

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060(補)改 44
提出年月日	令和 2 年 5 月 14 日

# 島根原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対処設備について

### 補足説明資料

令和 2 年 5 月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※：本改訂（改 44）による変更箇所等の頁番号に r19 を付しています。  
(r1 ～ r18 は以前の改訂による変更を示します。)

## 目次

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

下線は、今回の提出資料を示す。

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				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	
		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	
		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	
		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			50-3 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		
	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			

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	その他建物内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	原子炉棟内		B
				荷重	(有効に機能を発揮する)		—
				海水	(海水を通水しない)		対象外
				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・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				

50-2 単線結線図



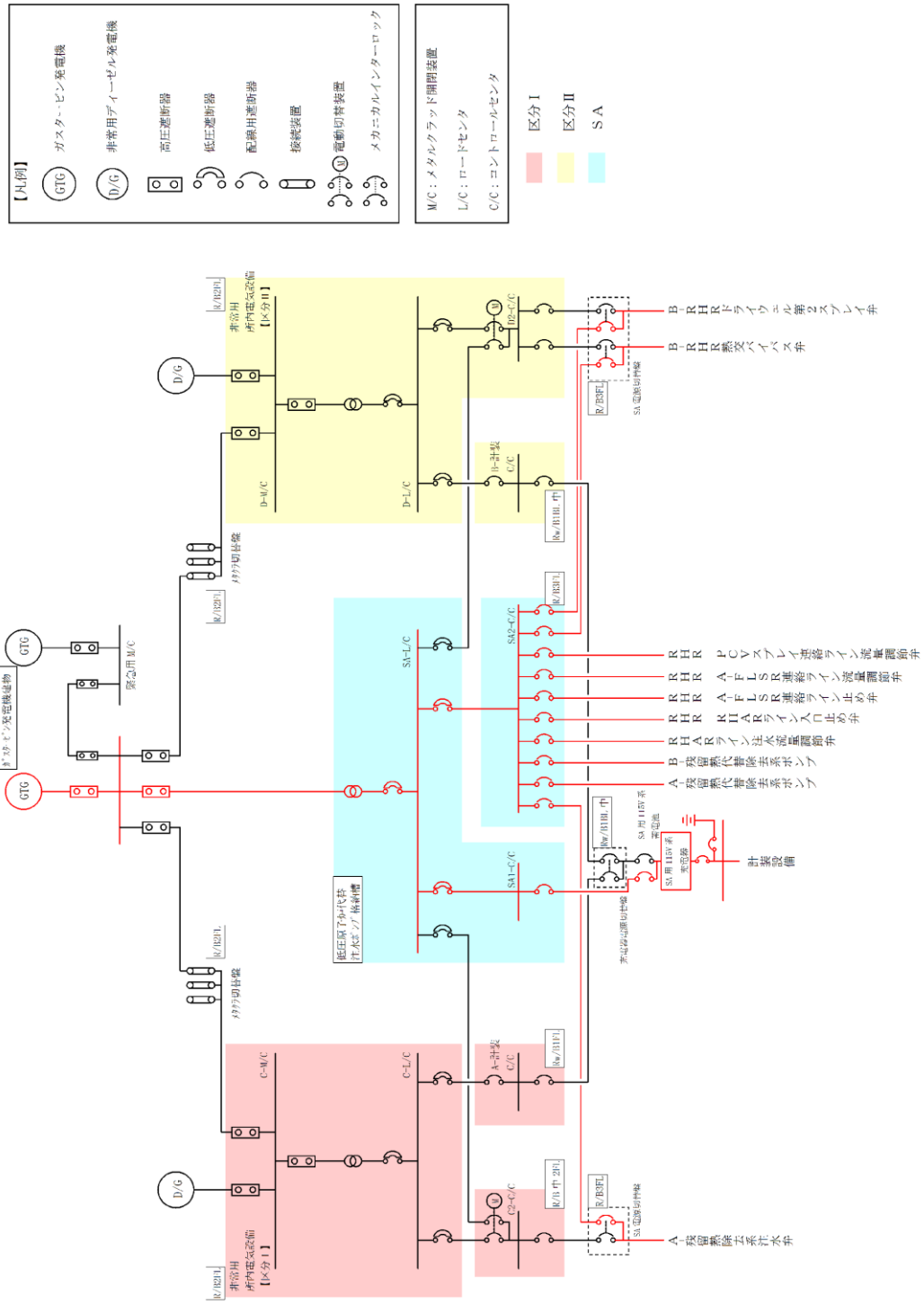


図2 残留熱代替除去系 単線結線図

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		系統運転時における水位の範囲 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 0.853MPa [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 <sup>※2</sup>	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 装置出口水素濃度	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	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	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	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ： 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h		1	
⑦ スクラバ水 pH <sup>※2</sup>	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。



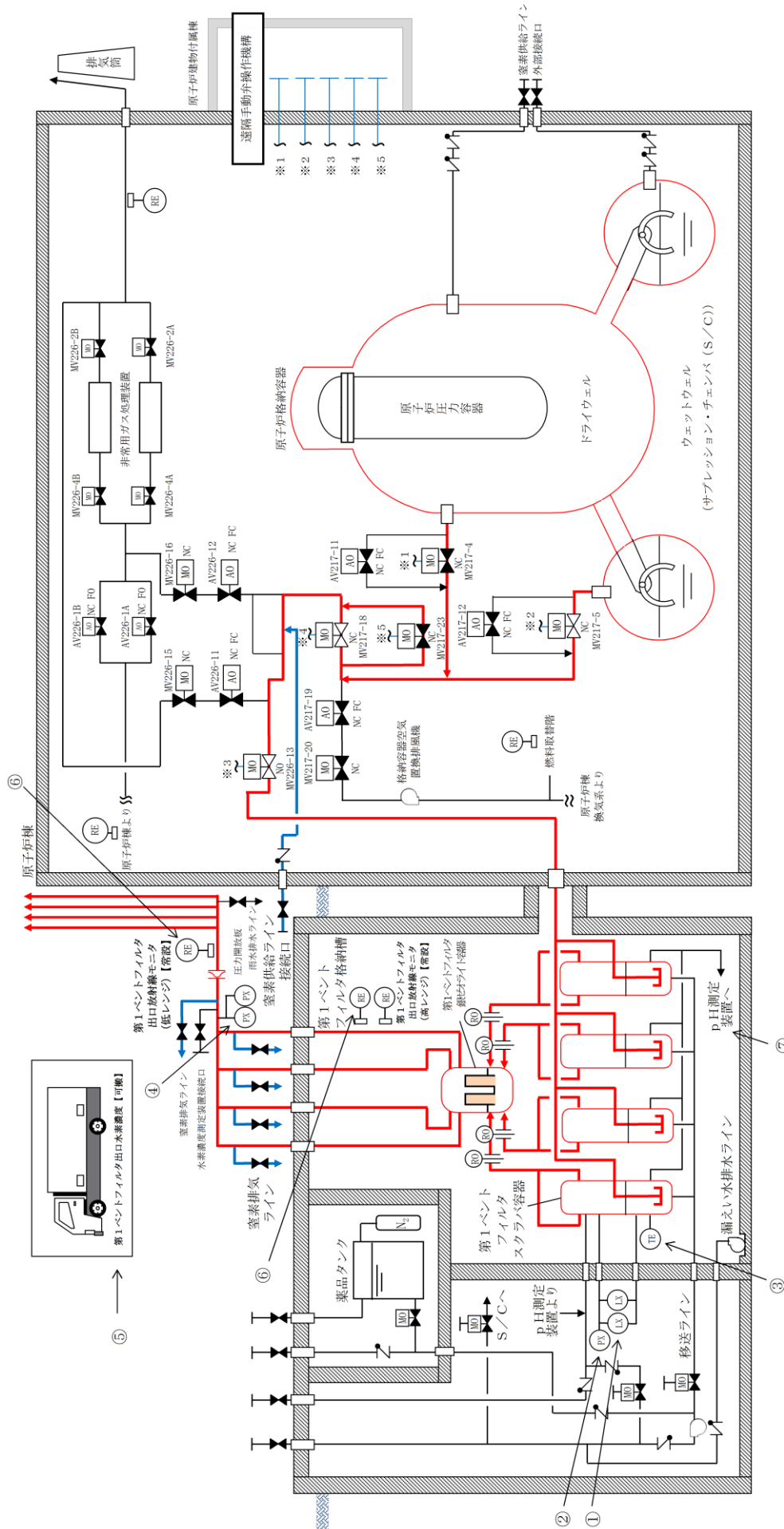


図1 格納容器フィルタバント系 計測制御系統図

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。）

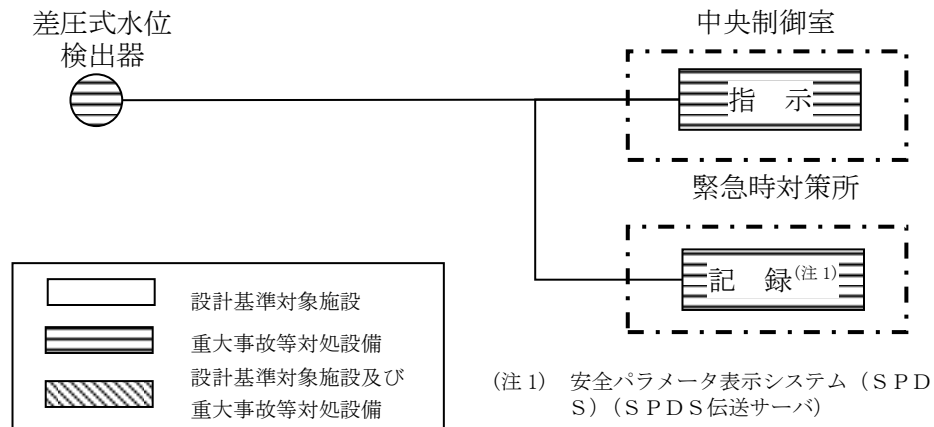


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

(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。)

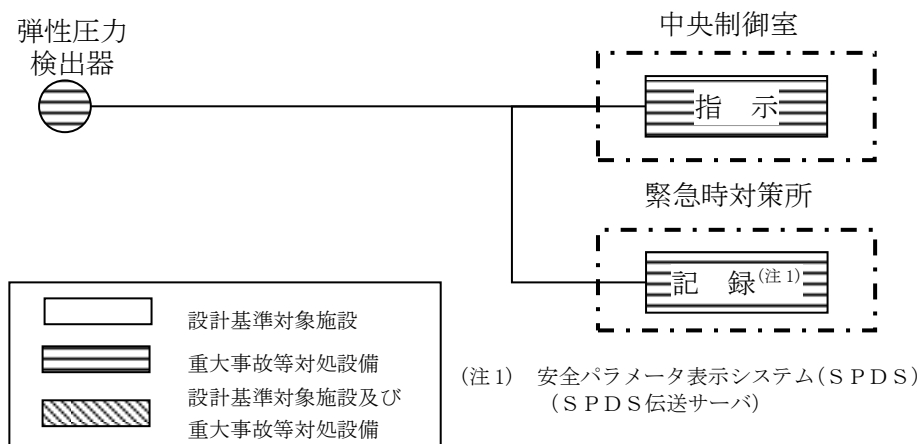


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

(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。)

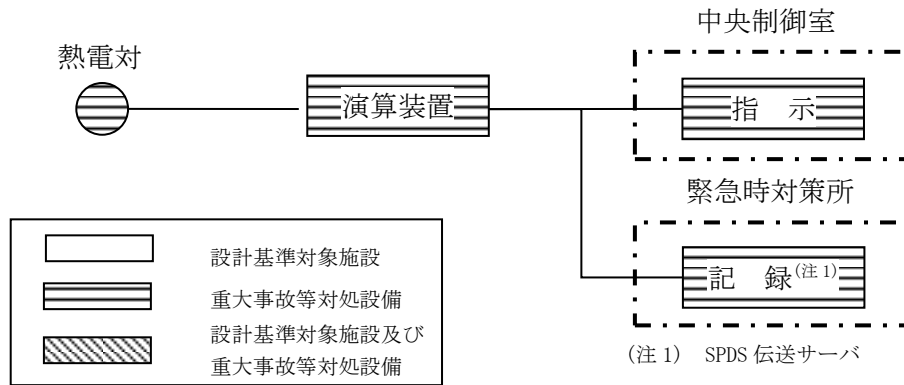


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(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。)

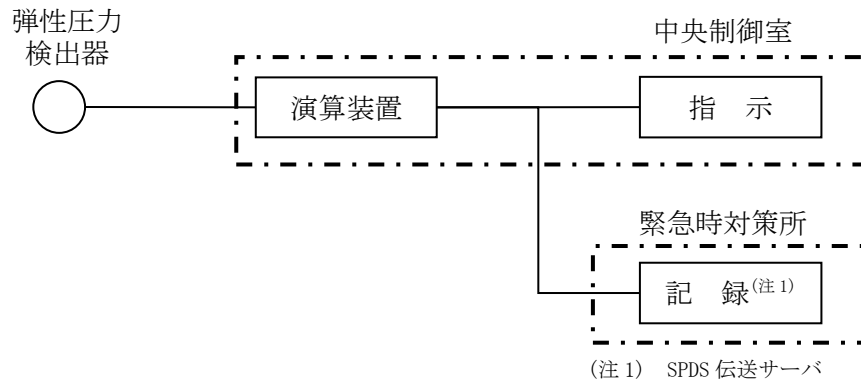


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(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。)

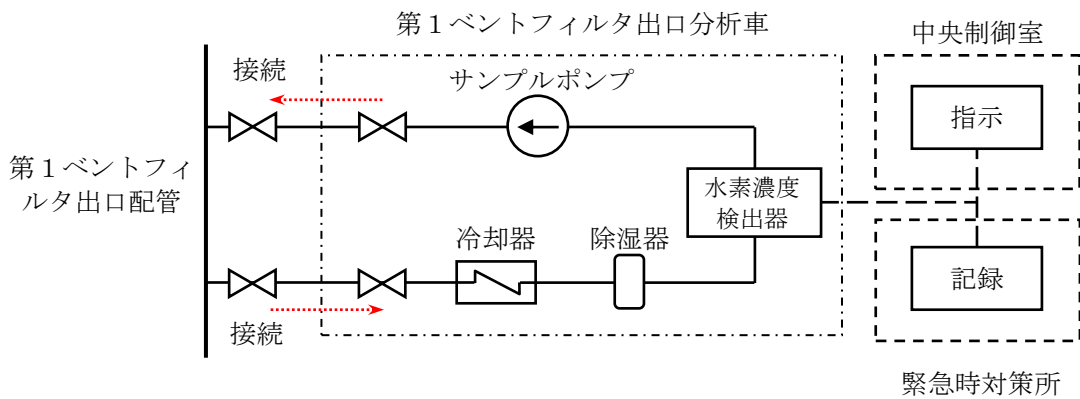


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

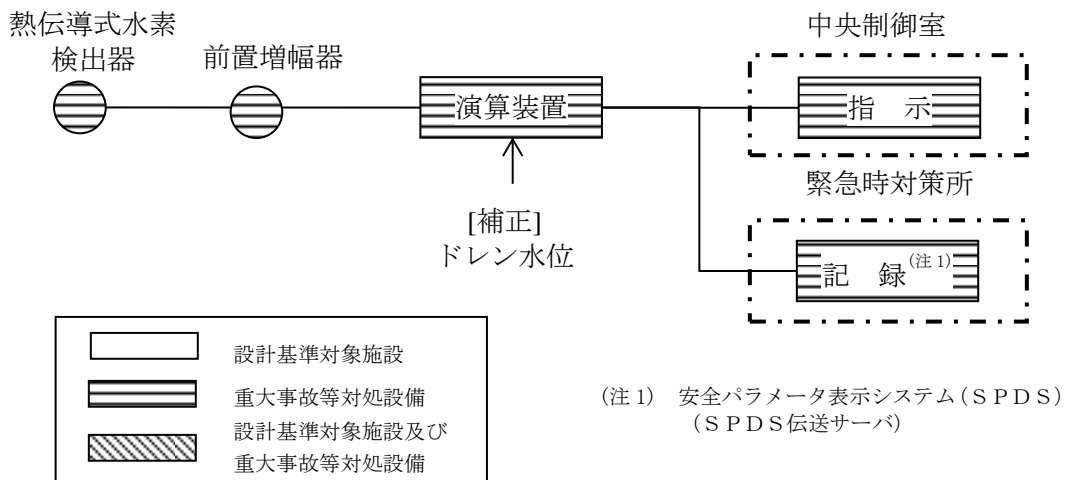


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、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。)

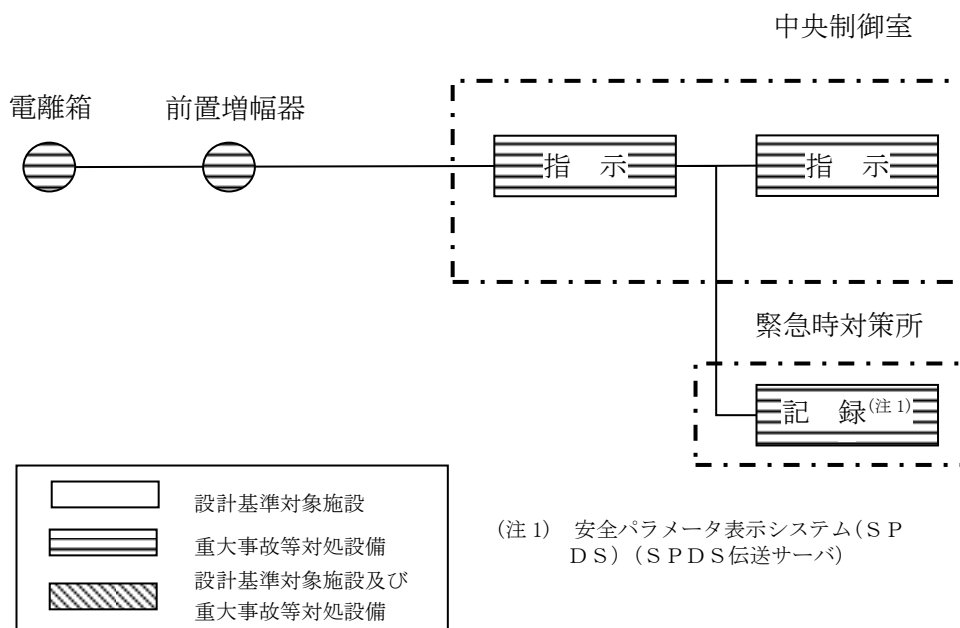


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

(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。)

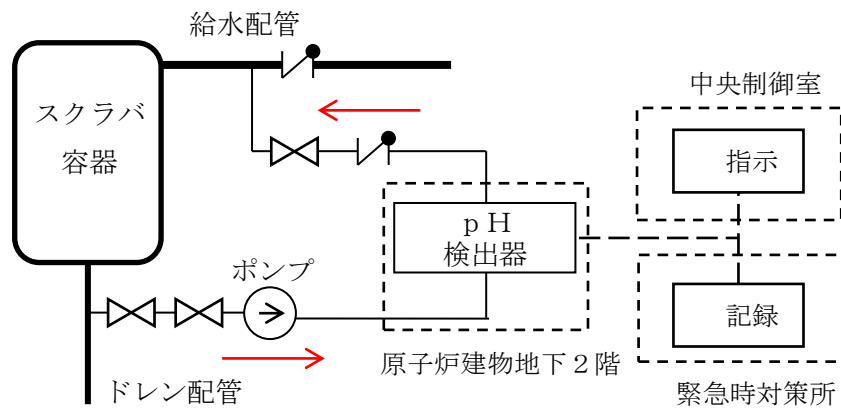
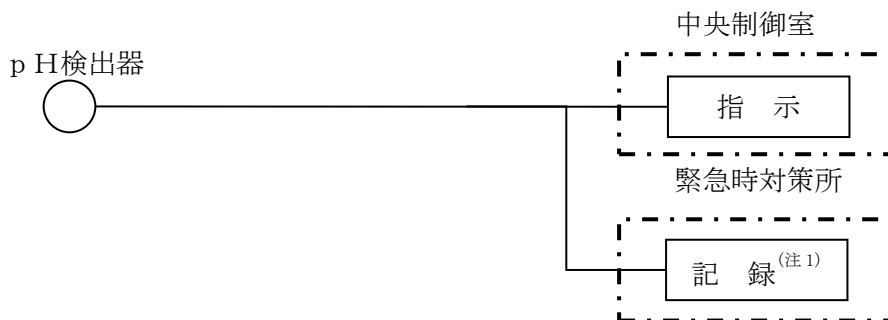




図9 スクラバ水 pHシステム概要図



(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。

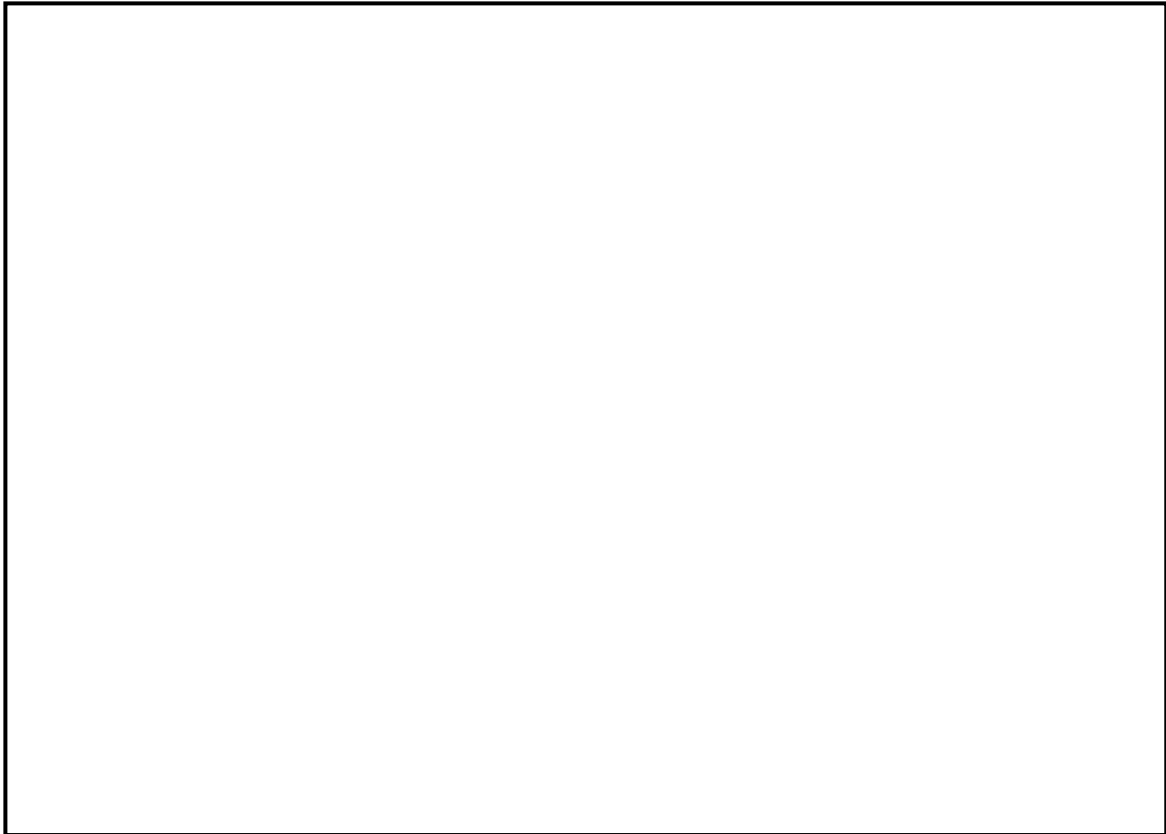


図1 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

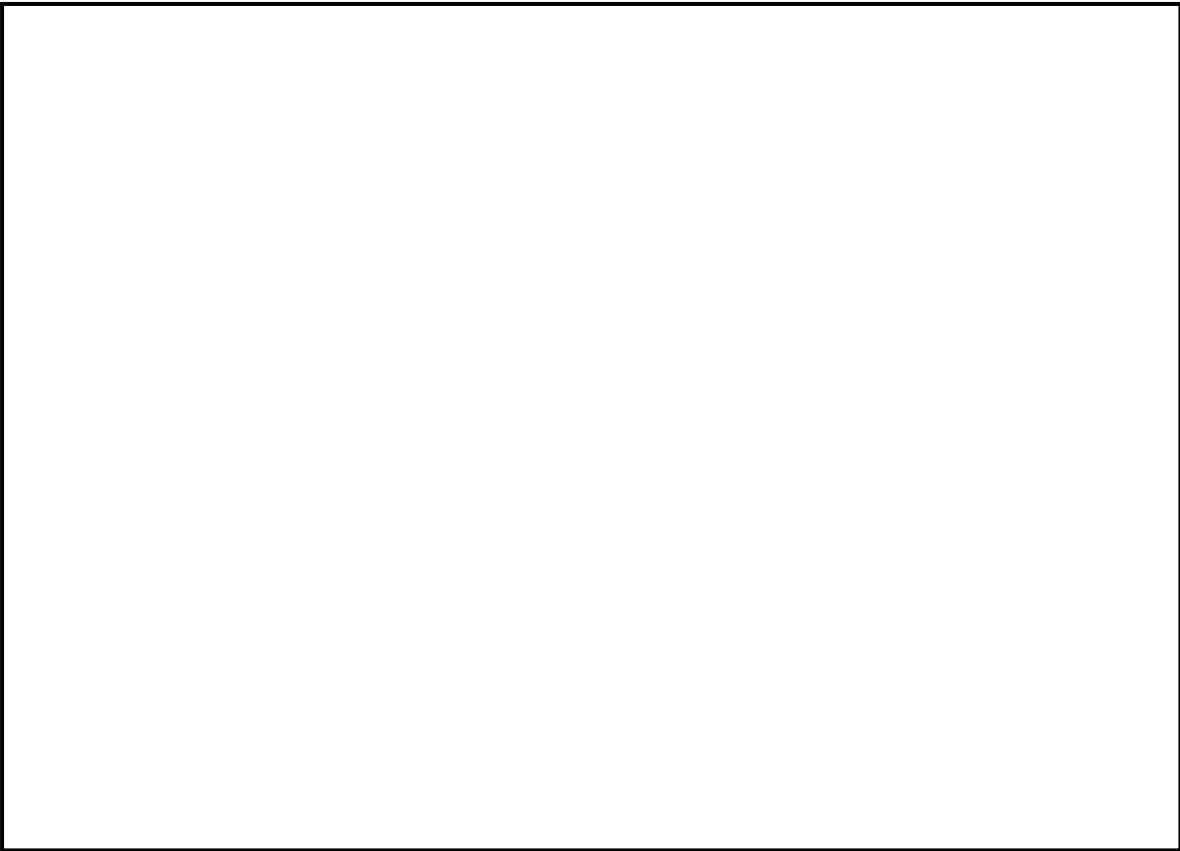


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物2階）

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。



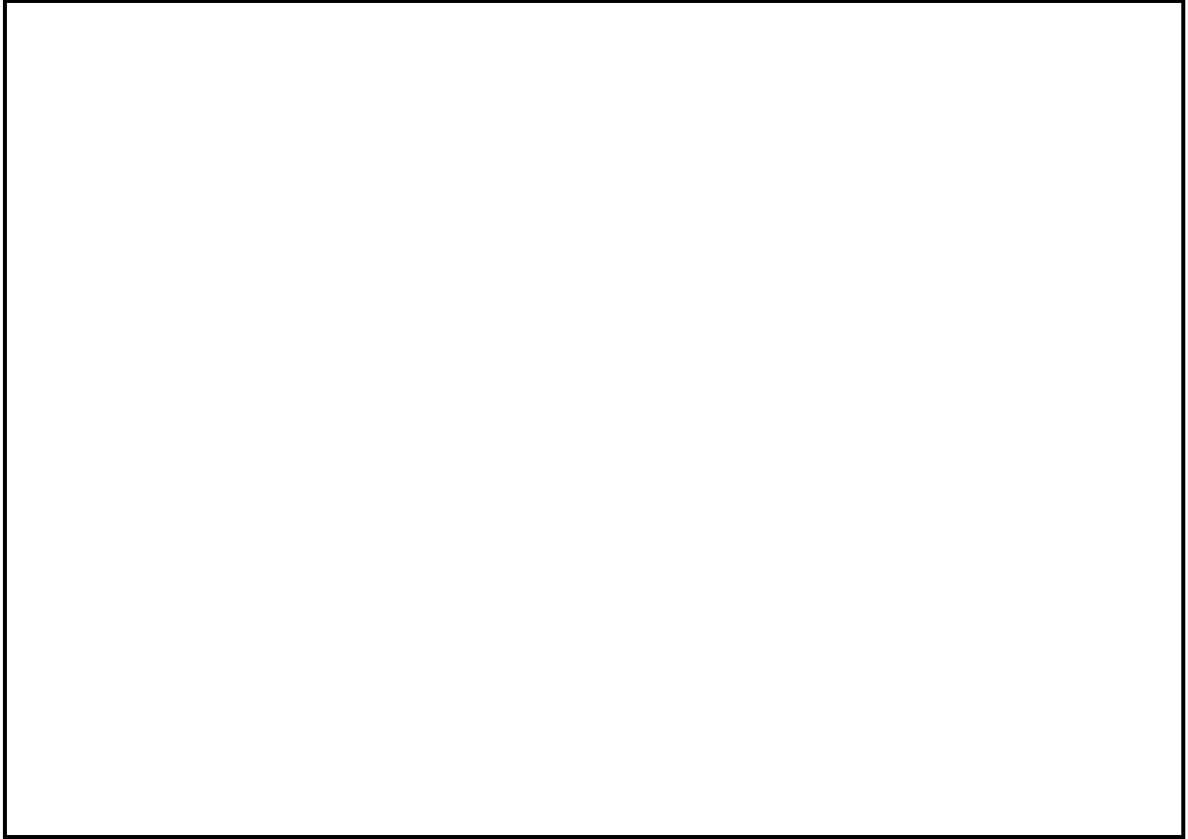


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

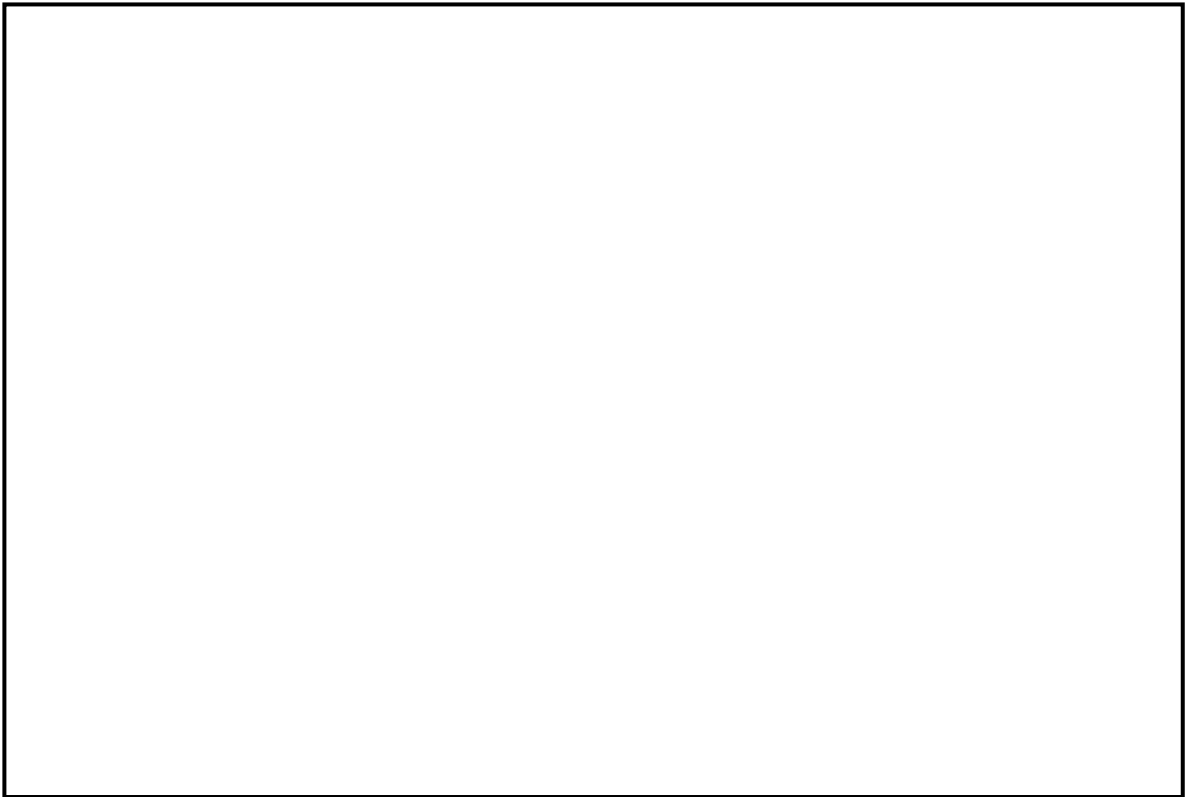


図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

本資料のうち、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 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

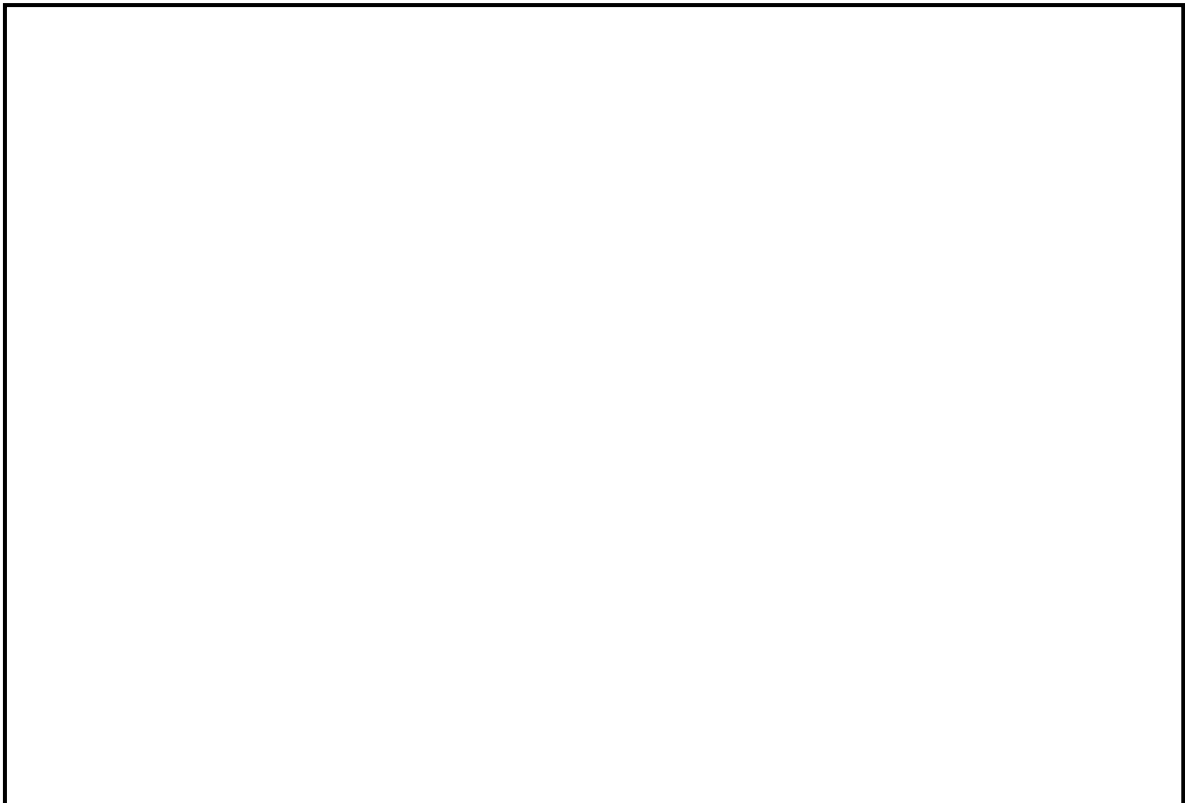


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

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。

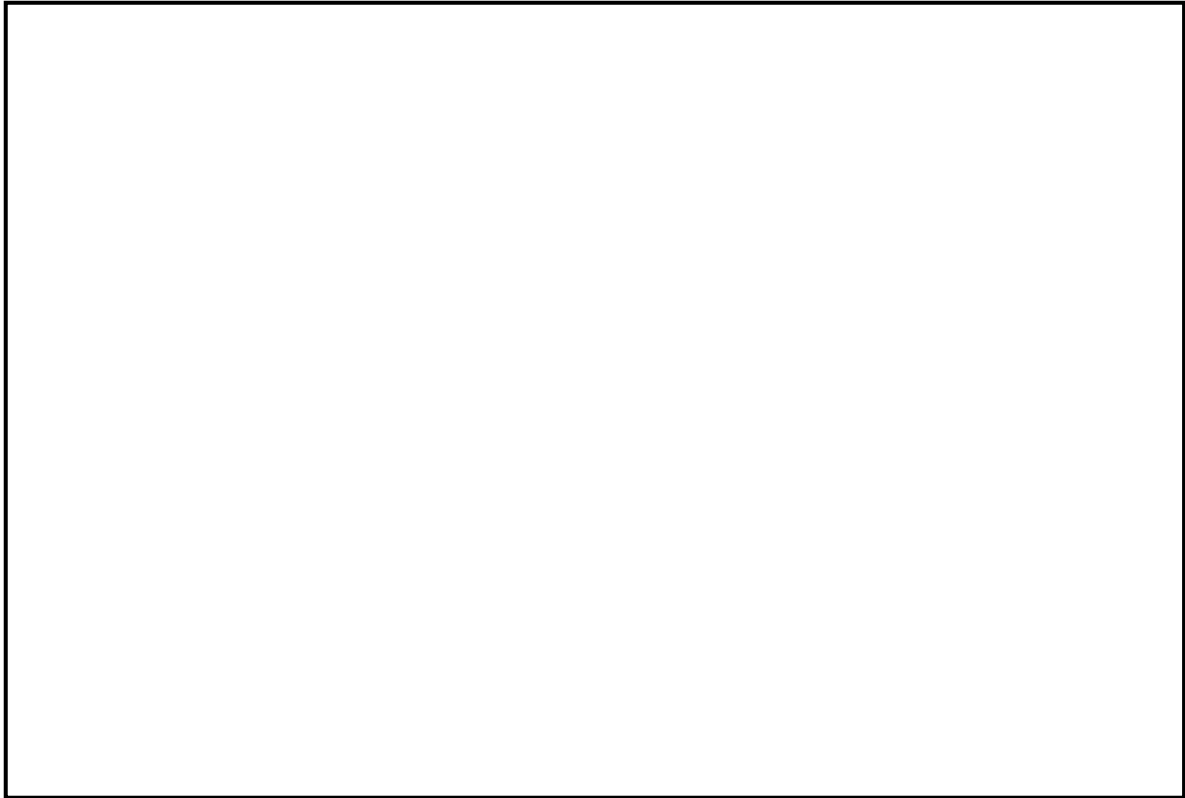


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一ベントフィルタ格納槽内）



図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（第一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。

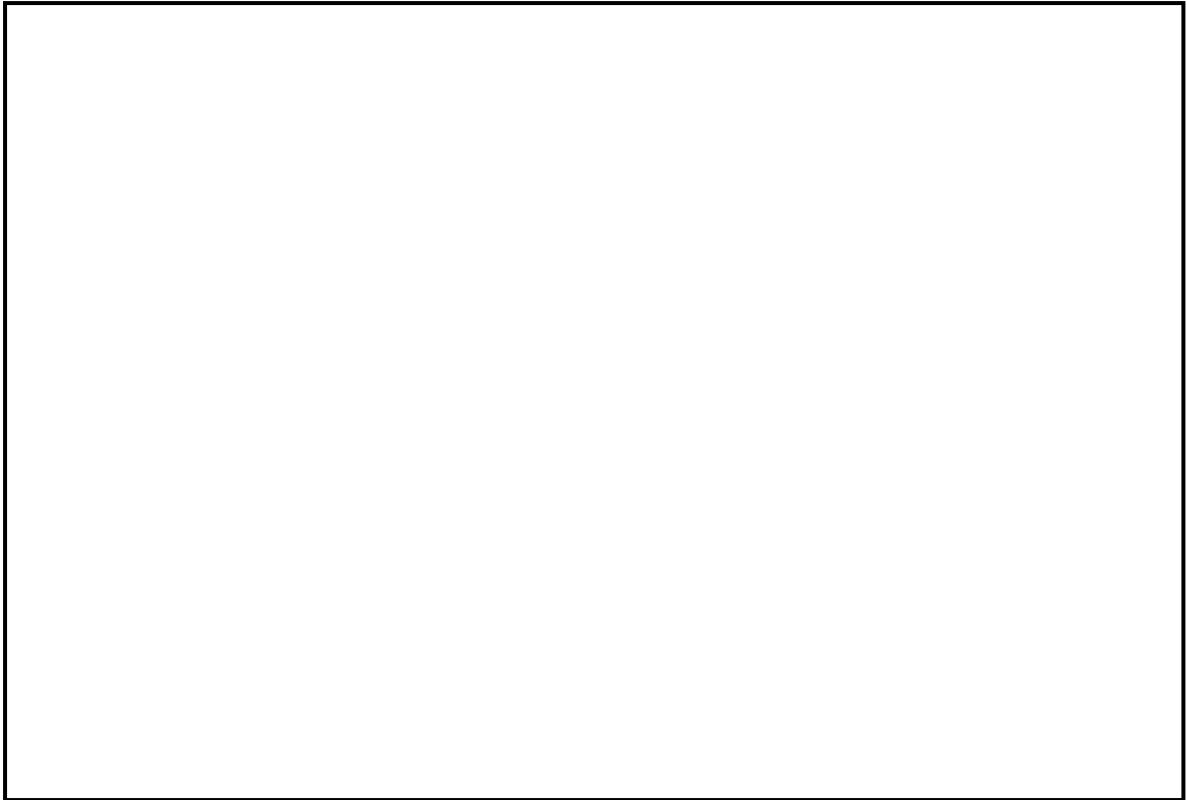


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉頂部付近）

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。

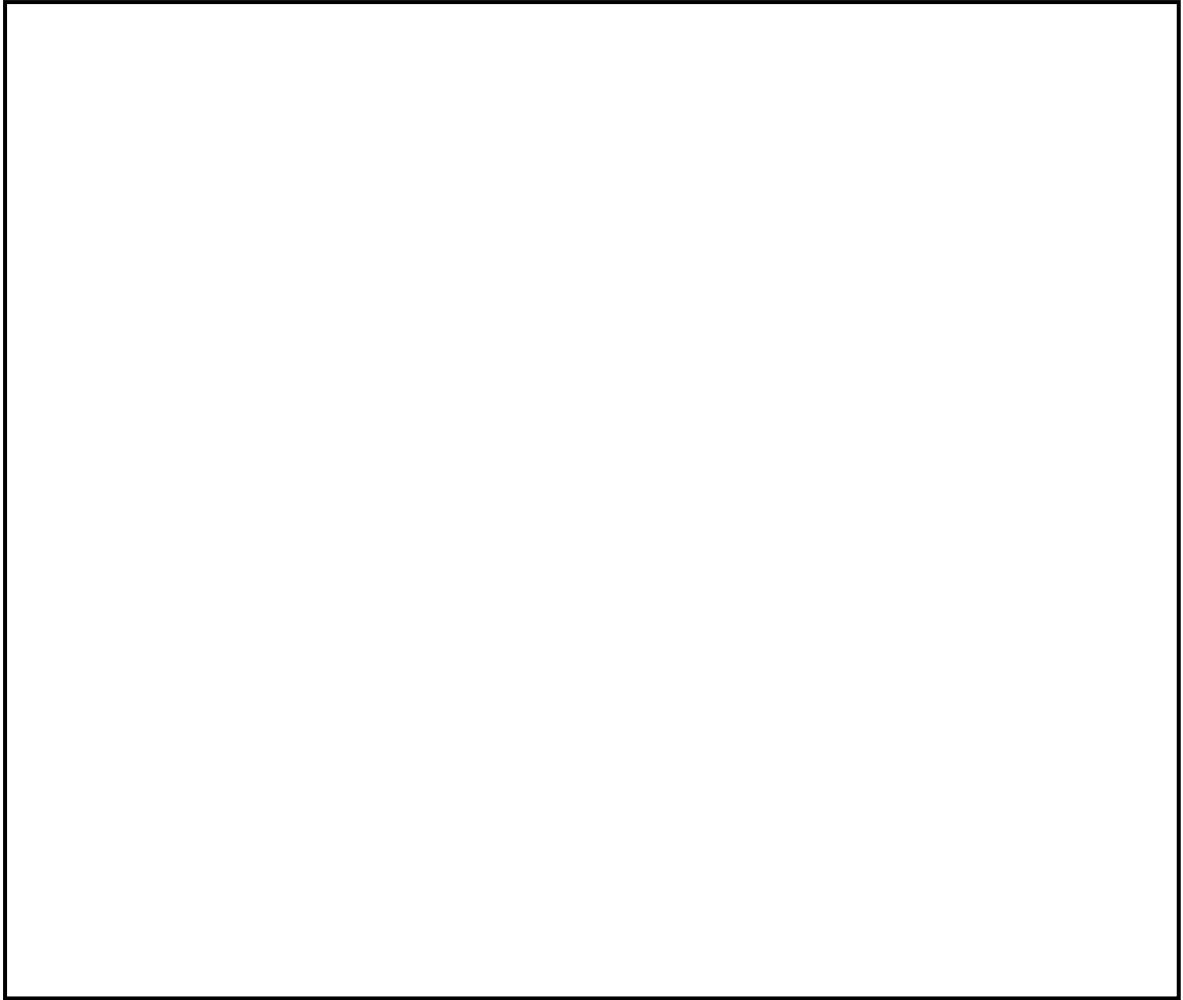


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

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

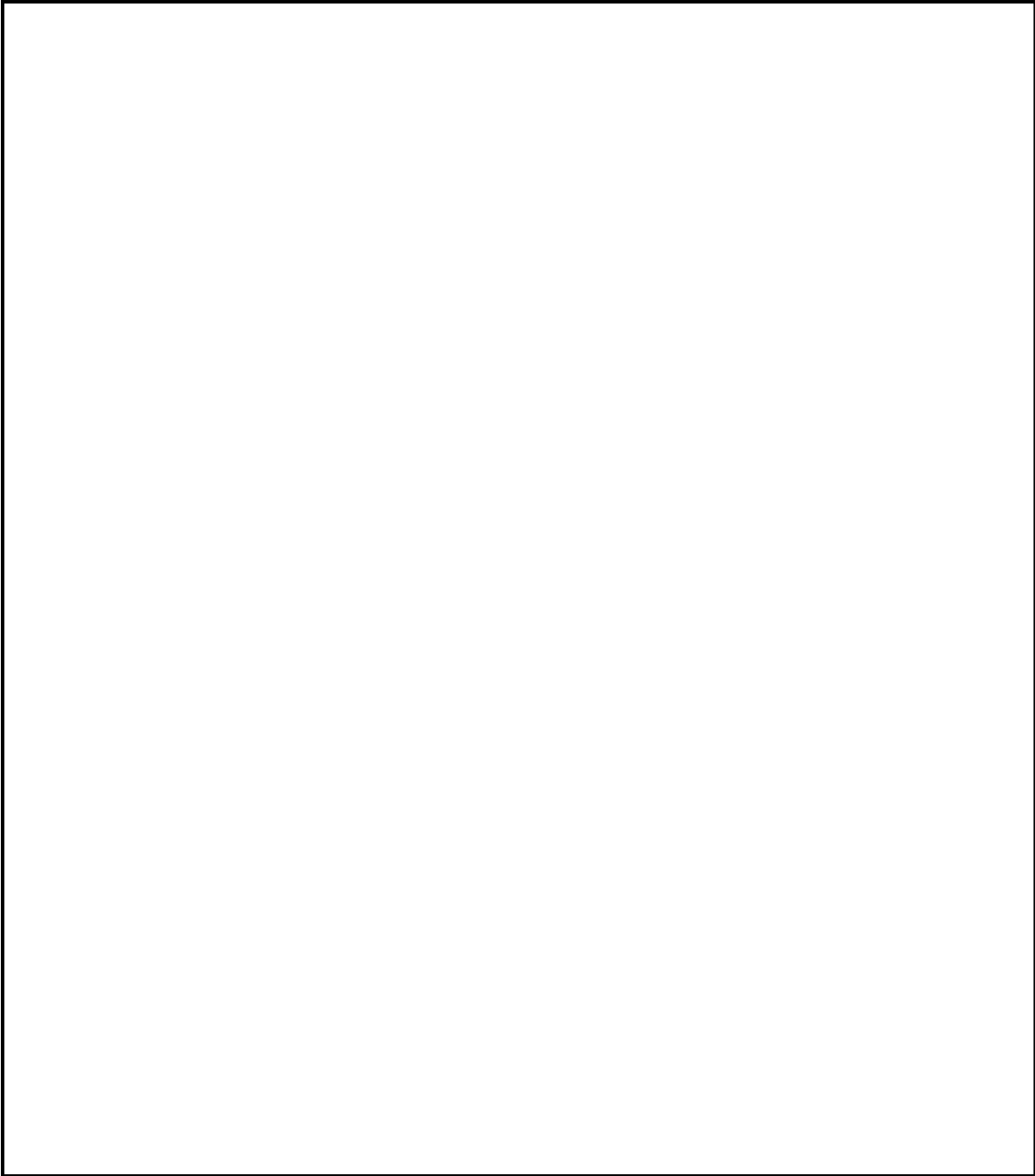


図 11 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物地下 1 階）

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

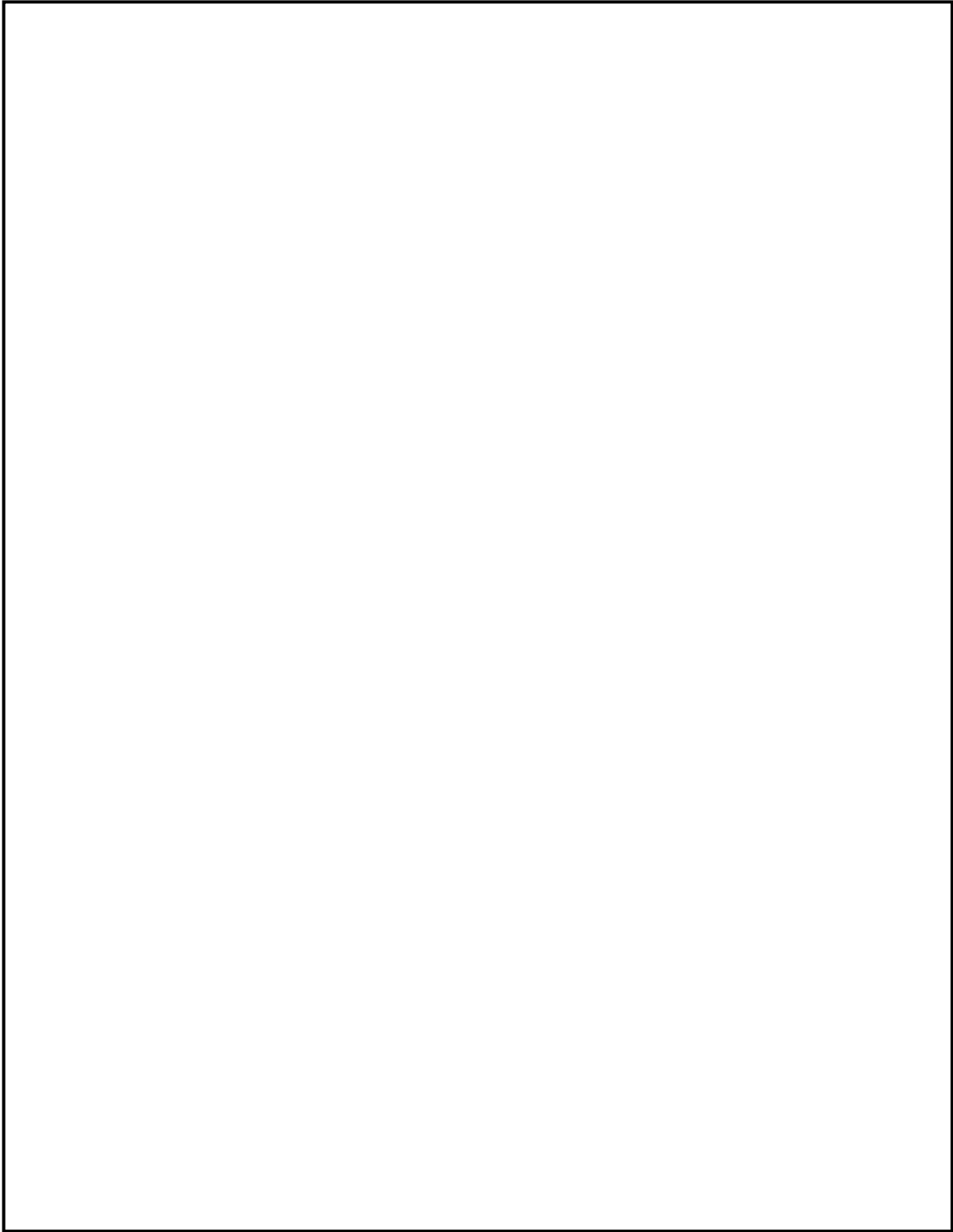


図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 1 階）

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

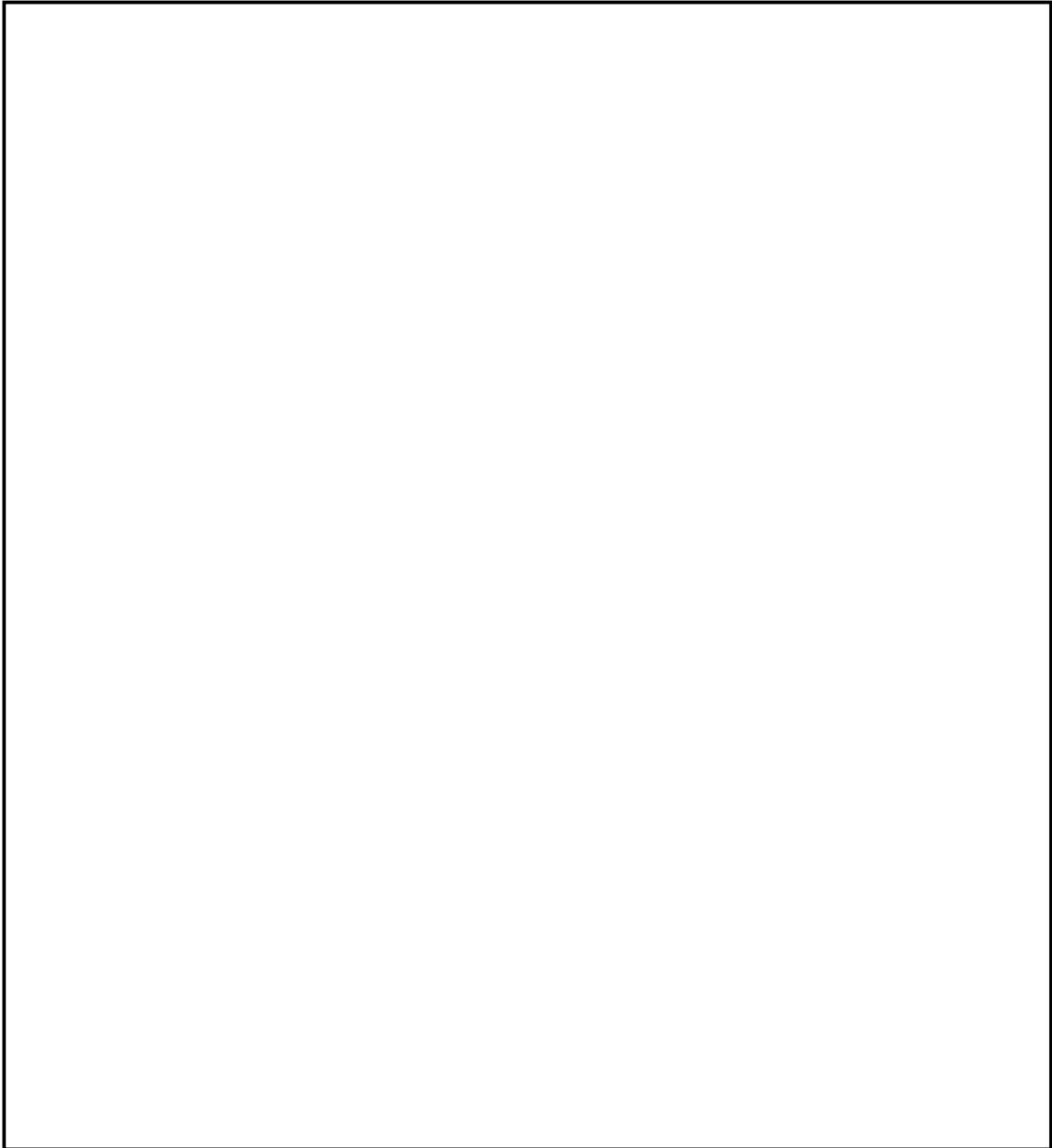


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 2 階）

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。



★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

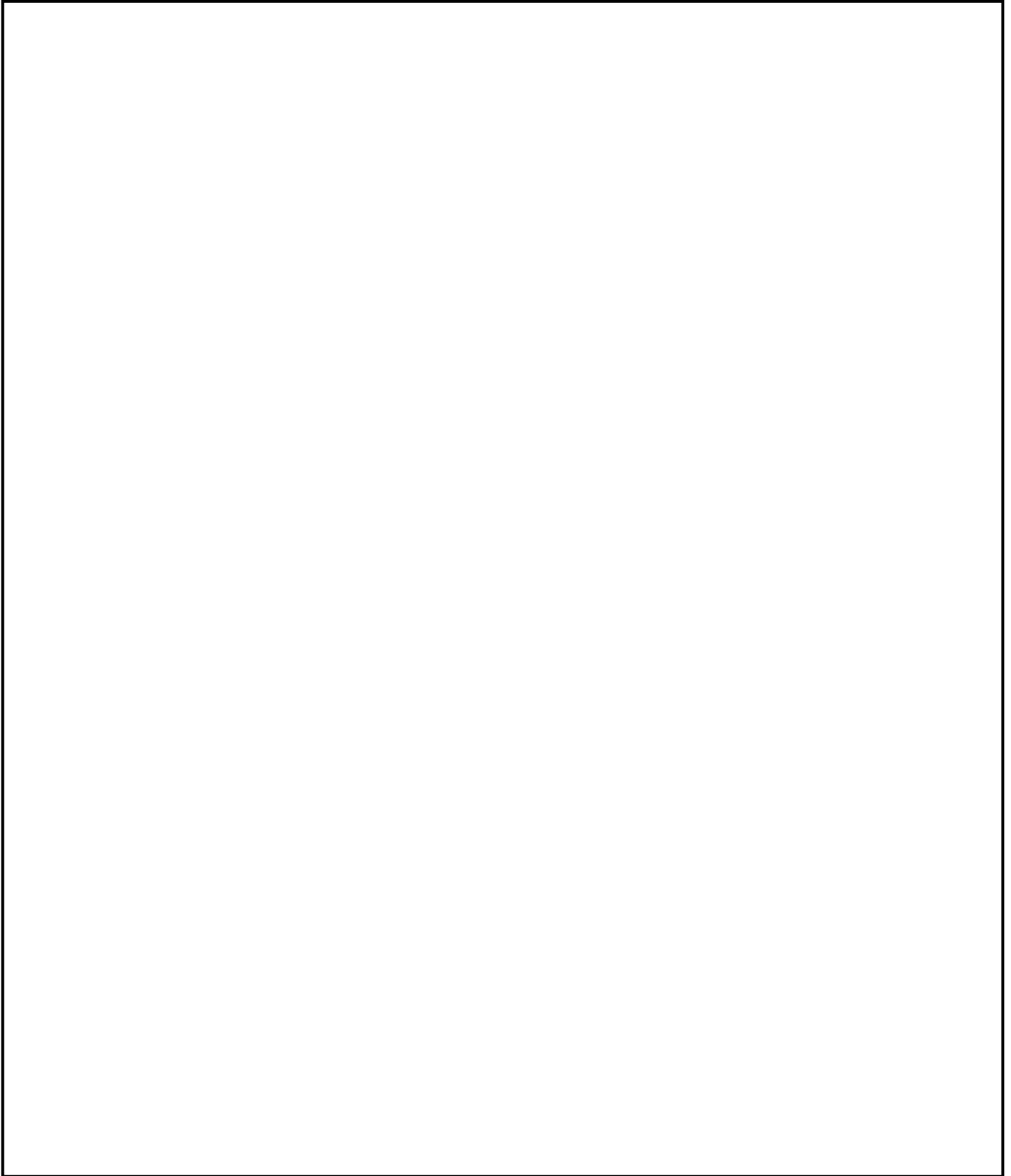


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 3 階）

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。

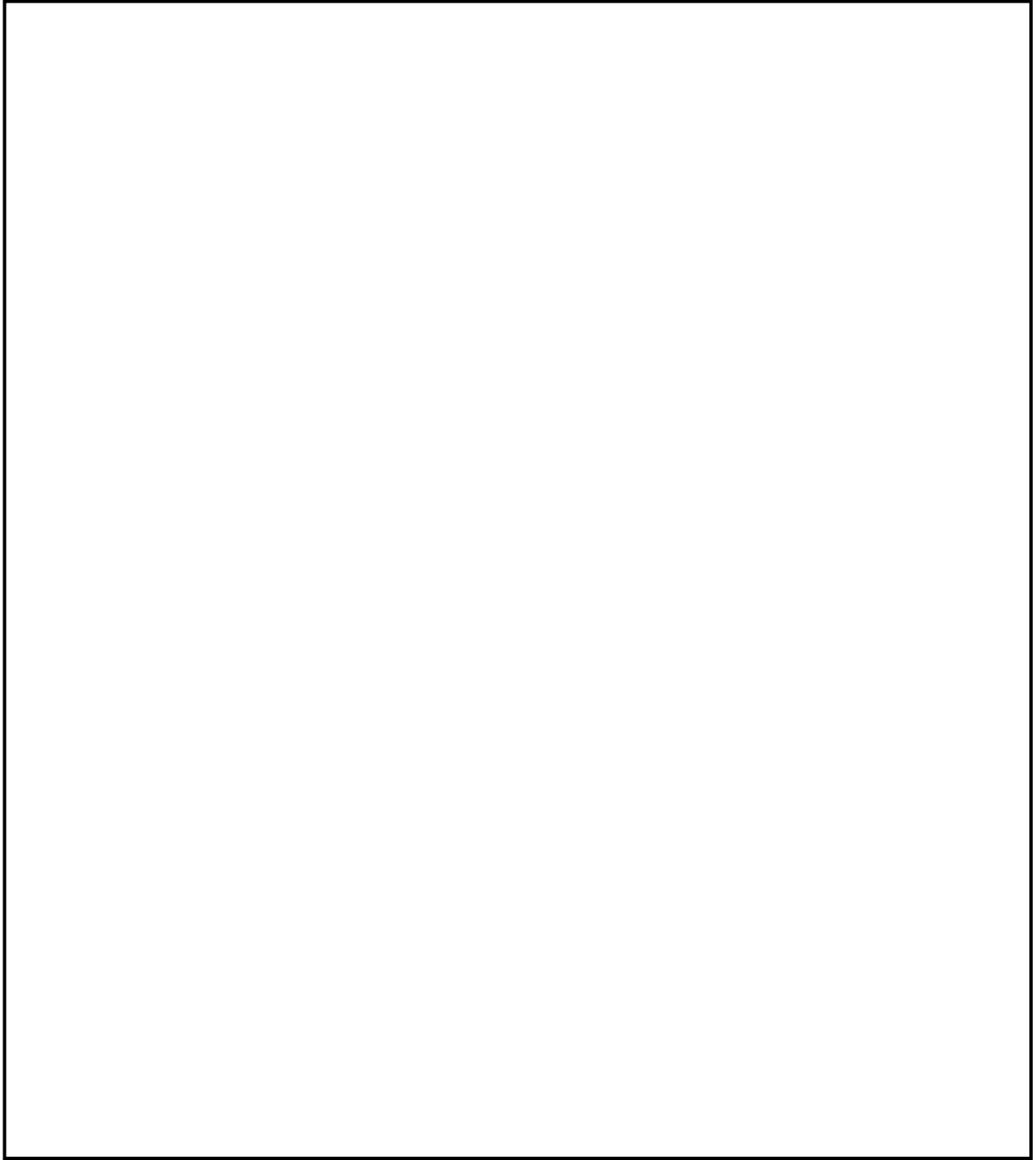


図 15 真空破壊弁設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

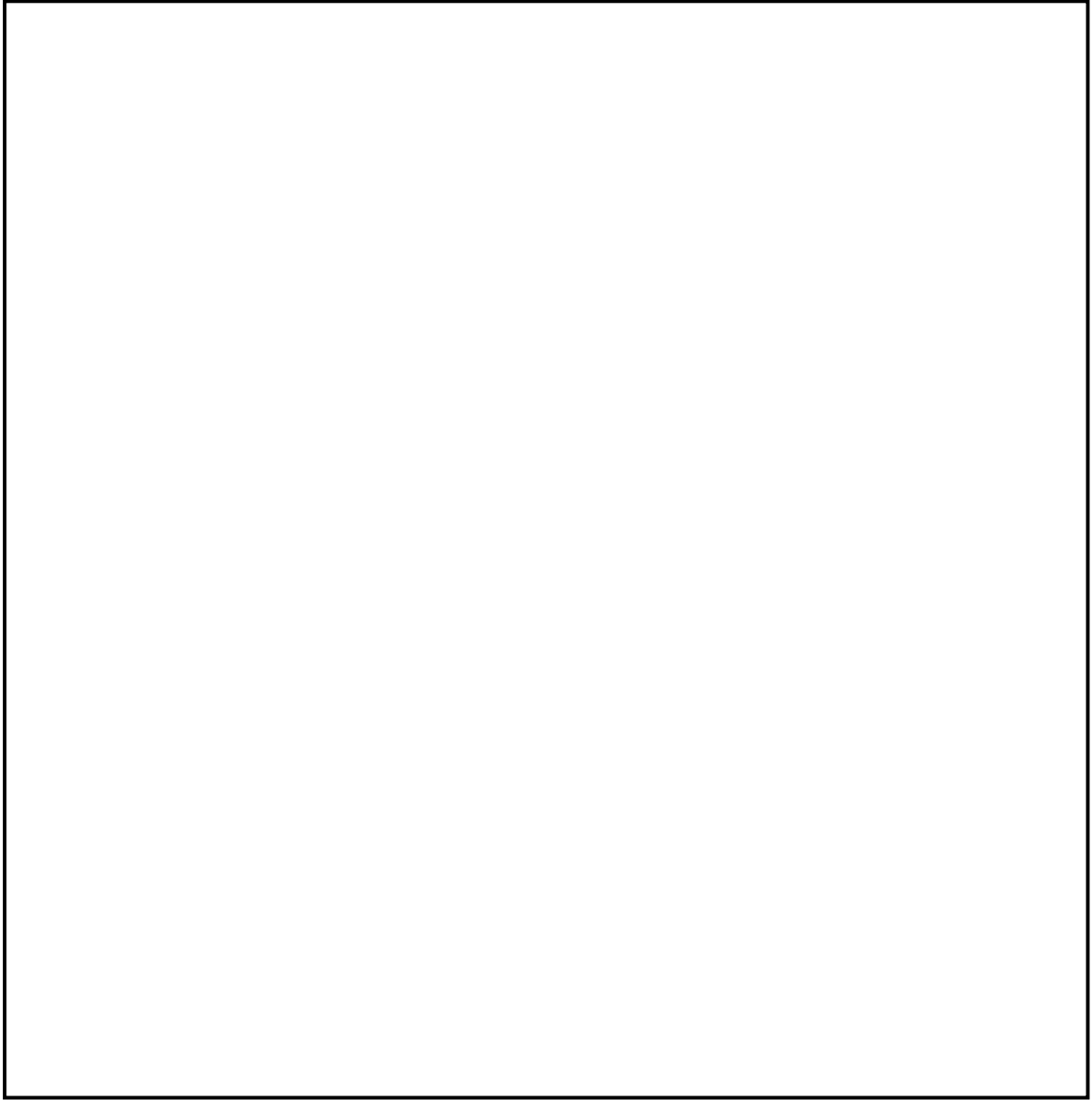


図 16 中央制御室配置図

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。



図 17 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。

50-5 系統図

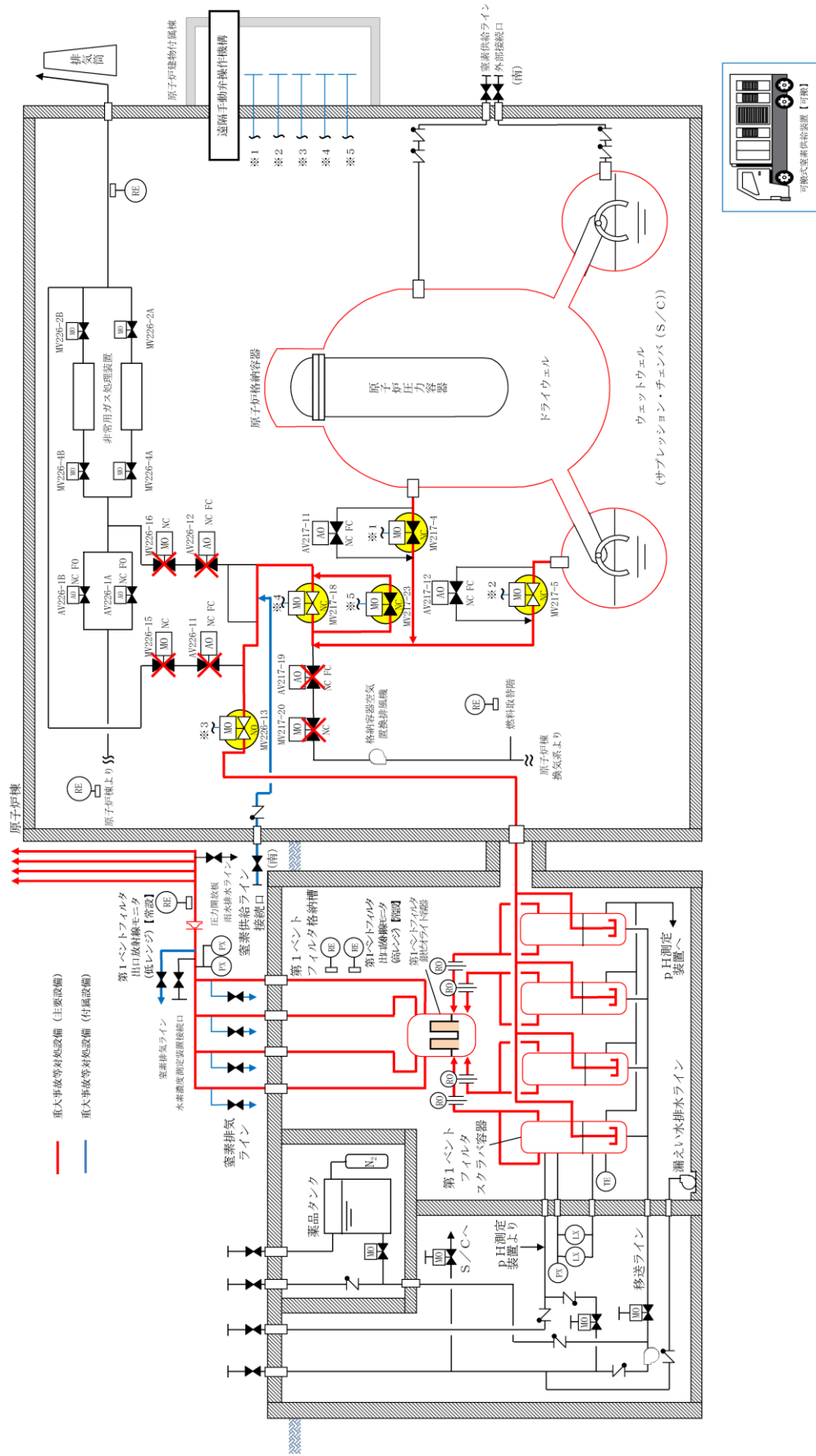


図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁
3	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
5	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
6	耐圧強化ベント系 第1 隔離弁
7	耐圧強化ベント系 第2 隔離弁
8	非常用ガス処理系 第1 隔離弁
9	非常用ガス処理系 第2 隔離弁
10	原子炉棟空調換気系 第1 隔離弁
11	原子炉棟空調換気系 第2 隔離弁

