

## 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	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	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	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	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		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		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	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			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	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		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	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	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			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	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	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	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	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	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			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			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		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 屋外設備	C 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			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	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			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	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	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		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	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			代替注水流量（可搬型）		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	58-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作，接続作業		A 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		故障防止 共通要因	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			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			Cー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			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	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		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			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	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 (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			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	

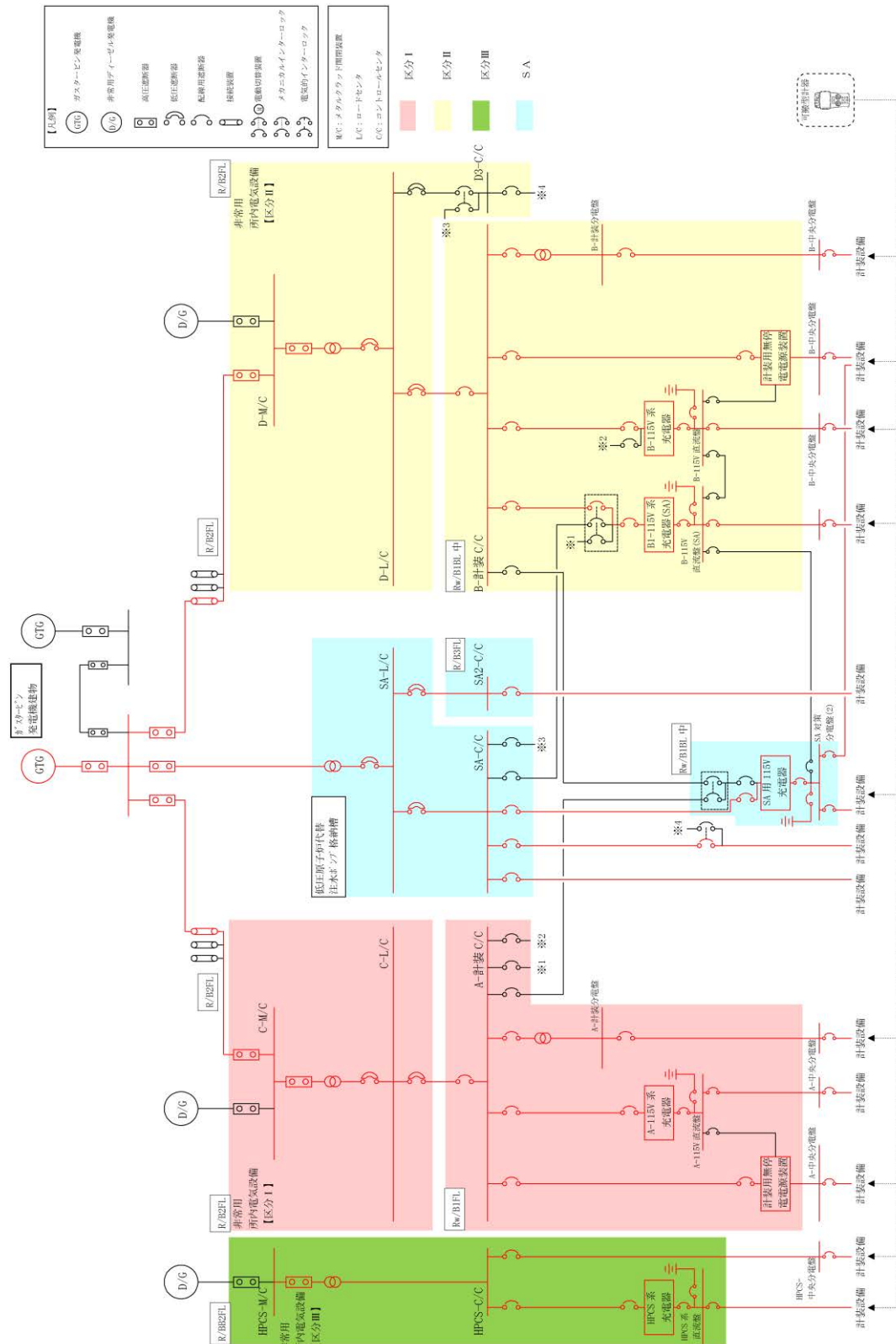
島根原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第58条：計装設備		RCW熱交換出口温度	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	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	—		
		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



第 58 - 2 - 1 図 計器電源構成

58-3 配置図

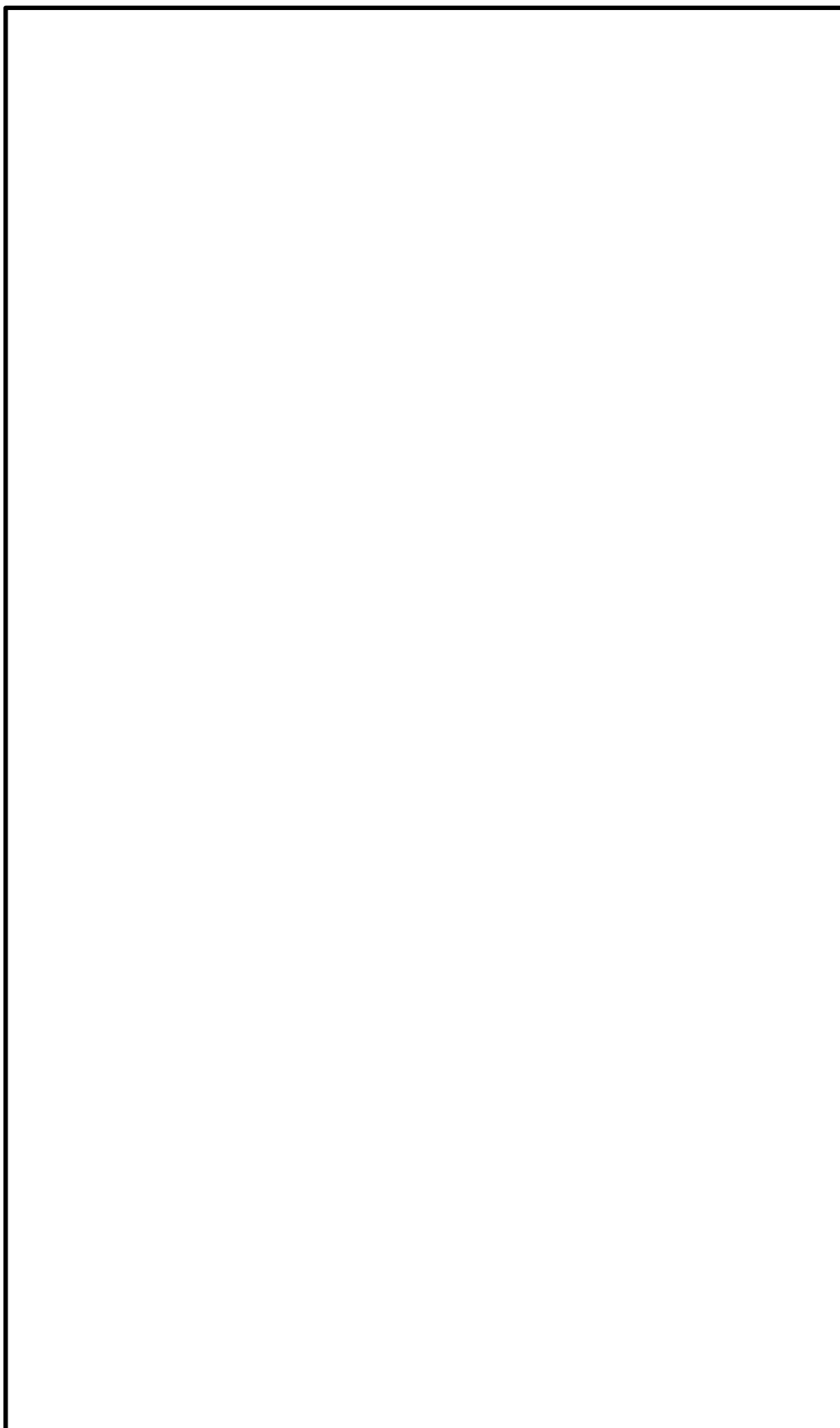


第 58 - 3 - 1 表 配置図一覧表 ( 1 / 2 )

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格納槽内	第 58 - 3 - 11 図
代替注水流量 ( 可搬型 )	屋外	第 58 - 3 - 12 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 1 階 原子炉建物 2 階 原子炉建物 4 階	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
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

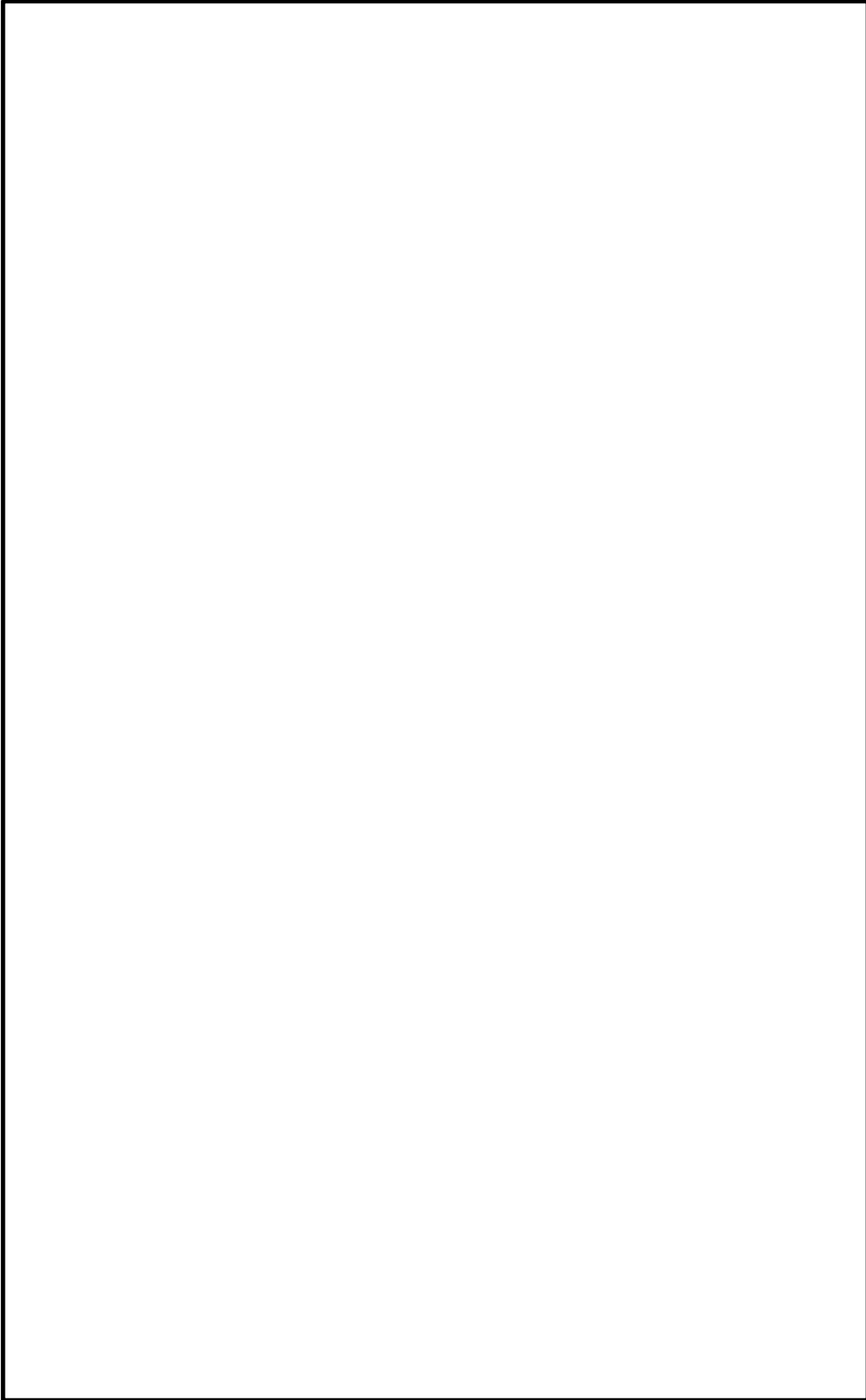
第 58 - 3 - 1 表 配置図一覧表 ( 2 / 2 )

主要設備	設置場所	図番号	
安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ収集サーバ	廃棄物処理建物 1 階	第 58 - 3 - 15 図
	伝送サーバ	緊急時対策所 1 階	第 58 - 3 - 16 図
	データ表示装置	緊急時対策所 1 階	第 58 - 3 - 16 図
可搬型計測器	廃棄物処理建物 1 階 緊急時対策所 1 階	第 58 - 3 - 15 図 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	
HPCS-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	
SAロードセンタ母線電圧	低圧原子炉代替注水格納槽内	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	
SA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	
B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧	廃棄物処理建物地下中 1 階	第 58 - 3 - 14 図	
ADS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> ガスポンプ圧力	原子炉建物 2 階	第 58 - 3 - 4 図	
RCWサージタンク水位	原子炉建物 4 階	第 58 - 3 - 7 図	
RCW熱交換出口温度	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	



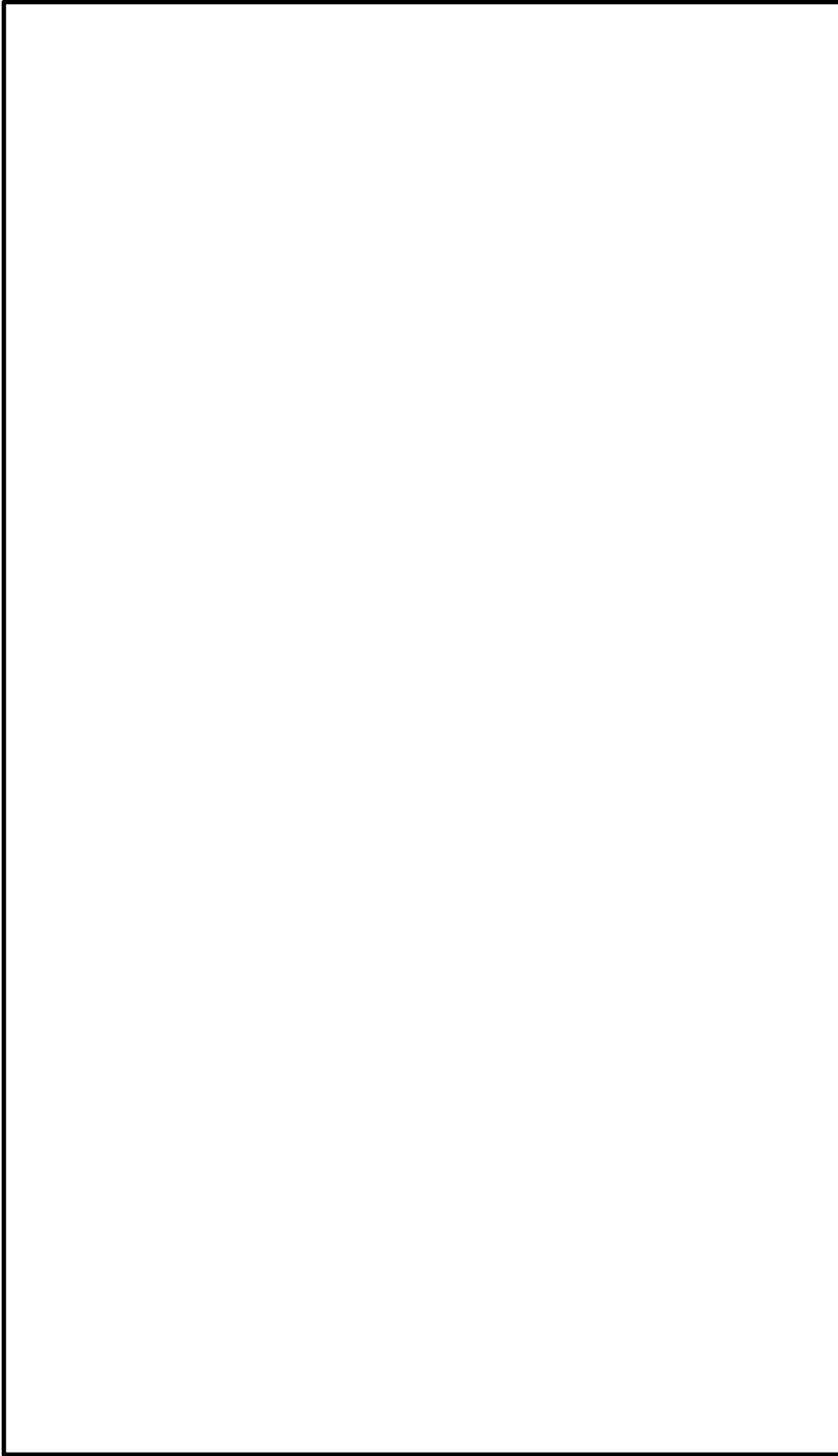
第 58 - 3 - 1 図 機器配置図 (原子炉建物地下 2 階)

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。



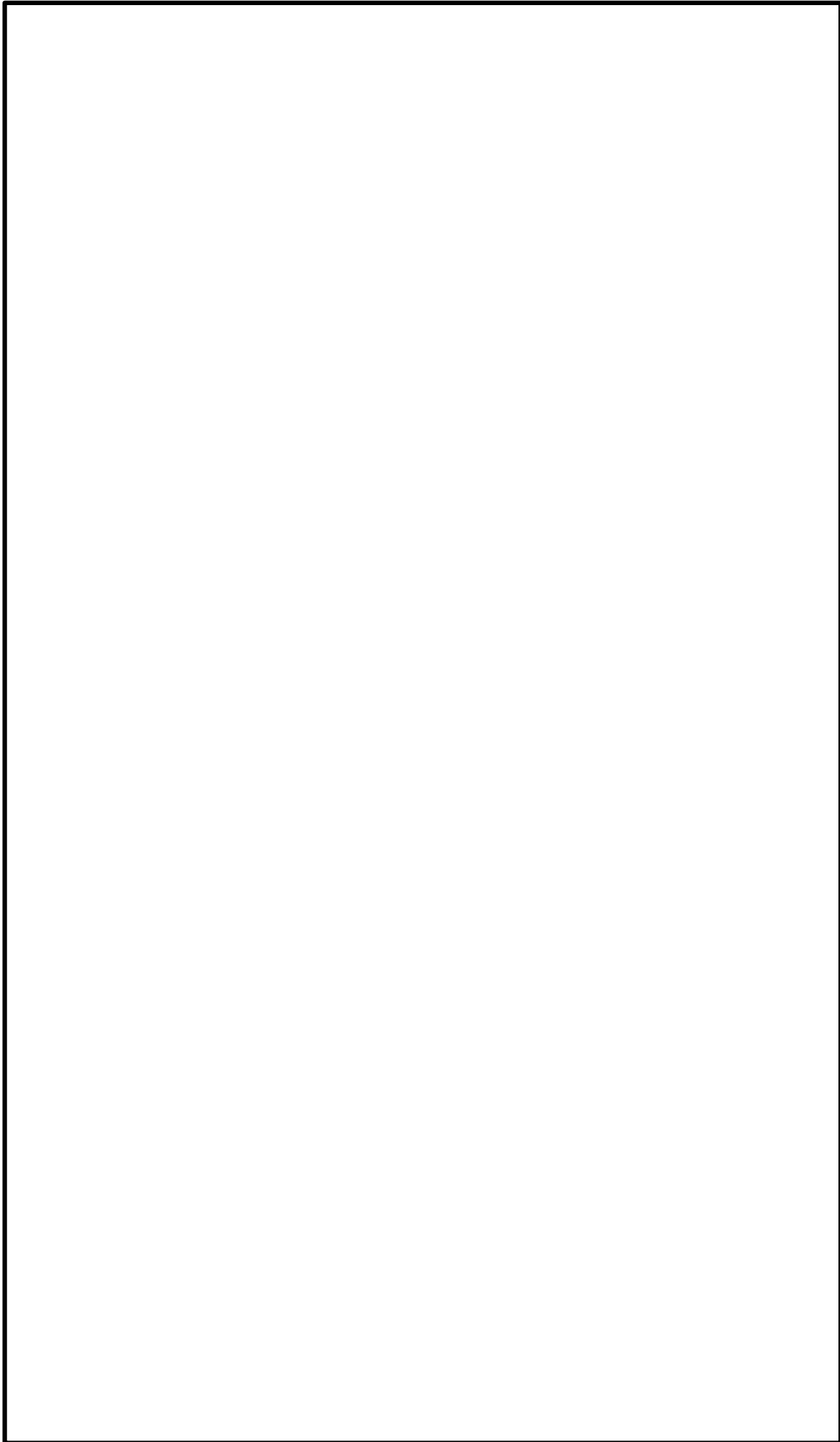
第 58 - 3 - 2 図 機器配置図 (原子炉建物地下 1 階)

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。



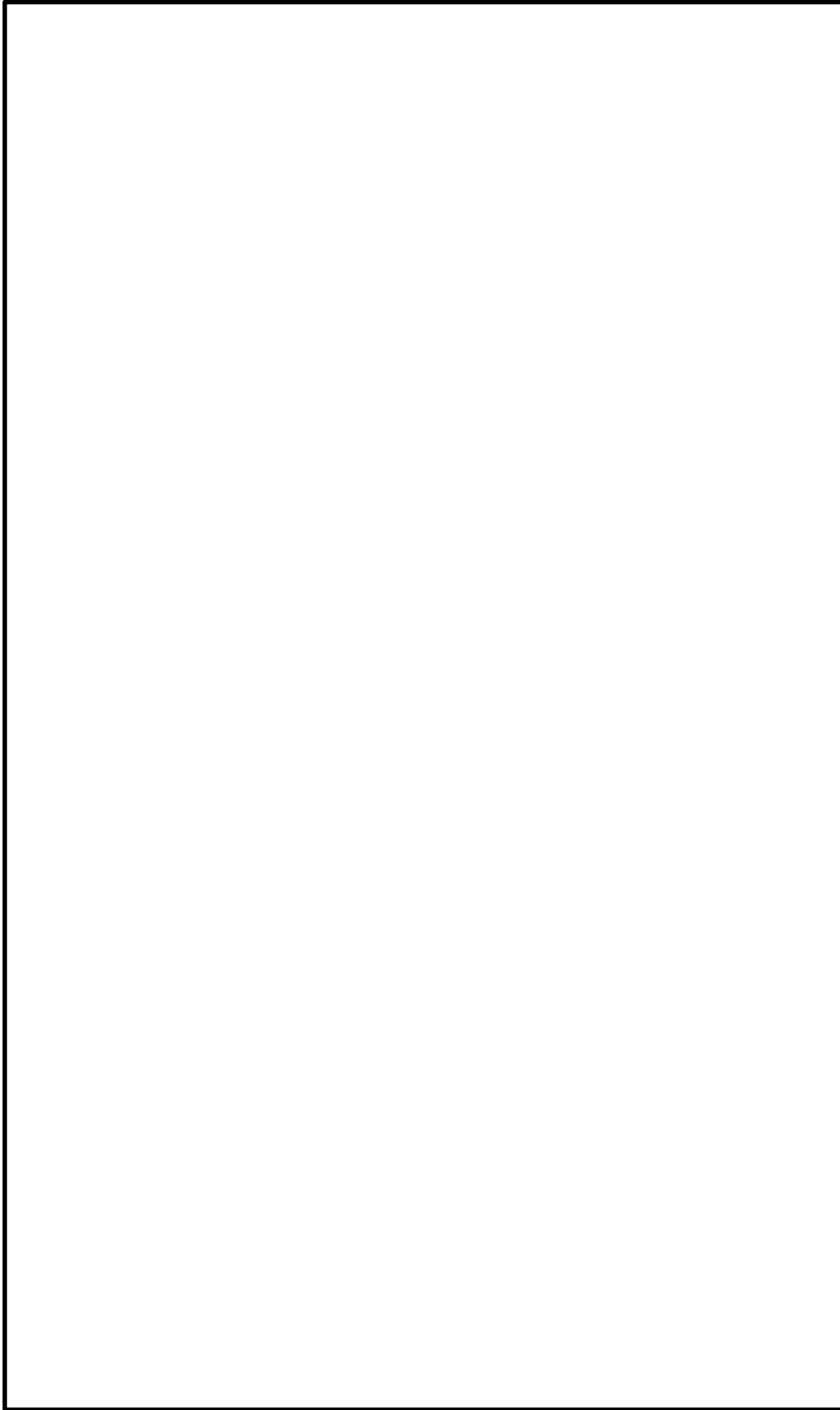
第 58 - 3 - 3 図 機器配置図 (原子炉建物 1 階及び中 1 階)

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。



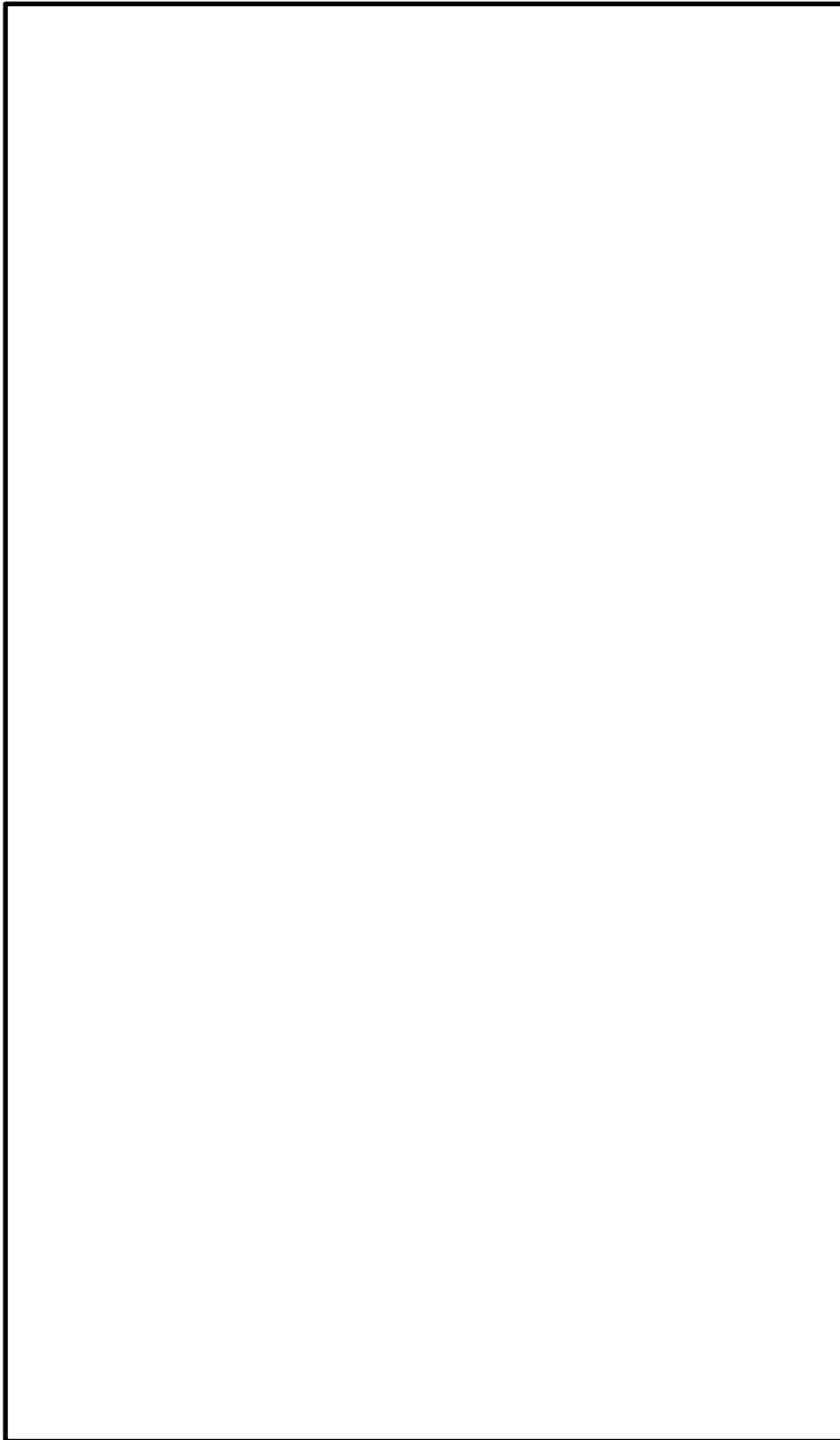
第 58 - 3 - 4 図 機器配置図 (原子炉建物 2 階)

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 - 5 図 機器配置図 (原子炉建物中 2 階)

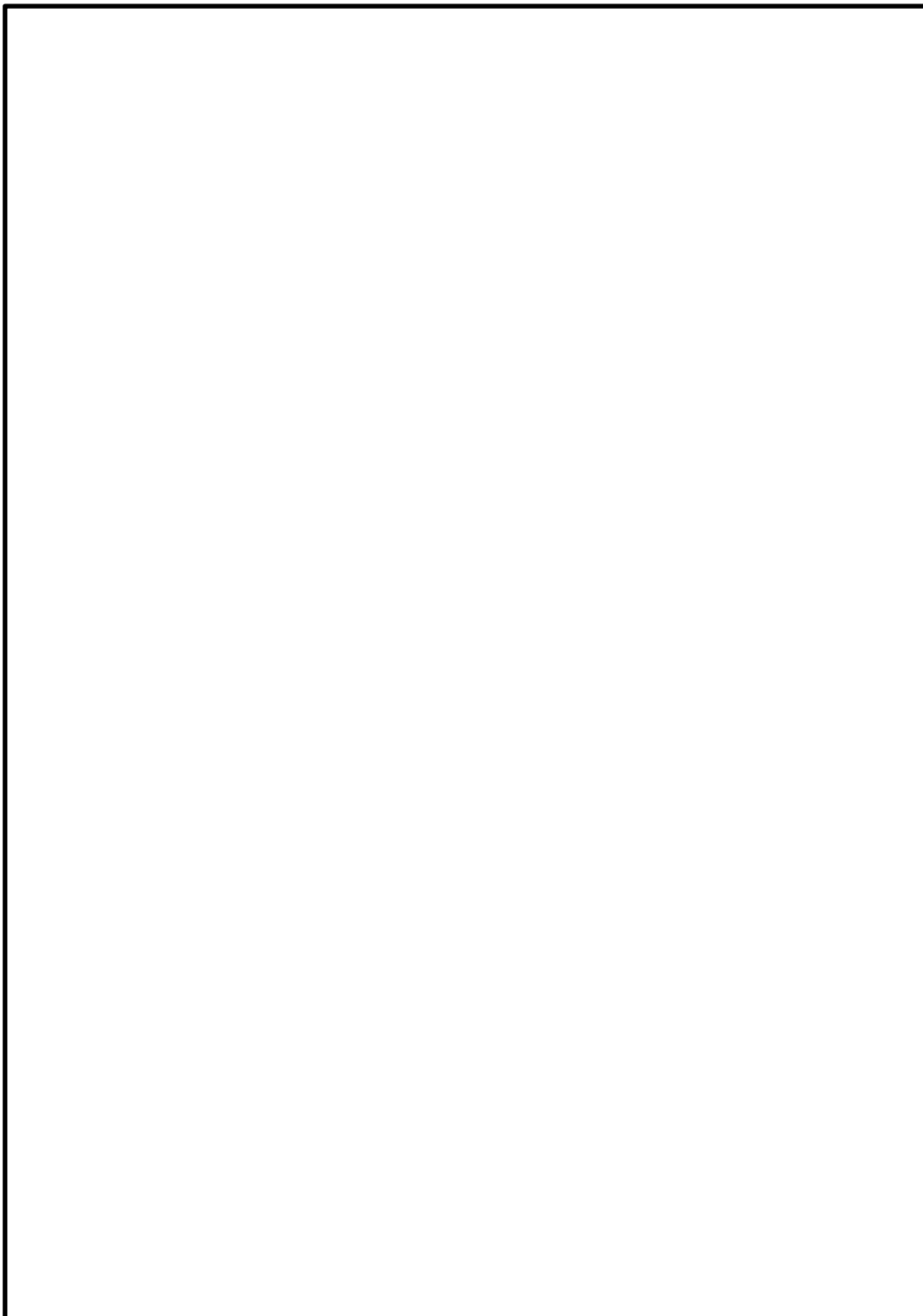
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 58 - 3 - 6 図 機器配置図 (原子炉建物 3 階)

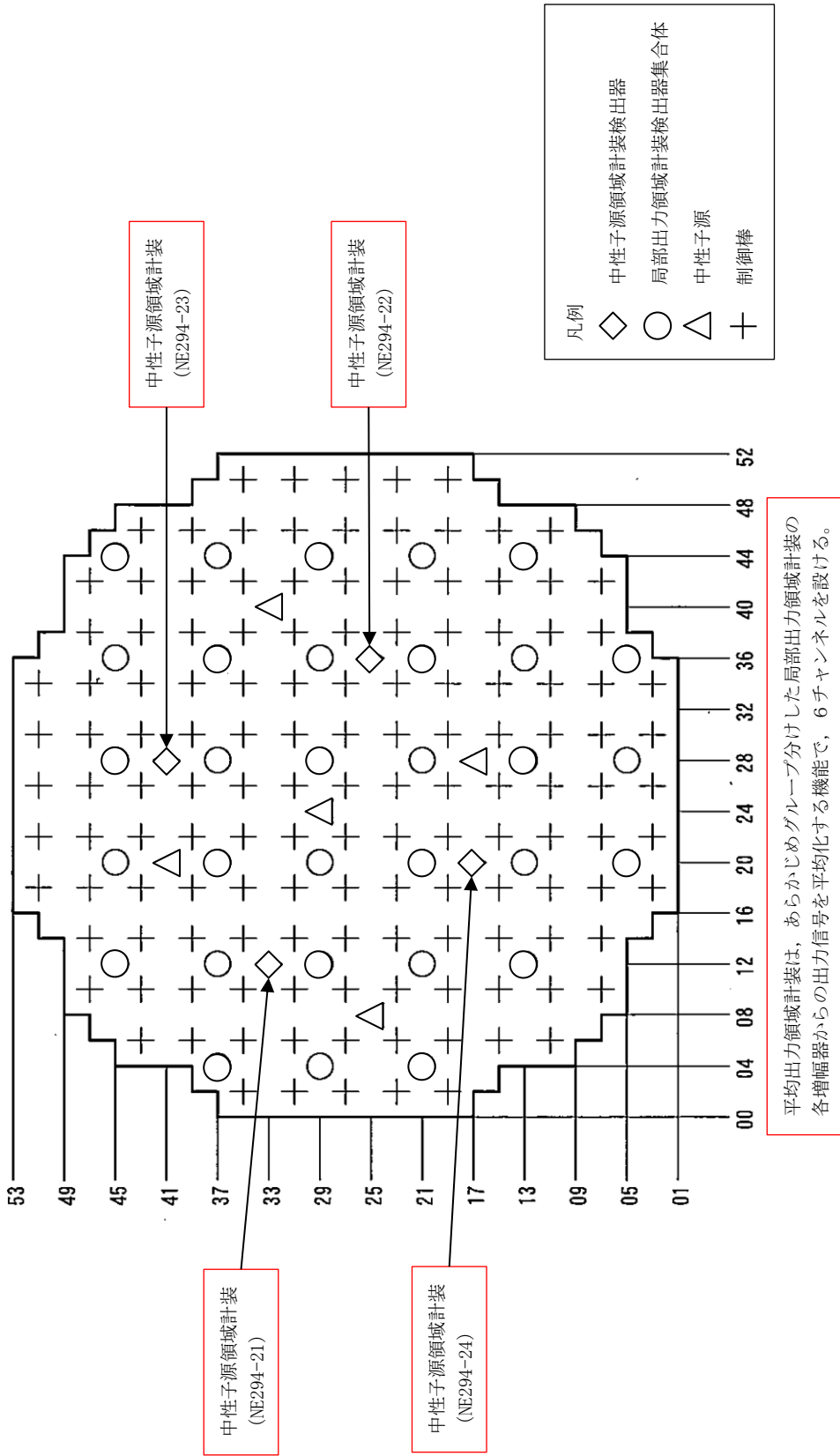
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



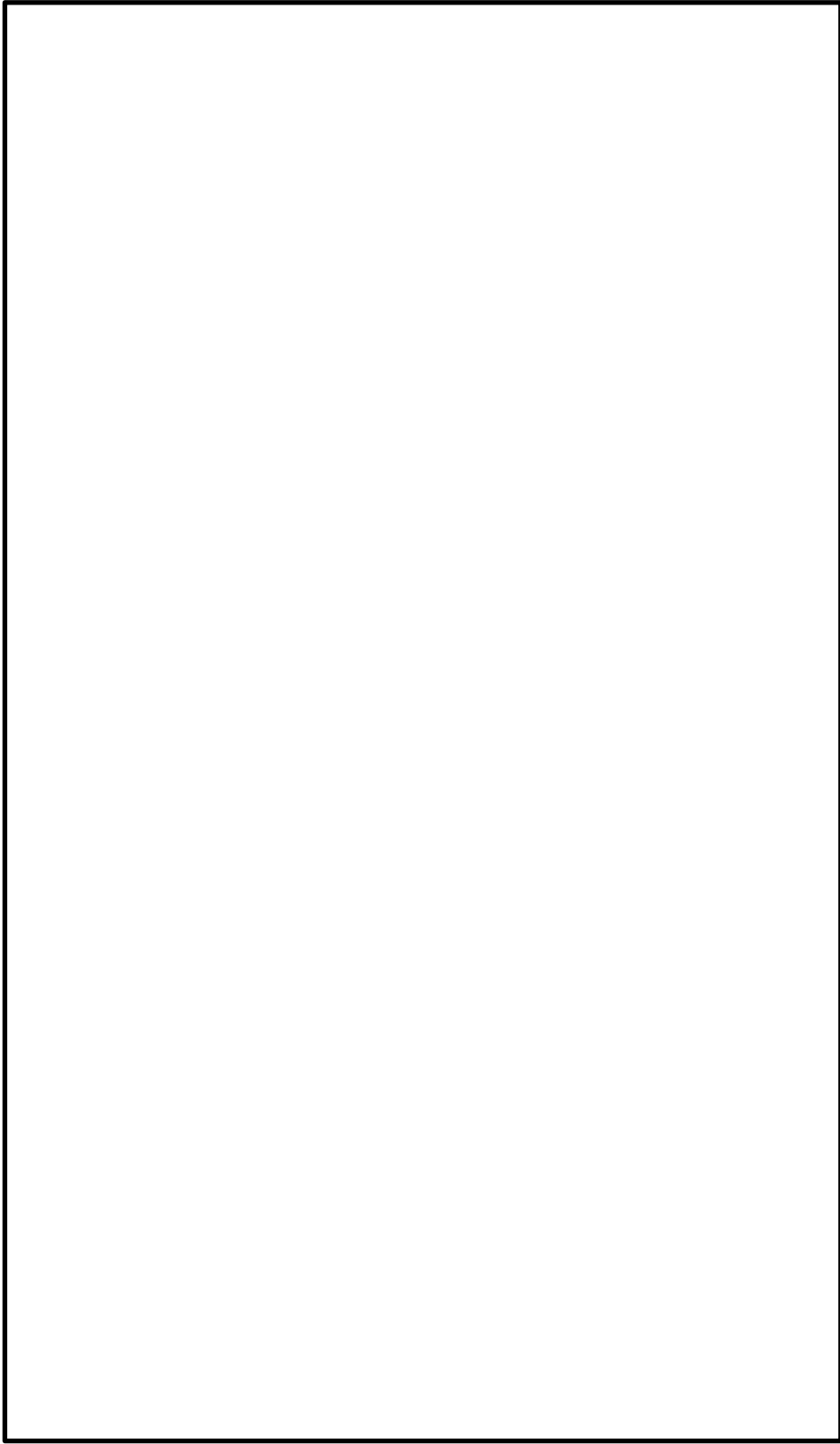


第 58 - 3 - 7 図 機器配置図 (原子炉建物 4 階)

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。

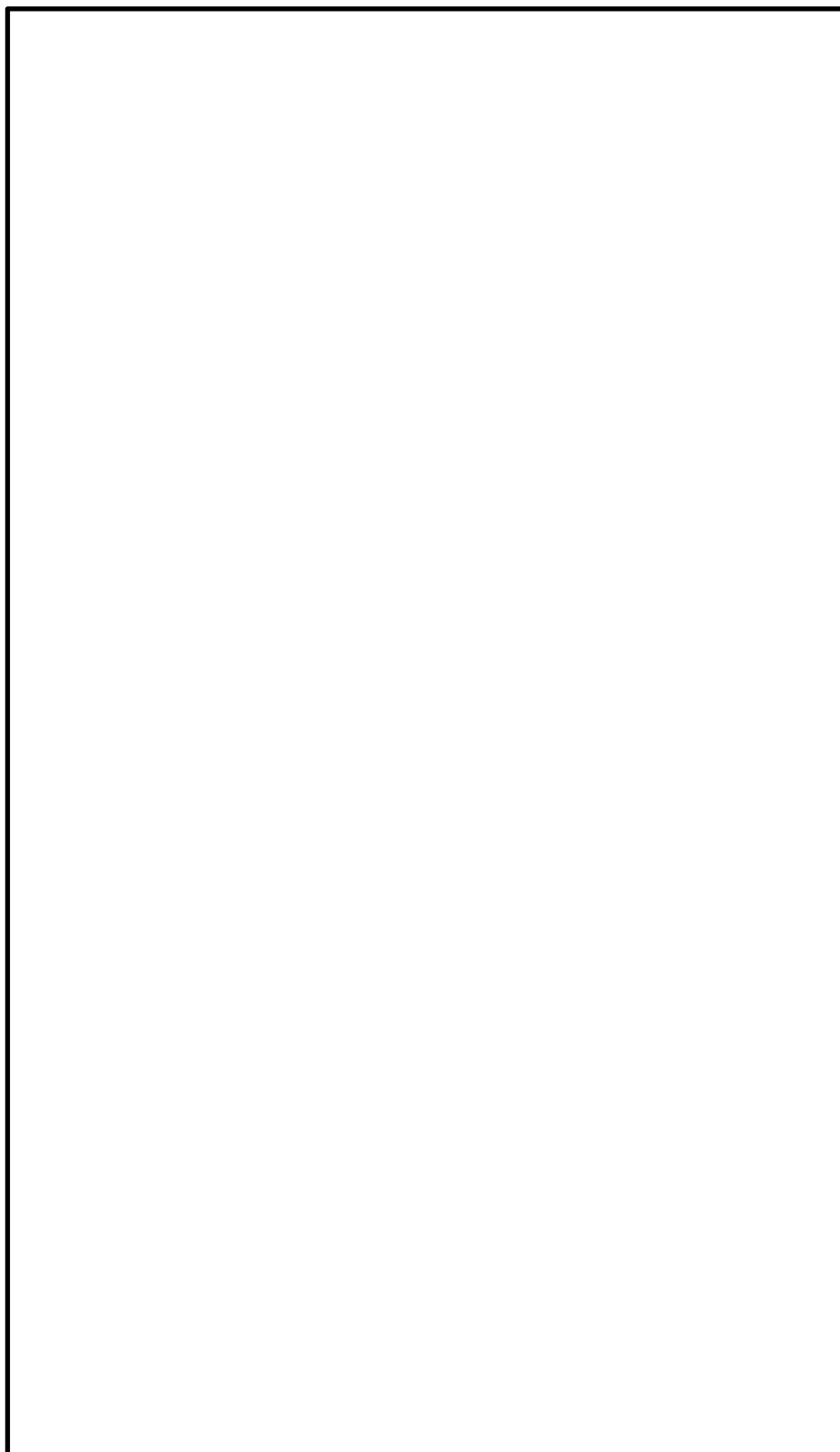


第 58 - 3 - 8 図 機器配置図 (中性子計装配置図)



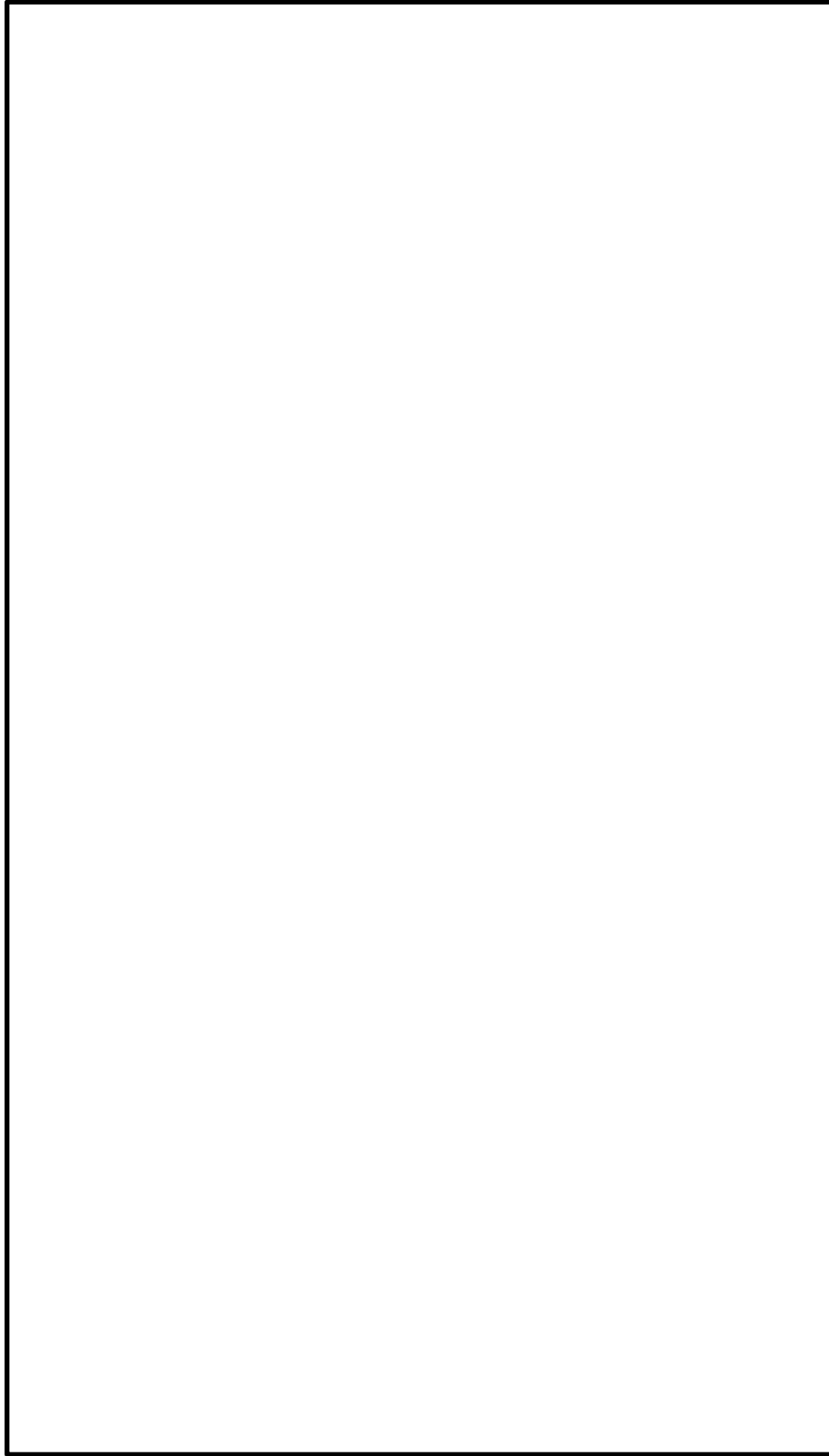
第 58-3 - 9 図 機器配置図 (第 1 ベントフィルタ格納槽)

