布図及び燃料配置図

以上

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。

## 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。

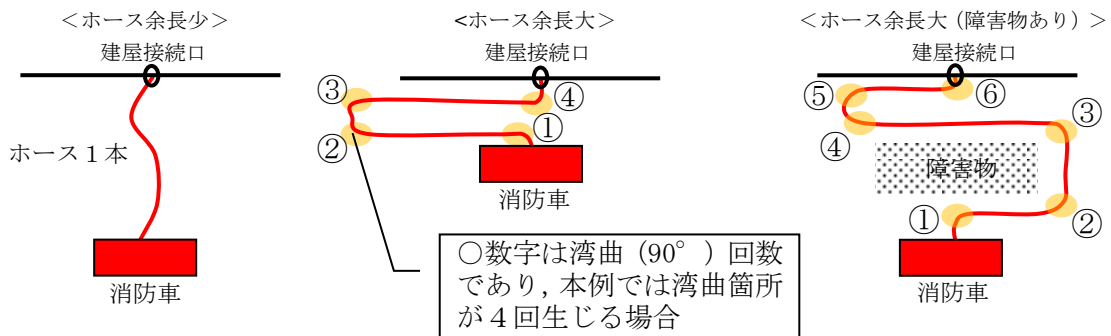


図10 想定される消防ホースの引き回し例(イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 :  $h_b$  >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2,000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○  $f_b$  : 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 1m 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7 ベンド損失係数  $f_b$

壁面	$R/d$	1	2	4	6	10
	$\theta^\circ$					
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 120m<sup>3</sup>/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

燃料プールスプレイ系で使用する場合は

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

$A$  : 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

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

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

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2,000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

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

名 称		燃料プール冷却系熱交換器
個数	基	2
容量（設計熱交換量）	MW/基	約 1.9（注 1）（約 1.9（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】**

燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設が有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合、燃料プール冷却系はポンプ 1 台で運転し、熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は、海水温度が 30℃、燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器 1 基あたり約 1.9MW であるが、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は、燃料プール水温が約 65℃、燃料プール冷却系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 198m<sup>3</sup>/h、原子炉補機代替冷却系側の流量約 198m<sup>3</sup>/h の場合において約 2.9W である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は  m<sup>2</sup> に対し、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は約  m<sup>2</sup> となるため、燃料プール冷却系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW 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。

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 <sup>2</sup> /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する容量として、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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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。



## 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及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 = 600m<sup>3</sup>/h

$W_b$  : 海水側流量 = 780m<sup>3</sup>/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

$\rho_1$  : 密度 (淡水) = 992.9kg/m<sup>3</sup>

$\rho_2$  : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m<sup>3</sup>

$C_1$  : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg·K

$C_2$  : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg·K

##### 4.2 対数平均温度差

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

$$= 8.2\text{K}$$

$\Delta t$  : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{\phantom{000}} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 / \text{個} \approx \boxed{\phantom{000}} \text{ m}^2 / \text{個}$$

$A_r$  : 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、 $\boxed{\phantom{000}}$   $\text{m}^2 / \text{式}$ 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 <sup>3</sup> /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 600m<sup>3</sup>/h とし、容量 300m<sup>3</sup>/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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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及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 300m<sup>3</sup>/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)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 11 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) =  (図 11 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 110kW/台とする。

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。

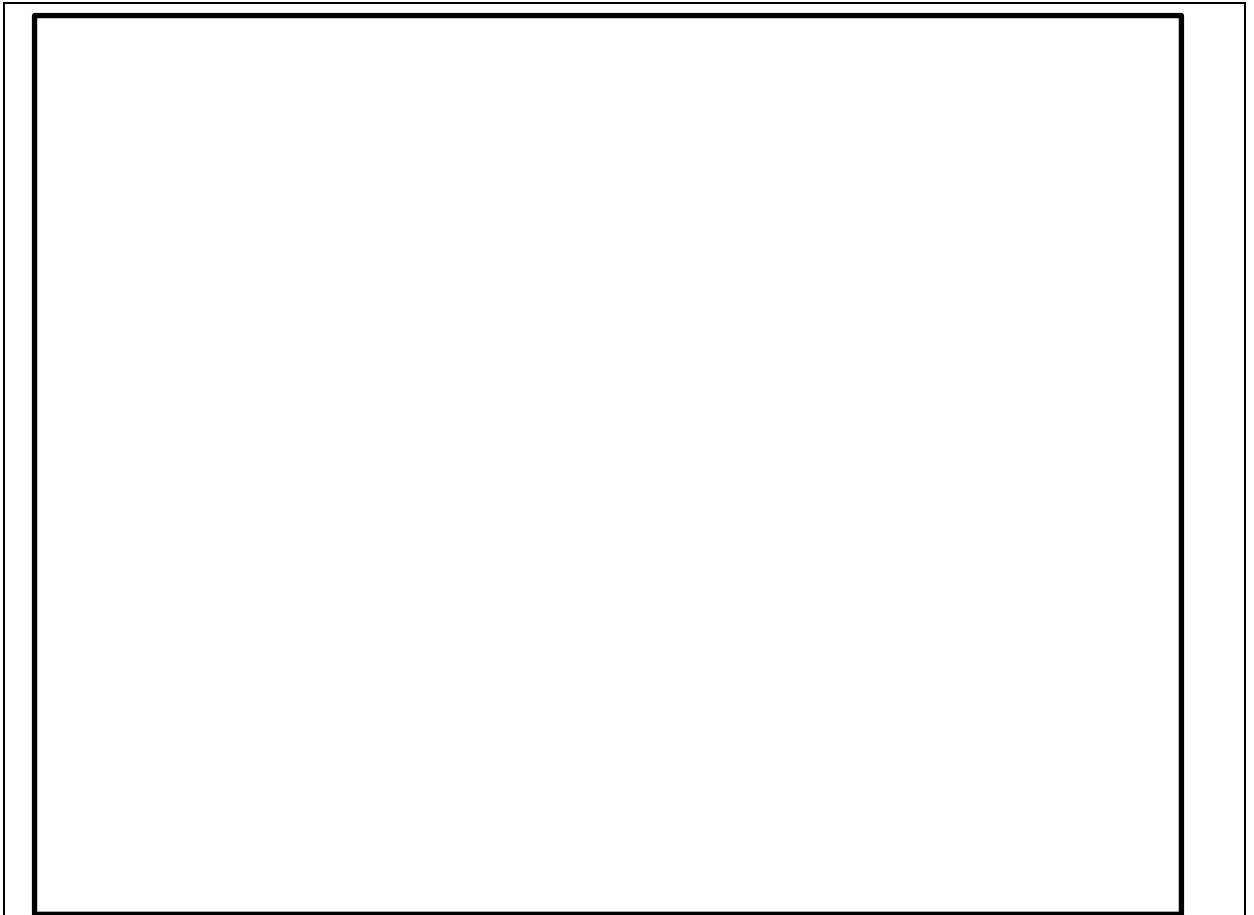


図 11 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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 <sup>3</sup> /h/台	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	0.99 以上 (注 1) (1.2 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	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><b>【設 定 根 拠】</b></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 780m<sup>3</sup>/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m<sup>3</sup>/h の合計である 900m<sup>3</sup>/h とし、容量 1,800m<sup>3</sup>/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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。</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	:	0.35	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 54-6-35～37 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。

### 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 54-6-35～37 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	:	0.82	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 54-6-35～37 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。

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。

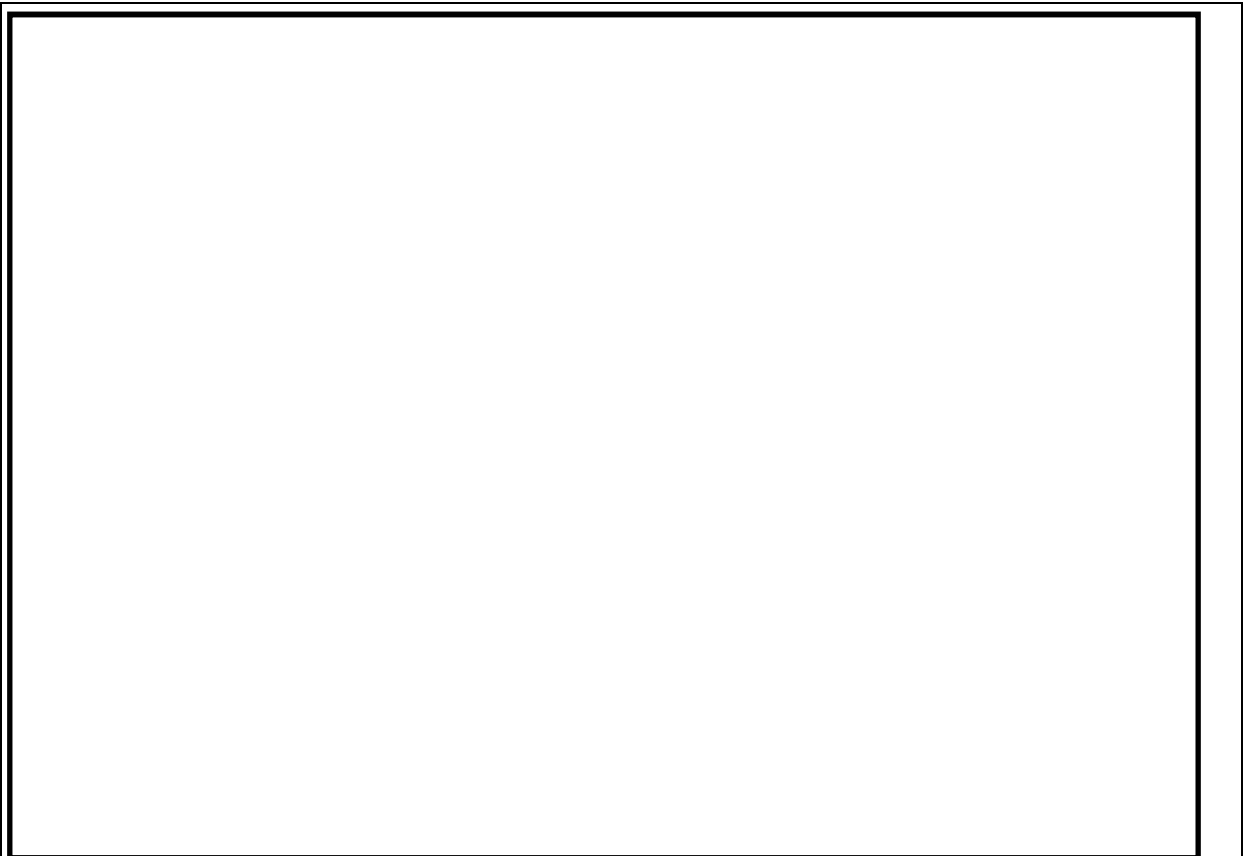


図 12 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、使用条件下において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 780m<sup>3</sup>/h と同時に輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への海水補給 120m<sup>3</sup>/h も行うため、取水ポンプの流量は 900m<sup>3</sup>/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 13 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 900m<sup>3</sup>/h を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m、大気圧は約 10.3m 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 41m（=50m+10.3m-2m-16.5m））

は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

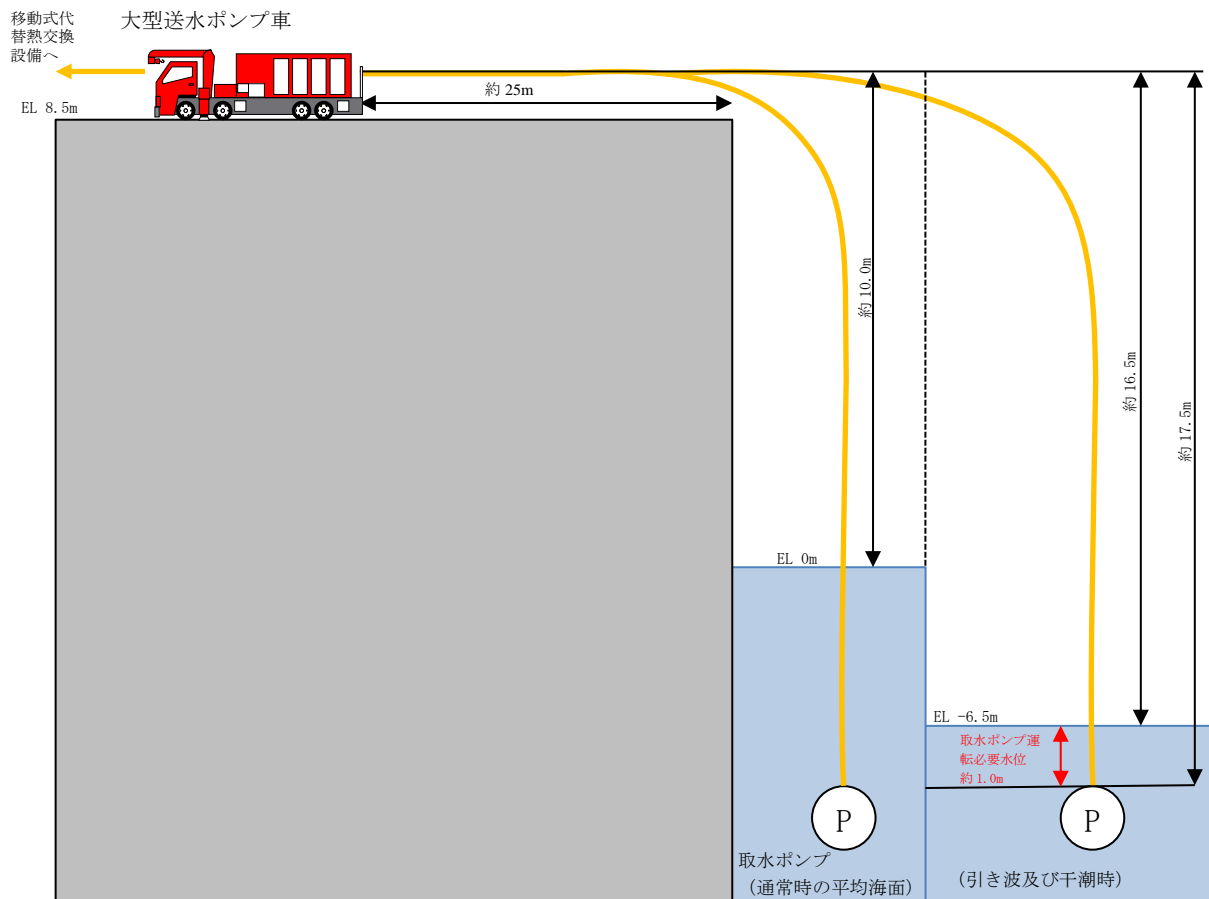


図 13 大型送水ポンプ車概要図

### 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 1.2MPa 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 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 ホースの湾曲箇所について、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。

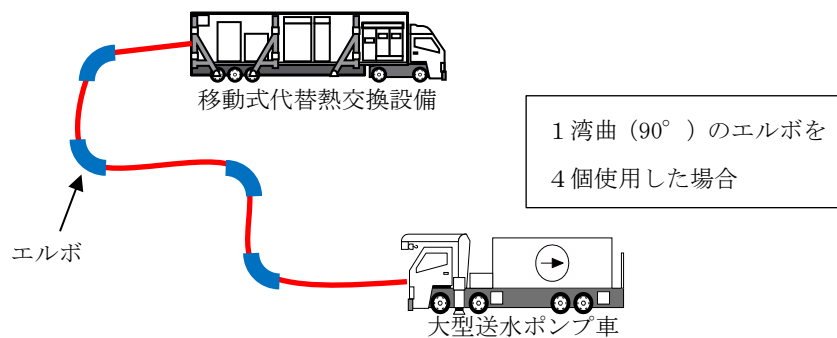


図 14 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2,000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数  $\zeta_b$  は

$$\begin{aligned} R_e(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00515\alpha\theta R_e^{-0.2}(\rho/d)^{0.9} \\ R_e(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00431\alpha\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84} \end{aligned}$$

ここで  $R_e = v d/\nu$ ,  $\nu$  は動粘性係数,  $d$  はエルボ内径,  $v$  は流速,  $\rho$  は曲率半径,  $\theta$  は度,

$\alpha$  は表 8 のように与えられる

表 8  $\alpha$  の数値

$\theta$	45°	90°	180°
$\alpha$	$1 + 5.13(\rho/d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42(\rho/d)^{-1.96}$ ( $\rho/d < 9.85$ 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 1,000m<sup>3</sup>/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

$$\begin{aligned} v &= 1,000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \cdots \\ &\doteq 3.99[\text{m/s}] \end{aligned}$$

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

$$\begin{aligned} Re(d/\rho)^2 &= 6.6 \times 10^5 \times (0.2979/0.596)^2 \\ &\doteq 165,519 > 364 \text{ より} \end{aligned}$$

ここで

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

であるため

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

$$\begin{aligned} \zeta_b &= 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84} \\ &= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596/0.2979)^{0.84} \\ &= 0.148346 \cdots \\ &\doteq 0.15 \end{aligned}$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2,000$$

$$= 0.0119400 \dots$$

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

・燃料プール水位・温度（S A）

(1) 設置目的

燃料プールの水位，水温について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プール水位・温度（S A）を設置する。

(2) 設備概要

燃料プール温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。

（図 15「燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）」参照）

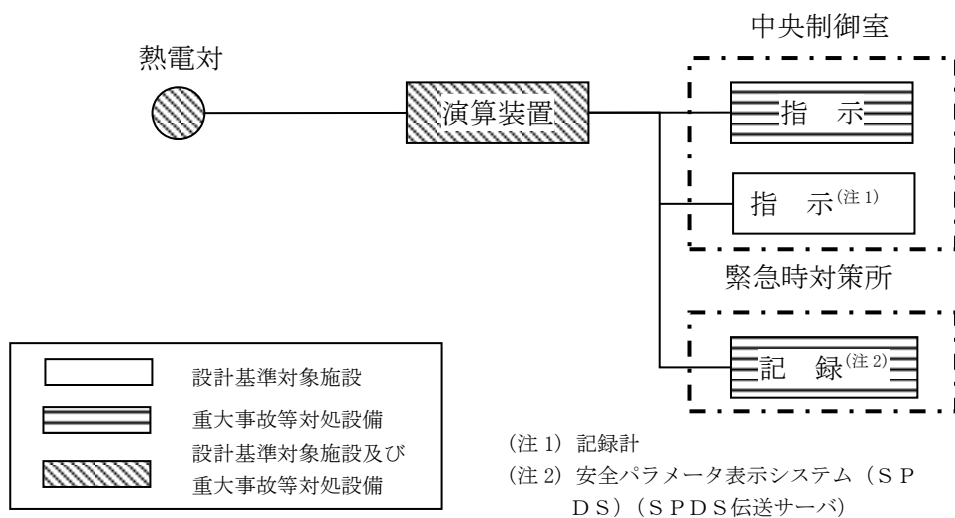


図 15 燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）

燃料プール水位は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位の検出信号は，-1,000mm（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から6箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図16「燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図（2）」参照）

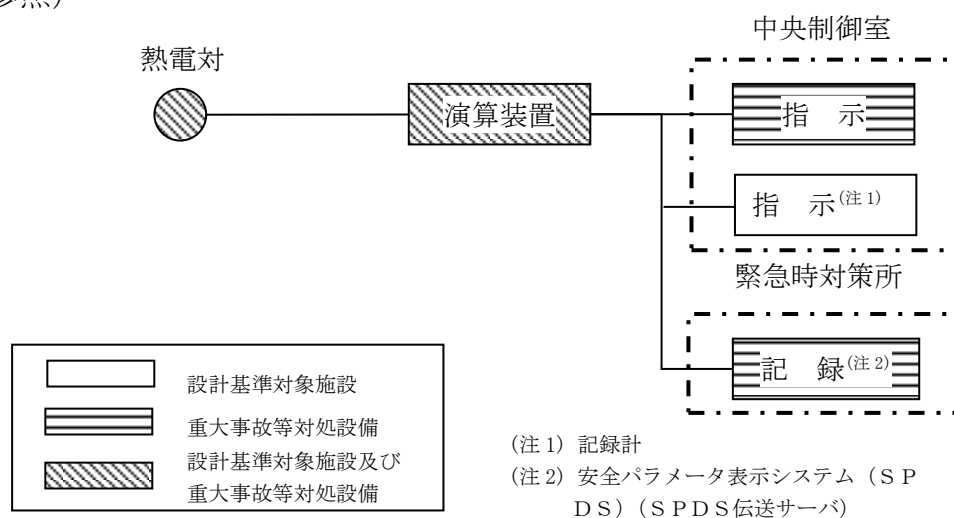


図16 燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図（2）

(3) 計測範囲

燃料プール水位・温度（SA）の仕様を表9に，計測範囲を表10に示す。

表9 燃料プール水位・温度（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール 水位・温度（SA）	熱電対	-1,000～6,710mm <sup>*</sup> (EL34518～42228)	1 (検出点 7箇所)	原子炉建物 原子炉棟 4階
		0～150℃		

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。



表 10 燃料プール水位・温度（S A）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
燃料プール 水位・温度 (S A)	-1,000～ 6,710mm <sup>※2</sup> (EL34518～ 42228)	6,982mm <sup>※2</sup> (EL42500)	6,982mm <sup>※2</sup> (EL42500)	通常水位から-0.35m (EL42150)		重大事故等時により 変動する可能性のある 燃料プール上部から 使用済燃料貯蔵ラック 上端近傍までの範囲に わたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：65℃	100℃以下		

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

・燃料プール水位（S A）

(1) 設置目的

燃料プールの水位について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プール水位（S A）を設置する。

(2) 設備概要

燃料プール水位（S A）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（S A）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位（S A）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図 17「燃料プール水位（S A）の概略構成図」参照）

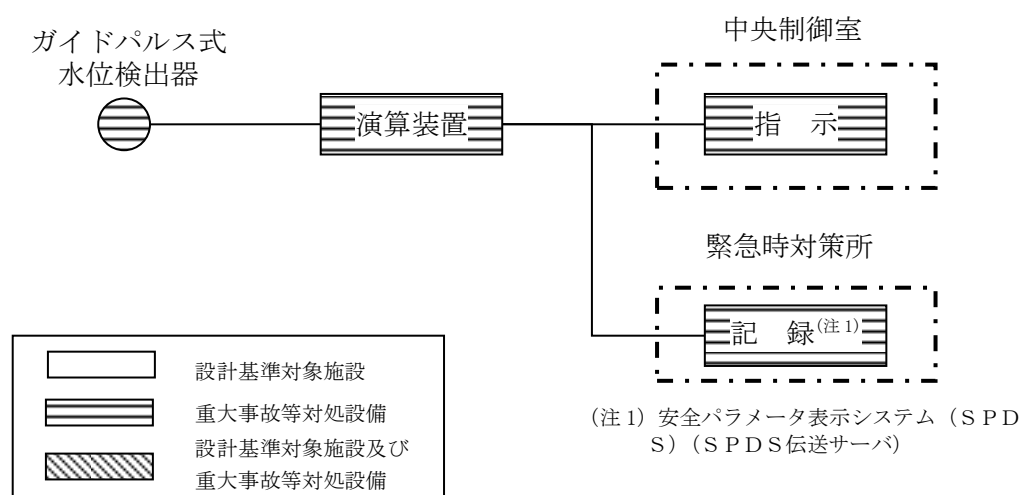


図 17 燃料プール水位（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

燃料プール水位（S A）の仕様を表 11 に，計測範囲を表 12 に示す。

表 11 燃料プール水位（S A）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール水位（S A）	ガイドパルス式水位検出器	-4.30～7.30m <sup>※</sup>	1	原子炉建物 原子炉棟 4階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

表 12 燃料プール水位（S A）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
燃料プール水位（S A）	-4.30~7.30m <sup>※2</sup> (EL31218 ~42818)	6,982mm <sup>※2</sup> (EL42500)	6,982mm <sup>※2</sup> (EL42500)	通常水位から-0.35m (EL42150)		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

※2：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）

(1) 設置目的

燃料プールの上部の空間線量率について、燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）を設置する。

(2) 設備概要

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 18「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の概略構成図」参照）

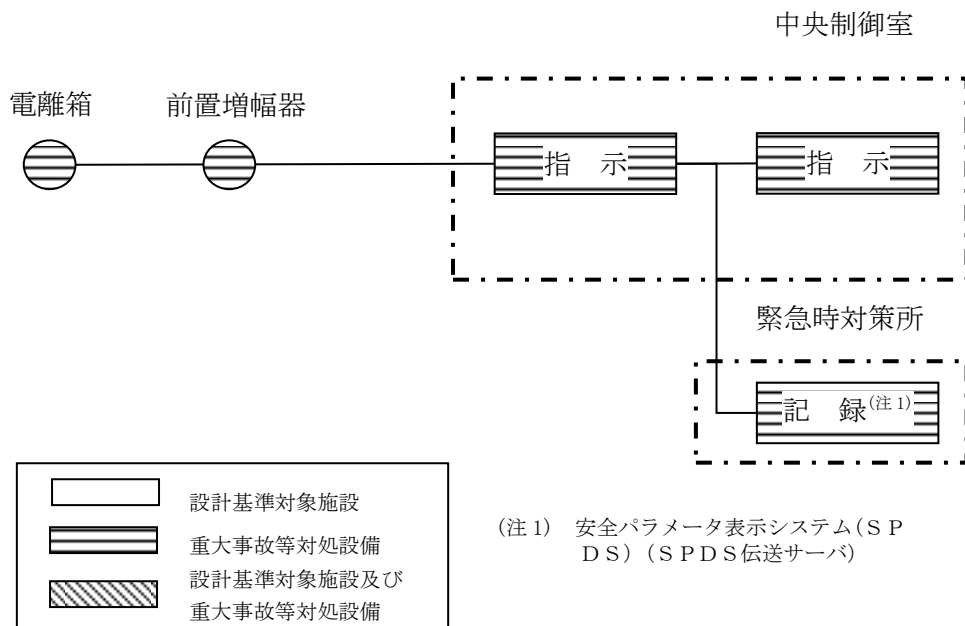


図 18 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の仕様を表 13 に、計測範囲を表 14 に示す。

表 13 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	電離箱	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	1	原子炉建物 原子炉棟 4階
	電離箱	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	原子炉建物 原子炉棟 4階

表 14 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 <sup>※1</sup> と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常 運転時 <sup>※1</sup>	設計基準事故時 <sup>※1</sup> (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心 損傷前		炉心 損傷後
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	—	—	$1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における燃料プールの変動する範囲 ( $10^{-3} \sim 10^7 \text{mSv/h}$ ) にわたり放射線量を監視可能である。
	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$					