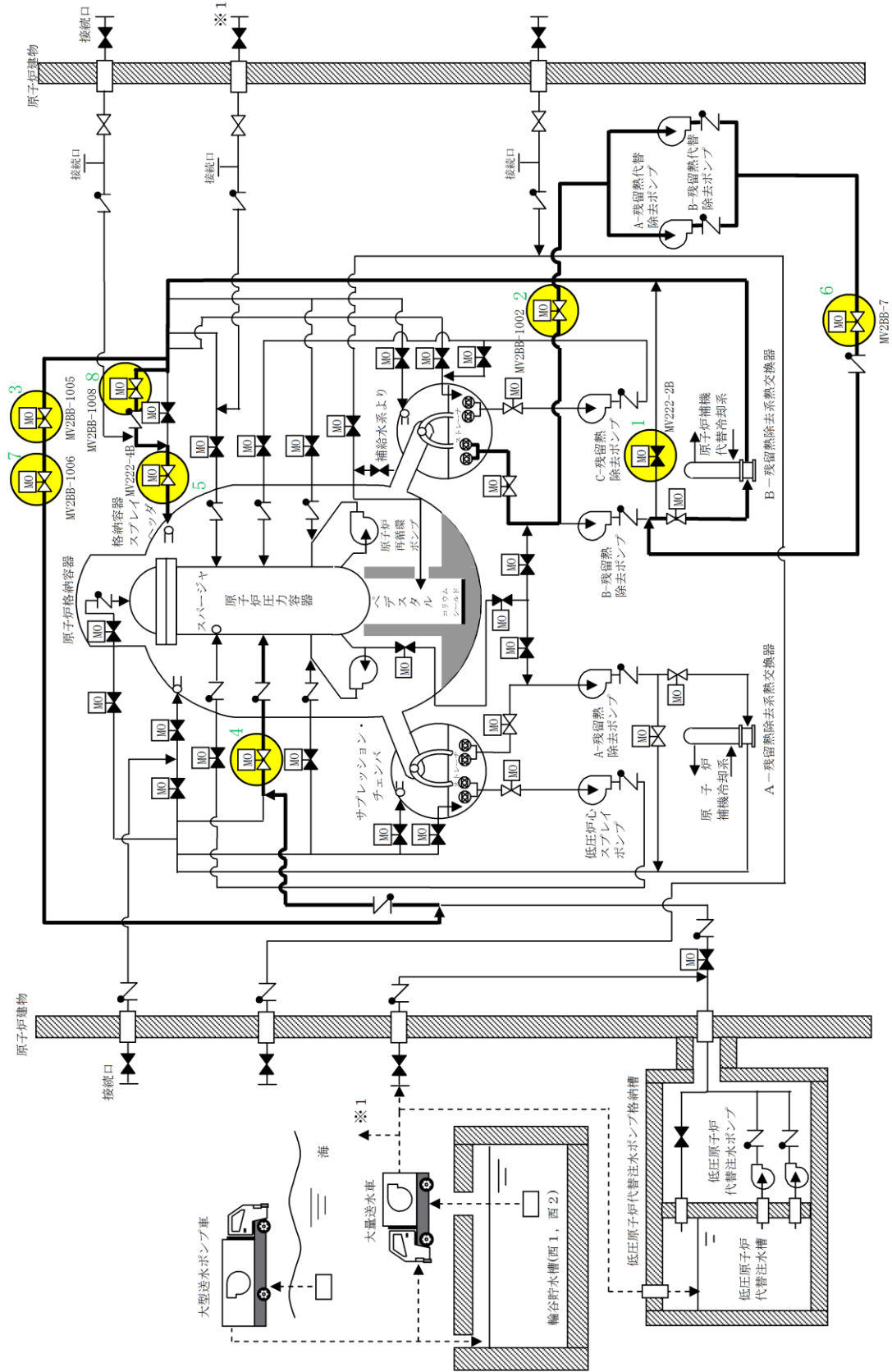


図2 残留熱代替除去系 系統概要図



表2 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

50-6 試験及び検査

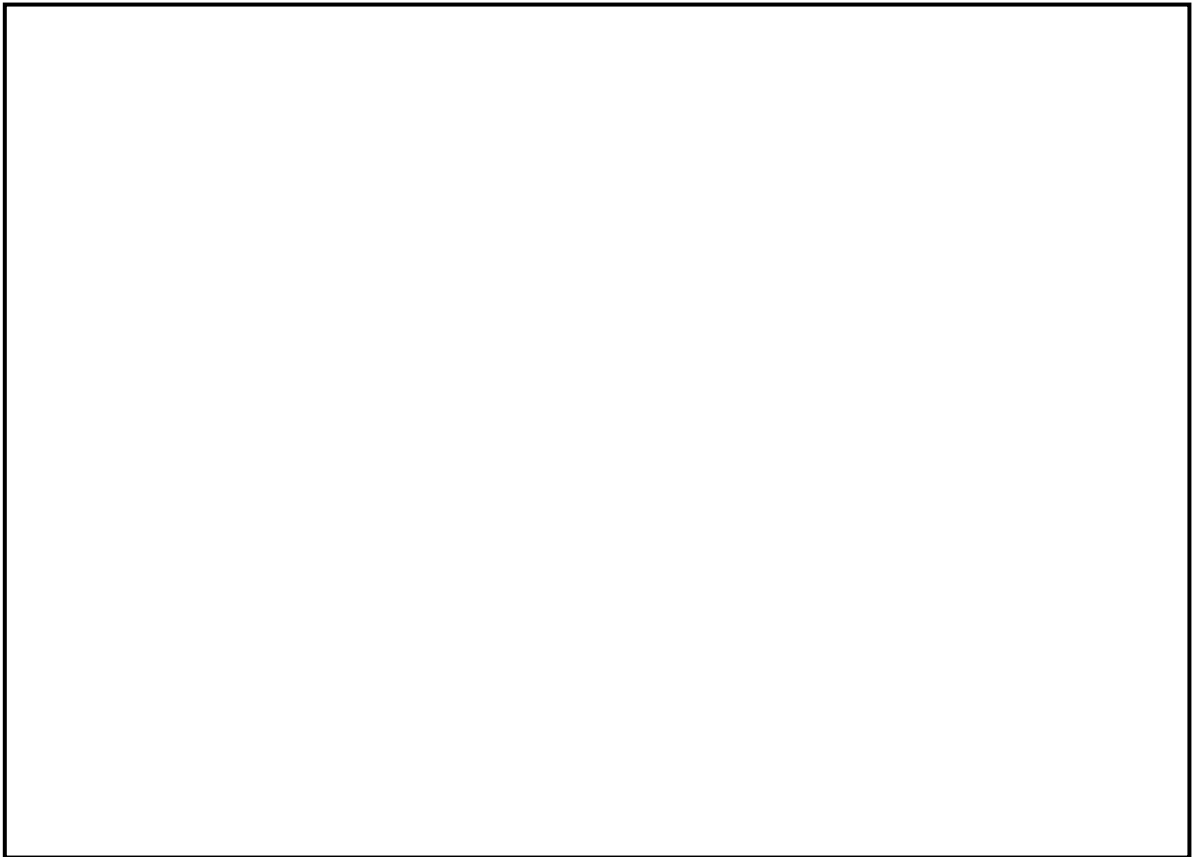


図1 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

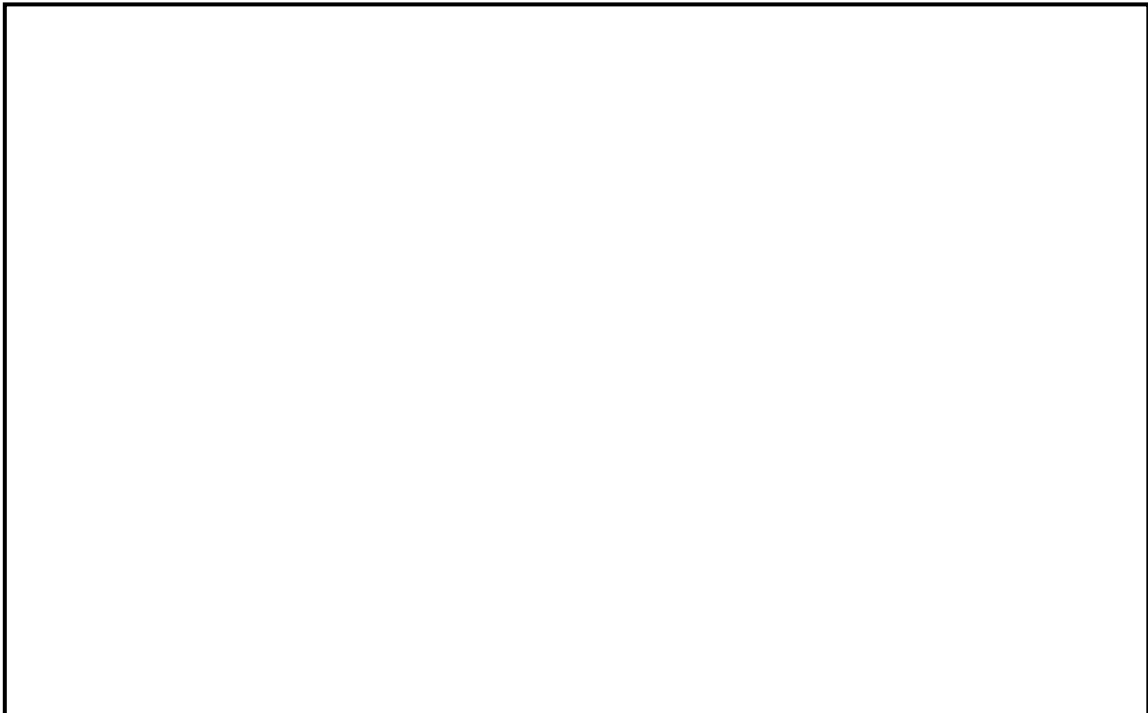


図2 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

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。

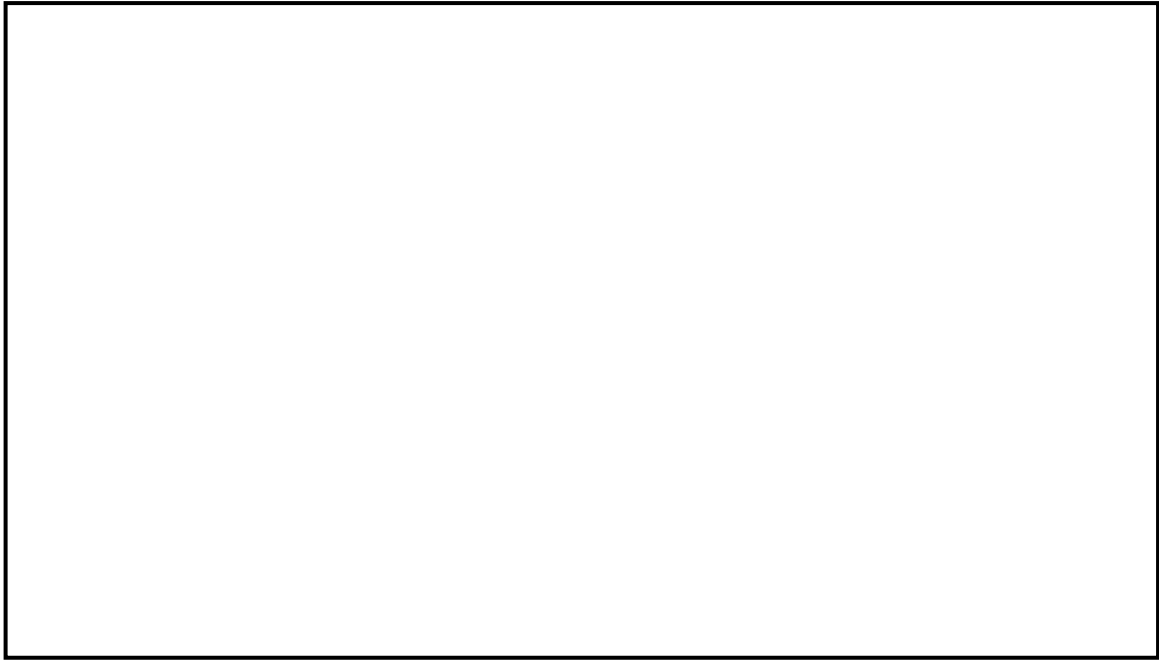


図3 圧力開放板構造図

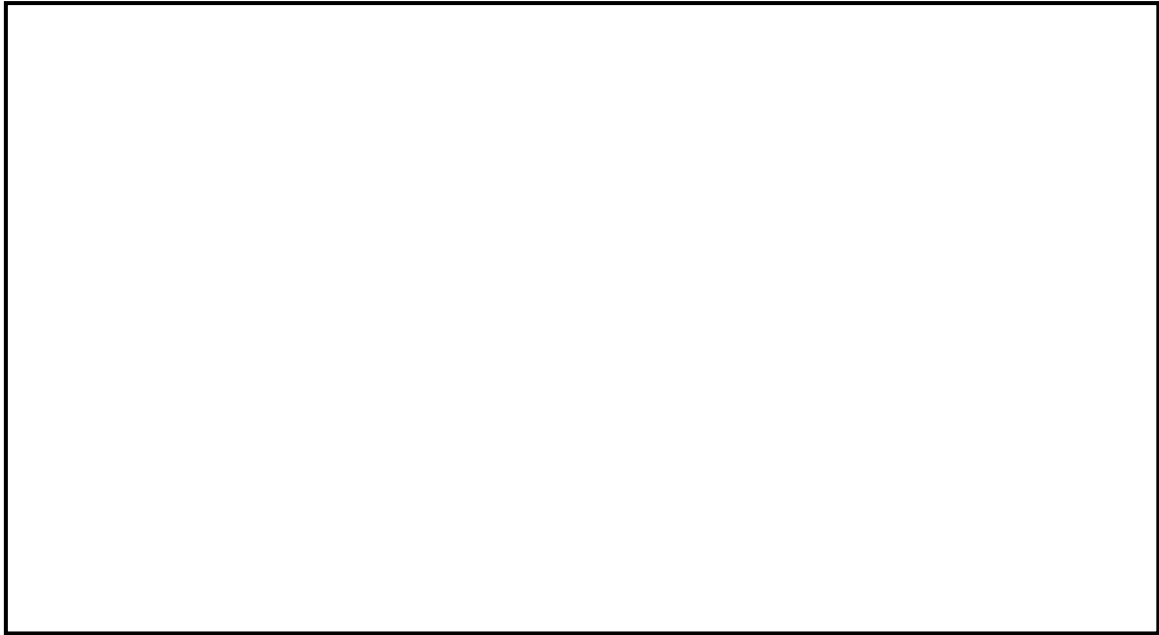


図4 伸縮継手（排気配管）構造図

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。

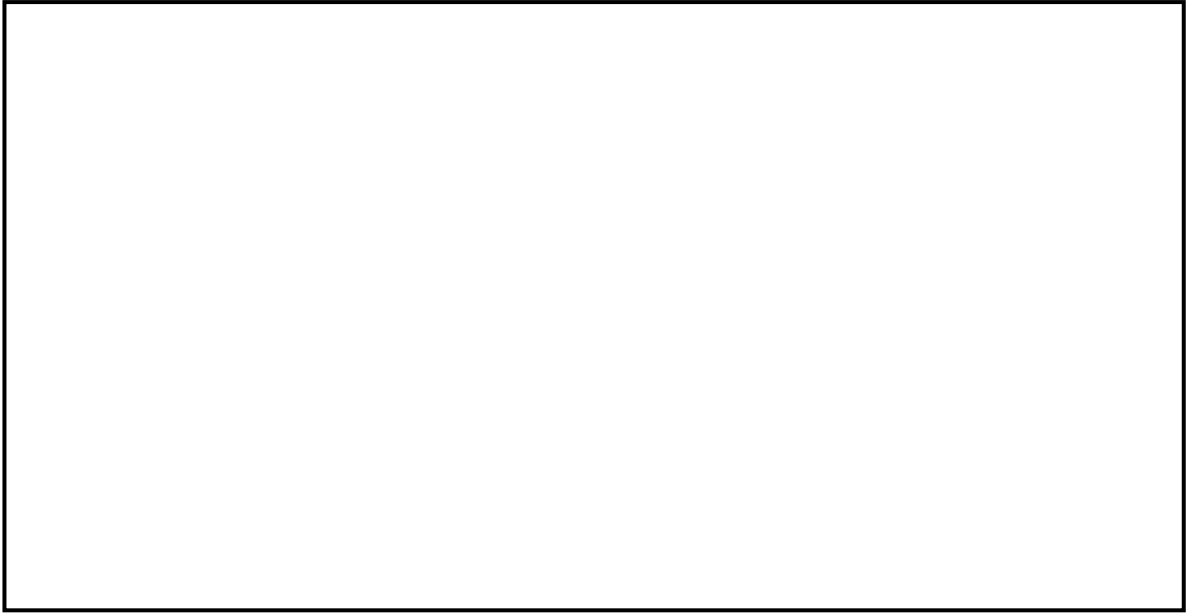


図5 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

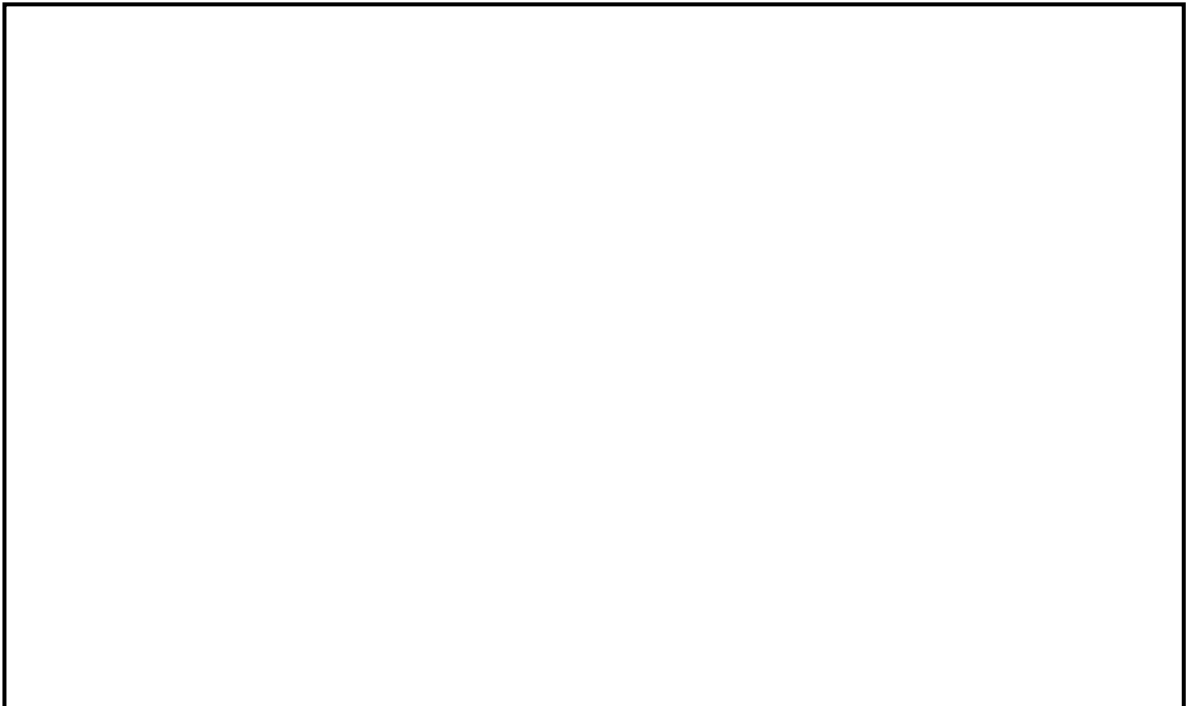


図6 電動駆動弁構造図

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。

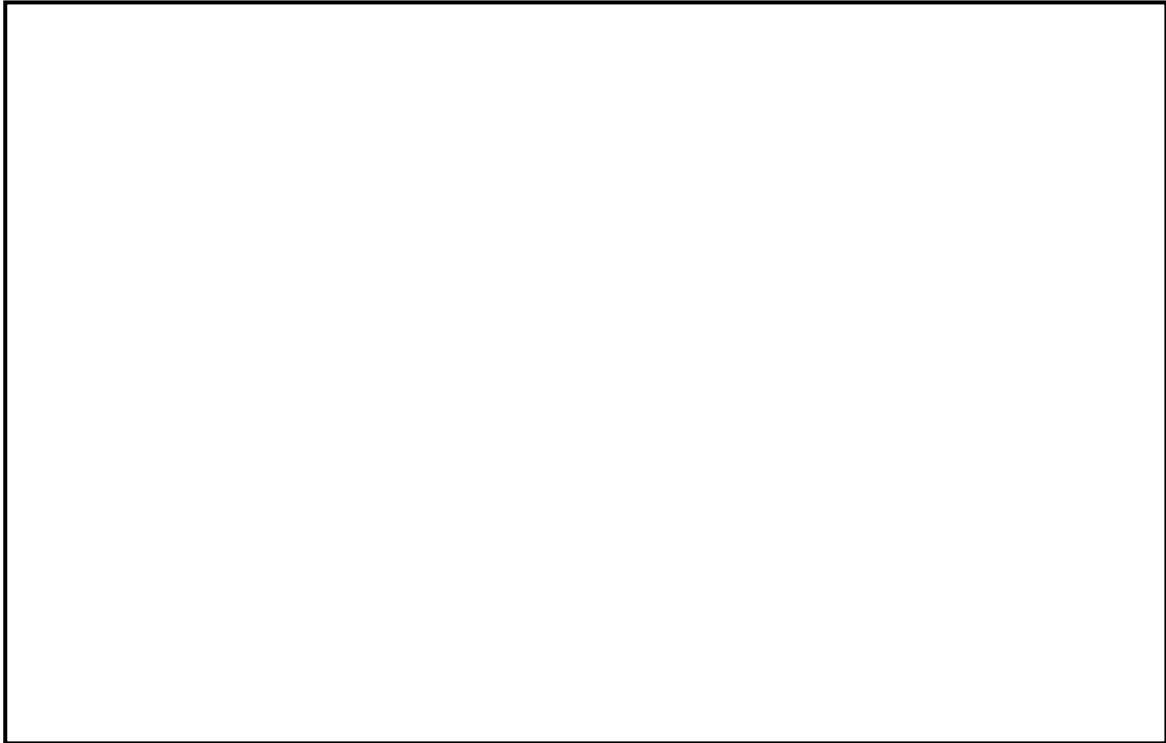


図 7 遠隔手動弁操作機構構造図

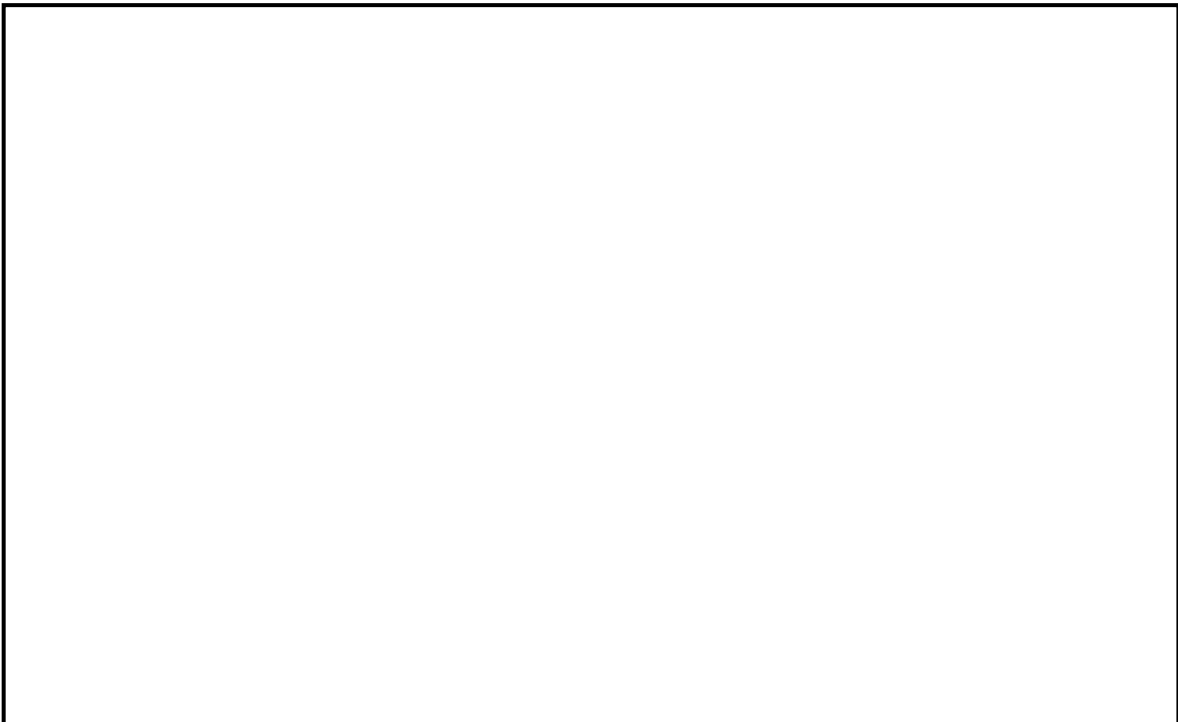


図 8 可搬式窒素供給装置構造図

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。

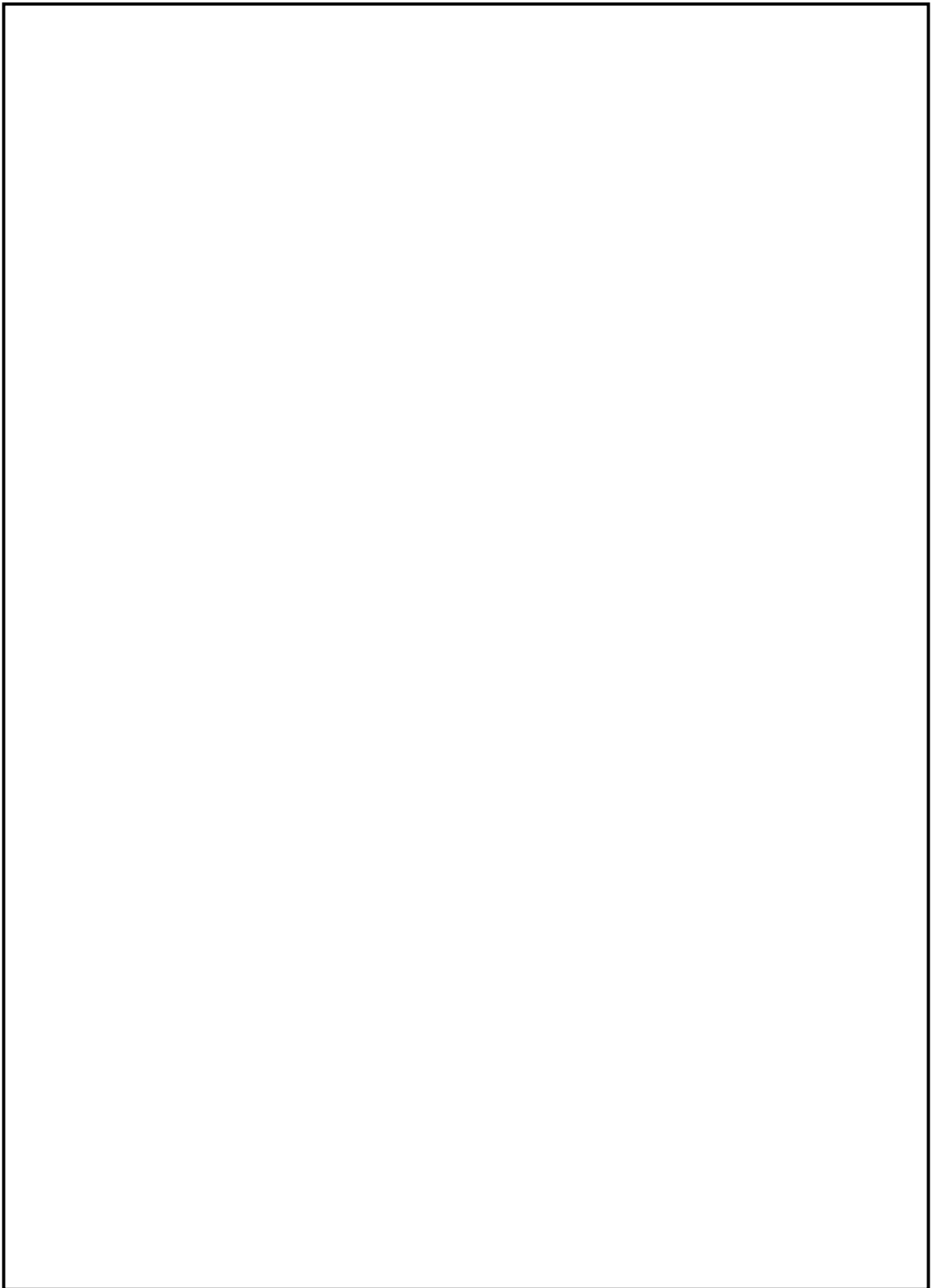


図9 残留熱代替除去系ポンプ図

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。

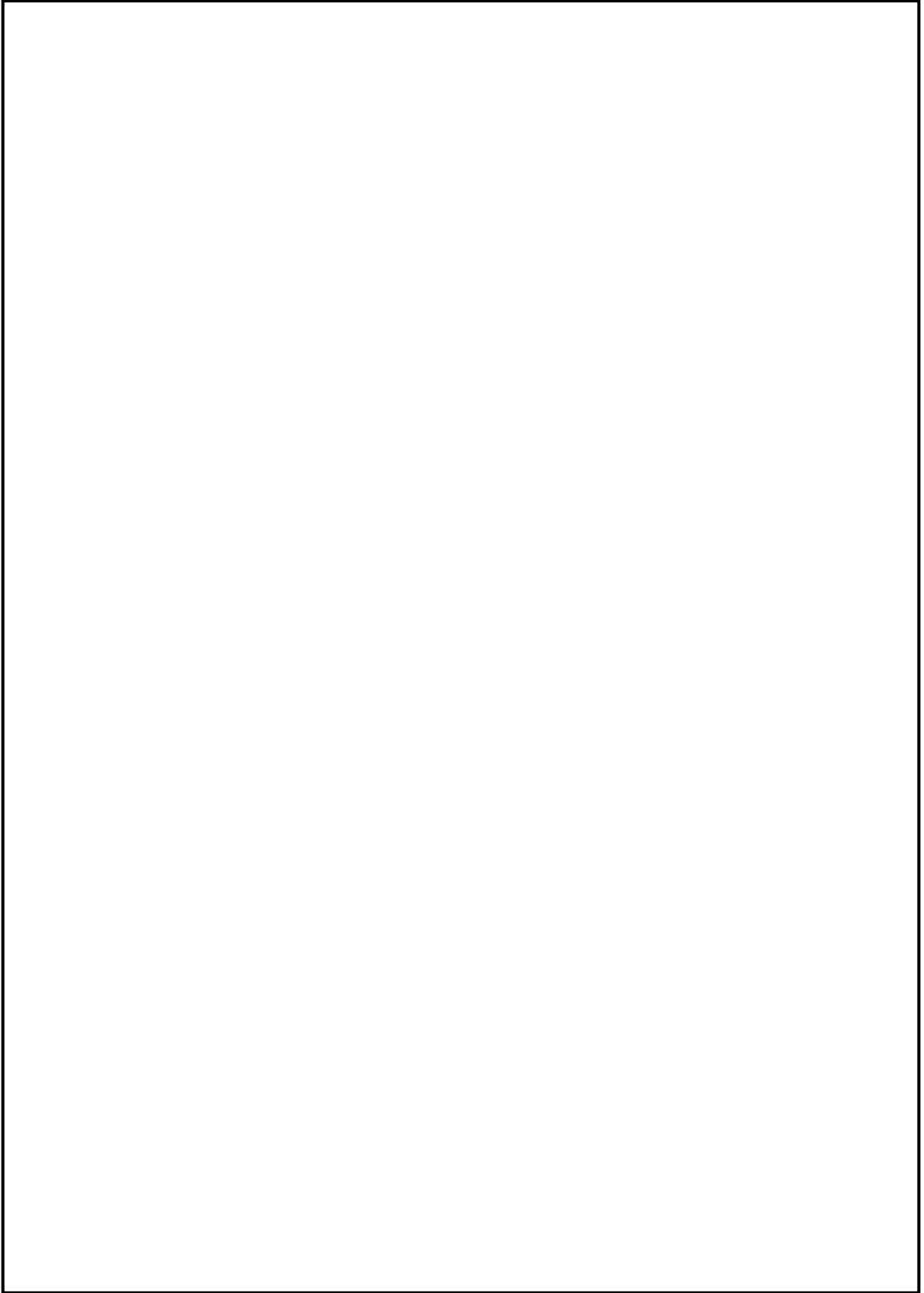


図 10 残留熱除去系熱交換器図

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。



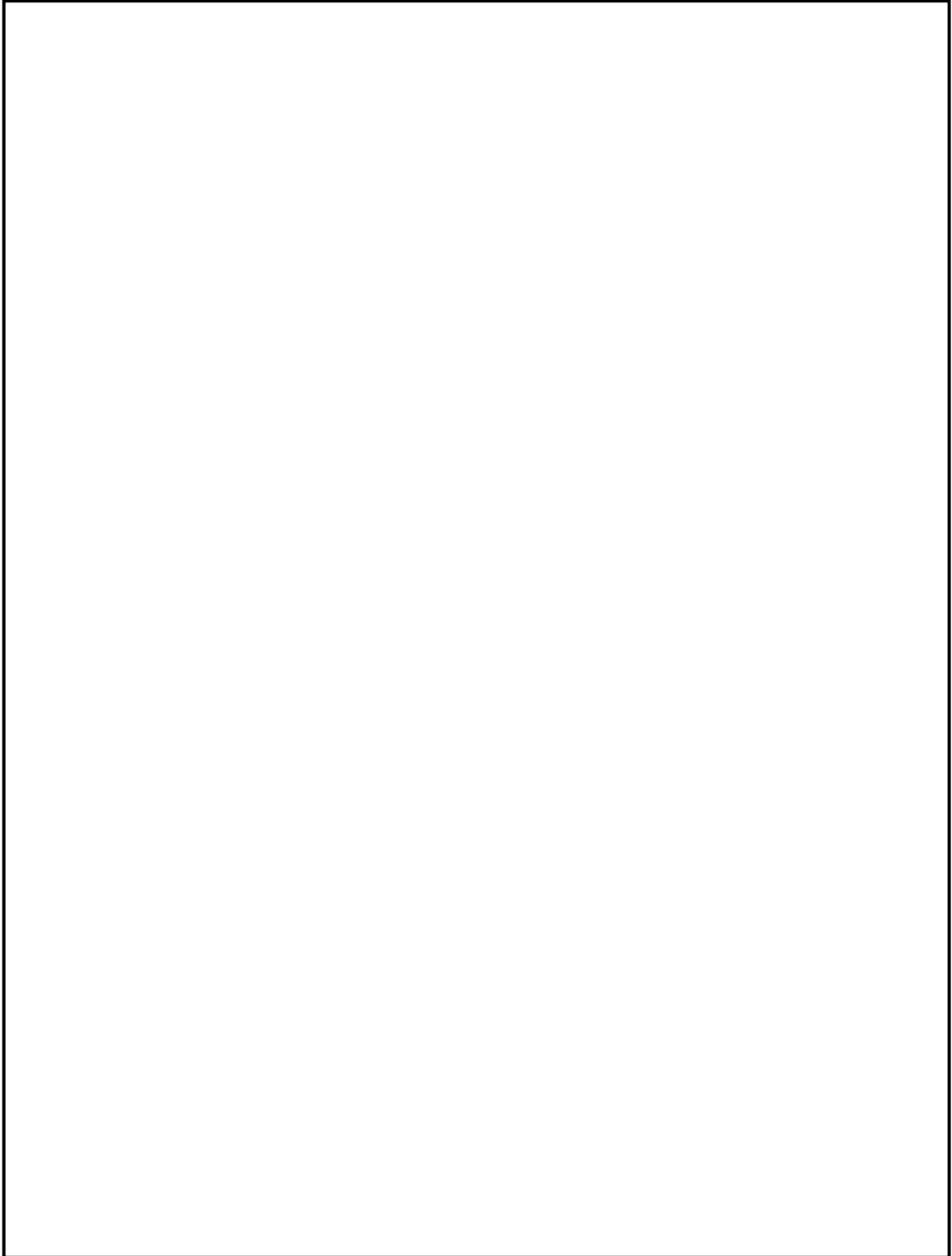


図 11 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

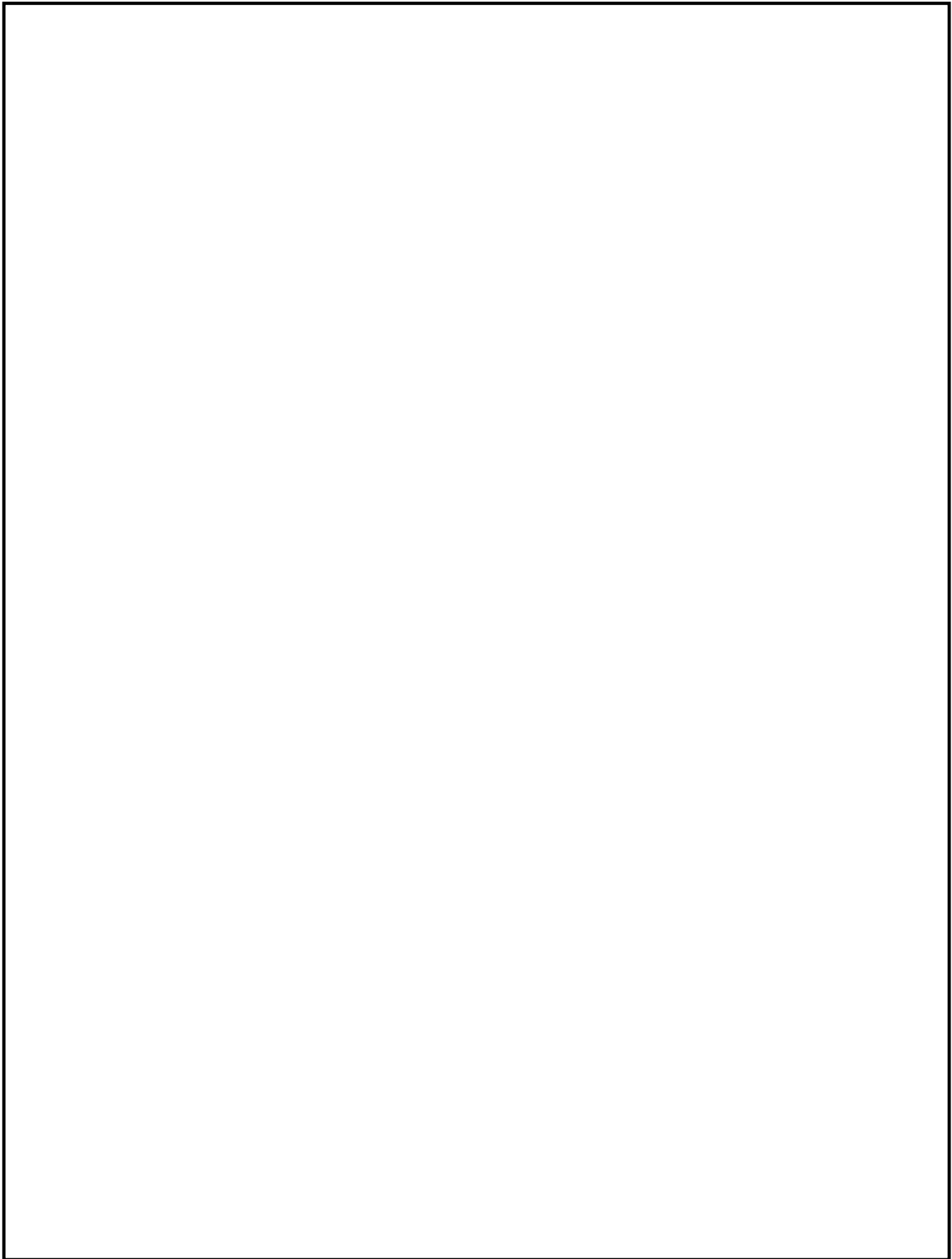


図 12 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

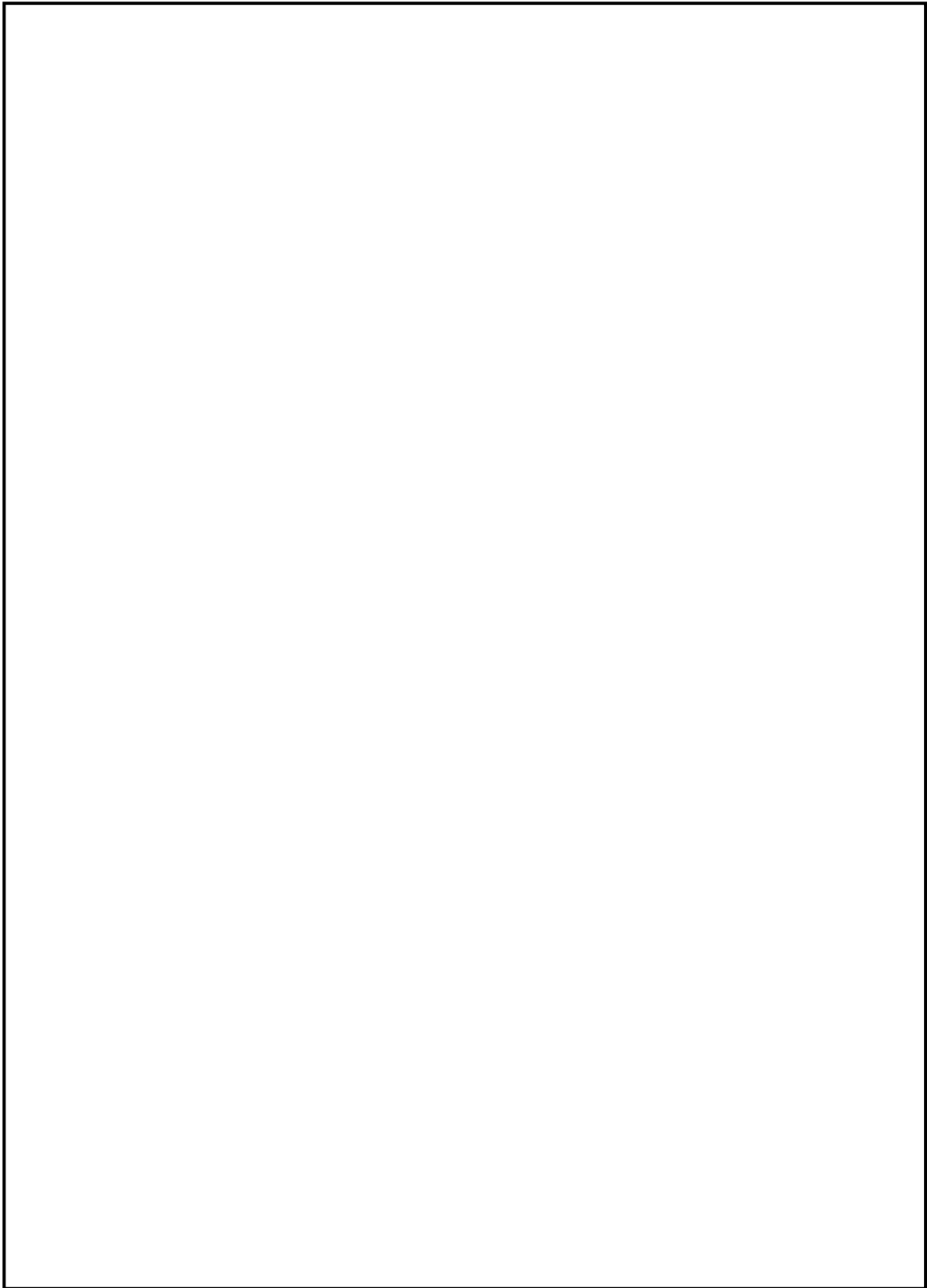


図 13 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

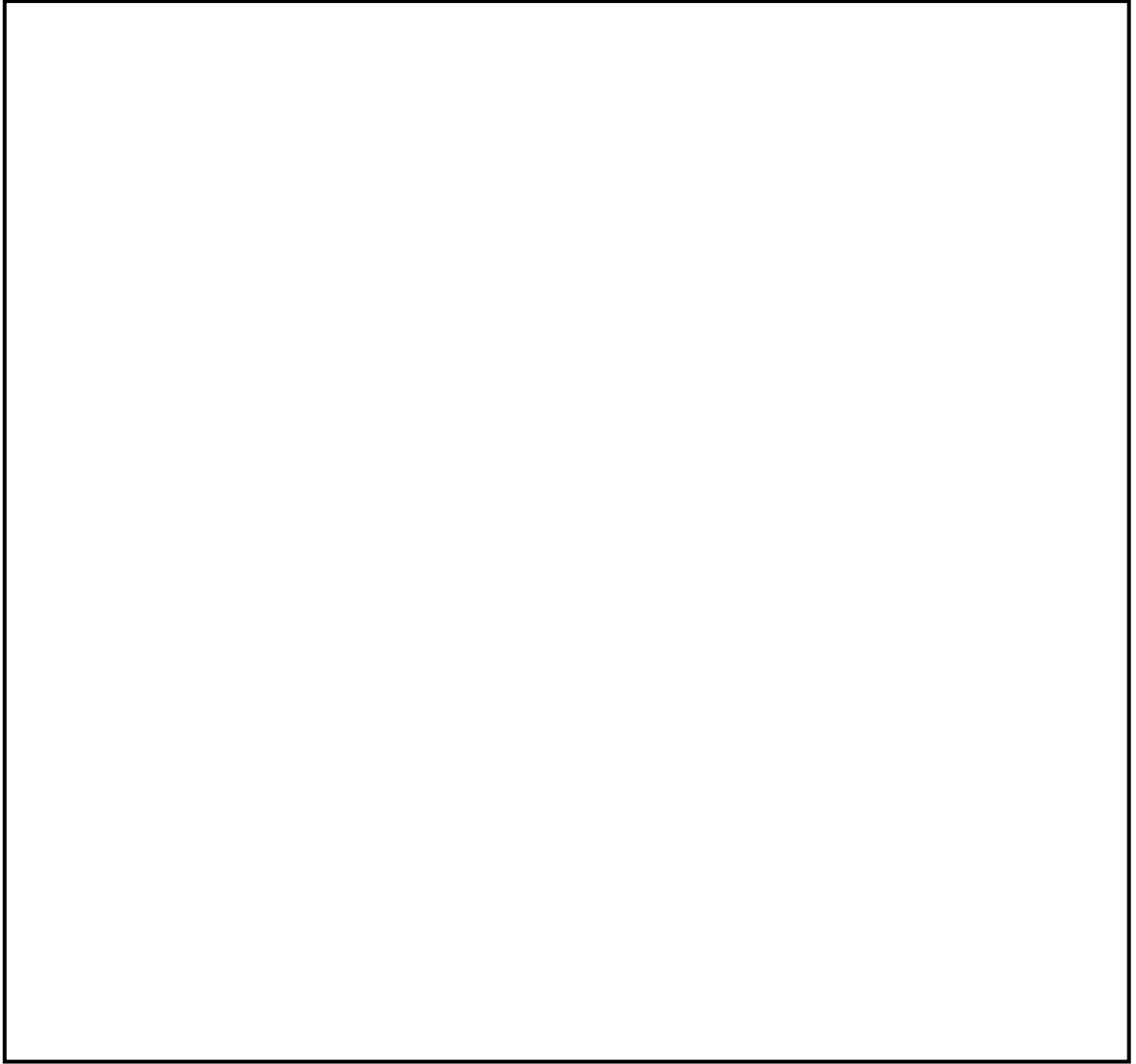


図 14 残留熱代替除去系系統性能検査

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。

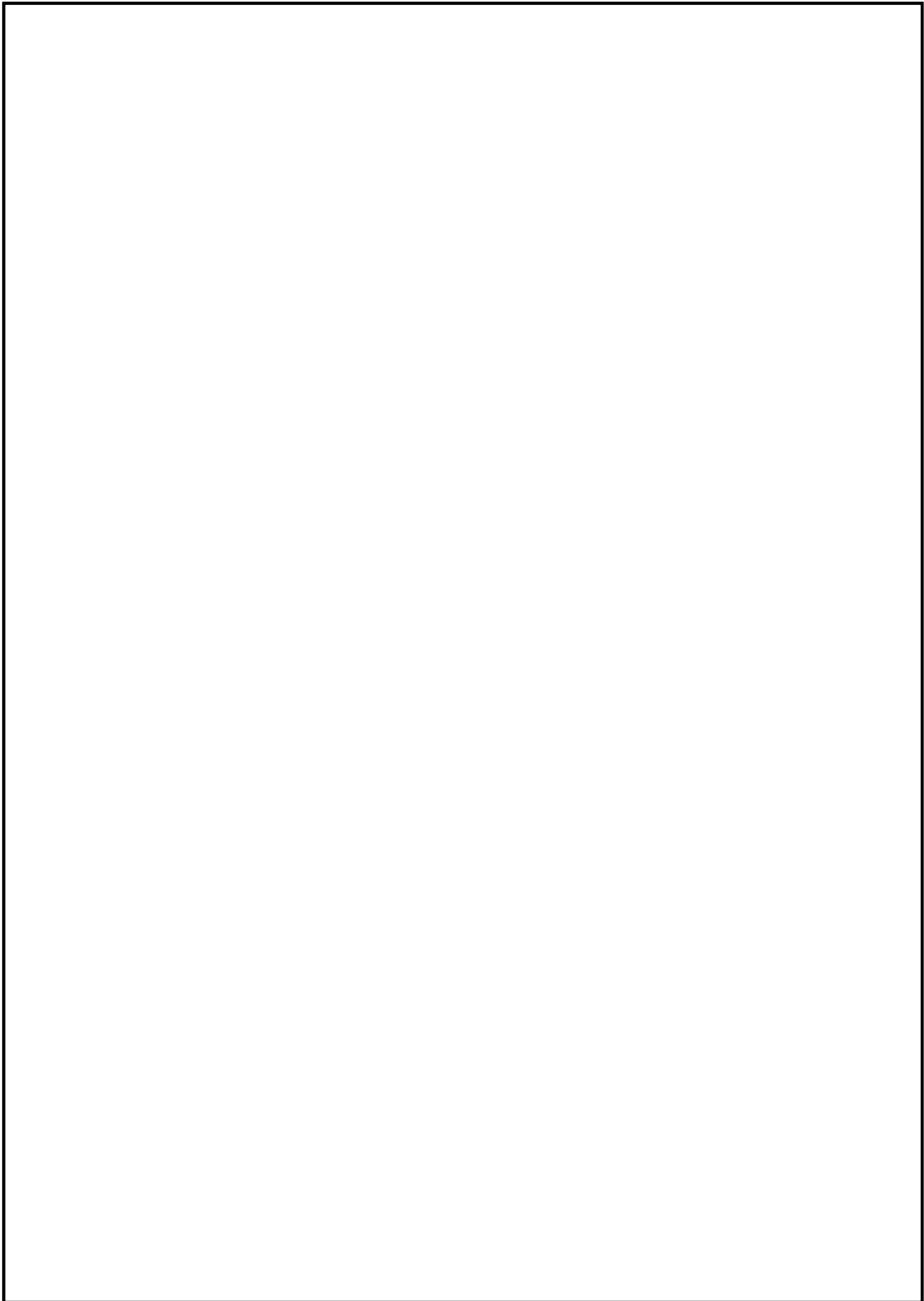


図 15 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

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。

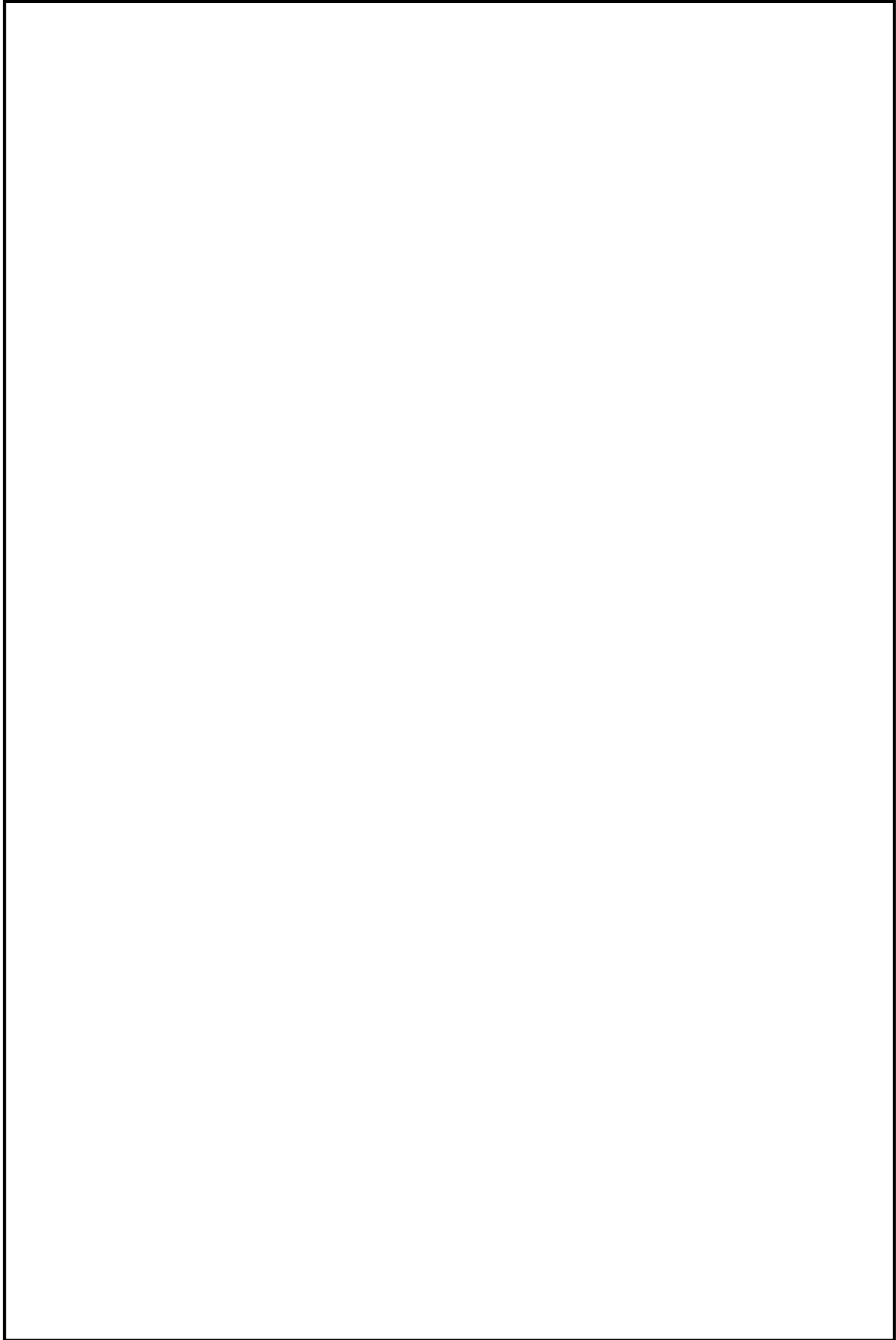


図 16 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

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。

50-7 容量設定根拠

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（原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]の2倍）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1参照）。

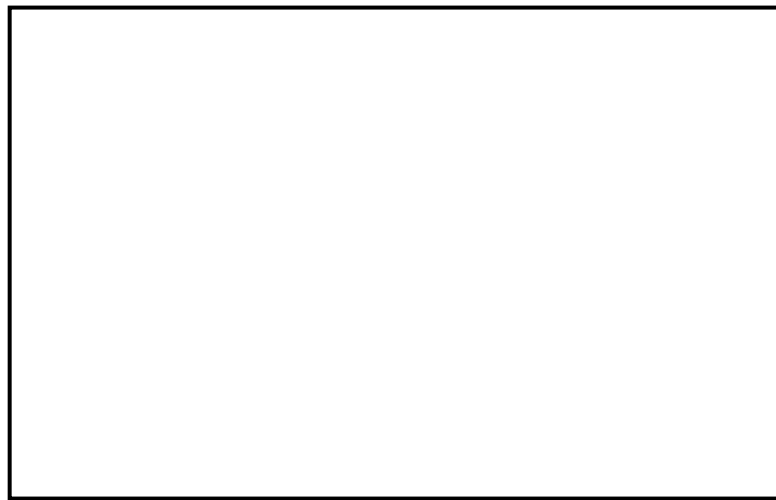


図1 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

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大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失において、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2参照）。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。

本資料のうち、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】

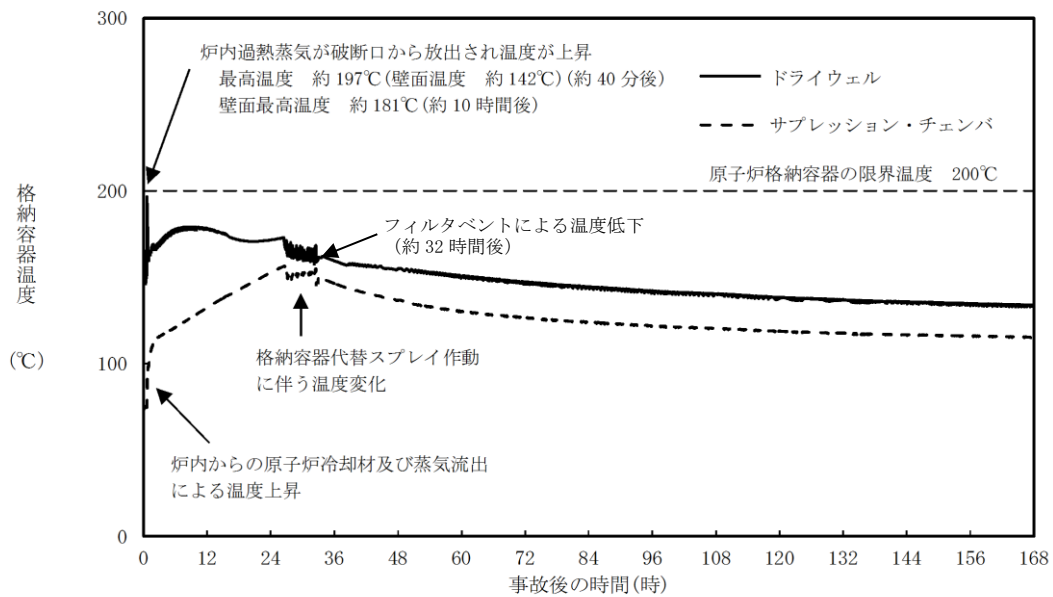


図2 原子炉格納容器温度推移（大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失）

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]（1Pd）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 (2750.55kJ/kg)

$h_w$  : 60℃の飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/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長期TBにおける格納容器ベント開始時間は、原子炉停止から約20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。

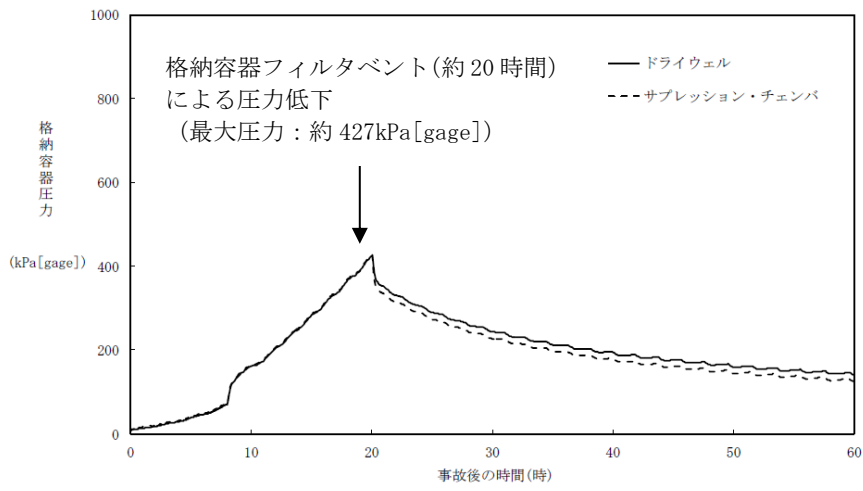


図3 原子炉格納容器圧力推移 (長期TB)

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する塩基性物質

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wt%としている。

ここで、①～③の要因による水酸化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（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失）」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4に示す。

本資料のうち、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】

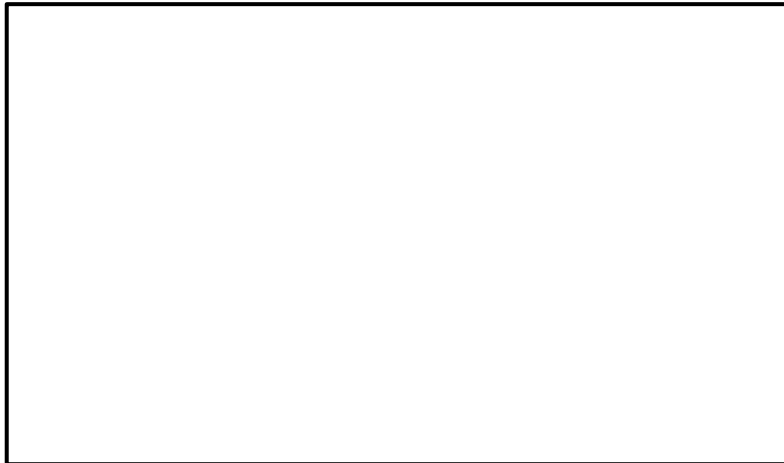


図4 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(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大LOCA+SB0+全ECCS機能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、溶融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ちペDESTAL内には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MCCI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。

$$\text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ [mol]} + \text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ [mol]} + \text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ [mol]} = \text{約 } \boxed{\phantom{000}} \text{ [mol]}$$

スクラビング水に初期添加する  は、上記にさらに余裕をみた  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4に示す。



本資料のうち、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】

よって、スクラビング水の pH を  に維持するための   
 の初期添加濃度は、約  wt% で十分である。



図 4 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大 LOCA+SB0+ECCS 機能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  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（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失）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  kg、ドライウェルベントの場合で約  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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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 1 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 1 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。

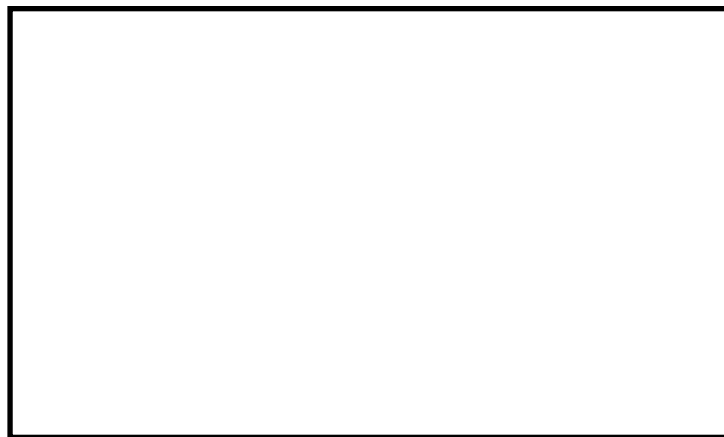
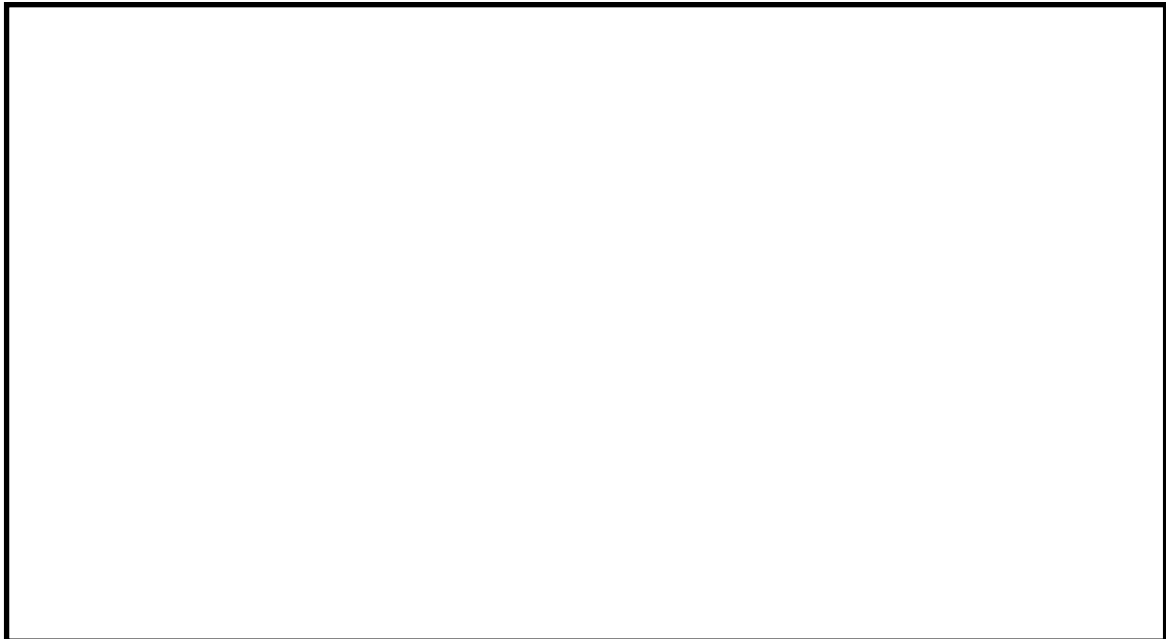


図5 JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

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。

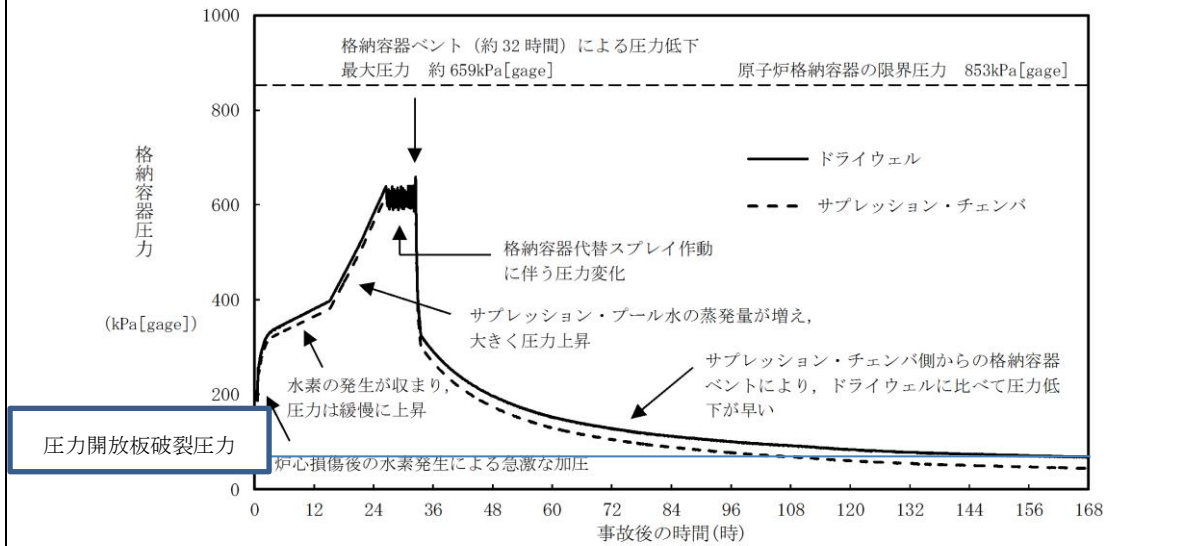


図 6 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失)



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></p> <p>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イ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</p> <p>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(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が約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イ流量が約120 m<sup>3</sup>/h)又は、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付資料十)において有効性が確認されている循環流量が120m<sup>3</sup>/h(原子炉格納容器へのスプレイ流量が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。

本資料のうち、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	残留熱除去系熱交換器		
個 数	基	2	
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 7 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。

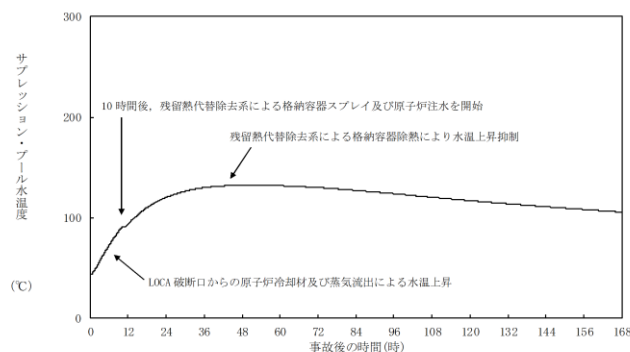


図 7 サプレッション・プール水温度の推移  
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

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およ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 8 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、格納容器スプレイおよ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。

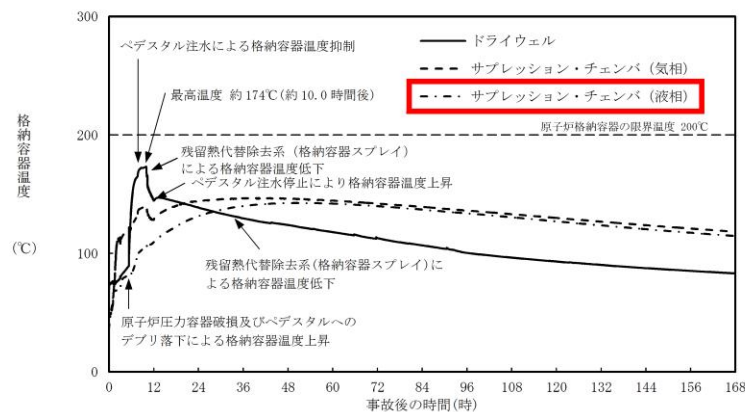


図 8 サプレッション・プール水温度の推移

(格納容器スプレイおよ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°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

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

$\Delta t$  : 対数平均温度差

##### 4.3 総括伝熱係数

$$U_c = \boxed{\phantom{0000}} \text{ kW} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

##### 4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{\phantom{0000}} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{\phantom{0000}} \text{ m}^2 / \text{個}$$

$A_r$  : 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、 $\boxed{\phantom{0000}}$  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 7 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およ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 8 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、格納容器スプレイおよ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。

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

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 15 参照）

$\eta$ ：ポンプ効率（%） = （図 15 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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



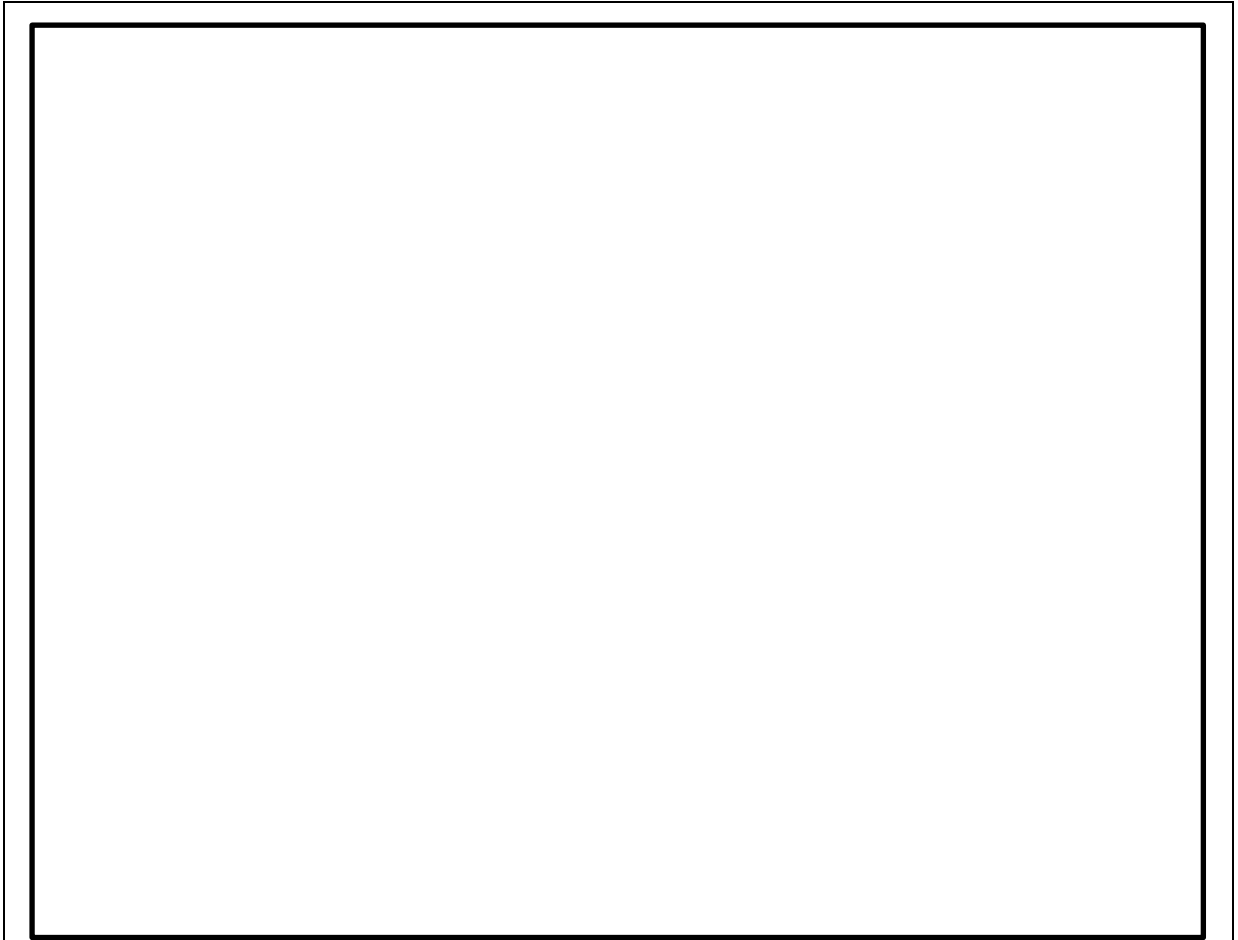


図2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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) (1.4 (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 7 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およ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 8 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、格納容器スプレイおよ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、1.4MPa[gage]とする。

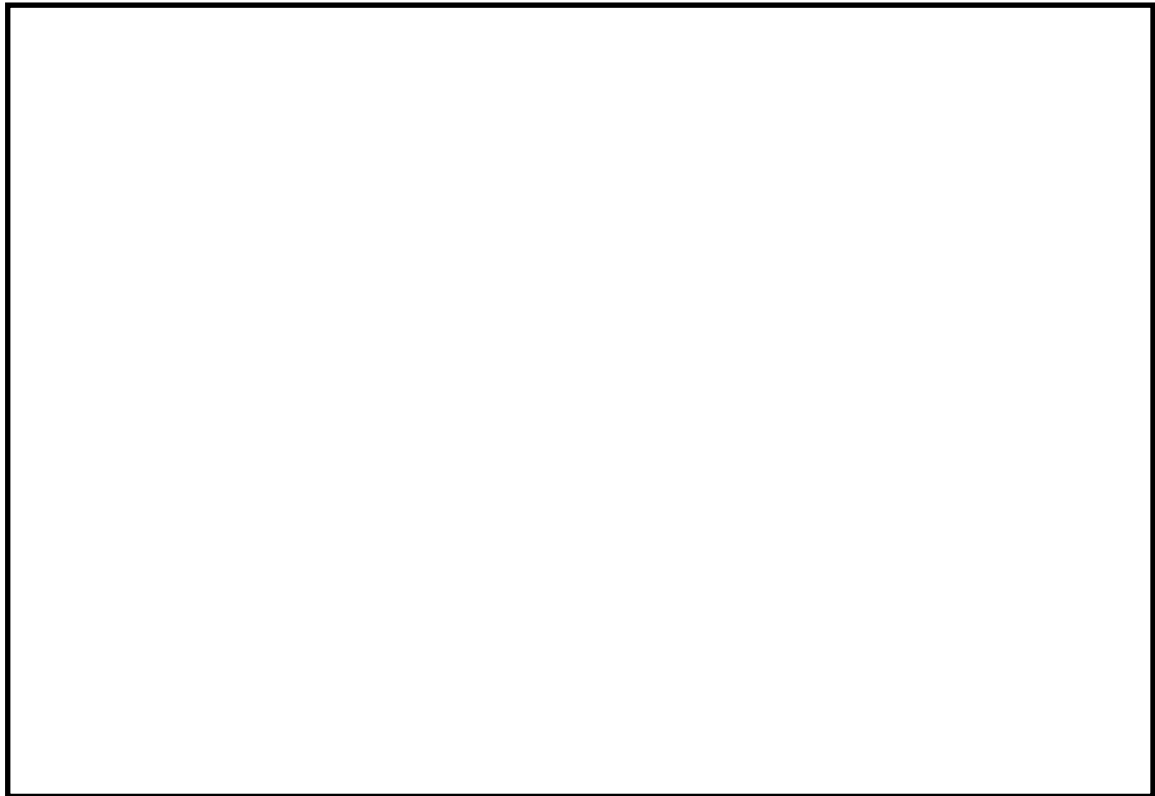


図9 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

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

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

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

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

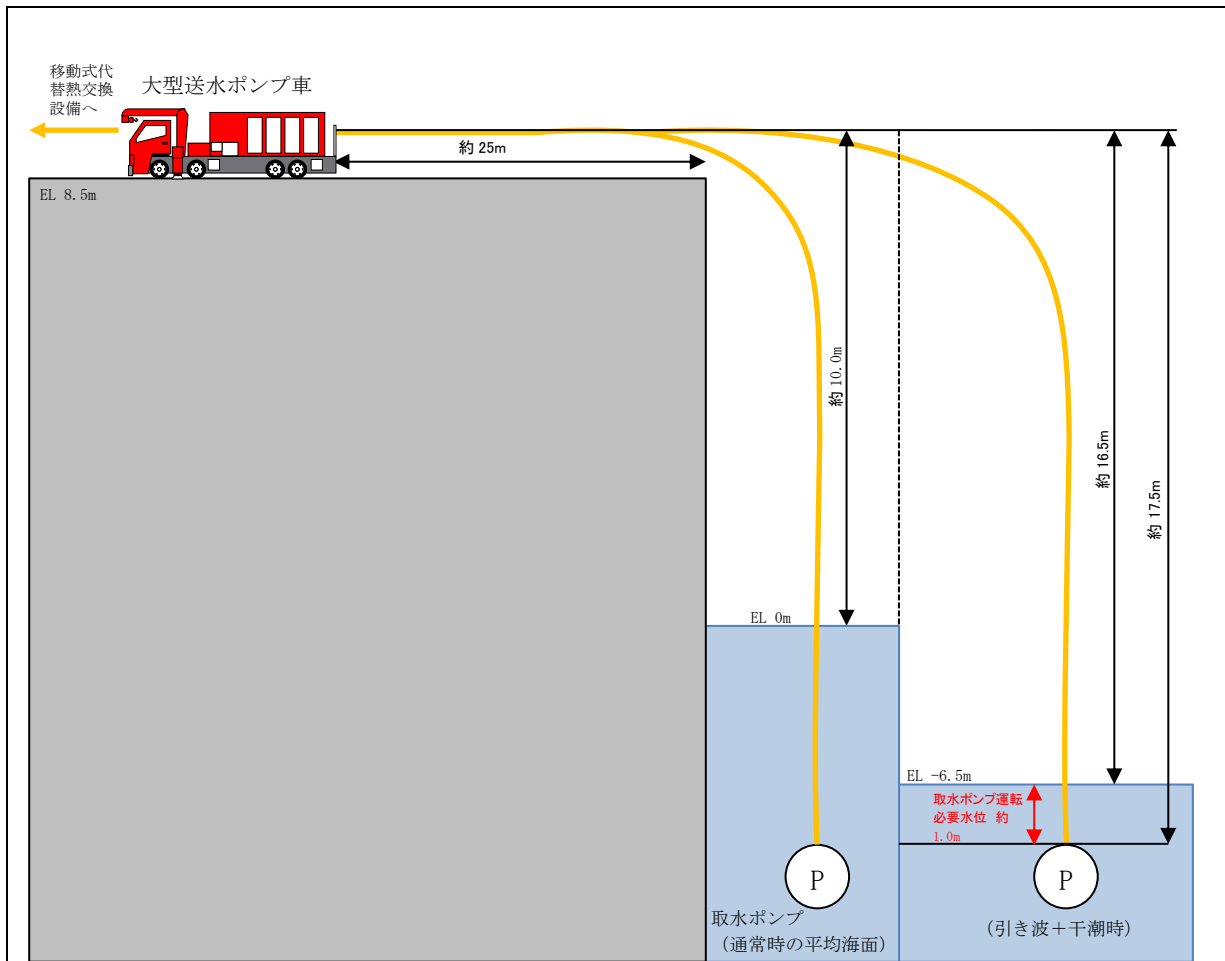


図 10 大型送水ポンプ車概要図

### 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。

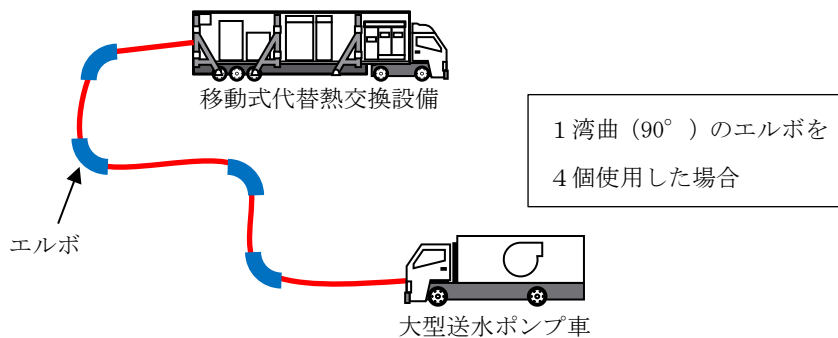


図 11 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

<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  $R_e = \nu d / \nu$ ,  $\nu$  は動粘性係数,  $d$  はエルボ内径,  $\nu$  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

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

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

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

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

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

$$= 0.0119400\dots$$

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



50-8 接続図

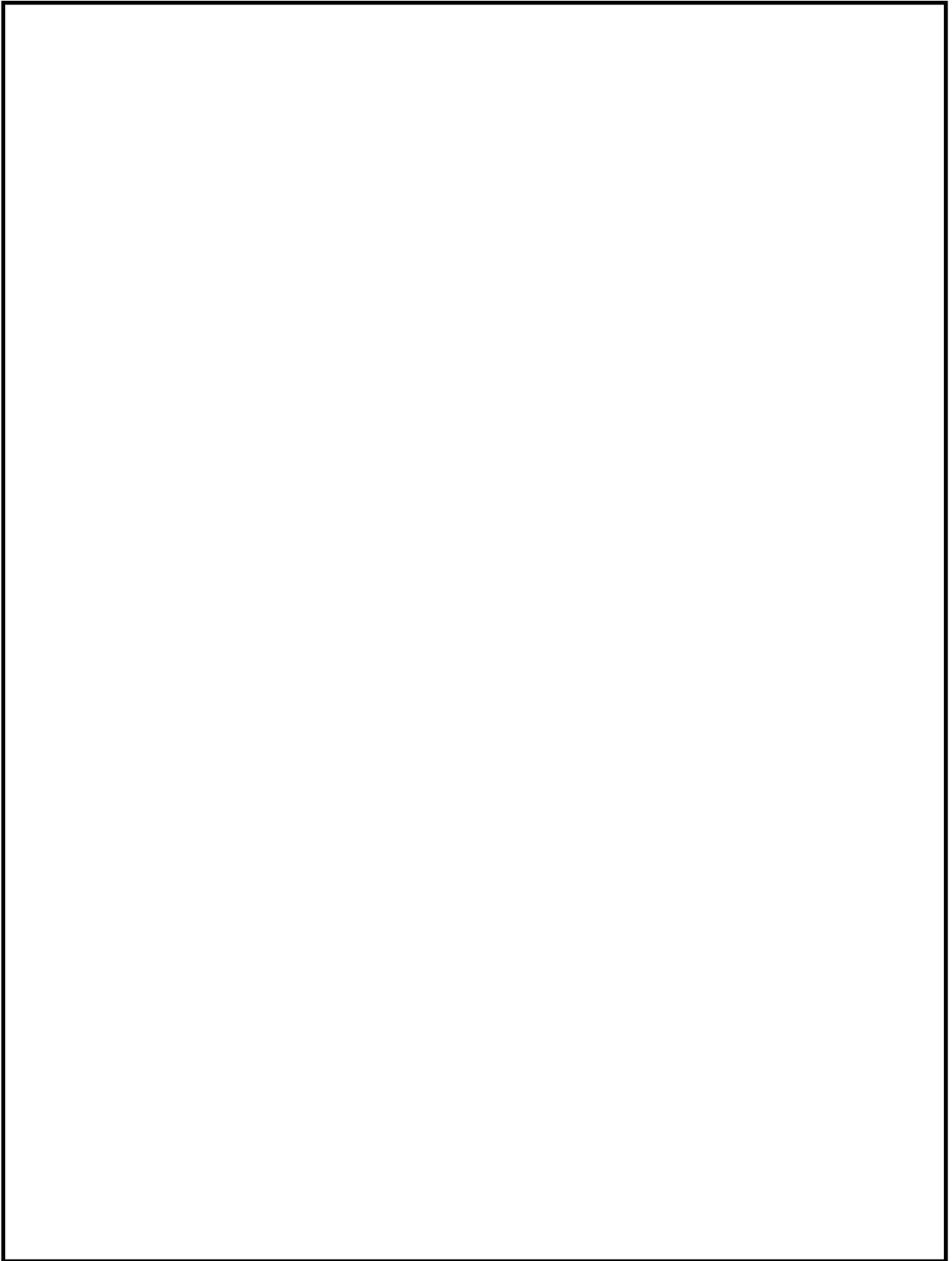


図1 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置図

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。

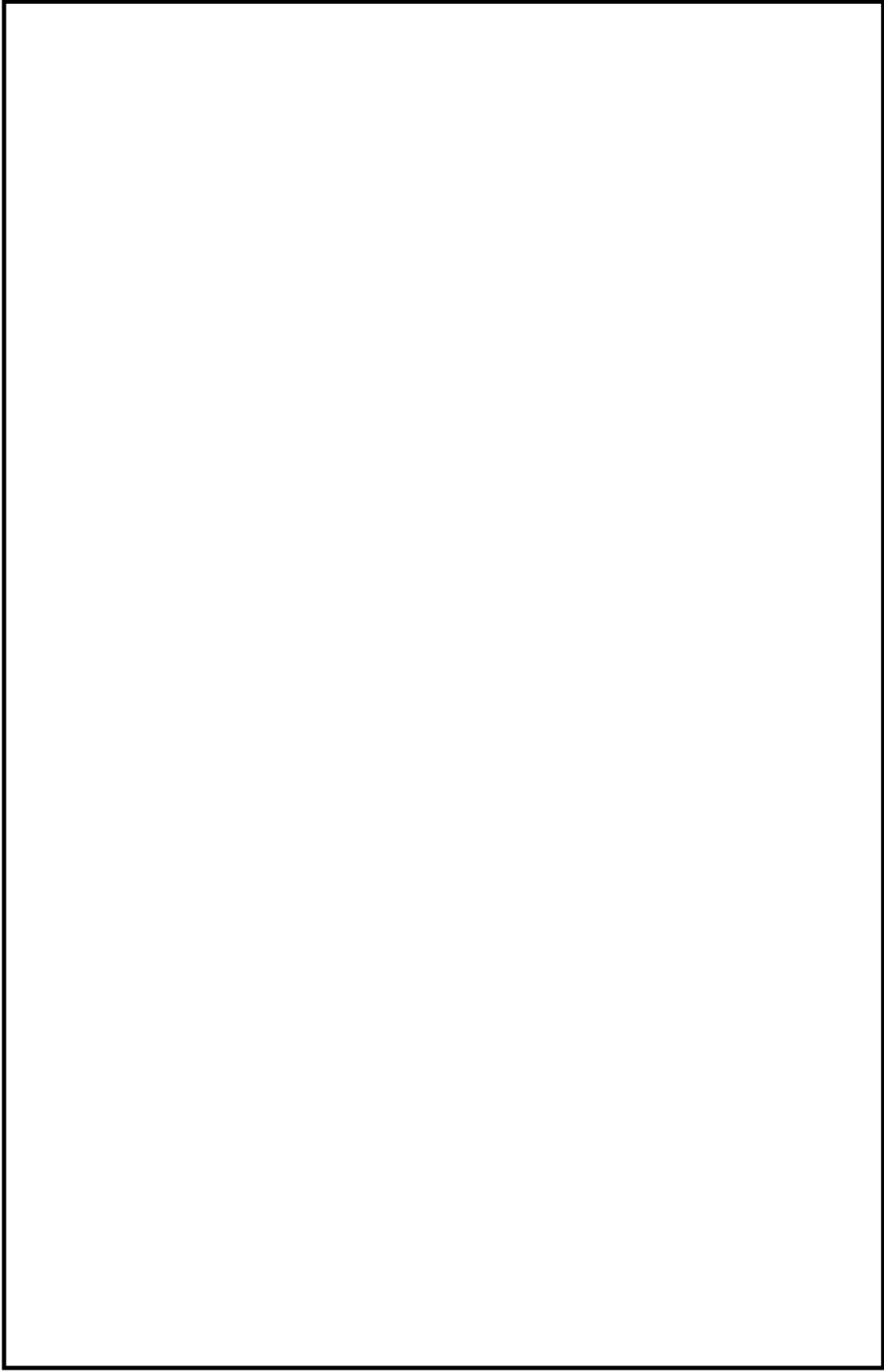


図2 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

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。

50-9 保管場所図

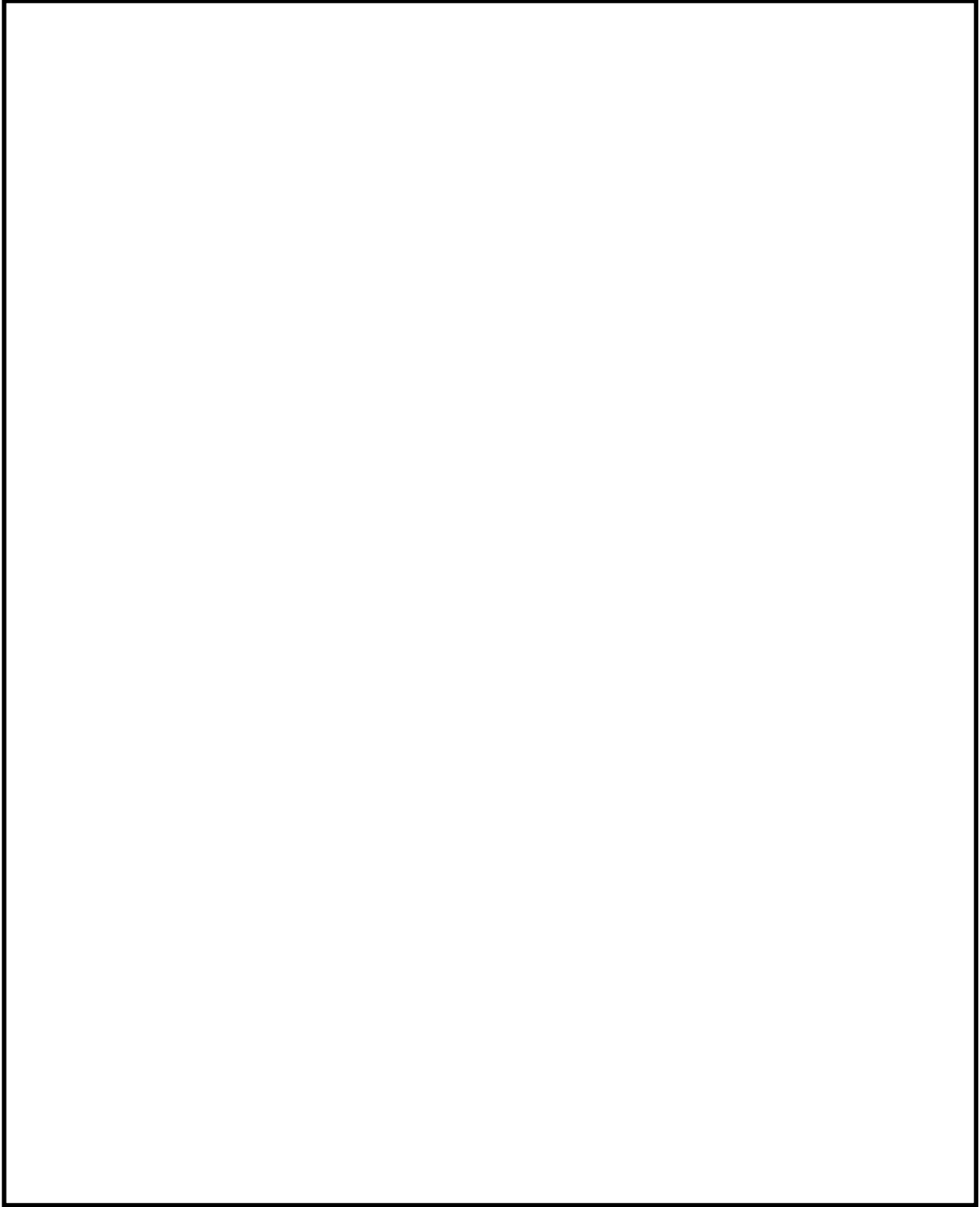


図1 屋外保管場所配置図（残留熱代替除去系）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

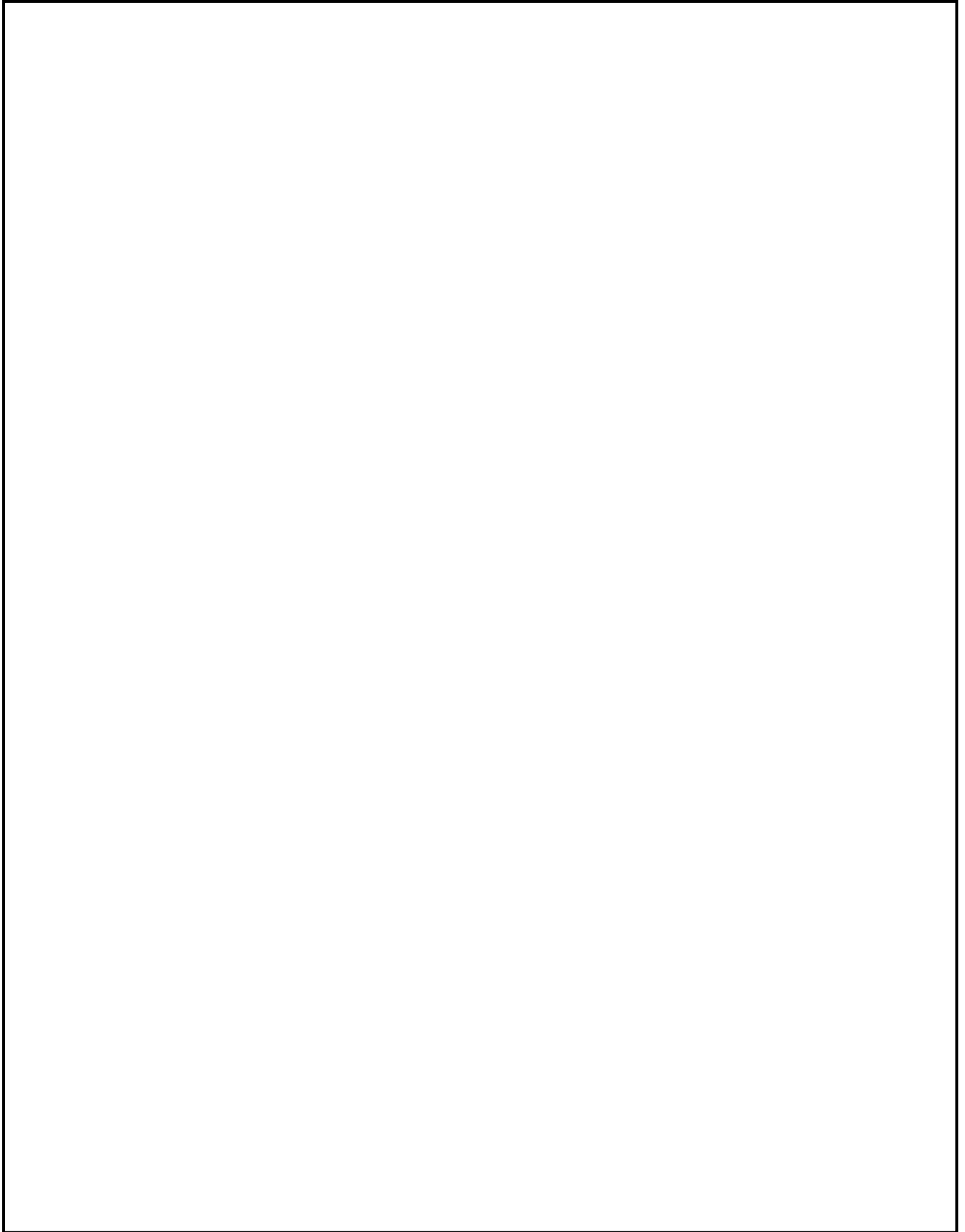


図2 屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

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

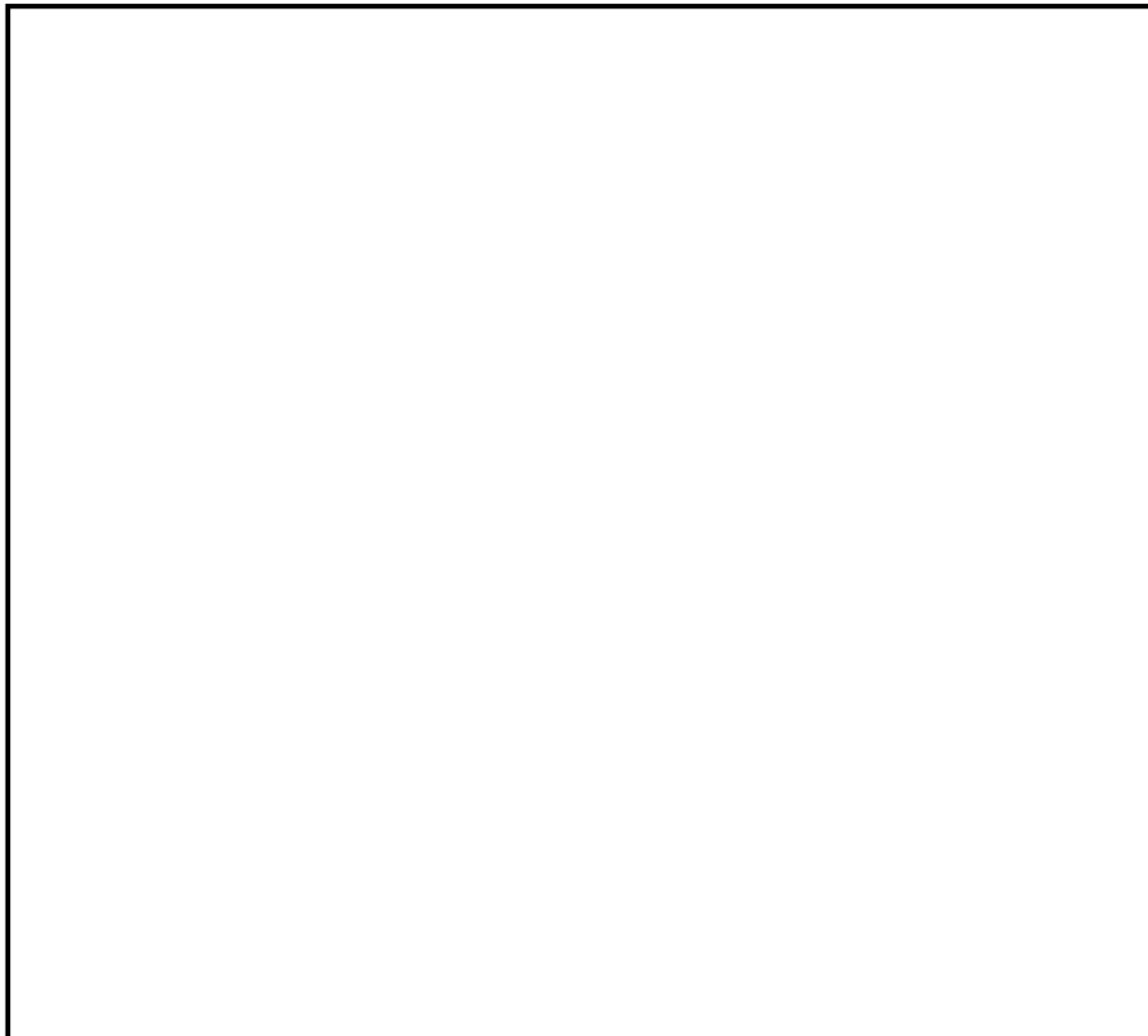


図1 保管場所及びアクセスルート図

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。



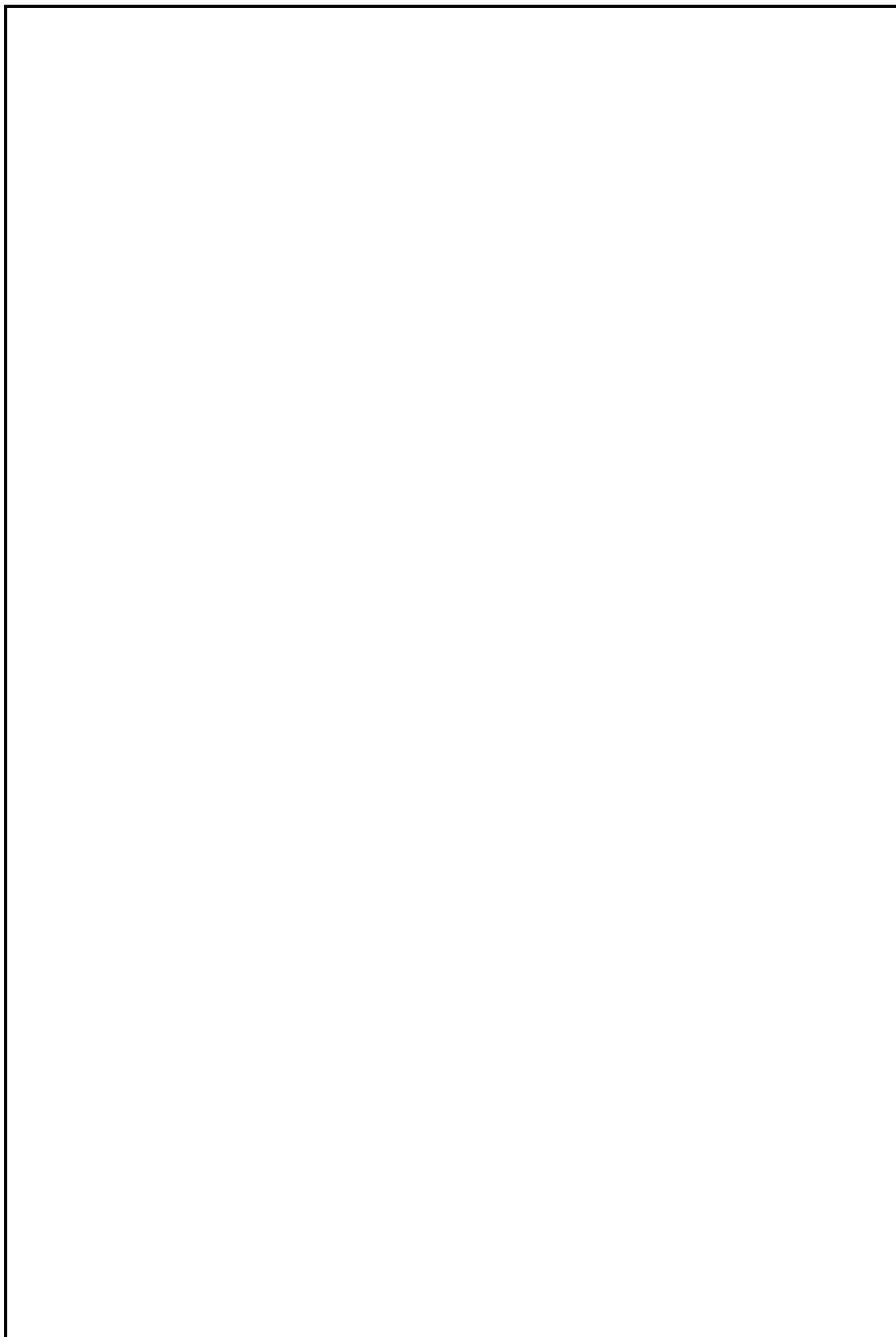


図2 フィルタベント操作（現場）（1/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

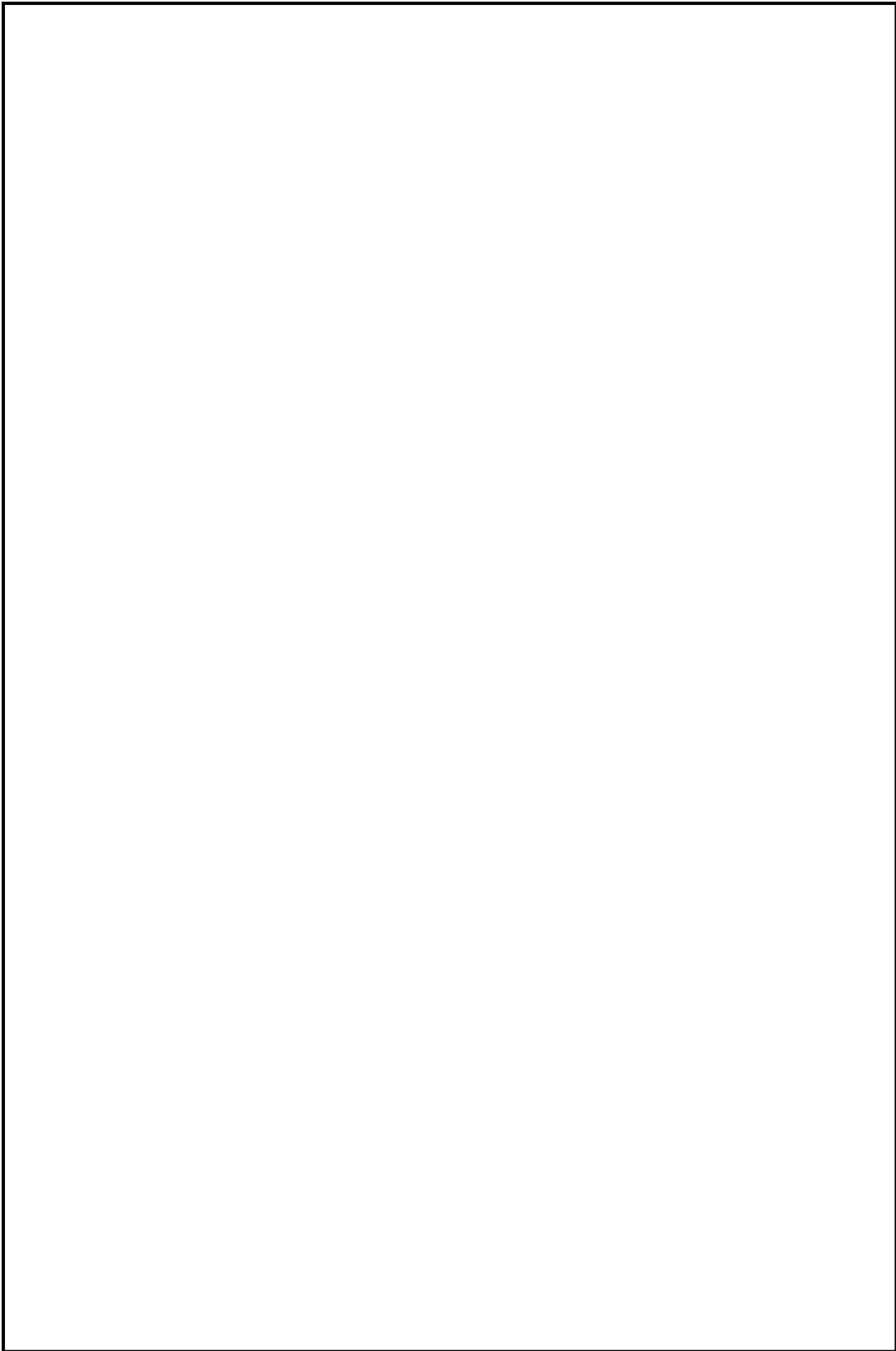


図2 フィルタベント操作（現場）（2/4）

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。

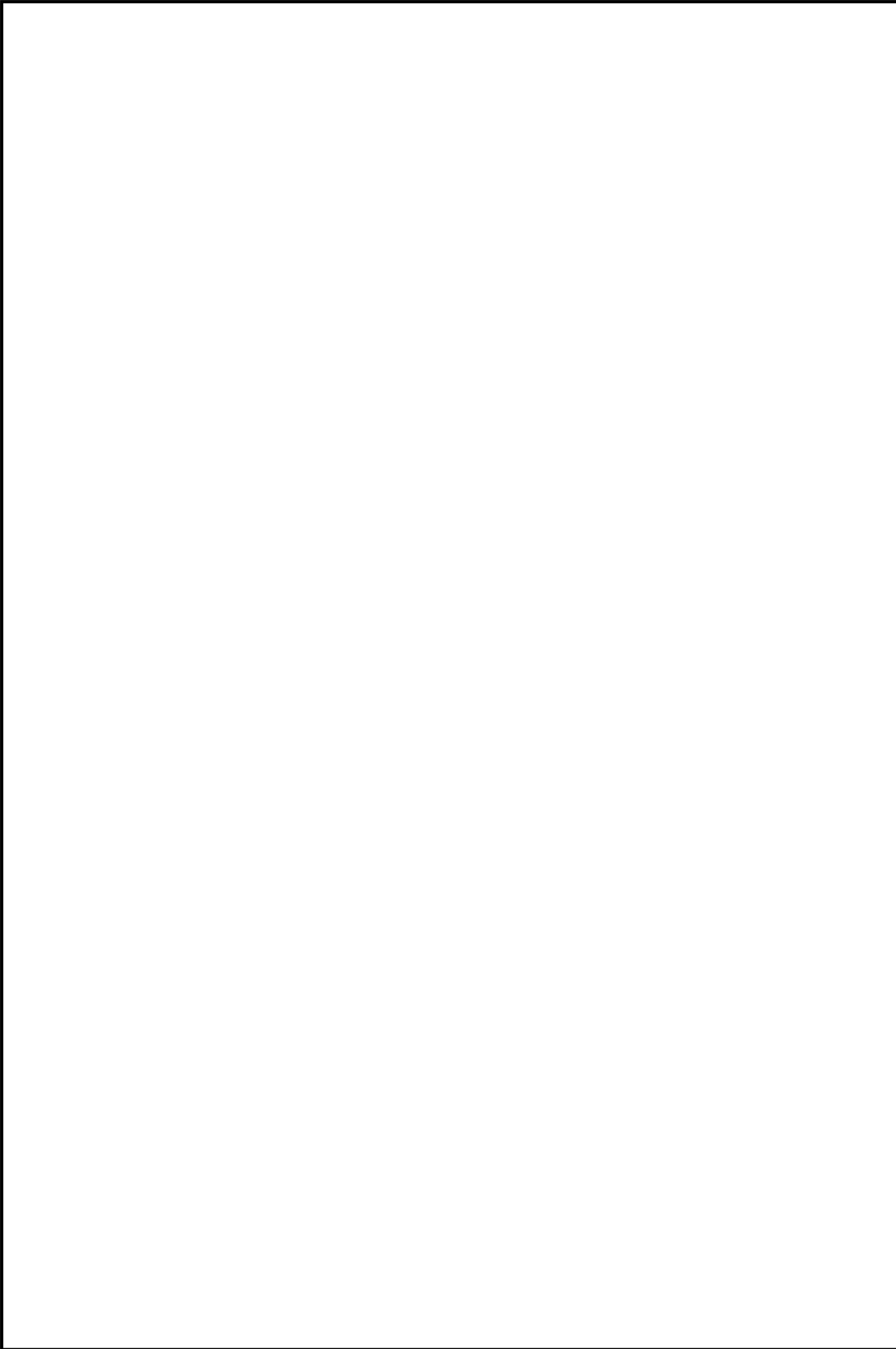


図2 フィルタベント操作（現場）（3/4）

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。

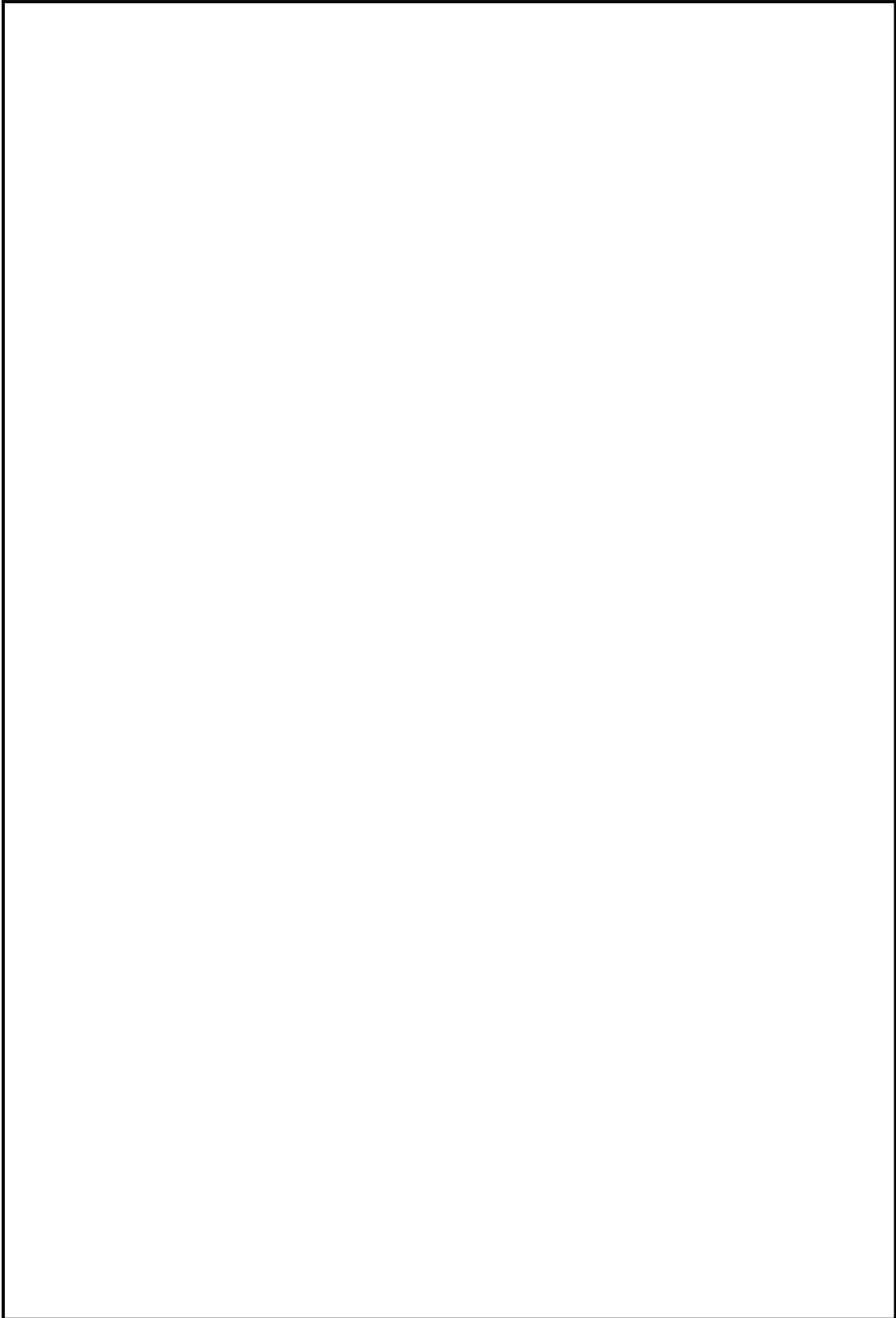


図2 フィルタベント操作（現場）（4/4）

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。

50-11 その他設備

(1) 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、移送ポンプ、配管およ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およ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1に示す。

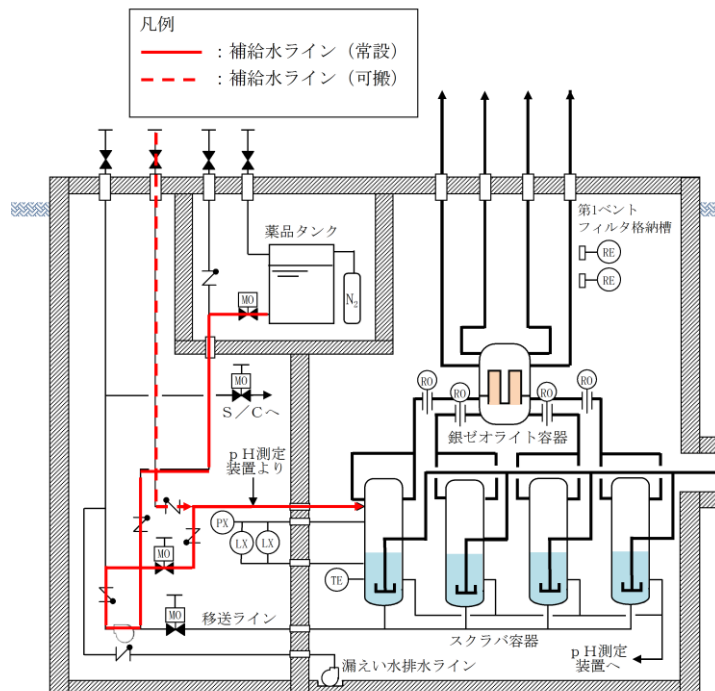


図1 補給設備 系統概略図

(ii) 排水設備

排水設備は、移送ポンプ、排水ポンプ、配管およ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2に示す。

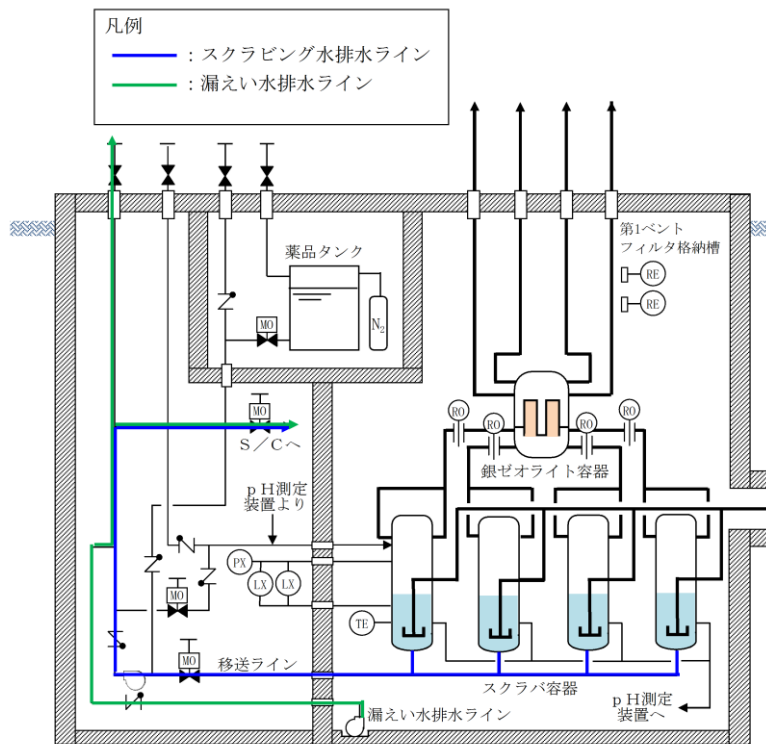


図2 排水設備 系統概略図（補給時）

(2) 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 3 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ペDESTAL 内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても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、ペDESTAL 内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL 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、ペDESTAL 内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。



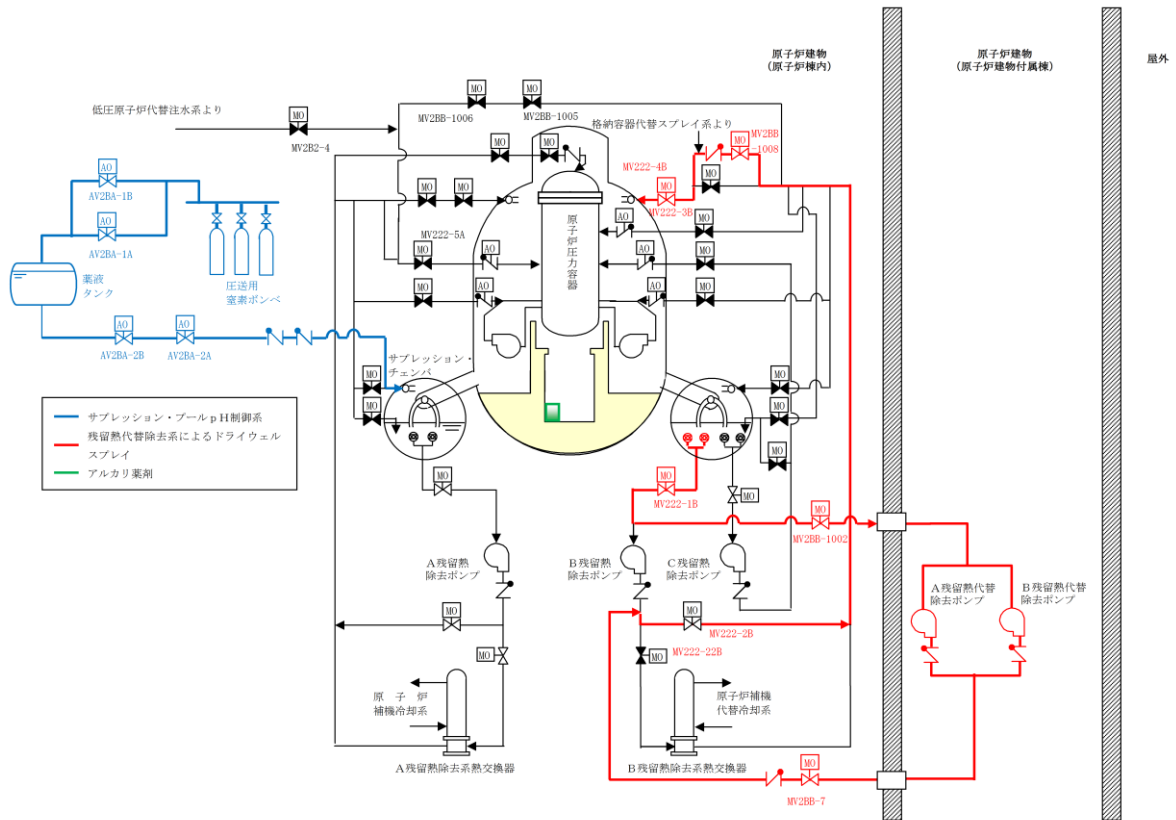


図3 サブプレッション・プール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御概略系統図

(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4，5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6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℃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。

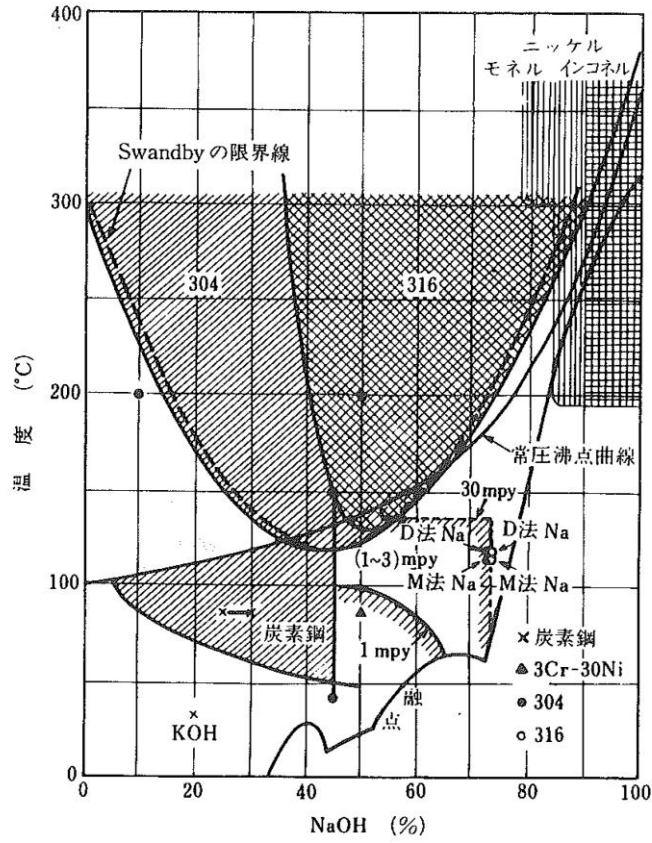


図4 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響<sup>[1]</sup>

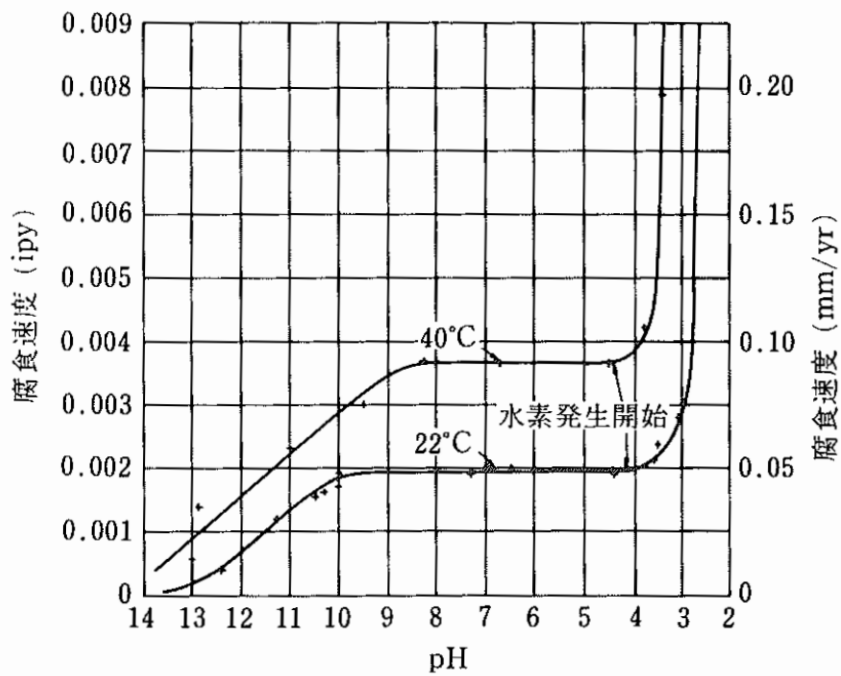


図5 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響<sup>[1]</sup>

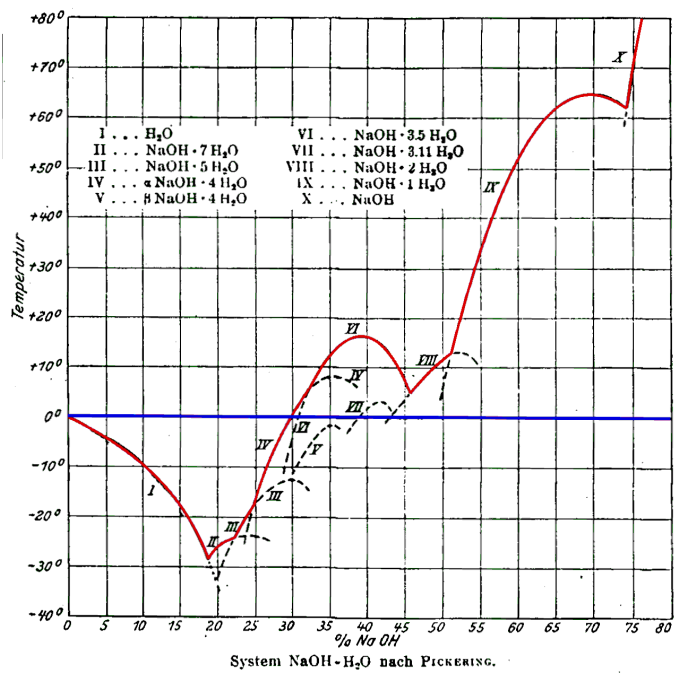


図6 水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(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よりこの亜鉛が全量反応すると，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 4 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。

### (3) 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、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ペDESTAL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、ペDESTAL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。

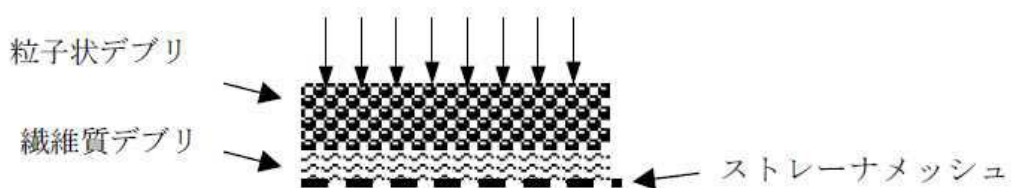


図7 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ



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 1 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  $0.008\text{m/s}$  ( $150\text{m}^3/\text{h}$  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 破損後の熔融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部) 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下部ペDESTAL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 8 参照)。粒子化した熔融炉心等が下部ペ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下部ペDESTAL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, 熔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。

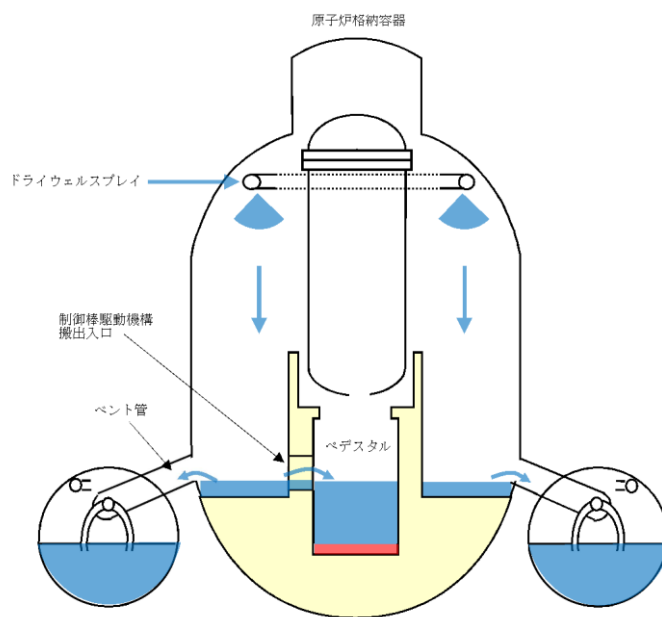


図 8 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

- ※ 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 9 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 7 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。

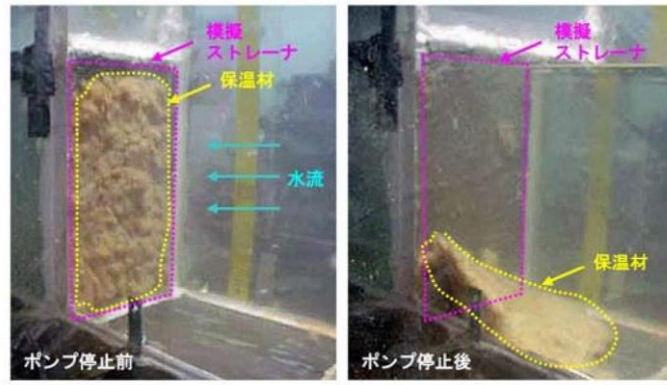


図9 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験  
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of  
Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with  
Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

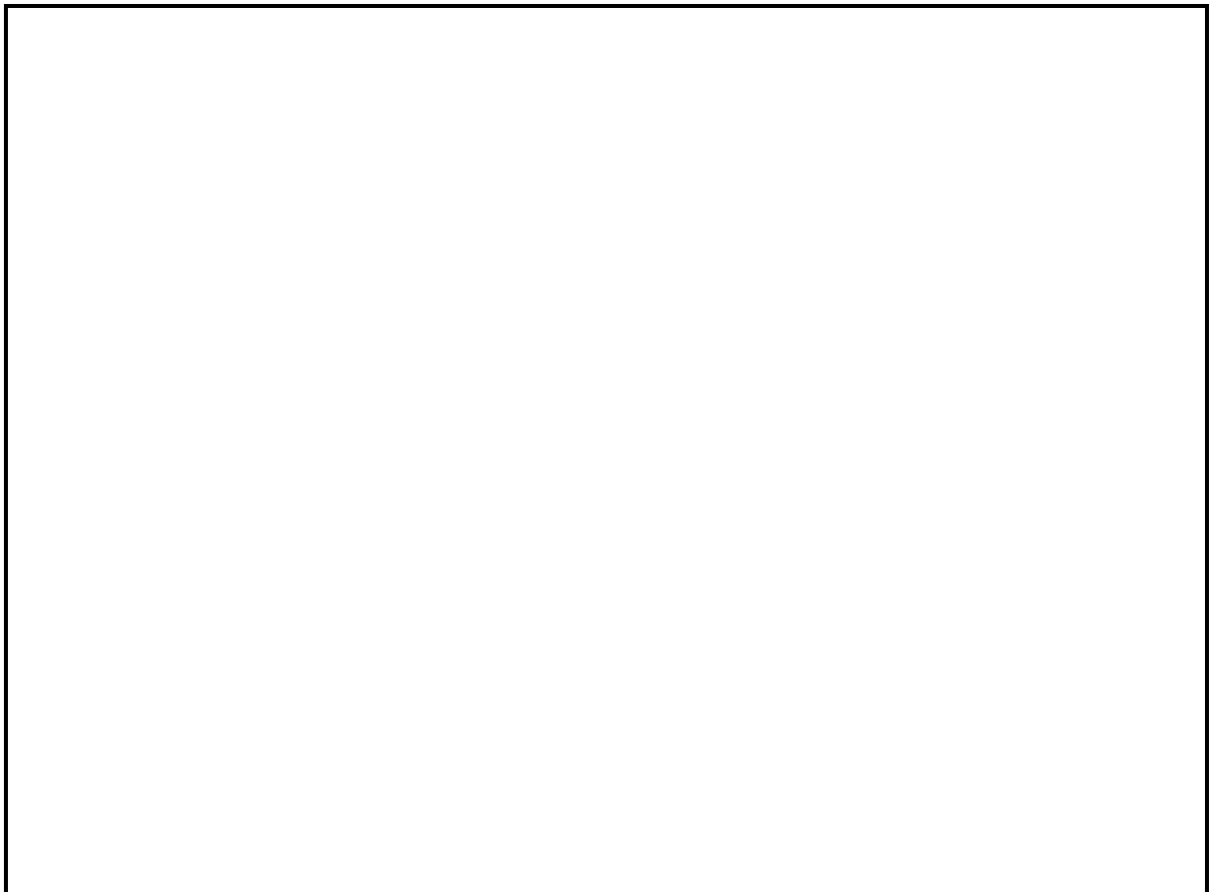


図10 BWRにおいて設置されているストレーナ

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11 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12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。

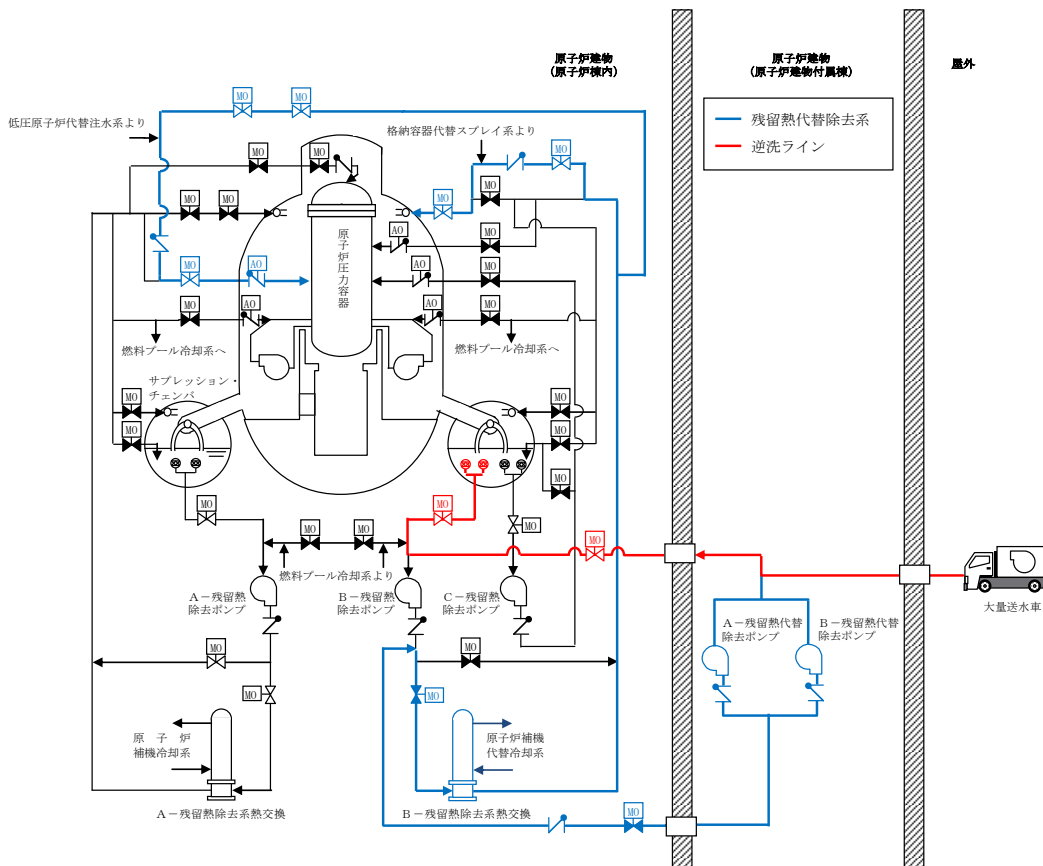


図12 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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。

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	原子炉棟設備	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	原子炉棟設備	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		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	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	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	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		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟設備	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

