

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0074 改46
提出年月日	平成29年2月3日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について  
(補足説明資料)

平成29年2月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目次

### 39 条

- 39-1 重大事故等対処設備の分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

### 41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

### 共通

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

### 44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

#### 44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

#### 45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 45-2 単線結線図
- 45-3 配置図
- 45-4 系統図
- 45-5 試験及び検査
- 45-6 容量設定根拠
- 45-7 その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について
- 45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書
- 45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

#### 46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他の設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

#### 47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 47-2 単線結線図
- 47-3 配置図
- 47-4 系統図
- 47-5 試験及び検査
- 47-6 容量設定根拠
- 47-7 接続図
- 47-8 保管場所図
- 47-9 アクセスルート図
- 47-10 その他設備

47-11 各号炉の弁名称及び弁番号

48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 48-2 単線結線図
- 48-3 計測制御系統図
- 48-4 配置図
- 48-5 系統図
- 48-6 試験及び検査
- 48-7 容量設定根拠
- 48-8 接続図
- 48-9 保管場所図
- 48-10 アクセスルート図
- 48-11 その他の設備
- 48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 49-2 単線結線図
- 49-3 配置図
- 49-4 系統図
- 49-5 試験及び検査
- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 その他設備
- 49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計測制御系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図
- 50-11 その他設備
- 50-12 各号炉の弁名称及び弁番号

## 51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

## 52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素及び酸素発生時の対応について

## 53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 その他設備

## 54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図

- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

## 55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 アクセスルート図
- 55-8 その他設備

## 56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

## 57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査

- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

## 58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 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

## 59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

## 60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図

- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

#### 61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

#### 62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図
- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書
- 62-9 その他設備

下線部：今回ご提出資料

## 44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

44-1  
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外（中央制御操作室）	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響 防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	44-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
	関連資料	44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
	関連資料	44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	対象外	対象外
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-別の手段	C b
			関連資料	44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動機構（水圧駆動）		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	A	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		44-3 配置図		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他	M		
		関連資料		44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b		
		関連資料		44-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	対象外	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
				関連資料		44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		制御棒駆動系水圧制御ユニット		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		44-3 配置図	
			第2号	操作性		中央制御室操作
		関連資料		44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他	M	
		関連資料		44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
		関連資料		44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
			関連資料		44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外（中央制御操作室）	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注入系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	44-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第44条：緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備		ほう酸水注水系貯蔵タンク	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	44-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	44-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	44-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の貯蔵能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

44-2  
単線結線図

- (略語)
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
  - M/C : メタルクラッド開閉装置
  - P/C : パワーセンター
  - MCC : モーター・コントロール・センタ
- 【凡例】
- /◇ : 非常用ディーゼル発電機
  - : 遮断器
  - : 配線用遮断器
  - : 切替装置

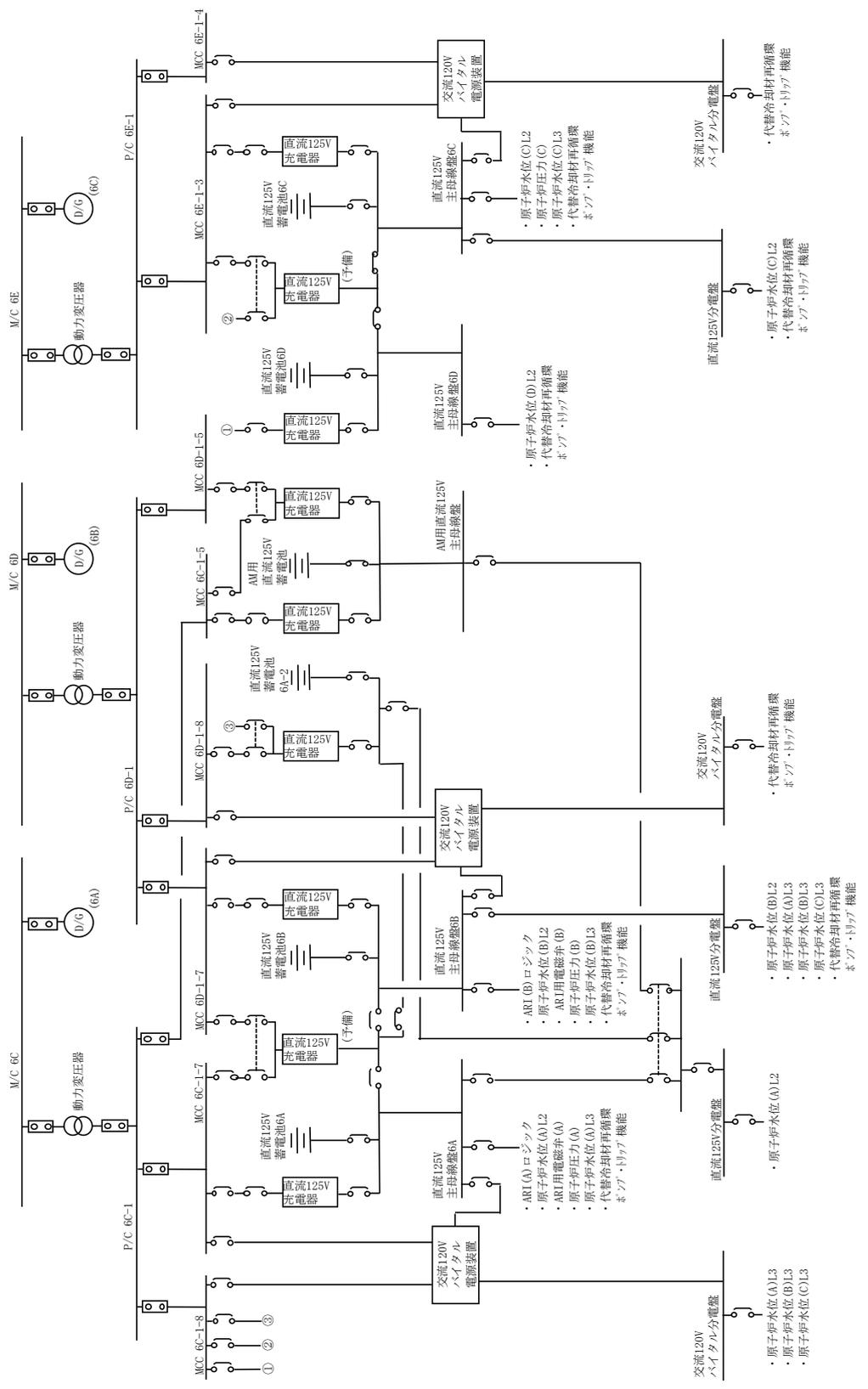
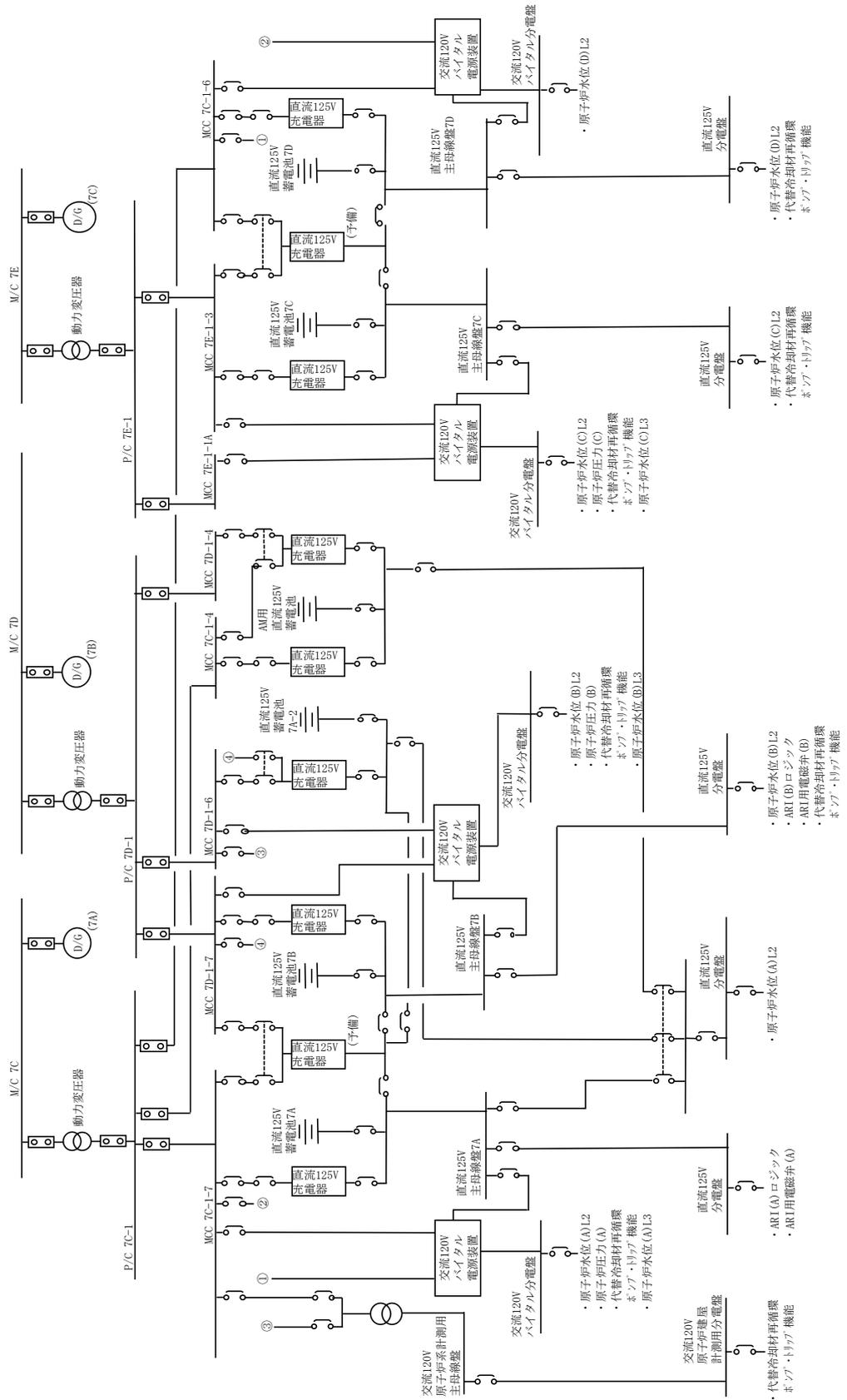
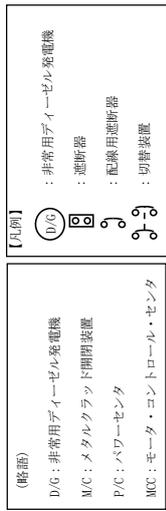


図1 6号炉 単線結線図



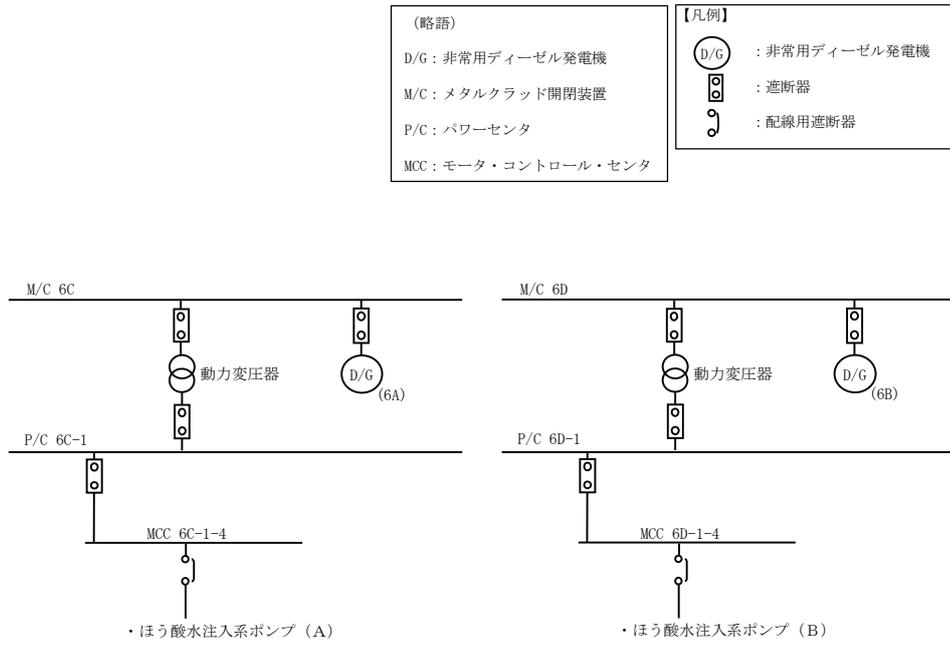


図 3 6号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

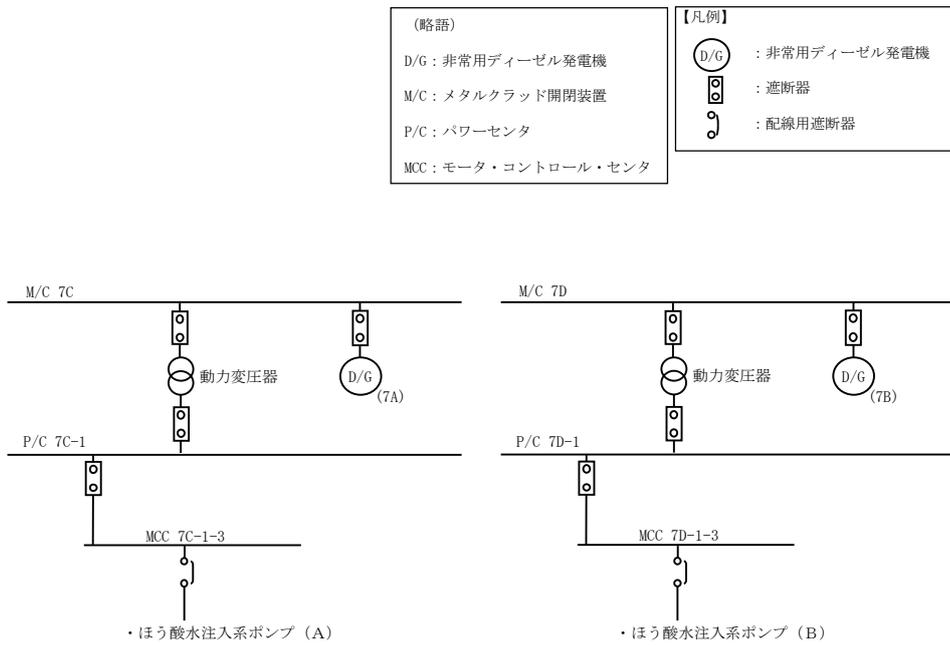
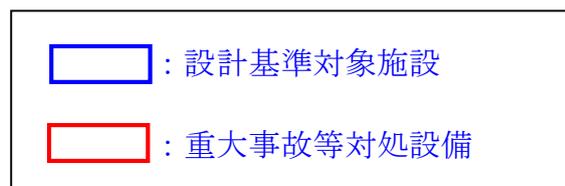


図 4 7号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

44-3  
配置図



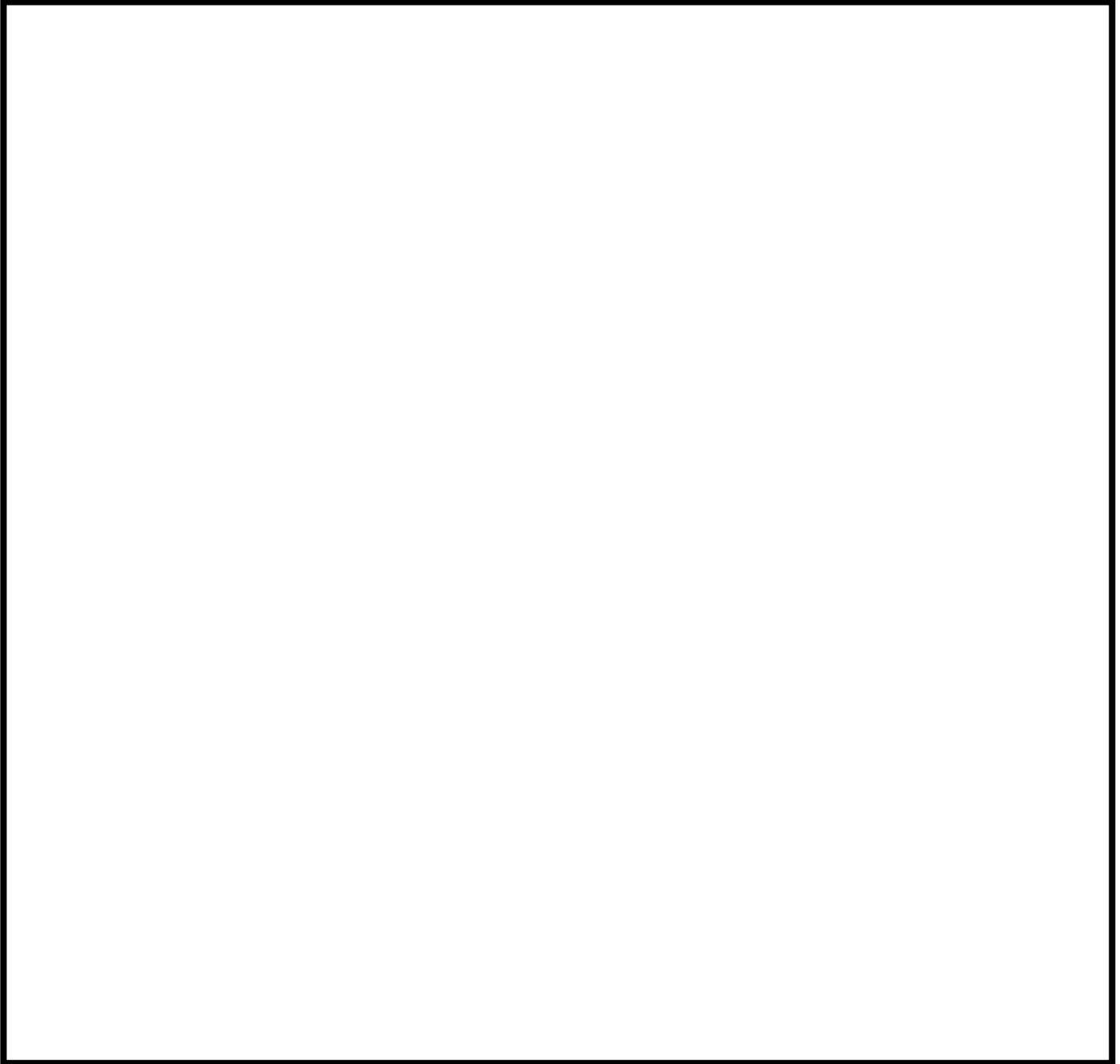


図1 ATWS 緩和設備（計器）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

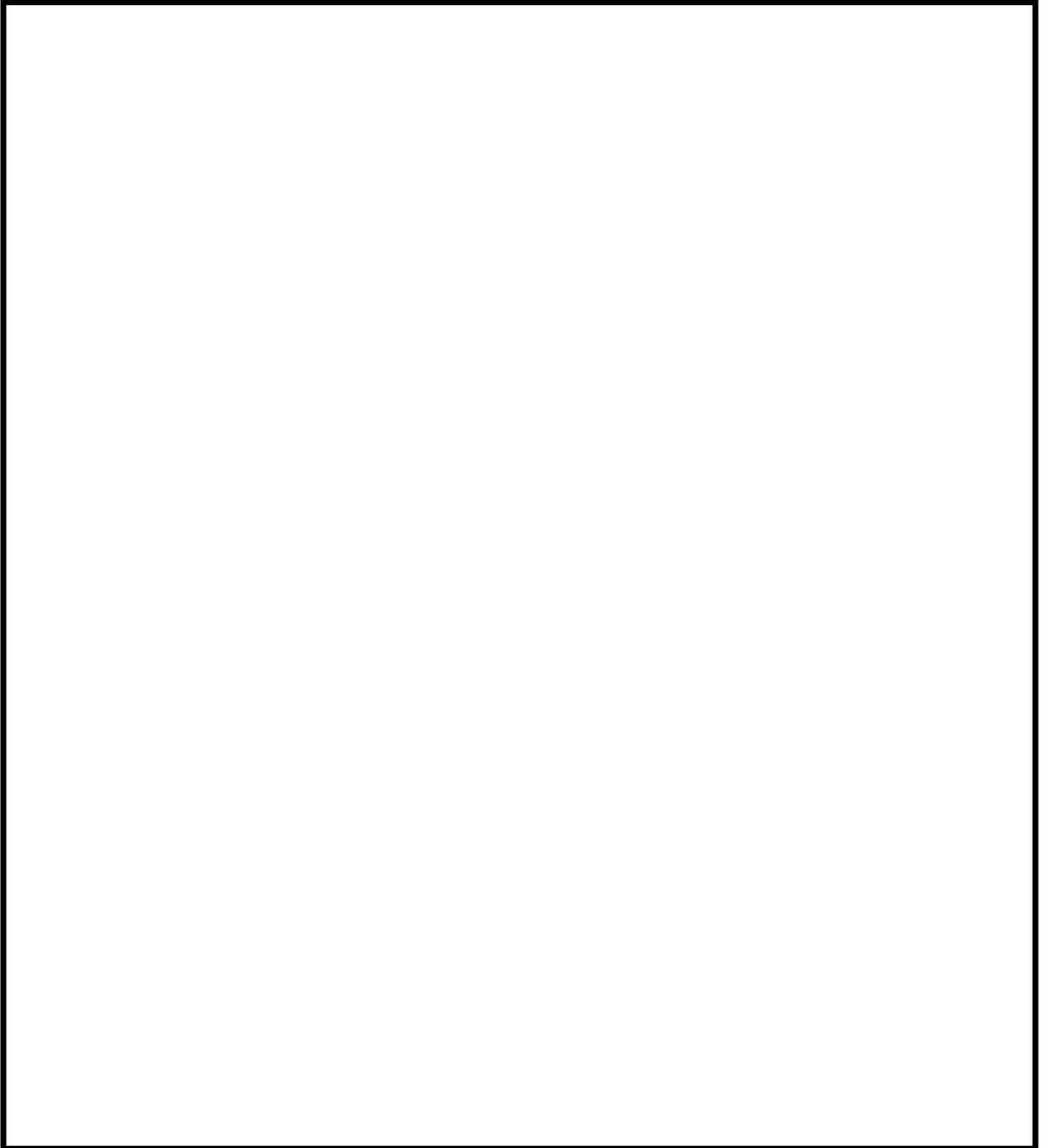


図 2 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

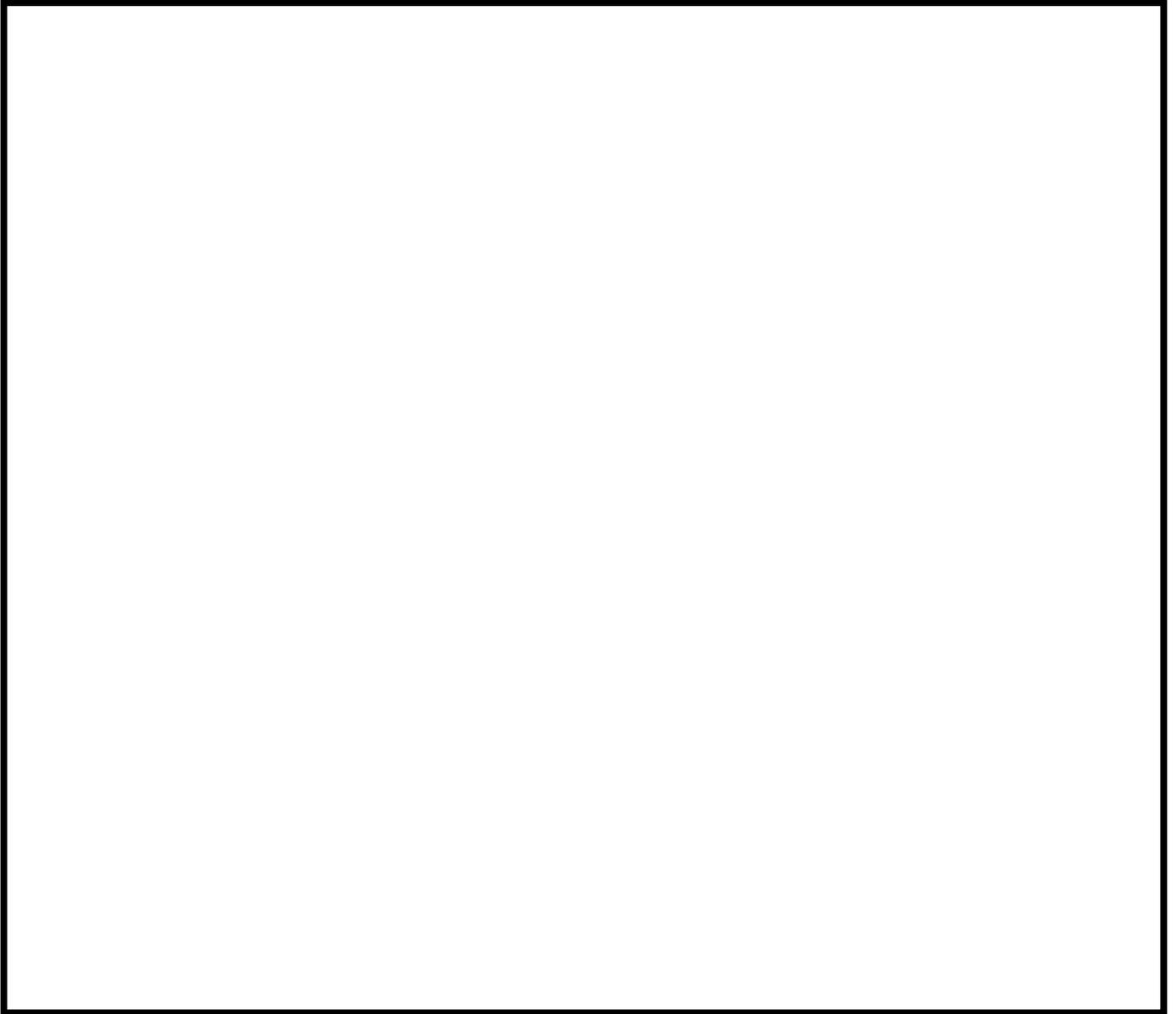


図 3 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図  
（6 号炉 原子炉建屋地下 1 階）

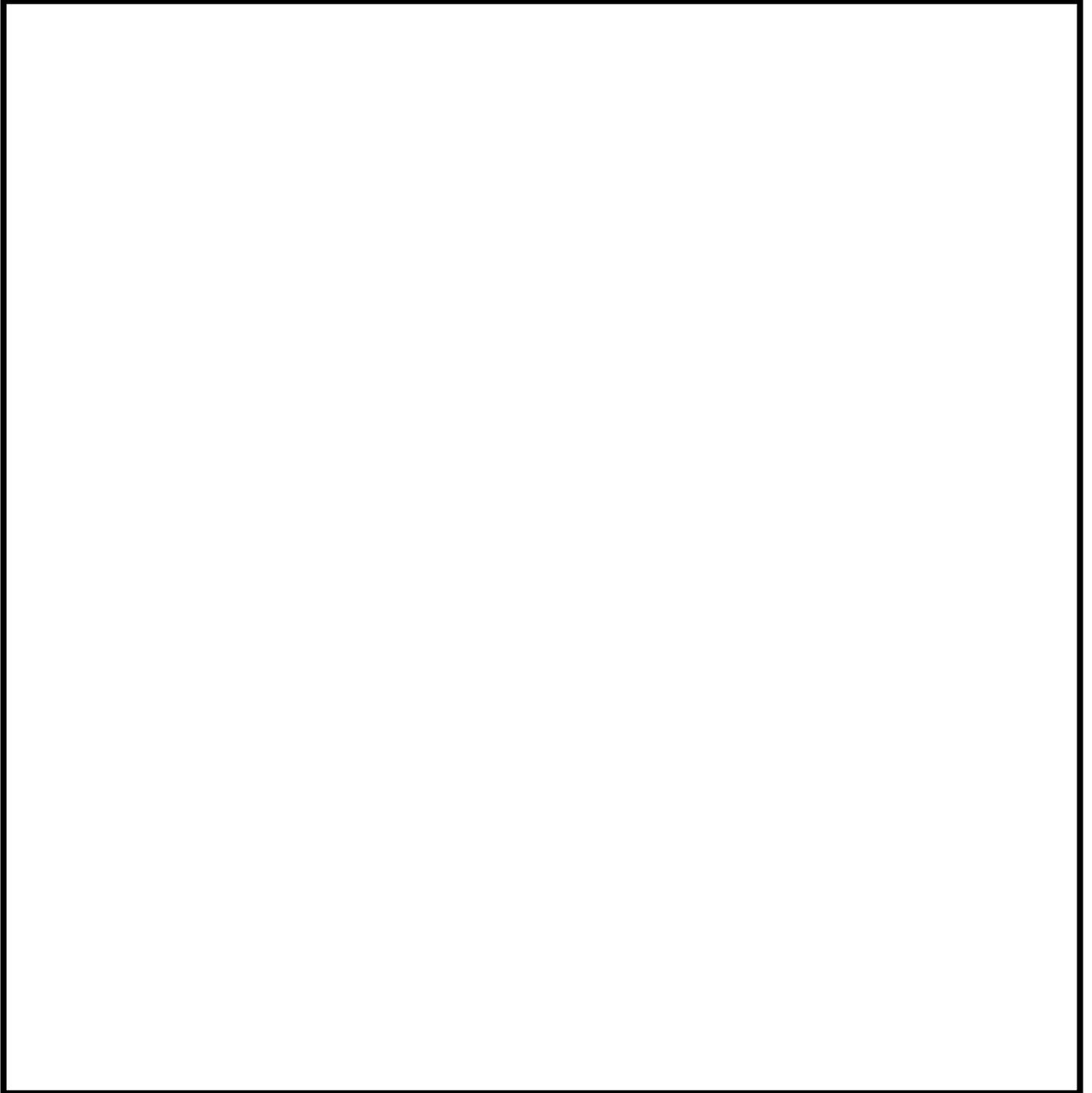


図4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

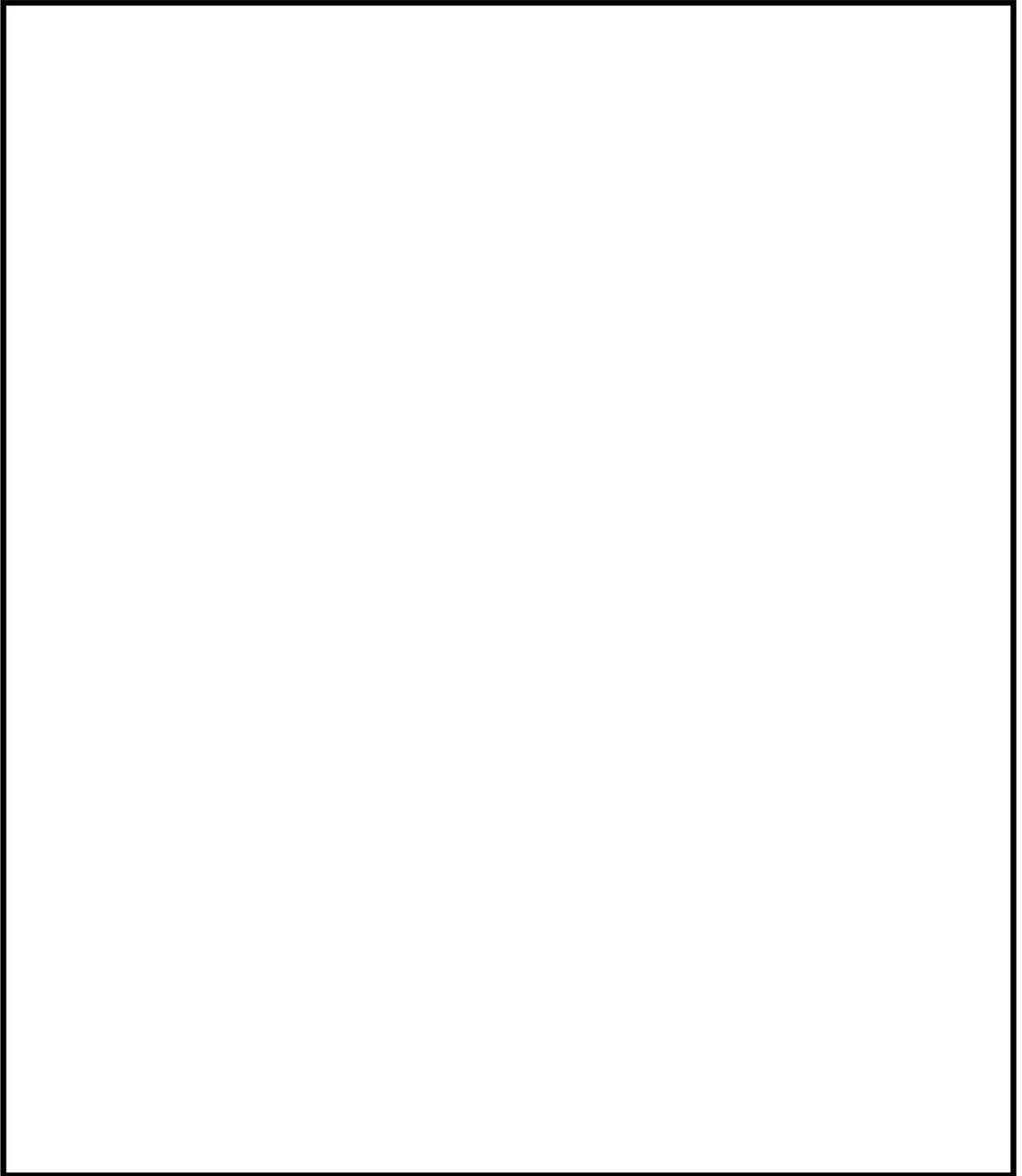


図5 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

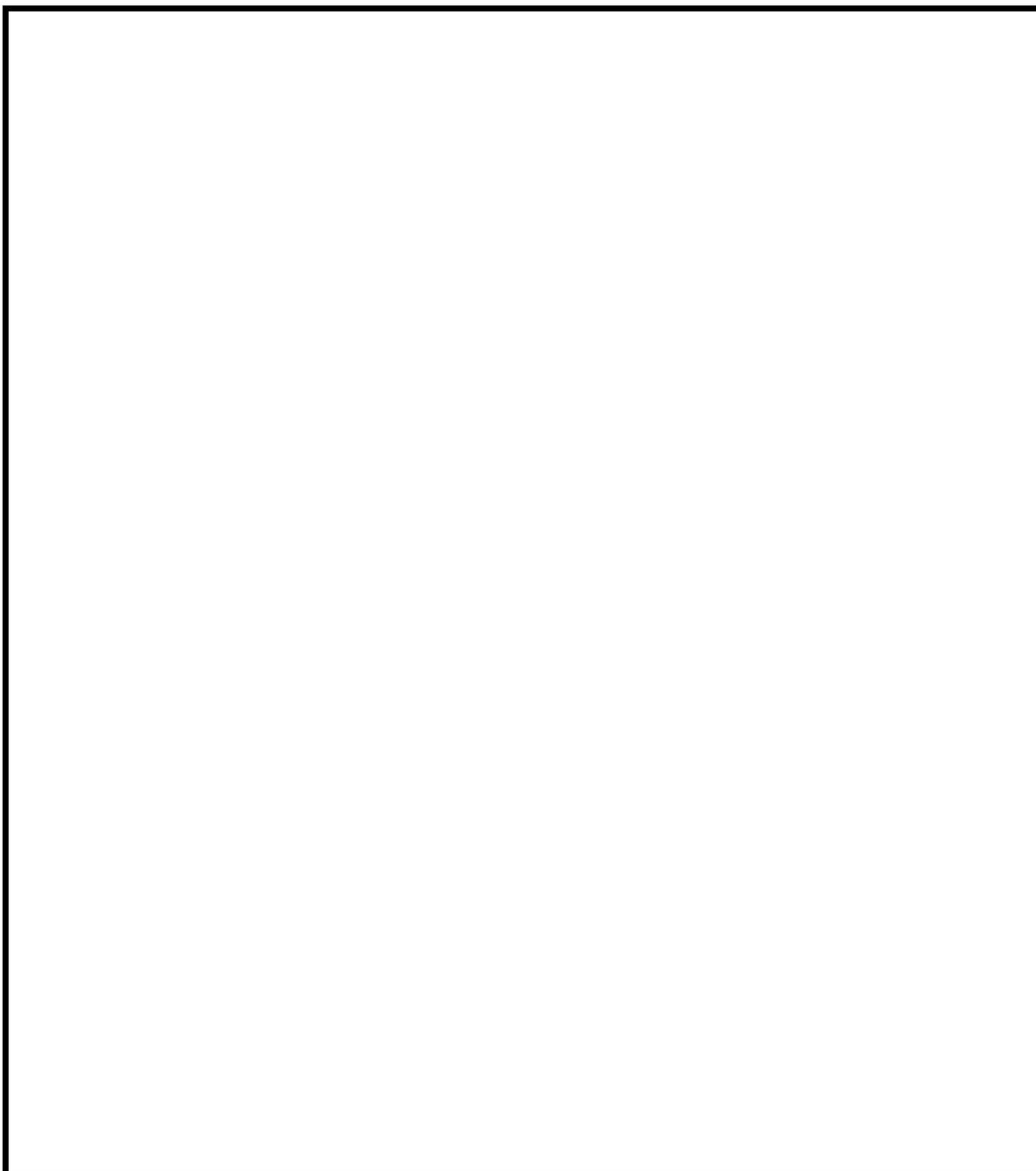


図6 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図  
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