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。



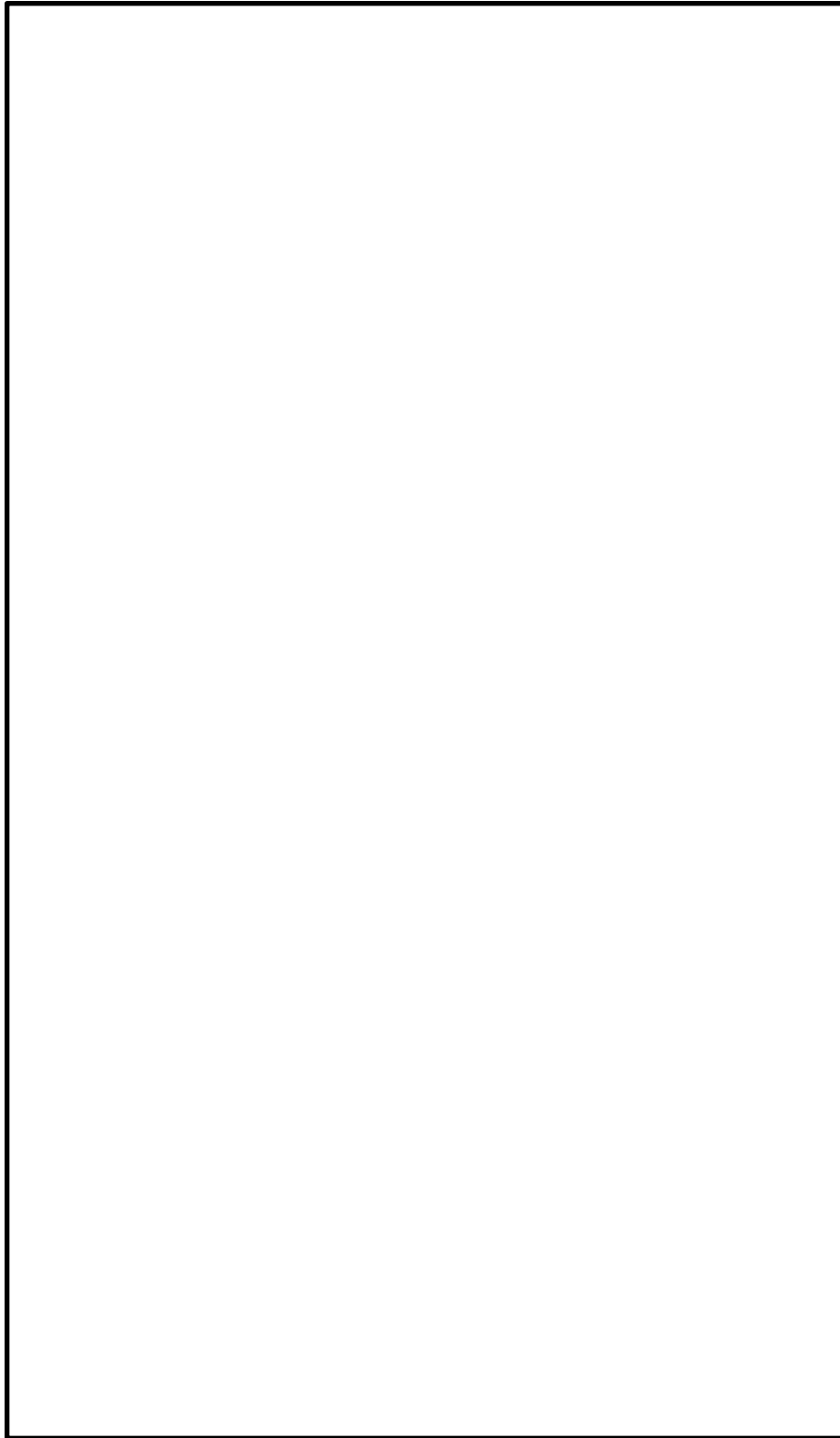
第 58 - 3 - 10 図 機器配置図（第 1 ベントフィルタ格納槽（屋外））

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。



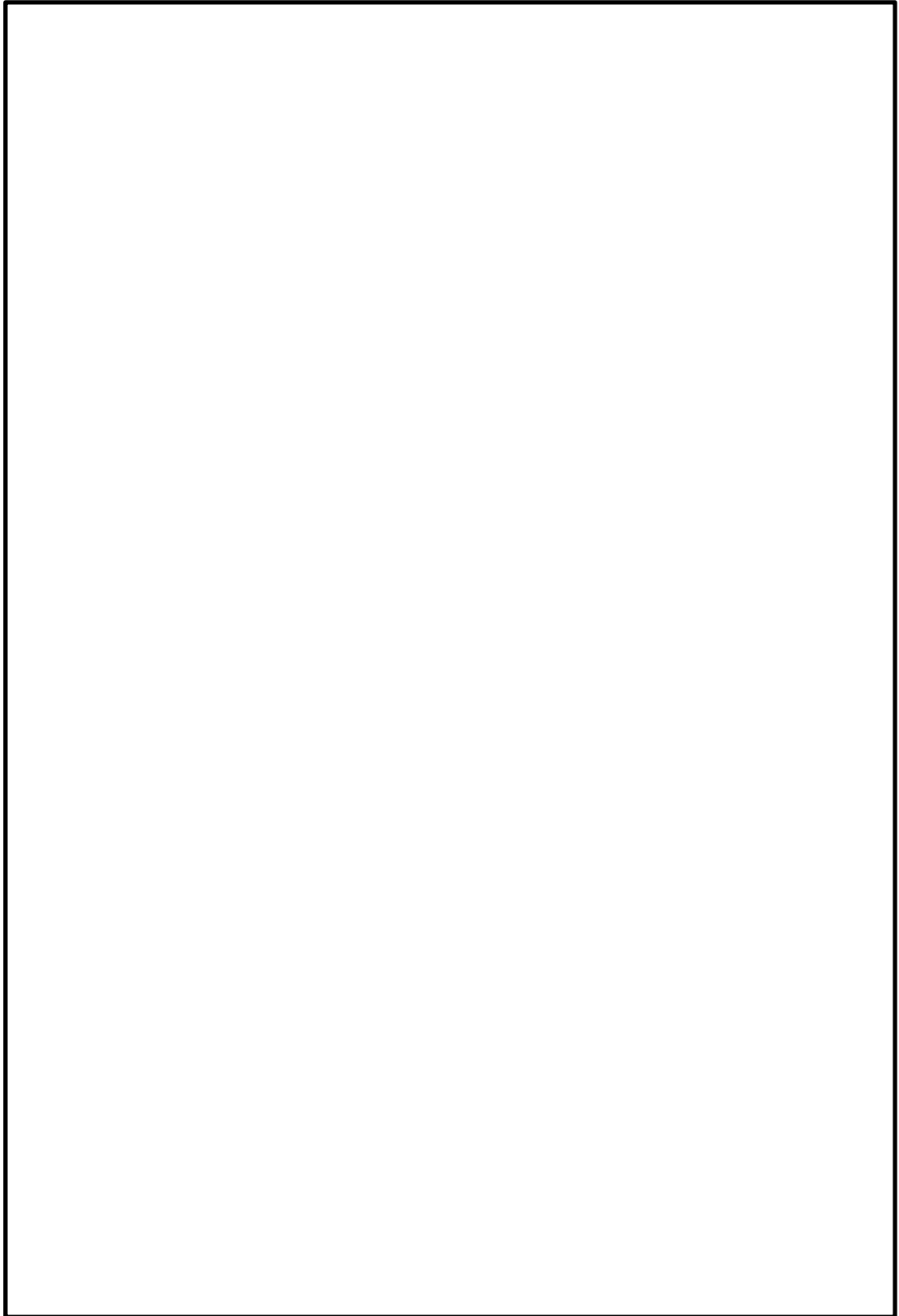
第 58 - 3 - 11 図 機器配置図（低圧原子炉代替注水格納槽）

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。



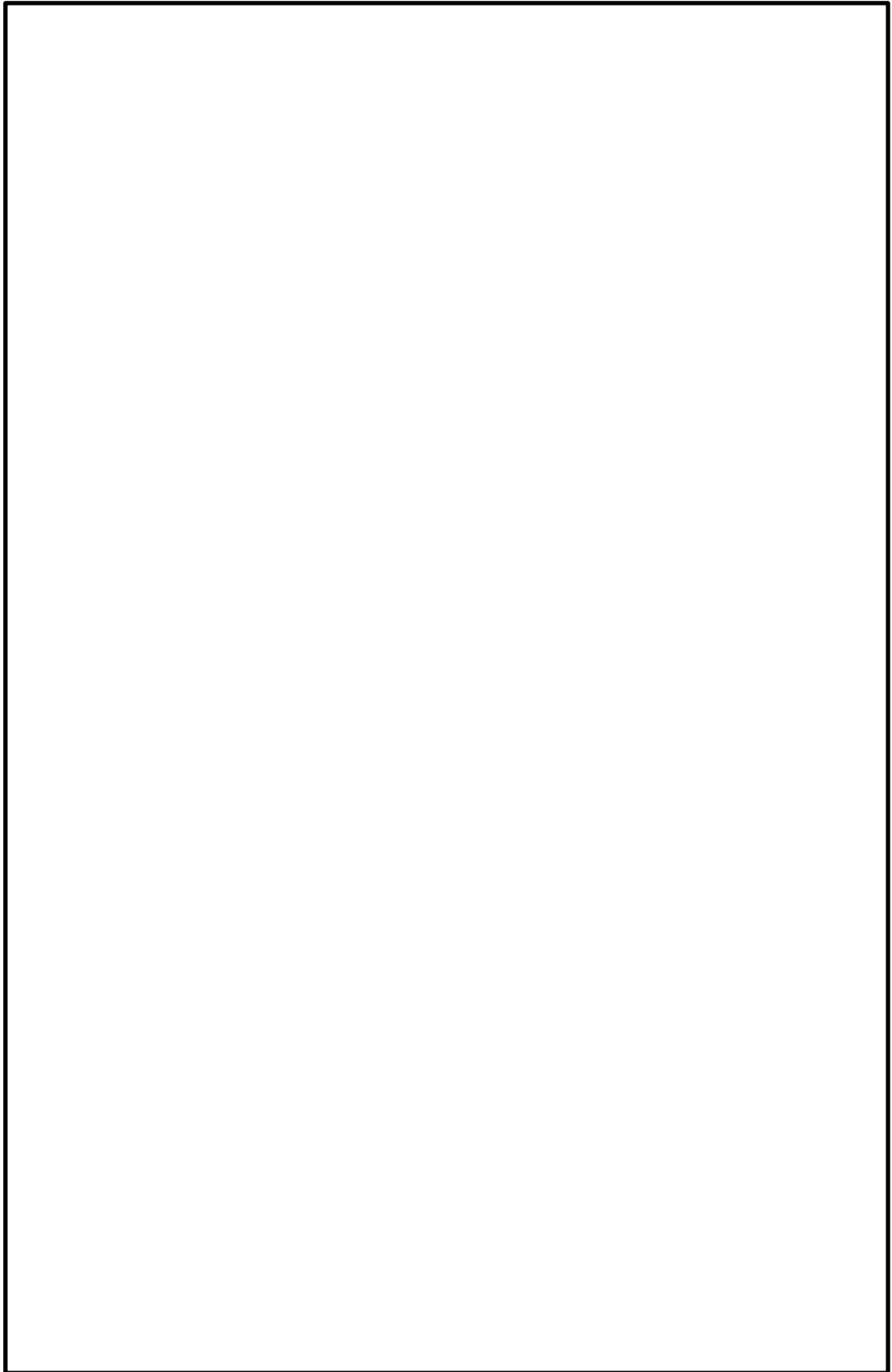
第 58 - 3 - 12 図 機器配置図（屋外）

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。



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

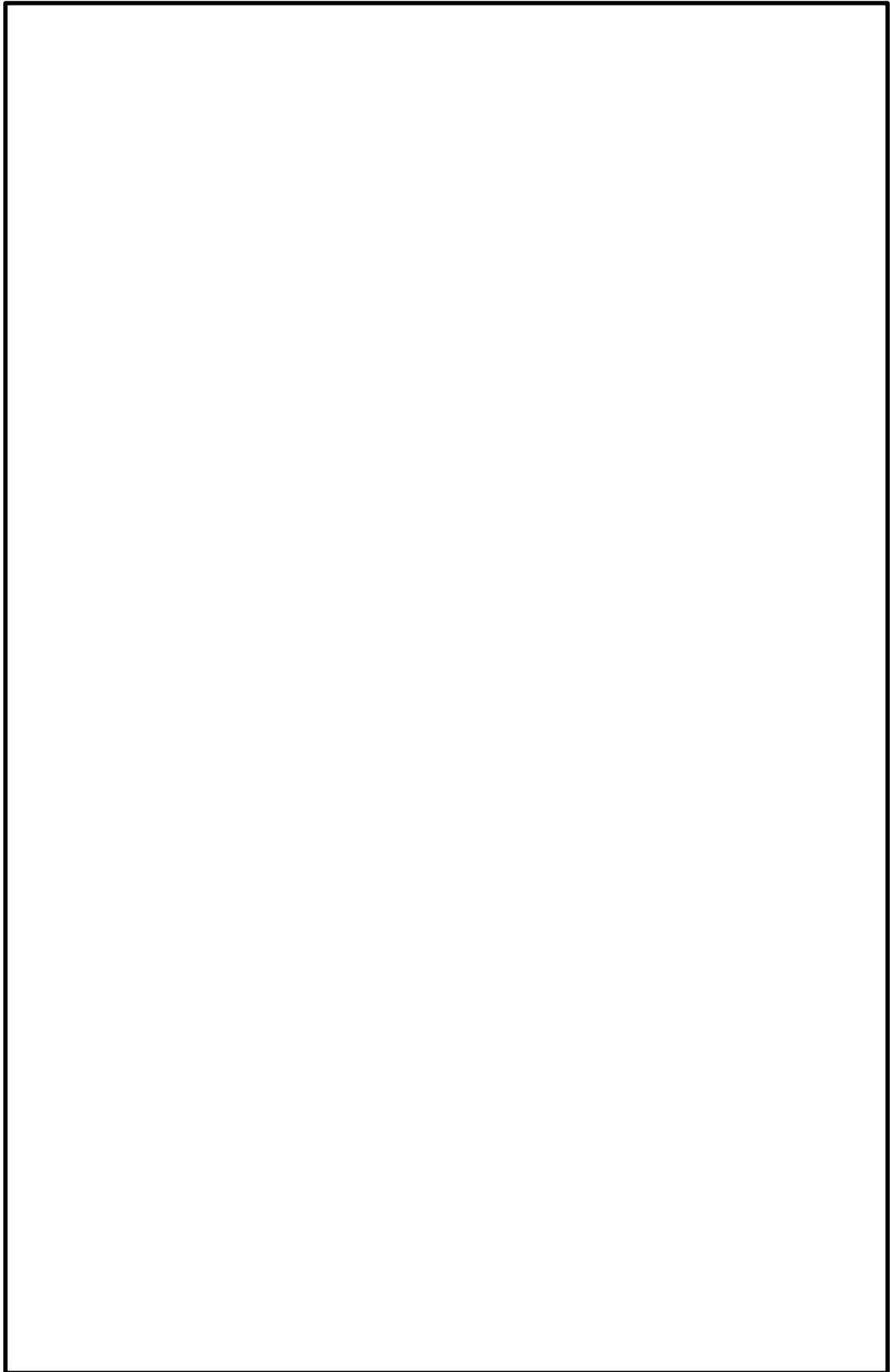
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 58 - 3 - 14 図 機器配置図（廃棄物処理建物地下中 1 階）

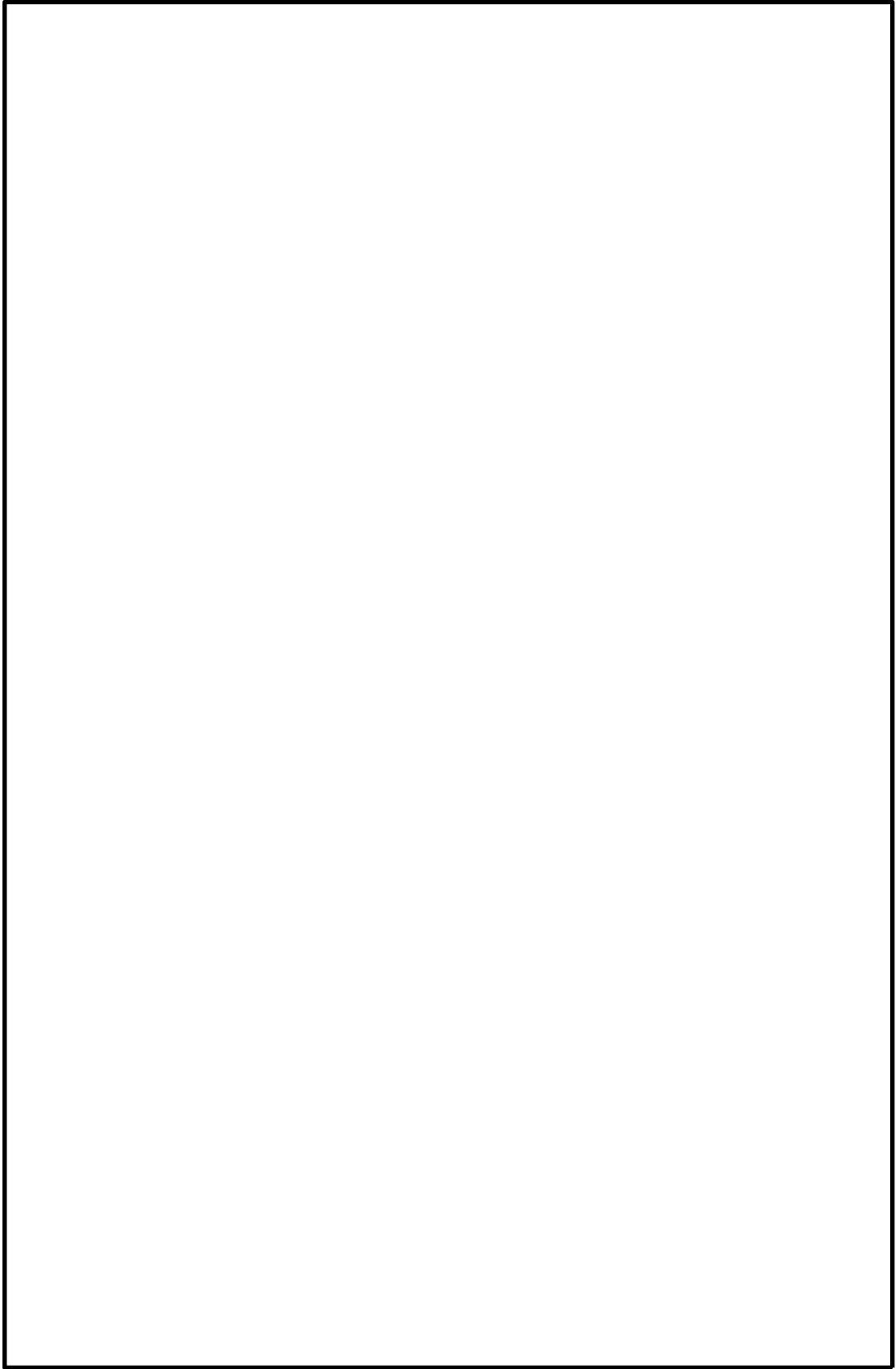
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





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。

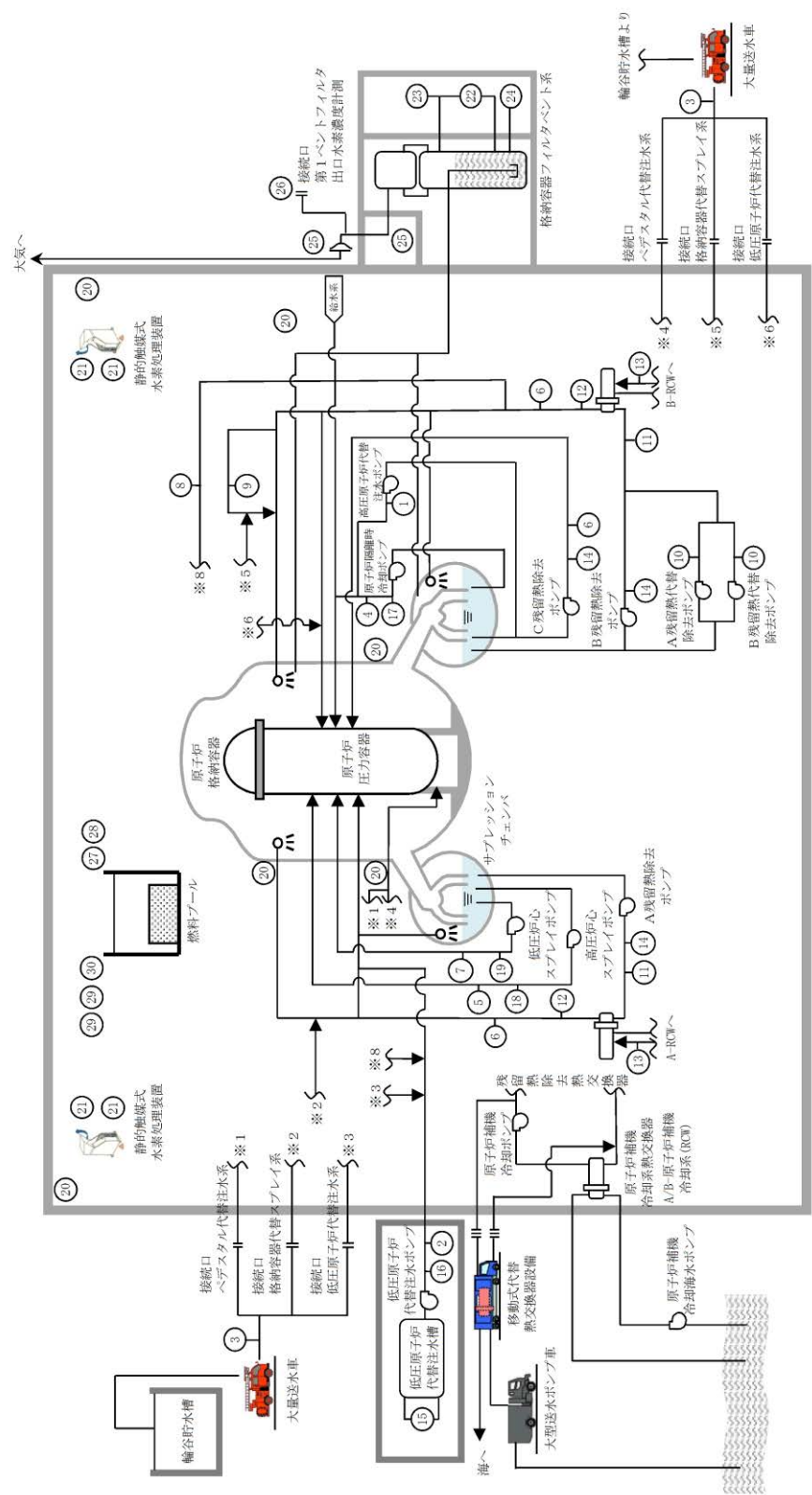


第 58 - 3 - 16 図 機器配置図（緊急時対策所）

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。

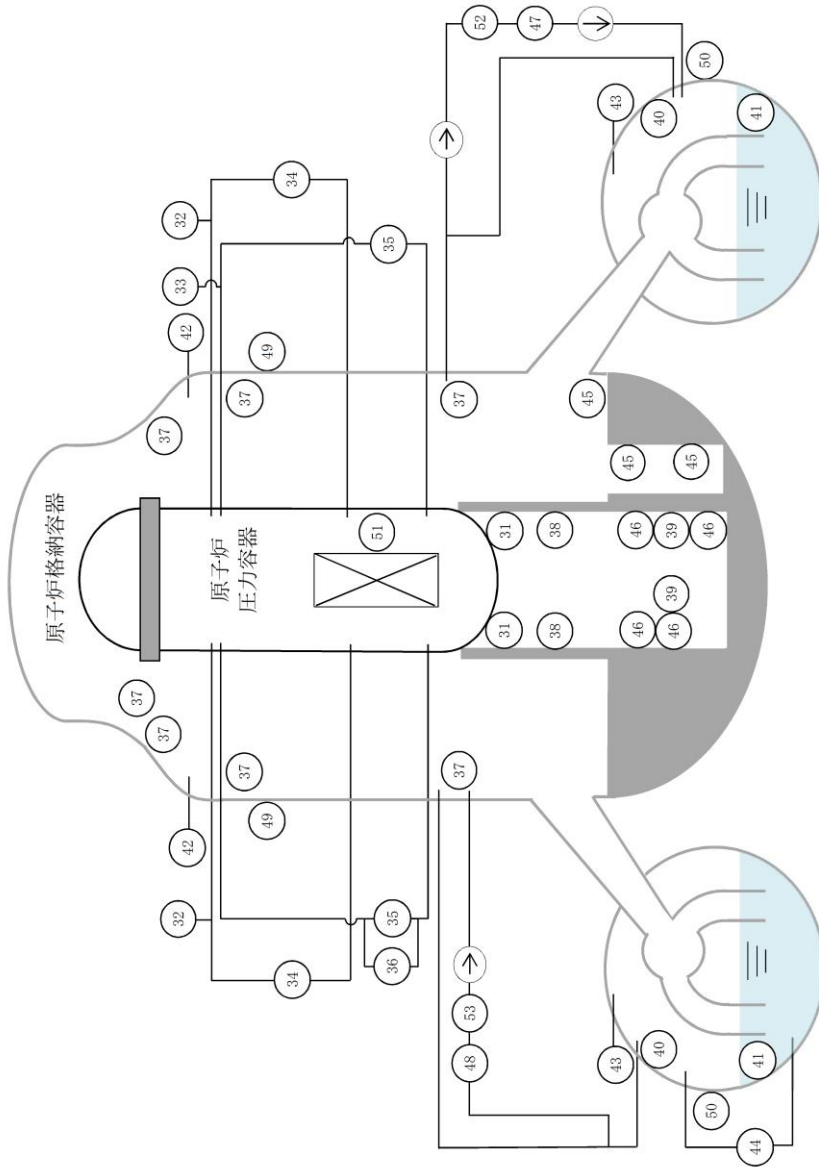
#### 58-4 系統図

- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (常設)
- ③ 代替注水流量 (可搬型)
- ④ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑥ 残留熱除去系格納容器スプレイ流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱代替系原子炉注水流量
- ⑨ 残留熱代替系格納容器スプレイ流量
- ⑩ 残留熱除去系格納容器入口温度
- ⑪ 残留熱除去系格納容器出口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑭ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ⑮ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ⑯ 高圧原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑰ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑱ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑲ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑳ 原子炉電物水素濃度
- ㉑ 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉒ 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉓ スクラバ容器水位
- ㉔ スクラバ容器圧力
- ㉕ 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)
- ㉖ 第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ㉗ 燃料プール水位 (S.A)
- ㉘ 燃料プールエアリア放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ) (S.A)
- ㉙ 燃料プール監視カメラ (S.A)

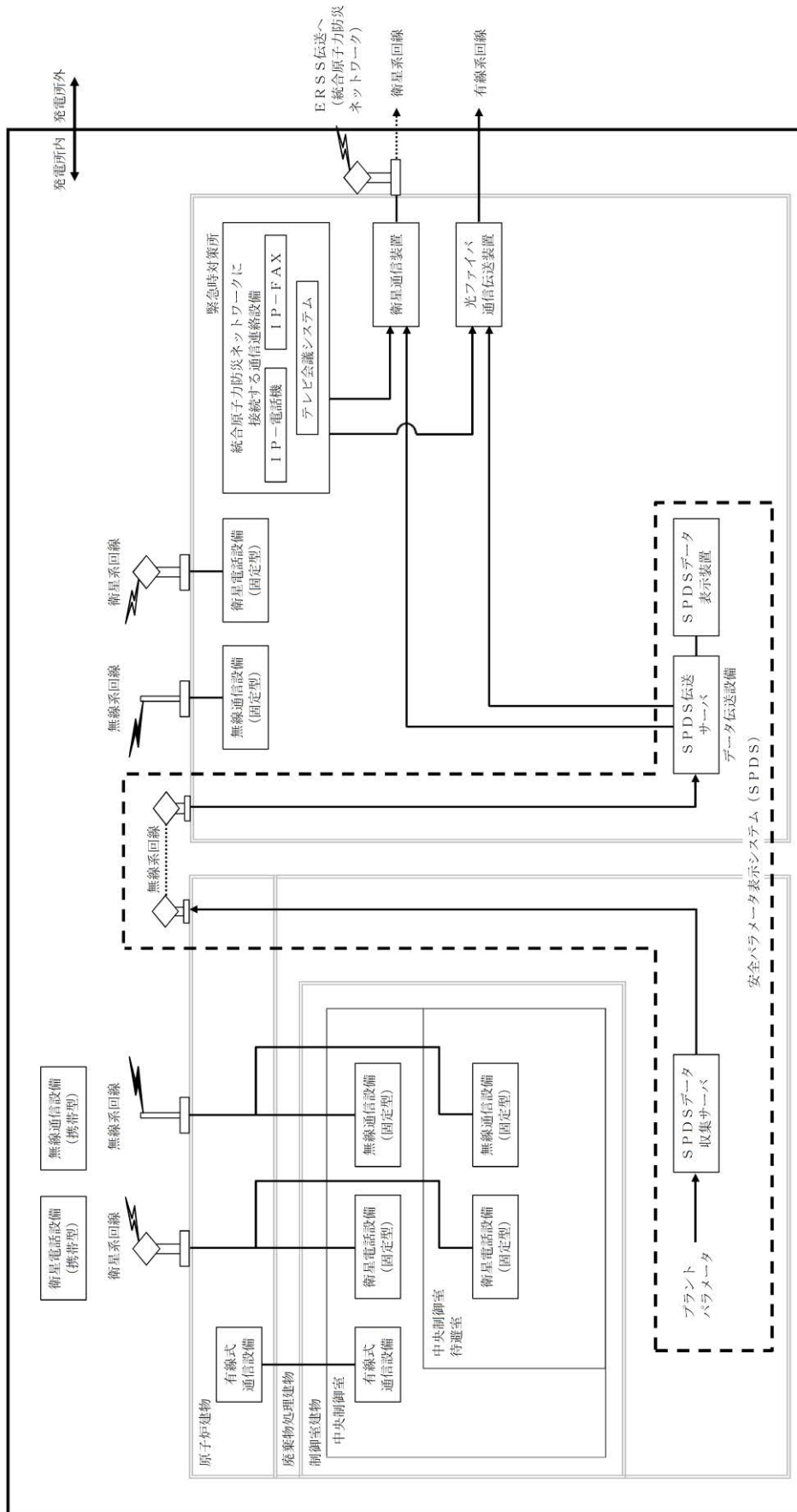


第 58 - 4 - 1 図 主要設備 概略系統図 (1/3)

- ① 原子炉圧力容器温度 (SA)
- ② 原子炉圧力
- ③ 原子炉圧力 (SA)
- ④ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑤ 原子炉水位 (燃料槽)
- ⑥ 原子炉水位 (SA)
- ⑦ ドライウェル温度 (SA)
- ⑧ ベデスタタル水温度 (SA)
- ⑨ サプレッション・チェンバ温度 (SA)
- ⑩ サプレッション・プール水温度 (SA)
- ⑪ ドライウェル圧力 (SA)
- ⑫ サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ⑬ ドライウェル水位
- ⑭ ベデスタタル水位
- ⑮ 格納容器水素濃度
- ⑯ 格納容器酸素濃度 (SA)
- ⑰ 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)
- ⑱ 平均出力補償計算  
中性子源時間計算
- ⑲ 格納容器酸素濃度
- ⑳ 格納容器酸素濃度 (SA)



第 58 - 4 - 2 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

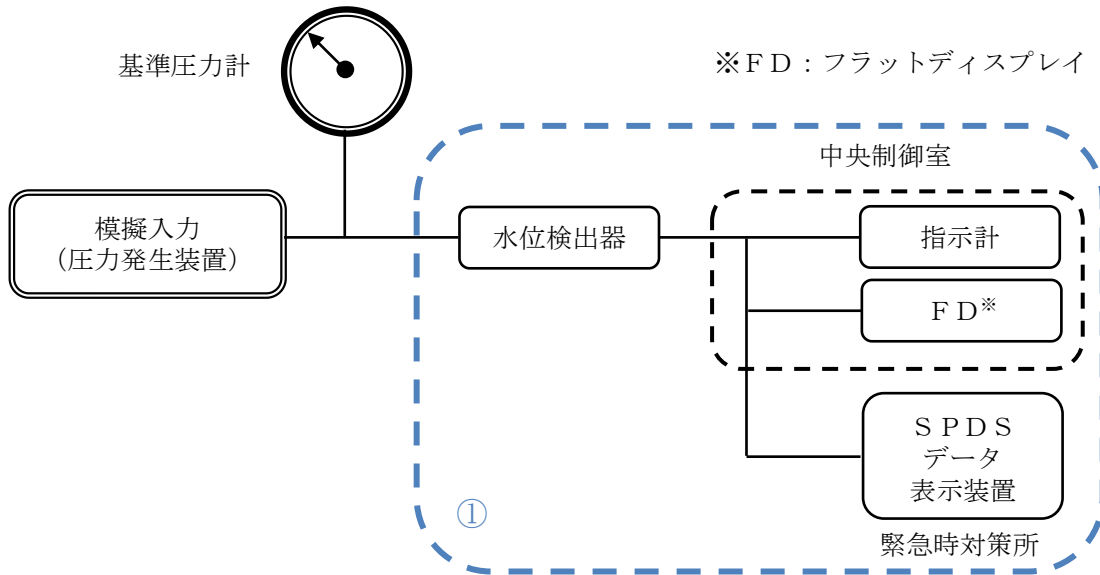


第 58 - 4 - 3 図 主要設備 概略系統図 (3/3)

58-5 試験及び検査

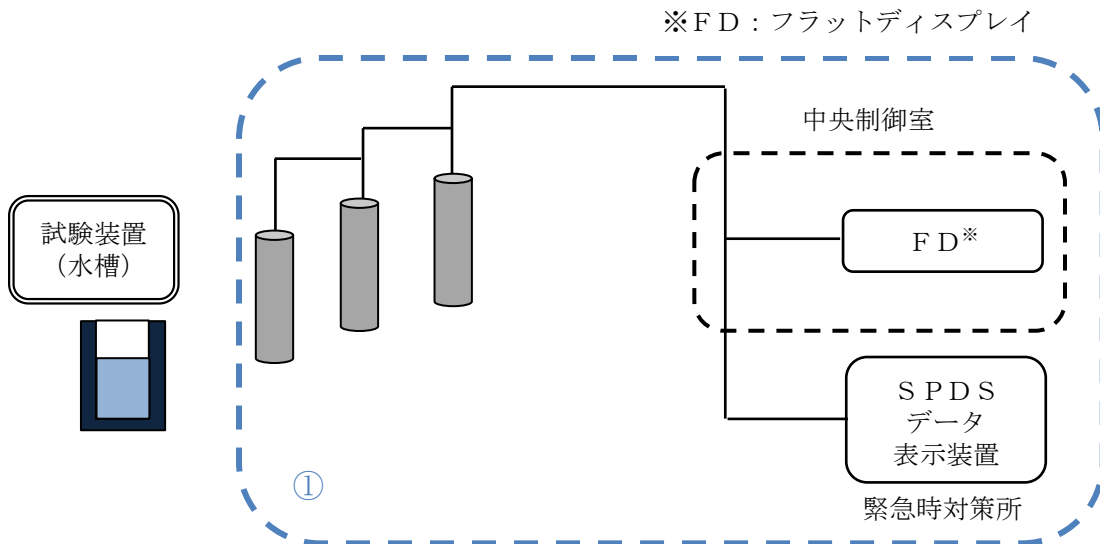
## 計装設備の試験・検査について

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

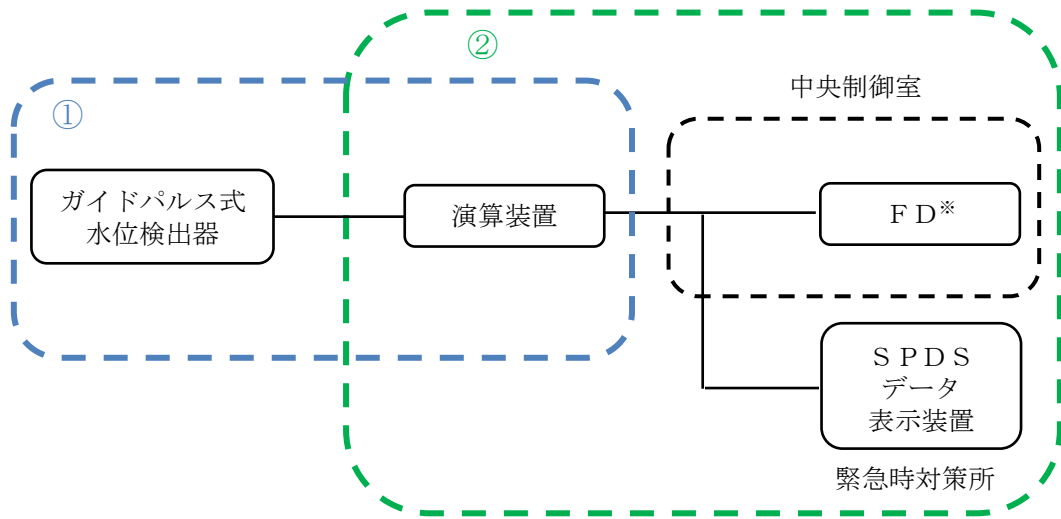


- ① 試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを、中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58 - 5 - 2 図 水位計（電極式）の試験及び検査