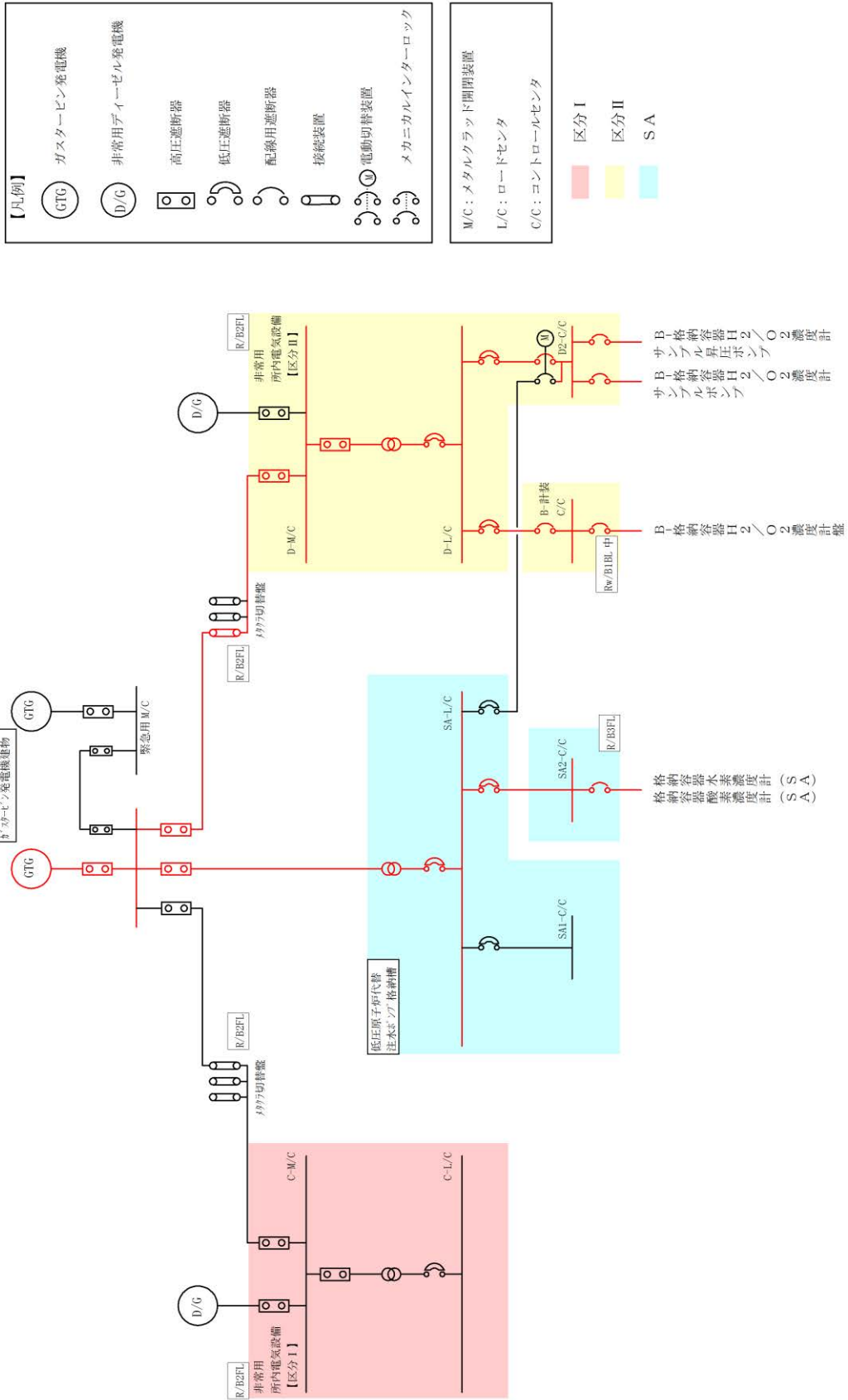




図1 単線結線図

52-2-1r2  
52補-9r2

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。

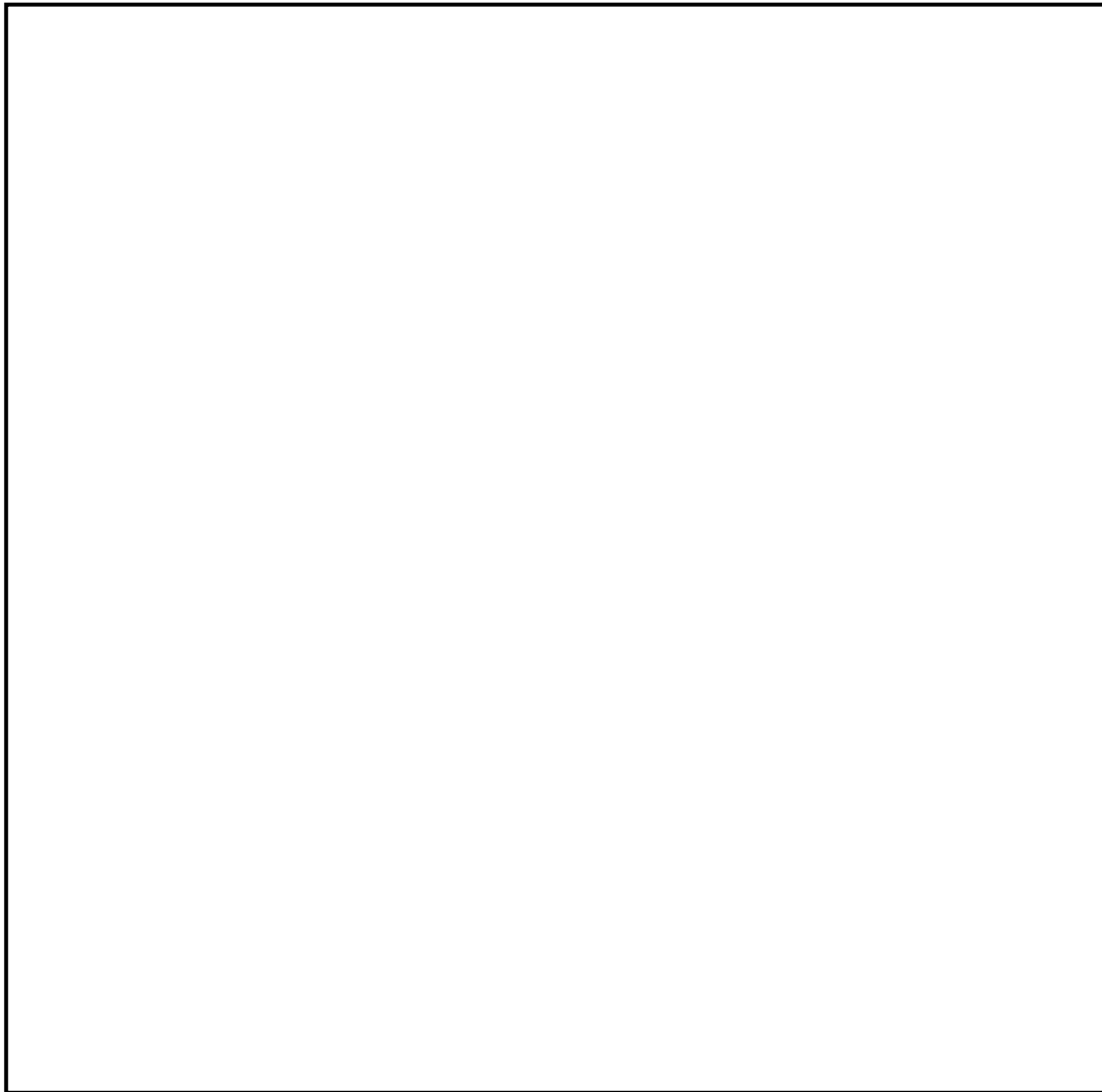


図1 機器配置図（原子炉建物中2階）

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。

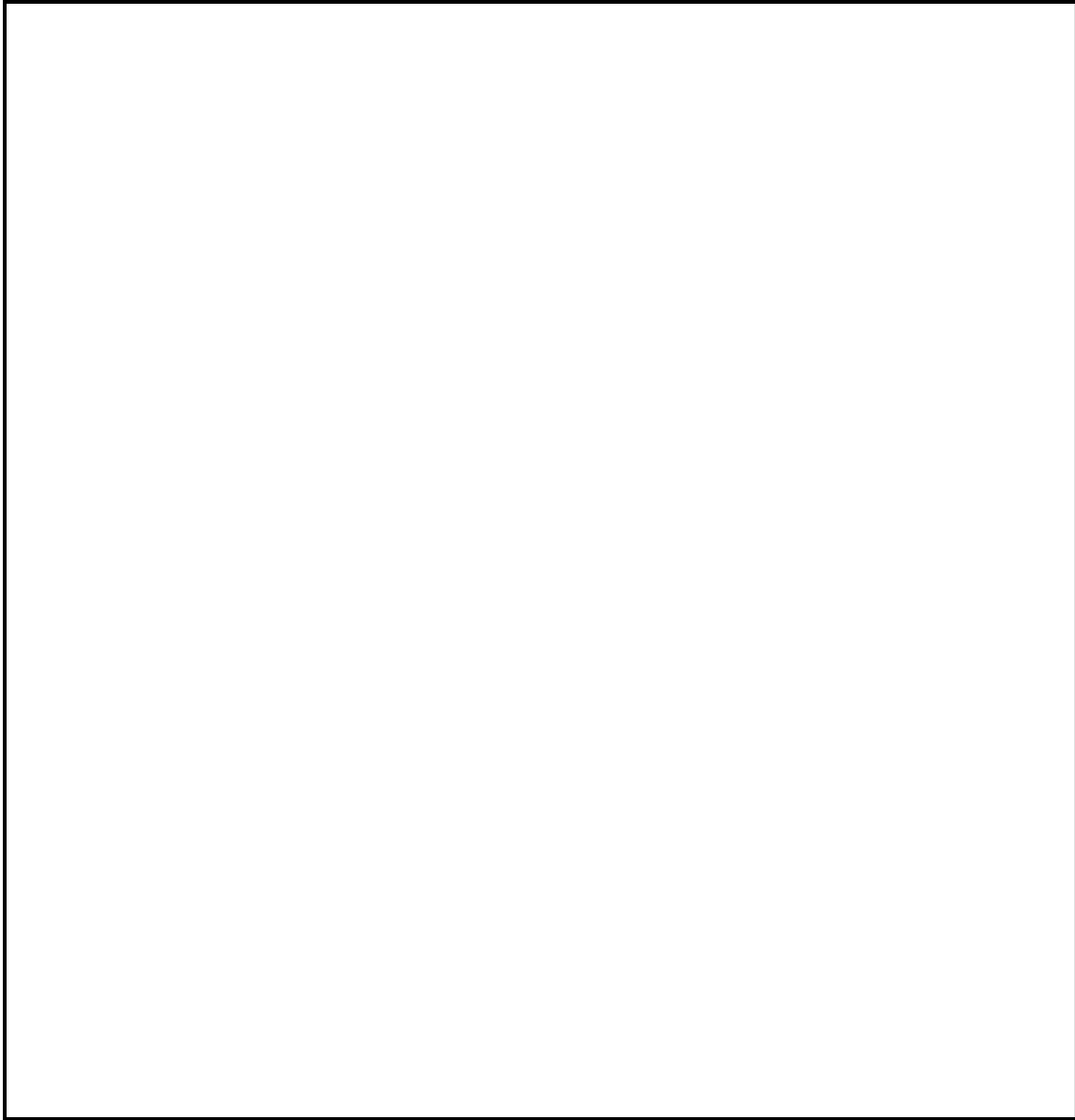


図2 機器配置図（原子炉建物3階）

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。



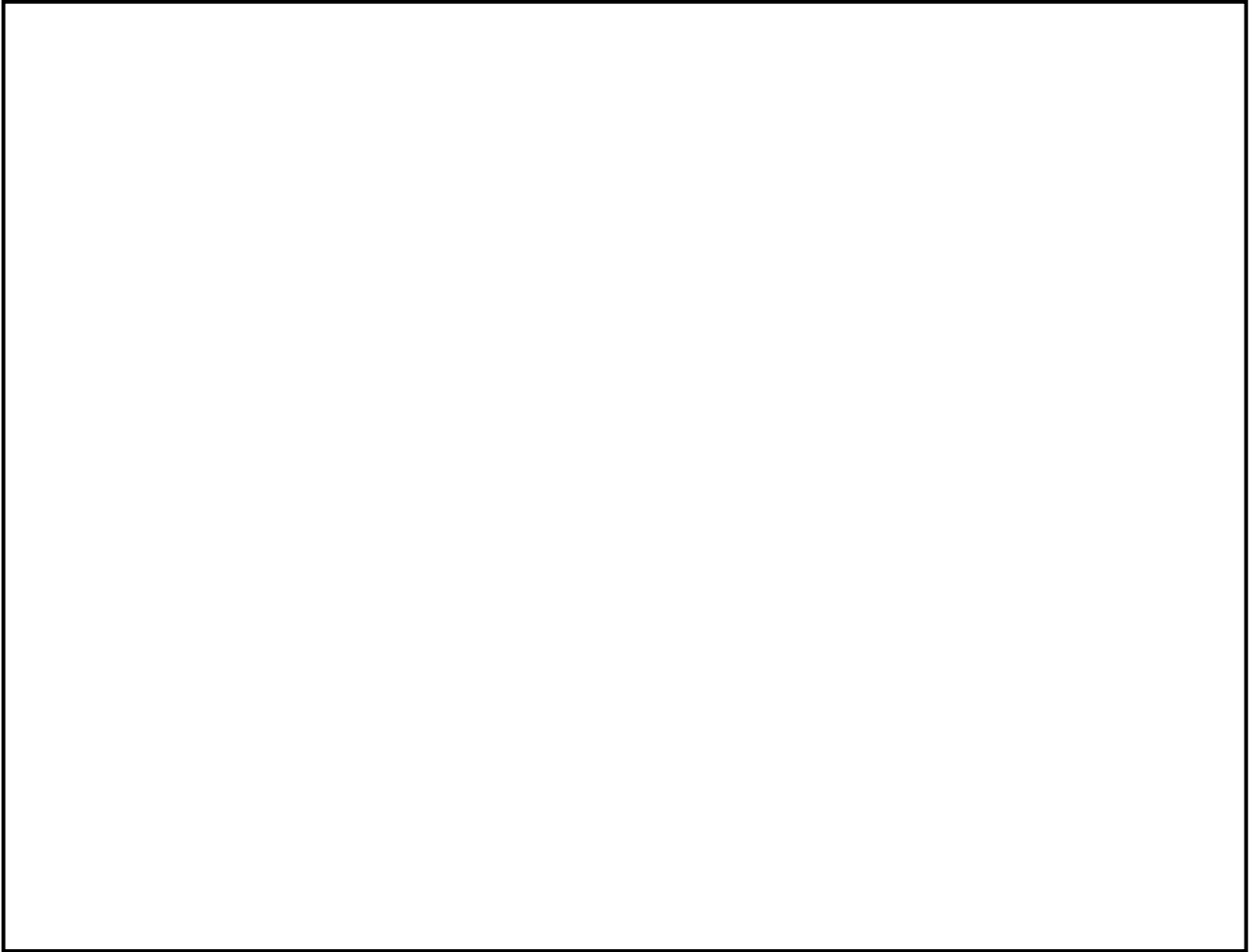


図3 機器配置図（中央制御室）

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

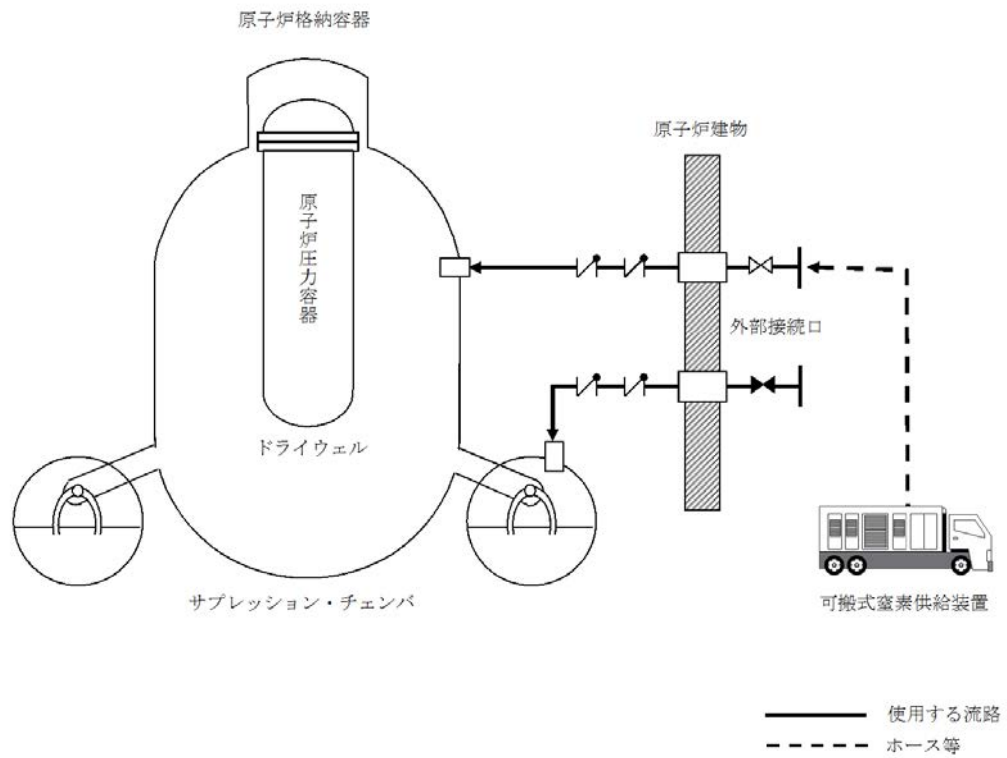


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

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)

## 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、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の系統概要図を図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及び格納容器酸素濃度はサプレッション・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を活かして施工性の観点からドライウェルとしている。

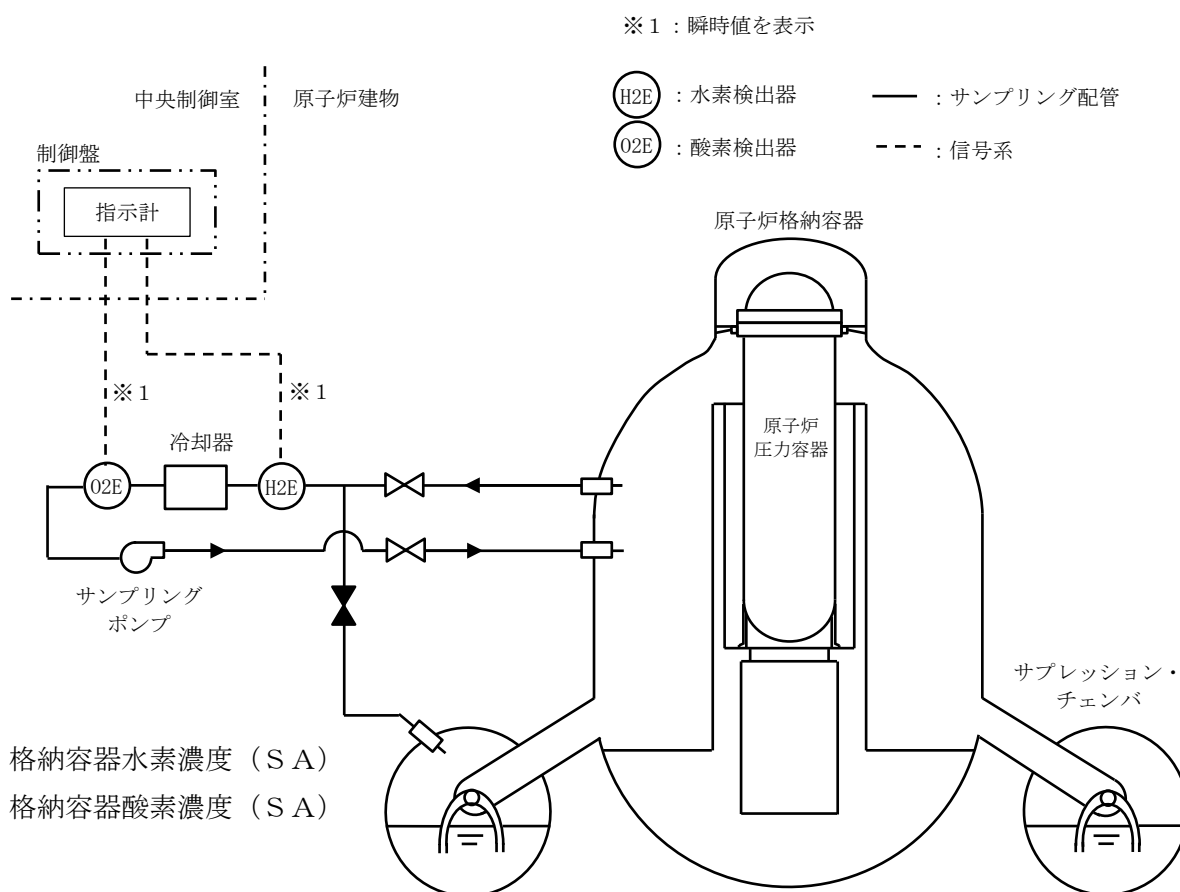
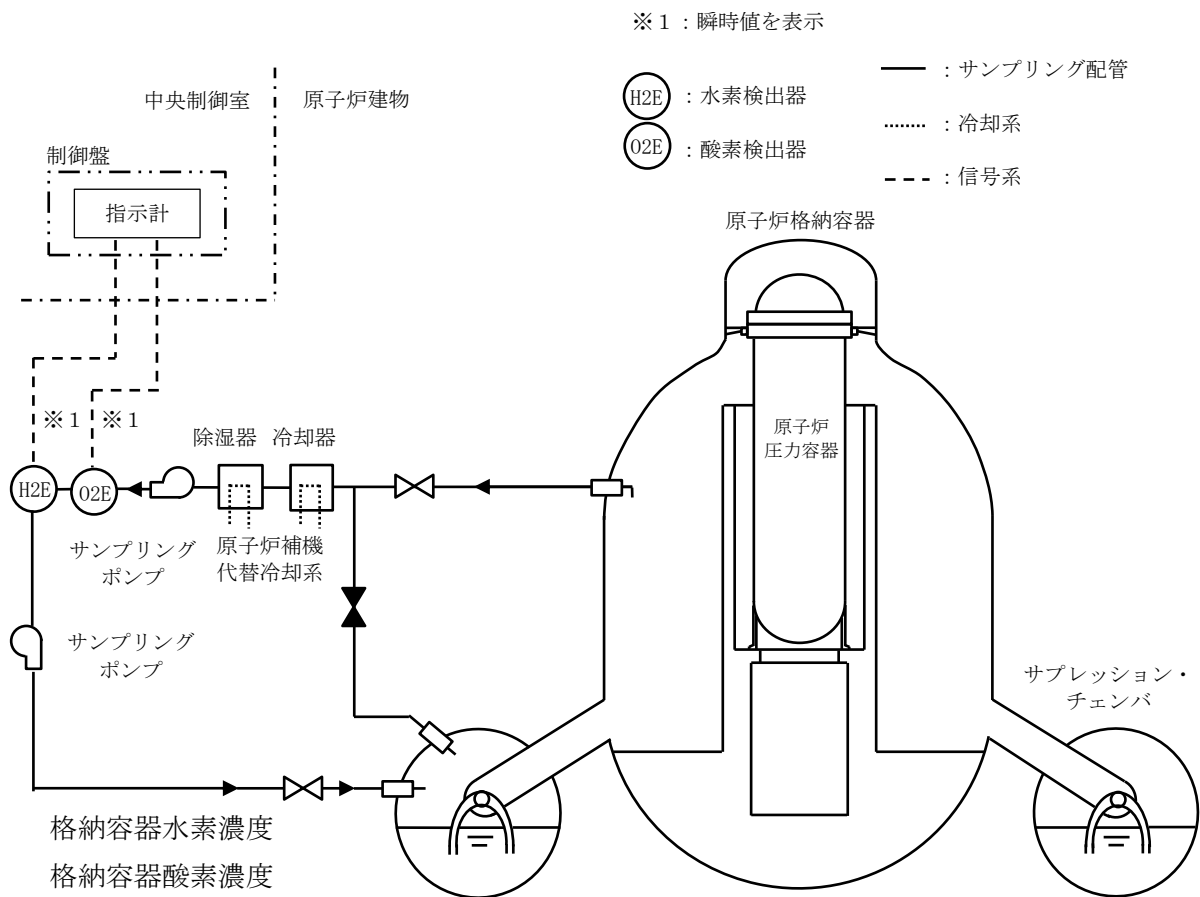


図2 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）に関する系統概要図



※2系列のうちB系を示す。

図3 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する系統概要図

52-5 試験及び検査

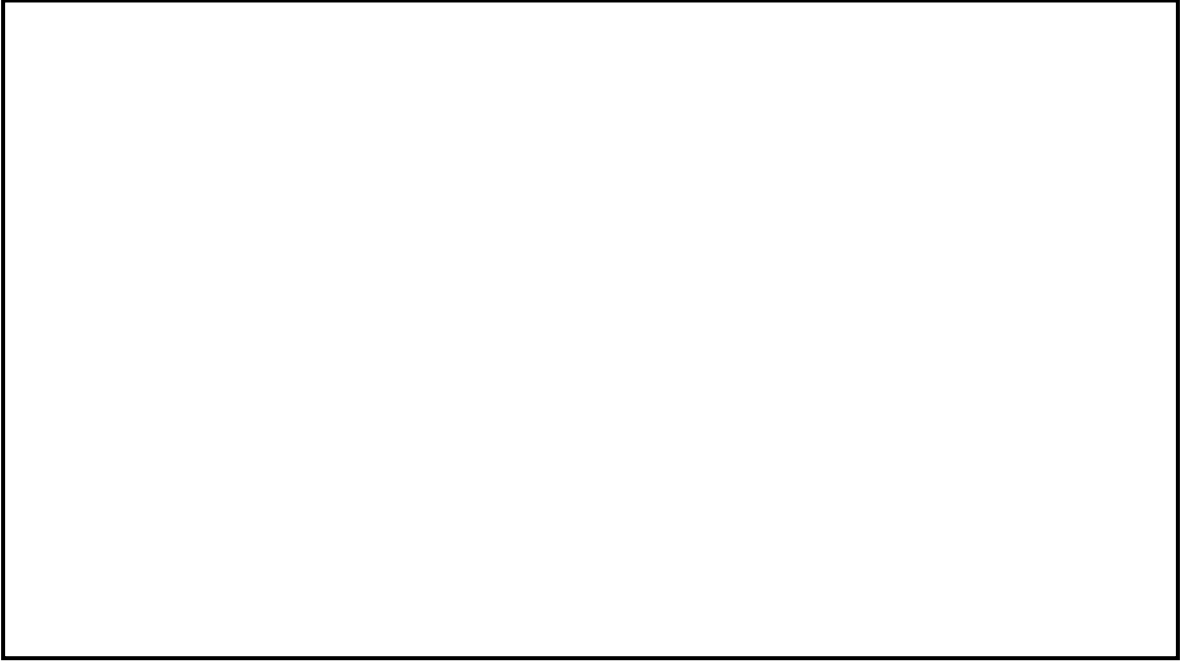
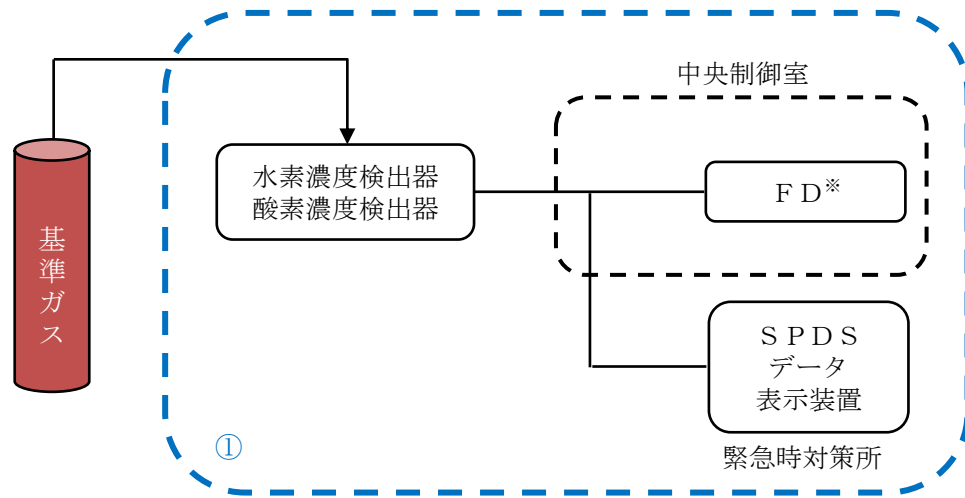


図1 可搬式窒素供給装置構造図

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。

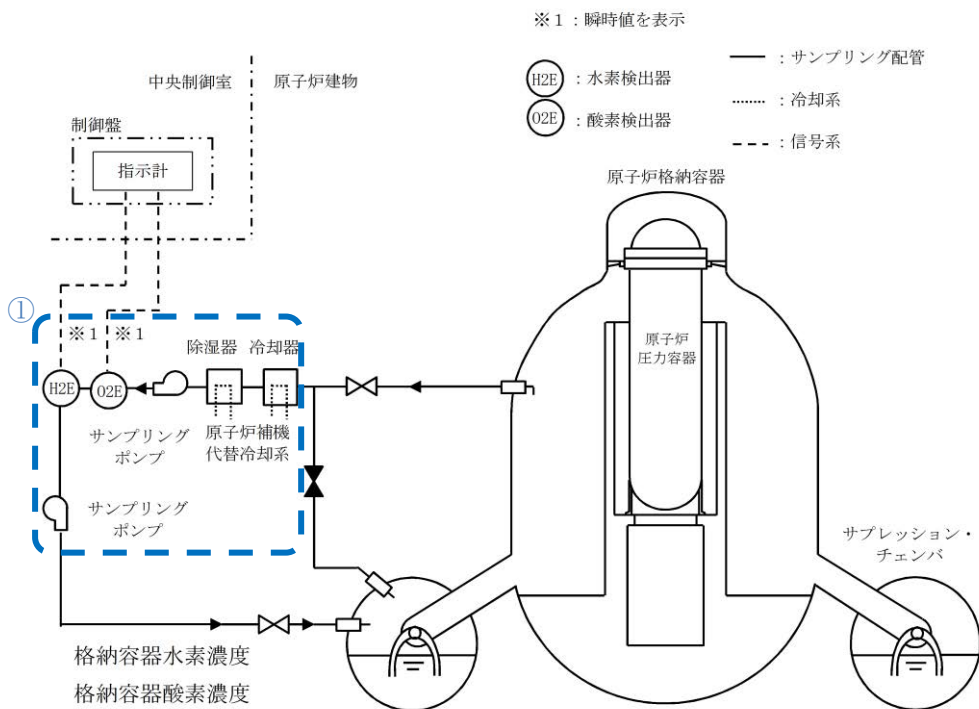
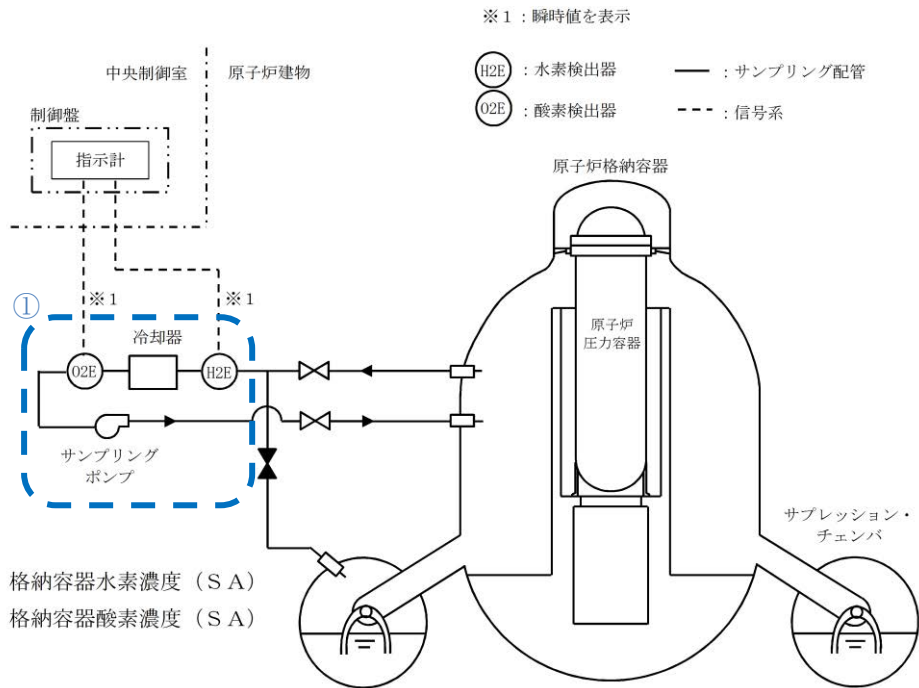
※FD：フラットディスプレイ



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	Nm <sup>3</sup> /h/台	約 100

【設 定 根 拠】

可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内の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、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）において、事故後 7 日間（168 時間）は原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達しない容量である約 100Nm<sup>3</sup>/h/台を有する設計とする。（図 1，図 2）

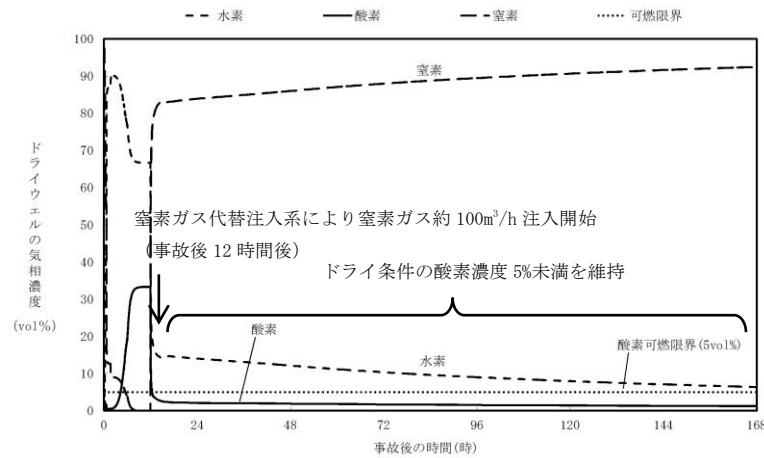


図 1 ドライウェル気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

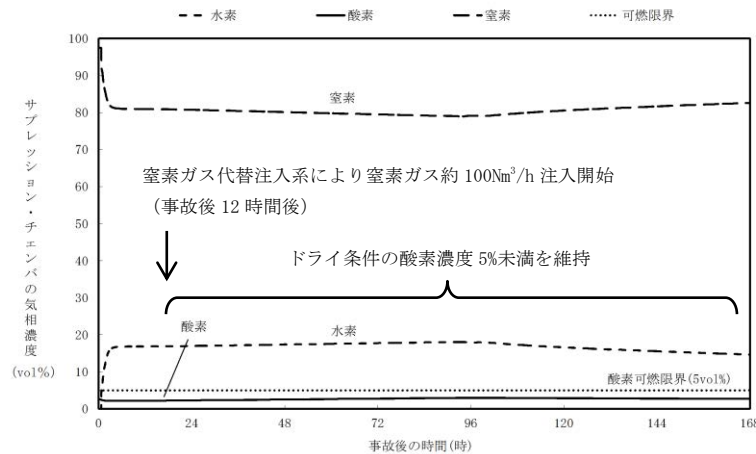


図 2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移

(大 LOCA+SBO+ECCS 故障（残留熱代替除去系を使用する場合）)

## 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。）

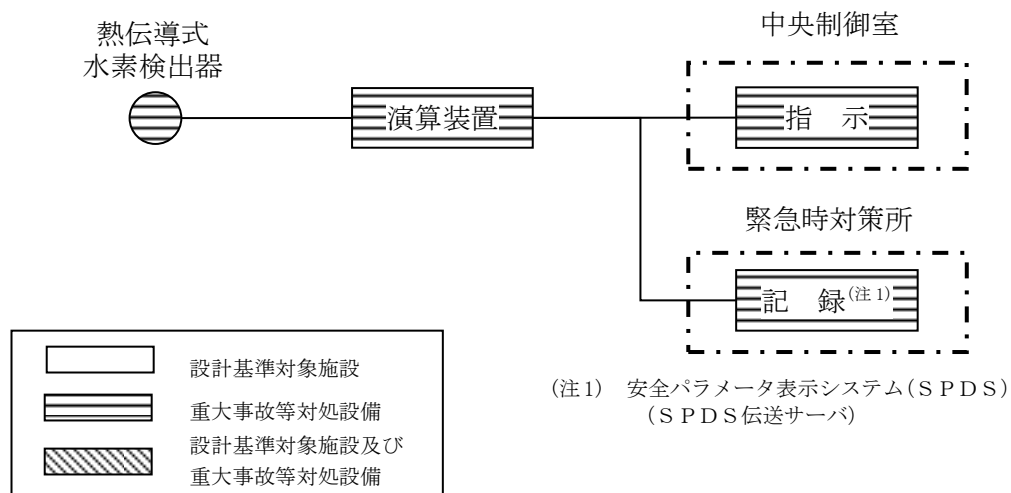


図1 格納容器水素濃度（S A）の概略構成図

### (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 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～ 90vol%	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（0～90vol%（ドライ条件））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

### (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「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。）

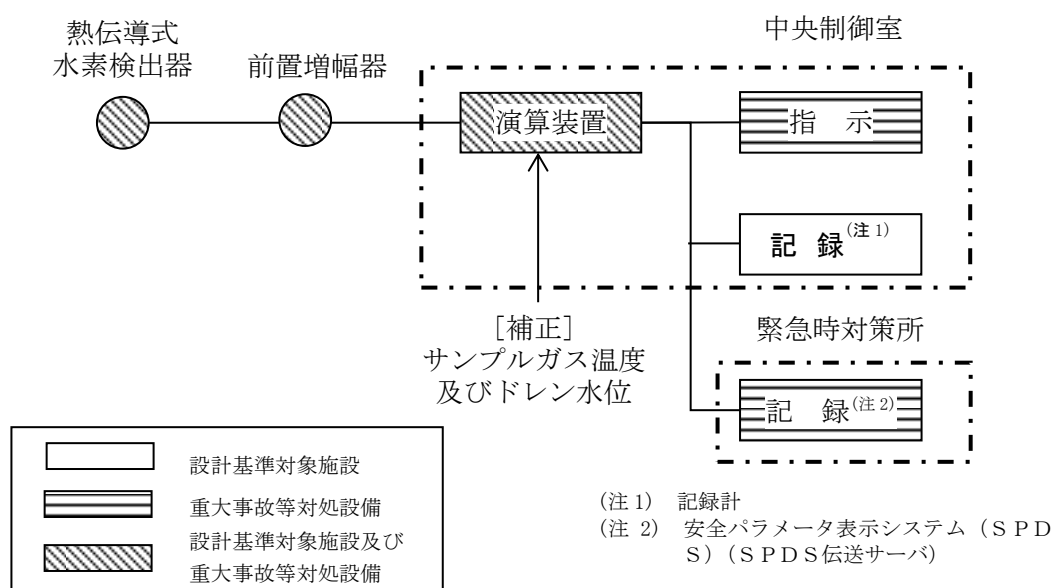


図2 格納容器水素濃度の概略構成図

### (3) 計測範囲

格納容器水素濃度の仕様を表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	熱伝導式	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物 3階

表4 格納容器水素濃度の計測範囲

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	0～5%/ 0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 90vol%	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(0～90vol%(ドライ条件))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。）

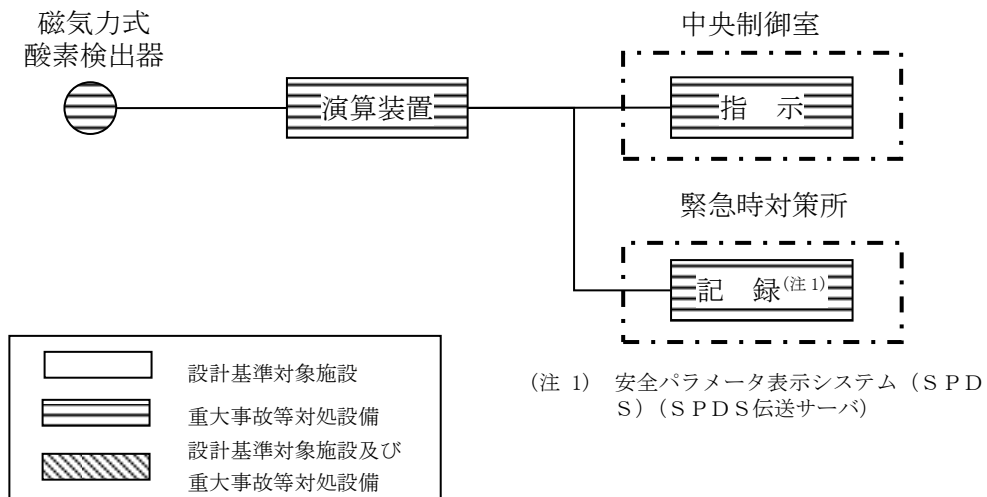


図3 格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図

#### (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	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度（酸素濃度：5.0vol%）を計測可能な範囲とする。

※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

##### (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「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。）

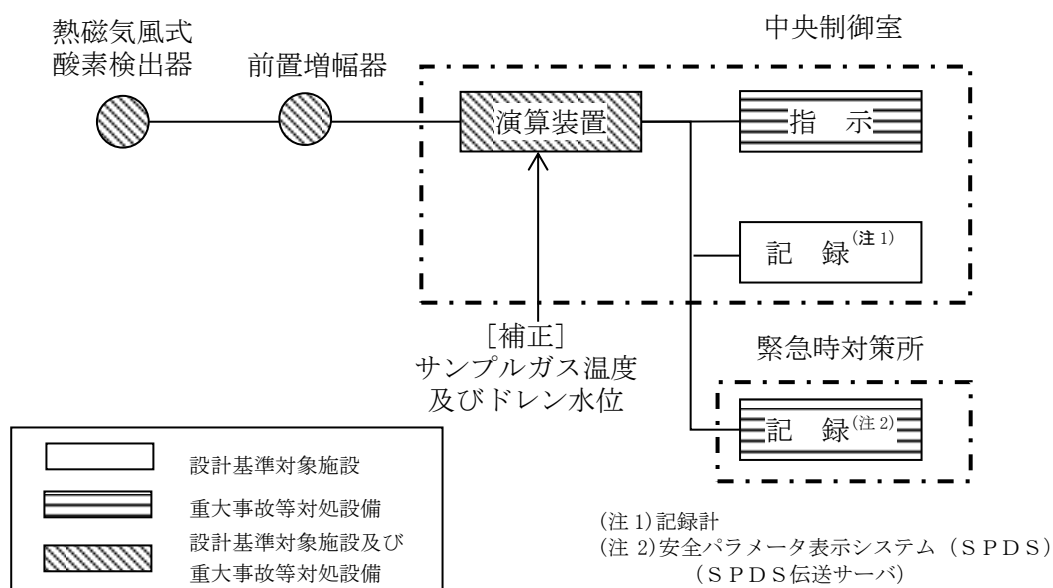


図4 格納容器酸素濃度の概略構成図

##### (3) 計測範囲

格納容器酸素濃度の仕様を表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	熱磁気風式	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物 3階

表8 格納容器酸素濃度の計測範囲

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	0~5%/ 0~25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度：5.0vol%)を計測可能な範囲とする。

※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 (SA)

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 (SA) 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AB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 (SA) の計測範囲 0~100vol% において、計器仕様は最大±2.0vol% (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。

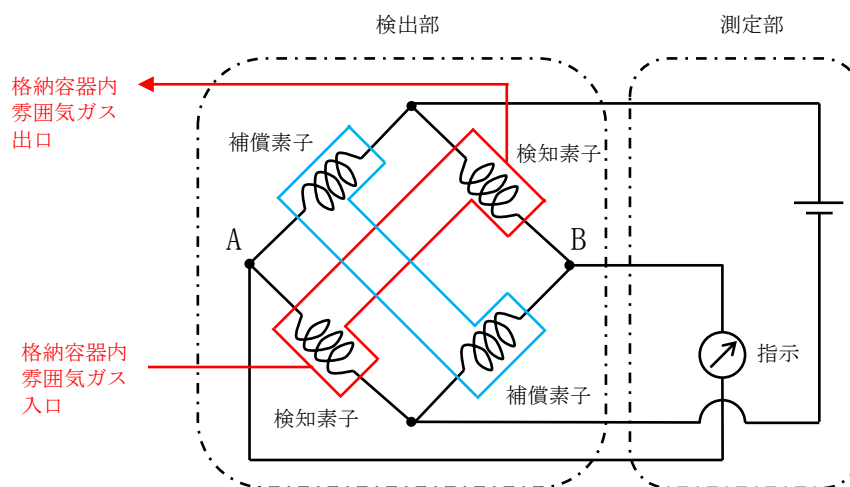


図1 格納容器水素濃度 (SA) 検出回路の概要図

## (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。

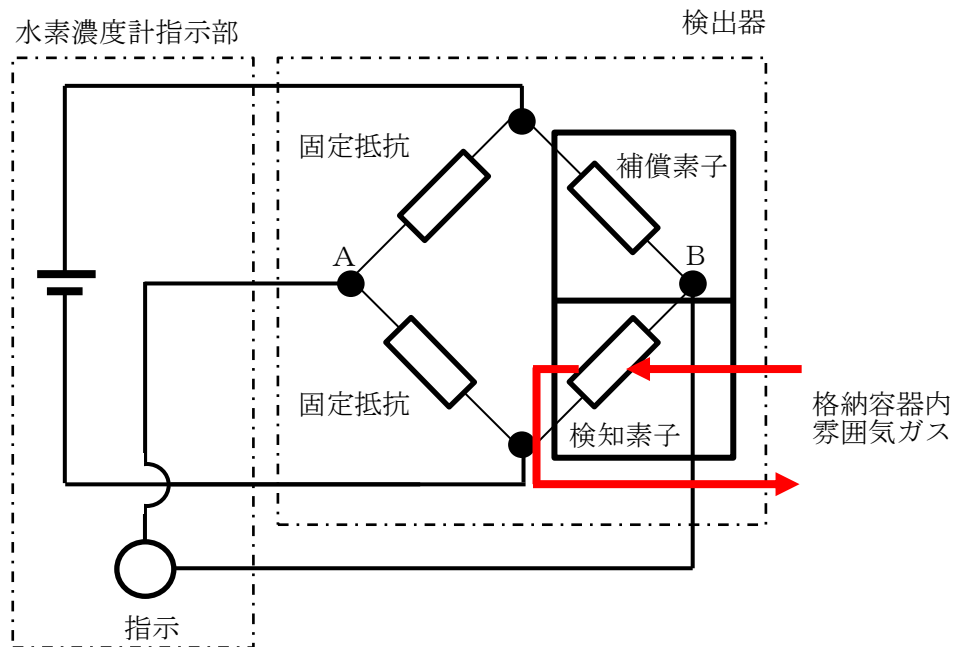


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

### (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。

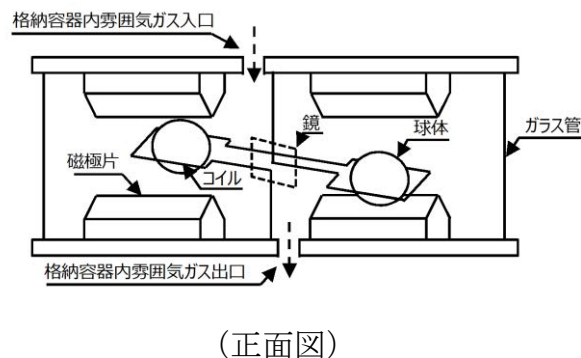
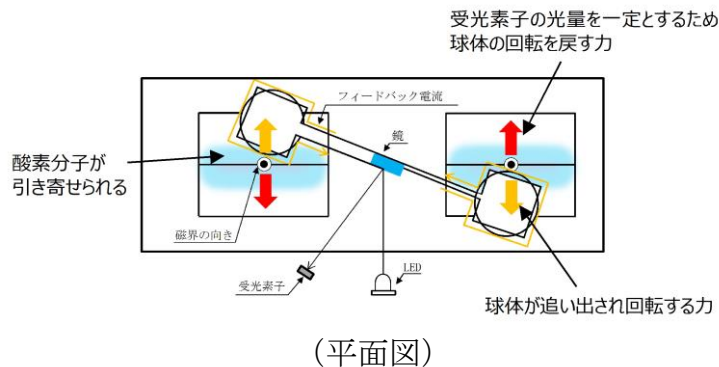


図3 格納容器酸素濃度 (S A) の原理図

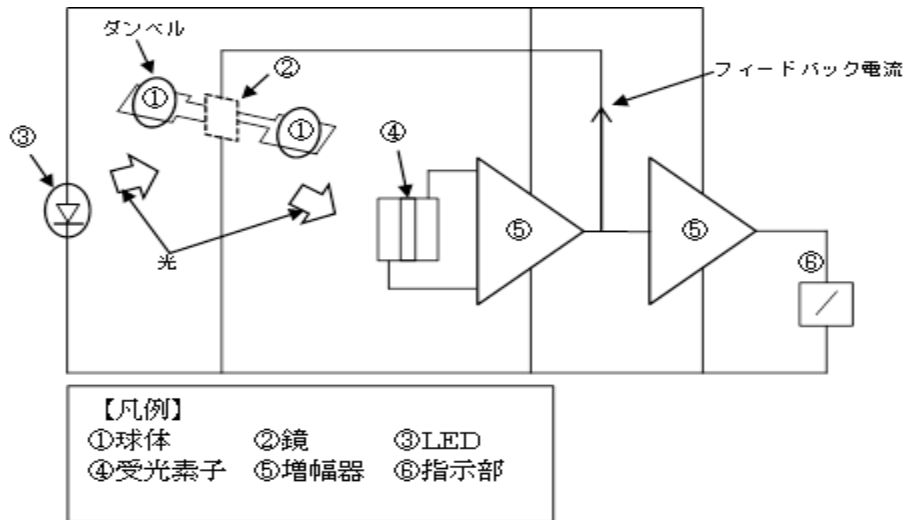


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

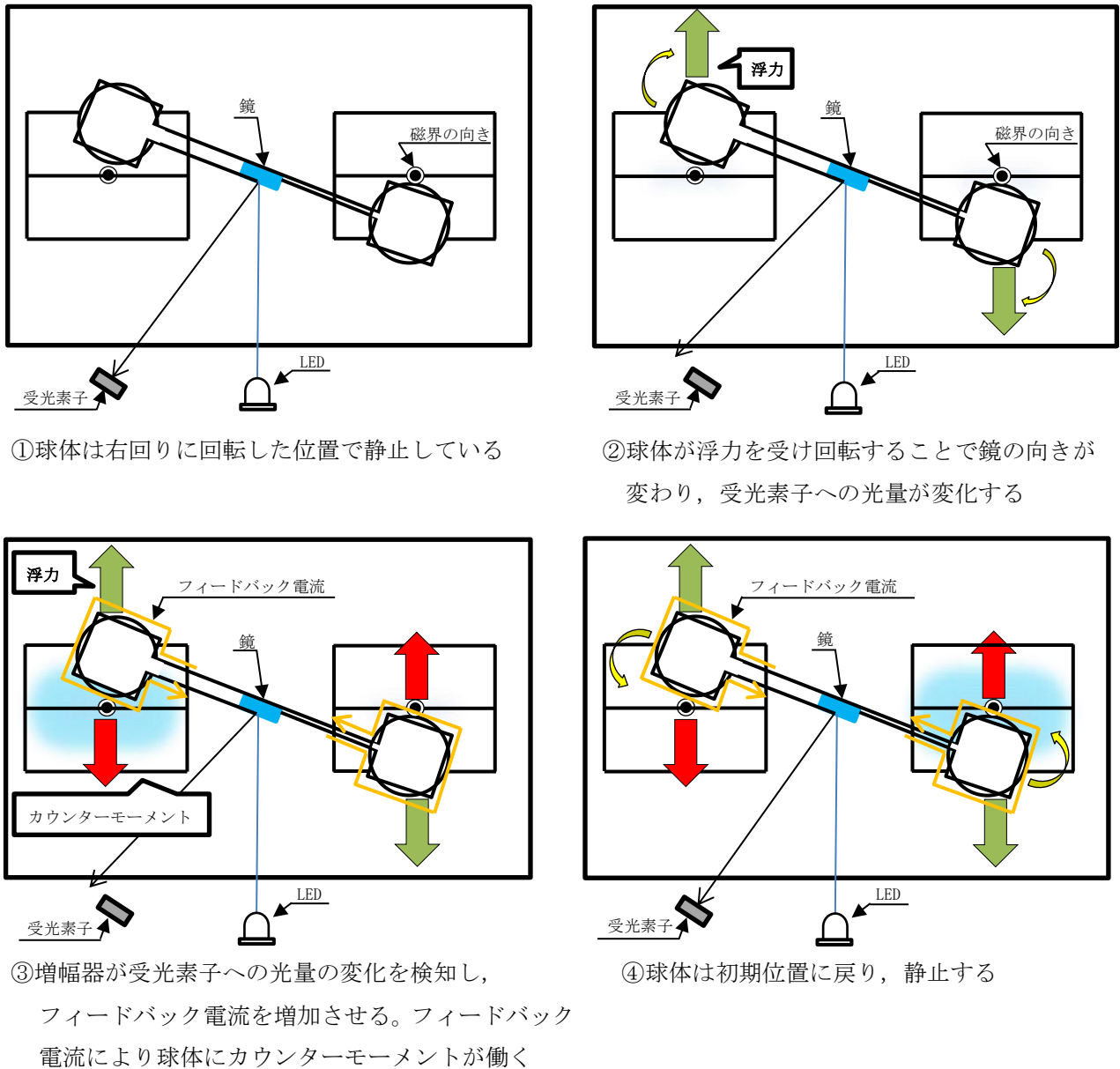


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ



#### (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。

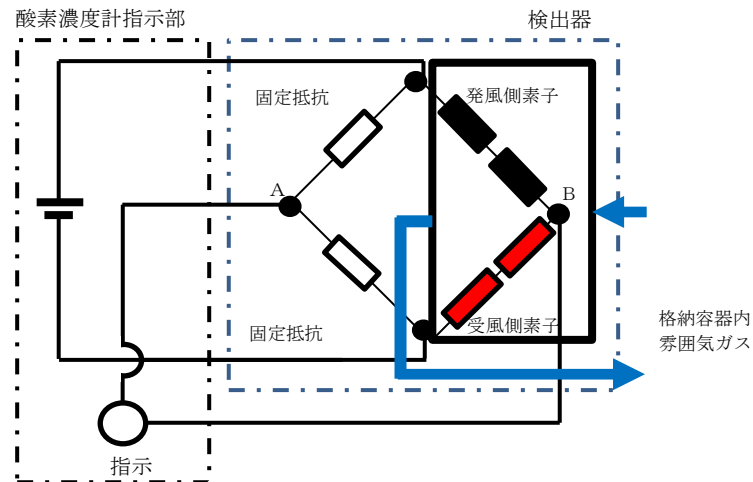
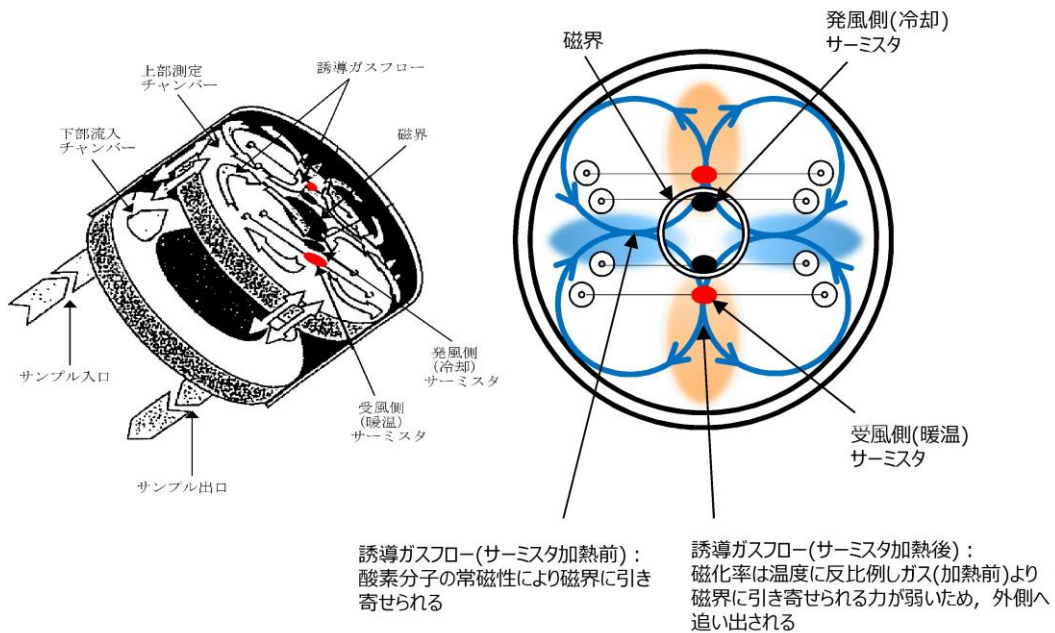


図6 酸素濃度検出回路の概要図

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AB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、DBA 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、重大事故等時に相互に代替監視が可能である。

## 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ングガスの流れはなく、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、上記の通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. サンプリ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）のサンプリング装置では、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、常時サンプリングしていることから、サンプリ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、水素濃度はドライ換算で2.0vol%以下、酸素濃度はドライ換算で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となる、事故発生から7日後（168時間後）のサプレッション・チェンバの酸素濃度が約2.8vol%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2.8vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約14vol%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。

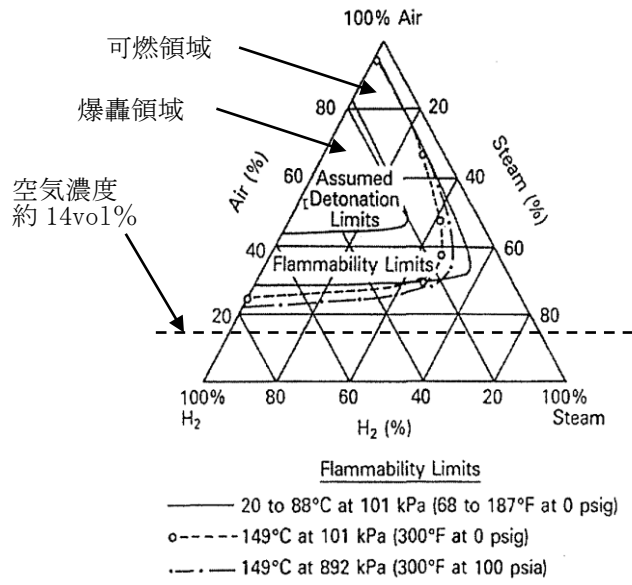


図1 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界  
 ※1：「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値をDBAベースとした場合の評価結果への影響」参照



### 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 LOCA 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性はない。

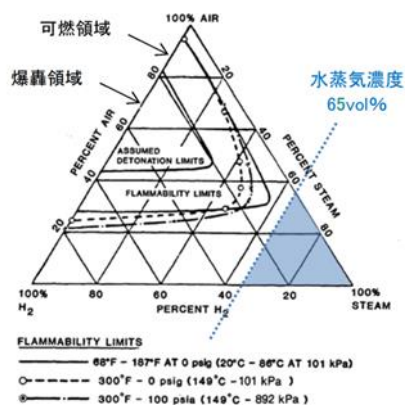


図2 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

#### 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, 弁はベ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に示す通りの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通りである。

- ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : 約 86m
- ・ サンプルング配管の断面積 :  $127\text{mm}^2 (1.27 \times 10^{-4}\text{m}^2)$
- ・ サンプルポンプの定格流量 : 約 1L/min (約  $1 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{min}$ )
- ・ サンプルガス流量 (流量÷配管断面積) : 約 7.8m/min

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 1 2 分
------	---------

## 6. サンプルング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）のサンプルング装置

#### a. 概要

検出器へ流れるサンプルング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ング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

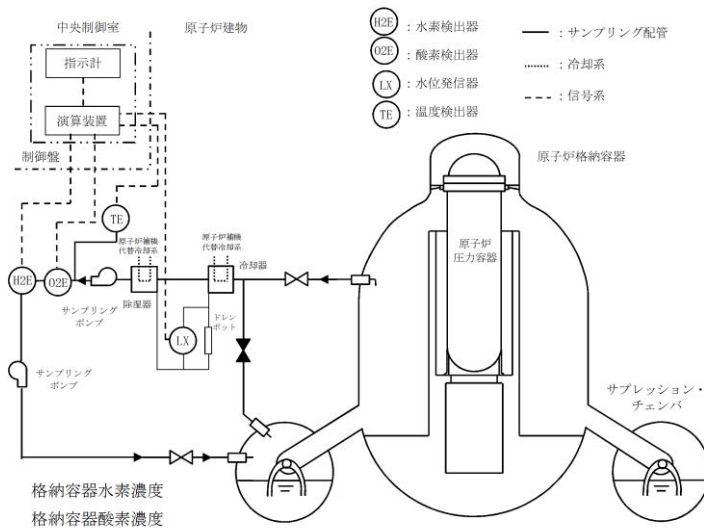
ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は，サンプルングガスを冷却，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ング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，事故後の雰囲気気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 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度 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。

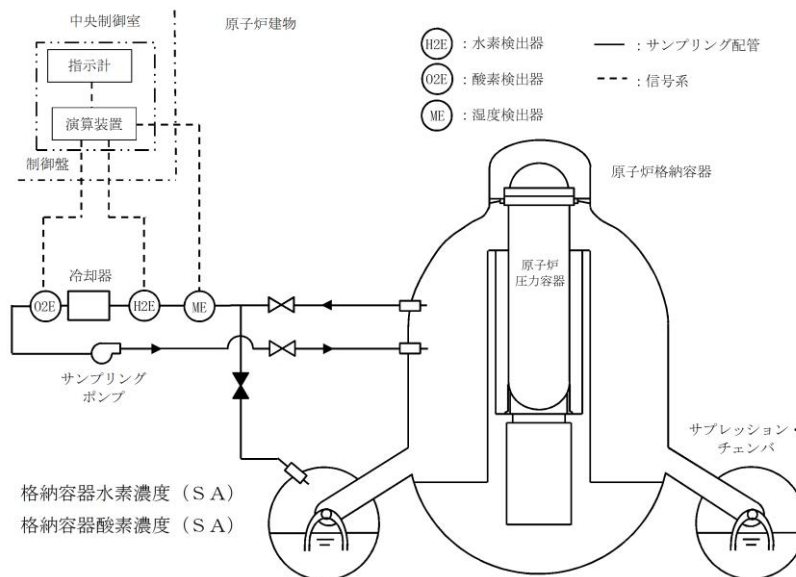


図4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A） 系統概要図



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

器内の酸素濃度が可燃限界(5 vol%) に到達するのは、事象発生から約 143 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 44 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(SA)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可燃限界(5 vol%) 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。

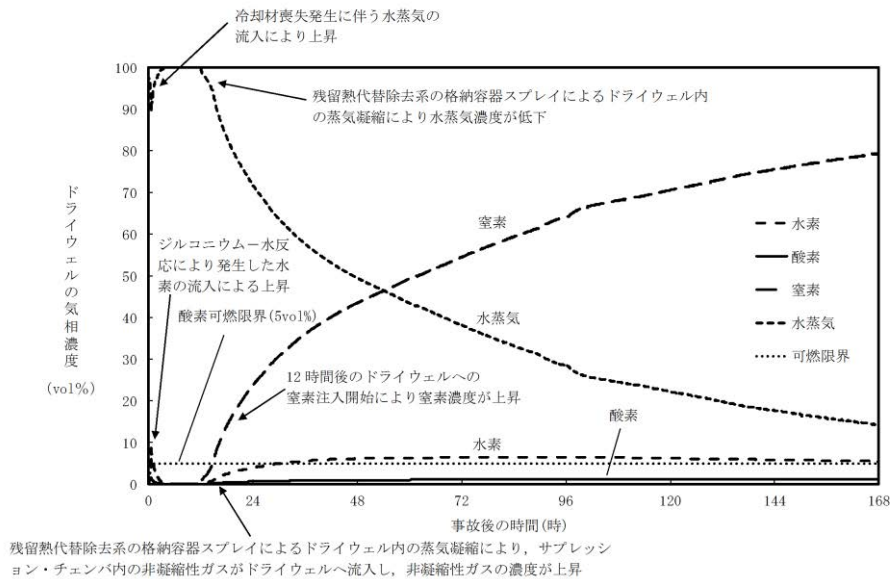


図1 ドライウェル気相濃度の推移（ウェット条件）  
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

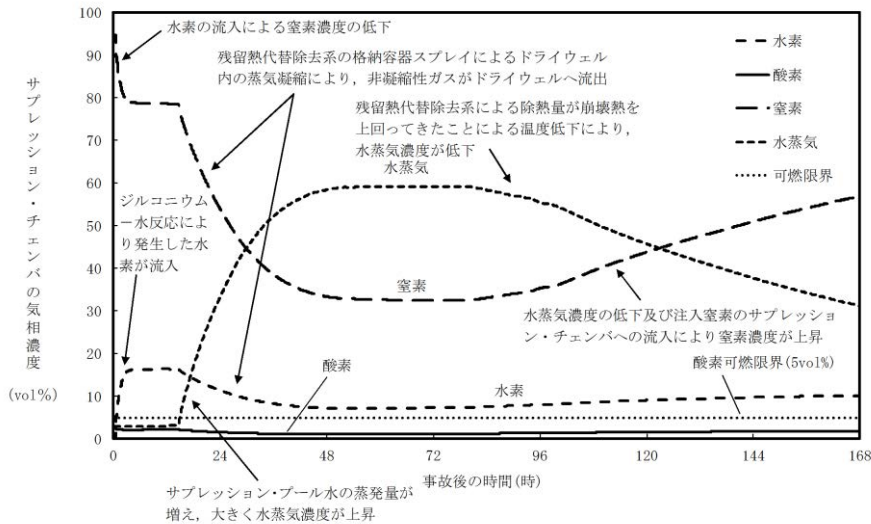
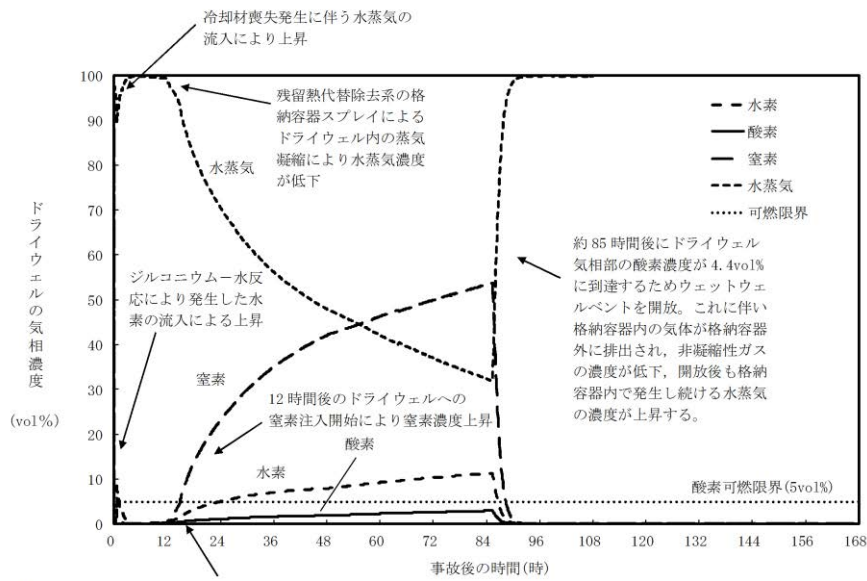


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件）  
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））



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 (ウェット条件)

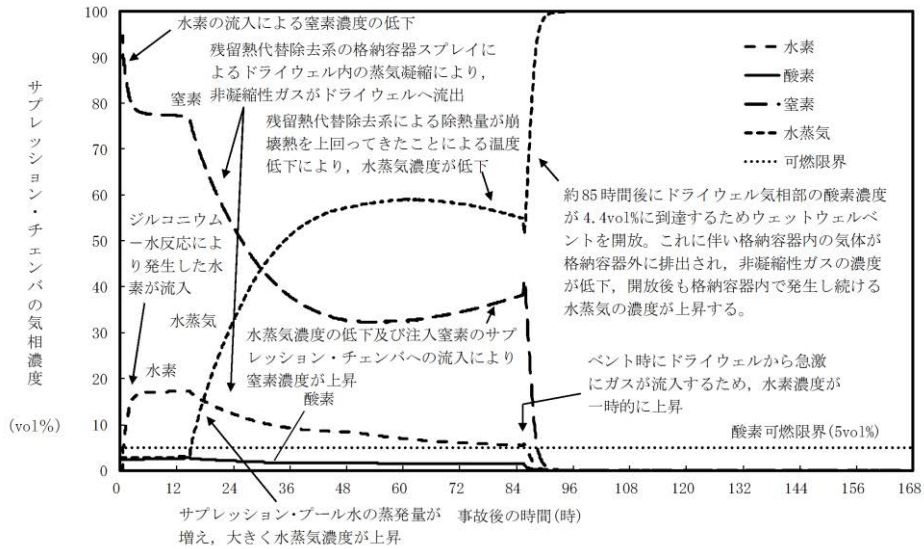


図4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(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	原子炉建物中2階
格納容器水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物3階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物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。

(4) 代替パラメータによる原子炉格納容器内の酸素濃度の推定

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度（S A）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器酸素濃度により推定する。

有効性評価においては，代替パラメータの格納容器酸素濃度は，原子炉補機代替冷却系が復旧する事象発生から約 10.5 時間後から計測が可能である。

52-9 接続図



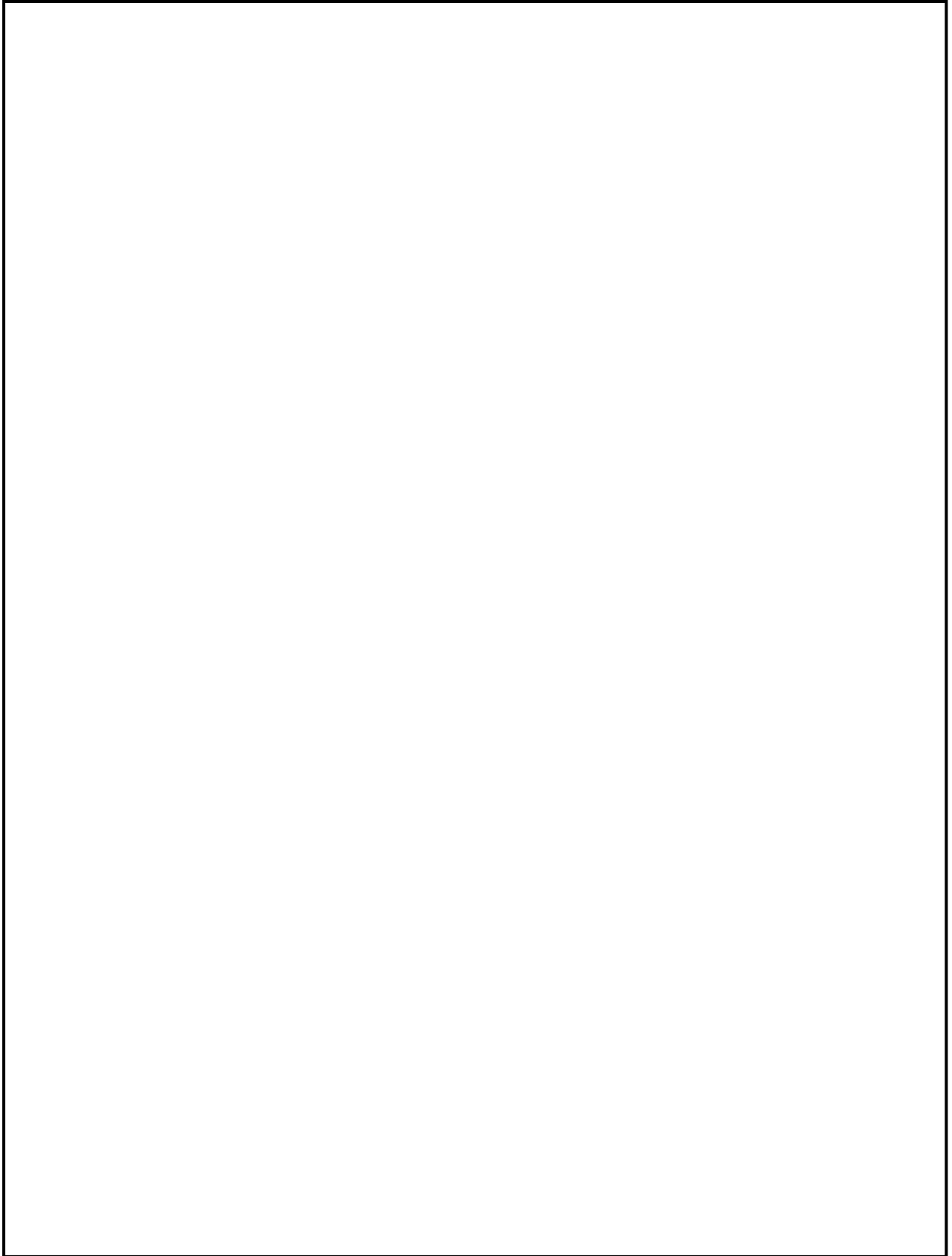


図 1 接続図

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

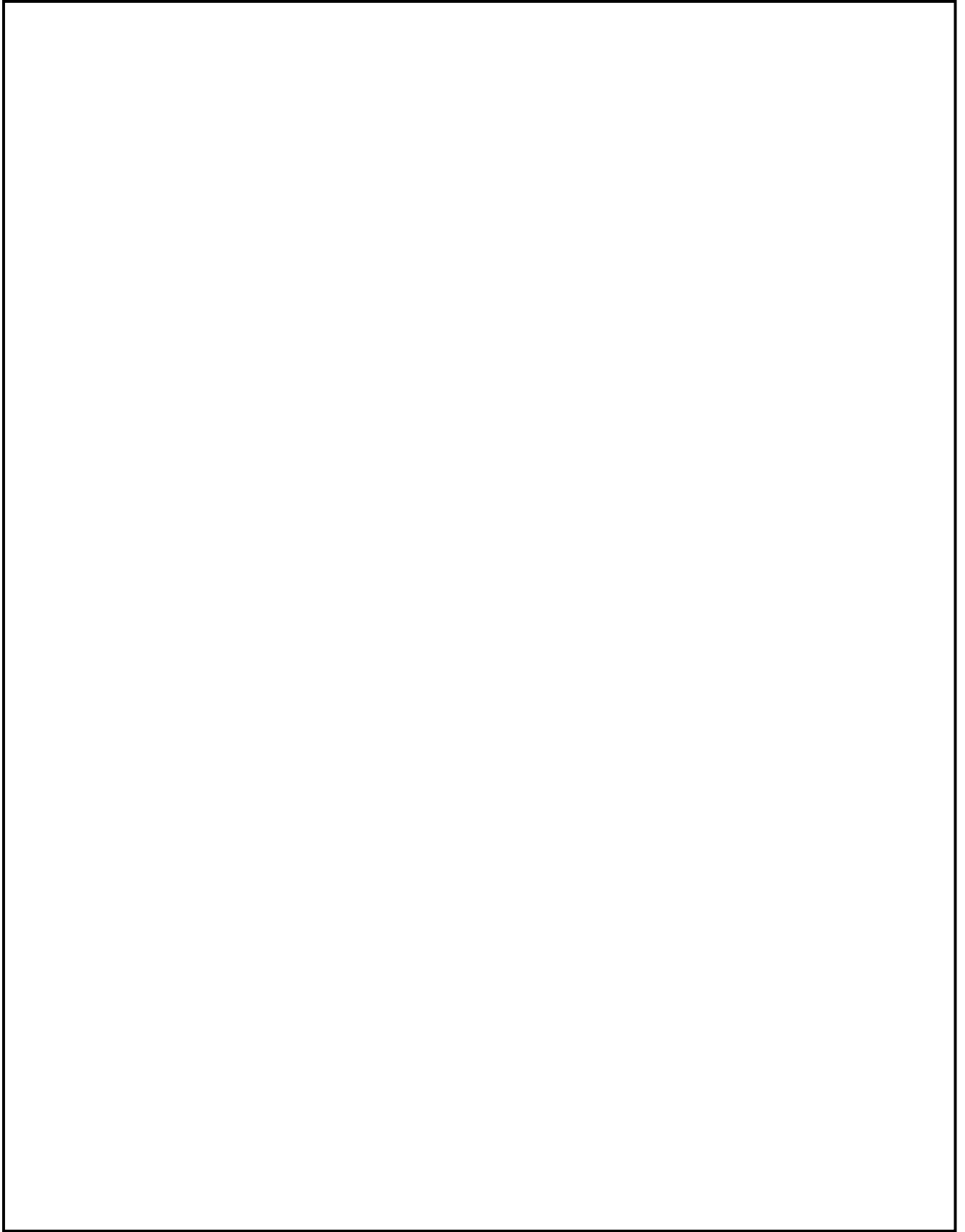


図1 屋外保管場所配置図

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。

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

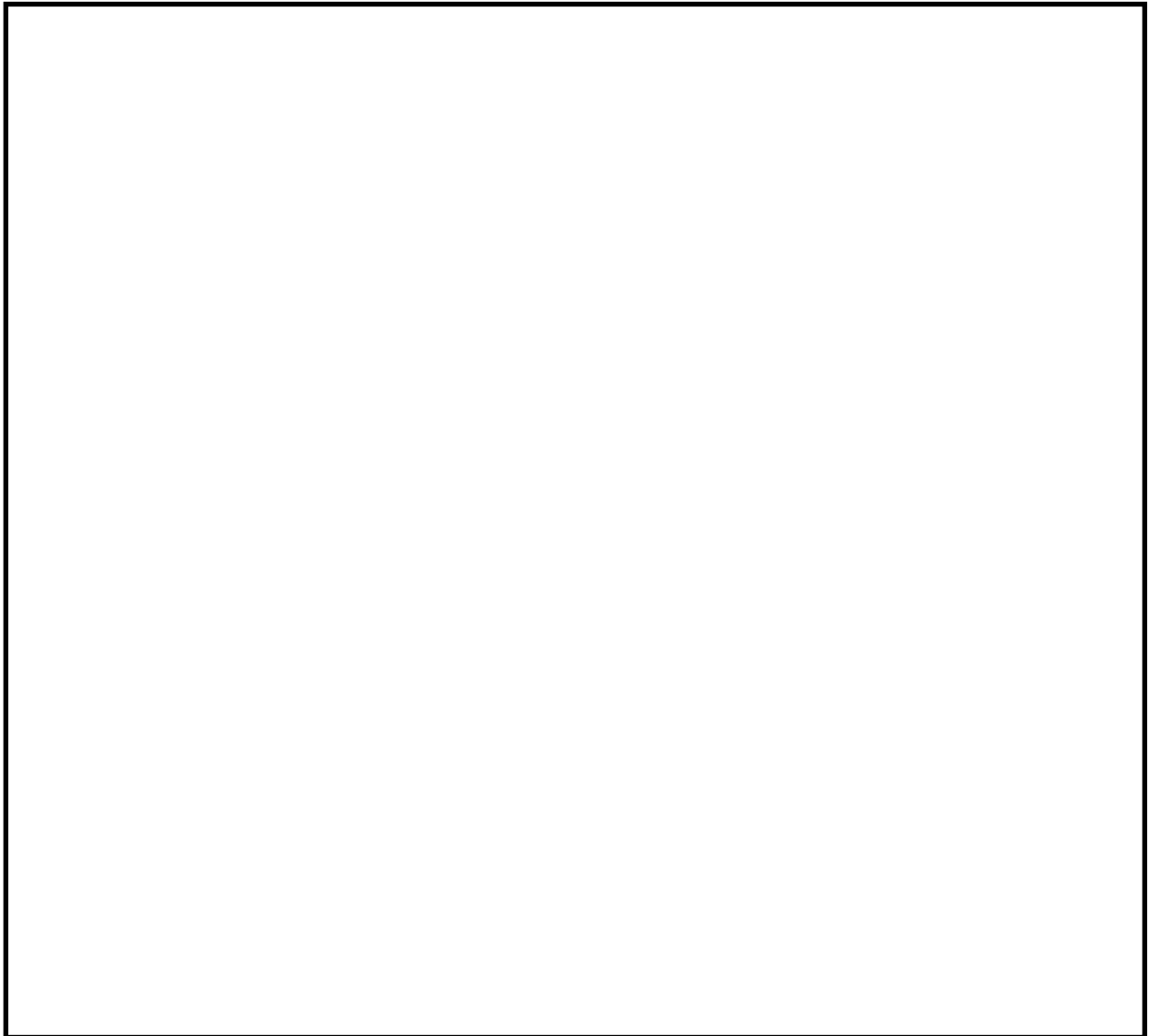


図1 保管場所及びアクセスルート図

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，A－格納容器水素濃度，A－格納容器酸素濃度を使用する。

A－格納容器水素濃度，A－格納容器酸素濃度は，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。

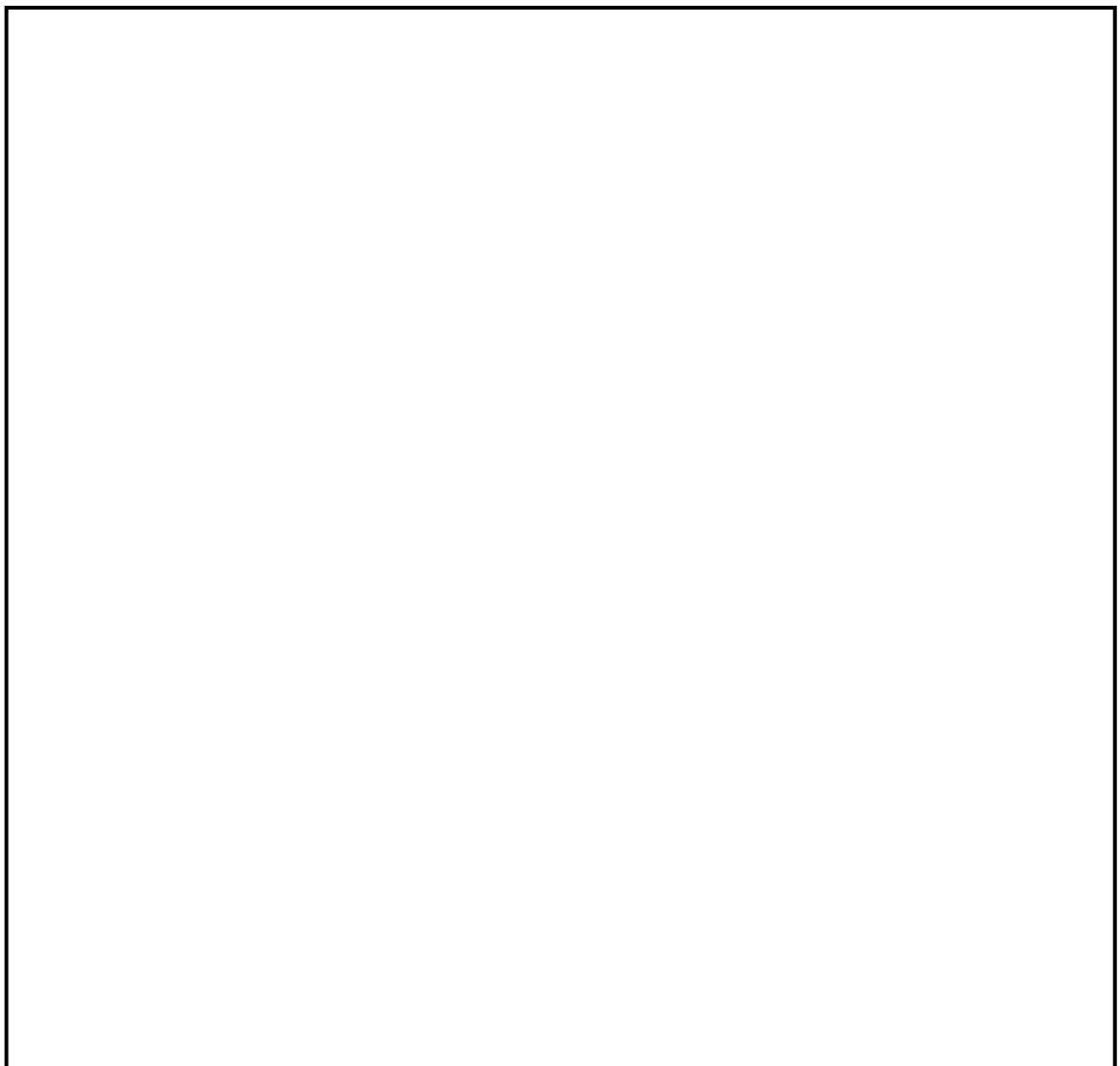


図1 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

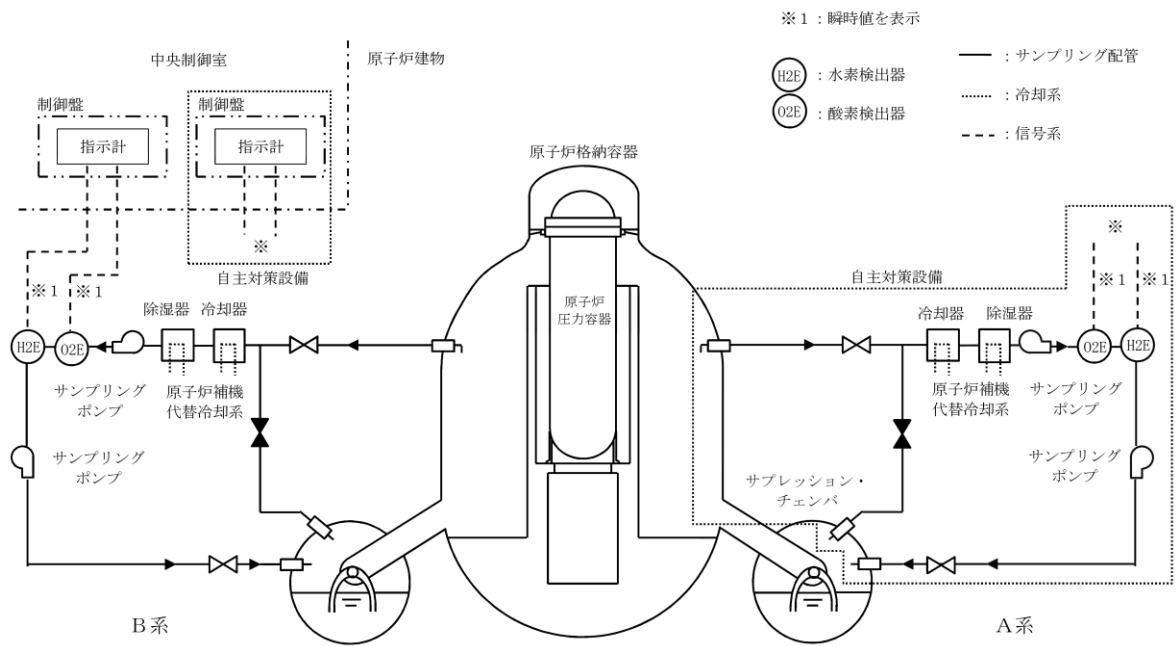


図2 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

(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。

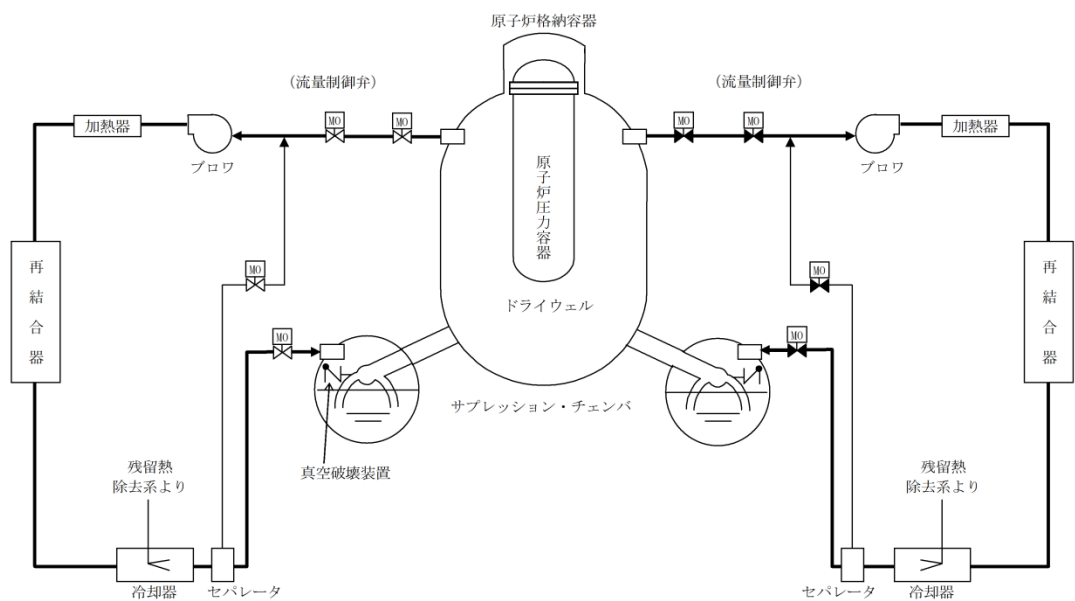


図3 可燃性ガス濃度制御系 概略系統図



53 条 補足説明資料

53-1 S A設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

53-1 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)

53条:水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素処理装置		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—		
			海水	海水を通水しない	対象外		
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			関連資料	53-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他		M	
			関連資料	53-5 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		Bb	
			関連資料	53-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立		Ac
				その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	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			53-6 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	53-3 配置図, 53-4 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)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—	
			海水	海水を通水しない		対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
			関連資料	53-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
		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	53-5 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		Bb	
			関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae	
			その他(飛散物)	対象外		対象外	
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	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	53-6 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(サポートあり)－異なる駆動源又は冷却源		Ca
			関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 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)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		原子炉建物水素濃度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		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	53-5 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		Bb	
		関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 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	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	53-6 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 (サポートあり)－異なる駆動源又は冷却源		Ca
		関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図			

53-2 単線結線図

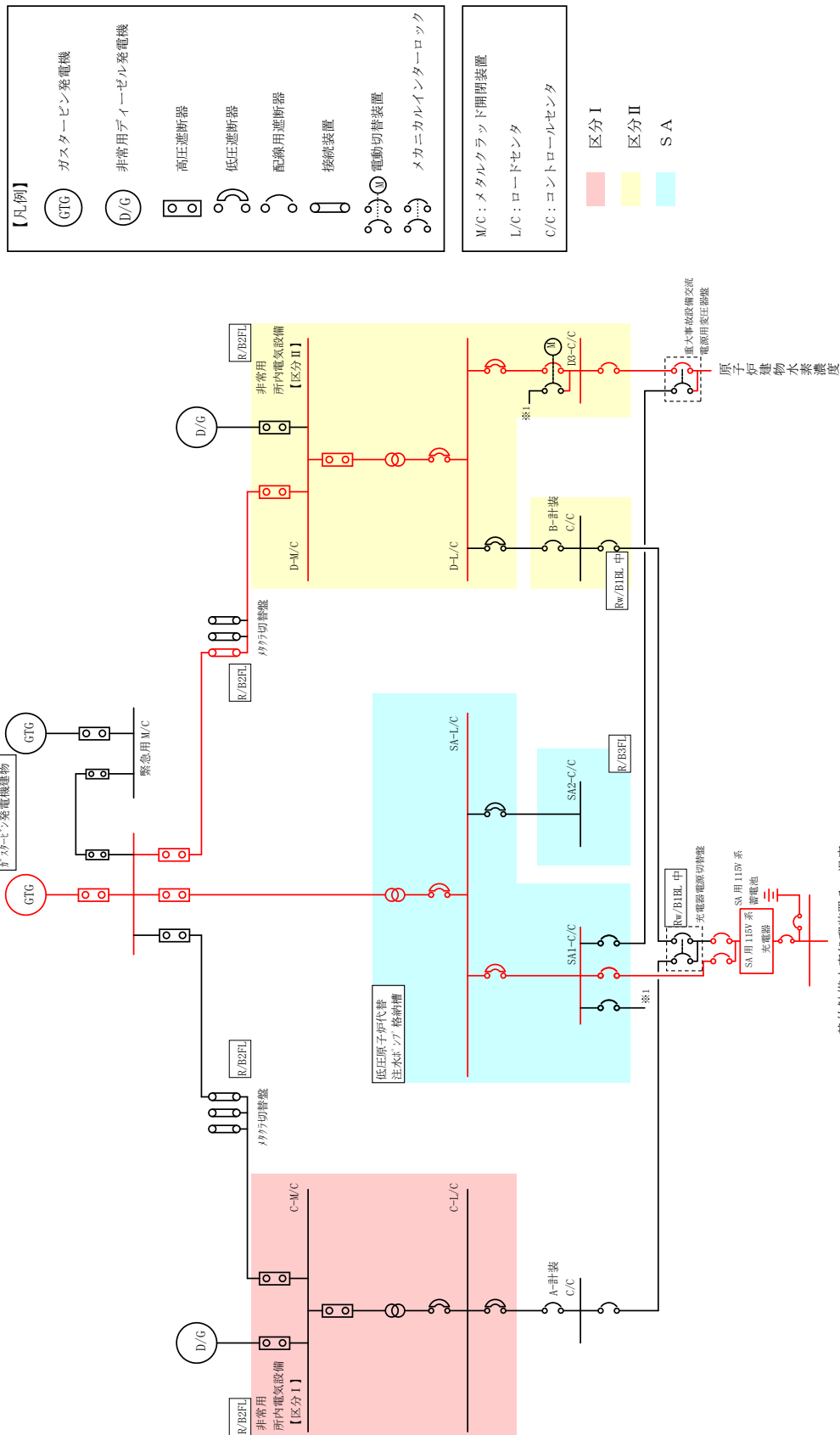



図1 単線結線図

### 53-3 配置図

取付箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に  
取り付ける箇所  
保管場所：可搬型設備を保管している場所  
接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所  
：重大事故等対処設備を示す。



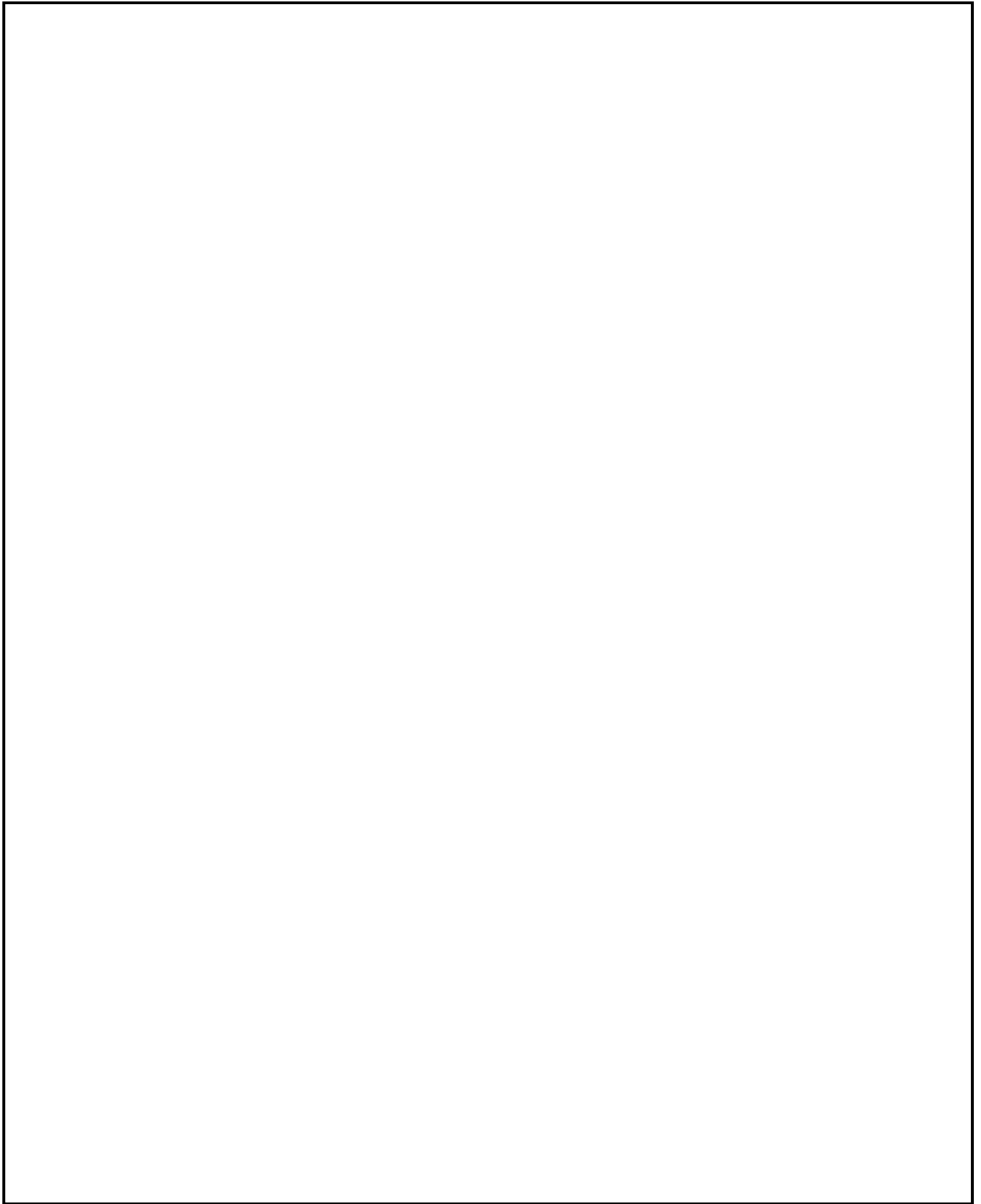


図1 機器配置図（原子炉建物4階）

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。

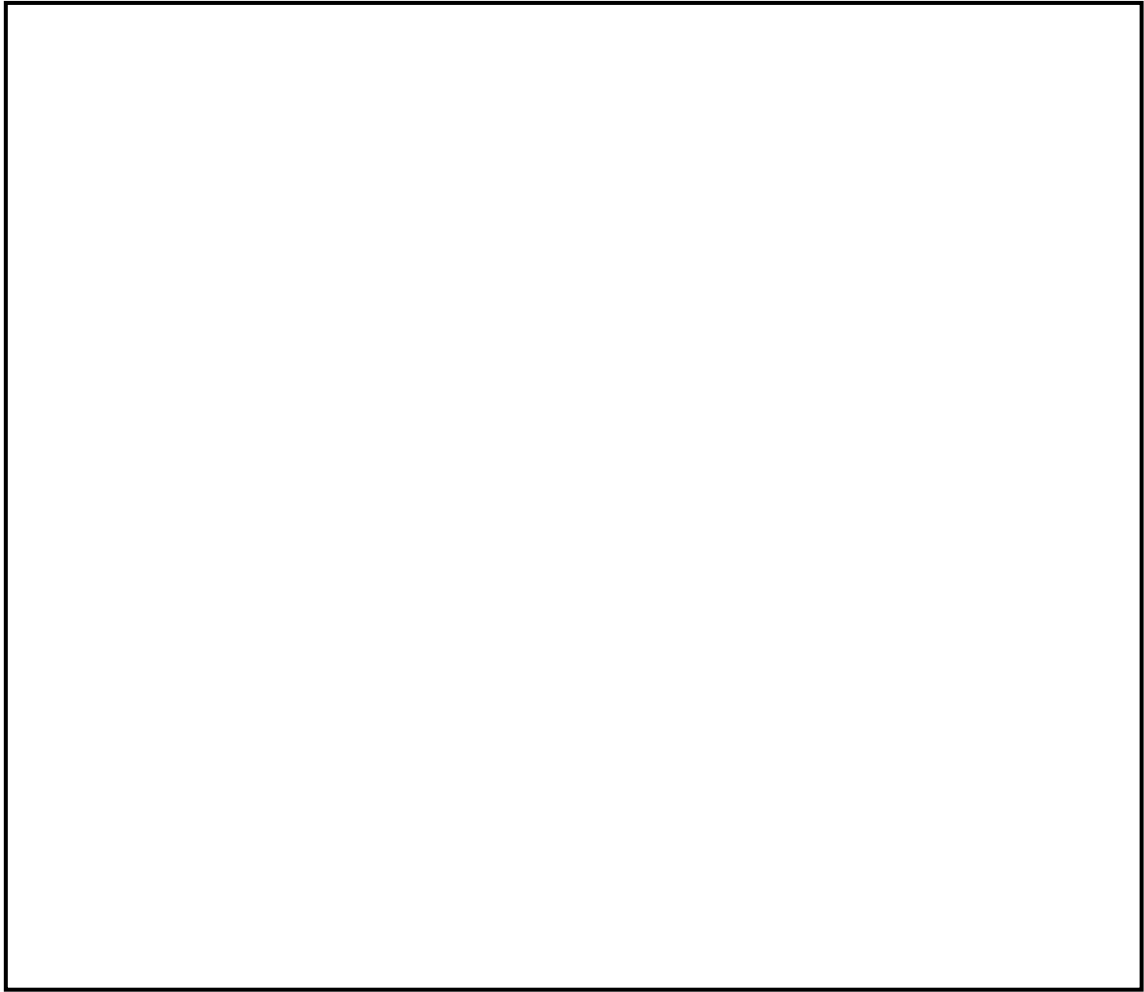


図2 機器配置図（原子炉建物2階）

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。

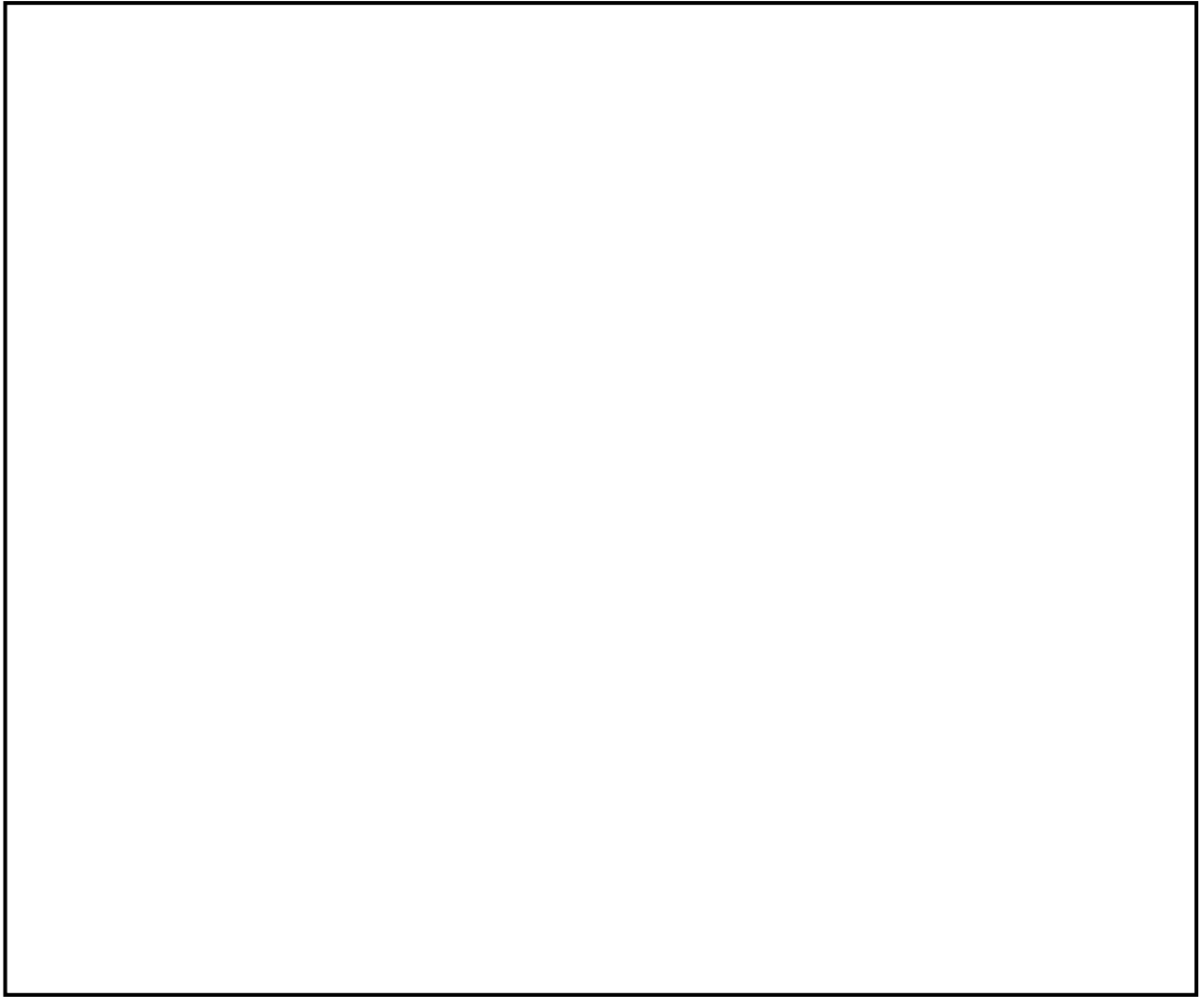


図3 機器配置図（原子炉建物1階）

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。

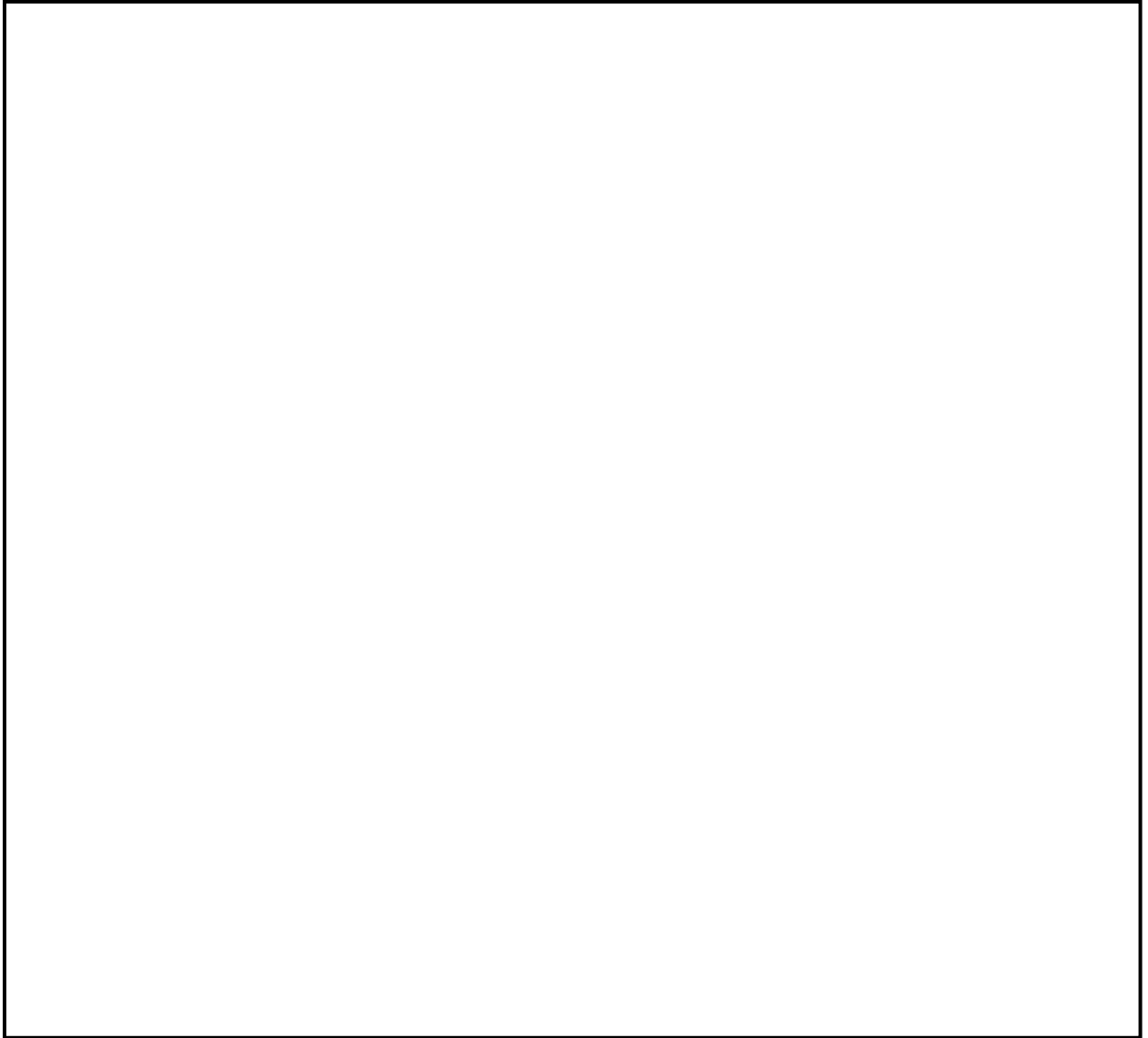


図4 機器配置図（原子炉建物地下1階）

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。

53-4 系統図

# 1. 計装設備の系統概要図

静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度の系統概要図を図1及び2に示す。

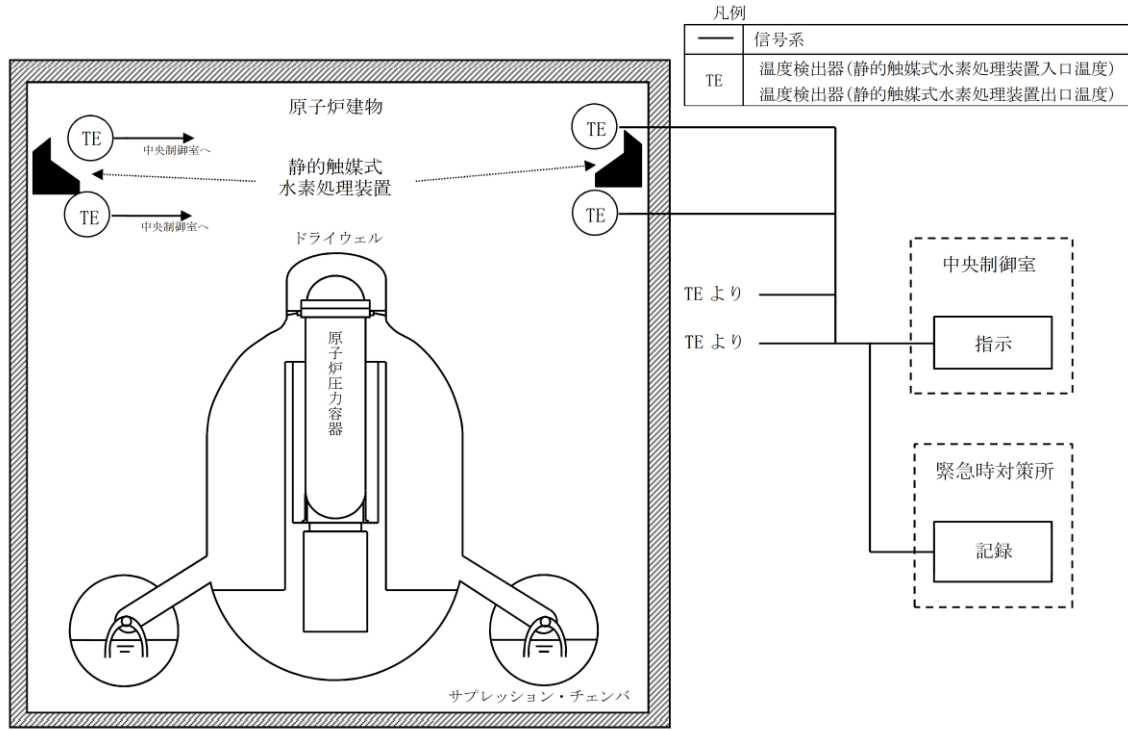


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

凡例	
—	信号系
H <sub>2</sub> E	水素検出器(原子炉建物水素濃度)