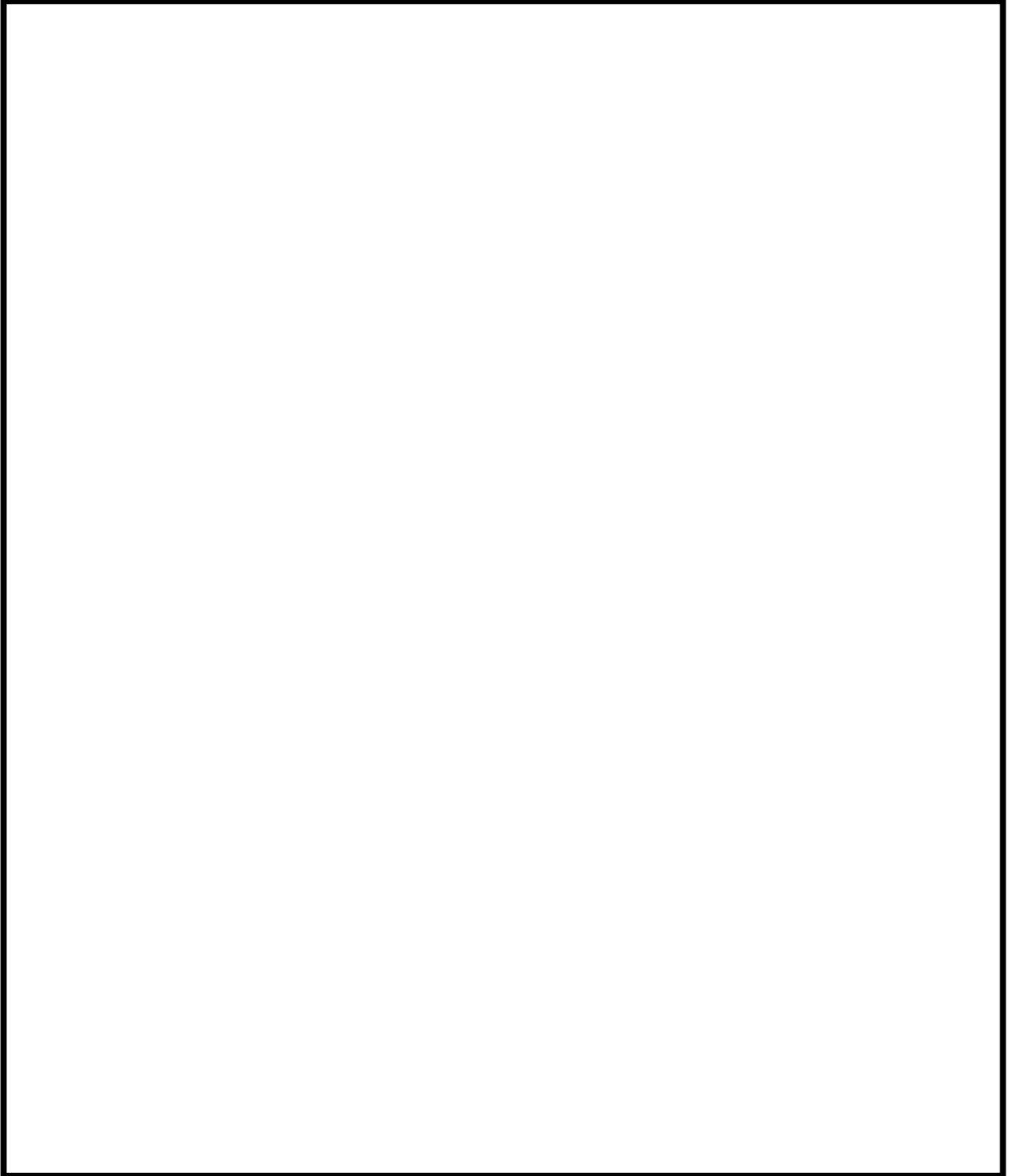


図 7 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び  
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図  
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

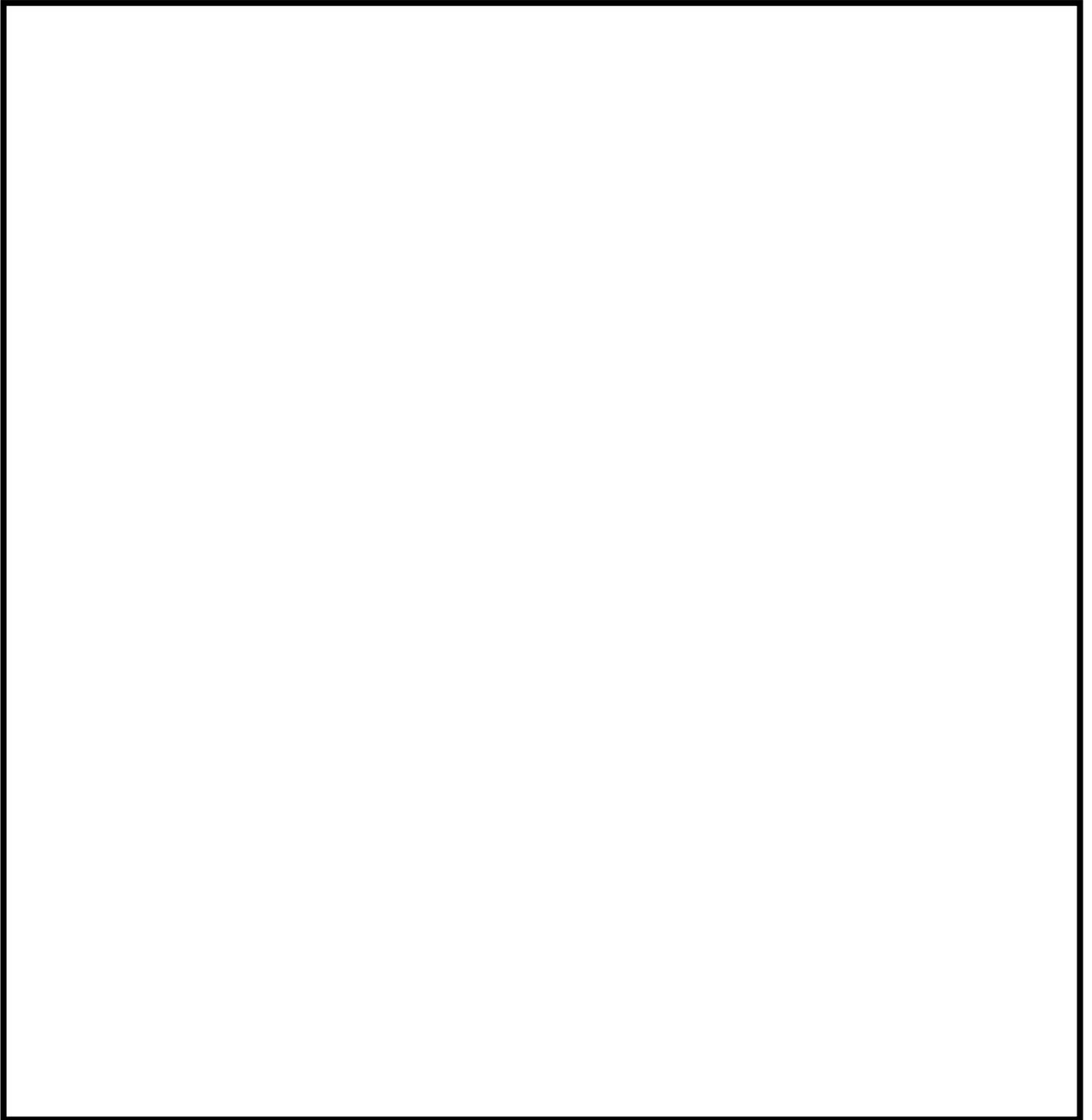


図 8 ATWS 緩和設備 (計器) の配置図  
(7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)



図9 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図  
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

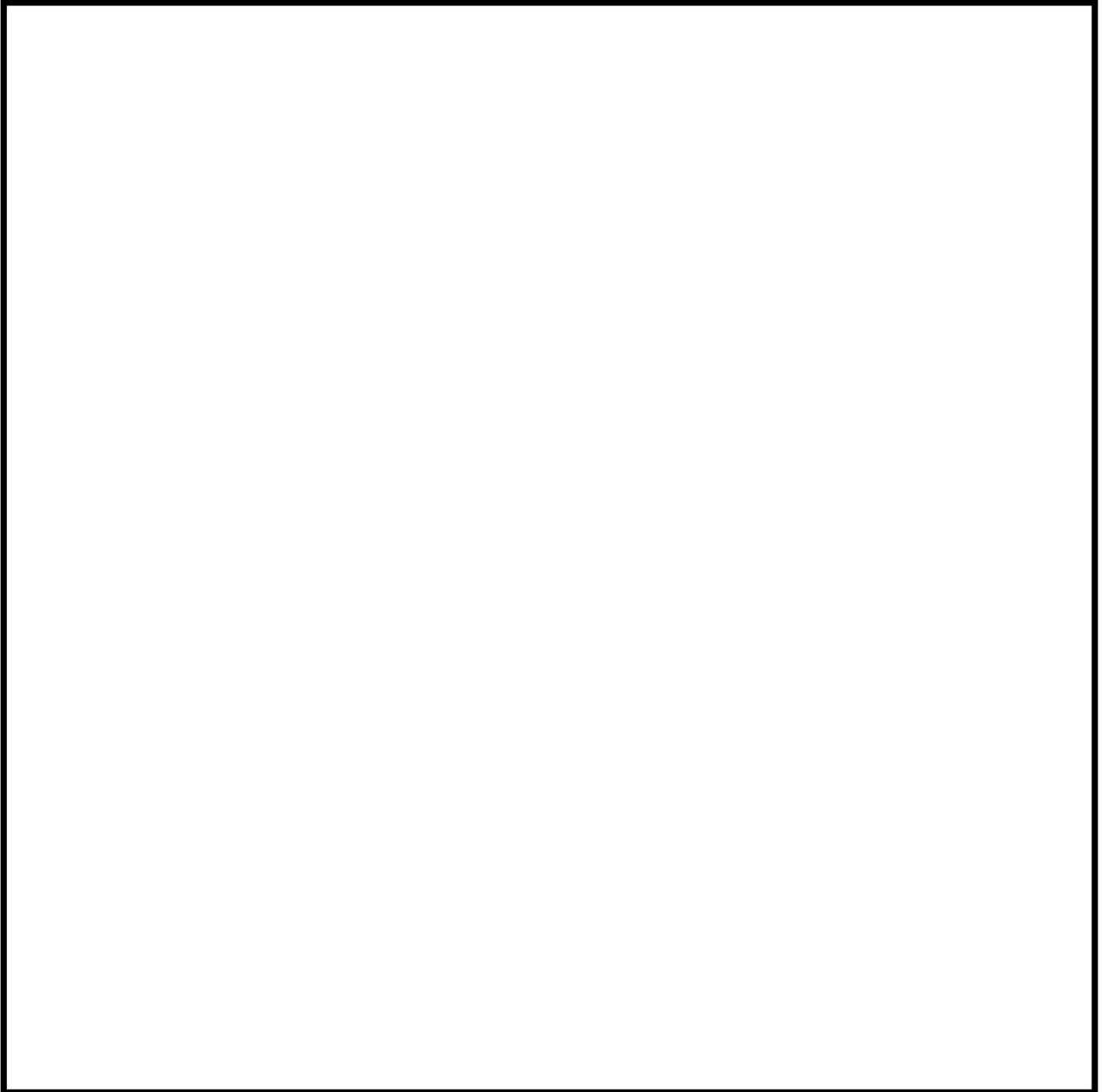


図 10 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

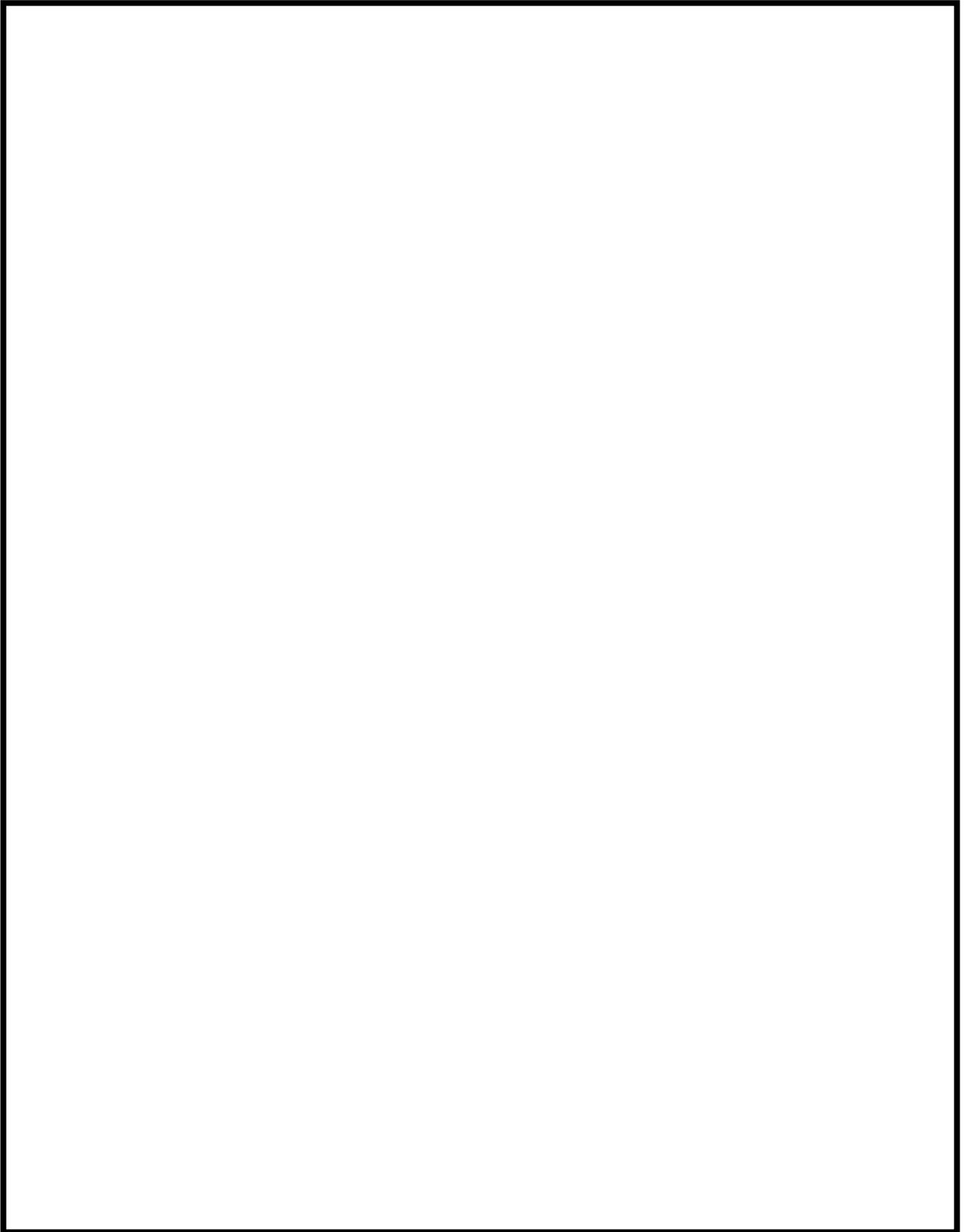


図 11 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

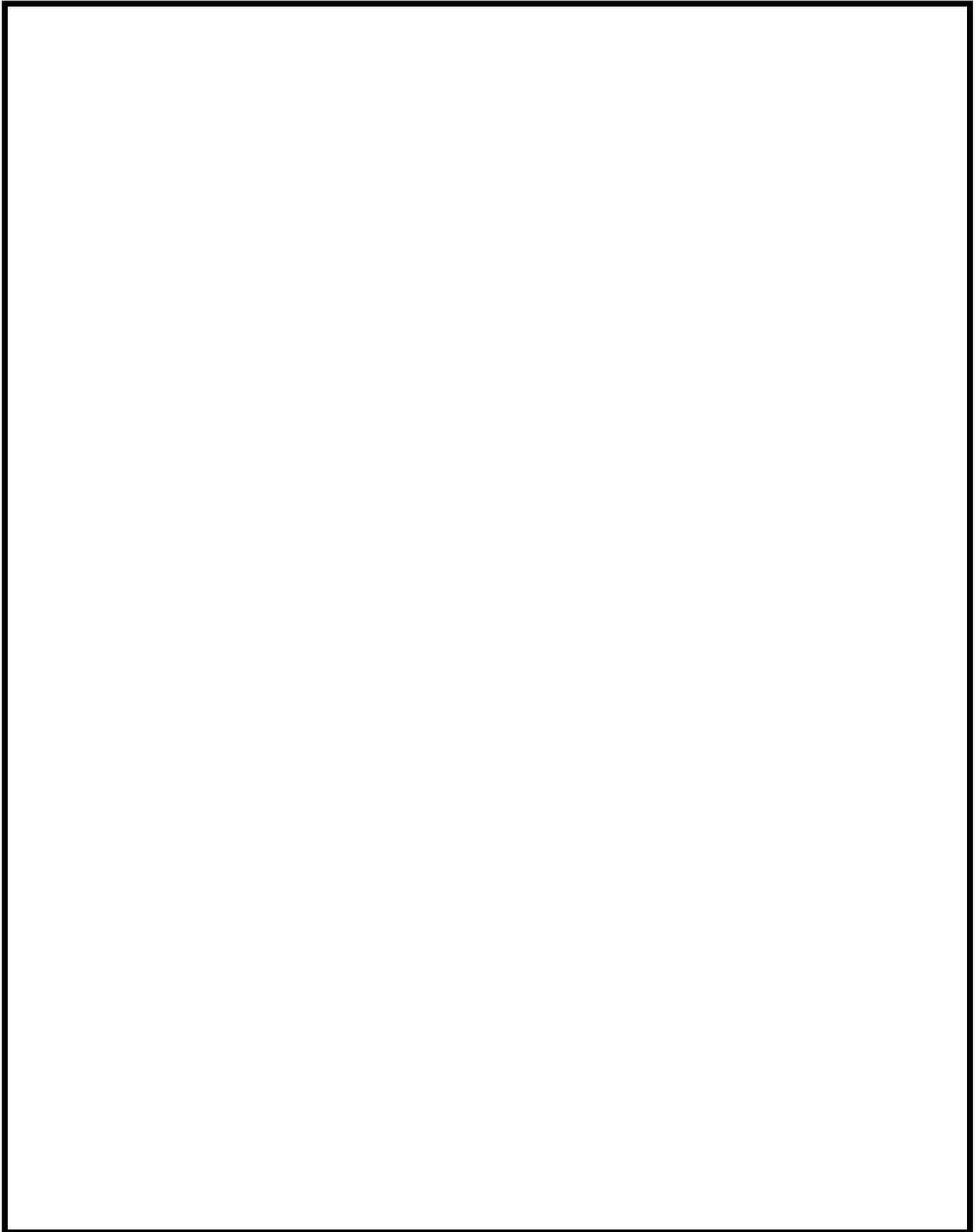


図 12 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

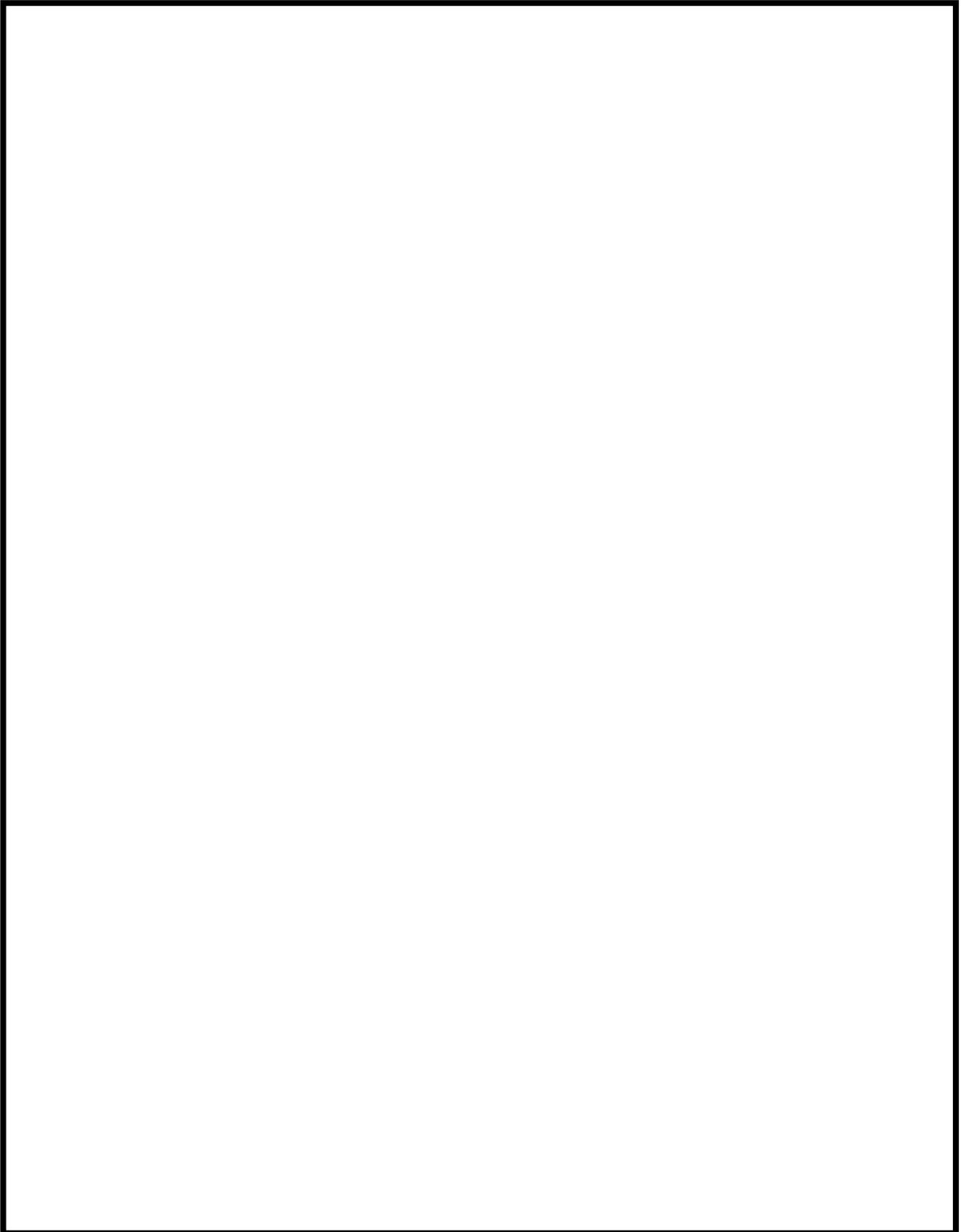


図 13 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図  
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

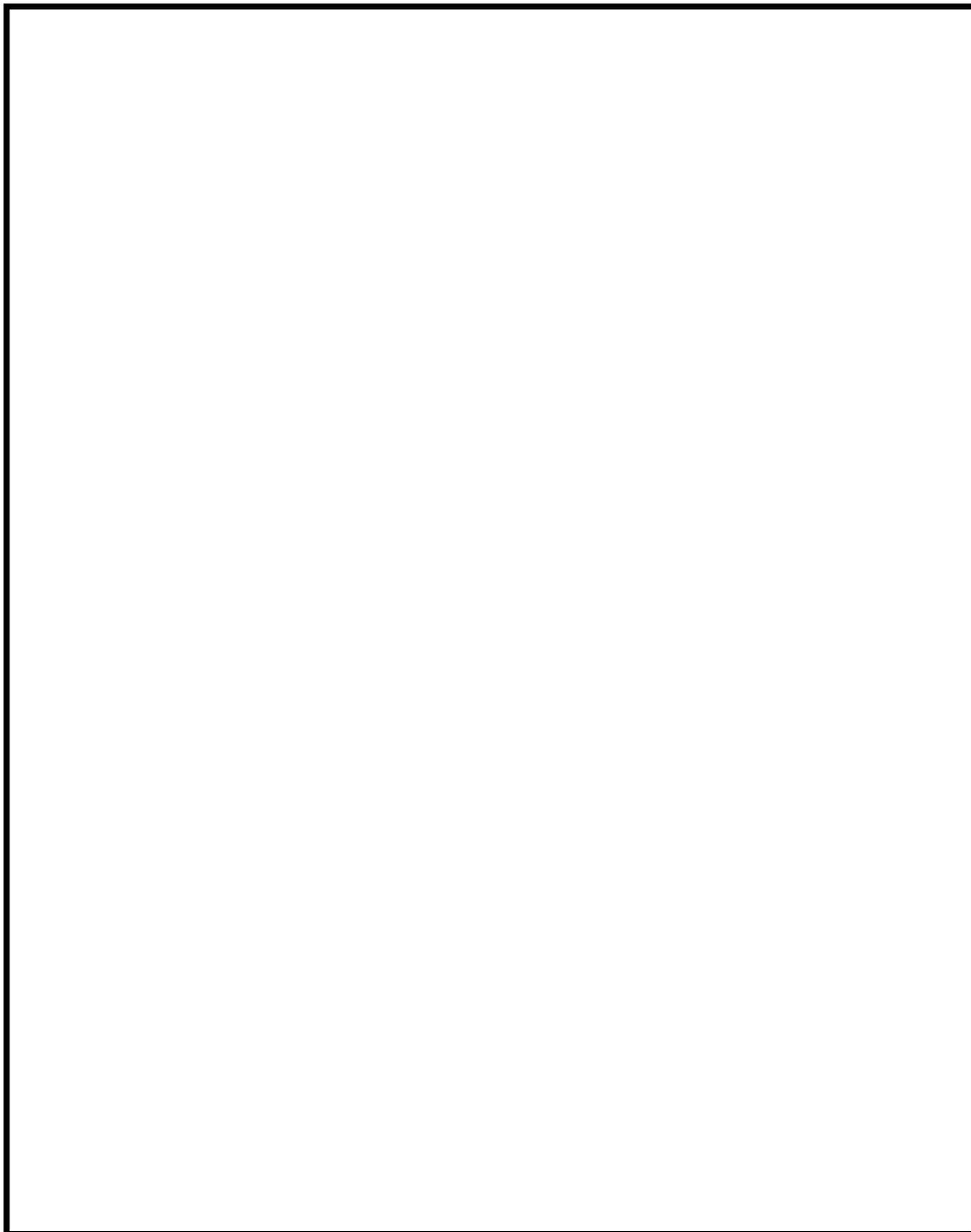


図 14 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び  
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図  
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

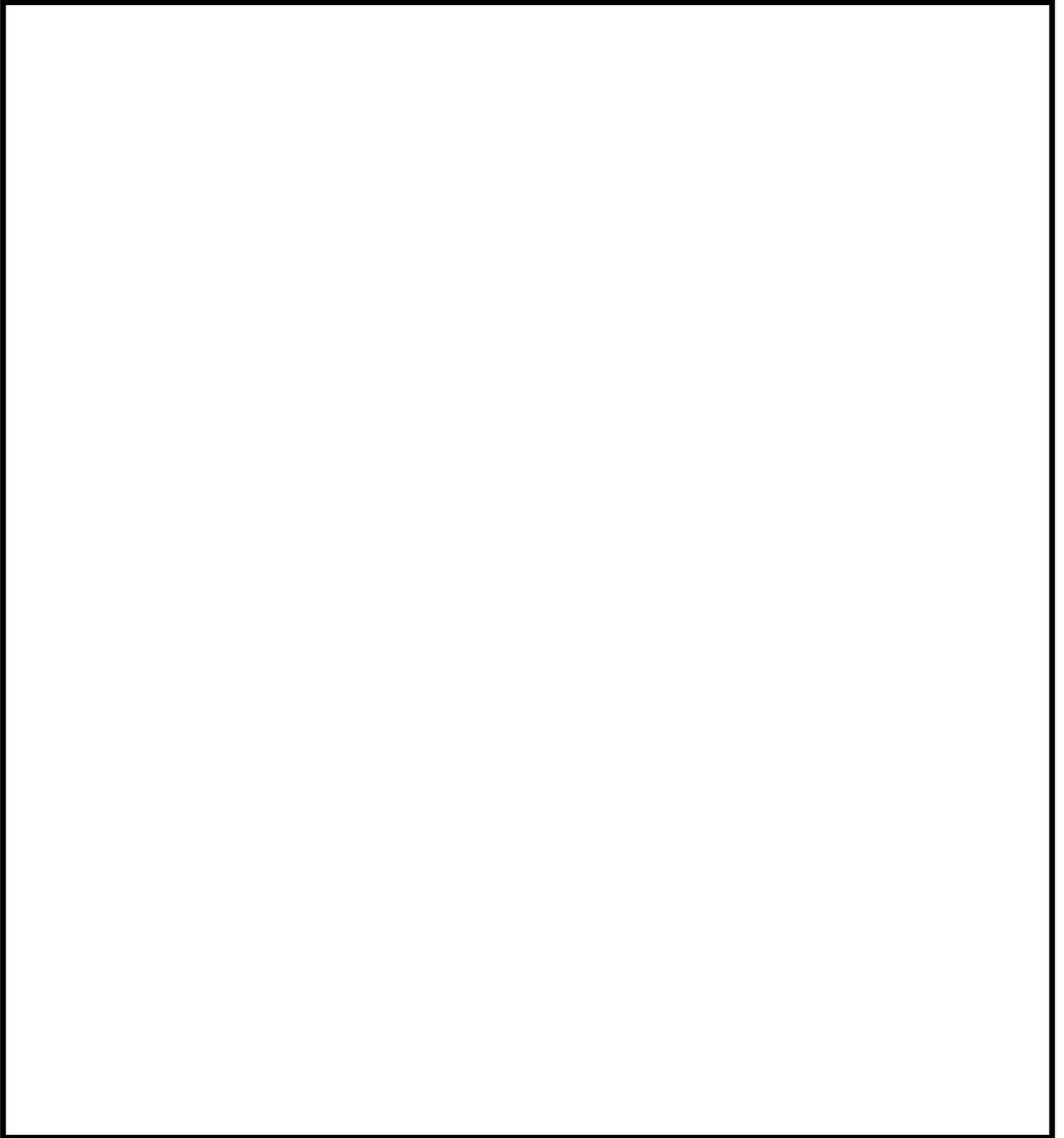
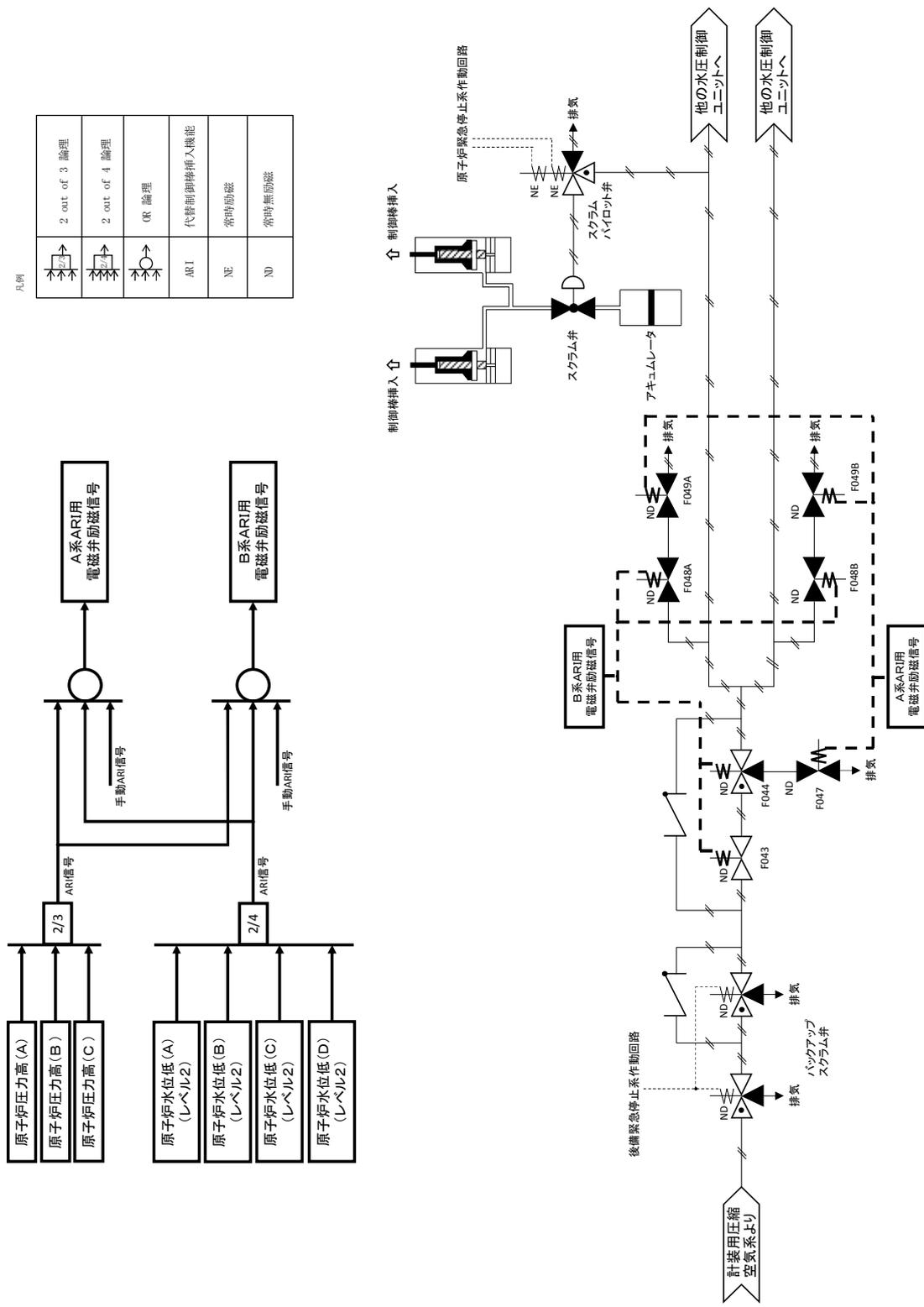