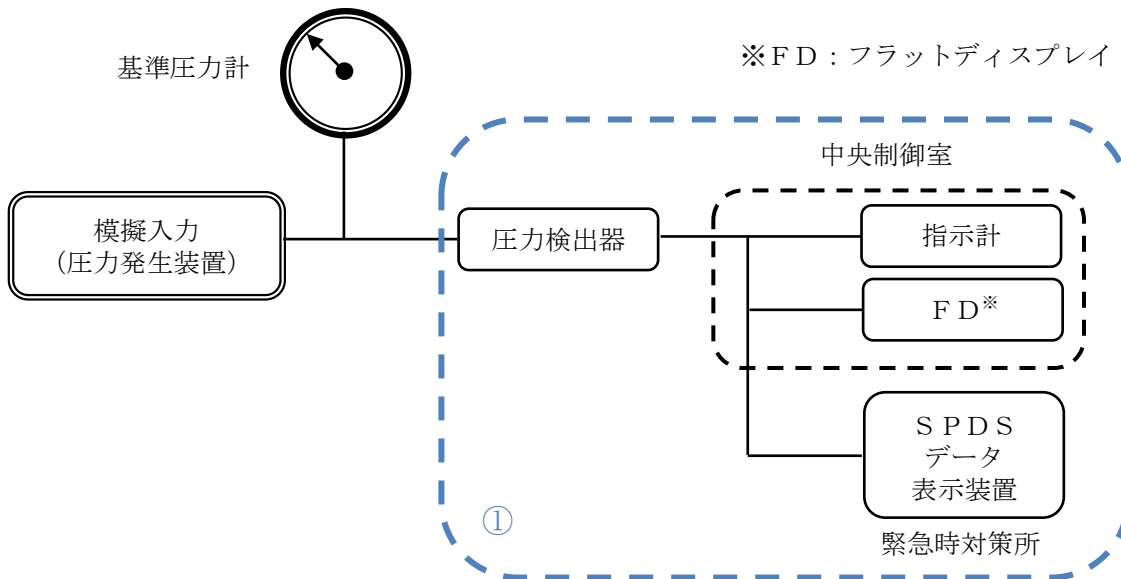


※FD：フラットディスプレイ



- 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）

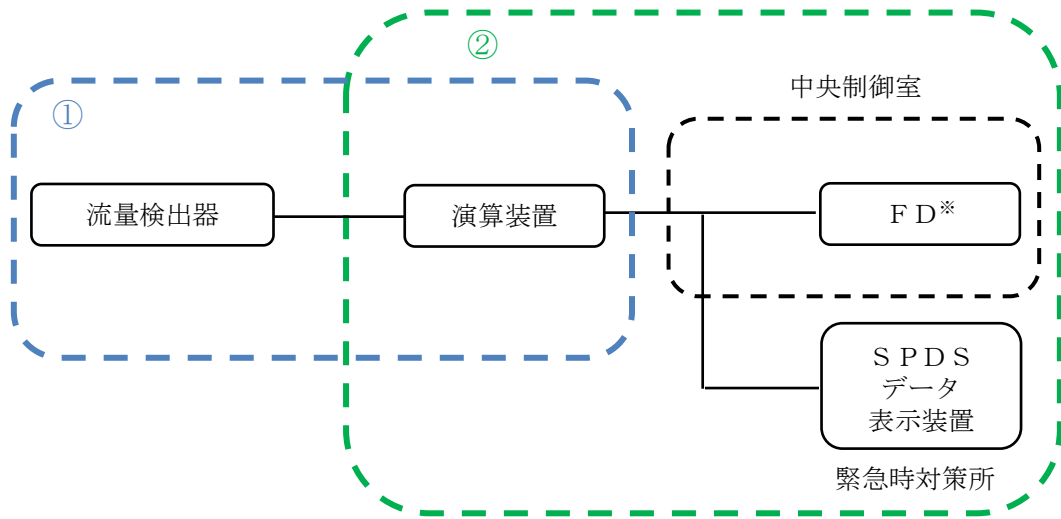
第 58 - 5 - 3 図 水位計（ガイドパルス式）の試験及び検査



- 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）

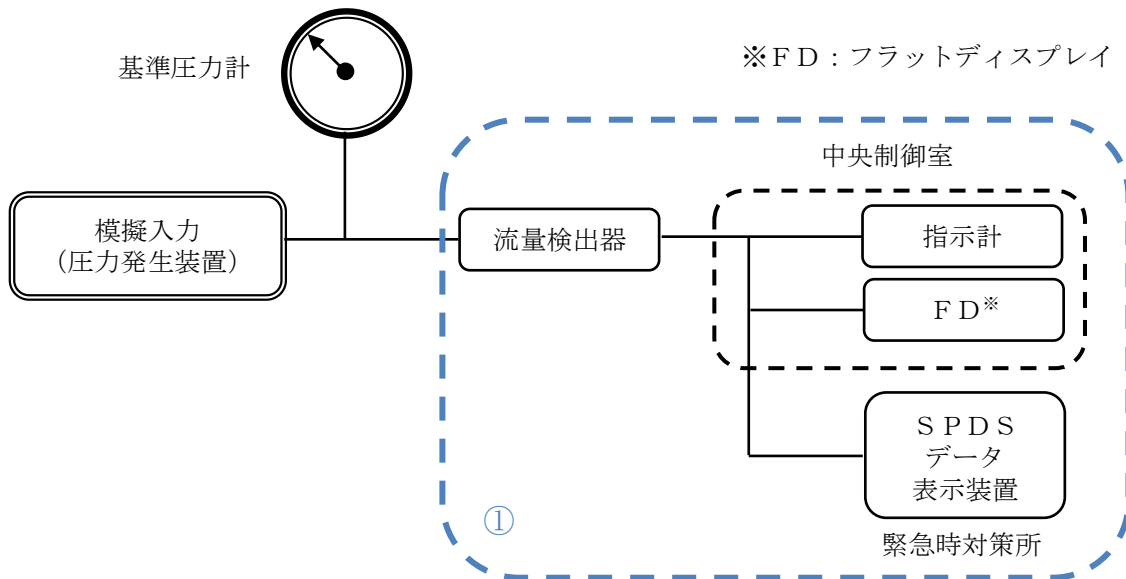
第 58 - 5 - 4 図 圧力計の試験及び検査

※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）

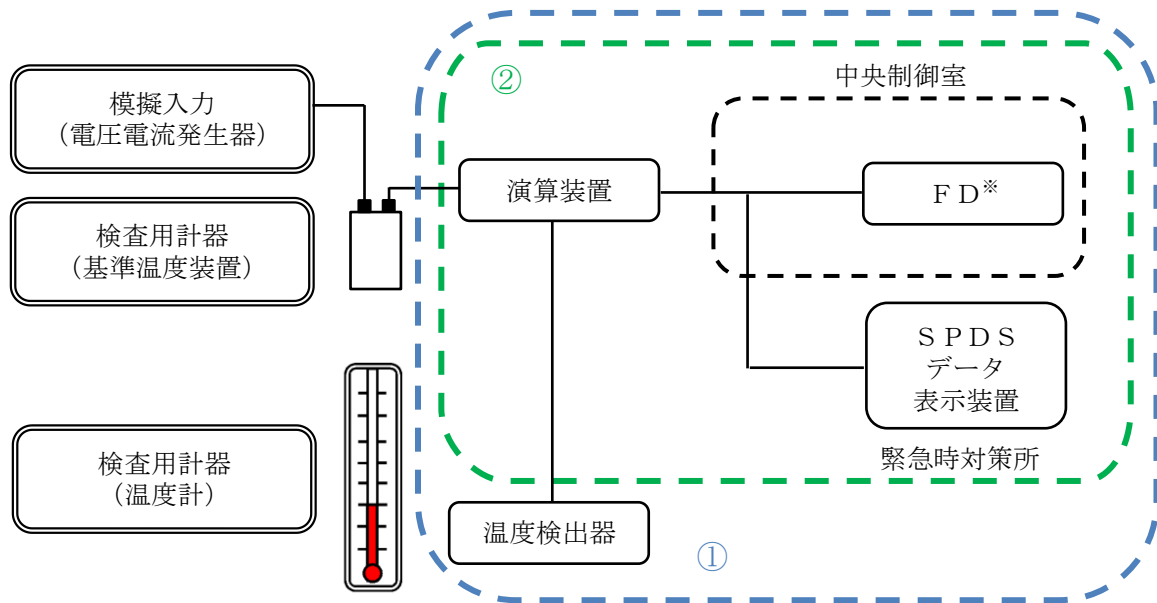
第 58 - 5 - 5 図 流量計（超音波式）の試験及び検査



- 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

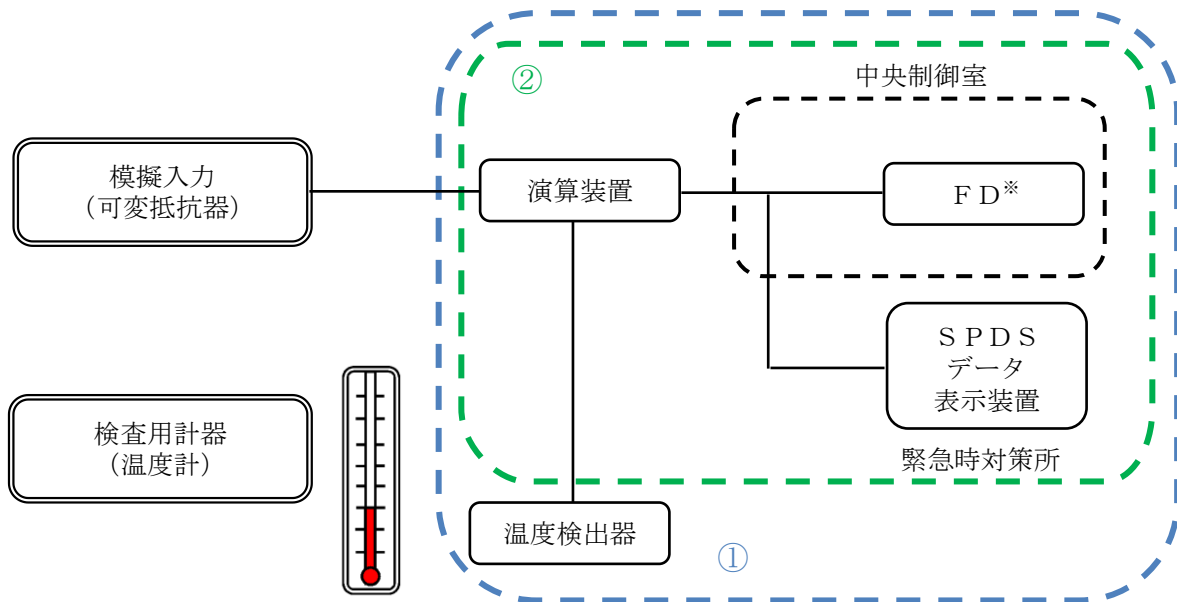
※FD：フラットディスプレイ



- 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

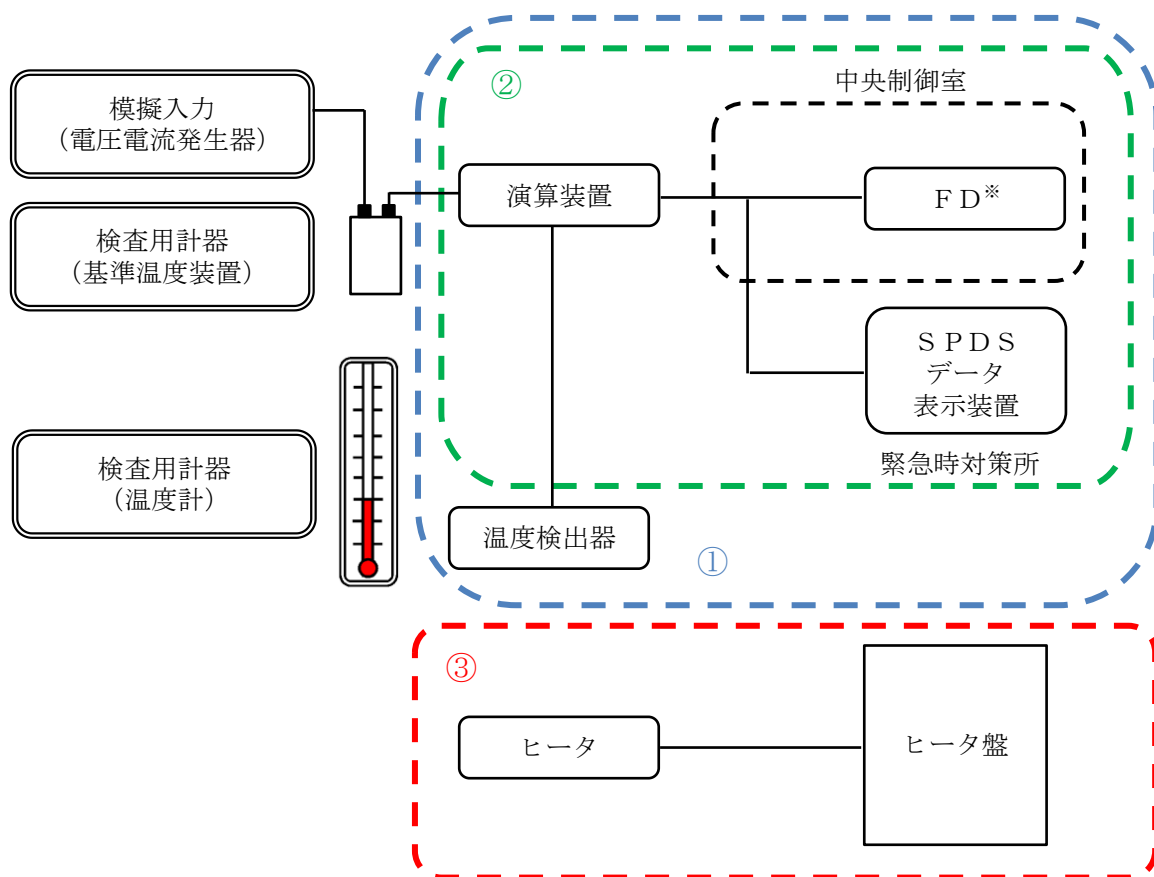
※FD：フラットディスプレイ



- 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

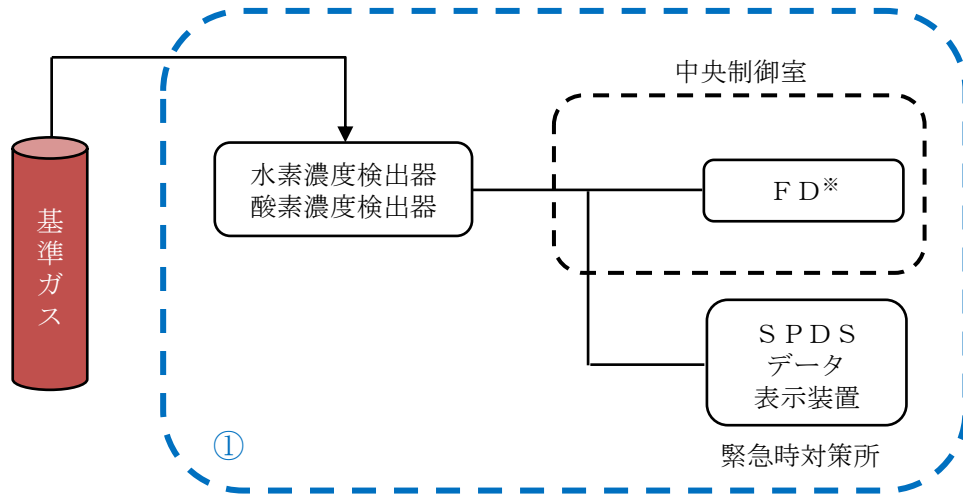
※FD：フラットディスプレイ



- 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

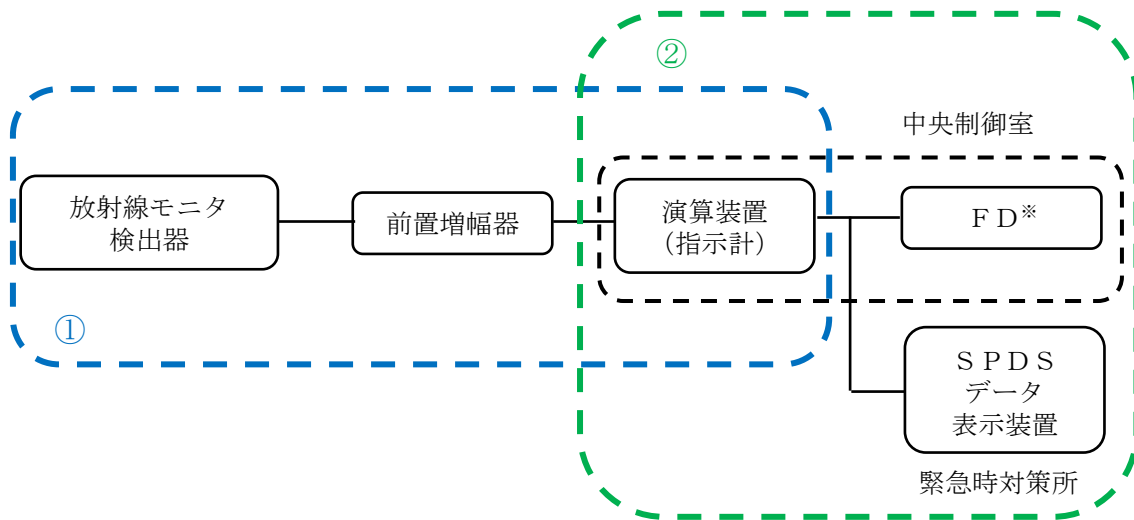
※FD：フラットディスプレイ



- 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）

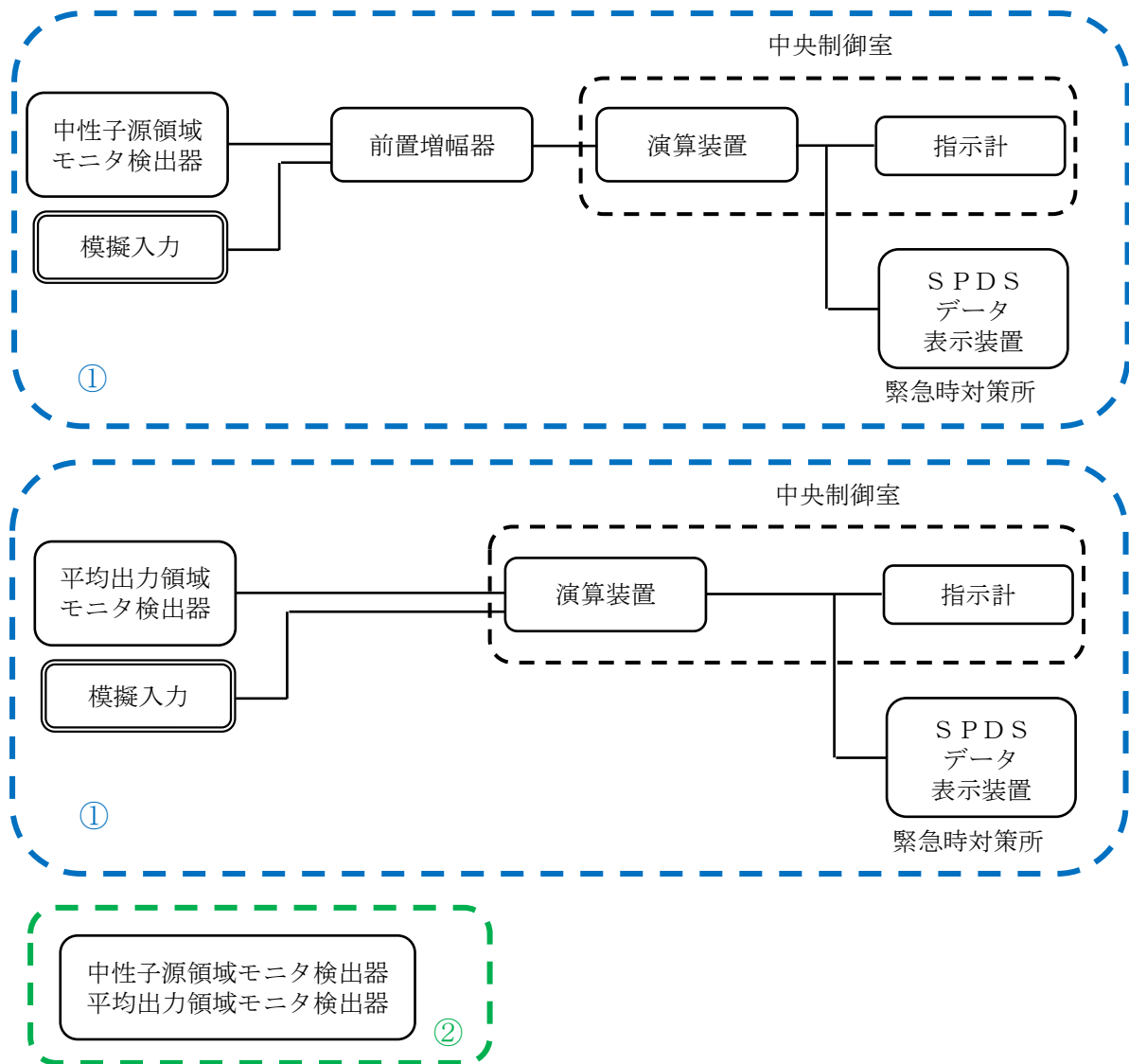
第 58 - 5 - 10 図 水素及び酸素濃度計の試験及び検査

※FD：フラットディスプレイ



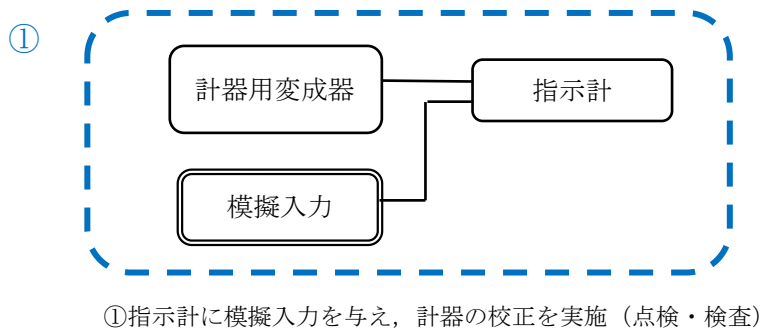
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）  
②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58 - 5 - 11 図 放射線量率計の試験及び検査

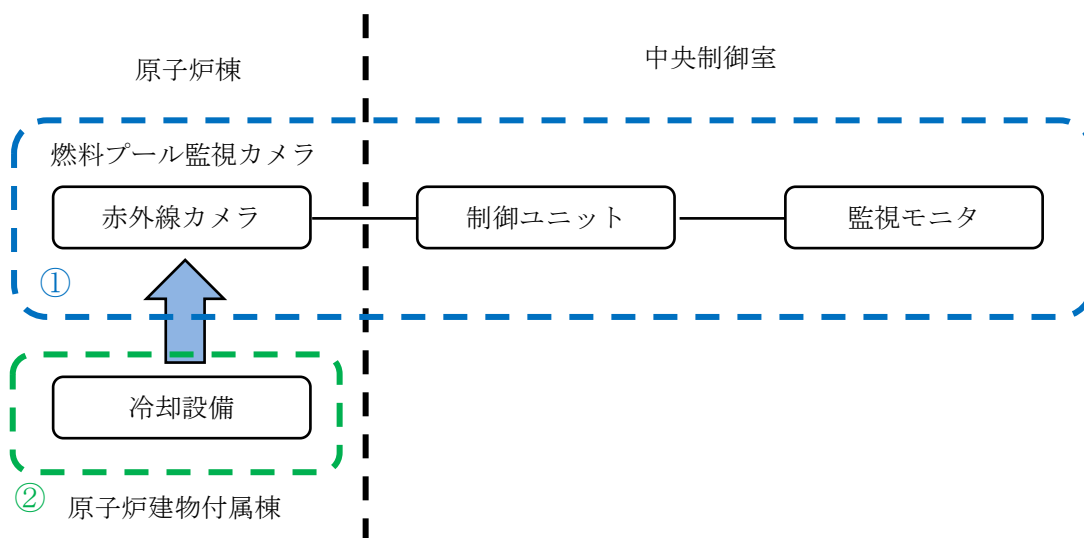


- ① 計測機器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに計測機器から中央制御室の指示計及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）のループ試験を実施（点検・検査）
- ② 検出器点検として，プラトー特性測定及び絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58 - 5 - 12 図 原子炉出力の試験及び検査

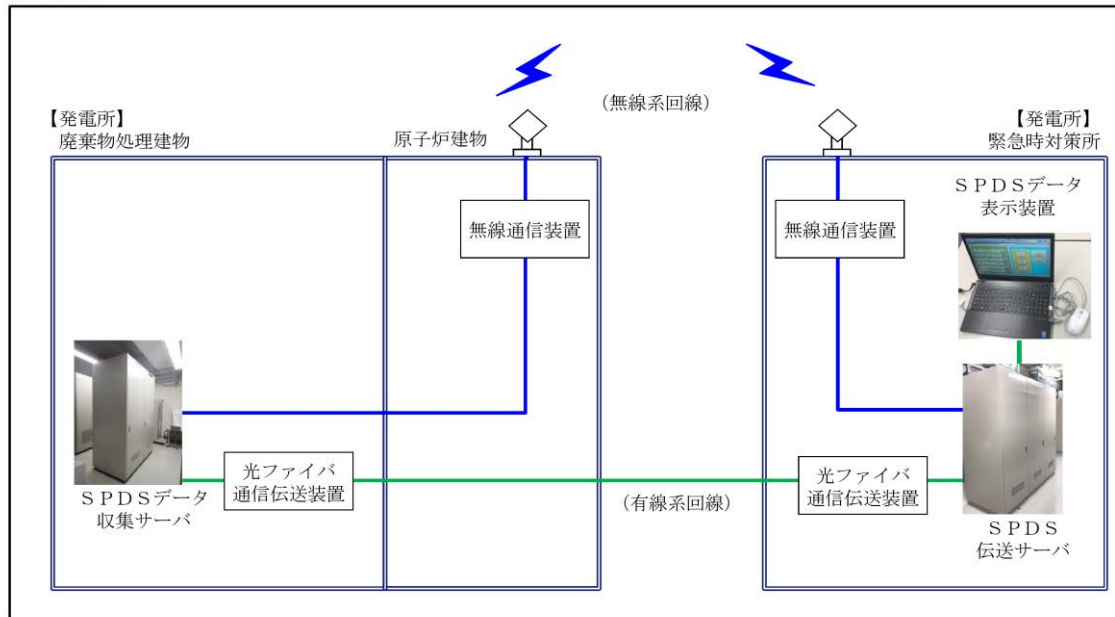


第 58 - 5 - 13 図 電圧計の試験及び検査



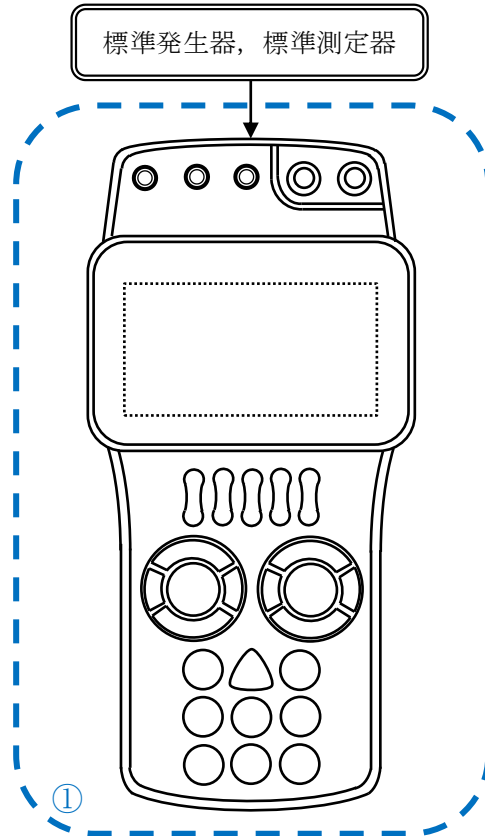
第 58 - 5 - 14 図 燃料プール監視カメラ（S A）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備の試験及び検査

【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)	
	原子炉水位 (S A 燃料域)	
	サブプレッション・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	
	ドライウェル水位	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)	
	ドライウェル圧力 (S A)	
	サブプレッション・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> ガスボンベ圧力	
	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
	代替注水流量 (可搬型)	第 58-5-6 図
	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	
	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)	第 58-5-8 図
	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	格納容器内水素濃度	第 58-5-10 図
	格納容器内酸素濃度	
	格納容器内水素濃度 (SA)	
	格納容器内酸素濃度 (SA)	
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	
	原子炉建屋水素濃度	
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）、代替注水流量（可搬型）、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））、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）、代替注水流量（可搬型）、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（サプレッション・プール水位（S A）、ドライウエル水位、ペデスタル水位）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。



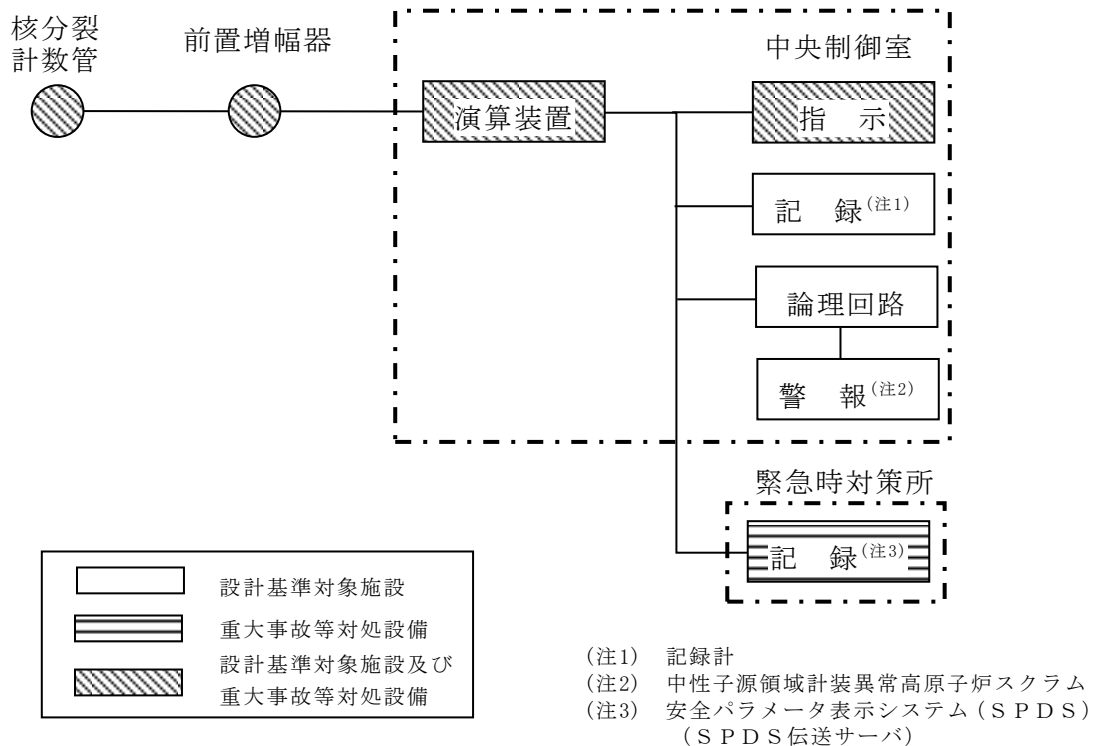
### 3. 計測装置の構成

#### 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。)

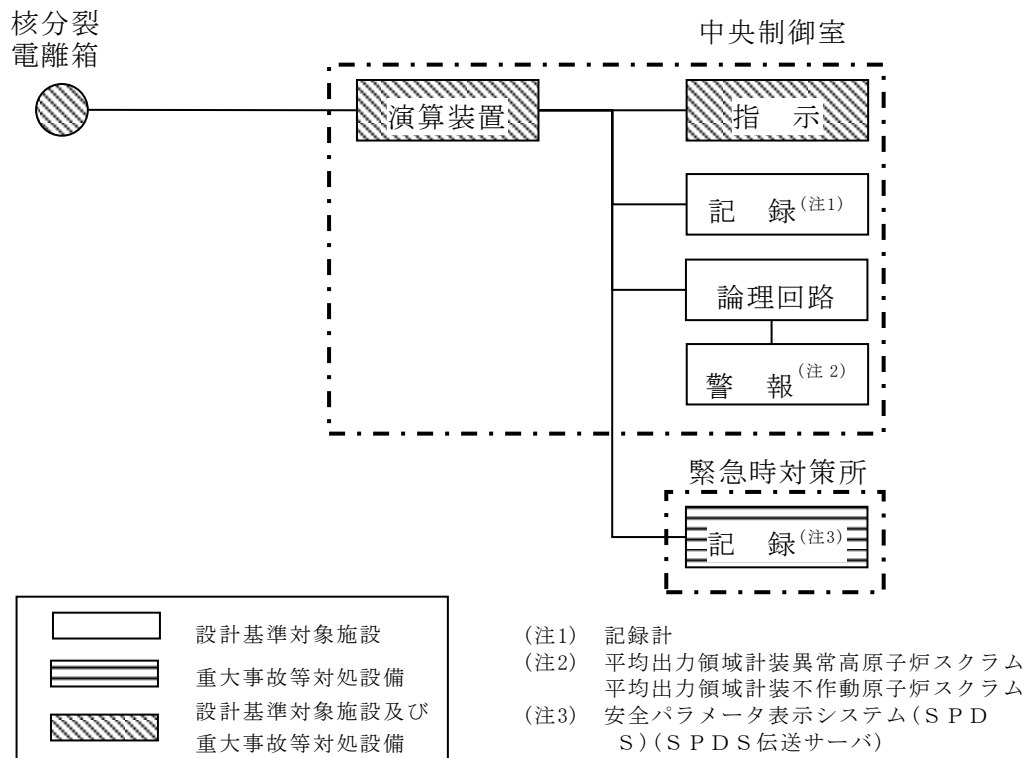


58-6-1図 中性子源領域計装の概略構成図

### 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。)



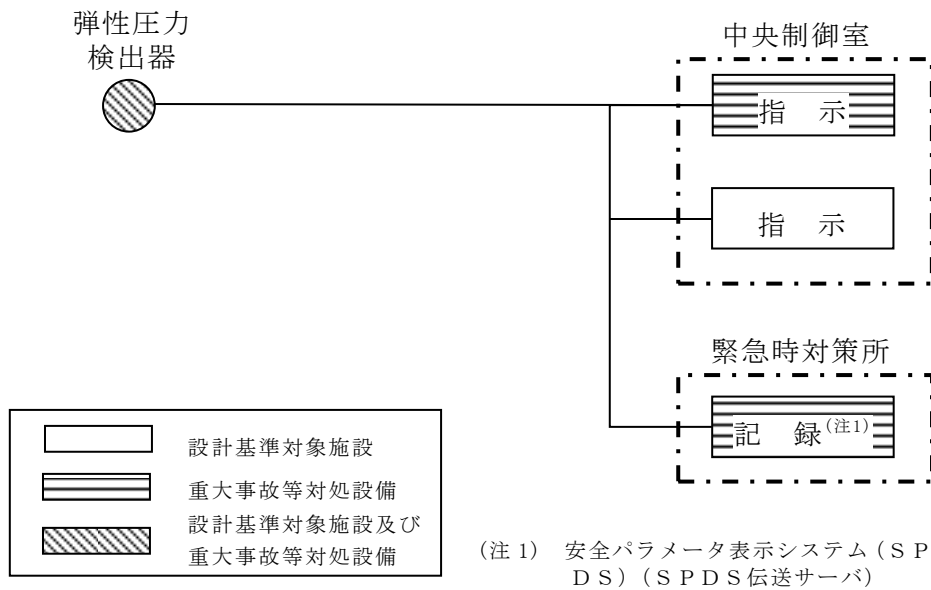
第58-6-2図 平均出力領域計装の概略構成図

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

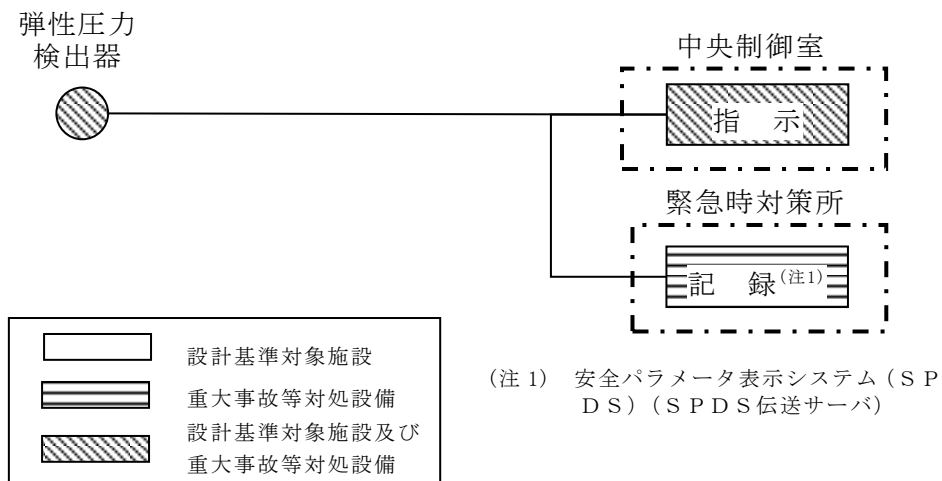
残留熱除去ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58-6-3図「残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



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。)

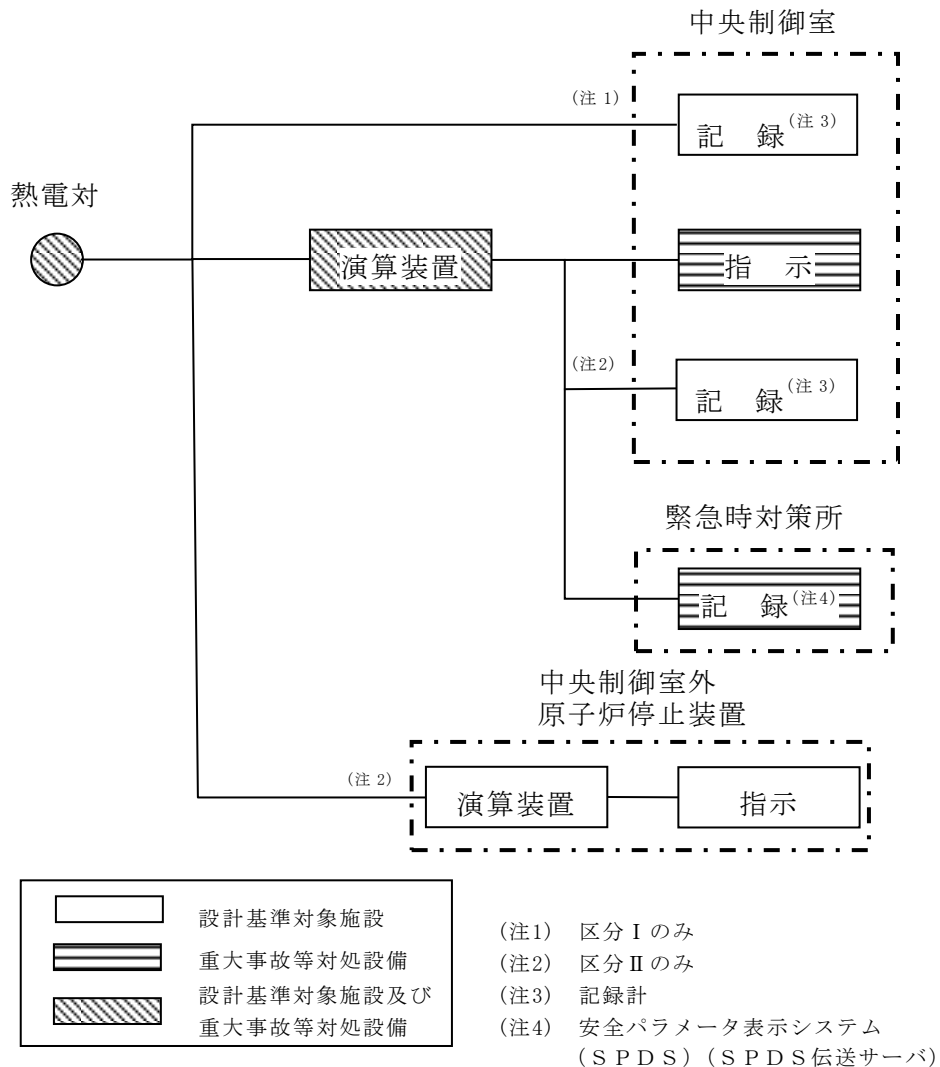


第 58-6-4 図 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

### 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

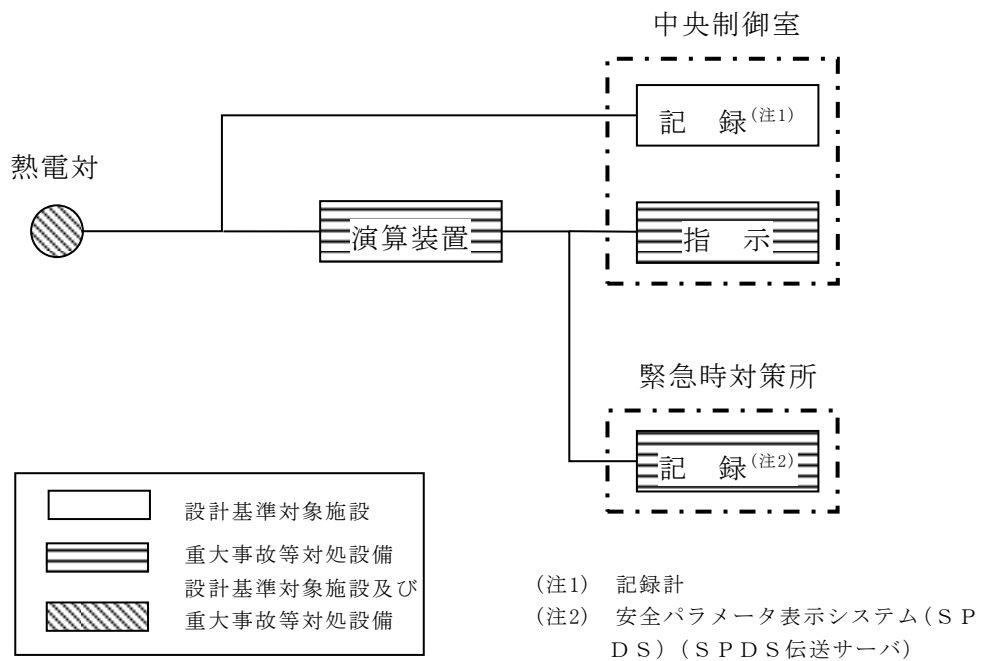
残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-5図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)



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。)



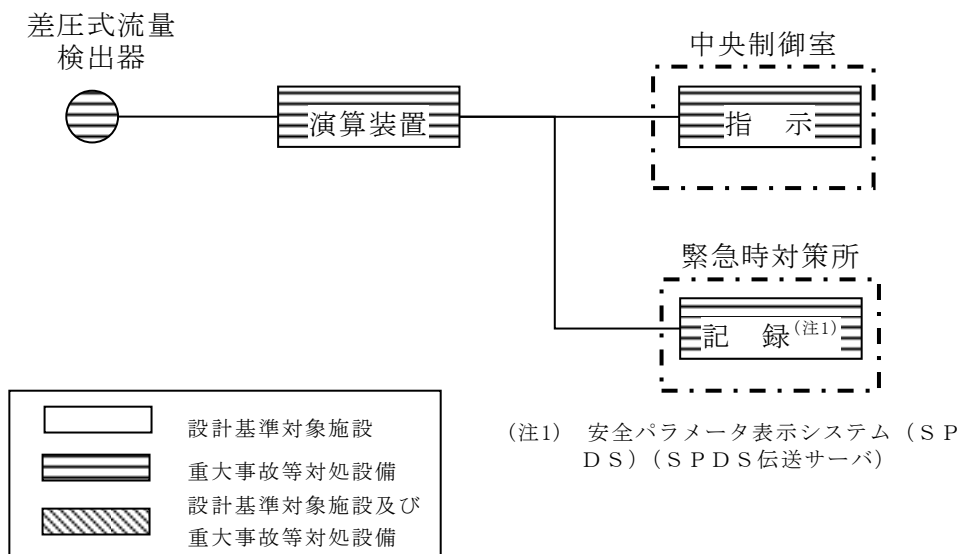
第58-6-6図 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

### 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。

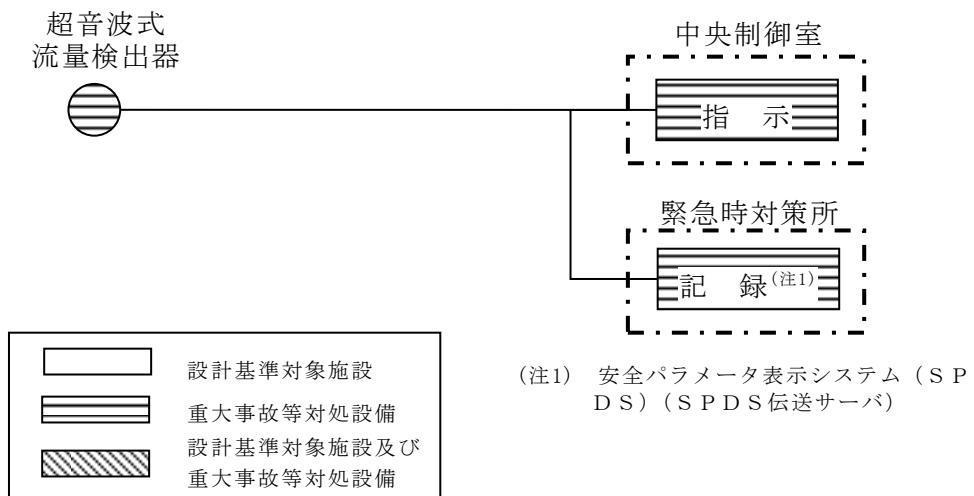
(第58-6-7図「高圧原子炉代替注水流量の概略構成図」参照。)



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。)

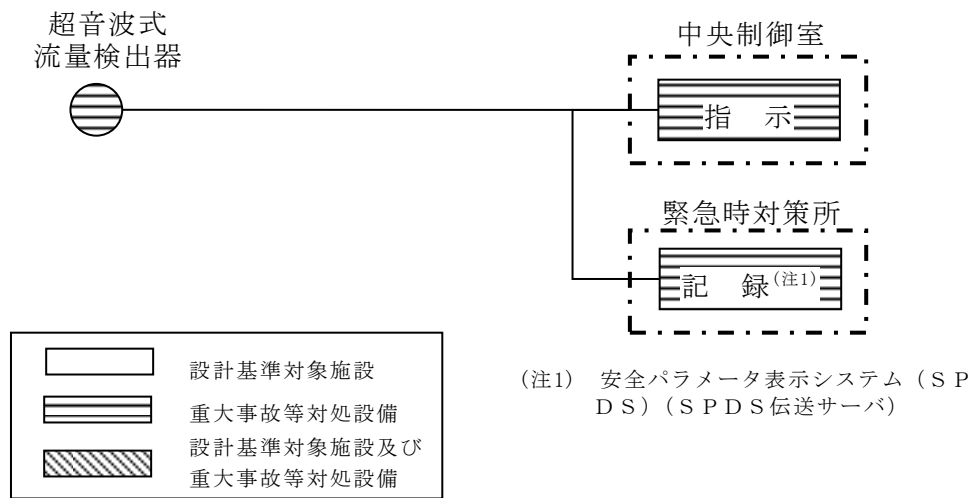


第58-6-8図 代替注水流量（常設）の概略構成図



(3) 代替注水流量（可搬型）

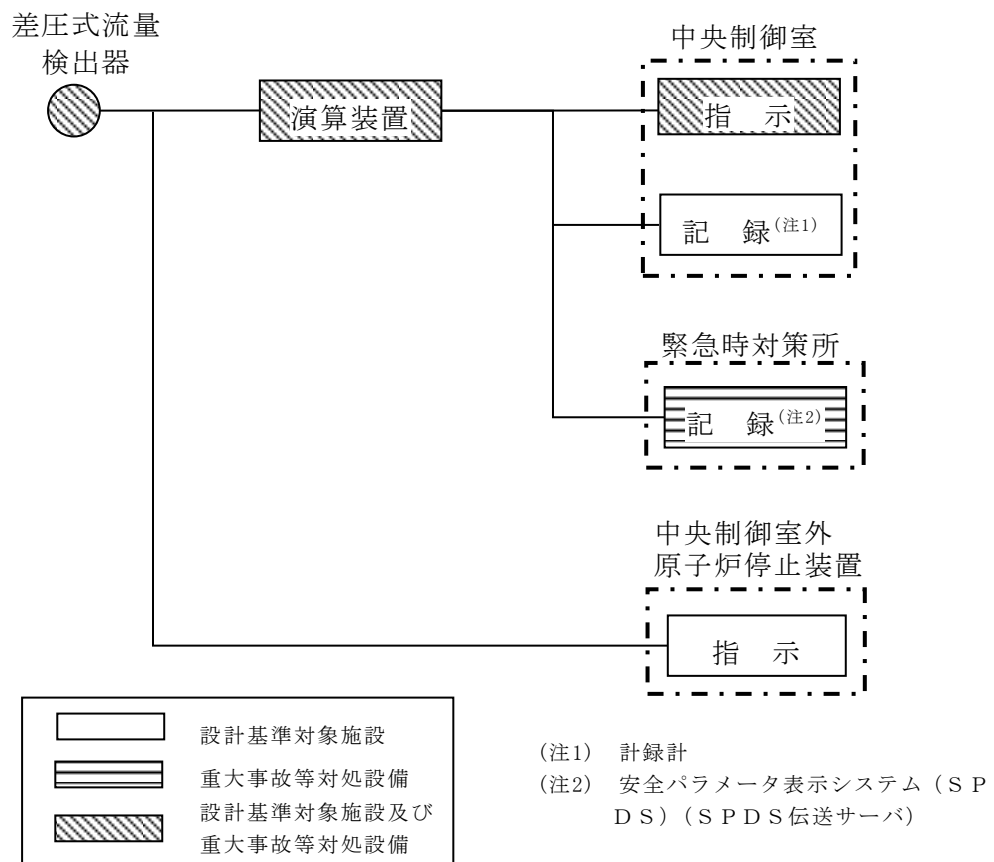
代替注水流量（可搬型）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替注水流量（可搬型）の検出信号は，超音波式流量検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替注水流量（可搬型）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58-6-9図「代替注水流量（可搬型）の概略構成図」参照。）



第58-6-9図 代替注水流量（可搬型）の概略構成図

(4) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

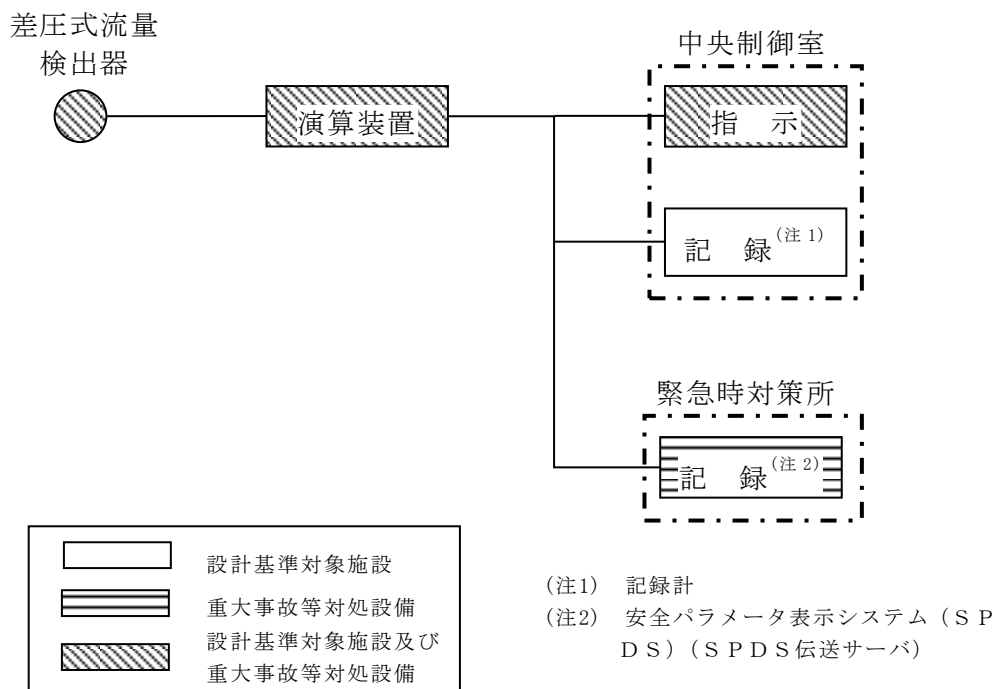
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-10図「原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-10図 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図