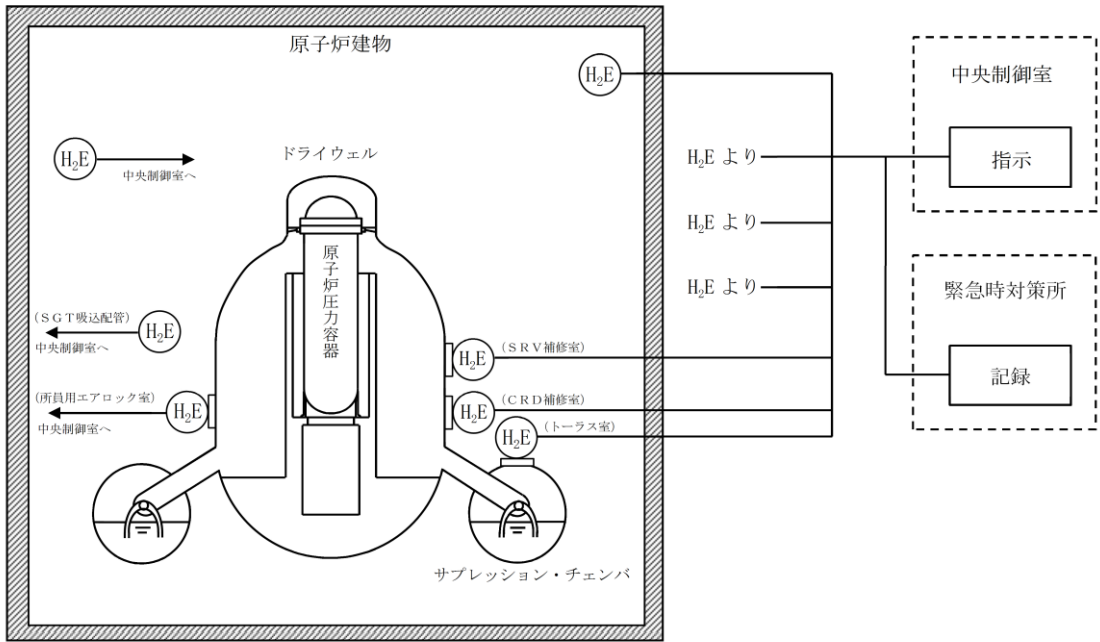


図2 原子炉建物水素濃度の系統概要図

53-5 試験及び検査



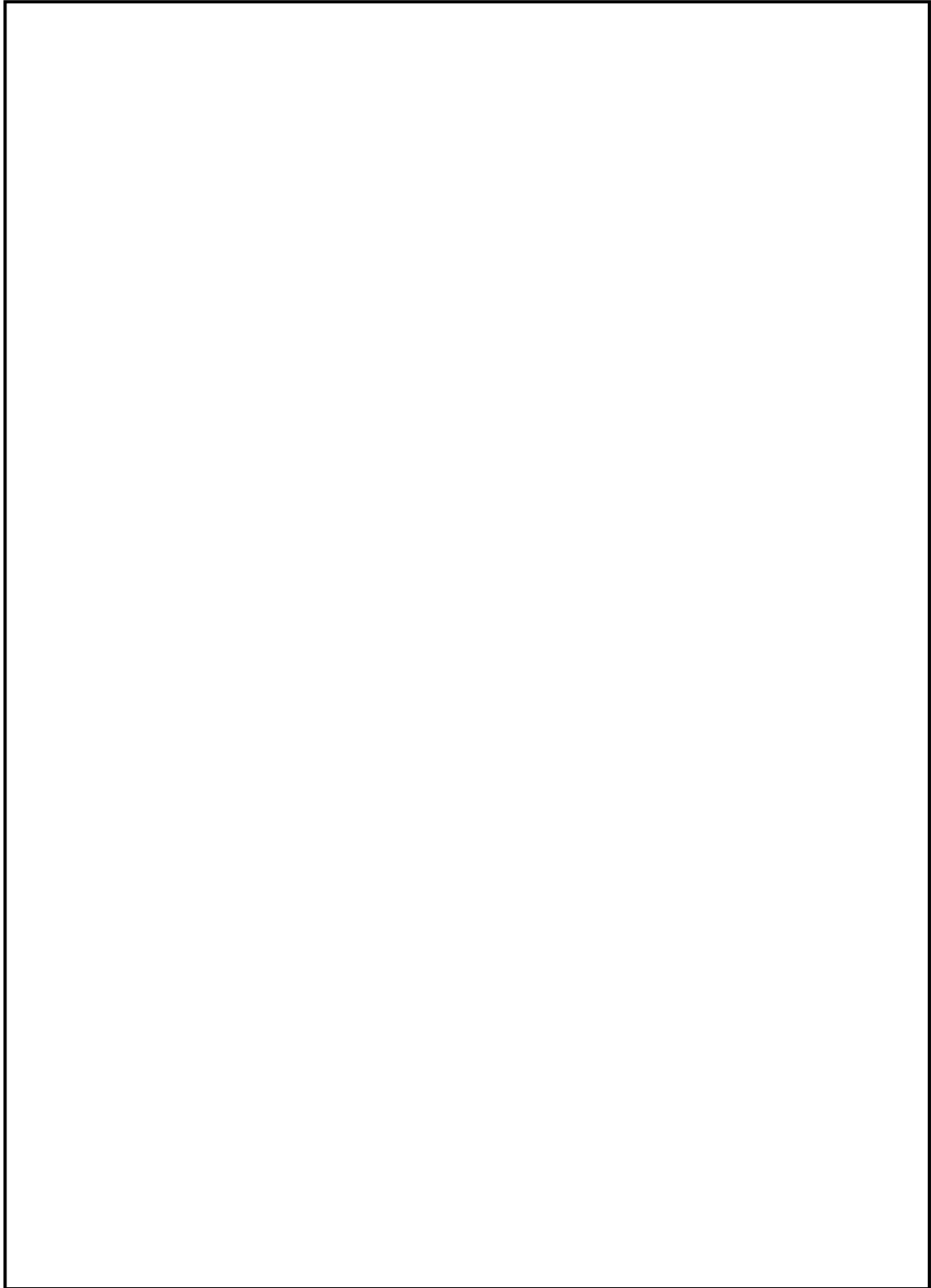


図1 構造図（静的触媒式水素処理装置）

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。

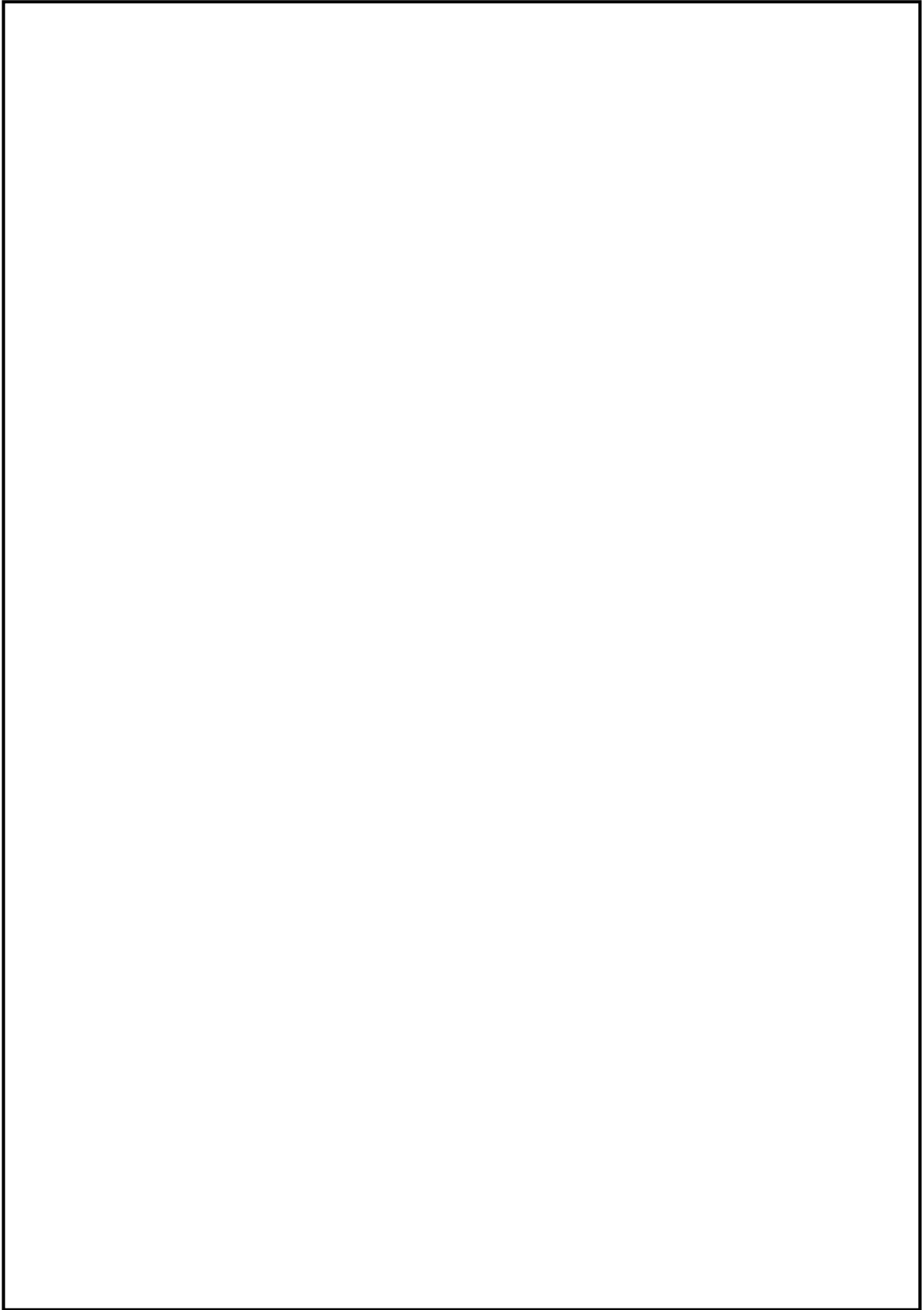
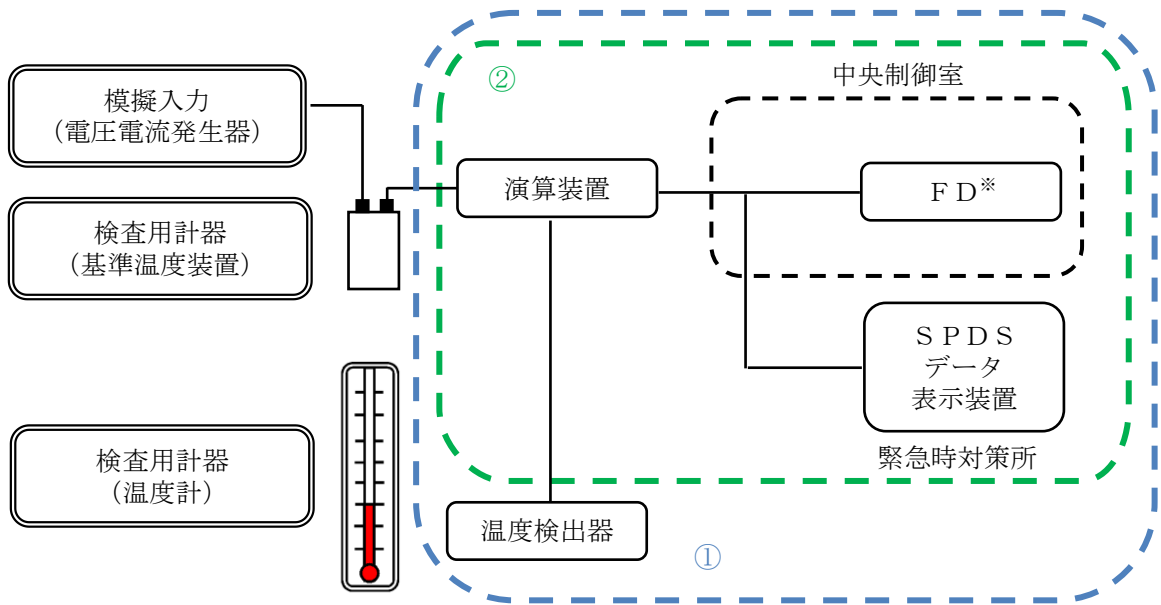


図2 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

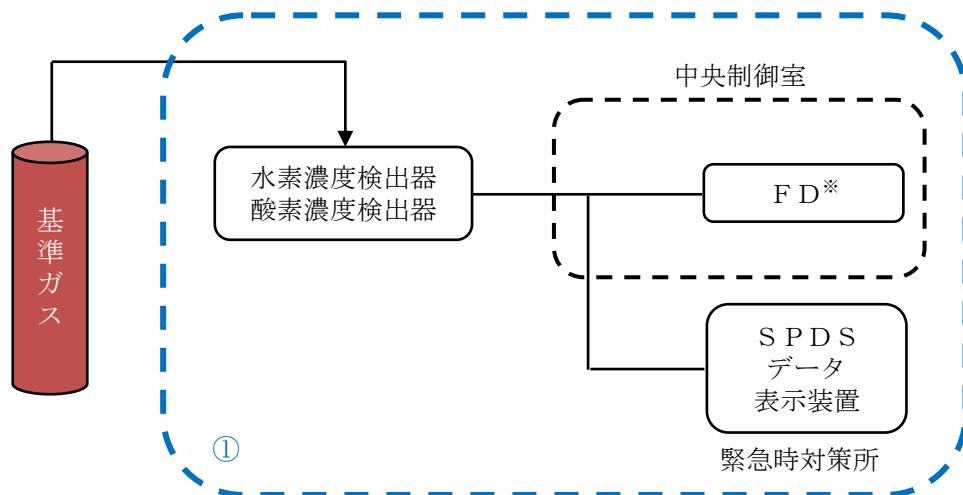
※FD：フラットディスプレイ



- 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）

図3 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の試験及び検査

※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4 原子炉建物水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

名 称		静的触媒式水素処理装置
水 素 処 理 容 量	kg/h/個	約 0.50 (水素濃度 4 vol%, 温度 100℃, 大気圧において)
最 高 使 用 温 度	℃	300
個 数	個	18

【設 定 根 拠】

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という）は、常設重大事故等対処設備として設置する。

PARは、重大事故等時において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

島根原子力発電所2号炉においては、触媒カートリッジがPAR1個につき22枚設置されるPAR-22タイプを採用する。製造メーカ（NIS社）による開発試験を通じて、NIS社製PARの1個当たりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

（PARの基本性能評価式）

$$DR = A \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \quad \dots \dots \dots \text{(式1)}$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数

$C_{H_2}$  : PAR入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ

スケールファクタ SF について、PAR-22タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため SF=「22/88」となる。

スケールファクタの妥当性については、別添資料-3の「2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

これらに以下の条件を想定し，P A R 1 個あたりの水素処理容量を算出する。

- 水素濃度  $C_{H_2}$

水素ガスの可燃限界濃度 4 vol%未満に低減するため，4 vol%とする。

- 圧力 P

重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガス漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが保守的に大気圧（101, 325 Pa）とする。

- 温度 T

保守的に 100°C（373. 15K）とする。

以上により，P A R 1 個あたりの水素処理容量は，約 0. 50kg/h/個（水素濃度 4 vol%，大気圧=101, 325Pa，温度 100°C=373. 15K）となる。

## 2. 最高使用温度

P A Rは水素再結合反応により発熱するため，雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。P A Rの設置目的は原子炉建物の水素爆発防止であるため，水素ガスの可燃限界濃度である 4 vol%時における P A Rの温度を最高使用温度とする。

水素濃度 4 vol%時における P A Rの温度については，OECD/NEA の THAI Project における試験を参照する。

詳細は別添資料－3の「添付2 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について」で示す。

## 3. 個数

実機設計（P A Rの個数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクタ（ $F_i$ ）を乗じた（式2）を用いる。反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による P A Rの性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0. 5」とする。

(実機設計における性能評価式)

$$DR = A \cdot \left( \frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \quad \dots \dots \dots \text{(式2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C<sub>H2</sub> : PAR入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10<sup>5</sup>Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ (-)
- F<sub>i</sub> : 反応阻害物質ファクタ (-)

1) 必要個数の計算

原子炉格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素処理装置の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクタとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- ・水素の発生量：約 1,000kg
- ・原子炉格納容器の漏えい率：10%/日
- ・反応阻害物質ファクタ F<sub>i</sub>=0.5
- ・水素処理容量=0.50kg/h/個×0.5  
=0.25kg/h/個
- ・必要個数= (約 1,000kg×10%/日) / (24h/日) / 0.25kg/h/個  
=約 16.7 個

これにより、PARの必要個数は17個以上を設置個数とする。なお、実際のPAR設置個数は、余裕を見込み18個を設置する。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3の「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 1. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

### (1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉棟4階（燃料取替階）に静的触媒式水素処理装置を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うことを目的に、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

### (2) 設備概要

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置動作監視を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図」参照。）

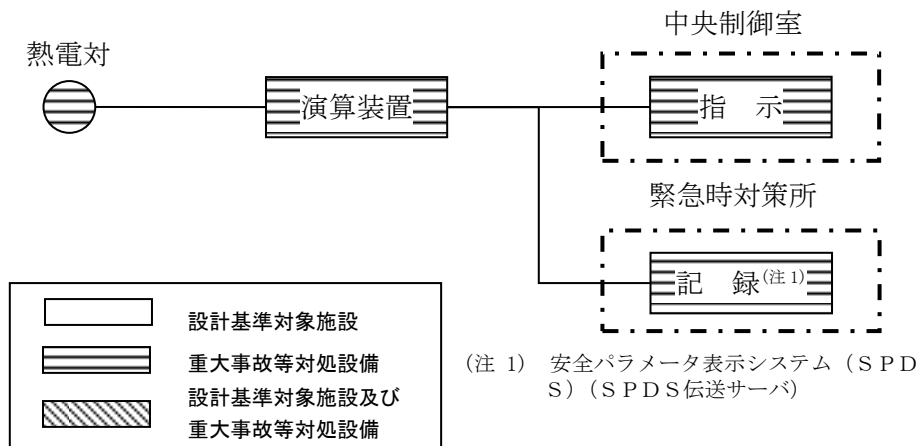


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図



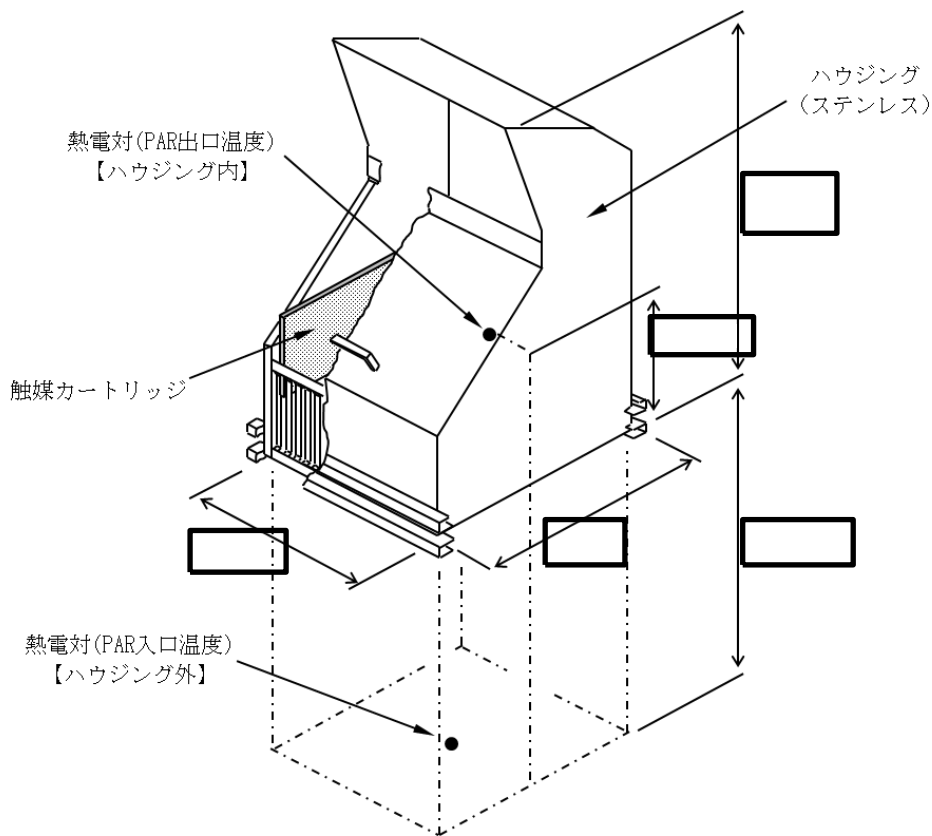


図2 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2※	原子炉建物 4階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2※	原子炉建物 4階

※ 2個の静的触媒式水素処理装置に対して、出入口に各1個設置

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。

表2 静的触媒式水素処理装置入口温度・出口温度の計測範囲

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	
静的触媒式 水素処理装置 入口温度	0～100℃	—	—	最大値： 100℃ 以下	最大値： 300℃ 以下	重大事故等時における静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。
静的触媒式 水素処理装置 出口温度	0～400℃					

※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、燃料取替等の発電用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動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。

## 2. 原子炉建物水素濃度

### (1) 設置目的

原子炉建物水素濃度は、重大事故等時に原子炉棟内の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原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

### (2) 設備概要

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建物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3「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。）

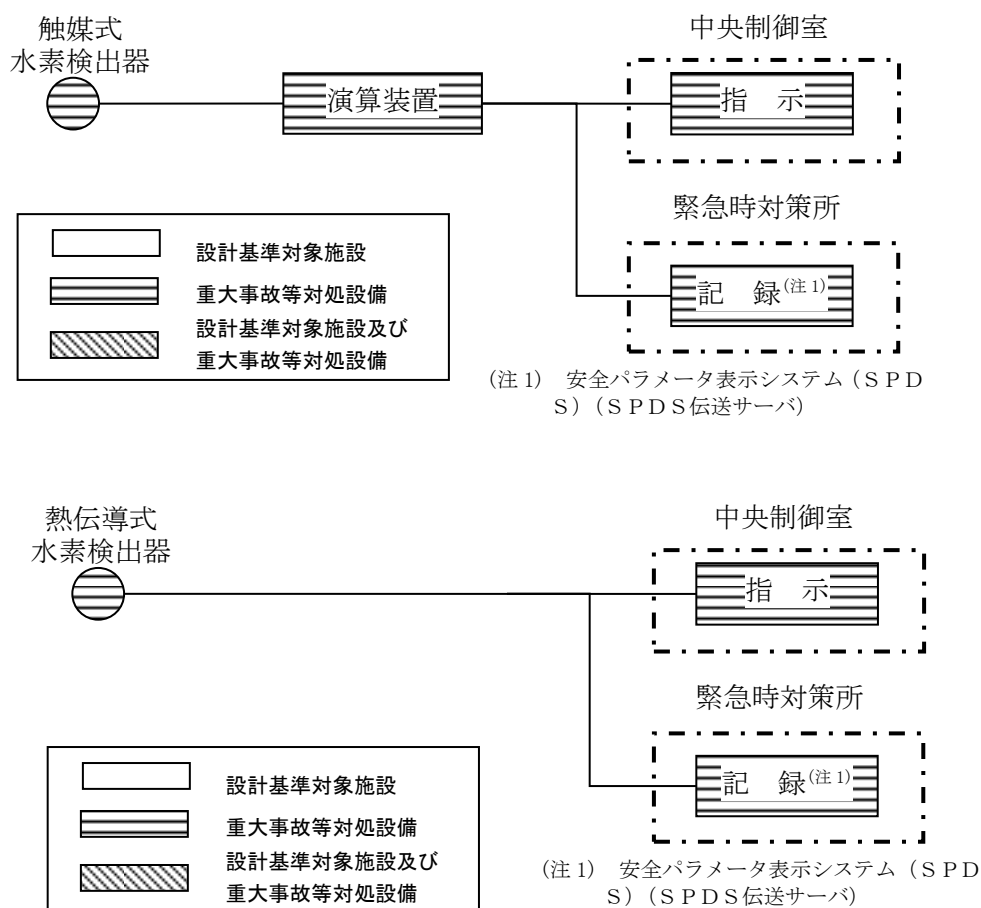


図3 原子炉建物水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建物水素濃度の仕様を表 3 に、計測範囲を表 4 に示す。

表 3 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物地下 1 階
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物 4 階：2 個 原子炉建物 2 階：2 個 原子炉建物 1 階：2 個

表 4 原子炉建物水素濃度の計測範囲

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	
原子炉建物水素 濃度	0～10vol%	—	—	0vol%	0～ 4vol%	重大事故等時において、水素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界である 4vol% 未満に低減する。）
	0～20vol%	—	—	0vol%	0～ 4vol%	

※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、燃料取替等の発電用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動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。

53-7 その他設備

以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

### 1. 原子炉ウェル代替注水系の設置

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウェル主フランジは図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウェル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良E P D M製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良E P D M製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

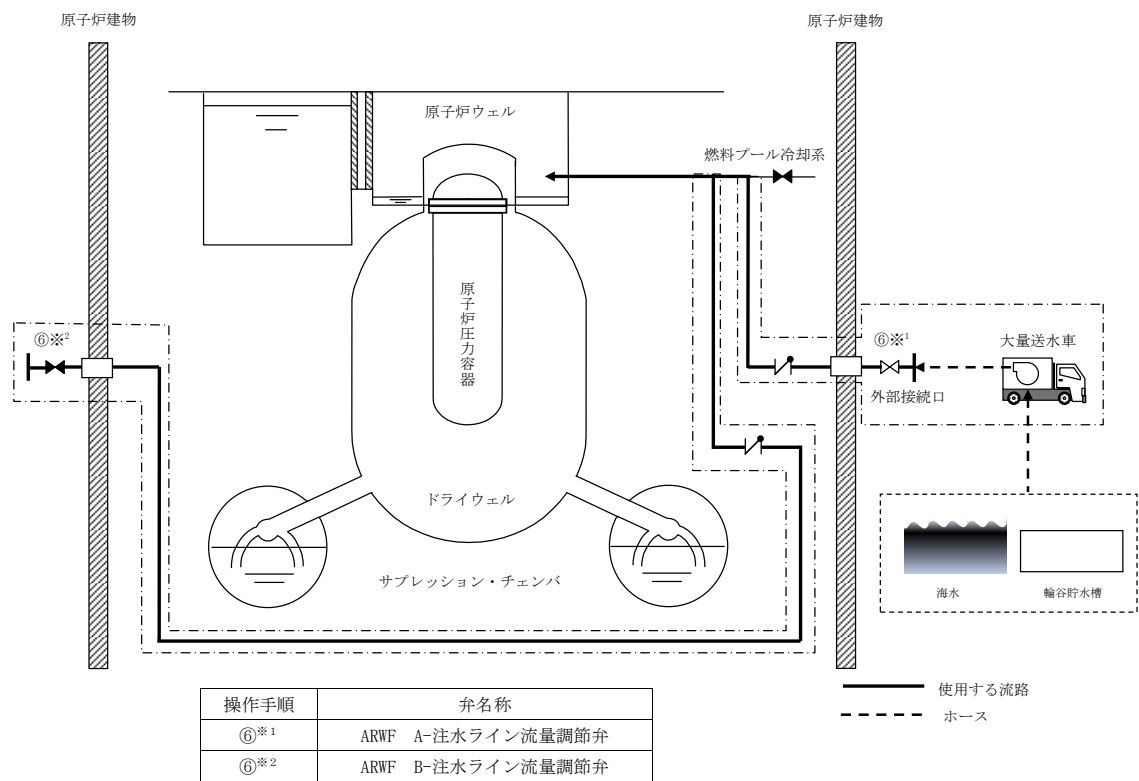


図1 原子炉ウェル代替注水系 概略図

原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽）の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウェル温度（SA）（ドライウェル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウェル主フランジが冷却できていることを確認可能である。

## 2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉棟4階（燃料取替階）の水素を外部へ排出することで、水素の原子炉棟内滞留を防止する設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルはワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は、原子炉建物外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲及び大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で示す。

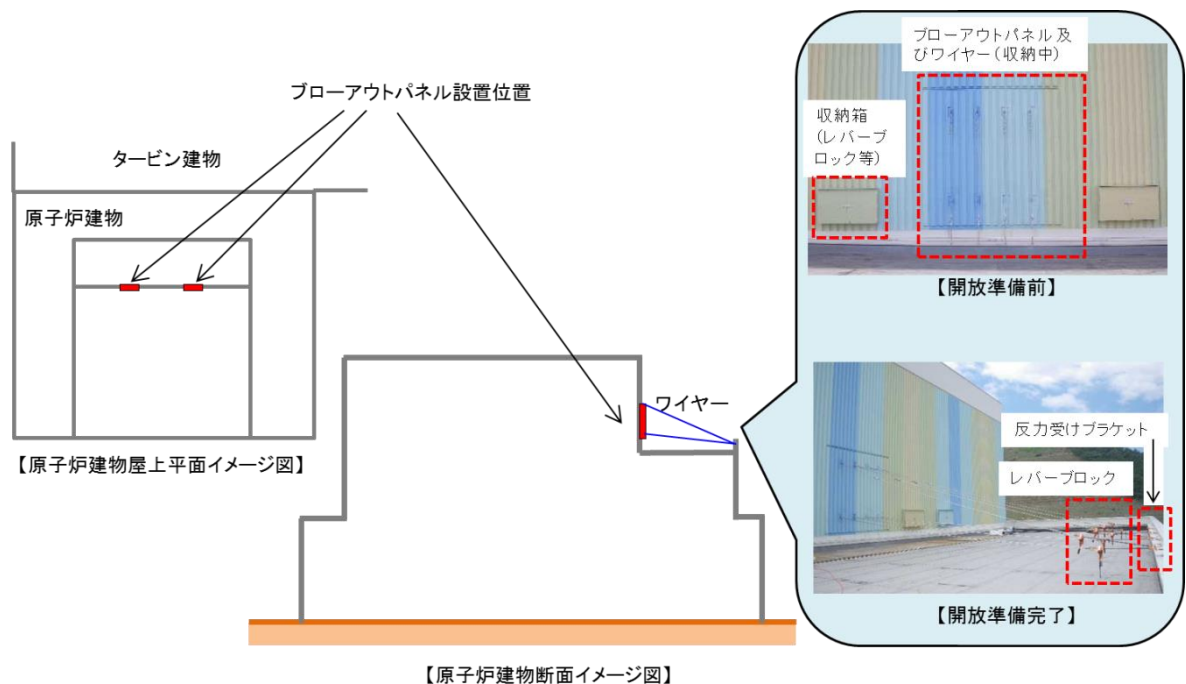


図2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 概略図

## 58 条 計装設備

### 目次

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 アクセスルート図
- 58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 パラメータの抽出について
- 58-12 別紙
- 58-13 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」の第 58 条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表



58-1 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)

第58条：計装設備			原子炉压力容器温度 (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	58 - 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	58 - 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		58 - 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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			原子炉圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58-3 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	58-5 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			58-4 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	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			原子炉圧力 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	58-3 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	58-5 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	58-4 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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）

第58条：計装設備			原子炉水位（広帯域）	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図，58 - 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)

第58条：計装設備			原子炉水位 (燃料域)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			原子炉水位 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		高圧原子炉代替注水流量		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			代替注水流量 (常設)		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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		A e
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			低圧原子炉代替注水流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		A e
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		格納容器代替スプレイ流量		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		ペDESTAL代替注水流量		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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			高圧炉心スプレィポンプ出口流量	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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成		A d
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	—		
	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	58 - 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		58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			残留熱除去ポンプ出口流量	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			低圧炉心スプレィポンプ出口流量	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		残留熱代替除去系原子炉注水流量		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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			ドライウェル温度 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			ペDESTAL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	58-3 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	58-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		A e	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			ペDESTAL水温度 (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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			サプレッション・チェンバ温度 (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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			サプレッション・プール水温度 (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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			ドライウェル圧力 (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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		A e	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			サプレッション・チェンバ圧力 (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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			サブプレッション・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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		A e	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			ドライウェル水位	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			ペDESTALル水位		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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		A e	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58 - 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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			格納容器水素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58 - 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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	58-3 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	58-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成		A d	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58-6 計測範囲説明書			
		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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備		中性子源領域計装		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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	58 - 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	58 - 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		58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			平均出力領域計装	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力		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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			スクラバ容器水位	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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）

第58条：計装設備			スクラバ容器圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			スクラバ容器温度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		第1バントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				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	58-3 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		58-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	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	58-6 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 防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A a 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備		残留熱除去系熱交換器入口温度		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
				関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成		A d	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		残留熱除去系熱交換器出口温度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		残留熱除去系熱交換器冷却水流量		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	海水を通水しない	対象外	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
				関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成		A d	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	—			
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			残留熱除去ポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備		低圧原子炉代替注水槽水位		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	58-3 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	58-5 試験及び検査	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			高圧炉心スプレィポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			原子炉建物水素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備			静的触媒式水素処理装置入口温度	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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備		静的触媒式水素処理装置出口温度		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			格納容器酸素濃度 (SA)		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	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	58-3 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備		格納容器酸素濃度		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	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	58 - 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	58 - 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		58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
				関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e		
			その他 (飛散物)	対象外	対象外		
			関連資料	—			
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	58 - 6 計測範囲説明書			
		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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	58 - 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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備		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	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	58-3 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	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	58-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
		関連資料	58-3 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	58-6 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	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDSデータ収集サーバ, SPDS伝送サーバ, SPDSデータ表示装置)	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	58-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要 (SPDSデータ表示装置を除く), 操作スイッチ操作 (SPDSデータ表示装置)	— B d	
			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)	通信連絡設備	L	
			関連資料	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	操作不要 (SPDSデータ表示装置を除く), 現場操作 (設置場所) (緊急時対策所, SPDSデータ表示装置)	対象外 A a		
		関連資料	58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	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 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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 (可搬型)

第58条：計装設備			第1ベントフィルタ出口水素濃度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	健全性 環境条件における	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	58-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作, 接続作業		A B f B g
			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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	58-3 配置図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所) 中央制御室操作		A a B	
		関連資料	58-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備		C
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続		C
			関連資料	58-3 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	(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			58-3 配置図			
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備なし)		B b	
		関連資料	58-3 配置図			
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	58-7 アクセスルート図			
第7号		共通要因 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	58-2 単線結線図, 58-3 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 (可搬型)

第58条：計装設備			可搬型計測器	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	58-3 配置図			
		第2号	操作性	工具, 接続作業	B b B g	
			関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
		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	58-5 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	58-9 可搬型計測器について			
	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	58-3 配置図		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所)	A a		
		関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	58-9 可搬型計測器について		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外		
		関連資料	—			
第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—		
		関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
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	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
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	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
第7号		故障 共通 要因 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	
			サボート系要因	対象外 (サボート系なし)	対象外	
	関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			

島根原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			C-メタクラ母線電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			D-メタクラ母線電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			HPCS-メタクラ母線電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			Cーロードセント母線電圧	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			D-ロードセントラ母線電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			緊急用メタクラ電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備あり)－屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備		SAロードセンタ母線電圧		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	58 - 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		58 - 5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
			関連資料		—	
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備あり)－屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			B1-115V系蓄電池(SA)電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 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	Bb	
			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	Ad	
			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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			A-115V系直流盤母線電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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）

第58条：計装設備			B-115V系直流盤母線電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備		230V系直流盤（常用）母線電圧		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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	対象外（サポート系なし）	対象外	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			SA用115V系充電器盤蓄電池電圧	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	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	58-3 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	58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 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)

第58条：計装設備			ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備，その他の建物内設備	B, C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	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	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部 人為事象，溢水，火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備あり)－屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	58 - 2 単線結線図，58 - 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）

第58条：計装設備			N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力	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	58 - 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		58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計		D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		—		
	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 (代替対象D B設備あり)－屋内	A a
				サポート系要因		対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料		58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

第58条：計装設備		原子炉補機冷却ポンプ圧力		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	58 - 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		58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計		D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		—		
	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		58 - 2 単線結線図, 58 - 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）

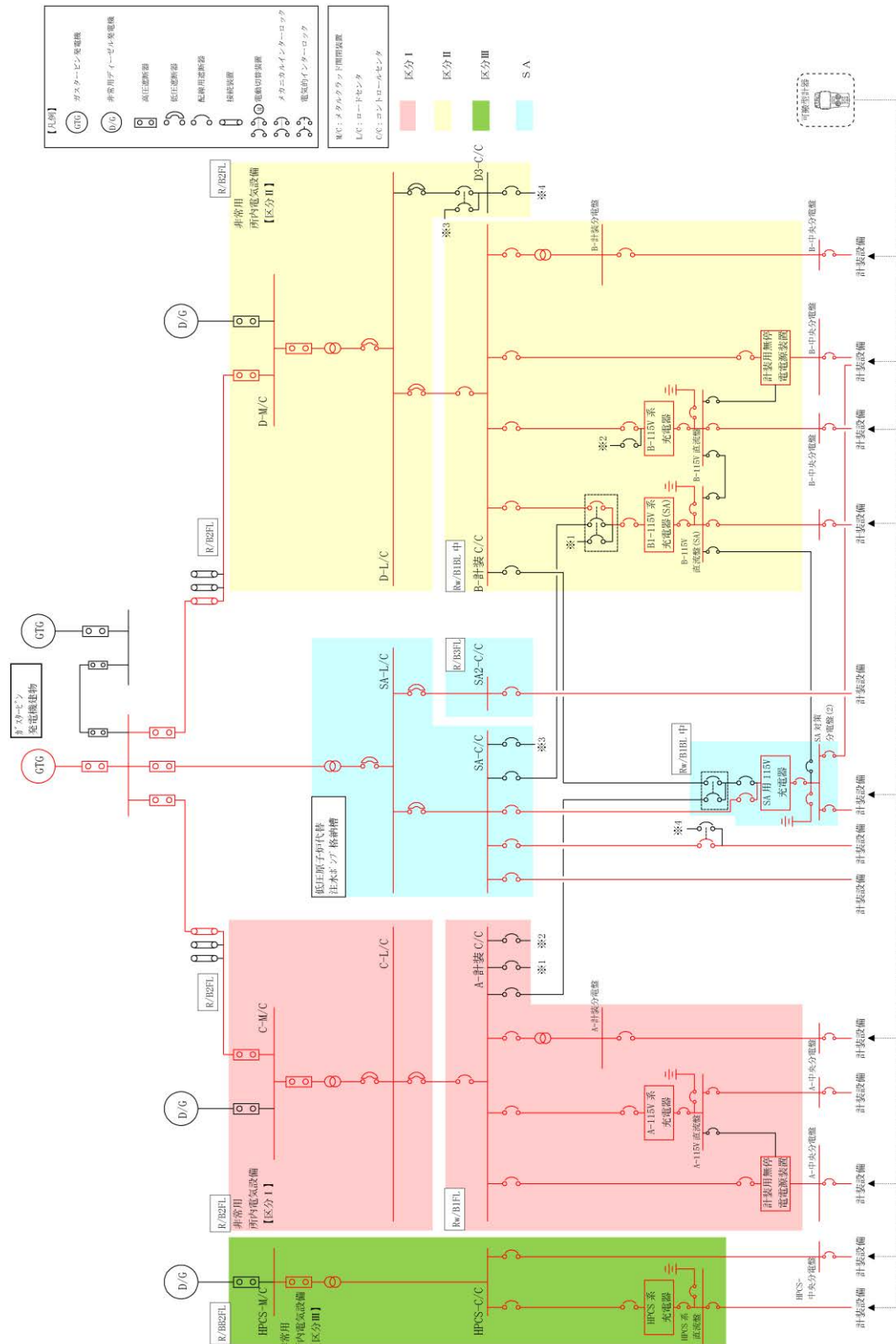
		第58条：計装設備	RCW熱交換器出口温度	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C		
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—		
			海水	海水を通水しない	対象外		
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			関連資料	58 - 3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J	
			関連資料	58 - 5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		B b	
			関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	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	58 - 2 単線結線図, 58 - 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)

第58条：計装設備			RCWサージタンク水位	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉棟内設備	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	58 - 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	58 - 5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	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			58 - 2 単線結線図, 58 - 3 配置図		



58-2 単線結線図



- 【凡例】
- GTG: ガスタービン発電機
  - D/G: 非常用ディーゼル発電機
  - 高圧遮断器
  - 低圧遮断器
  - 配線用遮断器
  - 接触装置
  - 電機回線保護
  - メカニカルインターロック
  - 電氣的インターロック
- W/C: メカニカルインターロック設置  
L/C: ロードセンタ  
C/C: コントローラセンタ
- 区分 I (Red)  
区分 II (Yellow)  
区分 III (Green)  
SA (Cyan)

第 58 - 2 - 1 図 計器電源構成

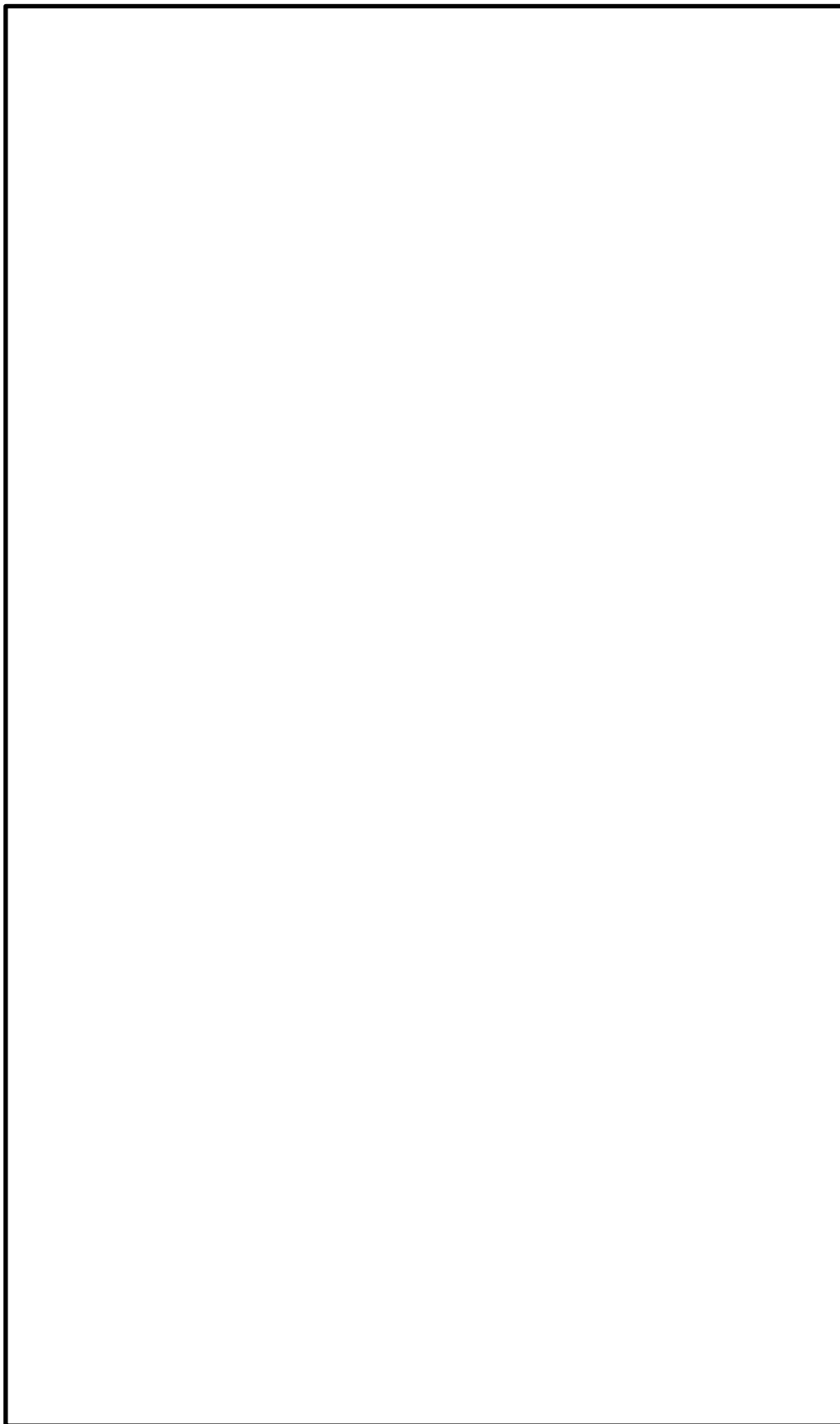
58-3 配置図

第 58 - 3 - 1 表 配置図一覧表 ( 1 / 2 )

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度 ( S A )	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 4 図
原子炉圧力	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
原子炉圧力 ( S A )	原子炉建物地下 1 階	第 58 - 3 - 2 図
原子炉水位 ( 広帯域 )	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
原子炉水位 ( 燃料域 )	原子炉建物地下 1 階	第 58 - 3 - 2 図
原子炉水位 ( S A )	原子炉建物地下 1 階	第 58 - 3 - 2 図
高压原子炉代替注水流量	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
代替注水流量 ( 常設 )	低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58 - 3 - 11 図
低压原子炉代替注水流量	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
低压原子炉代替注水流量 ( 狭帯域用 )	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
格納容器代替スプレイ流量	原子炉建物地下 2 階 原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 1 図 第 58 - 3 - 3 図
ペDESTAL代替注水流量	原子炉建物地下 2 階 原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 1 図 第 58 - 3 - 3 図
ペDESTAL代替注水流量 ( 狭帯域用 )	原子炉建物地下 2 階 原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 1 図 第 58 - 3 - 3 図
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
高压炉心スプレイポンプ出口流量	原子炉建物地下 1 階	第 58 - 3 - 2 図
残留熱除去ポンプ出口流量	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
低压炉心スプレイポンプ出口流量	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
ドライウエル温度 ( S A )	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 4 図
ペDESTAL温度 ( S A )	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 2 図
ペDESTAL水温度 ( S A )	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 2 図
サブプレッション・チェンバ温度 ( S A )	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 2 図
サブプレッション・プール水温度 ( S A )	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 2 図
ドライウエル圧力 ( S A )	原子炉建物中 2 階 原子炉建物 3 階	第 58 - 3 - 5 図 第 58 - 3 - 6 図
サブプレッション・チェンバ圧力 ( S A )	原子炉建物中 2 階 原子炉建物 3 階	第 58 - 3 - 5 図 第 58 - 3 - 6 図
サブプレッション・プール水位 ( S A )	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
ドライウエル水位	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 2 図 第 58 - 3 - 3 図
ペDESTAL水位	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 2 図
格納容器水素濃度 ( S A )	原子炉建物中 2 階	第 58 - 3 - 5 図
格納容器水素濃度	原子炉建物 3 階	第 58 - 3 - 6 図
格納容器雰囲気放射線モニタ ( ドライウエル )	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
格納容器雰囲気放射線モニタ ( サブプレッション・チェンバ )	原子炉建物地下 1 階	第 58 - 3 - 2 図
中性子源領域計装	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 8 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58 - 3 - 8 図
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
スクラバ容器水位	第 1 ベントフィルタ格納槽内	第 58 - 3 - 9 図
スクラバ容器圧力	第 1 ベントフィルタ格納槽内	第 58 - 3 - 9 図
スクラバ容器温度	第 1 ベントフィルタ格納槽内	第 58 - 3 - 9 図
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 ベントフィルタ格納槽内, 屋外	第 58 - 3 - 9, 10 図
第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	屋外	第 58 - 3 - 12 図
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建物中 1 階 原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建物中 1 階 原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
低压原子炉代替注水槽水位	低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58 - 3 - 11 図
低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58 - 3 - 11 図
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
高压炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉建物地下 1 階	第 58 - 3 - 2 図
低压炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
原子炉建物水素濃度	原子炉建物地下 1 階 原子炉建物 1 階 原子炉建物 2 階 原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 2 図 第 58 - 3 - 3 図 第 58 - 3 - 4 図 第 58 - 3 - 7 図
静的触媒式水素処理装置入口温度	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図
静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図

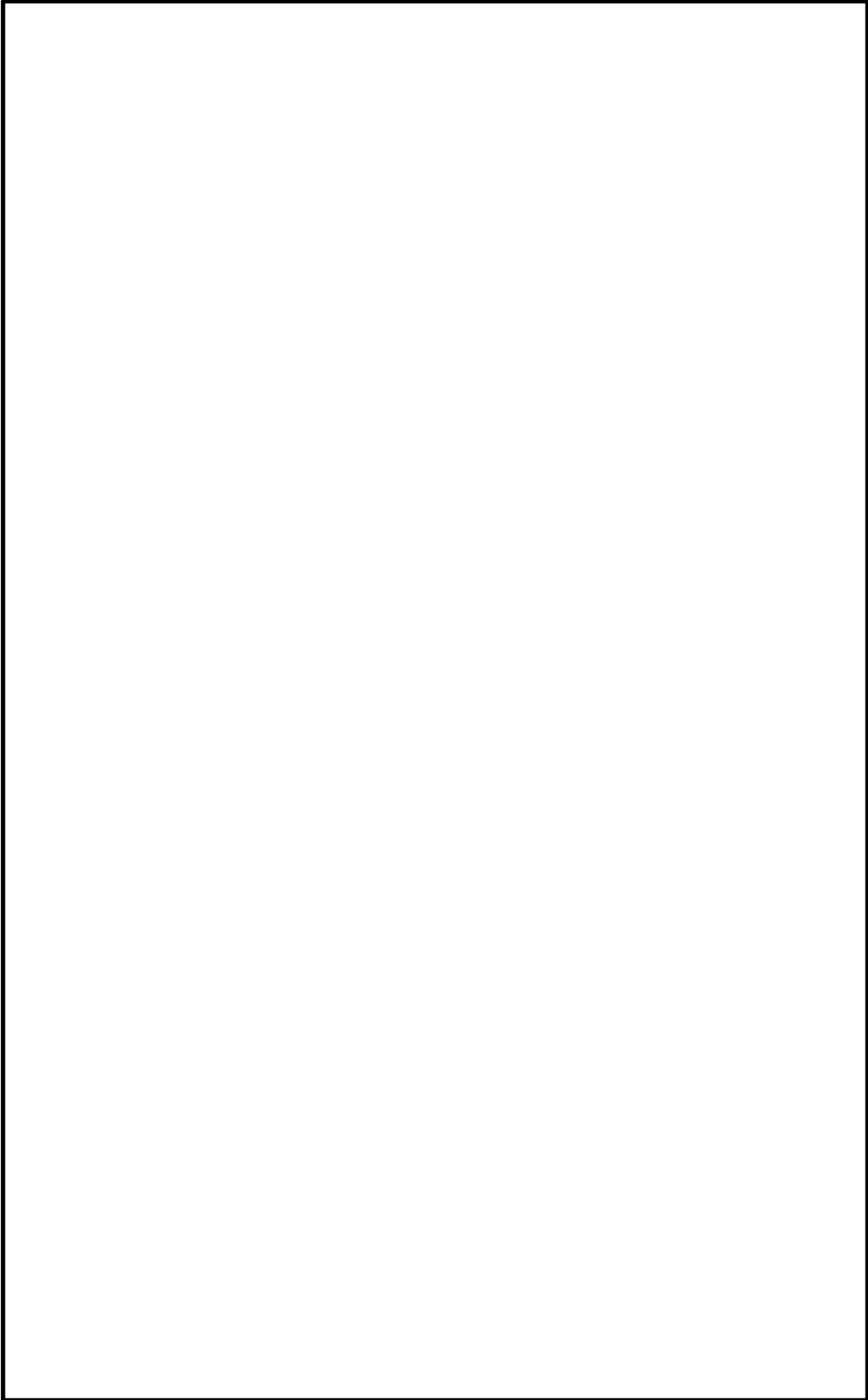
第 58 - 3 - 1 表 配置図一覧表 ( 2 / 2 )

主要設備	設置場所	図番号
格納容器酸素濃度 ( S A )	原子炉建物中 2 階	第 58 - 3 - 5 図
格納容器酸素濃度	原子炉建物 3 階	第 58 - 3 - 6 図
燃料プール水位 ( S A )	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図
燃料プール水位・温度 ( S A )	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ( S A )	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図
燃料プール監視カメラ ( S A )	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図
燃料プール監視カメラ用冷却設備	原子炉建物 3 階	第 58 - 3 - 6 図
安全パラメータ表示システム ( S P D S )	データ収集サーバ	廃棄物処理建物 1 階
	伝送サーバ	緊急時対策所 1 階
	データ表示装置	緊急時対策所 1 階
可搬型計測器	廃棄物処理建物 1 階	第 58 - 3 - 15 図
	緊急対策所 1 階	第 58 - 3 - 16 図
C - メタクラ母線電圧	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図
D - メタクラ母線電圧	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図
H P C S - メタクラ母線電圧	原子炉建物地下 2 階	第 58 - 3 - 1 図
C - ロードセンタ母線電圧	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図
D - ロードセンタ母線電圧	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図
緊急用メタクラ電圧	ガスタービン発電機建物 3 階	第 58 - 3 - 13 図
S A ロードセンタ母線電圧	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58 - 3 - 11 図
A - 115V 系直流盤母線電圧	廃棄物処理建物 1 階	第 58 - 3 - 15 図
B - 115V 系直流盤母線電圧	廃棄物処理建物地下中 1 階	第 58 - 3 - 14 図
S A 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	廃棄物処理建物地下中 1 階	第 58 - 3 - 14 図
230V 系直流盤 ( 常用 ) 母線電圧	廃棄物処理建物地下中 1 階	第 58 - 3 - 14 図
B 1 - 115V 系蓄電池 ( S A ) 電圧	廃棄物処理建物地下中 1 階	第 58 - 3 - 14 図
A D S 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図
N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図
R C W サージタンク水位	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図
R C W 熱交換器出口温度	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図
原子炉補機冷却ポンプ圧力	原子炉建物 1 階	第 58 - 3 - 3 図



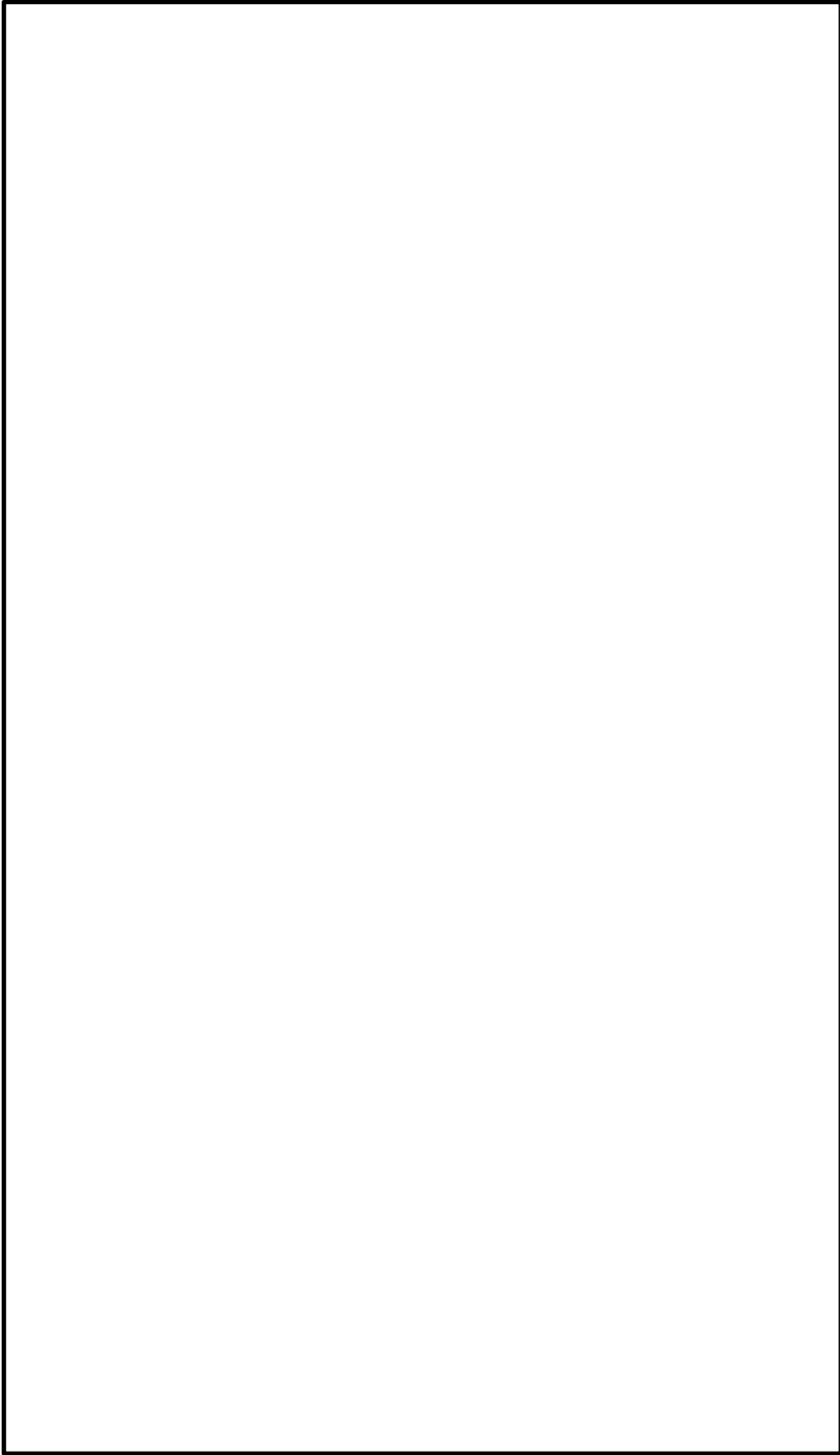
第58-3-3-1図 機器配置図（原子炉建物地下2階）

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。



第 58 - 3 - 2 図 機器配置図 (原子炉建物地下 1 階)

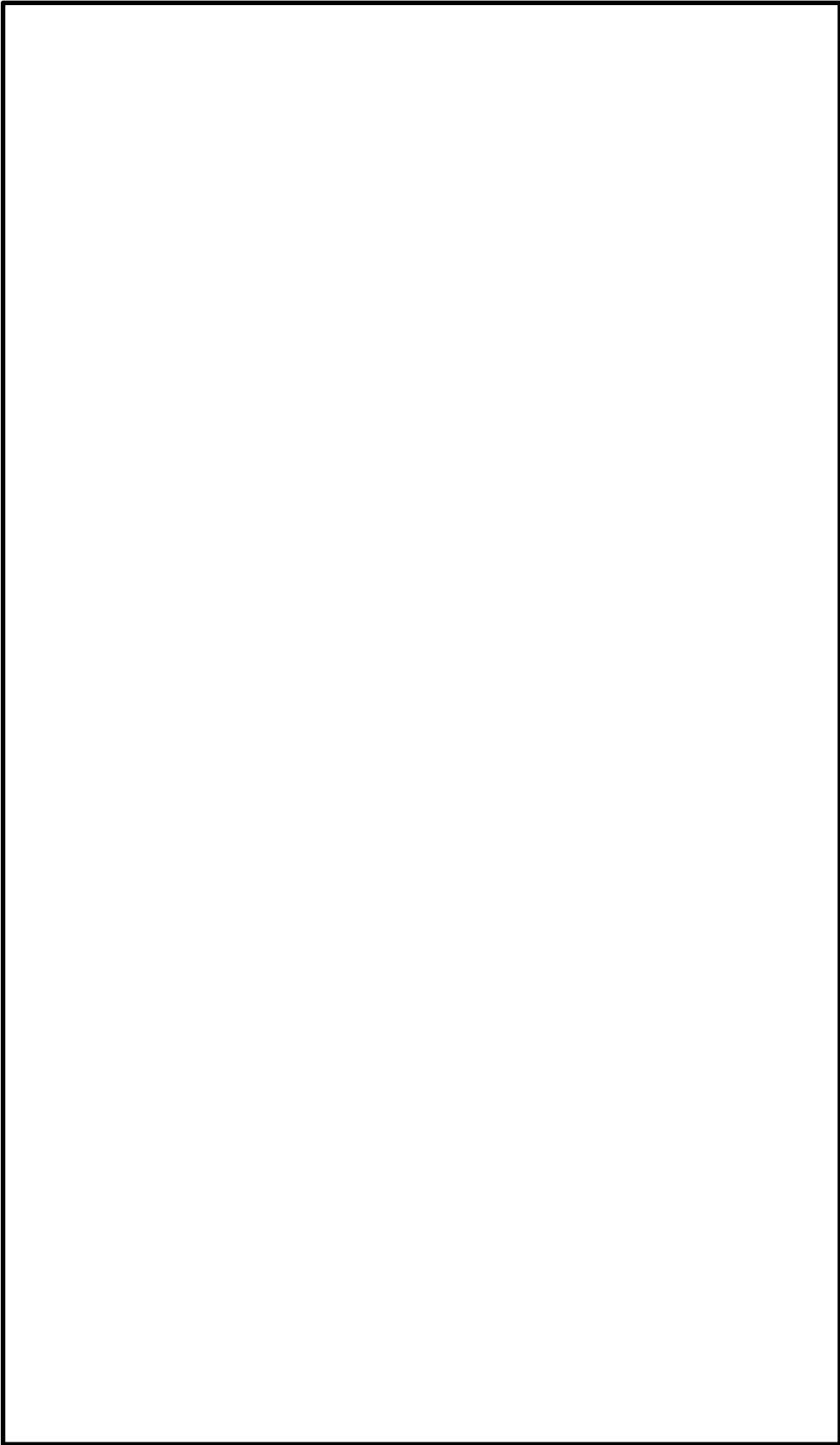
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 58 - 3 - 3 図 機器配置図 (原子炉建物 1 階及び中 1 階)

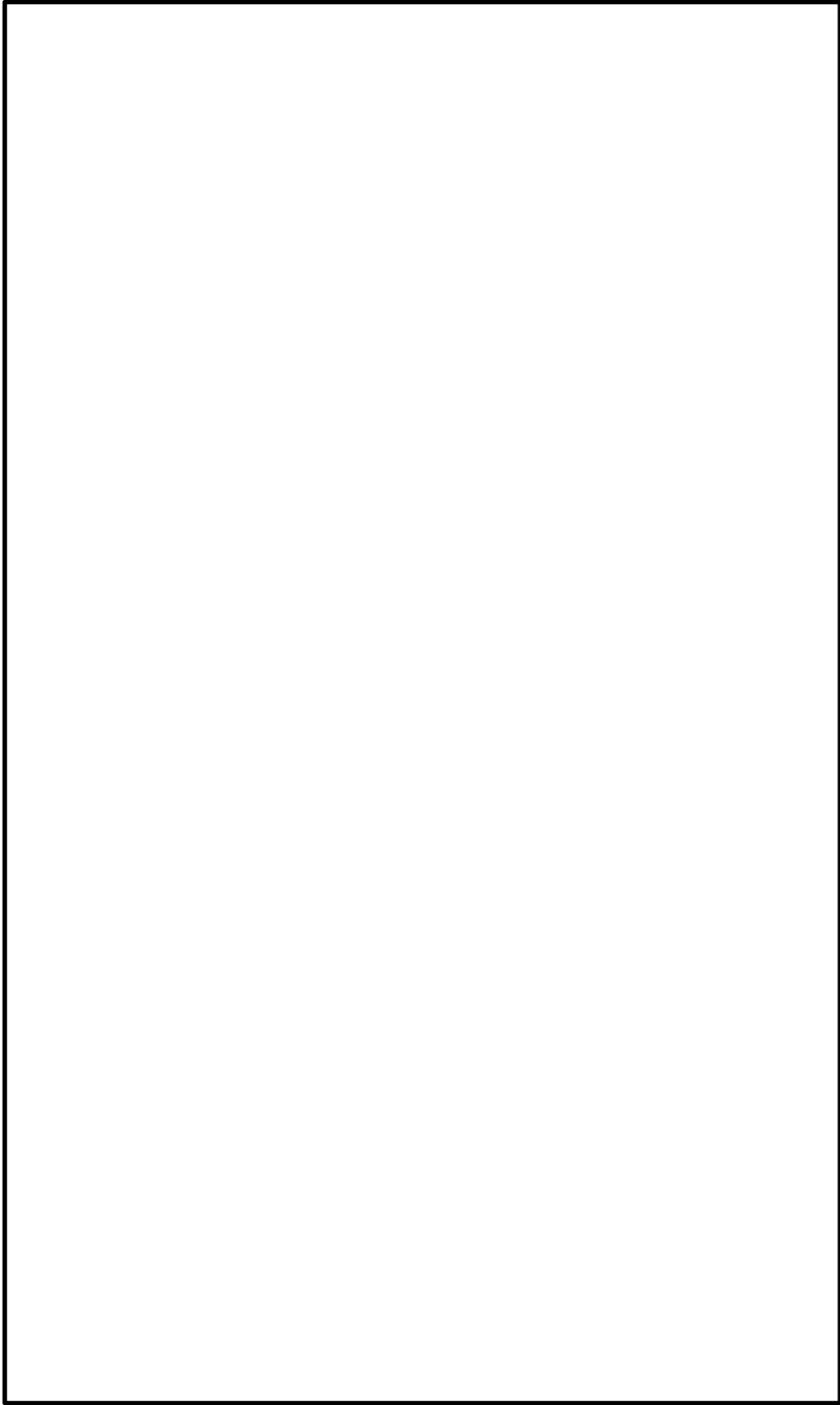
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





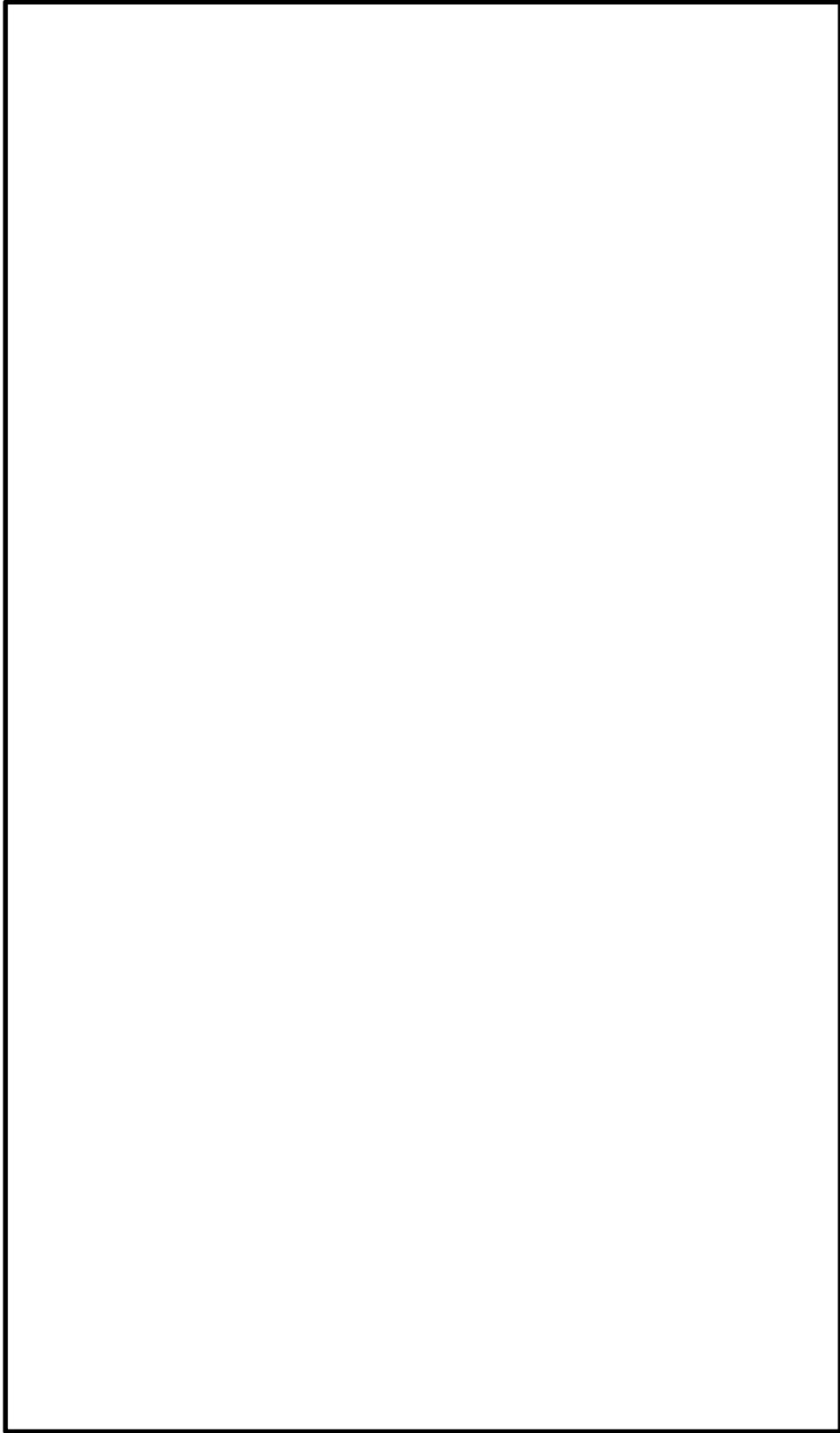
第58-3-4図 機器配置図（原子炉建物2階）

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。



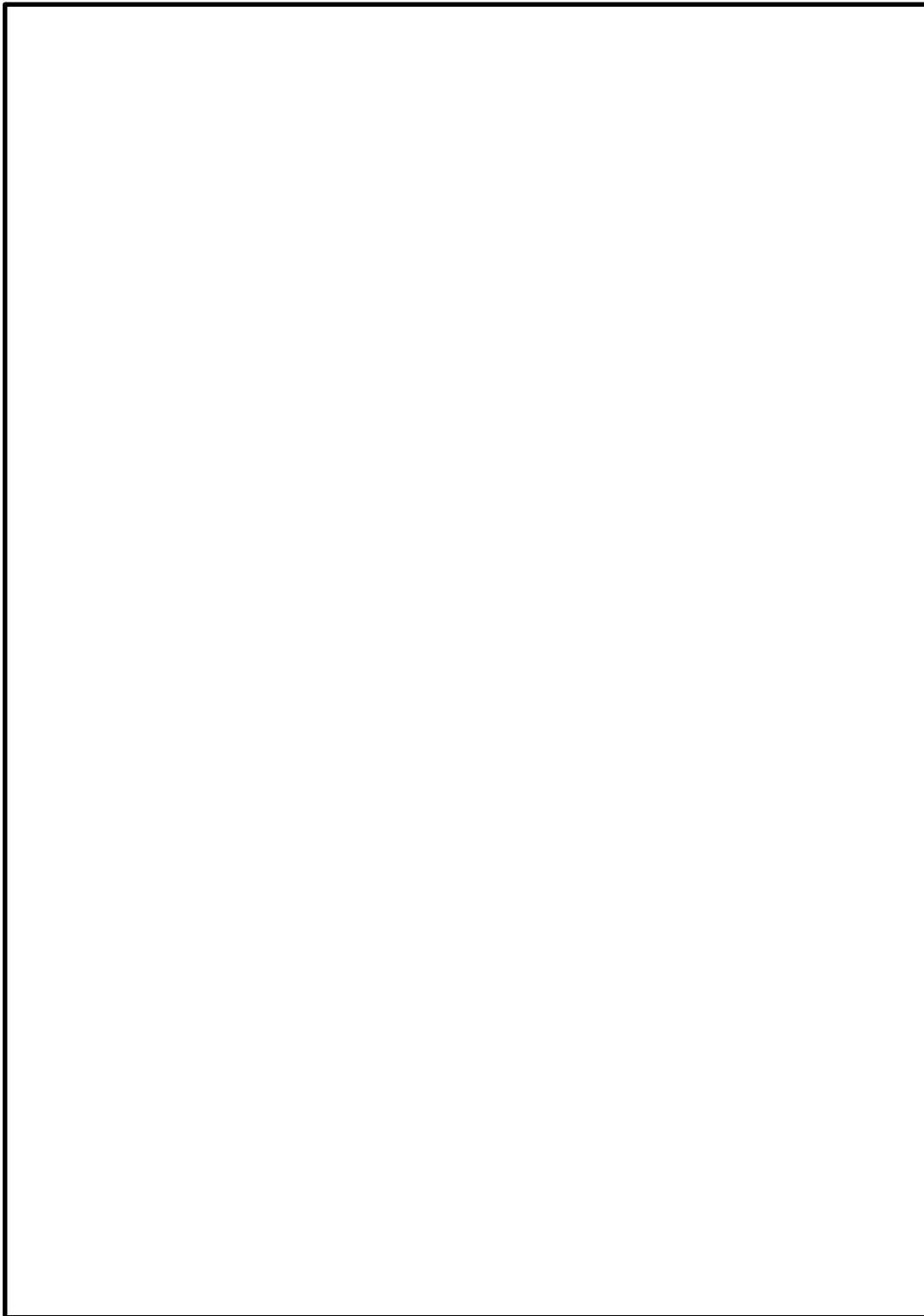
第58-3-3-5図 機器配置図 (原子炉建物中2階)

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。



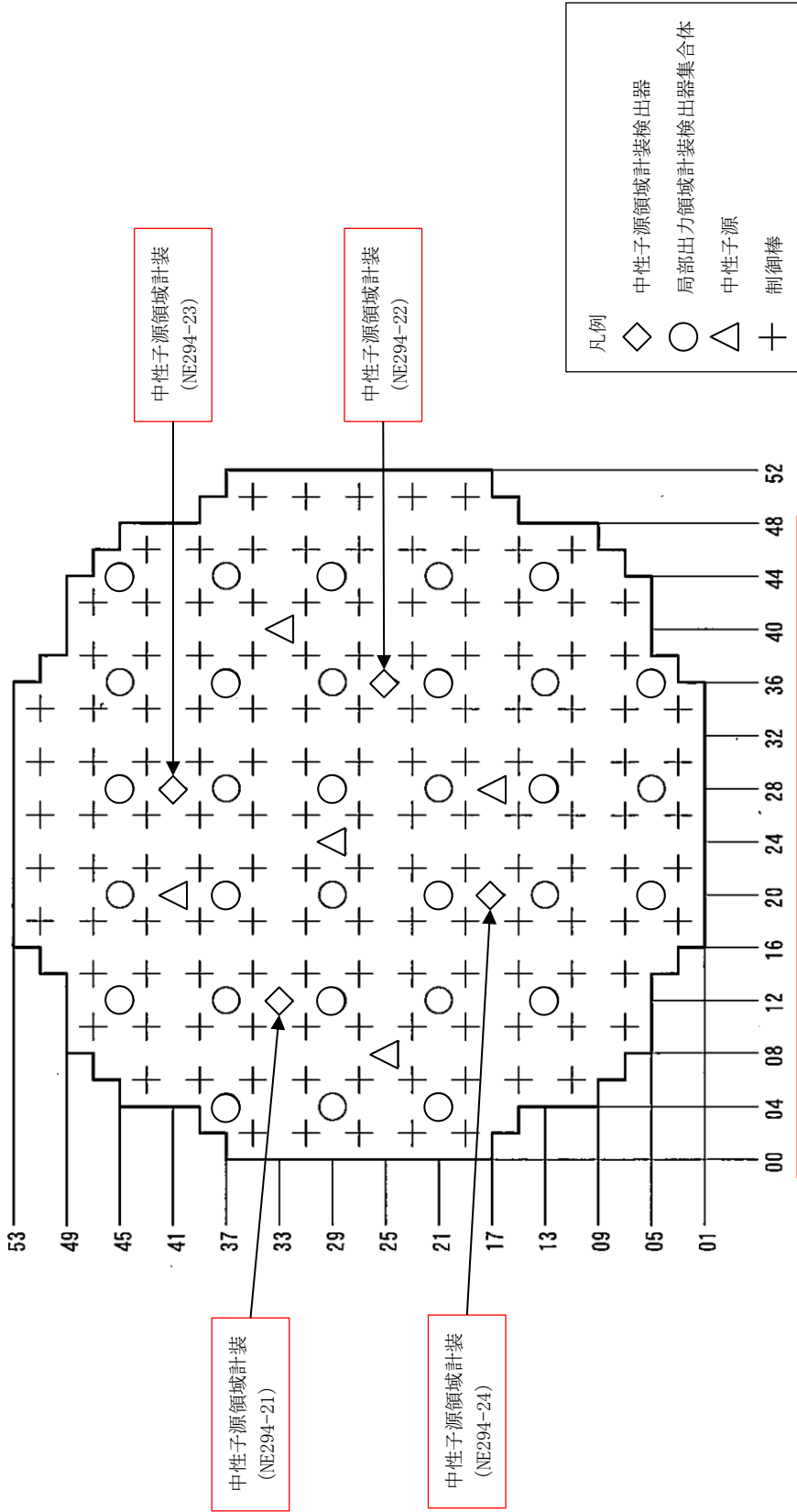
第58-3-6図 機器配置図（原子炉建物3階）

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。



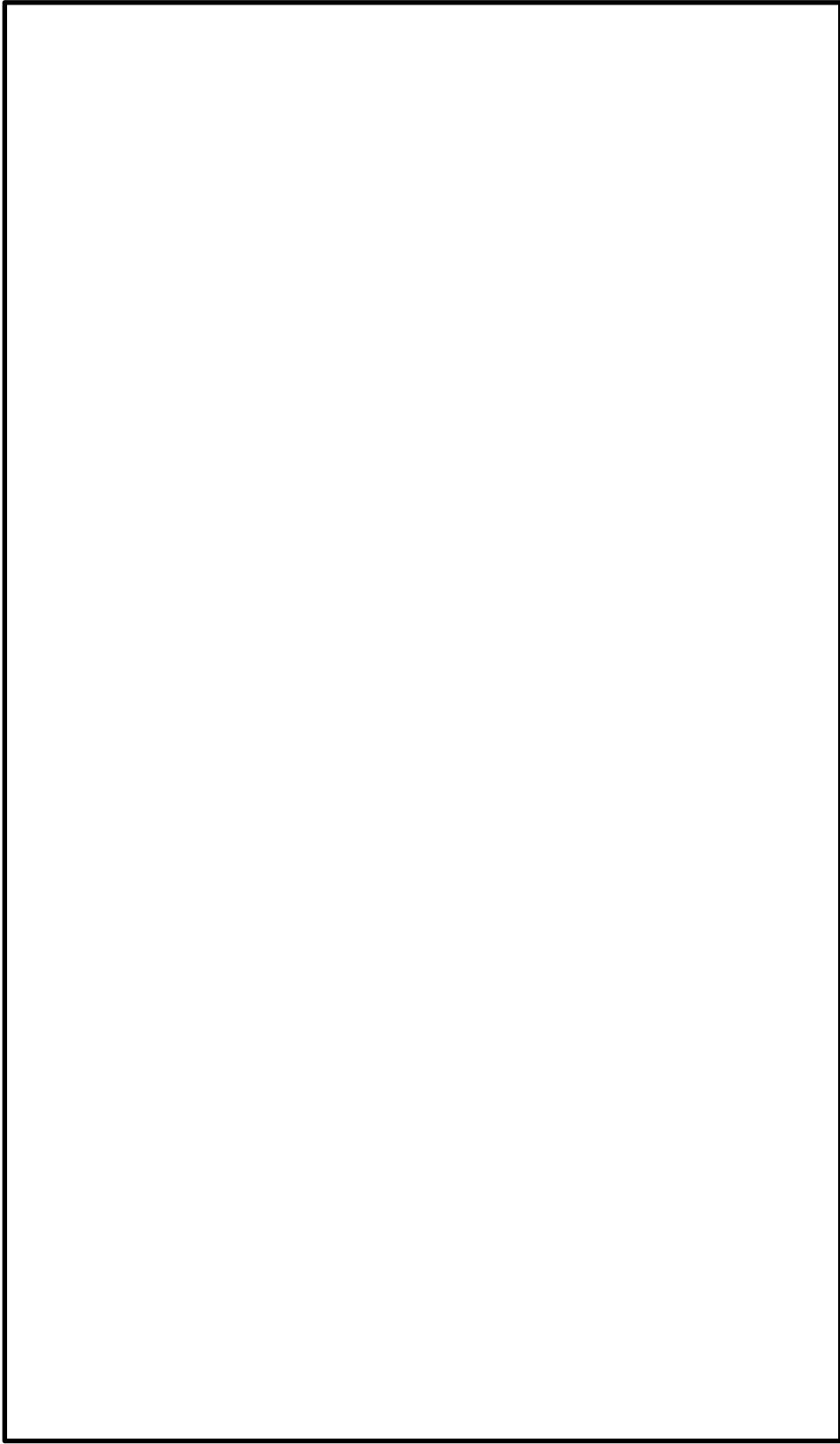
第 58 - 3 - 7 図 機器配置図 (原子炉建物 4 階)

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。



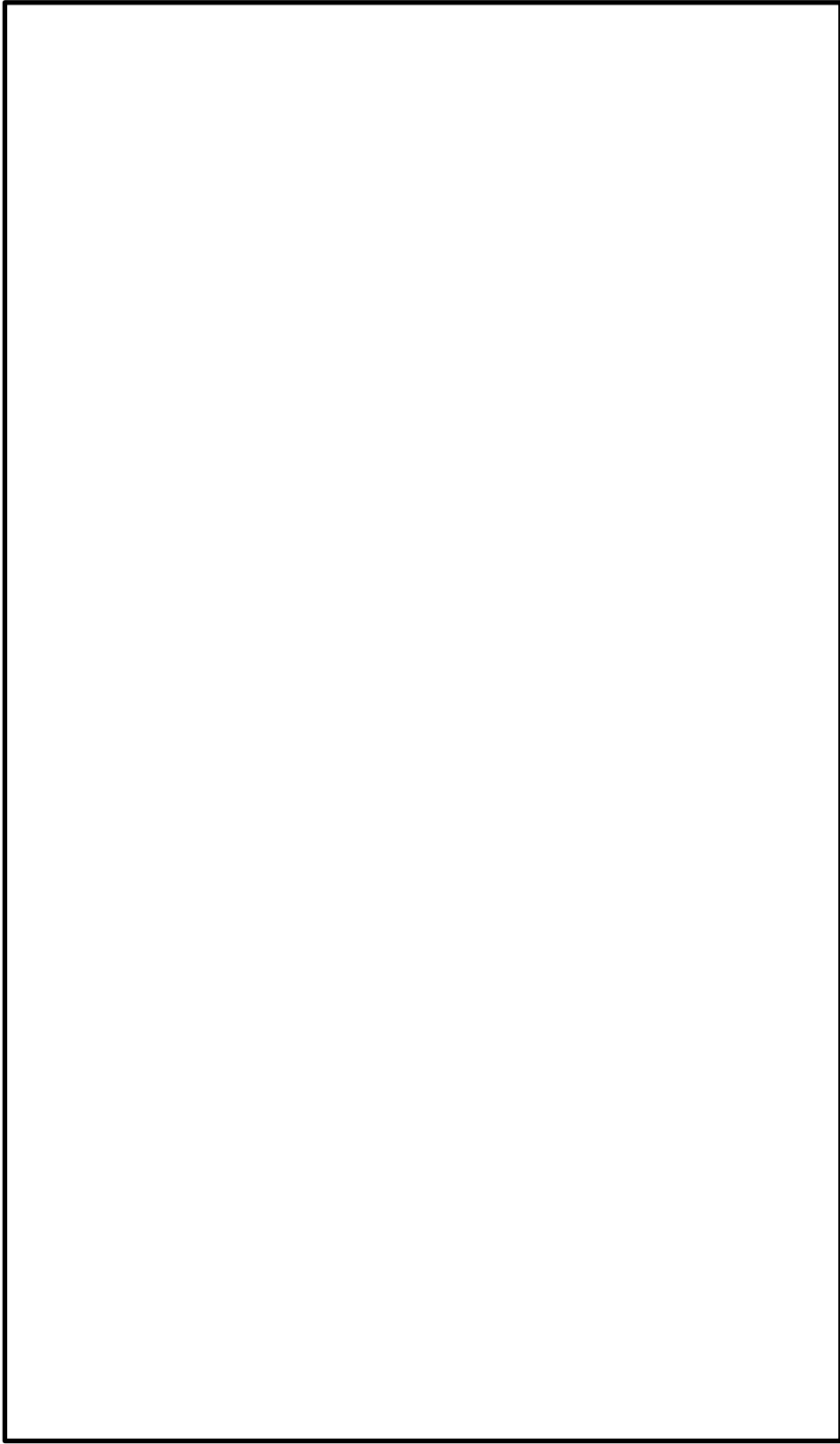
中性子計装配置図

第 58 - 3 - 8 図 機器配置図 (中性子計装配置図)



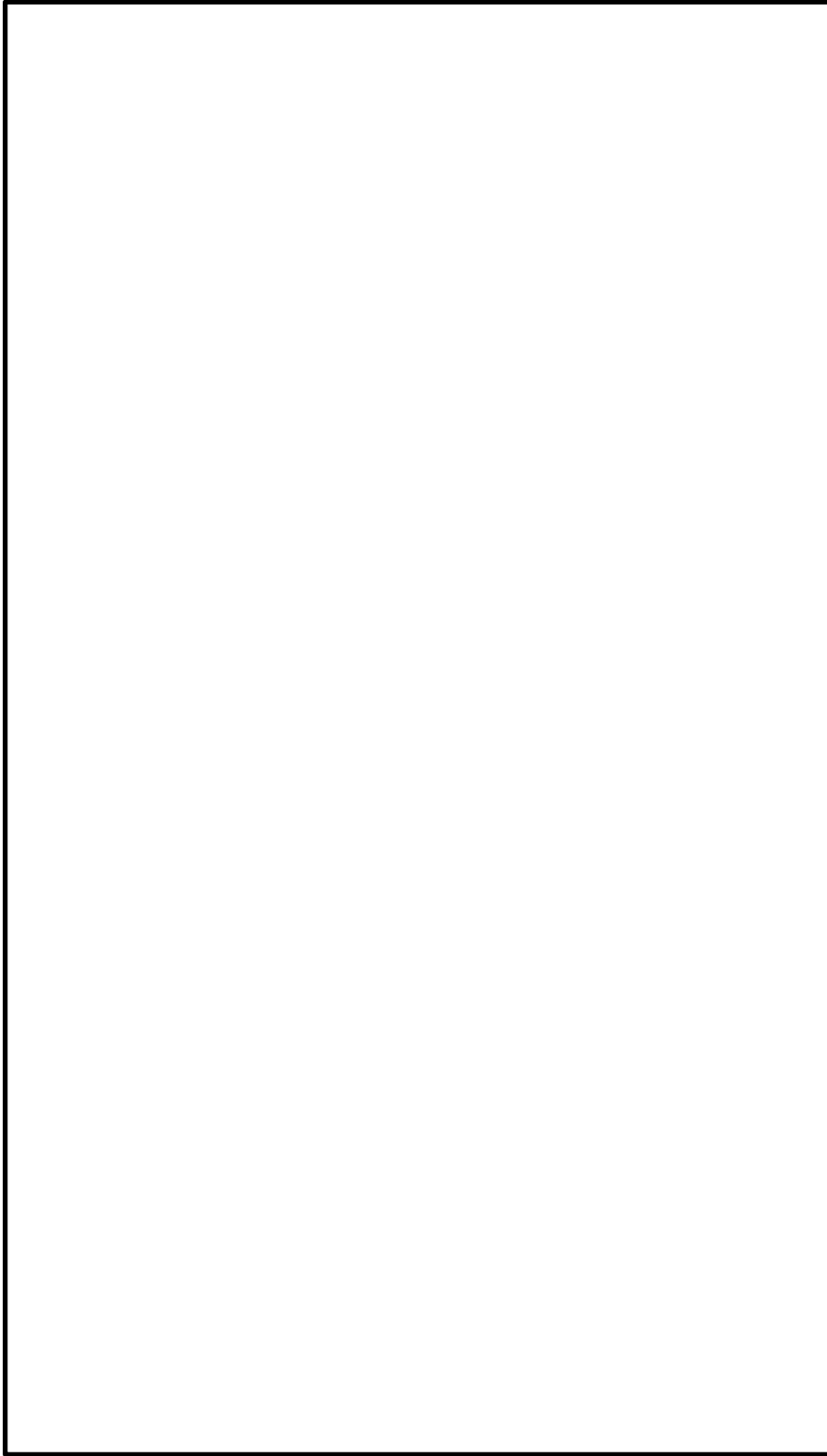
第58-3-9図 機器配置図（第1ベントフイルタ格納槽）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第58-3-10図 機器配置図（第1ベントファイルタ格納槽（屋外））

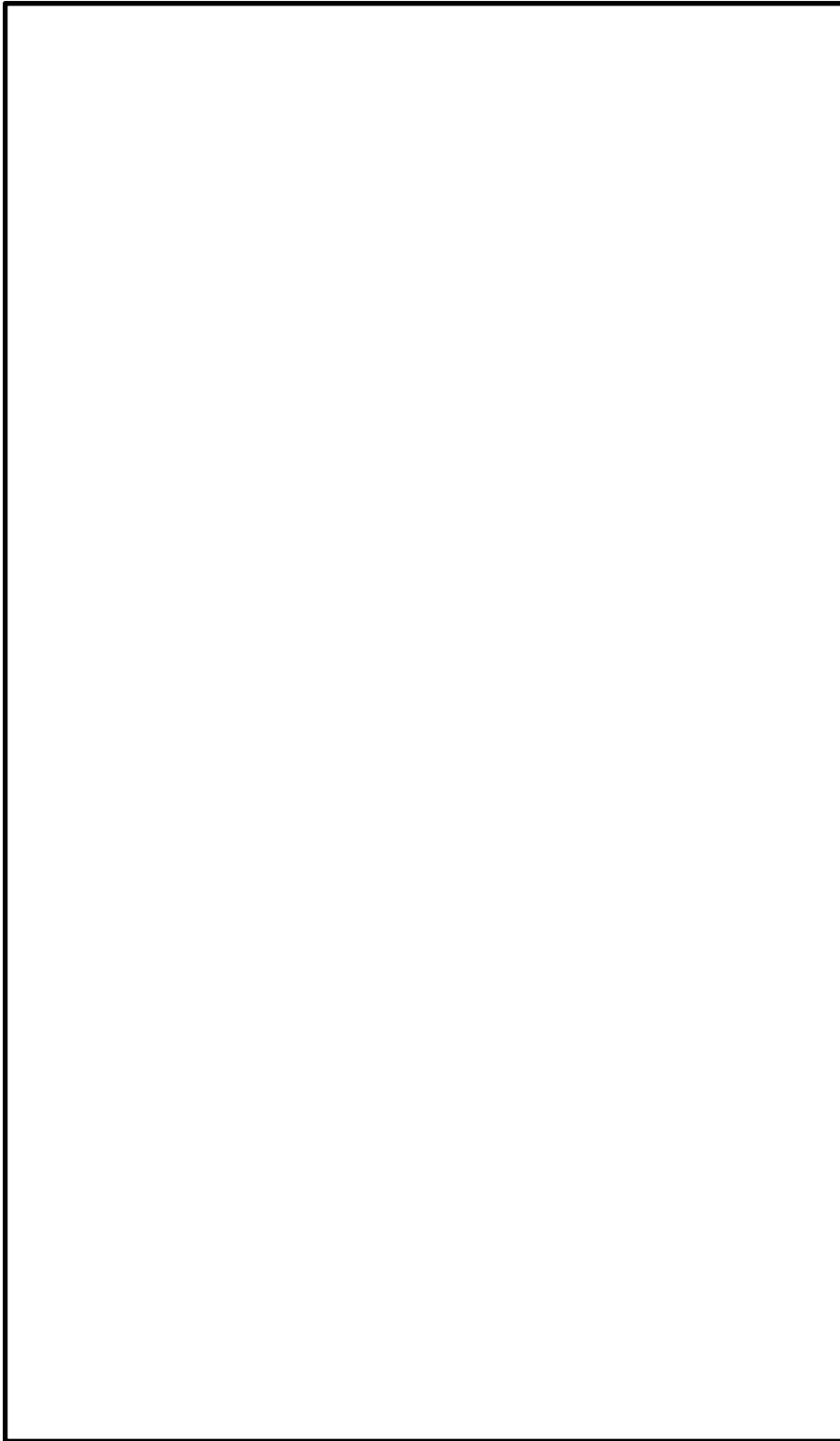
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 58 - 3 - 3 - 11 図 機器配置図（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

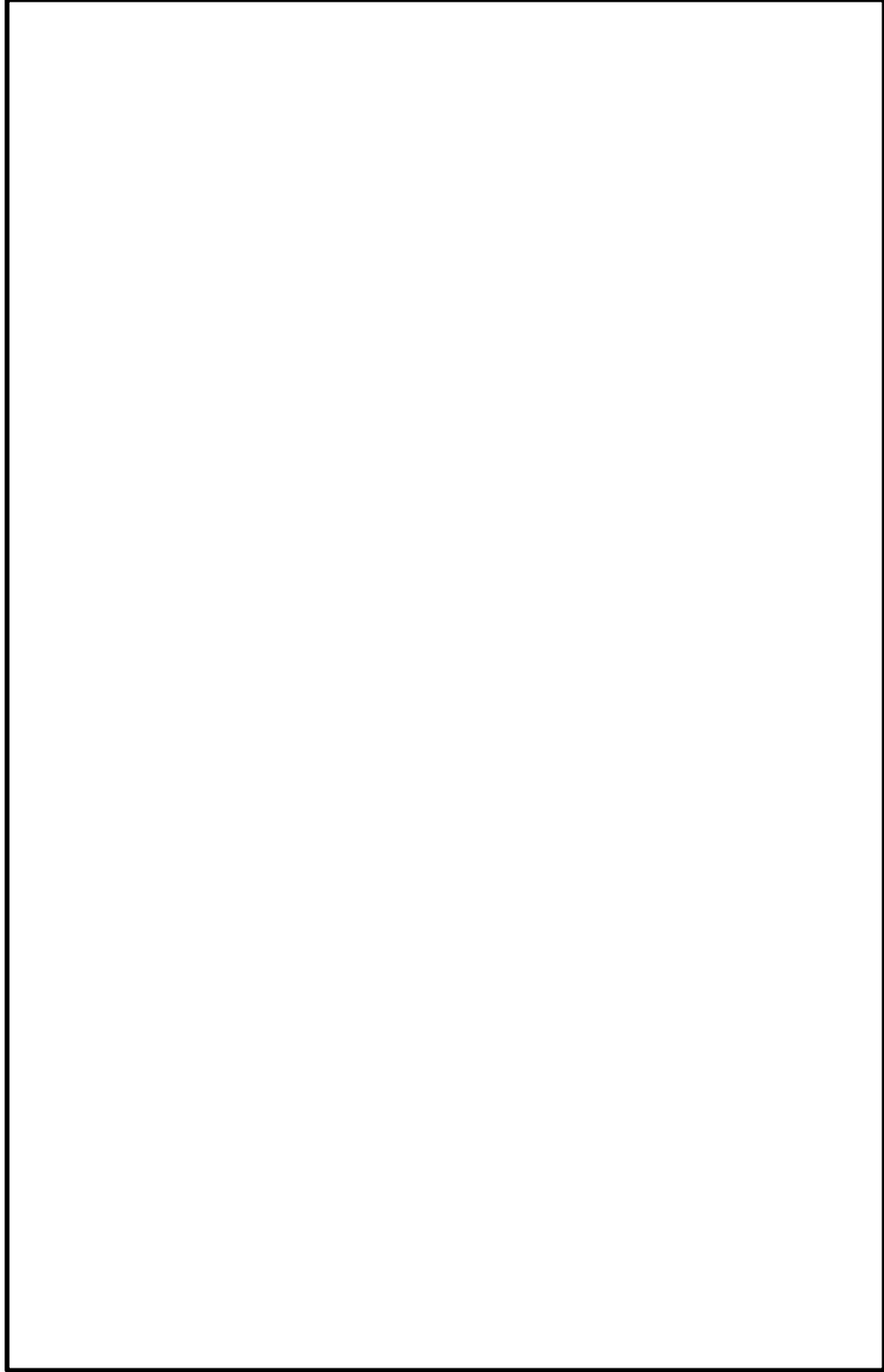




第58-3-12図 機器配置図（屋外）

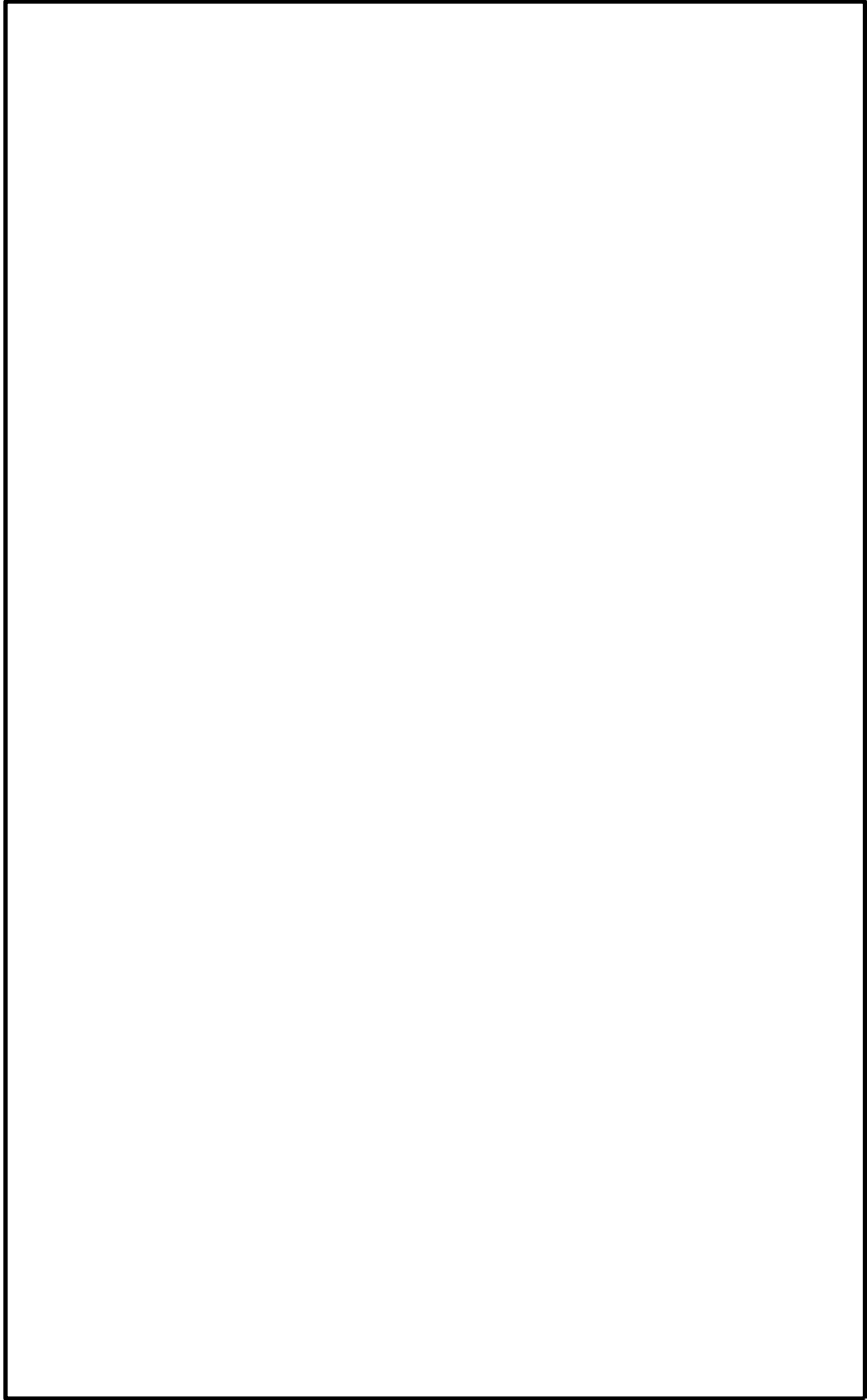
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

58-3-14r16  
58補-94r16



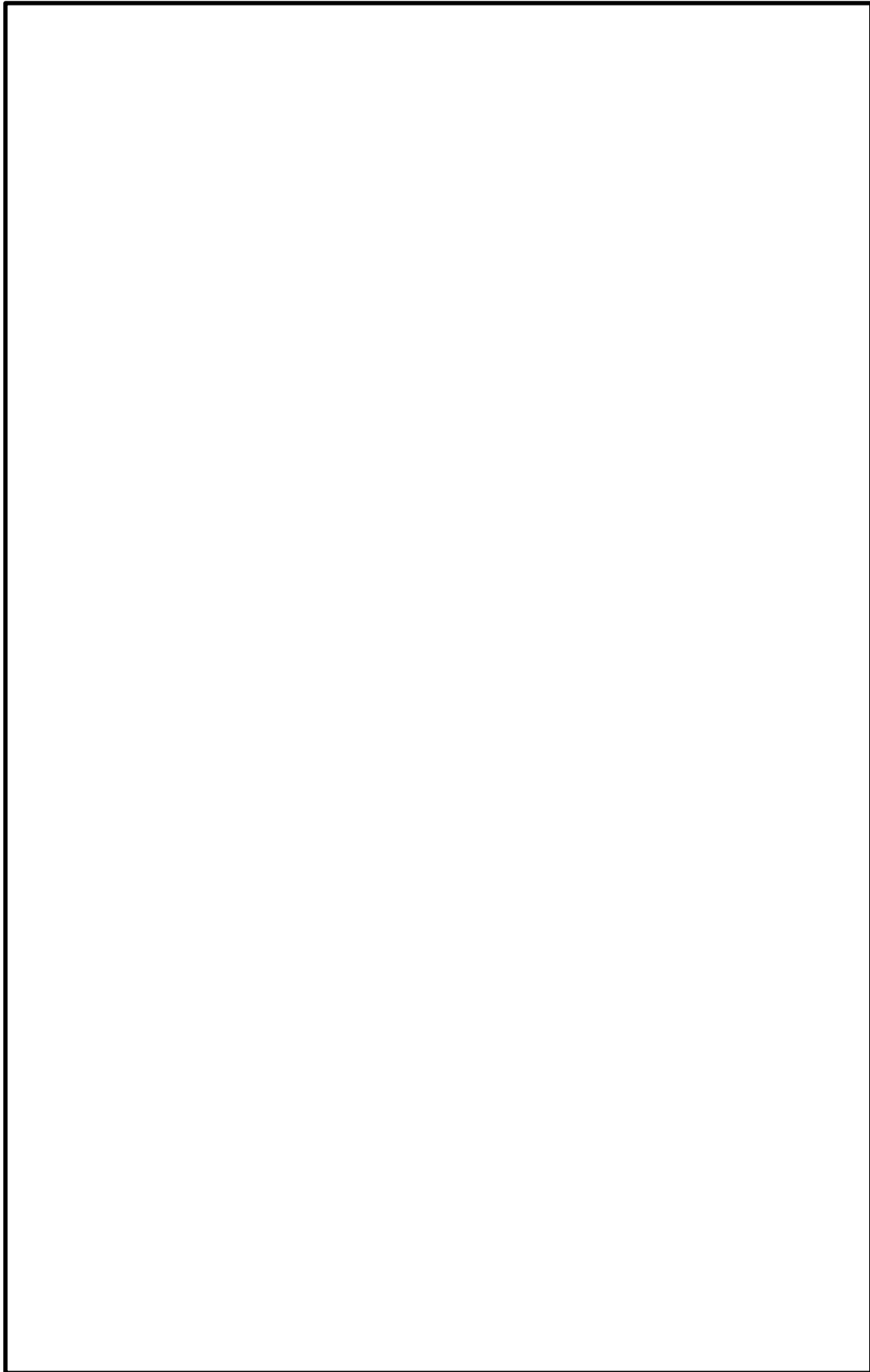
第 58 - 3 - 3 - 13 図 機器配置図 (ガスタービン発電機建物 3 階)