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤操作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

54-7 接続図

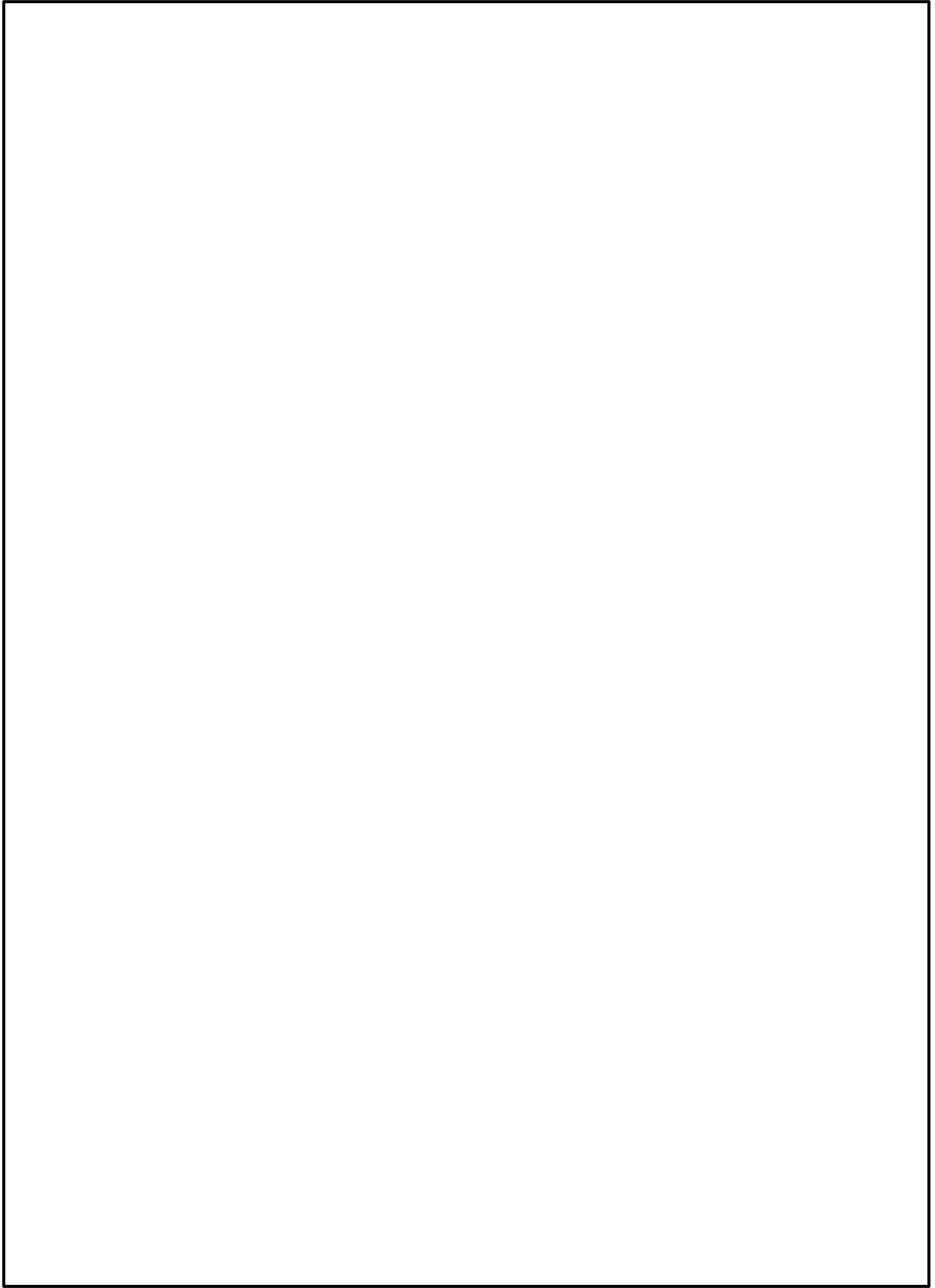


図1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）  
第54条第1項，第2項対応 屋外接続図

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。

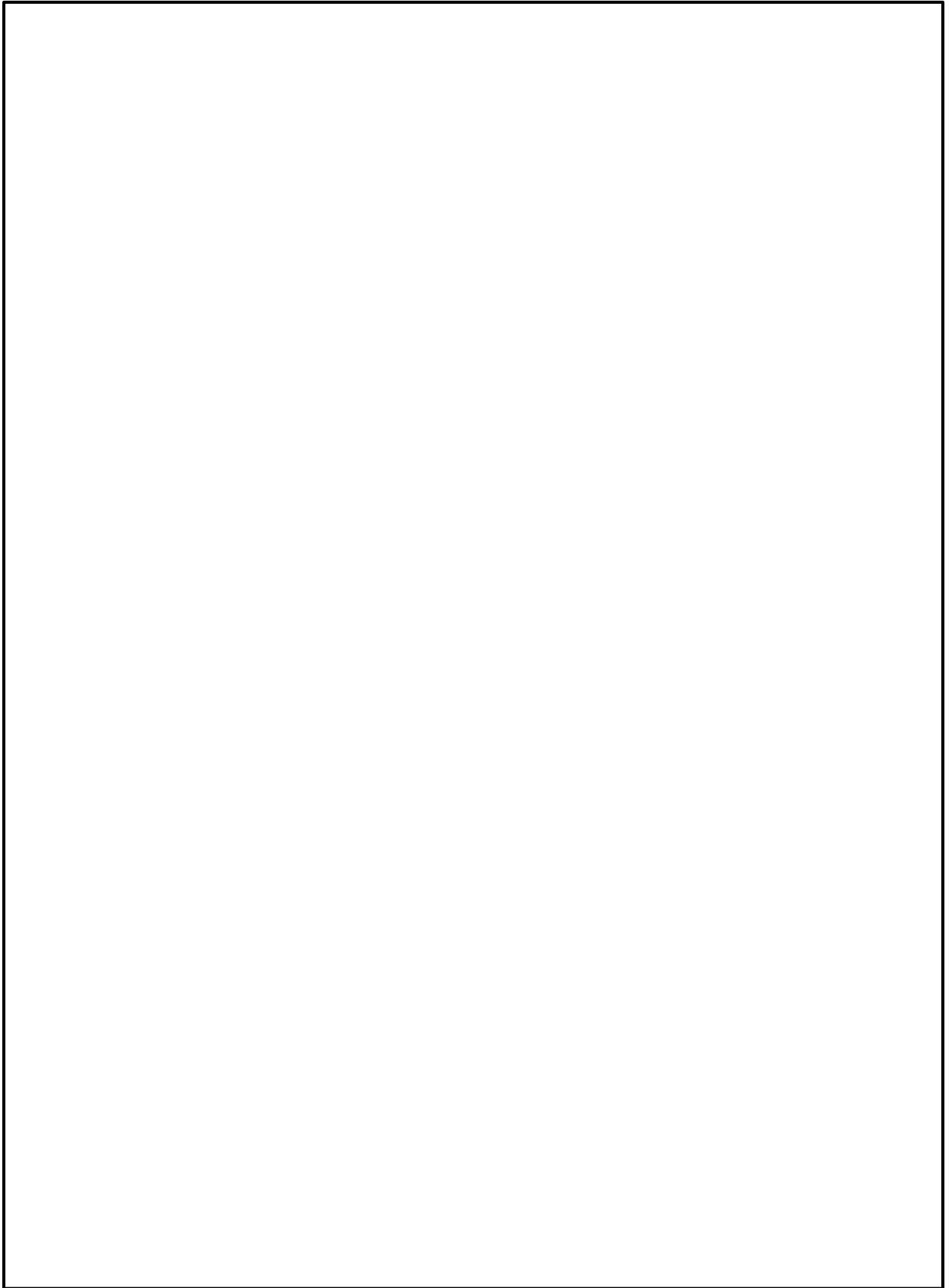


図2 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）  
屋内接続図（1 / 5）

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。



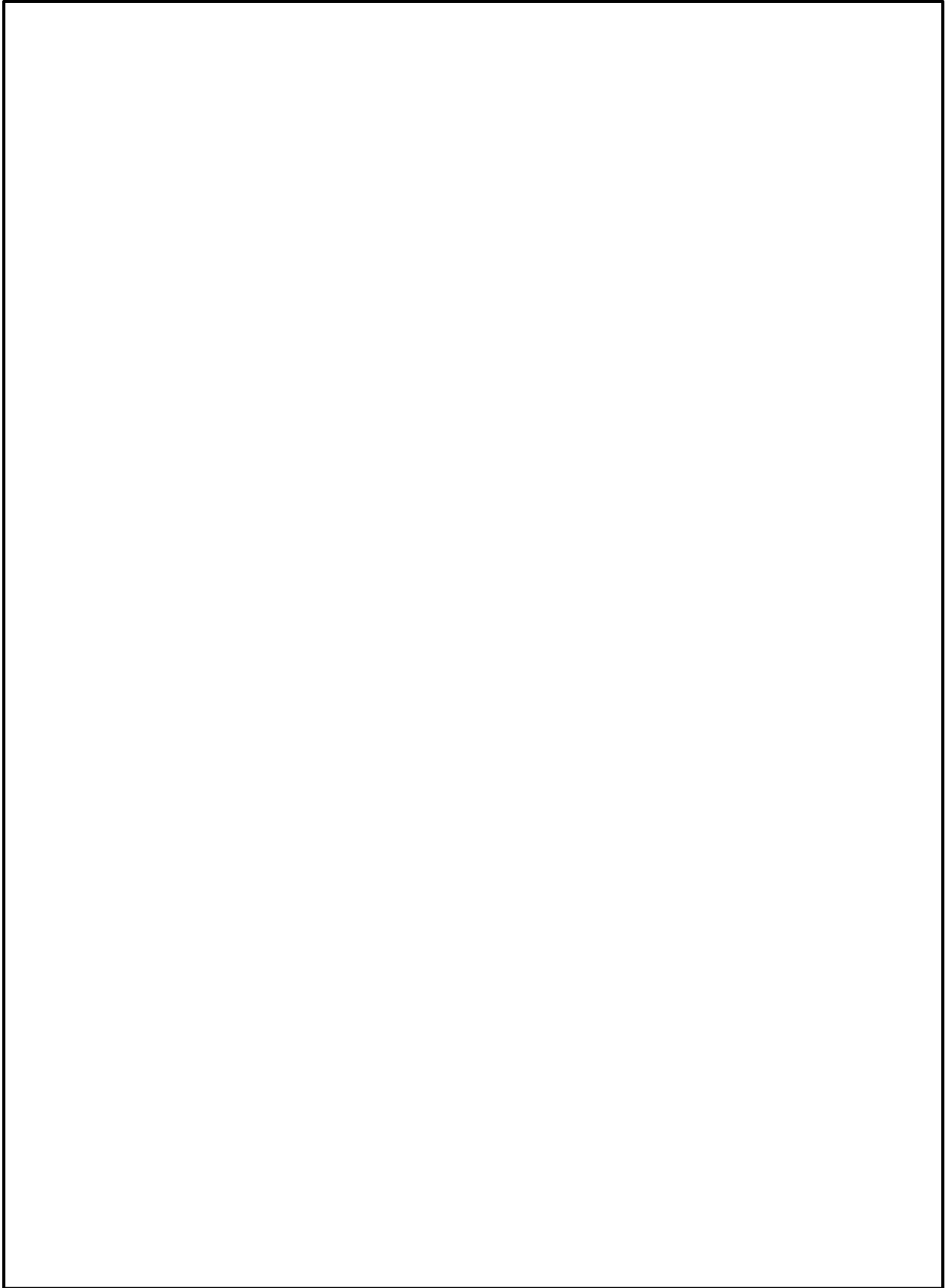


図3 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）  
屋内接続図（2 / 5）

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。

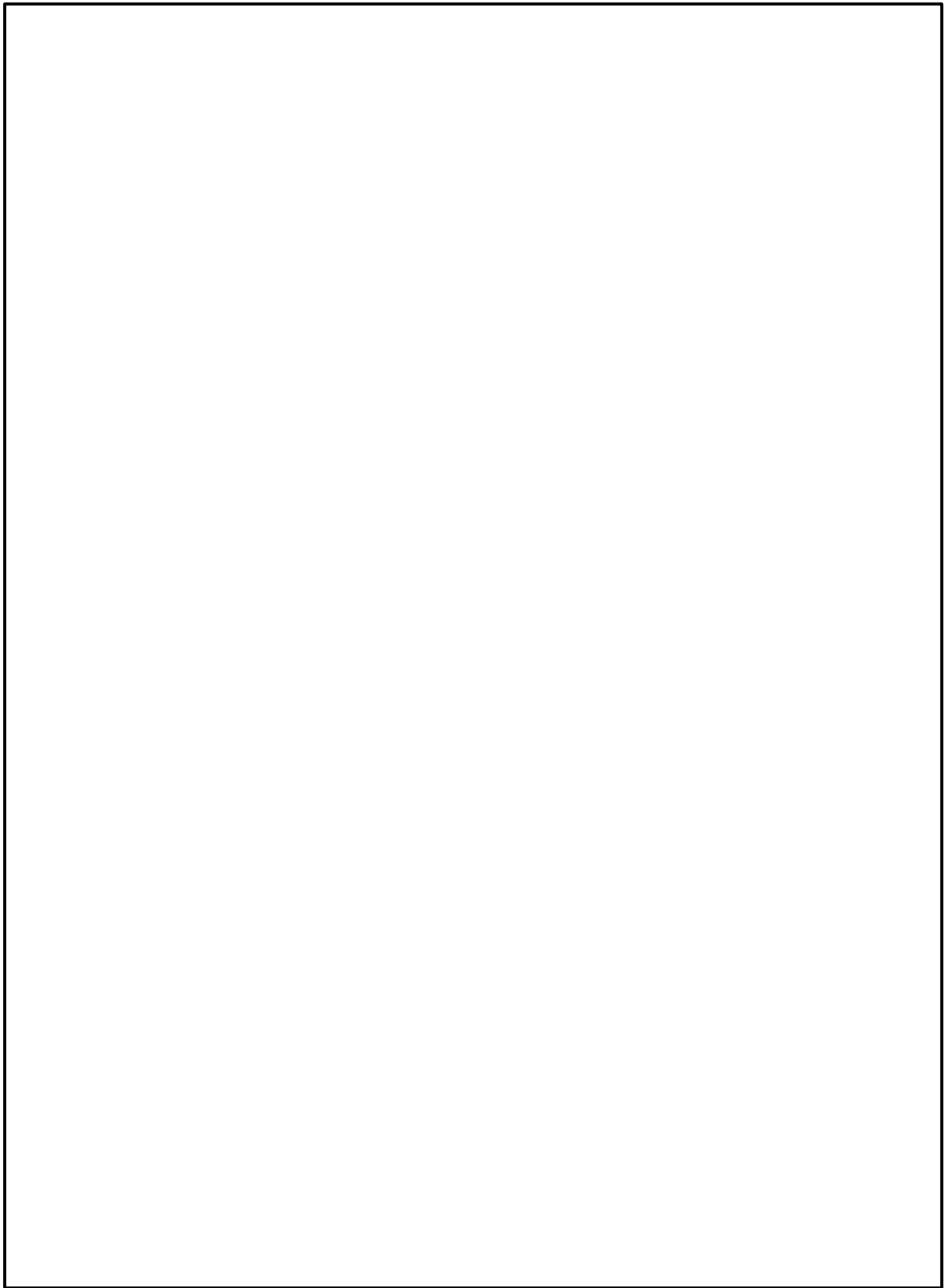


図4 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）  
屋内接続図（3 / 5）

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。

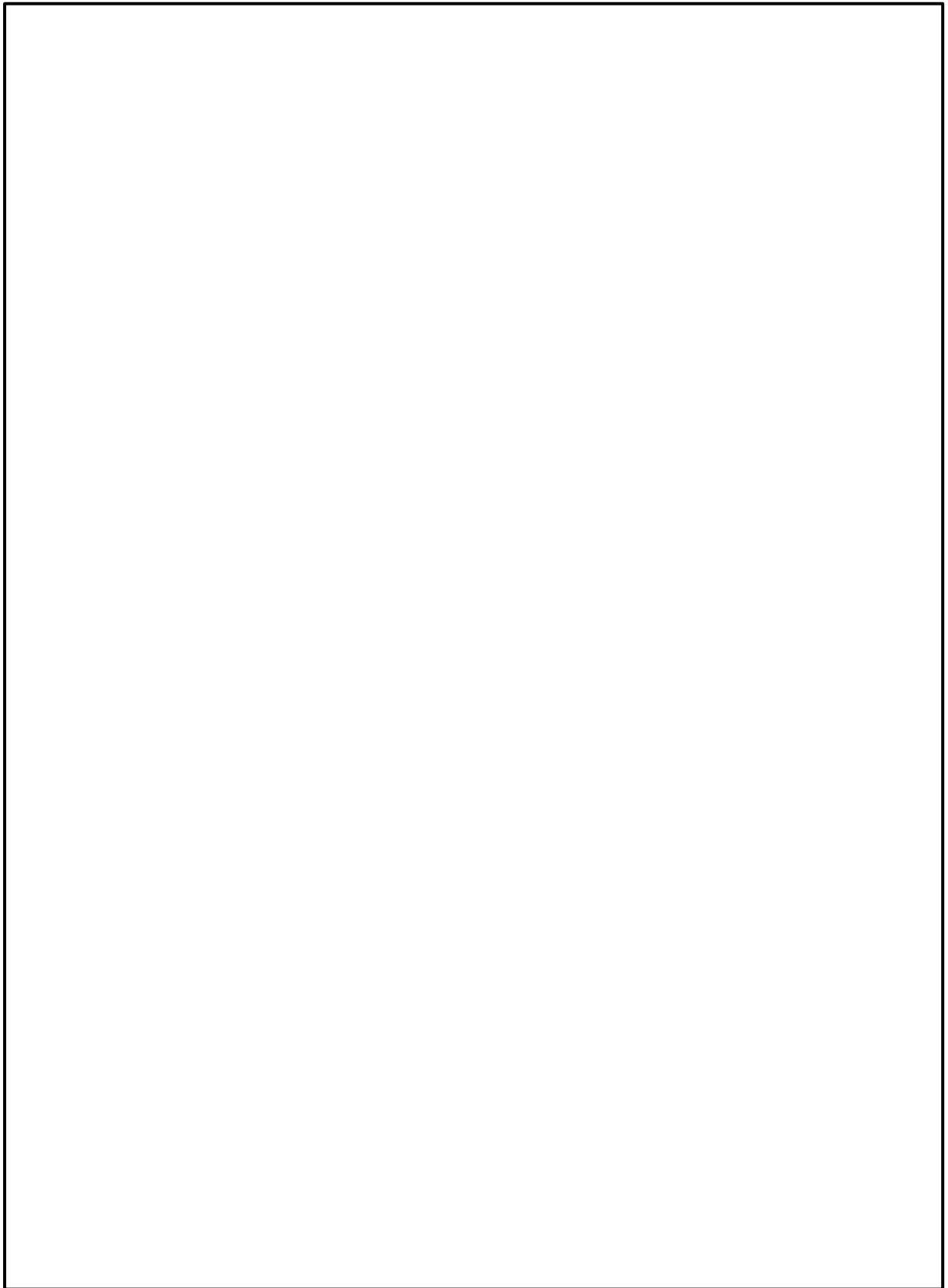


図5 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）  
屋内接続図（4 / 5）

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。

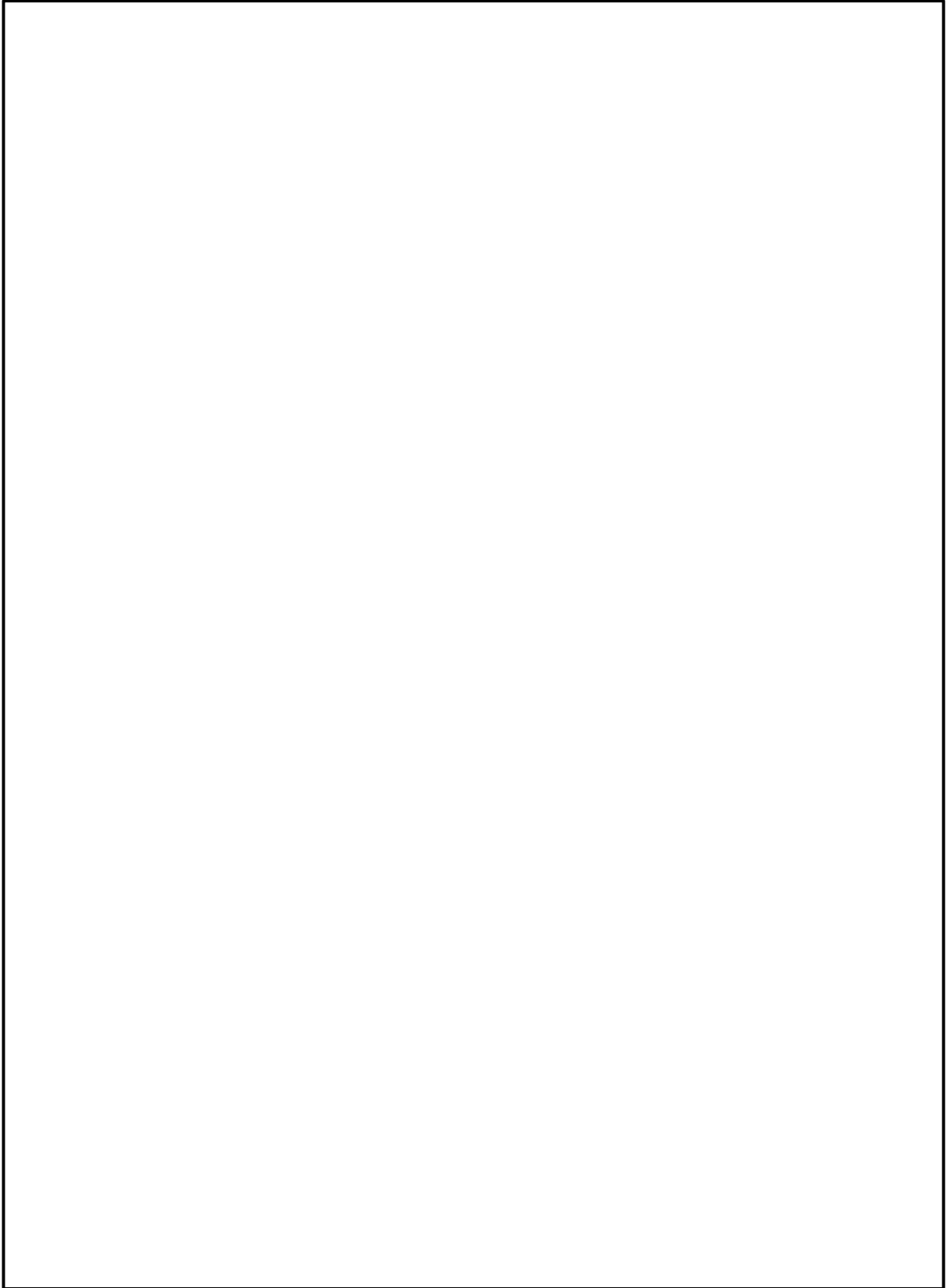


図6 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）  
屋内接続図（5 / 5）

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。