(5) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量

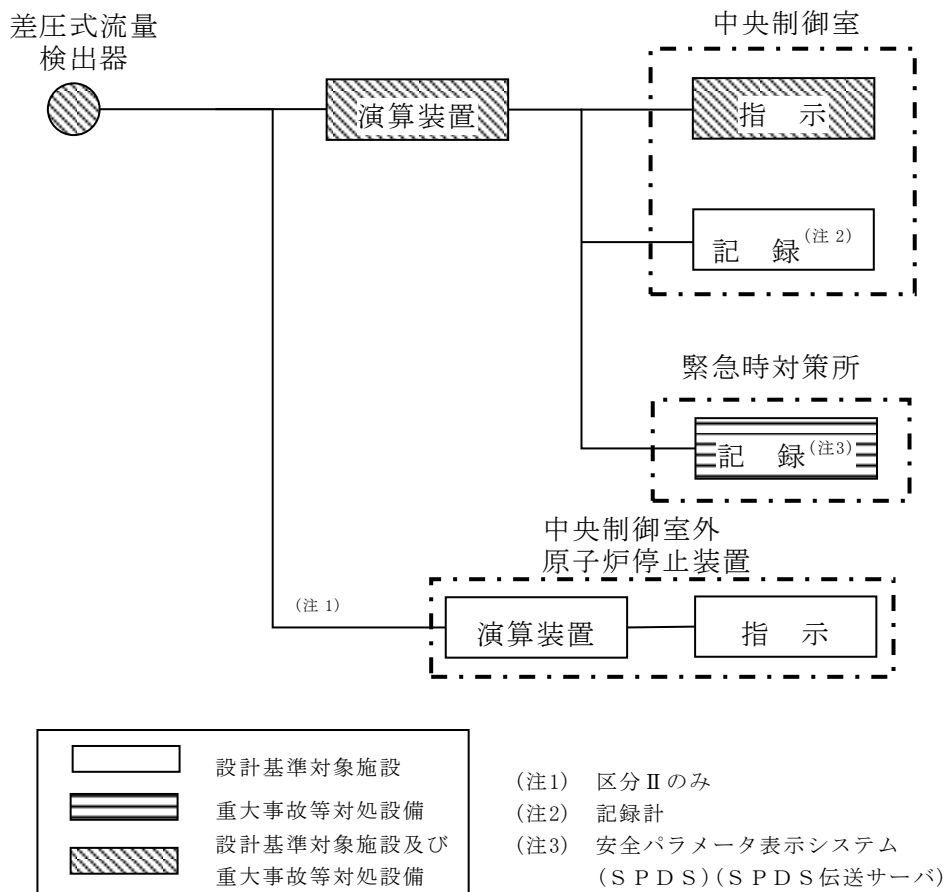
高圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-11図「高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-11図 高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

(6) 残留熱除去ポンプ出口流量

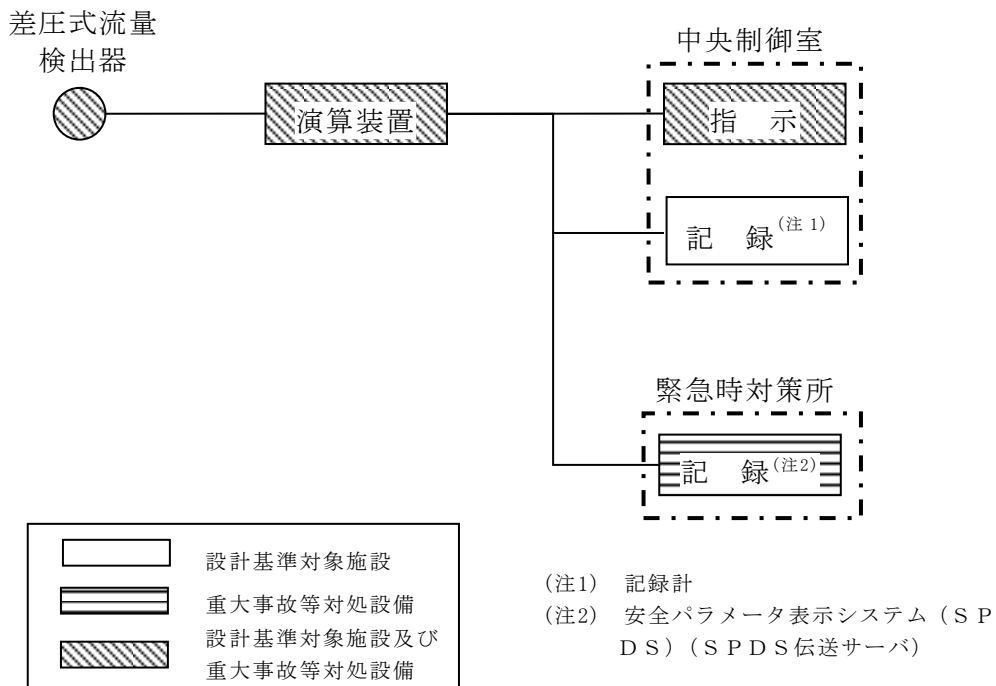
残留熱除去ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去ポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去ポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-12図「残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-12図 残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図

(7) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量

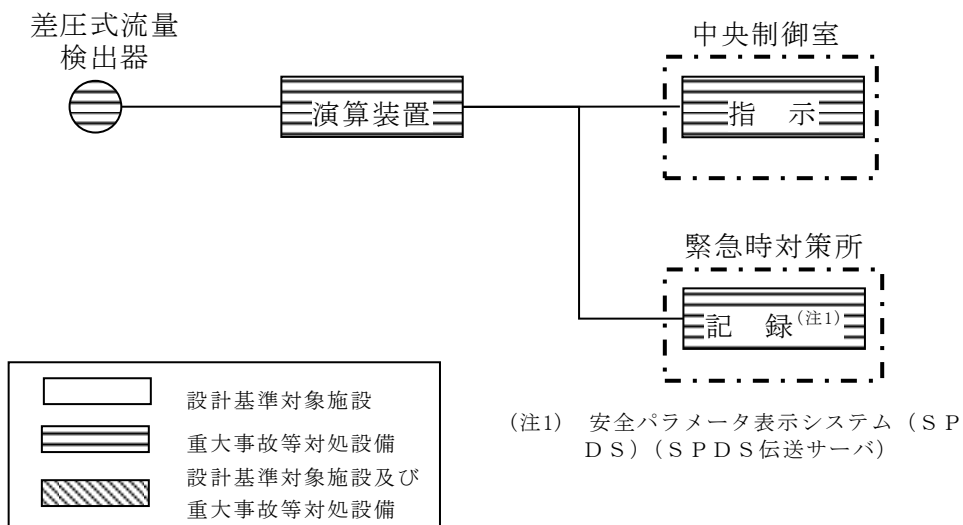
低圧炉心スプレイポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-13図「低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58-6-13図 低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

(8) 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58-6-14図「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)



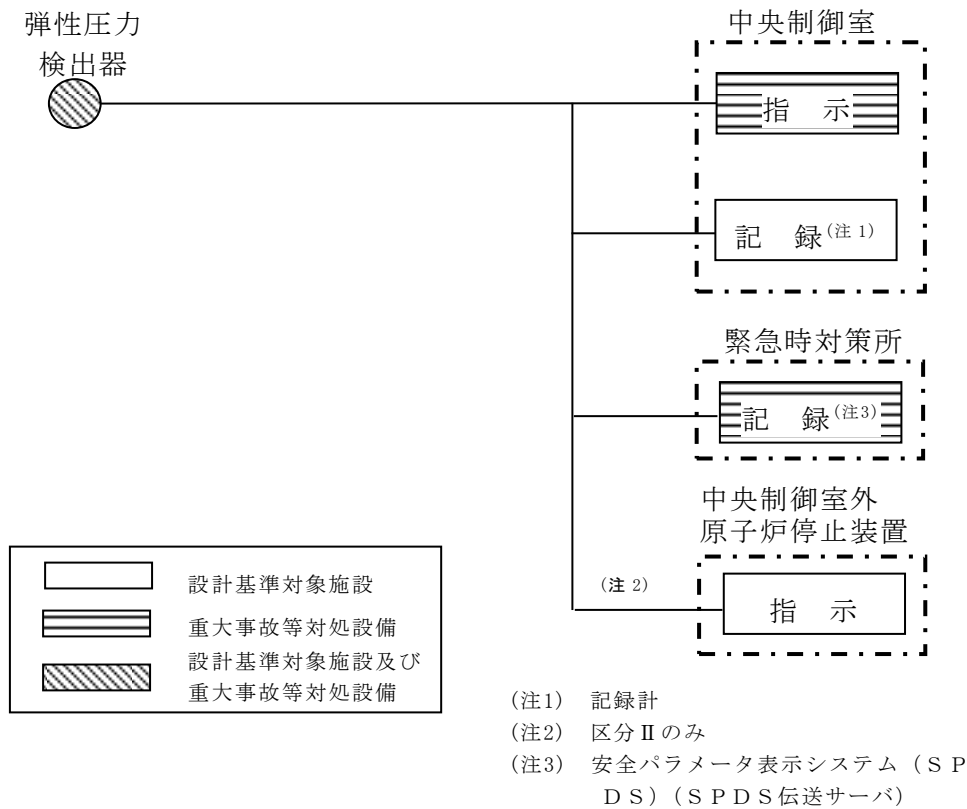
第58-6-14図 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

### 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

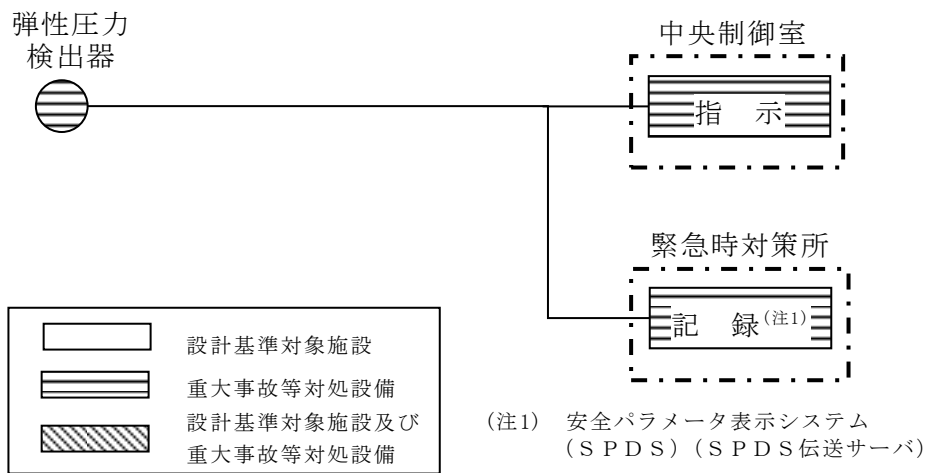
原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-15図「原子炉圧力の概略構成図」参照。)



第58-6-15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58-6-16図「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」参照。)



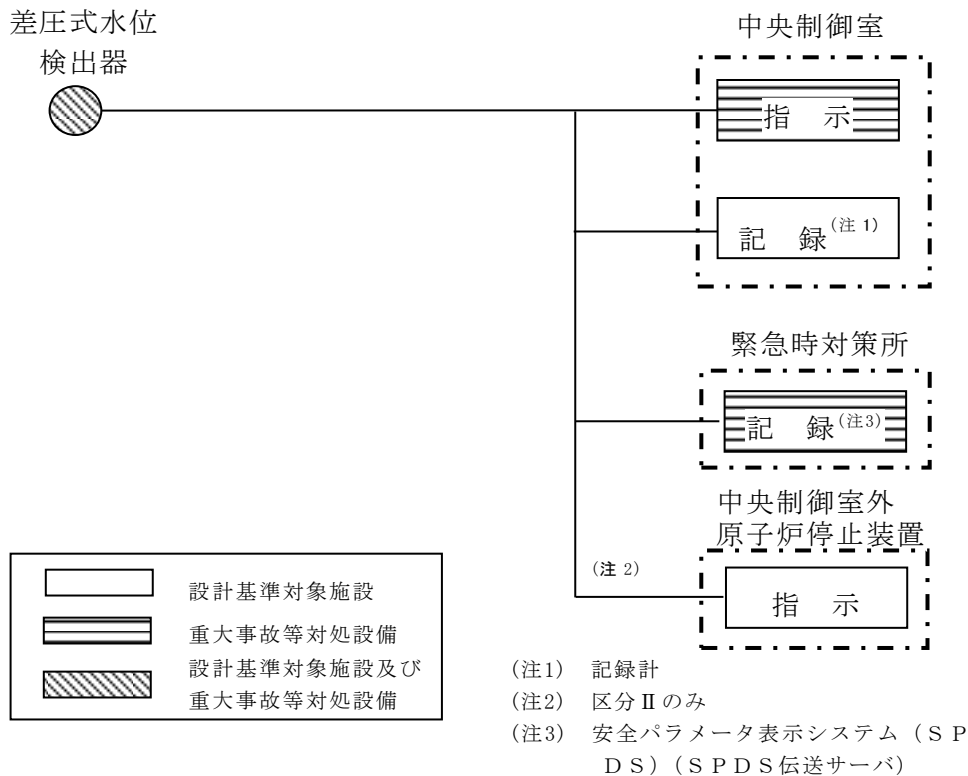
第58-6-16図 原子炉圧力 (S A) の概略構成図



### 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）

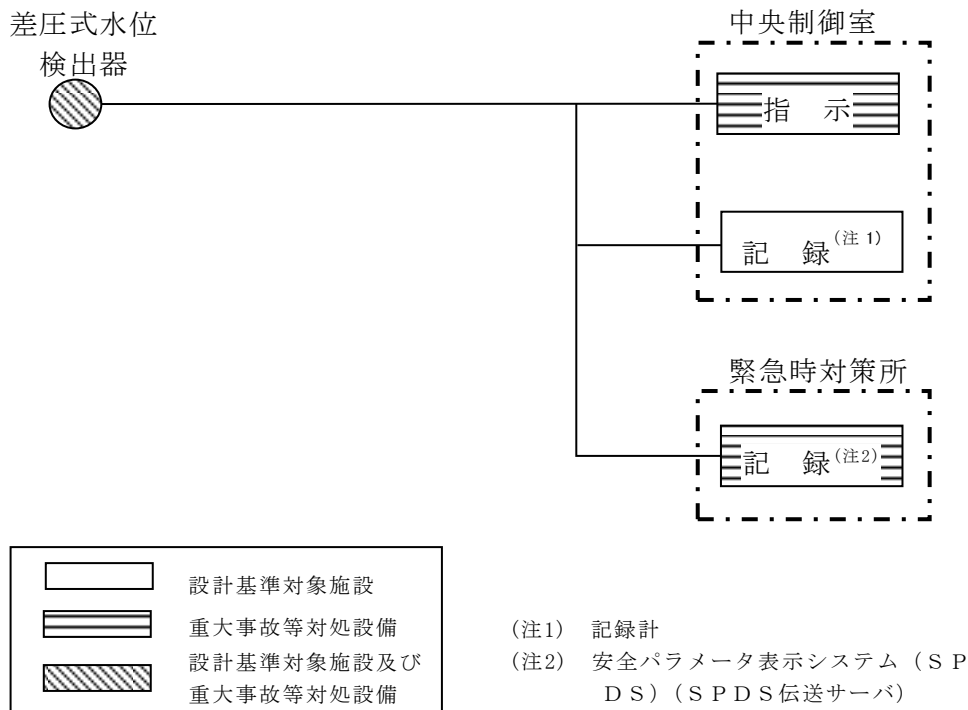
原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-17図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



第58-6-17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58－6－18図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）

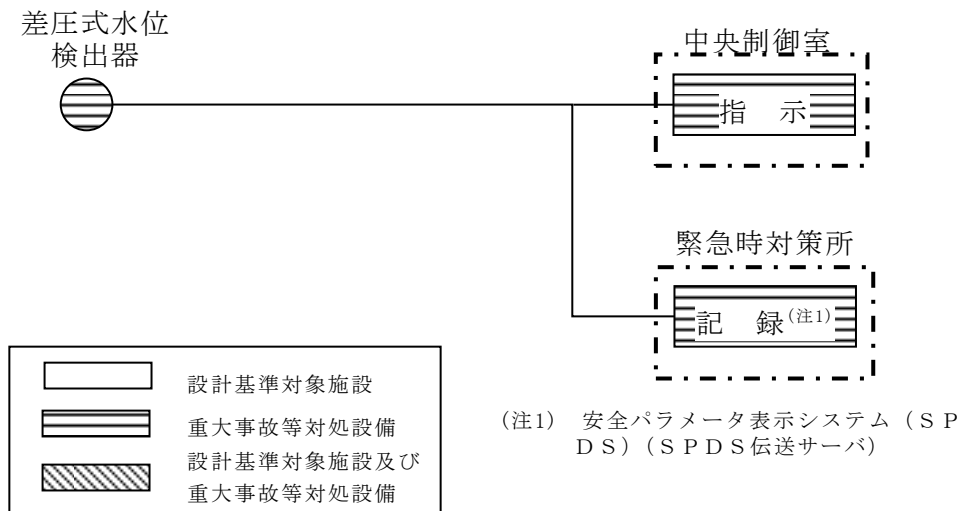


第58－6－18図 原子炉水位(燃料域)の概略構成図

(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58-6-19図「原子炉水位 (S A) の概略構成図」参照。)



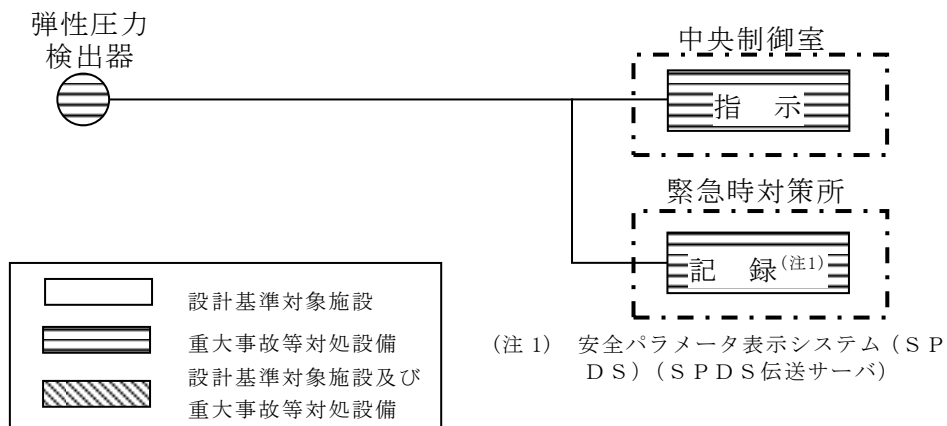
第58-6-19図 原子炉水位 (S A) の概略構成図

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（SA）

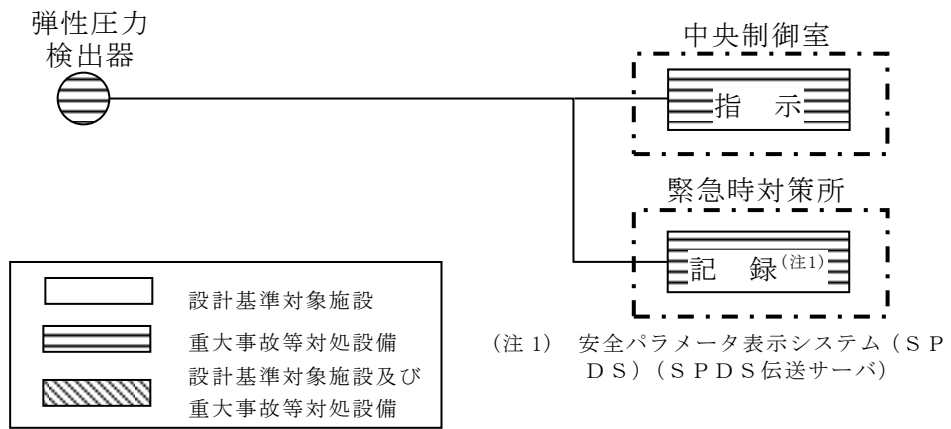
ドライウェル圧力（SA）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力（SA）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力（SA）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58-6-20図「ドライウェル圧力（SA）の概略構成図」参照。）



第58-6-20図 ドライウェル圧力（SA）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58-6-21図「サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図」参照。)

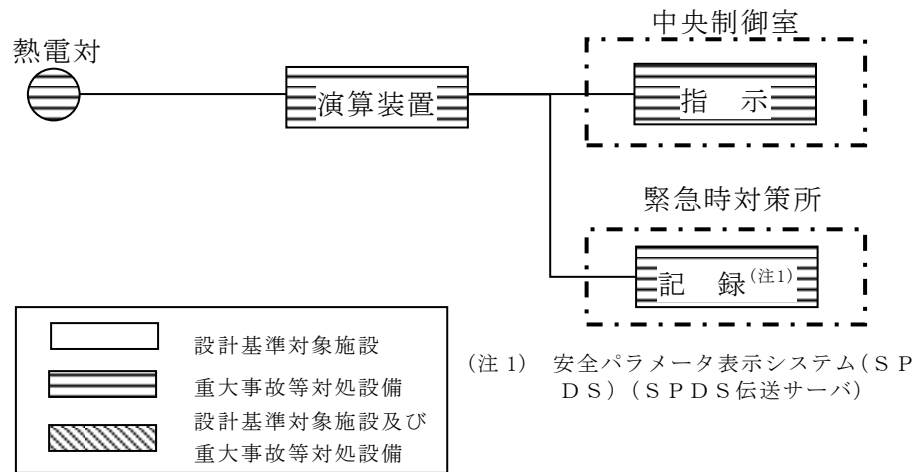


第58-6-21図 サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図

### 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)

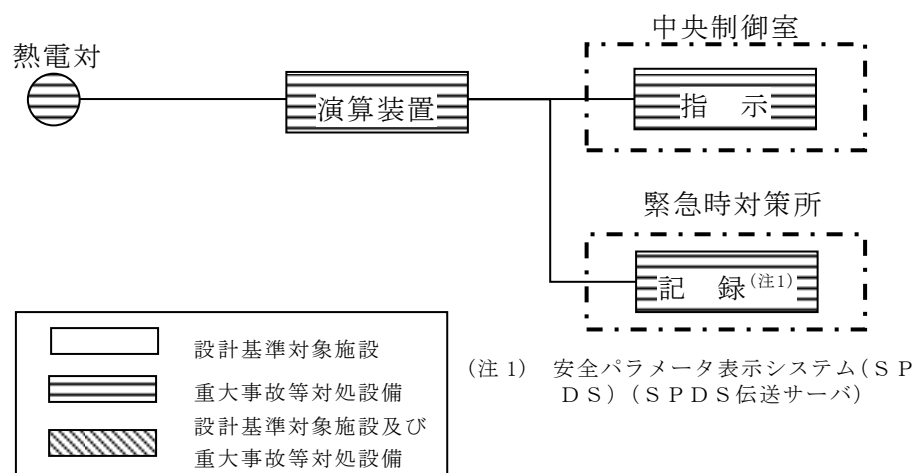
ドライウエル温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル温度 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-22図「ドライウエル温度 (S A) の概略構成図」参照。)



第58-6-22図 ドライウエル温度 (S A) の概略構成図

(2) ペDESTAL温度 (SA)

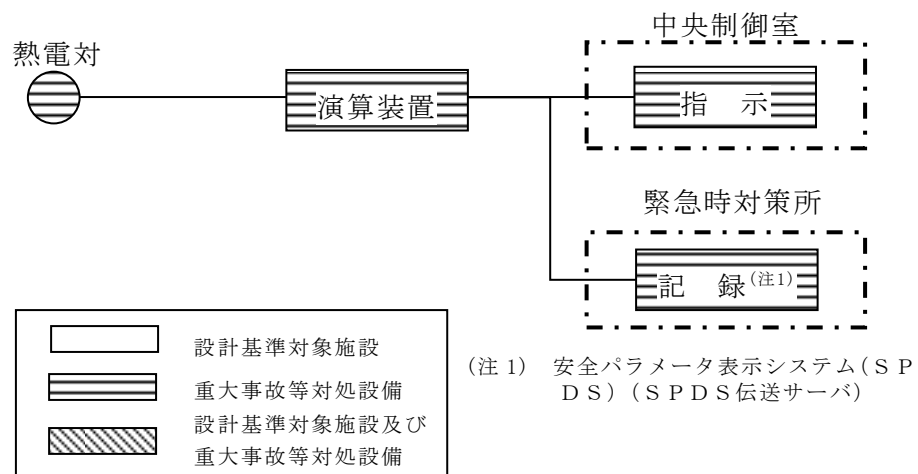
ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ペDESTAL温度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-23図「ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図」参照。)



第58-6-23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58-6-24図「ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図」参照。)

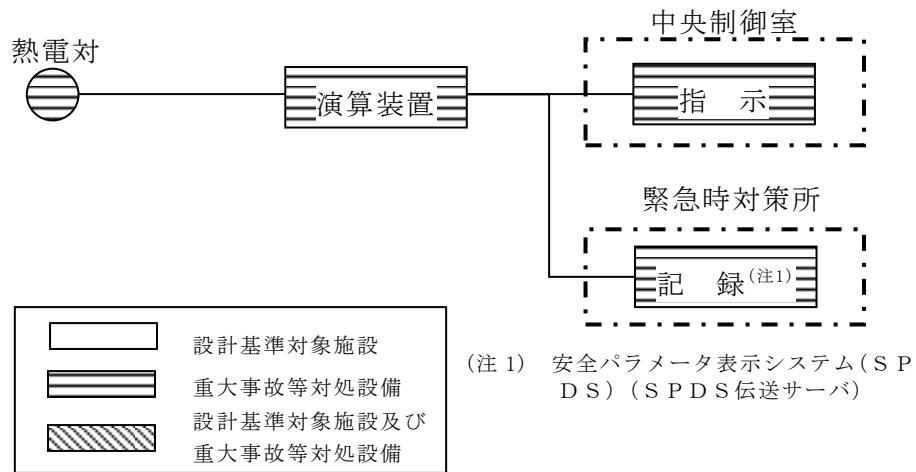


第58-6-24図 ペDESTAL水温度 (SA) の概略構成図



(4) サプレッション・チェンバ温度 (S A)

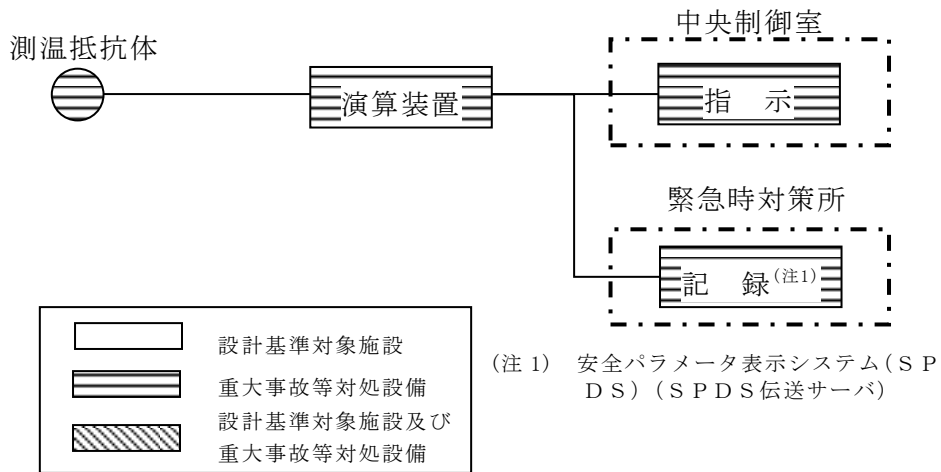
サプレッション・チェンバ温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ温度 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-25図「サプレッション・チェンバ温度 (S A) の概略構成図」参照。)



第58-6-25図 サプレッション・チェンバ温度 (S A) 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58-6-26図「サプレッション・プール水温度 (S A) の概略構成図」参照。)

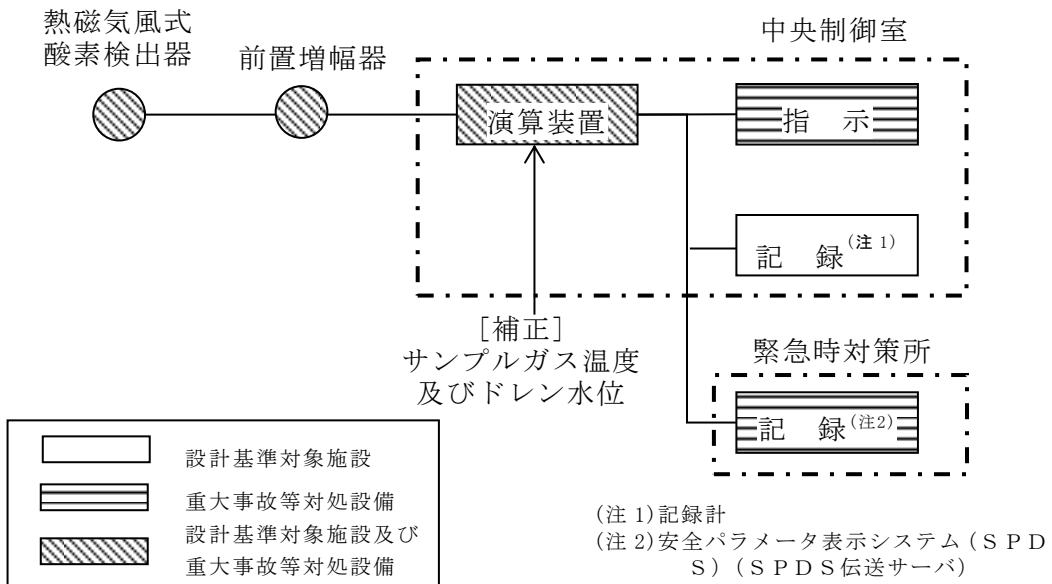


第58-6-26図 サプレッション・プール水温度 (S A) の概略構成図

### 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

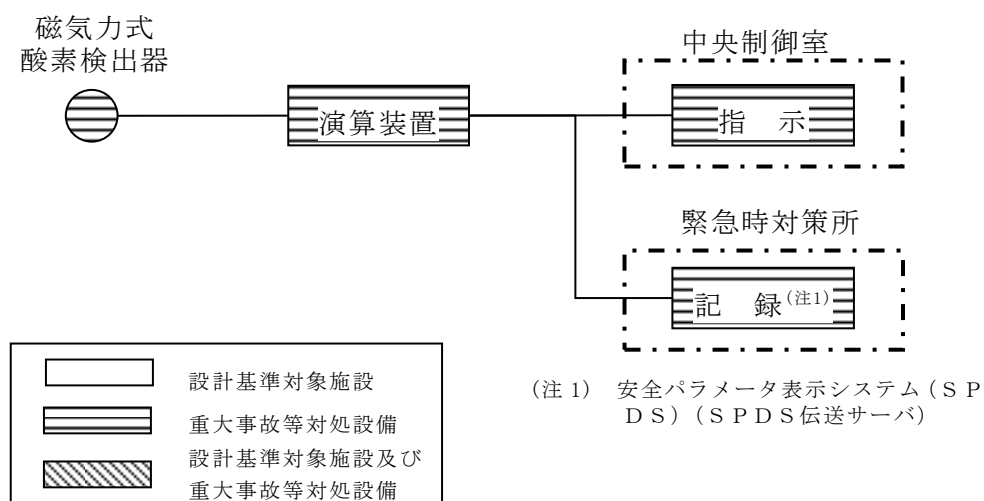
格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器から電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-27図「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-27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58-6-28図「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)

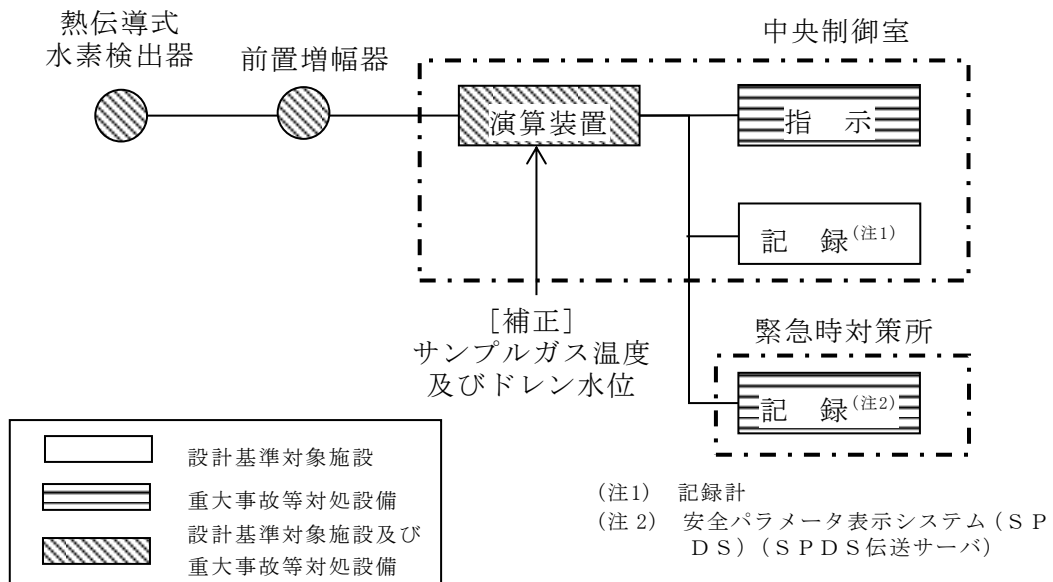


第58-6-28図 格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図

### 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

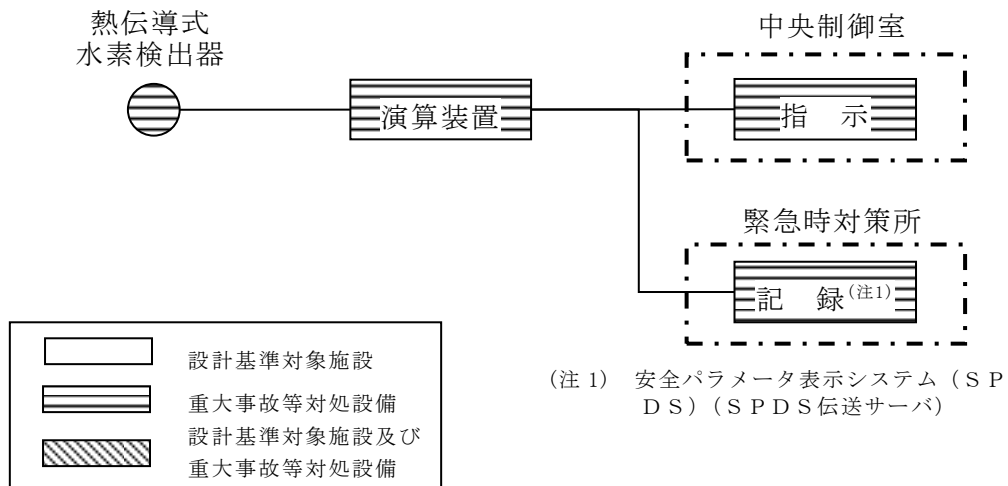
格納容器水素濃度は、設計基準対象施設並びに重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器から電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-29図「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-29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58-6-30図「格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)

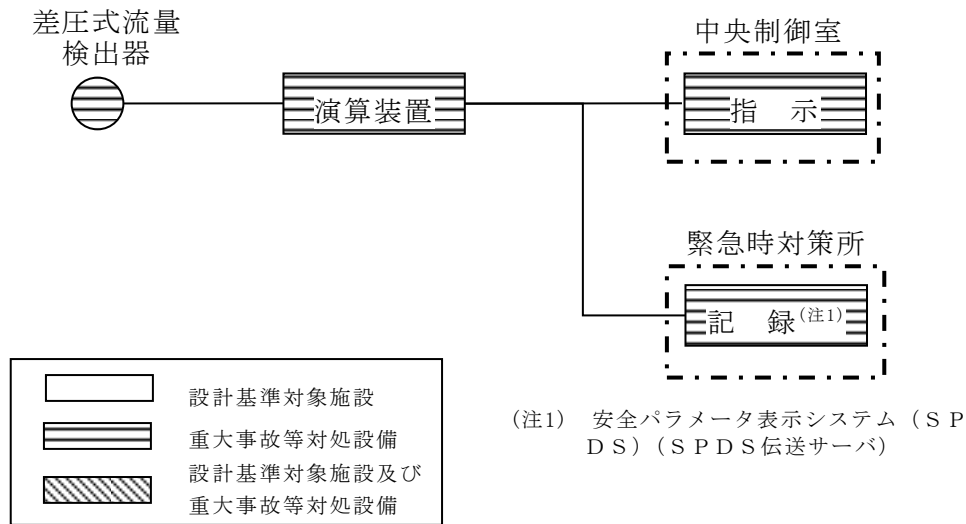


第58-6-30図 格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図

### 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) 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58-6-31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。)

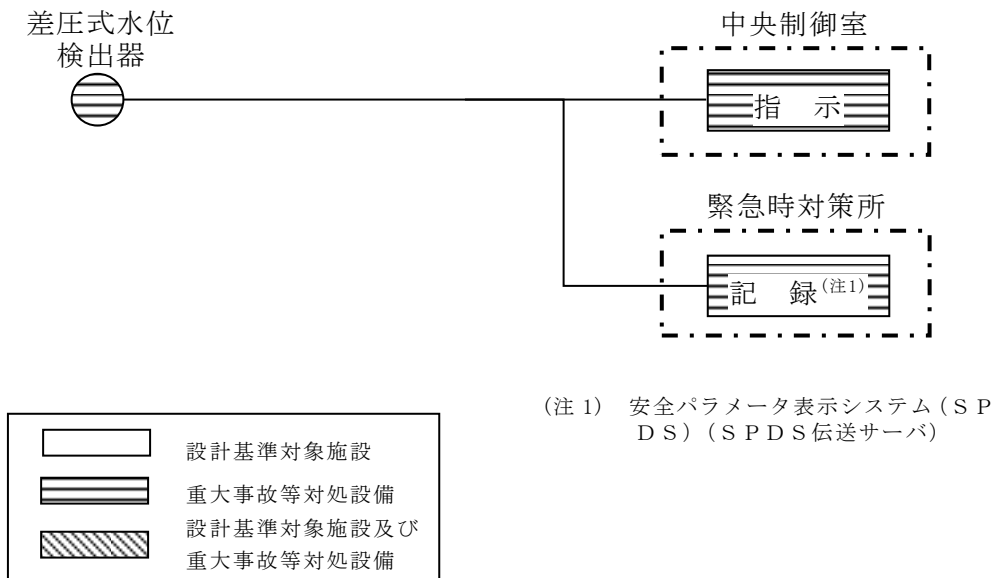


第58-6-31図 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

### 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58-6-32 図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。)

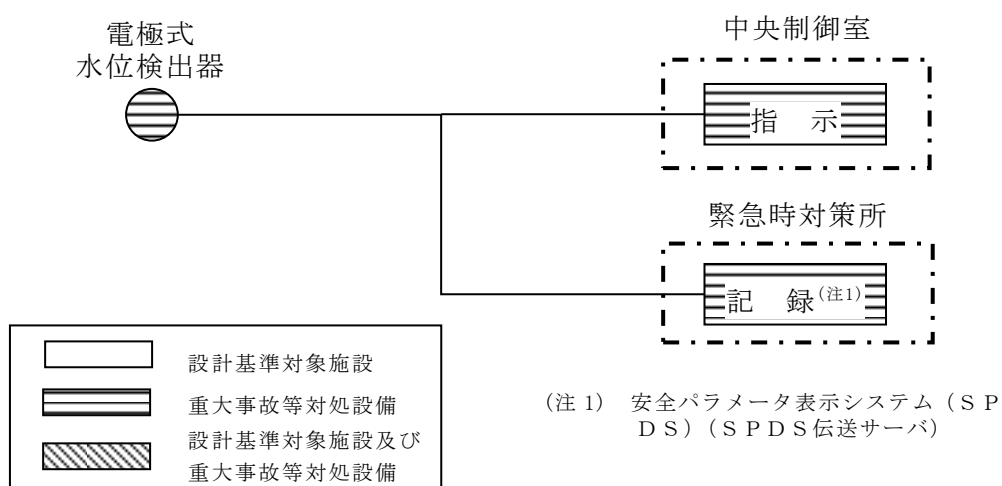


第58-6-32図 サプレッション・プール水位 (S A) の概略構成図



(2) ドライウエル水位

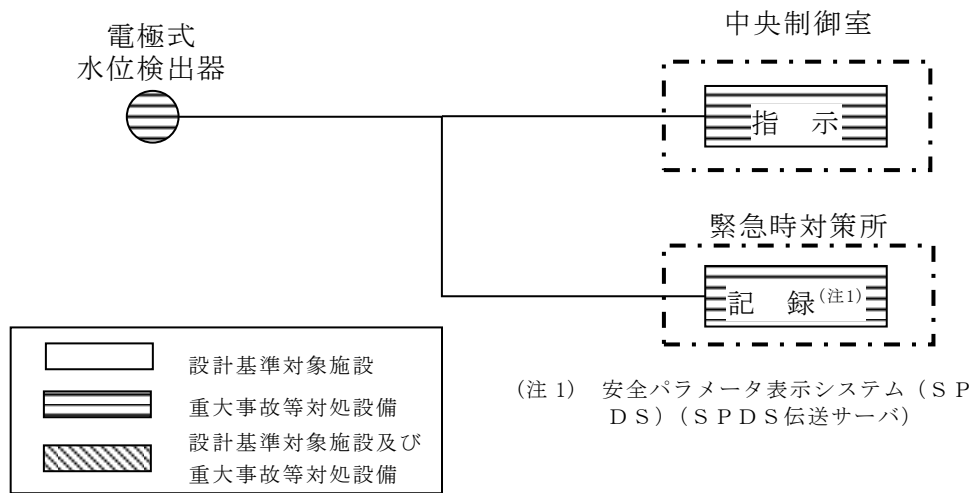
ドライウエル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF信号）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-33図「ドライウエル水位の概略構成図」参照。）



第58-6-33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、緊急時対処所にて記録する。（第58-6-34図「ペDESTAL水位の概略構成図」参照。）

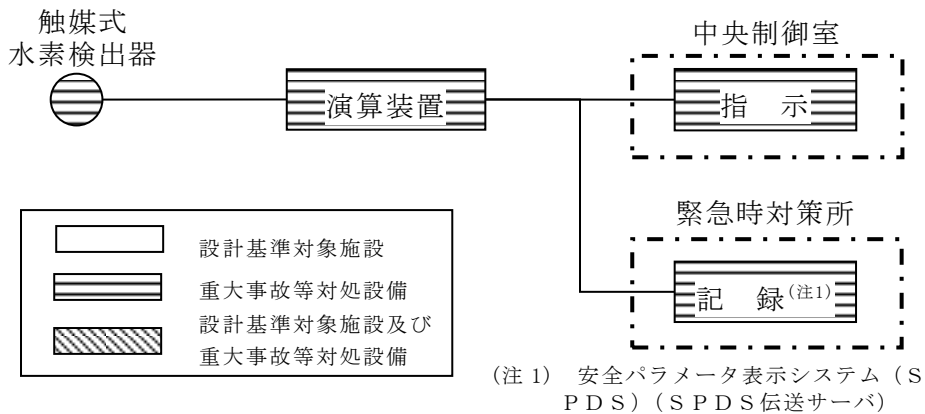


第58-6-34図 ペDESTAL水位の概略構成図

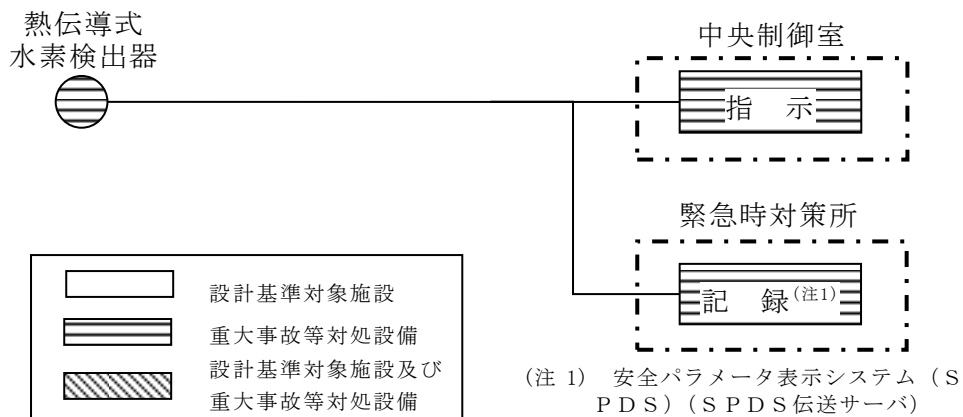
### 3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (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58-6-35, 36図「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-35図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

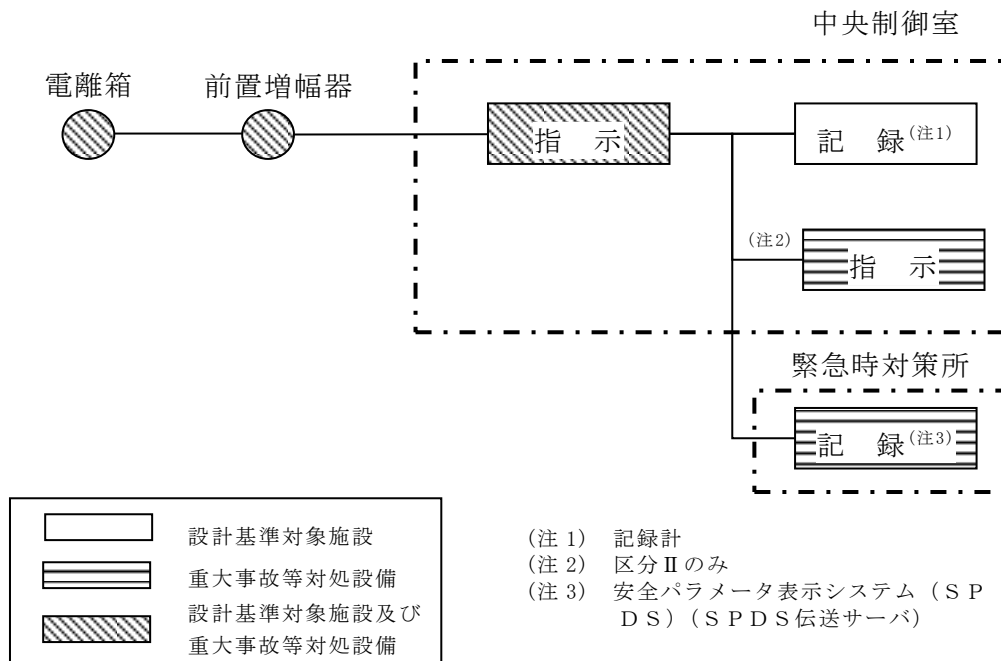


第58-6-36図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

### 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）

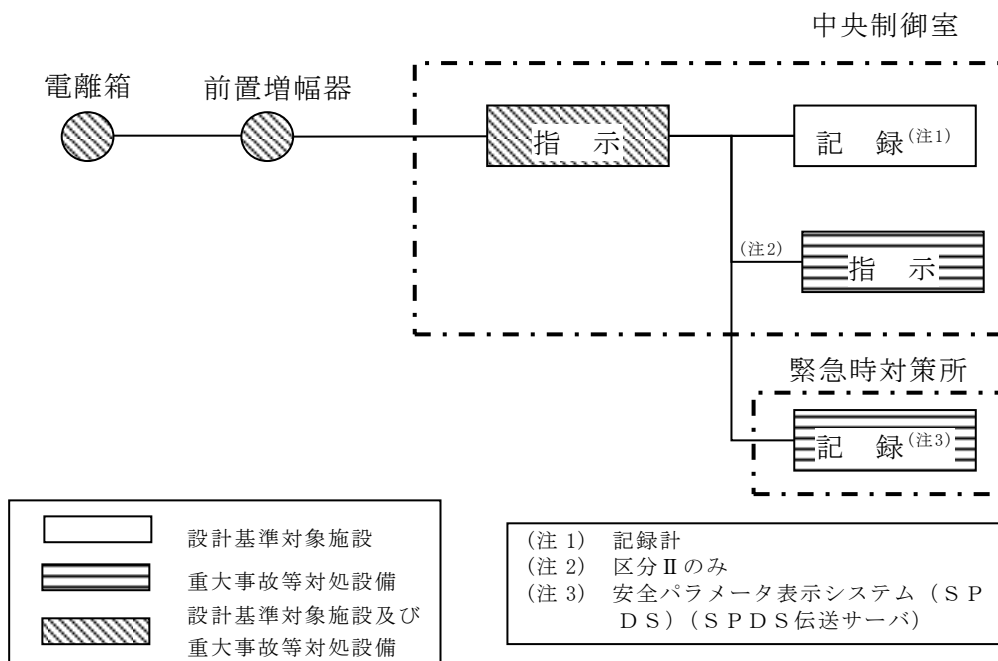
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-37図「格納容器内雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）の概略構成図」参照。）