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。



第58-3-14図 機器配置図（廃棄物処理建物地下中1階）

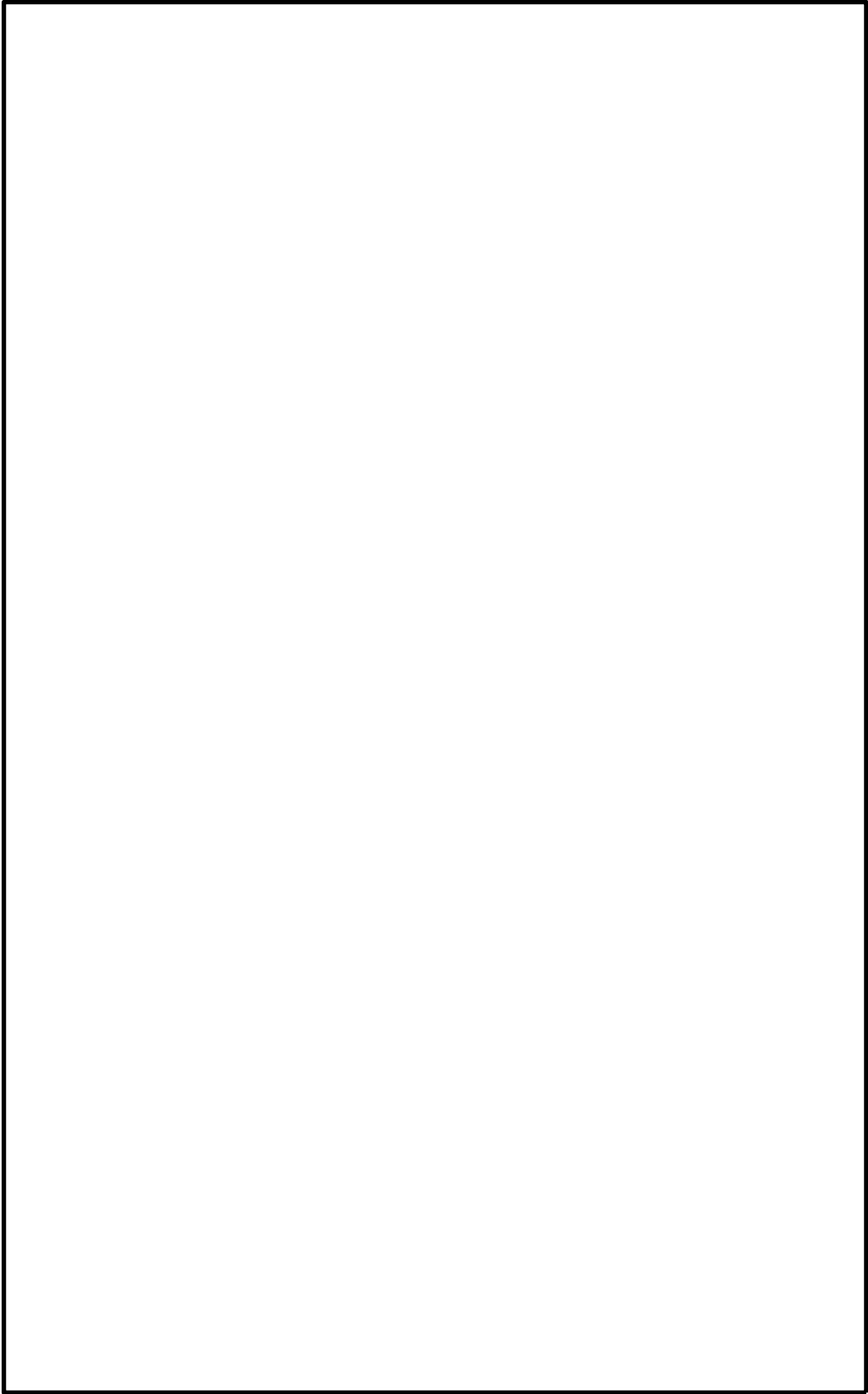
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第58-3-15図 機器配置図 (廃棄物処理建物1階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

58-3-17r16  
58補-97r16

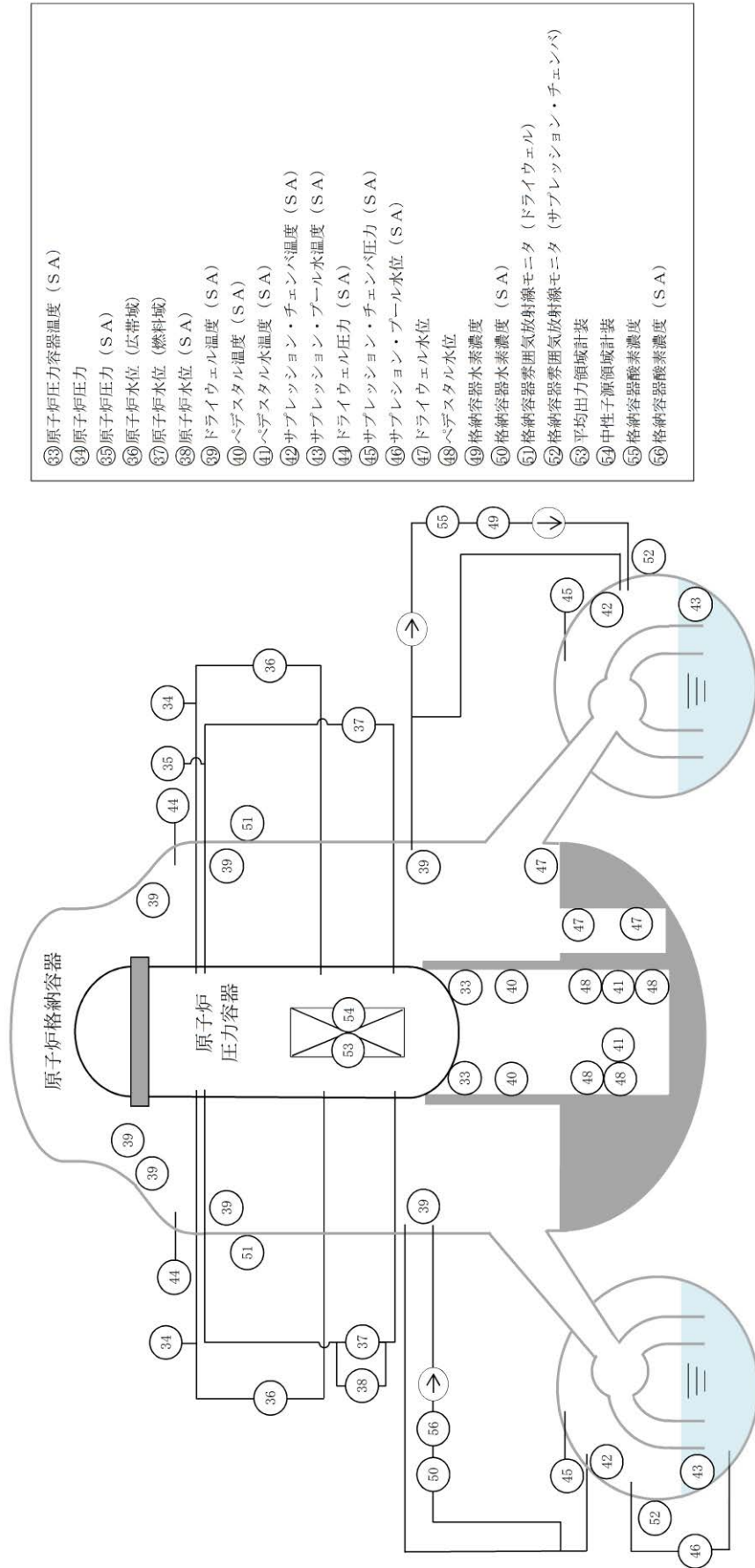


第58-3-16図 機器配置図（緊急時対策所）

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。

#### 58-4 系統図





第 58 - 4 - 2 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

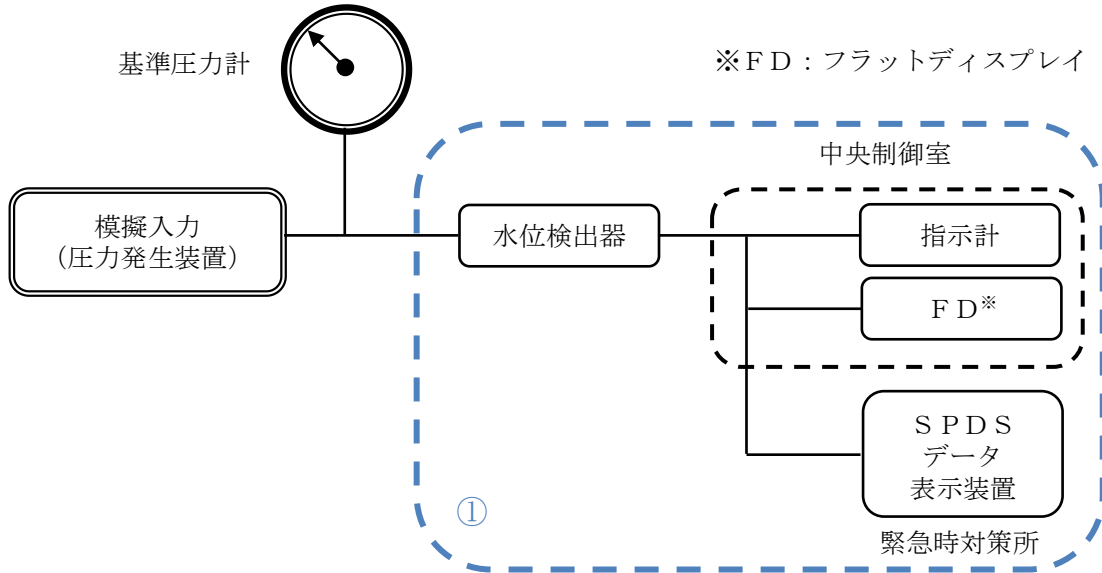




58-5 試験及び検査

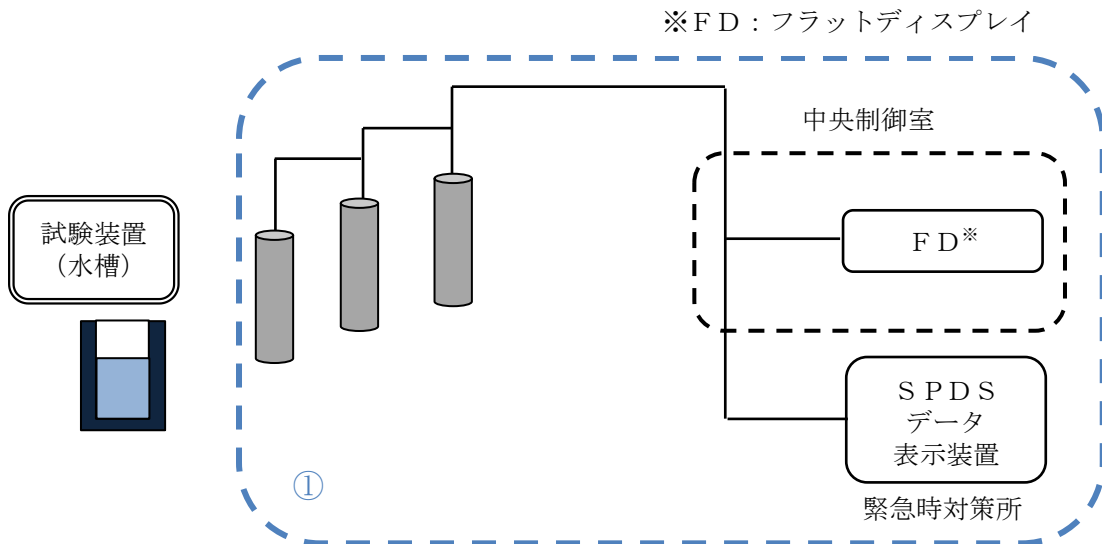
計装設備の試験・検査について

計装設備は、プラント停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査することとしており、点検及び検査内容は第 58 - 5 - 1～15 図のとおりである。



- ① 検出器、指示計に模擬入力を実施し、計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計、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）

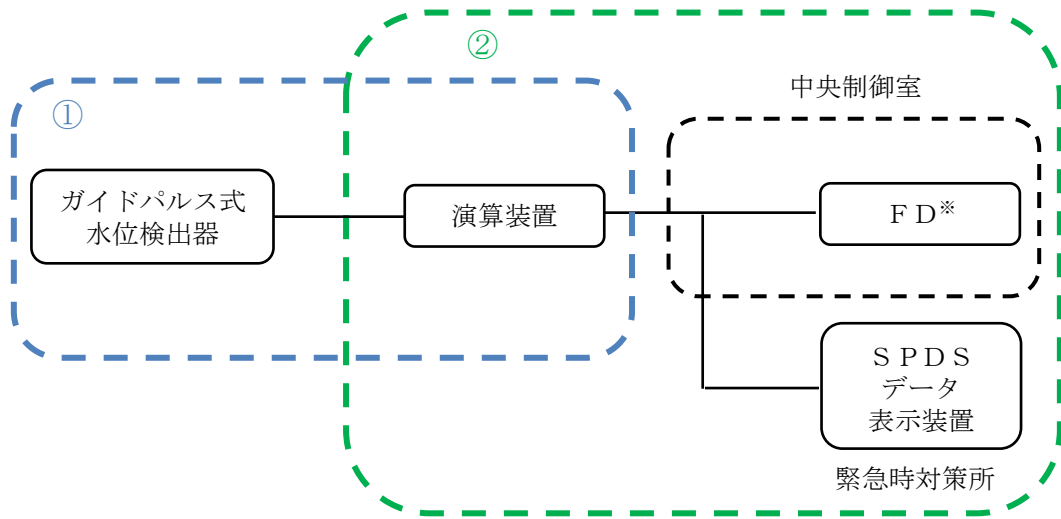
第 58 - 5 - 1 図 水位計（差圧式）の試験及び検査



- ① 試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを、中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

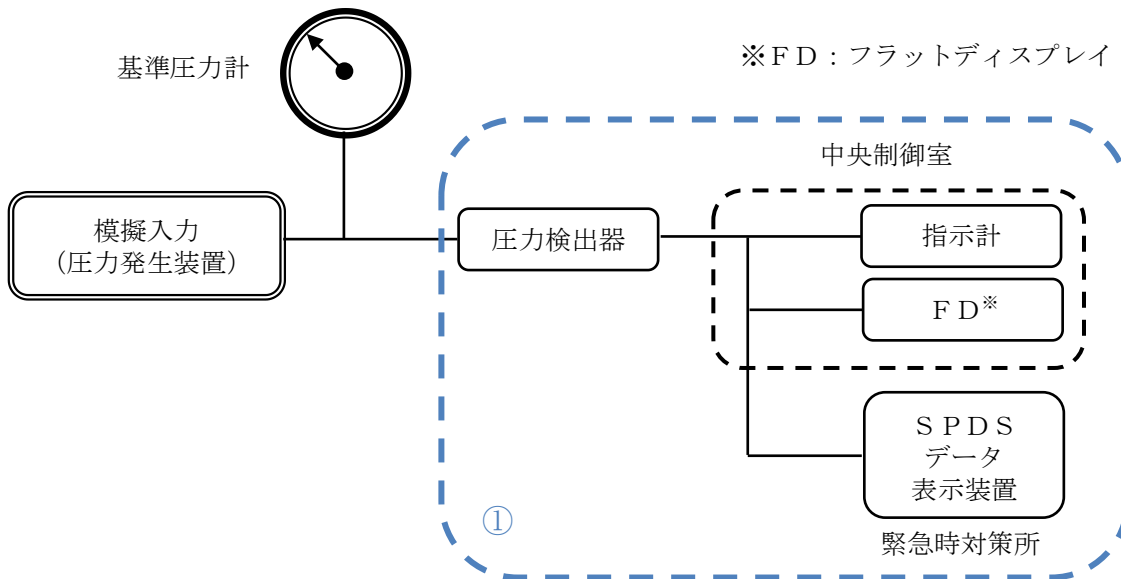
第 58 - 5 - 2 図 水位計（電極式）の試験及び検査

※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）

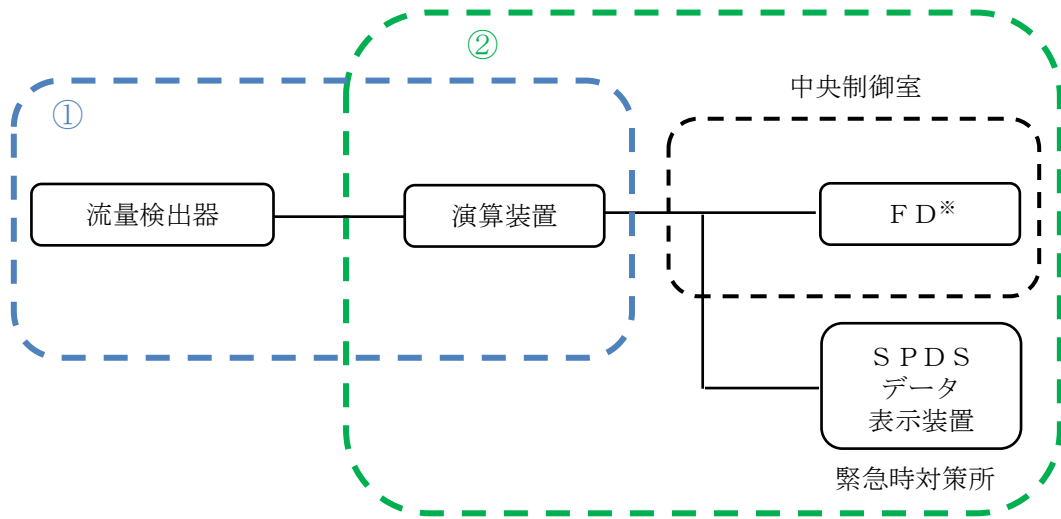
第 58 - 5 - 3 図 水位計（ガイドパルス式）の試験及び検査



- ① 検出器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計，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）

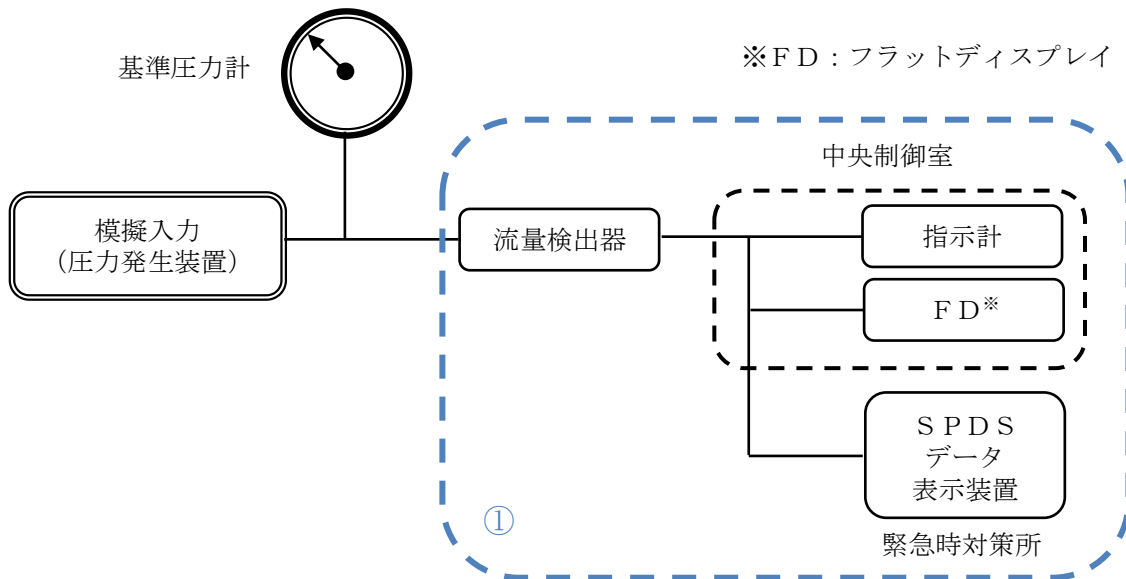
第 58 - 5 - 4 図 圧力計の試験及び検査

※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）

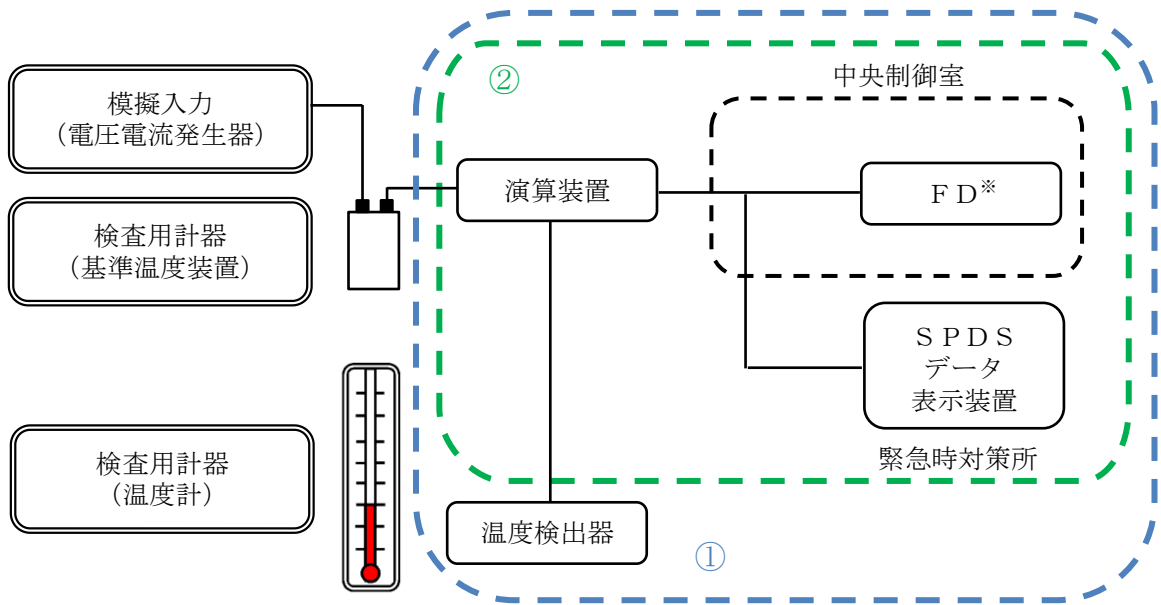
第 58 - 5 - 5 図 流量計（超音波式）の試験及び検査



- ① 検出器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計，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）

第 58 - 5 - 6 図 流量計（差圧式）の試験及び検査

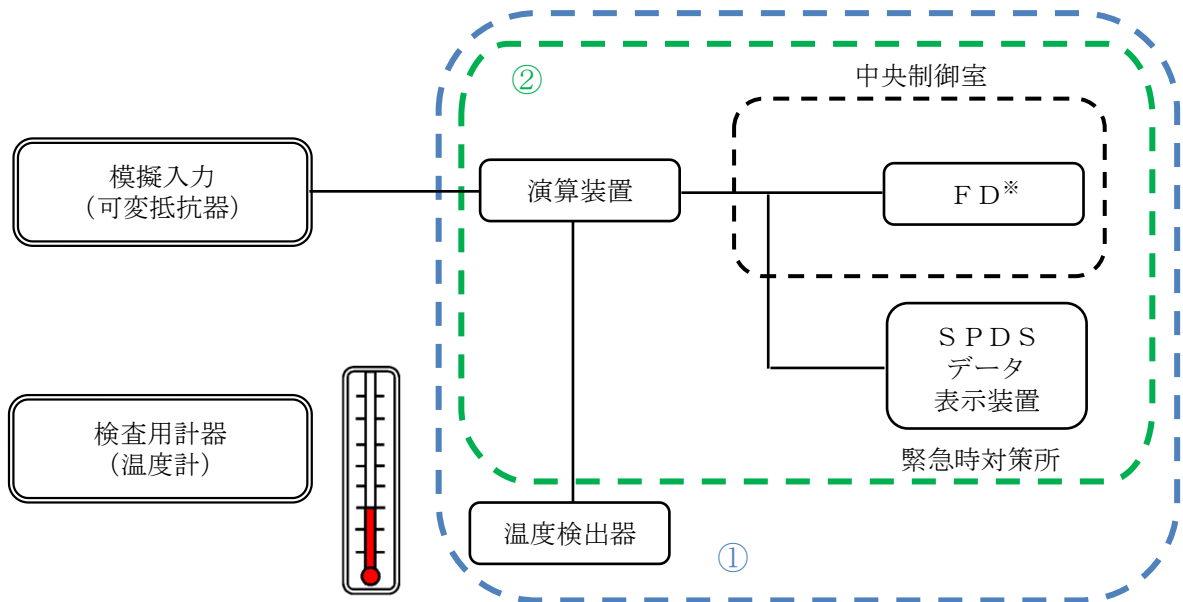
※FD：フラットディスプレイ



- 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）

第 58 - 5 - 7 図 温度計（熱電対）の試験及び検査

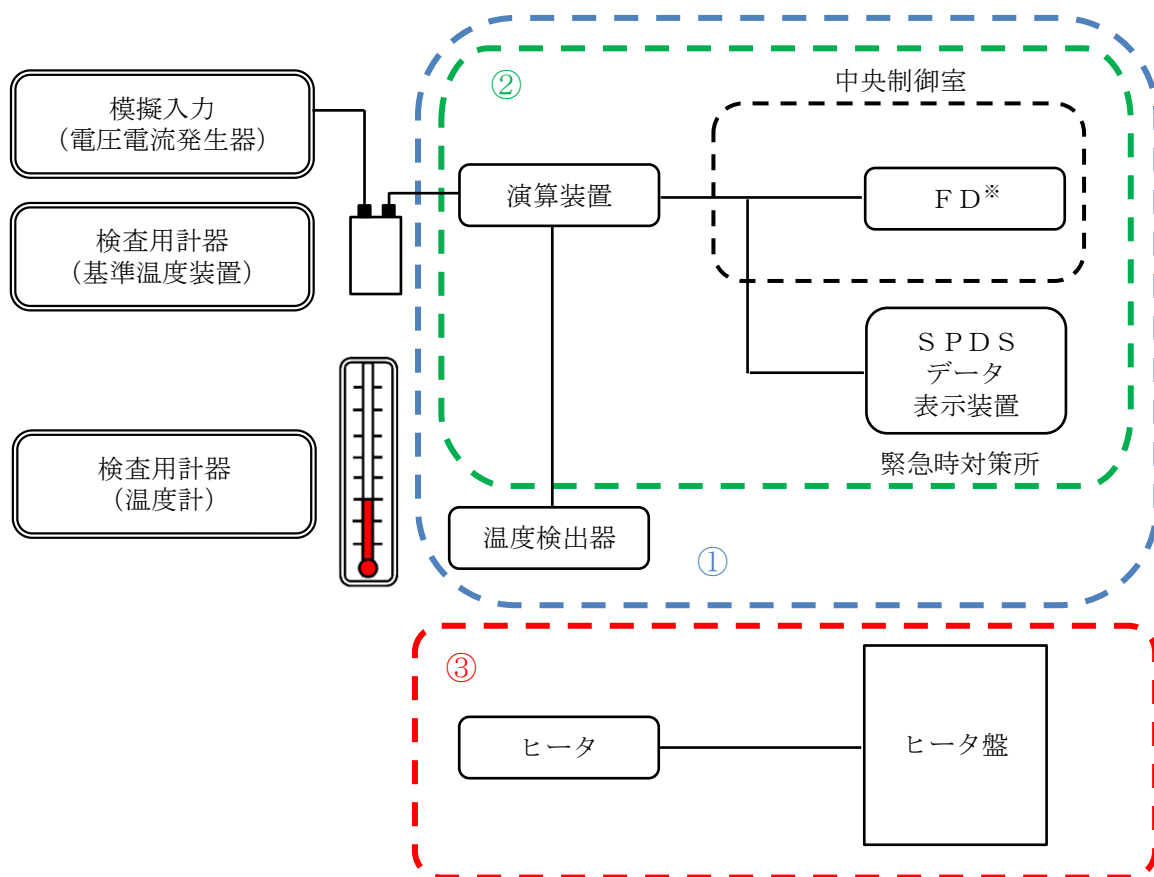
※FD：フラットディスプレイ



- 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）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58 - 5 - 8 図 温度計（測温抵抗体）の試験及び検査

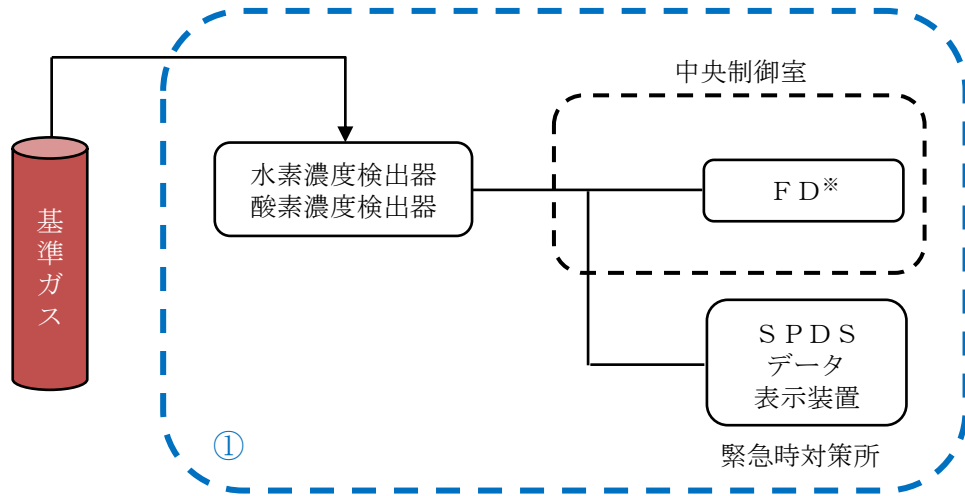
※FD：フラットディスプレイ



- 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）

第 58 - 5 - 9 図 温度計（燃料プール水位・温度（SA））の試験及び検査

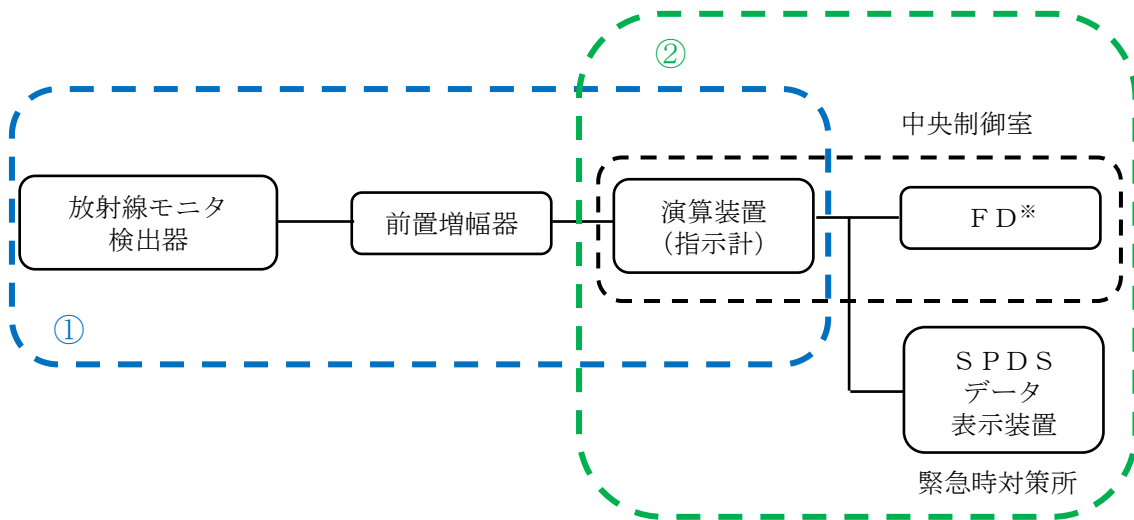
※FD：フラットディスプレイ



- ① 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）

第 58 - 5 - 10 図 水素及び酸素濃度計の試験及び検査

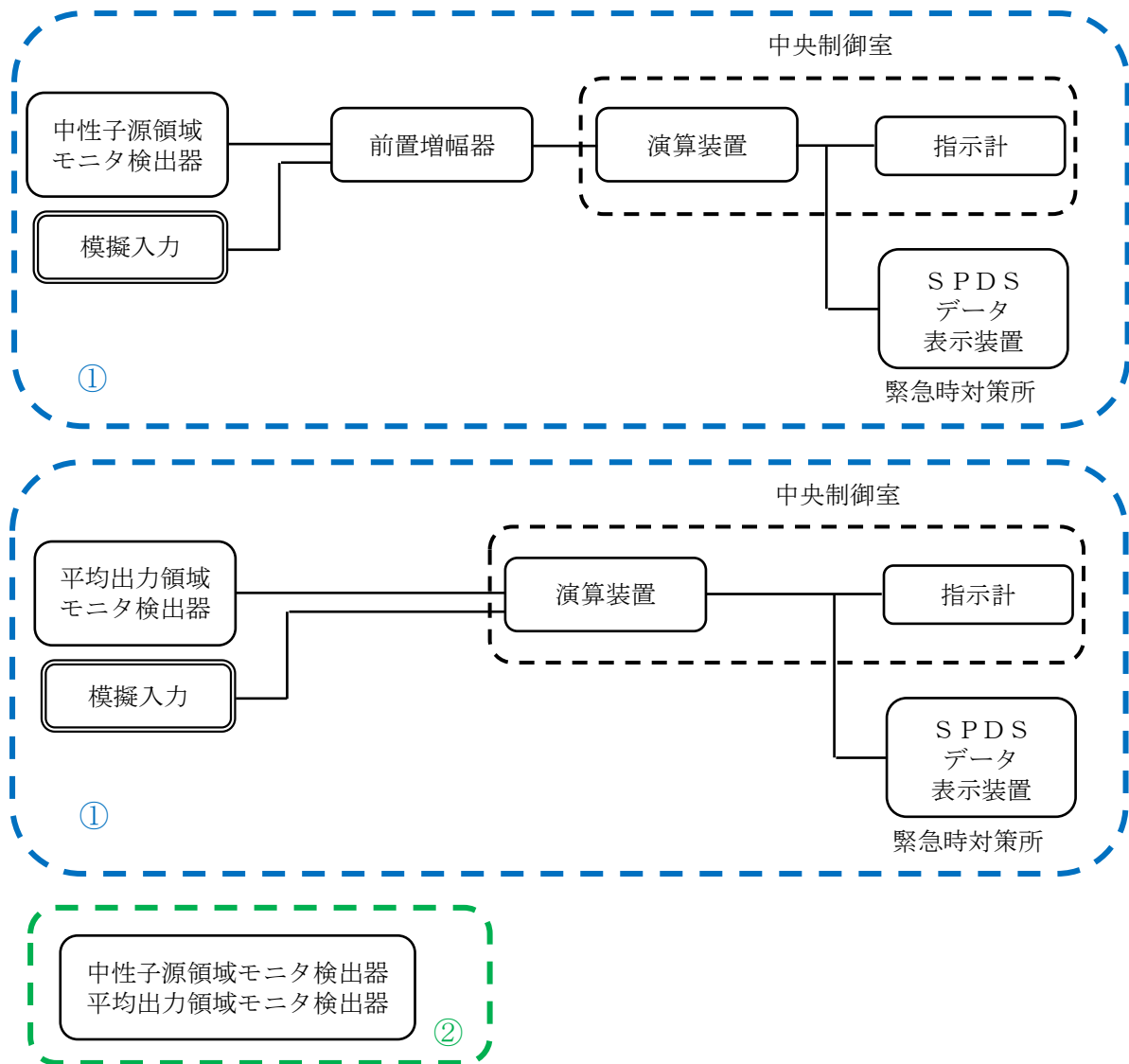
※FD：フラットディスプレイ



- 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）

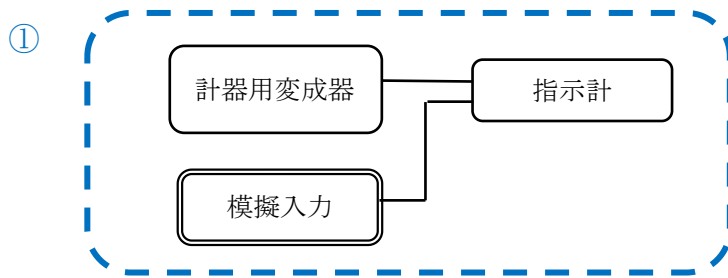
第 58 - 5 - 11 図 放射線量率計の試験及び検査





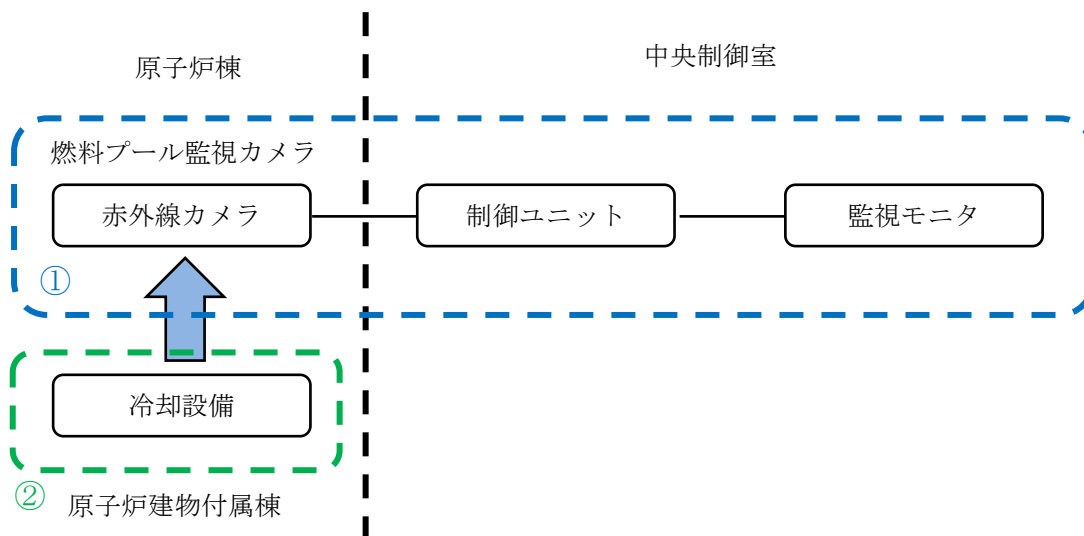
- ① 計測機器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに計測機器から中央制御室の指示計及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）のループ試験を実施（点検・検査）
- ② 検出器点検として，プラトー特性測定及び絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58 - 5 - 12 図 原子炉出力の試験及び検査



①指示計に模擬入力を与え，計器の校正を実施（点検・検査）

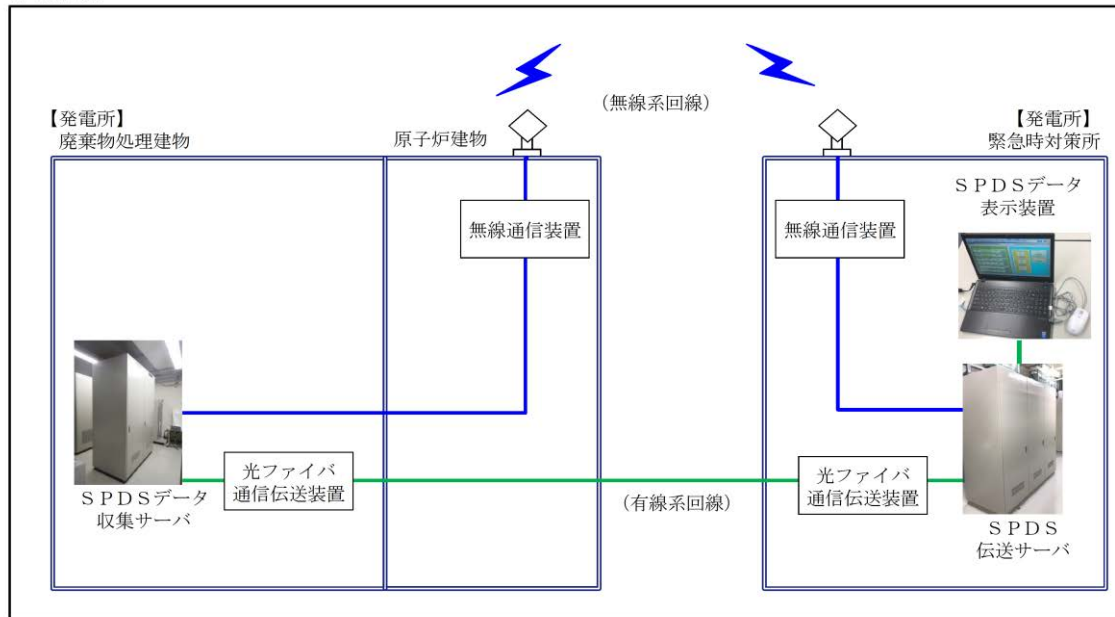
第 58 - 5 - 13 図 電圧計の試験及び検査



- 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）

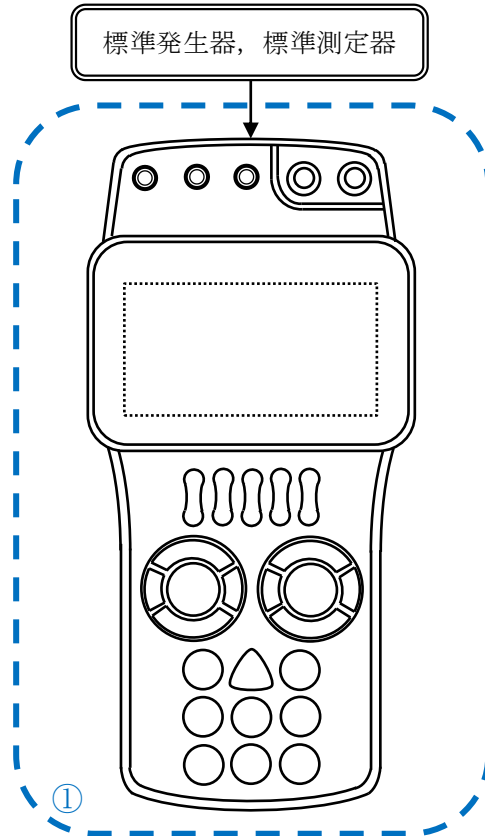
第 58 - 5 - 14 図 燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備の試験及び検査

【試験構成】



※ 試験区間 : 中央制御室 ~ 緊急時対策所

第 58 - 5 - 15 図 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDSデータ収集サーバ, SPDS伝送サーバ, SPDSデータ表示装置) の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し計器の校正を実施 (点検・検査)

第 58 - 5 - 16 図 可搬型計測器の試験及び検査

第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (1 / 3)

計器分類	パラメータ	図番号
水位計	原子炉水位 (広帯域)	第 58-5-1 図
	原子炉水位 (燃料域)	
	原子炉水位 (S A)	
	サブレーション・プール水位 (S A)	
	スクラバ容器水位	
	低圧原子炉代替注水槽水位	
	R C Wサージタンク水位	
	ドライウエル水位	第 58-5-2 図
	ペDESTAL水位	第 58-5-3 図
	燃料プール水位 (S A)	
圧力計	原子炉圧力	第 58-5-4 図
	原子炉圧力 (S A)	
	ドライウエル圧力 (S A)	
	サブレーション・チェンバ圧力 (S A)	
	スクラバ容器圧力	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	
	残留熱除去ポンプ出口圧力	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	
	A D S 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	
	N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力	
原子炉補機冷却ポンプ圧力		
流量計	代替注水流量 (常設)	第 58-5-5 図
	高圧原子炉代替注水流量	第 58-5-6 図
	低圧原子炉代替注水流量	
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	
	格納容器代替スプレイ流量	
	ペDESTAL代替注水流量	
	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	
	残留熱除去ポンプ出口流量	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	

第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (2 / 3)

計器分類	パラメータ	図番号
温度計	原子炉圧力容器温度 (SA)	第 58-5-7 図
	ドライウエル温度 (SA)	
	ペDESTAL温度 (SA)	
	ペDESTAL水温度 (SA)	
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	第 58-5-7 図
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	スクラバ容器温度	
	静的触媒式水素処理装置入口温度	
	静的触媒式水素処理装置出口温度	
	RCW熱交換器出口温度	第 58-5-9 図
	燃料プール水位・温度 (SA)	
水素及び酸素濃度計	格納容器水素濃度	第 58-5-10 図
	格納容器酸素濃度	
	格納容器水素濃度 (SA)	
	格納容器酸素濃度 (SA)	
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	
	原子炉建物水素濃度	
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	第 58-5-11 図
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	
	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)	
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	
原子炉出力	中性子源領域計装	第 58-5-12 図
	平均出力領域計装	
電圧計	C-メタクラ母線電圧	第 58-5-13 図
	D-メタクラ母線電圧	
	HPCS-メタクラ母線電圧	
	C-ロードセンタ母線電圧	
	D-ロードセンタ母線電圧	
	緊急用メタクラ電圧	
	SAロードセンタ母線電圧	
	A-115V系直流盤母線電圧	
	B-115V系直流盤母線電圧	
	SA用 115V系充電器盤蓄電池電圧	
	230V系直流盤 (常用) 母線電圧	
	B1-115V系蓄電池 (SA) 電圧	

第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (3 / 3)

計器分類	パラメータ	図番号
燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール監視カメラ用冷却設備	第 58-5-14 図
安全パラメータ表示システム (SPDS)		第 58-5-15 図
可搬型計測器		第 58-5-16 図

58-6 容量設定根拠

## 1. 概要

本資料は、計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明する。

- (1) 中性子源領域計測装置及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (8) 放射線管理用計測装置
- (9) その他重大事故等対処設備の計測装置

## 2. 基本方針

重大事故等時において、原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。

### 2.1 中性子源領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は、炉心中性子束レベル（中性子源領域、出力領域）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。



## 2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力）、温度（残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度）及び流量（高圧原子炉代替注水流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（S A））及び水位（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（ドライウエル圧力（S A）、サブプレッション・チェンバ圧力（S A））、温度（ドライウエル温度（S A）、ペDESTAL温度（S A）、ペDESTAL水温度（S A）、サブプレッション・チェンバ温度（S A）、サブプレッション・プール水温度（S A））、酸素濃度（格納容器酸素濃度、格納容器酸素濃度（S A））及び水素濃度（格納容器水素濃度、格納容器水素濃度（S A））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体への冷却材流量（代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量）を計測して、その結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.6 原子炉格納容器内の水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体の水位（サブプレッション・プール水位（S A）、ドライウエル水位、ペDESTAL水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度（原子炉建物水素濃度）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.8 放射線管理用計測装置

本計測装置は、原子炉格納容器内の線量率（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）、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））及び燃料プールエリアの線量率（燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は、その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ（原子炉圧力容器温度（S A）、スクラバ容器水位、スクラバ容器圧力、スクラバ容器温度、第1ベントフィルタ出口水素濃度、残留熱除去系熱交換器冷却水流量、低圧原子炉代替注水

槽水位，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力，原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力，高圧炉心スプレイポンプ出口圧力，静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度，燃料プール水位（S A），燃料プール水位・温度（S A），燃料プール監視カメラ（S A）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

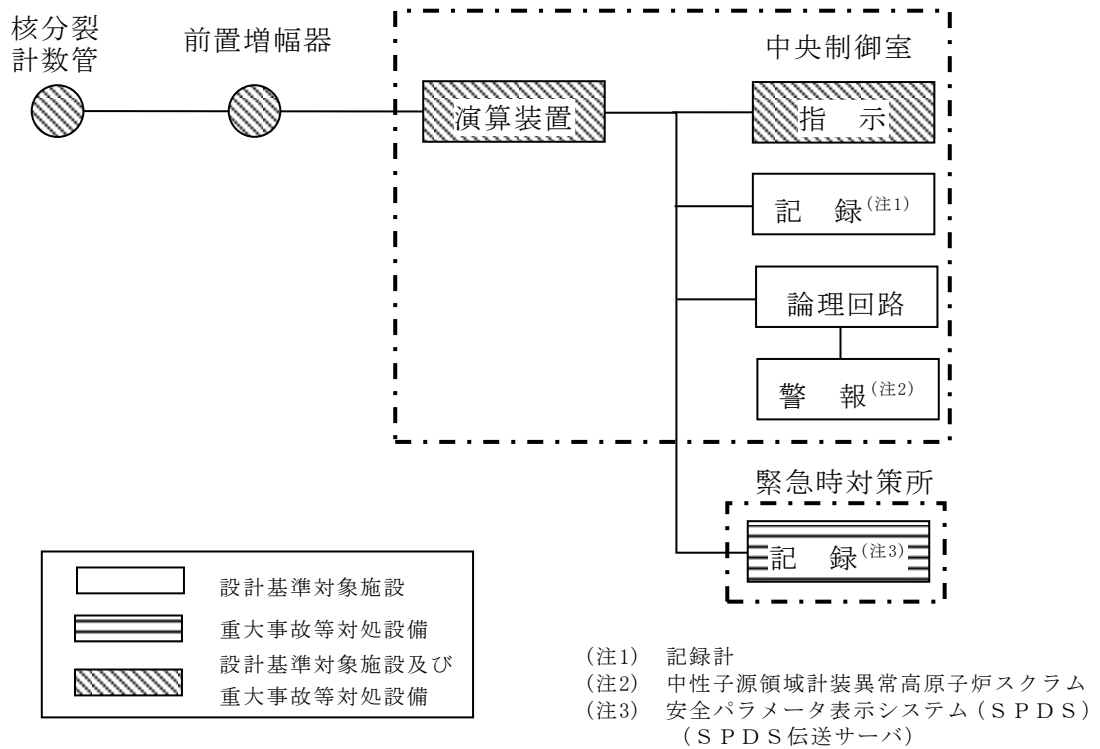
### 3. 計測装置の構成

#### 3.1 中性子源領域計測装置及び出力領域計測装置

##### 3.1.1 中性子源領域計測装置

###### (1) 中性子源領域計装

中性子源領域計装は、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、中性子源領域中性子束の検出信号は、核分裂計数管を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器にて増幅され、演算装置にて中性子束レベルに変換することで中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-1図「中性子源領域計装の概略構成図」参照。)

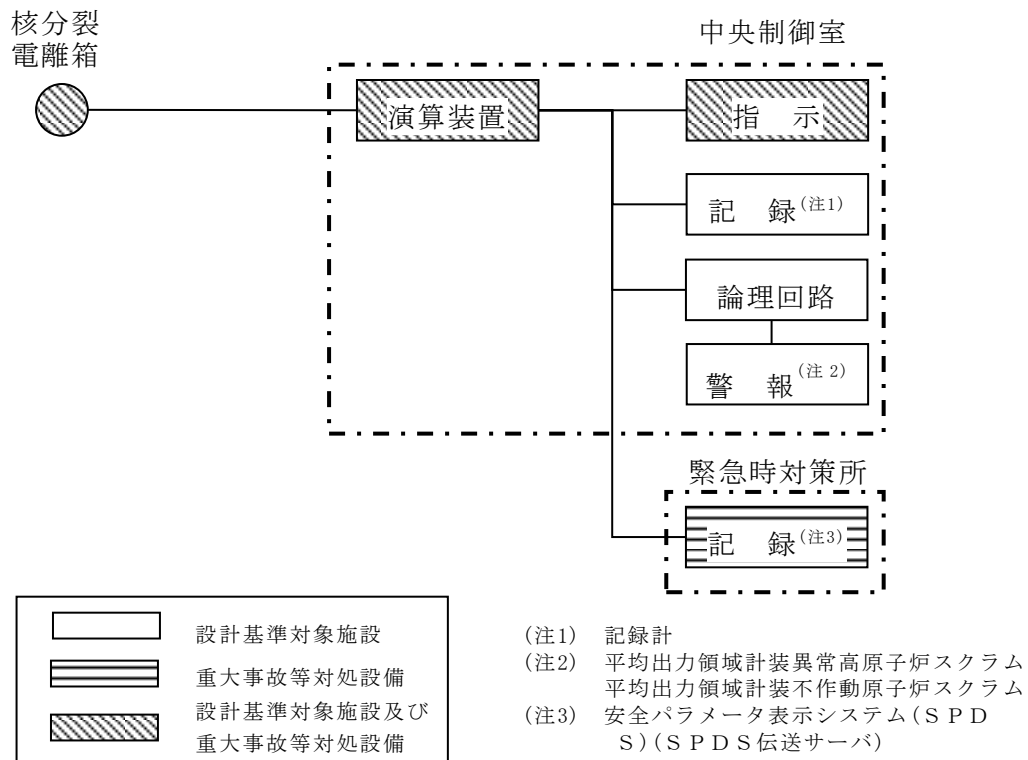


58-6-1図 中性子源領域計装の概略構成図

### 3.1.2 出力領域計測装置

#### (1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装は、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、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて中性子束レベルに変換することで中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-2図「平均出力領域計装の概略構成図」参照。)



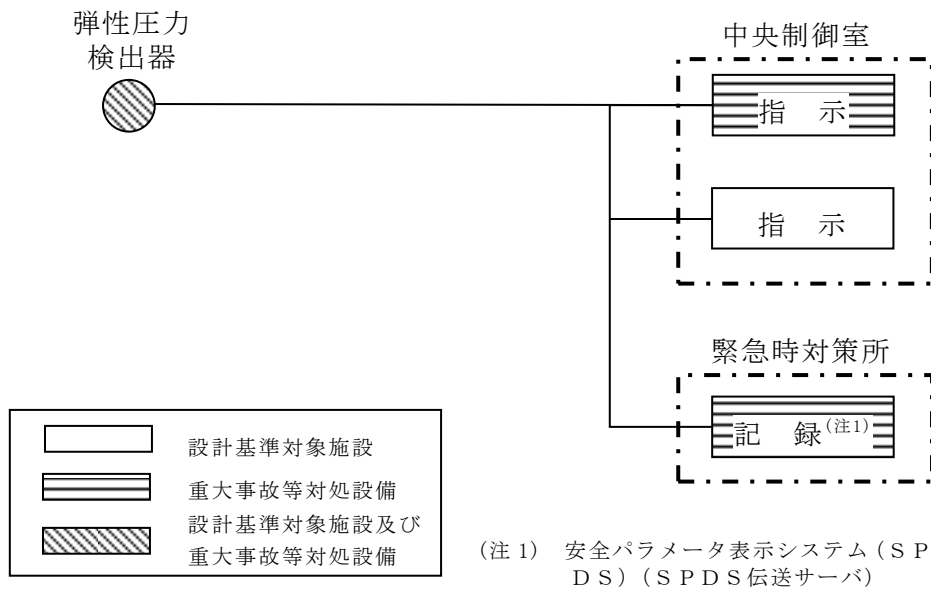
第58-6-2図 平均出力領域計装の概略構成図

3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 残留熱除去ポンプ出口圧力

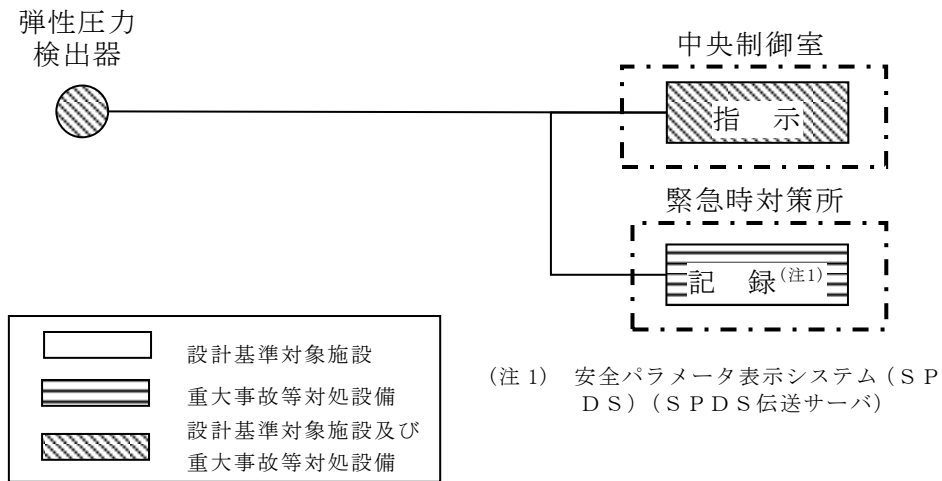
残留熱除去ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58-6-3図「残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



第58-6-3図 残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図

(2) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、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、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、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、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-4図「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)

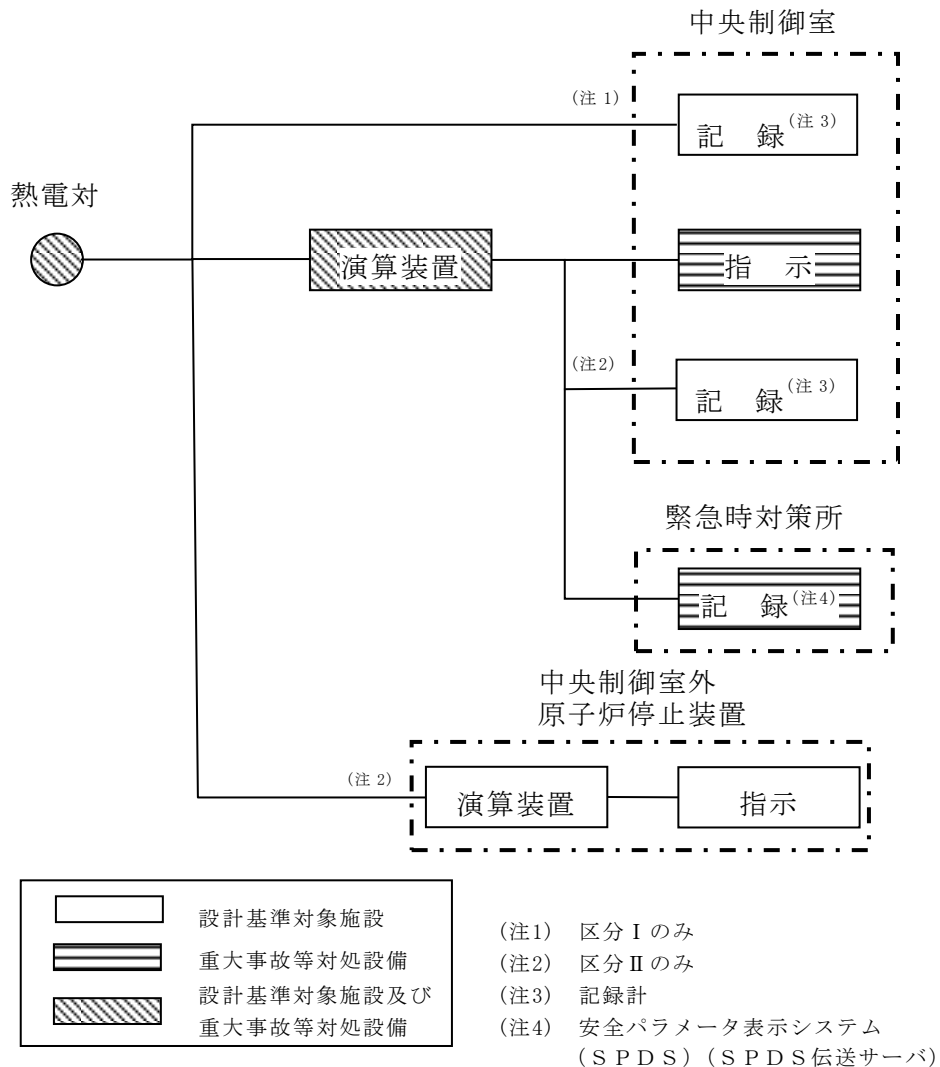


第 58-6-4 図 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

### 3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

#### (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、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、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、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、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-5図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)

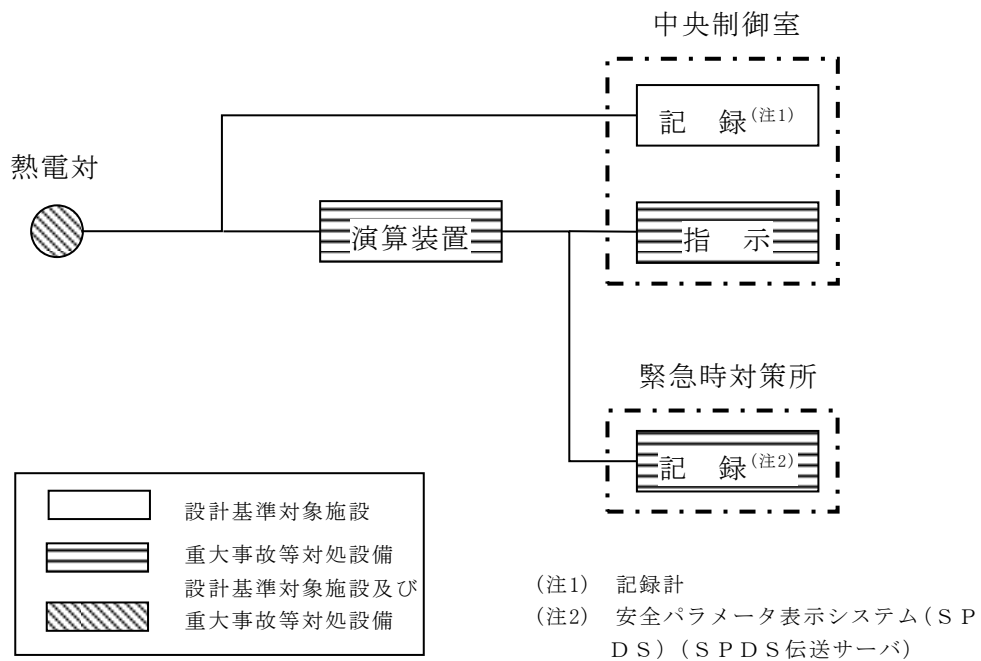


第58-6-5図 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図



(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、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、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、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、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-6図「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)



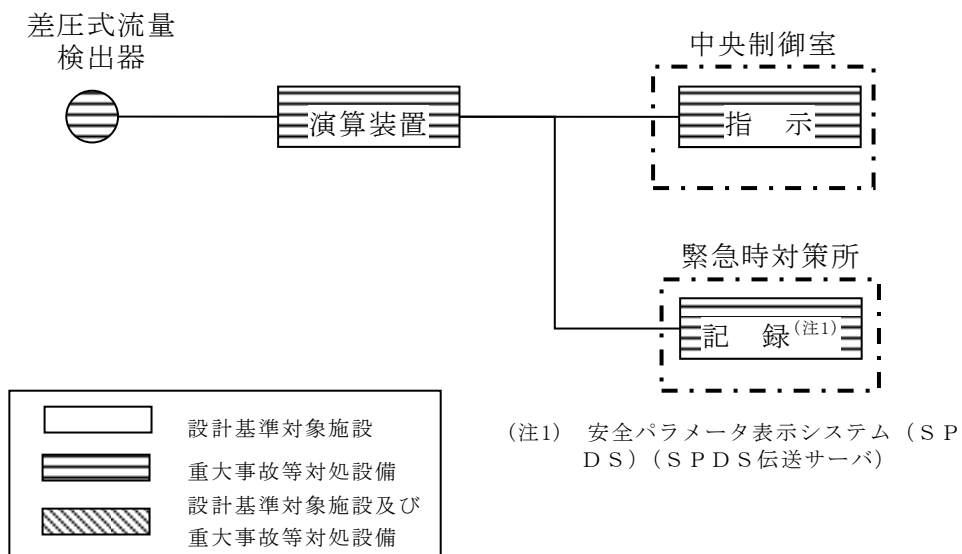
第58-6-6図 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

### 3.2.3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

#### (1) 高圧原子炉代替注水流量

高圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧原子炉代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

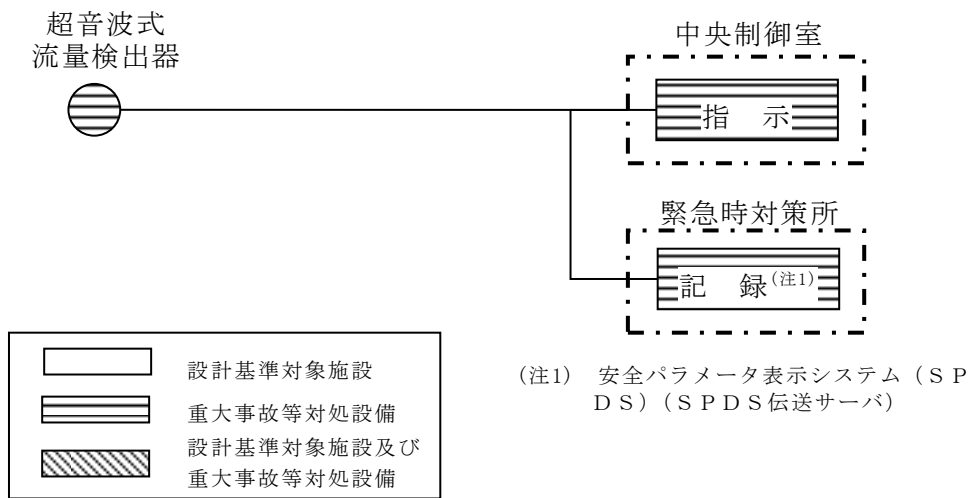
(第58-6-7図「高圧原子炉代替注水流量の概略構成図」参照。)



第58-6-7図 高圧原子炉代替注水流量の概略構成図

(2) 代替注水流量（常設）

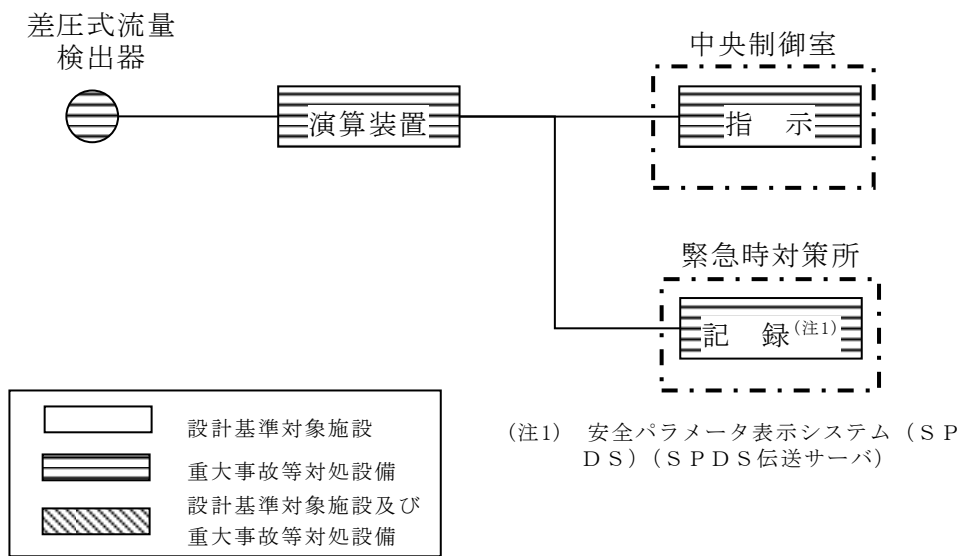
代替注水流量(常設)は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 代替注水流量（常設）の検出信号は, 超音波式流量検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後, 代替注水流量（常設）を中央制御室に指示し, 緊急時対策所にて記録する。(第58-6-8図「代替注水流量（常設）の概略構成図」参照。)



第58-6-8図 代替注水流量（常設）の概略構成図

(3) 低圧原子炉代替注水流量

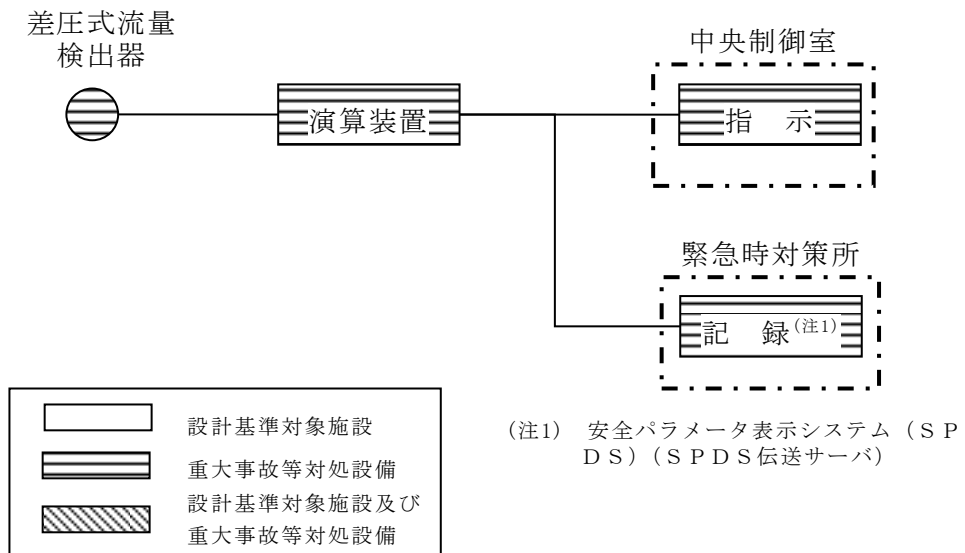
低圧原子炉代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。  
(第58-6-9図「低圧原子炉代替注水流量の概略構成図」参照。)



第58-6-9図 低圧原子炉代替注水流量の概略構成図

(4) 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

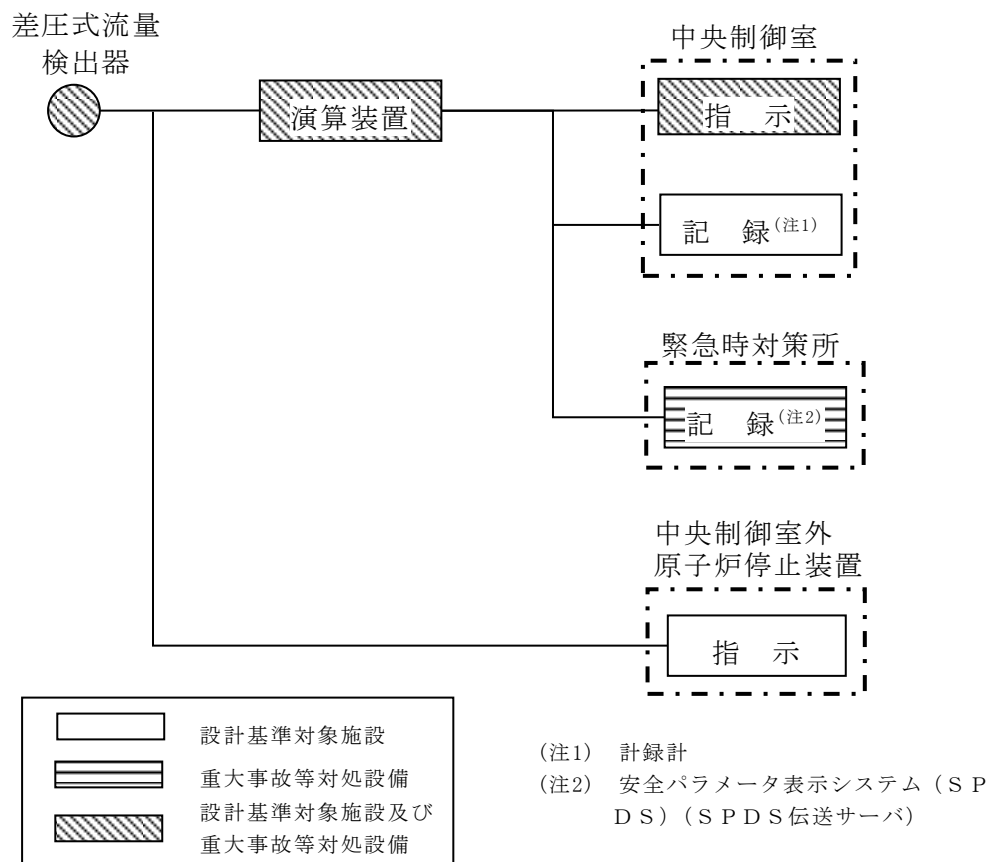
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-10図「低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」参照。）



第58-6-10図 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

(5) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

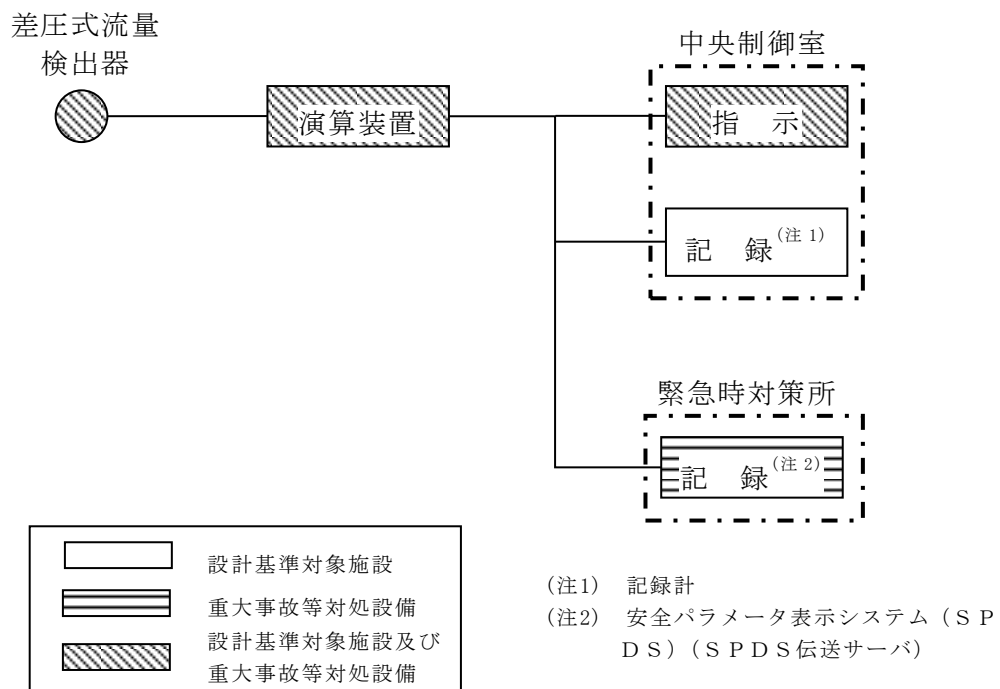
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-11図「原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-11図 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図

(6) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量

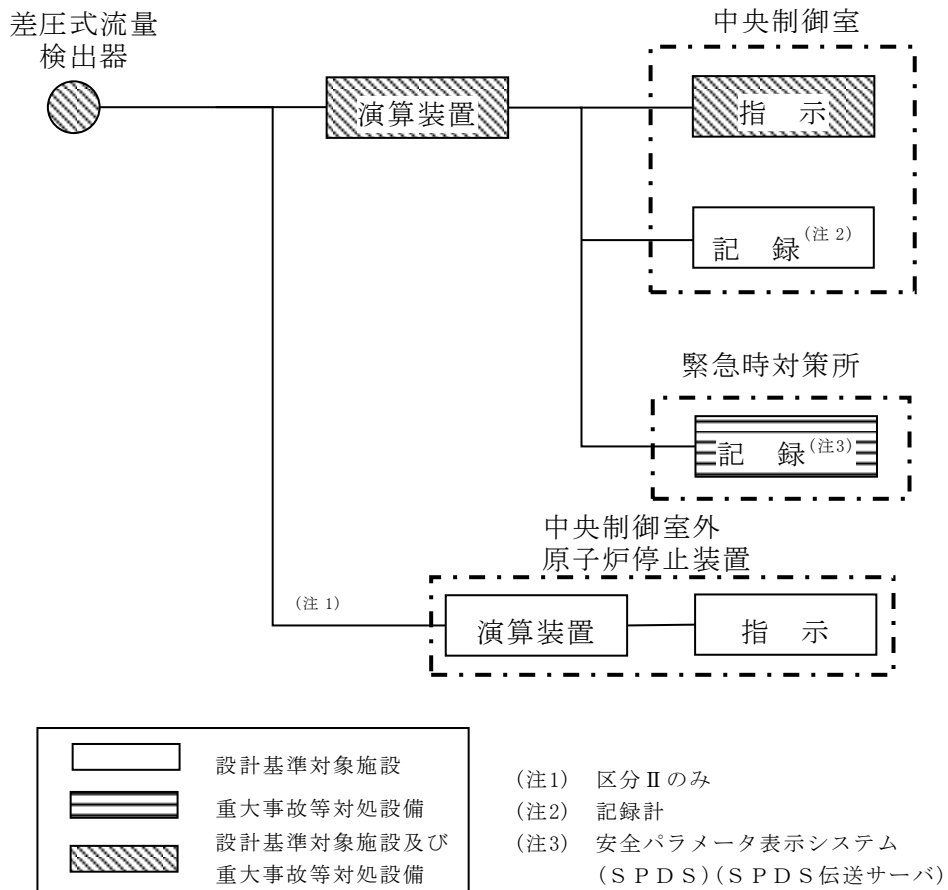
高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-12図「高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-12図 高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

(7) 残留熱除去ポンプ出口流量

残留熱除去ポンプ出口流量は、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、残留熱除去ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去ポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-13図「残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)

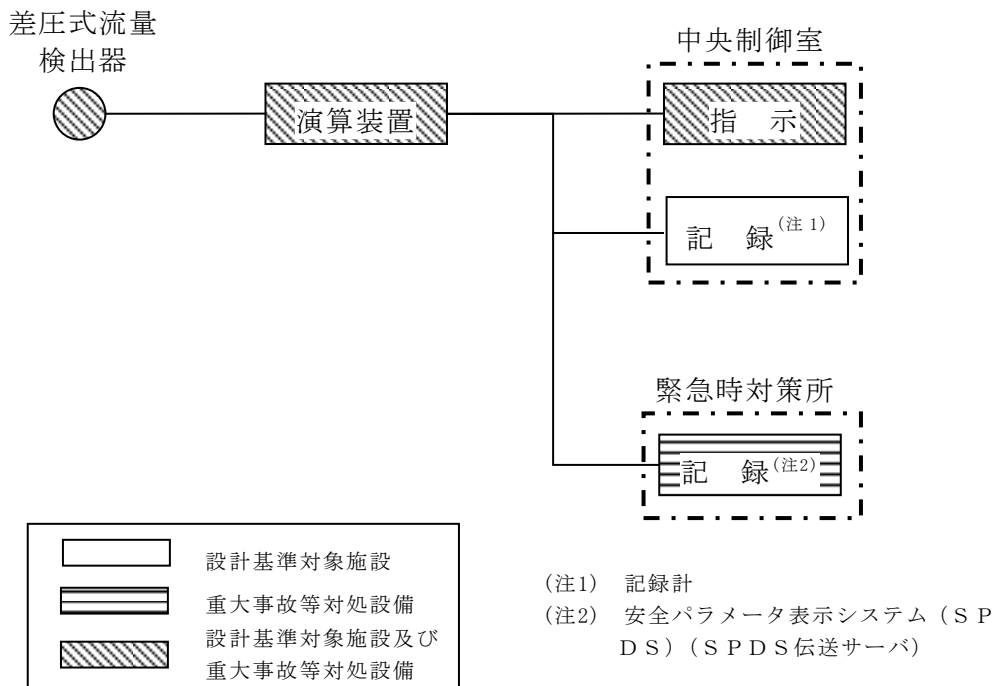


第58-6-13図 残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図



(8) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

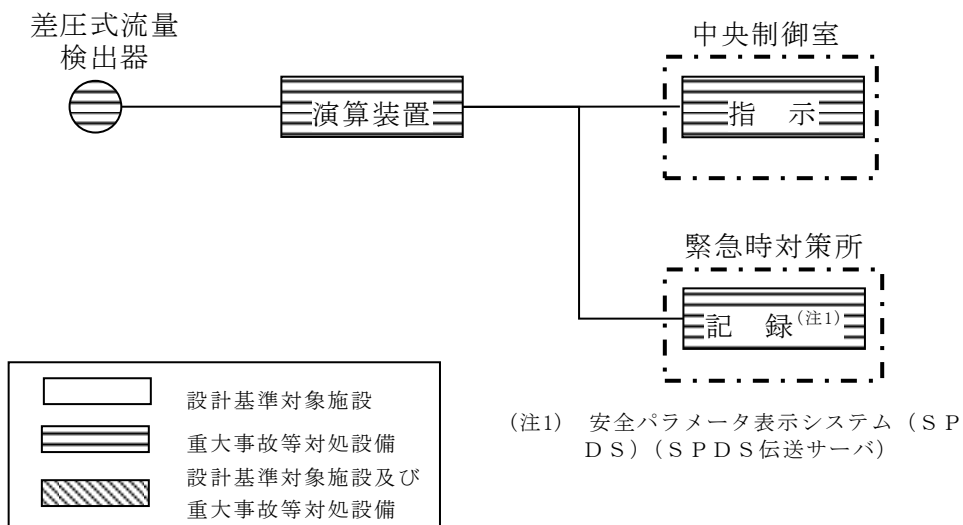
低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-14図「低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-14図 低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

(9) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-15図「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)



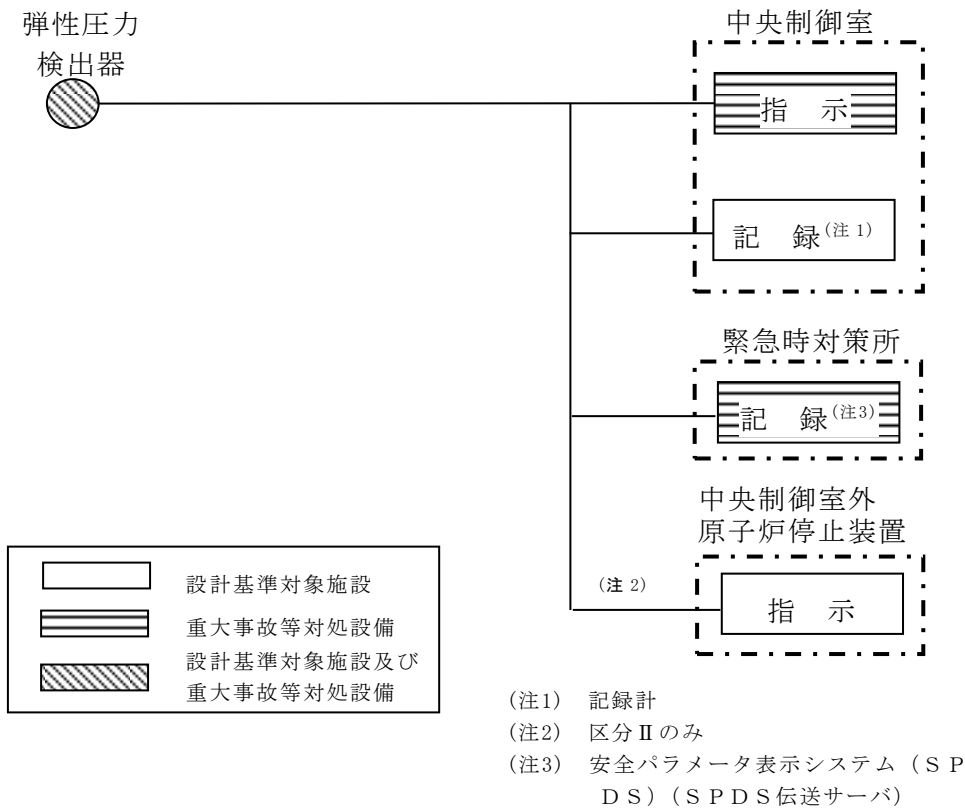
第58-6-15図 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

### 3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

#### 3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

##### (1) 原子炉圧力

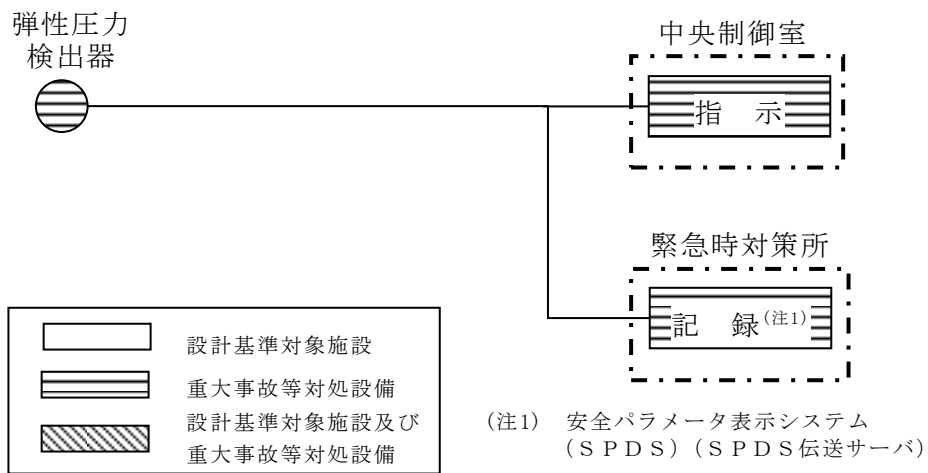
原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-16図「原子炉圧力の概略構成図」参照。)



第58-6-16図 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (S A)

原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (S A) 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、原子炉圧力 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-17図「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」参照。)

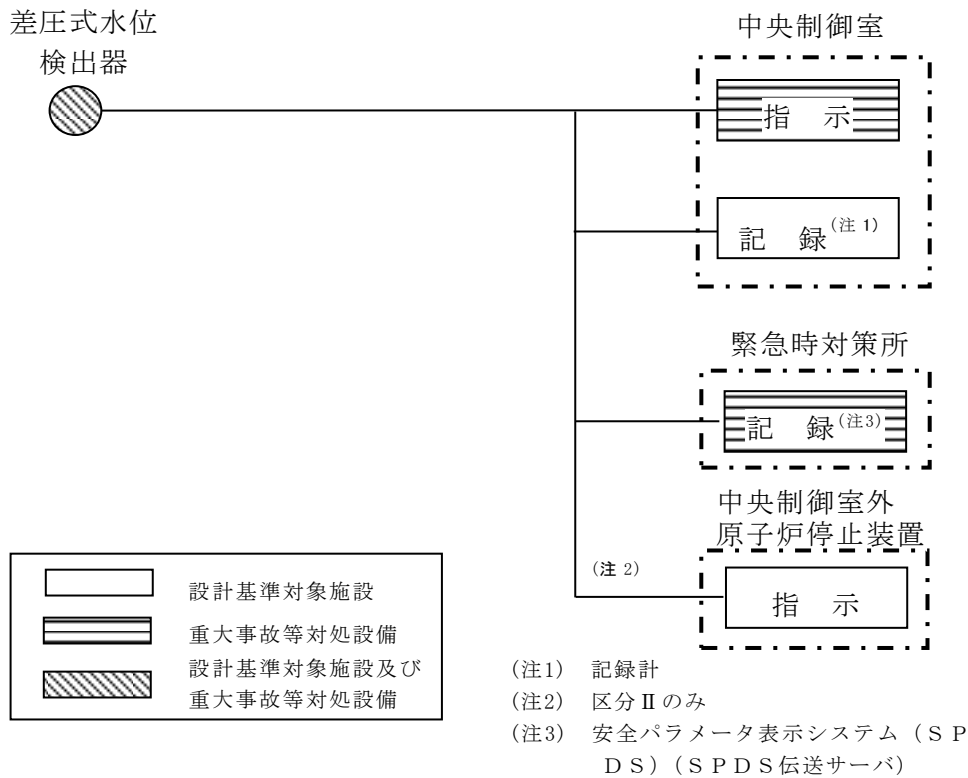


第58-6-17図 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

### 3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

#### (1) 原子炉水位（広帯域）

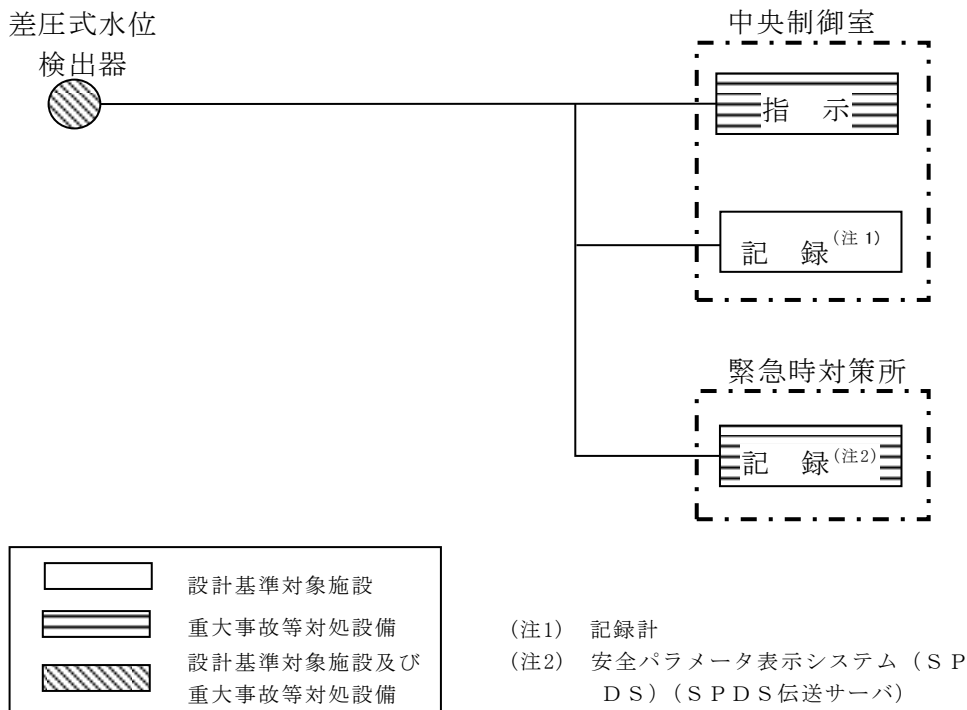
原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-18図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



第58-6-18図 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(2) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）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，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－19図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）

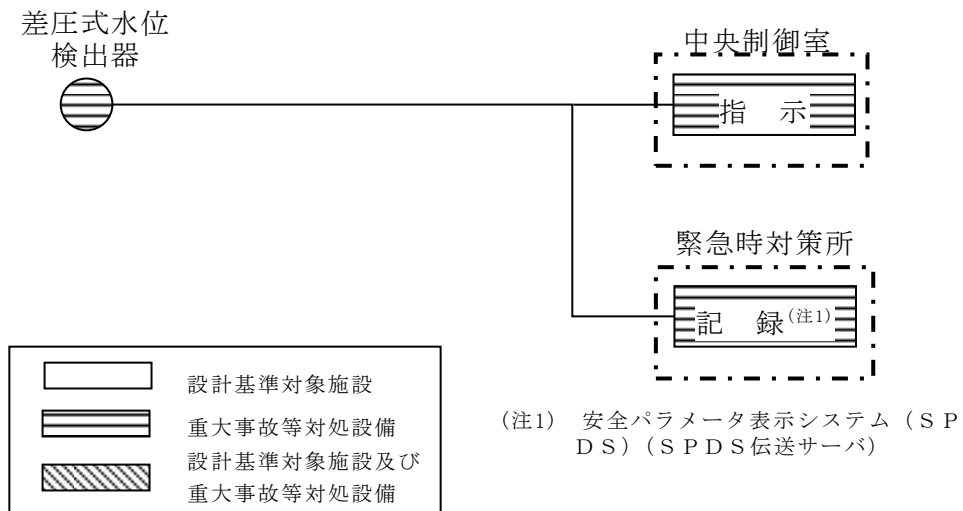


第58－6－19図 原子炉水位(燃料域)の概略構成図

(3) 原子炉水位 (S A)

原子炉水位 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (S A) 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、原子炉水位 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(第58-6-20図「原子炉水位 (S A) の概略構成図」参照。)



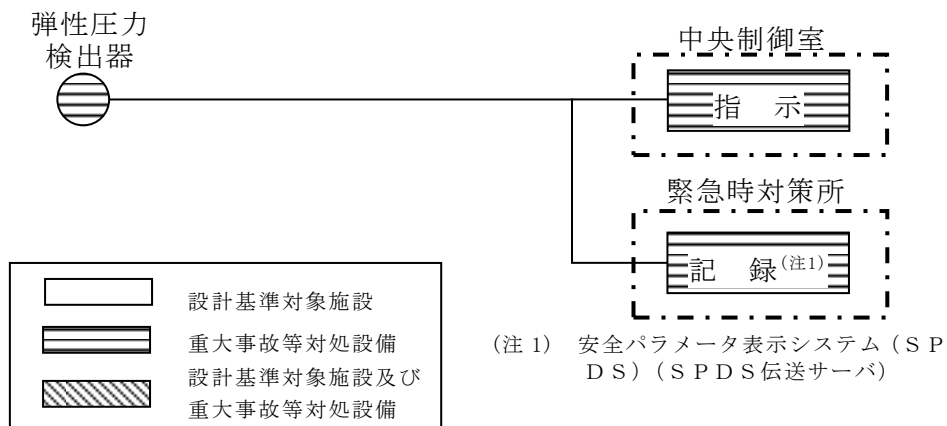
第58-6-20図 原子炉水位 (S A) の概略構成図

3.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) ドライウェル圧力（S A）

ドライウェル圧力（S A）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力（S A）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，ドライウェル圧力（S A）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58-6-21図「ドライウェル圧力（S A）の概略構成図」参照。）

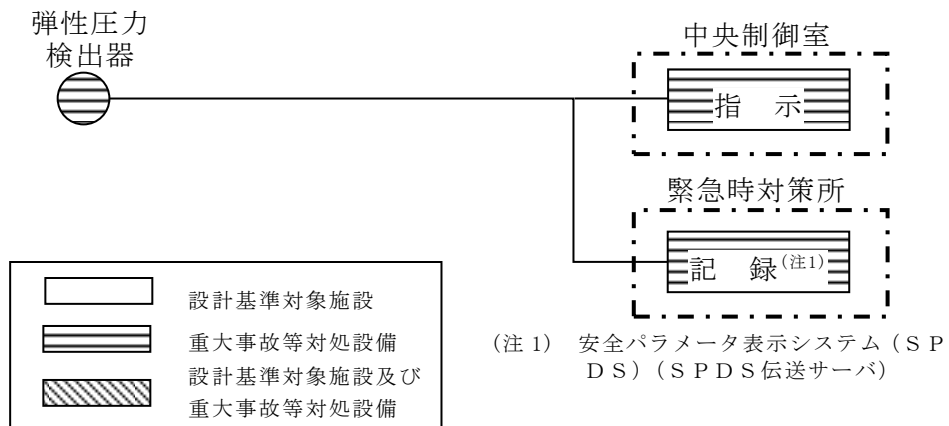


第58-6-21図 ドライウェル圧力（S A）の概略構成図



(2) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)

サプレッション・チェンバ圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-22図「サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図」参照。)

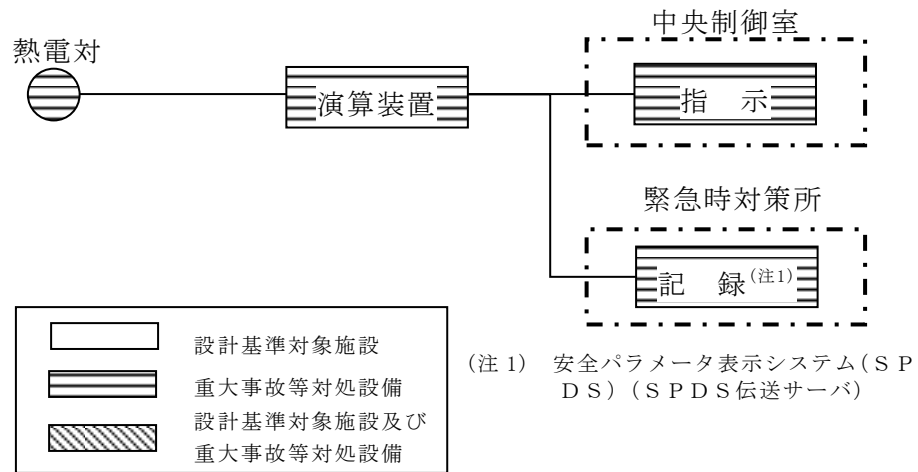


第58-6-22図 サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図

### 3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

#### (1) ドライウエル温度 (S A)

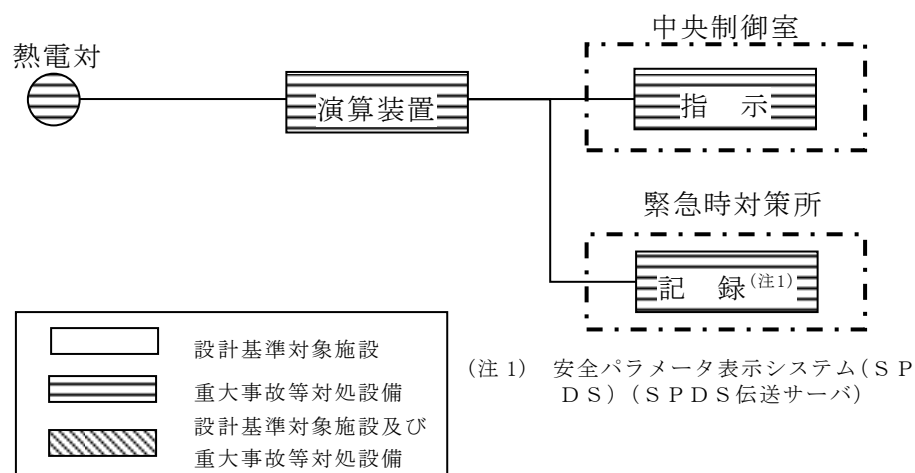
ドライウエル温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル温度 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-23図「ドライウエル温度 (S A) の概略構成図」参照。)



第58-6-23図 ドライウエル温度 (S A) の概略構成図

(2) ペDESTAL温度 (SA)

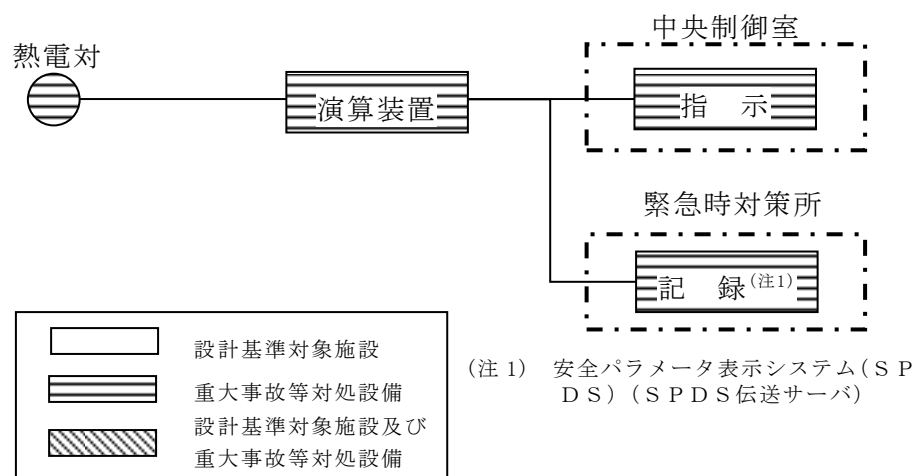
ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ペDESTAL温度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-24図「ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図」参照。)



第58-6-24図 ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図

(3) ペDESTAL水温度 (SA)

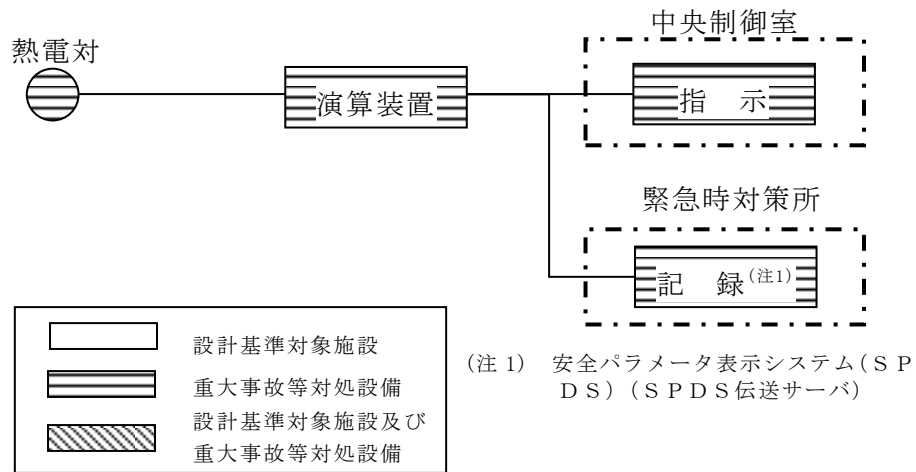
ペDESTAL水温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ペDESTAL水温度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-25図「ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図」参照。)



第58-6-25図 ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図

(4) サプレッション・チェンバ温度 (SA)

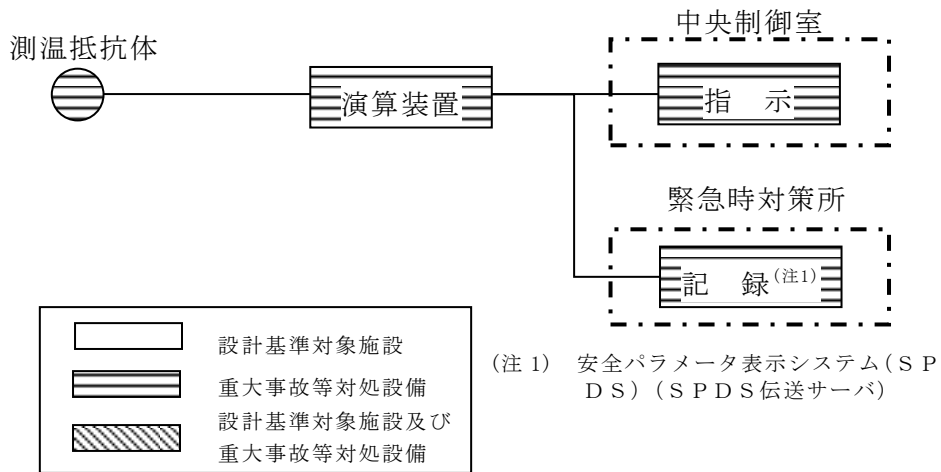
サプレッション・チェンバ温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ温度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-26図「サプレッション・チェンバ温度 (SA) の概略構成図」参照。)



第58-6-26図 サプレッション・チェンバ温度 (SA) の概略構成図

(5) サプレッション・プール水温度 (S A)

サプレッション・プール水温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水温度 (S A) の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッション・プール水温度 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-27図「サプレッション・プール水温度 (S A) の概略構成図」参照。)

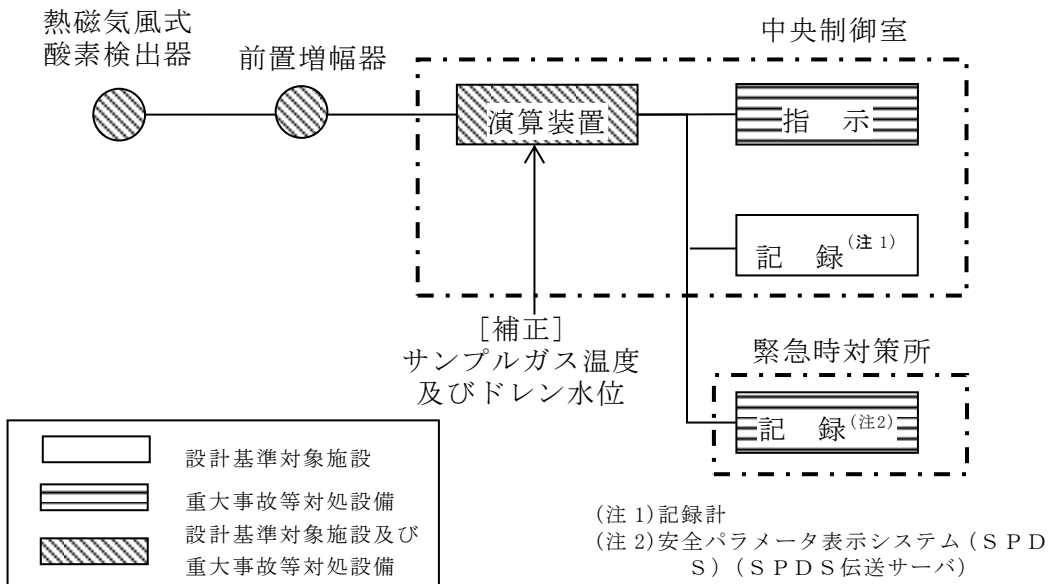


第58-6-27図 サプレッション・プール水温度 (S A) の概略構成図

### 3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

#### (1) 格納容器酸素濃度

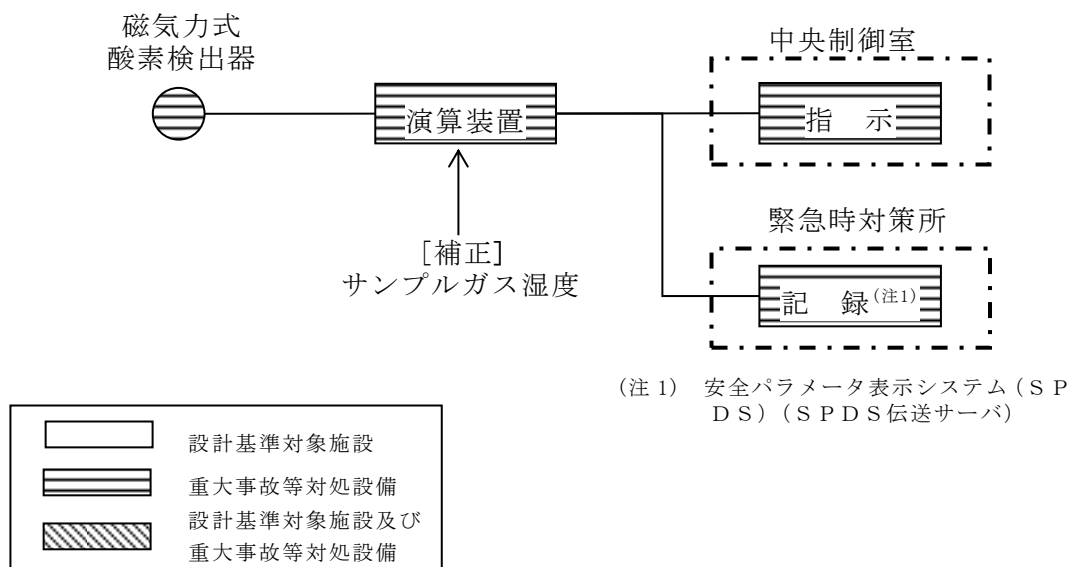
格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器から電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-28図「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-28図 格納容器酸素濃度の概略構成図