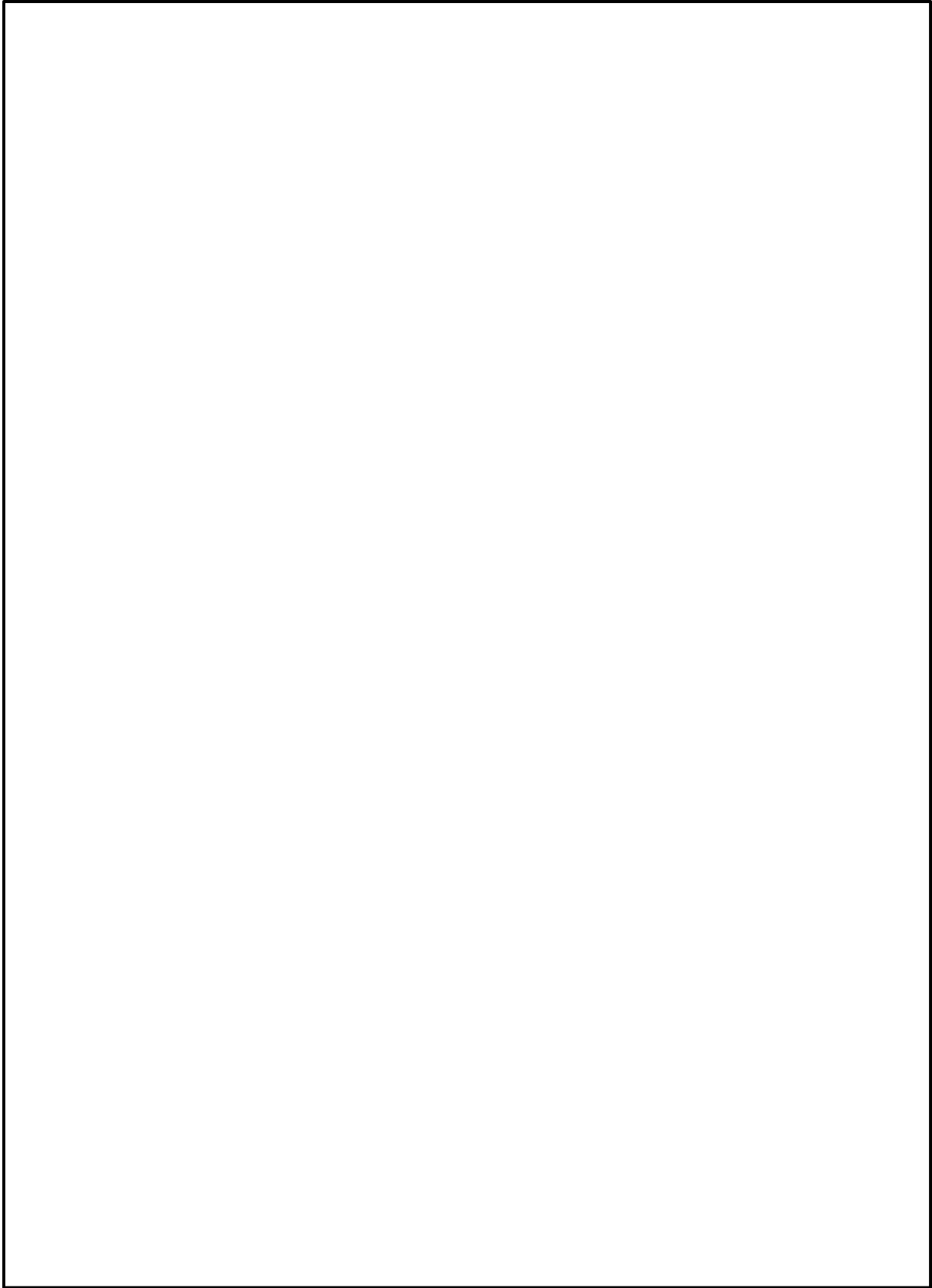


図7 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）  
屋外接続図

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。

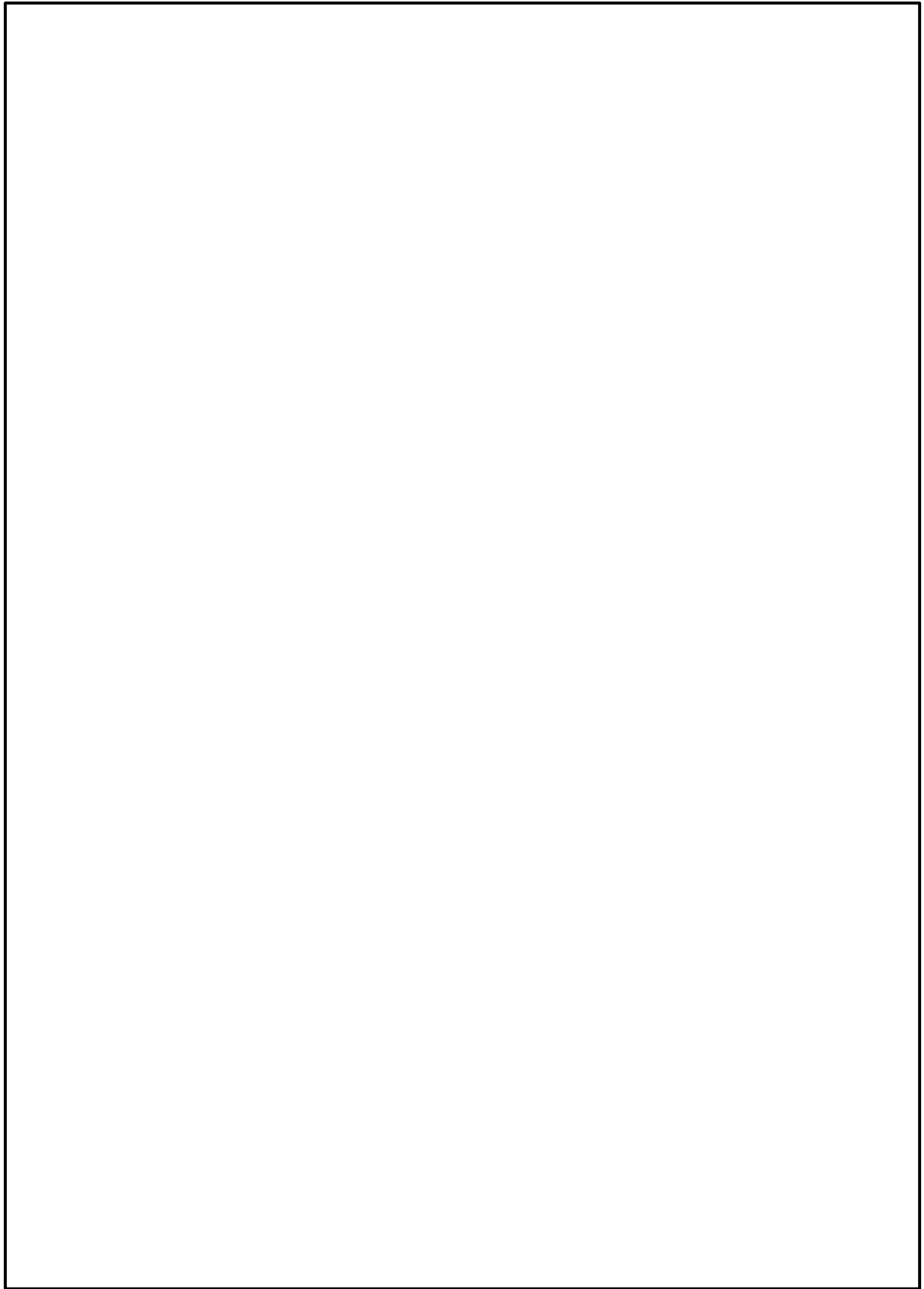


図 8 原子炉補機代替冷却系（可搬型）接続図

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。

54-8 保管場所図

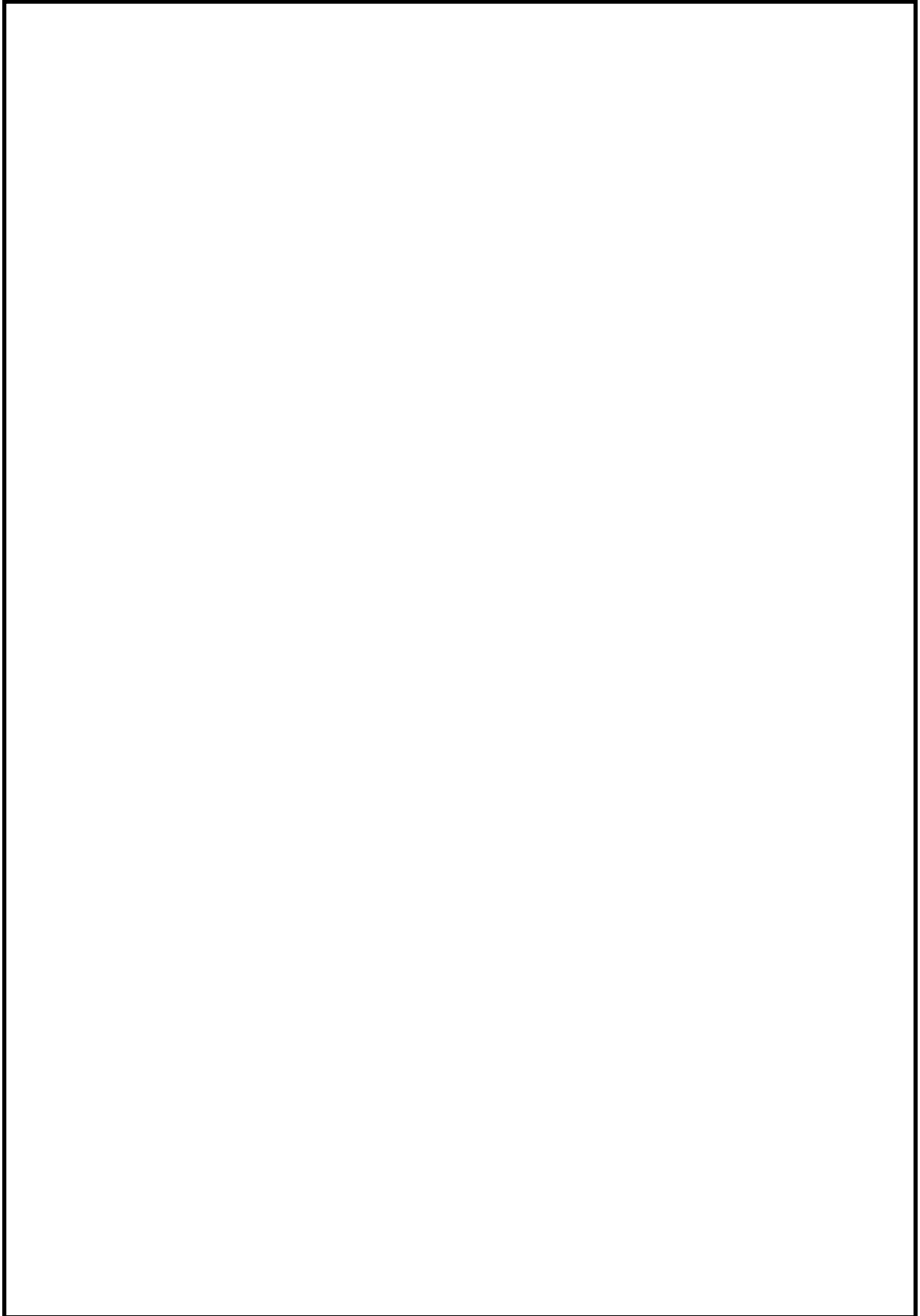


図1 保管場所図（位置的分散）

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。



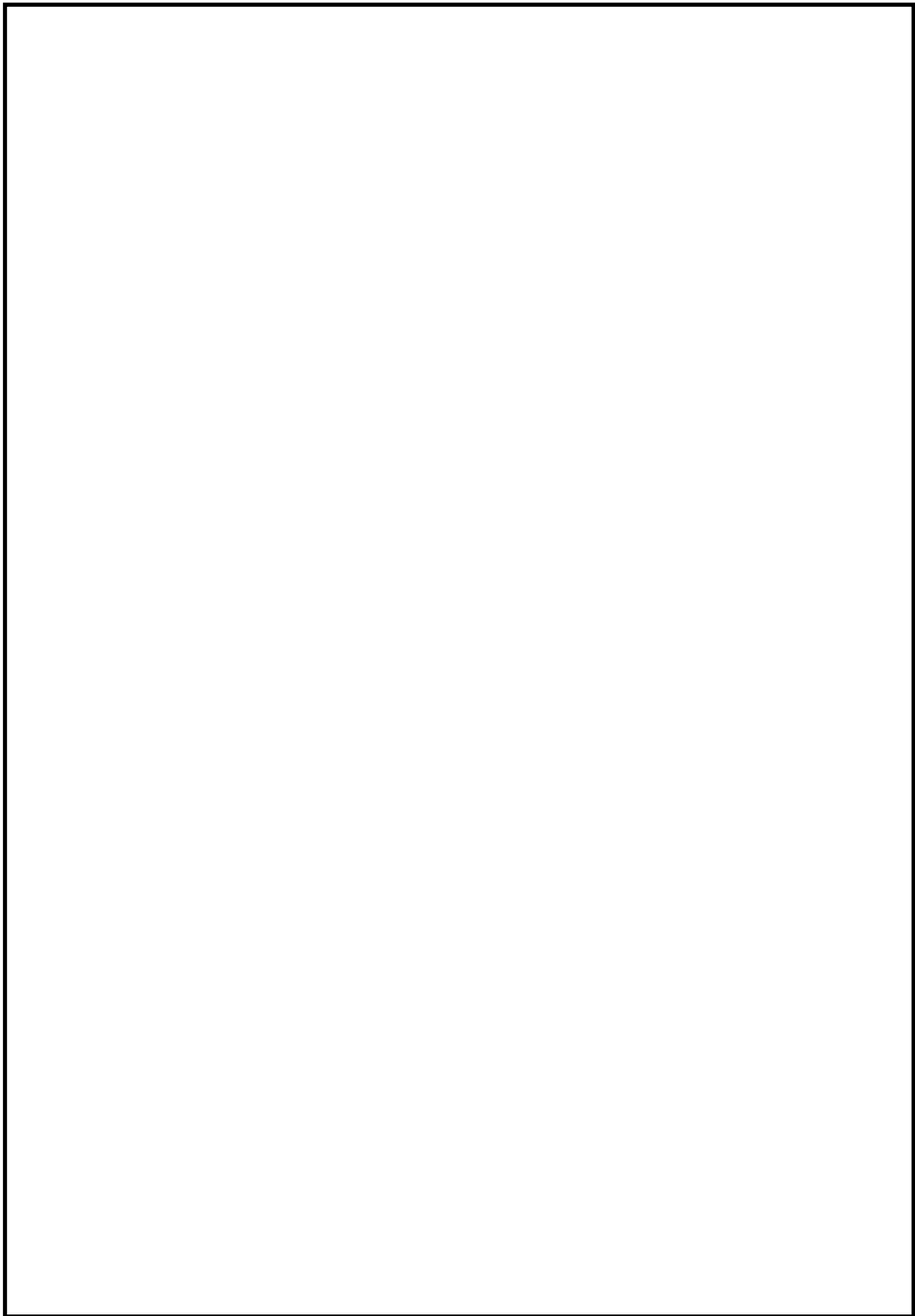


図 2 保管場所図（機器配置）（1 / 2）

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。

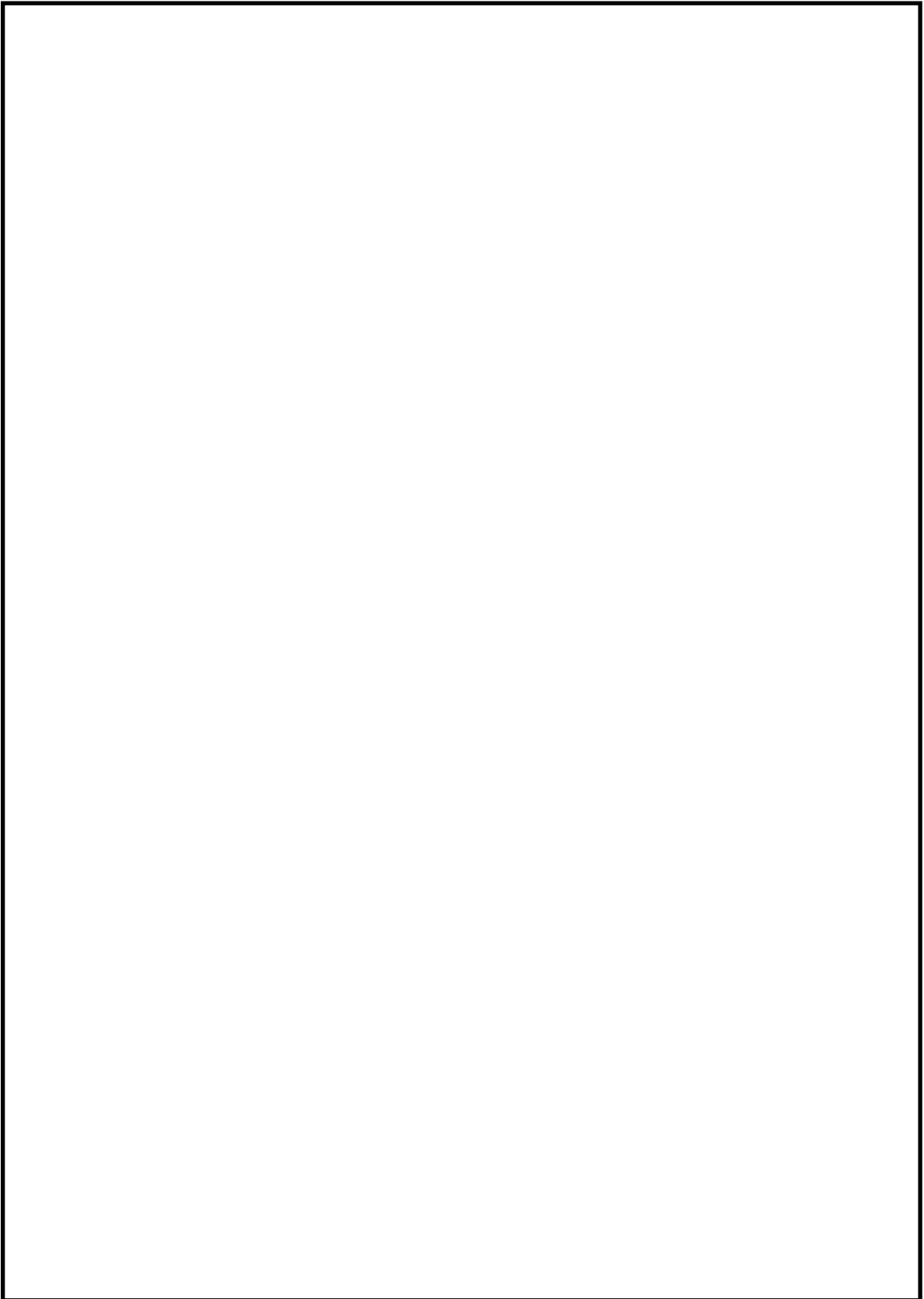


図3 保管場所図（機器配置）（2 / 2）

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。

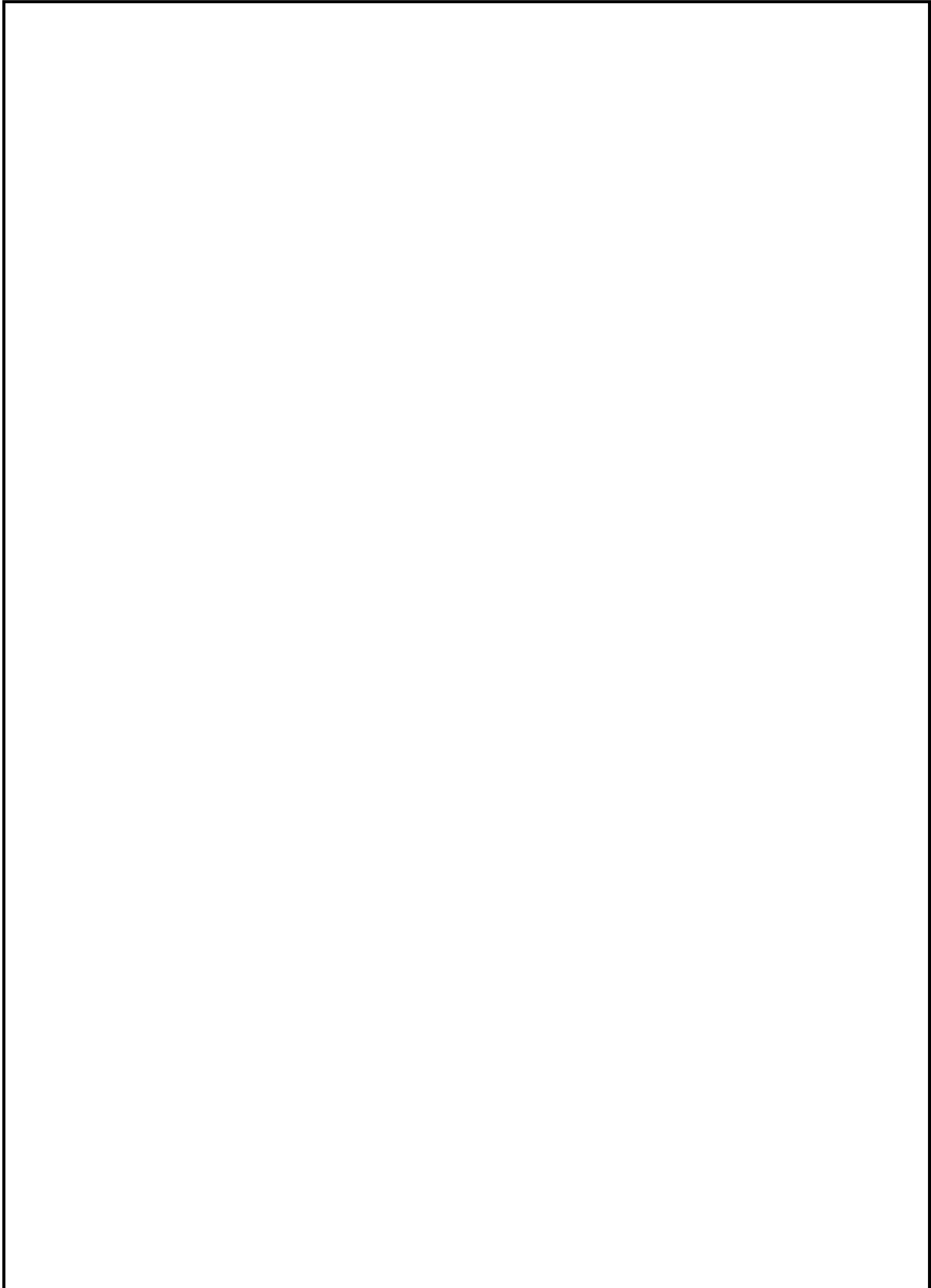


図4 可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（1 / 2）

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 可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（2 / 2）

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。

54-9 アクセスルート図

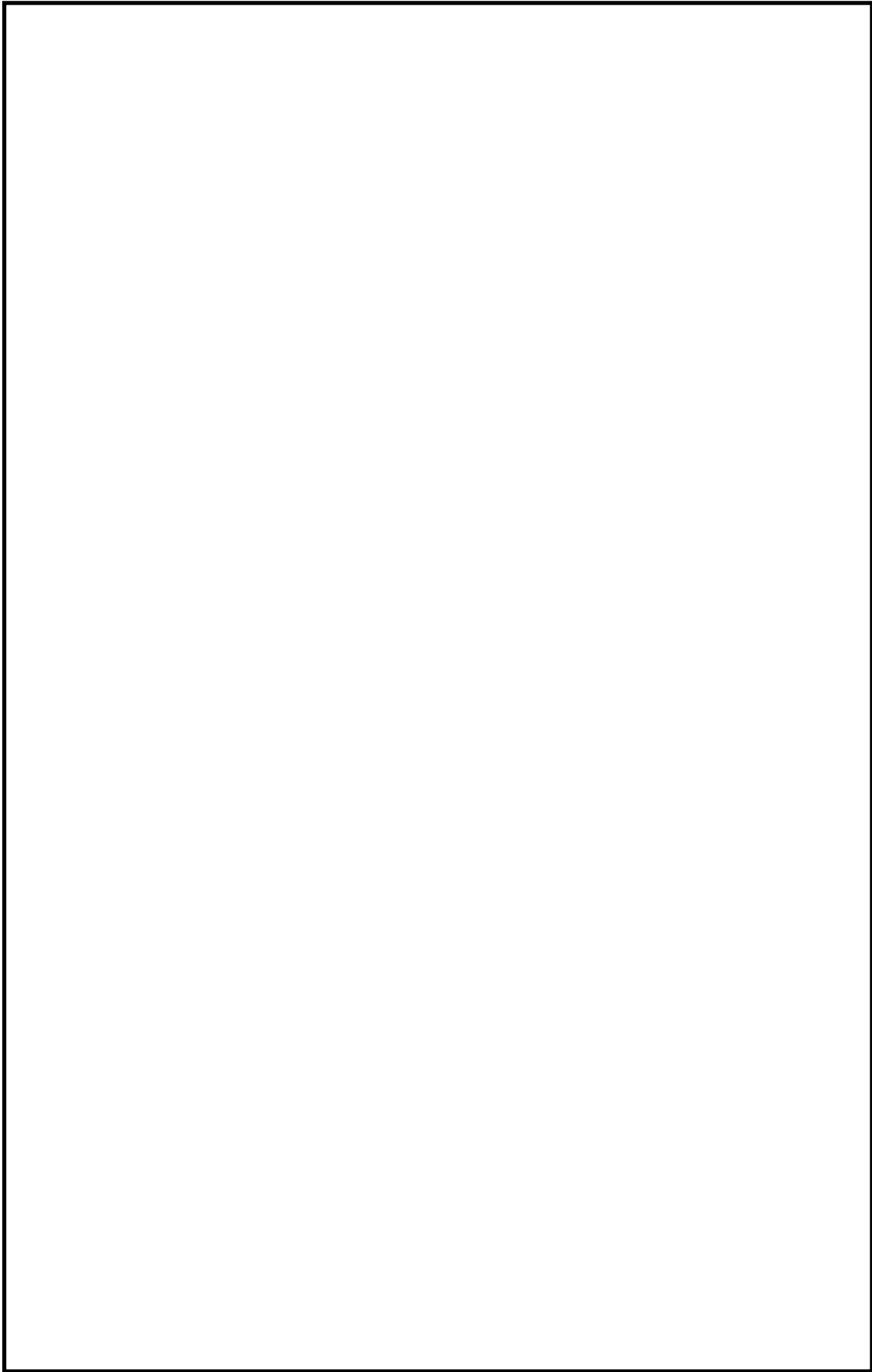


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

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。

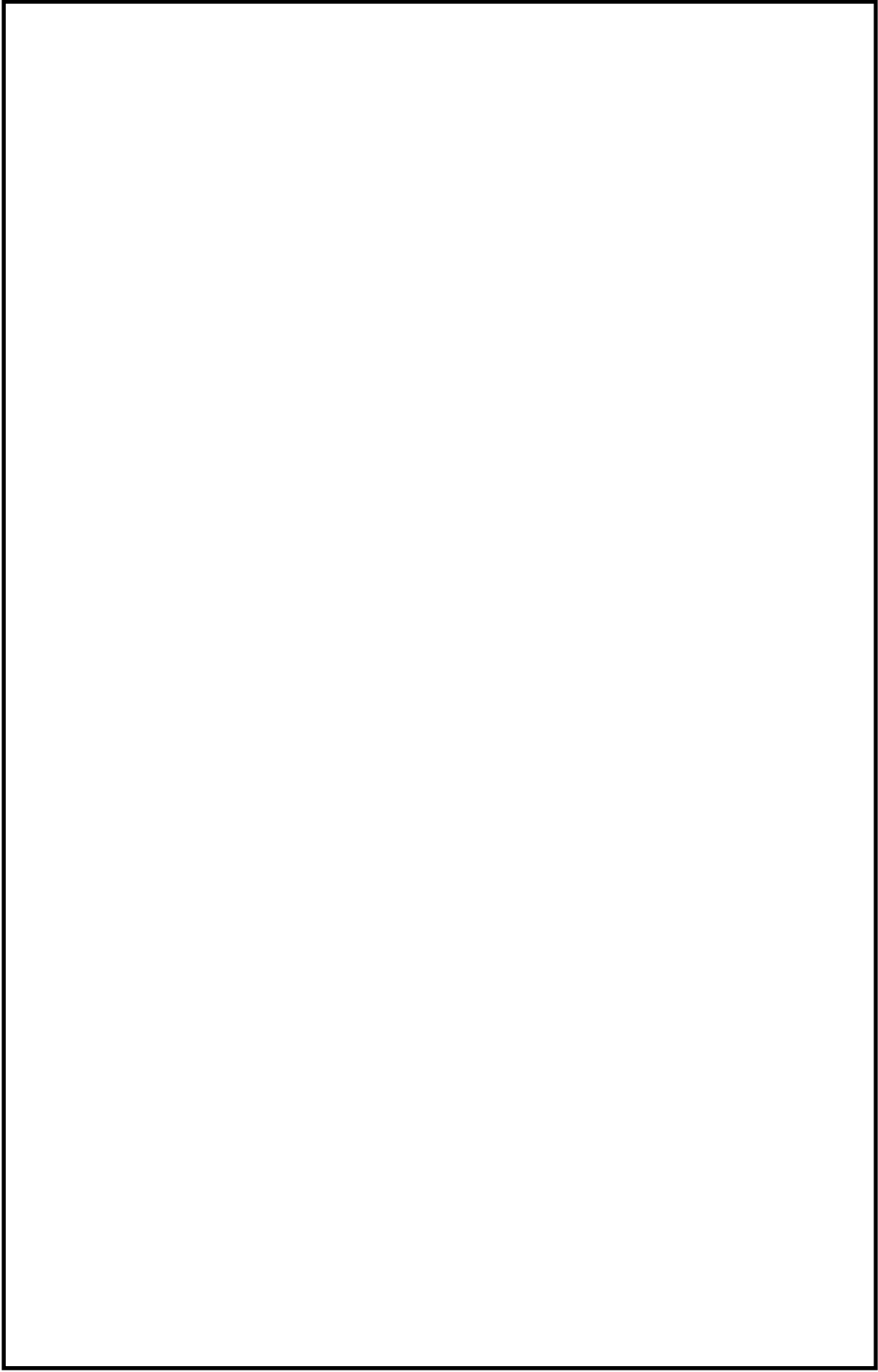


図2 屋内アクセスルート図 (1/5)