第58-6-37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）

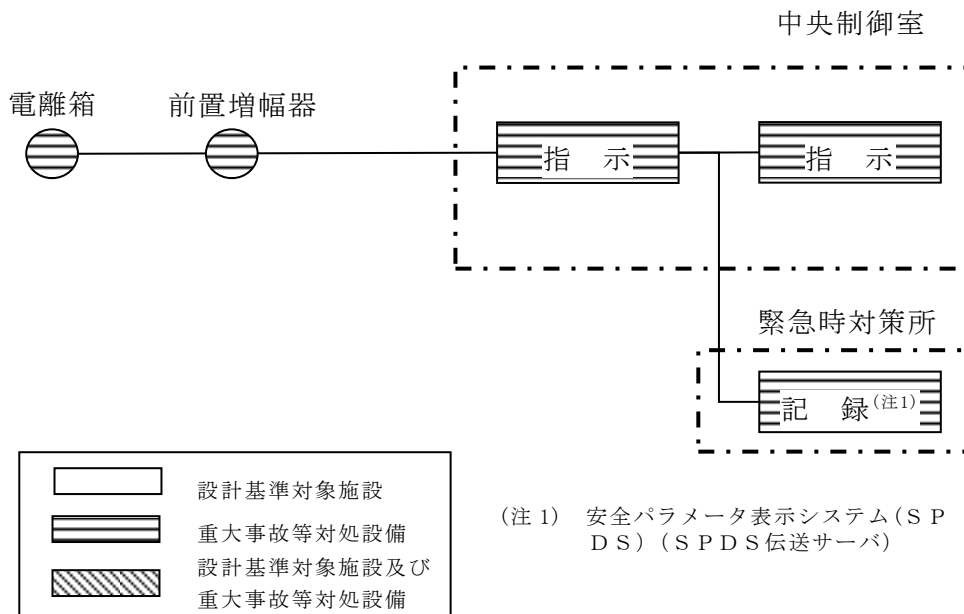
格納容器雰囲気モニタ（サブプレッション・チェンバ）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-38図「格納容器内雰囲気モニタ（サブプレッション・チェンバ）の概略構成図」参照。）



第58-6-38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）

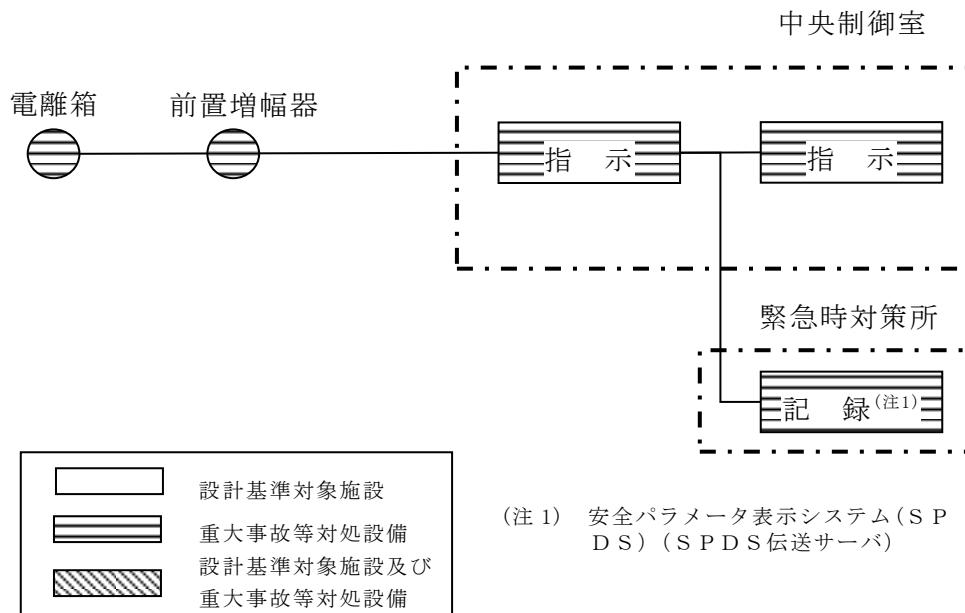
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（第58-6-39図「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



第58-6-39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58-6-40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。）

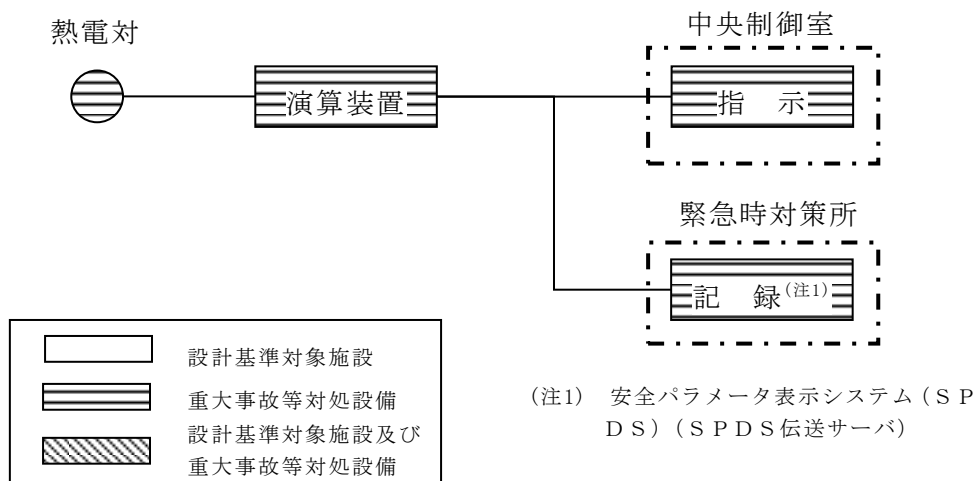


第58-6-40図 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の概略構成図

### 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58-6-41図「原子炉压力容器温度（S A）の概略構成図」参照。）

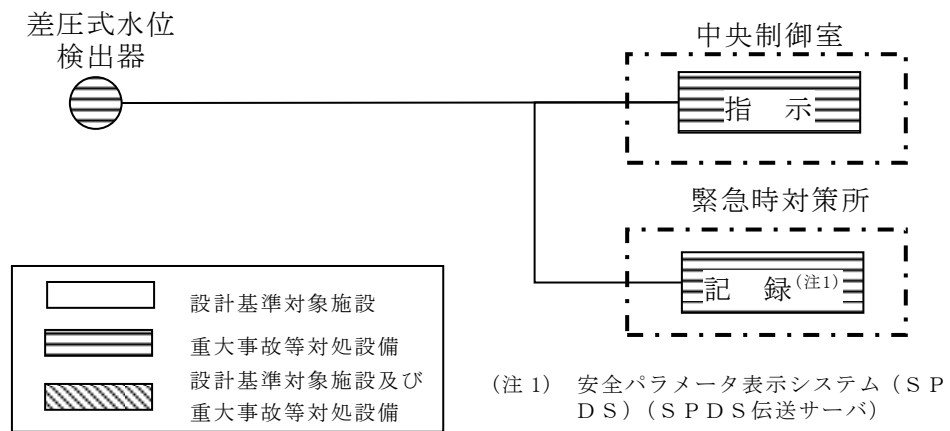


第58-6-41図 原子炉压力容器温度（S A）の概略構成図



(2) スクラバ容器水位

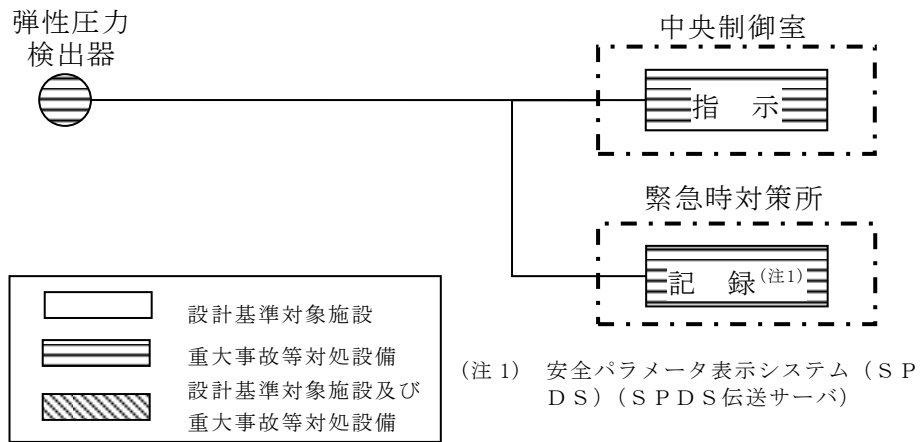
スクラバ容器水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58-6-42図「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）



第58-6-42図 スクラバ容器水位の概略構成図

(3) スクラバ容器圧力

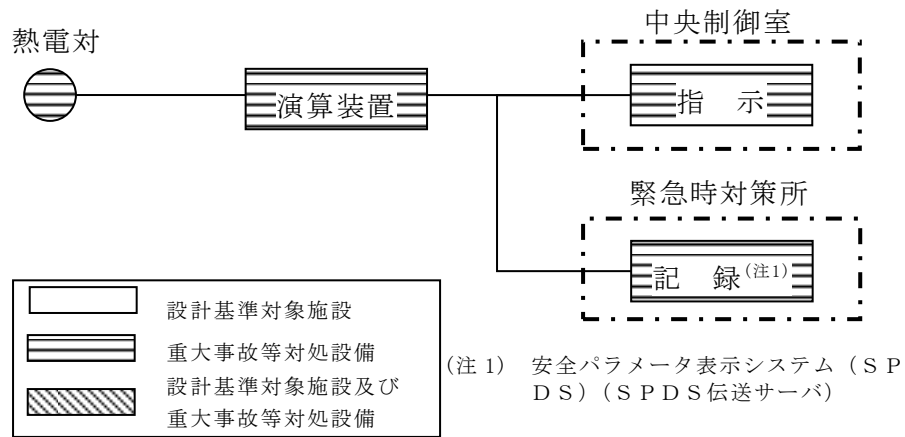
スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-43図「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。)



第58-6-43図 スクラバ容器圧力の概略構成図

(4) スクラバ容器温度

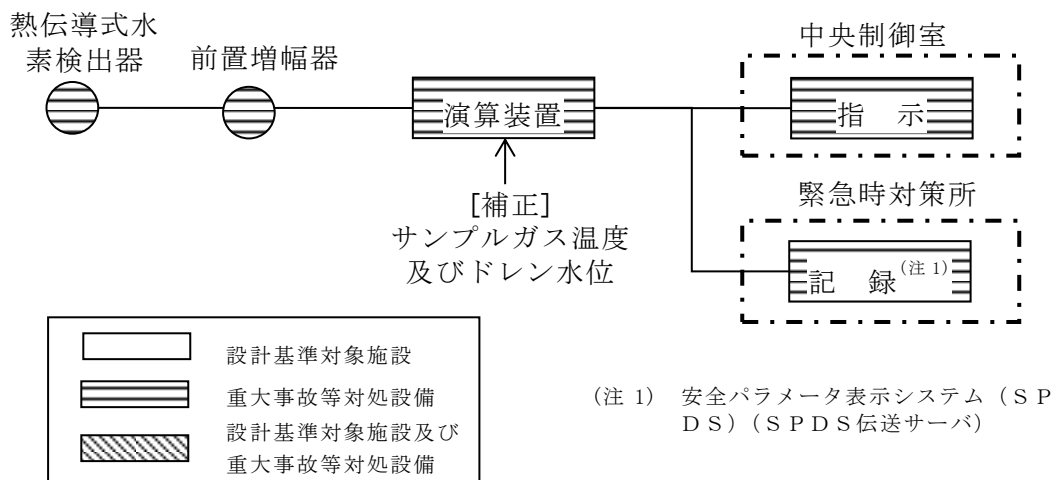
スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-44図「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)



第58-6-44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

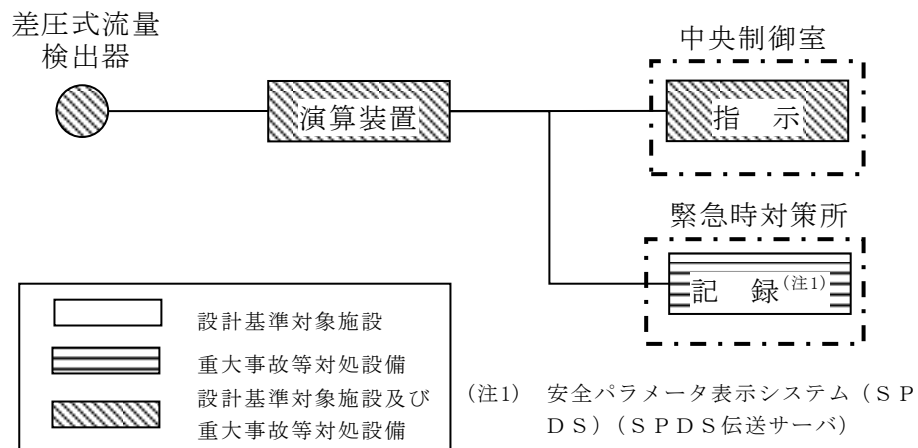
第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-45図「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」参照。)



第58-6-45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

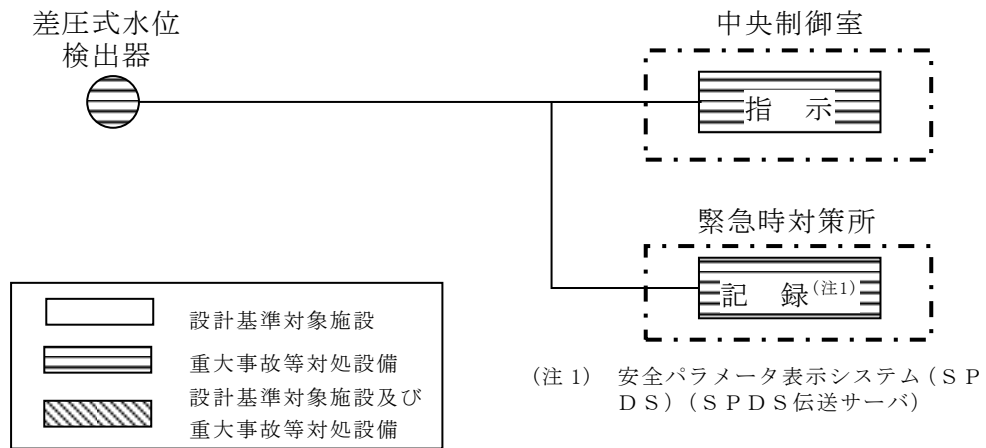
残留熱除去系熱交換器冷却水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器冷却水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-46図「残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図」参照。)



第58-6-46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

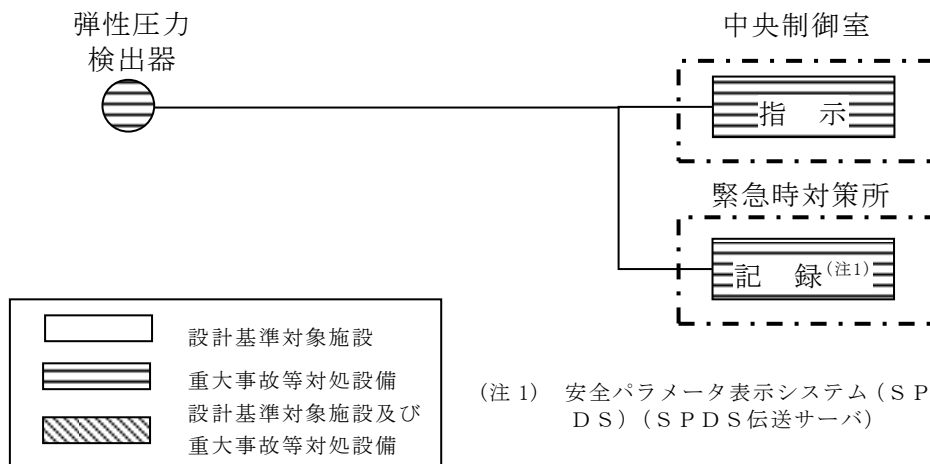
低圧原子炉代替注水槽水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧原子炉代替注水槽水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水量信号へ変換する処理を行った後、低圧原子炉代替注水槽水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-47図「低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図」参照。)



第58-6-47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

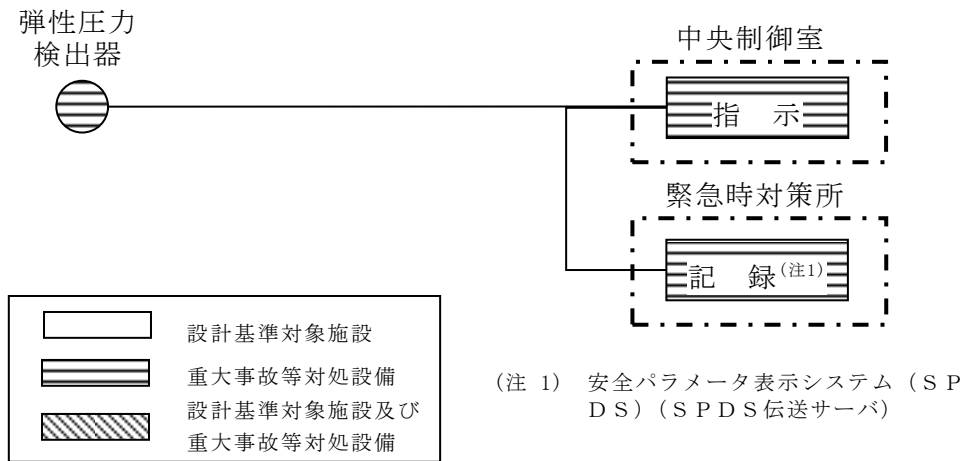
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-48図「残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-48 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58-6-49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。)

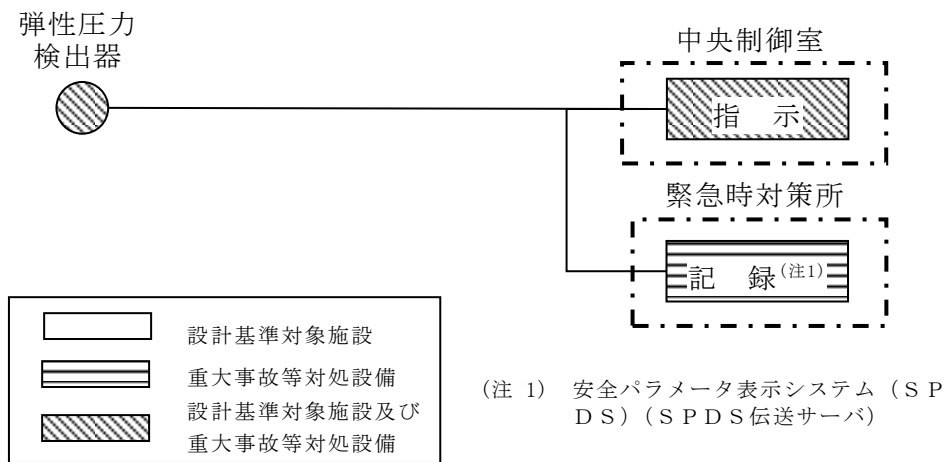


第 58-6-49 図 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図



(10) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

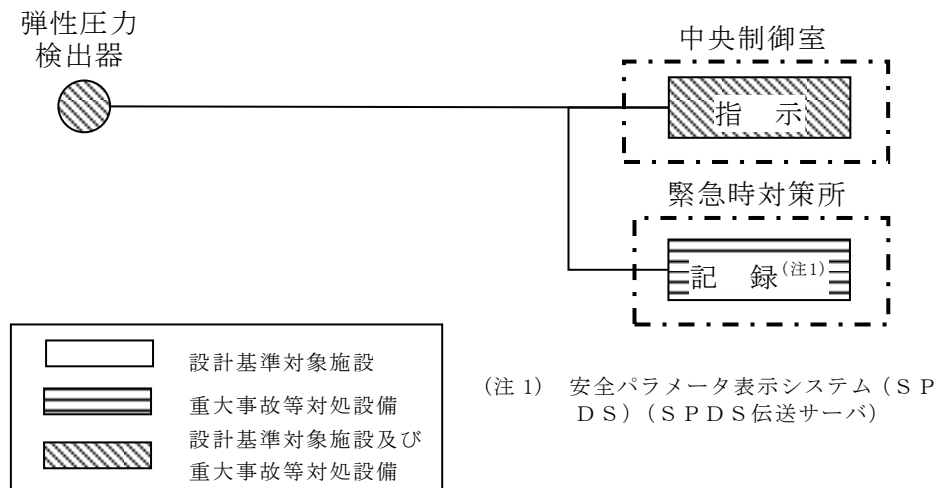
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-50図「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-50 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

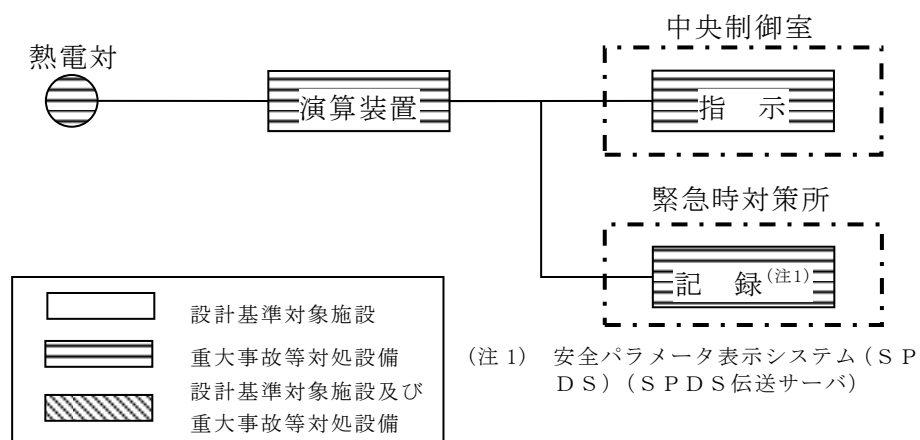
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-51図「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-51 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

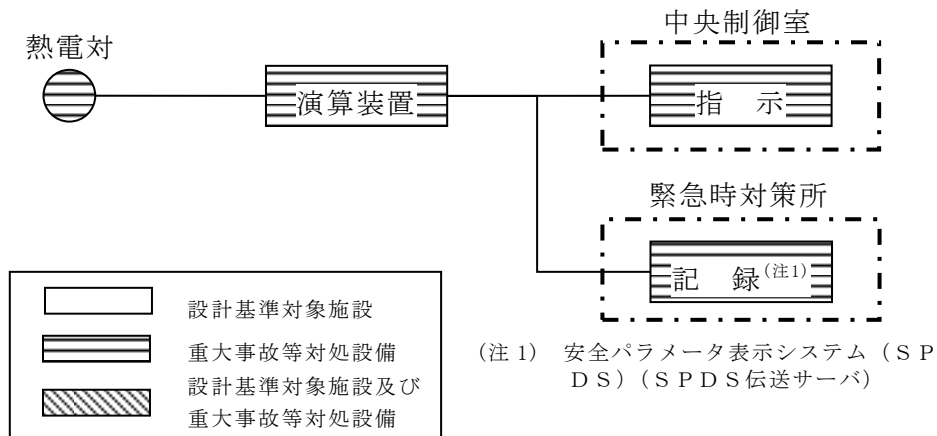
静的触媒式水素処理装置入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置入口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-52図「静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図」参照。)



第58-6-52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

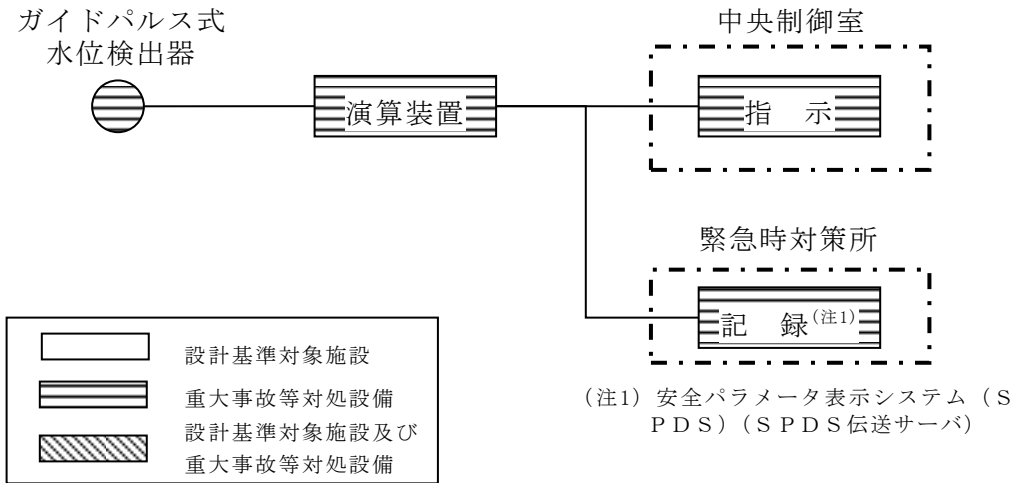
静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置出口温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-53図「静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図」参照。)



第58-6-53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)

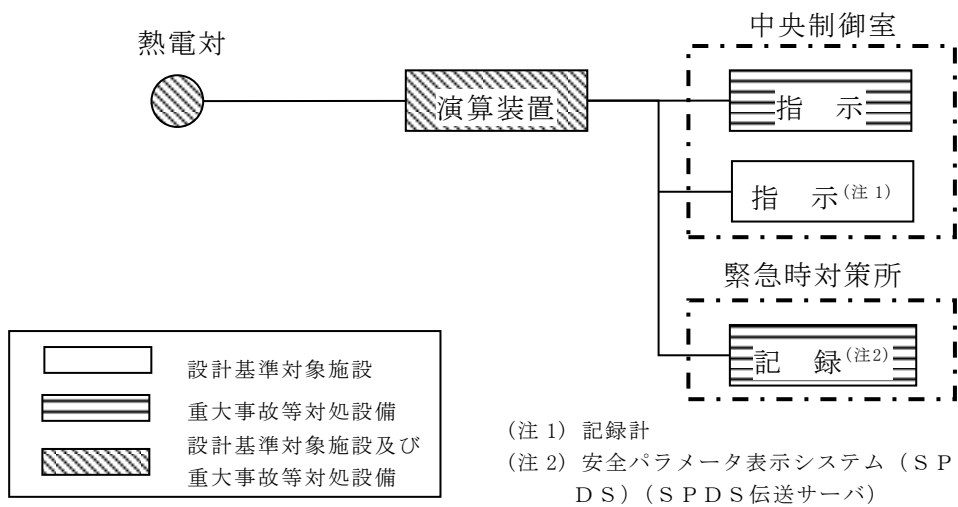
燃料プール水位(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール水位(SA)の検出信号は、ガイドパルス式水位検出器からの電流信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料プール水位(SA)を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(第58-6-54図「燃料プール水位(SA)の概略構成図」参照。)



第58-6-54図 燃料プール水位(SA)の概略構成図

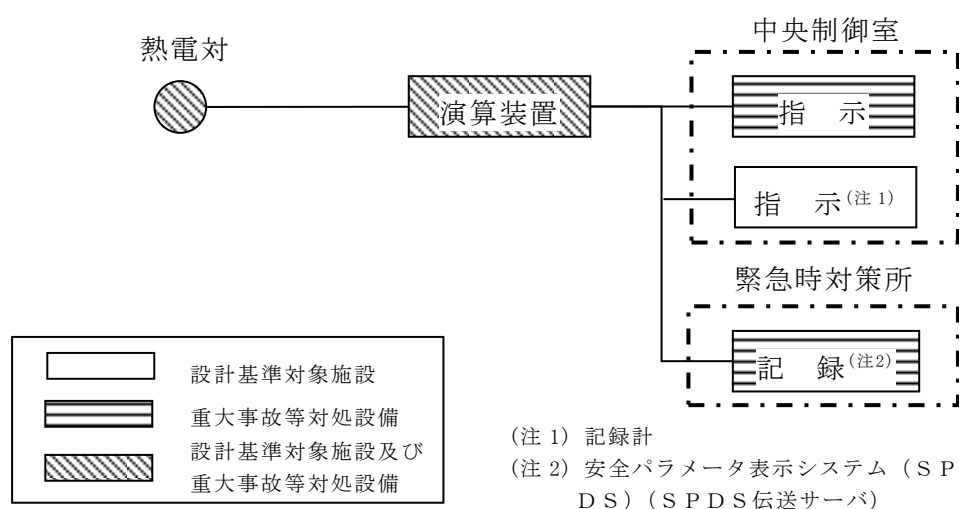
(15) 燃料プール水位・温度 (S A)

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、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、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58-6-55図「燃料プール水位・温度 (S A) の概略構成図 (1)」参照。)



第58-6-55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液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58-6-56図「燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図(2)」参照。）

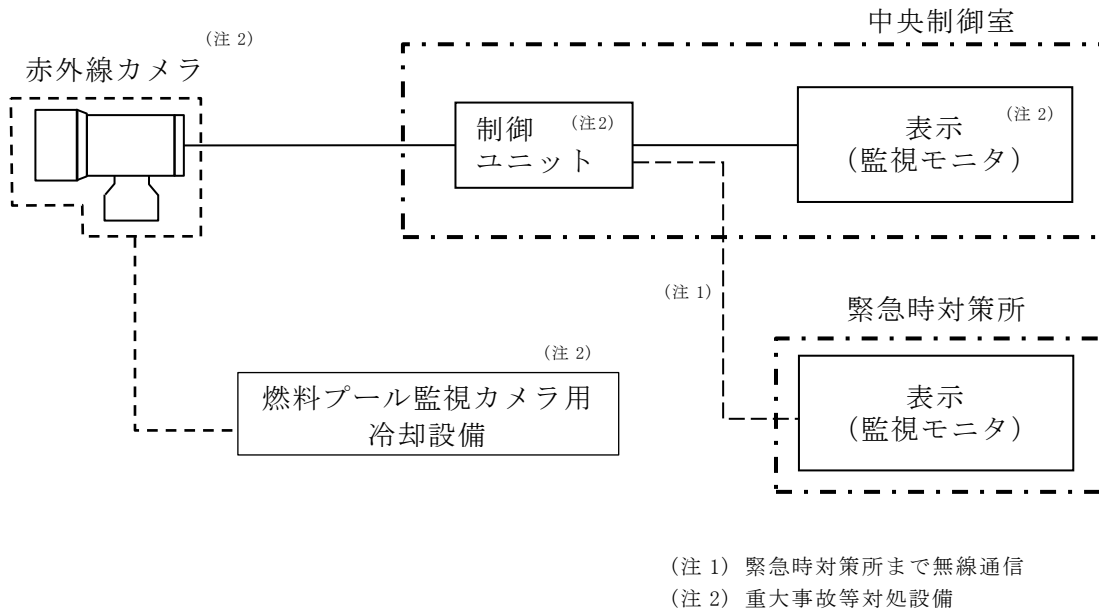


第58-6-56図 燃料プール水位・温度（SA）の概略構成図(2)

(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58-6-57図 燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)



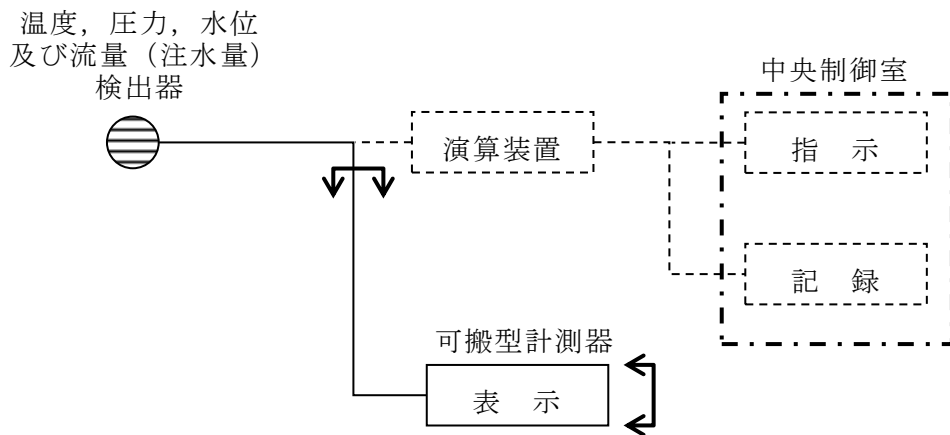
(注1) 緊急時対策所まで無線通信  
(注2) 重大事故等対処設備

第58-6-57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58-6-58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58-6-58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・プール水位 (S A)
原子炉圧力	ドライウエル水位
原子炉圧力 (S A)	ペDESTAL水位
原子炉水位 (広帯域)	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
原子炉水位 (燃料域)	スクラバ容器水位
原子炉水位 (S A)	スクラバ容器圧力
高圧原子炉代替注水流量	スクラバ容器温度
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
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圧力
残留熱代替除去系原子炉注水流量	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ドライウエル温度 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
ペDESTAL温度 (S A)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
ペDESTAL水温度 (S A)	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
サブプレッション・プール水温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
ドライウエル圧力 (S A)	燃料プール水位・温度 (S A)
サブプレッション・チェンバ圧力 (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)	重大事故等時 <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)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				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。
原子炉水位 (燃料域)	-800～-300cm <sup>※4</sup>			-800～ -300cm <sup>※4</sup>		
原子炉水位 (S A)	-900～150cm <sup>※4</sup>			-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、低压原子炉代 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。
代替注水流量 (可搬 型)	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、大量送水車の 最大注水量 (120m <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	
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。
高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、高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、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、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、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、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。

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)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
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, 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。

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	
サブレーション・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、サブレーション・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。
サブレーション・プールの水温度 (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、サブレーション・プールの水温度 (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]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (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 ~ 0m <sup>※5</sup>	0 ~ 1. 3m <sup>※5</sup>	0 ~ 1. 3m <sup>※5</sup>	ウエットウエルベント操作可否判 断 (通常水位 + 1. 3m) を把握できる 範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するようにより, サプレッション・ プール水位 ( 0 ~ 1. 3m) に余裕を見 込んだ設定とする。 (なお, サプレッション・プールを 水源とする非常用炉心冷却系の起 動時に想定される変動 (低下) 水 位 : - 0. 5m についても監視可能で ある。)
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 / 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)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	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>	$1 \times 10^5 \text{Sv/h}$ 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)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	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>	$1 \times 10^5 \text{Sv/h}$ 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	$0 \sim 125\%$ $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ <sup>※2</sup>	$0 \sim 100\%$	定格出力の約21倍	—	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 $0 \sim 125\%$ 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)	重大事故等時 <sup>※1</sup>		
				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、原子炉隔離時冷却システムの最高使用圧力 (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、高圧炉心スプレイシステムの最高使用圧力 (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（低レンジ・高レンジ）（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
計測装置	平均出力領域計装	モードスイッチ「運転」位置で定格出力の 120% 以下  モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15% 以下	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、平均出力領域中性子束信号により原子炉をスクラムさせる。出力上昇か変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として 120% 以下とする。 原子炉起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替えるまでに誤トリップを起さない値として 15% 以下とする。
	中性子源領域計装	自動可変設定 0.62W+62% 以下 <sup>※1</sup> 又は 115% 以下  ペリオド：10 秒以上	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、燃料の熱的限界を超えないよう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% 以下とする。 プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度投入による燃料損傷を防止するため、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるように設定するものとし、また、中性子源領域計装システムの許容されるバイパス条件も考慮し、ペリオド 10 秒以上を設定値とする。

※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 (原子炉圧力容器霧レベルより 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	7.23MPa[gage]以下	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。 圧力上昇を防止するため、上限値 7.58MPa[gage] (逃がし安全弁第一設定圧力) 及び下限値 7.23MPa[gage] (通常運転時の負荷変動等による圧力変動分を加味した値) として、原子炉圧力 7.23MPa[gage] 以下を設定値とする。
		7.41MPa[gage]以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、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。 原子炉圧力高スクラム (7.23MPa[gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため逃がし安全弁第一設定圧力 7.58MPa[gage] 以下となるよう、原子炉圧力 7.41MPa[gage] 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 (原子炉圧力容器霧レベールより 1328cm)

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (3 / 3)

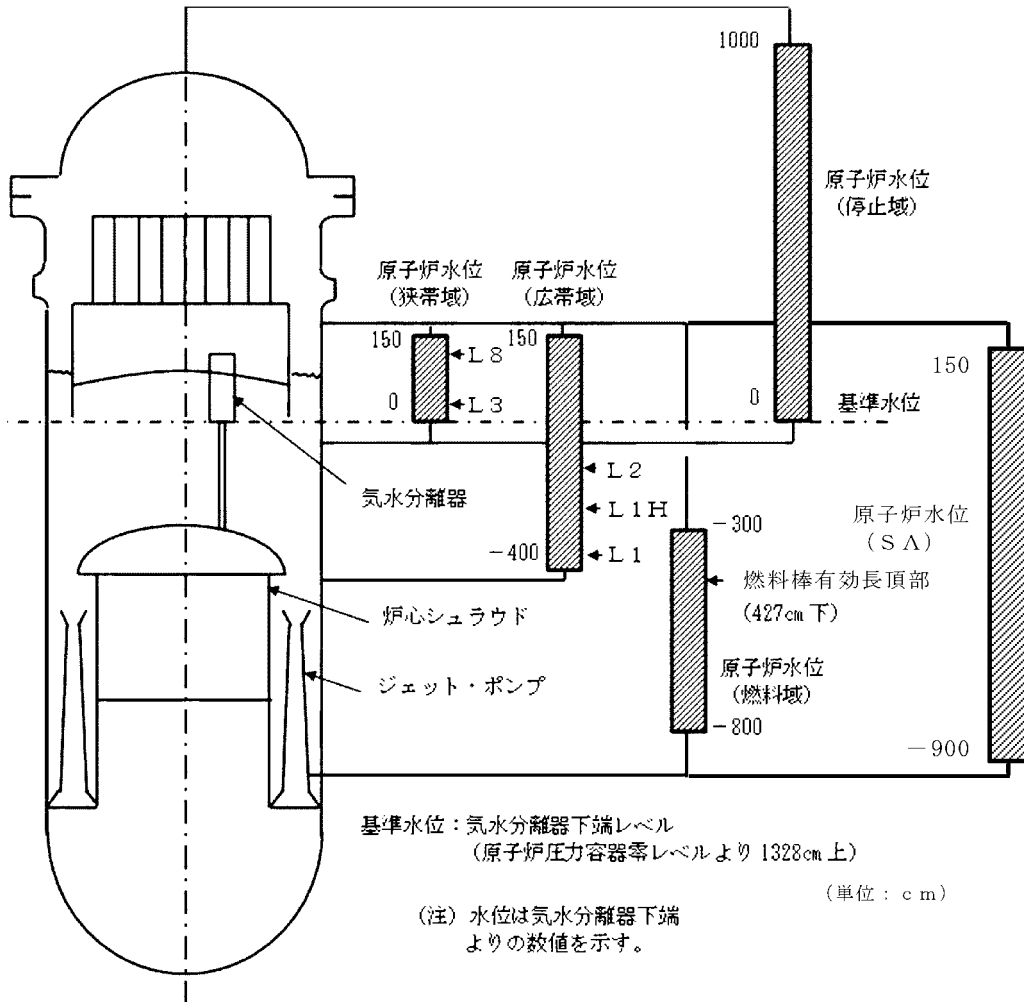
名 称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉水位 -112cm 以上 <sup>※2</sup>	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、主蒸気隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L-2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L-1H を下回らないよう十分高い水位にするとともに、原子炉水位 L-3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L-3 水位より十分に低い水位である、原子炉水位-112cm 以上を設定とする。
	原子炉水位 -381cm 以上 <sup>※2</sup>	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。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L-2 で原子炉隔離時冷却系が作動しなかった場合、L-1H で高圧炉心スプレイ系が起動することにより、L-1 に達しないような値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動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よう原子炉水位-381cm 以上を設定とする。
	-112cm 以上 <sup>※2</sup>	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、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。 原子炉水位 L-3 スクラムの発生前に本インターロックが動作することなく、事象緩和に有効な値として原子炉水位-112cm (L-2) 以上を設定値とする。

※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)

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

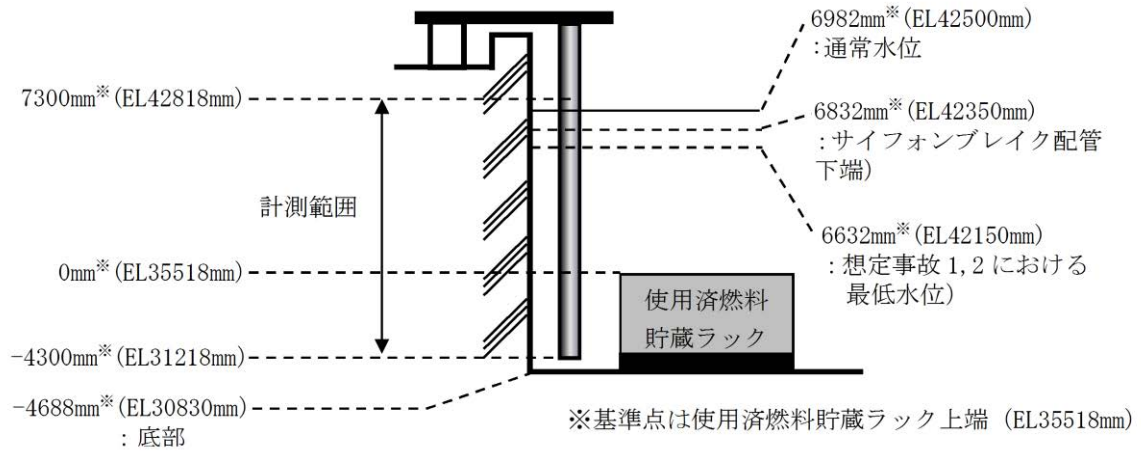
1. 原子炉水位



第58-6-59図 原子炉水位の概要図

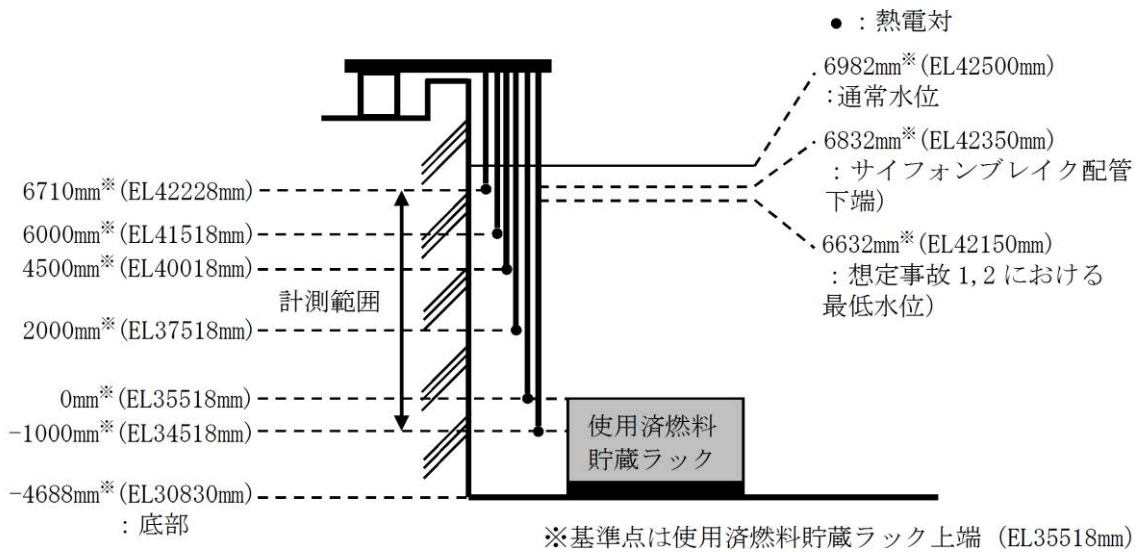
## 2. 燃料プール水位

### (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



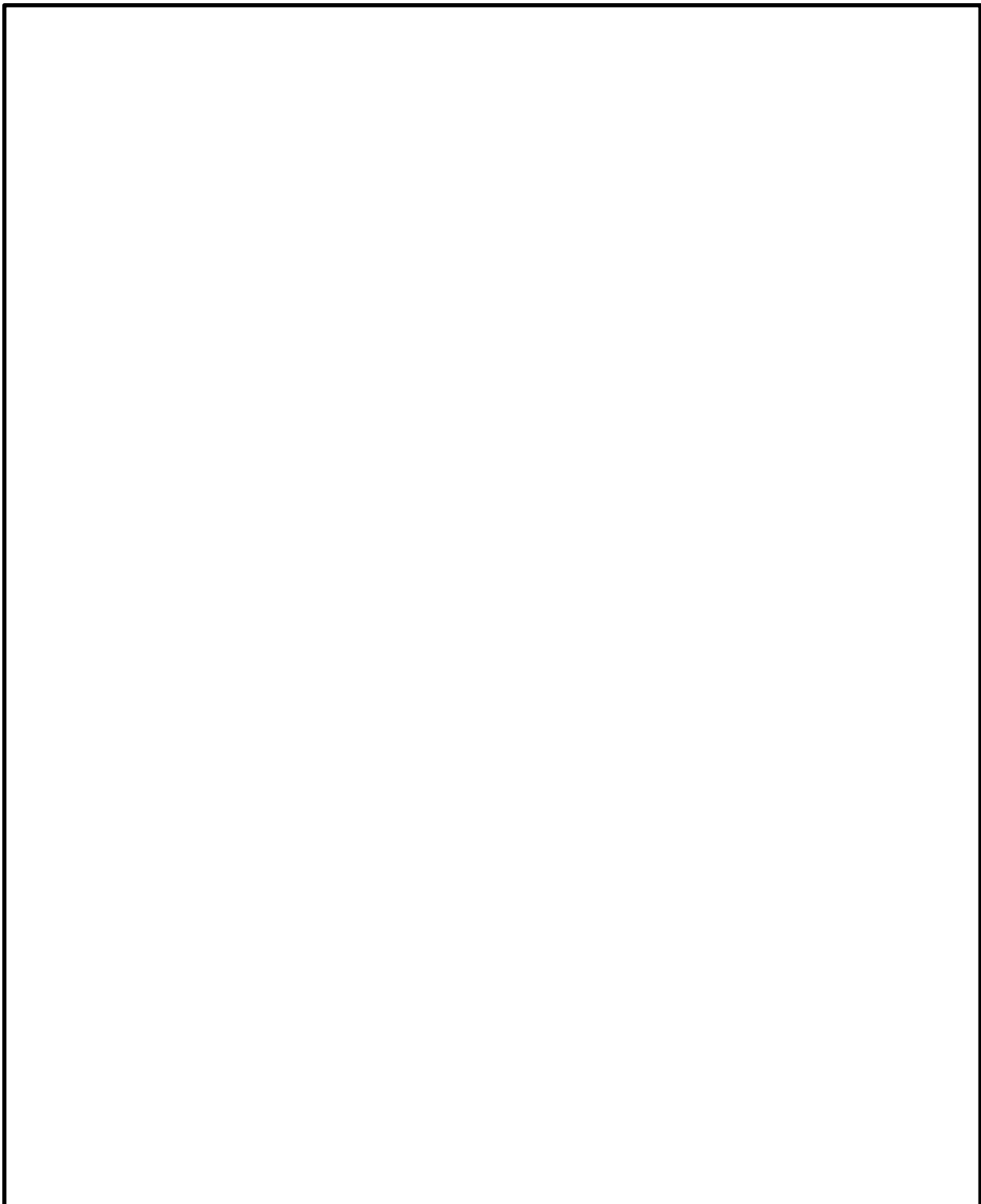


図 58 - 7 - 1 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度 保管場所及びアクセスルート