図 15 ATWS 緩和設備の配置図  
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

44-4  
系統図



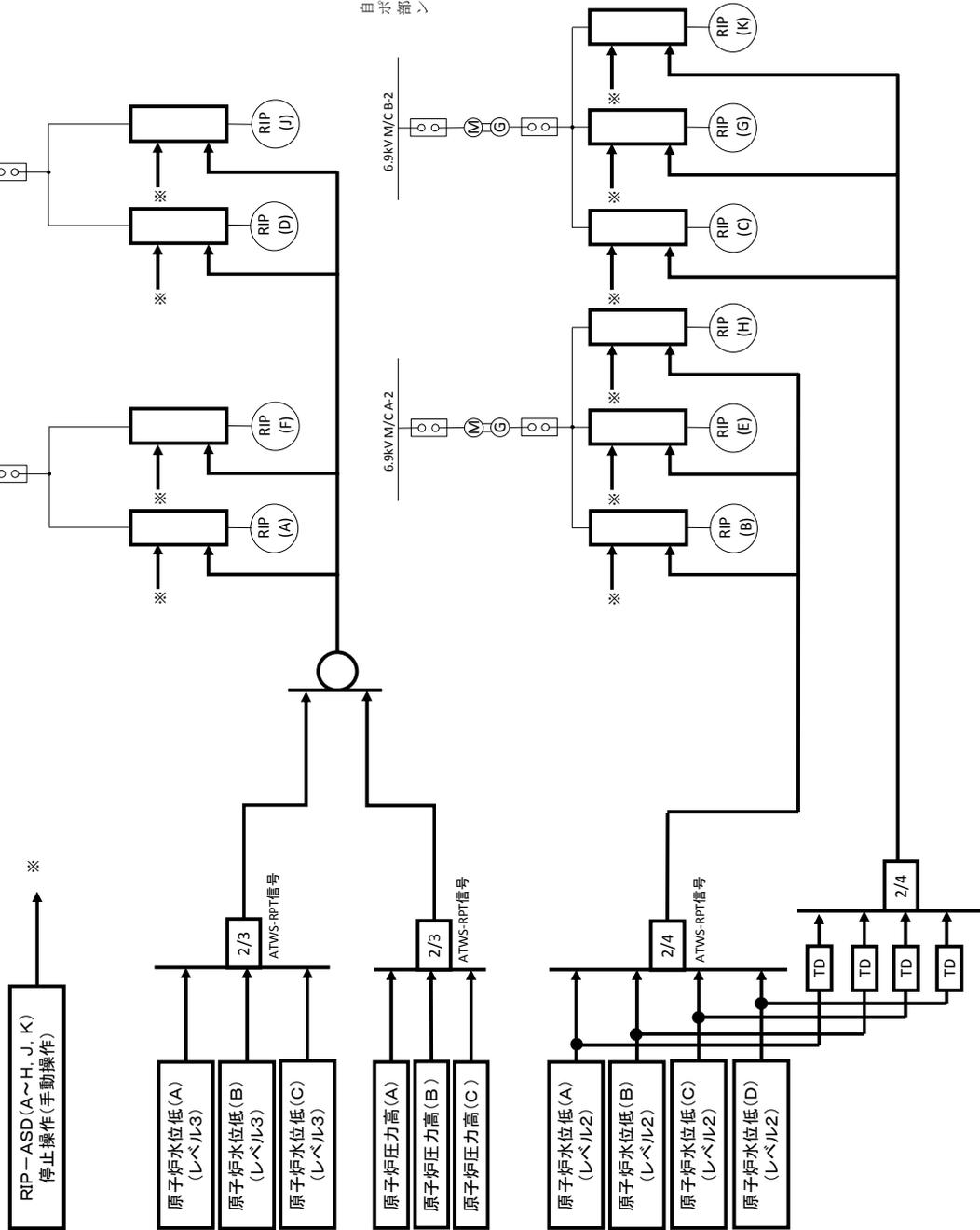
凡例

	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
	代替制御棒挿入機能
	常時励磁
	常時無励磁

図 1 代替制御棒挿入機能の概念図

凡例

RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
	遮断器
	原子炉冷却材再循環ポンプ MGセット
	原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置
	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
TD	タイマー (6秒)



自動又は手動の信号にて、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の内、停止に必要な部位を動作させることで原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる。

図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の概念図

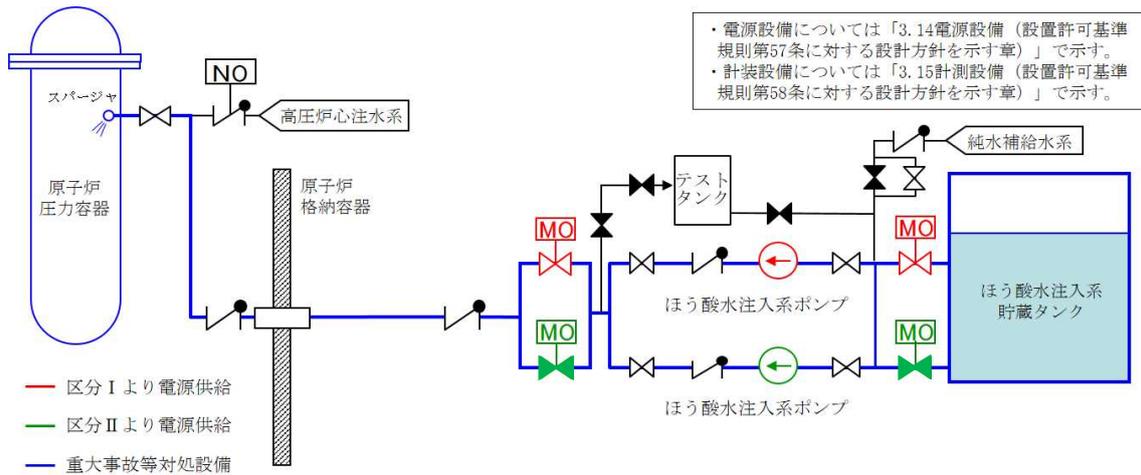


図3 ほう酸水注入系 系統概要図（6号炉）

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	ほう酸水注入弁 (B)		

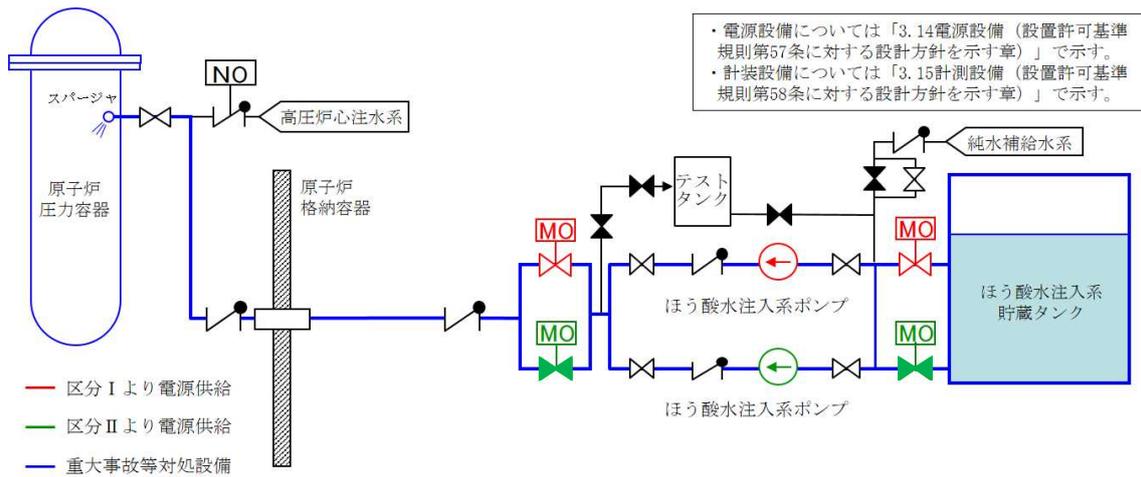


図4 ほう酸水注入系 系統概要図（7号炉）

表2 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ(A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLCポンプ吸込弁(A)		
3	C41-MO-F006A	SLCほう酸水注入弁(A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ(B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLCポンプ吸込弁(B)		
6	C41-MO-F006B	SLCほう酸水注入弁(B)		

44-5  
試験及び検査

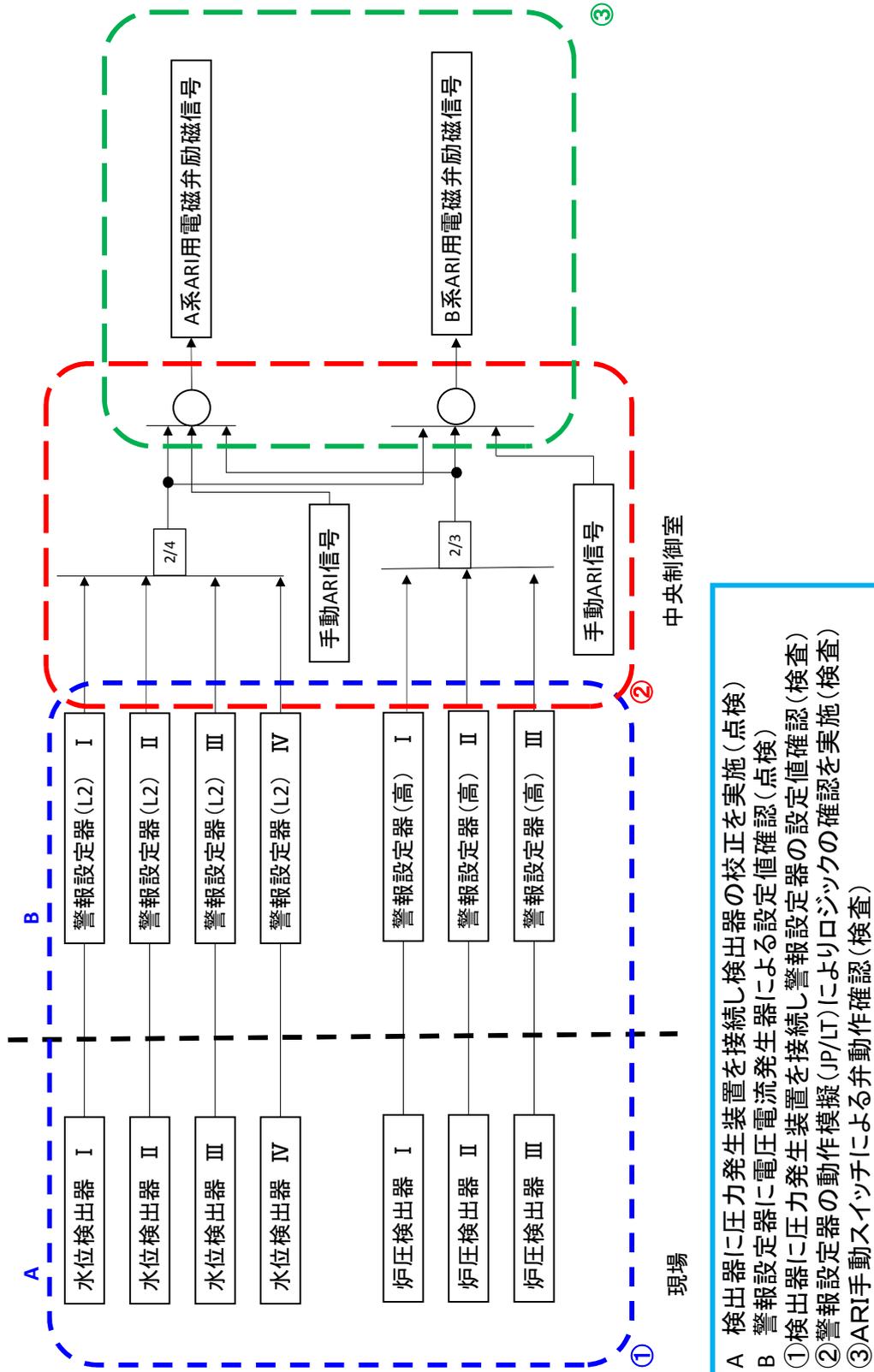


図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験・検査

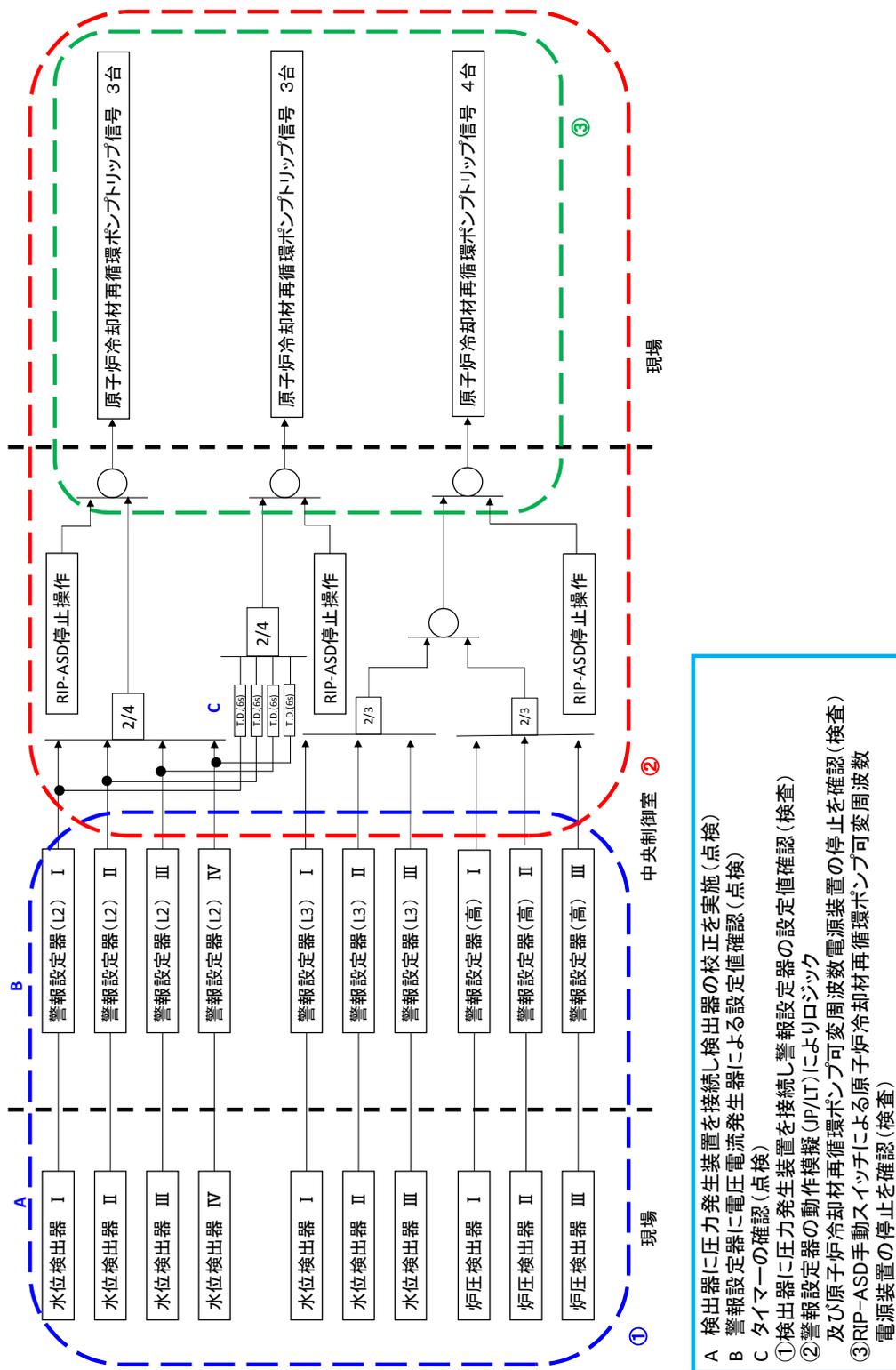


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

## ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について

### 1. 概要

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

このうち、ATWS緩和設備については、制御棒挿入機能や原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

### 2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

#### 第十二条第4項の要求

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

表1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。
8-1	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性がある。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	ATWS緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。 また、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8-3	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

### 3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討

ATWS緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失した時に期待される設備である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査毎として評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度\*は、  
と十分に低いことを確認しており、定期検査毎の試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

\*44-9 参考資料1参照

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

表 2 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	—	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
機能・性能試験			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M	—	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による	—	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1 C 又は 1 3 M	—	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1 C	—	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機 205台 (全数)	2	分解点検	1 3 0 M	—	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本 (全数)	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中

表 3 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台 (全数)	1	分解点検	130 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	フィルタ (パージ水用) 103基	2	開放点検	13 M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基 (全数)	1	分解点検	130 M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	65 M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 (A) (B) 2系列	1	機能・性能試験	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (B)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ポンプ (B) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1 C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1 C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ (SRNM) 検出器 10個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ (LPRM) 検出器 208個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個 (炉心流量分)	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個 (上記以外)	1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ (SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ (APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置 (MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (プロセス計装)	定検停止中

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：制御棒駆動機構分解検査（ABWR）  
要領書番号：K6-10-35-B-R-1

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査  
要領書番号 : K6-10-33-A-燃

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）  
要領書番号：K6-10-115-C-R1

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査  
要領書番号 : K6-10-37-B-運

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第6号機  
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査  
要領書番号 : K6-8-116-3C-R

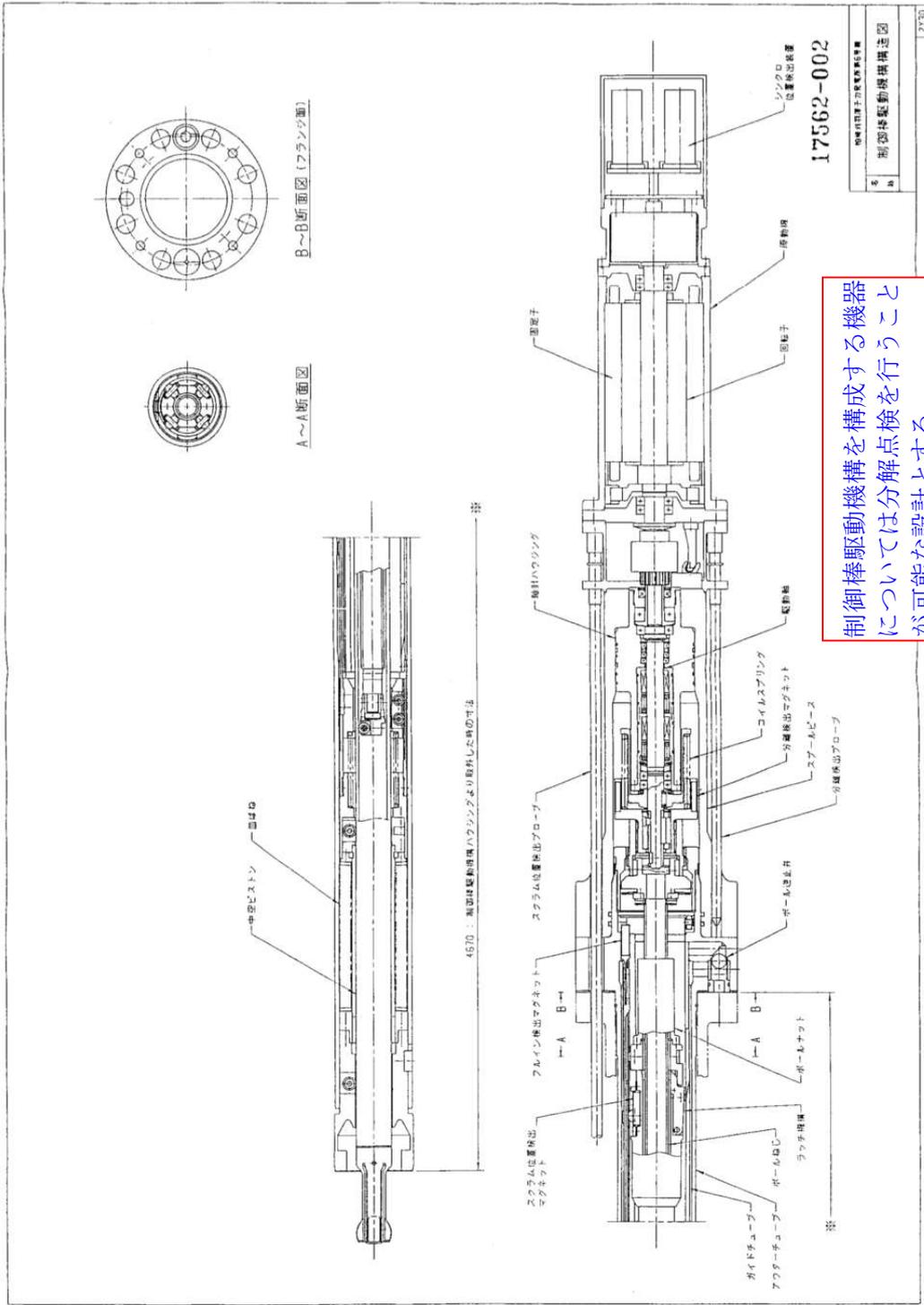
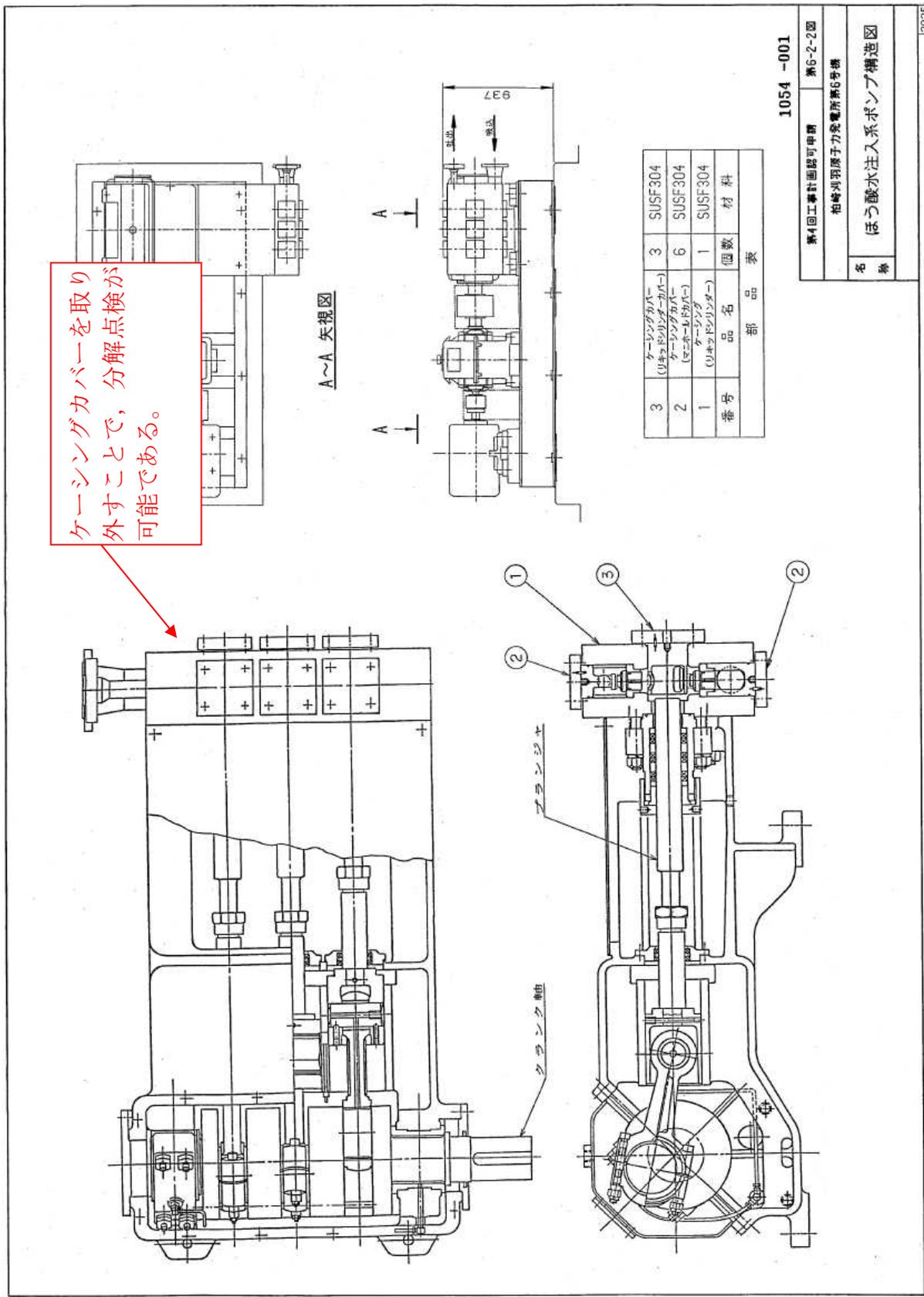


図3 制御棒駆動機構 構造図



1054 -001

第4回工事計画認可申請 第6-2-2図  
 相崎刈羽原子力発電所第6号機

ほう酸水注入系ポンプ構造図

2225

図4 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

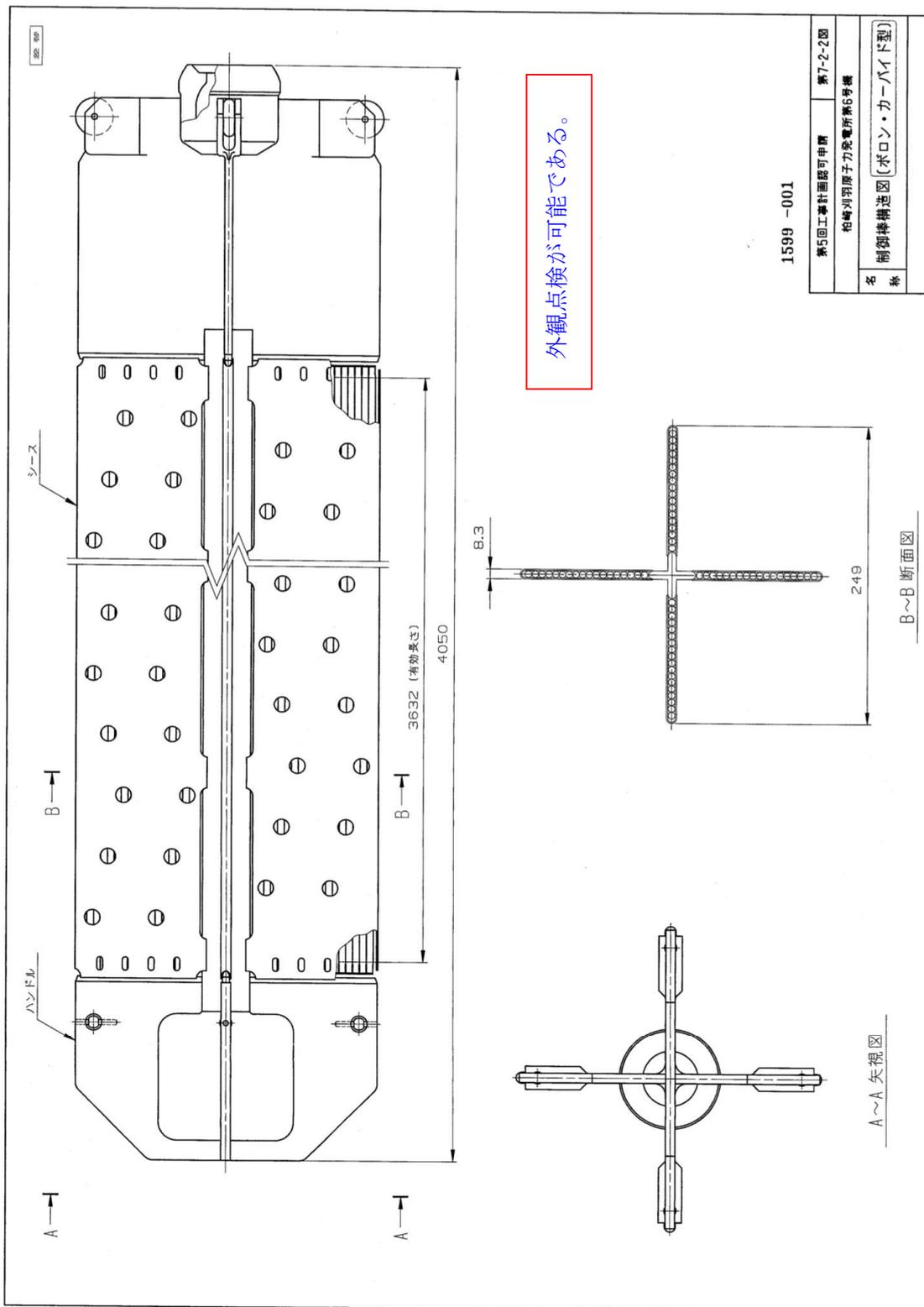
表 4 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔(C)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中
	復水脱塩塔(D)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中
	復水脱塩塔(E)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中
	復水脱塩塔(F)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M		定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M		定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M		定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M		定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ(A)	3	分解点検	5 2 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
			簡易点検(潤滑油交換)	1 3 M		定検停止中
	復水移送ポンプ(B)	3	分解点検	5 2 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
			簡易点検(潤滑油交換)	1 3 M		定検停止中
	復水移送ポンプ(C)	3	分解点検	5 2 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
			簡易点検(潤滑油交換)	1 3 M		定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7 8 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7 8 M		定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
		機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M		定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検 ※	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による		定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1 C 又は 1 3 M		定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1 C		定検停止中

※外観点検については、「照射量による」以外の条件においても、必要に応じて実施する。  
本点検計画については、7号機も同様の内容である。

表5 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査 の項目	保全方式 または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ(A) 電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B) 電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁 分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	フィルタ(パージ水用) 103基	2	開放点検	13M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中
	充填水ラインキユレータ	3	分解点検	65M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A) 電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B) 電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM) 検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM) 検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

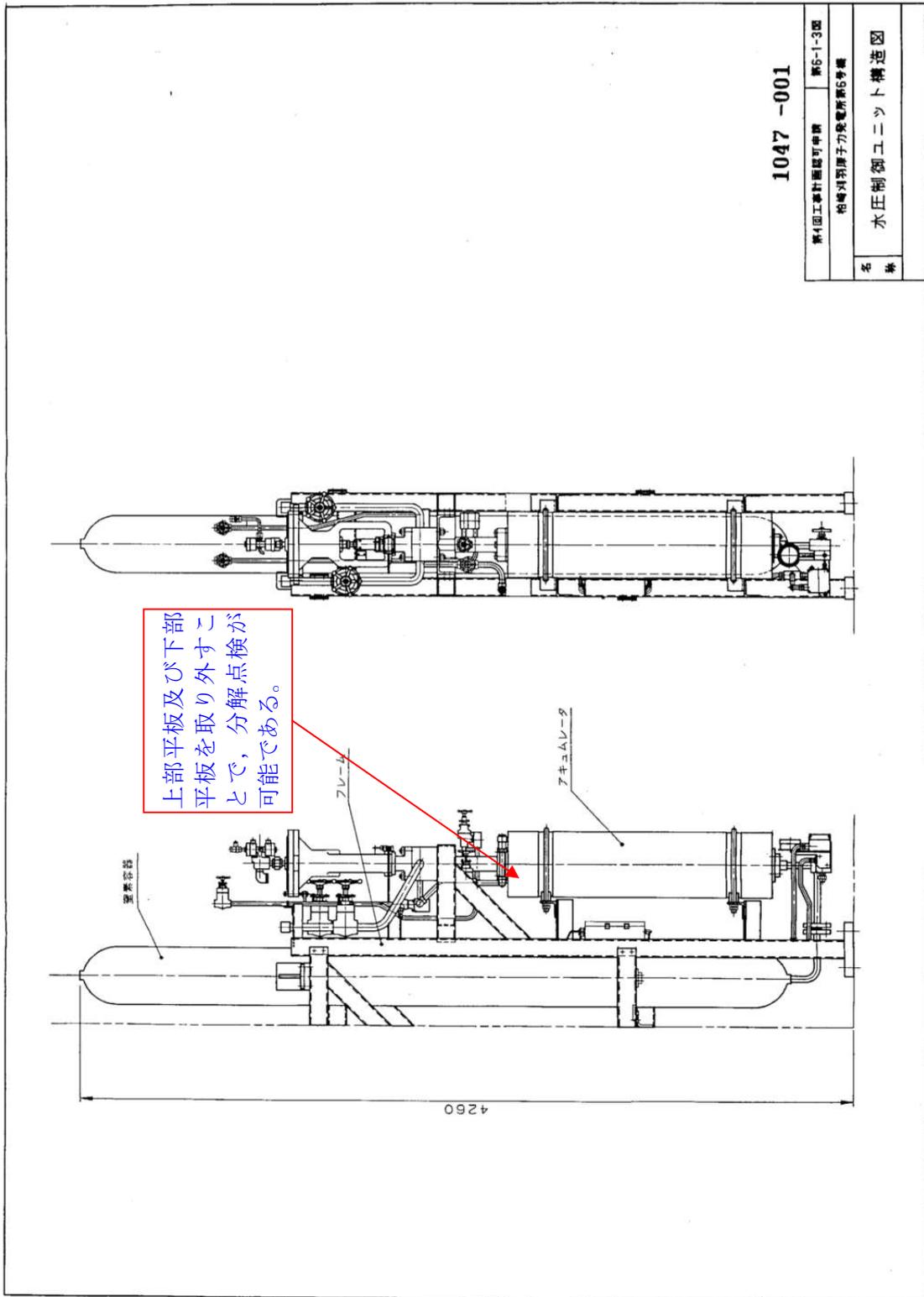


1599 -001

第5回工事計画認可申請	第7-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第6号機	
名 称 制御棒構造図〔ボロン・カーバイド型〕	