(2) 格納容器酸素濃度 (S A)

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。(第58-6-29図「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



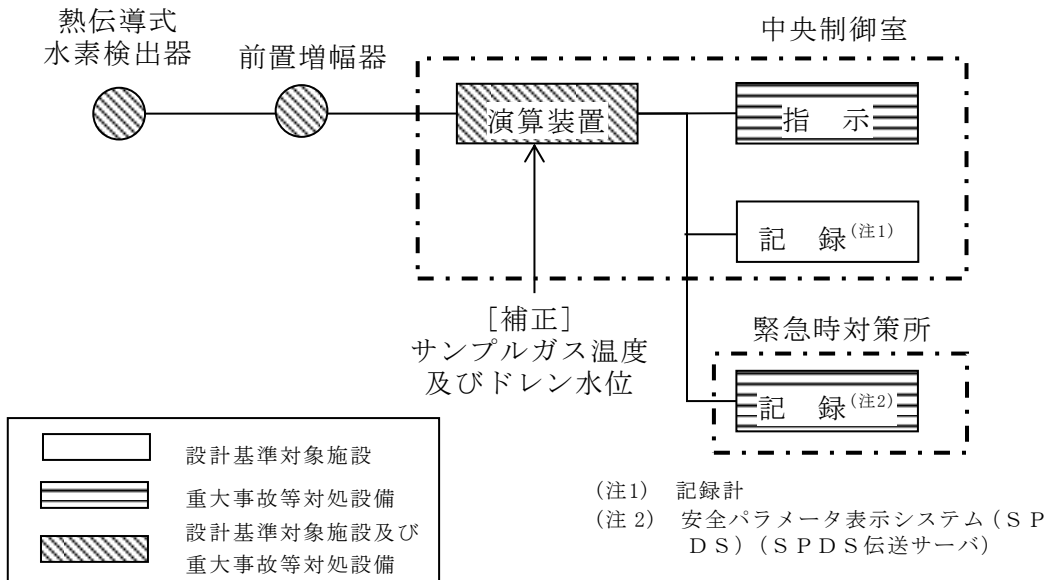
第58-6-29図 格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図



### 3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

#### (1) 格納容器水素濃度

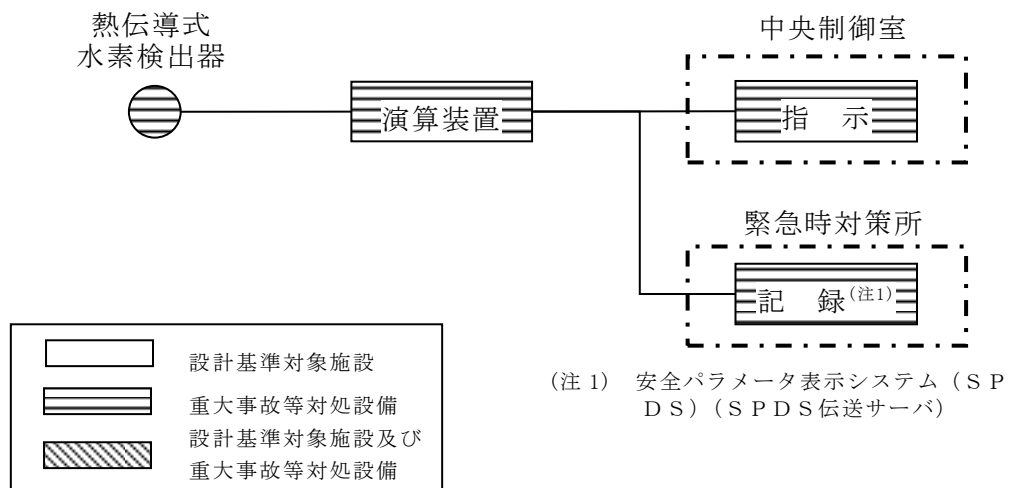
格納容器水素濃度は、設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器から電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-30図「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-30図 格納容器水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器水素濃度 (S A)

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。(第58-6-31図「格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)

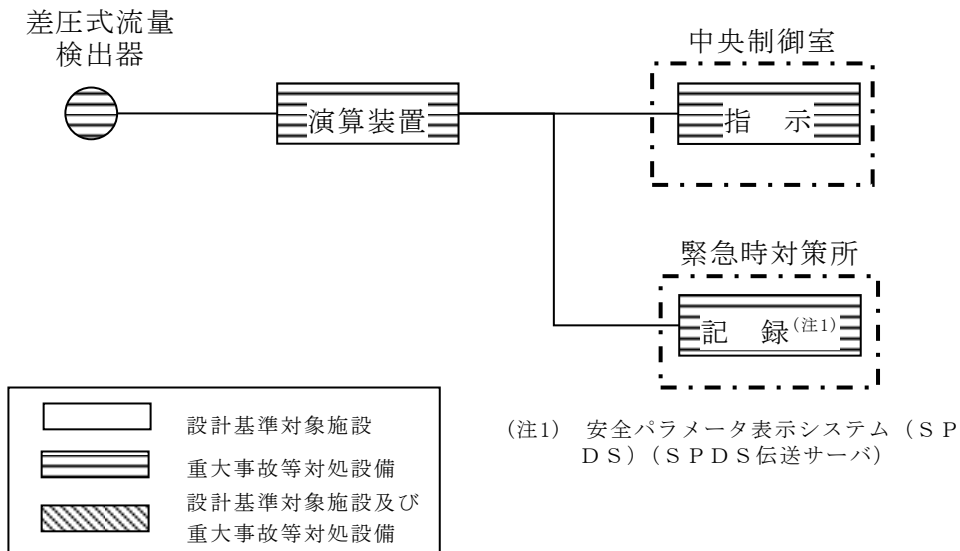


第58-6-31図 格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図

### 3.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

#### (1) 格納容器代替スプレイ流量

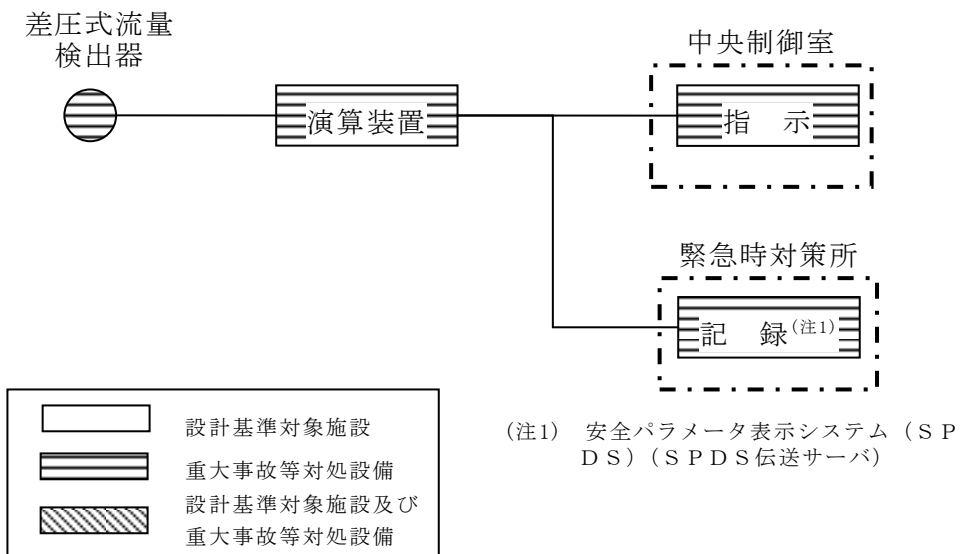
格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器代替スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、格納容器代替スプレイ流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-32図「格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」参照。）



第58-6-32図 格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

(2) ペDESTAL代替注水流量

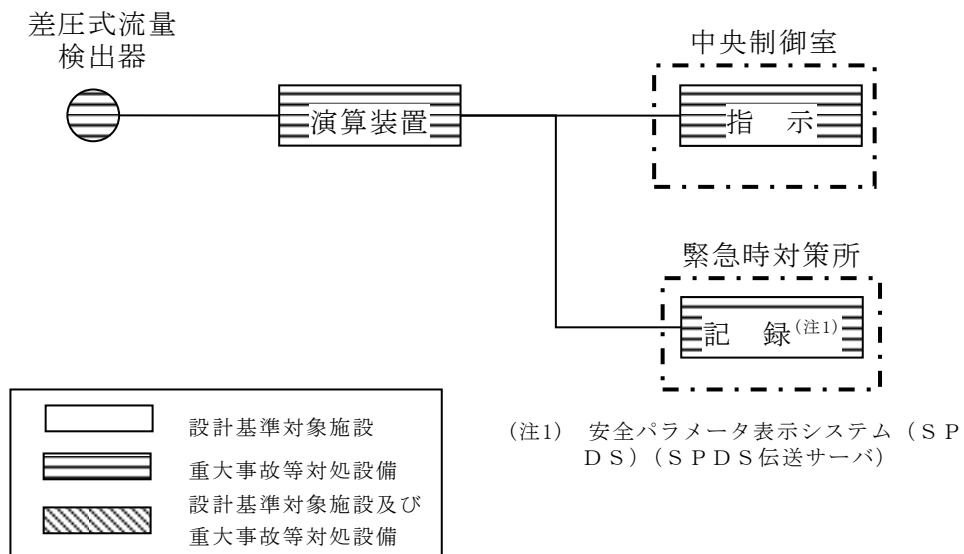
ペDESTAL代替注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL代替注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、ペDESTAL代替注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。  
(第58-6-33図「ペDESTAL代替注水流量の概略構成図」参照。)



第58-6-33図 ペDESTAL代替注水流量の概略構成図

(3) ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）

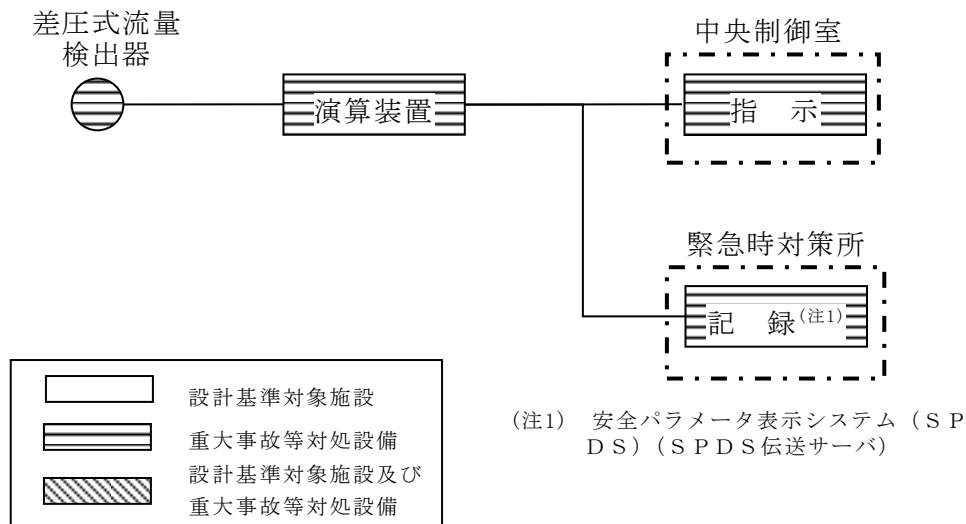
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-34図「ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」参照。）



第58-6-34図 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-35図「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)

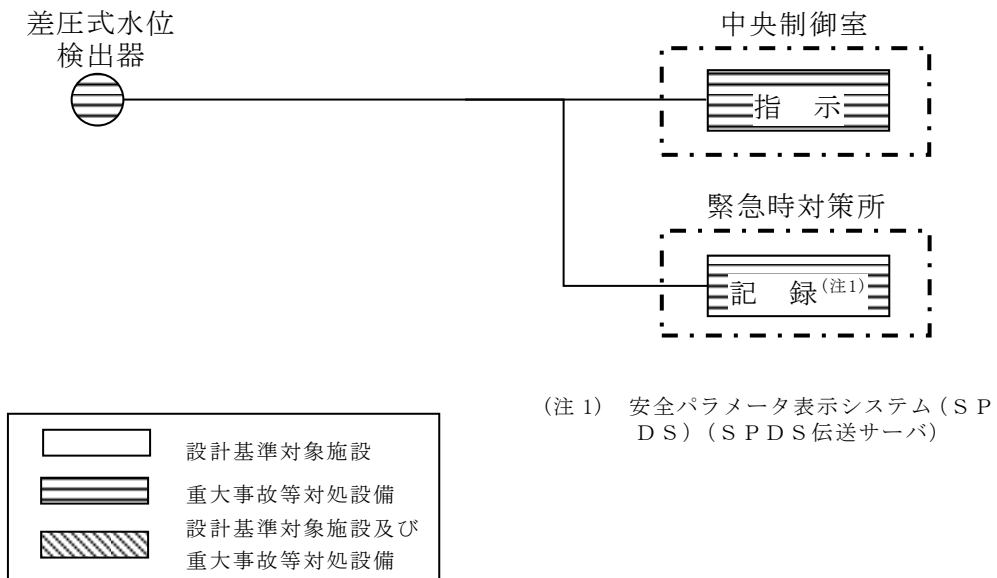


第58-6-35図 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

### 3.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

#### (1) サプレッション・プール水位 (S A)

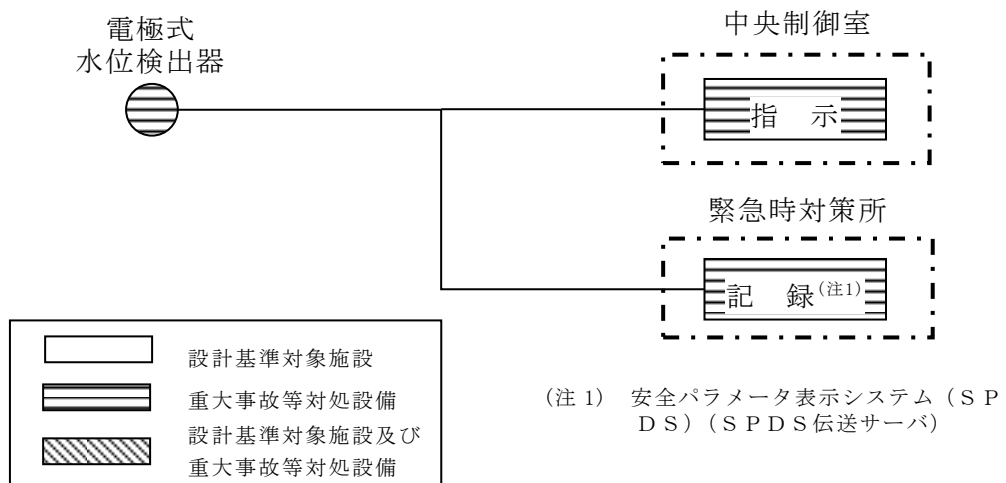
サプレッション・プール水位 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水位 (S A) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水位 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-36 図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。)



第58-6-36図 サプレッション・プール水位 (S A) の概略構成図

(2) ドライウエル水位

ドライウエル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF信号）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-37図「ドライウエル水位の概略構成図」参照。）

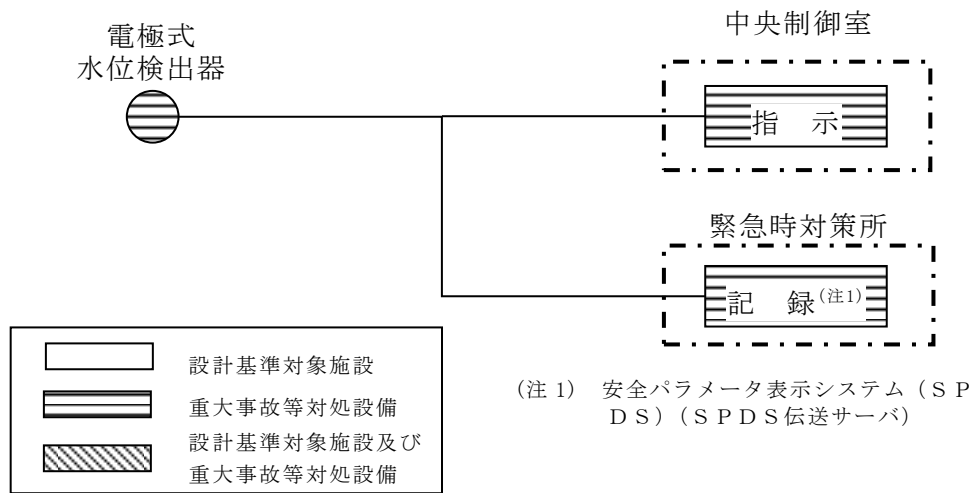


第58-6-37図 ドライウエル水位の概略構成図



(3) ペDESTAL水位

ペDESTAL水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF信号）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-38図「ペDESTAL水位の概略構成図」参照。）

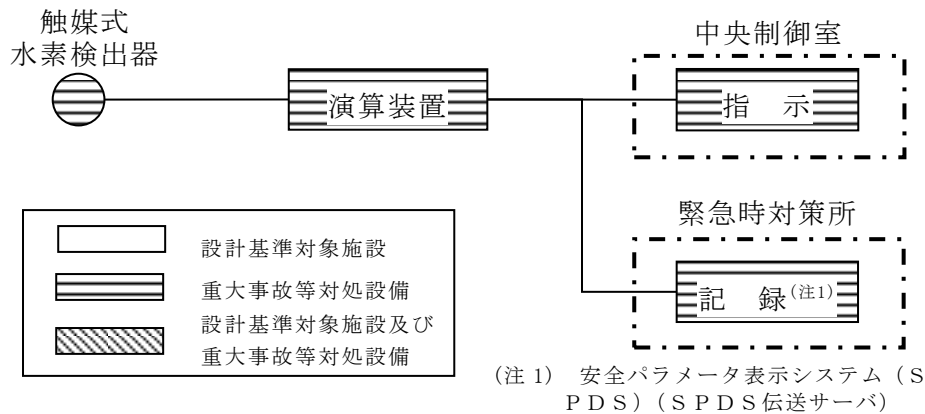


第58-6-38図 ペDESTAL水位の概略構成図

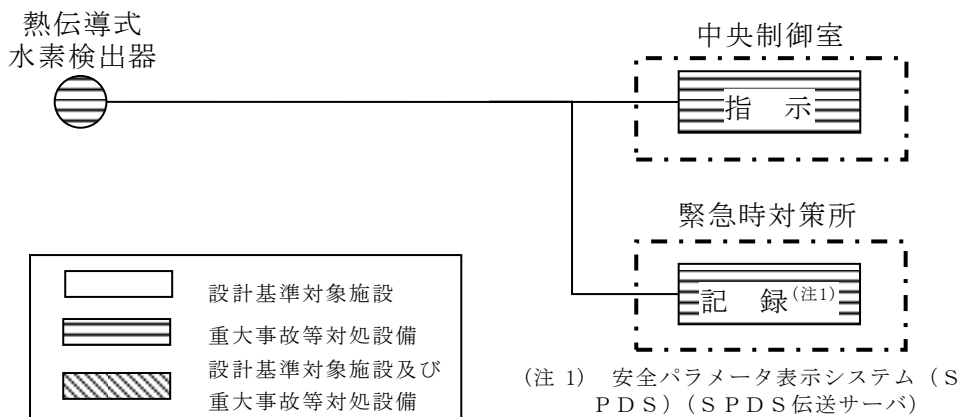
### 3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (1) 原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建物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。(第58-6-39, 40図「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-39図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

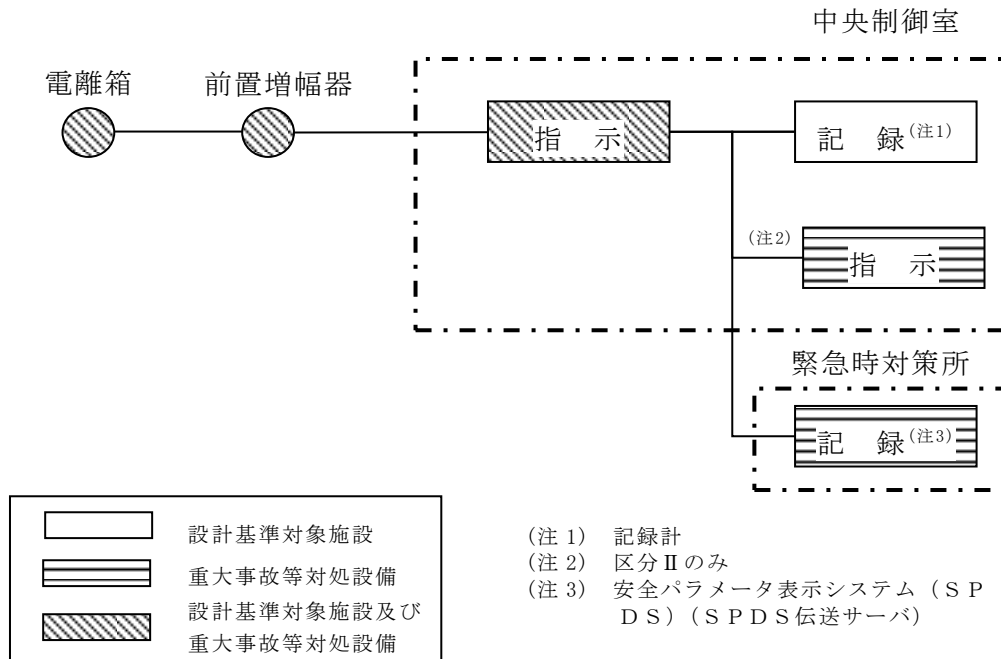


第58-6-40図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

### 3.8 放射線管理用計測装置

#### (1) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）

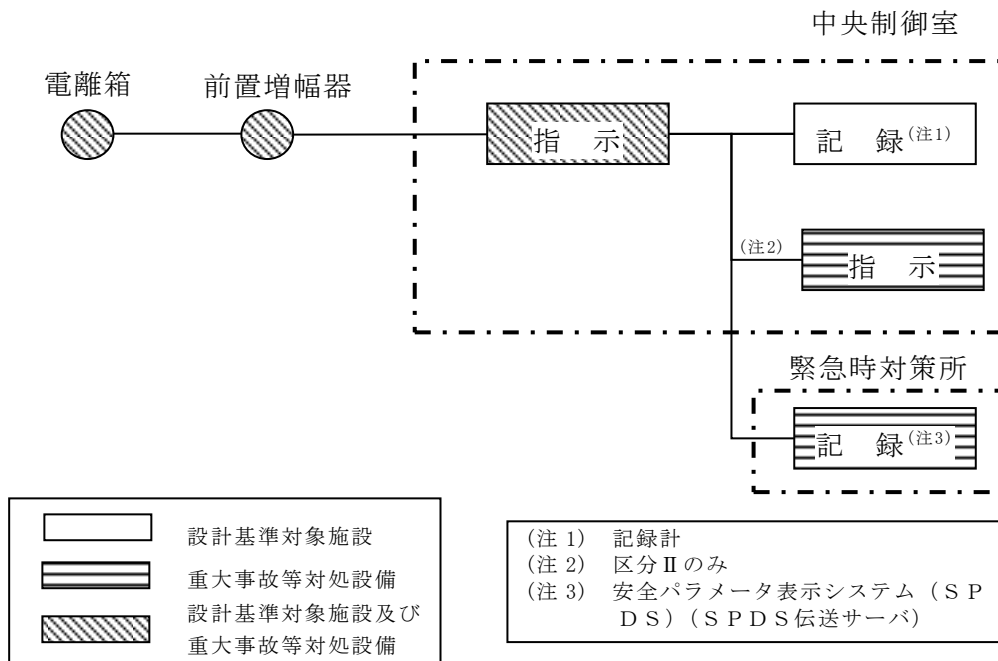
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-41図「格納容器内雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の概略構成図」参照。）



第58-6-41図 格納容器内雰囲気モニタ（ドライウエル）の概略構成図

(2) 格納容器雰囲気モニタ（サブプレッション・チェンバ）

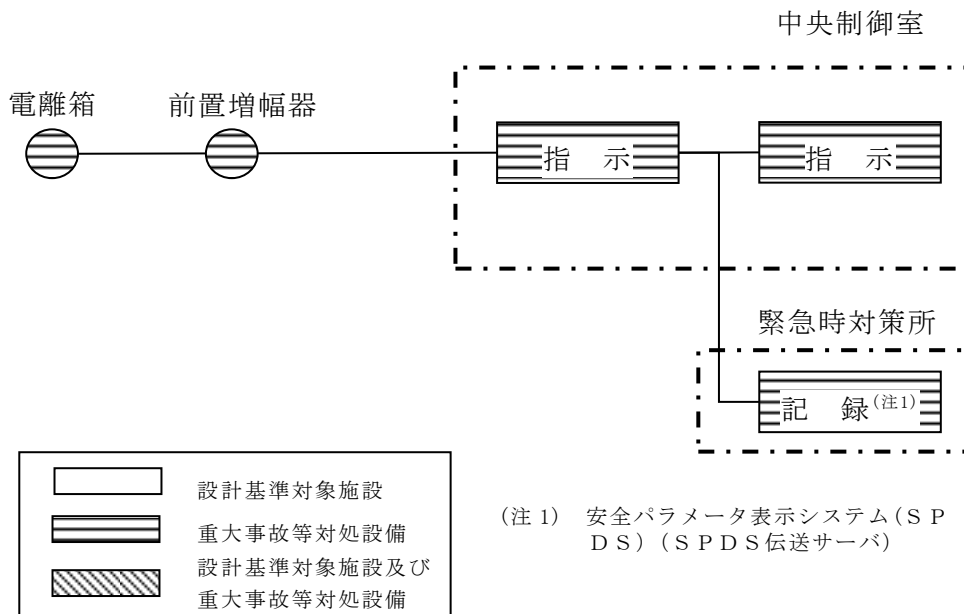
格納容器雰囲気モニタ（サブプレッション・チェンバ）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-42図「格納容器内雰囲気モニタ（サブプレッション・チェンバ）の概略構成図」参照。）



第58-6-42図 格納容器内雰囲気モニタ（サブプレッション・チェンバ）の概略構成図

(3) 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）

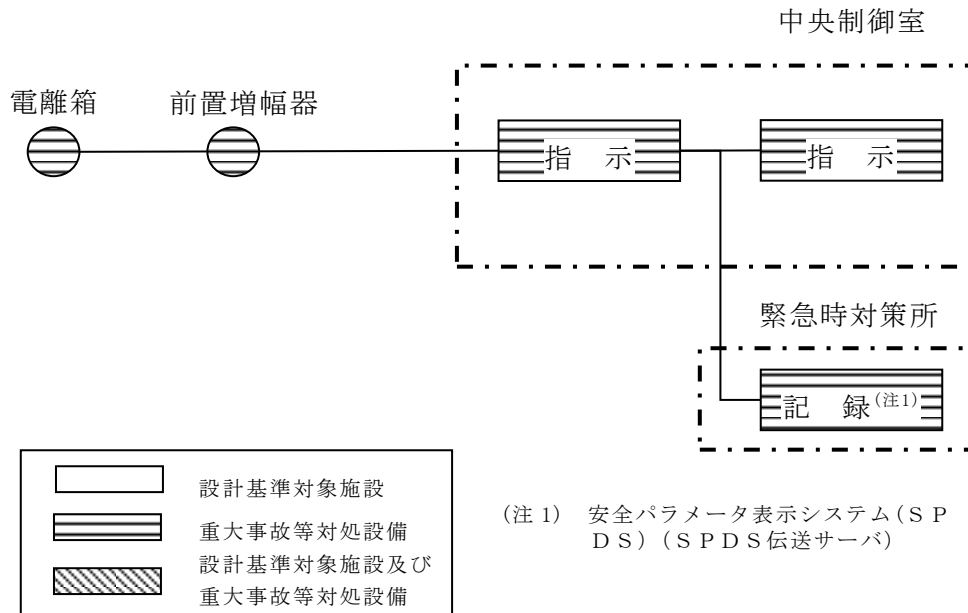
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-43図「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



第58-6-43図 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

(4) 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（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。（第58-6-44図「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。）

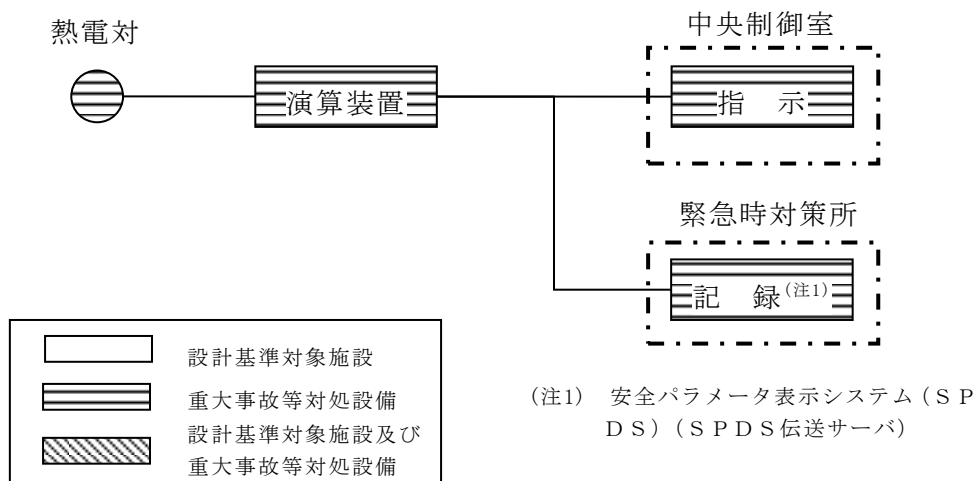


第58-6-44図 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の概略構成図

### 3.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

#### (1) 原子炉压力容器温度（S A）

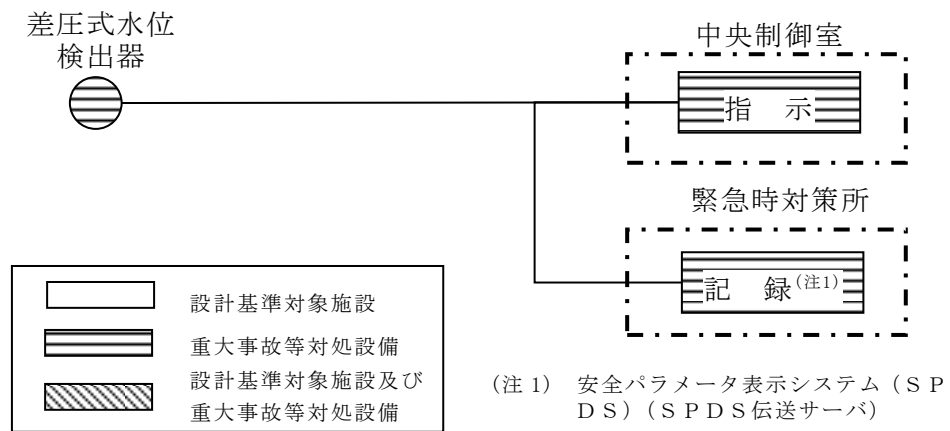
原子炉压力容器温度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度（S A）の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉压力容器温度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-45図「原子炉压力容器温度（S A）の概略構成図」参照。）



第58-6-45図 原子炉压力容器温度（S A）の概略構成図

(2) 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。(第58-6-46図「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。)

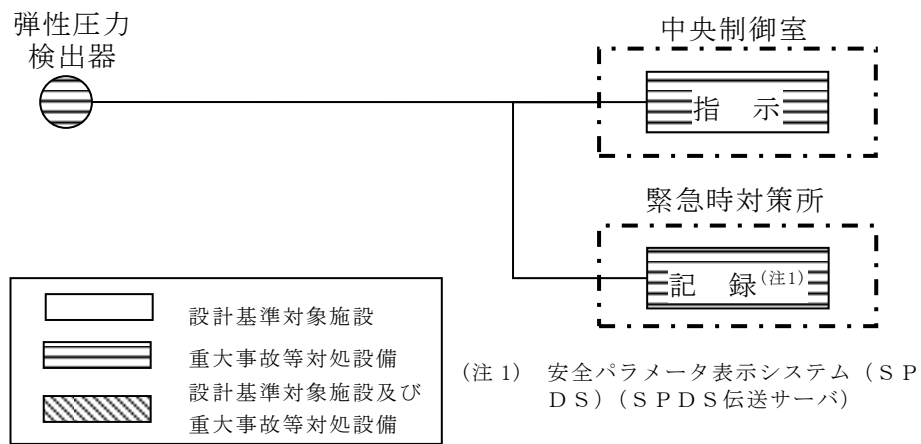


第58-6-46図 スクラバ容器水位の概略構成図



(3) スクラバ容器圧力

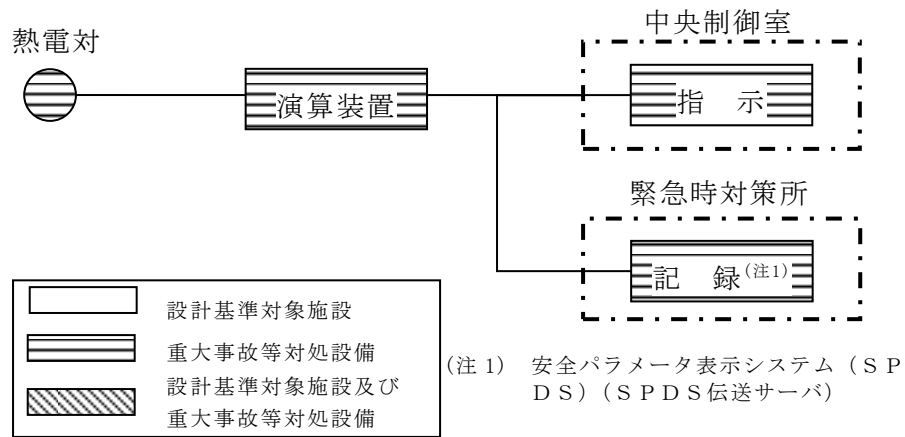
スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-47図「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。)



第58-6-47図 スクラバ容器圧力の概略構成図

(4) スクラバ容器温度

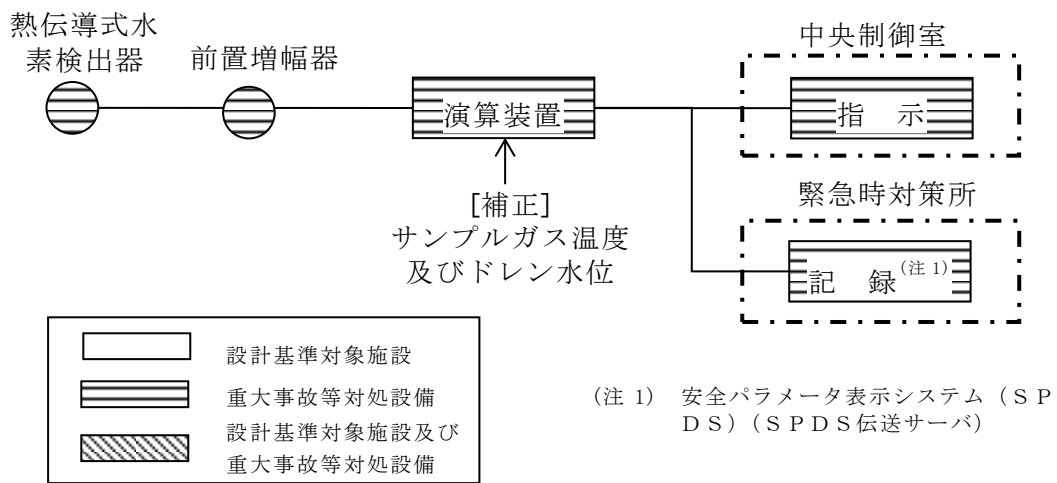
スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-48図「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)



第58-6-48図 スクラバ容器温度の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

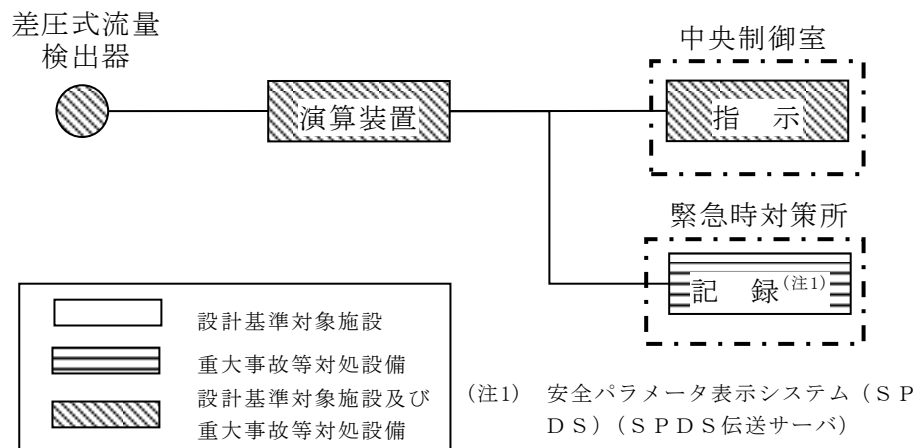
第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-49図「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-49図 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量

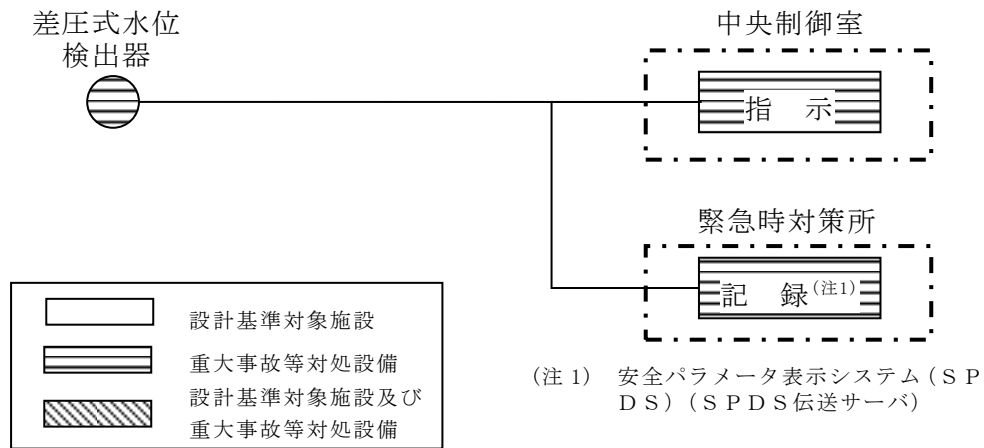
残留熱除去系熱交換器冷却水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器冷却水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-50図「残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図」参照。)



第58-6-50図 残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図

(7) 低圧原子炉代替注水槽水位

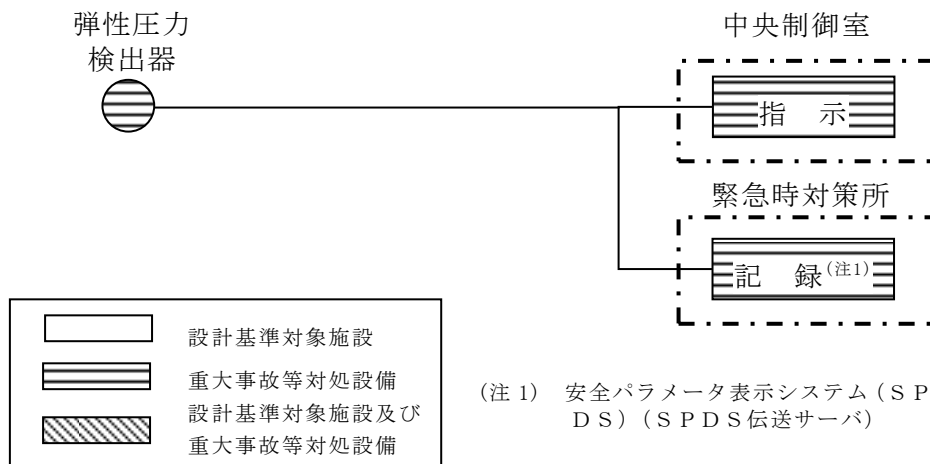
低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水槽水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水槽水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-51図「低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図」参照。)



第58-6-51図 低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図

(8) 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

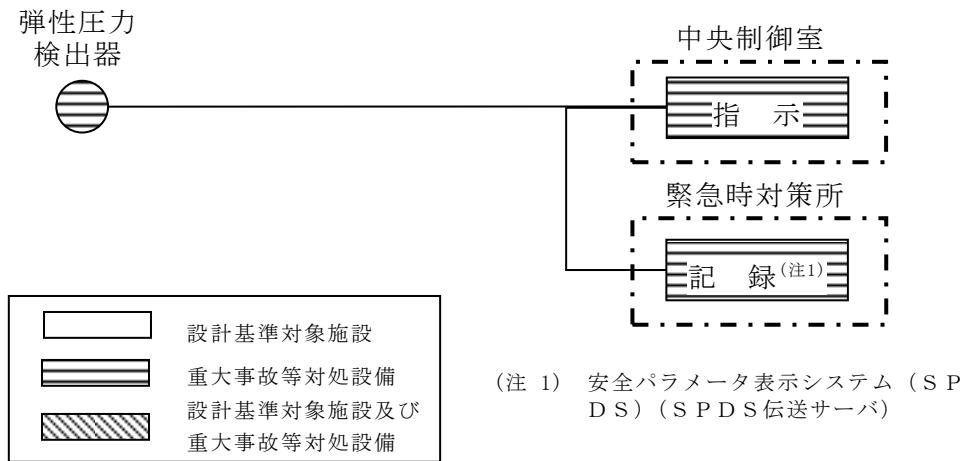
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-52図「残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-52 図 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の概略構成図

(9) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

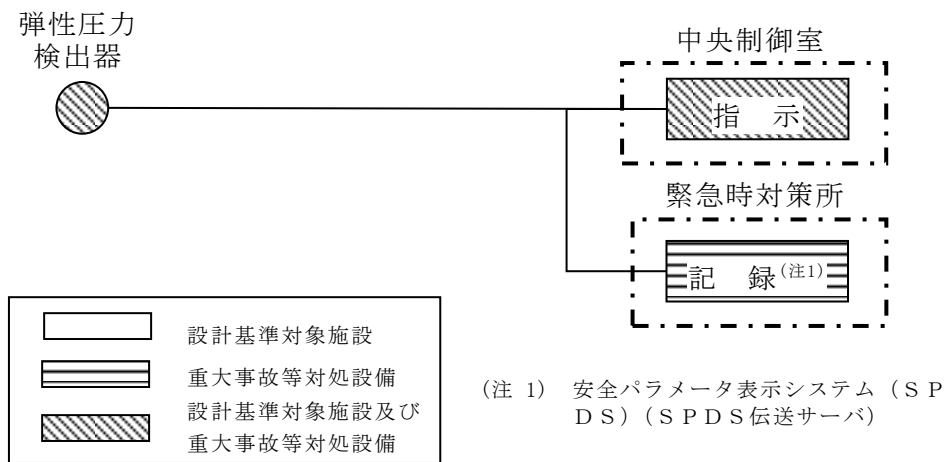
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-53図「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-53 図 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図

(10) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力は、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、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、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、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-54図「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)

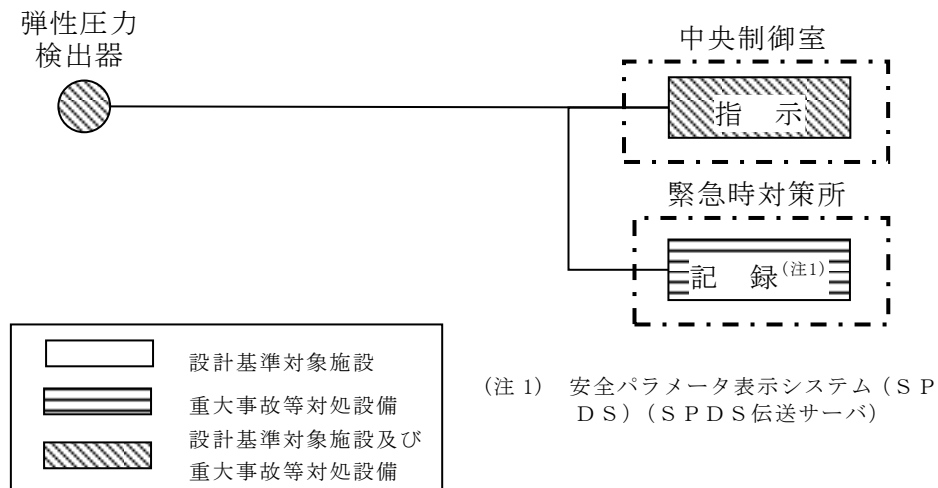


第 58-6-54 図 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図



(11) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

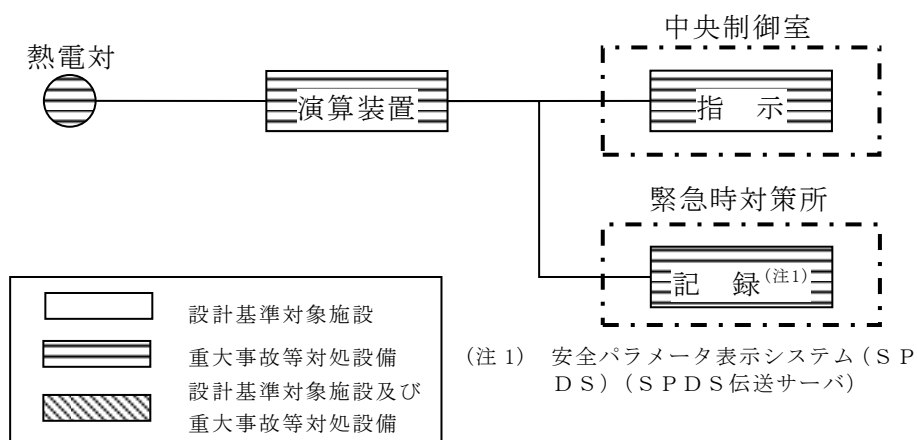
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-55図「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-55 図 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

(12) 静的触媒式水素処理装置入口温度

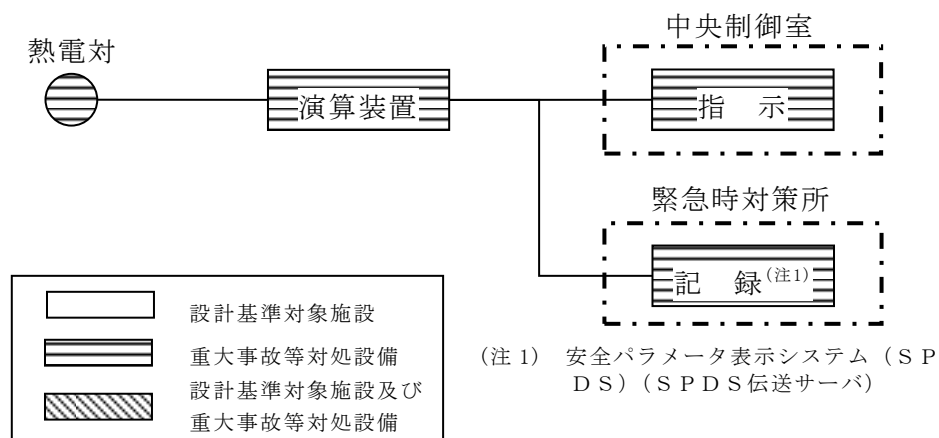
静的触媒式水素処理装置入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置入口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-56図「静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図」参照。)



第58-6-56図 静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図

(13) 静的触媒式水素処理装置出口温度

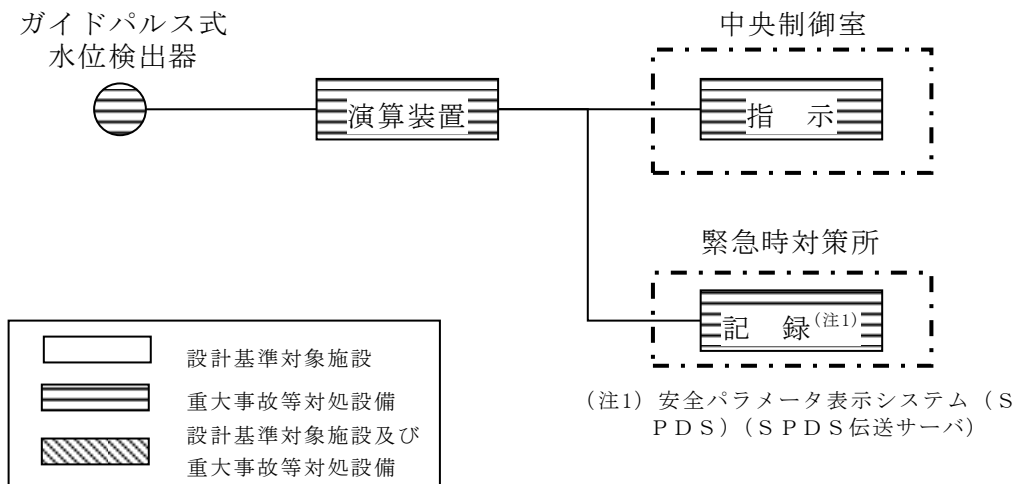
静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置出口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-57図「静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図」参照。)



第58-6-57図 静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

(14) 燃料プール水位(SA)

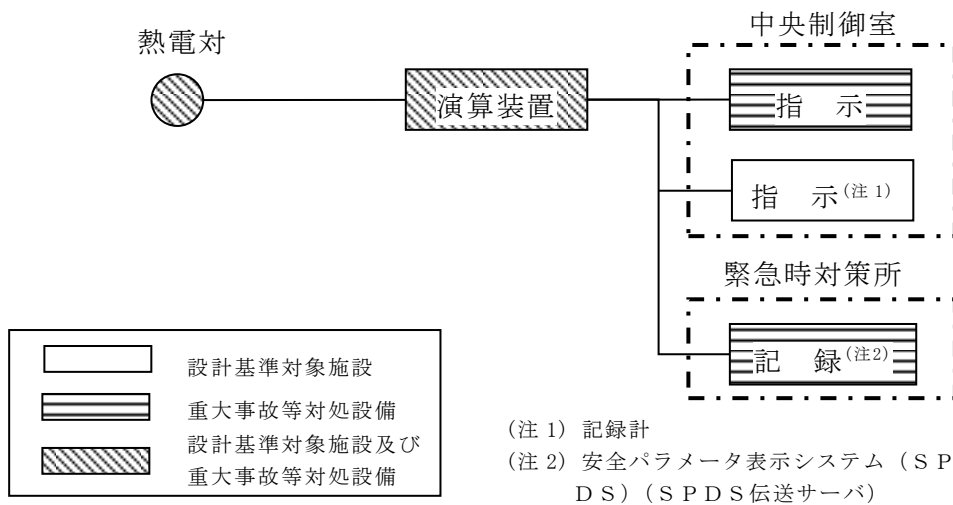
燃料プール水位(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール水位(SA)の検出信号は、ガイドパルス式水位検出器からの電流信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料プール水位(SA)を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-58図「燃料プール水位(SA)の概略構成図」参照。)



第58-6-58図 燃料プール水位(SA)の概略構成図

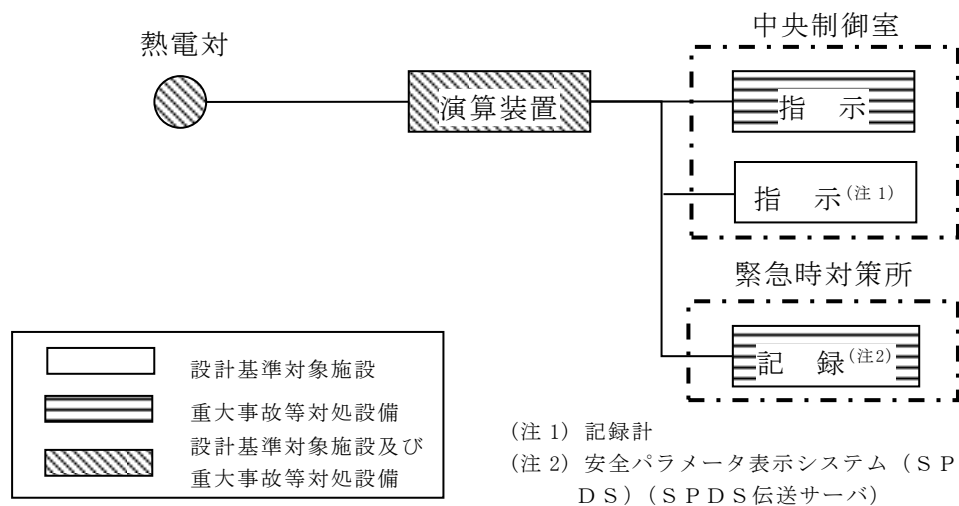
(15) 燃料プール水位・温度 (S A)

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。(第58-6-59図「燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (1)」参照。)



第58-6-59図 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，-1000mm（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。（第58-6-60図「燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図(2)」参照。）

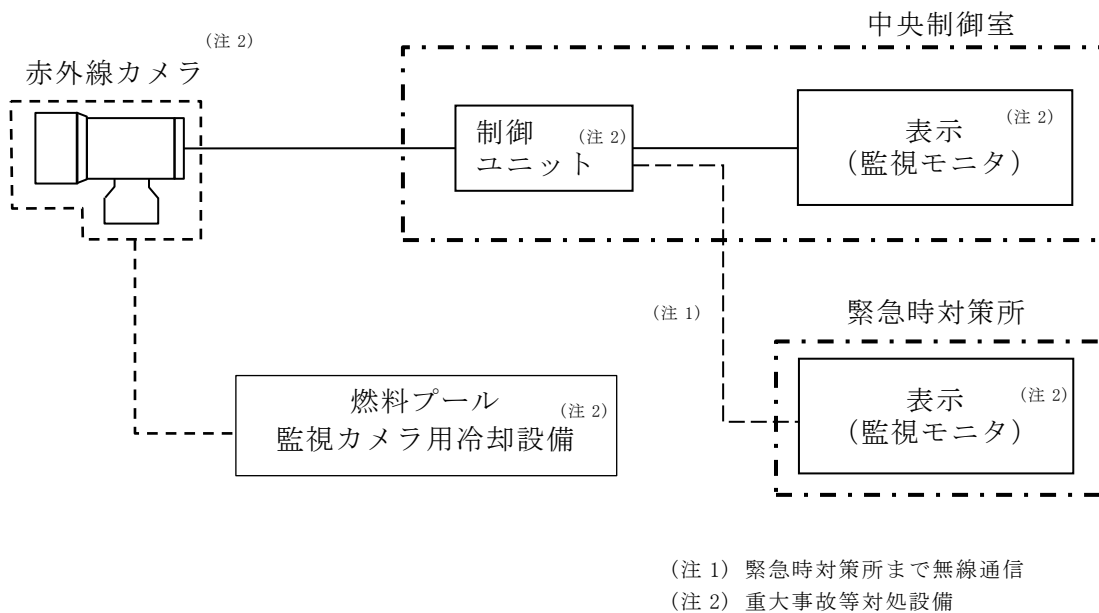


第58-6-60図 燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図(2)

(16) 燃料プール監視カメラ (S A)

燃料プール監視カメラ (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール及びその周辺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赤外線監視カメラである。燃料プールの監視カメラの映像信号は、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。

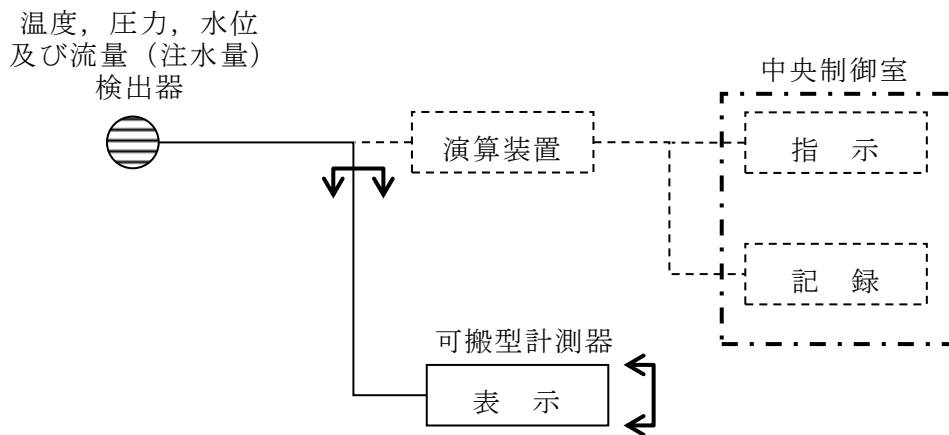
燃料プール監視カメラ用冷却設備は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、冷却器及びホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(「第58-6-61図 燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)



第58-6-61図 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) の概略構成図

(17) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する計器について、検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後、その計測結果から換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、運転員が記録用紙に記録し、保存する。(第58-6-62図「可搬型計測器の概略構成図」、第58-6-1表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。)



第58-6-62図 可搬型計測器の概略構成図



第58-6-1表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度 (S A)	サブプレッション・プール水温度 (S A)
原子炉圧力	ドライウエル圧力 (S A)
原子炉圧力 (S A)	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)
原子炉水位 (広帯域)	サブプレッション・プール水位 (S A)
原子炉水位 (燃料域)	ドライウエル水位
原子炉水位 (S A)	ペDESTAL水位
高圧原子炉代替注水流量	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	スクラバ容器水位
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	スクラバ容器圧力
低圧原子炉代替注水流量	スクラバ容器温度
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	残留熱除去系熱交換器入口温度
残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
残留熱代替除去系原子炉注水流量	残留熱除去ポンプ出口圧力
格納容器代替スプレイ流量	低圧原子炉代替注水槽水位
ペDESTAL代替注水流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
ドライウエル温度 (S A)	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
ペDESTAL温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペDESTAL水温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	燃料プール水位・温度 (S A)

#### 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、第58-6-2,3表に示す。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (1 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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)	重大事故時 <sup>*1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度 (S A)	0 ~ 500℃	286℃以下	最大値: 302℃	最大値: 300℃	最大値: 300℃ <sup>*10</sup>	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、原子炉圧力容器温度 (0~500℃) を設定する。
原子炉圧力	0 ~ 10MPa [gage]		最大値: 8.29MPa [gage]	最大値: 8.91MPa [gage] (ATWS) <sup>*3</sup>	最大値: 約7.8MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.91MPa [gage]) を包絡するよう、原子炉圧力 (0~10MPa [gage]) を設定する。 なお、主蒸気逃がし安全弁の手动操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。
原子炉圧力 (S A)	0 ~ 11MPa [gage]	6.93MPa [gage]				また、原子炉圧力 (S A) にて原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の1.2倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能である。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲（2/14）

名称	計測範囲	プラントの状態 <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)	炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉水位（広帯域）	-400～150cm <sup>※4</sup>	83cm <sup>※4</sup>	-539cm～ 132cm <sup>※4</sup>	-400～150cm <sup>※4</sup>	83cm <sup>※4</sup> 以下	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。
				-800～ -300cm <sup>※4</sup>		
				-900～150cm <sup>※4</sup>		
原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm <sup>※4</sup>					
原子炉水位（SA）	-900～150cm <sup>※4</sup>					
高压原子炉代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	-	-	93m <sup>3</sup> /h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高压原子炉代替注水ポンプの最大注水量（93m <sup>3</sup> /h）に余裕を見込んだ設定とする。
代替注水流量（常設）	0～300m <sup>3</sup> /h	-	-	0～200m <sup>3</sup> /h	0～200m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（250m <sup>3</sup> /h）に余裕を見込んだ設定とする。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (3/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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	
低圧原子炉代替注水流量	0～200m <sup>3</sup> /h	—	—	0～70m <sup>3</sup> /h	0～70m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧原子炉代替注水系(可搬型)における最大注水量(70m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。また、崩壊熱相当の注水量(12m <sup>3</sup> /h)を監視可能な設定とする。
	0～50m <sup>3</sup> /h					
格納容器代替スプレイ流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—	—	0～120m <sup>3</sup> /h	0～120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、格納容器代替スプレイ系(可搬型)における最大注水量(120m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
	0～150m <sup>3</sup> /h					
ペデスタル代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—	—	—	0～120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、ペデスタル代替注水系(可搬型)における最大注水量(120m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。また、崩壊熱相当の注水量(12m <sup>3</sup> /h)を監視可能な設定とする。
	0～50m <sup>3</sup> /h					
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m <sup>3</sup> /h	0～99m <sup>3</sup> /h	0～99m <sup>3</sup> /h	0～99m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量(99m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h	—	

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (4 / 14)

名 称	計測範囲	プラントの状態 <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)	炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去ポンプ出口流量	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1380m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1380m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1380m <sup>3</sup> /h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するようにより、残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0 ~ 1500m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1314m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1314m <sup>3</sup> /h	0 ~ 1314m <sup>3</sup> /h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するようにより、低圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去系原子炉注水流量	0 ~ 50m <sup>3</sup> /h	-	-	0 ~ 30m <sup>3</sup> /h	0 ~ 30m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するようにより、残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0 ~ 150m <sup>3</sup> /h	-	-	0 ~ 120m <sup>3</sup> /h	0 ~ 120m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するようにより、残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウェル温度 (S A)	0 ~ 300°C	57°C以下	最大値： 145°C	最大値： 154°C	最大値： 202°C	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するようにより、格納容器内温度 (202°C) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5 / 14)

名 称	計測範囲	プラントの状態 <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	
ペデスタル温度 (S A)	0 ~ 300°C	57°C以下	最大値： 145°C	最大値： 154°C	最大値： 202°C	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、格納容器内温度 (202°C) に余裕を見込んだ設定と する。また、原子炉格納容器の限界 温度 (200°C) を監視可能である。
ペデスタル水温度 (S A)	0 ~ 300°C	—	—	—	最大値： 160°C	ペデスタルに溶融炉心が落下した 場合における原子炉圧力容器の破 損検知が可能。
サプレッション・チェ ンバ温度 (S A)	0 ~ 200°C	35°C以下	最大値： 88°C	最大値： 154°C	最大値： 170°C	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように、サプレッション・ チェンバ温度 (170°C) に余裕を見 込んだ設定とする。また、原子炉格 納容器の限界温度 (200°C) を監視 可能である。
サプレッション・プ ール水温度 (S A)	0 ~ 200°C	35°C以下	最大値： 88°C	最大値： 154°C	最大値： 154°C	重大事故時のパラメータ変動を包 絡するように、サプレッション・プ ール水温度 (154°C) に余裕を見込 んだ設定とする。また、原子炉格納 容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa[gage]) におけるサプレッシ ョン・プール水の飽和温度 (約 178°C) を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 ( 6 / 1 4 )

名 称	計測範囲	プラントの状態 <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	
ドライウエル圧力 ( S A)	0 ~ 1000kPa (abs)	5. 2kPa [gage]	最大値 : 324kPa [gage]	最大値 : 427kPa [gage]	最大値 : 853kPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するようにより、原子炉格納容器の 限界圧力 ( 2Pd : 853kPa [gage] ) に 余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・チェ ンバ圧力 ( S A)	0 ~ 1000kPa (abs)	5. 2kPa [gage]	最大値 : 206kPa [gage]	最大値 : 427kPa [gage]	最大値 : 853kPa [gage]	
サブプレッション・プ ール水位 ( S A)	-0. 80 ~ 5. 50m <sup>※5</sup>	0 m <sup>※5</sup>	-0. 5 ~ 0 m <sup>※5</sup>	0 ~ 1. 3m <sup>※5</sup>	0 ~ 1. 3m <sup>※5</sup>	
ドライウエル水位	-3. 0m, -1. 0m, +1. 0m <sup>※6</sup>	-	-	-5. 1 ~ 0. 4m	1. 0m <sup>※6</sup> 以下	重大事故等時において、ペデスタル に溶融炉心の冷却に必要な水深が あることを監視可能である。



第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 ( 7 / 1 4 )

名 称	計測範囲	プラントの状態 <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	
ペDESTアル水位	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※7</sup>	—	—	—	+2.4m以上 <sup>※7</sup>	原子炉格納容器下部における注水 状況を確認するため, 溶融炉心の冷 却に必要な水深があることを確認 できる位置に設置する。 操作上2.4m <sup>※7</sup> まで計測できれば問 題ない。
格納容器水素濃度	0~5vol%/ 0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内 の水素濃度が増加する可能性のあ る範囲 (0~90vol% (ドライ条件)) を監視可能である。
格納容器水素濃度 (S A)	0~100vol%	0vol%	0~2.0vol%	0vol%	0~90vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内 の水素濃度が増加する可能性のあ る範囲 (0~90vol% (ドライ条件)) を監視可能である。
格納容器雰囲気放射 線モニタ (ドライウエ ル)	$10^{-2}$ ~ $10^5$ Sv/h	バックグラウン ドレベル	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	$1 \times 10^5$ Sv/h 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範 囲に包絡されており, 重大事故等時 においても監視可能である。
格納容器雰囲気放射 線モニタ (サブレッシ ョン・チェンバ)	$10^{-2}$ ~ $10^5$ Sv/h	バックグラウン ドレベル	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	10Sv/h未満 <sup>※8</sup>	$1 \times 10^5$ Sv/h 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範 囲に包絡されており, 重大事故等時 においても監視可能である。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (8 / 14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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			
中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	約 $100 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$ 前後		$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ に設定。重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。
平均出力領域計装	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) <sup>※2</sup>	0～100%	定格出力の約21倍	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として0～125%に設定している。なお、設計基準事故及び重大事故時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び低下は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (9/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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)	炉心損傷前	炉心損傷後	
スクラバ容器水位		-	-			系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲( )及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲( )を監視可能。
スクラバ容器圧力	0~1MPa [gage]	-	-	最大値: 0.427MPa [gage]	最大値: 0.853MPa [gage]	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高圧力(0.853MPa [gage]) が監視可能。
スクラバ容器温度	0~300℃	-	-	最大値: 200℃	最大値: 200℃	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用温度(200℃) を計測可能。
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)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	-	6.5×10 <sup>-2</sup> mSv/h以下	約3×10 <sup>2</sup> Sv/h以下	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約3×10 <sup>2</sup> Sv/h) を監視可能。 格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(6.5×10 <sup>-2</sup> mSv/h以下) を監視可能。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (10/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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	
第1ペントフィルター出口水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	—	—	0vol%	0~90vol%	格納容器ペント停止後の窒素によるパーティ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。格納容器水素濃度の最大値(90vol%(ドライ条件))を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	175℃以下	最大値: 90℃	最大値: 114℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度(114℃)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	155℃以下	最大値: 90℃	最大値: 114℃	最大値: 185℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度(114℃)に余裕を見込んだ設定とする。 残留熱代替除去系の運転時の残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度(185℃)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	0~600m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量(1218m <sup>3</sup> /h)を監視可能。移動式代替熱交換器設備の最大流量(600m <sup>3</sup> /h)を監視可能。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (11/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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	
残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~1.9MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系の系統の最高使用圧力 (約1.9MPa [gage]) を監視可能。
低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m <sup>3</sup> (0~12542mm)	—	—	0~1238m <sup>3</sup>	0~1238m <sup>3</sup>	重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽の底部からオーバーフロー (0~1238m <sup>3</sup> ) を監視可能である。
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	—	—	最大値: 3.92MPa [gage]	最大値: 3.92MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa [gage]	0~9.21MPa [gage]	最大値: 9.21MPa [gage]	最大値: 9.21MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉隔離時冷却系統の最高使用圧力 (9.21MPa [gage]) を監視可能。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~9.11MPa [gage]	最大値: 9.11MPa [gage]	最大値: 9.11MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (9.11MPa [gage]) を監視可能。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (12/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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)	重大事故時 <sup>※1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
低圧炉心スプレインポンプ出口圧力	0～5MPa [gage]	0～2.0MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	—	重大事故時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレインシステムの最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa [gage]	—	—	最大値： 2.5MP [gage]	最大値： 2.5MP [gage]	重大事故時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉建物水素濃度	0～10%	—	—	0vol%	0～4vol%	重大事故等時において、水素の可燃限界 (水素濃度：4vol%) を監視可能である。(なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する。)
	0～20%	—	—	0vol%	0～4vol%	
静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0～100℃ 0～400℃	—	—	最大値： 100℃以下	最大値： 300℃以下	重大事故時における静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (13/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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	
格納容器酸素濃度	0～5vol%/0～25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素爆発を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度:5.0vol%)を計測可能な範囲とする。
格納容器酸素濃度 (S A)	0～25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	5.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素爆発を防止するため、可燃限界濃度(酸素濃度:5.0vol%)を計測可能な範囲とする。
燃料プールの水位 (S A)	-4.30～7.30m <sup>*9</sup>	6982mm <sup>*9</sup>	6982mm <sup>*9</sup>	通常水位から-0.35m		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。
燃料プール水位・温度 (S A)	-1000～6710mm <sup>*9</sup>	6982mm <sup>*9</sup>	6982mm <sup>*9</sup>	通常水位から-0.35m		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℃	最大値:100℃		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。

第58-6-2表 計測装置の計測範囲 (14/14)

名称	計測範囲	プラントの状態 <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	
燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	—	—	$1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 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。
	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	—	—			
燃料プールの監視カメラ (SA)	—	—	—	—	—	重大事故等時において燃料プール及びその周辺の状況を監視可能である。



- ※1：プラントの状態の定義は、以下のとおり。
  - ・ 通常運転時：計面的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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動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、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。
- ※2：定格出力時の値に対する比率で示す。
  - ※3：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合
  - ※4：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）。
  - ※5：基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
  - ※6：基準点は格納容器底面（EL10100）。
  - ※7：基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)
  - ※8：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。
  - ※9：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
  - ※10：300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

第58-6-3表 計測装置の警報動作範囲（1/3）

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
中間領域計装	各レンジのフルスケール95%以下	プラント起動時の制御棒過引抜等に伴う異常反応投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に、中性子束信号がスケールオーバーして監視不能になることを防止し、かつ制御棒過引抜により燃料が熱的限界を超えないこと、また、プラント起動時に許容されるバイパス条件も考慮した値として、各レンジのフルスケール95%以下を設定値とする。
計測装置	モードスイッチ「運転」位置で定格出力の120%以下	プラント運転時の異常反応投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えないこと、及び通常の平均出力領域中性子束の変動を考慮しても誤スクラムを回避できる値として、120%以下を設定値とする。
平均出力領域計装	モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の15%以下	プラント起動時の異常反応投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に、燃料の熱的限界を超えないようにするため、原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える通常原子炉出力の7～10%に余裕を持つ値として、15%以下を設定値とする。
	自動可変設定 0.62W+62%以下*1又は115%以下	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料被覆管損傷の防止を目的とし、熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の関数として自動可変設定とし、再循環流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として、(0.62W+62%)以下又は115%以下を設定値とする。

※1：Wは定格再循環流量に対する再循環流量（%）

※2：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）

第58-6-3表 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	<p>原子炉圧力が上昇すると、炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため、原子炉をスクラムさせる。</p> <p>原子炉通常運転時の負荷変動等による圧力変動分を考慮してもスクラム設定値に到達することなく、かつ原子炉の過圧を防止するための逃がし安全弁第一段設定圧力 (7.58MPa[gage]) より低い値として、7.23MPa[gage]以下を設定値とする。</p> <p>スクラム動作を伴わない異常な過渡事象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入を行う。</p> <p>原子炉圧力高スクラムの発生前に本インターロロックが動作することを防止し、かつ逃がし安全弁の開放よりも前に動作するよう、原子炉圧力高スクラム (7.23MPa[gage]) より高く、かつ逃がし安全弁第一段設定圧力 (7.58MPa[gage]) より低い値として、7.41MPa[gage]以下を設定値とする。</p>

※1: Wは定格再循環流量に対する再循環流量 (%)

※2: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)

第58-6-3表 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

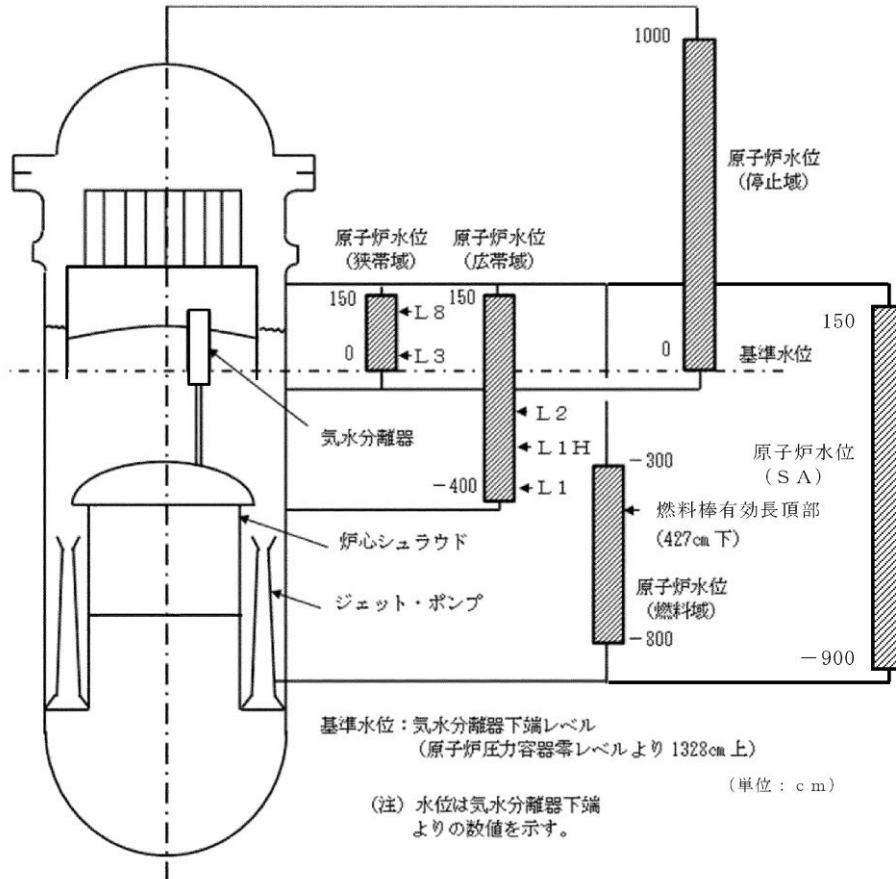
計測装置	名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
	原子炉水位	-112cm 以上※2	<p>原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、主蒸気隔離弁を閉鎖する。</p> <p>給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより、原子炉水位 L1H を下回らないよう十分な値とするとともに、原子炉水位 L3 スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、原子炉水位 L3 より十分に低い値として、-112cm 以上を設定値とする。</p> <p>一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故等に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。</p> <p>給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L2 にて原子炉隔離時冷却系が起動しなかつた場合、原子炉水位 L1H で高圧炉心スプレイ系が起動することにより、原子炉水位 L1 に達しないような低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が動作するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成される値として、-381cm 以上を設定値とする。</p> <p>スクラム動作を伴わない異常な過渡事象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサブプレッション・プールの温度上昇を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入を行う。</p> <p>原子炉水位 L3 スクラムの発生前に本インターロックが動作することを防止し、事象緩和に有効な値として、-112cm 以上を設定値とする。</p>

※1：Wは定格再循環流量に対する再循環流量 (%)

※2：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)

原子炉水位，燃料プール水位の概要図と測定範囲との関係

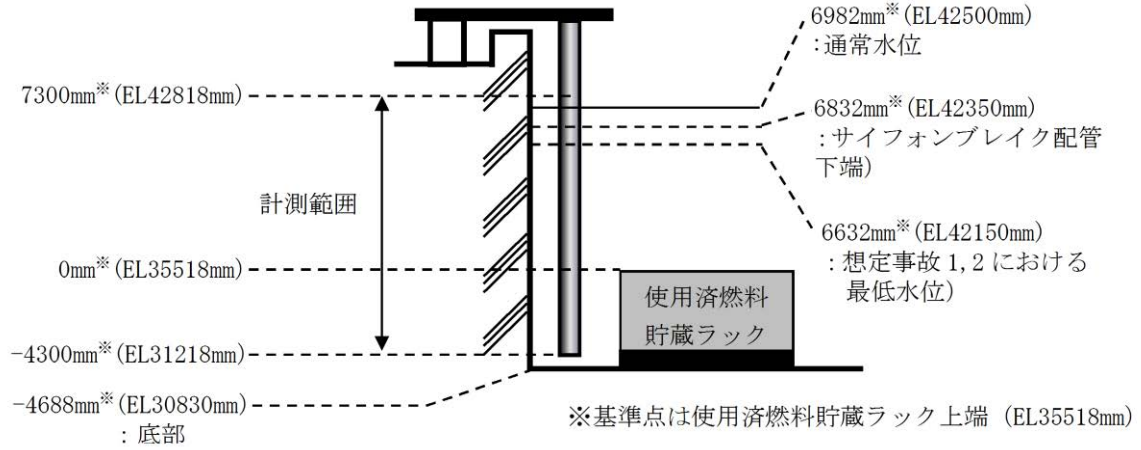
1. 原子炉水位



第58-6-59図 原子炉水位の概要図

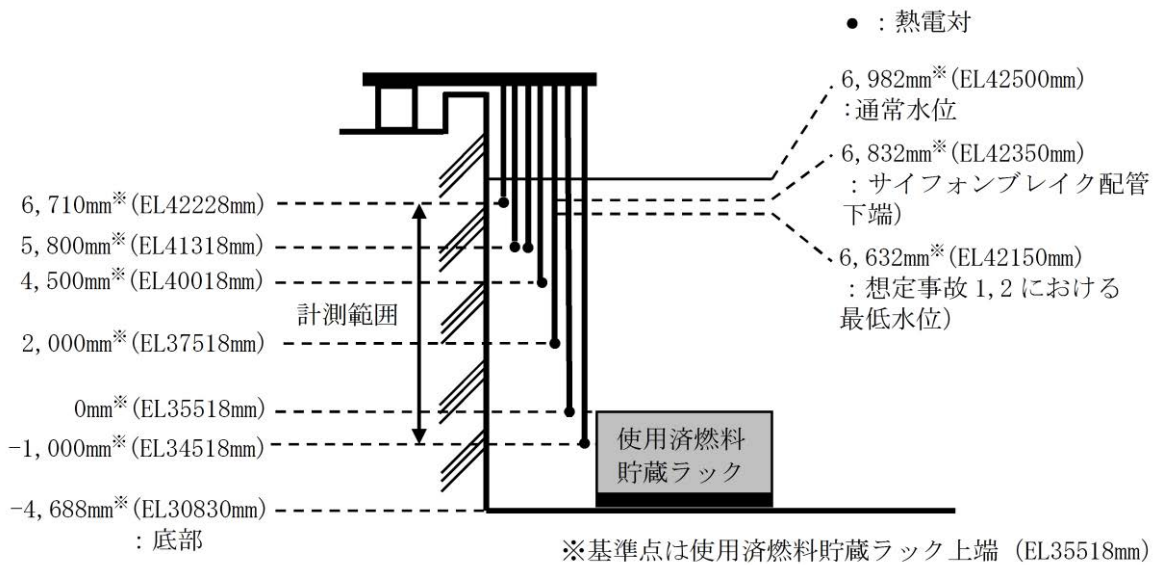
## 2. 燃料プール水位

### (1) 燃料プール水位 (S A)



第58-6-60図 燃料プール水位 (S A) の概要図

### (2) 燃料プール水位・温度 (S A)



第58-6-61図 燃料プール水位・温度 (S A) の概要図

58-7 アクセスルート図

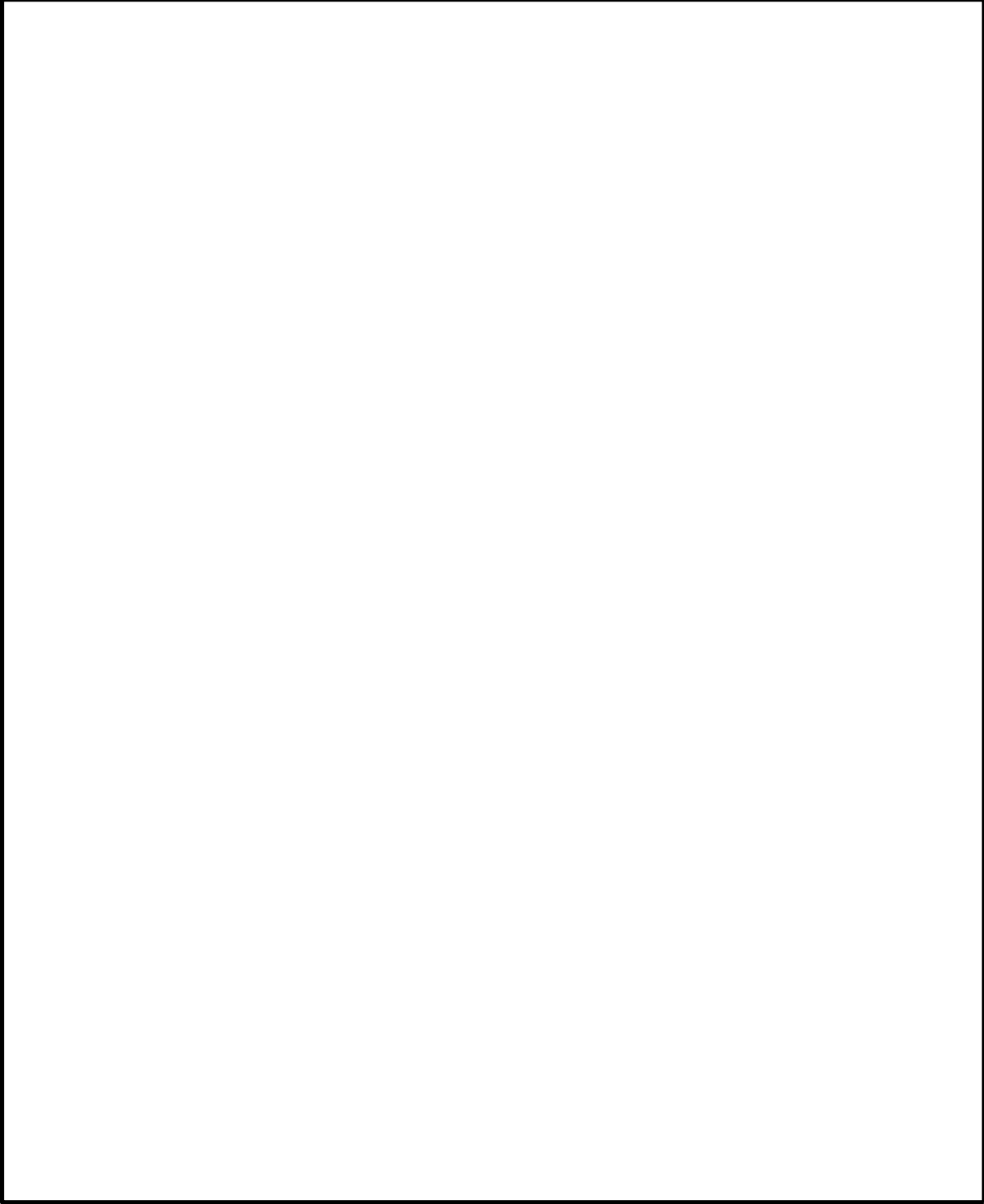


図 58-7-7-1 第1 ベントフィルタ出口水素濃度 保管場所及びアクセスルート

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。



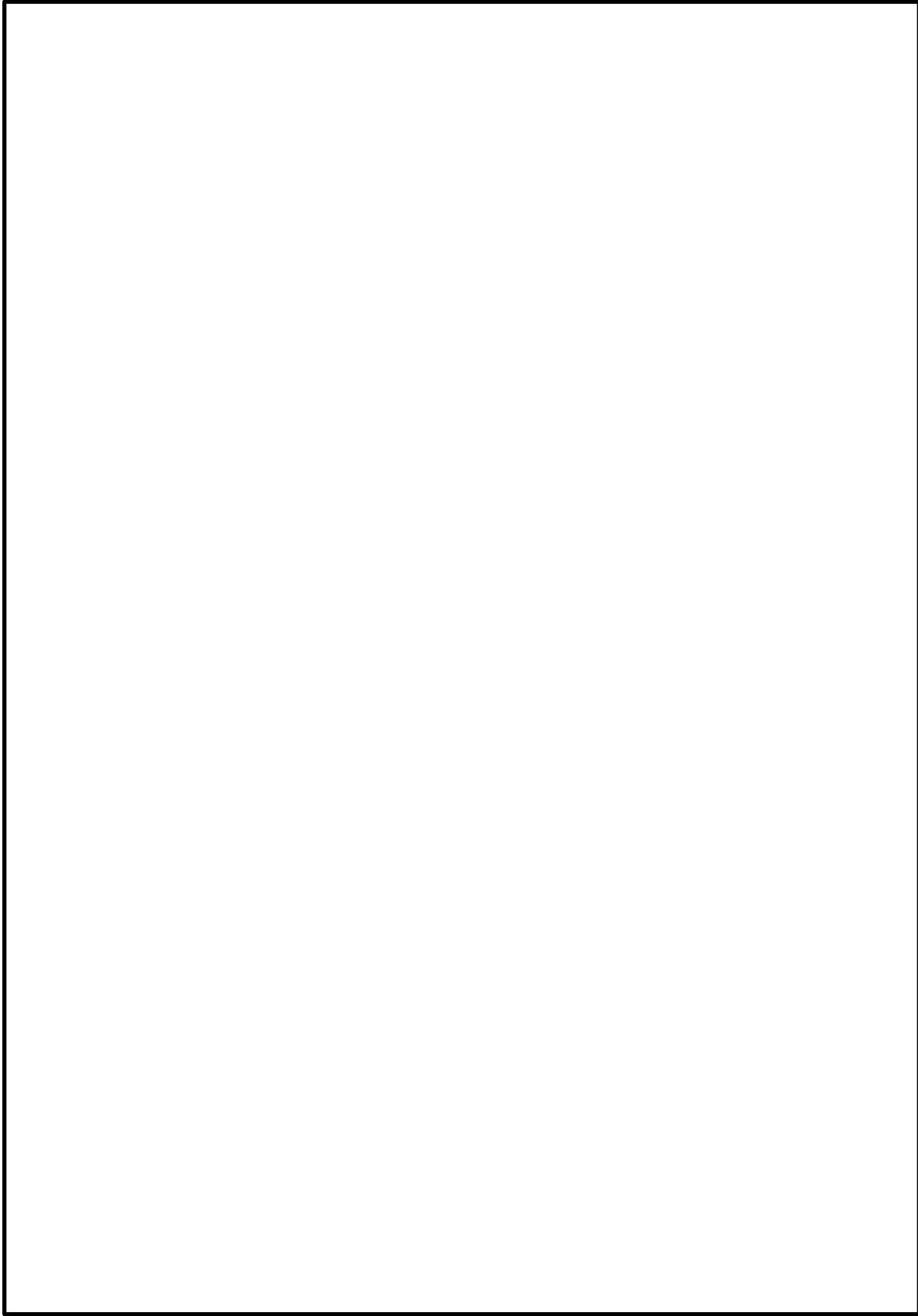


図 58 - 7 - 2 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (1/4)

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。

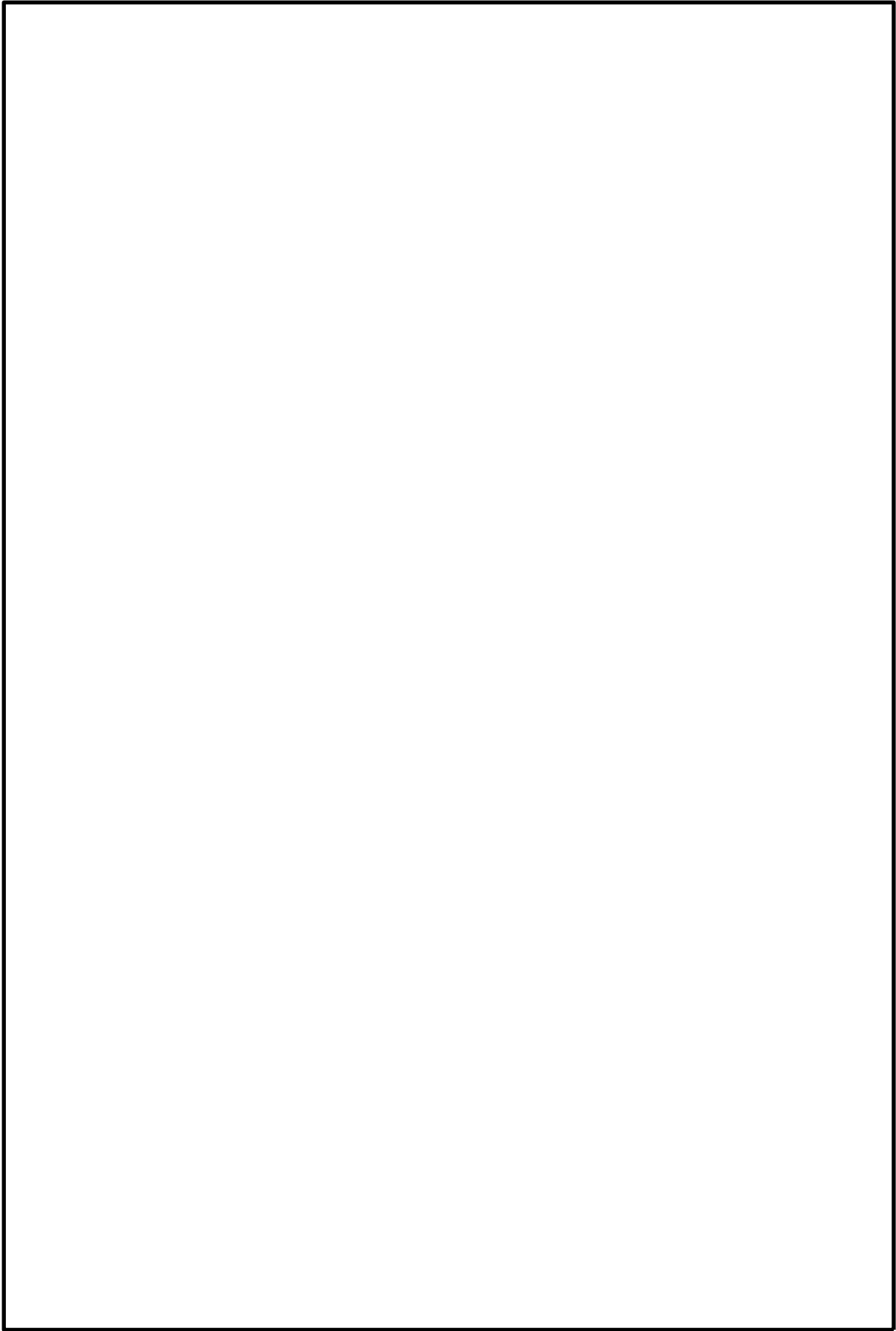


図 58 - 7 - 3 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (2/4)

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。

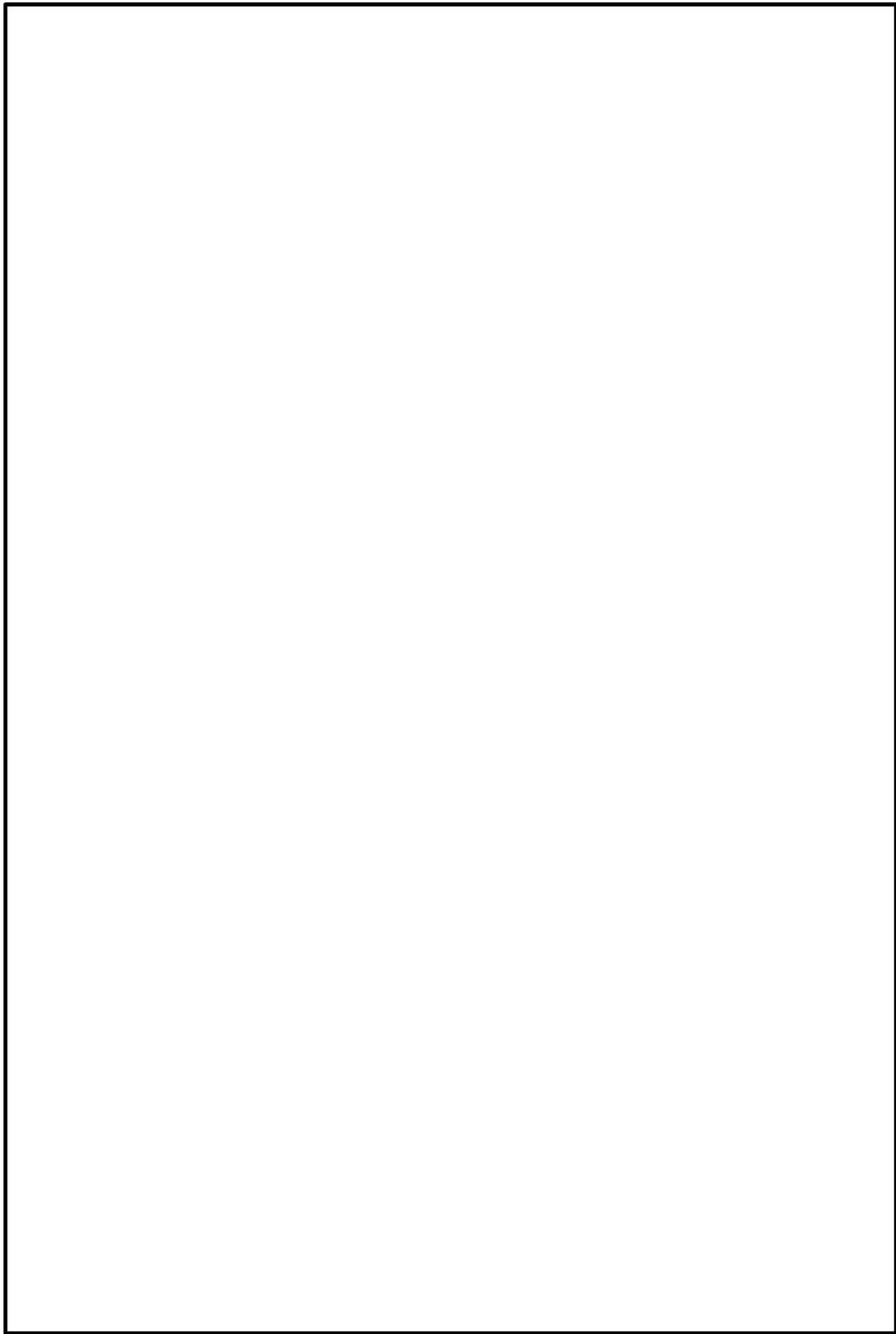


図 58 - 7 - 4 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (3/4)

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。

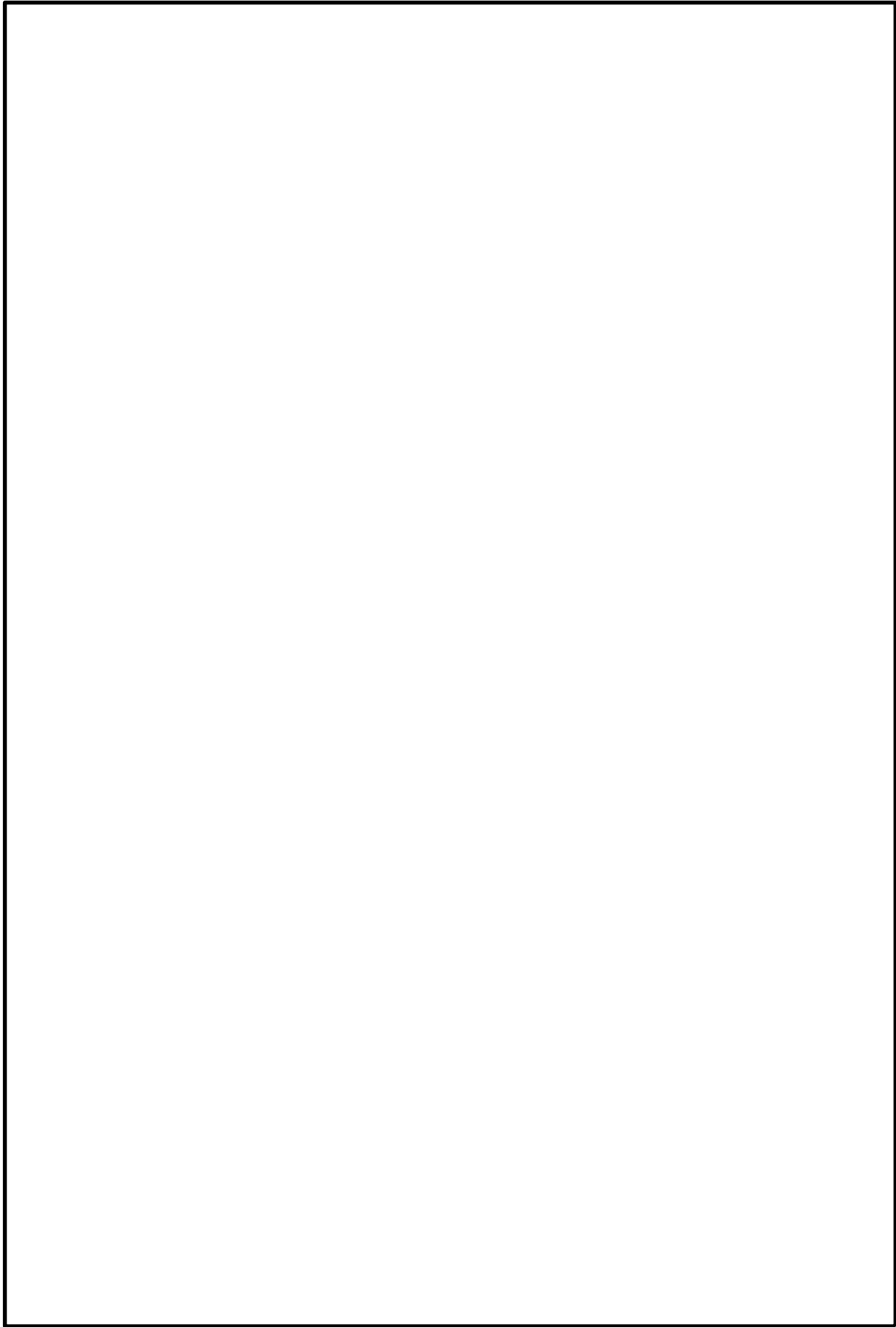


図 58 - 7 - 5 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (4/4)

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。

58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

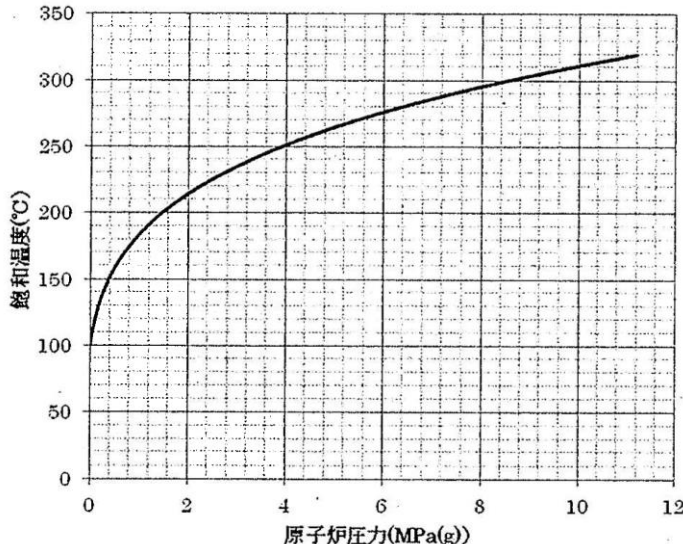
(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の温度）

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度（S A）	0～500℃	最大値：302℃
代替パラメータ	① 原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	① 原子炉圧力（S A）	0～11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	① 原子炉水位（広帯域）	-400～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位（S A）	-800～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	② 残留熱除去系熱交換器入口温度	0～200℃	最大値：90℃
※1：基準点は気水分離器下端（原子炉压力容器零レベルより1328cm）			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度（S A）の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（T A F）以上の場合は、原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力により原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位がT A Fに到達してからの経過時間より燃料（表面）温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p>		

①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）

原子炉水位がT A F 以上の場合には，飽和状態と想定し，飽和温度／圧力の関係を利用し，第58-8-1図を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。

推定可能範囲：100～約320℃



飽和温度(°C)	原子炉圧力(MPa[gage])
311	9.9
312	10.0
313	10.2
314	10.3
315	10.5
316	10.6
317	10.7
318	10.9
319	11.0
320	11.2

第58-8-1図 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A）

原子炉水位がT A F 以下の場合には，原子炉水位がT A F 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。

（専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。）

推定可能範囲：全範囲

※推定概要

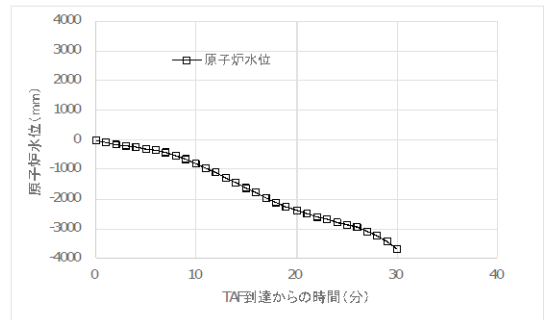
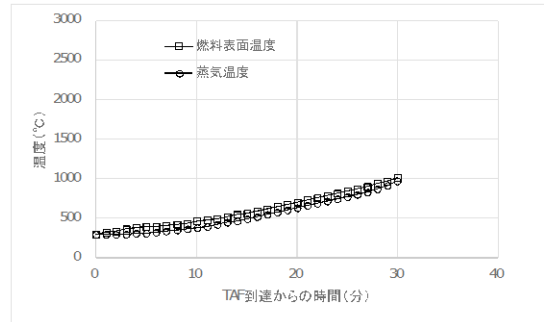
<推定方法>

第58-8-2図に示すシートに時間（スクラムからの時間），原子炉水位を入力することにより，T A F 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため、実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

TAF到達からの時間 (min)	原子炉水位 (燃料域) (mm)	崩壊熱 (MW)	燃料表面温度 (°C)	蒸気温度 (°C)
0.0	0	40.82	286	286
1.0	-84	40.43	318	288
2.0	-143	40.06	340	293
3.0	-192	39.70	357	298
4.0	-239	39.35	371	304
5.0	-293	39.01	384	311
6.0	-359	38.68	396	319
7.0	-441	38.36	409	329
8.0	-541	38.06	423	342
9.0	-658	37.76	438	357
10.0	-792	37.47	456	375
11.0	-942	37.19	475	395
12.0	-1103	36.92	495	417
13.0	-1272	36.65	517	440
14.0	-1447	36.39	540	465
15.0	-1622	36.14	565	490
16.0	-1794	35.90	590	517
17.0	-1958	35.66	617	544
18.0	-2113	35.43	644	572
19.0	-2255	35.21	671	599
20.0	-2383	34.99	699	628
21.0	-2497	34.78	728	656
22.0	-2598	34.57	756	684
23.0	-2688	34.37	785	712
24.0	-2773	34.17	814	741
25.0	-2859	33.97	843	770
26.0	-2956	33.79	873	800
27.0	-3074	33.60	903	832
28.0	-3228	33.42	935	866
29.0	-3437	33.25	968	907
30.0	-3700	33.08	1004	973



第58-8-2図 原子炉内燃料温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より炉水の温度を測定する。

推定の  
評価

① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A）

原子炉圧力による推定手順は、原子炉水位がT A F 以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は飽和温度／圧力の関係から推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位がT A F 以下の場合には、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により炉



水の温度を計測可能である。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握する事であり、代替パラメータ（原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A））による推定では、温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

（原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約287℃）に対して、原子炉圧力の誤差：±0.20MPa [gage]から温度に換算した場合は287±2℃程度、原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa [gage]から温度に換算した場合は287±1℃程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため、実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで、重大事故等時の対策を実施することが可能である。）

代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（残留熱除去系交換器入口温度の誤差：±4.0℃）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の圧力）

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	原子炉圧力（S A）	0～11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
代替 パラ メータ	① 原子炉圧力（S A） （原子炉圧力の代替）	0～11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	① 原子炉圧力 （原子炉圧力（S A）の 代替）	0～10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	② 原子炉水位（広帯域）	-400～150cm <sup>※1</sup>	-539cm～132cm <sup>※1</sup>
	② 原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm <sup>※1</sup>	-539cm～132cm <sup>※1</sup>
	② 原子炉水位（S A）	-800～150cm <sup>※1</sup>	-539cm～132cm <sup>※1</sup>
	② 原子炉压力容器温度 （S A）	0～500℃	最大値： 302℃
	※1：基準点は気水分離器下端（原子炉压力容器零レベルより1328cm）		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。		

推定方法

原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（S A）（原子炉圧力（S A）を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。

原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度（S A）により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。

推定方法は、以下の通りである。

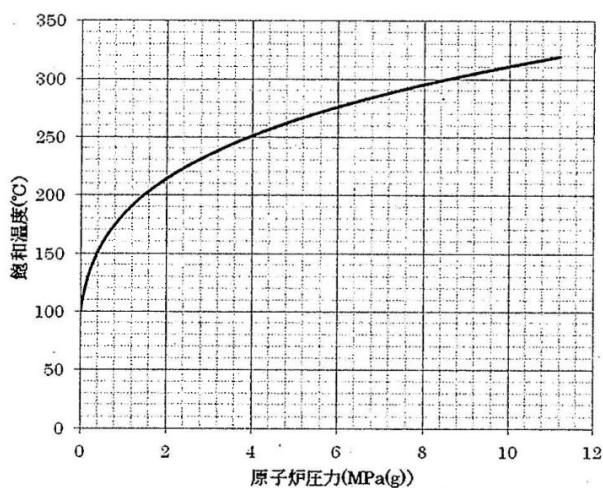
①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）

同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。

②原子炉圧力容器温度（S A）

飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-8-3図を用いて原子炉圧力容器温度（S A）より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉圧力容器の破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

推定可能範囲：0～約11MPa[gage]



飽和温度(°C)	原子炉圧力(MPa[gage])
311	9.9
312	10.0
313	10.2
314	10.3
315	10.5
316	10.6
317	10.7
318	10.9
319	11.0
320	11.2

第58-8-3図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の 評価	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A）  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度（S A）  原子炉圧力容器温度（S A）による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定できるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握する事であり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（なお，原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は，原子炉圧力で-0.148MPa程度ずれる可能性があり，このずれを考慮した上で対応する。以下，原子炉圧力を代替パラメータとして用いた場合も同様。）</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度（S A））による推定では，圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧注水選択の判断圧力：0.25MPa[gage]（飽和温度：約139℃），原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力容器温度（S A）の誤差：約±10.0℃から圧力に換算した場合はそれぞれ0.25±0.12MPa[gage]程度，7.0±1.2MPa[gage]程度。）</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-----------	--