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。

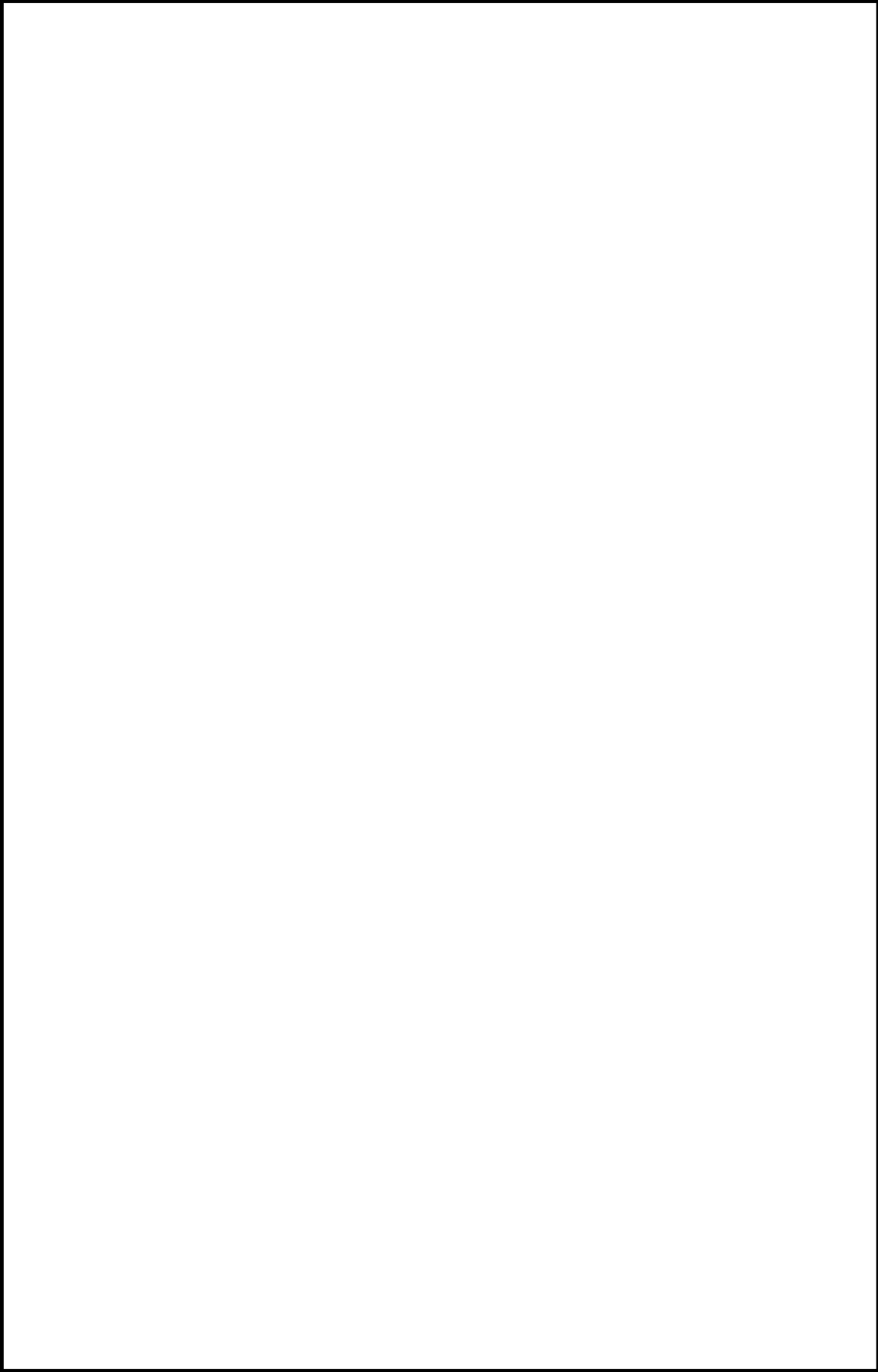


図3 屋内アクセスルート図 (2/5)

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。



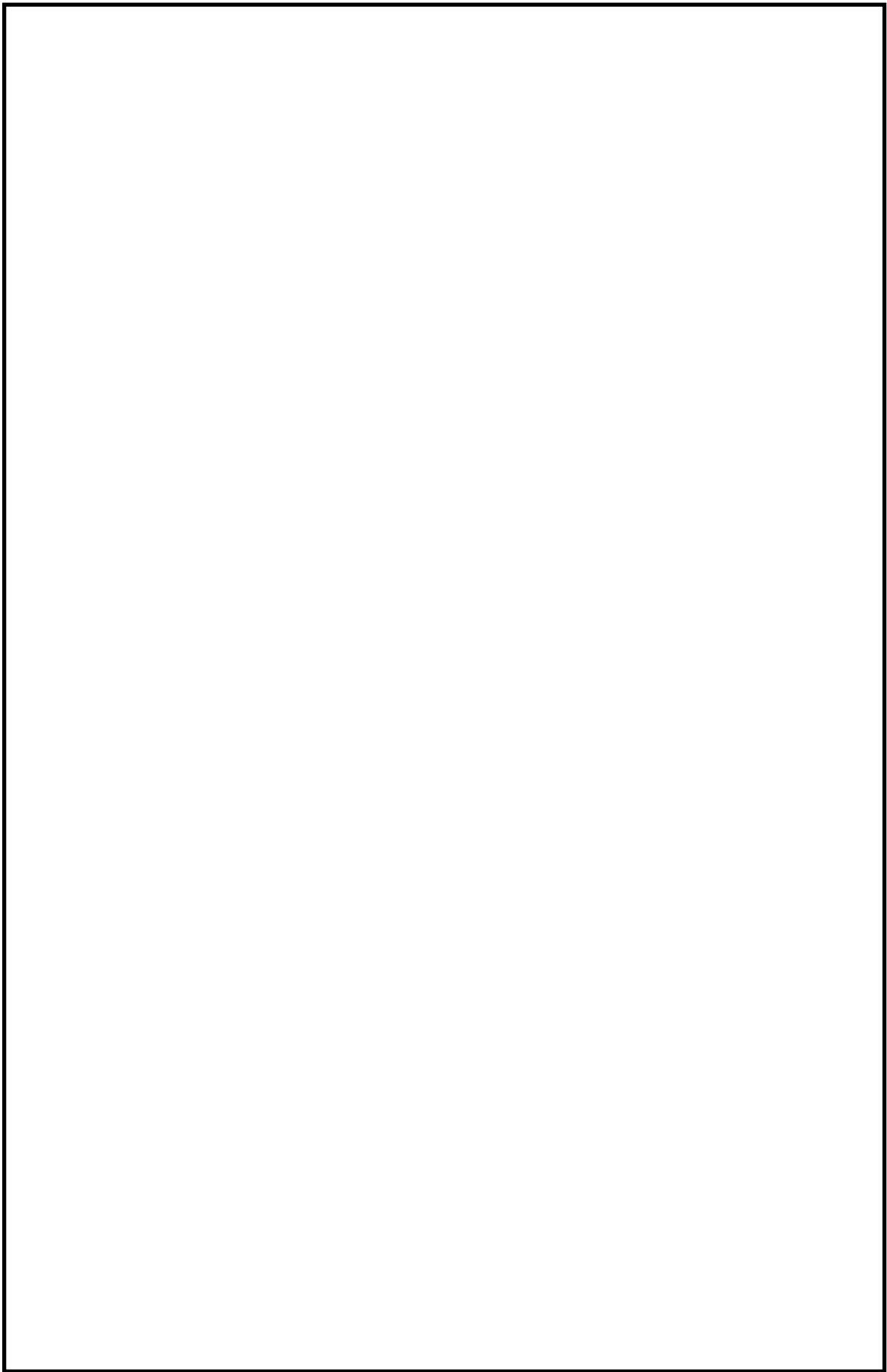


図4 屋内アクセスルート図 (3/5)

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。

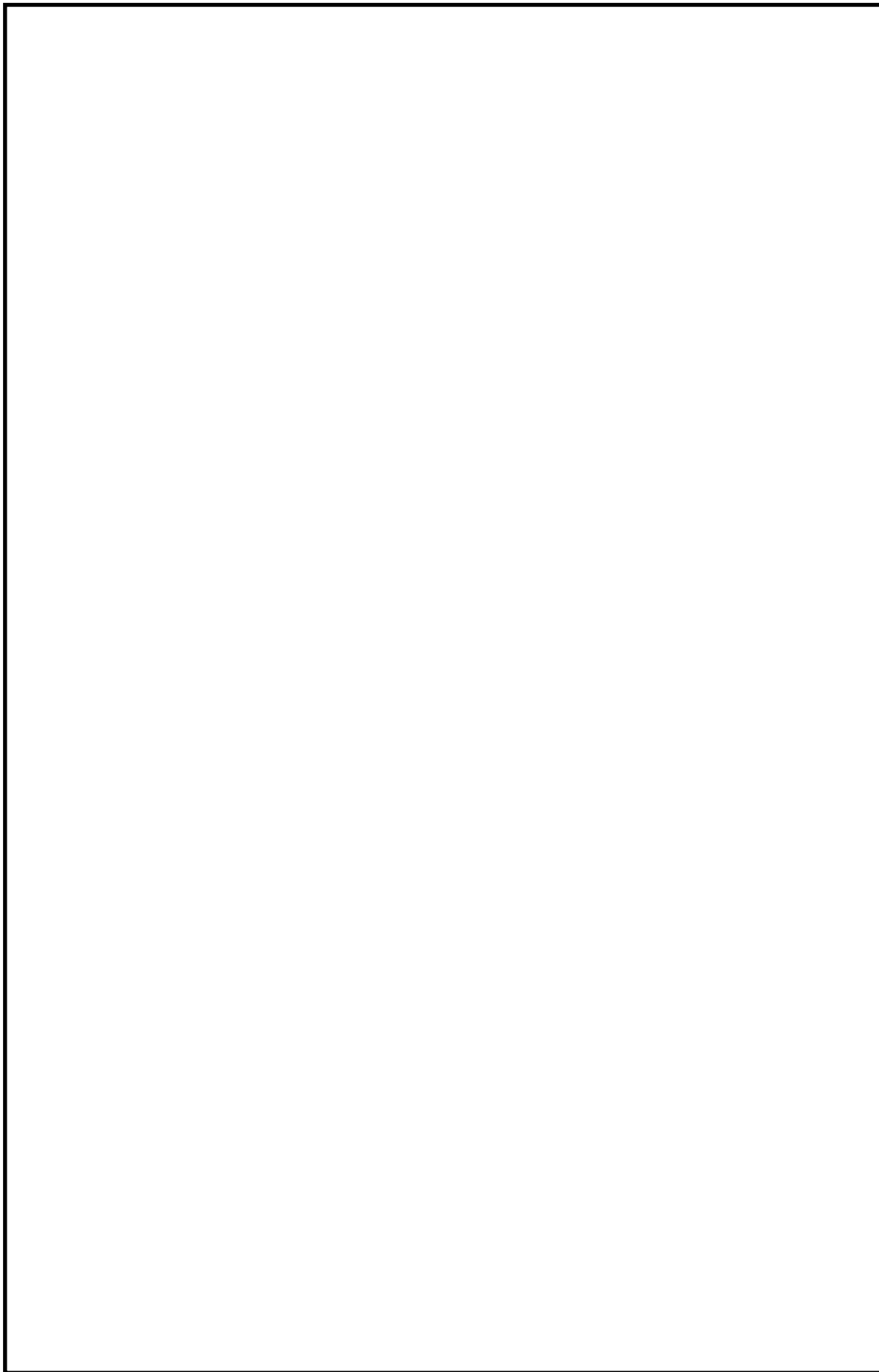


図5 屋内アクセスルート図 (4/5)

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。

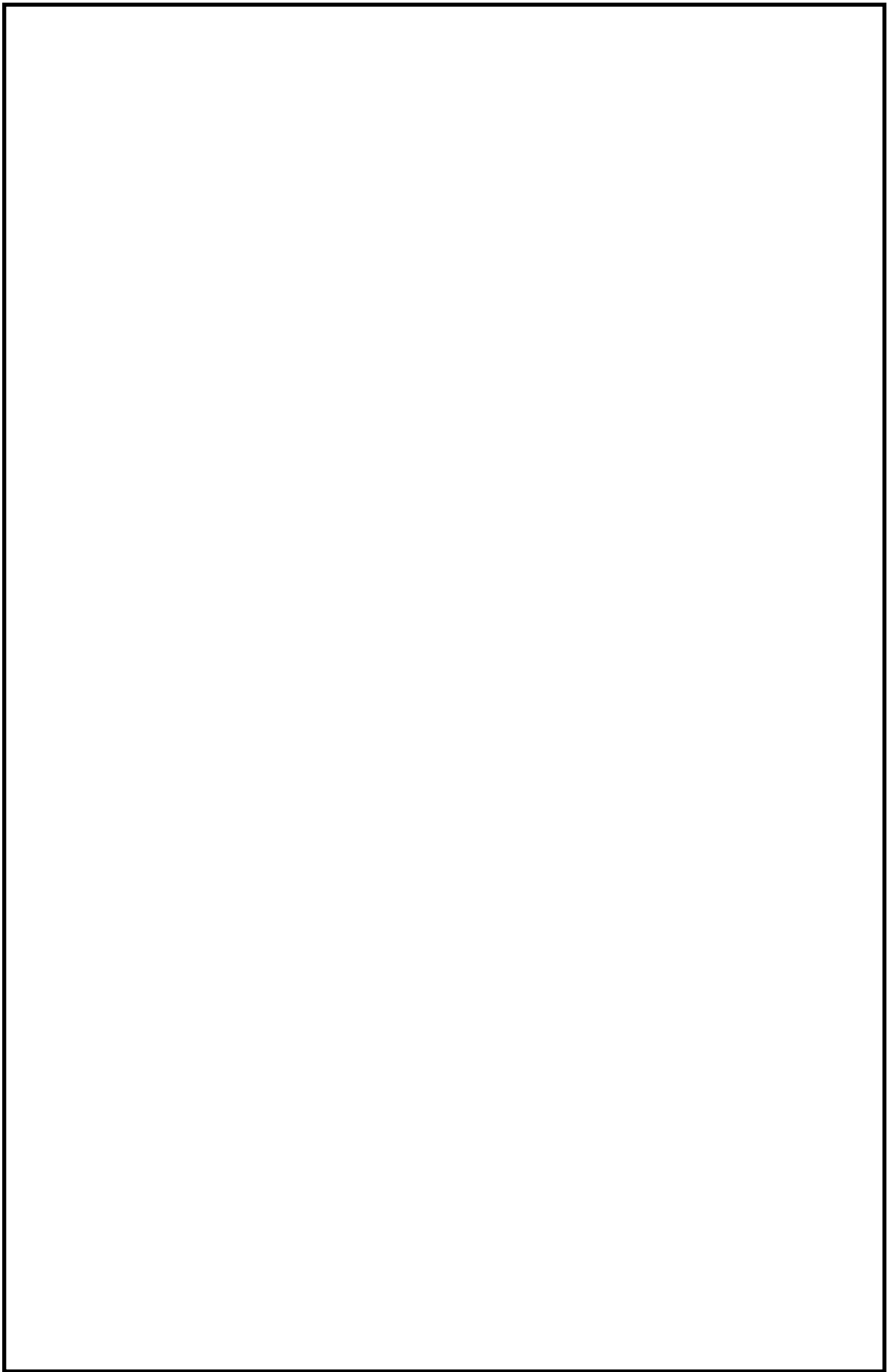


図6 屋内アクセスルート図 (5/5)

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。

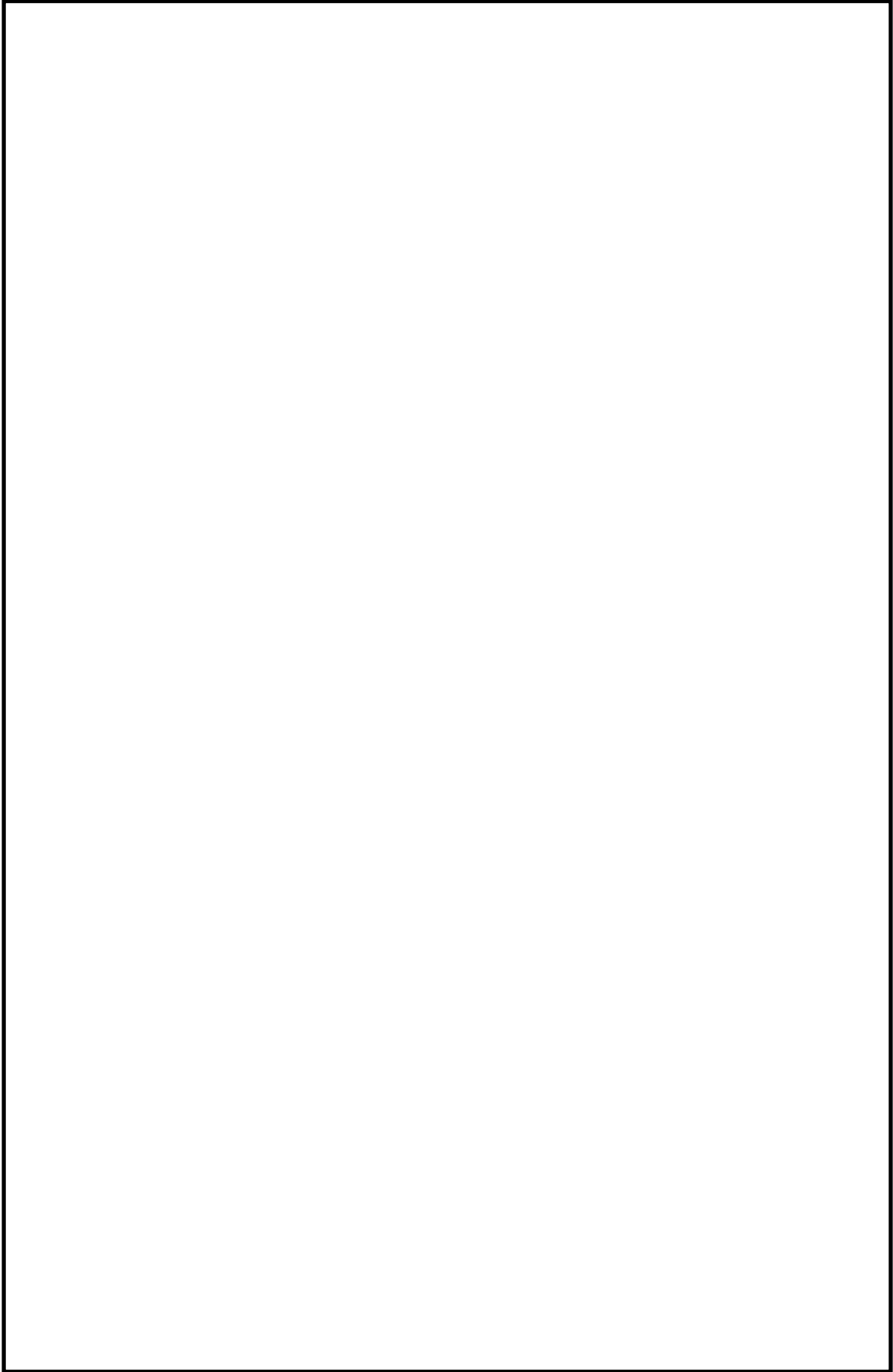


図7 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (1/4)

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。

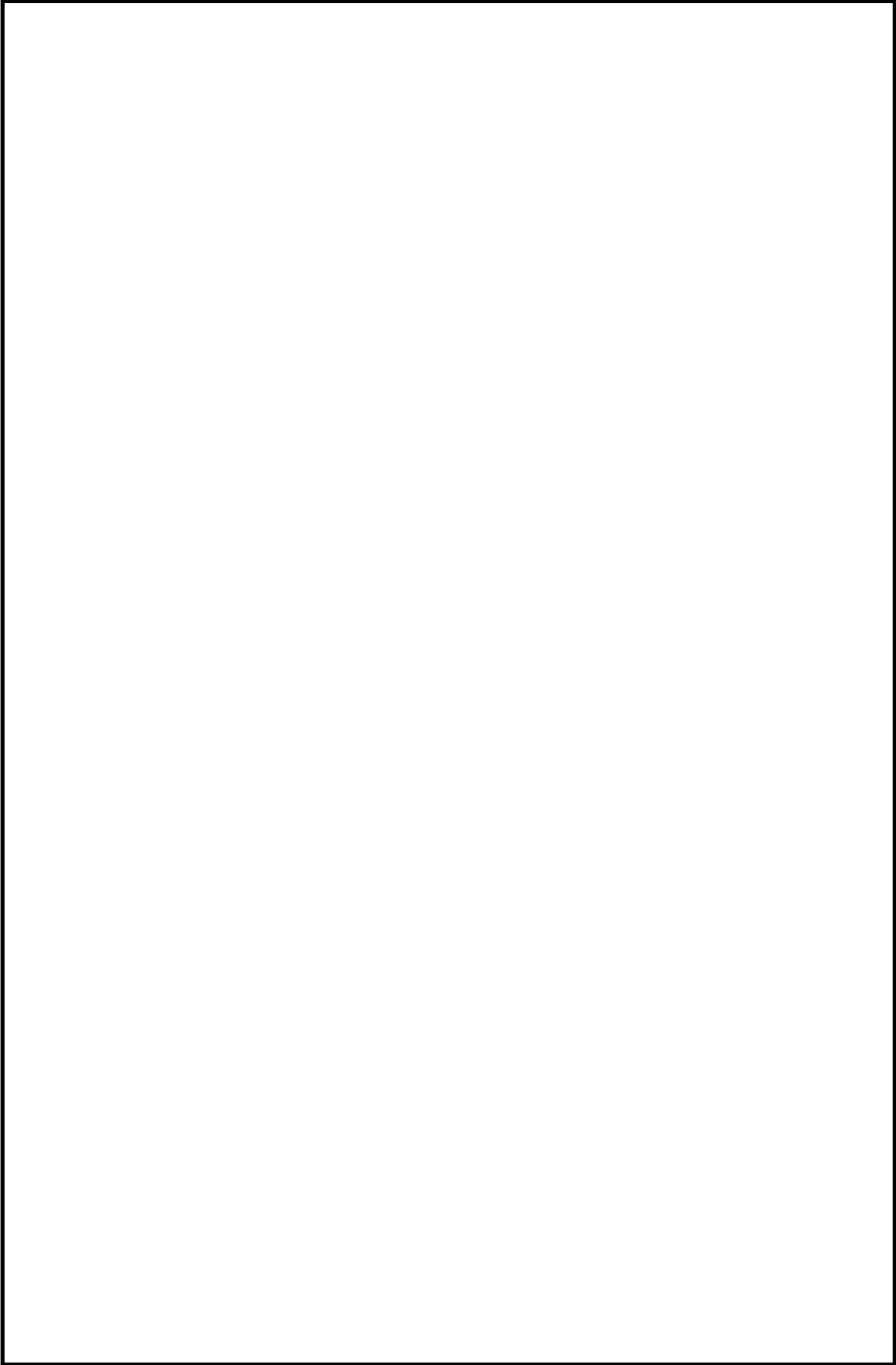


図8 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (2/4)

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。

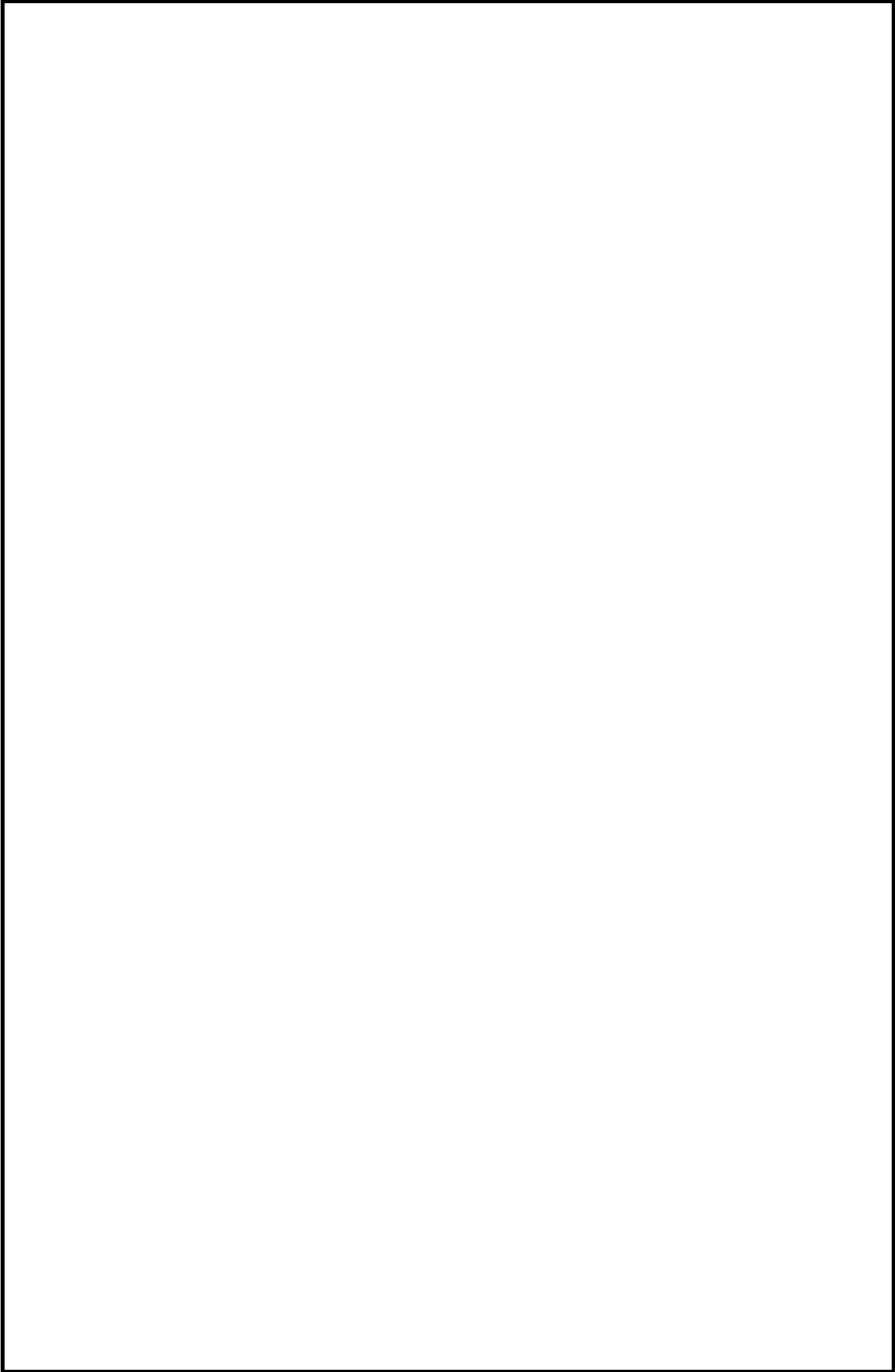


図9 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (3/4)