5113

図5 制御棒 構造図



上部平板及び下部  
平板を取り外すこ  
とで、分解点検が  
可能である。

図6 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

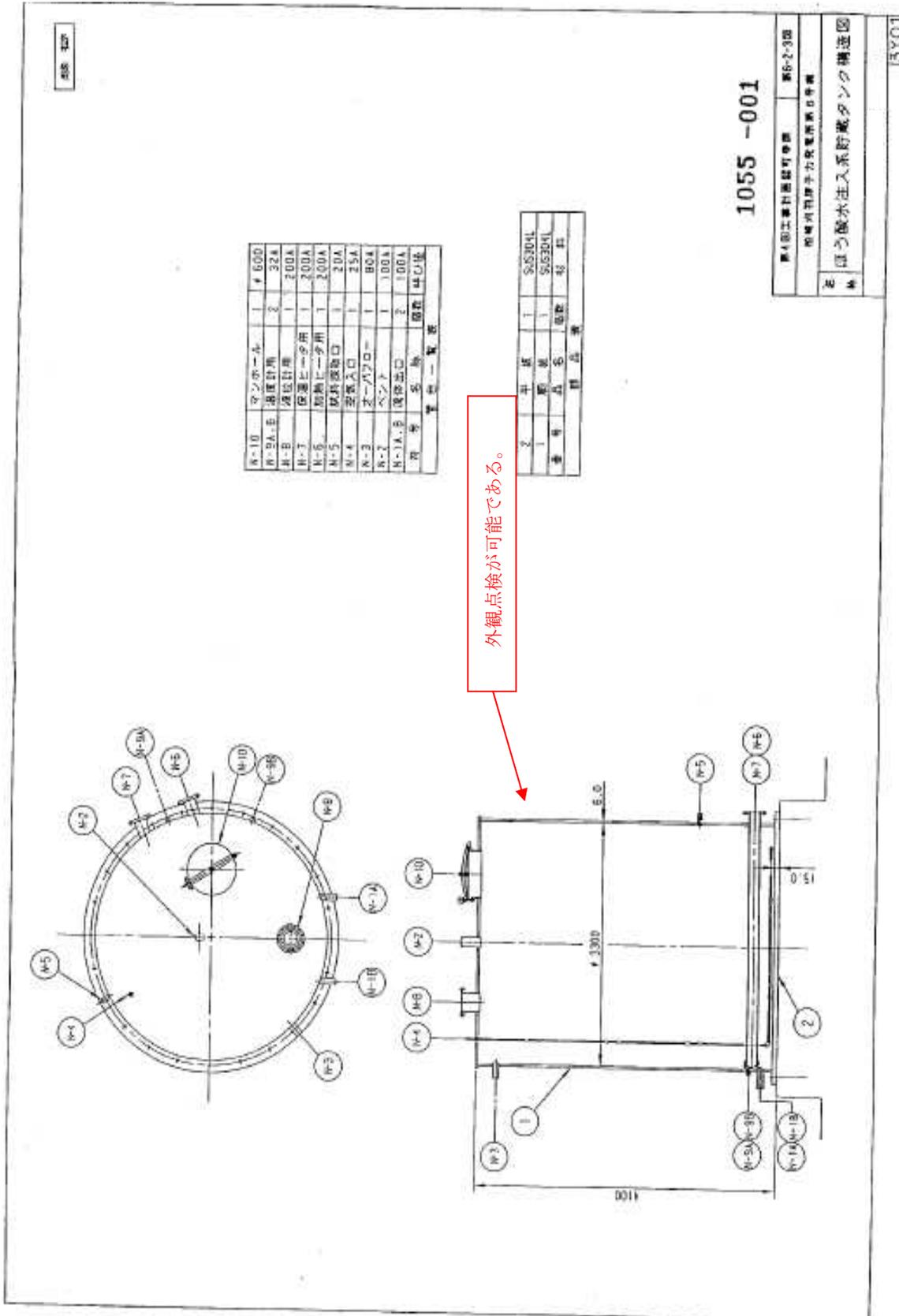


図7 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

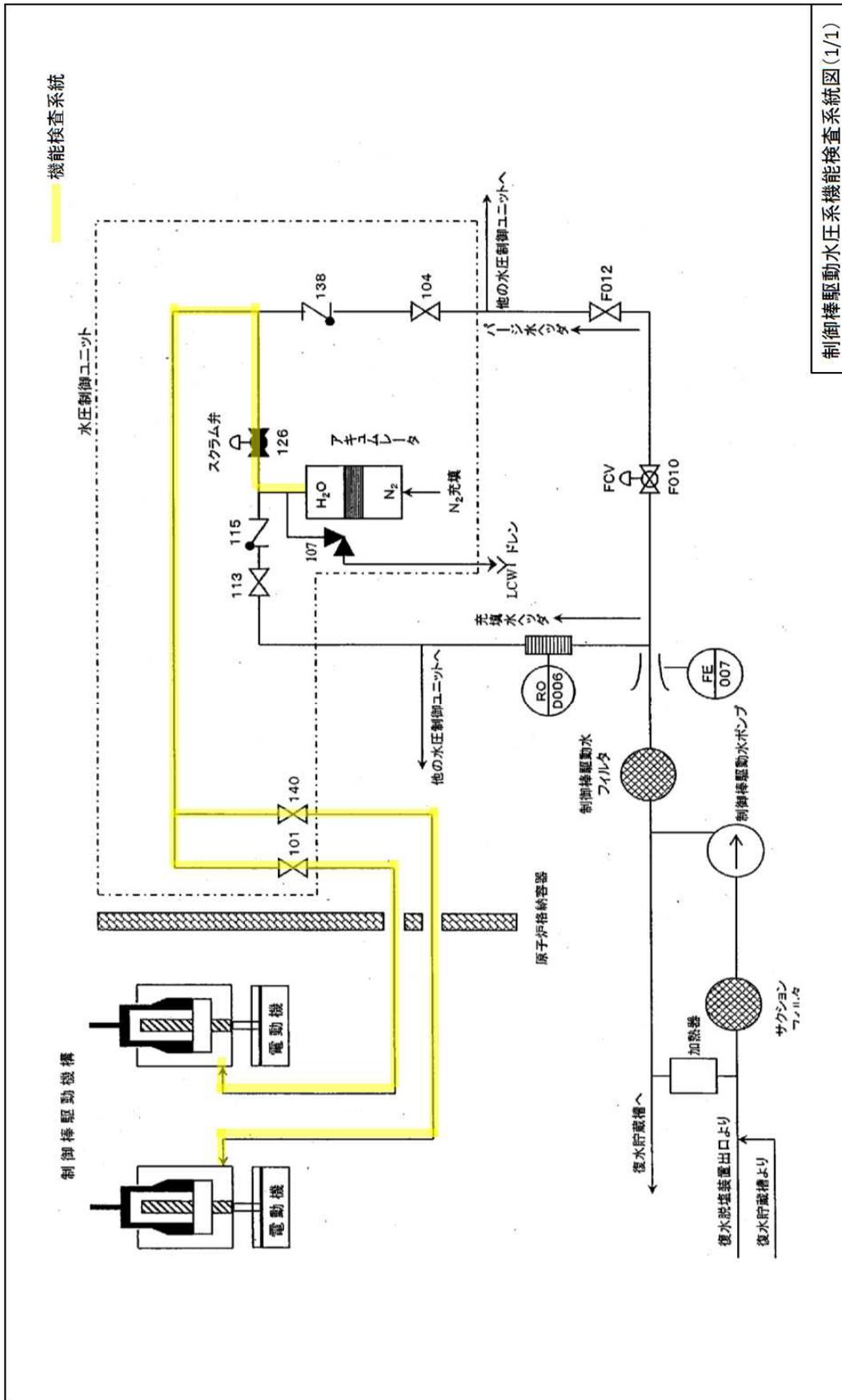
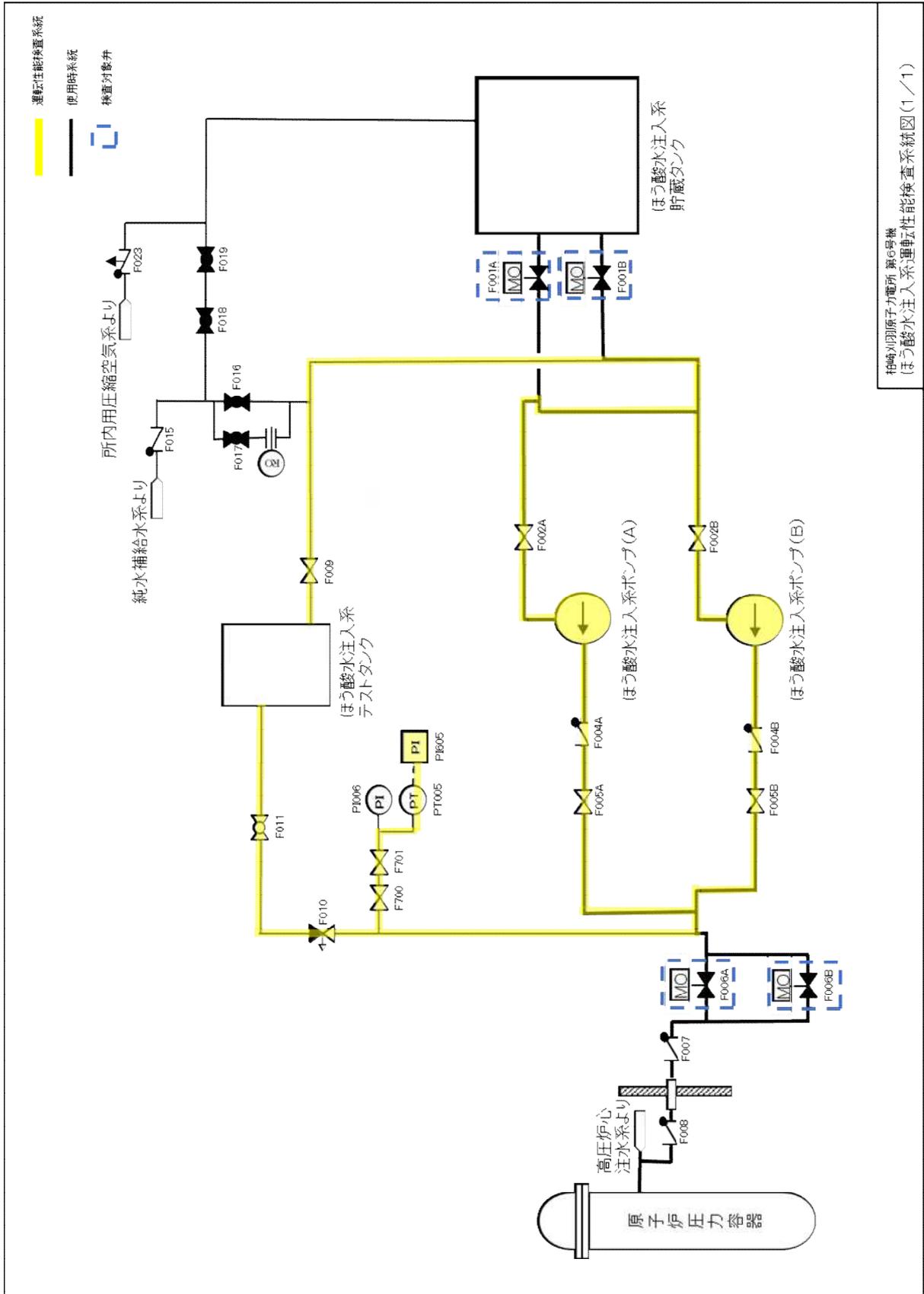


図 8 制御棒駆動系機能検査系統図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号機  
 ほう酸水注入系運転性能検査系統図(1/1)

図9 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

表 6 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式 または頻度	検査名	備考 ( ) 内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器 (C)	3	開放点検	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
				B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
				1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
				B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
				1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
B				電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水移送ポンプ (C) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M	-	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検 (ボロンカーバイト型)	照射量 による	-	定検停止中
			外観点検 (ハフニウムフラット チューブ型)	1 C	-	定検停止中
			取替	照射量 による	-	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	B, C, 1	特性試験	1 C 又は 1 3 M	-	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	A	機能・性能試験	1 C	-	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABPR)	定検停止中
			分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M	制御棒駆動機構分解検査 (ABPR)	定検停止中	

表7 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術	
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	-	定検停止中	
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その3)	定検停止中	
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中	
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その1)	定検停止中	
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中	
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	-	定検停止中	
	充填水ラインキユムレータ	3	備えい試験	65M	-	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
		ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
				簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中
ほう酸水注入系ポンプ(B)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ヒーター 1式		3	簡易点検	1C	-	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中		
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：制御棒駆動機構分解検査（ABWR）  
要領書番号：K7-10-35-B-R

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査  
要領書番号 : K7-10-33-A-燃

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）  
要領書番号：K7-10-115-C-R1

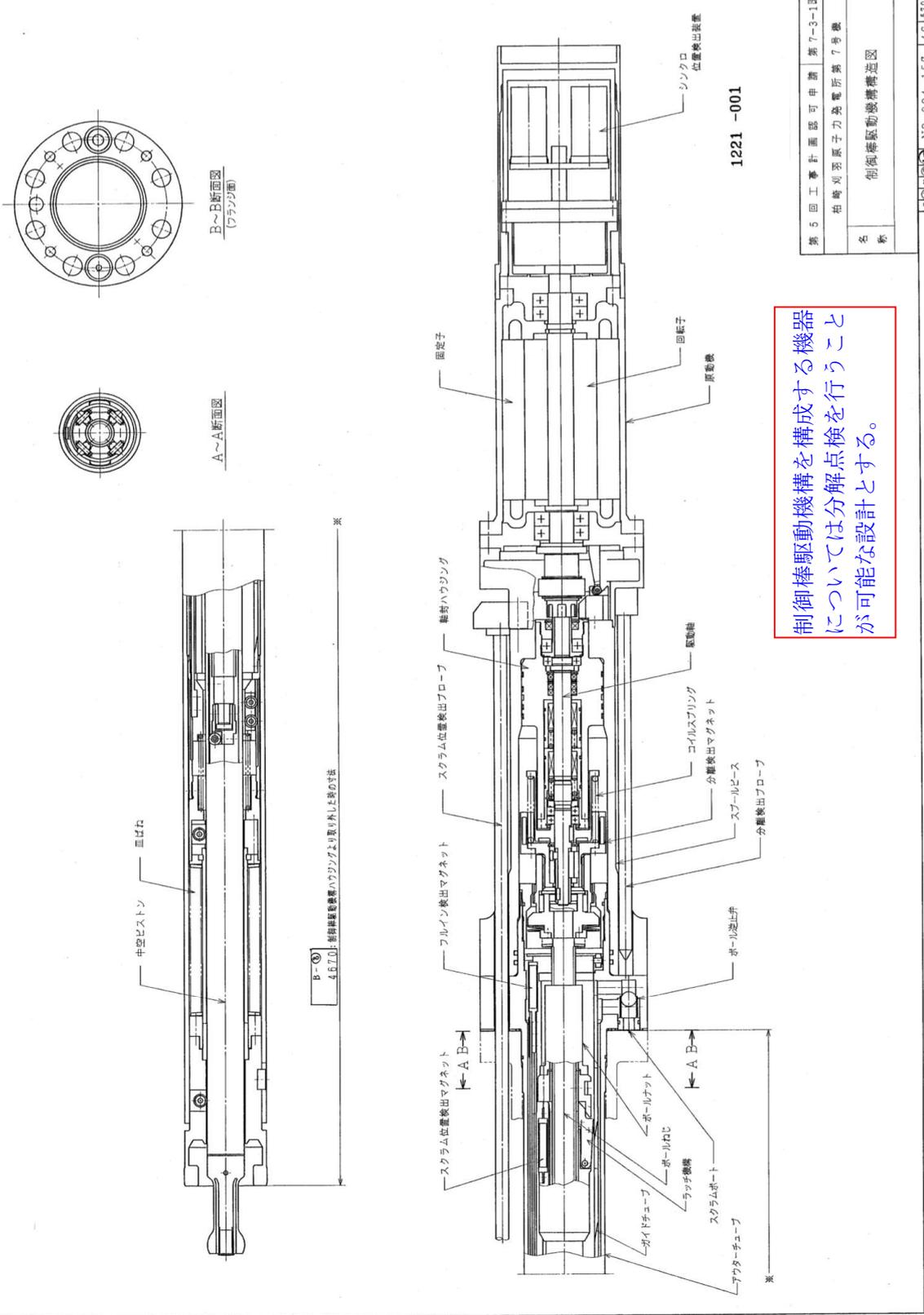
東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備  
検 査 名：ほう酸水注入系機能検査  
要領書番号：K7-10-37-B-運

東京電力株式会社  
柏崎刈羽原子力発電所第7号機  
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備  
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査  
要領書番号 : K7-8-116-3C-R

1221-000-2N

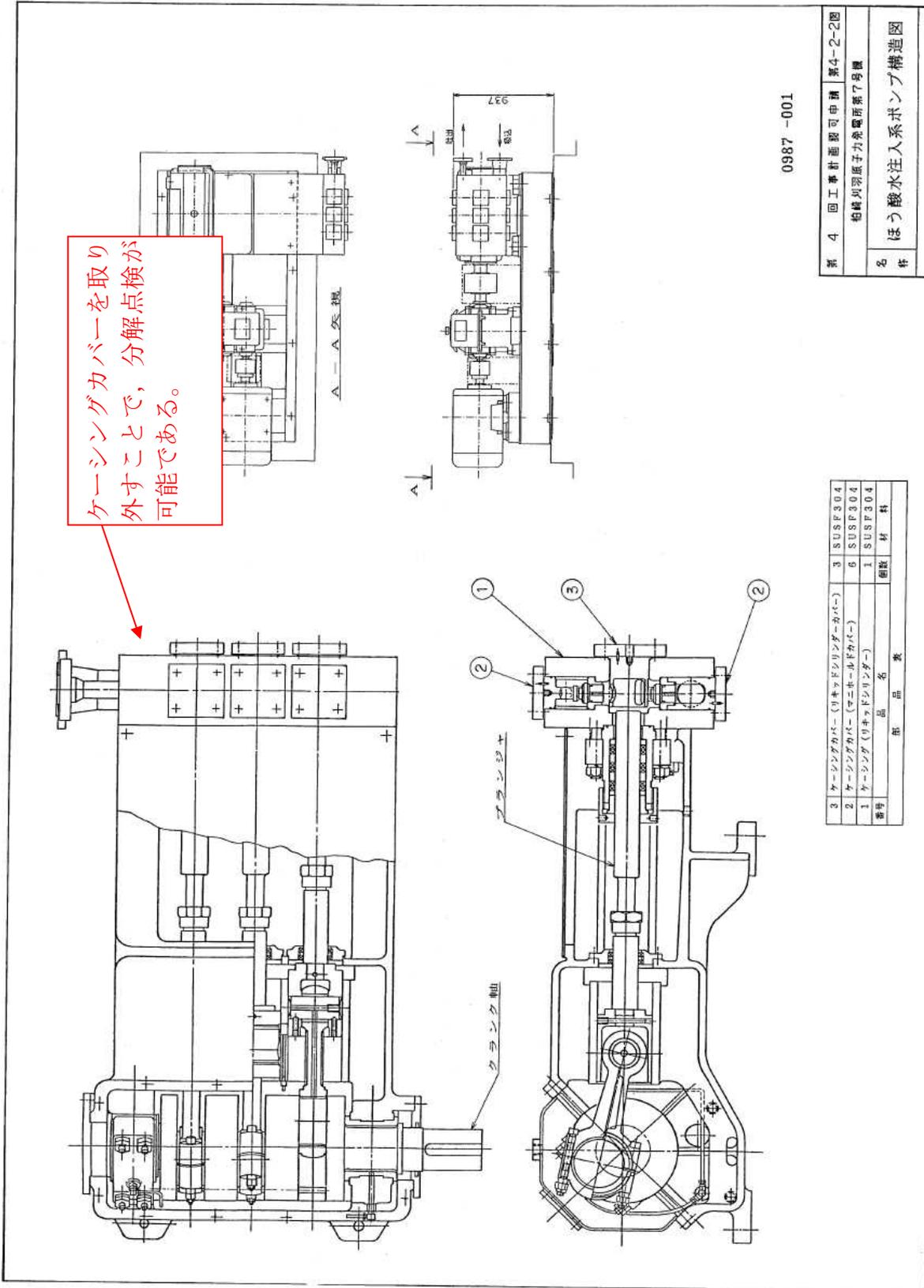


1221 -001

制御棒駆動機構を構成する機器  
 については分解点検を行うこと  
 が可能な設計とする。

第5回工事計画認可申請 第7-3-1図
田崎川羽原子力発電所第7号機
名称
制御棒駆動機構構造図
8 3 H 3 N2-004-157 46 1508

図 10 制御棒駆動機構 構造図



0987-001

第 4 回 工事 審 計 通 認 可 申 請 第 4-2-2 図
柏崎刈羽原子力発電所 第 7 号機
名 称
ほう酸水注入系ポンプ構造図

番 号	部 品 名	数	材 料
3	ケーシングカバー (リキッドシリンドラ-カバー)	3	SUSF304
2	ケーシングカバー (マニホールドカバー)	6	SUSF304
1	ケーシング (リキッドシリンドラ-)	1	SUSF304

図 11 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表 8 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ( )内は適用する設備診断技術	
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	—	定検停止中	
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その3)	定検停止中	
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中	
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その1)	定検停止中	
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	—	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	フィルタ(バージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	—	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中	
	充填水フィンキユムレータ	3	漏えい試験	65M	—	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	—	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	—	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中		
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	

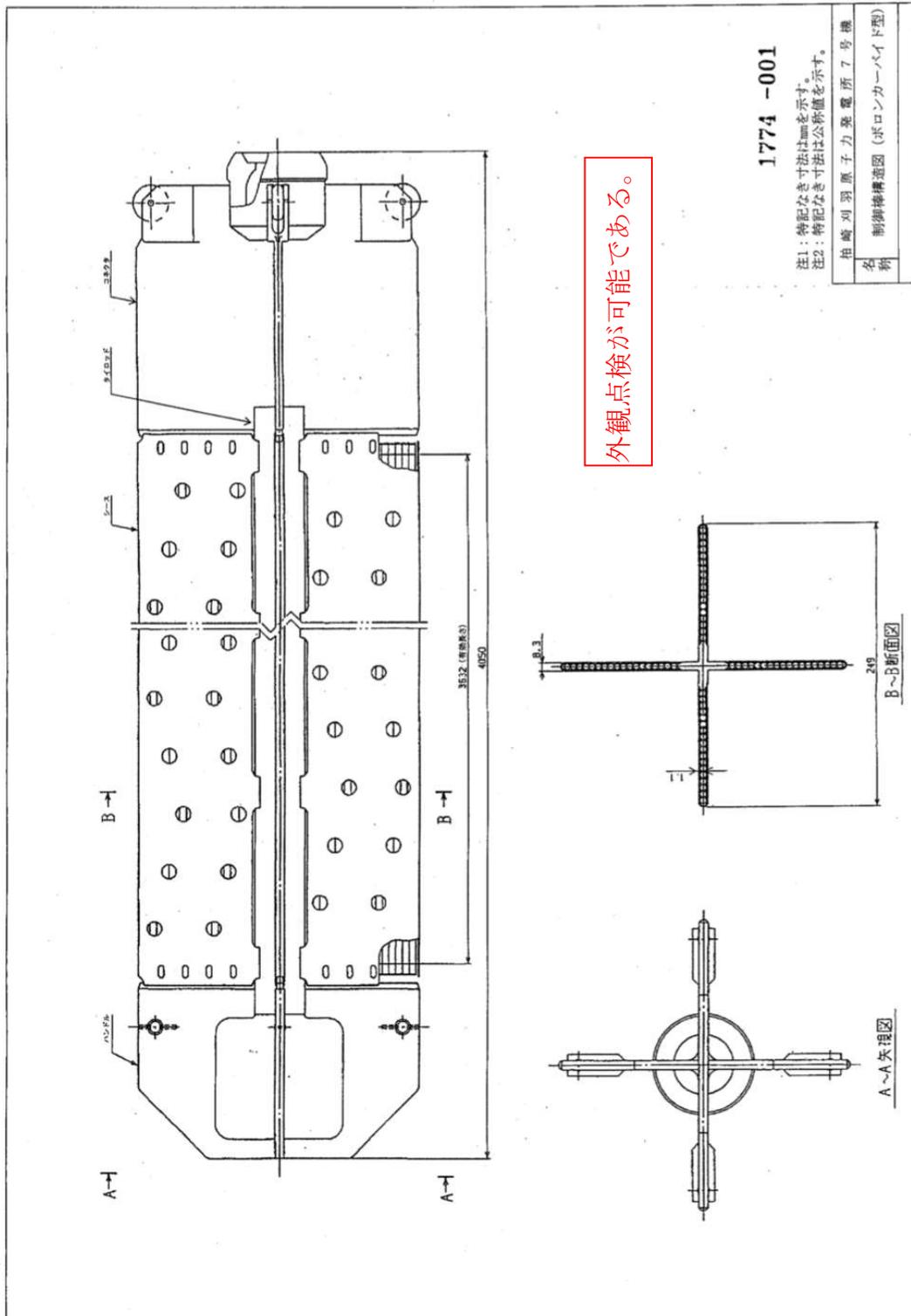


図 12 制御棒 構造図



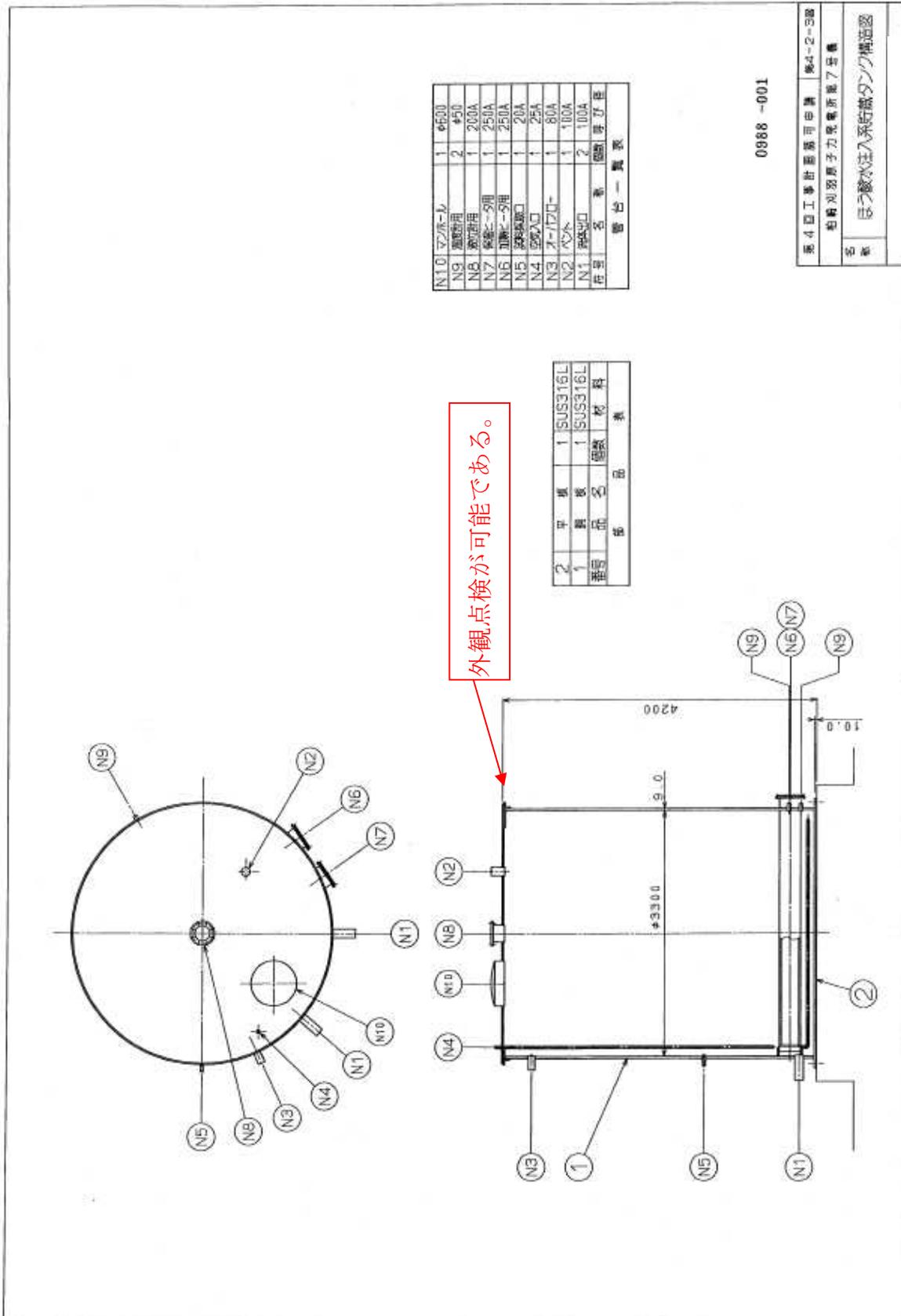


図 14 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

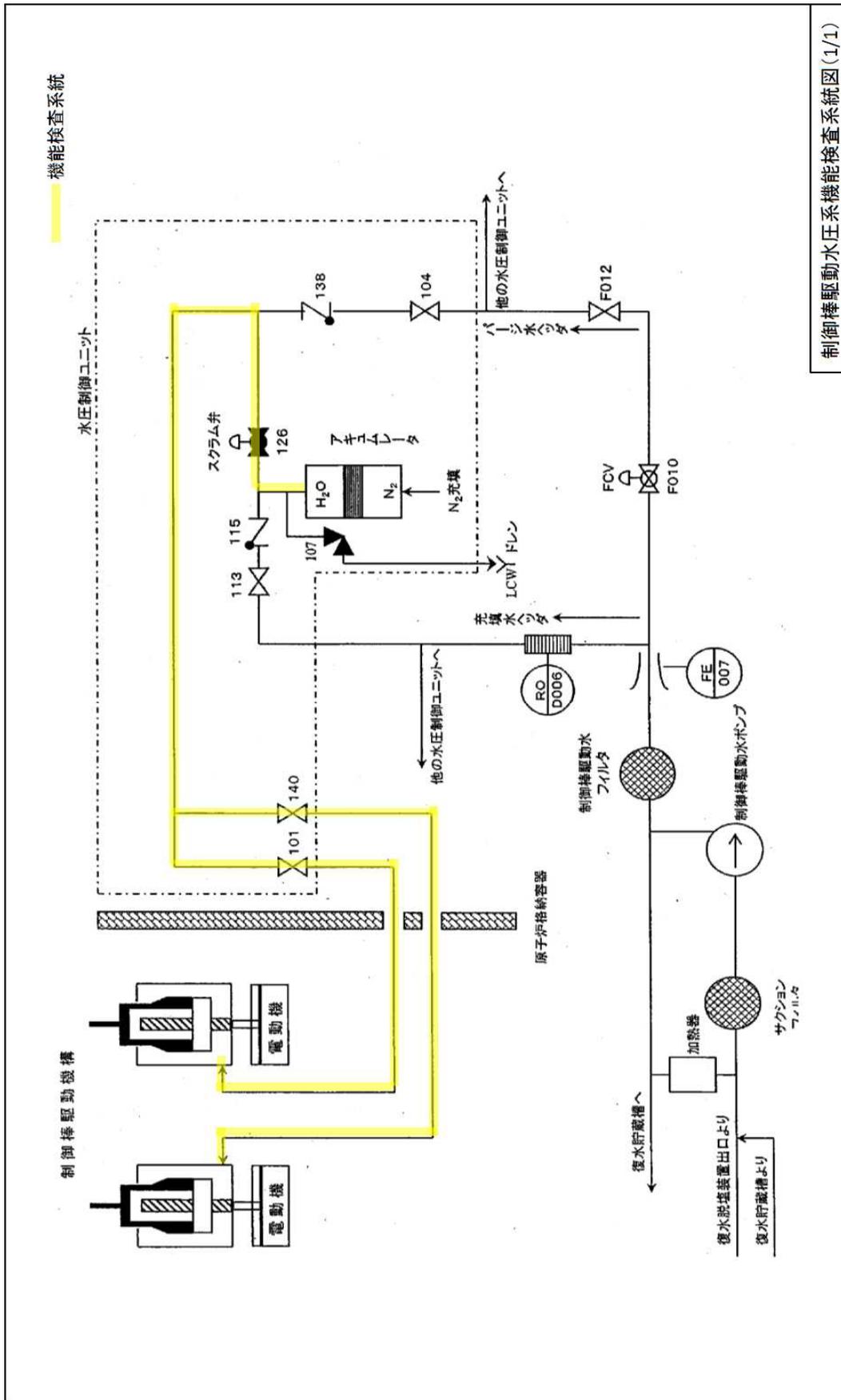
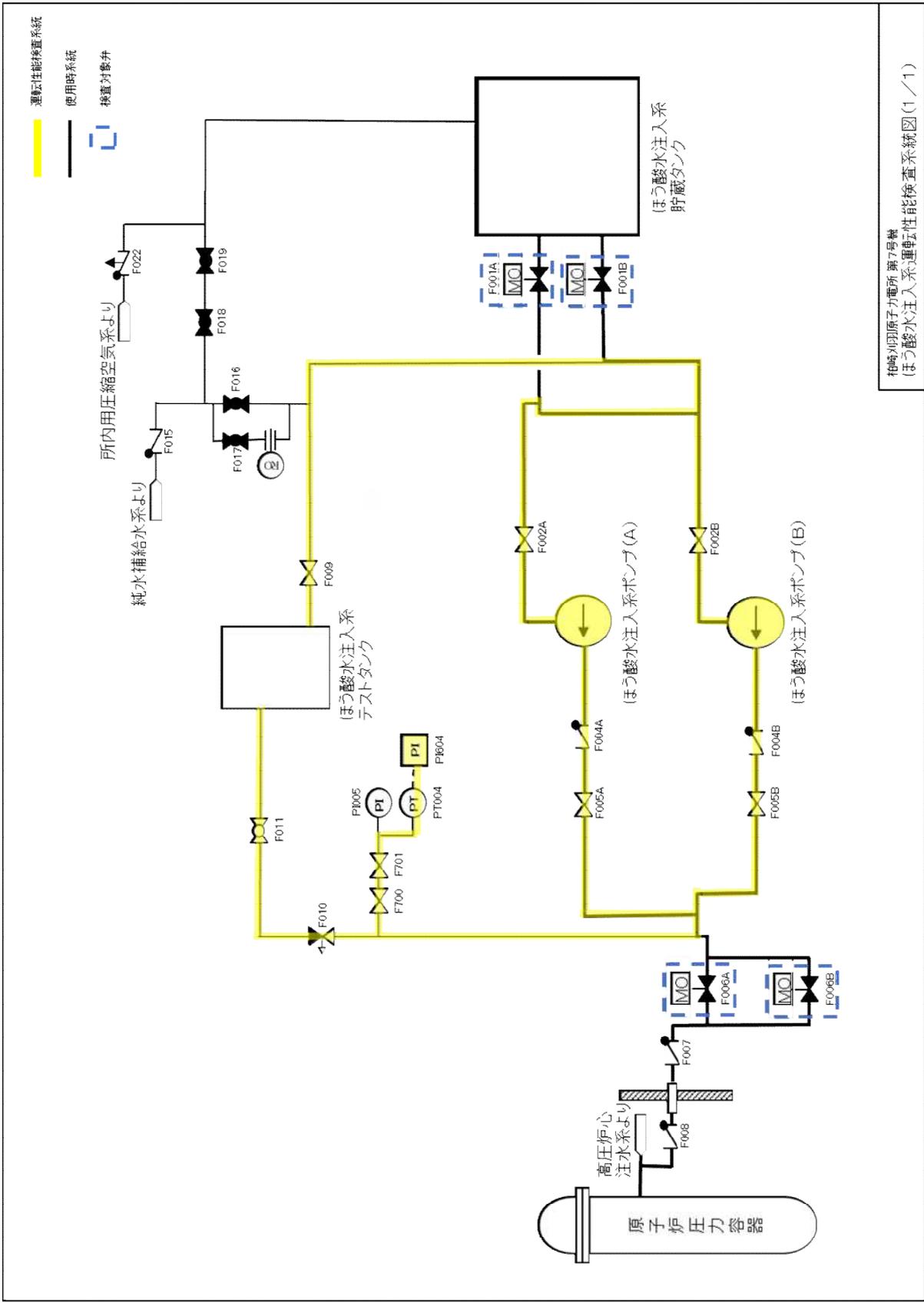


図 15 制御棒駆動系機能検査系統図



和崎川原子力研究所 第7号機  
 ほう酸水注入系運転性能検査系統図(1/1)

図 16 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

44-6  
容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

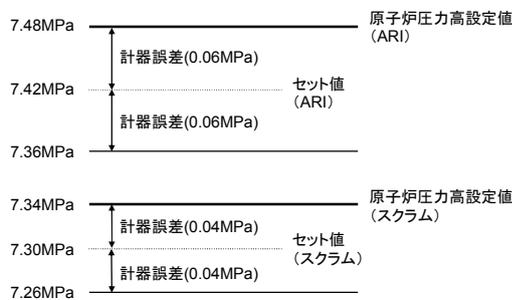
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



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

【7号炉】

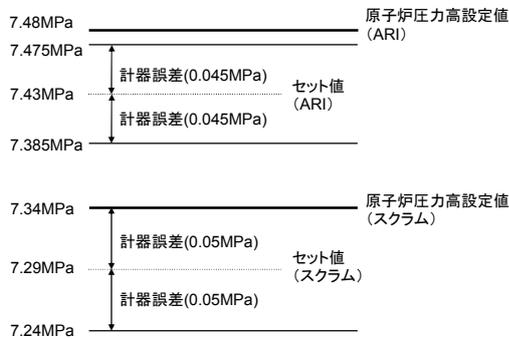


図 1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

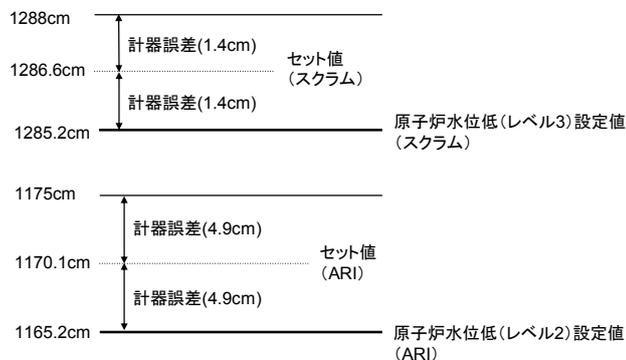
注記\*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合，代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



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

【7号炉】

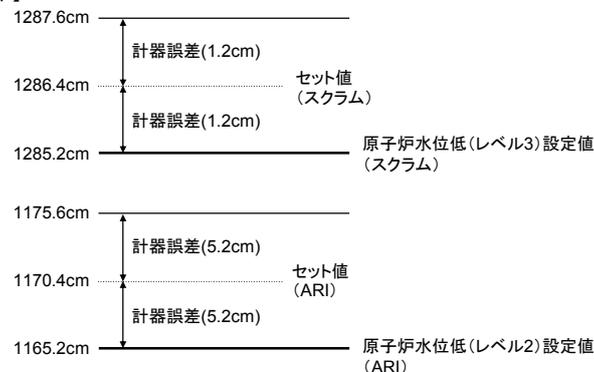


図 2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

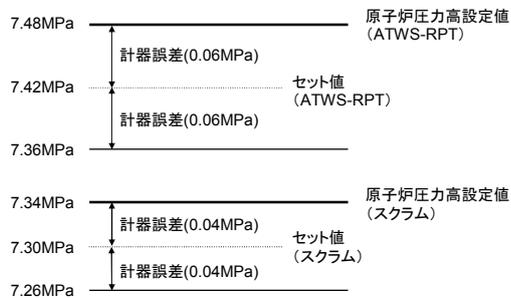
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し，原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサブレーションプールへの負荷を考慮し，逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

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

<参考>

【6号炉】



ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能  
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値  
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

【7号炉】

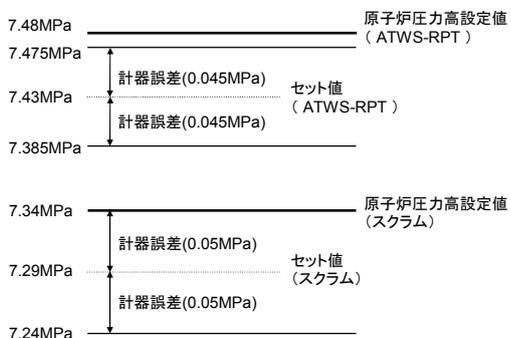


図3 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 3)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 3）を設定値とする。