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。

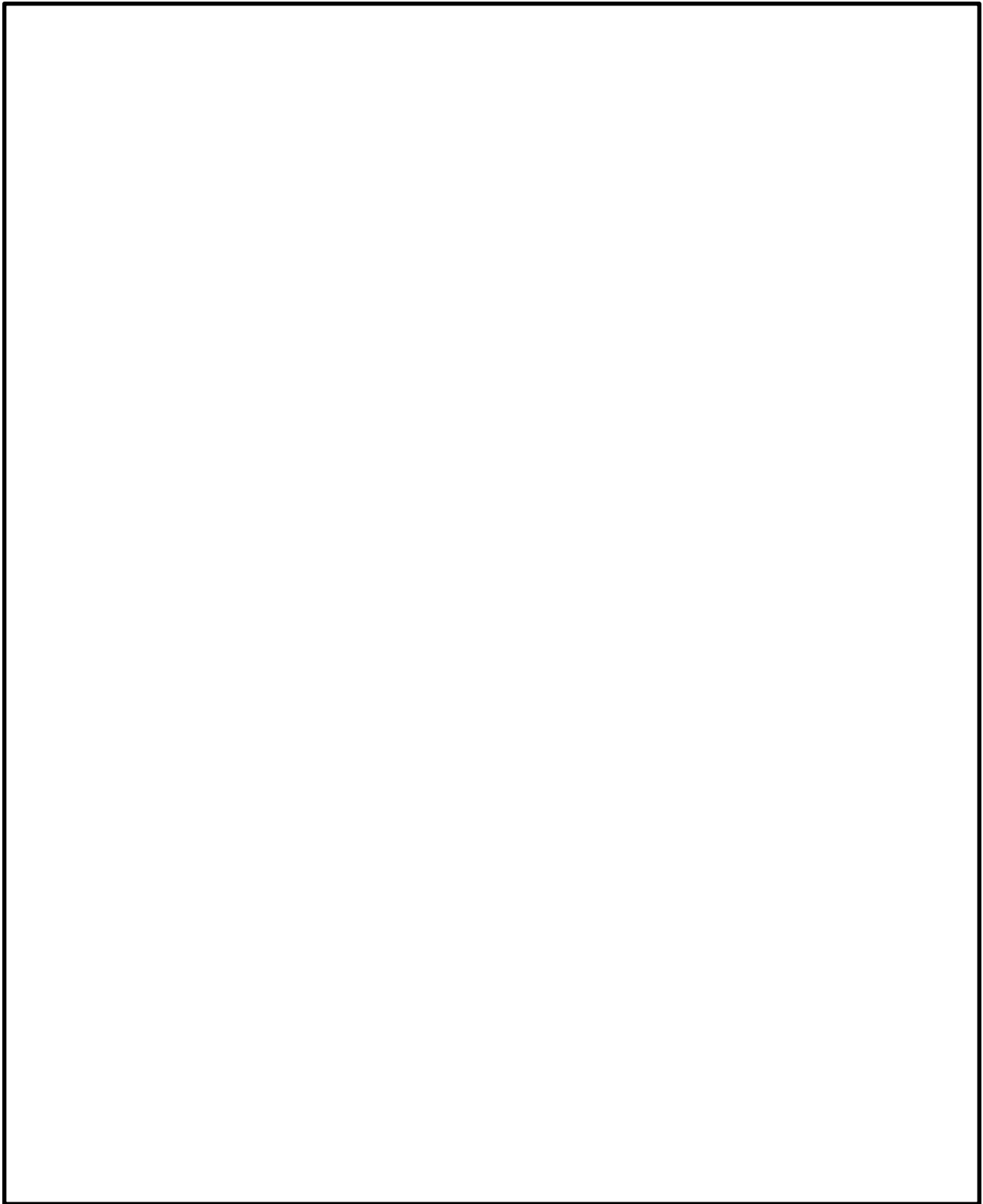


図 58 - 7 - 2 代替注水流量（可搬型）保管場所及びアクセスルート

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。

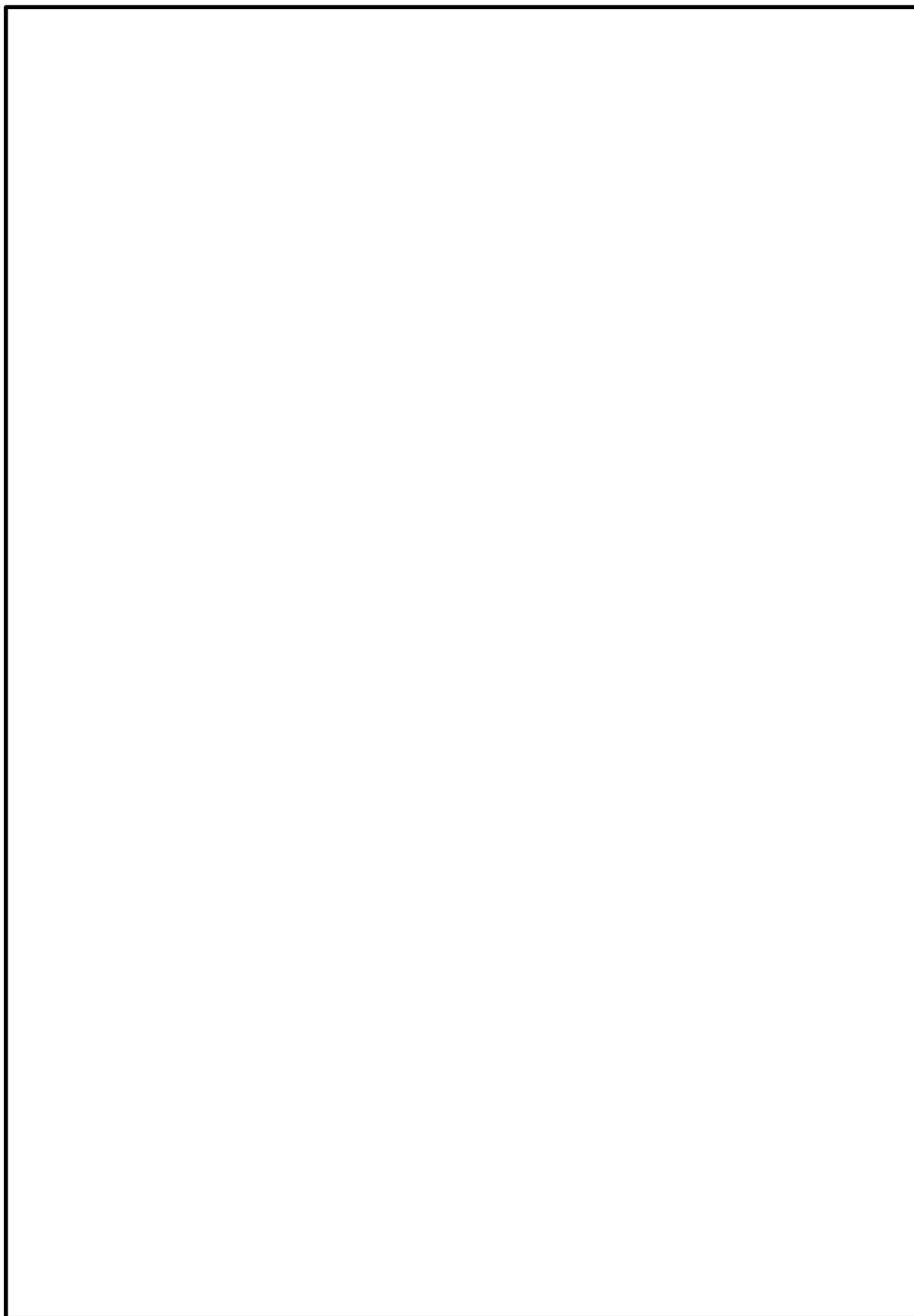


図 58 - 7 - 3 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (1/4)

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。

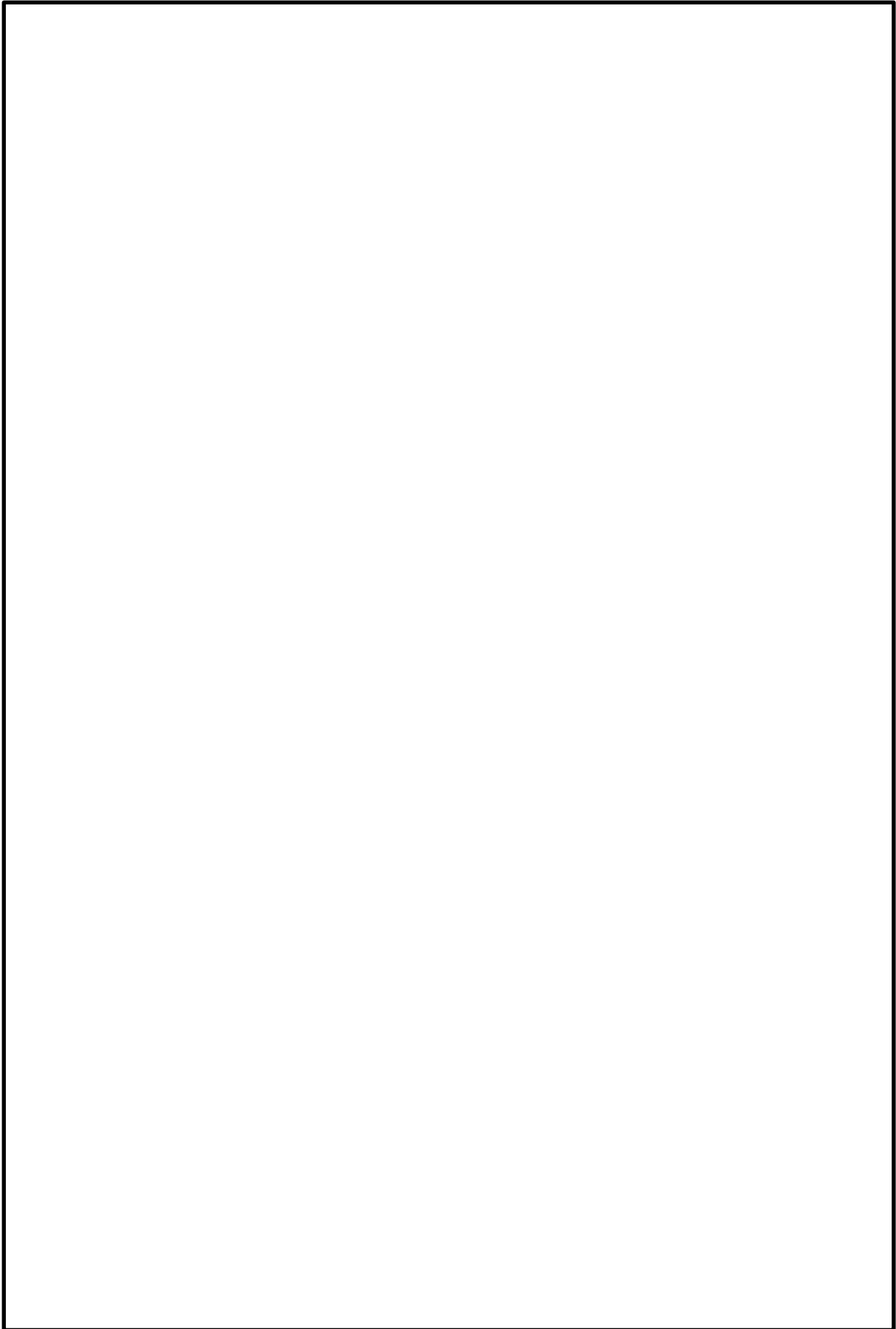


図 58 - 7 - 4 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (2/4)

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。

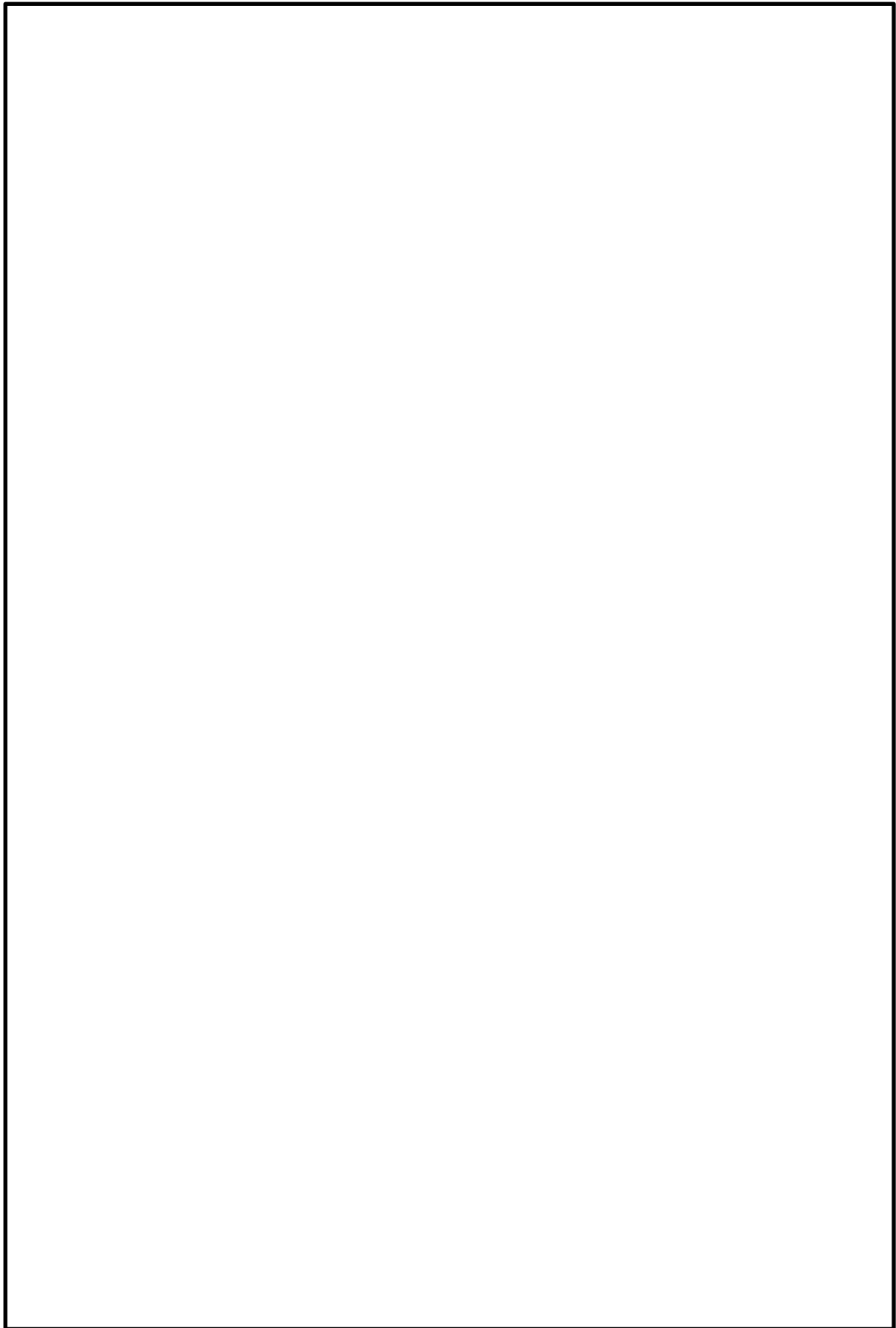


図 58 - 7 - 5 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (3/4)

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。

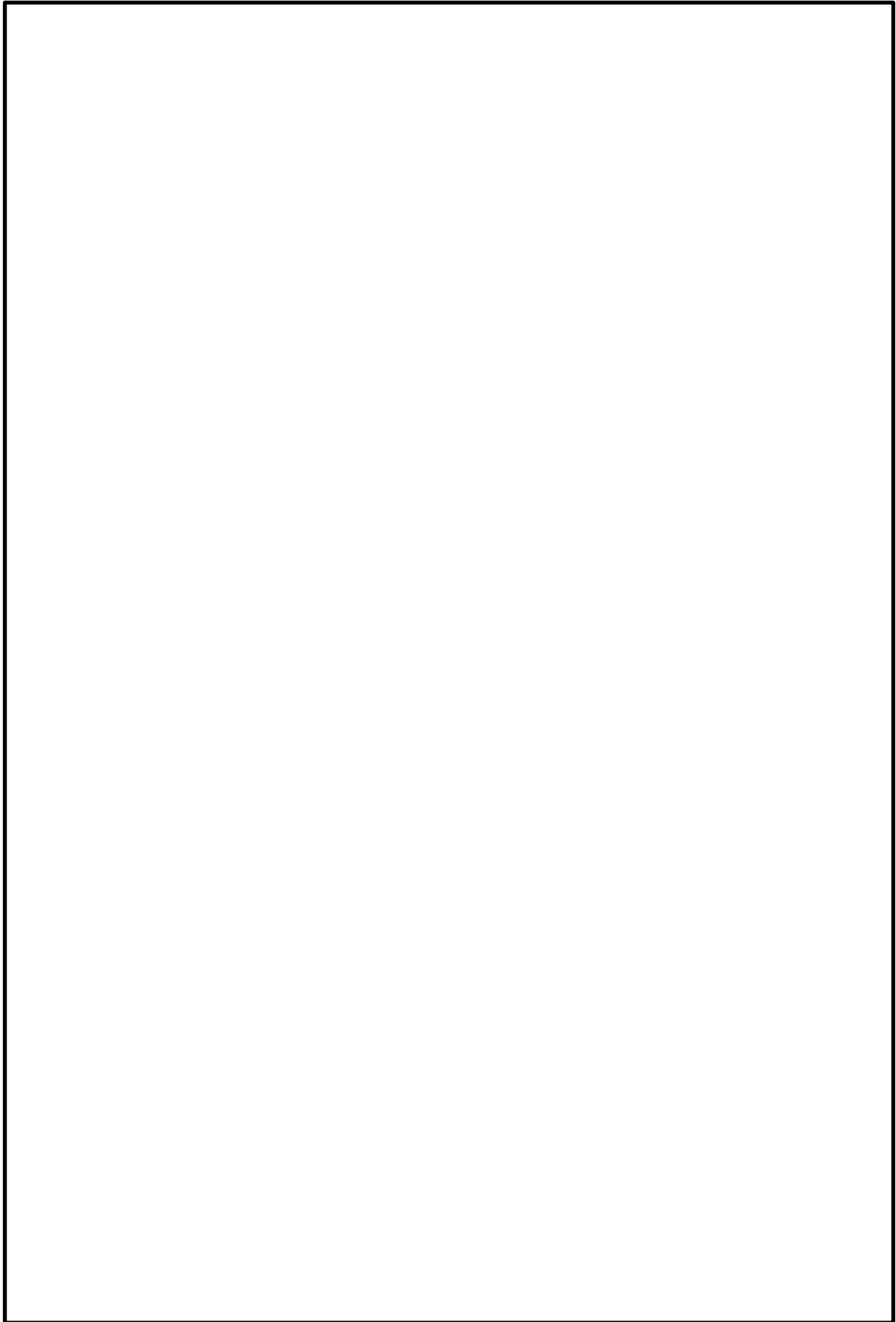


図 58 - 7 - 6 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート (4/4)

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）

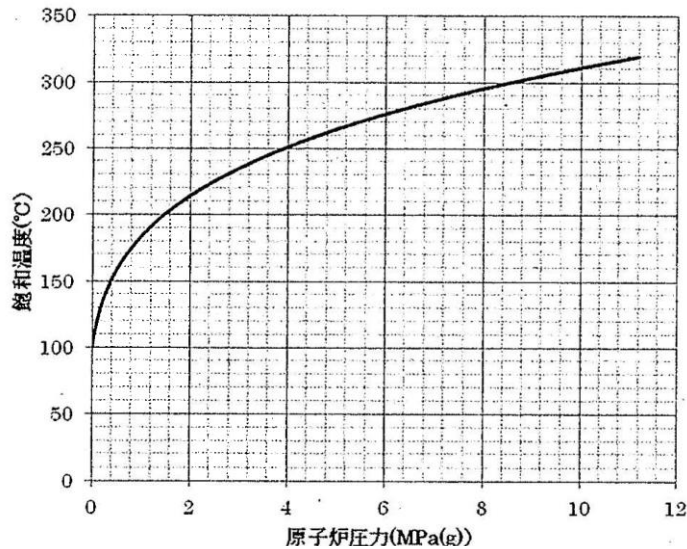
項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度（S A）	0～500℃	最大値：302℃
代替パラメータ	① 原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	① 原子炉圧力（S A）	0～11MPa[gage]	最大値： 8.29MPa[gage]
	① 原子炉水位（広帯域）	-400～150cm <sup>※1</sup>	-539cm～132cm <sup>※1</sup>
	① 原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm <sup>※1</sup>	-539cm～132cm <sup>※1</sup>
	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

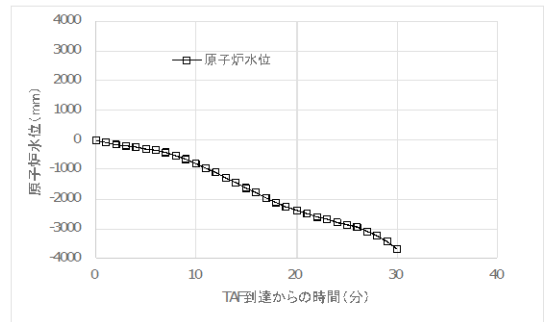
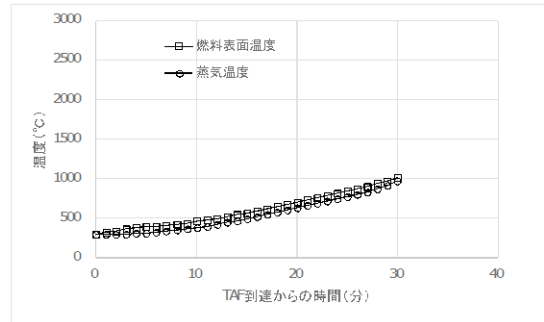
<推定方法>

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：±0.16MPa [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（原子炉圧力容器内の圧力）

項目	原子炉圧力容器内の圧力		
	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 原子炉圧力容器温度 （S A）	0～500℃	最大値： 302℃
	※1：基準点は気水分離器下端（原子炉圧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。

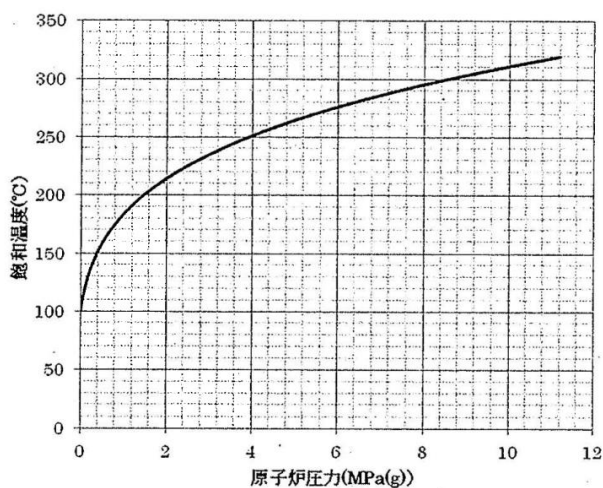
①原子炉圧力，原子炉圧力（S A）

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：±0.16MPa，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（原子炉圧力容器内の水位）

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	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（広帯域）の代替）	-800~150cm <sup>※1</sup>	-539cm~132cm <sup>※1</sup>
	② 高压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 代替注水流量（可搬型）	0~150m <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
	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
	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）、代替注水流量（可搬型）、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：±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）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，代替注水流量（可搬型）の誤差：±3.0m<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：±30m<sup>3</sup>/h，残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±30m<sup>3</sup>/h，低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±30m<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：±0.16MPa，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0.1MPa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	—
	代替注水流量（可搬型）	0～150 m <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る。</p>		
推定方法	<p>原子炉圧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、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧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 style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; 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。

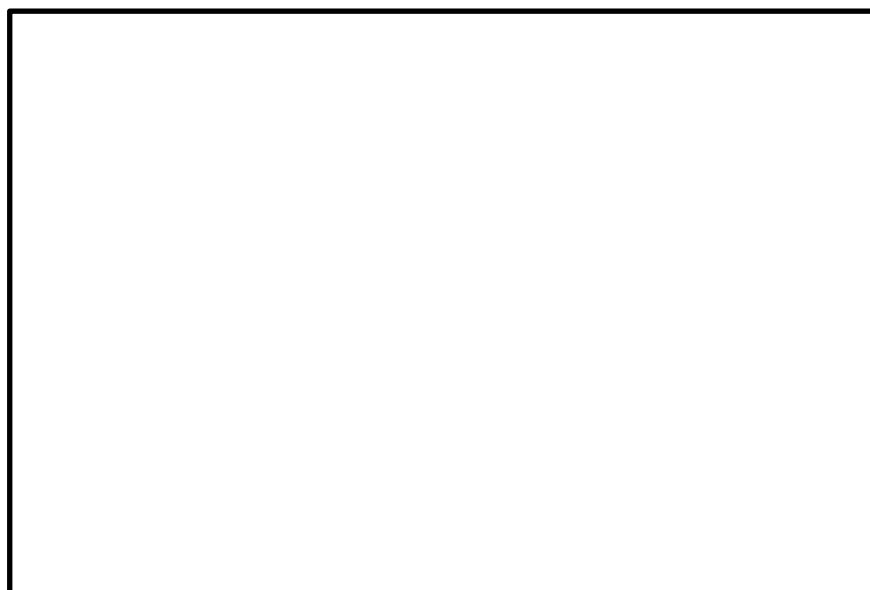
(2) 第58-8-6図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

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：±9cm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±8cm、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）

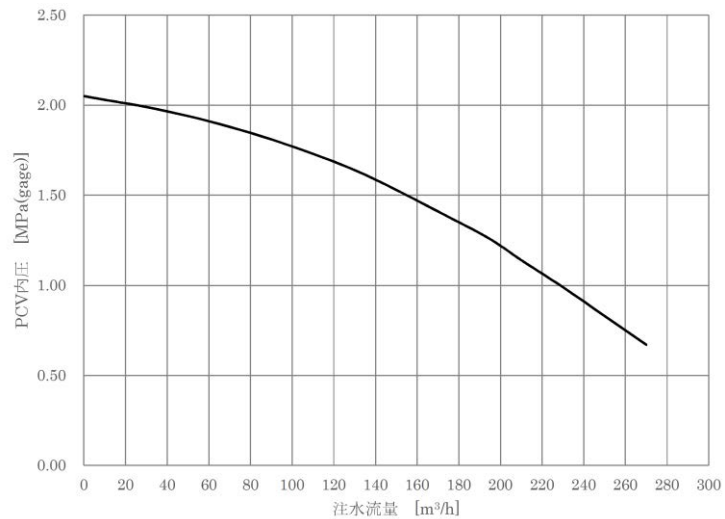
項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラ メータ	代替注水流量（常設）	0～300m <sup>3</sup> /h	—
	代替注水流量（可搬型）	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
代替 パラ メータ	① 低圧原子炉代替注水槽水位 （代替注水流量（常設）の代替）	0～1500m <sup>3</sup> (0～12542mm)	—
	① ドライウエル圧力（S A）（代替注水流量（可搬型）の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	① サプレッション・チェンバ圧力（S A）（代替注水流量（可搬型）の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
	① ドライウエル水位（代替注水流量（可搬型）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）（代替注水流量（可搬型）の代替）	-0.80～5.50m <sup>**1</sup>	-0.5～0m <sup>**1</sup>
	① ペDESTAL水位（代替注水流量（可搬型）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 ドライウエル圧力（S A）（代替注水流量（常設）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（S A）（代替注水流量（常設）の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]



	② ドライウェル水位 (代替注水流量(常設)の代替)	-3.0m, -1.0m, +1.0m <sup>※2</sup>	-
	② サプレッション・プール水位(S 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)、代替注水流量(可搬型)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(SA)、ドライウェル水位、ペDESTAL水位により注水量を推定する。</p> <p>代替注水流量(可搬型)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(SA)、ドライウェル水位、ペDESTAL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> <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。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p>		

①②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)

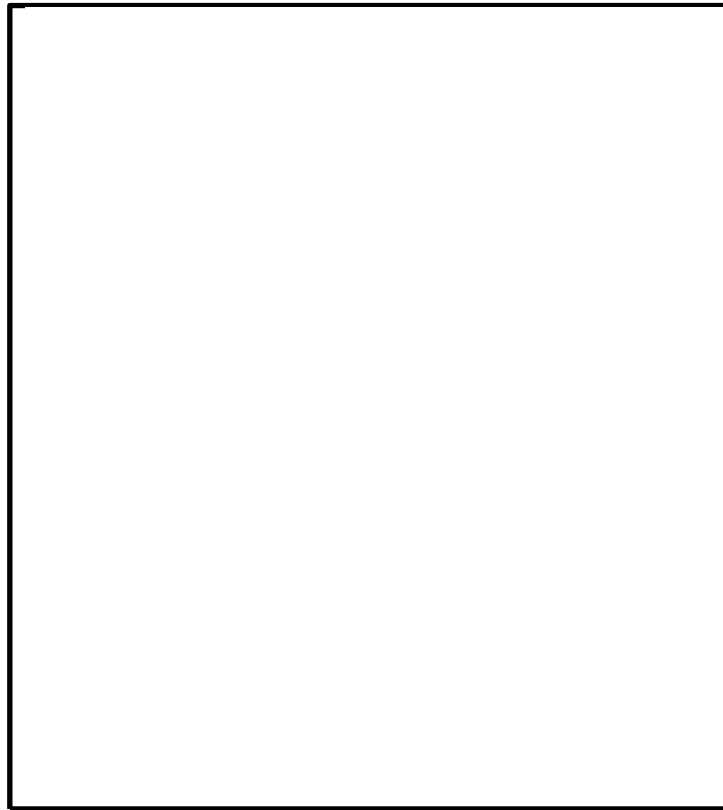
低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車にて注水を行う場合には、運転状態を確認し、ドライウエル圧力 (S A), サプレッション・チェンバ圧力 (S A) の注水先圧力より注水流量を推定する。



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ィ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ィ流量を推定する。



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

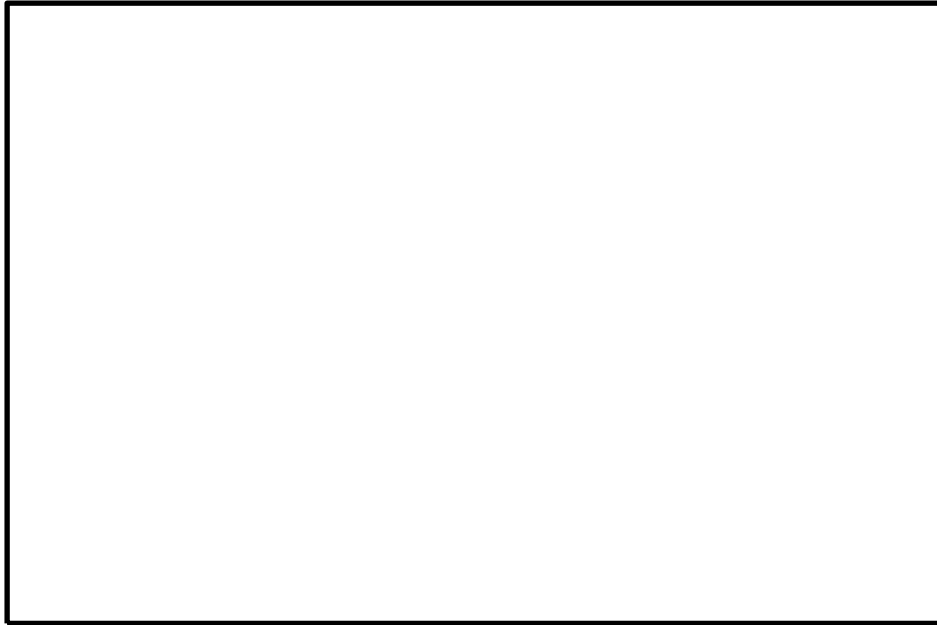


第58-8-9図 サプレッション・プールの水位容量曲線

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

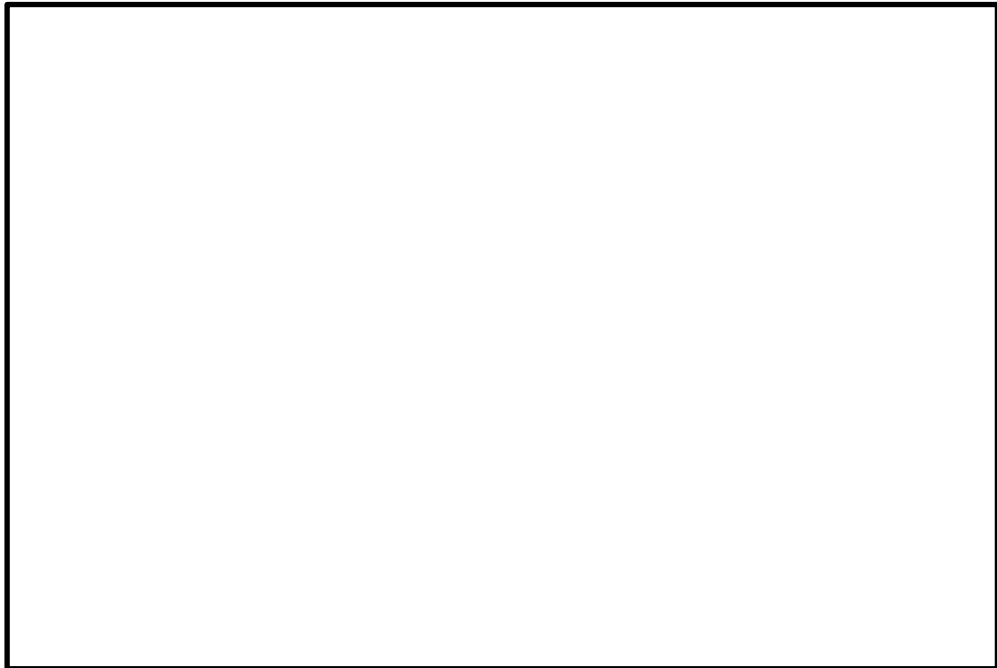
ドライウェルの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。



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。

<p>推定の 評価</p>	<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。

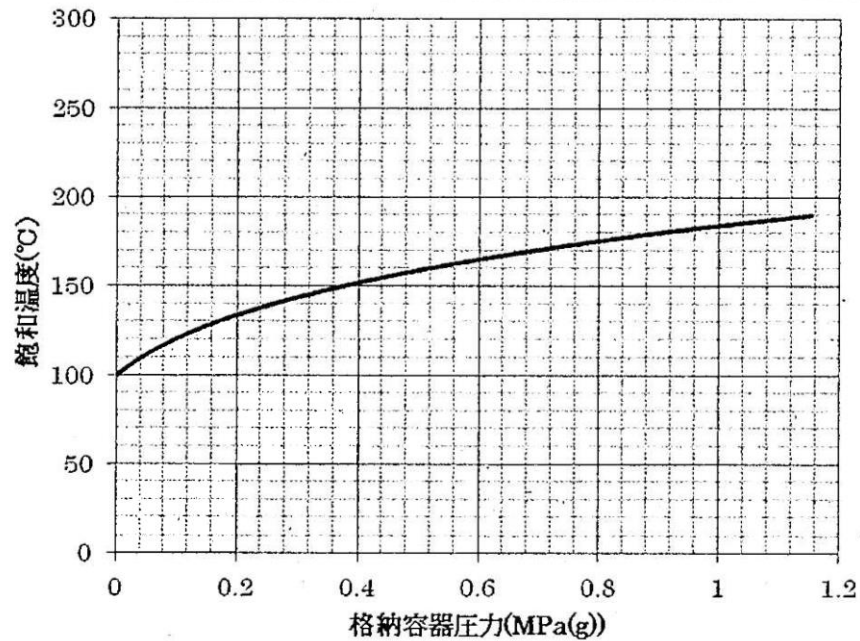
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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	ドライウエル圧力 (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) (ドライウエル圧力 (S A) の代替)	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 206kPa [gage]
	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) の代替)	0～ 1000kPa[abs]	最大値： 324kPa [gage]
	② 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℃	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) (ドライウエル圧力 (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）

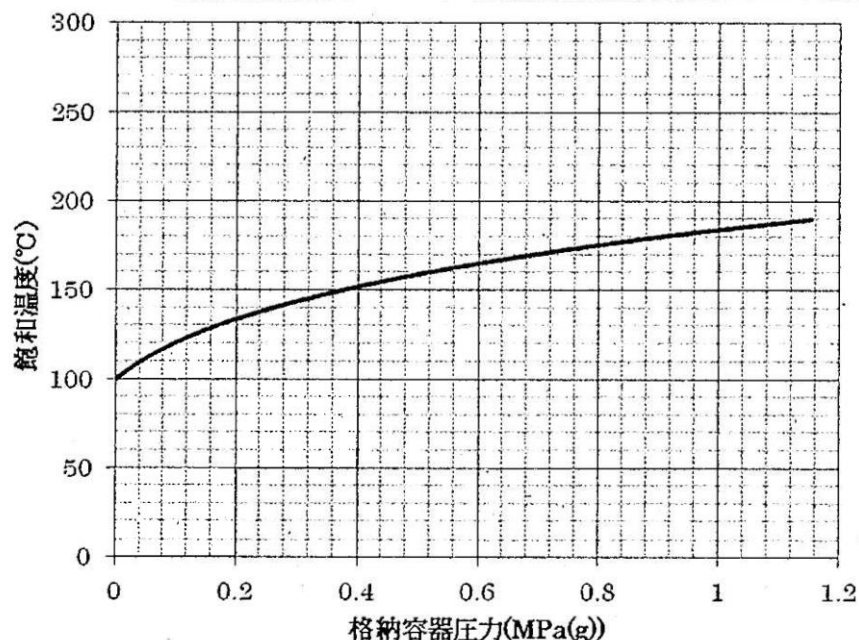
ドライウェルとサプレッション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウェル圧力（SA）の計測が困難になった場合、サプレッション・チェンバ圧力（SA）により推定する。（サプレッション・チェンバ圧力（SA）を推定する場合はドライウェル圧力（SA）にて推定。）

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 (S A) 及びサブプレッション・チェンバ圧力 (S A)</p> <p>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 (S A)，サブプレッション・チェンバ温度 (S A)，ペDESTAL温度 (S A)</p> <p>ドライウエル温度 (S A)，サブプレッション・チェンバ温度 (S A)，ペDESTAL温度 (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，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;</p> <p>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 (S A)，サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)) 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 (S A) の誤差：±8kPa，サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) 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 (S A)，サブプレッション・チェンバ温度 (S A)，ペDESTAL温度 (S A)) 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。

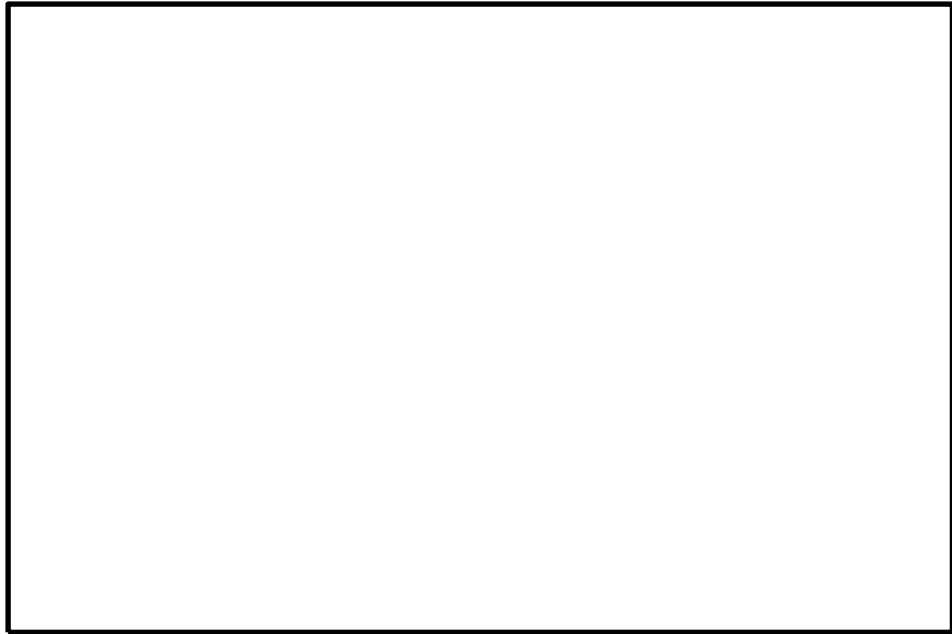
なお，原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから，格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず，非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく，格納容器内の温度が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。

(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 代替注水流量（常設）（ドライウエル水位, サプレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~300m <sup>3</sup> /h	—
	① 代替注水流量（可搬型）（ドライウエル水位, サプレッション・プール水位 (S A), ペDESTAL水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	② 低圧原子炉代替注水槽水位（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。		

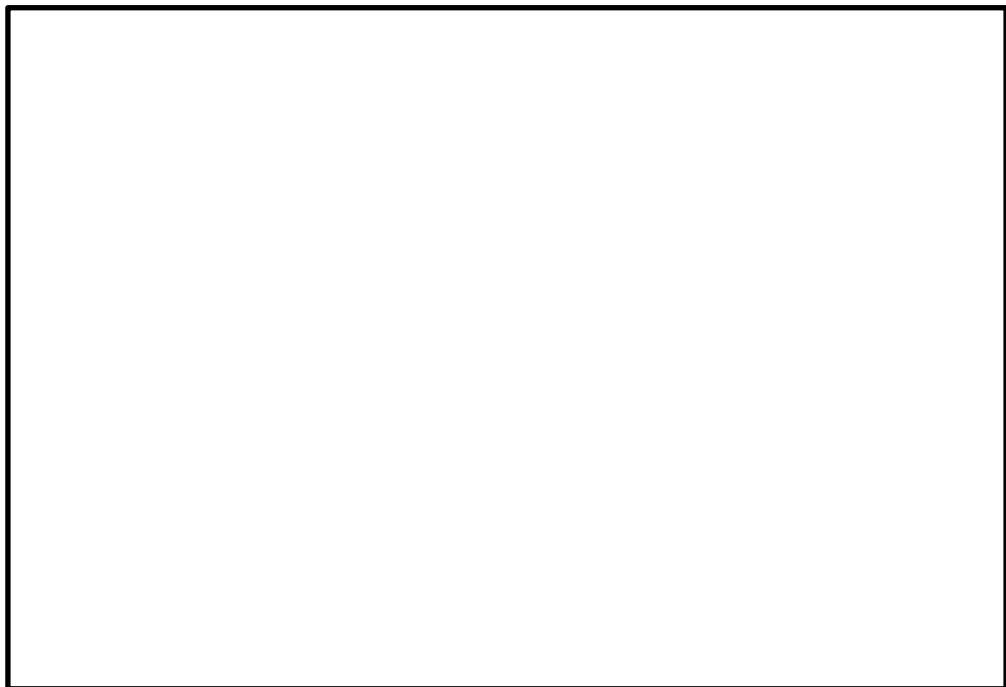
<p>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の水位の主要パラメータであるドライウェル水位、サプレッション・プール水位（S A）、ペDESTAL水位の計測が困難となった場合、以下の通り代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル水位の監視が不可能となった場合、代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）の注水量、水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により、ドライウェル水位を推定できる。</li> <li>・サプレッション・プール水位（S A）の監視が不可能となった場合、代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）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・プールの水位を推定する。</li> <li>・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）、代替注水流量（可搬型）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。</li> </ul> <p>推定方法は以下の通りである。</p> <p>①代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）  代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> </ul>
-------------	---