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。

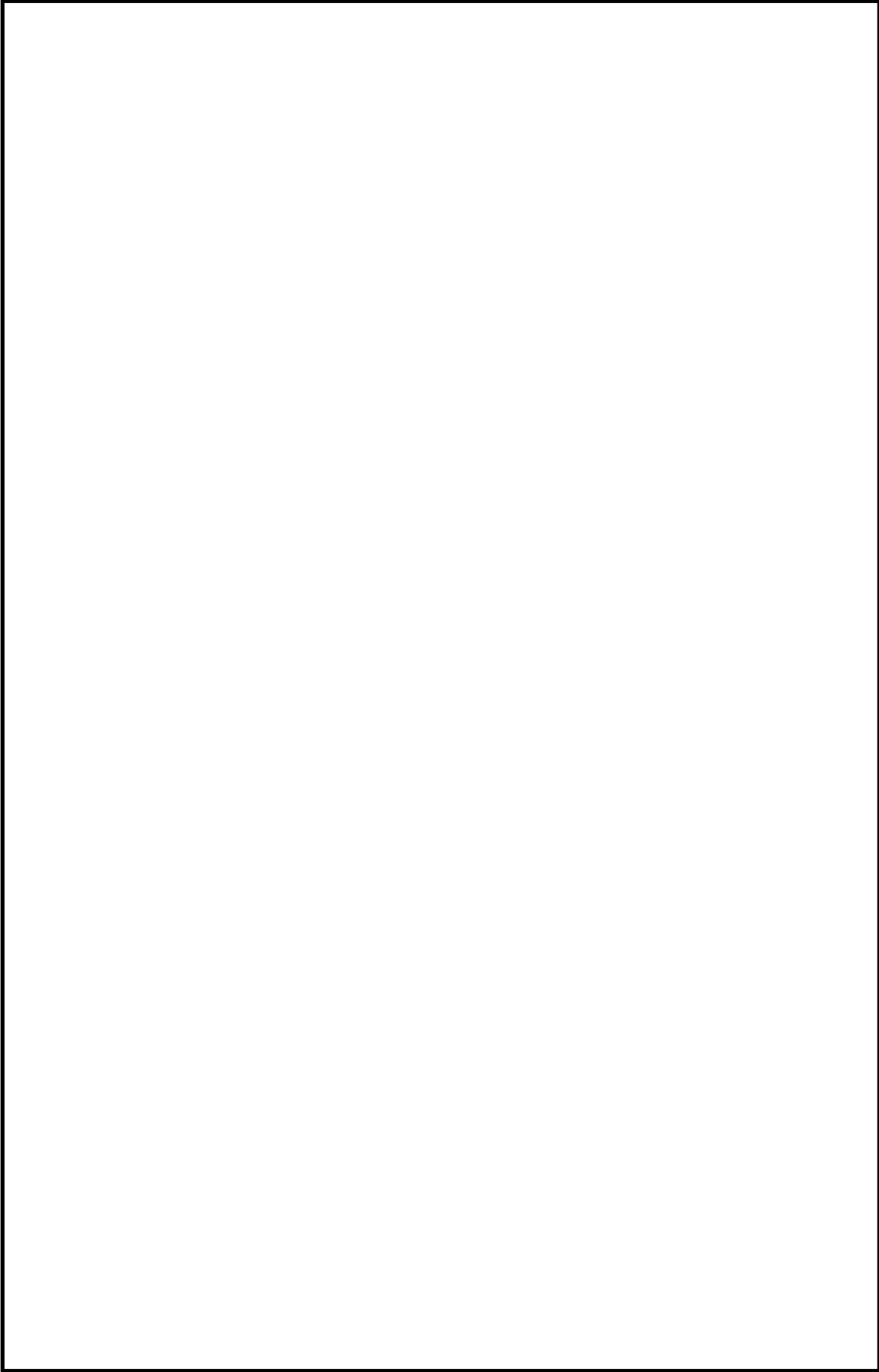


図 10 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (4 / 4)

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。

54-10 その他設備



## 設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故1及び想定事故2において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備として、設計基準対象施設、重大事故等対処設備、自主対策設備に分類し、表1にまとめた。以下に、各設備について設備概要を示す。

表1 各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却系	○	○	
2	残留熱除去系	○		
3	燃料プールのスプレイ系		○	
4	消火系による燃料プール注水			○

### (1) 燃料プール冷却系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却系の系統概要を図1及び図2に示す。

燃料プール冷却系は、燃料プール冷却ポンプ2台、熱交換器2基、ろ過脱塩器2基、スキマ・サージ・タンク2基及び配管・弁類・計測制御機器より構成され、以下のプロセスにより燃料プールの冷却機能を担う。

- ①プール水はスキマせきと波よけ溝からスキマ・サージ・タンクへ流れ込み、ポンプにより加圧される。
- ②プール水中の種々の不純物を、ろ過脱塩器に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
- ③プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。
- ④熱交換器を出たプール水は燃料プール冷却系の戻り配管を通してプールに戻される。

### (2) 残留熱除去系（燃料プール冷却）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却）の系統概要を図3に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却）は、設計上の交換燃料より多くの燃料が発電用原子炉からプールに取り出される場合、燃料プール冷却系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため、残留熱除去ポンプ、熱交換器を用いて燃料プール冷却系によるプール冷却を補助し、燃料プールを所定の温度以下に保つ。

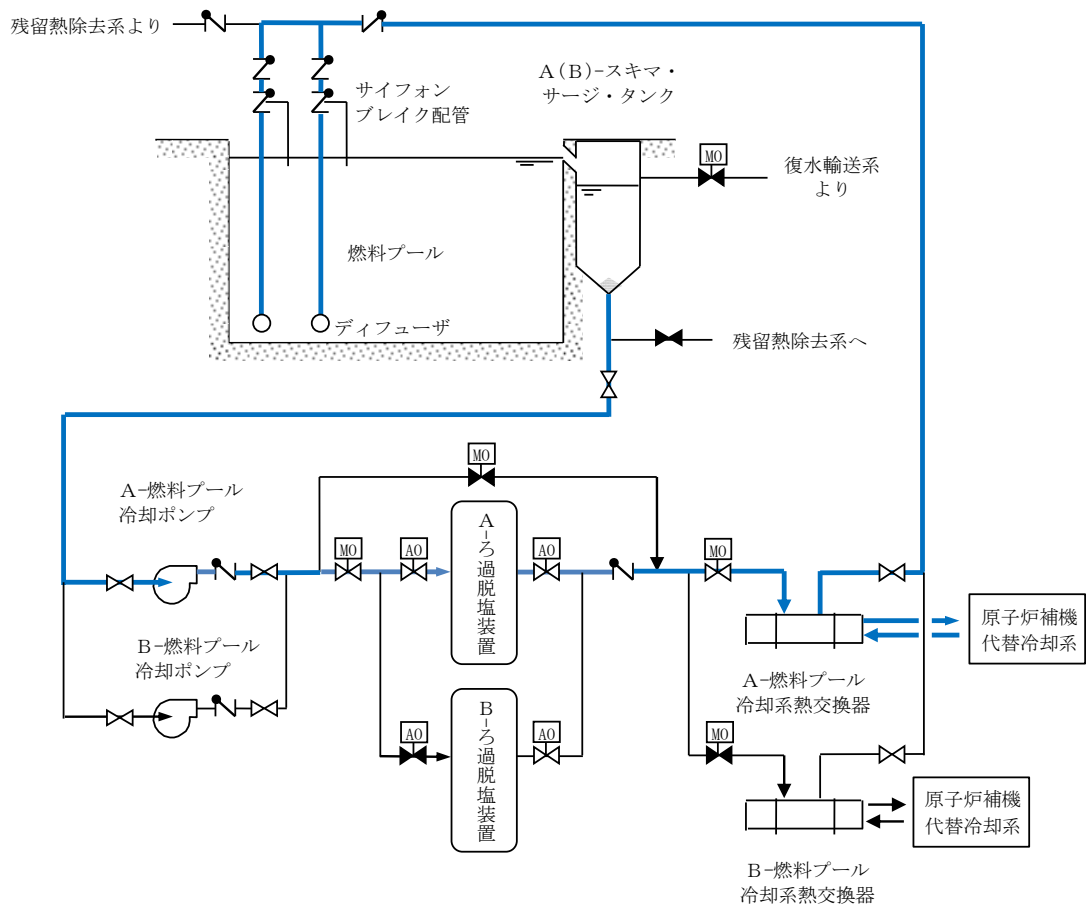


図1 燃料プール冷却系 系統概要 (A系)

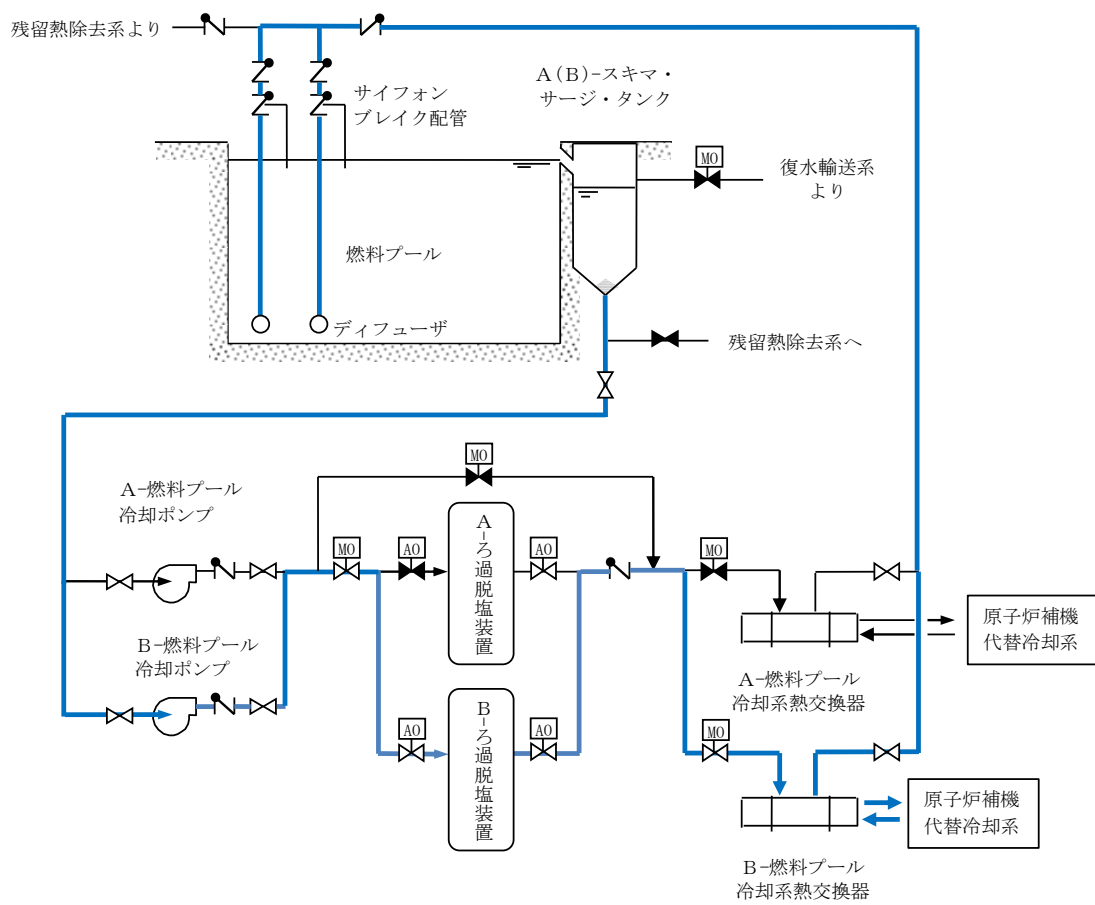


図2 燃料プール冷却系 系統概要 (B系)

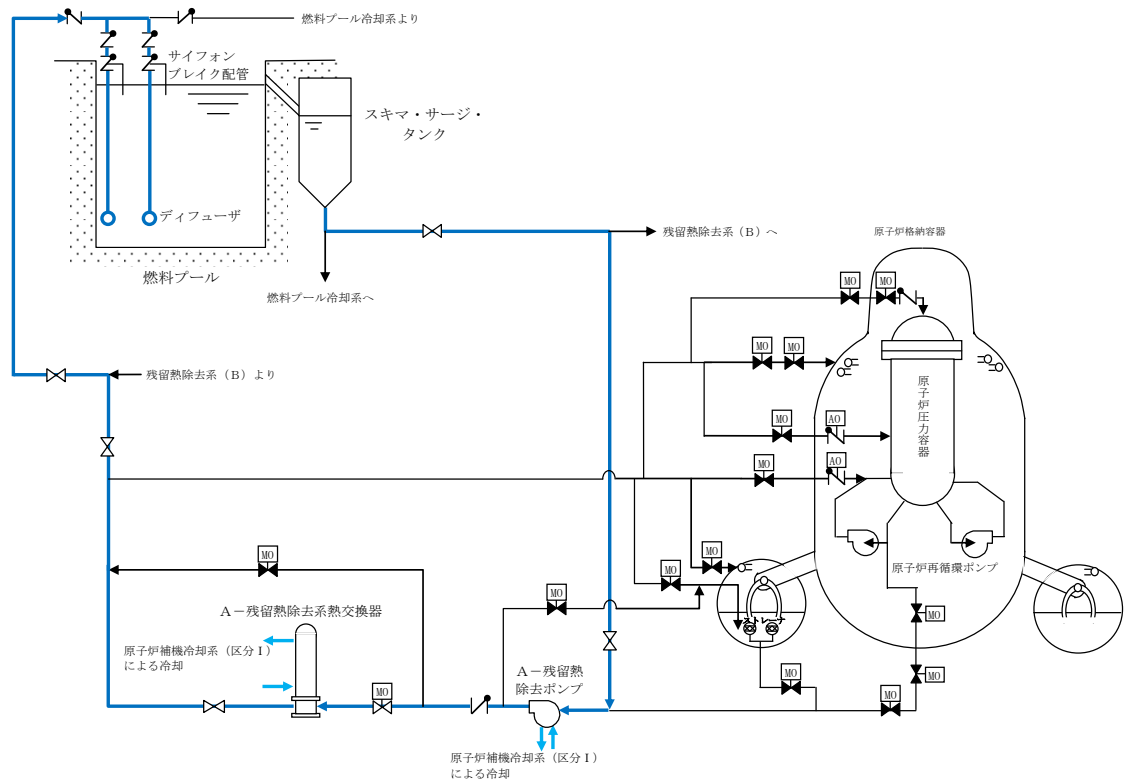


図3 残留熱除去系（燃料プール冷却）系統概要

### (3) 燃料プールのスプレイ系【重大事故等対処設備】

燃料プールのスプレイ系の系統概要を補足説明資料 54-4 系統図の図 1 から図 3 に示す。

- ① 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。なお、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本系統は、大量送水車、計測制御装置、及び水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）、若しくは海水、流路であるホース、可搬型スプレイノズル、注入先である燃料プール等から構成される。

- ② 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内燃料体等を冷却し、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。なお、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は、大量送水車、計測制御装置、及び水源である輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）、若しくは海水、流路であるホース、燃料プールのスプレイ系配管、常設スプレイヘッダ、注入先である燃料プール等から構成される。

### (4) 消火系による燃料プール注水【自主対策設備】

消火系による燃料プール注水の設備概要を図 4-1 及び図 4-2（消火ポンプ

を使用した場合), 図5-1及び図5-2(補助消火ポンプを使用した場合)に示す。

消火系による燃料プールへの注水は, 想定事故1及び想定事故2において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するため, 消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い, 全交流電源が喪失した場合でも, 高台に配備した常設代替交流電源設備からの給電により, 中央制御室から遠隔で操作し, 消火ポンプを使用する場合はろ過水タンクを水源として, 補助消火ポンプを使用する場合は補助消火水槽を水源として, 復水輸送系配管, スキマ・サージ・タンク等を経由して燃料プールへ注水し, 燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止する機能を有する。

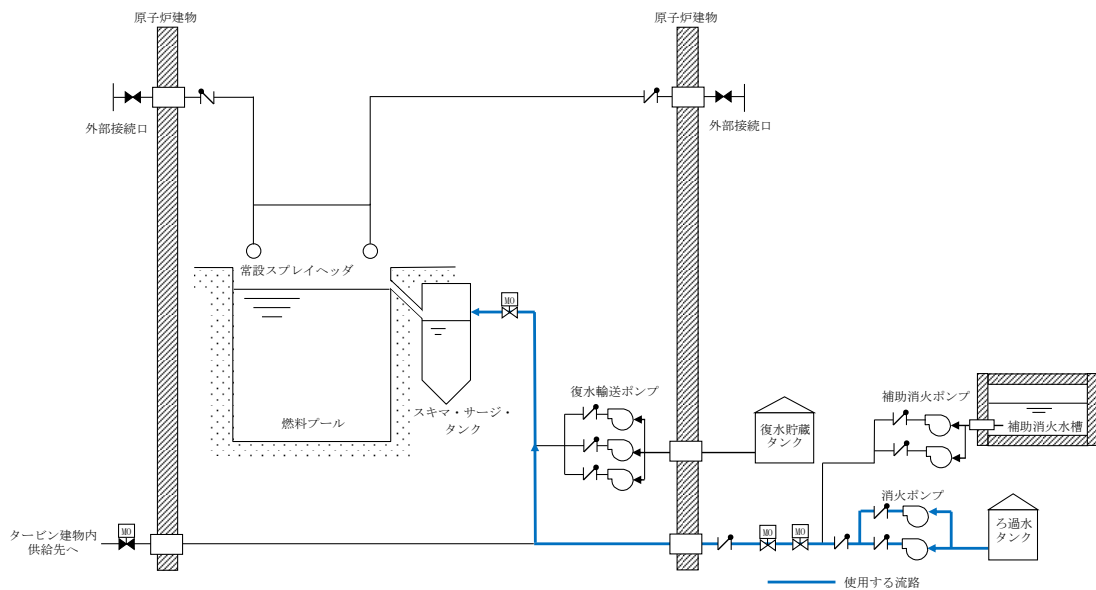


図4-1 消火系(消火ポンプ)による燃料プール注水 系統概要(その1)

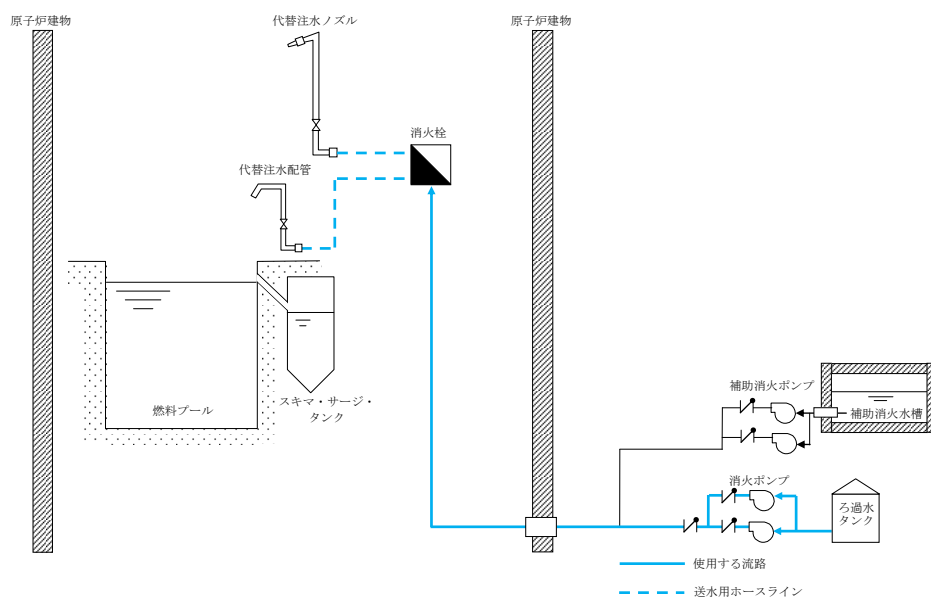


図4-2 消火系(消火ポンプ)による燃料プール注水 系統概要(その2)  
(消火栓使用)

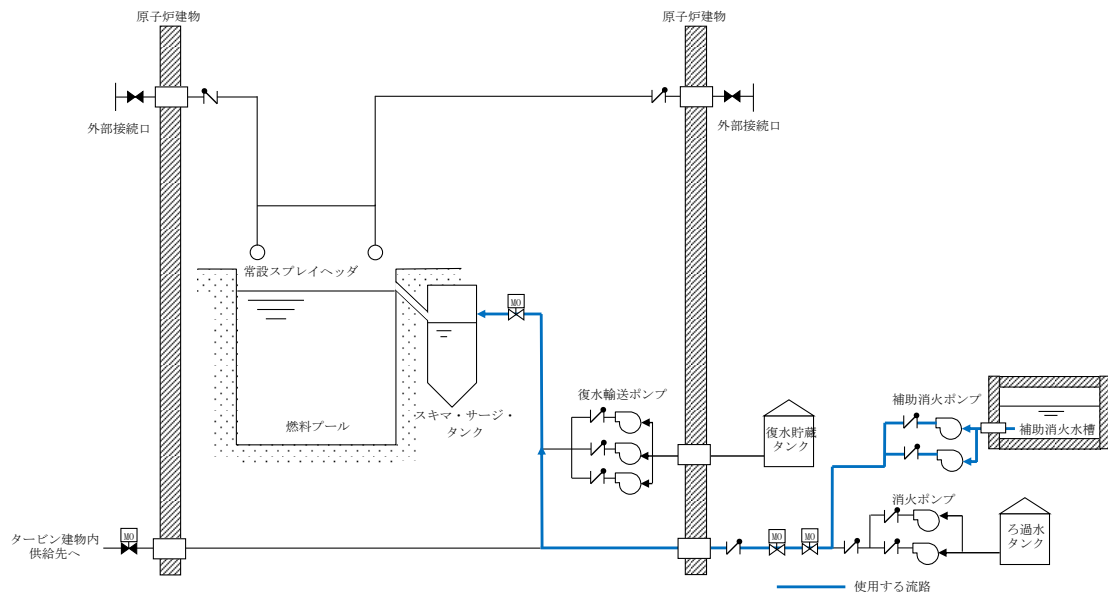


図 5 - 1 消火系 (補助消火ポンプ) による燃料プール注水 システム概要 (その 1)

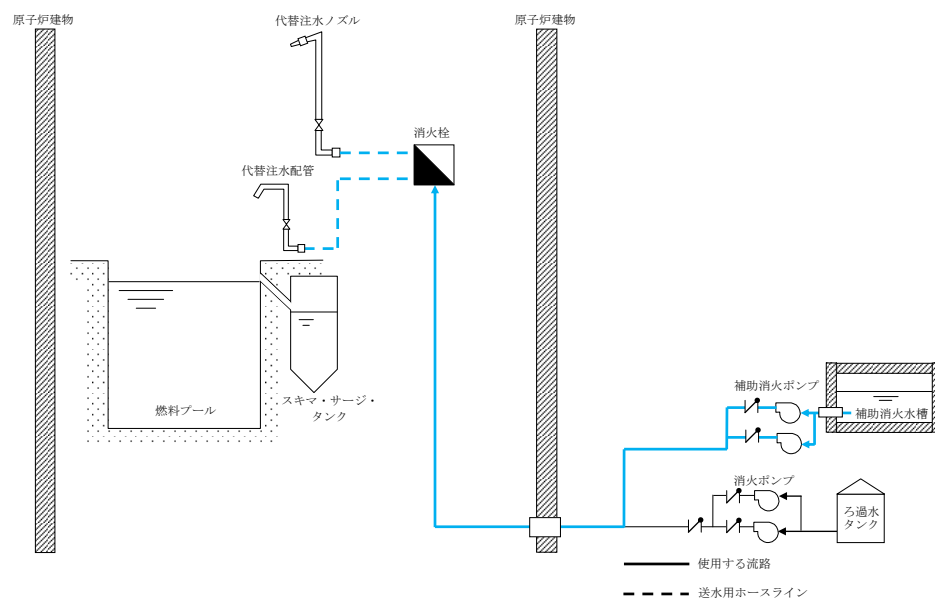


図 5 - 2 消火系 (補助消火ポンプ) による燃料プール注水 システム概要 (その 2)  
(消火栓使用)

54-11 燃料プール監視設備



## 1. 燃料プール監視設備について

燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また、燃料プール監視カメラ（S A）は重大事故等時の燃料プールの状態を監視するために設置する。

なお、全交流動力電源喪失した場合でも、代替電源設備からの給電を可能とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

## 2. 設備概要について

### 2.1 燃料プール水位・温度（S A）

#### （1）水位計測について

燃料プール水位は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール水位の検出信号は、 $-1,000\text{mm}$ （基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から6箇所を設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、燃料プール水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図1「燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）」参照）