注記\*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能  
 セット値 : 実機の計装設備にセットする値  
 計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

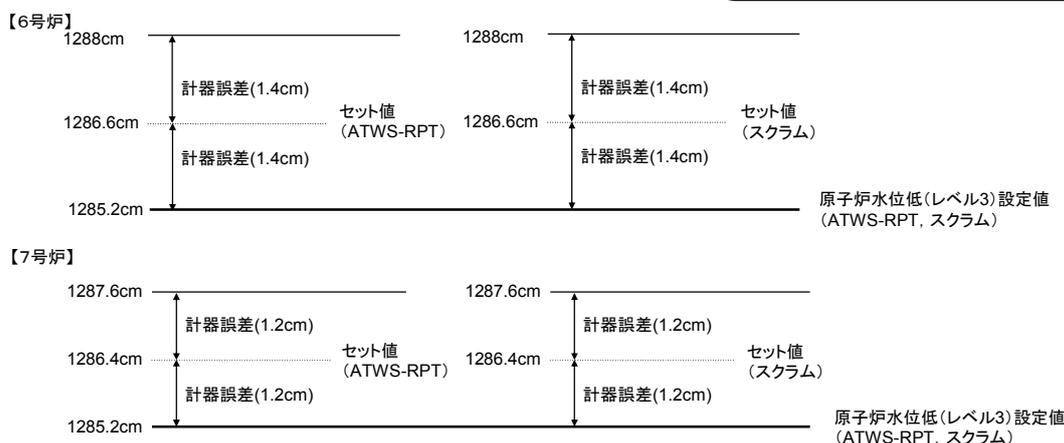


図 4 原子炉水位低（レベル 3）設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル 2)
保護目的 / 機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設定値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

注記\* : 原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップさせ，原子炉出力を低下させる。(原子炉水位低 (レベル 3) の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップし，原子炉水位低 (レベル 2) の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップする設計とする。)

<参考>

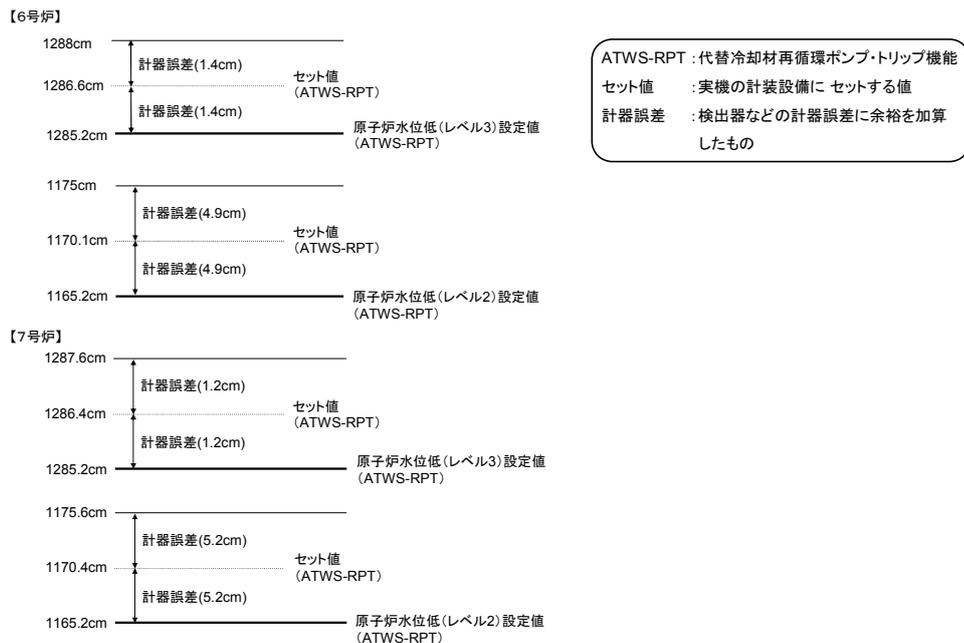


図 5 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容量	L/個	約 <input type="text"/> (注 1), (66(注 2)) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa	18.6MPa
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設 定 根 拠】

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

1. 容量

アキュムレータの水容量は、下記の必要要領を考慮して決定する。

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量
- (b) ラビリンスシール通過容量
- (c) N<sub>2</sub> ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量

- ・ FMCRD のスクラムストローク :  mm
- ・ FMCRD 中空ピストン断面積

$$\frac{\pi}{4} \times \text{}^2 = \text{} \text{ mm}^2$$

$$V_U = \text{} \text{ mm} \times \text{} \text{ mm}^2 \times 10^6 \div \text{} = \text{} \text{ L/FMCRD}$$

- (b) ラビリンスシール通過容量

ラビリンスシール通過容量は、試験結果等に基づき  $\sim \text{} \text{ L/FMCRD}$  で評価する。

- (c) N<sub>2</sub> ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

N<sub>2</sub> ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は、窒素容器容積 (  L ) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (  L ) を考慮すると下記となる。

$$V_g = (\text{} + \text{$$

$$\Delta V = 219.0 - (\text{} + \text{$$

以上より、環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても、前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量設定する。アキュムレータ水の必要容量を纏めると下記となる。

・ピストン移動量	<input type="text"/>	L×2
・ラビリンスシール通過量	<input type="text"/>	L×2
・N <sub>2</sub> ガス膨張		14.0L
合計	<input type="text"/>	L (≒ <input type="text"/> L)

これに余裕をとり、アキュムレータ公称容量は 66L とする。

## 2. 最高使用圧力

アキュムレータに駆動水を供給する、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力に合わせ 18.6MPa とする。

## 3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側（復水給水系及び復水補給水系）の最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

・ほう酸水注入系ポンプ

名 称	ほう酸水注入系ポンプ (6号及び7号炉)	
容量	m <sup>3</sup> /h/個	約10 (注1), (約11 (注2))
全揚程	m	6号炉: 約840, 7号炉: 約838 (注1), (約860 (注2))
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37MPa / 吐出側 10.8MPa
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	45
機器仕様に関する注記	注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す	

【設定根拠】

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉1基あたり2台 (予備1台) 設置する。

1. 容量

ほう酸水注入系ポンプの容量は、タンク有効容量  m<sup>3</sup> (全容量 31.7m<sup>3</sup>) を設計上の許容注入時間 (設計ボロン濃度  ppm を設計ボロン注入速度  ppm/min<sup>\*</sup> で注入する時間) で注入可能な容量とする。

※最低反応度印加速度に相当する必要ボロン注入速度  ppm/min に余裕を加えて定めた設計値

ポンプ容量 (1台当り)

= タンク容量 (ℓ) / 注入時間 (min)

=  / (  /  )

≒ 174 ℓ / min = 10.44 m<sup>3</sup>/h

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、11.4m<sup>3</sup>/h/個とする。

## 2. 全揚程

ほう酸水注入系ポンプの全揚程は、注入先の圧力（原子炉圧力  MPa（逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類圧損を基に設定する。

### 【6号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 840m)

### 【7号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 838m)

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 860m とする。

## 3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、通常時吸込配管に補給水系から圧力が加わることを考慮し、補給水系の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

## 4. 最高使用温度

ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

### 5. 原動機出力

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

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

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

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

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8311(2002)「往復ポンプ—試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P<sub>u</sub> : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m<sup>3</sup>/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) =  (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

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

η<sub>m</sub> : ポンプ機械効率 (%) =

η<sub>g</sub> : 減速機効率 (%) =

η<sub>v</sub> : ポンプ容積効率 (%) =

$$P =$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 45kW/個とする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称	ほう酸水注入系貯蔵タンク (6号及び7号炉)	
容量	m <sup>3</sup> /h/個	約28 (注1), (約30 (注2))
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	°C	66
機器仕様に関する注記	注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは炉1基あたり1基設置する。

1. 容 量

ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下の通り。

原子炉停止時における通常水位までの水量は [ ] kg であり、

原子炉を冷温停止状態にするために必要な注入ボロン量は、

[ ] × [ ] ppm (設計ボロン濃度) = [ ] kg

必要五ほう酸ナトリウム量は、

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

であることから、

$$[ ] / [ ] = [ ] \text{ kg}$$

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

設計飽和温度 15°C の五ほう酸ナトリウム重量%は 13.4%、また、この重量%における 27°C での比重は 1.065 であり、これに対応するほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量は [ ] m<sup>3</sup> となり、タンク無効容量 [ ] m<sup>3</sup> を考慮し、タンク全容量は 31.7 m<sup>3</sup> とする。

2. 最高使用圧力

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

### 3. 最高使用温度

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの通常の温度制御範囲（°C）を上回るものとして、66°Cとする。

44-7  
その他設備

以下に、原子炉を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。

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

- (1) 手動スクラムボタン  
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (2) 原子炉モードスイッチ  
原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (3) スクラムテストスイッチ  
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (4) スクラムソレノイドヒューズ  
現場に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。

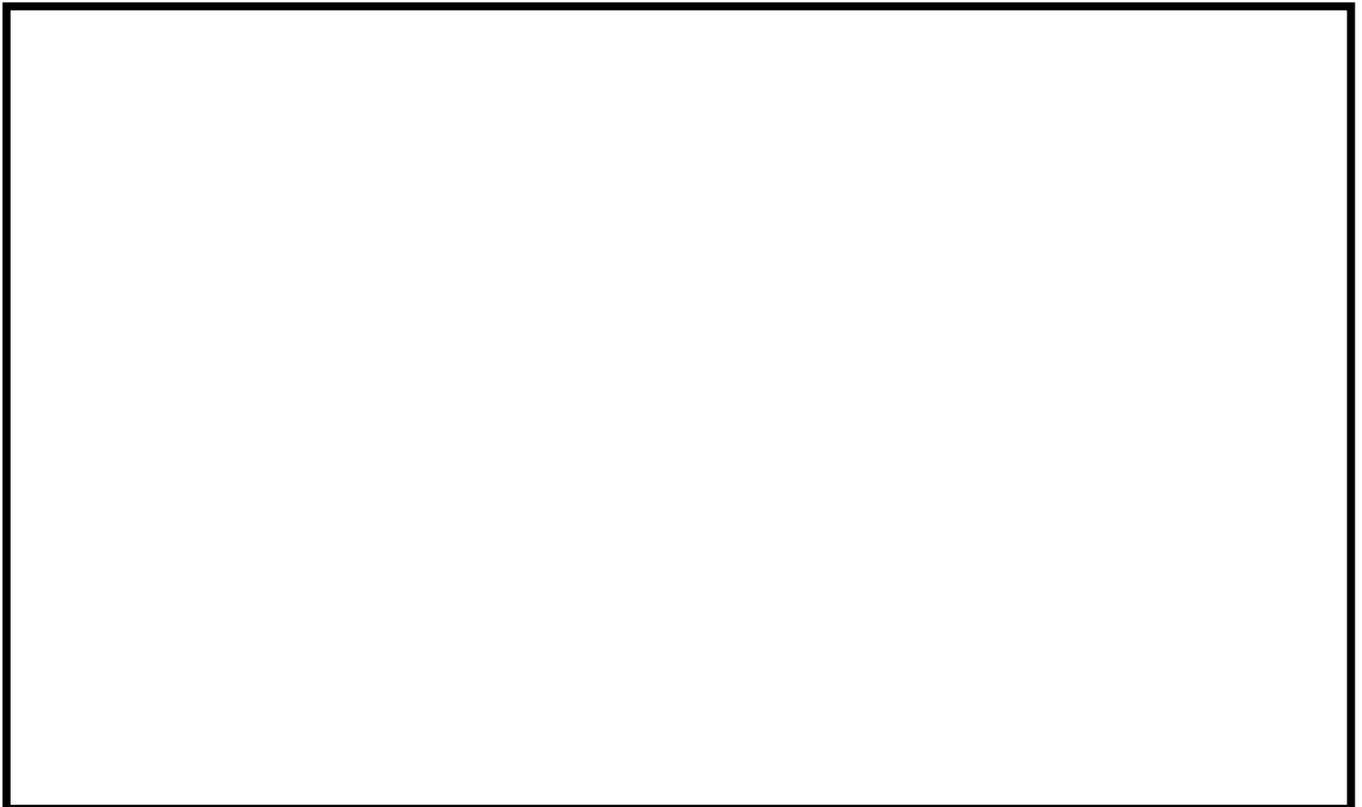


図1 配置図（自主対策設備）  
（6号炉 原子炉建屋地下2階）

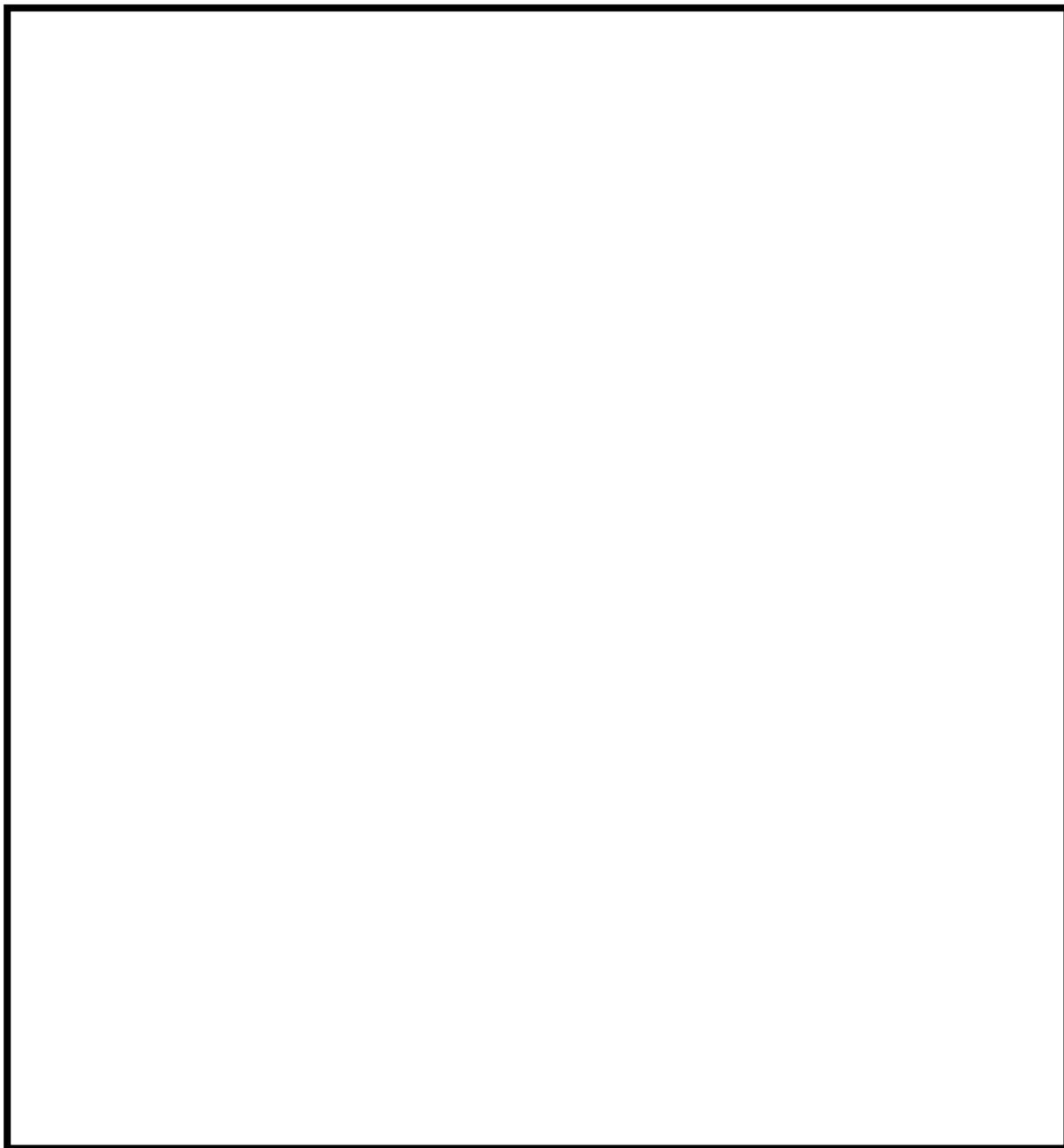


図 2 配置図（自主対策設備）  
（7号炉 原子炉建屋地下2階）

(5) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間，もしくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を自動若しくは手動にて電動駆動で挿入する手段として有効である。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，図4に示す。

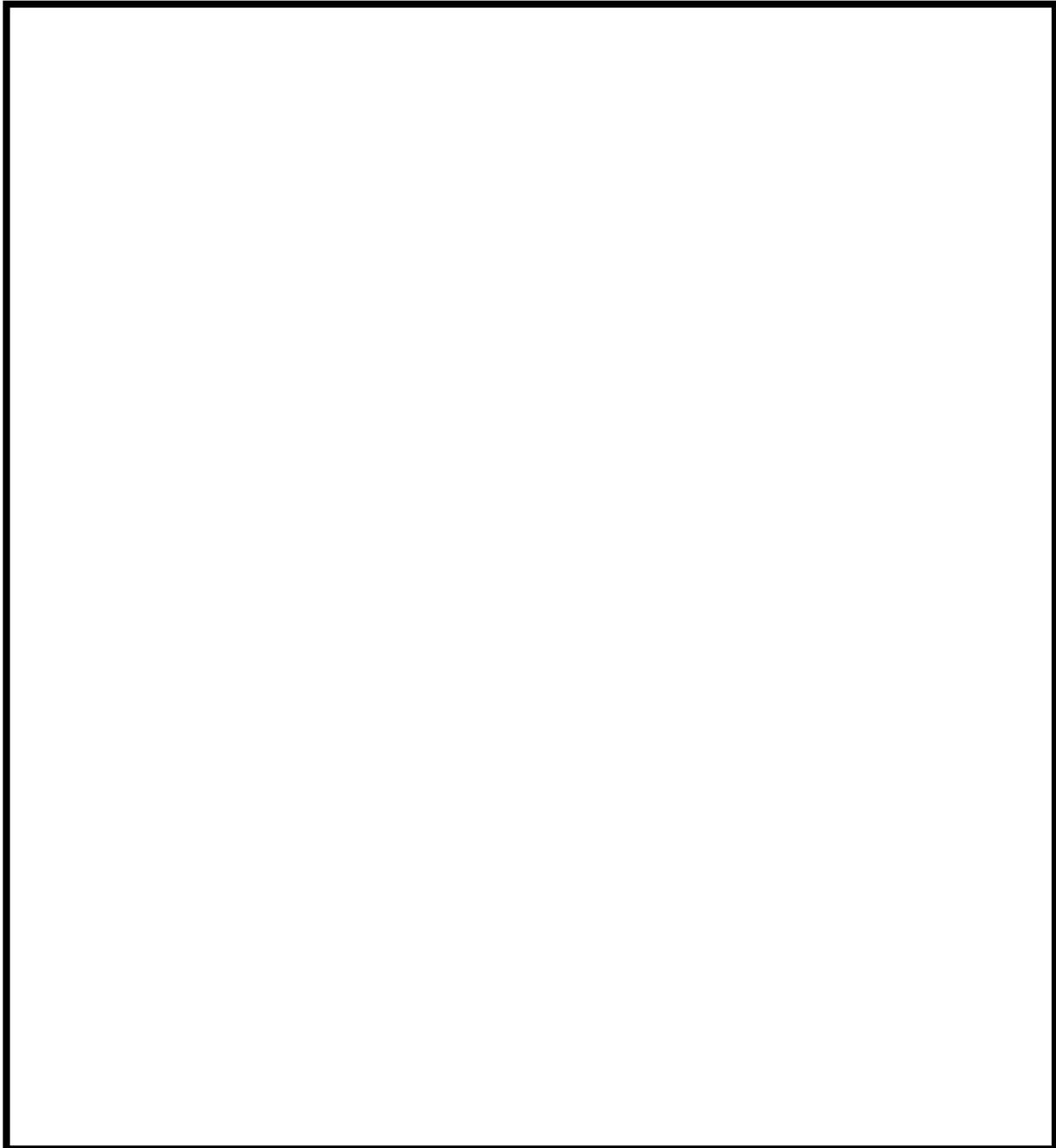


図3 制御棒駆動機構 概要図

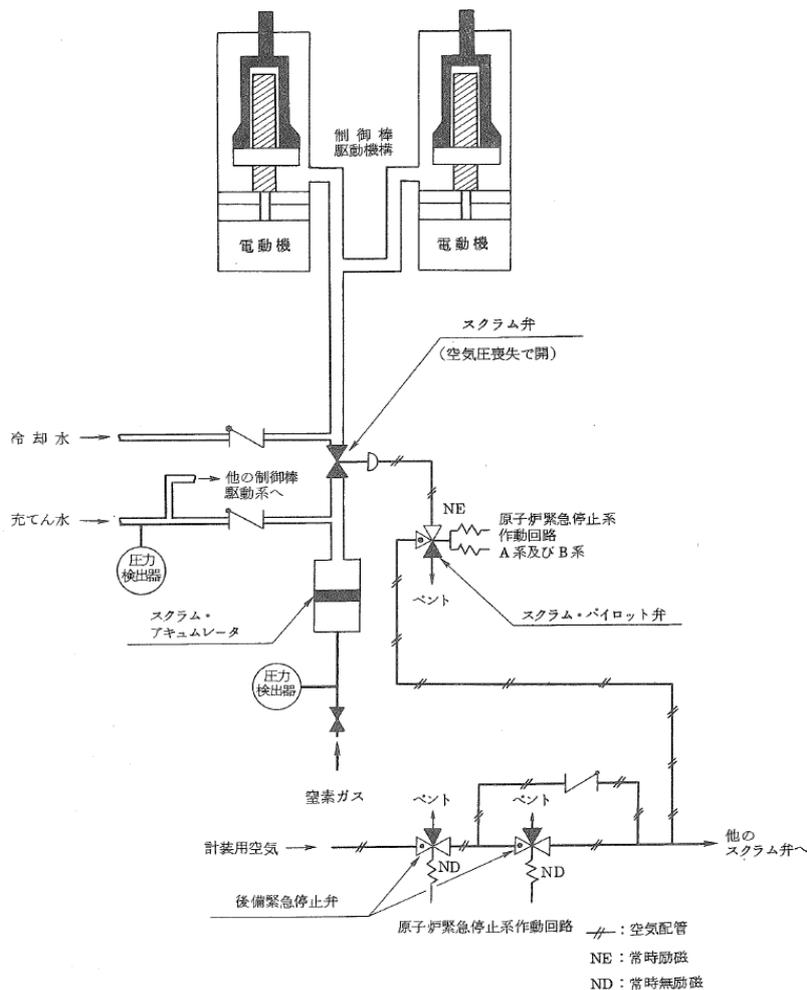


図4 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

- (6) 給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，  
 高圧炉心注水系

給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

電動駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，ポンプ出口側に設置している流量調節弁の開度を制御することにより行う。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

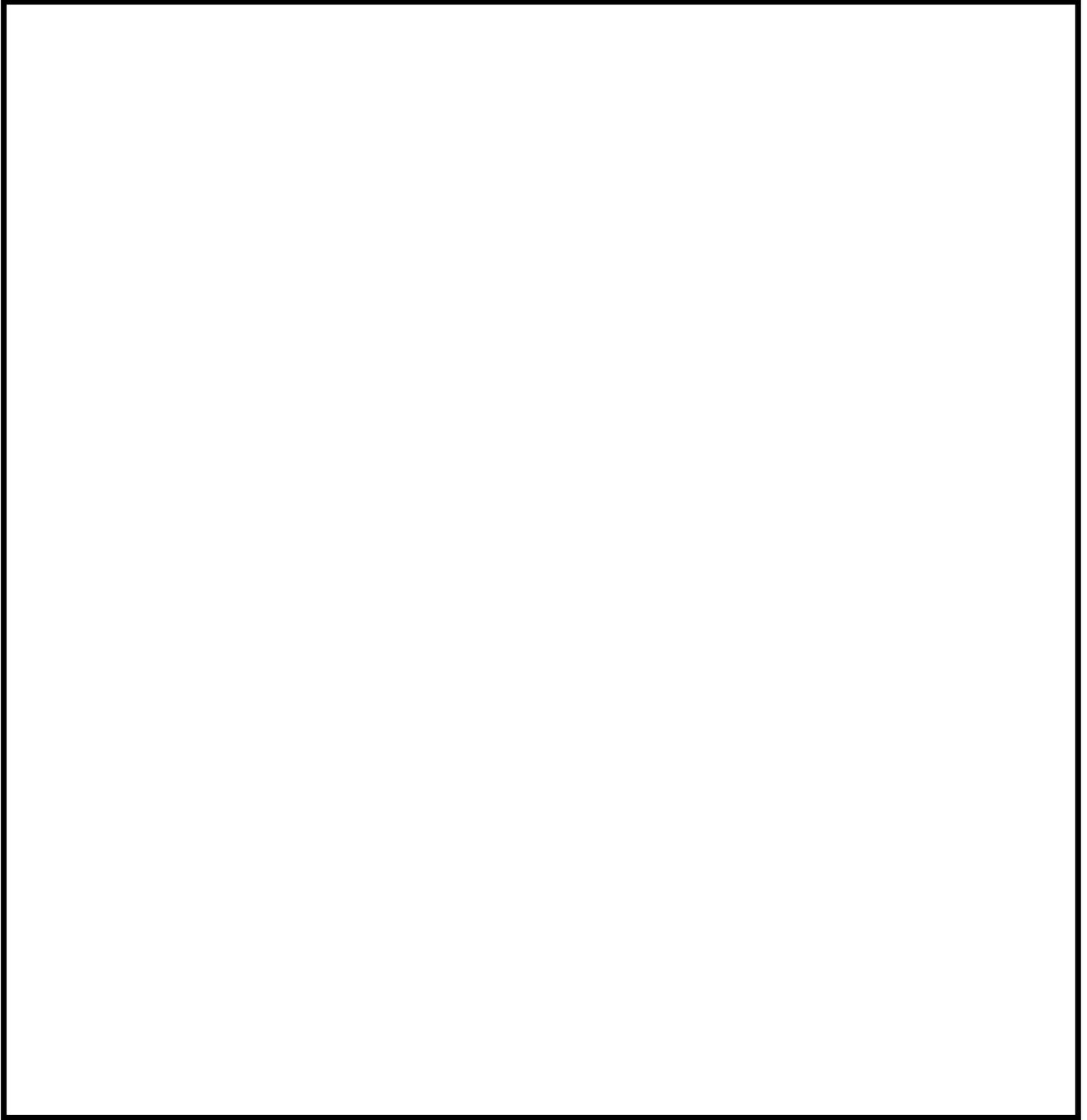


図 5 配置図（自主対策設備）  
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

44-8  
ATWS 緩和設備について

## 1. 概要

本資料は、運転時の異常な過度変化時における原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

原子炉の運転を緊急に停止できない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる事により原子炉を未臨界にするとともに、原子炉冷却材再循環ポンプを自動又は手動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、「ATWS緩和設備」という。）を設置する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

## 3. ATWS緩和設備の設計方針

ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

ATWS緩和設備は、中央制御室及び二次格納施設内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、中央制御室及び二次格納施設内の環境条件（温度、圧力、湿度、放射線及び地震、風（台風）、積雪の影響による荷重、電磁波）において、必要な機能を果たすことができる設計とする。

### (2) 操作性

ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

なお、代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、手動によっても操作可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故時においても操作可能である。

### (3) 悪影響防止

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、**多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。**

**多重化された原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで**多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。****

#### (4) 耐震性

ATWS緩和設備は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

#### (5) 多様性

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能が損なわれない設計とする。

ATWS緩和設備の論理回路はアナログ回路であるが、多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

### 4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系には、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を高圧炉心注水系のフラダスパーチャより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定する重大事故（ATWS）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、基準地震動Ssによる地震動に対して、必要な機能を維持するものとする。

### 5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

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

ATWS緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、ATWS/RPT盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、多重化された原子炉緊急停止系に対して内部火災及び内部溢水による影響は与えない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

ATWS緩和設備は図1のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、多重化された原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、ATWS緩和設備が起因による火災により多重化された原子炉緊急停止系に影響を与えない設計とする。

なお、原子炉緊急停止系はフェイルセーフ設計であり、火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスクラム弁が没水した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁

が作動する。そのため、火災・溢水等の共通要因故障により原子炉緊急停止機能が喪失することはない。

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

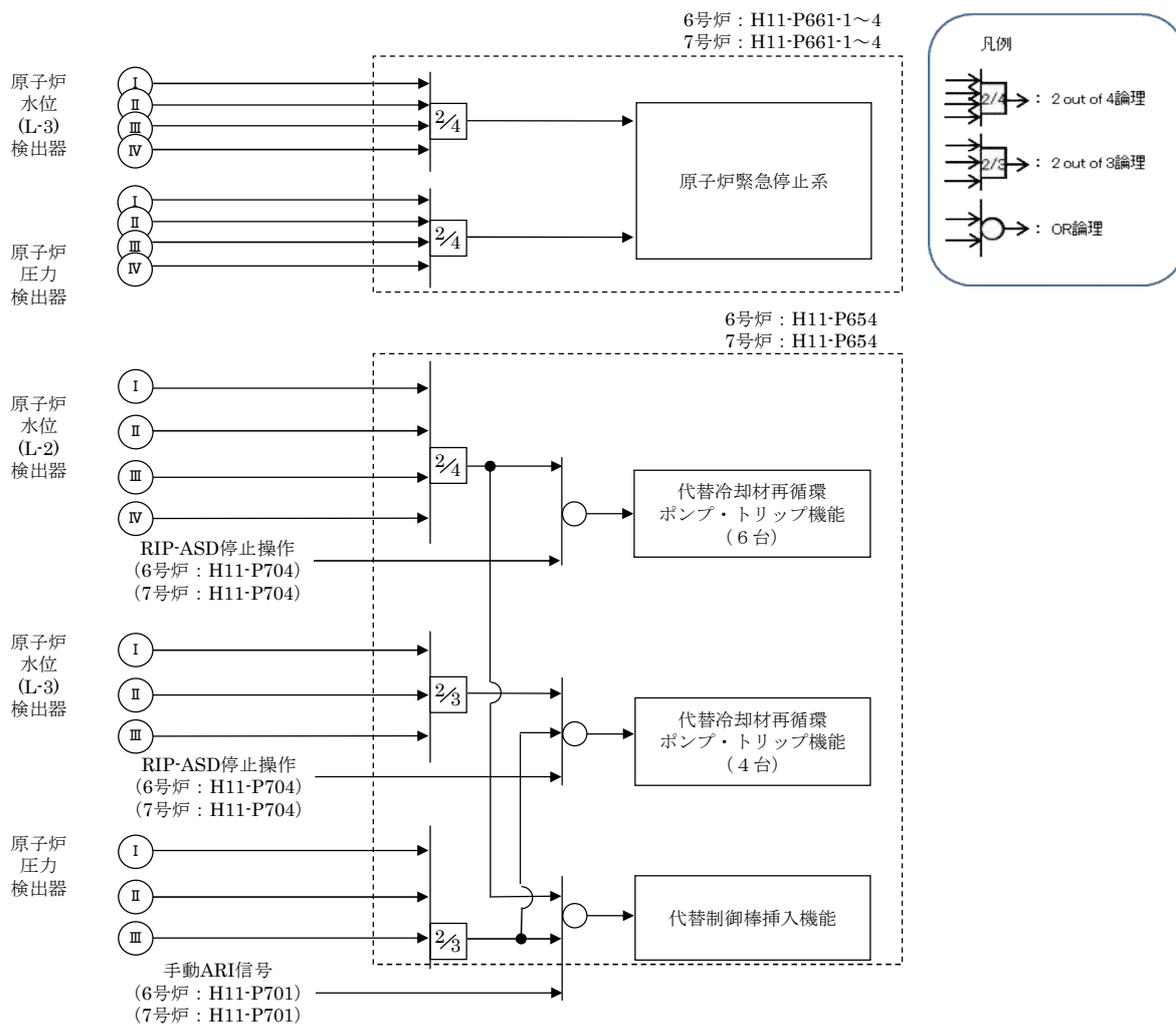


図1 原子炉緊急停止系及びATWS緩和設備ロジック図

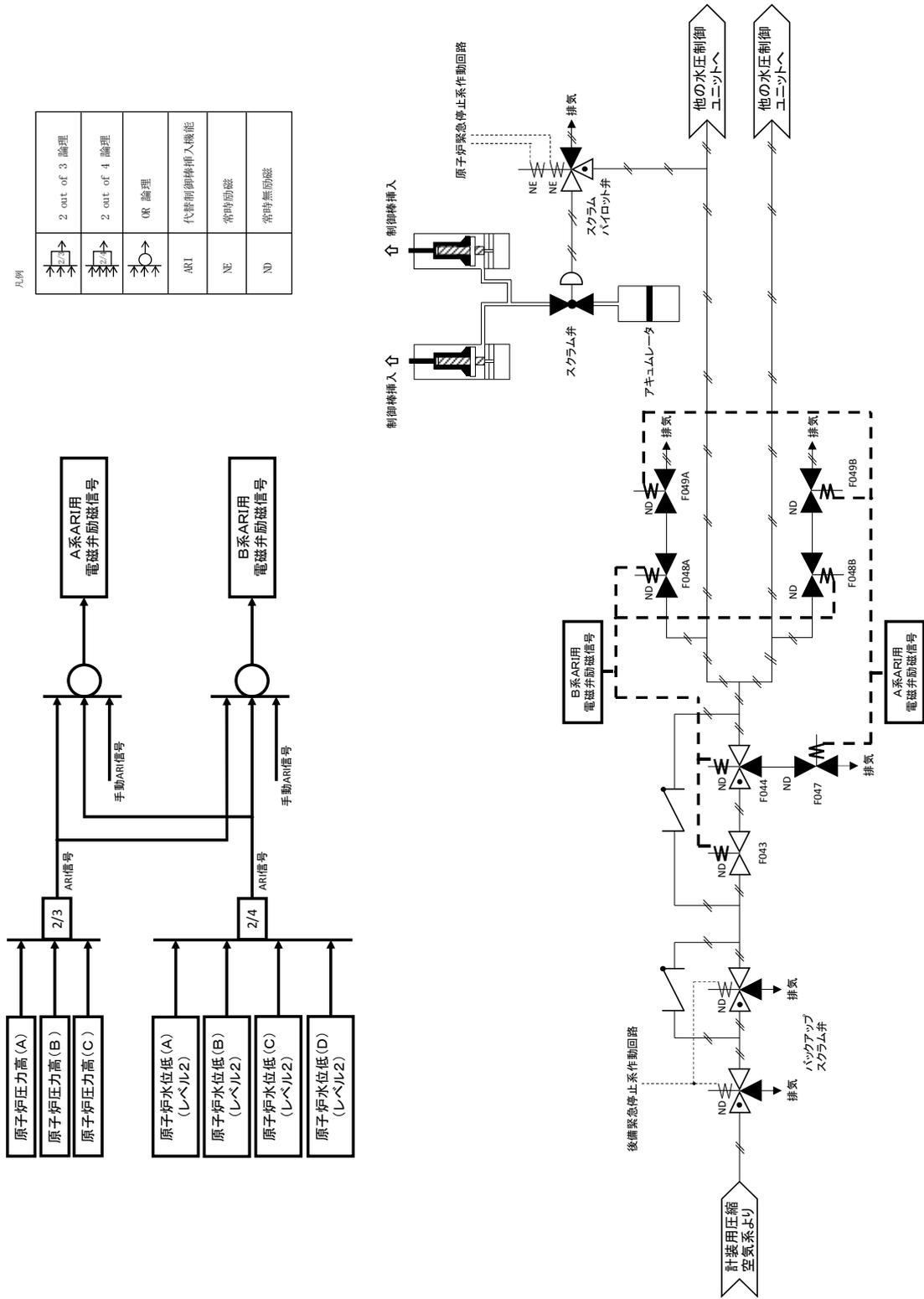


図2 電磁弁の分離について

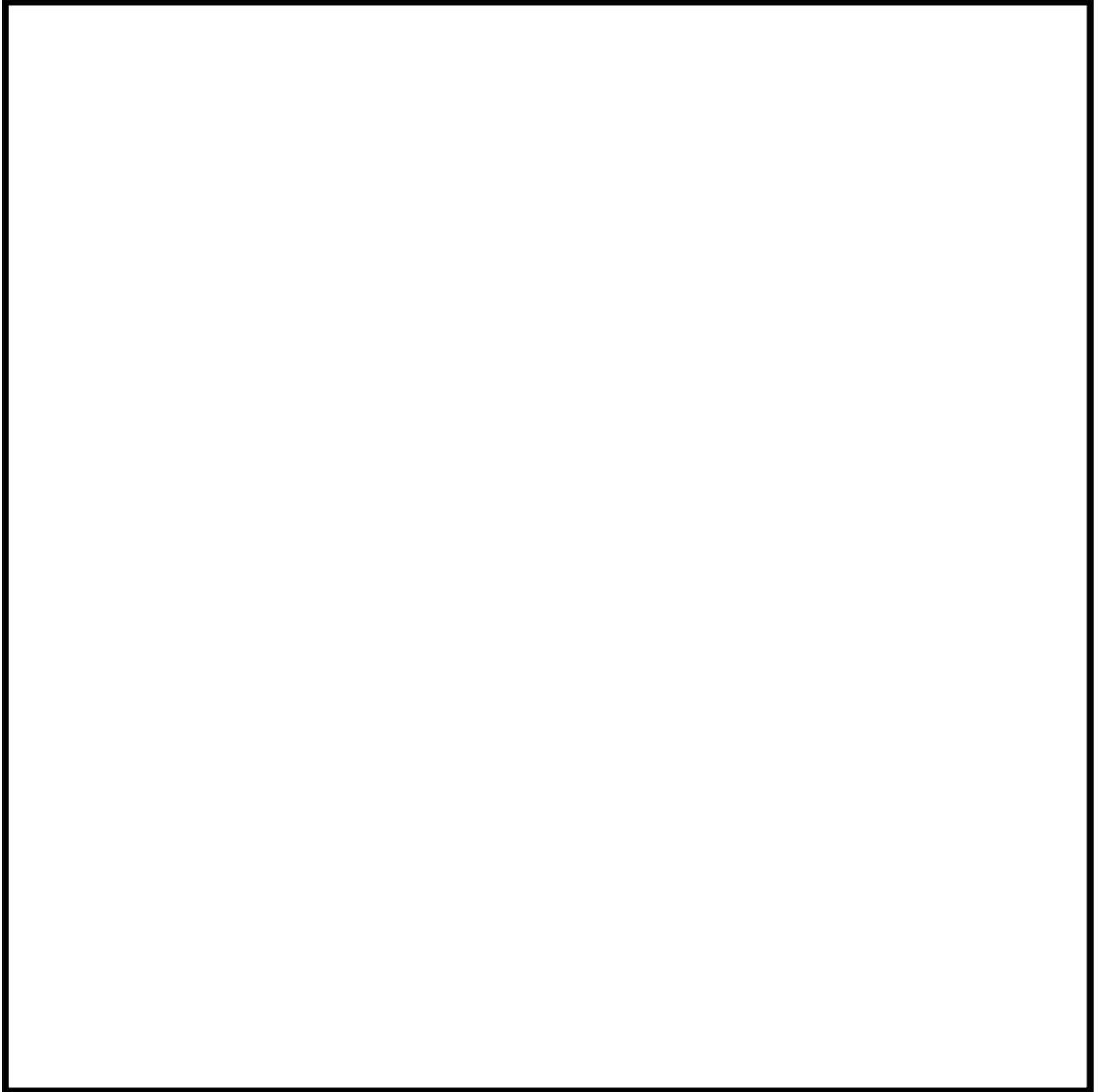


図3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(6号炉)  
(6号炉 原子炉建屋地下3階)