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)

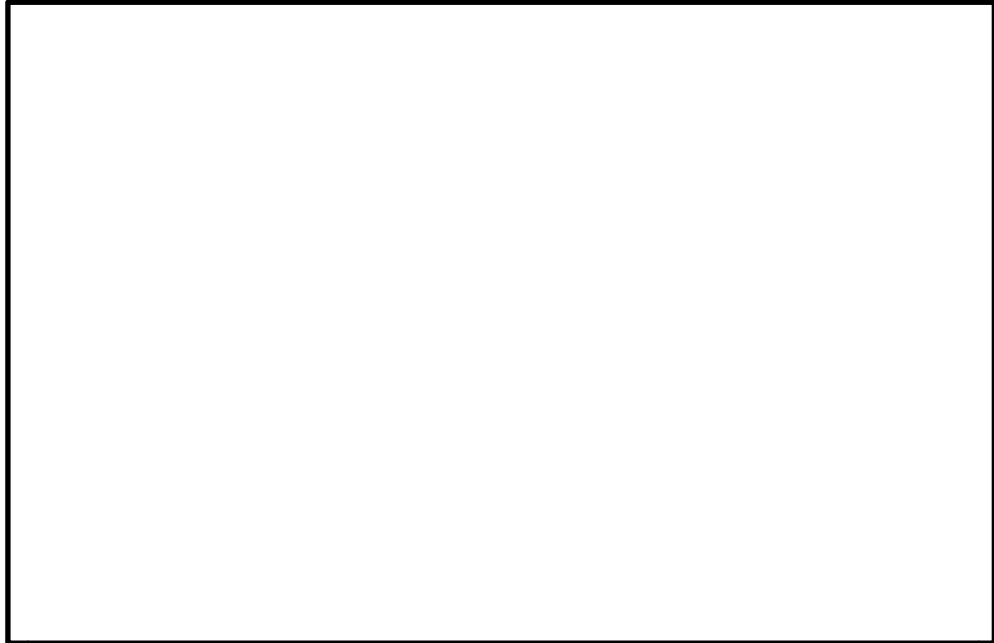


第58-8-15図 サプレッション・プールの水位容量曲線

・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代替注水流量（常設），代替注水流量（可搬型）

代替注水流量（常設），代替注水流量（可搬型）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解炉心・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り、代替パラメータ（代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型））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 $200\text{m}^3/\text{h}$ 、約1.3時間で水張りを想定すると誤差： [ ]

（代替注水流量（可搬型）の誤差： $\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$ 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 $120\text{m}^3/\text{h}$ 、約0.6時間で水張りを想定すると誤差： [ ]

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 $\pm 12\text{m}^3$ 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。

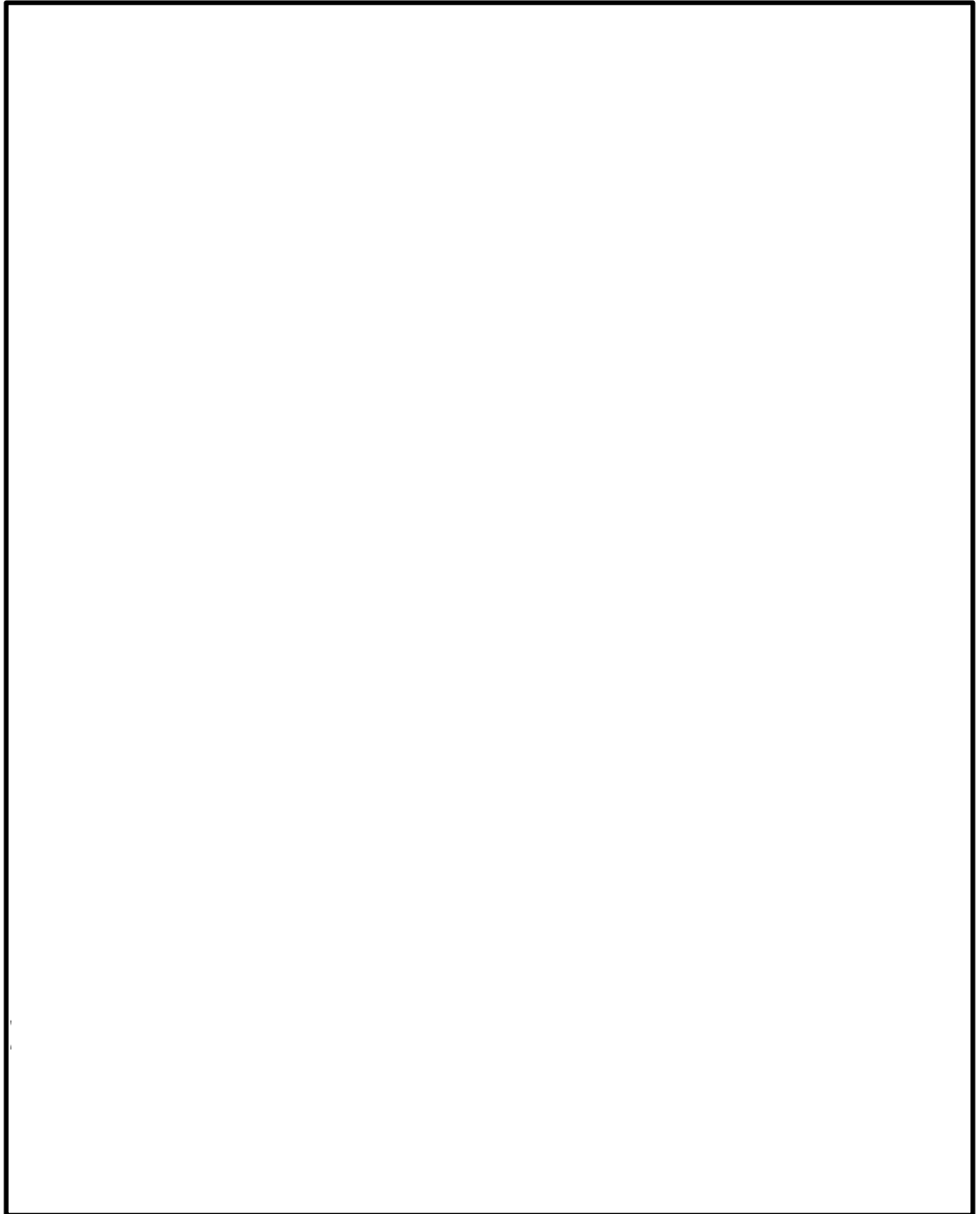
(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）

※：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: 20px 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 695 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] 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 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] 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; 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：±2.5%）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）

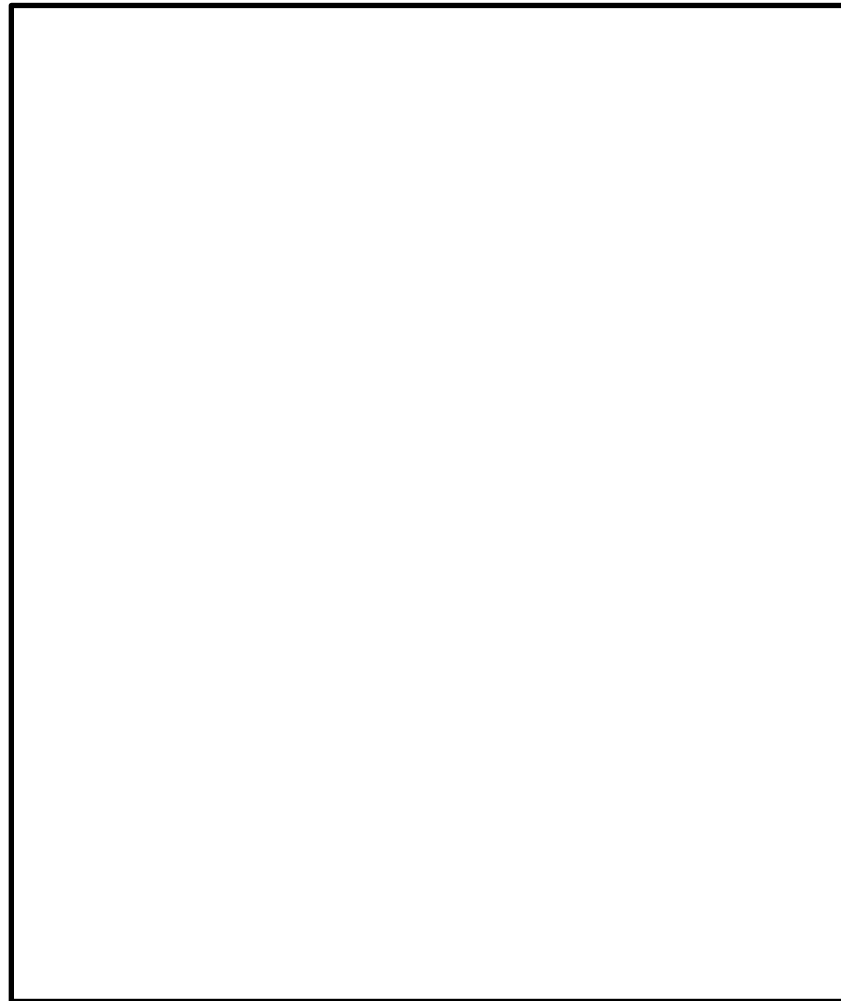
原子炉圧力容器温度（SA）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(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。

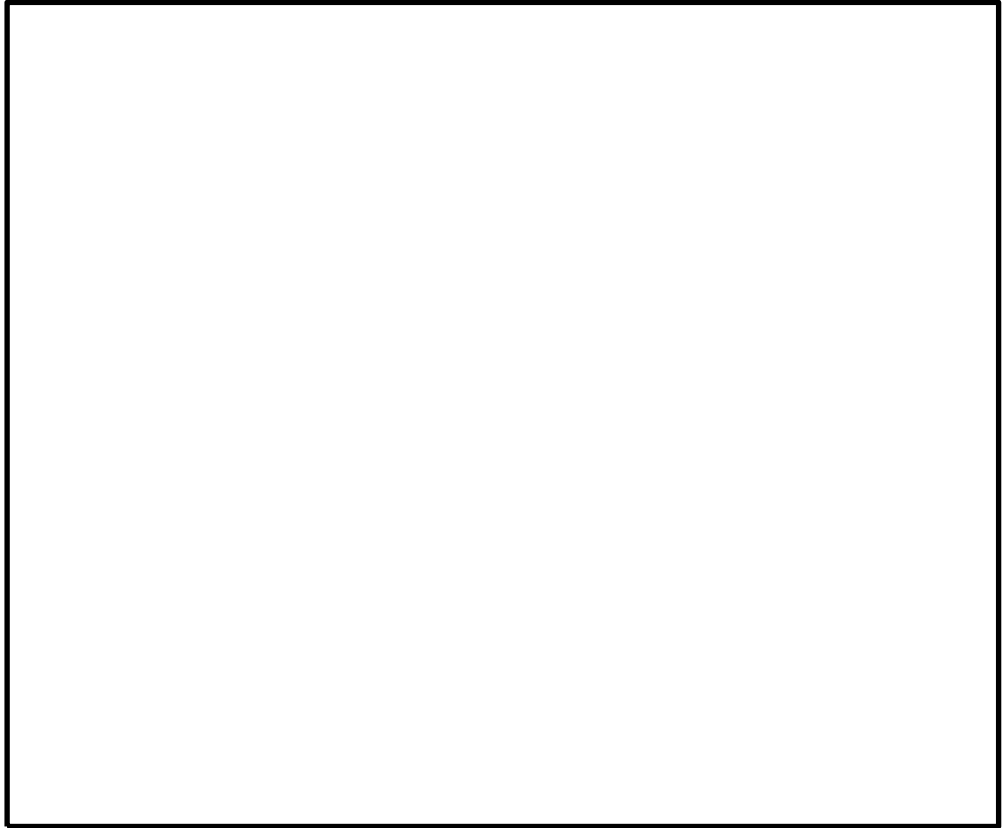
②残留熱除去系熱交換器冷却水流量

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:  $\pm 9\text{cm}$ , 原子炉水位 (燃料域) の誤差:  $\pm 8\text{cm}$ , 原子炉水位 (SA) の誤差:  $\pm 8.4\text{cm}$ )。

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:  $\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$ , 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差:  $\pm 0.024\text{MPa}$ )

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:  $\pm 10.0^\circ\text{C}$ )。

(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:  $\pm 1.0\text{m}^3/\text{h}$ と、「残留熱代替除去系ポンプ性能曲線」より例えば流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ に対して、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の誤差:  $\pm 0.024\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $120 \pm \square$ 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 ドライウェル圧力 (S A) (ドライウェル温度 (S A) の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 324kPa [gage]
	① 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°C	最大値 : 145°C
	② サプレッション・チェンバ圧力 (S A) (ドライウェル圧力 (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る。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)	—
	サブプレッション・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(サブプレッション・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 (サブプレッション・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 (サブプレッション・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(サブプレッション・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 (サブプレッション・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 (サブプレッション・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(サプレッション・プール水位(SA)の代替) ②	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	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。		
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

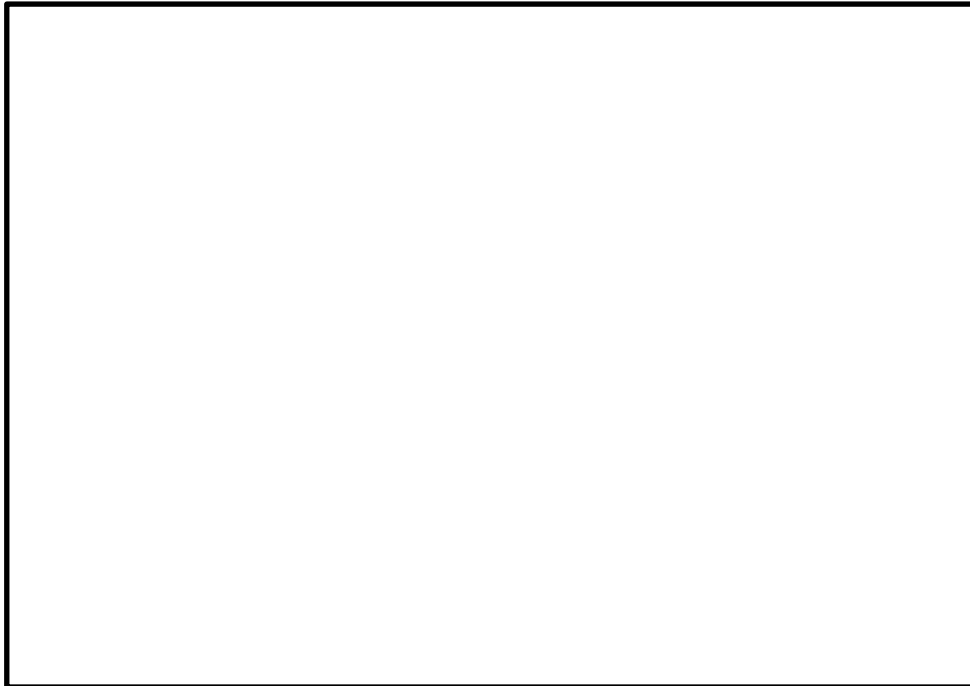
低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線を用いて、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。低圧原子炉代替注水槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。



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（SA），サプレッション・プール水位（SA）

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（SA）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（S A），サプレッション・プール水位（S A）      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： $\pm 0.05\text{m}$ 。）

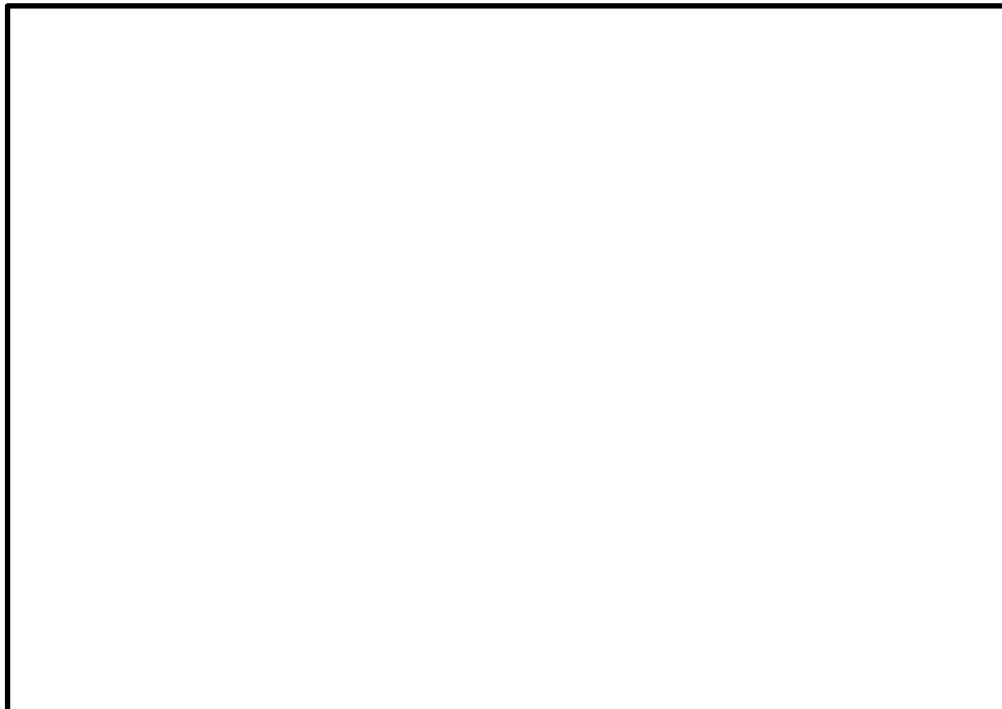
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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：±4.0℃，静的触媒式水素処理装置出口温度の誤差：±8.0℃から温度差として最大±12.0℃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
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>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器酸素濃度（S A），格納容器酸素濃度 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。</p> <p>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（S A）により推定する。</p>		
推定の 評価	<p>①格納容器酸素濃度（S A），格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（S A）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。</p>		

<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、格納容器酸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。

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 <sup>※1</sup>
	燃料プール水位・温度（S A）	-1000~6710mm ※1	6982mm <sup>※1</sup>
		0~150°C	最大値： 65°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）	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 <sup>※1</sup>
		0~150°C	最大値： 65°C
	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 <sup>※1</sup>
	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58-8-24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

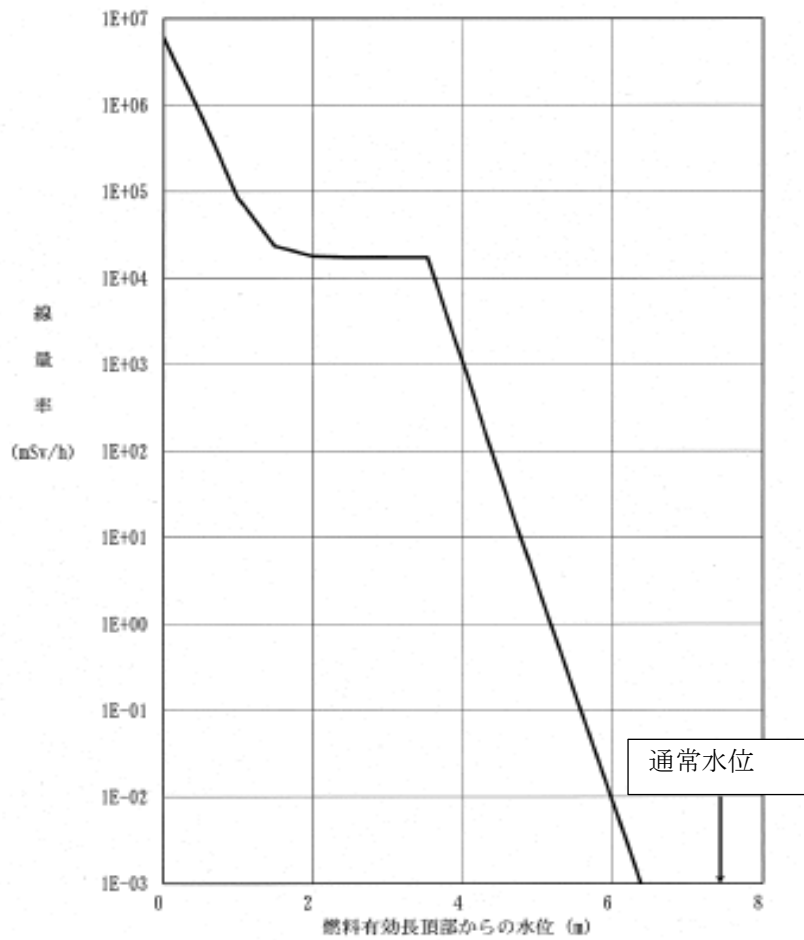
②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料プール監視カメラにより、燃料プールの状態を監視する。

<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58-8-24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>
原子炉压力容器温度 (SA)	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	±0.16MPa
原子炉圧力 (SA)	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	±9cm
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	±8cm
原子炉水位 (SA)	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格納槽内	±6.0m <sup>3</sup> /h
代替注水流量 (可搬型)	超音波式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	4	屋外	±3.0m <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	0~150 m <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 (SA)	熱電対	0~300℃	7	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペDESTAL温度 (SA)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペDESTAL水温度 (SA)	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 (S A)	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 (S A)	测温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃
ドライウエル圧力 (S A)	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 (S A)	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 (S A)	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 (S A)	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槽格納槽内	±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槽格納槽内	±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 熱伝導式水素検出器	0～10vol% 0～20vol%	1 5	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%
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 6 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 / 8)

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28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28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・ブール通常水位(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、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)、代替注水流量(可搬型)、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6箇所。



表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (2 / 8)

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	高圧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。	
	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					
	高圧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	—		
	代替注水流量 (可搬型)	0～150m <sup>3</sup> /h	—	4					
	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	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物		
	低圧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					
	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					
	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		—
		代替注水流量 (可搬型)	0～150m <sup>3</sup> /h	—	4				
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28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28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 全交直流電源喪失時は、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)、代替注水流量 (可搬型)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに對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 定格出力時の値に對する比率で示す。
- ※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6箇所。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (3/8)

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	複数チャンネルが存在するが, 代 表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが, 代 表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル水温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが, 代 表して1チャンネルを測定。
	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	複数チャンネルが存在するが, 代 表して1チャンネルを測定。
	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
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	複数チャンネルが存在するが, 代 表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル水位	+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28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28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、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)、代替注水流量(可搬型)、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6箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (4 / 8)

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% / 0~100vol1%	—	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)	0~100vol1%	—	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 28 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 28 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)、代替注水流量 (可搬型)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに對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 定格出力時の値に對する比率で示す。
- ※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 6 箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (5 / 8)

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ベントフィルター出口放射線 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ベントフィルター出口水素濃 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℃	0~350℃*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。
	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28台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及びび点検時の予備として28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、放射線監視装置、酸素監視装置、炉内核計装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)、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6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 (6 / 8)

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			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			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			廃棄物処理建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を 28 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 28 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 (区分 II)、代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに對して常設代替交流電源設備 (ガスタタービン発電機) 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 定格出力時の値に對する比率で示す。
- ※ 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 6 箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (7 / 8)

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 5	—※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 (SA)	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28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28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、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)、代替注水流量(可搬型)、燃料プールの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6箇所。

表 58 - 9 - 1 可搬型計測器の必要個数整理 (8 / 8)

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28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28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)、代替注水流量 (可搬型)、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6箇所。

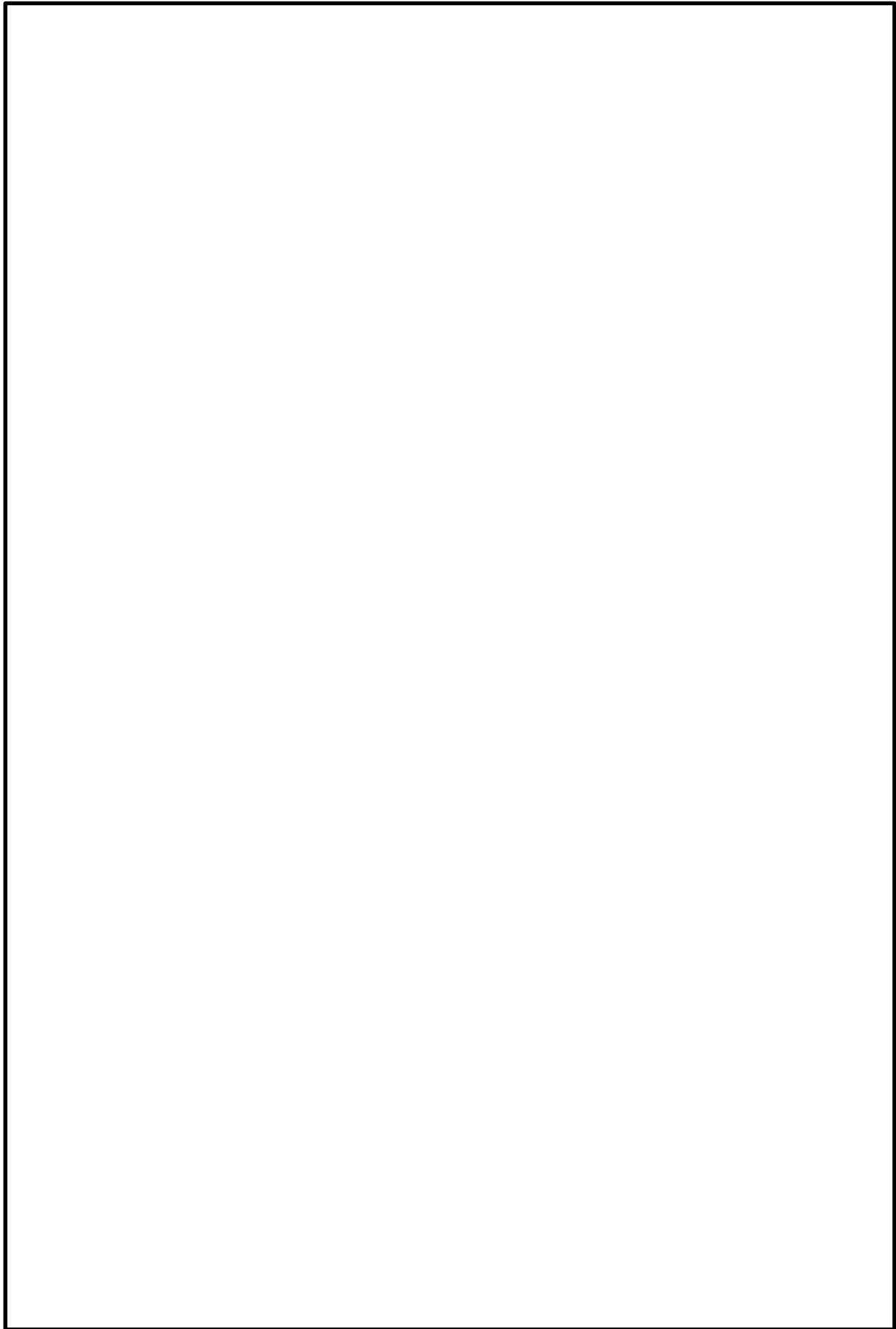


図 58 - 9 - 1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

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

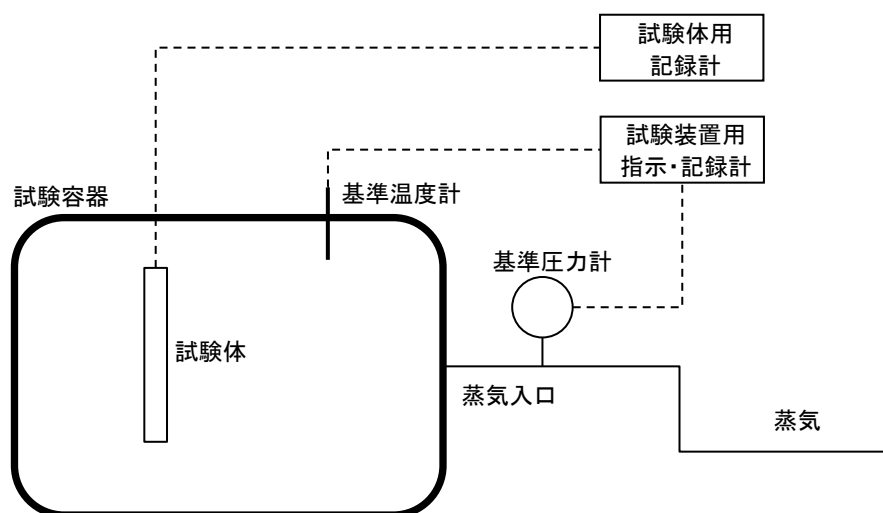
重大事故等時の原子炉棟内，原子炉建物附属棟内，その他の建物内及び屋外については，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。

## 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 (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。

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（第表 58 - 11 - 1 表参照）。





第 58 - 11 - 1 表 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備 (2/2)

主要設備	設置許可基準規則※1										有効性評価※2※3																								
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4		
高圧炉心スプレインポンプ出口圧力																																			
低圧炉心スプレインポンプ出口圧力																																			
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力																																			
原子炉建物水蒸気濃度																																			
静的触媒式水蒸気処理装置入口温度																																			
静的触媒式水蒸気処理装置出口温度																																			
格納容器酸蒸気濃度 (SA)																																			
格納容器酸蒸気濃度																																			
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) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)																																			

※1：「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備 ※2：有効性評価の 3.3 及び 3.5 は 3.2 のシナリオに包絡 ※3：有効性評価の 3.4 は 3.1 のシナリオに包絡

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)	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(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)	47条(低圧時の原子炉冷却)
			代替注水流量(常設)	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)	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 (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 (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)
			サブレッション・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 (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 (サブレンジン・チェンバ) 代替注水流量 (可搬型) スクラパ容器水位 スクラパ容器圧力 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)	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（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）
			代替注水流量（可搬型）	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） サブレーション・チェンバ圧力（SA）	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）	58条（炉心損傷有無判断）
			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	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) 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 (つづき)		サブレーション・プール水温度 (SA) 代替注水流量 (可搬型) ドライウエル圧力 (SA) サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブレーション・プール水位 (SA) 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 ベントファイタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	58 条 (格納容器状態確認) 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) 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) 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 再開失敗 + H P C S 失敗 (つづぎ)		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)  代替注水流量 (可搬型)  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） 給水系パージャ（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 残留熱除去系配管（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） 原子炉補機冷却系パージャ（代替原子炉補機冷却回路） 残留熱除去系配管（代替原子炉補機冷却回路）	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 条設計基準拡張（流路） 48 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）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15/34）

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）		<p>原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ</p> <p>速がし安全弁</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプ</p> <p>非常用ディーゼル発電機（電源）</p> <p>ディーゼル燃料貯蔵タンク</p> <p>常設代替電源設備</p> <p>格納容器フィルタベント系</p> <p>低圧原子炉代替注水槽（水源）</p> <p>輪谷貯水槽（西1、西2）（代替水源）</p> <p>大量送水車（代替水源移送）</p> <p>タンクローリ（給油）</p> <p>カスタービン発電機用軽油タンク</p> <p>原子炉スクラム機能</p> <p>サブレーション・チャエムバ（水源）</p> <p>原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）</p> <p>原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）</p> <p>原子炉隔離時冷却系ストレートナ（原子炉隔離時冷却流路）</p> <p>給水系配管（高圧注水流路）</p> <p>給水系弁（高圧注水流路）</p> <p>給水系サブージャ（高圧注水流路）</p> <p>主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）</p> <p>原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）</p> <p>原子炉代替注水系配管（低圧代替注水流路）</p> <p>低圧原子炉代替注水系弁（低圧代替注水流路）</p> <p>残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）</p> <p>残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>真空破壊弁（S/C→D/W）</p> <p>格納容器フィルタベント系配管（格納容器フィルタベント流路）</p> <p>格納容器フィルタベント系弁（格納容器フィルタベント流路）</p> <p>平均出力領域計装</p> <p>原子炉水位（広帯域）</p> <p>原子炉水位（燃料域）</p> <p>原子炉水位（SA）</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量</p> <p>サブレーション・プールの水温度（SA）</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉圧力（SA）</p>	<p>45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>46 条（操作知覚弁）</p> <p>47 条（解析上使用を仮定）</p> <p>57 条</p> <p>57 条（燃料源）</p> <p>57 条</p> <p>48 条</p> <p>47 条（水源）</p> <p>56 条（ただし設備ではなく措置）</p> <p>56 条（水源移送）</p> <p>57 条（燃料源送）</p> <p>57 条（燃料源）</p> <p>DB（SA 発生前に使用）</p> <p>45 条（水源）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>45 条設計基準拡張（流路）（解析上使用を仮定）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（流路）</p> <p>47 条（注入先）</p> <p>48 条（ベント元）</p> <p>48 条（S/P 警熱補助）</p> <p>48 条（流路）</p> <p>48 条（流路）</p> <p>DB（SA 発生前のスクラム機能確認）</p> <p>ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類</p> <p>58 条（原子炉状態確認）</p> <p>58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）</p> <p>58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（原子炉状態確認）</p>



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 (16/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	周壁熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) (つづき)		代替注水流量 (常設)	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) サブレーション・チェンバ圧力 (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)
			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)
			格納容器囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器囲気放射線モニタ (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	58 条 (炉心損傷有無判断)
			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)	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 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	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	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ほう酸水注入系	44 条（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）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 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	46 条（減圧制御）
			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	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			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	47 条設計基準拡張（ポンプ）
			ほう酸水注入ポンプ	44 条（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	DB（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）	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	44 条（水源）
			ほう酸水注入系配管（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			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（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ント系配管（格納容器フィルタバント流路） 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（解折上使用を仮定） 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（バント元） 48条（S/P蓄熱補助） 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（水原確認） 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	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)  スクランパ容器水位 スクランパ容器圧力 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 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 (22/34)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インカージェネシステム LOCA) (つづぎ)	<p>系統概要図</p>	<p>原子炉補機冷却系海水ストレーナ</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>原子炉水位 (広帯域)</p> <p>原子炉水位 (燃料域)</p> <p>原子炉水位 (SA)</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉圧力 (SA)</p> <p>ドライウエル圧力 (SA)</p> <p>ドライウエル温度 (SA)</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力</p> <p>サブレーション・プール水温度 (SA)</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度</p>	<p>48 条設計基準拡張 (流路)</p> <p>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</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (系統過圧及び ISLOCA 発生を 確認)</p> <p>58 条 (格納容器冷却確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>

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） 格納容器代替スブレイ系（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） 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） 格納容器代替スブレイ系配管（格納容器代替スブレイ系流路） 格納容器代替スブレイ系弁（格納容器代替スブレイ系流路） 残留熱除去系配管（格納容器代替スブレイ系流路） 残留熱除去系弁（格納容器代替スブレイ系流路） 残留熱除去系スブレイヘッド（格納容器代替スブレイ系流路） 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） 残留熱除去系スブレイヘッド（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） 窒素ガス代替注水弁（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ンポンプ出口流量 低圧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 (サブレンジョン・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) サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA) 残留熱代除去系原子炉注水流量 残留熱代除去系格納容器スプレイレイン流量 サブレンジョン・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 (代替スプレイレイン確認) 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 (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)		代替注水流量 (可搬型) 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	高圧溶融物放出 ／格納容器発熱 気直接加熱 (つづき)		<p>平均出力領域計表</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</p> <p>原子炉水位 (広帯域)</p> <p>原子炉水位 (燃料域)</p> <p>原子炉水位 (SA)</p> <p>原子炉圧力 (SA)</p> <p>原子炉圧力 (SA)</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)</p> <p>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)</p> <p>格納容器水素濃度 (SA)</p> <p>原子炉圧力容器温度 (SA)</p> <p>51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)</p> <p>58条 (代替ベデスタル注水確認)</p> <p>51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>49条 (格納容器の冷却)</p> <p>58条 (代替スプレイ確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p>	<p>DB (SA発生前のスクラム機能確認)</p> <p>ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類</p> <p>58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (炉心損傷有無判断)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)</p> <p>58条 (代替ベデスタル注水確認)</p> <p>58条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>49条 (格納容器の冷却)</p> <p>58条 (代替スプレイ確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p>

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		—	—
3.5	溶融炉心・コン クリート相互作用		—	—
4.1	想定事故 1 (使用済燃料貯 蔵プール)		<p>燃料プール系 (解折上使用を仮定)</p> <p>54 条 (ポンプ)</p> <p>54 条 (ただし設備ではなく措置)</p> <p>57 条 (燃料輸送)</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>54 条 (流路)</p> <p>54 条 (流路)</p> <p>54 条 (注入先)</p> <p>58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認)</p> <p>54 条 (SFP 状態確認)</p> <p>54 条 (SFP 状態確認)</p> <p>54 条 (SFP 状態確認)</p> <p>54 条 (SFP 状態確認)</p>	<p>燃料プール系</p> <p>大量送水車</p> <p>輪谷貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水源)</p> <p>タンクローリ (給油)</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (電源)</p> <p>ディーゼル燃料貯蔵タンク</p> <p>可搬型スプレインゾル</p> <p>常設スプレインヘッド</p> <p>燃料プール</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量</p> <p>燃料プール水位・温度 (SA)</p> <p>燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用冷却設 備を含む)</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</p>

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>燃料プールシステム系</p> <p>大量送水車 54 条 (ボンプ)</p> <p>輪谷貯水槽 (西 1, 西 2) (代替水源) 54 条 (ただし設備ではなく措置)</p> <p>タンクローリ (給油) 57 条 (燃料輸送)</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク 57 条 (燃料源)</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (電源) 57 条</p> <p>ディーゼル燃料貯蔵タンク 57 条 (燃料源)</p> <p>可搬型スプレインノズル 54 条 (流路)</p> <p>常設スプレインヘッド 54 条 (流路)</p> <p>燃料プール 54 条 (注入先)</p> <p>燃料プール水位・温度 (SA) 54 条 (SFP 状態確認)</p> <p>燃料プール水位 (SA) 54 条 (SFP 状態確認)</p> <p>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) 54 条 (SFP 状態確認)</p> <p>残留熱除去ポンプ出口圧力 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認)</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認)</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 54 条 (SFP 上部空間線量確認)</p>	

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) 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系ジェットポンプ (原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系スロート (原子炉停止時冷却流路) 原子炉再循環系配管 (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) 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 残留熱除去系熱交換器出口温度 原子炉圧力 原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (狭領域)	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 (流路) 47 条設計基準拡張 (流路) 47 条設計基準拡張 (注水先) 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 (S A)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉圧力容器温度 (S A)	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 (S A)	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）		<p>残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）</p> <p>残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）</p> <p>サブレーション・チェンバ（水源）</p> <p>ディーゼル燃料貯蔵タンク</p> <p>非常用ディーゼル発電機（電源）</p> <p>残留熱除去系配管（低圧注水流路）</p> <p>残留熱除去系弁（低圧注水流路）</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>残留熱除去系ストレーナ（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>残留熱除去系スジェクトポンプ（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>原子炉再循環去系配管（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>原子炉再循環系弁（原子炉停止時冷却流路）</p> <p>原子炉水位（広帯域）</p> <p>原子炉水位（S.A）</p> <p>サブレーション・プール水位（S.A）</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p>	<p>47 条設計基準拡張（解折上使用を仮定）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（水源）</p> <p>57 条設計基準拡張（燃料源）</p> <p>57 条設計基準拡張（電源）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（注入先）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>47 条設計基準拡張（流路）</p> <p>58 条（原子炉状態確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条設計基準拡張（解折上使用を仮定）</p>

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 代替注水流量（常設）及び代替注水流量（可搬型）の計測設備につい  
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。
原子炉圧力容器内の注水量	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 (常設ライン) 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 (可搬型)	0~150m <sup>3</sup> /h	4 (予備2)	系統流量 (可搬ライン) を監視可能な流量計を新規に4個保管する。可搬のため、予備を2個保管する。
	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。
原子炉圧力容器内の注水量	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。
原子炉格納容器への注水量	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。

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。
	ペDESTアル温度 (SA)	0~300℃	2	ペDESTアル内の温度分布を把握するため、ペDESTアル上部に2個を新規に設置する。
	ペDESTアル水温度 (SA)	0~300℃	2	ペDESTア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DESTアル下部に2個を新規に設置する。
	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。
	サブレーション・プール水温度 (SA)	0~200℃	2	サブレーション・プール水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。
	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 [gege]) を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。
原子炉格納容器内の圧力	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 [gege]) 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圧力	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。
	サブプレッション・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。
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m <sup>**2</sup>	各1	R P V破損前, 原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するため, ドライウエルスプレイによるサブピット注水確認の高さ-3.0m, -1.0m を検知する。新規に各1個設置する。
	サブプレッション・プール水位 (SA)	+1.0m <sup>**2</sup>	1	重大事故等時において, ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	ペDESTAL水位	-0.80~5.50m <sup>**3</sup>	1	ウェットウエルベント操作可否判断 (通常水位+1.30m) を把握可能な水位計を新規に1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	+0.1m, +1.2m <sup>**4</sup>	各1	R P V破損前, 原子炉格納容器下部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を検知する。新規に各1個設置する。
	格納容器水素濃度 (SA)	+2.4m <sup>**4</sup>	2	R P V破損前, 原子炉格納容器下部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。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	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%) 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設定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	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%) 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（4/6）

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)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	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 (サブレーション・チェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	
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	$0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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	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ベ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ベ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ベ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。
	スクラバ容器圧力	0～1MPa [gage]	4	
	スクラバ容器温度	0～300℃	4	
	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）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	
	第1ベ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	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	2	
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	系統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	系統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	系統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	系統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		1	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器フランジ面からの水素漏えいがほぼ均一に拡散するため、東壁面天井付近に新規に1個設置する。
		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 基準点はサプレッション・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6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。

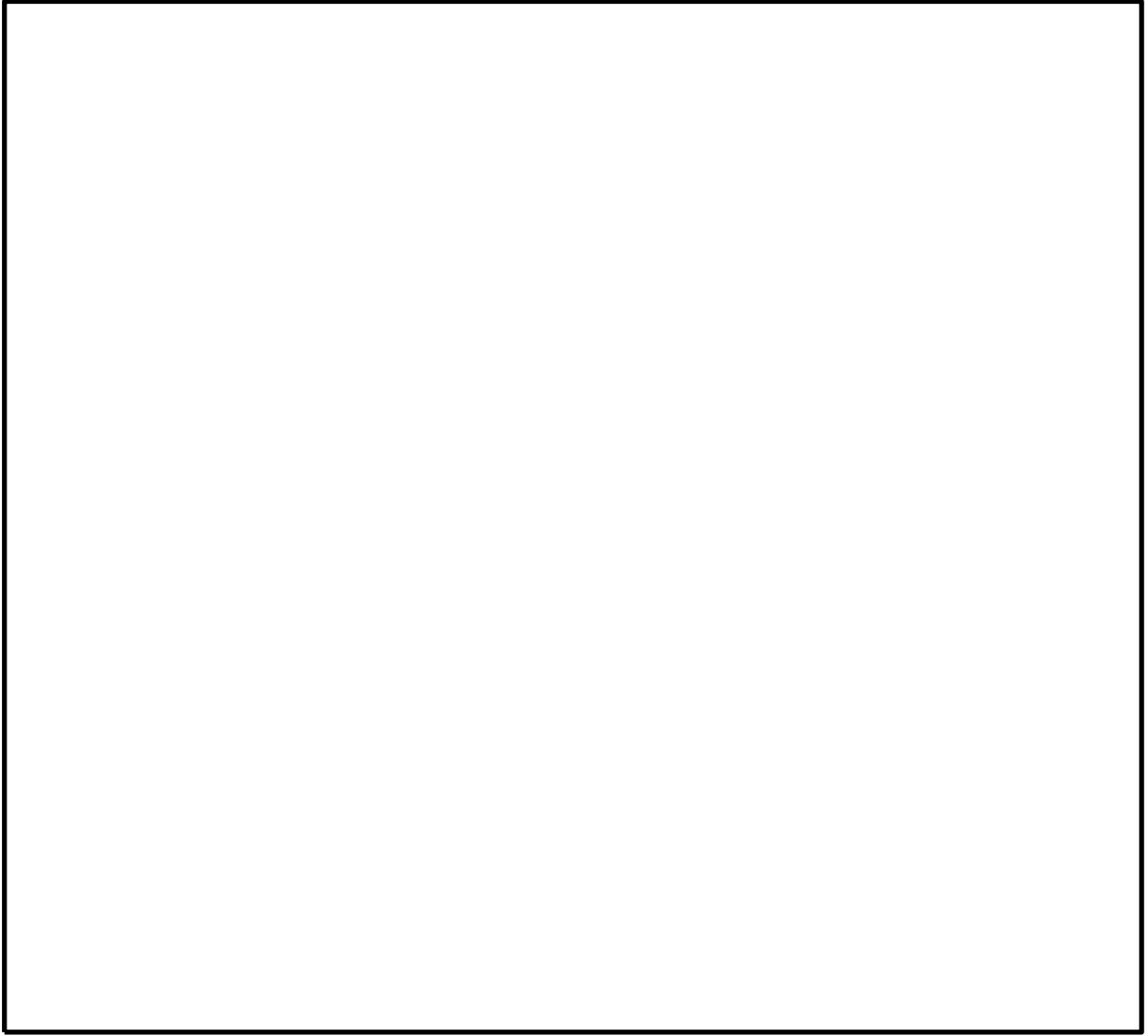


図1 重大事故等時に使用するドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内の計装設備の配置

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、原子炉格納容器ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水量の事前注水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 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破損前に原子炉格納容器ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水量の事前注水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。