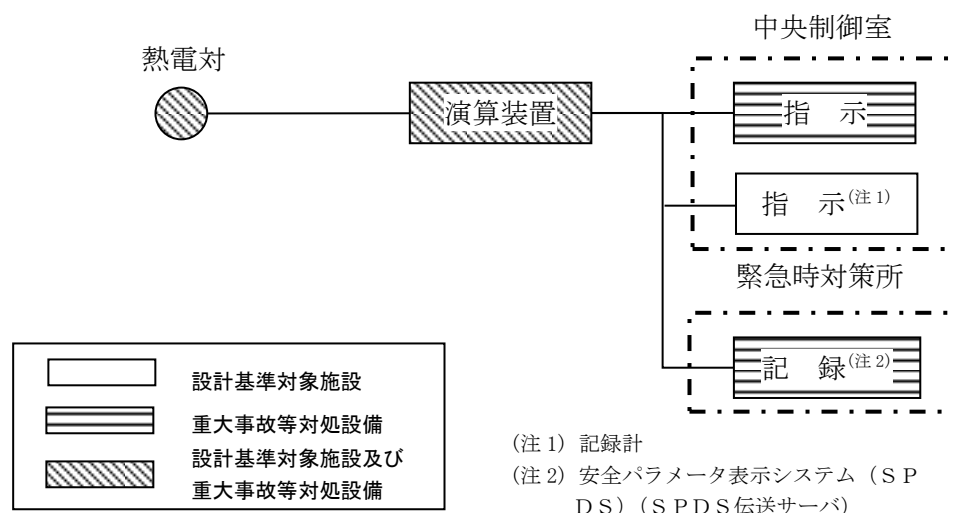


図1 燃料プール水位・温度（S A）の概略構成図（1）

(設備仕様)

計測範囲：-1,000~6,710mm<sup>\*</sup> (E L. 34, 518~42, 228mm)

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

燃料プール水位・温度 (S A) は第五十四条第1項で要求される想定事故 (第37条解釈 3-1 (a) 想定事故1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故2 (サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故) ) 及び第五十四条第2項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し, 使用済燃料貯蔵ラック上端近傍 (-1,000mm<sup>\*</sup> (E L. 34, 518mm) ) から燃料プール上部

(6,710mm<sup>\*</sup> (E L. 42, 228mm) ) を計測範囲とする。(図3「燃料プール水位・温度 (S A) の設置図」参照)

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

## (2) 温度計測について

燃料プール温度は, 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており, 燃料プール温度の検出信号は, 熱電対からの起電力を, 演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後, 燃料プール温度を中央制御室に指示し, 緊急時対策所にて記録する。(図2「燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (2)」参照)

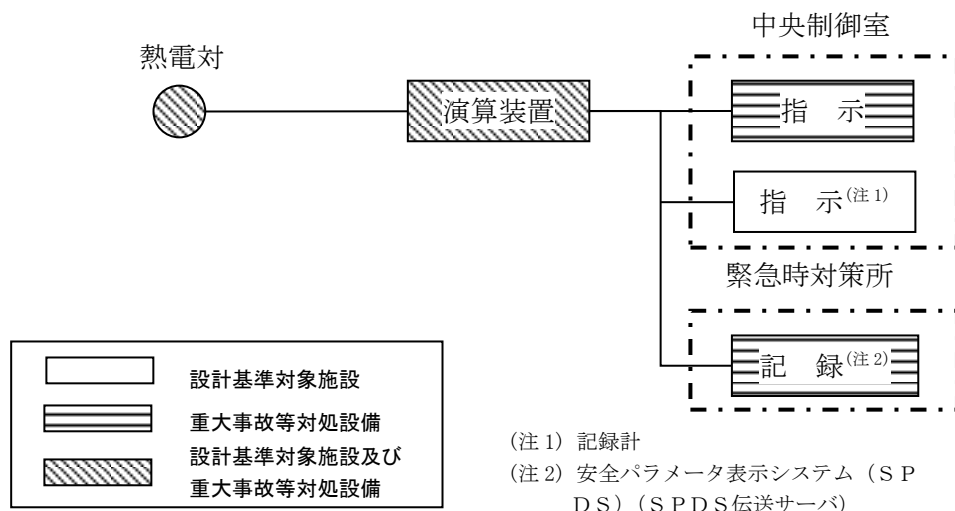


図2 燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (2)

(設備仕様)

計測範囲：0～150℃

個数：1個（検出点7箇所）

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

なお、第五十四条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し、水位が低下する事故）であり、水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：残留熱除去系配管が破断した場合の水位（6,632mm<sup>\*</sup>（E L. 42, 150mm）））においても温度計測できる設置位置とする。また、第五十四条第2項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。（図3「燃料プール水位・温度（SA）の設置図」参照）

※ 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

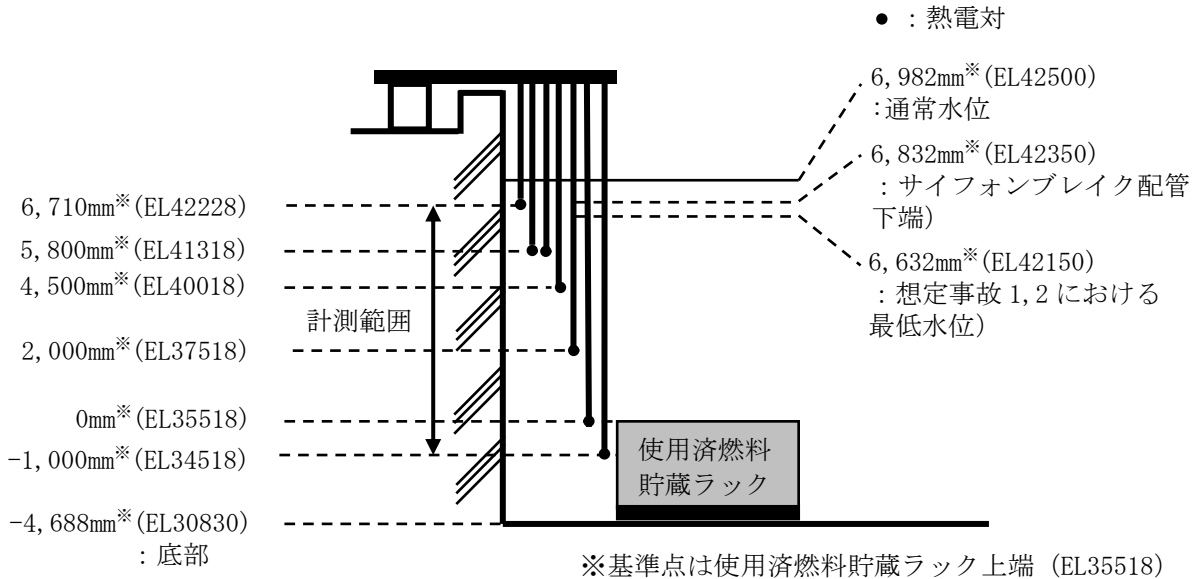


図3 燃料プール水位・温度（SA）の設置図

## 2.2 燃料プール水位（SA）

燃料プール水位（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール水位（SA）の検出信号は、ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料プール水位（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図4「燃料プール水位（SA）の概略構成図」参照）

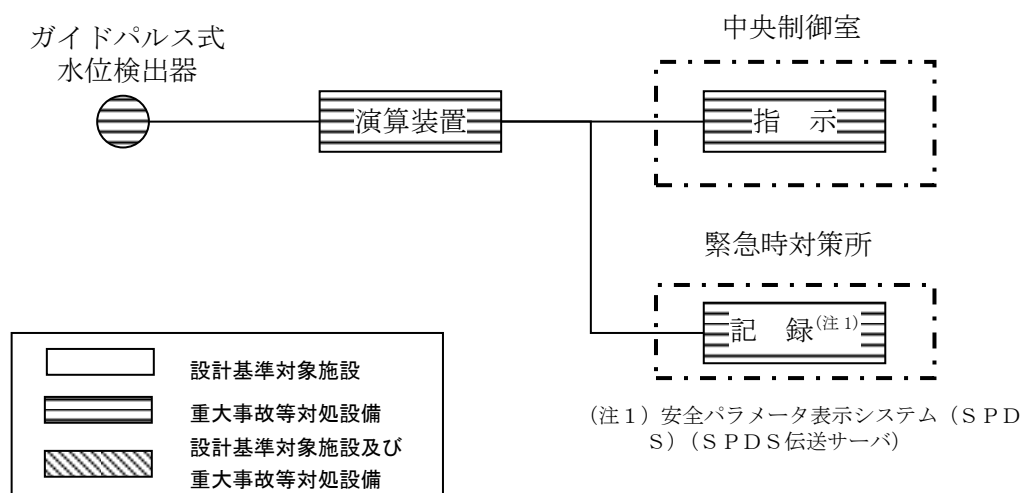


図4 燃料プール水位（SA）の概略構成図

（設備仕様）

計測範囲：-4.30～7.30m<sup>\*</sup>（E L. 31, 218～42, 818mm）

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

燃料プール水位（S A）の計測範囲は、燃料プール内における冷却水の低下傾向を監視できるように、 $-4.30\sim 7.30\text{m}$ （基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）を連続的に計測可能としている。

燃料プール水位（S A）は、断続的に発信したパルスを探測に伝播し、水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を測定することで、水位を連続的に計測する。

なお、燃料プール水位（S A）は、第五十四条第1項で要求される想定事故（第37条解釈3-1（a）想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故2（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第2項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック下端近傍（ $-4.30\text{m}^*$ （E L. 31, 218mm））から燃料プール上端近傍（ $7.30\text{m}^*$ （E L. 42, 818mm））を計測範囲とする。（図5「燃料プール水位（S A）の設置図」参照）

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

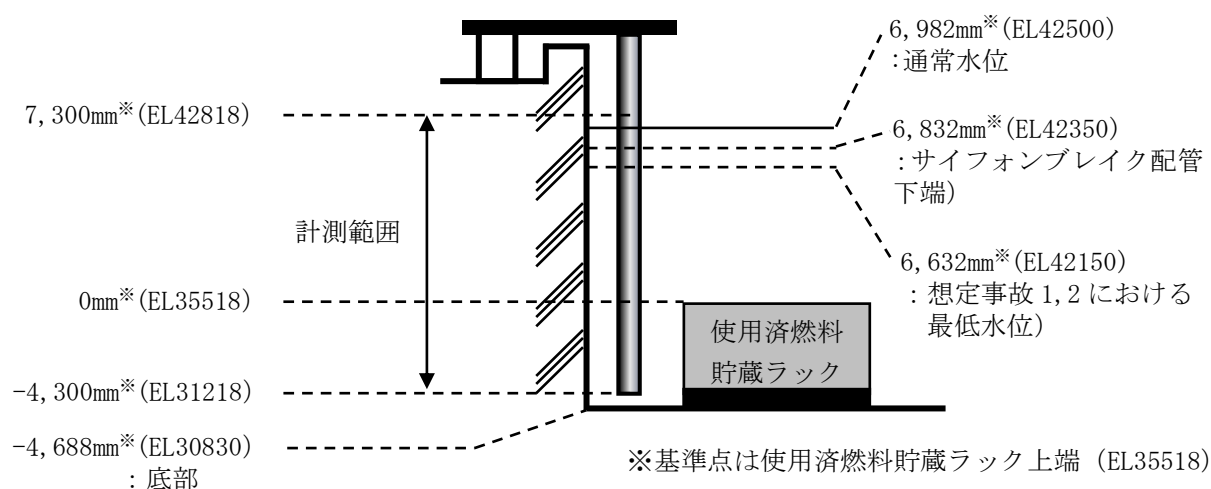


図5 燃料プール水位（S A）の設置図

### 2.3 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図6「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の概略構成図」参照）

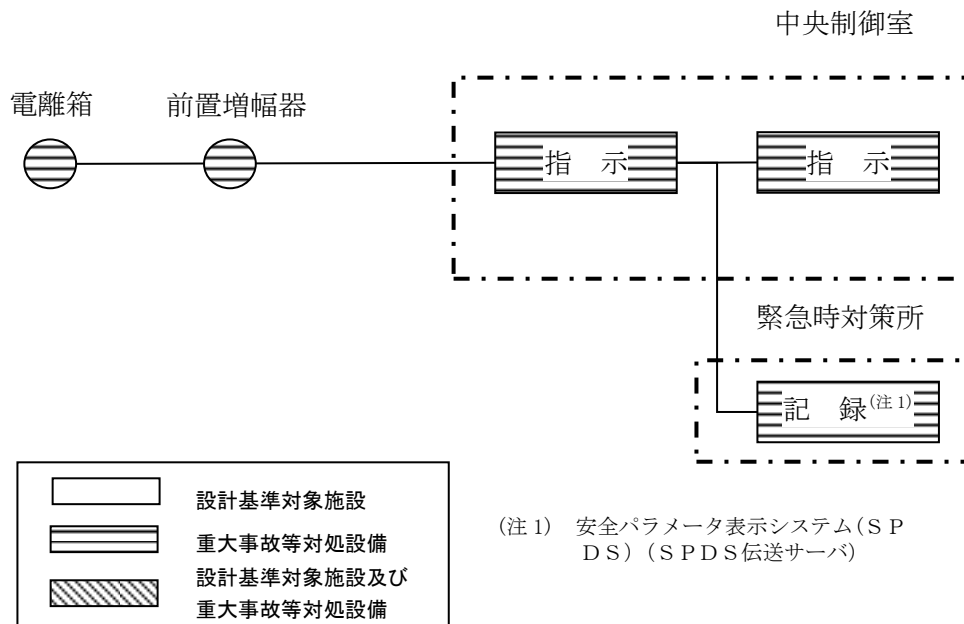


図6 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の概略構成図

(設備仕様)

(高レンジ)

計測範囲： $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

(低レンジ)

計測範囲： $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

個数：1個

設置場所：原子炉建物原子炉棟4階

放射線管理用計測装置の計測範囲は、作業従事者に対する放射線防護の観点より、原子炉建物原子炉棟4階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建物原子炉棟4階における線量率区分は、短時間定期的に立ち入りを要する区域（C区分 $\leq 0.06\text{mSv/h}$ ）となりこれらを考慮した計測範囲とする。

計測範囲の下限值は上記区域のC区分の上限線量当量率を計測できる範囲（ $10^{-3}\text{mSv/h} \leq$ 計測範囲）とする。計測範囲の上限値は、燃料プール区域のC区分（C区分 $\leq 0.06\text{mSv/h}$ ）が計測可能な測定範囲であること、かつ、重大事故等時に燃料プール水位の異常な低下が発生し、使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（ $\sim 10^8\text{mSv/h}$ ）とする。

（図7「水位と放射線線量率の関係」参照）

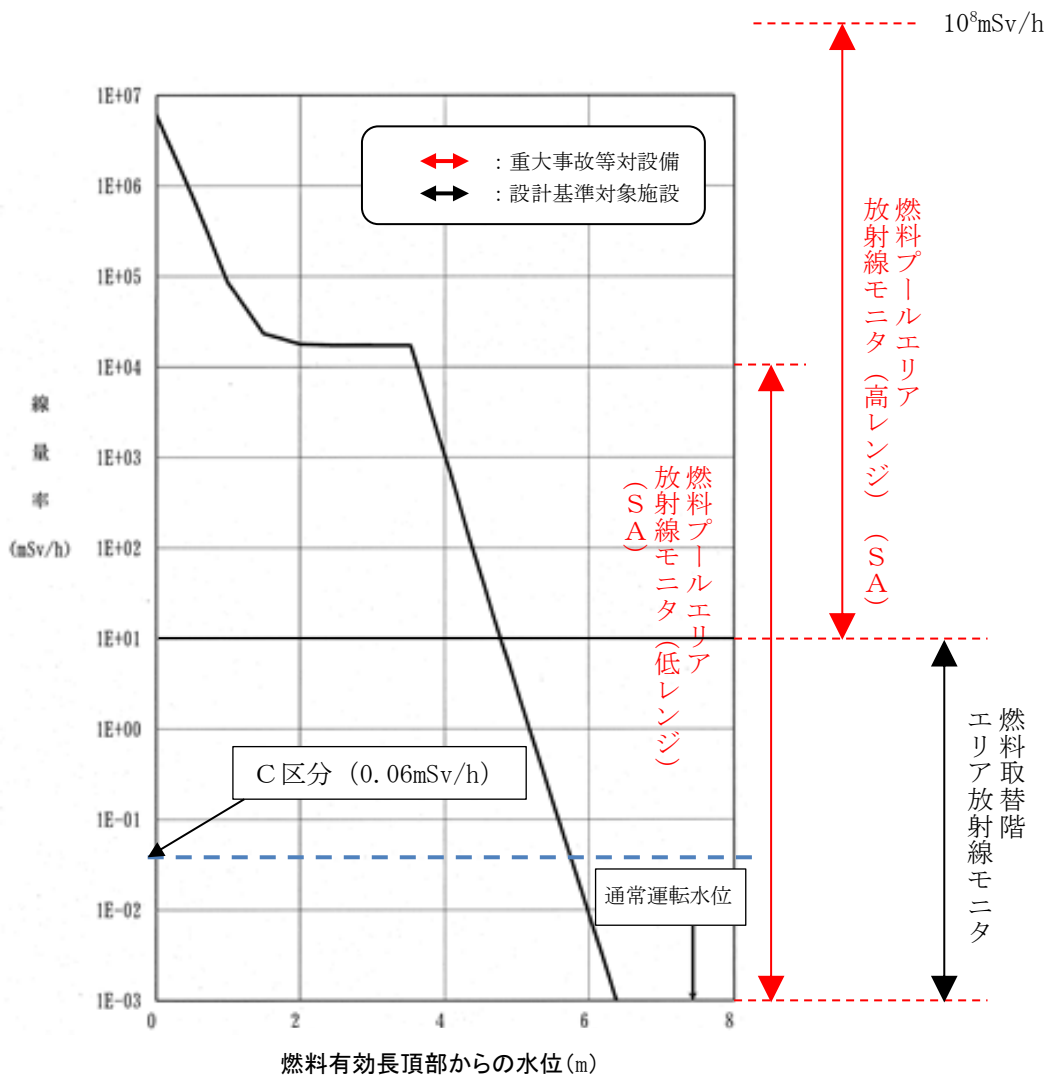


図7 水位と放射線線量率の関係

## 2.4 燃料プール監視カメラ（SA）

### (1) 燃料プール監視カメラ（SA）

燃料プール監視カメラ（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。燃料プールの監視カメラの映像は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

(図8「燃料プール監視カメラ（SA）の概略構成図」参照)

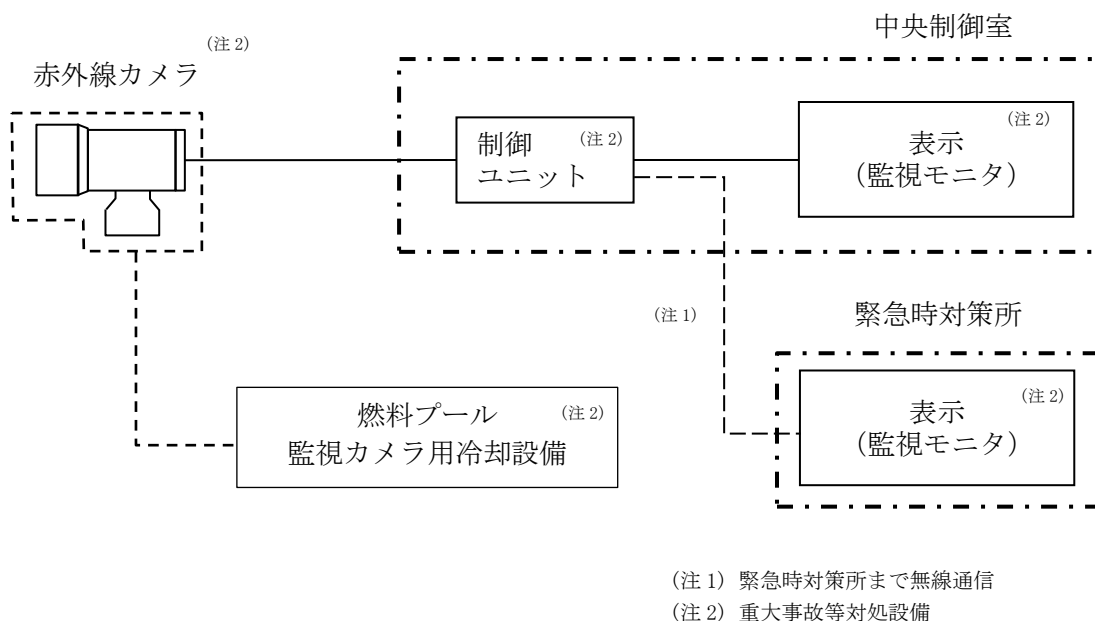


図8 燃料プール監視カメラ（SA）の概略構成図

(設備仕様)

個 数：1個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟4階

燃料プール監視カメラ（SA）監視範囲（図9「燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図」参照）



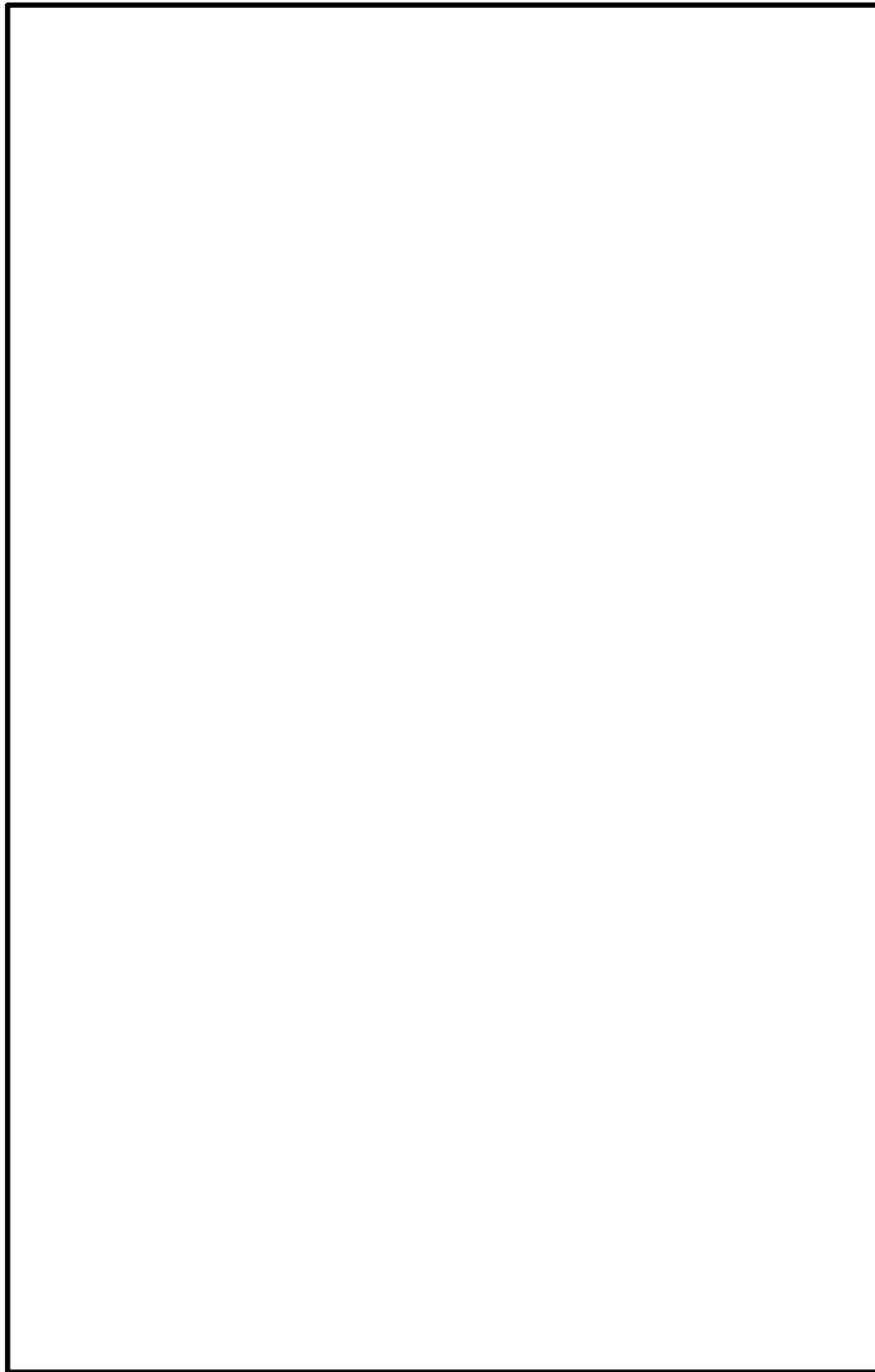


図9 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図

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。

(2) 燃料プール監視カメラ用冷却設備

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサ及び冷却器等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上用の空気を供給する。

（図 10「燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図」参照）

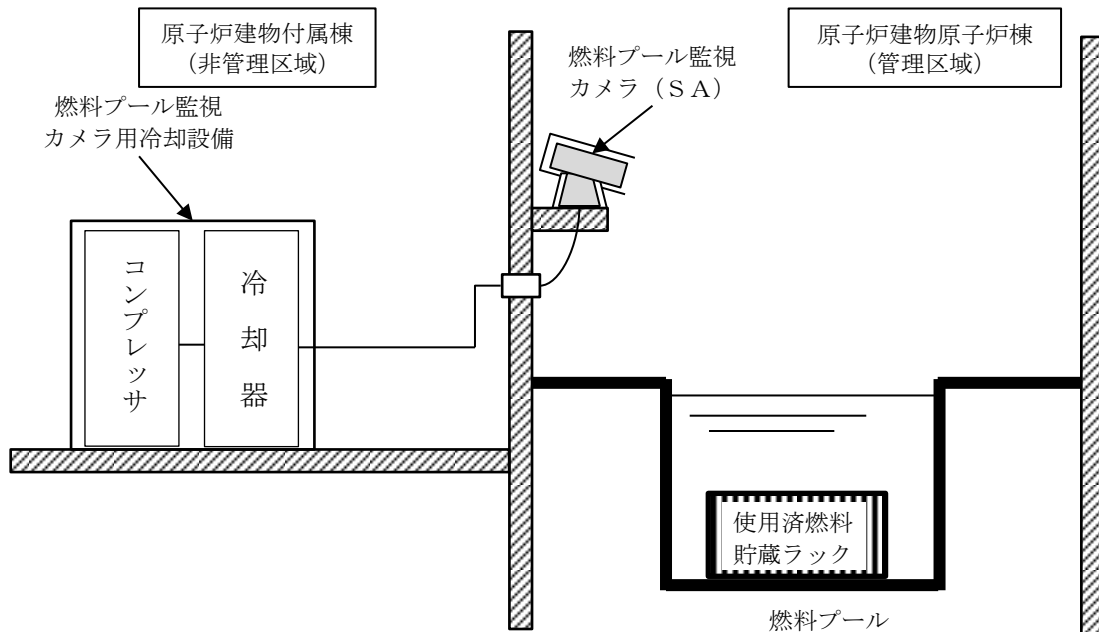


図 10 燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図

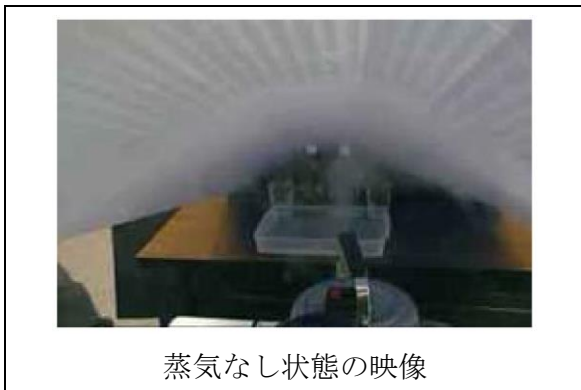
(3) 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（S A）の監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから、赤外線カメラにおいては、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