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の水位）

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	原子炉水位（広帯域）	-400~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	原子炉水位（燃料域）	-800~-300cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	原子炉水位（S A）	-800~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
代替 パラ メータ	① 原子炉水位（広帯域）（原子炉水位（S A）の代替）	-400~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位（燃料域）（原子炉水位（S A）の代替）	-800~-300cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位（S A）（原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	-800~150cm <sup>*1</sup>	-539cm~132cm <sup>*1</sup>
	② 高圧原子炉代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	② 代替注水流量（常設）	0~300m <sup>3</sup> /h	—
	② 低圧原子炉代替注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—
	② 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	0~50m <sup>3</sup> /h	—
	② 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	99m <sup>3</sup> /h
	② 高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	② 残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1380m <sup>3</sup> /h
	② 低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	② 残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m <sup>3</sup> /h	—
	③ 原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	③ 原子炉圧力（S A）	0~11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	③ サプレッション・チェンバ圧力（S A）	0~1000kPa[abs]	最大値： 206kPa[gage]
※1：基準点は気水分離器下端（原子炉压力容器零レベルより1328cm）			

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである</p>
推定方法	<p>原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（S A）（原子炉水位（S A）を推定する場合は原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定）、②原子炉压力容器への注水量（高压原子炉代替注水流量、代替注水流量（常設）、低压原子炉代替注水流量、低压原子炉代替注水流量（狭帯域用）、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高压炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低压炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量）により原子炉压力容器内の水位を推定することができる。また、③原子炉圧力、原子炉圧力（S A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S A）の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。推定方法は、以下の通りである。</p> <p>① 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）  同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより推定する。重大事故等時に、設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し、水位不明と判断した場合は下記の「②原子炉压力容器への注水流量」から推定する。</p> <p>② 原子炉压力容器への注水流量  第58-8-4図より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。</p> <p>原子炉水位変化率[cm/min]  =原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m<sup>3</sup>/h]  /60[min] <input type="text"/></p> <p>原子炉压力容器容量レベル換算 <input type="text"/></p> <p>推定可能範囲：全範囲</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。



第58-8-4図 原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サプレッション・チェンバ圧力（SA）  
原子炉压力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉压力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉压力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧が  [gage] 以上であれば原子炉压力容器を満水と推定する。

推定の  
評価

① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）  
同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより，原子炉压力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

② 原子炉压力容器への注水流量

原子炉压力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，プラントの状態を考慮した推定としてお

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

り、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

③ 原子炉圧力，原子炉圧力（S A），サプレッション・チェンバ圧力（S A）

原子炉圧力，原子炉圧力（S A），サプレッション・チェンバ圧力（S A）による推定方法は，原子炉水位の計測が困難※となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時におけるプラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

※原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力と格納容器内雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。

なお，大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサプレッション・プール水位上昇傾向変化により推定する。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（原子炉水位（広帯域）の誤差：±11cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm，原子炉水位（S A）の誤差：±8.4cm）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差（高圧原子炉代替注水流量の誤差：±3.0m<sup>3</sup>/h，代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m<sup>3</sup>/h，低圧原子炉代替注水流量の誤差：±4.0m<sup>3</sup>/h，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/h，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.0m<sup>3</sup>/h，高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h，残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h，低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h，残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/h）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（S A），サプレッション・チェンバ圧力（S A））による推定では，原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，



原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa，サプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：±8kPaから，原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力（S A）の差圧誤差：約0.2MPaであるが，満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器への注水量）

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	高压原子炉代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	代替注水流量（常設）	0～300 m <sup>3</sup> /h	—
	低压原子炉代替注水流量	0～200m <sup>3</sup> /h	—
	低压原子炉代替注水流量（狭帯域用）	0～50m <sup>3</sup> /h	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m <sup>3</sup> /h	99m <sup>3</sup> /h
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	1380m <sup>3</sup> /h
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	1314m <sup>3</sup> /h
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m <sup>3</sup> /h	—
代替 パラ メータ	① サプレッション・プール水位（SA） （高压原子炉代替注水流量，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高压炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低压炉心スプレイポンプ出口流量及び残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	-0.80～5.50m <sup>*2</sup>	-0.5～0m <sup>*2</sup>
	① 低压原子炉代替注水槽水位 （代替注水流量（常設）の代替）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	② 原子炉水位（広帯域）	-400～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	② 原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>

	② 原子炉水位 (S A)	-800~150cm <sup>※1</sup>	-539cm~132cm <sup>※1</sup>
	※1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより1328cm)		
	※2 : 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源であるサプレッション・プール又は低圧原子炉代替注水槽、注水先の原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>①サプレッション・プール水位 (S A)</p> <p>サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="367 1312 1406 1989" style="border: 1px solid black; height: 300px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第58-8-5図 サプレッション・プールの水位容量曲線</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。

①低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽の水量の変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

(1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。

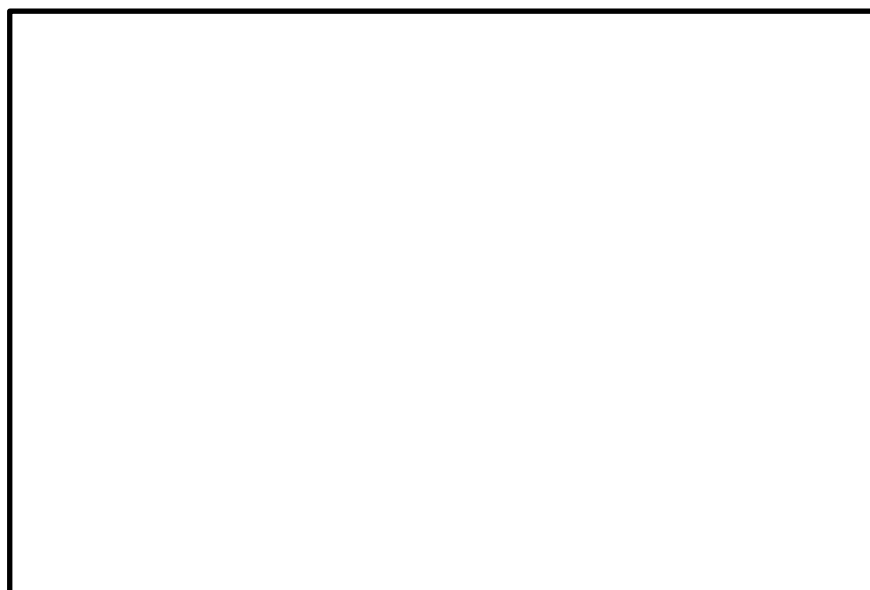
(2) 第58-8-6図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

原子炉注水量[m<sup>3</sup>/h]

=  × 原子炉水位変化率[cm/min] × 60[min] + 崩壊熱除去に必要な注水量[m<sup>3</sup>/h]

原子炉圧力容器容量水量レベル換算

推定可能範囲：全範囲



第58-8-6図 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定

推定の  
評価

①サプレッション・プール水位（SA）

サプレッション・プール水位（SA）による推定方法は、サプレッション・プールを水源として使用し、かつ、サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。

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。

### ①低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は、低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し、かつ、低圧原子炉代替注水槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

### ②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）

原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

#### <誤差による影響について>

原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（サプレッション・プール水位（SA）、低圧原子炉代替注水槽水位）による推定は、水源の水量又は水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（「サプレッション・プールの水位容量曲線」より、サプレッション・プール水位（SA）の誤差：±0.05mから流量に換算した場合は [ ] 程度。低圧原子炉代替注水槽水位の誤差：±12m<sup>3</sup>から流量に換算した場合は [ ] 程度。）

代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（原子炉水位（広帯域）の誤差：±11cm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm、原子炉水位（SA）の誤差：±8.4cm）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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。

(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器への注水量）

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	代替注水流量（常設）	0～300m <sup>3</sup> /h	—
	格納容器代替スプレイ流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	ペDESTAL代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）	0～50m <sup>3</sup> /h	—
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
代替 パラ メータ	① 低圧原子炉代替注水槽水位 （代替注水流量（常設）の代替）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	① ドライウェル圧力（S A）（格納容器代替スプレイ流量の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	① サプレッション・チェンバ圧力 （S A）（格納容器代替スプレイ流量の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
	① ドライウェル水位（格納容器代替スプレイ流量，ペDESTAL代替注水流量，ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の代替）	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>**2</sup>	—
	① サプレッション・プール水位（S A）（格納容器代替スプレイ流量の代替）	-0.80～5.50m <sup>*1</sup>	-0.5～0m <sup>*1</sup>
	① ペDESTAL水位（格納容器代替スプレイ流量，ペDESTAL代替注水流量，ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の代替）	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>**3</sup>	—
	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～50m <sup>3</sup> /h	—
	① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～3MPa [gage]	—
	② ドライウェル圧力（S A）（代替注水流量（常設）の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]

	サプレッション・チェンバ圧力 ② (S A) (代替注水流量 (常設) の代替)	0~1000kPa[abs]	最大値 : 206kPa [gage]
	② ドライウエル水位 (代替注水流量 (常設) の代替)	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>※2</sup>	-
	サプレッション・プール水位 (S ② A) (代替注水流量 (常設) の代 替)	-0.80~5.50m <sup>※1</sup>	-0.5~0m <sup>※1</sup>
	② ペDESTAL水位 (代替注水流量 (常設) の代替)	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※3</sup>	-
	※1 : 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)		
	※2 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)		
	※3 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の計測が困難になった場合、以下の通り代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合には、水源である低圧原子炉代替注水槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先のサプレッション・プール水位 (S A)、ドライウエル水位、ペDESTAL水位により注水量を推定する。</p> <p>格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力、注水先のサプレッション・プール水位 (S A)、ドライウエル水位、ペDESTAL水位により注水量を推定する。</p> <p>ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合には、注水先のペDESTAL水位、ドライウエル水位により注水量を推定する。</p> <p>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p>		

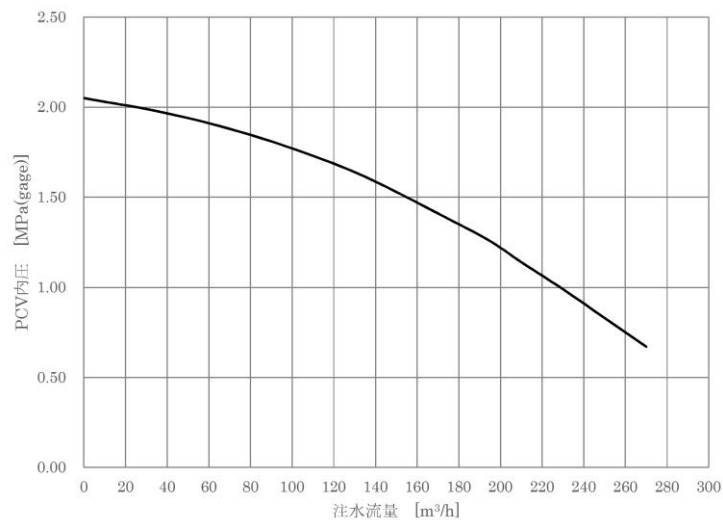
①低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽の水量の変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内の圧力・温度にてあわせて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

①②ドライウェル圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力（SA）

低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車にて注水を行う場合には、運転状態を確認し、ドライウェル圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力（SA）の注水先圧力より注水流量を推定する。

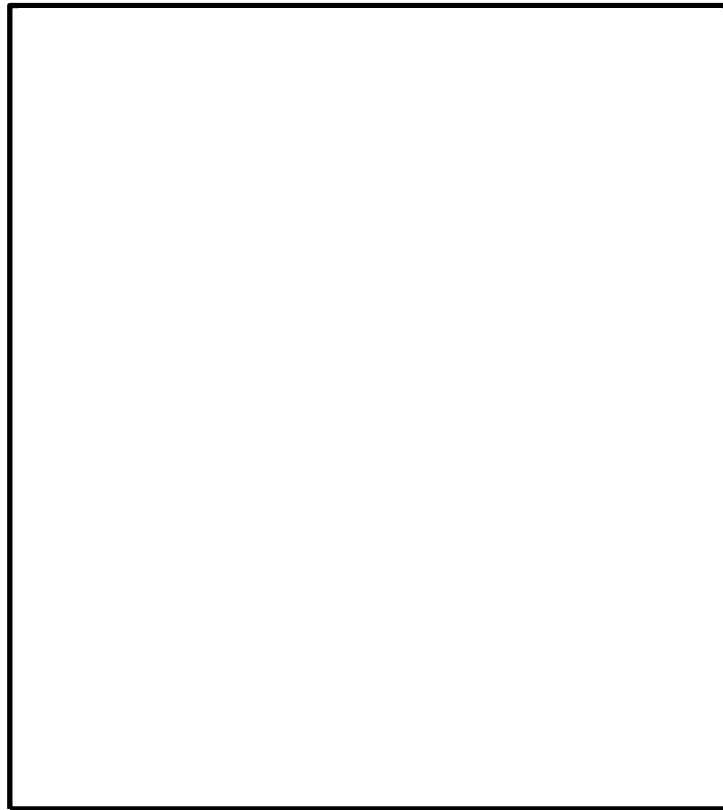


第58-8-7図 低圧原子炉代替注水ポンプによる注水特性

①残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。





第58-8-8図 残留熱代替除去系ポンプ性能曲線

①②サプレッション・プール水位 (S A)

サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第58-8-9図 サプレッション・プールの水位容量曲線

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。

①②ドライウェル水位

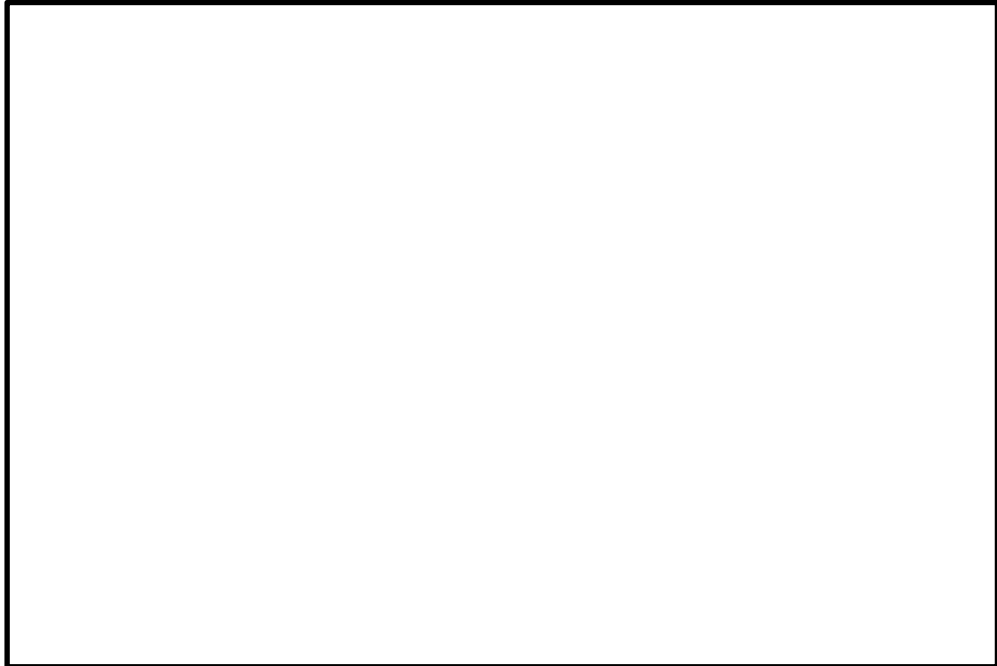
ドライウェルの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。



第58-8-10図 ドライウェルの水位容量曲線

①②ペDESTAL水位

ペDESTALの水位容量曲線を用いて、ペDESTAL水位の上昇量から注水水量を推定する。具体的には、ペDESTALの平面積  とペDESTAL水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。



第58-8-11図 ペDESTALの水位容量曲線

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。

推定の 評価	<p>①低圧原子炉代替注水槽水位</p> <p>低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は、低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し、かつ、低圧原子炉代替注水槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水量変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>①②ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力（SA）</p> <p>ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力（SA）による推定方法は、注水特性を用いる上でドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力（SA）を確認し、プラントの状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。</p> <p>①残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため、推定に適用できる。</p> <p>①②サブプレッション・プール水位（SA）</p> <p>サブプレッション・プール水位（SA）による推定方法は、他の系統からのサブプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ドライウェル水位</p> <p>ドライウェル水位による推定方法は、他の系統からのドライウェルへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>①②ペDESTAL水位</p> <p>ペDESTALへ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ペDESTALへの注水の目的は、ペDESTALに落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：2.4mが計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。</p>
-----------	--

<誤差による影響について>

原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握する事であり、代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽水位）による推定は、水源の水量変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧原子炉代替注水槽水位の誤差： $\pm 12 \text{ m}^3$ から流量に換算した場合は [ ] 程度。）

代替パラメータ（ドライウェル圧力（SA）、サプレッション・チェンバ圧力（SA））による推定は、流量に換算して原子炉格納容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力）による推定では、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故時の対策を実施することが可能である。

（「残留熱代替除去系ポンプの注水特性」より、例えば流量 $120 \text{ m}^3/\text{h}$ における残留熱代替除去系ポンプ出口圧力での誤差： $\pm 0.024 \text{ MPa}$ を流量に換算した場合は [ ] 程度である。これに残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差： $\pm 1.0 \text{ m}^3/\text{h}$ を考慮した場合、誤差は [ ] 程度である。）

代替パラメータ（サプレッション・プール水位（SA）、ドライウェル水位、ペDESTAL水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向を把握でき、計器誤差（サプレッション・プール水位（SA）の誤差： $\pm 0.05 \text{ m}$ 、ドライウェル水位の誤差： $\pm 10 \text{ mm}$ 、ペDESTAL水位の誤差： $\pm 10 \text{ mm}$ 。）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

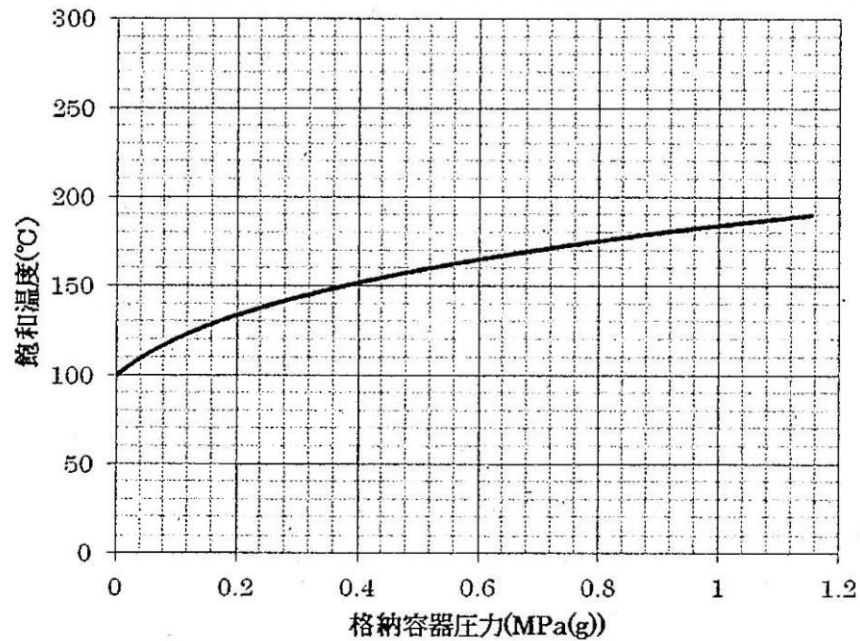
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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。

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	ドライウエル温度（SA）	0～300℃	最大値： 145℃
	ペDESTAL温度（SA）	0～300℃	最大値： 145℃
	ペDESTAL水温度（SA）	0～300℃	—
	サプレッション・チェンバ温度（SA）	0～200℃	最大値： 88℃
	サプレッション・プール水温度（SA）	0～200℃	最大値： 88℃
代替 パラ メータ	① ペDESTAL温度（SA）（ドライウエル温度（SA）の代替）	0～300℃	最大値： 145℃
	① ドライウエル温度（SA）（ペDESTAL温度（SA）の代替）	0～300℃	最大値： 145℃
	① サプレッション・プール水温度（SA）（サプレッション・チェンバ温度（SA）の代替）	0～200℃	最大値： 88℃
	① サプレッション・チェンバ温度（SA）（サプレッション・プール水温度（SA）の代替）	0～200℃	最大値： 88℃
	② ドライウエル圧力（SA）（ドライウエル温度（SA），ペDESTAL温度（SA）の代替）	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	② サプレッション・チェンバ圧力（SA）（サプレッション・チェンバ温度（SA）の代替）	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
	③ サプレッション・チェンバ圧力（SA）（ドライウエル温度（SA），ペDESTAL温度（SA）の代替）	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		

推定方法	<p>原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力、格納容器内温度（原子炉格納容器内の他の計測箇所）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル温度（SA）、ペDESTAL温度（SA）、サブプレッション・チェンバ温度（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）</p> <p>ドライウエル温度（SA）、ペDESTAL温度（SA）、サブプレッション・チェンバ温度（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）の監視が不可能となった場合は、以下の通り代替パラメータにより推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル温度（SA）の監視が不可能となった場合には、ペDESTAL温度（SA）により推定する。</li> <li>・ペDESTAL温度（SA）の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度（SA）により推定する。</li> <li>・サブプレッション・チェンバ温度（SA）の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し、サブプレッション・プール水温度（SA）により推定する。</li> <li>・サブプレッション・プール水温度（SA）の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し、サブプレッション・チェンバ温度（SA）により推定する。</li> </ul> <p>②ドライウエル圧力（SA）</p> <p>ドライウエルの圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して第58-8-12図よりドライウエル温度（SA）、ペDESTAL温度（SA）の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：100℃～184℃</p>
------	--



第58-8-12図 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

- ②③サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ②ドライウエル圧力 (SA) の推定方法と同様。

推定の  
評価

①ドライウエル温度 (SA), ペDESTAL温度 (SA), サプレッション・チェンバ温度 (SA), サプレッション・プール水温度 (SA)  
原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより, 原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

②ドライウエル圧力 (SA)

ドライウエル圧力 (SA) による推定方法は, 原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし, 重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において, 事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの, その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから, 原子炉格納容器の過温破損防止に必要な情報を得ることができる。

②③サプレッション・チェンバ圧力 (SA)

②ドライウエル圧力 (SA) と同様

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握する事であり、代替パラメータ（ドライウエル圧力（S A）、サプレッション・チェンバ圧力（S A））による推定は、温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、原子炉格納容器内圧力：約0.37MPa[gage]（飽和温度：約150℃）に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差：±8kPaから温度に換算した場合は150±1℃程度）

代替パラメータ（ドライウエル温度（S A）、ペDESTAL温度（S A）、サプレッション・チェンバ温度（S A）、サプレッション・プール水温度（S A））による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差（ドライウエル温度（S A）の誤差：±6.0℃、ペDESTAL温度（S A）の誤差：±6.0℃、サプレッション・チェンバ温度（S A）の誤差：±4.0℃、サプレッション・プール水温度（S A）の誤差：±2.0℃）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

本推定方法は、この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

なお、原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから、格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず、非凝縮性ガスの分圧分だけ格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器温度は低くなると推測される。



(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウェル圧力 (S A)	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
代替 パラメータ	① サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウェル圧力 (S A) の代替)	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
	① ドライウェル圧力 (S A) (サプレッション・チェンバ圧力 (S A) の代替)	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	② ドライウェル温度 (S A) (ドライウェル圧力 (S A) の代替)	0～300℃	最大値： 145℃
	② サプレッション・チェンバ温度 (S A) (サプレッション・チェンバ圧力 (S A) の代替)	0～200℃	最大値： 88℃
	② ペDESTAL温度 (S A) (ドライウェル圧力 (S A) の代替)	0～300℃	最大値： 145℃
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		

原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。

推定方法は以下の通りである。

①ドライウェル圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力（SA）

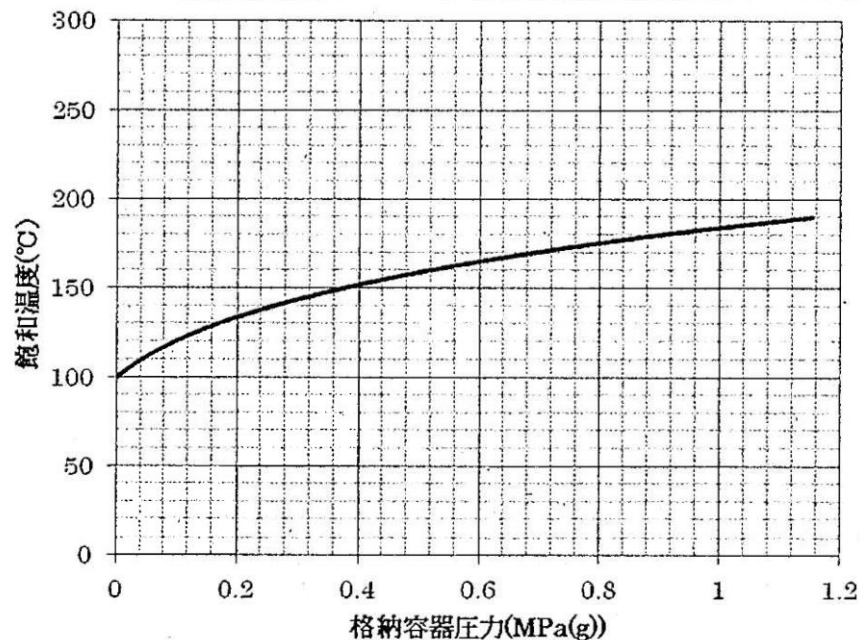
ドライウェルとサプレッション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウェル圧力（SA）の計測が困難になった場合、サプレッション・チェンバ圧力（SA）により推定する。（サプレッション・チェンバ圧力（SA）を推定する場合はドライウェル圧力（SA）にて推定。）

②ドライウェル温度（SA）、サプレッション・チェンバ温度（SA）、ペDESTAL温度（SA）

原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-8-13図より原子炉格納容器内の圧力の推定を行う。

推定方法

推定可能範囲：100～1000kPa[abs]



第58-8-13図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価	<p>①ドライウエル圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力（SA）  原子炉格納容器内のドライウエル側又はサブプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>なお，格納容器スプレイ（D/Wスプレイ）時は，サブプレッション・チェンバ圧力&gt;ドライウエル圧力の関係になるため，真空破壊弁により差圧3.4kPa以内で推移する。（残留熱代替除去系運転時や格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動）また，サブプレッション・チェンバ側の除熱（格納容器ベント（S/C側ベント）やサブプレッション・プール冷却等）を実施するときは，サブプレッション・チェンバ圧力&lt;ドライウエル圧力の関係になるため，ドライウエル側からベント管を通してサブプレッション・チェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウエル圧力からサブプレッション・プール水頭圧分を除いた値がサブプレッション・チェンバ圧力と同じ挙動を示す。（例えば，通常水位（サブプレッション・チェンバ床面から約3.6m）のとき，水頭圧は約12kPaであり，ドライウエル圧力=サブプレッション・チェンバ圧力+12kPaの関係）</p> <p>②ドライウエル温度（SA），サブプレッション・チェンバ温度（SA），ペDESTAL温度（SA）  ドライウエル温度（SA），サブプレッション・チェンバ温度（SA），ペDESTAL温度（SA）による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損防止を把握する事であり，代替パラメータ（ドライウエル圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力（SA））による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差（ドライウエル圧力（SA）の誤差：±8kPa，サブプレッション・チェンバ圧力（SA）の誤差：±8kPa）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（ドライウエル温度（SA），サブプレッション・チェンバ温度（SA），ペDESTAL温度（SA））による推定は，圧力に換算し</p>
-------	---

て原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。  
（例えば，原子炉格納容器内の圧力：約0.37MPa[gage]（飽和温度：約150℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差：約±6.0℃から圧力に換算した場合は0.37±0.09MPa[gage]程度）

本推定方法は，このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，格納容器内の圧力推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

なお，原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから，格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず，非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく，格納容器内の温度が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>※2</sup>	—
	サプレッション・プール水位 (S A)	-0.80~5.50m <sup>※1</sup>	-0.5~0m ※1
	ペDESTAL水位	+1.0m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※3</sup>	—
代替 パラ メータ	① サプレッション・プール水位 (S A) (ドライウエル水位の代替)	-0.80~5.50m <sup>※1</sup>	-0.5~0m ※1
	① 代替注水流量 (常設) (サプレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~300m <sup>3</sup> /h	—
	① 低圧原子炉代替注水流量 (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0~200m <sup>3</sup> /h	—
	① 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0~50m <sup>3</sup> /h	—
	① 格納容器代替スプレイ流量 (サプレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	① ペDESTAL代替注水流量 (サプレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	① ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0~50m <sup>3</sup> /h	—
	② 代替注水流量 (常設) (ドライウエル水位の代替)	0~300m <sup>3</sup> /h	—
	② 低圧原子炉代替注水流量 (ドライウエル水位の代替)	0~200m <sup>3</sup> /h	—
	② 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) (ドライウエル水位の代替)	0~50m <sup>3</sup> /h	—

	② 格納容器代替スプレイ流量（ドライウエル水位の代替）	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	② ペDESTAL代替注水流量（ドライウエル水位の代替）	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	② ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）（ドライウエル水位の代替）	0～50m <sup>3</sup> /h	—
	② 低圧原子炉代替注水槽水位（サプレッション・プール水位（S A），ペDESTAL水位の代替）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	③ 低圧原子炉代替注水槽水位（ドライウエル水位の代替）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	※1：基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)		
	※2：基準点は格納容器底面 (EL10100)		
	※3：コリウムシールド上表面 (EL6706)		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のドライウエル水位、サプレッション・プール水位（S A）の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTALへの注水量の確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水位の主要パラメータであるドライウエル水位、サプレッション・プール水位（S A）、ペDESTAL水位の計測が困難となった場合、以下の通り代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル水位の監視が不可能となった場合、サプレッション・プール水位（S A）の水位変化、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の注水量、水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により、ドライウエル水位を推定できる。</li> <li>・サプレッション・プール水位（S A）の監視が不可能となった場合、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の注水量、水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により、サプレッション・</li> </ul>		

プールの水位を推定する。

- ・ペDESTAL水位の監視が不可能となった場合、代替注水流量(常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量の注水量、水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により、ペDESTAL水位を推定できる。

推定方法は以下の通りである。

① サプレッション・プール水位 (S A)

サプレッション・プール水位 (S A) の水位変化からドライウェル水位を推定する。

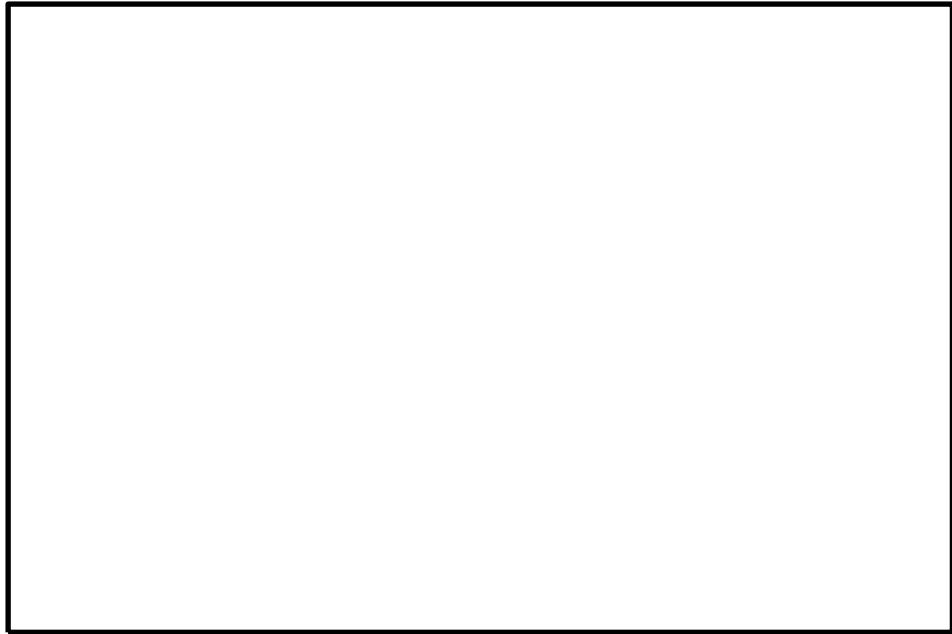
①② 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)

代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) から注水量を算出し、注入先であるドライウェル水位、サプレッション・プール水位 (S A)、ペDESTAL水位を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にあわせて確認する。

・ドライウェル水位

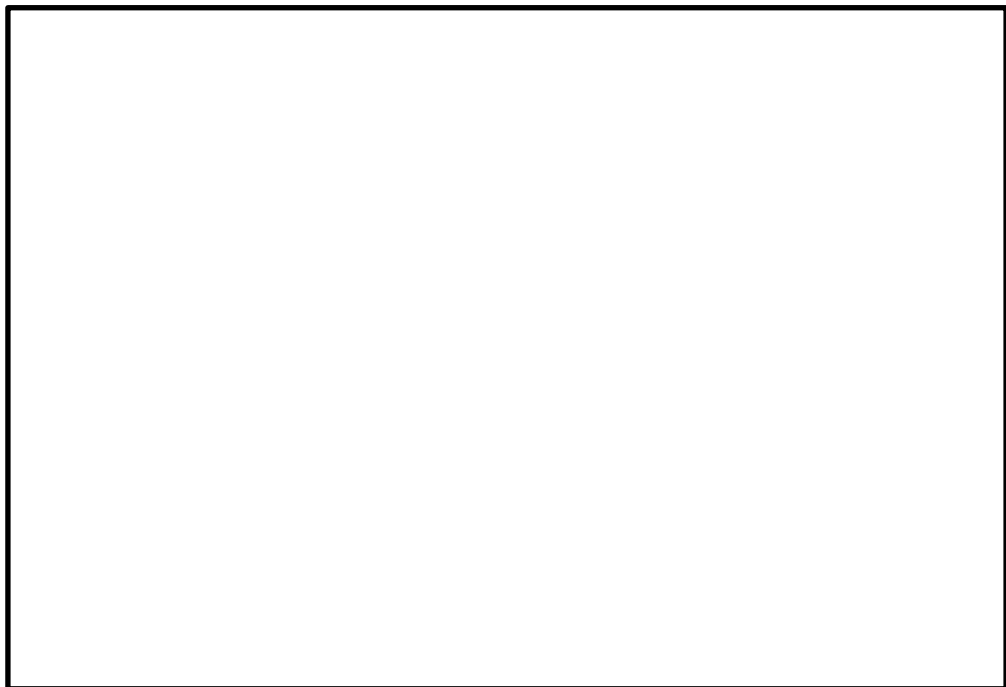
ドライウェルの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。

推定可能範囲：0m～約1.0m (格納容器底面基準)



第58-8-14図 ドライウェルの水位容量曲線

- ・ サプレッション・プール水位 (S A)  
サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。  
推定可能範囲：通常水位～約5.5m (通常水位基準)



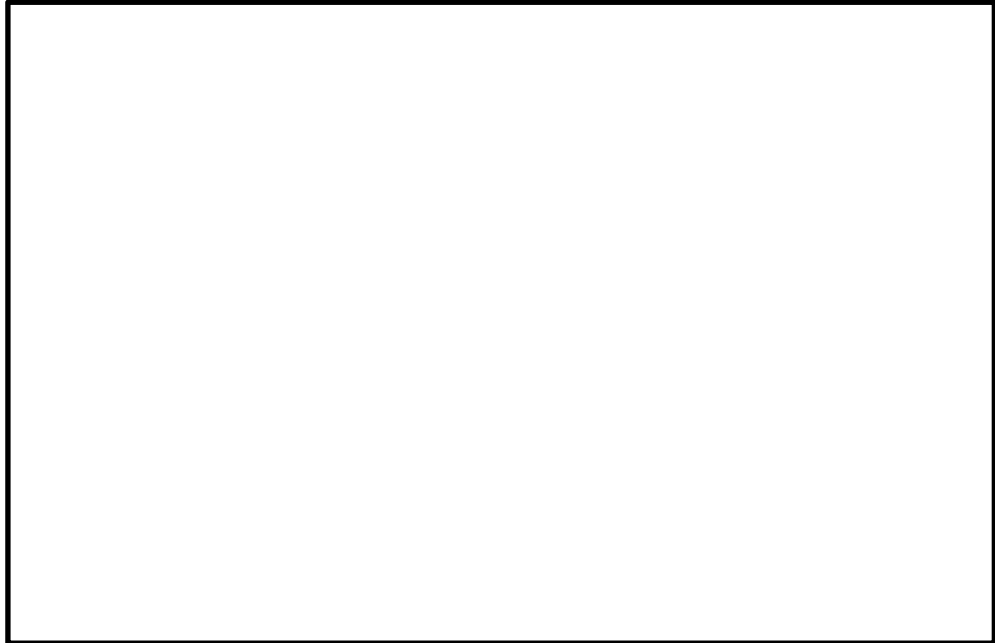
第58-8-15図 サプレッション・プールの水位容量曲線



・ペDESTAL水位

ペDESTALの水位容量曲線を用いて、ペDESTAL水位の変化量から注水した水量を推定する。具体的には、ペDESTALの平面積：とペDESTAL水位の値から注水量を算出し、注水時間からペDESTAL注水流量を推定する。

推定可能範囲：0m以上



第58-8-16図 ペDESTALの水位容量曲線

②低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽の水量変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内の圧力・温度にて合わせて確認する。

推定の  
評価

①サプレッション・プール水位 (S A)

サプレッション・プール水位 (S A) による推定方法は、ドライウェル水位が「格納容器底面+1 m」を超えると同時にサプレッション・チェンバに流入し、サプレッション・プール水位の上昇傾向が把握できる場合に適用できる。

①②代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)

代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) による推定方法は、直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており、水位確認に適用できる。

②低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は、低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し、かつ、低圧原子炉代替注水槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のドライウェル水位、サプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTALへの注水量を確認することである。

サプレッション・プール水位 (S A) による推定は、サプレッション・チェンバに流入する水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。(サプレッション・プール水位 (S A) の計器誤差:  $\pm 0.05\text{m}$ )

代替パラメータ (代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ペDESTAL代替注水流量, ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

(代替注水流量 (常設) の誤差:  $\pm 6.0\text{m}^3/\text{h}$  から、サプレッション・

プール水位に換算した場合の誤差は [ ] であり、有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差： [ ] ペDESTALの水位に換算した場合に誤差は [ ] であり、有効性評価における200m<sup>3</sup>/h、約1.3時間で水張りを想定すると誤差： [ ]

(格納容器代替スプレイ流量の誤差：±3.0m<sup>3</sup>/hから、サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は [ ] であり、有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差： [ ] ペDESTAL代替注水流量の誤差：±3.0m<sup>3</sup>/hからペDESTALの水位に換算した場合に誤差は [ ] であり、有効性評価における120m<sup>3</sup>/h、約0.6時間で水張りを想定すると誤差： [ ] 低圧原子炉代替注水流量の誤差：±4.0m<sup>3</sup>/h、低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL代替注水流量(狭帯域用)の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/h)

代替パラメータ(低圧原子炉代替注水槽水位)による推定は、水源の水量変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。(低圧原子炉代替注水槽水位の誤差±12m<sup>3</sup>から注水量に換算した場合の誤差は [ ] で、サプレッション・プール水位に換算すると [ ] であり、有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差： [ ]。また、ペDESTALの水位に換算した場合の誤差は [ ] )

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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。

- (i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水素濃度）

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	格納容器水素濃度（S A）	0～100vol%	0～2.0vol%
	格納容器水素濃度	0～5 vol%/ 0～100vol%	0～2.0vol%
代替 パラ メータ	格納容器水素濃度 ①（格納容器水素濃度（S A） の代替）	0～5 vol%/ 0～100vol%	0～2.0vol%
	① 格納容器水素濃度（S A） （格納容器水素濃度の代替）	0～100vol%	0～2.0vol%
計測目的	<p>重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は，格納容器内水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるかどうか確認することである。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器水素濃度（S A）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器水素濃度（格納容器水素濃度を推定する場合は格納容器水素濃度（S A）にて推定）により推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①格納容器水素濃度（S A），格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（S A）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器水素濃度により推定する。</p> <p>格納容器水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器水素濃度（S A）により推定する。</p>		
推定の 評価	<p>①格納容器水素濃度（S A），格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（S A）又は格納容器水素濃度による推定は格納容器水素濃度を計測するものであり，推定方法として妥当である。</p>		

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器水素濃度（S A）、格納容器水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器水素濃度（S A）の誤差：±2.0vol%、格納容器水素濃度の誤差：±3.2vol%）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

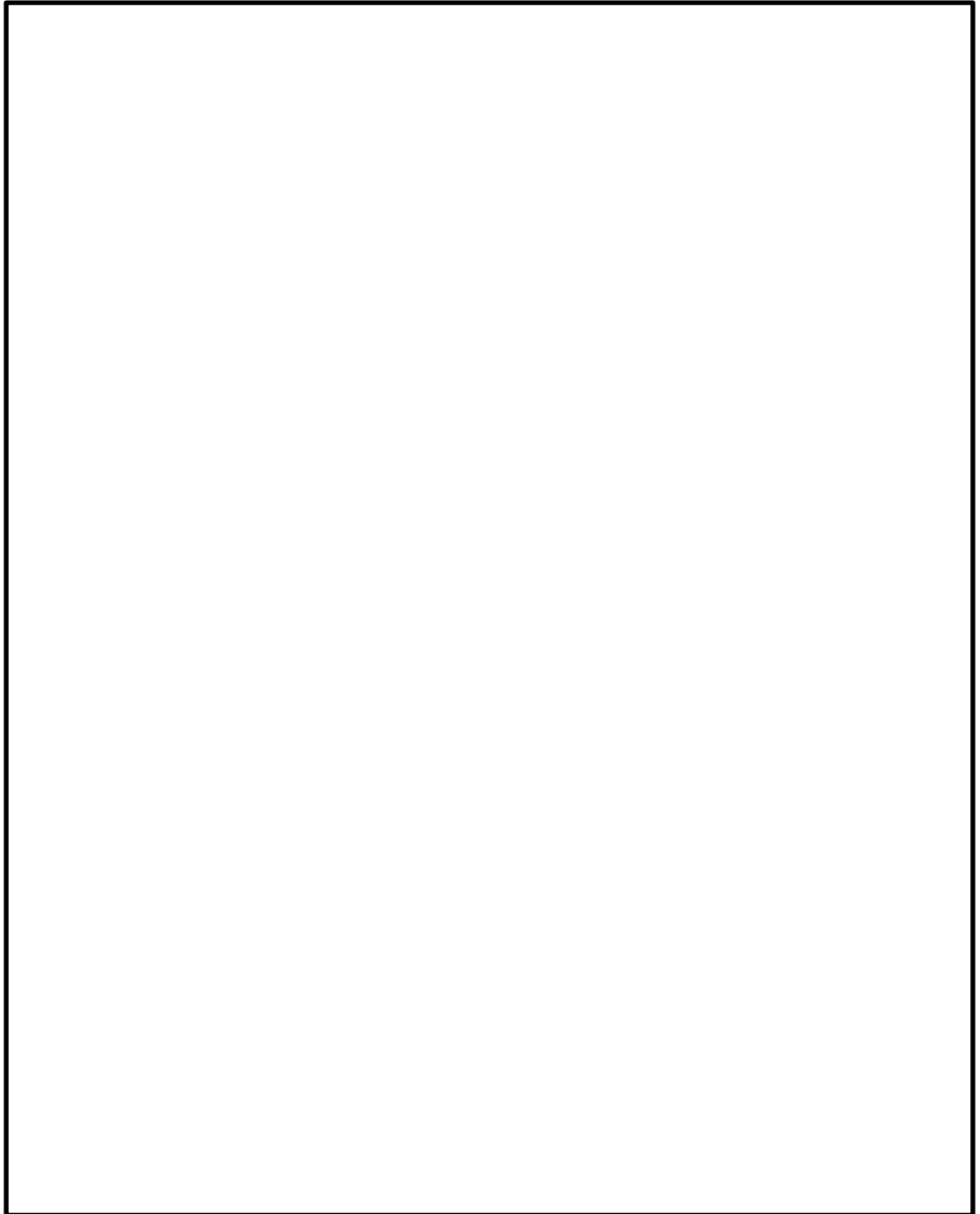
(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）

※：有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未満
代替パラメータ	① [エリア放射線モニタ]※	$10^{-3} \sim 10^1 \text{mSv/h}$	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①[エリア放射線モニタ]</p> <p>原子炉格納容器内の線量が上昇した場合、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>&lt;推定方法&gt;</p> <p>燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器（PCV）内空間に充満することになる。このとき、PCV内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は線量率が上昇することが予想される。</p> <p>これらから、まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される線量率計測値から配管内の放射性物質濃度を第58-8-17図より推定し、さらに配管内の放射性物質濃度が同程度と仮定することにより、第58-8-18図よりPCV内の線量率を推定する。</p>		

<評価条件>

- ・ P C V内への希ガス放出量は燃料内希ガスの100%、50%、5%とし、線源は希ガスのみを考慮する。
- ・ 燃料から放出された希ガスがP C V内に均一に充満すると仮定し、A O弁手前までの配管内にはP C V内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。
- ・ P C V内線量はP C V空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。



第58-8-17図 エリア放射線モニタの位置と線量率評価値

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	<div data-bbox="491 219 1305 981" style="border: 1px solid black; height: 340px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="639 1010 1174 1043" style="text-align: center;">第58-8-18図 P C V内線量率推定値</p>
<p data-bbox="165 1272 264 1357" style="text-align: center;">推定の 評価</p>	<p data-bbox="343 1106 697 1142">①[エリア放射線モニタ]</p> <p data-bbox="343 1155 1441 1335">推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p data-bbox="343 1395 1441 1525">以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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。



(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（未臨界の監視）

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim$ $1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約21倍
	平均出力領域計装	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim$ $2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約21倍
	[制御棒手動操作・監視系]※	全挿入～全引抜	—
代替 パラ メータ	平均出力領域計装 ①（中性子源領域計装, [制御棒手動操作・監視系]※の代替）	0～125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim$ $2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約21倍
	中性子源領域計装 ①（平均出力領域計装, [制御棒手動操作・監視系]※の代替）	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim$ $1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の 約21倍
	[制御棒手動操作・監視系]※ ②（平均出力領域計装, 中性子源領域計装の代替）	全挿入～全引抜	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装（中性子源領域計装を推定する場合は平均出力領域計装にて推定）により推定する。</p> <p>制御棒手動操作・監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>①中性子源領域計装, 平均出力領域計装 中性子源領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。</p>		

	<p>平均出力領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの中性子源領域計装により推定する。</p> <p>②[制御棒手動操作・監視系]</p> <p>全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態であるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>
<p>推定の 評価</p>	<p>①中性子源領域計装，平均出力領域計装</p> <p>中性子源領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②[制御棒手動操作・監視系]</p> <p>制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握する事であり，代替パラメータ（中性子源領域計装，平均出力領域計装）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（中性子源領域計装の誤差：<math>7.07 \times 10^{N-1} \sim 1.42 \times 10^N</math> cps, N:-1～6，平均出力領域計装の誤差：<math>\pm 2.5\%</math>）を考慮した上で対応することにより，重大事故時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ(制御棒手動操作・監視系)による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（最終ヒートシンクによる冷却状態の確認）

項目	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	残留熱代替除去系		
	サプレッション・プール水温度（S A）	0～200℃	最大値： 88℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	最大値： 90℃
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m <sup>3</sup> /h	—
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	格納容器フィルタベント系		
	スクラバ容器水位		—
	スクラバ容器圧力	0～1MPa[gage]	—
	スクラバ容器温度	0～300℃	—
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	0～20vol%/ 0～100vol%	—
	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）	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～200℃	最大値： 90℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	最大値： 90℃
残留熱除去ポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1380m <sup>3</sup> /h	
代替 パラ メータ	残留熱代替除去系		
	① サプレッション・チェンバ温度（S A）（サプレッション・プール水温度（S A）の代替）	0～200℃	最大値： 88℃
① サプレッション・プール水温度（S A）（残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）	0～200℃	最大値： 88℃	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

①	原子炉水位（広帯域）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	-400～ 150cm <sup>*1</sup>	-539cm～ 132cm <sup>*1</sup>
①	原子炉水位（燃料域）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	-800～ -300cm <sup>*1</sup>	-539cm～ 132cm <sup>*1</sup>
①	原子炉水位（S A）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	-800～ 150cm <sup>*1</sup>	-539cm～ 132cm <sup>*1</sup>
①	残留熱代替除去系原子炉注水流量（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～50m <sup>3</sup> /h	—
①	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～3MPa [gage]	—
②	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	0～150m <sup>3</sup> /h	—
②	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	0～3MPa [gage]	—
②	サプレッション・プール水温度（S A）（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	最大値： 88℃
②	ドライウエル温度（S A）（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～300℃	最大値： 145℃
②	サプレッション・チェンバ温度（S A）（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	最大値： 88℃
③	原子炉圧力容器温度（S A）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	0～500℃	最大値：302℃
格納容器フィルタベント系			
①	ドライウエル圧力（S A）（スクラバ容器圧力の代替）	0～1000kPa [abs]	最大値： 324kPa[gage]
①	サプレッション・チェンバ圧力（S A）（スクラバ容器圧力の代替）	0～1000kPa [abs]	最大値： 206kPa[gage]

	格納容器水素濃度 (S A) ① (第1ベントフィルタ出口水素濃度の代替)	0~100vol%	0~2.0vol%
	格納容器水素濃度 ① (第1ベントフィルタ出口水素濃度の代替)	0~5 vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%
残留熱除去系			
	原子炉圧力容器温度 (S A) (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替) ①	0~500℃	最大値： 302℃
	サプレッション・プール水温度 (S A) (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替) ①	0~200℃	最大値： 88℃
	残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替) ①	0~200℃	最大値： 90℃
	残留熱除去ポンプ出口圧力 (残留熱除去ポンプ出口流量の代替) ①	0~4MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ② (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h
※1：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)			
※2：基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。</p> <p>なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>1. 残留熱代替除去系  (1) サプレッション・プール水温度 (S A)  ① サプレッション・チェンバ温度 (S A)  サプレッション・プール水温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあ</p>		

ると仮定し、サプレッション・チェンバ温度（SA）によりサプレッション・プール水温度（SA）を推定する。

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

① サプレッション・プール水温度（SA）

残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価からサプレッション・プール水温度（SA）により推定する。

残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価（例として、サプレッション・チェンバ・プール側：約170℃に対して出口側は約80℃の評価）から、サプレッション・プール水温度（SA）により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定する。

(3) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位及びの水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。（詳細は、(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）参照）

② 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。

③ 原子炉圧力容器温度（SA）

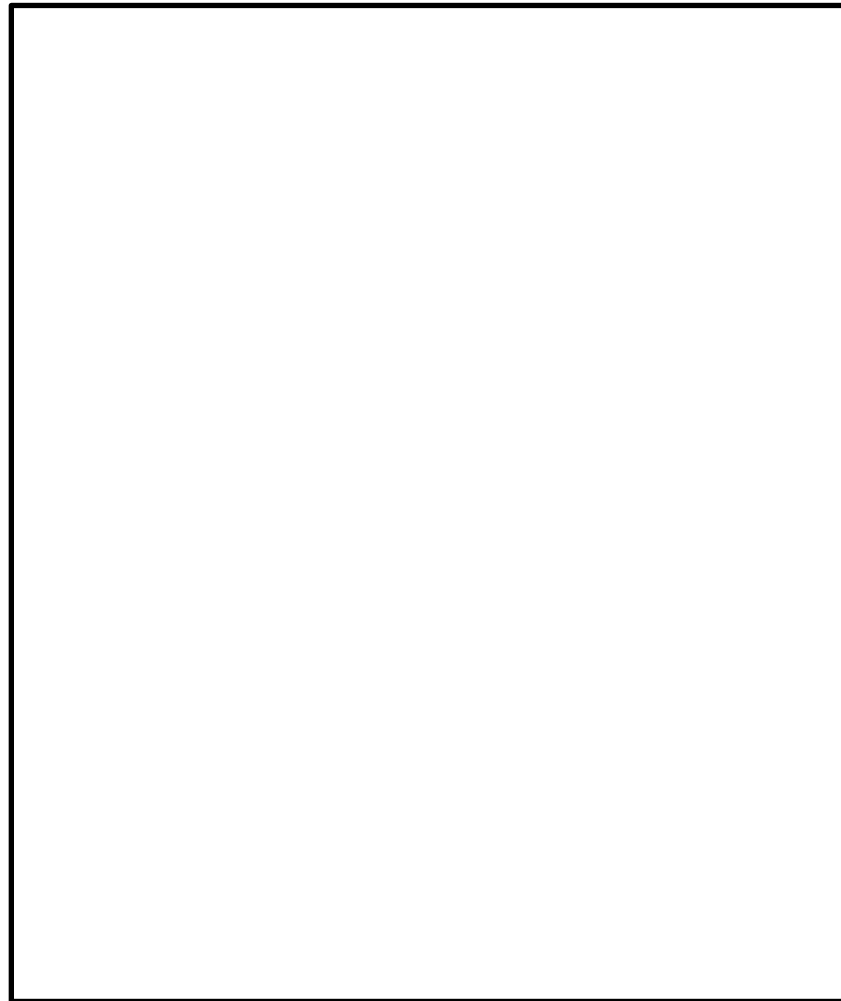
原子炉圧力容器温度（SA）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

① 残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系

原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。



第58-8-19図 残留熱代替除去系ポンプ性能曲線

② サプレッション・プール水温度 (S A), ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A)

残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サプレッション・プール水温度 (S A), ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

## 2. 格納容器フィルタベント系

### (1) スクラバ容器圧力

① ドライウエル圧力 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A)  
スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧

力（SA）又はサプレッション・チェンバ圧力（SA）の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。  
スクラバ容器圧力を格納容器内圧力との関係から推定する。（別添資料－1 格納容器フィルタベント系について 別紙25参照）。

(2) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

①格納容器水素濃度（SA），格納容器水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器水素濃度（SA）及び格納容器水素濃度により推定する。

3. 残留熱除去系

(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

①原子炉圧力容器温度（SA），サプレッション・プール水温度（SA）

残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度（SA），サプレッション・プール水温度（SA）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

①残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。

②残留熱除去系熱交換器冷却水流量

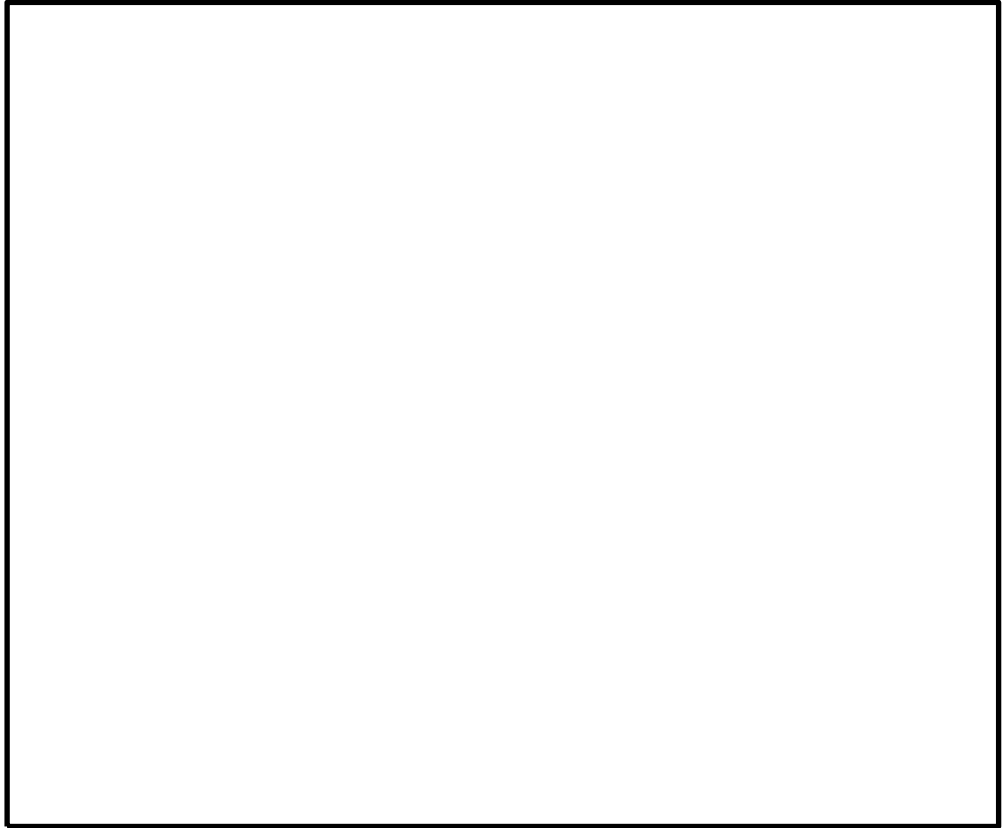
残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(3) 残留熱除去ポンプ出口流量

①残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。





第58-8-20図 残留熱除去ポンプ性能曲線

推定の  
評価

1. 残留熱代替除去系

(1) サプレッション・プール水温度 (SA)

① サプレッション・チェンバ温度 (SA)

サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより、サプレッション・プール水温度 (SA) を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・チェンバ温度の誤差：±4.0℃)

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

① サプレッション・プール水温度 (SA)

残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から、サプレッション・プール水温度 (SA) により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。

また、除熱対象であるサプレッション・プール水温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (サプレッション・プール水温度 (SA) の誤差：±2.0℃)。

本資料のうち、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) 残留熱代替除去系原子炉注水流量

①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（原子炉水位（広帯域）の誤差：±9cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±8cm，原子炉水位（SA）の誤差：±8.4cm）。

②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の差分が原子炉圧力容器への注水流量であるため、推定に適用できる。（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の誤差：±3.0m<sup>3</sup>/h，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPa）

③原子炉圧力容器温度（SA）

除熱対象である原子炉圧力容器温度（SA）の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（原子炉圧力容器温度（SA）の誤差：±10.0℃）。

(4) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

①残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から残留熱代替除去系ポンプの総流量を推定するものであり、総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため、推定に適用できる。

（残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m<sup>3</sup>/hと、「残留熱代替除去系ポンプ性能曲線」より例えば流量120m<sup>3</sup>/hに対して、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPaから流量に換算した場合は120±であるが、下記②の原子炉格納容器内の温度の低下傾向を併せて確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である）。

②サプレッション・プール水温度 (S A), ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A)

除熱対象であるサプレッション・プール水温度 (S A), ドライウエル温度 (S A), サプレッション・チェンバ温度 (S A) の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (サプレッション・プール水温度 (S A) の誤差:  $\pm 2.0^{\circ}\text{C}$ , ドライウエル温度 (S A):  $\pm 6.0^{\circ}\text{C}$ , サプレッション・チェンバ温度 (S A) の誤差:  $\pm 4.0^{\circ}\text{C}$ )。

## 2. 格納容器フィルタベント系

### (1) スクラバ容器圧力

①ドライウエル圧力 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A)

ドライウエル圧力 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ, スクラバ容器圧力を推定する (ドライウエル圧力 (S A) の誤差:  $\pm 8\text{kPa}$ , サプレッション・チェンバ圧力 (S A) の誤差:  $\pm 8\text{kPa}$ )。

### (2) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

①格納容器水素濃度 (S A), 格納容器水素濃度

格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器水素濃度による推定は, 同じ計測原理で計測することから, 推定方法として妥当である (格納容器水素濃度 (S A) の誤差:  $\pm 2.0\text{vol}\%$ , 格納容器水素濃度の誤差:  $\pm 3.2\text{vol}\%$ )。

## 3. 残留熱除去系

### (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

①原子炉圧力容器温度 (S A), サプレッション・プール水温度 (S A)

除熱対象である原子炉圧力容器温度 (S A), サプレッション・プール水温度 (S A) の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉圧力容器温度 (S A) の誤差:  $\pm 10.0^{\circ}\text{C}$ , サプレッション・プール水温度 (S A) の誤差:  $\pm 2.0^{\circ}\text{C}$ )。

### (2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

①残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から, 残留熱除去系熱交換器

入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる（残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±4.0℃）。

## ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量

残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（残留熱除去系熱交換器冷却水流量の誤差：±45m<sup>3</sup>/h）。

## (3) 残留熱除去ポンプ出口流量

### ①残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去ポンプ出口圧力による推定方法は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、プラントの状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる（「残留熱除去系ポンプ注水特性」より、例えば流量900m<sup>3</sup>/hに対して、残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPaから流量に換算した場合は900± 程度である。なお、原子炉圧力容器温度（SA）、サプレッション・プール水温度（SA）の低下傾向をあわせて確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である）。

最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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。

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

※：有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	原子炉压力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域）	-400～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	原子炉水位（S A）	-800～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	原子炉圧力（S A）	0～11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウエル温度（S A）	0～300℃	最大値： 145℃
	ドライウエル圧力（S A）	0～1000kPa[abs]	最大値： 324kPa[gage]
	原子炉建屋内の状態		
	残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa [gage]	最大値： 1.0MPa[gage]
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～5MPa [gage]	最大値： 2.0MPa[gage]
代替 パラ メータ	原子炉压力容器内の状態		
	① 原子炉水位（S A）（原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（S A）の代替）	-400～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位（広帯域）（原子炉水位（S A），原子炉圧力，原子炉圧力（S A）の代替）	-800～-300cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
	① 原子炉水位（燃料域）（原子炉水位（S A），原子炉圧力，原子炉圧力（S A）の代替）	-800～150cm <sup>*1</sup>	-539cm～132cm <sup>*1</sup>
① 原子炉圧力（原子炉圧力（S A）の代替）	0～10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]	

	① 原子炉圧力 (S A) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]
	② 原子炉圧力容器温度 (S A) (原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) の代替)	0~500°C	最大値 : 302°C
	原子炉格納容器内の状態		
	① ドライウエル圧力 (S A) (ドライウエル温度 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 324kPa [gage]
	① ドライウエル温度 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0~300°C	最大値 : 145°C
	② サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 206kPa [gage]
	原子炉建屋内の状態		
	① 原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]
	① 原子炉圧力 (S A)	0~11MPa [gage]	最大値 : 8.29MPa [gage]
	② [エリア放射線モニタ] ※	10 <sup>-4</sup> ~1mSv/h 10 <sup>-3</sup> ~10mSv/h	—
	※ 1 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)		
計測目的	<p>重大事故等時において, 主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は, 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお, 格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p>		

①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）

同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A），  
原子炉圧力容器温度（S A）

飽和温度／圧力の関係を利用し，第58-8-3図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は，不確かさが生じることを考慮する。

推定可能範囲：0～約11MPa[gage]

2. 原子炉格納容器内の状態

①ドライウエル圧力（S A）

ドライウエル圧力（S A）が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第58-8-12図よりドライウエル温度（S A）の推定を行う。

推定可能範囲：100℃～184℃

①サプレッション・チェンバ圧力（S A）

ドライウエルとサプレッション・チェンバは，真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，ドライウエル圧力（S A）の計測が困難になった場合，サプレッション・チェンバ圧力（S A）によりドライウエル圧力（S A）の推定を行う。

②ドライウエル温度（S A）

原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第58-8-13図よりドライウエル圧力（S A）の推定を行う。

推定可能範囲：100～1000kPa[abs]

3. 原子炉建屋内の状態

①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）

格納容器バイパスが発生した場合は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で，高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち，隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから，原子炉圧力，原子炉圧力（S A）により推定する。

	<p>② [エリア放射線モニタ]</p> <p>エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
<p>推定の 評価</p>	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A）  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，適用可能である（原子炉水位（広帯域）の誤差：±9cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±8cm，原子炉水位（S A）の誤差：±8.4cm）。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，適用可能である（原子炉圧力の誤差：±0.16MPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±0.09MPa）。</p> <p>②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A），原子炉圧力容器温度（S A）  原子炉圧力容器温度（S A）による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力（S A）  ドライウエル圧力（S A）による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから，適用可能である（ドライウエル圧力（S A）の誤差：±8kPa）。</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力（S A）  原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ，適用可能である。（サプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：±8kPa）</p> <p>②ドライウエル温度（S A）  ドライウエル温度（S A）による推定手順は，原子炉格納容器内が</p>



飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる（例えば、原子炉格納容器内圧力：約0.37MPa[gage]（飽和温度：約150℃）に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差は、ドライウェル温度（SA）で±6.0℃の誤差から圧力に換算した場合は0.37±0.09MPa[gage]程度）。

### 3. 原子炉建屋内の状態

#### ①原子炉圧力，原子炉圧力（SA）

格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である（原子炉圧力の誤差：±0.16MPa，原子炉圧力（SA）の誤差：±0.09MPa）。

#### ② [エリア放射線モニタ]

エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（水源の確保）

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	低圧原子炉代替注水槽水位	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	サプレッション・プール水位 (S A)	-0.80～5.50m <sup>**2</sup>	-0.5～0m <sup>**2</sup>
代替 パラ メータ	代替注水流量（常設） ①（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	0～300m <sup>3</sup> /h	—
	① 高圧原子炉代替注水流量(サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	① 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0～150m <sup>3</sup> /h	0～99m <sup>3</sup> /h
	① 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h
	① 残留熱除去ポンプ出口流量(サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1380m <sup>3</sup> /h
	① 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1314m <sup>3</sup> /h
	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量 (サプレッション・プール水位 (S A) の代替)	0～50m <sup>3</sup> /h	—
	② 原子炉水位（広帯域）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	-400～150cm <sup>**1</sup>	-539cm～132cm <sup>**1</sup>
	② 原子炉水位（燃料域）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	-800～-300cm <sup>**1</sup>	-539cm～132cm <sup>**1</sup>
	② 原子炉水位 (S A)（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	-800～150cm <sup>**1</sup>	-539cm～132cm <sup>**1</sup>

	サプレッション・プール水位(SA) ② (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	-0.80~5.50m <sup>※2</sup>	-0.5~0m <sup>※2</sup>
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ② (低圧原子炉代替注水槽水位の代替)	0~4MPa [gage]	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ② (サプレッション・プール水位(SA)の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 9.21MPa [gage]
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ② (サプレッション・プール水位(SA)の代替)	0~12MPa [gage]	最大値: 9.11MPa [gage]
	残留熱除去ポンプ出口圧力(サプレ ② ュッション・プール水位(SA)の代替)	0~4MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ② (サプレッション・プール水位(SA)の代替)	0~5MPa [gage]	最大値: 2.0MPa [gage]
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ② (サプレッション・プール水位(SA)の代替)	0~3MPa [gage]	—
	※1: 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)		
	※2: 基準点はサプレッション・プール通常水位(EL5610)		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</p>		
推定方法	<p>低圧原子炉代替注水槽又はサプレッション・プールを水源とするポンプの注水量、ポンプ出口圧力、あるいは注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位(SA)から、低圧原子炉代替注水槽水位又はサプレッション・プール水位(SA)を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p>		

①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量

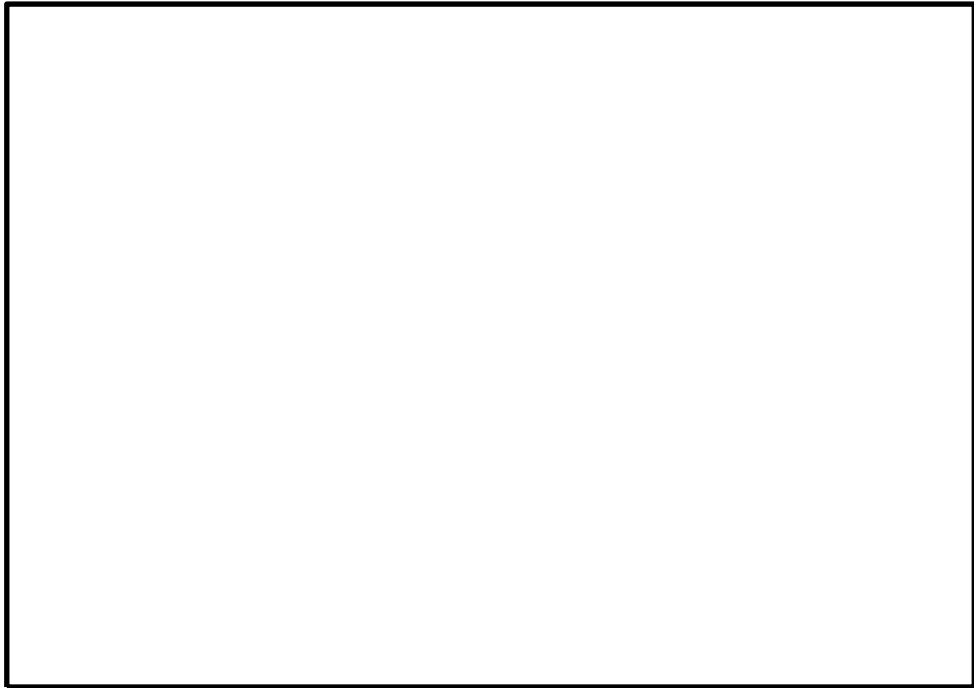
低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線を用いて、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。



第58-8-21図 低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線

①サプレッション・プールを水源とするポンプ注水量

サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、サプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。



第58-8-22図 サプレッション・プールの水位容量曲線

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A），サプレッション・プール水位（S A）

注水先である原子炉水位又はサプレッション・プール水位（S A）を計測することにより，水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。

②低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。

②サプレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力

サプレッション・プールを水源とする高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイポンプ，残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイポンプ，残留熱代替除去系ポンプが正常に動作していることを把握すること

	<p>により，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。</p>
<p>推定の 評価</p>	<p>①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量      低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は，直前まで判明していた低圧原子炉代替注水槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため，プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①サプレッション・プールを水源とするポンプ注水量      サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量による推定方法は，直前まで判明していたサプレッション・プールの水位に水位容量曲線を用いて推定するため，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。</p> <p>②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），サプレッション・プール水位（SA）      本推定方法の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である低圧原子炉代替注水槽水位の確保を確認することであり，注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで，必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。</p> <p>②低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ出口圧力      本推定方法の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である低圧原子炉代替注水槽水位の確保を確認することであり，低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで，必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。</p> <p>②サプレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力      本推定方法の目的は，高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイポンプ，残留熱代替除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・プール水位の確保を確認することであり，高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイポンプ，残留熱代替除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで，必</p>

要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。

<誤差による影響について>

水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握する事であり、代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量、出口圧力及びサブプレッション・プールを水源とするポンプ注水量、出口圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替注水流量（常設）の誤差： $\pm 6.0\text{m}^3/\text{h}$ から、低圧原子炉代替注水槽の水位に換算した場合の誤差は $\square$ 、高圧原子炉代替注水流量の誤差： $\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差： $\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$ 、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差： $\pm 45\text{m}^3/\text{h}$ 、残留熱除去ポンプ出口流量の誤差： $\pm 45\text{m}^3/\text{h}$ 、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差： $\pm 45\text{m}^3/\text{h}$ 、残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差： $\pm 1.0\text{m}^3/\text{h}$ 。低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の誤差： $\pm 0.032\text{MPa}$ 、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の誤差： $\pm 0.20\text{MPa}$ 、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差： $\pm 0.24\text{MPa}$ 、残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差： $\pm 0.08\text{MPa}$ 、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差： $\pm 0.10\text{MPa}$ 、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差： $\pm 0.024\text{MPa}$ 、原子炉水位（広帯域）の誤差： $\pm 9\text{cm}$ 、原子炉水位（燃料域）の誤差： $\pm 8\text{cm}$ 、原子炉水位（S A）の誤差： $\pm 8.4\text{cm}$ 、サブプレッション・プール水位（S A）の誤差： $\pm 0.05\text{m}$ 。）

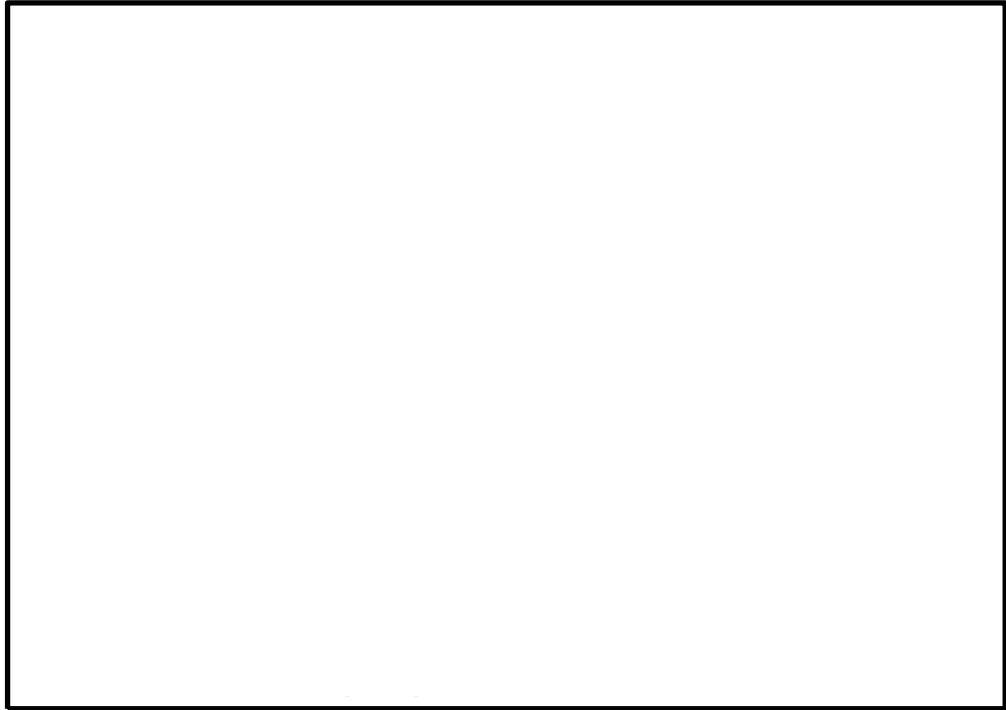
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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。

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建物内の水素濃度）

項目	原子炉建物内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建物水素濃度	0～10vol% 0～20vol%	—
代替パラメータ	① 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0～100℃ 0～400℃	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建物内の水素濃度を監視する目的は原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建物内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建物水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により推定する。</p> <p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>①静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度 原子炉建物水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差から水素濃度を推定する。</p>		





第58-8-23図 静的触媒式水素処理装置の入口／出口の温度差と水素濃度の関係

水素濃度 1 vol%程度で静的触媒式水素処理装置入口と出口の温度差は約40Kとなる。

水素濃度 4 vol%程度で静的触媒式水素処理装置入口と出口の温度差は約170Kとなる。

推定可能範囲：0～約4vol%

推定の  
評価

①静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度  
原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理された場合，発熱反応が生じ，装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素処理装置に入る水素濃度が推定することができるから，原子炉建物水素濃度の推定方法として妥当である。

<誤差による影響について>

原子炉建物内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかを把握する事であり，代替パラメータ（静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度）による静的触媒式水素処理装置の動作有無及び入口及び出口の温度差の状況から水素漏えいの傾向を把握することができ，計器誤差を考慮した上で対応するこ

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

とにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素処理装置入口温度の誤差： $\pm 4.0^{\circ}\text{C}$ ，静的触媒式水素処理装置出口温度の誤差： $\pm 8.0^{\circ}\text{C}$ から温度差として最大 $\pm 12.0^{\circ}\text{C}$ 程度の誤差。）

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の酸素濃度）

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	格納容器酸素濃度（S A）	0～25vol%	4.3vol% 以下
	格納容器酸素濃度	0～5vol%/ 0～25vol%	4.3vol% 以下
代替 パラ メータ	格納容器酸素濃度 ①（格納容器酸素濃度（S A）の 代替）	0～5vol%/ 0～25vol%	4.3vol% 以下
	① 格納容器酸素濃度（S A） （格納容器酸素濃度の代替）	0～25vol%	4.3vol% 以下
	② 格納容器雰囲気放射線モニタ （ドライウエル）	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h未満
	② 格納容器雰囲気放射線モニタ （サプレッション・チェンバ）	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	10Sv/h未満
	② ドライウエル圧力（S A）	0～1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	② サプレッション・チェンバ圧力 （S A）	0～1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器酸素濃度（S A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度（格納容器酸素濃度を推定する場合は格納容器酸素濃度（S A）にて推定）により推定する。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。また、事故後の格納容器内圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p>		

推定方法は、以下のとおりである。

①格納容器酸素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度

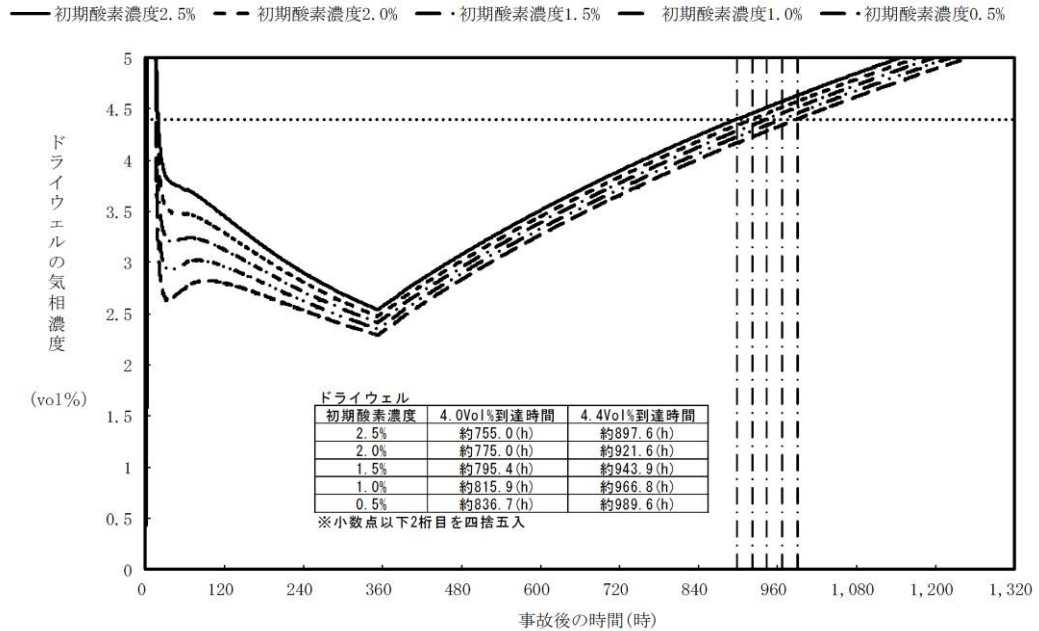
格納容器酸素濃度 (SA) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度により推定する。

格納容器酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。

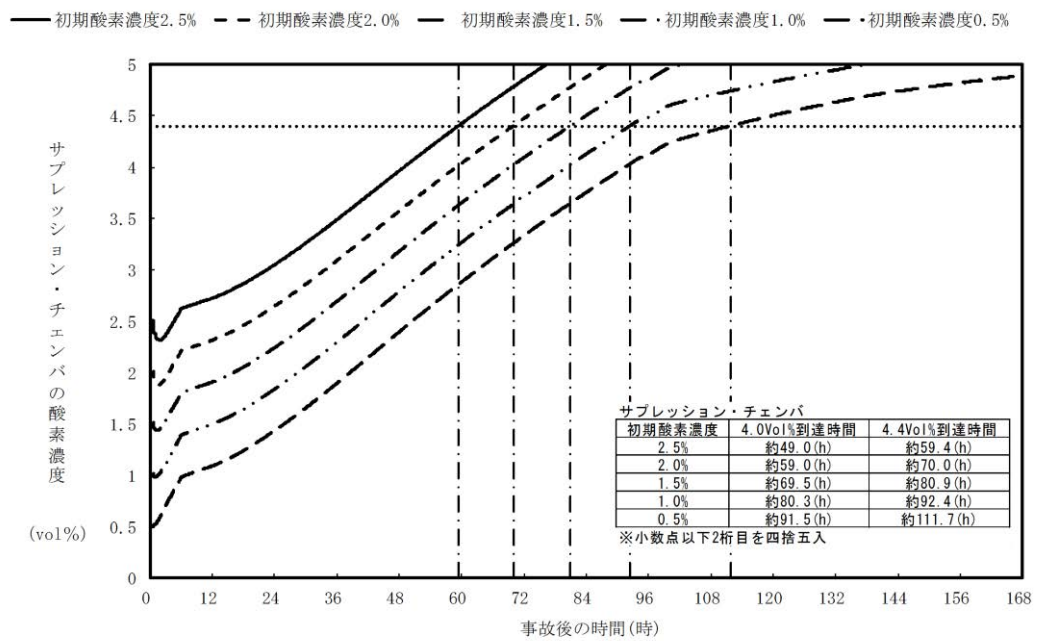
②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG 値 (沸騰状態の場合  $G(H_2)=0.4$ ,  $G(O_2)=0.2$ , 非沸騰状態の場合  $G(H_2)=0.25$ ,  $G(O_2)=0.125$ ) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。

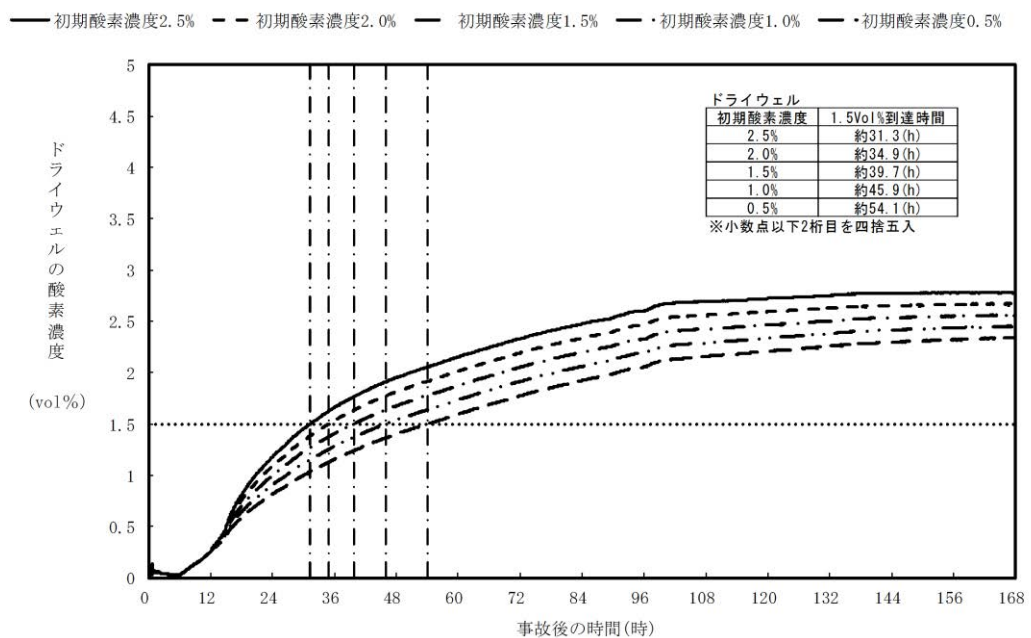
推定可能範囲 : 0~約5vol%



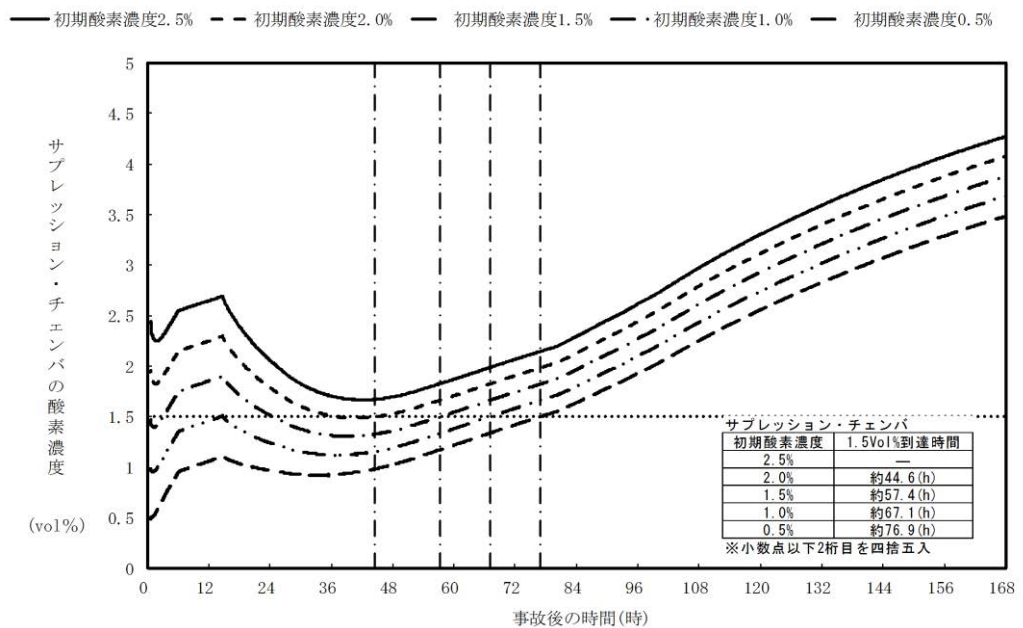
第58-8-24図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度 (ドライ条件)



第58-8-25図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるサプレッション・チェンバ内酸素濃度（ドライ条件）



第58-8-26図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエル内酸素濃度（ウェット条件）



第58-8-27図 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるサプレッション・チェンバ内酸素濃度（ウェット条件）

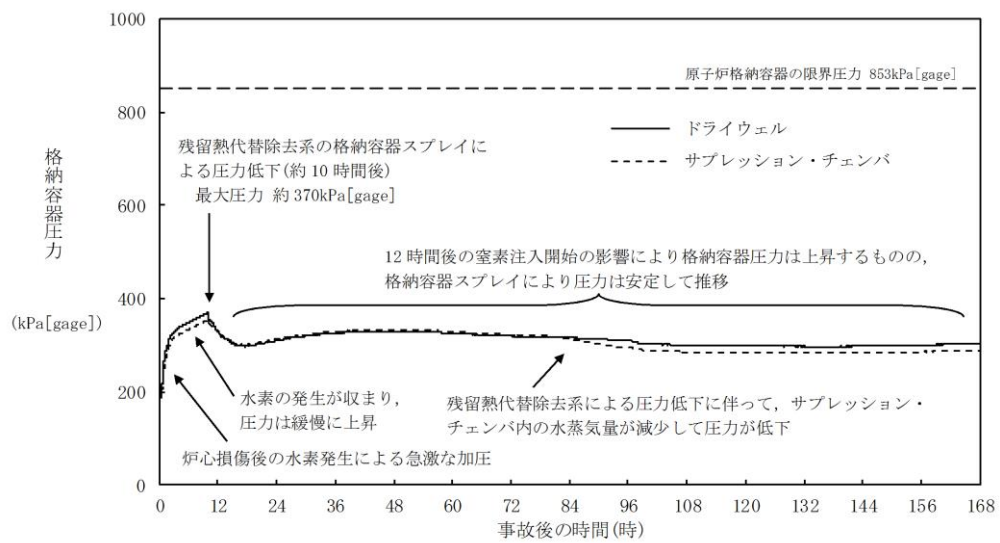
②ドライウエル圧力（SA）、サプレッション・チェンバ圧力（SA）

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。

ドライウエル圧力（SA）又はサプレッション・チェンバ圧力（SA）により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作要領書において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として、ドライウエル圧力（SA）又はサプレッション・チェンバ圧力（SA）が                      以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内圧力の変化を第58-8-28図に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。



第58-8-28図 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

推定の  
評価

①格納容器酸素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度

格納容器酸素濃度 (SA) 又は格納容器酸素濃度による推定は格納容器酸素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。

②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

②ドライウエル圧力 (SA), サプレッション・チェンバ圧力 (SA)

格納容器内圧力を確認し、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなることから、格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、格納容器の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器酸素濃度（S A）、格納容器酸素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の酸素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器酸素濃度（S A）の誤差：±0.75vol%，格納容器酸素濃度の誤差：±0.78vol%）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）、ドライウエル圧力（S A）、サプレッション・チェンバ圧力（S A）による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の誤差： $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N$  Sv/h, N:-2~5, 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の誤差： $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N$  Sv/h, N:-2~5, ドライウエル圧力（S A）の誤差：±8kPa, サプレッション・チェンバ圧力（S A）の誤差：±8kPa）

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。



(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（燃料プールの監視）

項目	燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	燃料プール水位（S A）	-4.30～7.30m ※1	6982mm※1
	燃料プール水位・温度（S A）	-1000～6710mm ※1	6982mm※1
		0～150℃	最大値： 65℃
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）	10～10 <sup>8</sup> mSv/h	—
		10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—
	燃料プール監視カメラ	—	—
代替 パラ メータ	燃料プール水位・温度（S A） ①（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），燃料プール監視カメラの代替）	-1000～6710mm ※1	6982mm※1
		0～150℃	最大値： 65℃
	燃料プール水位（S A） ①（燃料プール水位・温度（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），燃料プール監視カメラの代替）	-4.30～7.30m ※1	6982mm※1
	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（燃料プール水位（S A），燃料プール水位・温度（S A），燃料プール監視カメラの代替）	10～10 <sup>8</sup> mSv/h	—
10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h		—	

	燃料プール監視カメラ (燃料プール水位 (S A), 燃料プール水位・温度 (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) の代替)	-	-
※1：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて燃料プールを監視する目的は、燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>燃料プールの監視の主要パラメータである燃料プール水位 (S A), 燃料プール水位・温度 (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) 及び燃料プール監視カメラについて、下記の通り推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水位 (S A) の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位・温度 (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), 燃料プール監視カメラにより推定する。</li> <li>燃料プール水位・温度 (S A) の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位 (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), 燃料プール監視カメラにより推定する。</li> <li>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位 (S A), 燃料プール水位・温度 (S A), 燃料プール監視カメラにより推定する。</li> <li>燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位 (S A), 燃料プール水位・温度 (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) により推定する。</li> </ul> <p>推定方法は、以下の通りである。</p> <p>&lt;燃料プール水位 (S A) &gt;</p> <p>①燃料プール水位 (S A) の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位・温度 (S A) により燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) により、水位／放射線量の関係を利用して、第58-8-24 図より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>推定可能範囲：燃料棒有効長頂部～燃料棒有効長頂部＋約6m</p>		

②燃料プール水位・温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール監視カメラにより、燃料プールの状態を監視する。

<燃料プール水位・温度（SA）>

①燃料プール水位・温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位（SA）により燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）により、水位／放射線量の関係を利用して、第58-8-24図より必要な水位が確保されていることを推定する。

推定可能範囲：燃料棒有効長頂部～燃料棒有効長頂部＋約6m

②燃料プール水位・温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール監視カメラにより、燃料プールの状態を監視する。

<燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）>

①燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）により水位／放射線量の関係を利用して、第58-8-29図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

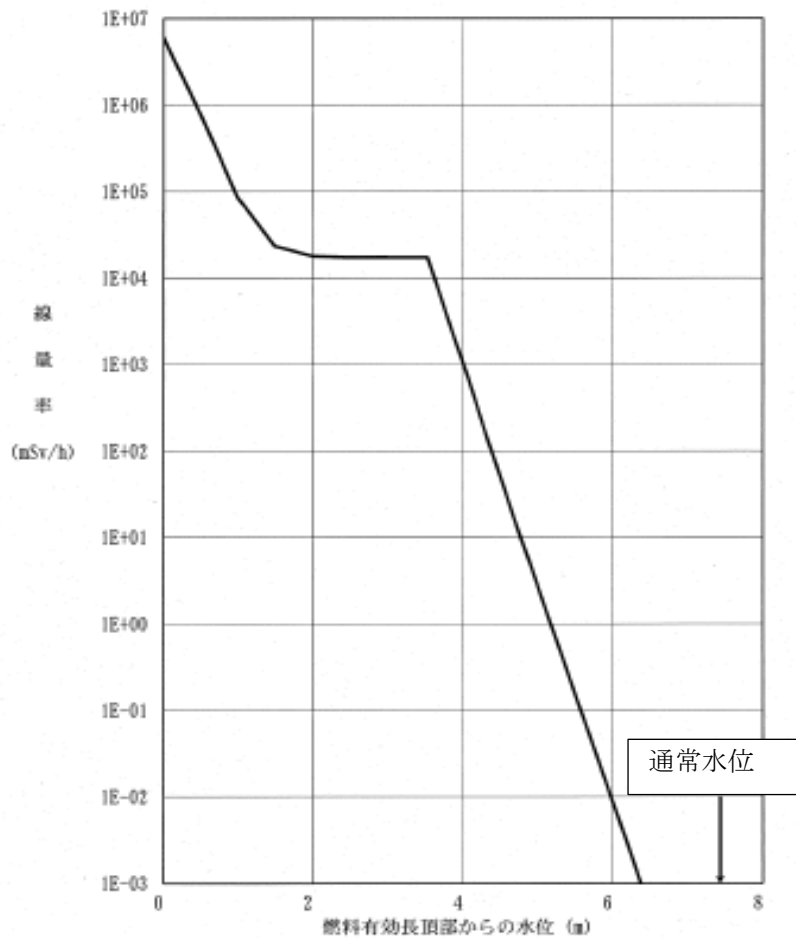
推定可能範囲： $10^{-3}$ ～ $10^7$ mSv/h

②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール監視カメラにより、燃料プールの状態を監視する。

<燃料プール監視カメラ>

①燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）により、燃料プールの状態を監視する。

推定可能範囲：各計測設備の計測範囲



第58-8-29図 水位と放射線量の関係

推定の  
評価

燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は，燃料プール水位（SA），燃料プール水位・温度（SA），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA），燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，燃料プールの監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

燃料プールを監視する目的は，燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり，代替パラメータ（燃料プール水位（SA），燃料プール水位・温度（SA），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA），燃料プール監視カメラ）による燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき，計器誤差（燃料プール水位（SA）の誤差：±

0.24m, 燃料プール水位・温度 (S A) の誤差:  $\pm 4.5^{\circ}\text{C}$ , 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) の誤差:  $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$ ,  $N: 1 \sim 8$ ,  $5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{Sv/h}$ ,  $N: -3 \sim 4$ ) を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 燃料プール内の燃料体等の冷却, 放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>※8</sup>
原子炉圧力容器温度 (S A)	熱電対	0~500℃	2	原子炉格納容器内	±10.0℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	2	原子炉建物 1 階	±0.20MPa
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力検出器	0~11MPa [gage]	1	原子炉建物地下 1 階	±0.09MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-400~150cm <sup>※1</sup>	2	原子炉建物 1 階	±11cm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-800~-300cm <sup>※1</sup>	2	原子炉建物地下 1 階	±10cm
原子炉水位 (S A)	差圧式水位検出器	-900~150cm <sup>※1</sup>	1	原子炉建物地下 1 階	±8.4cm
高圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物地下 2 階	±3.0m <sup>3</sup> /h
代替注水流量 (常設)	超音波式流量検出器	0~300m <sup>3</sup> /h	1	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	±6.0m <sup>3</sup> /h
低圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物 1 階	±4.0m <sup>3</sup> /h
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物 1 階	±1.0m <sup>3</sup> /h
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物地下 2 階 原子炉建物 1 階	±3.0m <sup>3</sup> /h
ベDESTAL代替注水流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物地下 2 階 原子炉建物 1 階	±3.0m <sup>3</sup> /h
ベDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物地下 2 階 原子炉建物 1 階	±1.0m <sup>3</sup> /h
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物地下 2 階	±3.0m <sup>3</sup> /h
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物地下 1 階	±45m <sup>3</sup> /h
残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建物地下 2 階	±45m <sup>3</sup> /h
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物地下 2 階	±45m <sup>3</sup> /h
残留熱代替除去系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物 1 階	±1.0m <sup>3</sup> /h
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物 1 階	±3.0m <sup>3</sup> /h
ドライウェル温度 (S A)	熱電対	0~300℃	7	原子炉格納容器内	±6.0℃
ベDESTAL温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
ベDESTAL水温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>※8</sup>
サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±4.0℃
サブプレッション・プール水温度 (SA)	測温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃
ドライウエル圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~1000kPa[abs]	2	原子炉建物中2階 原子炉建物3階	±8kPa
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~1000kPa[abs]	2	原子炉建物中2階 原子炉建物3階	±8kPa
サブプレッション・プール水位 (SA)	差圧式水位検出器	-0.80~5.50m <sup>※2</sup>	1	原子炉建物地下2階	±0.05m
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m, -1.0m +1.0m <sup>※3</sup>	3	原子炉格納容器内	±10mm
ペDESTAL水位	電極式水位検出器	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m <sup>※4</sup>	4	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~5 vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物3階	ウェット： ±0.16vol%/ ±3.2vol% ドライ： ±0.13vol%/ ±2.5vol%
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階	ウェット： ±2.0vol%
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物1階	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N:-2~5
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物地下1階	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N:-2~5
中性子源領域計装	核分裂計数管式	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> cps (1×10 <sup>3</sup> ~1× 10 <sup>9</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	4	原子炉格納容器内	7.07×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.42×10 <sup>N</sup> cps N:-1~6
平均出力領域計装	核分裂電離箱式	0~125% (1.2×10 <sup>12</sup> ~2.8× 10 <sup>14</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	6 <sup>※5</sup>	原子炉格納容器内	±2.5%
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~3MPa [gage]	2	原子炉建物地下2階	±0.024MPa

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>※8</sup>
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px;"></span>	8	第1ベントフィルタ格納槽内	±28.0mm
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器	0～1MPa [gage]	4	第1ベントフィルタ格納槽内	±0.008MPa
スクラバ容器温度	熱電対	0～300℃	4	第1ベントフィルタ格納槽内	±6.0℃
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)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	第1ベントフィルタ格納槽内	$5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{ Sv/h}$ N: -2～5
	電離箱	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	屋外	$5.24 \times 10^{N-1} \sim 1.91 \times 10^N \text{ mSv/h}$ N: -3～4
第1ベントフィルタ出口水素濃度	熱伝導式水素濃度検出器	0～20vol%/ 0～100vol%	1	屋外	±3.0vol%
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～200℃	2	原子炉建物中1階 原子炉建物1階	±4.0℃
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0～200℃	2	原子炉建物中1階 原子炉建物1階	±4.0℃
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	差圧式流量検出器	0～1500m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物地下2階	±45m <sup>3</sup> /h
残留熱除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～4MPa [gage]	3	原子炉建物地下2階	±0.08MPa
低圧原子炉代替注水槽水位	差圧式水位検出器	0～1500m <sup>3</sup>	1	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	±12m <sup>3</sup>
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～4MPa [gage]	2	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	±0.032MPa
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階	±0.20MPa
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～12MPa [gage]	1	原子炉建物地下1階	±0.24MPa
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～5MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階	±0.10MPa
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物地下1階 原子炉建物1階 原子炉建物2階 原子炉建物4階	±0.50vol% ±1.00vol%
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6		
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0～100℃	2	原子炉建物4階	±4.0℃
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0～400℃	2	原子炉建物4階	±8.0℃

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>※8</sup>
格納容器酸素濃度	磁気風式 酸素検出器	0～5 vol%/ 0～25vol%	1	原子炉建物 3 階	ウェット： ±0.16vol%/ ±0.78vol% ドライ： ±0.13vol%/ ±0.63vol%
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0～25vol%	1	原子炉建物中 2 階	ウェット： ±0.75vol% ドライ： ±0.50vol%
燃料プール水位 (SA)	ガイドパルス式 水位検出器	-4.30～7.30m <sup>※6</sup>	1	原子炉建物中 4 階	±0.24m
燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1000～6710mm <sup>※6</sup>	1 <sup>※7</sup>	原子炉建物 4 階	±4.5℃
		0～150℃			
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	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	1	原子炉建物 4 階	$5.24 \times 10^{N-1} \sim$ $1.91 \times 10^N$ Sv/h N: -3～4
	電離箱	$10^1 \sim 10^8$ mSv/h	1	原子炉建物 4 階	$5.24 \times 10^{N-1} \sim$ $1.91 \times 10^N$ Sv/h N: 1～8
燃料プール監視カメ ラ (SA)	赤外線カメラ	(映像)	1	原子炉建物 4 階	(映像)

※1：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1328cm）。

※2：基準点はサブプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※3：基準点は格納容器底面（EL10100）。

※4：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※5：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※6：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※7：検出点は 7 箇所。

※8：検出器～SPDS表示装置等の誤差（詳細設計により、今後変更となる可能性がある）

58-9 可搬型計測器について

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (1 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	0～500℃	0～1200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
		原子炉圧力 (S A)	0～11MPa [gage]	0～11MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-400～150cm ※2	-400～150cm ※2	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。	
	原子炉水位 (燃料域)	-800～-300cm ※2	-800～-300cm ※2	2		差圧式水位検出器	廃棄物処理建物		
		原子炉水位 (S A)	-900～150cm ※2	-900～150cm ※2		1	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (2 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	0～150m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。  可搬型計測器での計測対象外。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m <sup>3</sup> /h	0～150m <sup>3</sup> /h	1				
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1500m <sup>3</sup> /h	1				
	代替注水流量 (常設)	0～300m <sup>3</sup> /h	—	1	—*7	超音波式流量検出器	—	
	低压原子炉代替注水流量	0～200m <sup>3</sup> /h	0～200m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0～50m <sup>3</sup> /h	0～50m <sup>3</sup> /h	2				
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1500m <sup>3</sup> /h	3				
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0～1500m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m <sup>3</sup> /h	0～50m <sup>3</sup> /h	1				

【配備台数】

- ・可搬型計測器を 30 台 (計測時故障を考慮した 1 台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※ 1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※ 2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。
- ※ 3 基準点はサブレンション・プール通常水位 (EL5610)。
- ※ 4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※ 5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※ 6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
- ※ 7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置 (区分Ⅱ)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※ 8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※ 9 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
- ※ 10 検出点は 7 箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (3 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	—	1	—※7	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペダスタル代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペダスタル代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台 (計測時故障を考慮した1台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置 (区分II)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (4 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャネルが存在するが, 代 表して1チャネルを測定。
	ペDESTアル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャネルが存在するが, 代 表して1チャネルを測定。
	ペDESTアル水温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャネルが存在するが, 代 表して1チャネルを測定。
	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャネルが存在するが, 代 表して1チャネルを測定。
	サブレーション・プール水温度 (SA)	0~200℃	-200~500℃*1	2		测温抵抗体	廃棄物処理建物	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャネルが存在するが, 代 表して1チャネルを測定。
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位 (SA)	-0.80~5.50m**3	-0.80~5.50m**3	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	-
	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m +1.0m**4	-3.0m, -1.0m +1.0m**4	3	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャネルが存在するが, 代 表して1チャネルを測定。
	ペDESTアル水位	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m**5	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m**5					

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。

※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。

※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。

※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。

※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プールの監視カメラに対して常設代替交流電源

設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率を示す。

※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10 検出点は7箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (5 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	0 ~ 5 vol1% / 0 ~ 100 vol1%	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度 (SA)	0 ~ 100 vol1%	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドワイエール)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—※7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—※7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$ )	—	4	—※7	核分裂計数管	—	可搬型計測器での計測対象外。
	平均出力領域計装	0 ~ 125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$ ) ※8	—	6※9	—※7	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を 30 台 (計測時故障を考慮した 1 台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。
- ※3 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面 (EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置 (区分Ⅱ)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
- ※10 検出点は 7 箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (6 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位			8	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	スクラバ容器圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa[gage]	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	スクラバ容器温度	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	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)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	—	2	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ベントフィルタ出口水素濃 度	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-4</sup> mSv/h	—	1	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	0~20vol%/ 0~100vol%	1	—*7	熱伝導式 水素濃度検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	0~200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	残留熱除去系熱交換器冷却水流 量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
				2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
				2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

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。



表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (7 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器パイプの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m <sup>3</sup> (0~12542mm)	0~1500m <sup>3</sup> (0~12542mm)	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10 MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	0~3MPa [gage]	0~3MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）。
- ※3 基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
- ※4 基準点は格納容器底面（EL10100）。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
- ※7 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅱ）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅱ）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (8 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉建物水素濃度	原子炉建物水素濃度	0~10vol% 0~20vol%	—	1 6	—※7	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0~100℃ 0~400℃	0~1200℃※1 0~1200℃※1	2 2	1 1	熱電対 熱電対	廃棄物処理 建物 廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。 複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	0~5 vol%/ 0~25vol%	—	1	—※7	磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (S A)	0~25vol%	—	1	—※7	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (9 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	-4.30~7.30m ※6	-	1	-※7	ガイドパルス式水位検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。	
	燃料プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~1200℃※1	1※10	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。	
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	1	-	-	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
				1			電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	-	-	1	-※7	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での計測対象外。	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プールの通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