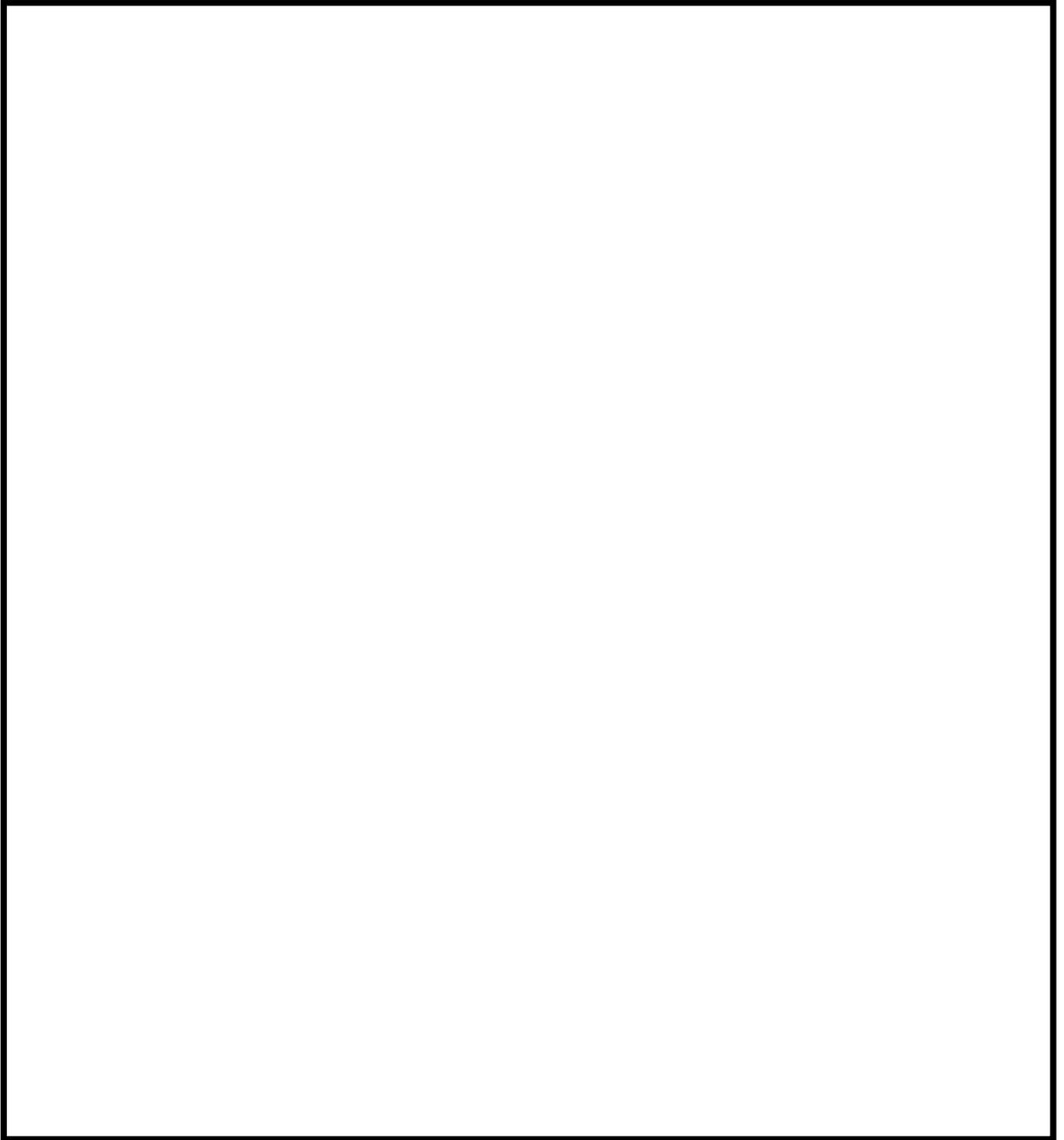


図 4 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(7号炉)  
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

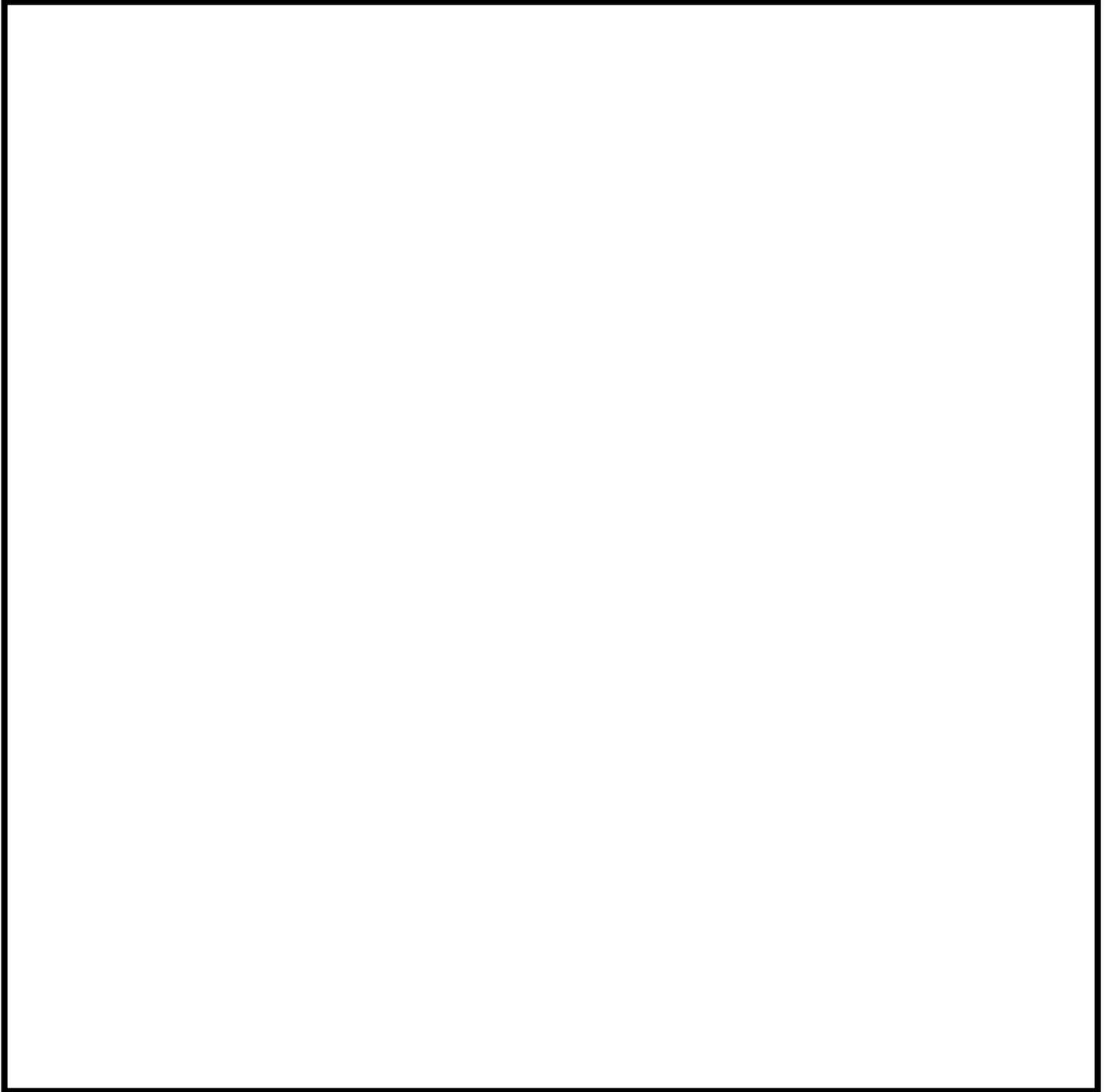


図 5 ATWS/RPT 盤及び安全保護系盤の設置場所  
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

44-9

ATWS 緩和設備に関する健全性について

## 1. 設計方針

### (1) 設置目的

ATWS緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下、「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にすることを目的とする。

### (2) ATWSの発生要因

ATWSの発生要因としては、安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により、原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

### (3) ATWS緩和設備に要求される機能

ATWS緩和設備には、①原子炉を未臨界にする、②原子炉の加圧を防止することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十四条2(1)に従い、以下の機能を設けている。

#### a) 代替制御棒挿入機能（ARI）

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを多重化された原子炉緊急停止系から独立した回路にて、制御棒を自動で挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障によるATWS事象発生時に原子炉を未臨界にする。

#### b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にするためのほう酸水注入系を第四十四条2(1)に従い設けている。

#### c) ほう酸水注入系（SLC）

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで、原子炉を未臨界にする。

### (4) ATWS緩和設備の作動論理

主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉スクラムが必要になる。

このため、ATWS発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりATWS緩和設備を作動させるものとする。

ATWS緩和設備の作動論理としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、

2 out of 4 論理もしくは2 out of 3 論理とする。

代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。

(5) ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- a. ATWS緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. ATWS緩和設備は論理成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、ATWS緩和設備が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. ATWS緩和設備は、安全保護系に対して物理的分離及び電気的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) ATWS緩和設備の信頼性評価

ATWS緩和設備の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料1に示す。

表1 ATWS緩和設備の信頼性評価結果

	ATWS緩和設備	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2：ATWSが発生し，かつATWS緩和機能が不動作である事象が発生する頻度

## 2. 設備概要

### (1) 機器仕様

#### a. ATWS緩和設備

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：多重化された原子炉緊急停止系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。ATWS緩和設備の機能は以下のとおり。

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入
- ②原子炉水位低(レベル2)による代替制御棒挿入
- ③原子炉圧力高による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ④原子炉水位低(レベル3)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑤原子炉水位低(レベル2)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑥手動起動による代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ

#### b. ATWS緩和設備作動信号

作動に要する信号：原子炉圧力高の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル3)の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル2)の“2 out of 4”信号

設定値：

原子炉圧力高 : 7.48MPa以下

原子炉水位低(レベル3)：原子炉圧力容器零レベル\*より1285cm以上

原子炉水位低(レベル2)：原子炉圧力容器零レベル\*より1165cm以上

\*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号 : 代替制御棒挿入信号

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号

作動信号を発信させない条件：該当なし

### (2) 設定根拠

ATWS緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

#### 【代替制御棒挿入機能 (ARI)】

##### ○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

##### ○原子炉水位 (レベル2)

- ・原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。ARI

機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、ARI が作動するため、事象発生後 1 分程度で原子炉を未臨界にする\*。(SLC 注入は事象発生から約 11 分後であり、それよりも十分早く未臨界にする)

\*44-9 参考資料2参照

【代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第 1 段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止＋スクラム失敗＋ARI 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の 1.2 倍 (10.34MPa) を超えないことを確認している。

○原子炉水位 (レベル 3)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 3) を設定値とする。

○原子炉水位 (レベル 2)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする\*。

\*ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは回転慣性が小さいことから、10 台同時にトリップさせると燃料の冷却能力の低下を招くため、原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台をトリップさせ、原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台をトリップさせる設計とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップの設定値 (原子炉圧力高, 原子炉水位低 (レベル 2, レベル 3)) で動作することで、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持, ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系を用いたサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

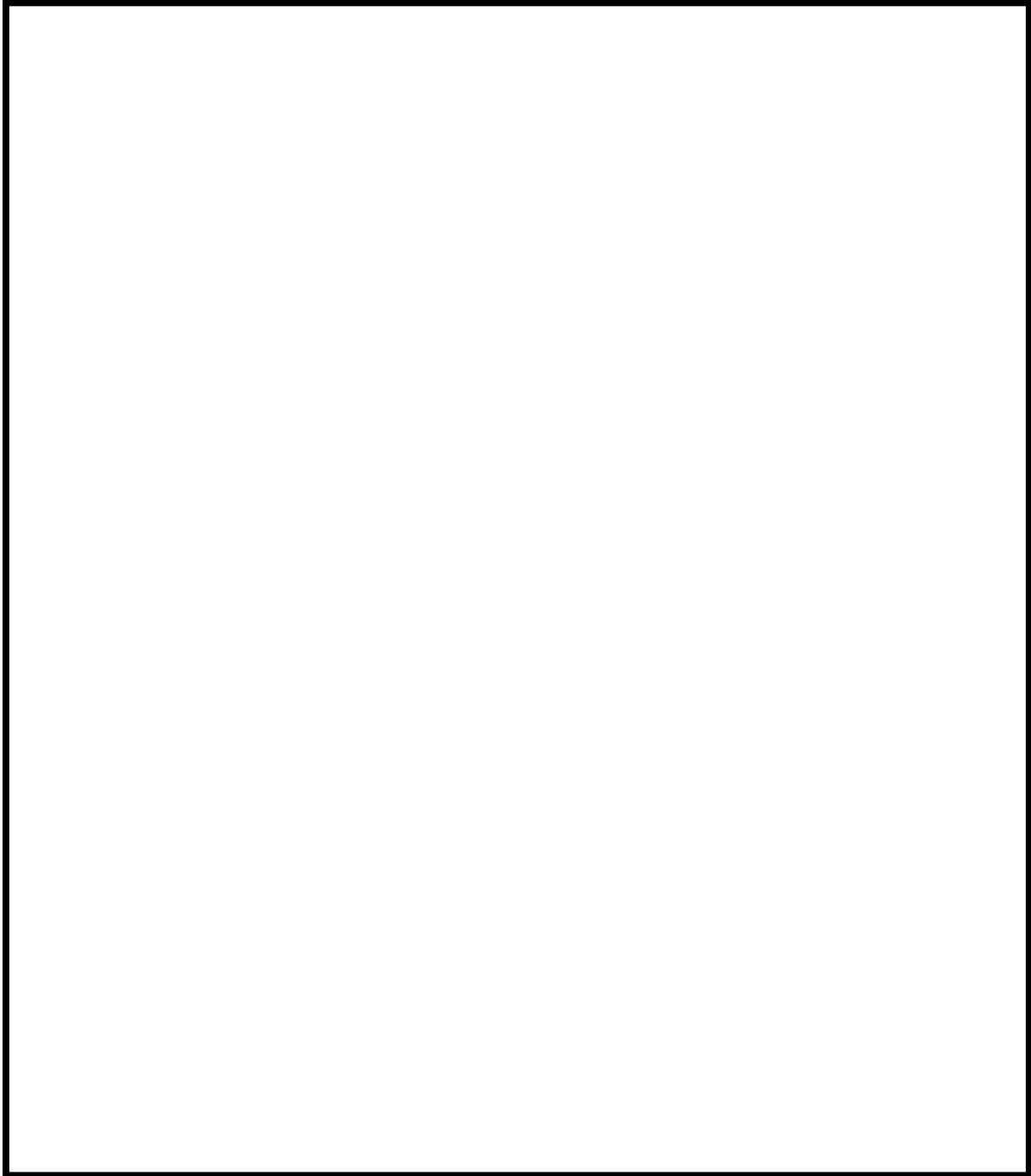


図1 ATWS緩和設備（ATWS/RPT盤）設置場所  
（6/7号炉 コントロール建屋地上2階）

b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、**多重化された**原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、**多重化された**原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計\*とする。

\*悪影響を与えない設計に関する説明は「44-8 ATWS 緩和設備について

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

原子炉水位低（レベル2）信号

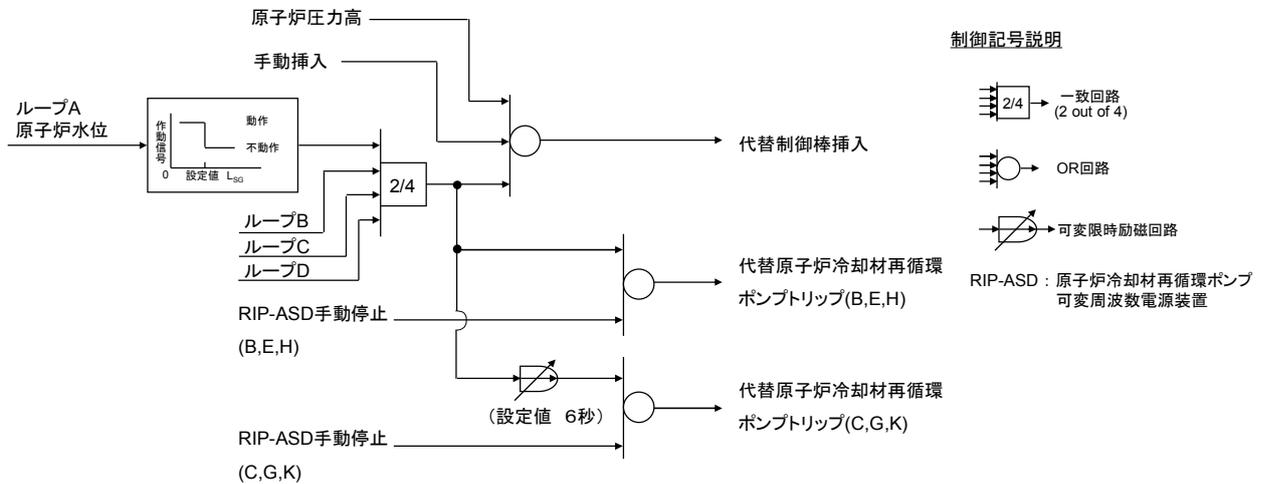


図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図  
(原子炉水位低レベル2信号の例)

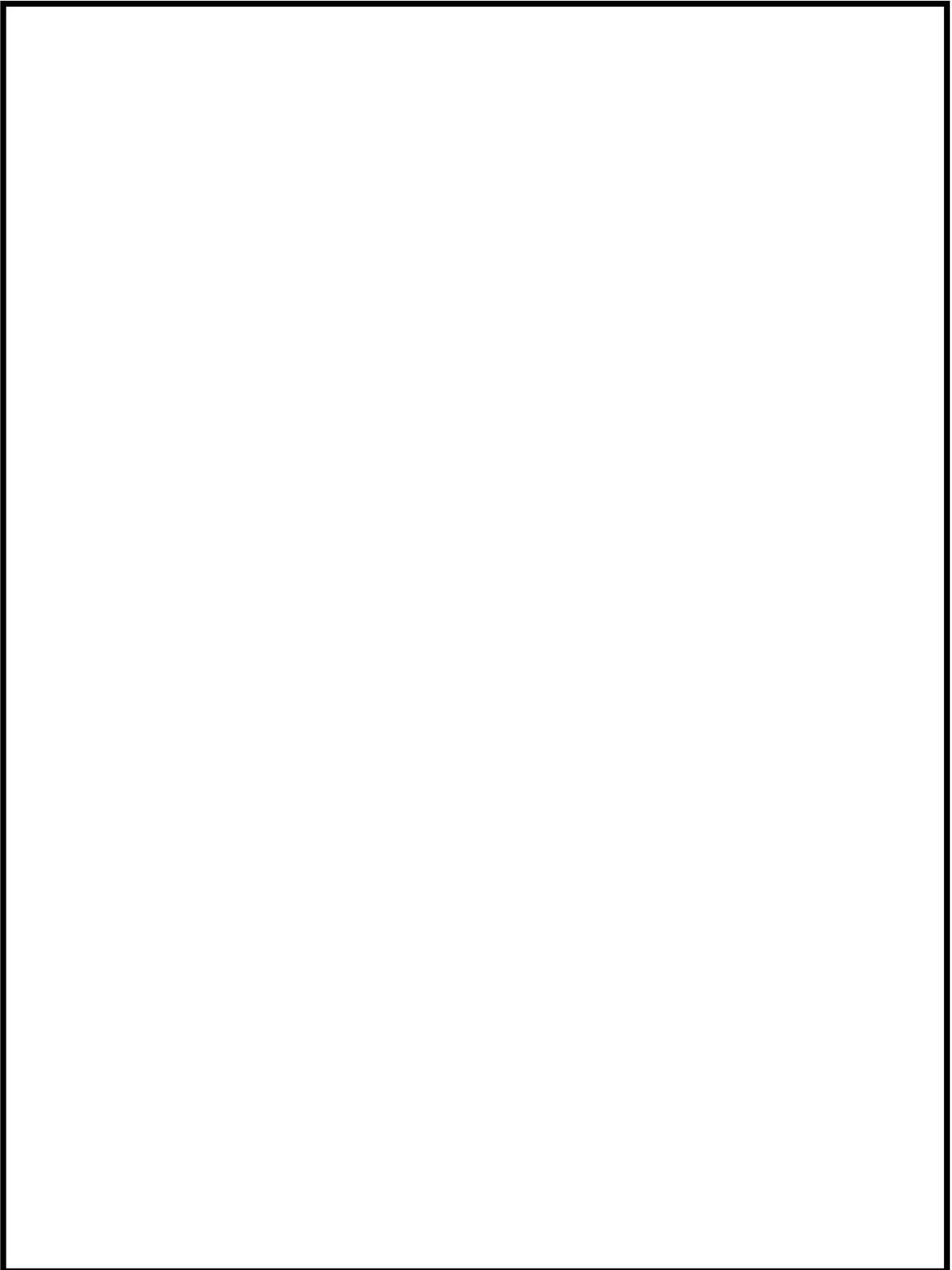
○タイマー設定根拠

原子炉水位低（レベル2）で原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ6台がトリップするが、まず始めに3台、6秒後に3台がトリップするよう6秒の時間遅れ回路を設ける。

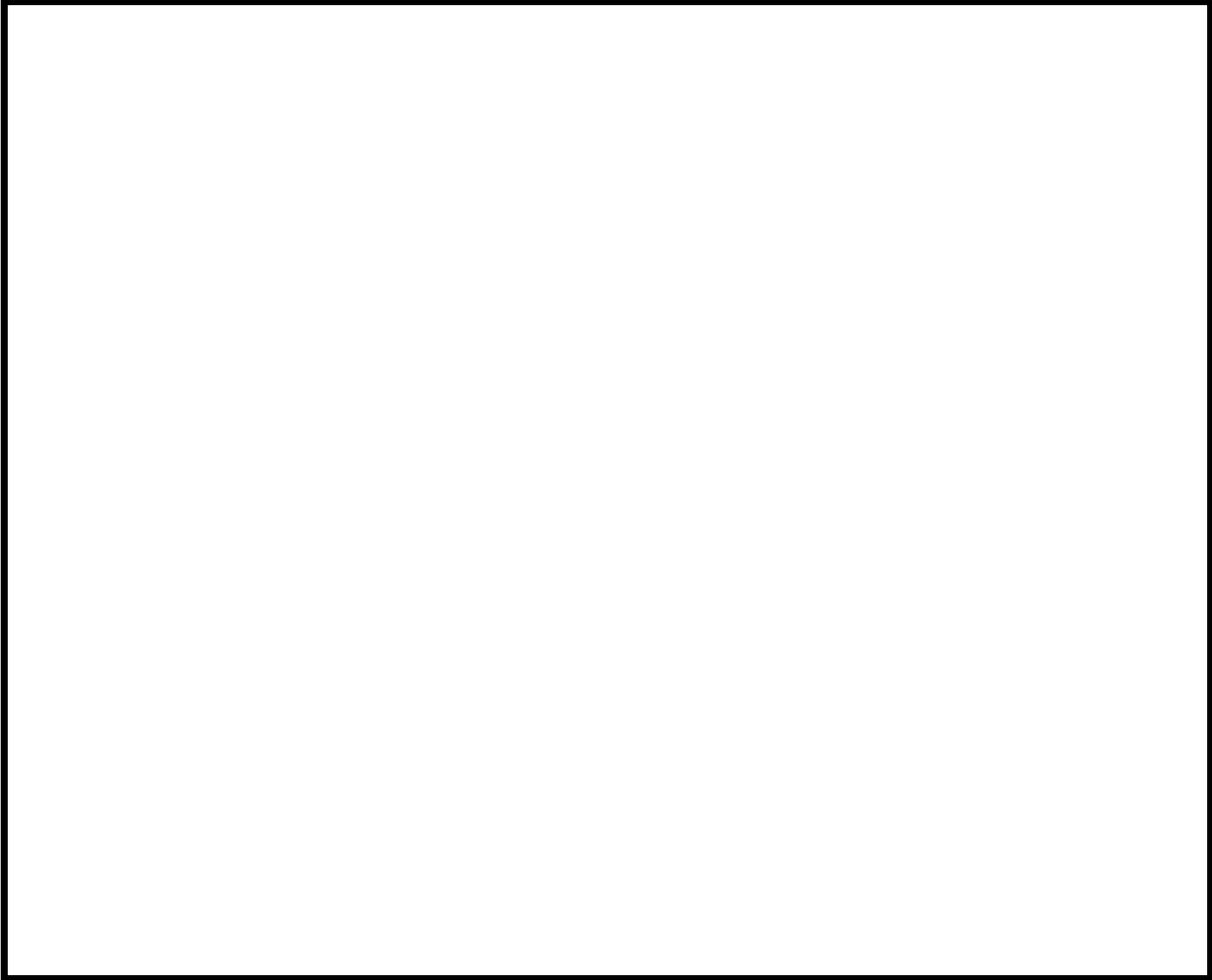
ABWRの原子炉冷却材再循環ポンプでは回転慣性が小さいことから、多数台の原子炉冷却材再循環ポンプが通常運転中に誤信号等により6台同時にトリップした場合、最小限界出力比は安全限界値を下回り沸騰遷移が発生する可能性があるため、これを回避する設定とする。

参考資料1

ATWS緩和設備の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



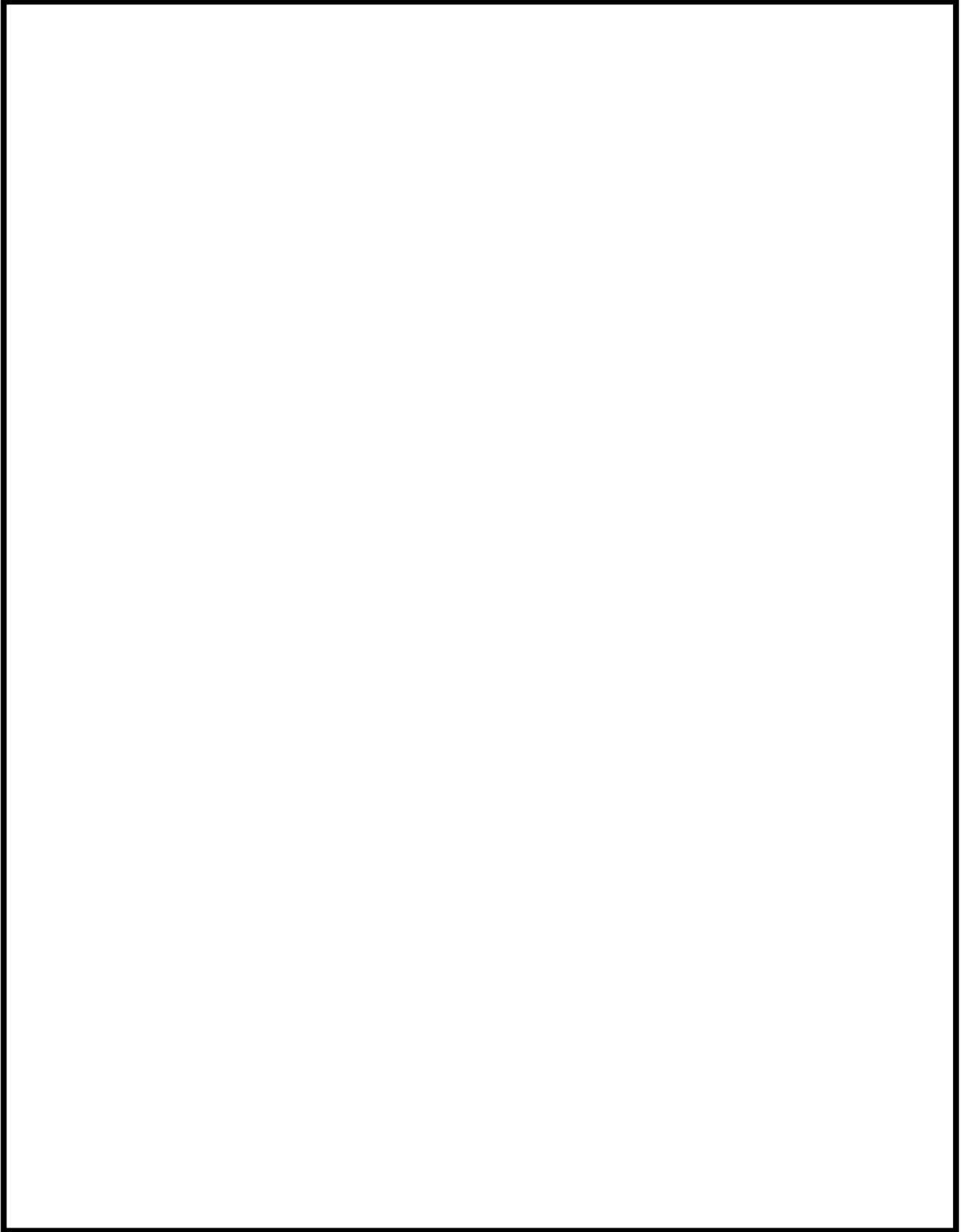
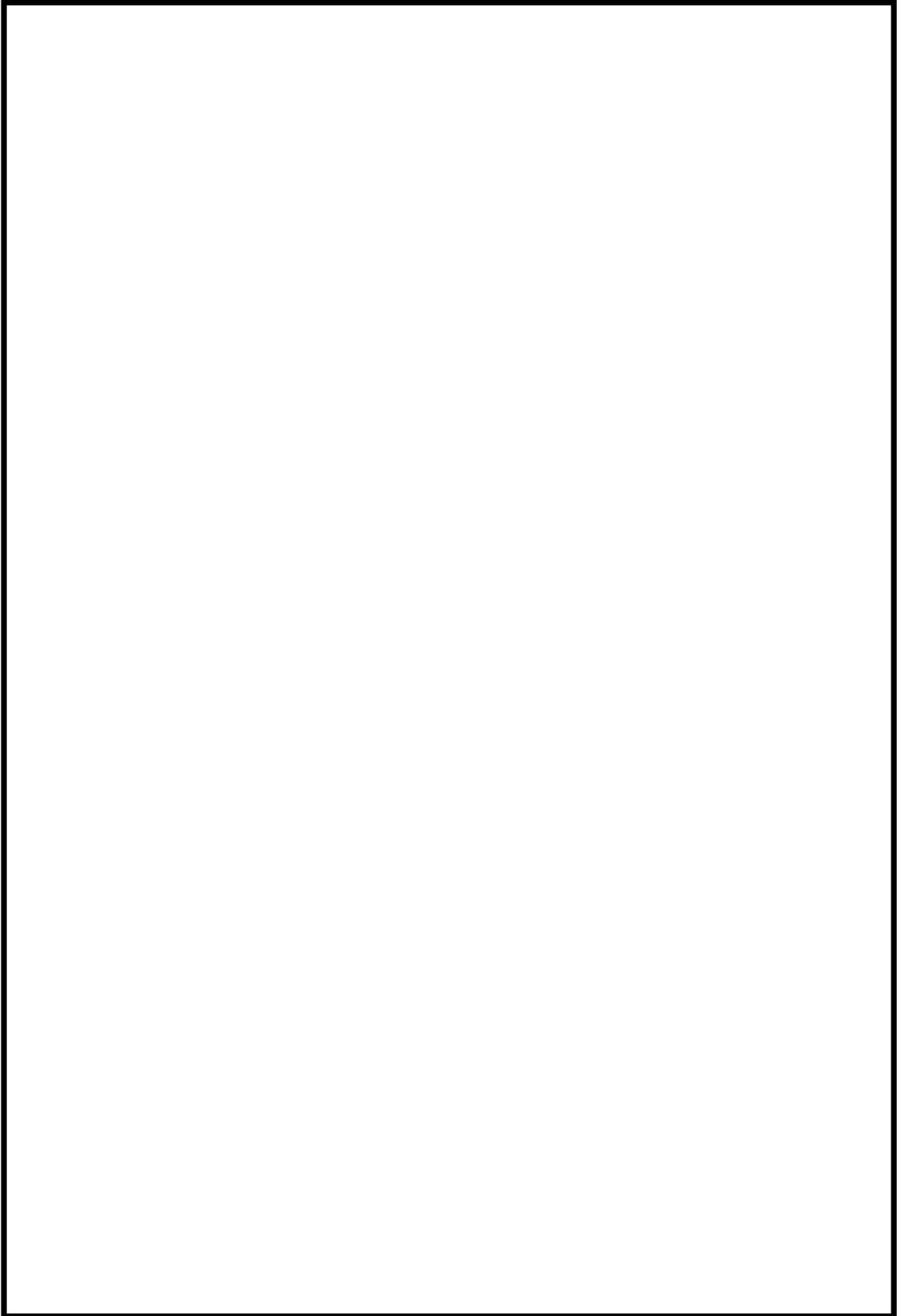