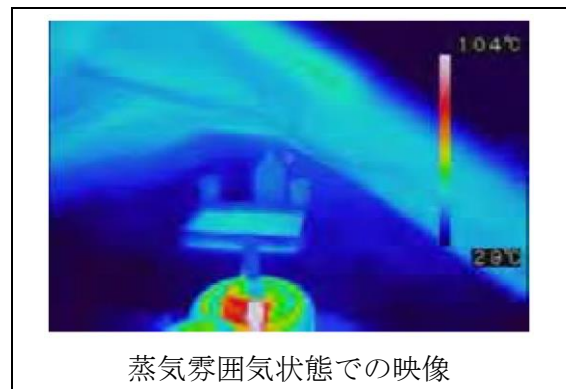
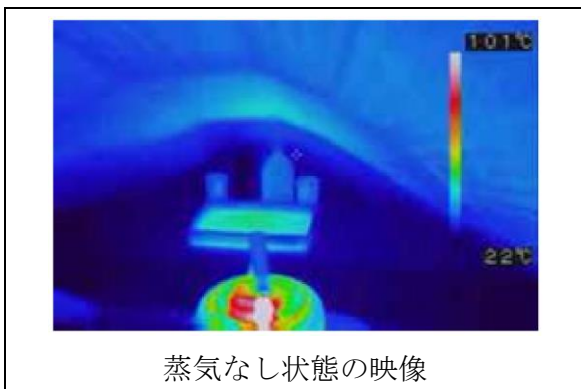
また、燃料プール監視カメラ（S A）は耐環境性向上のため燃料プール監視カメラ用冷却設備で冷却を行うが、燃料プール監視カメラ（S A）が設置されている原子炉建物原子炉棟 4 階の温度は 100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。

（図 11「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）

① 可視カメラ



② 赤外線カメラ



③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬

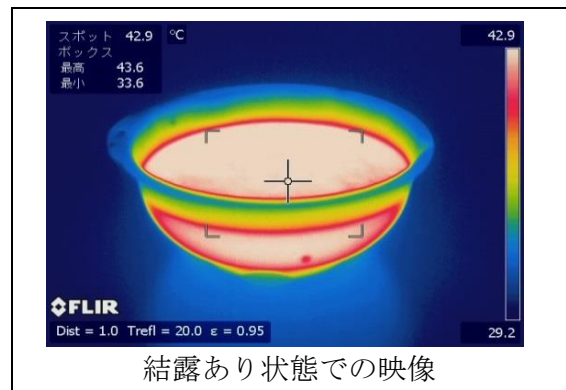
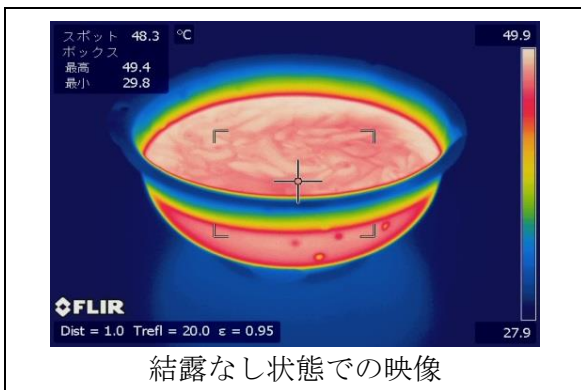


図 11 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、燃料プールの水位及び温度、空間線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、燃料プール監視カメラ（S A）により燃料プールの状態を監視する。

- ・燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、燃料プール底部近傍までの水位低下傾向を把握するため、燃料プール水位（S A）を配備する。
- ・燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については、燃料取替階エリアの空間線量率の上昇や燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）にて空間線量率を計測する。

**【水位監視】**

燃料プールの燃料貯蔵設備に関わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

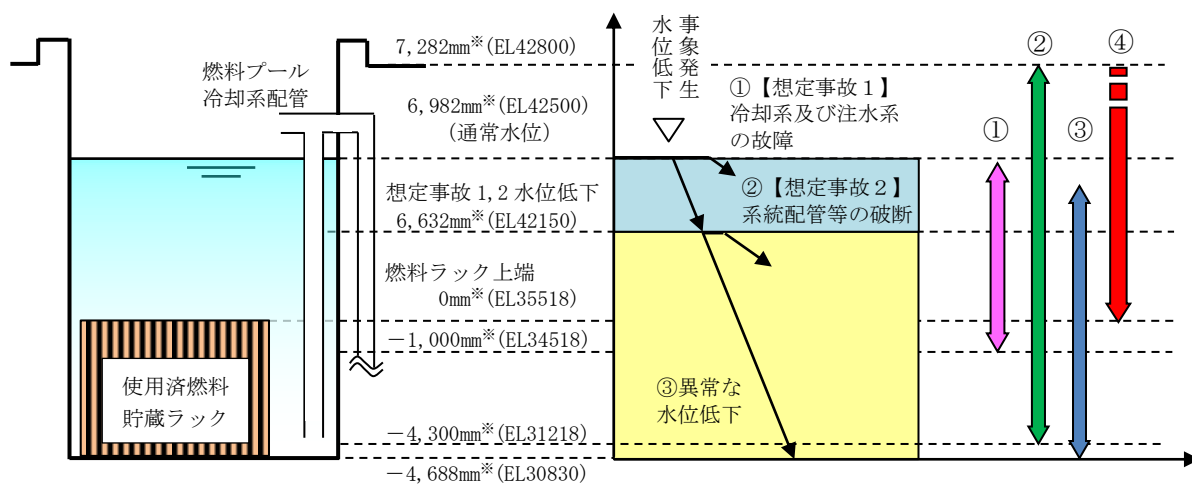
**【温度監視】**

水位監視を主として、燃料プール水位・温度（S A）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では、燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

**【空間線量率監視】**

燃料取替階エリアの空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、図 12「燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。



※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端

■ : 測定範囲A (水位, 水温監視がともに重要な範囲)

■ : 測定範囲B (水位監視が重要な範囲)

- |   |
|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>①燃料プール水位・温度 (S A)</li> <li>②燃料プール水位 (S A)</li> <li>③燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)</li> <li>④燃料プール監視カメラ (S A)</li> </ul> |
|---|

図 12 燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

#### 4. 燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

##### (1) 燃料プール水位

設計基準対象施設（燃料プール水位）と重大事故等対処設備（燃料プール水位・温度（S A）、燃料プール水位（S A））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

##### (2) 燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール温度）と重大事故等対処設備（燃料プール水位・温度（S A））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

##### (3) 燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替階エリア放射線モニタ、燃料取替階放射線モニタ）と重大事故等対処設備（燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器又はヒューズによって電氣的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

これら重大事故等対処設備は、原子炉建物原子炉棟4階に設置しており、重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となるものは除去されており、ケーブルは電線管により布設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また、当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備（検出器）からの信号は、微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず、かつ、信号ケーブルは電線管によって独立して布設する設計としており、設計基準対象施設に悪影響を与え

ない設計となっている。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給しており，設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は，共通要因（火災，地震，溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれない設計とする。

（図 13 「燃料プール監視設備の配置図」参照）

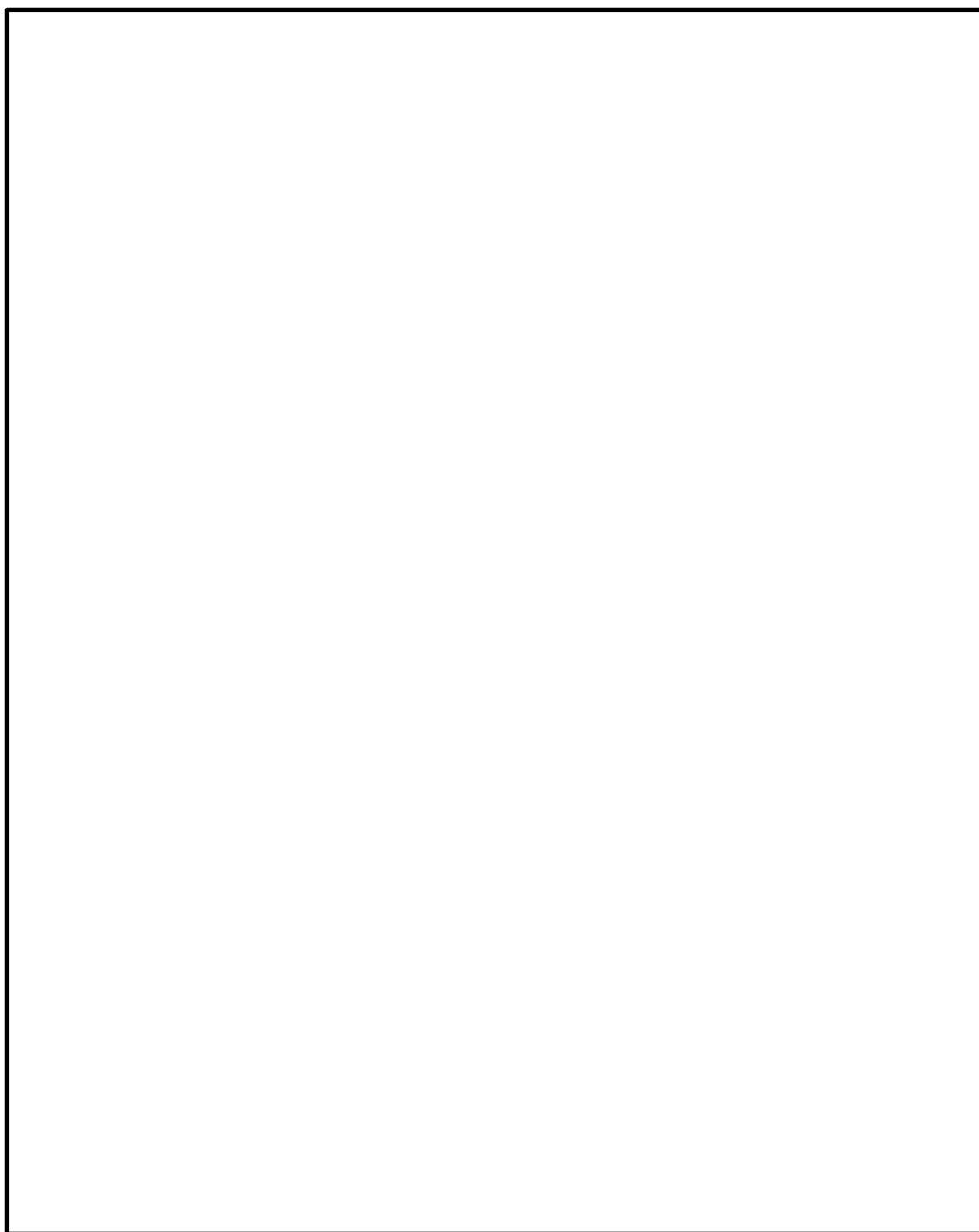


図 13 燃料プール監視設備の配置図

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。

燃料プール水位・温度（S A）について

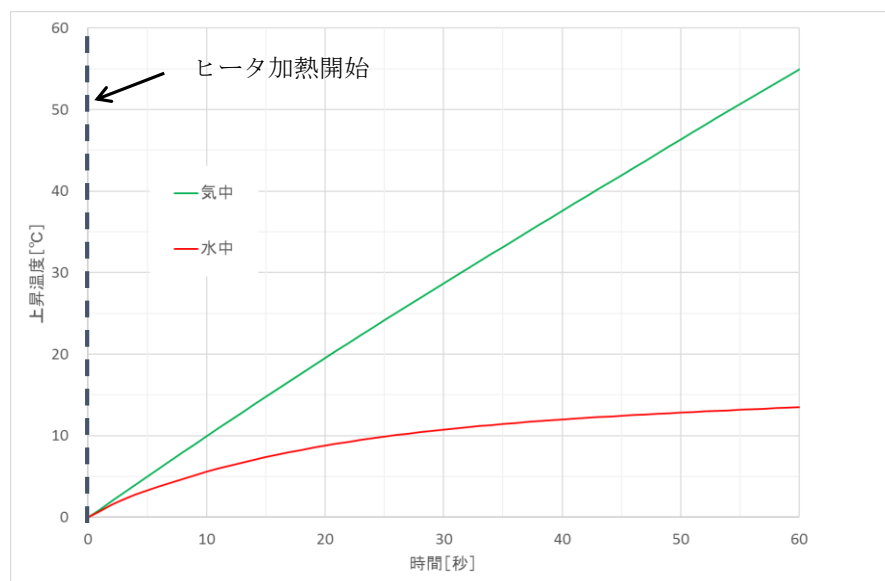
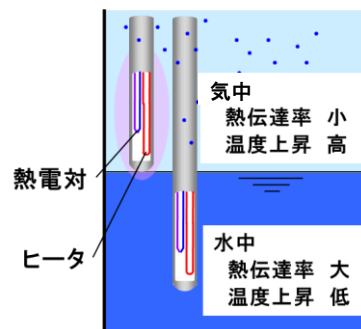
1. 燃料プール水位・温度（S A）の計測性能

(1) 検出原理

燃料プール水位・温度（S A）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間に応じて上昇する。ヒータ付熱電対の検出点が気中と水中にある場合を比較すると、熱伝達率の違いから気中にある場合の方が、温度上昇量が大きくなる。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加熱開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加熱時間は 60 秒としている。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。



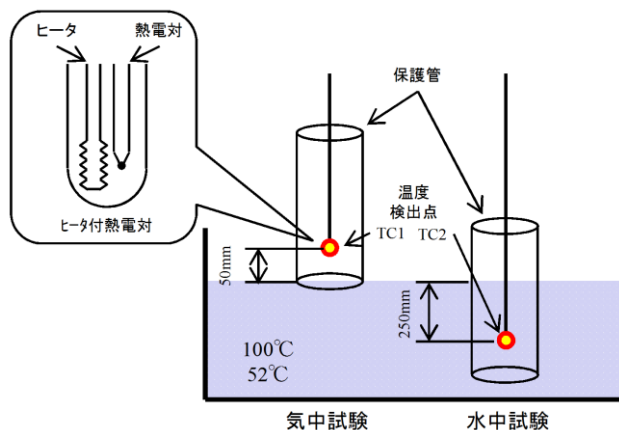
第 1 図 ヒータ付熱電対による水位検出原理



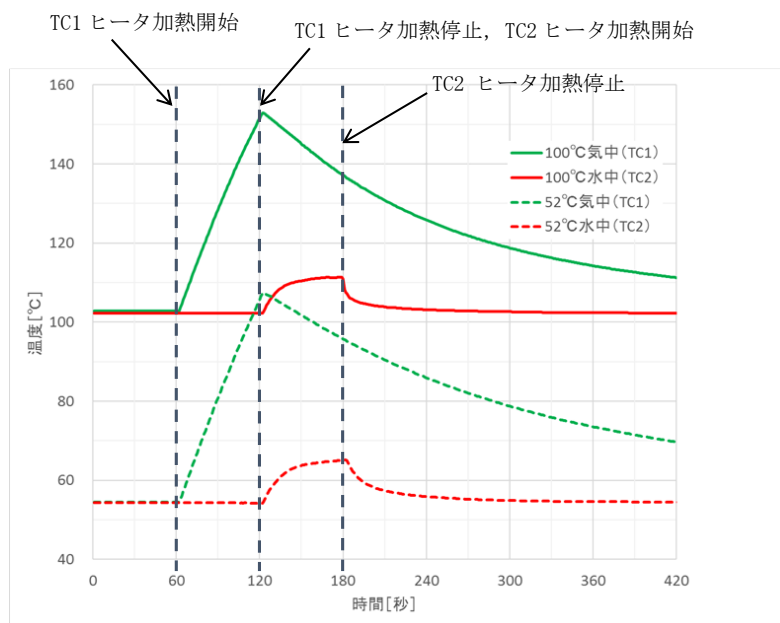
(2) 事故時の計測性能の信頼性について

燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分のセンサが蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱した場合と 52℃まで加熱した場合における試験を実施している。水面から 50 mm上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対 (TC1), 水面から 250 mm下に検出点を持つ水中のヒータ付熱電対 (TC2) の応答性について比較を行った。気中 (TC1), 水中 (TC2) の順で 1 分間隔でヒータ加熱を開始している。水温 100℃, 52℃のどちらの場合でも、60 秒間のヒータ加熱により気中 (TC1) は約 50℃の温度上昇, 水中 (TC2) は約 10℃の温度上昇が確認でき, 水中/気中の判定は可能であると言える。なお, ヒータ加熱による水位判定は 60 秒であり, その後ヒータを OFF とすることで, 水中にあるヒータ付熱電対の指示はヒータ加熱前の水温に約 60 秒で復帰する。(第 2 図「高温状態の試験概要」及び第 3 図「高温状態の試験結果」参照。)



第2図 高温状態の試験概要



第 3 図 高温状態の試験結果

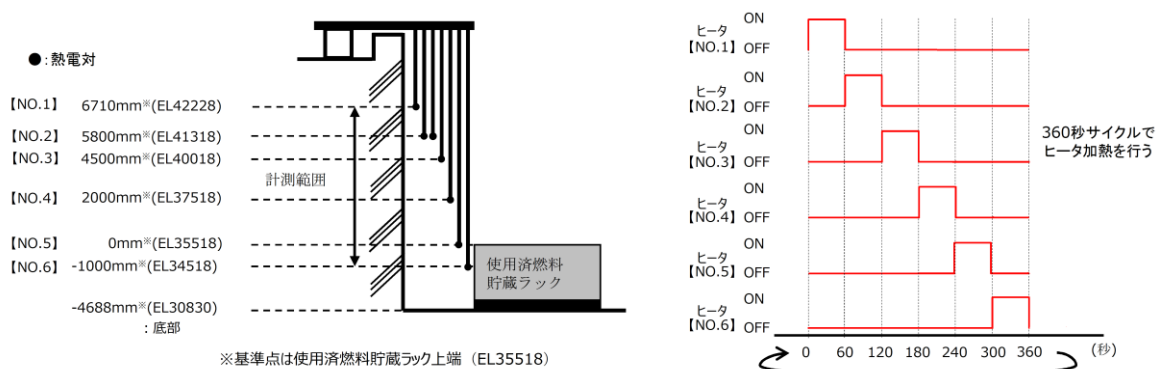
(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

燃料プール水位・温度（S A）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、水中にある7箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、気中と水中の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また、ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気中又は水中にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可とならないように、常時各熱電対に対して、順番に一定時間（60秒間）ヒータ ON/OFF を自動的に繰り返して実施することで、同時に水位及び温度の常時計測が可能となる設計とする（6個のヒータ付熱電対を上方から順に1分ずつヒータに電流を流し、各熱電対について6分に1回加熱させる計画：第4図「燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱ON/OFF サイクル」参照）。



第4図 燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱ON/OFFサイクル

なお、第五十四条第1項で要求される想定事故（第37条解釈3-1(a)想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故2（サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故））における水位の低下速度は第1表のとおりと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないとする。

第1表 想定事故時における燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	6分間での水位低下
想定事故1	約 0.08m/h	約 8 mm
想定事故2	約 0.08m/h	約 8 mm

※水位低下速度及び6分間での水位低下は燃料有効長頂部冠水部以上の水位での値を示す。

## 2. 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点について

### (1) 目的

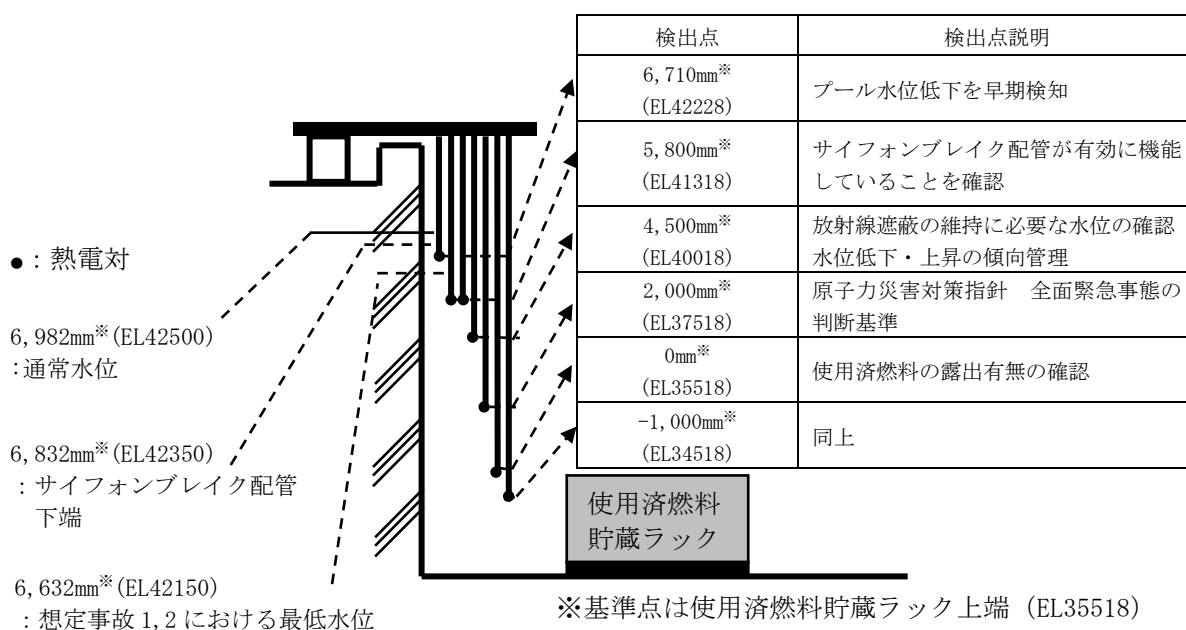
燃料プールの水位低下が発生した場合に、燃料プール水位・温度（S A）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。

燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

- ・燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク配管が有効に機能していることを把握すること
- ・燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること

### (2) 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点について

燃料プール水位・温度（S A）の各水位設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、下図（第5図「燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点」）のとおり設定する。



第5図 燃料プール水位・温度（S A）の水位設定点

燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における燃料プール監視計器の耐環境性について

燃料プールで重大事故等が発生した場合に、計器周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）の健全性を評価する。

第1表 燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

	仕様		環境条件 [想定変動範囲]	評価	補足	総合 評価	
水位 温度	燃料プール 水位・温度（SA）	温度	100℃	～100℃	○	燃料プール水位・温度（SA） は、耐環境性試験にて評価中 であり、環境条件を満足する 設計とする。	○
		湿度	防水	～100%	○		
		放射線	280Gy	～280Gy	○		
水位	燃料プール水位 （SA）	温度	105℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	
		放射線	～1×10 <sup>4</sup> Gy/h 10 <sup>6</sup> Gy	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	
空間 線量	燃料プールエリ ア放射線モニタ （高レンジ・低レ ンジ）（SA）	温度	171℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	○
		湿度	防水	～100%	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。	
		放射線	～1×10 <sup>4</sup> Gy/h 10 <sup>6</sup> Gy	～280Gy	○	重大事故等時に想定される空 間線量率を把握できる。	
状態 監視	燃料プール監視 カメラ（SA）	温度	≤50℃	～100℃	△	雰囲気温度 100℃の環境での 使用も想定し、空気による冷 却等により、耐環境性向上を 図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流 水に対する保護）	～100%	○	防水機能を有しており、問題 ない。	
		放射線	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確 認済み。 なお、重大事故等の環境条件 を考慮し、空冷カバー等の遮 蔽効果により、耐環境性向上 を図る。	

第1表より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題ない。なお、燃料プール監視カメラ（SA）は耐環境試験の温度条件にて、機能健全性が確認維持されなかったことから、燃料プール監視カメラ用冷却設備を設置し、耐環境性の向上を図る。

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。

54-12 燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について

## 島根2号炉燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について

### 1. 配管強度への影響について

サイフォンブレイク配管及びサイフォンブレイク配管が取り付けられている燃料プール冷却系戻り配管は基準地震動 $S_s$ に対し十分な耐震性を有している。

### 2. 人的要因による機能阻害について

サイフォンブレイク配管は、操作や作動機構を有さない構造であることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフォンブレイク配管の開放端まで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。

### 3. 異物による閉塞について

燃料プールは燃料プール冷却系の「スキマ・サージ・タンク」及び「ろ過脱塩装置」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフォンブレイク配管  の閉塞を防止することが可能である。

- ・プール水面上の空気中からの混入物
- ・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

#### (1) スキマ・サージ・タンクによる異物除去について

スキマ・サージ・タンクには、約800mm×1170mmの異物混入防止用金網が設置されており、燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

#### (2) ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は、イオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩装置のエレメントは目開き約25 $\mu$ m程度であり、サイフォンブレイク配管  を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

#### (3) 燃料プールの巡視について

燃料プールは、運転員により、1回/1日の巡視をすることとなっており、サイフォンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより、異物による閉塞を防止することが可能である。

地震発生時に原子炉建物基礎マット上で10gal以上の揺れが確認された場合に運転員がパトロールを実施することとしており、それにより燃料プール内に養生シート（黄色及び緑色）が落下している場合、発見することができる。また、中央制御室において燃料プール水位に関する警報が発せられた場合、原子炉建物原子炉棟4階に設置しているカメラを使用することで、中央