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）。

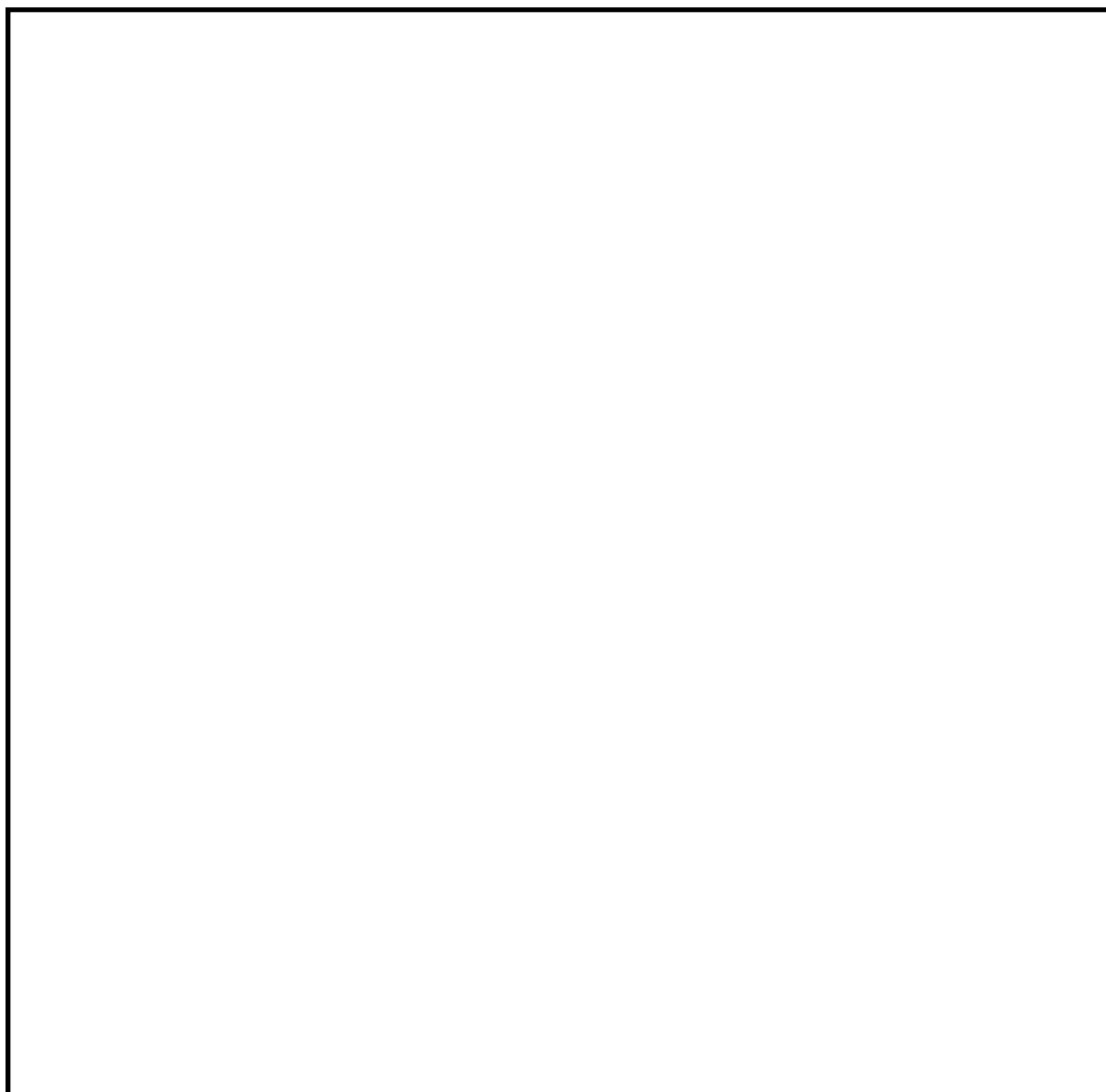


図1 ドライウェル水位及びペデスタル水位の検出器配置図

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い、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。

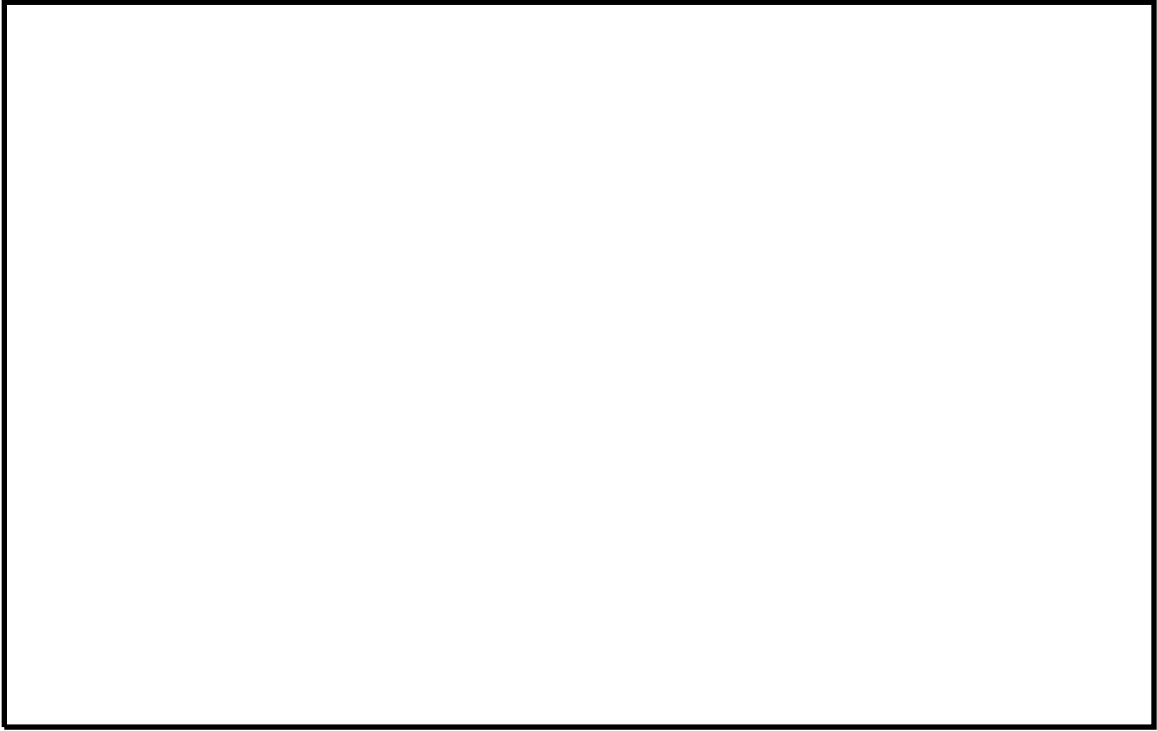


図3 ドライウェル水位及びペデスタル水位（電極式）の設置概略図

本資料のうち、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) 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、導通し抵抗が低下する。

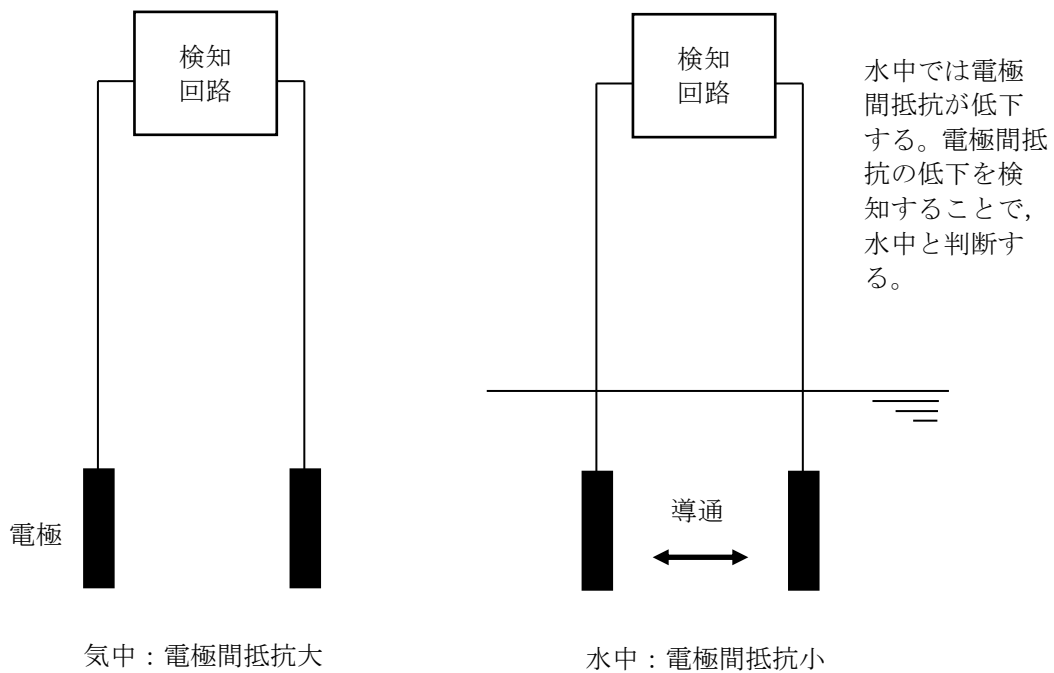


図 電極式水位検出器の測定原理

## 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（SA）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熔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>

## 代替注水流量（常設）及び代替注水流量（可搬型）の計測設備について

## 1. 概要

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）の低圧原子炉代替注水ポンプによる低圧代替注水の流量を監視する代替注水流量（常設）について、主要仕様及び配置図を表1及び図1に示す。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系及び原子炉ウェル代替注水系の大量送水車による低圧代替注水の流量を監視する代替注水流量（可搬型）について、主要仕様及び配置図を表2及び図2に示す。

## (1) 代替注水流量（常設）

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧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となるため、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 <sup>※1</sup>	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	

※1：検出器～SPDS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）。

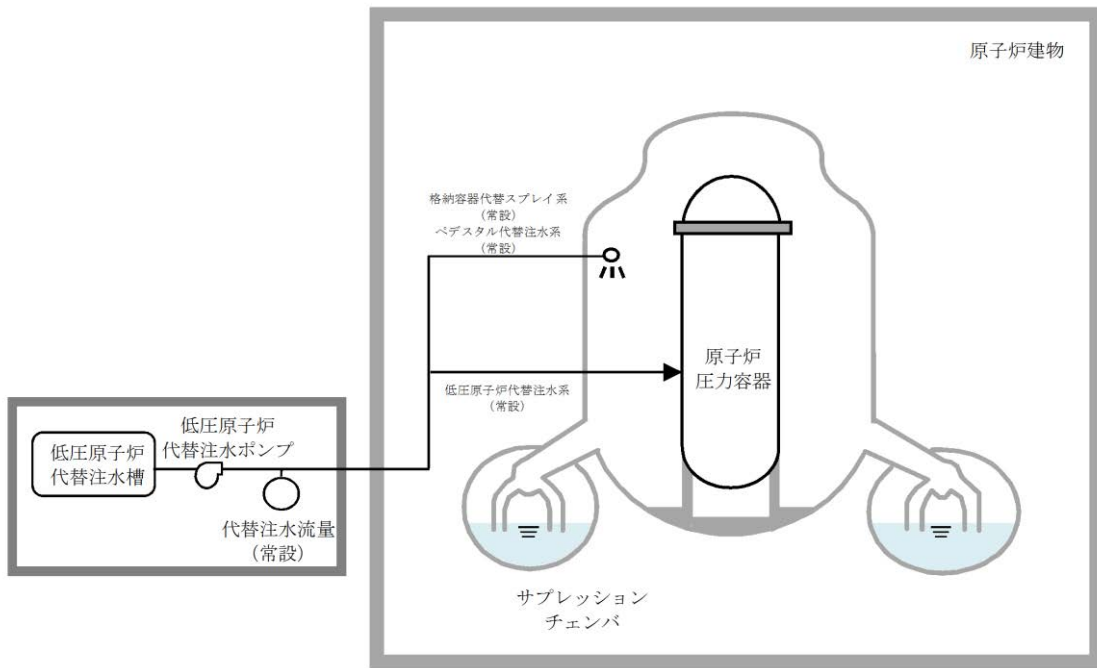
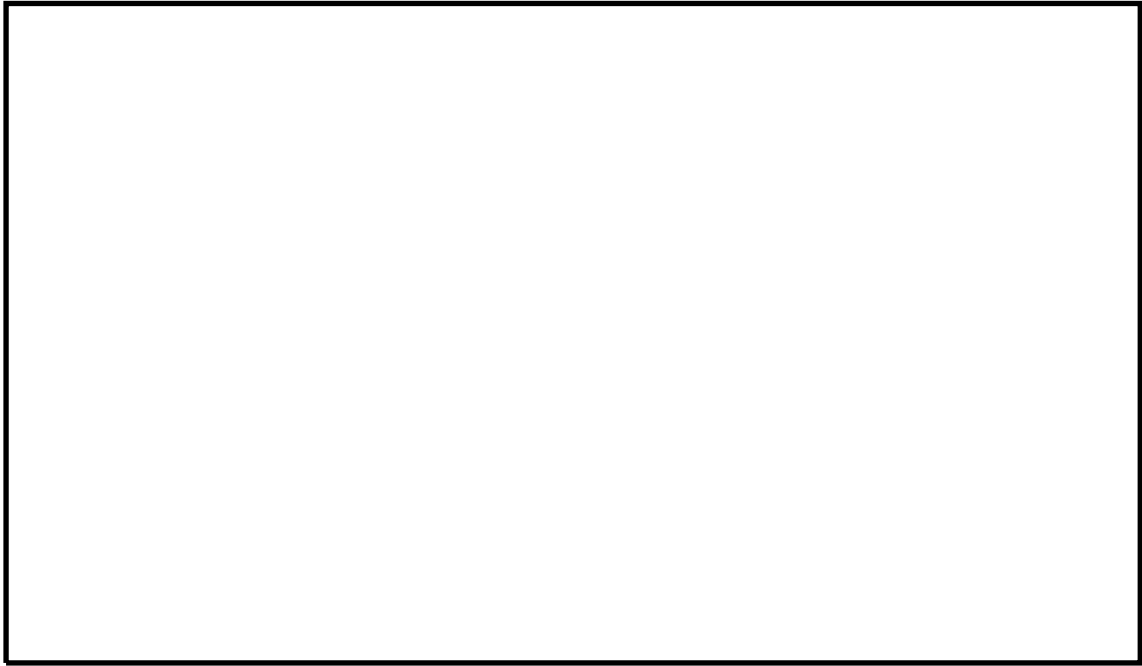


図1 代替注水流量（常設）の配置図

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。

## (2) 代替注水流量（可搬型）

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  $70\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ流量が  $120\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL内への注水流量  $120\text{m}^3/\text{h}$ 、燃料プールスプレイ系による注水流量  $48\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉ウエル代替注水系による注水流量  $15\text{m}^3/\text{h}$  となるため、代替注水流量（可搬型）は、大量送水車の最大注水量  $120\text{m}^3/\text{h}$  に余裕を見込んで、測定レンジを  $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$  としている。

原子炉圧力容器、原子炉格納容器、ペDESTAL、燃料プール、原子炉ウエルへの各注水の接続口が、原子炉建物南側に 1 箇所、原子炉建物西側に 1 箇所に設置されているため、合計 2 箇所に流量計を接続する。また、1 箇所の接続口から同時に各注水を行わないことから、各注水の共通ラインに流量計を 1 個設置している。

可搬型である代替注水流量（可搬型）は、保有数が 4 個（第 1 保管エリア 2 個、第 4 保管エリア 2 個）と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 個（共用）の合計 6 個を保管している。

表 2 代替注水流量（可搬型）の主要仕様

種類	測定レンジ	個数	測定誤差 <sup>※1</sup>	耐環境性
超音波式 流量検出器	$0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$	4 (予備 2)	$\pm 3.0\text{m}^3/\text{h}$	

※ 1 : 検出器～SPDS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）。

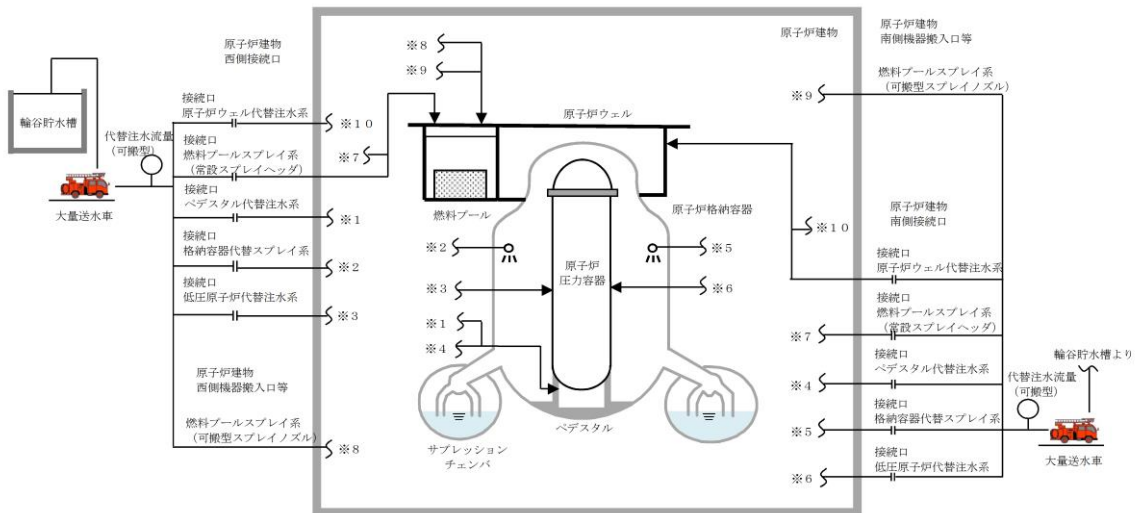
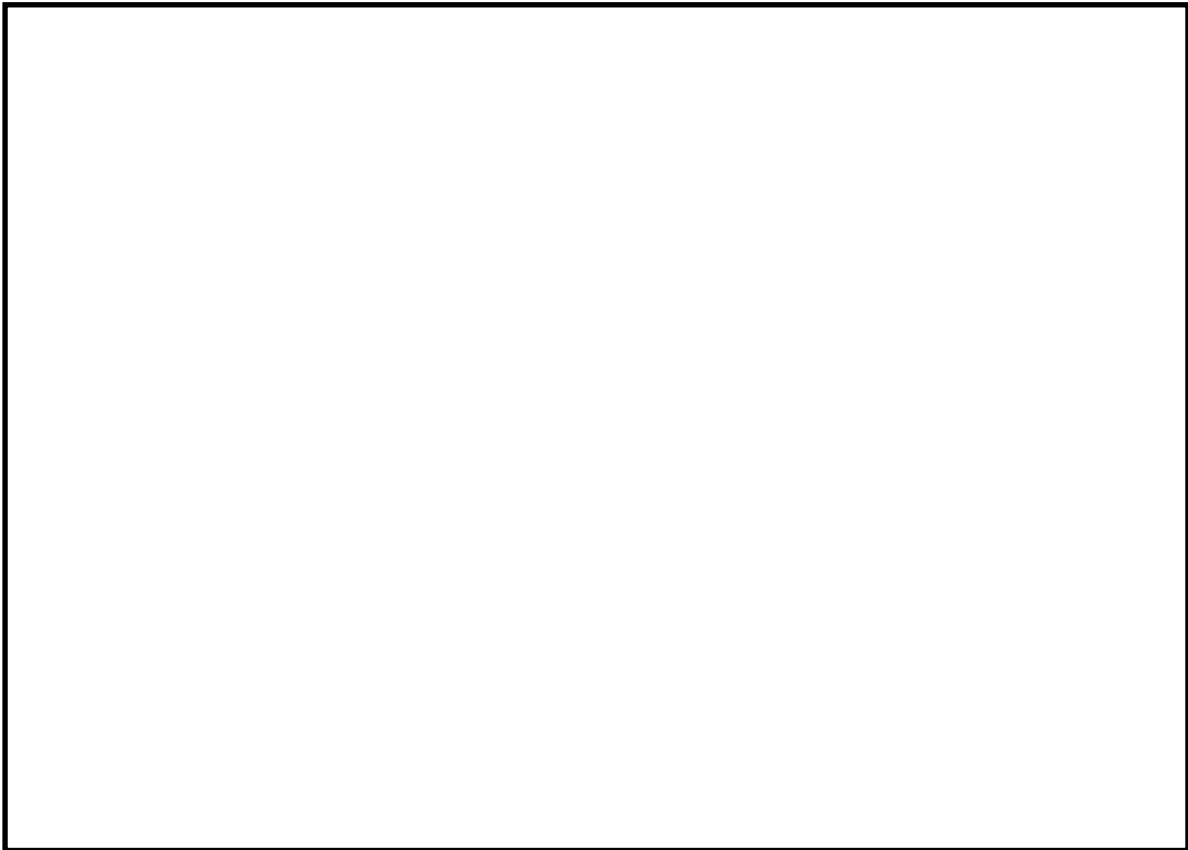


図2 代替注水流量（可搬型）の配置図

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。

## 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3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、崩壊熱相当で絞った低流量での指示を監視するため、低流量でも測定が可能な超音波式を採用している。

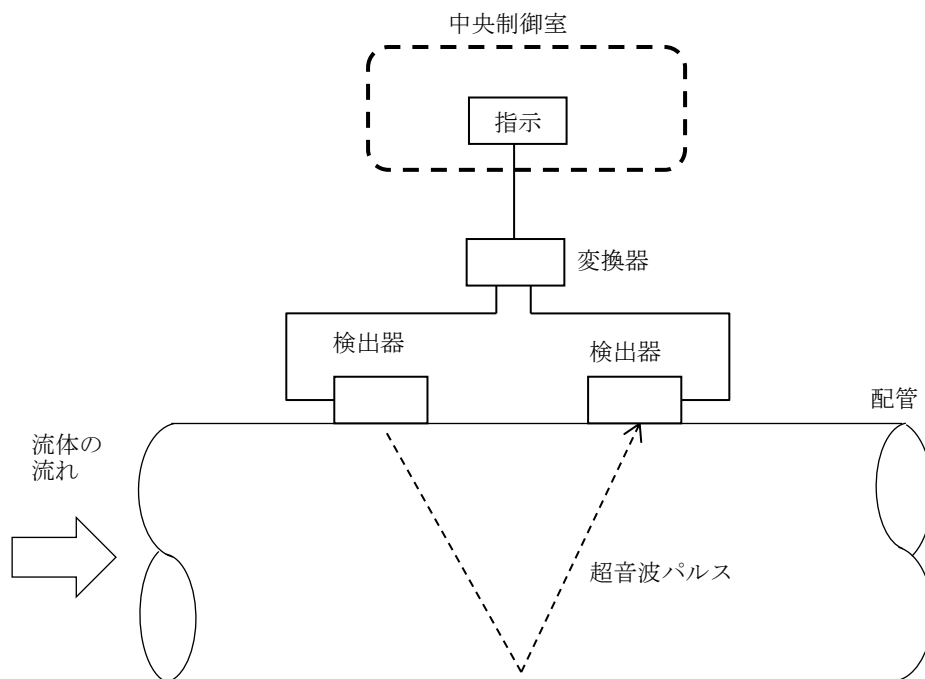


図3 超音波式流量検出器の測定原理

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 <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
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 <sup>※3</sup>	原子炉圧力容器温度 (SA)	主要パラメータの他のチャンネル 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のチャンネル 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のチャンネル 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) 代替注水流量 (可搬型) 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) 代替注水流量 (可搬型) 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	代替注水流量 (可搬型)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	可搬型
	(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	代替注水流量 (可搬型)	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	可搬型
	—	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のチャンネル 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のチャンネル 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のチャンネル	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のチャンネル 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のチャンネル 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	ドライウェル圧力 <sup>※3</sup>	ドライウェル圧力 (SA)	主要パラメータの他のチャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウェル温度 (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のチャンネル ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	常設
原子炉格納容器内の水位	—	ドライウェル水位	代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) 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) 代替注水流量 (可搬型) 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のチャンネル 代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) 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のチャンネル	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のチャンネル	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のチャンネル 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のチャンネル 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のチャンネル 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※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
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のチャンネル	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のチャンネル	常設
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの他の予備 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のチャンネル 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のチャンネル 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 <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
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル温度 <sup>※3</sup>	ドライウェル温度 (SA)	主要パラメータの他のチャンネル ドライウェル圧力 (SA)	常設
	ドライウェル圧力 <sup>※3</sup>	ドライウェル圧力 (SA)	主要パラメータの他のチャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウェル温度 (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 <sup>※3</sup>	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 <sup>※3</sup>	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)	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	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熱交換出口温度)	RCW熱交換出口温度	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。

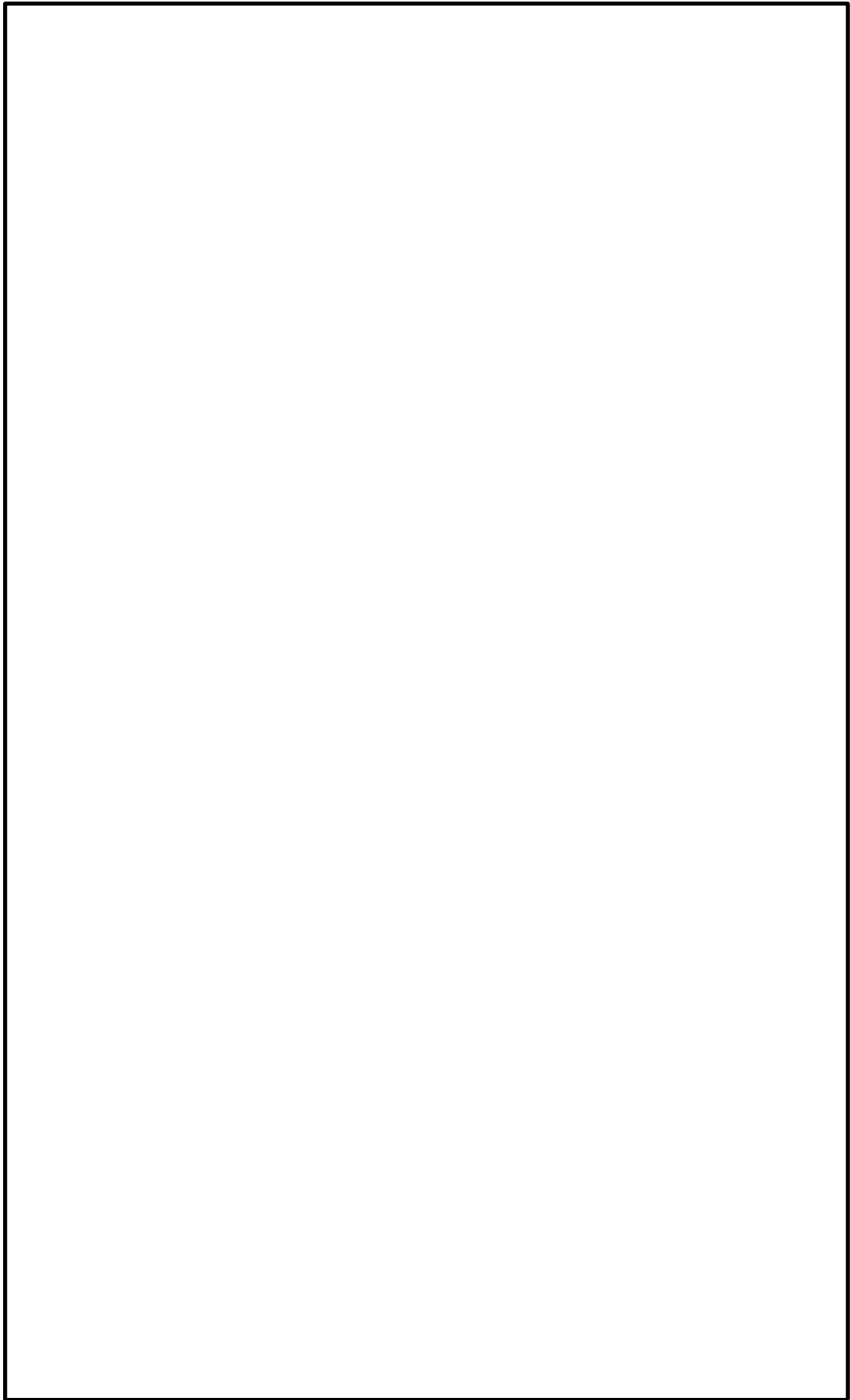


図1 配置図 (2/7)

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。

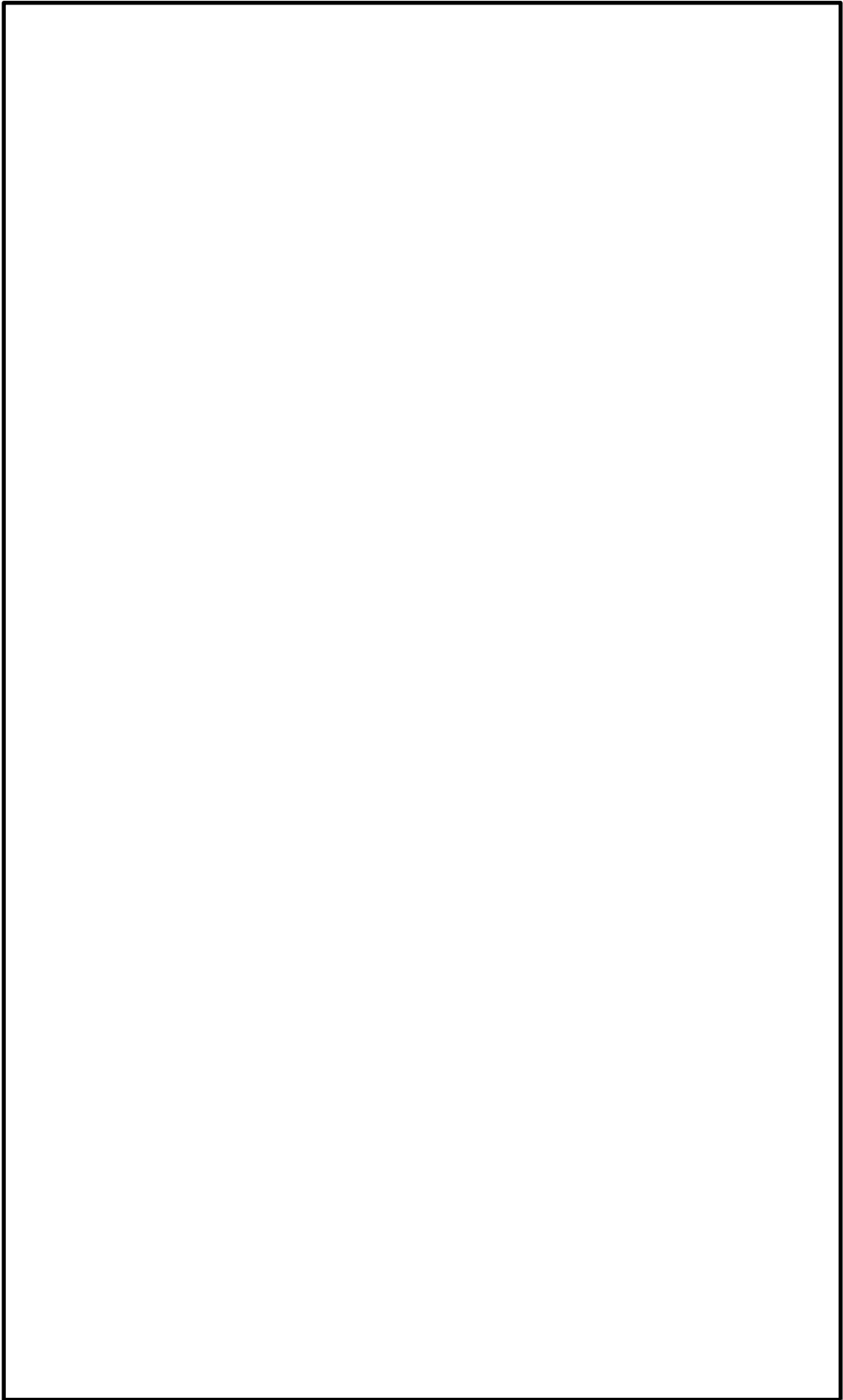


図1 配置図 (3 / 7)

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。

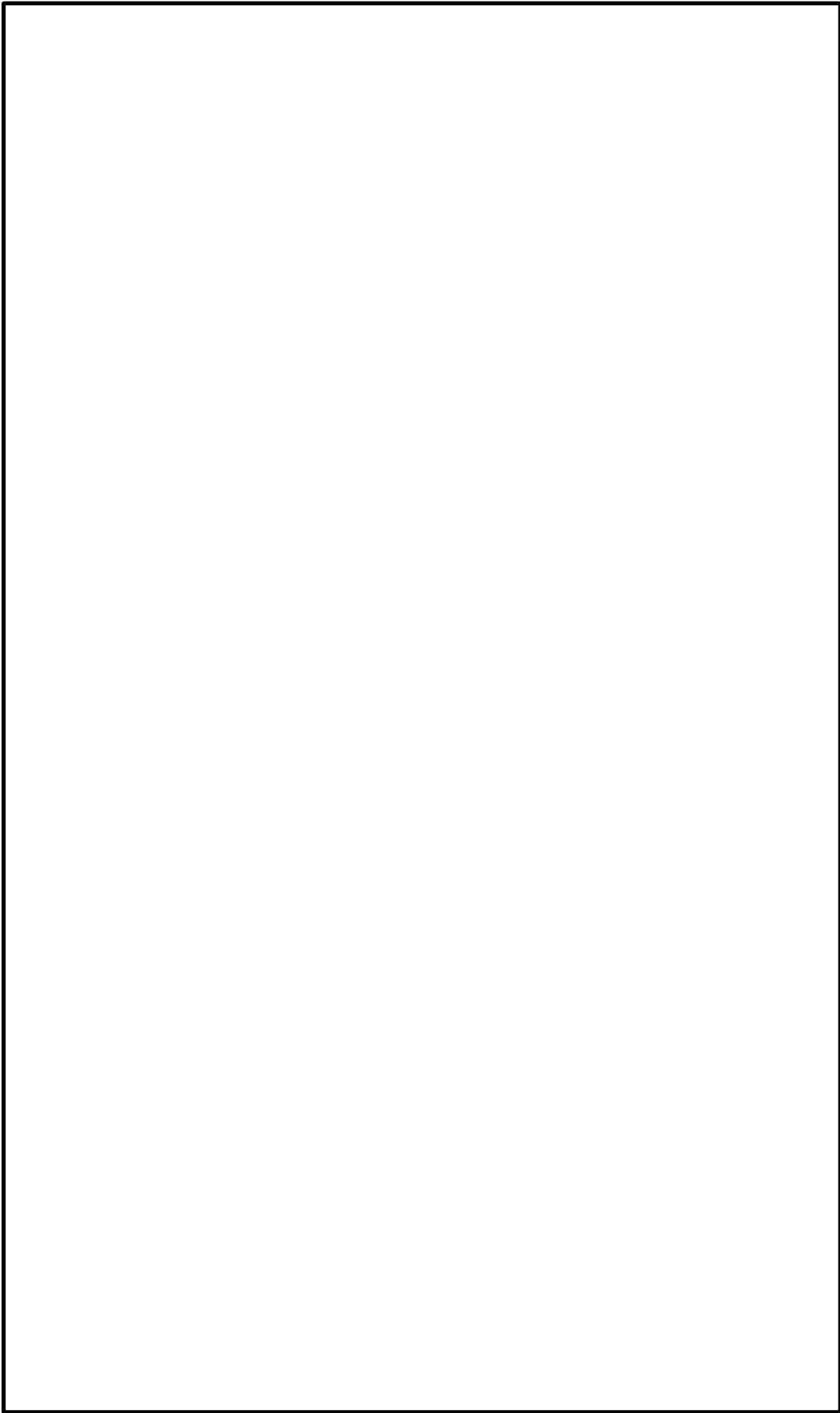


図1 配置図 (4 / 7)

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。

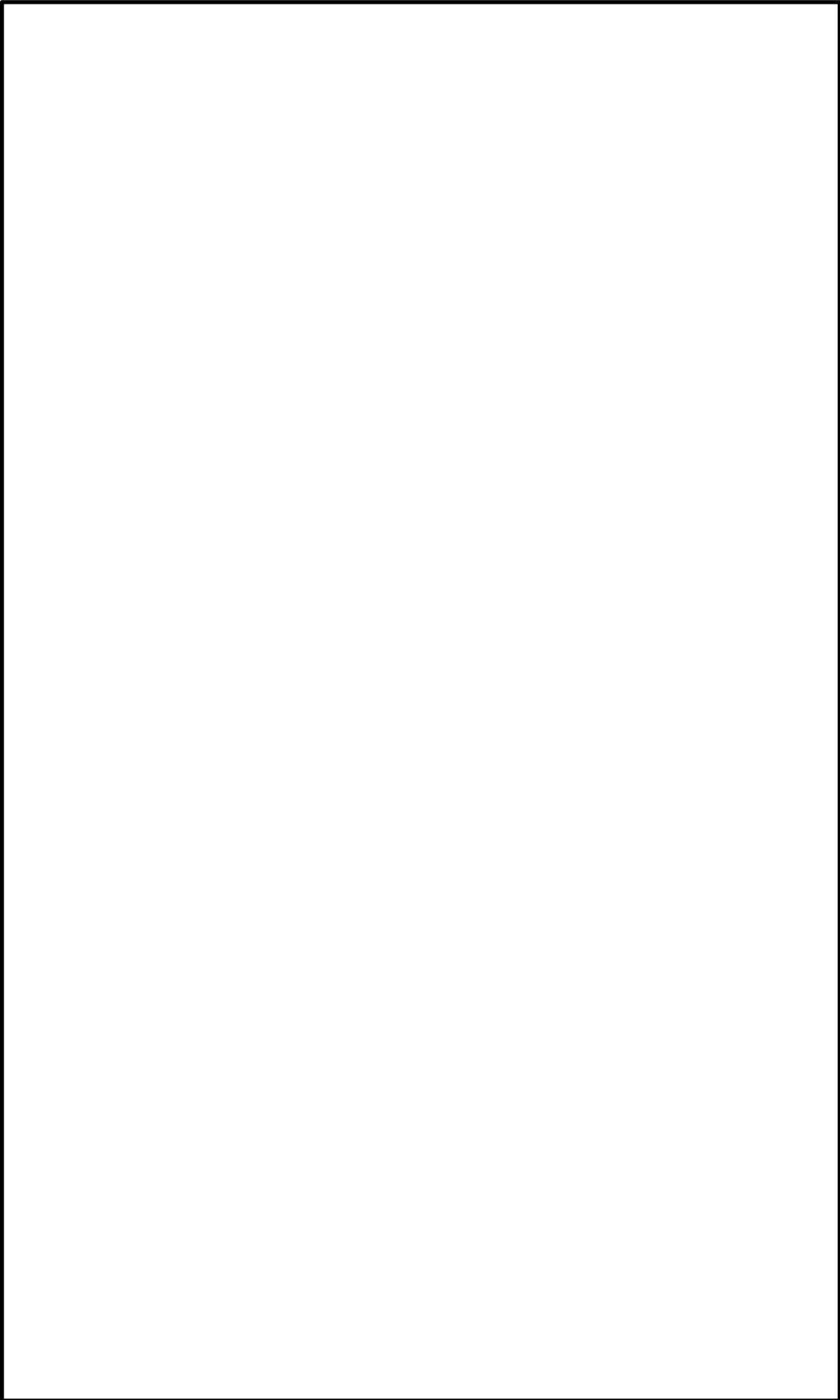


図1 配置図 (5 / 7)

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。

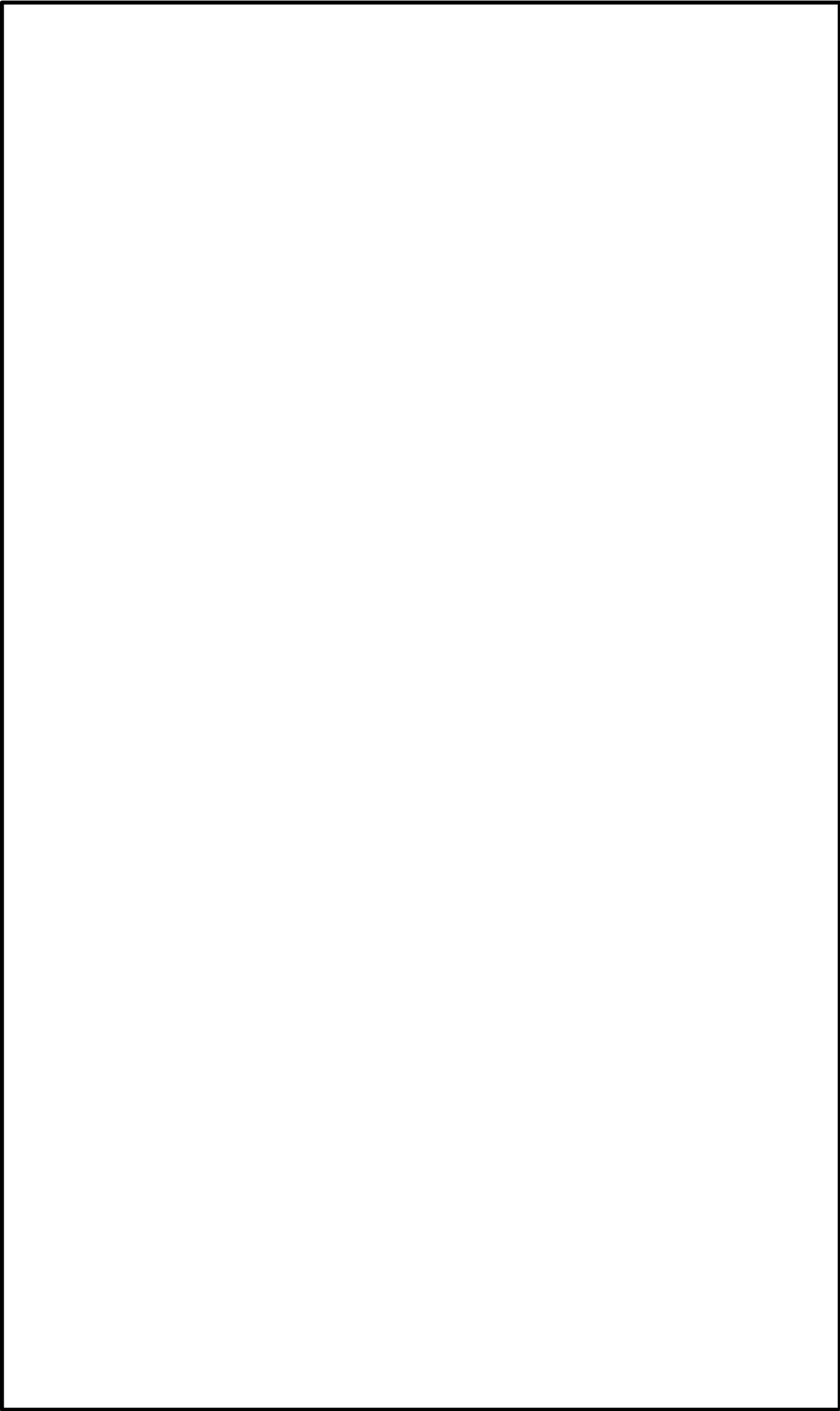


図1 配置図 (6 / 7)

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。



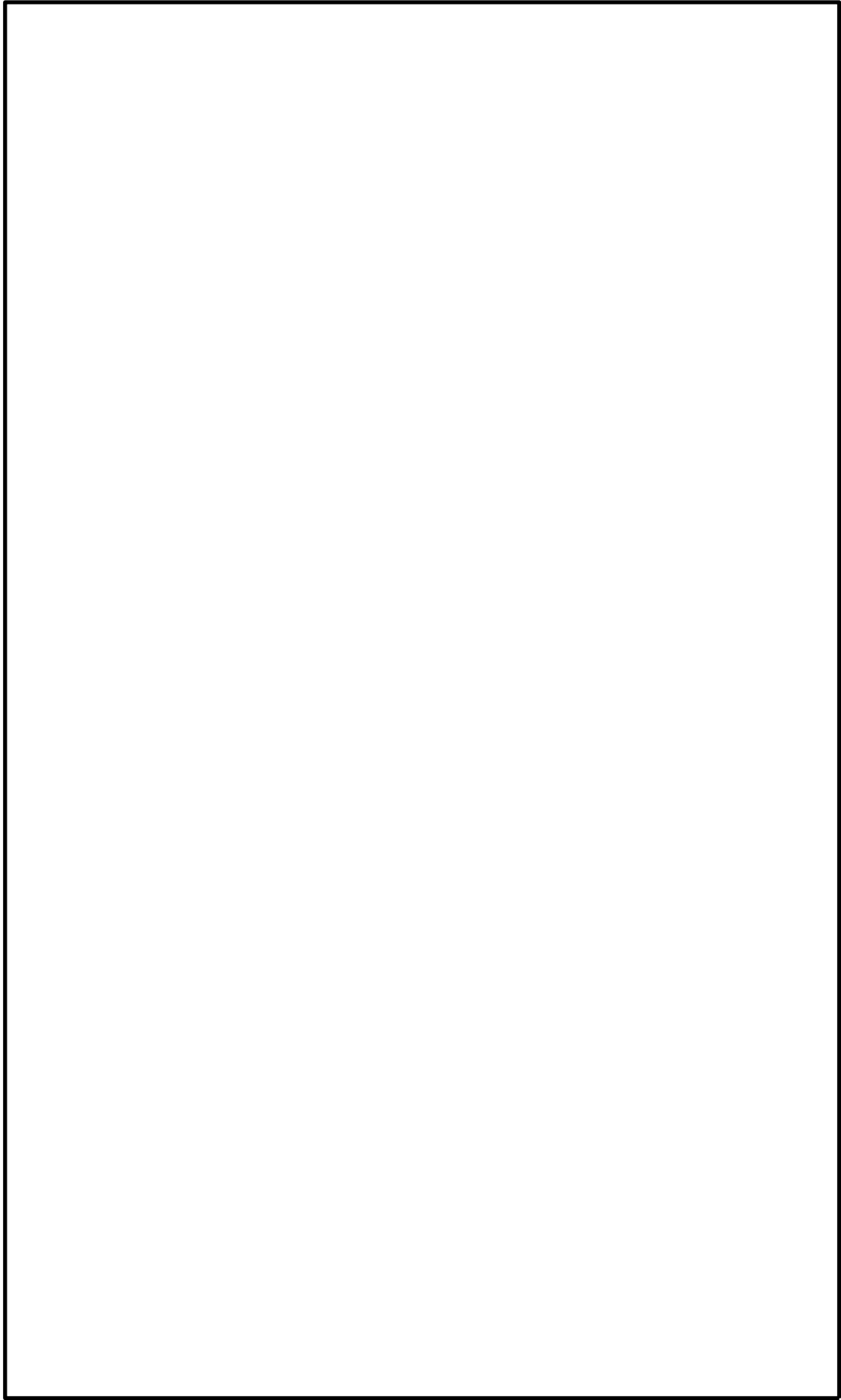


図1 配置図 (7/7)

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。