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

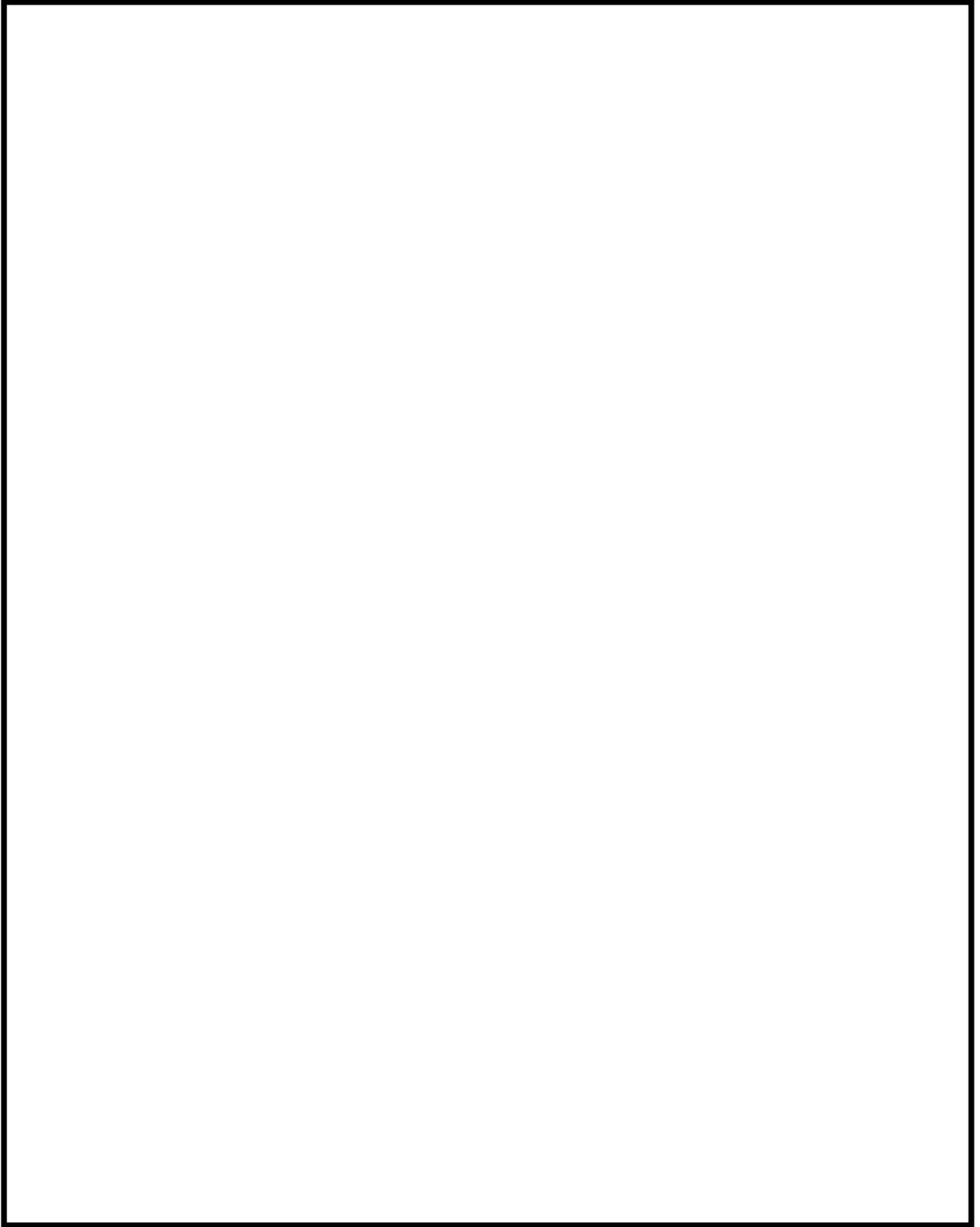


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



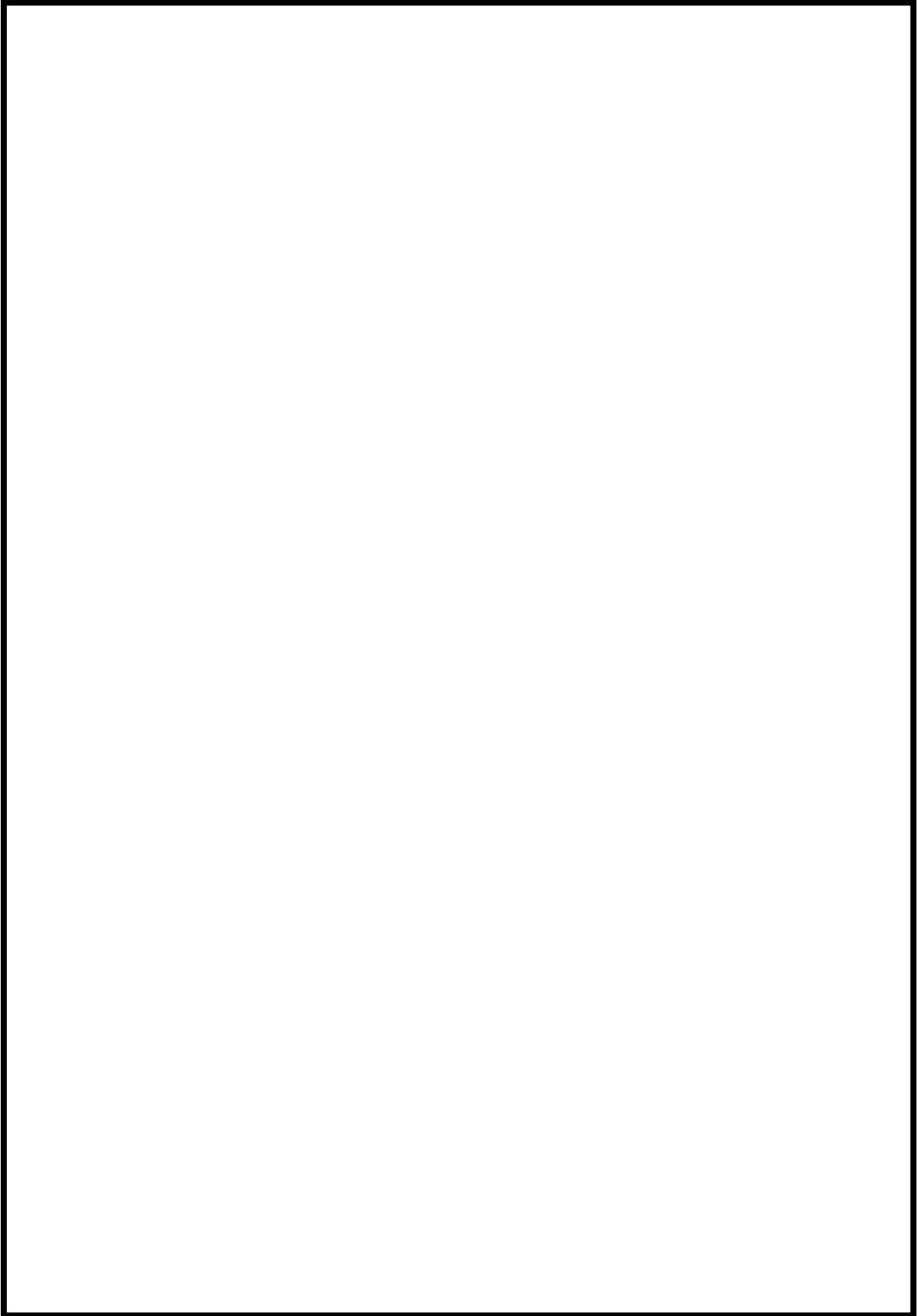


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

## 代替制御棒挿入機能（ARI）による原子炉停止機能について

## 1. 代替制御棒挿入機能（ARI）の設計の基本的考え方

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

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

この要求を満足するため ARI の設計目標として、

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

の考え方にに基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。

- ・原子炉圧力高 設定圧力 7.48MPa
- ・原子炉水位低 設定水位 レベル 2
- ・手動起動要求

## 2. ARI による原子炉停止機能の評価について

有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、ARI による原子炉停止機能の確認を行った。

当評価に際して以下を解析条件とする。

- －過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- －ARI は、保守的に上記 1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。
- －代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の動作条件他、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果の纏めを表 1 に、燃料被覆管の温度変化を図 1 に示す。

本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴い MCPR が低下し、事象発生後約 2 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で再循環ポンプ（4 台）がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、事象発生後 25 秒には ARI による制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から 100 秒以降）は発生せず、燃料被覆温度は申請解析より低い結果となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後 25 秒に ARI による制御棒挿入が完了すると

の前提としたが、約 2 秒後には ARI 動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表 1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 920℃ (第 4 スペーサー位置)	約 770℃ (第 3 スペーサー位置)	1200℃以下
燃料被覆管酸化量	1%以下 (第 3 スペーサー位置)	1%以下 (第 3 スペーサー位置)	15%以下

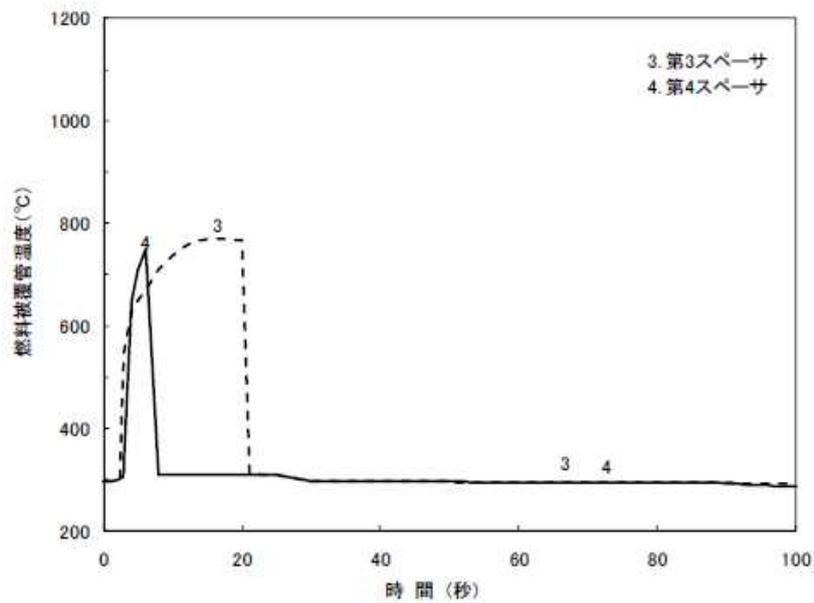


図 1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [ARI ケース]）

44-10  
各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1の通り整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
ほう酸水注入系ポンプ (A)	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A
ほう酸水注入系ポンプ (B)	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B
ほう酸水注入系注入弁 (A)	ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A
ほう酸水注入系注入弁 (B)	ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B

58-1  
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉圧力容器温度	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	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压代替注水系系統流量	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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系系統流量		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压炉心注水系系統流量		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (原子炉压力容器)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系系統流量		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (原子炉格納容器)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			ドライウエル雰囲気温度		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	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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・チェンバ氣體温度		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	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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・チェンバ・プール水温度		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	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (D/W)		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (S/C)		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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・チェンバ・プール水位		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器下部水位		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	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		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	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の計測範囲で設計)	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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (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	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				起動領域モニタ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			平均出力領域モニタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系温度 (代替循環冷却)		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置水位	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	屋外	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
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置入口圧力		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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置出口放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	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
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電氣的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋外	A b	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				フィルタ装置水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電氣的な分離を行う)	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	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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置金属フィルタ差圧		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	屋外	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
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置スクラバ水 pH		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			耐圧強化ベント系放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉補機冷却水系系統流量		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	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水貯蔵槽水位 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水移送ポンプ吐出圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉建屋水素濃度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内酸素濃度	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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		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	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の計測範囲で設計)	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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)		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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条:計装設備				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	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	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を發揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電気的な分離を行う)	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	(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	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を發揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B d, Bf	
			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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電気的な分離を行う)	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(設置場所)で操作可能	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	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
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要 (SPDS表示装置を除く), 現場操作 (緊急時対策所, SPDS表示装置, 操作スイッチ操作)		対象外, 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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要		B b
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		A d
			その他(飛散物)	対象外		対象外
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	操作不要 (SPDS表示装置を除く), 現場操作 (緊急時対策所) (SPDS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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)		B
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用する設備		A
			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	(同一機能の設備なし)		対象外
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源		C a
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	現場操作	B b, 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	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	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
	関連資料		・58-3 配置図			
	第 6 号	設置場所	現場操作	A a		
		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 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び 流量(注水量)計測用として6号炉、7号炉それぞれ1セッ ト23個(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23個(6号及び7号炉共用)の合計69個)	C	
			関連資料	・58-9 可搬型計測器について		
		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	(放射線量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なし)	A b	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第 6 号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
関連資料			・58-9 可搬型計測器について			
第 7 号		共通要 因故障 防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止・緩和以外 (代替するDB設備なし)	対象外	
			サポート系要因	サポート系なし	対象外	
	関連資料	—				

58-2  
単線結線図

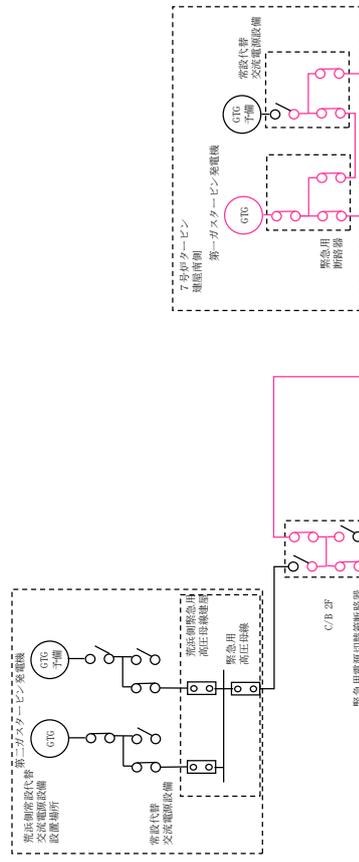
58-2-1

【凡例】

- GTC : ガスタービン発電機
- GTC : ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 船機用遮断器
- : 接触装置
- : 電動切替装置

【略語】

- R/B : 原子炉建屋
- C/B : コンタクトルーム建屋
- M/C : メタルクラウド間閉装置
- P/C : パワーセンター
- MCC : モーターコントロールセンター



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

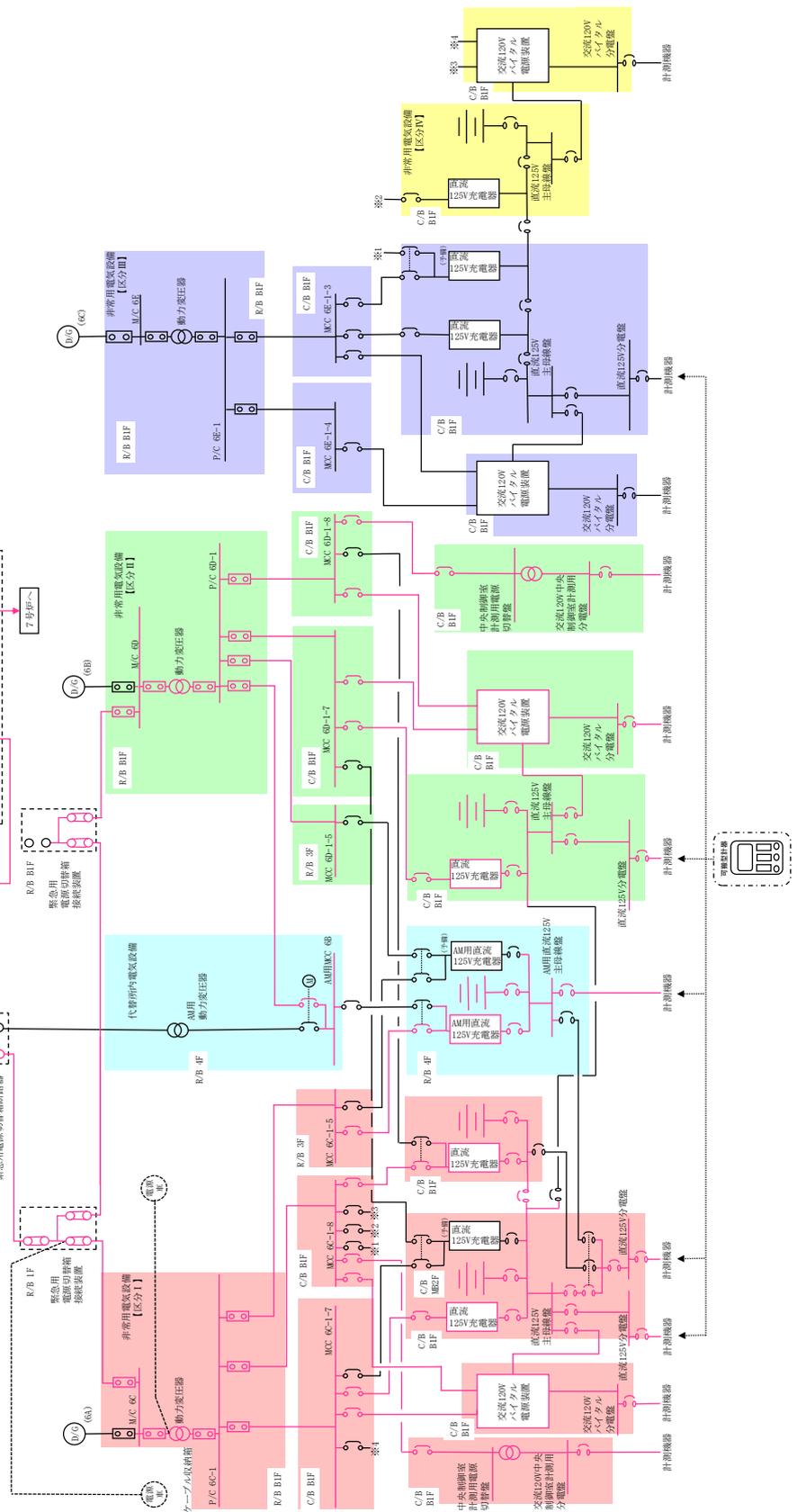


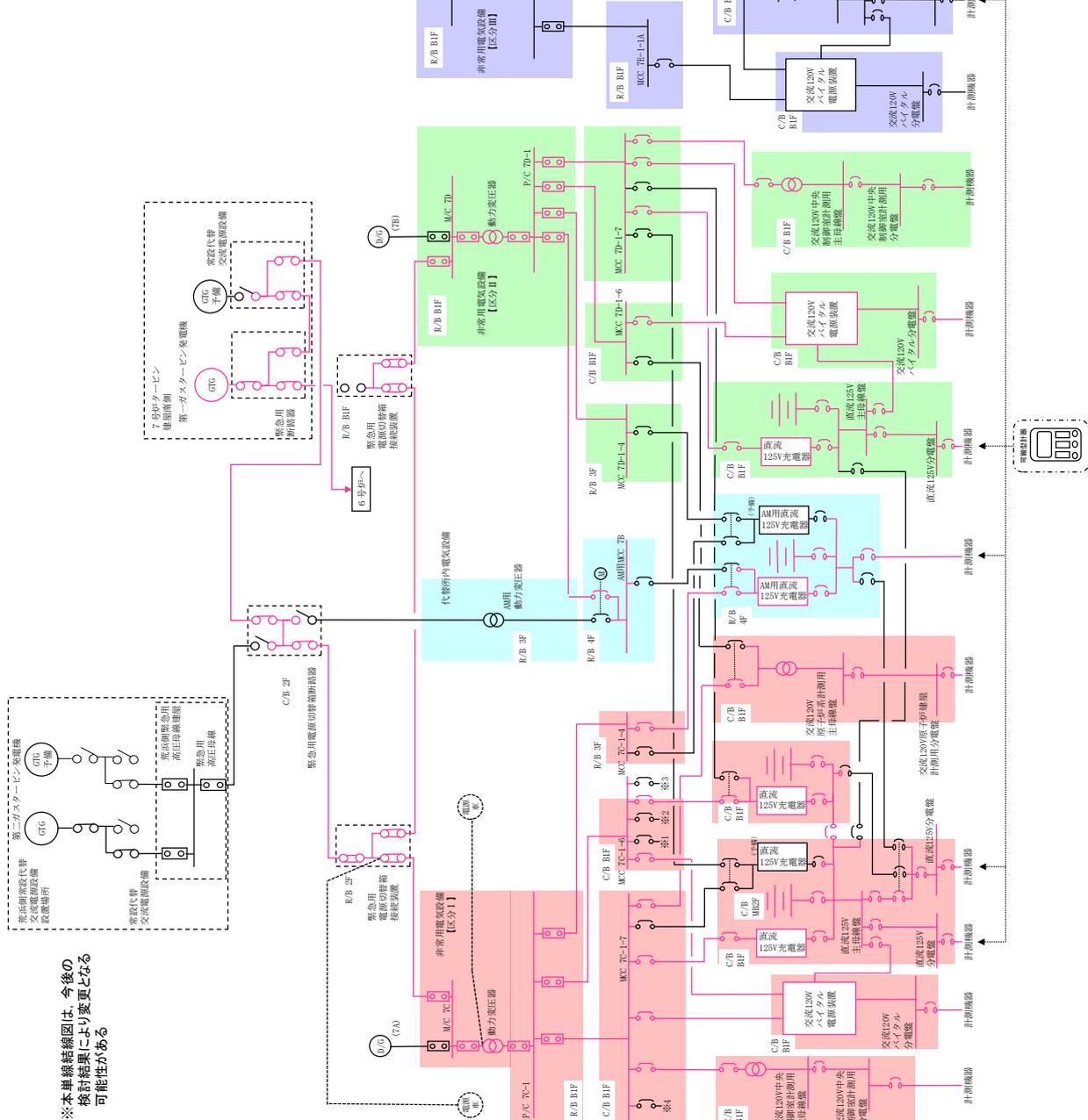
図 58-2-1 単線結線図 (6号炉)

【凡例】

○(GTC) : ガスタービン発電機  
 ○(D/G) : ディーゼル発電機  
 ○(R/B) : 変換機  
 ○(MCC) : 制御盤  
 ○(P/C) : パワーセンター  
 ○(MCC) : モーターコントロールセンター

(略称)

R/B : 原子炉建屋  
 C/B : コントロール建屋  
 M/C : メタルクランプ設置  
 P/C : パワーセンター  
 M/C : モーターコントロールセンター



※本単線結線図は、今後の  
 検討結果により変更となる  
 可能性がある

図 58-2-2 単線結線図 (7号炉)

58-3  
配置図

58-3-1

表 58-3-1 配置図一覧表 (6号炉)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3, 6
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-2, 3
ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-2, 7
サブプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-8
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内	図 58-3-4, 6
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)	図 58-3-13
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階, タービン建屋地下 2 階	図 58-3-1, 10
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 2, 3 階	図 58-3-1, 2
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
	原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階, 地上 2 階	図 58-3-2, 3, 6
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上4階	図58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上4階	図58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階	図58-3-9
データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1階	図58-3-28, 29
SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1, 2階	図58-3-28, 29, 30
可搬型計測器 (6号炉)	コントロール建屋地上2階	図58-3-31
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)	5号炉原子炉建屋地上3階	図58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

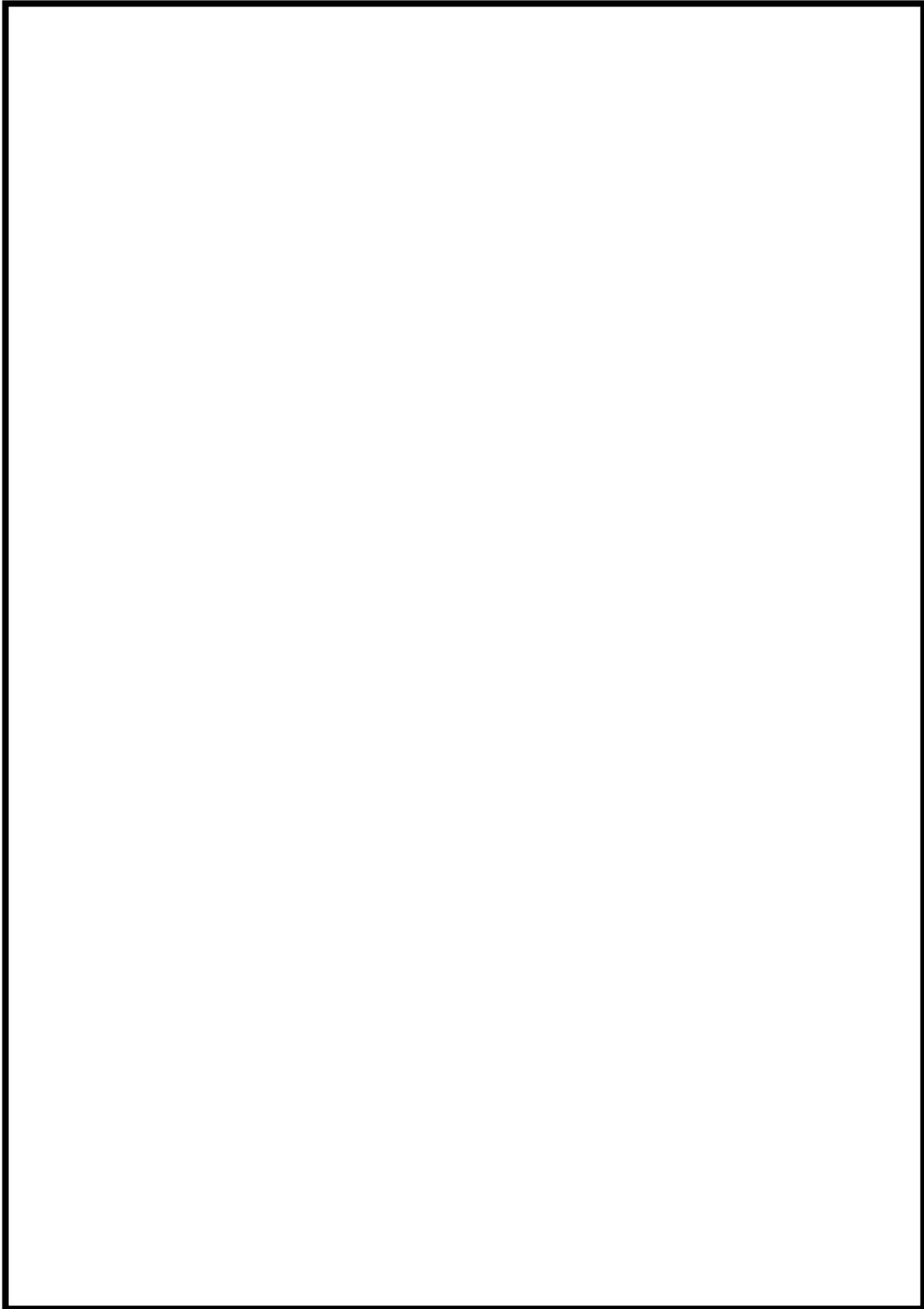


図 58-3-1 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下3階)

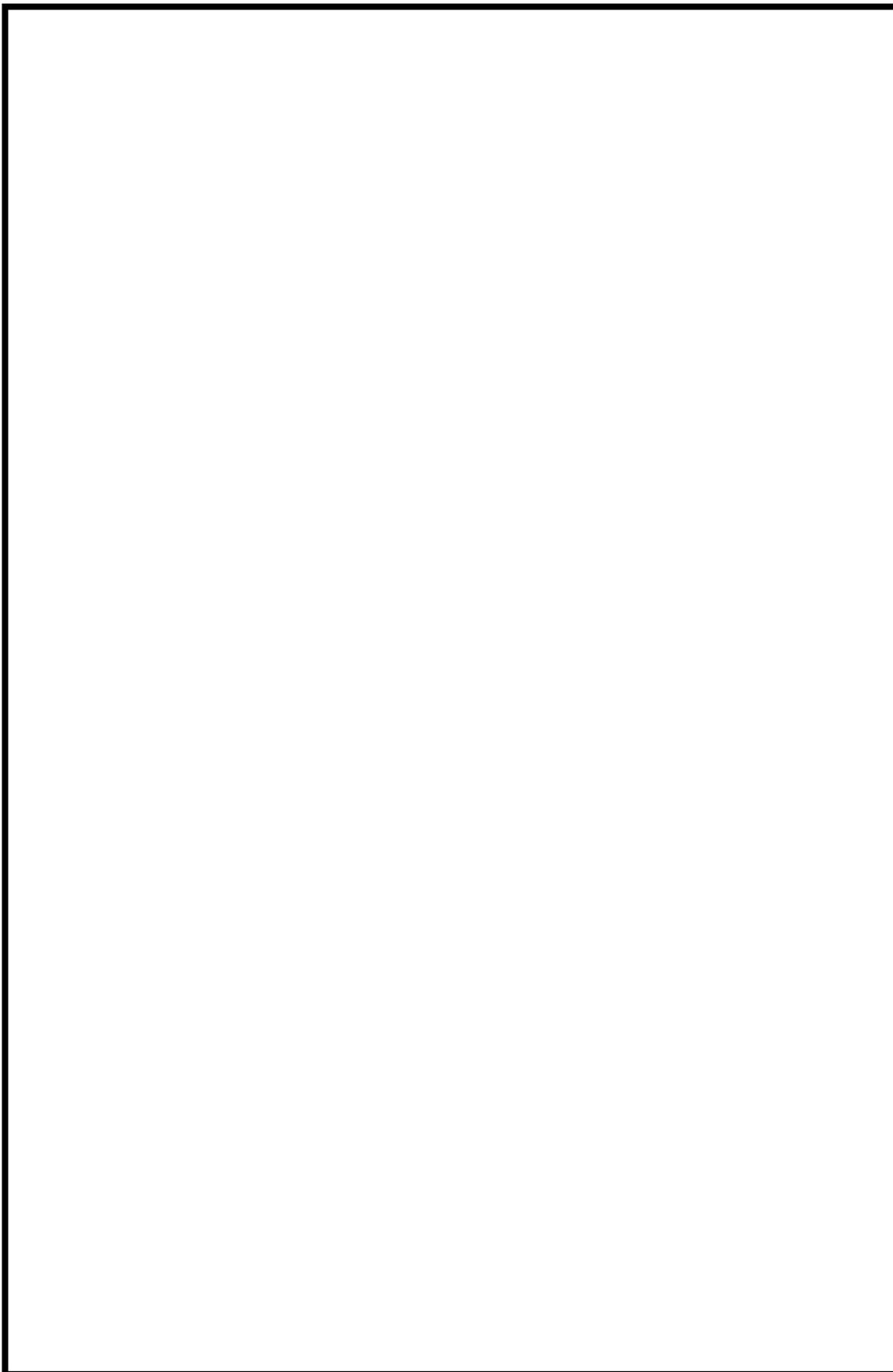


図 58-3-2 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下2階及び地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

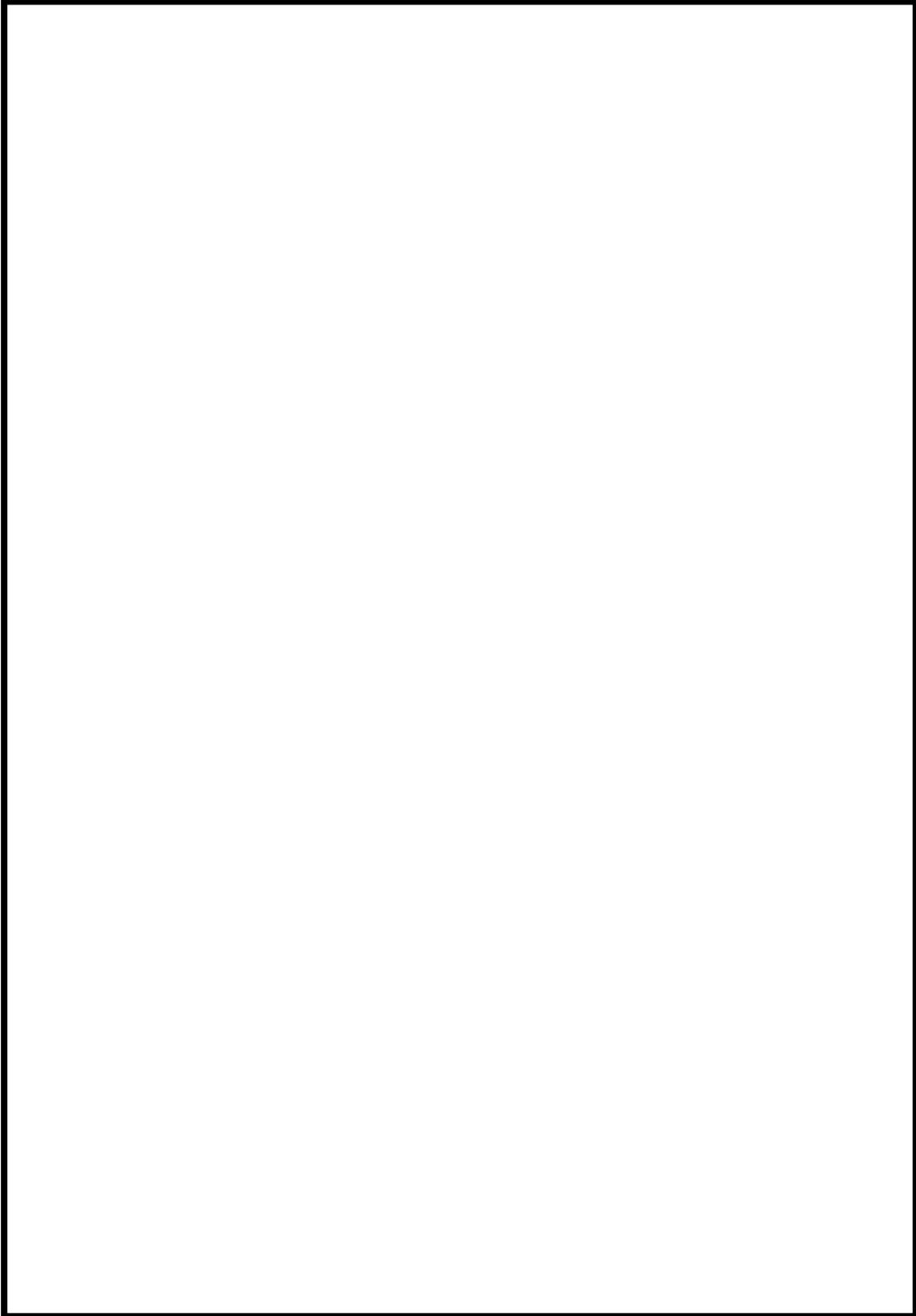


図 58-3-3 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

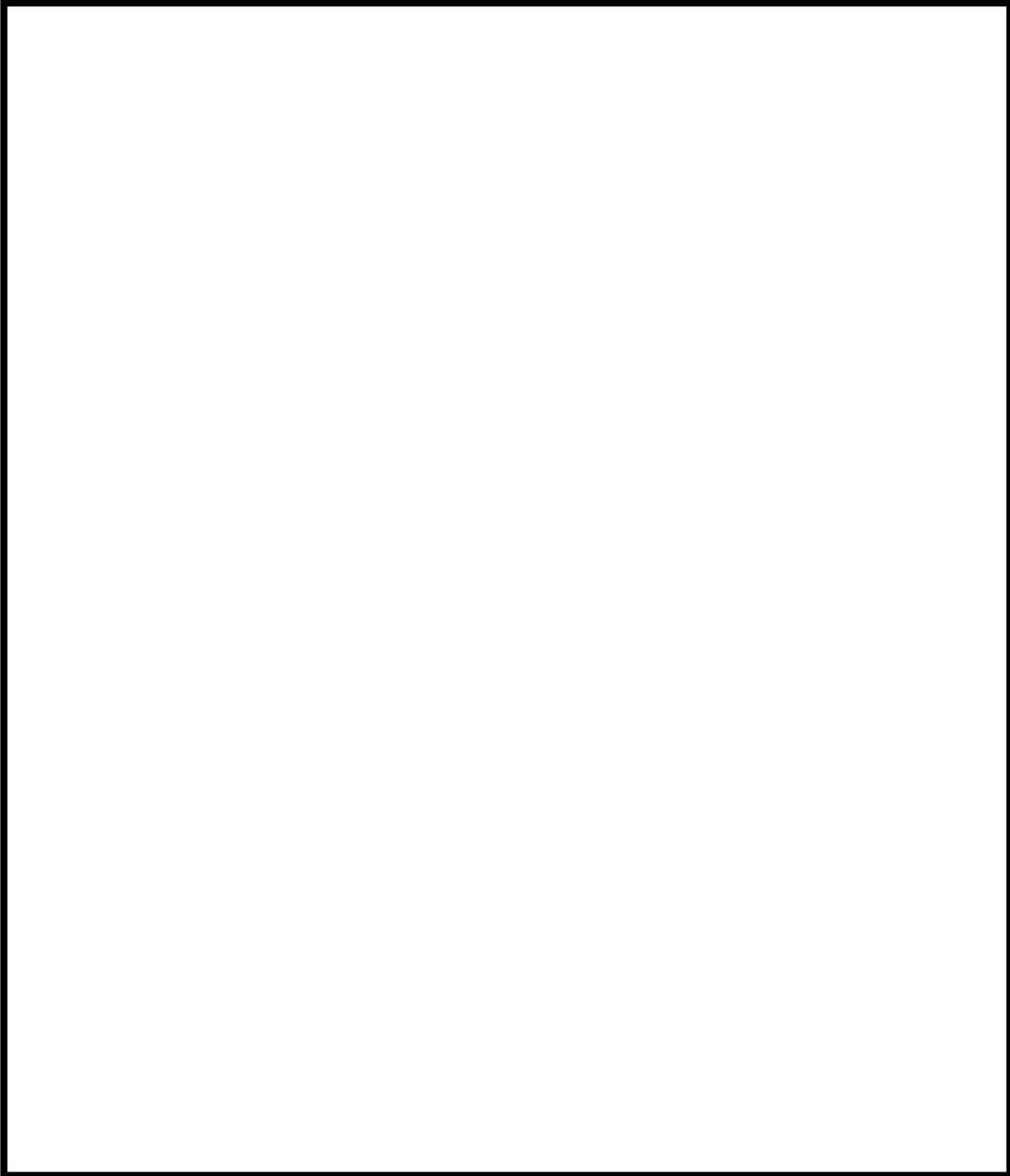


図 58-3-4 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下中1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