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。

制御室から燃料プール及びサイフォンブレイク配管開放端付近の状況を確認することができる。（図1参照）

燃料プール内に落下した養生シートは、速やかに除去が行えるよう原子炉建物原子炉棟4階に除去用の治具を配備する。

（配備する治具）

①タモ、ケーブルフィッシャー

燃料プール上の養生シート片の除去

②ボートフック

サイフォンブレイク配管開放端に張り付いた養生シート片の除去

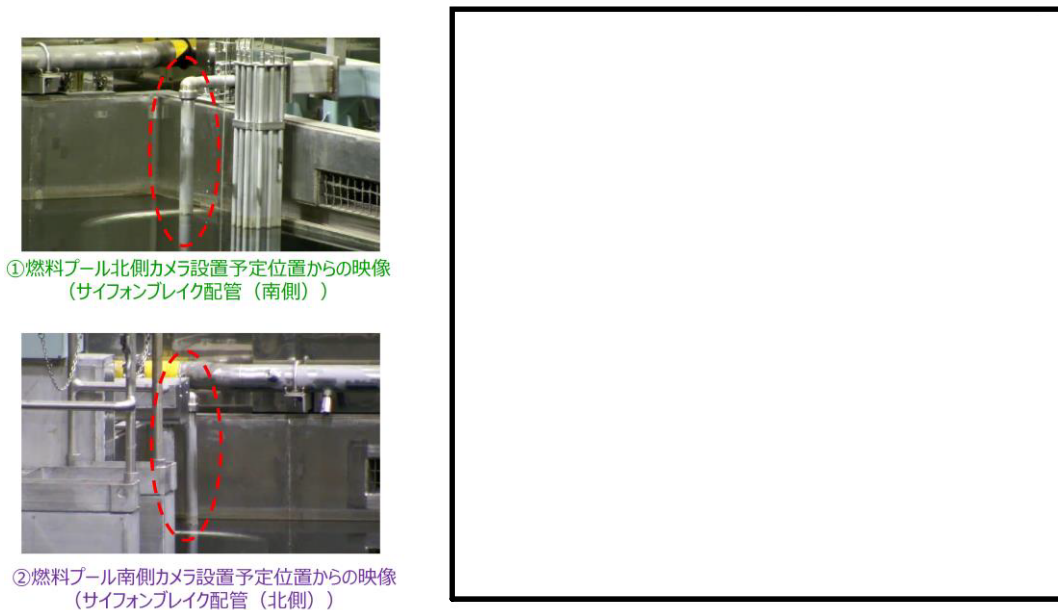


図1 サイフォンブレイク配管設置位置図

(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管は開放端を鉛直下向きになるよう設置しているため、仮に燃料プール内に異物混入があっても異物が開放端に付着し留まることはない。

(5) サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。

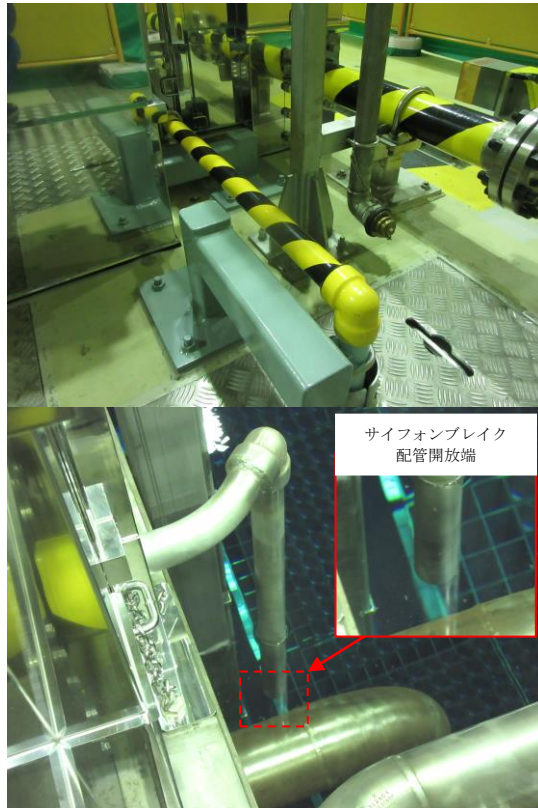


図2 サイフォンブレイク配管の設置状況



54-13 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

## 島根 2 号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根 2 号炉の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。

燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30（ウラン燃料の場合）、1.23（MOX燃料の場合）を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を表 1 に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を図 1 に示す。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）が作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上述の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、島根 2 号炉の燃料プールにおいて水密度を  $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$  と変化させて実効増倍率を評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。解析結果を図 2 及び図 3 に示す。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子炉規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

表1 未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様	
		ウラン燃料	MOX燃料
燃料仕様	燃料種類	9×9燃料 (A型)	MOX燃料
	濃縮度	<sup>235</sup> U濃縮度 □ wt% <sup>※1</sup>	核分裂性Pu富化度 □ wt% <sup>※2</sup> <sup>235</sup> U濃縮度 □ wt%
	ペレット密度	理論密度の97%	理論密度の95%
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm
	使用済燃料 貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式
ラックピッチ		□ mm	
材料		ボロン添加ステンレス鋼	
ボロン濃度		□ wt% <sup>※3</sup>	
板厚		□ mm	
内のり		□ mm	

※1 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty}=1.30$  未燃焼組成, Gdなし)

※2 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty}=1.23$  未燃焼組成, Gdなし)

※3 ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値とする。

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。

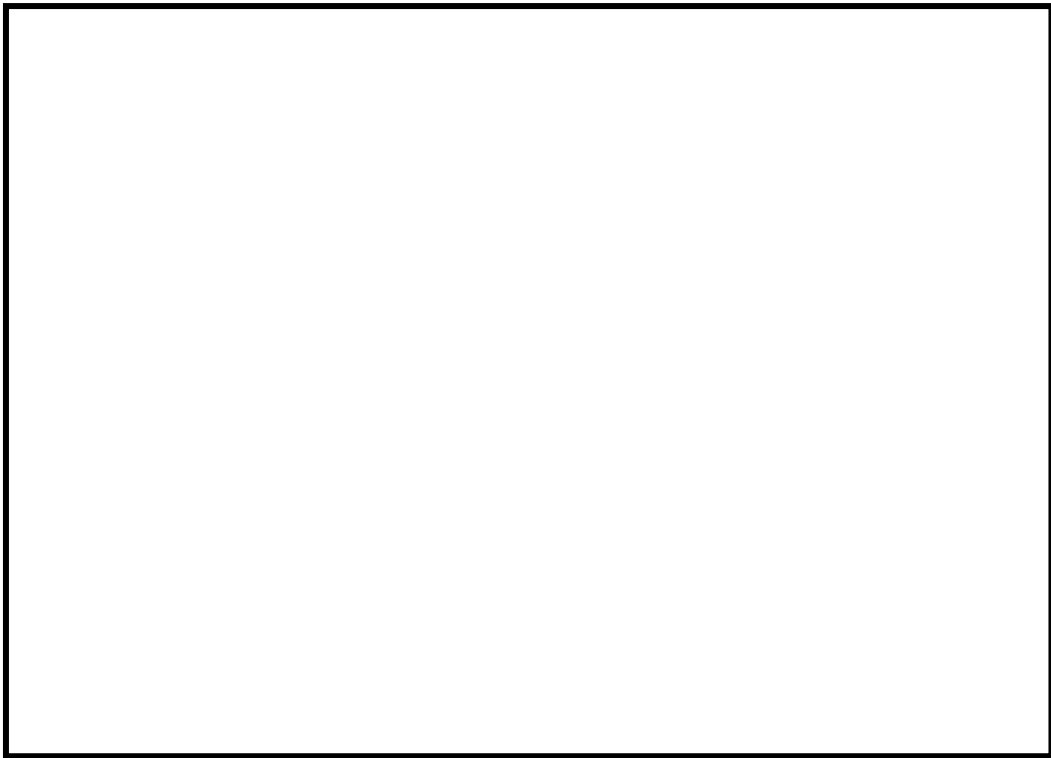


図1 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系

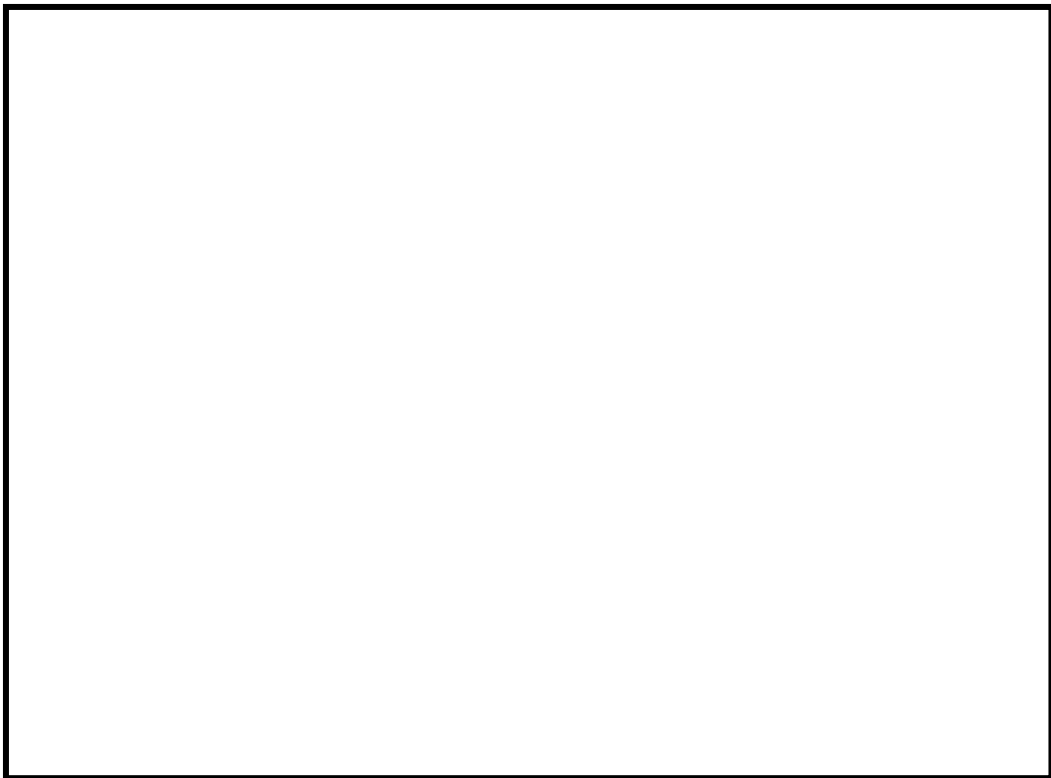


図2 実効増倍率の水密度依存性（ウラン燃料）

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。

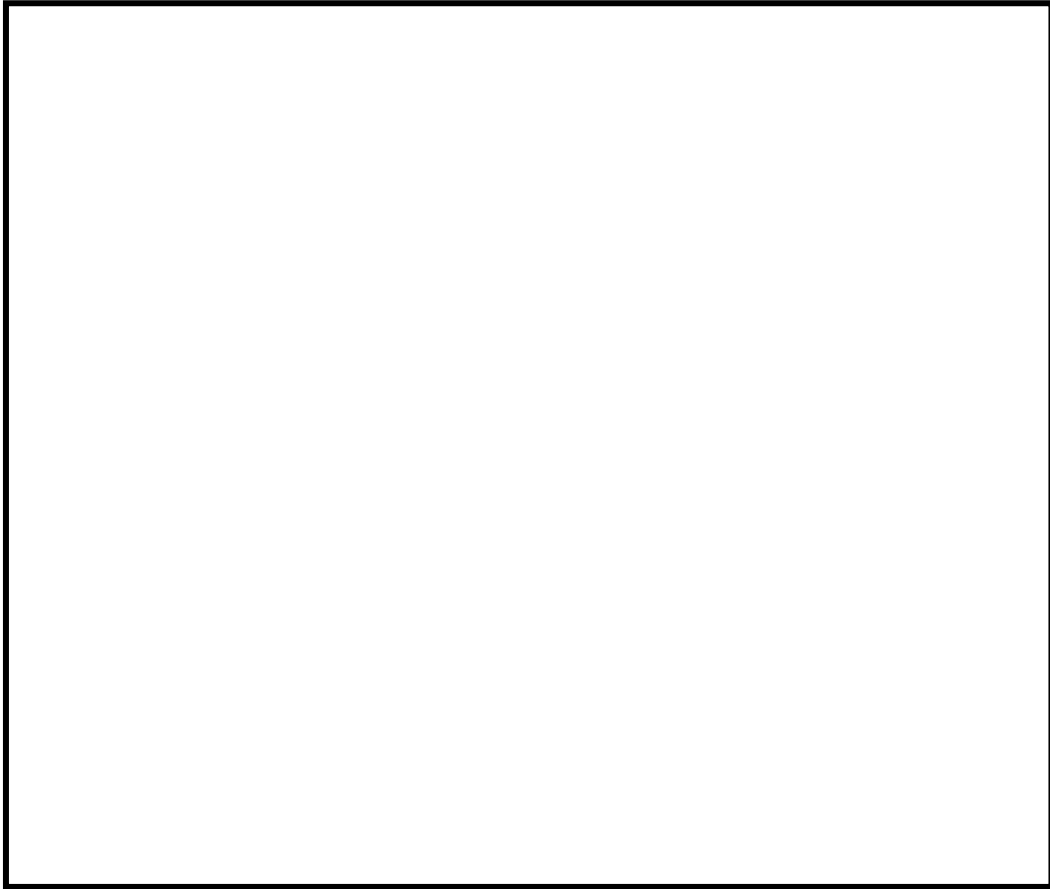


図3 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)

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。

54-14 燃料プール冷却系の位置づけについて

## 島根 2 号炉燃料プール冷却系の位置づけについて

取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合、発電用原子炉側の対応だけでなく燃料プールの冷却も必要となる。

燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり、燃料プール冷却系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。

- ・注水機能：燃料プールスプレイ系
- ・漏えい停止機能：サイフォンブレイク配管，運転員による隔離操作
- ・除熱機能：燃料プール冷却系※

※重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず、燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

〈参考〉

1. 有効性評価及び43条1-1での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却系

有効性評価及び43条1-1で想定する重大事故等では、各重大事故等対処設備及び対応により事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており、表1に示すように「想定事故1及び想定事故2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却系等を用いた燃料プールの除熱機能に、「想定事故1及び想定事故2」では燃料プールスプレイ系等を用いた燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

燃料プールは図1に示すように原子炉建物原子炉棟内に配置されており、原子炉建物原子炉棟内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし、上記のように「想定事故1及び想定事故2」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却系による燃料プールの冷却が維持されるため（原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失除く）、原子炉建物原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

なお、取水機能、交流動力電源喪失時において原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備を使用する際、燃料プール冷却系についても負荷として考慮しており、発電用原子炉側の事故対応と並行して燃料プールの冷却を行うことが可能である。

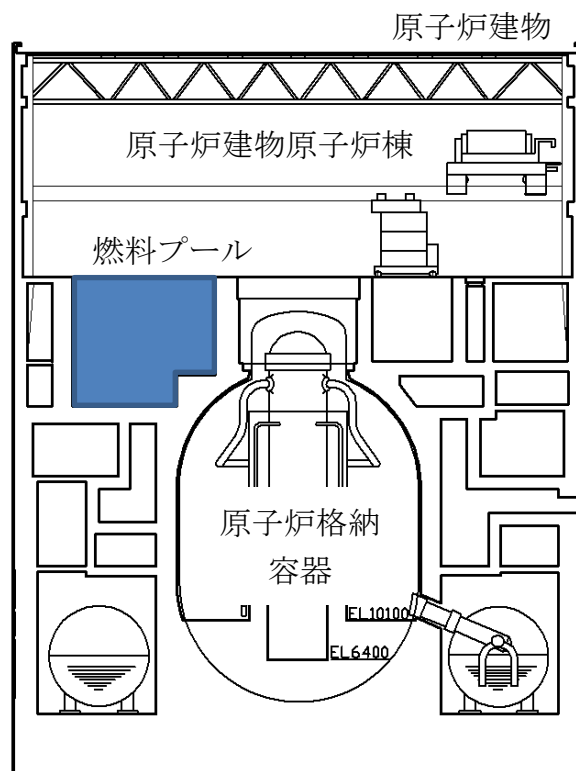


図1 原子炉建物内の燃料プールの位置



表1 各事故シーケンスグループと燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンス	燃料プール冷却に関する重大事故等 対処設備	燃料プールの 除熱機能の有 無
1	高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	※1	有
2	高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	※1	有
3	全交流動力電源喪失 (長期 TB)	※2	有
4	全交流動力電源喪失 (TBU)	※2	有
5	全交流動力電源喪失 (TBD)	※2	有
6	全交流動力電源喪失 (TBP)	※2	有
7	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	※2	有
8	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障)	※1	有
9	原子炉停止機能喪失 (TC)	※1	有
10	LOCA 時注水機能喪失 (中破断 LOCA)	※1	有
11	格納容器バイパス (ISLOCA)	※1	有
12	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容 器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を 使用する場合)	※2	有
13	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容 器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を 使用しない場合)	※2	有
14	水素燃焼	※2	有
15	格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	※3	有
16	溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	※3	有
17	格納容器直接接触	—	—
18	溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	※3	有
19	想定事故 1	機能喪失を想定	無※4
20	想定事故 2	機能喪失を想定	無※4
21	停止中の原子炉 崩壊熱除去機能喪失	※1	有
22	停止中の原子炉 全交流電源喪失	※2	有
23	停止中の原子炉 冷却材喪失	※1	有
24	停止中の原子炉 反応度の誤投入	※1	有

※1 燃料プール冷却後 (原子炉補機冷却系, 外部電源又は非常用 D/G)

※2 燃料プール冷却後, 原子炉補機代替冷却系, 常設代替交流電源設備

※3 燃料プール冷却後, 原子炉補機代替冷却系, 非常用 D/G

※4 燃料プールへの注水機能である燃料プールのスプレイ系を用いる

## 2. 燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中の重大事故等時における燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。表2に示すとおり、事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失、取水機能喪失により一時的に燃料プールの冷却機能が喪失するが、燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は原子炉補機代替冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く、原子炉建物原子炉棟内の環境が悪化する前に燃料プールの冷却開始が可能である。

原子炉停止中について、原子炉から燃料の取出し前の燃料プール内の燃料の崩壊熱は、原子炉運転中の崩壊熱より小さくなるため、崩壊熱、冷却機能喪失時の水温の変化とともに原子炉運転中の値に包絡される。原子炉から燃料の取出し中又は取出し後は想定事故1、2に包絡される。また、起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる。

なお、取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて燃料プール内の温度が上昇する事象後半<sup>\*</sup>に使用する原子炉建物原子炉棟内の設備の一例として、残留熱除去ポンプの環境温度を表3に示す。

※原子炉運転中の燃料プールの想定で水温が100℃に到達する時間約58時間以降

表2 燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用 原子炉 の状態	燃料プール内の燃料の崩壊熱		燃料プールの状態	燃料プール水温が65℃ ※ <sup>1</sup> に到達する時間	燃料プール水温が66℃ ※ <sup>2</sup> に到達する時間	燃料プール水温が100℃に到達する時間
	[MWt]	想定				
原子炉 運転中	約2.2	・直前の定期検査で取り出された燃料（停止50日後） ・1炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温38℃ <sup>※3</sup>	約24時間	約25時間	約58時間

※1 保安規定の運転上の制限

※2 重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度

※3 運転中の燃料プール水温実績（19℃～36.8℃）より38℃を設定（設備故障等による一時的な温度上昇を除く）

表3 残留熱除去ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

「想定事故1及び想定事故2」においては、燃料プール冷却系の機能喪失に伴い、燃料プール水温が想定事故1では事象発生約7.9時間後、想定事故2では事象発生約7.6時間後100℃に到達し原子炉建物原子炉棟内の環境は悪化する。ただし、現場環境の悪化は常設スプレイヘッドを用いた燃料プールのスプレイ系(可搬型)の注水機能、燃料プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また、可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールのスプレイ系(可搬型)においても、現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。

以上より重大事故等の「想定事故1及び想定事故2」について現場環境は悪化するものの、必要な機能は維持され、それ以外の各事故シーケンスグループに対して燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」、「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり、原子炉建物原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

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。

54-15 送水ヘッドについて

## 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。（54-6 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。

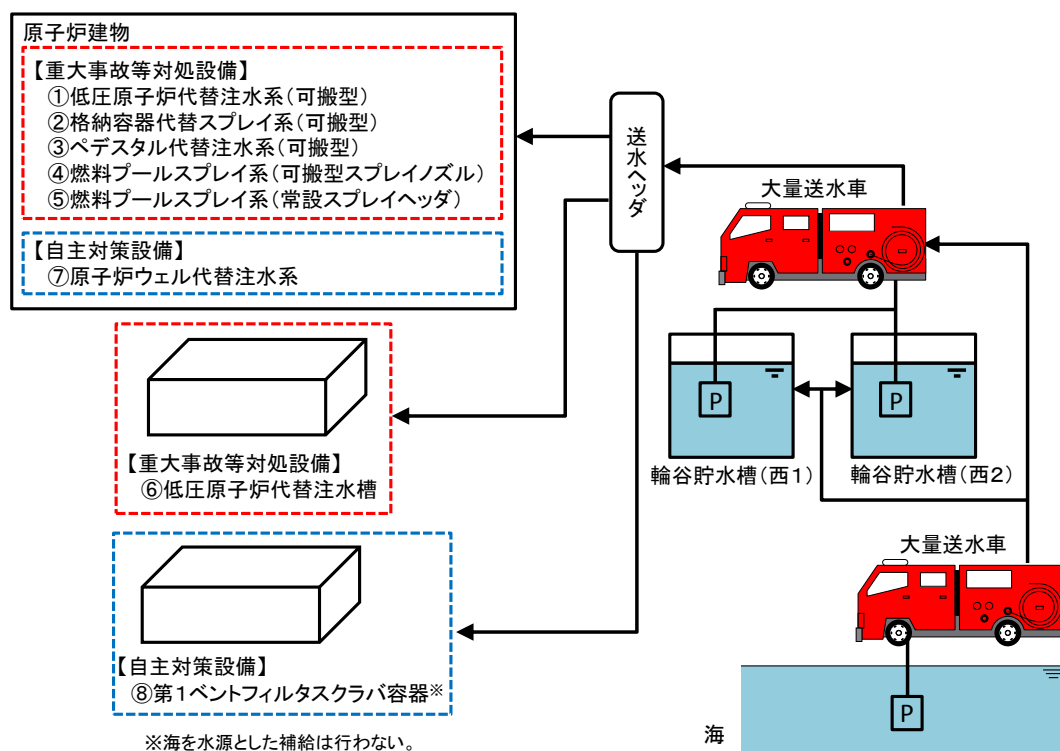


図1 全体系統概要図

## 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 <sup>*1, 2</sup>							
	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 <sup>*3</sup>	—	—	—	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。

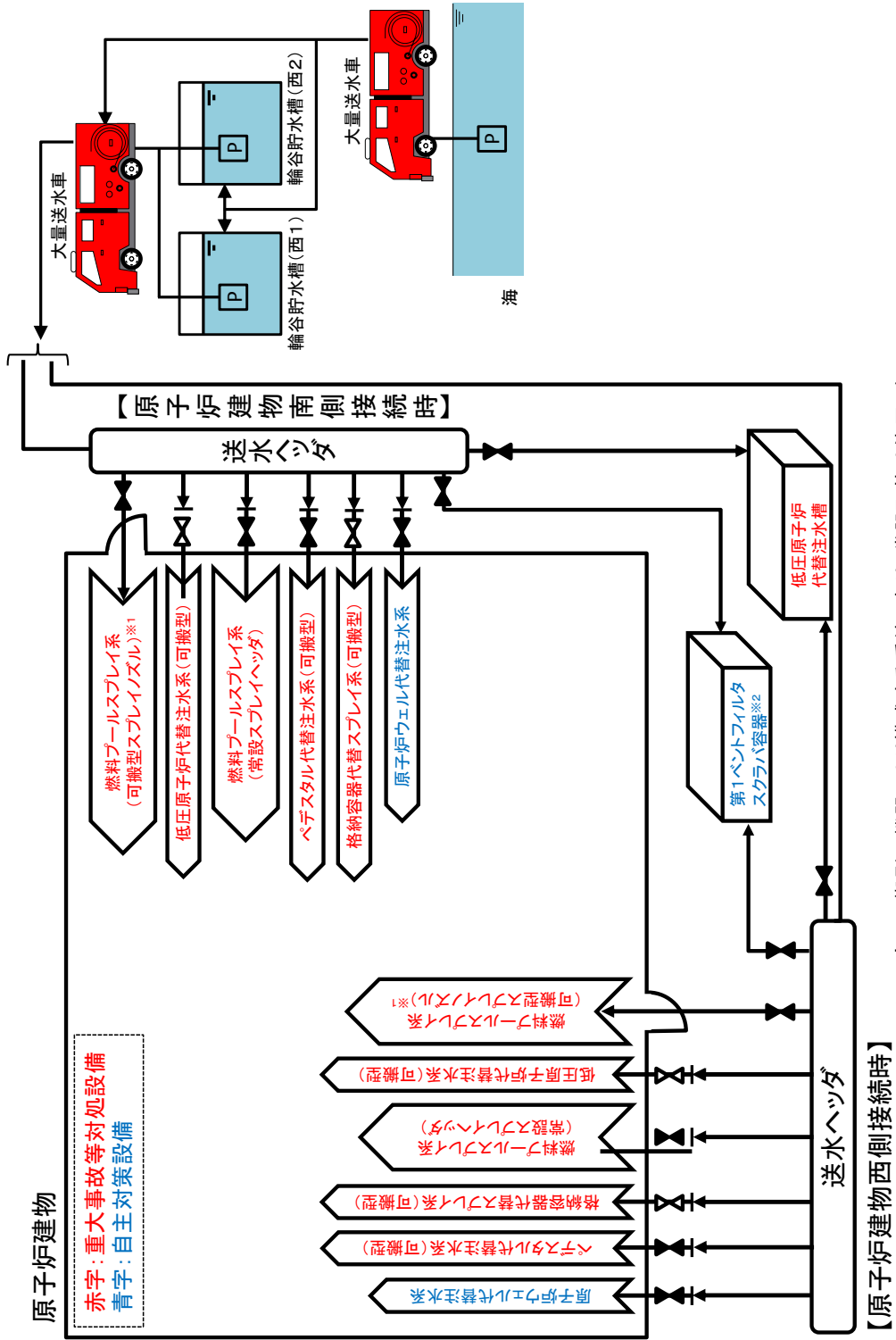
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※ <sup>1</sup>	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	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 流量調整弁	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	—※ <sup>2</sup>
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※ <sup>3</sup>
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	F C V S 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。



※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 操作性及び切り替えの容易性

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り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。