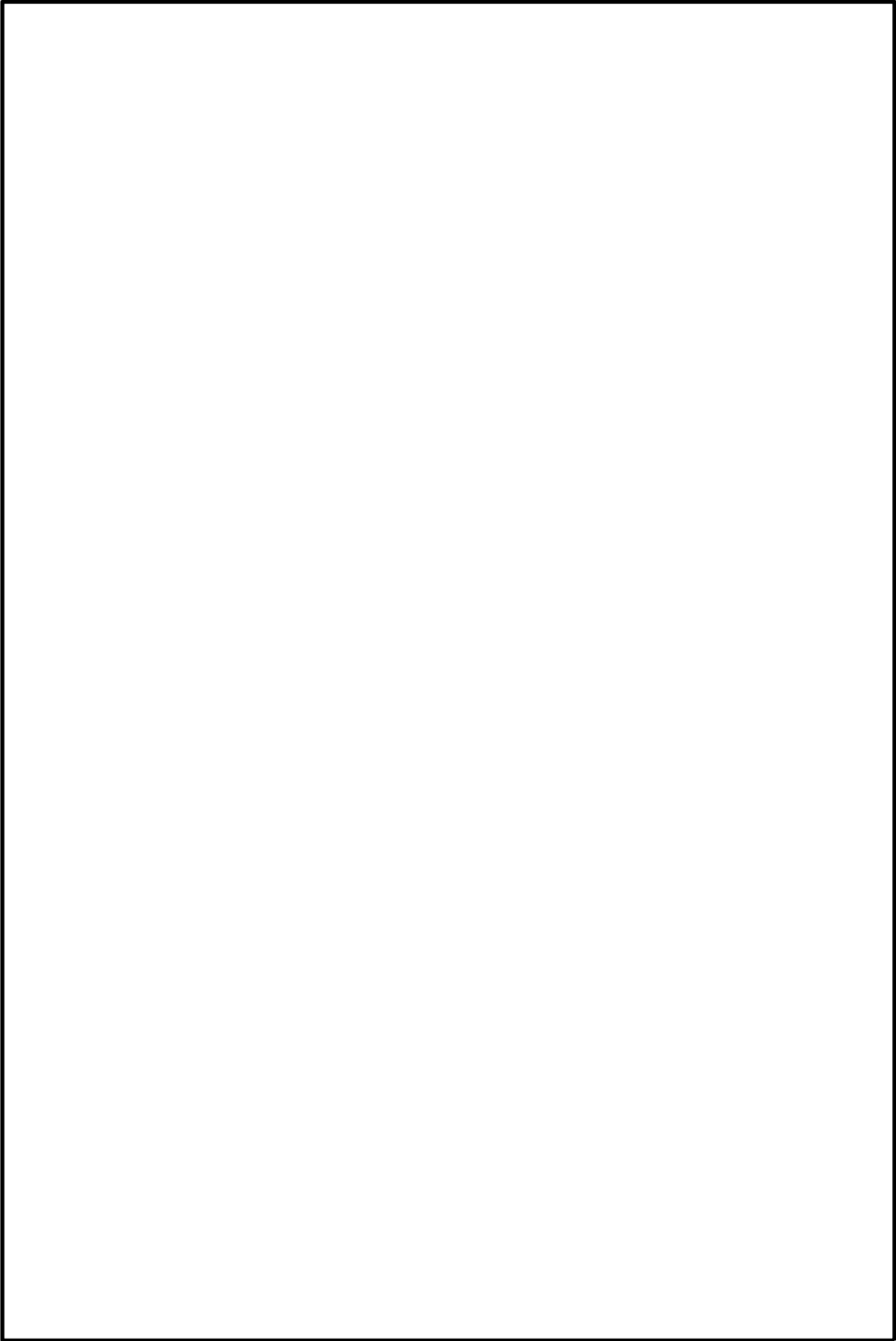


図 58 - 9 - 1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

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。

58-10 主要パラメータの耐環境性について

## 計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について、耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

### 1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大圧力、温度、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期に計測機能を求められるものであり、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58 - 10 - 1 原子炉格納容器内の環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期(約4分間):230℃ 長期:180℃	0.853MPa (gage)	

表 58 - 10 - 2 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評 価
原子炉圧力容器温度(SA)	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気(温度、圧力、放射線)においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル温度(SA)	熱電対		同上
ペDESTAL温度(SA)	熱電対		同上
ペDESTAL水温度(SA)	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ温度(SA)	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度(SA)	測温抵抗体		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
ペDESTAL水位	電極式水位検出器		同上

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。

## 2. 原子炉棟内，原子炉建物附属棟内，その他の建物内及び屋外

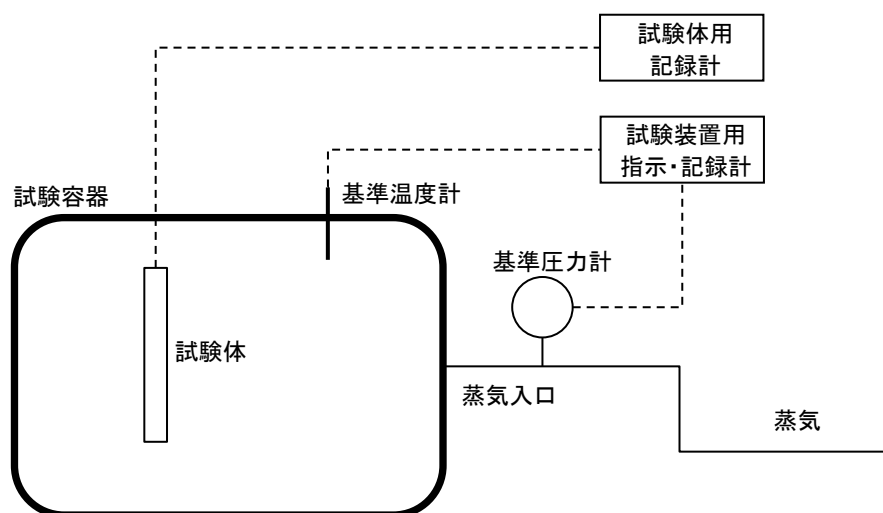
重大事故等時の原子炉棟内，原子炉建物附属棟内，その他の建物内及び屋外については，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、重大事故シナリオにおいて格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。次項以降において、重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

格納容器内設置計器のうち重大事故時に監視機能を期待される計器については、事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して事故時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図



### 3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

事故時模擬試験の結果、圧力 0.853MPa (gage) 以上で、温度 180℃以上（短期（約 4 分間）230℃）、積算線量  以上の重大事故等時環境の印加に対し、試験中および試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上まわっていることから、計器の健全性に問題はない。

表 58 - 10 - 3 耐環境試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度 (S A)	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル温度 (S A)	熱電対		同上
ペDESTAL温度 (S A)	熱電対		同上
ペDESTAL水温度 (S A)	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度 (S A)	測温抵抗体		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
ペDESTAL水位	電極式水位検出器		同上

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。

58-11 パラメータの抽出について

## 1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（第 58 - 11 - 1 表参照）。

## 2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（第 58 - 11 - 1 表参照）。





第58-11-2表 37条(重大事故等対策の有効性評価)各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(1/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失		低圧原子炉代替注水系(常設)	47条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47条(ポンプ)
			格納容器フィルタメント系	48条
			常設代替交流電源設備	57条
			低圧原子炉代替注水槽(水源)	47条(水源)
			輪谷貯水槽(西1, 西2)(代替水源)	56条(ただし設備ではなく措置)
			大量送水車(代替水源移送)	56条(水源移送)
			タンクローリ(給油)	57条(燃料輸送)
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57条(燃料源)
			非常用ディーゼル発電機(電源)	57条
			ディーゼル燃料貯蔵タンク	57条(燃料源)
			原子炉スクラム機能	DB(SA発生前に使用)
			低圧原子炉代替注水系配管(低圧代替注水流路)	47条(流路)
			低圧原子炉代替注水系弁(低圧代替注水流路)	47条(流路)
			残留熱除去系配管(低圧代替注水流路)	47条(流路)
			残留熱除去系弁(低圧代替注水流路)	47条(流路)
			原子炉圧力容器	47条(注入先)
			原子炉格納容器	48条(ベント元), 49条(注入先)
			真空破壊弁(S/C-D/W)	48条(S/P蓄熱補助)
			格納容器フィルタメント系配管(格納容器フィルタメント流路)	48条(流路)
			格納容器フィルタメント系弁(格納容器フィルタメント流路)	48条(流路)
			平均出力領域計装	DB(SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA(58条設備)と分類
			原子炉水位(広帯域)	47条(低圧時の原子炉冷却)
			原子炉水位(燃料域)	58条(原子炉状態確認)
			原子炉水位(SA)	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58条設計基準拡張(高圧注水機能喪失を確認)
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58条設計基準拡張(高圧注水機能喪失を確認)
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張(低圧注水機能喪失を確認)
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	58条設計基準拡張(低圧注水機能喪失を確認)
			原子炉圧力	58条(原子炉状態確認)
			原子炉圧力(SA)	
			代替注水流量(常設)	47条(低圧時の原子炉冷却) 58条(代替注水確認)
			低圧原子炉代替注水槽水位	56条(水の供給設備) 58条(水源確認)
			ドライウエル圧力(SA)	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送)
			サブレーション・チェンバ圧力(SA)	49条(格納容器の冷却) 58条(格納容器状態確認)
			ドライウエル水位	58条(格納容器状態確認)
			サブレーション・プール水位(SA)	

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (2/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水 機能喪失 (つづき)		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエール) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第 1 ペントファイタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)  48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

第58-11-2表 37条(重大事故等対策の有効性評価)各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(3/34)

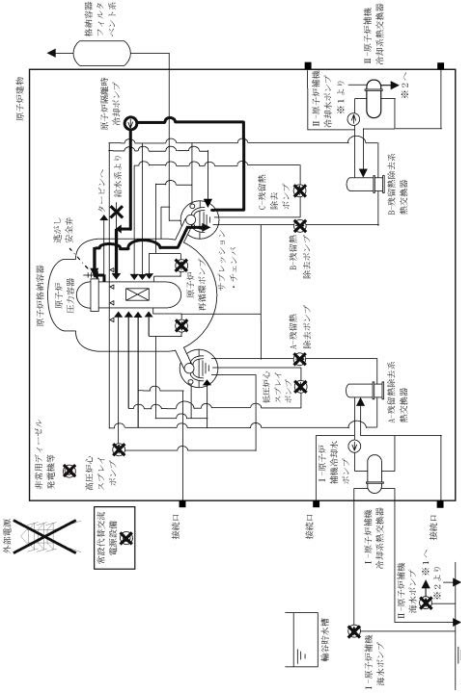
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去ポンプ(低圧注水モード) 残留熱除去ポンプ(サブプレッション・プール水冷却モード) 残留熱除去ポンプ(原子炉停止時冷却モード) 速がし安全弁 非常用ディーゼル発電機(電源) ディーゼル燃料貯蔵タンク サプレッション・チェンバ(水源) 原子炉スクラム機能 残留熱除去系配管(低圧注水流路) 残留熱除去系弁(低圧注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器(サブプレッション・プール水冷却流路) 残留熱除去系配管(サブプレッション・プール水冷却流路) 残留熱除去系弁(サブプレッション・プール水冷却流路) 残留熱除去系ストレーナ(サブプレッション・プール水冷却流路) 原子炉格納容器 残留熱除去系配管(原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系弁(原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系ストレーナ(原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系配管(原子炉停止時冷却流路) 原子炉再循環系弁(原子炉停止時冷却流路) 原子炉再循環系弁(原子炉停止時冷却流路) 真空破壊弁(S/C→D/W) 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却配管(原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁(原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系熱交換器(原子炉補機冷却流路) 原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却系海水ストレーナ(原子炉補機冷却流路) 代替自動減圧機能	47条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 47条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 46条(操作対象弁) 57条 57条(燃料源) 47.49条設計基準拡張(水源) DB(SA発生前に使用) 47条設計基準拡張(流路) 47条設計基準拡張(流路) DB(解析上使用を仮定するDB設備の注入先)ただし他シナリオでSA(注入先)と分類 49条設計基準拡張(流路) 49条設計基準拡張(流路) 49条設計基準拡張(流路) 49条設計基準拡張(流路) DB(解析上使用を仮定するDB設備の注入先)ただし他シナリオでSA(注入先)と分類 47条設計基準拡張(流路) 47条設計基準拡張(流路) 47条設計基準拡張(流路) 47条設計基準拡張(流路) 47条設計基準拡張(流路) DB(解析上使用を仮定)ただし他シナリオでSA(S/P蓄熱補助)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 48条設計基準拡張(ポンプ) 48条設計基準拡張(流路) 48条設計基準拡張(流路) 48条設計基準拡張(流路) 48条設計基準拡張(ポンプ) 48条設計基準拡張(流路) 46条(論理回路)
			平均出力領域計装 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58条(原子炉状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準拡張(高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張(高圧注水機能喪失を確認)



第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧 機能喪失 (つづき)		残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張 (残留熱除去ポンプ起動確認)
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			サブレーション・プール水温度 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

第58-11-2表 37条(重大事故等対策の有効性評価)各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(5/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2, 3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/G失敗)+HPCS失敗		原子炉隔離時冷却系	45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)
			原子炉隔離時冷却系(可搬型)	45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)	47条(解析上使用を仮定)
			格納容器フィルタメント系	48条
			格納容器内直流通電設備	57条
			常設代替直流通電設備	57条
			常設代替交流電源設備	57条
			逃がし安全弁	46条(操作対象弁)
			サブレッション・チェンバ(水源)	SA(水源)
			大量送水車	47条(解析上使用を仮定)
			輪谷貯水槽(西1, 西2)(代替水源)	47条(ただし設備ではなく措置)
			B1-115V系蓄電池(SA)(電源)	57条(直流通電)
			タンクローリー(給油)	57条(燃料輸送)
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57条(燃料輸送)
			原子炉スクラム機能	DB(SA発生前に使用)
			原子炉隔離時冷却系配管(原子炉隔離時冷却流路)	45条設計基準拡張(流路)
			原子炉隔離時冷却系配管(原子炉隔離時冷却流路)	45条設計基準拡張(流路)
			原子炉隔離時冷却系配管(原子炉隔離時冷却流路)	45条設計基準拡張(流路)
			給水系配管(高圧注水流路)	45条設計基準拡張(流路)
			給水系弁(高圧注水流路)	45条設計基準拡張(流路)
			給水系スパーージャ(高圧注水流路)	45条設計基準拡張(流路)
			主蒸気系配管(原子炉隔離時冷却流路)	45条設計基準拡張(流路)
			原子炉浄化系配管(原子炉隔離時冷却流路)	45条設計基準拡張(流路)
			低圧原子炉代替注水管(低圧原子炉代替注水流路)	47条(流路)
			残留熱除去系配管(低圧原子炉代替注水流路)	47条(流路)
			残留熱除去系弁(低圧原子炉代替注水流路)	47条(流路)
			原子炉圧力容器	45, 47条(注入先)
			原子炉格納容器	48条(ベント元)
			真空破壊弁(S/C→D/W)	48条(S/P 蒸熱補助)
			格納容器フィルタメント系配管(格納容器フィルタメント流路)	48条(流路)
			格納容器フィルタメント系弁(格納容器フィルタメント流路)	48条(流路)
			平均出力領域計装	DB(SA発生前のスクラム機能確認)ただし他シナリオでSA(58条設備)と分類
			原子炉水位(広帯域)	47条(低圧時の原子炉冷却)
			原子炉水位(燃料域)	58条(原子炉状態確認)
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58条設計基準拡張(解析上使用を仮定)
			原子炉圧力	58条(原子炉状態確認)
			サブレッション・プール水温度(SA)	48条(最終ヒートシンクへの蒸気の輸送)
			ドライウェル圧力(SA)	48条(最終ヒートシンクへの蒸気の輸送)
			サブレッション・チェンバ圧力(SA)	49条(格納容器状態確認)
			ドライウェル水位	58条(格納容器状態確認)
			サブレッション・プール水位(SA)	58条(格納容器状態確認)

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (6/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + HPCS 失敗 (つづき)		格納容器系閉気放射線モニタ (ドライウエール) 格納容器系閉気放射線モニタ (サブレンジョン・チェンバ)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			低圧原子炉代替注水流量 スクラップ容器水位 スクラップ容器圧力 第 1 ベントファイタルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)



第58-11-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（8/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失 + D/G失敗） + 高圧炉心始動失敗（つづき）		高圧原子炉代替注水流量	45条（高圧時の原子炉冷却） 58条（高圧代替注水確認）
			原子炉圧力	58条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力（SA）	58条（格納容器状態確認）
			サブレーション・プール水温度（SA）	47条（低圧時の原子炉冷却）
			低圧原子炉代替注水流量	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49条（格納容器の冷却） 58条（格納容器状態確認）
			ドライウエル圧力（SA）	58条（格納容器状態確認）
			サブレーション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
			ドライウエル水位	58条（格納容器状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	58条（炉心損傷有無判断）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（サブレーション・チェンバ）	58条（炉心損傷有無判断）
			スクラバ容器水位	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
			スクラバ容器圧力	58条（格納容器状態確認）
第1ペントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）				



第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (10/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源 喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失 (つなぎ)		サブレーション・プールの水温度 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)
			低圧原子炉代替注水流量	47 条 (低圧時の原子炉冷却)
			ドライウエル圧力 (SA)	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブレーション・チェンババ圧力 (SA)	
			ドライウエル水位	
			サブレーション・プール水位 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	58 条 (炉心損傷有無判断)
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)				
スクラバ容器水位	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)			
スクラバ容器圧力				
第 1 ベントファイタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)				





第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源 喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + S R V 再閉失敗 + H P C S 失敗 (つづき)		格納容器開気放射線モニタ (ドライウエール) 格納容器閉気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)  低圧原子炉代替注水流量 スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 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)	58 条 (炉心損傷有無判断)  47 条 (低圧時の原子炉冷却)  48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

第58-11-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）		原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却水ポンプ 残留熱除去ポンプ（低圧注水モード） 原子炉補機代替冷却系 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） 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 大型送水ポンプ車 サプレッション・チェンバ（水源） タンクローリ（給油） ガスタービン発電機用軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却回路） 原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却回路） 原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却回路） 給水系配管（原子炉隔離時冷却回路） 給水系弁（原子炉隔離時冷却回路） 給水系スパーージャ（原子炉隔離時冷却回路） 主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却回路） 主蒸気系弁（原子炉隔離時冷却回路） 原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却回路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器（サブプレッション・プール水冷却回路） 残留熱除去系配管（サブプレッション・プール水冷却回路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・プール水冷却回路） 残留熱除去系ストレーナ（サブプレッション・プール水冷却回路） 原子炉格納容器 真空破滅弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却回路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却回路） 原子炉補機冷却系ストレーナ（代替原子炉補機冷却回路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却回路） 平均出力領域計装 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条（移動式代替熱交換設備） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条 57 条 46 条（操作対象弁） 48 条（ポンプ） 45 条，47 条設計基準拡張（水源） 49 条設計基準拡張（水源，注水先） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（注入先） 47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（流路） 49 条設計基準拡張（流路） 49 条設計基準拡張（流路） 49 条設計基準拡張（流路） 49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (14/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (つづぎ)		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉圧力	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉圧力 (S.A)	
			サブレーション・プール水温度 (S.A)	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)



第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) シナリオにおいて期待する設備とその分類について (16/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) (つづき)		代替注水流量 (常設)  低圧原子炉代替注水槽水位  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)  ドライウエル水位 サプレッション・プール水位 (SA) 格納容器開気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器開気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第 1 ペントファイタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)  56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)  48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)  58 条 (格納容器状態確認)  58 条 (炉心損傷有無判断)  48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

第58-11-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系	ただし他シナリオでSA（操作対象弁）と分類
			高圧炉心スプレイ系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ほう酸水注入系	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・プール水冷却モード）	44 条（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			自動減圧起動阻止スイッチ	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替自動減圧起動阻止スイッチ	46 条（減圧制御）
			原子炉隔離時冷却水ポンプ	46 条（減圧制御）
			高圧炉心スプレイポンプ	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			低圧炉心スプレイポンプ	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			ほう酸水注入ポンプ	47 条設計基準拡張（ポンプ）
			代替原子炉再循環ポンプ・トリップ機能	44 条（解析上使用を仮定）
			電動機駆動給水ポンプ	44 条（解析上使用を仮定）
			サブプレッション・チェンバ（水源）	45 条, 47 条, 49 条（水源）
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）
			給水系ストレーナ（高圧注水流路）	45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系配管（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系弁（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系ストレーナ（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系ストレーナ（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系配管（低圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系弁（低圧炉心スプレイ流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系ストレーナ（低圧炉心スプレイ流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ほう酸水貯蔵タンク	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ほう酸水注入系配管（ほう酸水注入流路）	44 条（水源）
			ほう酸水注入系弁（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系差圧検出（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			原子炉圧力容器	44 条, 45 条, 47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（サブプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（サブプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（サブプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失 (つづき)		残留熱除去系配管 (低圧注水流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			残留熱除去系弁 (低圧注水流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉補機冷却系ポンプ	48 条設計基準拡張 (ポンプ)
			原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機冷却流路)	48 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機冷却流路)	48 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉補機冷却系サージタンク (原子炉補機冷却流路)	48 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉補機冷却系熱交換器 (原子炉補機冷却流路)	48 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張 (ポンプ)
			原子炉補機冷却系海水ストレーナー (原子炉補機冷却流路)	48 条設計基準拡張 (流路)
			平均出力領域計装	58 条 (スクラム失敗確認, SLC注入確認)
			ドライウェル圧力 (SA)	49 条 (格納容器の冷却)
			サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉水位 (広帯域)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (燃料域)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			高圧心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
残留熱除去系ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張 (RRRポンプ起動確認)			
低圧心スプレイポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			
サブレーション・プール水温度 (SA)	58 条 (格納容器状態確認)			
中性子源領域計装	58 条 (スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未触界確認)			
残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			

第58-11-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2,6	LOCA時注水機能喪失（中小破断 LOCA）		低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 逃がし安全弁 格納容器フィルタバベント系 非常用ディーゼル発電機（電源） ディーゼル燃料貯蔵タンク 常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水槽（水源） 輪谷貯水槽（西1、西2）（代替水源） 大量送水車（代替水源移送） タンクローリ（給油） ガスタービン発電機用軽油タンク 原子炉スクラム機能 低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路） 低圧原子炉代替注水弁（低圧原子炉代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路） 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C-D/W） 格納容器フィルタバベント系配管（格納容器フィルタバベント流路） 格納容器フィルタバベント系弁（格納容器フィルタバベント流路） 平均出力傾域計表 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧心スプレイポンプ出口圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル圧力（S A） サプレッション・チェンバ圧力（S A） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（S A）	47条（解析上使用を仮定） 47条（ポンプ） 46条（操作対象弁） 48条 57条 57条（燃料源） 57条 47条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 56条（水源移送） 57条（燃料輸送） DB（SA発生前に使用） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（注入先） 48条（バベント元） 48条（流路） 48条（流路） 48条（流路） DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認） 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58条（原子炉状態確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49条（格納容器の冷却） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認）



第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	シナリオ LOCA 時注水機能 喪失 (中小破断 LOCA) (つづき)		格納容器開気放射線モニタ (ドライウエール) 格納容器開気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)  スクラパ容器水位 スクラパ容器圧力 第 1 ベントフィルタタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)  48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)



第 58 - 11 - 2 表 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器ハイパス (インカージェネシステム LOCA) (つづき)		原子炉補機冷却系海水ストレーナ  平均出力領域モニタ  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレッドポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウェル圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA) 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) 残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去系熱交換器入口温度	48 条設計基準拡張 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類  58 条 (原子炉状態確認)  58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)  58 条 (原子炉状態確認)  58 条 (格納容器状態確認)  58 条設計基準拡張 (系統過圧及び ISLOCA 発生を 確認) 58 条 (格納容器冷却確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

第58-11-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（23/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系使用）		低圧原子炉代替注水系（常設） 格納容器代替スプレイ系（可搬型） 残留熱代替除去系 原子炉補機代替冷却系 窒素ガス代替注入系 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車 残留熱代替除去ポンプ 低圧原子炉代替注水槽（水源） 輪谷貯水槽（西1、西2）（代替水源） 大量送水車（代替水源移送） 大型送水ポンプ車 タンクローリ（給油） ガスタービン発電機用軽油タンク 原子炉スクラム機能 低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路） 格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ系流路） 格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ系流路） 残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ系流路） 残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ系流路） 残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器代替スプレイ系流路） 原子炉補機冷却系配管（残留熱代替除去流路） 原子炉補機冷却系弁（残留熱代替除去流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（残留熱代替除去流路） 残留熱除去系配管（残留熱代替除去流路） 残留熱除去系弁（残留熱代替除去流路） 残留熱除去系ストレーナ（残留熱代替除去流路） 残留熱除去系スプレッダ（残留熱代替除去流路） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系配管（代替原子炉補機冷却流路） 窒素ガス代替注入系配管（窒素ガス代替注入流路） 窒素ガス代替注入系弁（窒素ガス代替注入流路） 原子炉格納容器 原子炉圧力容器	47条（解析上使用を仮定） 49条（解析上使用を仮定） 50条 48条（移動式代替熱交換設備） 52条（可搬式窒素供給装置） 57条 57条 47条（ポンプ） 49条（ポンプ） 50条（ポンプ） 47条（水源） 49条（ただし設備ではなく措置） 56条（ただし設備ではなく措置） 56条（水源移送） 48条（ポンプ） 57条（燃料輸送） 57条（燃料輸送） DB（SA発生前に使用） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 50条（流路） 48条（流路） 48条（流路） 48条（流路） 48条（流路） 52条（流路） 52条（流路） 49条、50条、52条（注入先） 47条、50条（注入先）

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (24/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系使用) (つつき)		平均出力領域計装 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量 低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 格納容器密閉気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器密閉気放射線モニタ (サブレッシュヨン・チェンバ) 格納容器水素濃度 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブレッシュヨン・チェンバ圧力 (SA) 残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイレイ流量 サブレッシュヨン・プール水温度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確保) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確保) 58 条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確保) 58 条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確保) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイレイ確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)

第58-11-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (25/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・ 過温破損 (残留熱代替除去系不使用)		低圧原子炉代替注水系 (常設) 格納容器代替スプレイス系 (可搬型) 格納容器フィルタバント系 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水泵 大量送水車 低圧原子炉代替注水槽 (水源) 49条 (ただし設備ではなく措置) 56条 (ただし設備ではなく措置) 大量送水車 (代替水源移送) タンクローリ (給油) 57条 (燃料輸送) 57条 (燃料輸送) DB (SA発生前に使用) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (注入先) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 50条 (S/P蓄熱補助) 48条 (流路) 48条 (流路)	47条 (解析上使用を仮定) 49条 (解析上使用を仮定) 50条 57条 47条 (ボンプ) 49条 (ボンプ) 47条 (水源) 49条 (ただし設備ではなく措置) 56条 (ただし設備ではなく措置) 57条 (燃料輸送) 57条 (燃料輸送) DB (SA発生前に使用) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (注入先) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 50条 (S/P蓄熱補助) 48条 (流路) 48条 (流路)
	平均出力領域計表		格納容器フィルタバント系配管 (格納容器フィルタバント系流路) 格納容器代替スプレイス系配管 (格納容器代替スプレイス系流路) 残留熱除去系配管 (格納容器代替スプレイス系流路) 残留熱除去系弁 (格納容器代替スプレイス系流路) 残留熱除去系弁 (格納容器代替スプレイス系流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 格納容器フィルタバント系配管 (格納容器フィルタバント系流路) 格納容器フィルタバント系弁 (格納容器フィルタバント系流路)	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉炉状態確認) 58条 (炉心損傷有無判断) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉炉状態確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認)

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (26/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・ 過温破損 (残留熱代替除去系不使用) (つづき)		格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プール水位 (SA) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 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) 格納容器酸素濃度 (SA)	49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)





第58-11-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（28/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高压熔融物放出 / 格納容器発熱 気直接加熱 (つづき)		平均出力領域計表 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイレインポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイレインポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 格納容器水素濃度 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA) 格納容器代替スプレイレイン流量 ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ペデスタル水位 ドライウエル圧力 (SA) 残留熱代替除去系格納容器スプレイレイン流量 ペデスタル温度 (SA) ペデスタル水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) 格納容器酸濃度 (SA)	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 58条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確保) 58条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確保) 58条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確保) 58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確保) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (炉心損傷有無判断) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却) 58条 (代替ペデスタル注水確認) 51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却) 58条 (格納容器状態確認) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイレイン確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (29/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.3	原子炉圧力容器 外の溶融 燃料-冷却材相 互作用		—	—
3.4	水素燃焼		燃料プールのスプレッド系 大量送水車	54 条 (解析上使用を仮定) 54 条 (ポンプ)
3.5	溶融炉心・コン クリート相互作用		輪谷貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水源) タンクローリ (給油)	54 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送)
4.1	想定事故 1 (使用済燃料貯 蔵プール)		ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) ディーゼル燃料貯蔵タンク 可搬型スプレインノズル 常設スプレインヘッド 燃料プール 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設 備を含む) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) 54 条 (管路) 54 条 (管路) 54 条 (注入先) 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認)

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
4.2	想定事故 2 (使用済燃料貯蔵プール)	<p>系統概要図</p>	燃料プールのスプレイス系 大量送水車 輪谷貯水槽 (西1, 西2) (代替水源) タンクローリ (給油) ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) ディーゼル燃料貯蔵タンク 可搬型スプレインノズル 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む) 残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口流量 燃料プールのエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	54 条 (解析上使用を仮定) 54 条 (ポンプ) 54 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 57 条 (燃料源) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入先) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認) 54 条 (SFP 上部空間線量確認)

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) シナリオにおいて期待する設備とその分類について (31/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード) サプレッション・チェンバ (水源) ディーゼル燃料貯蔵タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 逃がし安全弁 46 条 (操作対象弁) 残留熱除去系配管 (低圧注水水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 残留熱除去系弁 (低圧注水水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 原子炉圧力容器 47 条設計基準拡張 (注水先) 残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 残留熱除去系ジェットポンプ (原子炉停止時冷却水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 残留熱除去系システム (原子炉停止時冷却水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 原子炉再循環系配管 (原子炉停止時冷却水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 原子炉再循環系弁 (原子炉停止時冷却水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 残留熱除去ポンプ出口流量 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 残留熱除去系熱交換器入口温度 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 残留熱除去系熱交換器出口温度 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 原子炉圧力 58 条 (原子炉状態確認) 原子炉水位 (広領域) 58 条 (原子炉状態確認) 原子炉水位 (S A)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条設計基準拡張 (水源) 57 条設計基準拡張 (燃料源) 57 条設計基準拡張 (電源) 46 条 (操作対象弁) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (注水先) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 47 条設計基準拡張 (水路) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認)

第 58 - 11 - 2 表 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (32/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源 喪失 (運転停止中の 原子炉)		低圧原子炉代替注水系 (常設)	47 条 (解析上使用を仮定)
			原子炉補機代替冷却系	48 条 (解析上使用を仮定)
			所内常設警備式直流電源設備	57 条
			常設代替直流電源設備	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条 (ポンプ)
			残留熱除去ポンプ (原子炉停止時冷却モード)	47 条設計基準拡張 (ポンプ)
			大型送水ポンプ重	48 条 (ポンプ)
			低圧原子炉代替注水槽 (水源)	47 条 (水源)
			タンクローリー (給油)	57 条 (燃料輸送)
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条 (燃料源)
			速がし安全弁	46 条 (操作対象弁)
			低圧原子炉代替注水系配管 (低圧原子炉代替注水流路)	47 条 (流路)
			低圧原子炉代替注水系弁 (低圧原子炉代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系配管 (低圧原子炉代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系弁 (低圧原子炉代替注水流路)	47 条 (流路)
			原子炉圧力容器	47 条 (注入先)
			残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			残留熱除去系ジェットポンプ (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉再循環系配管 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉再循環系弁 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉再循環系配管 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉再循環系弁 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (流路)
			原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機代替注水流路)	48 条 (流路)
			原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機代替注水流路)	48 条 (流路)
			原子炉補機冷却系配管 (原子炉補機代替注水流路)	48 条 (流路)
			原子炉補機冷却系弁 (原子炉補機代替注水流路)	48 条 (流路)
			残留熱除去系配管 (原子炉補機代替注水流路)	48 条 (流路)
			残留熱除去系弁 (原子炉補機代替注水流路)	48 条 (流路)
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉圧力	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉圧力容器温度 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (広帯域)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			代替注水流速 (常設)	47 条 (低圧時の原子炉冷却)
			低圧原子炉代替注水タンク水位	58 条 (代替注水確認)
			残留熱除去系熱交換器入口温度	56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)
				58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

第 58 - 11 - 2 表 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（33/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の流出（運転停止中の原子炉）		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード） サプレッション・チェンバ（水源） ディーゼル燃料貯蔵タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 残留熱除去系配管（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系ストレーナ（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系スジェクトポンプ（原子炉停止時冷却流路） 原子炉再循環去系配管（原子炉停止時冷却流路） 原子炉再循環系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（S.A） サプレッション・プール水位（S.A）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（水源） 57 条設計基準拡張（燃料源） 57 条設計基準拡張（電源） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（注入先） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 47 条設計基準拡張（流路） 58 条（原子炉状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

第 58 - 11 - 2 表 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（34/34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.4	反応度の誤投入 （運転停止中の 原子炉）		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能（中性子束高）	DB（解析上使用を仮定）
			中性子源領域計装	DB（原子炉スクラム機能の確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類

58-12 別紙



<別紙 目次>

- 別紙 1 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方  
について
- 別紙 2 サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
- 別紙 3 ドライウェル水位及びペデスタル水位の計測設備について
- 別紙 4 ペデスタル温度（S A）検出器について
- 別紙 5 原子炉水位不明時の対応について
- 別紙 6 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による代替注水流量計につ  
いて

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の  
考え方について

第 1.15-2 図「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を、第 1 表に示す。

以 上

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1 / 6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	0～500℃	2	原子炉圧力容器 (以下、「RPV」という。) 破損徴候の検知に用いる下鏡部に、検知性の向上を図るため位置的に分散させ、2個設置する。
	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	0～11MPa [gage]	1	監視の重要性に鑑み、計器電源をS A用直流電源から給電可能な圧力計を新規に1個設置する。
	原子炉水位 (広帯域)	-400cm～150cm <sup>*1</sup>	2	原子炉圧力と同じ。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	-800cm～-300cm <sup>*1</sup>	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位 (S A)	-900cm～150cm <sup>*1</sup>	1	監視の重要性に鑑み、計器電源をS A用直流電源から給電可能な水位計を新規に1個設置する。
	高压原子炉代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	代替注水流量 (常設)	0～300m <sup>3</sup> /h	1	系統流量 (低圧原子炉代替注水ポンプ) を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低圧原子炉代替注水流量	0～200m <sup>3</sup> /h	2	系統流量 (大量送水車) を監視可能な流量計を新規に2個設置する。 また、崩壊熱相当の低流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0～50m <sup>3</sup> /h	2	
原子炉圧力容器内の注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	3	系統流量を監視可能な既設流量計を3個設定する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（2/6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	0～150m <sup>3</sup> /h	2	系統流量（大量送水車）を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	ペデスタル代替注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	2	系統流量（大量送水車）を監視可能な流量計を新規に2個設置する。また、崩壊熱相当の低流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	0～50m <sup>3</sup> /h	2	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150 m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度（SA）	0～300℃	7	ドライウエル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの高さ（トップヘッド部、ドライウエル上部）に3個、燃料棒有効長頂部の高さ（ドライウエル中部）に2個、RPV下端の高さ（ドライウエル下部）に2個、合計7個を新規に設置する。なお、検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	ペデスタル温度（SA）	0～300℃	2	ペデスタル内の温度分布を把握するため、ペデスタル上部に2個を新規に設置する。なお、検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	ペデスタル水温度（SA）	0～300℃	2	ペデスタルに溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損を判断する。ペデスタル下部に2個を新規に設置する。なお、検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	サブレーション・チェンバ温度（SA）	0～200℃	2	サブレーション・チェンバ内の温度分布を把握するため、既設と同程度の高さに新規に2個設置する。なお、検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
原子炉格納容器内の圧力	サブレーション・プールの水温度（SA）	0～200℃	2	サブレーション・プールの水温度分布を把握するため、既設と同程度の高さに新規に2個設置する。なお、検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	ドライウエル圧力（SA）	0～1000kPa [abs]	2	原子炉格納容器の限界圧力（853kPa [gage]）を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。
	サブレーション・チェンバ圧力（SA）	0～1000kPa [abs]	2	原子炉格納容器の限界圧力（853kPa [gage]）を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	-3.0m, -1.0m <sup>**2</sup>	2	ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水量を注入するドライウェルブレイによるサンブピットへの注水量を確認するため、格納容器底面からの設置高さ-3.0m, -1.0mに各1個ずつ新規に2個設置する。
	サブプレッジョン・プール水位 (S A)	+1.0m <sup>**2</sup>	1	ペDESTALに落下した溶融炉心の冷却に必要な水量を注入するペDESTAL代替注水系 (可搬型) の停止を行うため、ベント管下端位置である格納容器底面からの設置高さ+1.0mに1個を新規に設置する。
		-0.80~5.50m <sup>**3</sup>	1	ウェットウェルベント操作可否判断を把握可能な水位計を新規に1個設置する。
	ペDESTAL水位	+0.1m, +1.2m <sup>**4</sup>	2	R P V破損前、ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための注水確認の高さ0.1m, 1.2mに各1個ずつ新規に2個設置する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	+2.4m <sup>**4</sup>	2	R P V破損前、ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための高さ2.4mを検知する。約180°間隔で新規に2個設置する。
		0~5vol%/0~100vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) 及び炉心損傷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 (0~100vol%) を監視するため、D/W, S/C運転切替 (サンプリング式) により計測可能な既設水素濃度計を1個設定する。
	格納容器水素濃度 (S A)	0~100vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) 及び炉心損傷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 (0~100vol%) を監視するため、D/W, S/C運転切替 (サンプリング式) により計測可能な水素濃度計を1個設置する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化されたD/W及びS/Cそれぞれ2個設定する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数(4/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	4	原子炉の停止状態を監視可能な既設の中性子源領域計装全4チャンネルを設定する。
	平均出力領域計装	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	6 <sup>※5</sup>	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域計装全6チャンネルを設定する。局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。A系3チャンネル、B系3チャンネル、計6チャンネルを設定する。
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	<input type="text"/>	8	
	スクラバ容器圧力	0~1MPa [gage]	4	系統運転時において、計装設備の機能喪失が格納容器フィルタバント系の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係る「スクラバ容器水位」、「スクラバ容器圧力」、「スクラバ容器温度」と、除去性能が保持されていることを監視する「第1バントフィルタ出口放射線モニタ」の高レンジを対象に複数設置する。その他の計器は、直接それに当たらないため単一設計とする。なお、第1バントフィルタ出口水素濃度は可搬のため、予備を1個保管する。
	スクラバ容器温度	0~300℃	4	
	第1バントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	
	第1バントフィルタ出口水素濃度	0~20vol%/0~100vol%	1 (予備1)	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。	
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	2	系統流量を監視可能な既設流量計を2個設定する。	

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。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (5 / 6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa [gage]	3	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を3個設定する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～5MPa [gage]	1	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0～4MPa [gage]	2	ポンプ出口圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0～10MPa [gage]	1	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～12MPa [gage]	1	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	0～3MPa [gage]	2	ポンプ出口圧力を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。
			0～10vol%	1
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	0～20vol%	2	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器フランジ面から漏えいした水素は、原子炉建物4階(燃料取替階)で対流し、均一に拡散していることが、万が一、成層化することを想定し、東壁面の天井付近及び西壁面付近にそれぞれ1個、合計2個を新規に設置する。
		0～20vol%	4	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器から局所的に水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺及び非常用ガス処理系吸込口に、それぞれ1個、合計4個を新規に設置する。 ・原子炉建物2階 SRV補修室、非常用ガス処理系吸込口 ・原子炉建物1階 CRD補修室、所員用エアロック室
	静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	2	GOTHIC解析の結果に基づき、静的触媒式水素処理装置(PAR)18個のうち、原子炉建物4階に設置する2個のPARを代表して、入口に1個ずつ、合計2個を新規に設置する。
	静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃	2	GOTHIC解析の結果に基づき、静的触媒式水素処理装置(PAR)18個のうち、原子炉建物4階に設置する2個のPARを代表して、出口に1個ずつ、合計2個を新規に設置する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (6 / 6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	0～5vol%/0～25vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を監視するため、D/W, S/C運転切替（サンプリング式）により計測可能な既設酸素濃度計を1個設定する。
	格納容器酸素濃度（SA）	0～25vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を監視するため、D/W, S/C運転切替（サンプリング式）により計測可能な酸素濃度計を新規に1個設置する。
使用済燃料プールの監視	燃料プール水位（SA）	-4.30～7.30m <sup>**6</sup>	1	通常水位から燃料プール底部付近まで監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	燃料プール水位・温度（SA）	-1000～6710mm <sup>**6</sup>	1 <sup>**7</sup>	通常水位から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで監視可能な水位計を新規に1個設置する。
		0～150℃		
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	1	通常水位からBAFまで水位変動した際の放射線量を監視可能な高レンジ・低レンジモニタを新規に各1個設置する。
		10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	1	
	燃料プール監視カメラ（SA）	—	1	燃料プールの状況を監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。

※1 基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1328cm）

※2 基準点は格納容器底面（EL10100）

※3 基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）

※4 基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）

※5 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）

※7 検出点は7箇所



## サプレッション・チェンバ水位上昇時の計装設備への影響について

## 1. はじめに

格納容器破損防止対策において、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・チェンバ内の水位が上昇するが、真空破壊弁が水没しないように、外部水源注水量制限（サプレッション・チェンバ内の水位が通常水位+1.3m）を設け、制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。

有効性評価シナリオにおいて、最もサプレッション・チェンバ内の水位が上昇するシナリオは、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）シナリオであり、格納容器ベント実施による圧力低下によりサプレッション・チェンバ内の水位は、サプレッション・チェンバ底部から約5.0m（約[ ]）まで上昇する評価である。また、ペDESTAL注水及び格納容器スプレイを継続した場合、ドライウエル内の水位は、ドライウエル床面から約1.0m（約[ ]）のベント管下端付近まで上昇する評価である。この場合の計装設備への影響を評価する。

## 2. 評価結果

## (1) ドライウエル内計装設備

ドライウエル内に設置される計装設備は、原子炉圧力容器温度計、ドライウエル温度計、ペDESTAL温度計、ペDESTAL水温度計、ペDESTAL水位計及びドライウエル水位計がある。ドライウエル内の水位が約[ ]まで上昇した場合、ペDESTAL水温度計2台、ペDESTAL水位計4台及びドライウエル水位計3台が水没する。これらの検出器は、電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により計測不能とならない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性（原子炉格納容器の温度・圧力である180℃、2Pdの蒸気条件下での健全性を確認）を満足する設計としている。

## (2) サプレッション・チェンバ内計装設備

サプレッション・チェンバ内に設置される計装設備は、サプレッション・チェンバ温度計及びサプレッション・プール水温度計がある。サプレッション・プール内の水位が約[ ]まで上昇した場合、サプレッション・プール温度計2台が水没する。これらの検出器は、電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により計測不能とならない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性（原子炉格納容器の温度・圧力である180℃、2Pdの蒸気条件下での健全性を確認）を満足する設計としている。

表1に重大事故等時に使用するドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内の計装設備の設置高さを、図1に重大事故等時に使用するドライウエル内

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

及びサブプレッション・チェンバ内の計装設備の配置を示す。

表1 重大事故等時に使用するドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内の計装設備の設置高さ

計装設備※1	個数	検出器 設置高さ	水没の有無	影響評価
①原子炉圧力容器 温度	2		水没しない	検出器は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
②ドライウエル温 度	7		水没しない	検出器は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
③ペDESTAL温度	2		水没しない	検出器は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
④ペDESTAL水 温 度	2		<u>水没する</u>	検出器は全て水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
⑤サブプレッ ション・チェンバ 温度	2		水没しない	検出器は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
⑥サブプレッ ション・プール水 温度	2		<u>水没する</u>	検出器は全て水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
⑦ドライウエル水 位	3		<u>水没する</u>	検出器（電極式）は全て水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造のため、影響なし。
⑧ペDESTAL水 位	4		<u>水没する</u>	検出器（電極式）は全て水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造のため、影響なし。

※1 表中の丸数字は図1の丸数字に対応する

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。

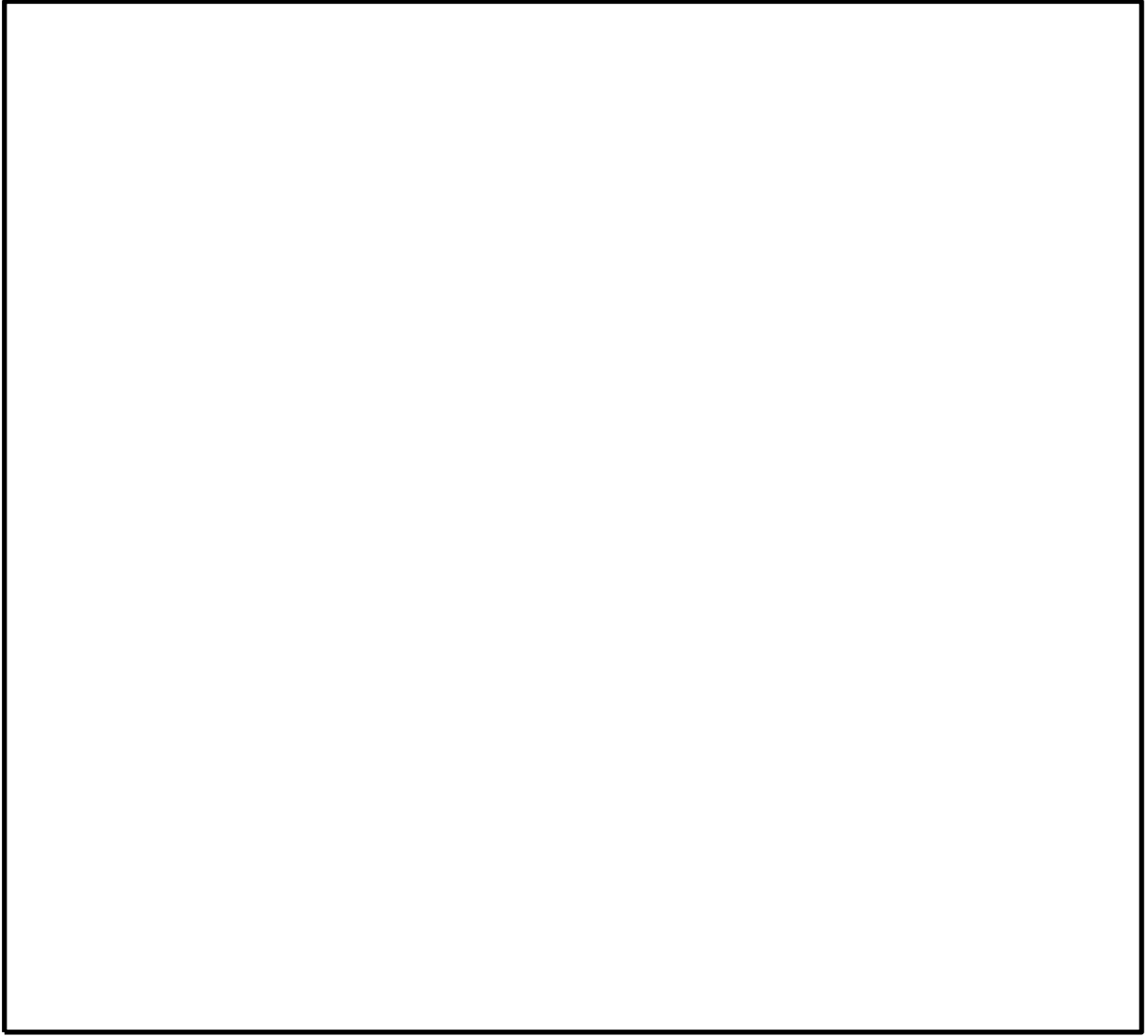


図1 重大事故等時に使用するドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内の計装設備の配置

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。

## ドライウェル水位及びペDESTAL水位の計測設備について

## 1. 概要

ドライウェル水位及びペDESTAL水位の監視のために設置する計測設備について、概要及び設置位置を以下に示す。

## (1) ドライウェル水位

## a. 設置目的

ドライウェル水位検出器は、溶融炉心の冷却に必要なペDESTALへの事前注水量を把握するために設置するものである。

残留熱代替除去系の起動後に内部保有水の増加を最小限とするため、「格納容器底面+1m」にドライウェル水位計を設置し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断する。

## b. 主要仕様

主要仕様を表1に示す。

## c. 設置位置

検出器の配置場所を図1に示す。

表1 ドライウェル水位の主要仕様

種類	計測範囲 <sup>※1</sup>	個数	測定誤差	耐環境性
電極式 水位検出器	-3.0m, -1.0m, +1.0m	3	±10mm	

※1：基準点は格納容器底面（EL10100）。

## (2) ペDESTAL水位

## a. 設置目的

ペDESTAL水位検出器は、R P V破損前に溶融炉心の冷却に必要なペDESTALへの事前注水量を把握するために設置するものである。

## b. 主要仕様

主要仕様を表2に示す。

## c. 設置位置

検出器の配置場所を図1に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表2 ペデスタル水位の主要仕様

種類	測定レンジ※1	個数	測定誤差	耐環境性
電極式 水位検出器	+0.1m, +1.2m +2.4m, +2.4m	4	±10mm	

※1：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

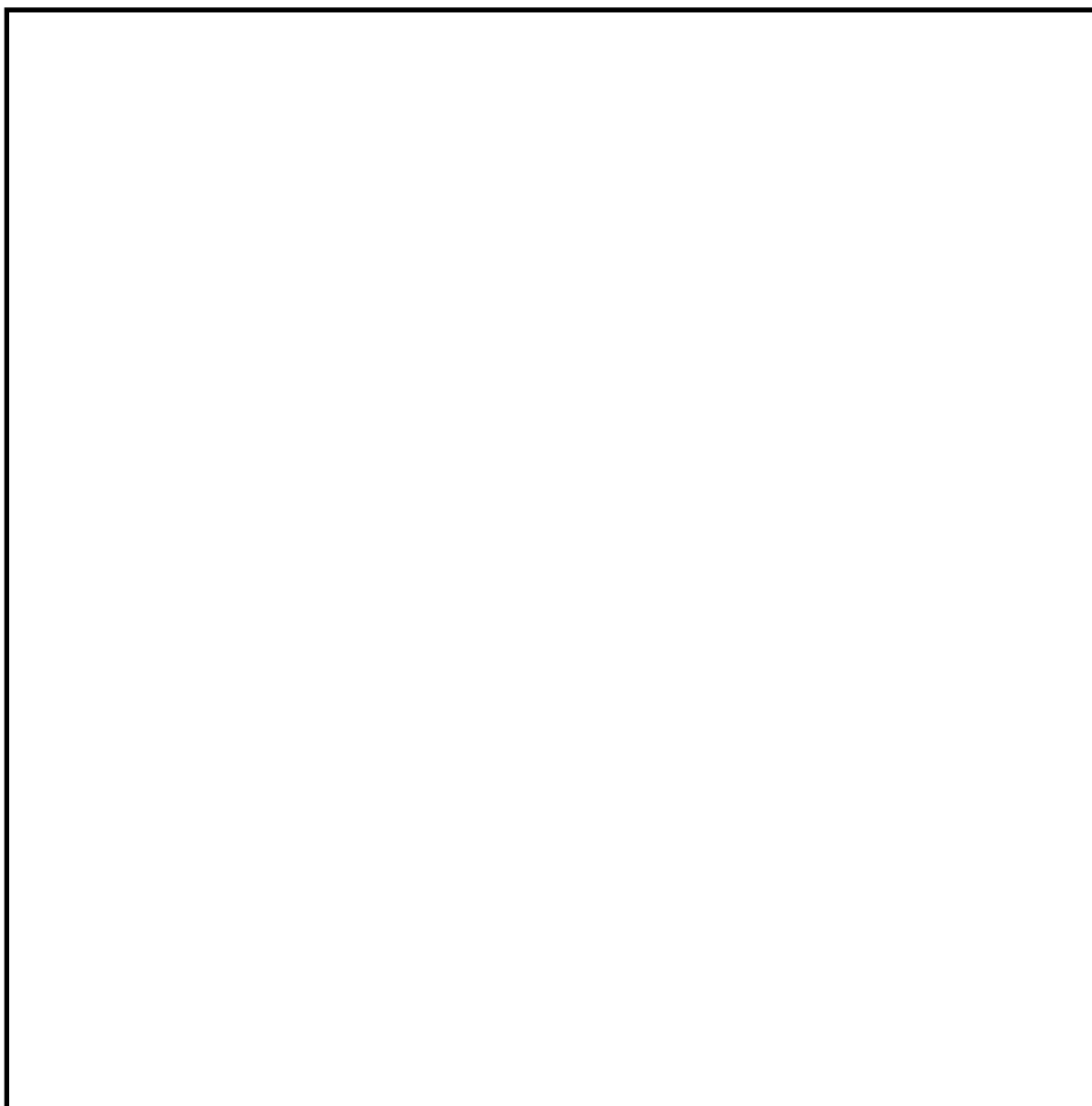


図1 ドライウェル水位及びペデスタル水位の検出器配置図

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。

## 2. 格納容器スプレイによるドライウェル水位検出器及びペDESTAL水位検出器への影響

ドライウェル水位及びペDESTAL水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造図及び設置概略図を図2及び図3に示す。電極は、保護管に覆われており、開放部と通気孔を有した構造をしている。検出器は、縦向き（開放部が下方向）に設置され、水位の上昇時は、開放部から水が入り、内部の気体が通気孔から抜け電極間が導通状態となることで水位を検知し、水位低下時は、開放部及び通気孔から水が排出されることにより、電極間が非導通状態となる。

電極式水位検出器は水没を考慮した設計としており、格納容器スプレイの被水による機能喪失はない。また、ケーブルについても、検出器と一体構造であり、原子炉格納容器の貫通部までの間に接続箇所を設けない設計としており、格納容器スプレイの被水による影響はない。

誤検知が発生する状況として、大量の水が連続的に検出器に当たり続け、電極間が導通状態になることが考えられるが、ドライウェル水位検出器は、格納容器スプレイを直接受けることのないように保護管を設置する設計であることから誤検知は発生しない。また、ペDESTAL水位検出器は、図1に示すとおり、格納容器スプレイが流れ込むCRD搬出口より離れた位置に設置する設計であることから被水することはなく、誤検知は発生しない。



図2 ドライウェル水位及びペDESTAL水位（電極式）の構造図

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。

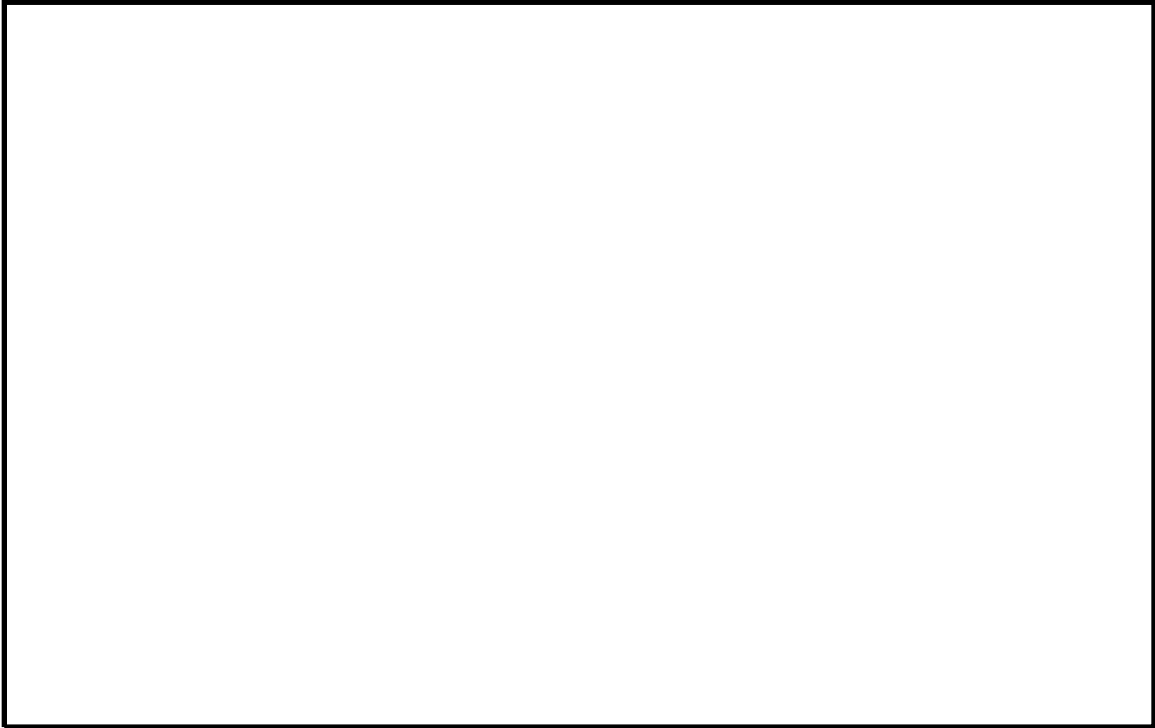


図3 ドライウェル水位及びペデスタル水位（電極式）の設置概略図

3. ペデスタル注水の停止判断に用いるドライウェル水位計が故障した場合の影響

図1のとおり、「格納容器底面+1m」はベント管下端位置であるため、ドライウェル水位が「格納容器底面+1m」を超えると同時にサプレッション・チェンバに流入しサプレッション・プール水位が上昇する。仮に、ドライウェル水位計（格納容器底面+1m）の故障によりペデスタル注水を継続した場合は、内部保有水の増加をサプレッション・プール水位（SA）により認知する代替監視が可能のため、ドライウェル水位計（格納容器底面+1m）は設置台数を1台としている。



(参考) 電極式水位検出器の測定原理

電極式水位検出器の構造を下図に示す。電極式水位検出器は、電極間の導通を測定することで、検出部が水中か気中を判定するものである。気中において電極間は絶縁されているが、電極間に水がある場合には、**抵抗が低下し導通**する。

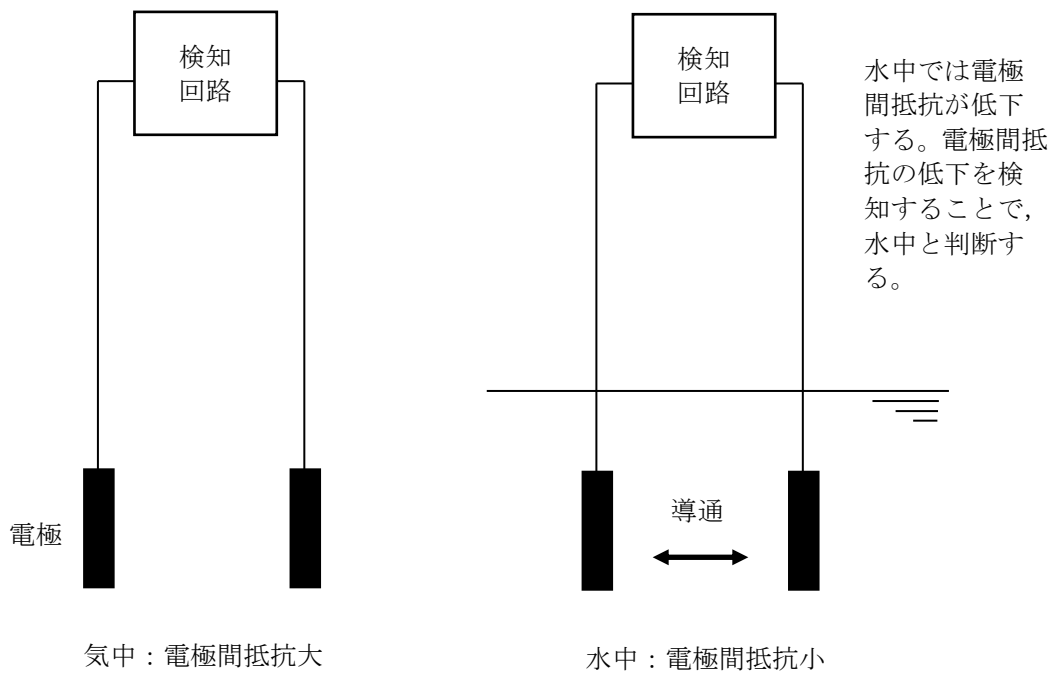


図 電極式水位検出器の測定原理

## ペDESTAL温度（S A）検出器について

ペDESTAL温度（S A）検出器の主要仕様を表 1 に、設置状況を図 1 に示す。  
温度検出器は、図 1 に示すとおりペDESTAL壁面側に設置されることから、溶融炉心が真下に落下した場合に直接接触することはない。

また、溶融炉心の落下に伴う輻射熱の影響により、温度検出器が機能喪失する可能性があるが、温度検出器が破損し断線した場合には、指示をアップスケールさせることにより、温度検出器の機能喪失を把握することが可能である。

なお、設置個数は 2 個であり、ペDESTAL内の離れた位置に配置している。

表 1 ペDESTAL温度（S A）検出器の主要仕様

種類	計測範囲	個数	測定誤差 <sup>*1</sup>	耐環境性
熱電対	0~300℃	2	±6.0℃	

※ 1 : 検出器～S P D S 表示装置の誤差（詳細設計により今後変更となる可能性がある）。



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。

## 原子炉水位不明時の対応について

## 1. 概要

重大事故等対処設備とする原子炉水位は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）があり、それぞれの計測範囲で原子炉压力容器内の水位を確認する。

## 2. 水位不明判断条件

原子炉水位不明は以下により確認する。

- a. 原子炉水位の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（事故時操作要領書（徴候ベース）の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）
- d. 凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合



第 1 図 水位不明判断曲線

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。

### 3. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA発生）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合、原子炉水位LOまで冠水させるために必要な水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。

### 4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、原子炉水位LOまで水位回復させるために約230m<sup>3</sup>/hで30分継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお、残留熱代替除去系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

### 5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位LO位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をLO以上で維持するためには、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいにより、原子炉水位をLO以上に維持できない場合は、サプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉圧力容器表面温度が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・サプレッション・プール水位が顕著に上昇していること
- ・原子炉圧力容器表面温度が過熱状態にないこと

残留熱代替除去系等のサプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、残留熱代替除去系が使用できない場合において、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位L0到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが、原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉压力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉压力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉压力容器の破損に至ることになる。

そのため、原子炉压力容器表面温度の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第1表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第2表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第2表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度が300℃に到達した時点で注水ができておらず、炉心冷却に失敗したことを判断することとする。

第1表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下，炉心損傷の進展)	原子炉压力容器温度（下鏡部）：300℃到達

第2表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータ推移
原子炉建物内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物内の漏えい検知設備の作動により，注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある</li> <li>・原子炉压力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水できていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある</li> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプの吐出圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある</li> </ul>
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで，サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある</li> <li>・原子炉压力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水できていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある</li> <li>・低圧原子炉代替注水ポンプの吐出圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある</li> </ul>

低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による代替注水流量計について

1. 低圧原子炉代替注水ポンプによる代替注水流量計について

低圧原子炉代替注水ポンプによる代替注水の流量は、代替注水流量（常設）により流量計測を行い、中央制御室及び緊急時対策所にて監視する設計としている。

なお、低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の注水流量を代替注水流量（常設）により計測する。主要仕様及び系統図を表1及び図1に示す。

(1) 代替注水流量（常設）

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水流量が 200m<sup>3</sup>/h、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ流量が 120m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL代替注水系（常設）によるペDESTAL内への注水流量 200m<sup>3</sup>/h となる。代替注水流量（常設）は低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 250m<sup>3</sup>/h に余裕を見込んで、測定レンジを 0～300m<sup>3</sup>/h としている。

表1 代替注水流量（常設）の主要仕様

種類	測定レンジ	個数	測定誤差	耐環境性
超音波式 流量検出器	0～300m <sup>3</sup> /h	1	±6.0m <sup>3</sup> /h	

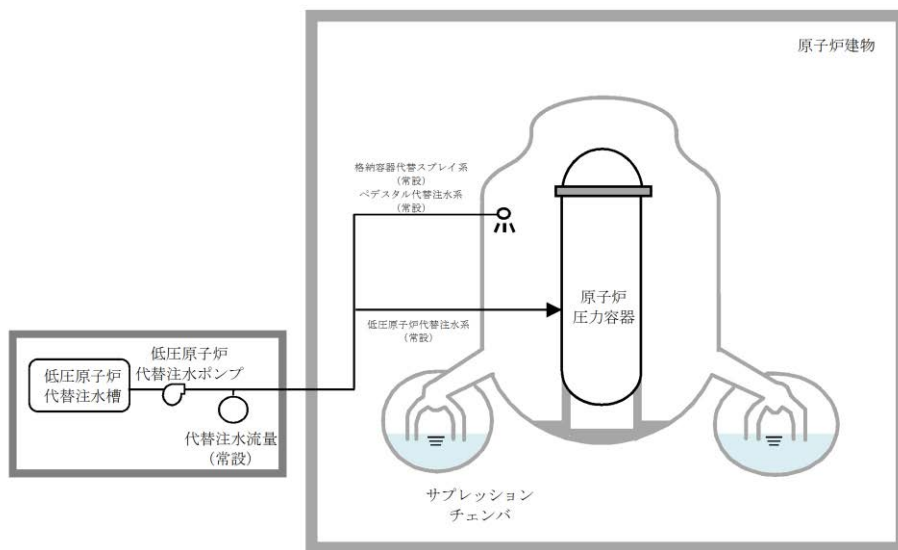


図1 代替注水流量（常設）系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## (2) 超音波式流量検出器の測定原理

超音波式流量検出器の測定原理を図2に示す。

検出器（超音波振動子）を流体が流れる配管の外周に取り付け、検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することにより、流体の流量を測定する。なお、崩壊熱相当の低流量の測定も可能な特徴がある。

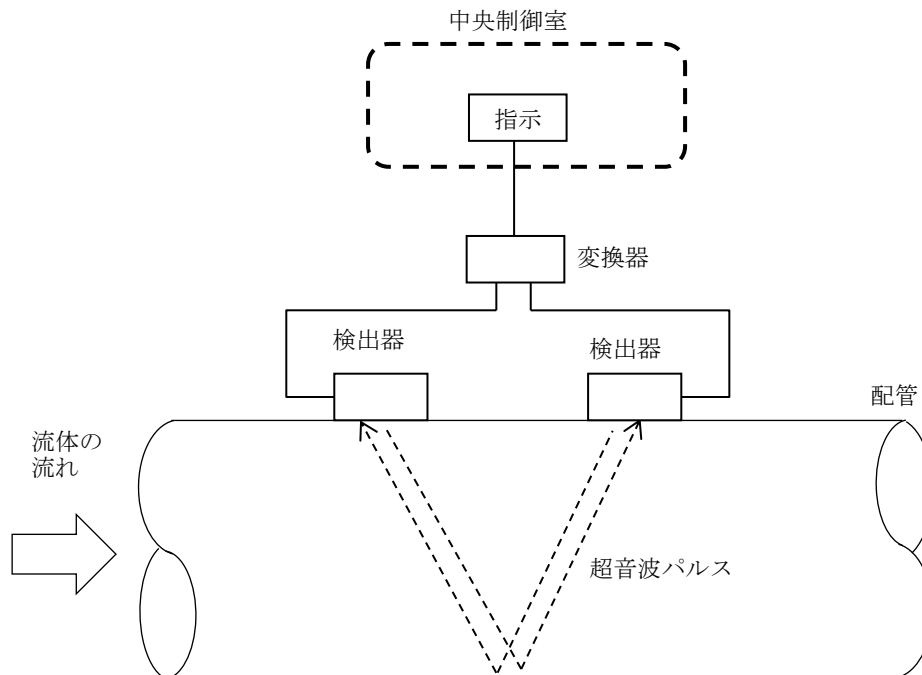


図2 超音波式流量検出器の測定原理



## 2. 大量送水車による代替注水流量計について

大量送水車による代替注水の流量は、低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペDESTAL代替注水流量及びペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）により流量計測を行い，中央制御室及び緊急時対策所にて監視する設計としている。なお，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水流量を低圧原子炉代替注水流量及び低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）により計測し，格納容器代替スプレイ系（可搬型）の注水流量を格納容器代替スプレイ流量により計測し，ペDESTAL代替注水系（可搬型）の注水流量をペDESTAL代替注水流量及びペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）により計測する。主要仕様及び系統図を表2及び図3に示す。

### (1) 低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

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注水流量が  $70\text{m}^3/\text{h}$ ，崩壊熱相当の注水量が  $12\text{m}^3/\text{h}$  となる。低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量に余裕を見込んで，低圧原子炉代替注水流量の測定レンジを  $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$  としている。また，崩壊熱相当の注水量を監視可能なよう低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の測定レンジを  $0\sim 50\text{m}^3/\text{h}$  としている。

### (2) 格納容器代替スプレイ流量

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器への注水流量が  $120\text{m}^3/\text{h}$  となる。格納容器代替スプレイ系（可搬型）における最大注水量に余裕を見込んで，格納容器代替スプレイ流量の測定レンジを  $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$  としている。

### (3) ペDESTAL代替注水流量，ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水流量が  $120\text{m}^3/\text{h}$ ，崩壊熱相当の注水量が  $12\text{m}^3/\text{h}$  となる。ペDESTAL代替注水系（可搬型）における最大注水量に余裕を見込んで，低圧原子炉代替注水流量の測定レンジを  $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$  としている。また，崩壊熱相当の注水量を監視可能なようペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）の測定レンジを  $0\sim 50\text{m}^3/\text{h}$  としている。

表2 大量送水車による代替注水流量計の主要仕様

名称	種類	測定レンジ	個数	測定誤差	耐環境性
低圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h	2	±4.0m <sup>3</sup> /h	
低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	2	±1.0m <sup>3</sup> /h	
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	±3.0m <sup>3</sup> /h	
ペDESTAL代替注水流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	±3.0m <sup>3</sup> /h	
ペDESTAL代替注水流量(狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	2	±1.0m <sup>3</sup> /h	

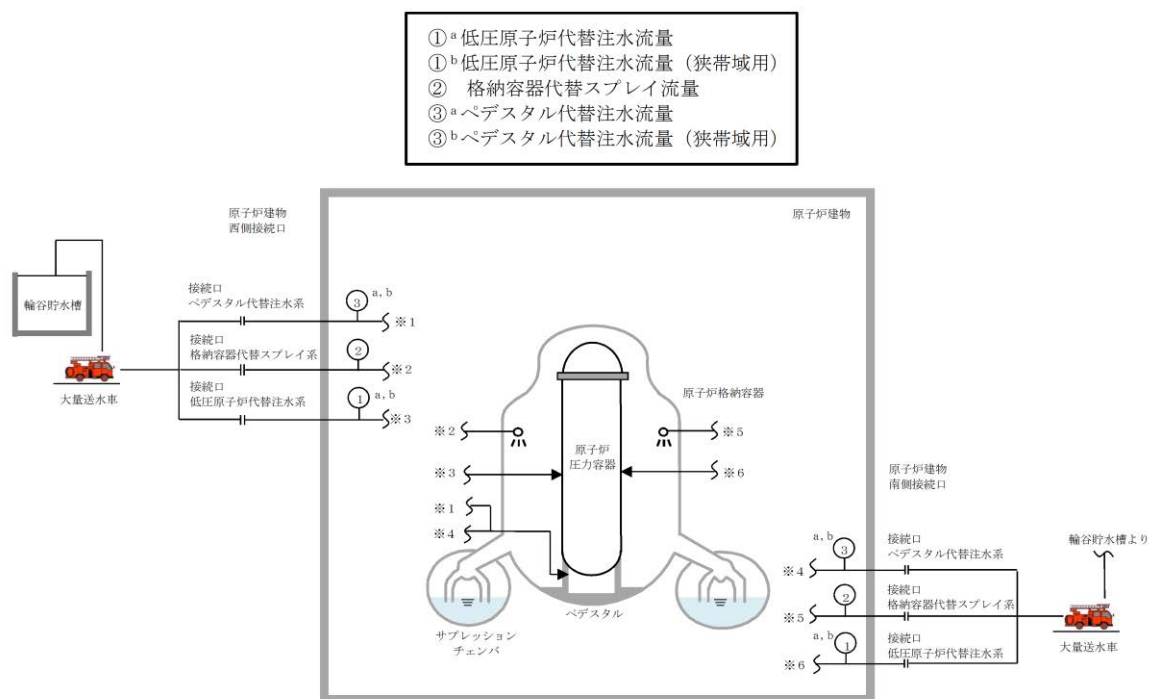


図3 大量送水車による代替注水流量計の配置図

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。

58-13

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」の第 58 条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表

(第 58 条) 計装設備 ( 1 / 9 )

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1、※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 ( 既設 + 新設 )	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※3	原子炉圧力容器温度 ( SA )	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 ( SA ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) 原子炉水位 ( 燃料域 ) 原子炉水位 ( SA ) 残留熱除去系熱交換器入口温度	常設
原子炉圧力容器内の圧力	( 原子炉圧力 )	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 ( SA ) 原子炉水位 ( 広帯域 ) 原子炉水位 ( 燃料域 ) 原子炉水位 ( SA ) 原子炉圧力容器温度 ( SA )	常設
	原子炉圧力	原子炉圧力 ( SA )	原子炉圧力 原子炉水位 ( 広帯域 ) 原子炉水位 ( 燃料域 ) 原子炉水位 ( SA ) 原子炉圧力容器温度 ( SA )	常設
原子炉圧力容器内の水位	( 原子炉水位 ( 広帯域 ) ) ( 原子炉水位 ( 燃料域 ) )	原子炉水位 ( 広帯域 ) 原子炉水位 ( 燃料域 )	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 ( SA ) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 ( 常設 ) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 ( 狭帯域用 ) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 ( SA ) サブプレッション・チェンバ圧力 ( SA )	常設
	原子炉水位 ( 広帯域 ) 原子炉水位 ( 燃料域 )	原子炉水位 ( SA )	原子炉水位 ( 広帯域 ) 原子炉水位 ( 燃料域 ) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 ( 常設 ) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 ( 狭帯域用 ) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 ( SA ) サブプレッション・チェンバ圧力 ( SA )	常設

注記 ※ 1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※ 2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

※ 3 : 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料 1 に示す。

(第 58 条) 計装設備 (2 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1、※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設 + 新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量 高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	高圧原子炉代替注水流量	サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	(原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量) 高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	(高圧炉心スプレイポンプ 出口流量) 原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	(残留熱除去ポンプ出口 流量) 低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	(低圧炉心スプレイポンプ 出口流量) 残留熱除去ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設
	—	残留熱代替除去系原子炉 注水流量	サプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設

注記 ※1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

※2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 58 条) 計装設備 (3 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>※1, ※2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設 + 新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTAL水位	常設
	残留熱除去ポンプ出口流量	格納容器代替スプレイ流量	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTAL水位	常設
	—	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	ペDESTAL水位 ドライウエル水位	常設
	—	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	常設
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 <sup>※3</sup>	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ペDESTAL温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	常設
	ペDESTAL温度 <sup>※3</sup>	ペDESTAL温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	常設
	—	ペDESTAL水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	常設
	サブプレッション・チェンバ温度 <sup>※3</sup>	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	常設
	サブプレッション・プール水温度 <sup>※3</sup>	サブプレッション・プール水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	常設

注記 ※1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

※2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

※3 : 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料 1 に示す。

(第 58 条) 計装設備 (4 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>※1, ※2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設 + 新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>※3</sup>	ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA)	常設
	サブプレッション・チェンバ圧力 <sup>※3</sup>	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	常設
原子炉格納容器内の水位	—	ドライウエル水位	サブプレッション・プール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位	常設
	サブプレッション・プール水位 <sup>※3</sup>	サブプレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位	常設
	—	ペDESTAL水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位	常設
原子炉格納容器内の水素濃度	(格納容器水素濃度)	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	常設
	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度	常設

注記 ※1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

※2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

※3 : 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料 1 に示す。

(第 58 条) 計装設備 (5 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1, ※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設 + 新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)) (格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ))	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	主要パラメータの他チャンネル	常設
	(格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)) (格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル))	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	主要パラメータの他チャンネル	常設
未臨界の維持又は監視	(中性子源領域計装) 平均出力領域計装	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装	常設
	(平均出力領域計装) 中性子源領域計装	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装	常設
最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	常設
	—	残留熱除去系熱交換器出口温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)	常設
	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)	常設
	—	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 サブプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	常設

注記 ※1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

※2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。



(第58条) 計装設備 (6 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>※1, ※2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタベント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去ポンプ出口流量	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル	常設
		スクラバ容器圧力	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	常設
		スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル	常設
		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)	主要パラメータの他チャンネル	常設
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	可搬型
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	(残留熱除去系熱交換器入口温度)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)	常設
	(残留熱除去系熱交換器出口温度)	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量	常設
	(残留熱除去ポンプ出口流量)	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力	常設
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	常設
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設
	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	常設
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	常設

注記 ※1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

(第58条) 計装設備 (7 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1、※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエル温度※3	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)	常設
	ドライウエル圧力※3	ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)	常設
格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)	(残留熱除去ポンプ出口圧力)	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設
	(低圧炉心スプレイポンプ出口圧力)	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設
水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※3	低圧原子炉代替注水槽水位	代替注水流量 (常設) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) サブプレッション・プール水位 (SA) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	常設
	サブプレッション・プール水位 ※3	サブプレッション・プール水位 (SA)	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	常設
原子炉建物内の水素濃度	—	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	常設
原子炉格納容器内の酸素濃度	(格納容器酸素濃度)	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	常設
	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	常設

注記 ※1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

※2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

※3：常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。

(第 58 条) 計装設備 ( 8 / 9 )

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1、※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
燃料プールの監視	燃料プール水位 燃料プールライナドレン 漏えい水位 燃料プール水位・温度 (SA)	燃料プール水位 (SA)	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	常設
	燃料プール水位 燃料プールライナドレン 漏えい水位 (燃料プール水位・温度 (SA)) 燃料プール冷却ポンプ入口 温度 燃料プール温度	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) 燃料プール監視カメラ (SA)	常設
	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	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	常設
	燃料プール水位 燃料プールライナドレン 漏えい水位 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール冷却ポンプ入口 温度 燃料プール温度	燃料プール監視カメラ (SA)	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	常設

注記 ※ 1 : 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※ 2 : ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 58 条) 計装設備 (9 / 9)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>※1, ※2</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設 + 新設)	常設 可搬型
発電所内の通信連絡	(安全パラメータ表示システム (SPDS))	安全パラメータ表示システム (SPDS)	常設
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	可搬型
その他 <sup>※3</sup>	ADS用N <sub>2</sub> ガス供給圧力	ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	常設
	ADS用N <sub>2</sub> ガス供給圧力	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力	常設
	(原子炉補機冷却ポンプ圧力)	原子炉補機冷却ポンプ圧力	常設
	(RCW熱交換器出口温度)	RCW熱交換器出口温度	常設
	(RCWサージタンク水位)	RCWサージタンク水位	常設
	(C-メタクラ母線電圧)	C-メタクラ母線電圧	常設
	(D-メタクラ母線電圧)	D-メタクラ母線電圧	常設
	(HPCS-メタクラ母線電圧)	HPCS-メタクラ母線電圧	常設
	(C-ロードセンタ母線電圧)	C-ロードセンタ母線電圧	常設
	(D-ロードセンタ母線電圧)	D-ロードセンタ母線電圧	常設
	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	常設
	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	SAロードセンタ母線電圧	常設
	(B1-115V系蓄電池 (SA) 電圧)	B1-115V系蓄電池 (SA) 電圧	常設
	(A-115V系直流盤母線電圧)	A-115V系直流盤母線電圧	常設
	(B-115V系直流盤母線電圧)	B-115V系直流盤母線電圧	常設
	(230V系直流盤 (常用) 母線電圧)	230V系直流盤 (常用) 母線電圧	常設
A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 HPCS系直流盤母線電圧	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧	常設	

注記 ※1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

※2: ( ) 付の設備は, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について

設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所を表 1 及び図 1 に示す。

表 1 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所

計装設備	個数	設置場所
原子炉圧力容器温度※	30	原子炉格納容器内 【図 1 (3 / 7), (4 / 7), (5 / 7), (6 / 7)】
ドライウエル温度	24	原子炉格納容器内 【図 1 (2 / 7), (3 / 7), (4 / 7), (5 / 7), (6 / 7)】
ペデスタル温度	3	原子炉格納容器内 【図 1 (2 / 7)】
サプレッション・チェンバ温度	4	原子炉格納容器内 【図 1 (2 / 7)】
サプレッション・プール水温度	12	原子炉格納容器内 【図 1 (2 / 7)】
ドライウエル圧力	3	原子炉建物 2 階 【図 1 (4 / 7)】
サプレッション・チェンバ圧力	2	原子炉建物 2 階 【図 1 (4 / 7)】
サプレッション・プール水位	2	原子炉建物地下 2 階 【図 1 (1 / 7)】
燃料プール水位	1	原子炉建物 4 階 【図 1 (7 / 7)】
燃料プールライナドレン漏えい水位	1	原子炉建物中 2 階 【図 1 (5 / 7)】
燃料プール冷却ポンプ入口温度	1	原子炉建物中 2 階 【図 1 (5 / 7)】
燃料プール温度	1	原子炉建物 4 階 【図 1 (7 / 7)】
燃料取替階エリア放射線モニタ	2	原子炉建物 4 階 【図 1 (7 / 7)】
燃料取替階放射線モニタ	4	原子炉建物 4 階 【図 1 (7 / 7)】
A D S 用 N <sub>2</sub> ガス供給圧力	2	原子炉建物 3 階 【図 1 (6 / 7)】

※一部の計装設備は異なる高さ方向に複数の検出器を設置

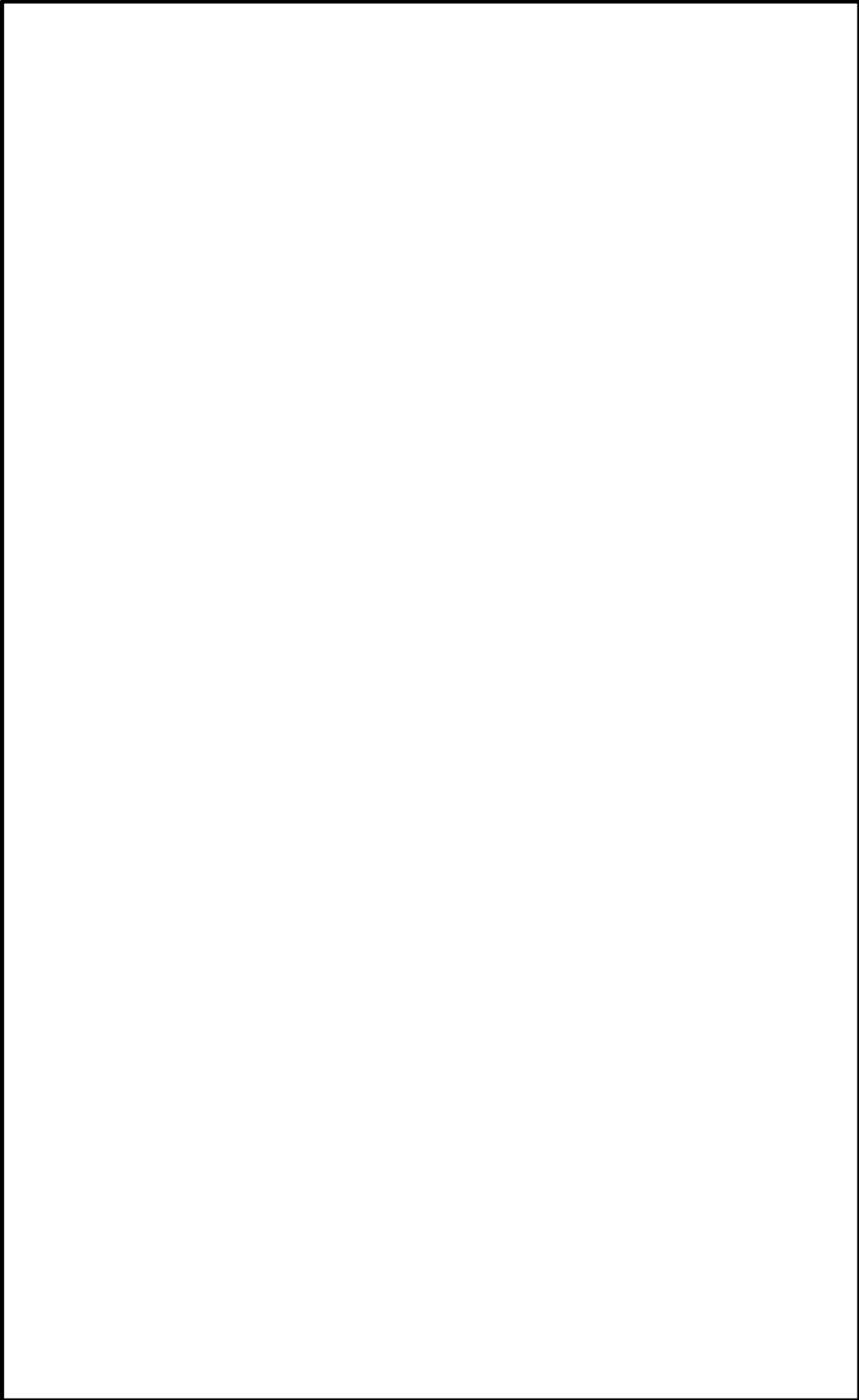


図1 配置図 (1/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

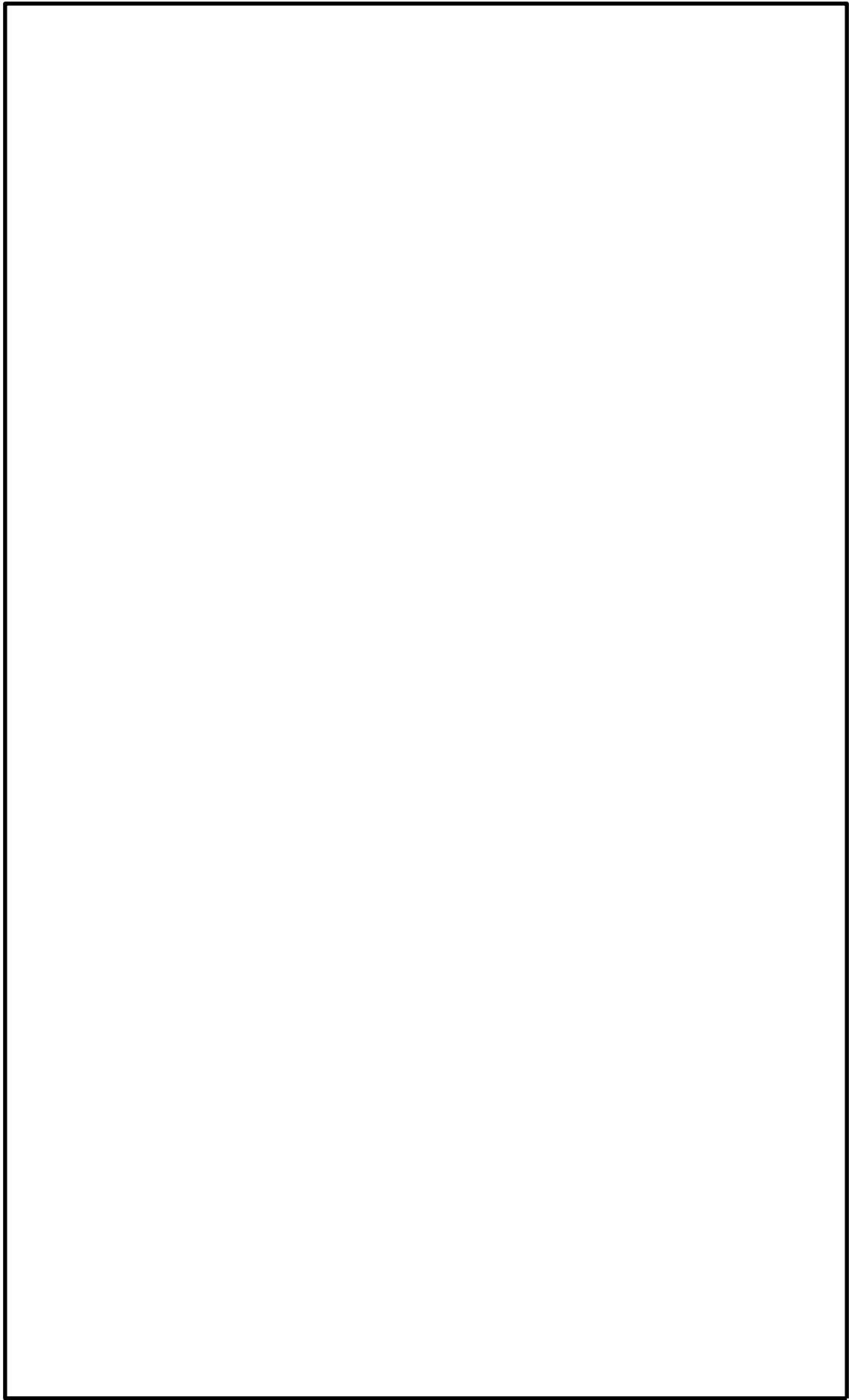


図1 配置図 (2/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

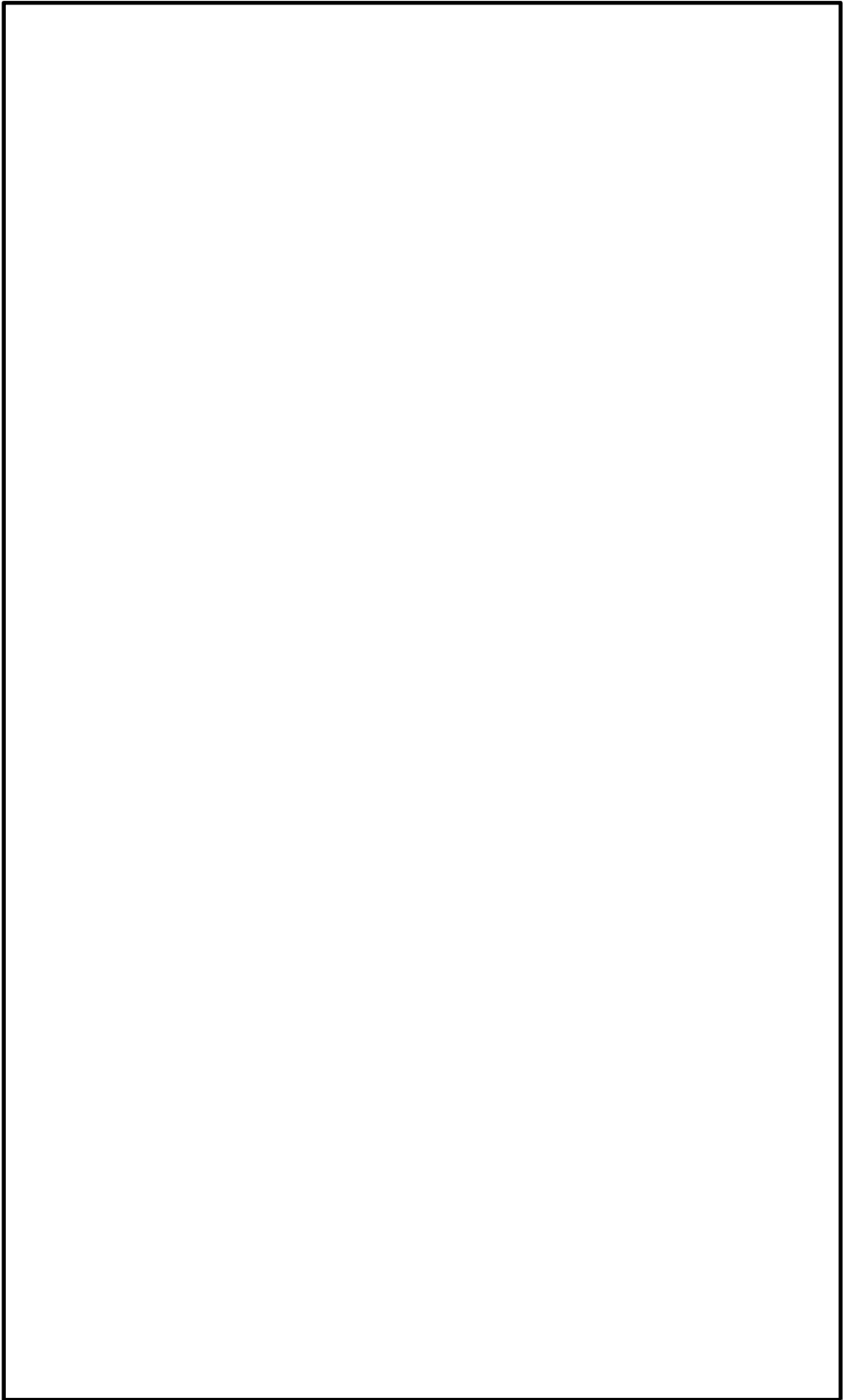


図1 配置図 (3/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



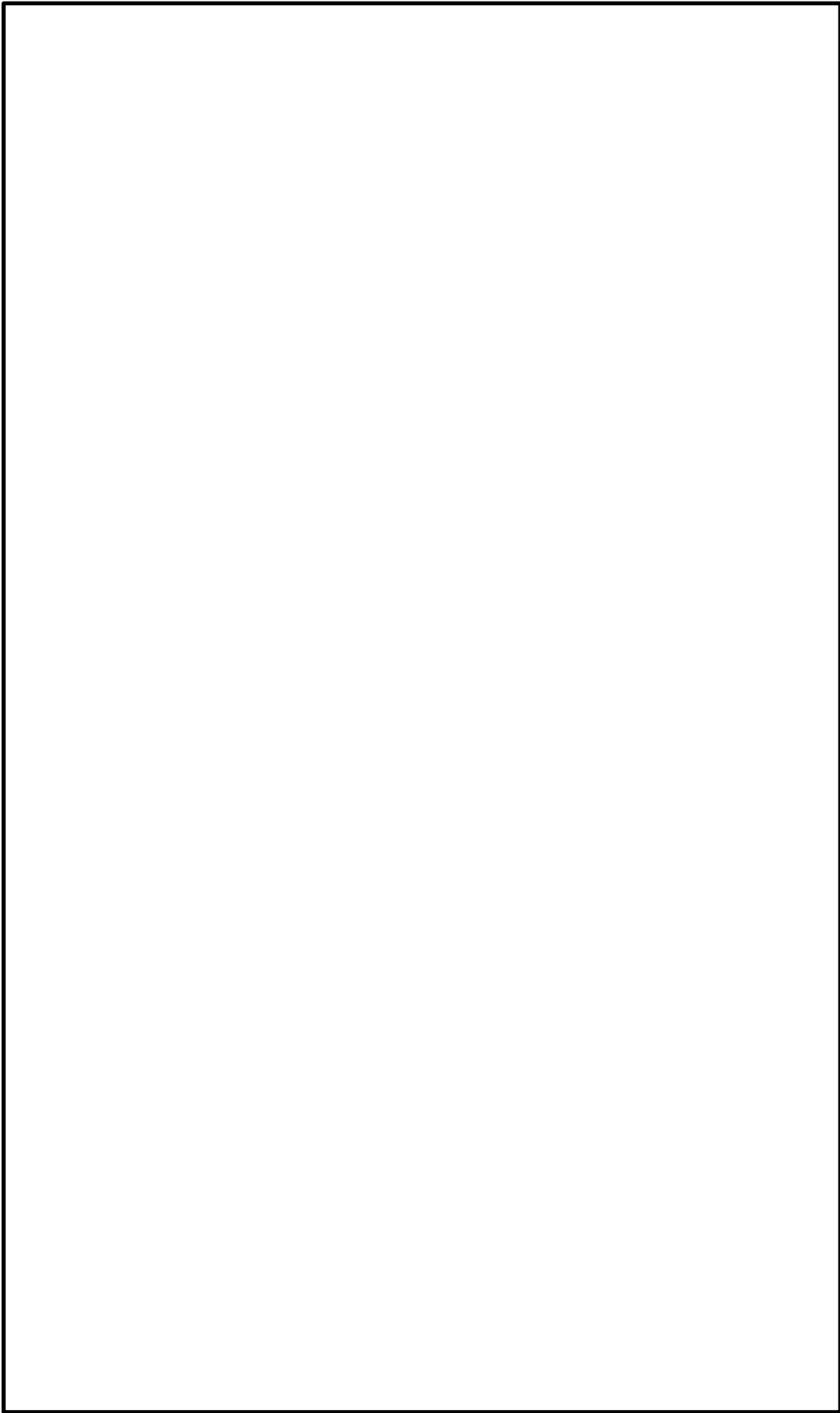


図1 配置図 (4 / 7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

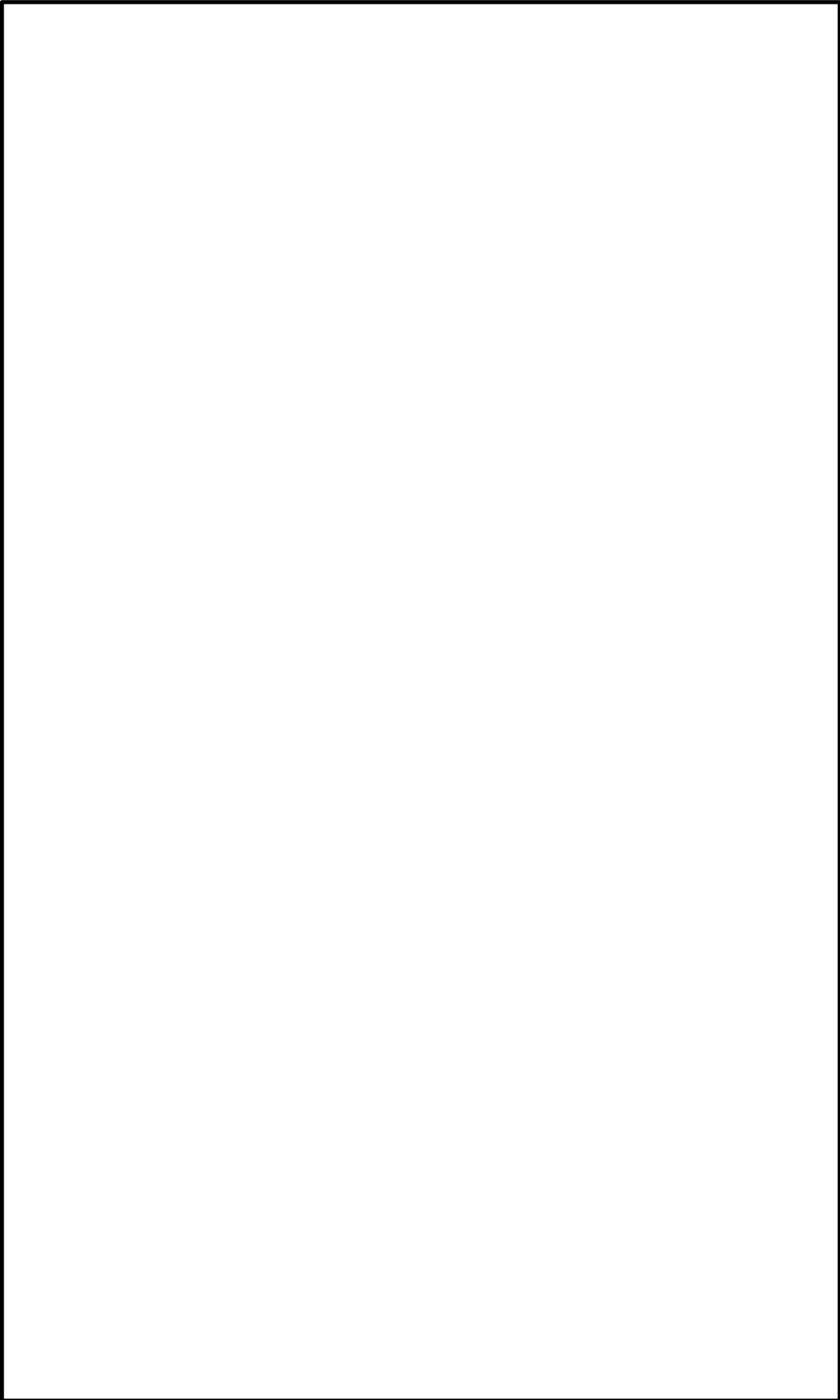


図1 配置図 (5 / 7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

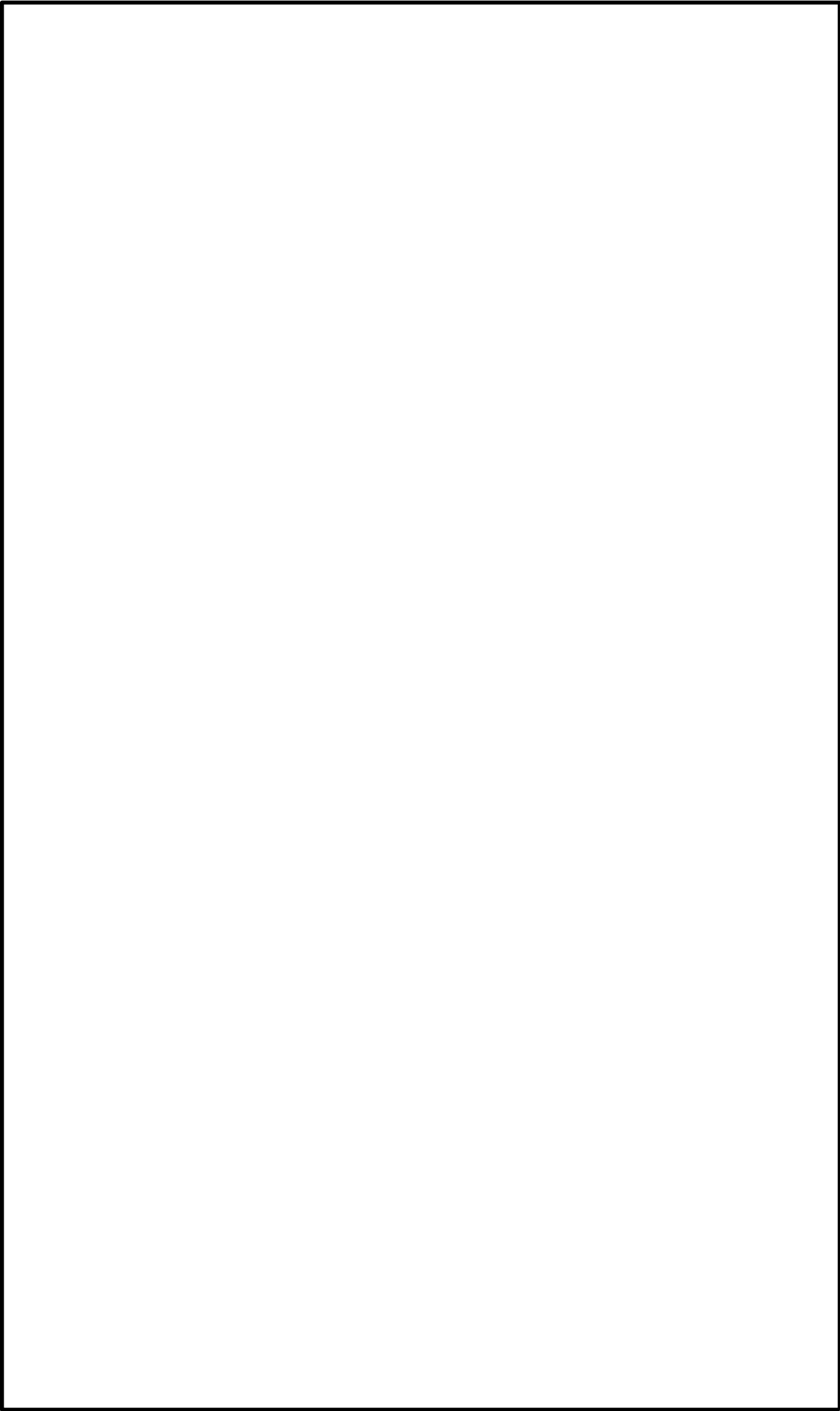


図1 配置図 (6 / 7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

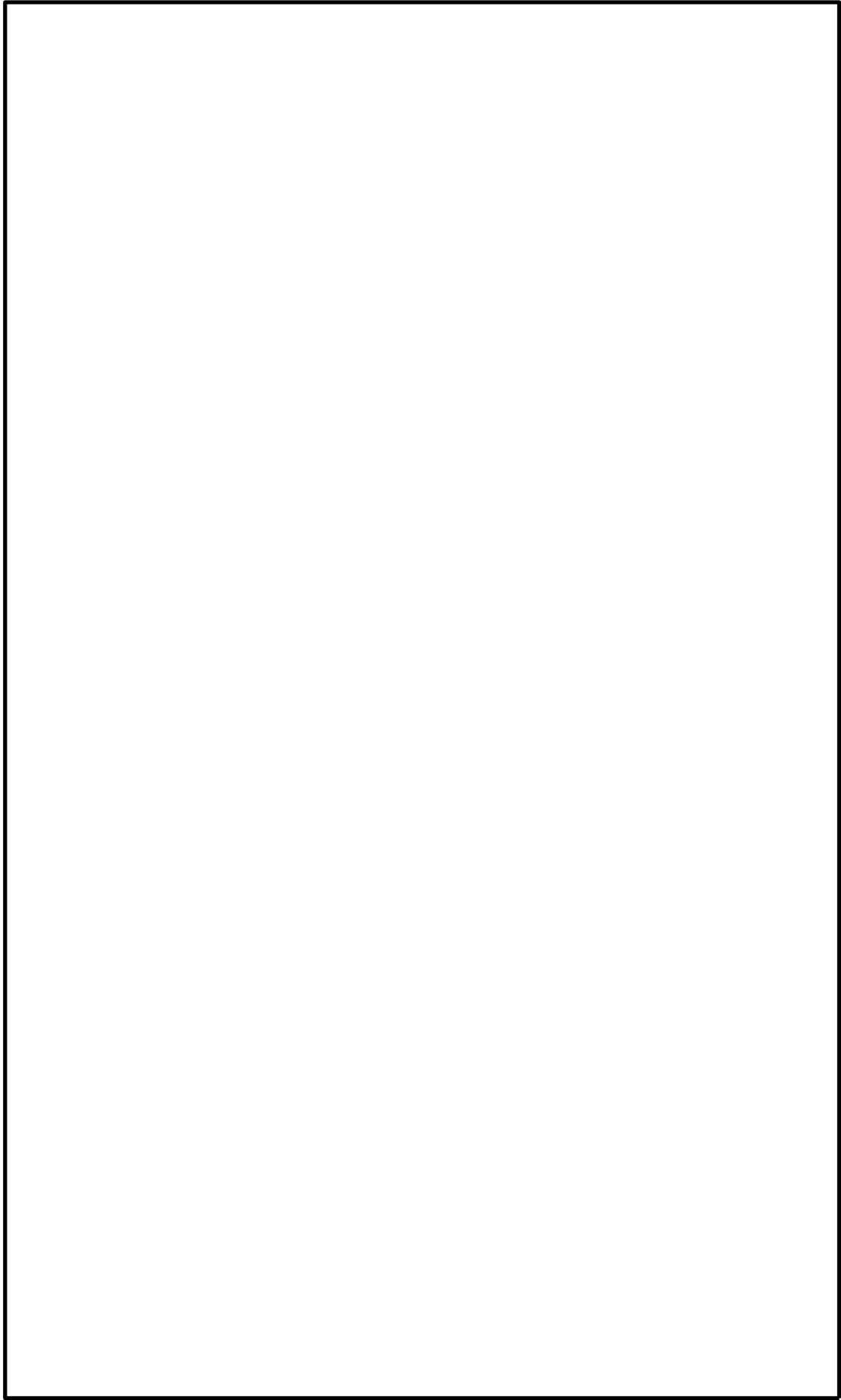


図1 配置図 (7/7)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。