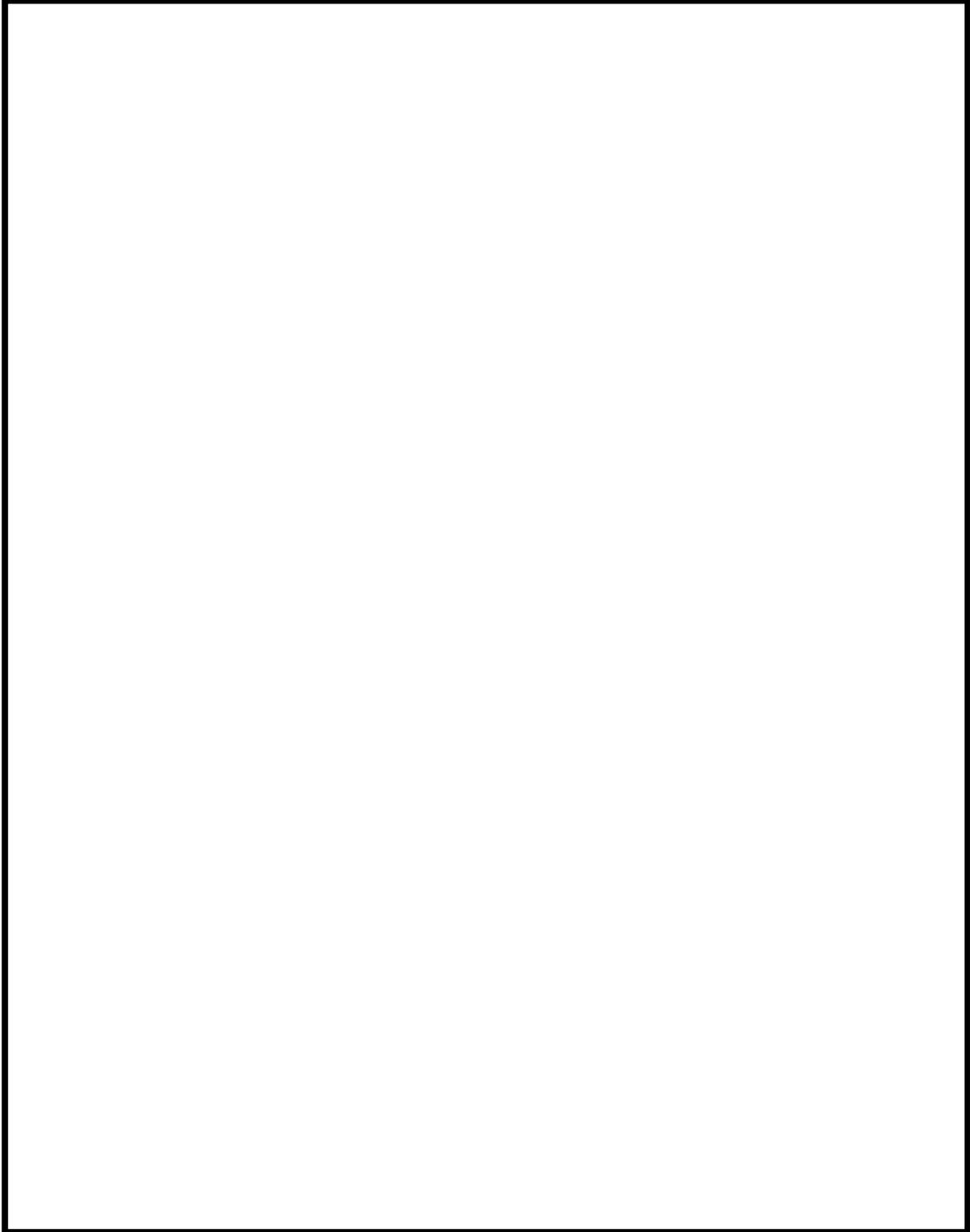


図 58-3-5 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

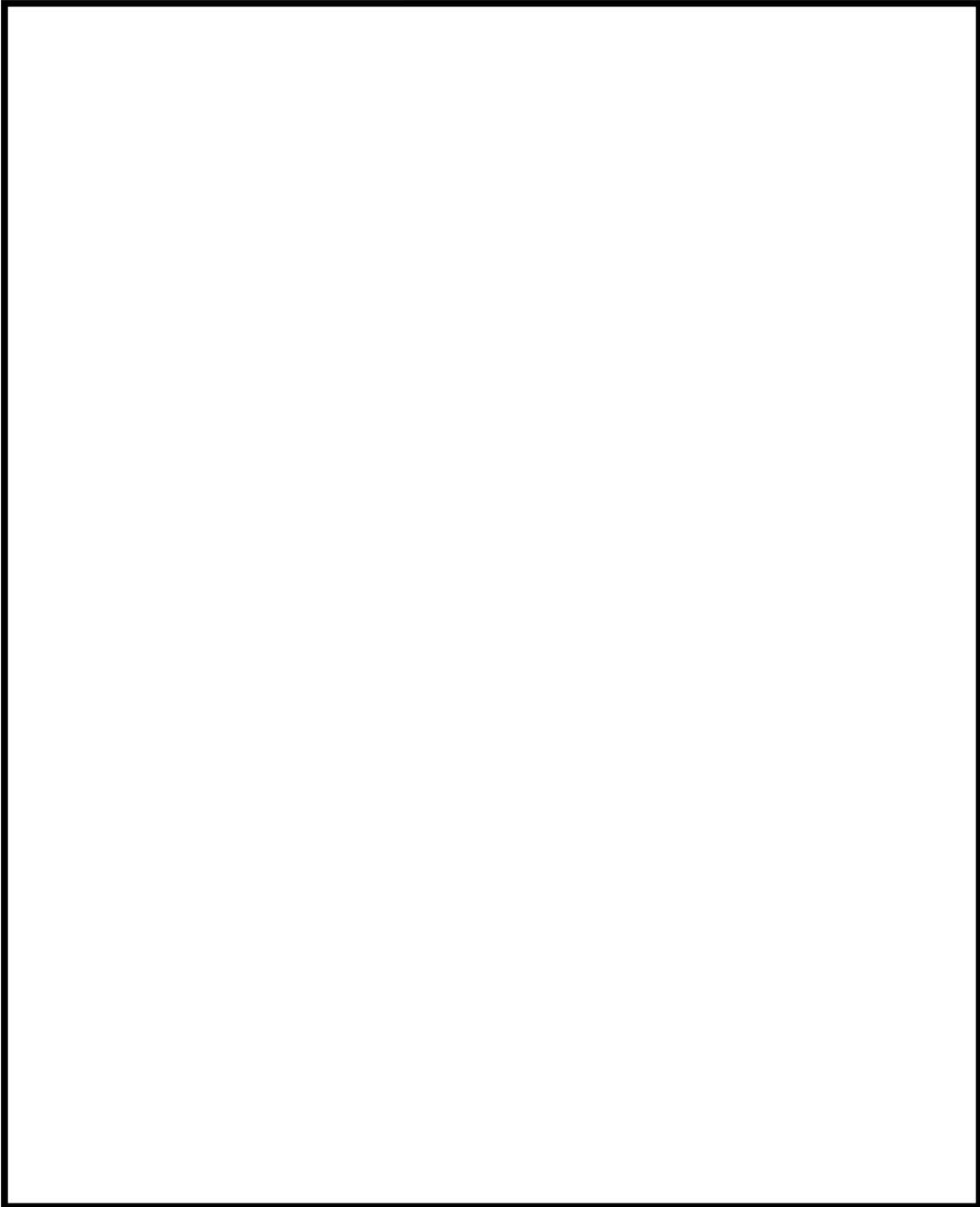


図 58-3-6 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上2階)

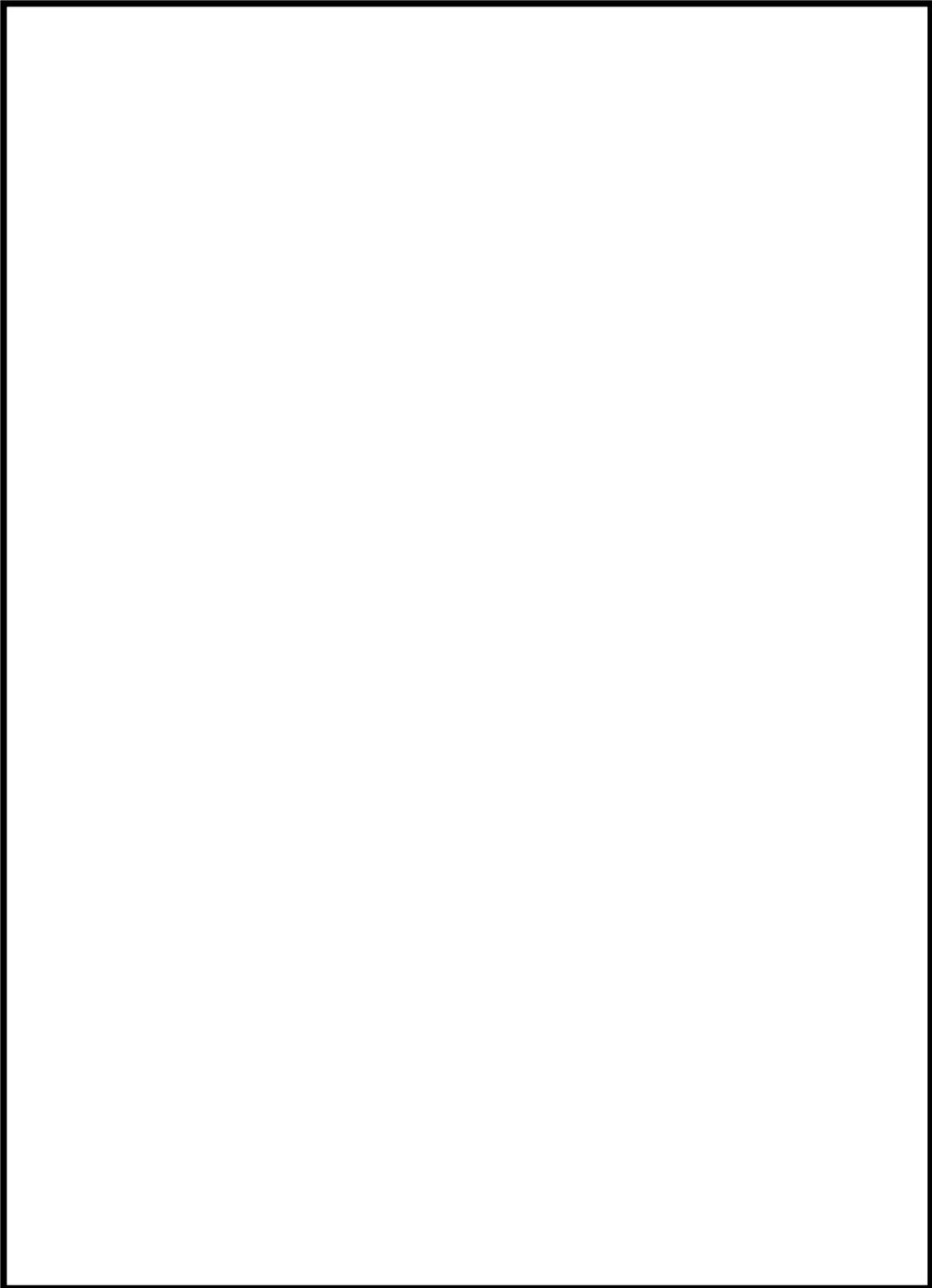


図 58-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上3階)

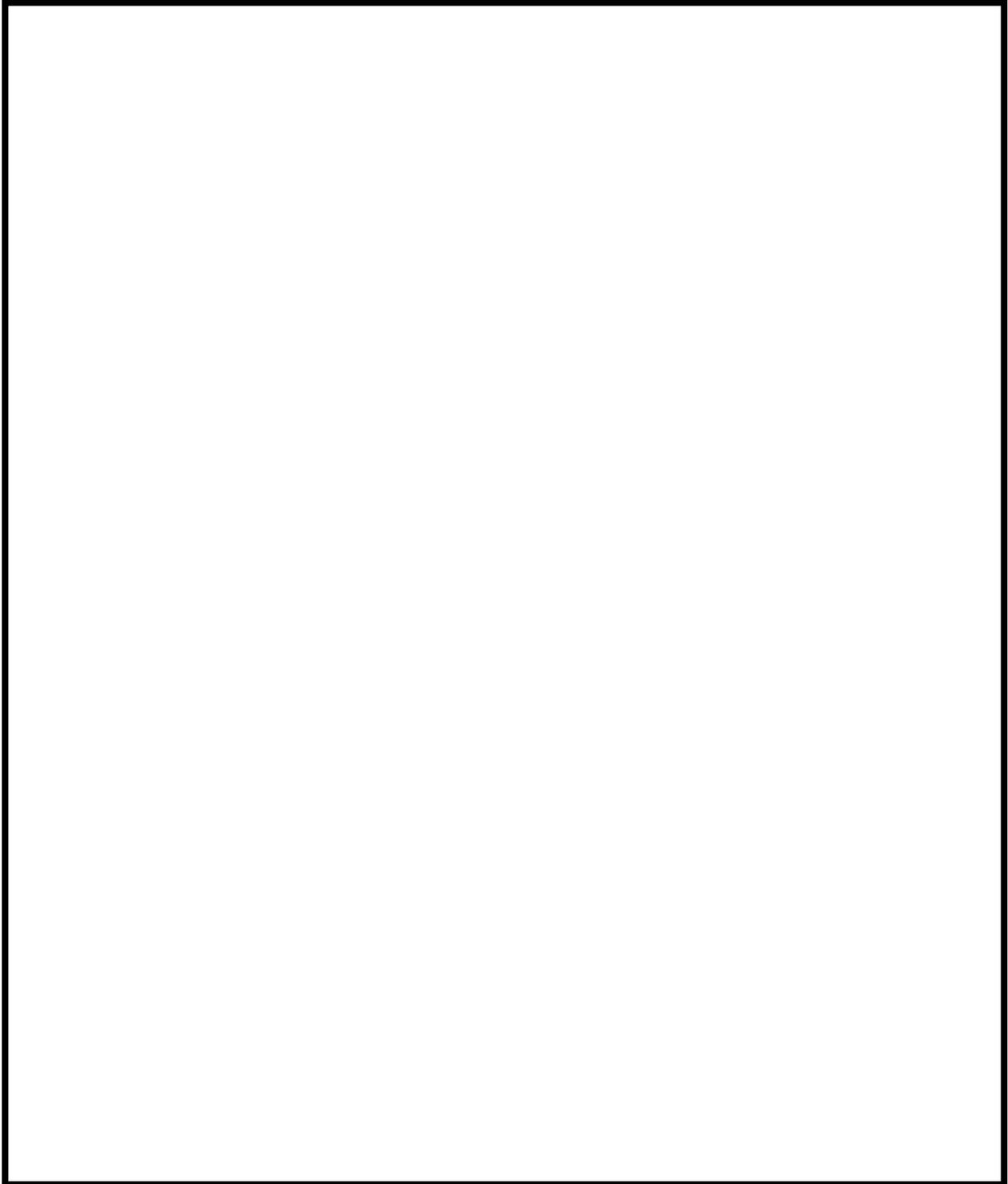


図 58-3-8 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

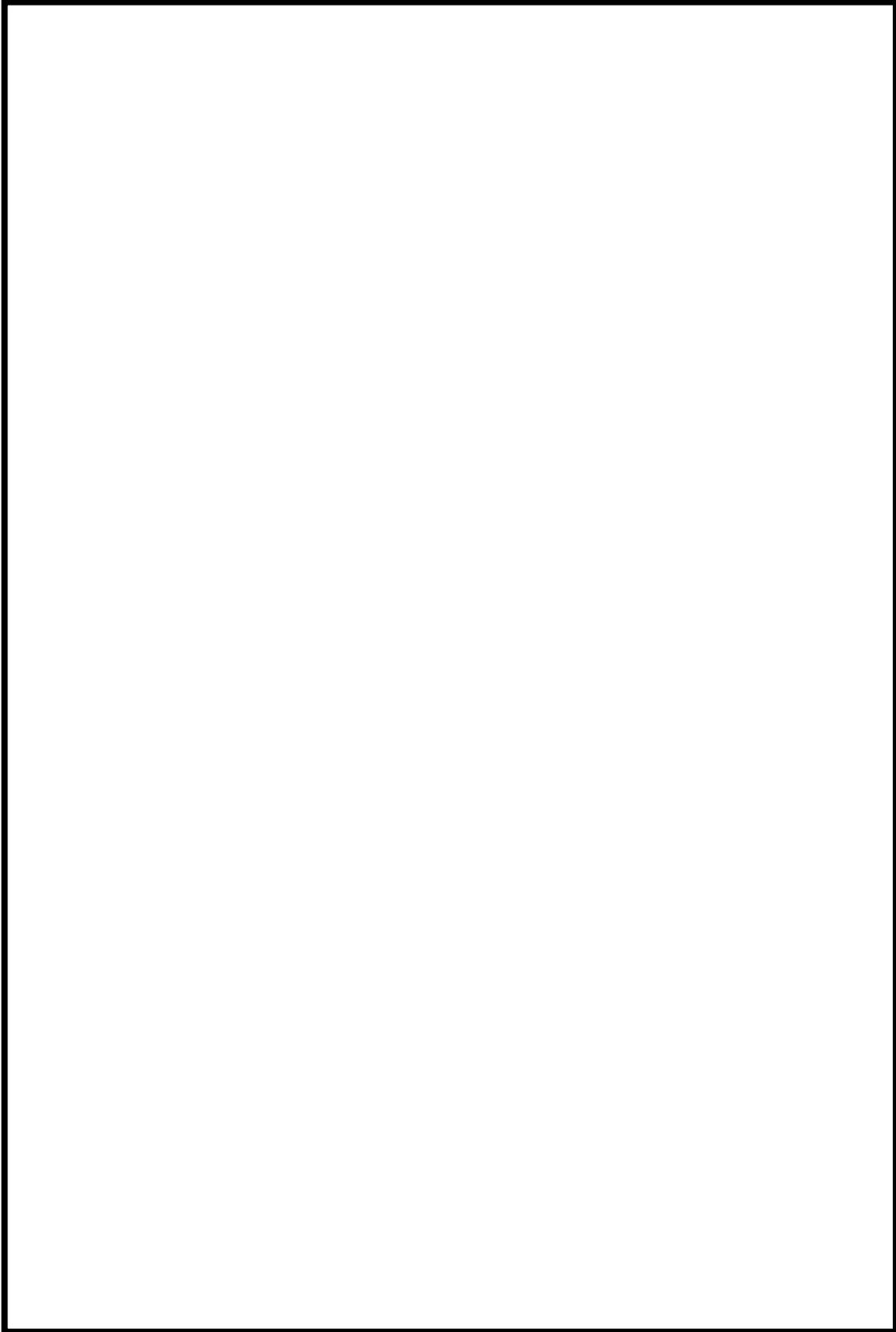


図 58-3-9 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

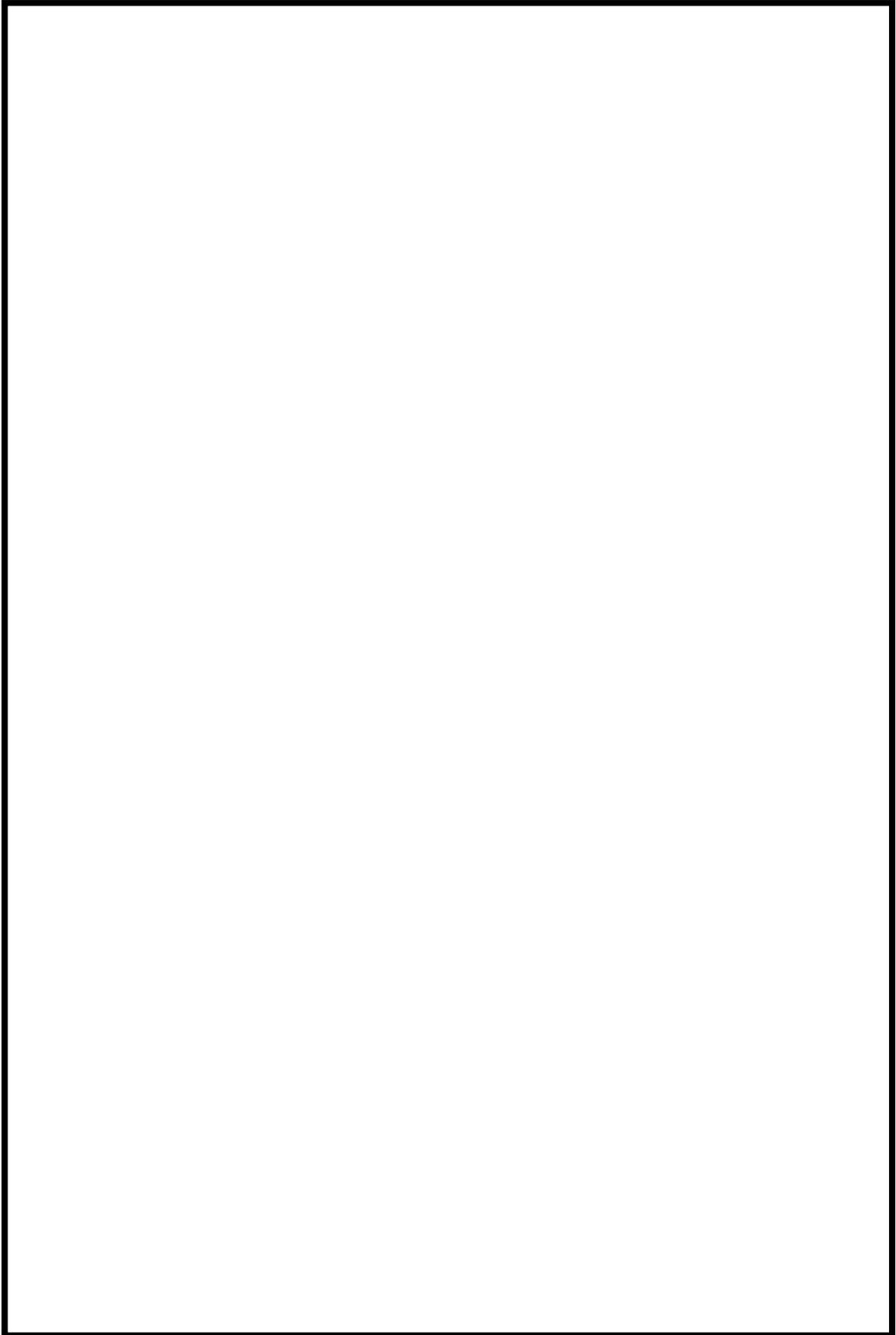


図 58-3-10 機器配置図 (6号炉 タービン建屋地下2階)

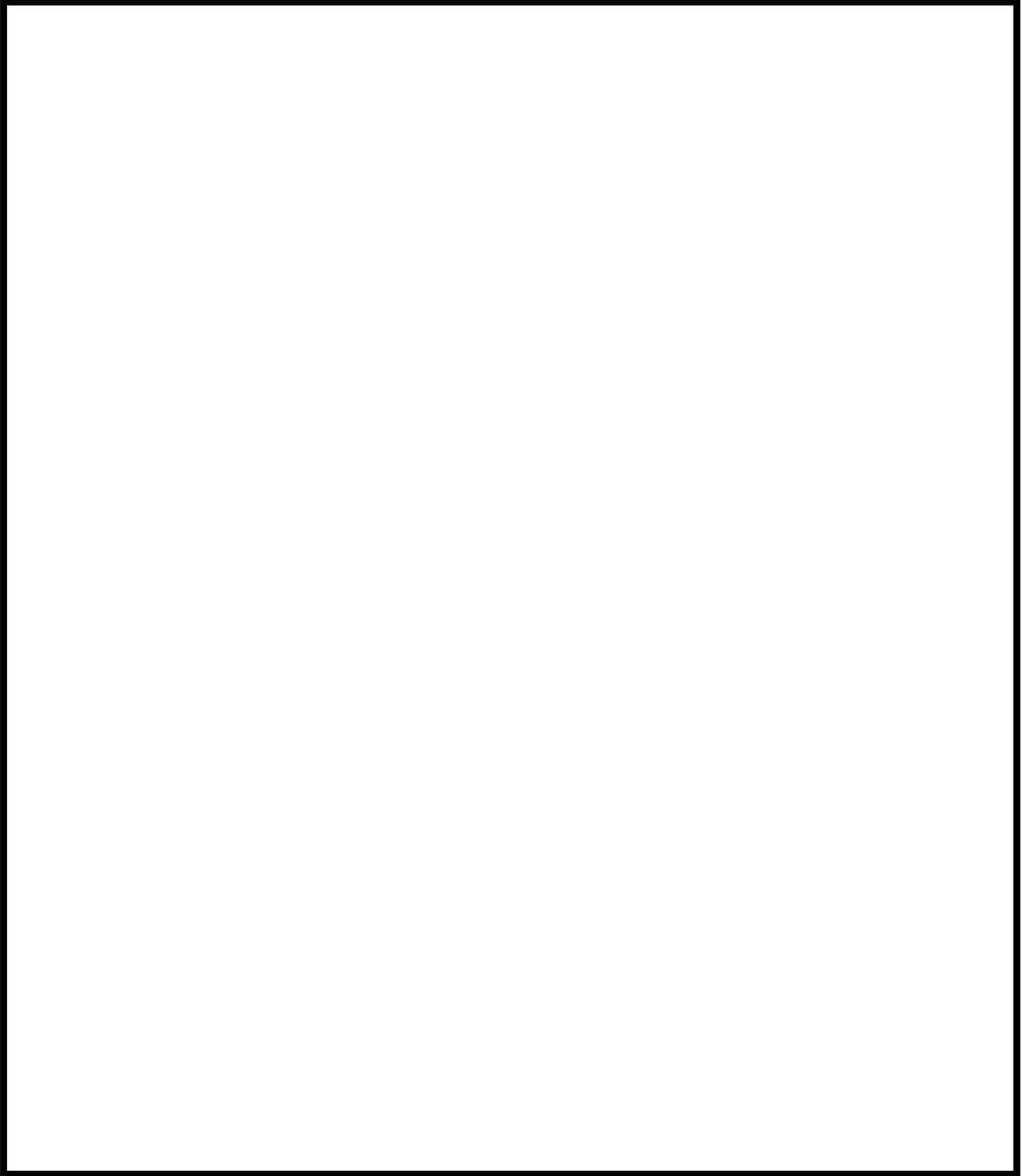


図 58-3-11 機器配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

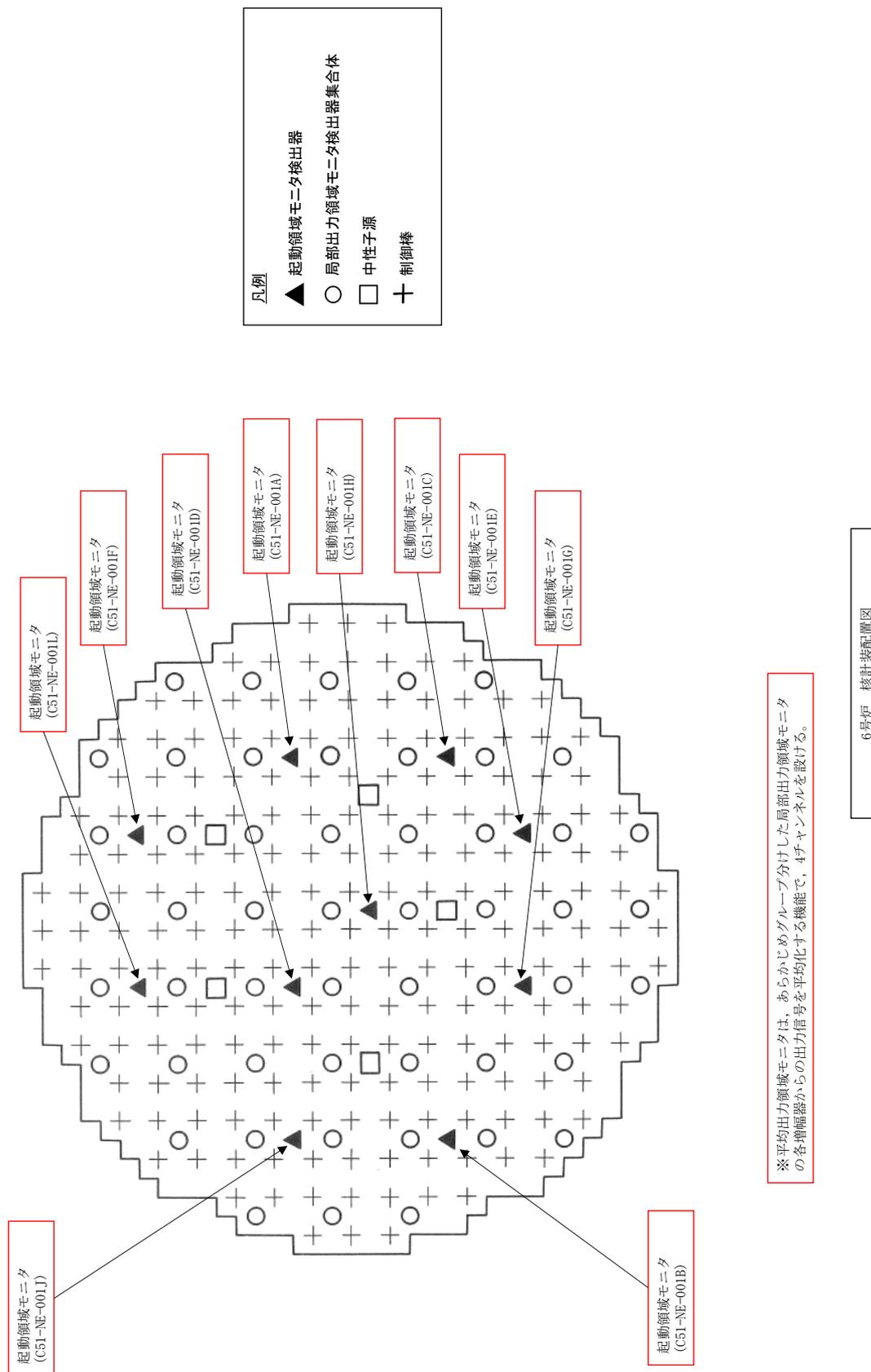


図 58-3-12 機器配置図 (6号炉 核計装配置図)

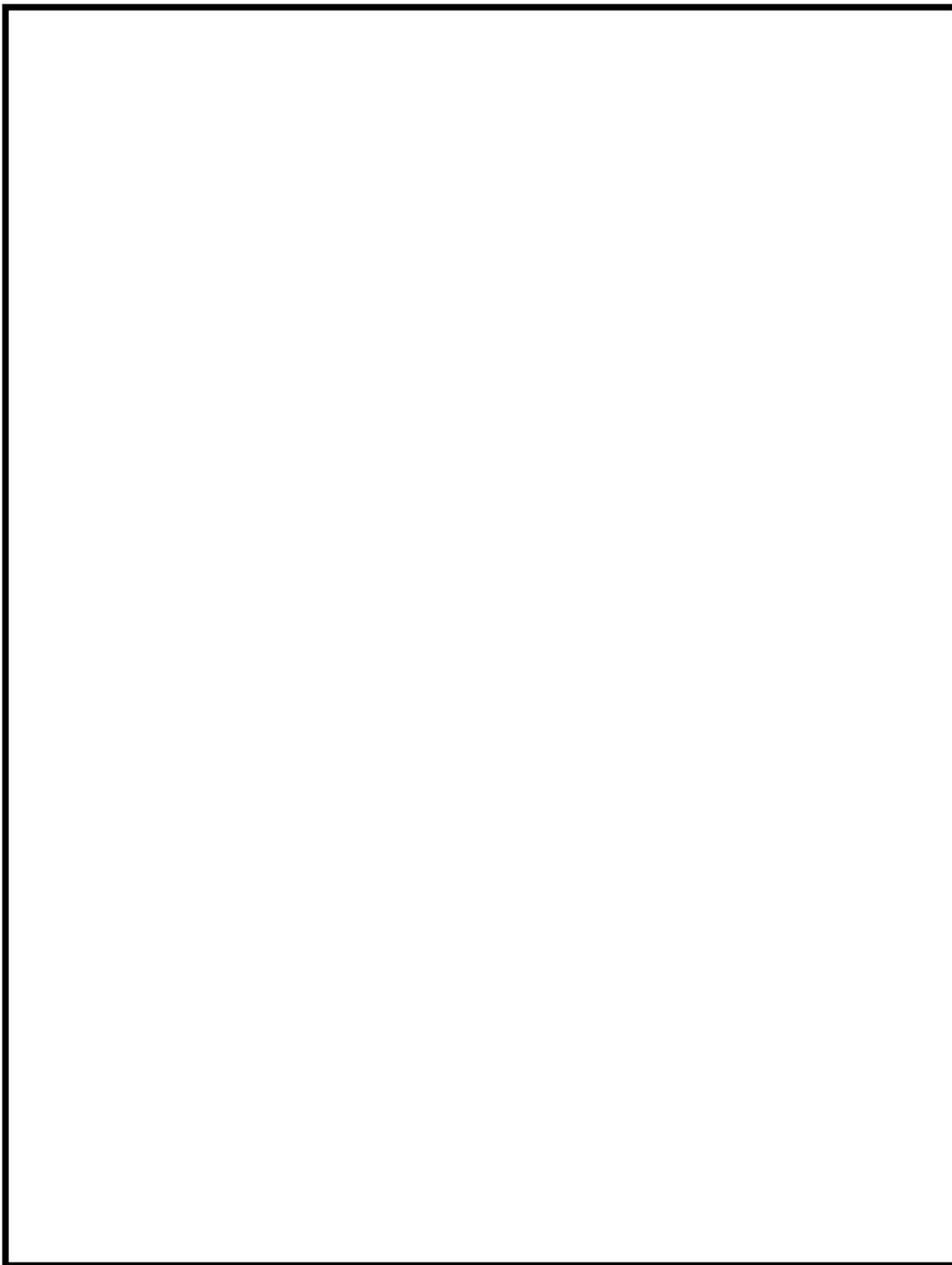


図 58-3-13 機器配置図 (6号炉 屋外)

表 58-3-2 配置図一覧表 (7号炉)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 18
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-14, 16
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-15, 16
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	原子炉建屋地下 1 階, 地上 1 階	図 58-3-16, 17
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	原子炉建屋地下 2 階, 地上 1 階	図 58-3-15, 17
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14, 19
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 17
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)	図 58-3-26
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉補機冷却水系系統流量	タービン建屋地下 1, 2 階	図 58-3-22, 23
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階 原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階, 地上 2 階	図 58-3-21 図 58-3-15, 16, 18
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上4階	図58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上4階	図58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階	図58-3-21
データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1階	図58-3-28, 29
SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1, 2階	図58-3-28, 29, 30
可搬型計測器 (7号炉)	コントロール建屋地上2階	図58-3-31
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)	5号炉原子炉建屋地上3階	図58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

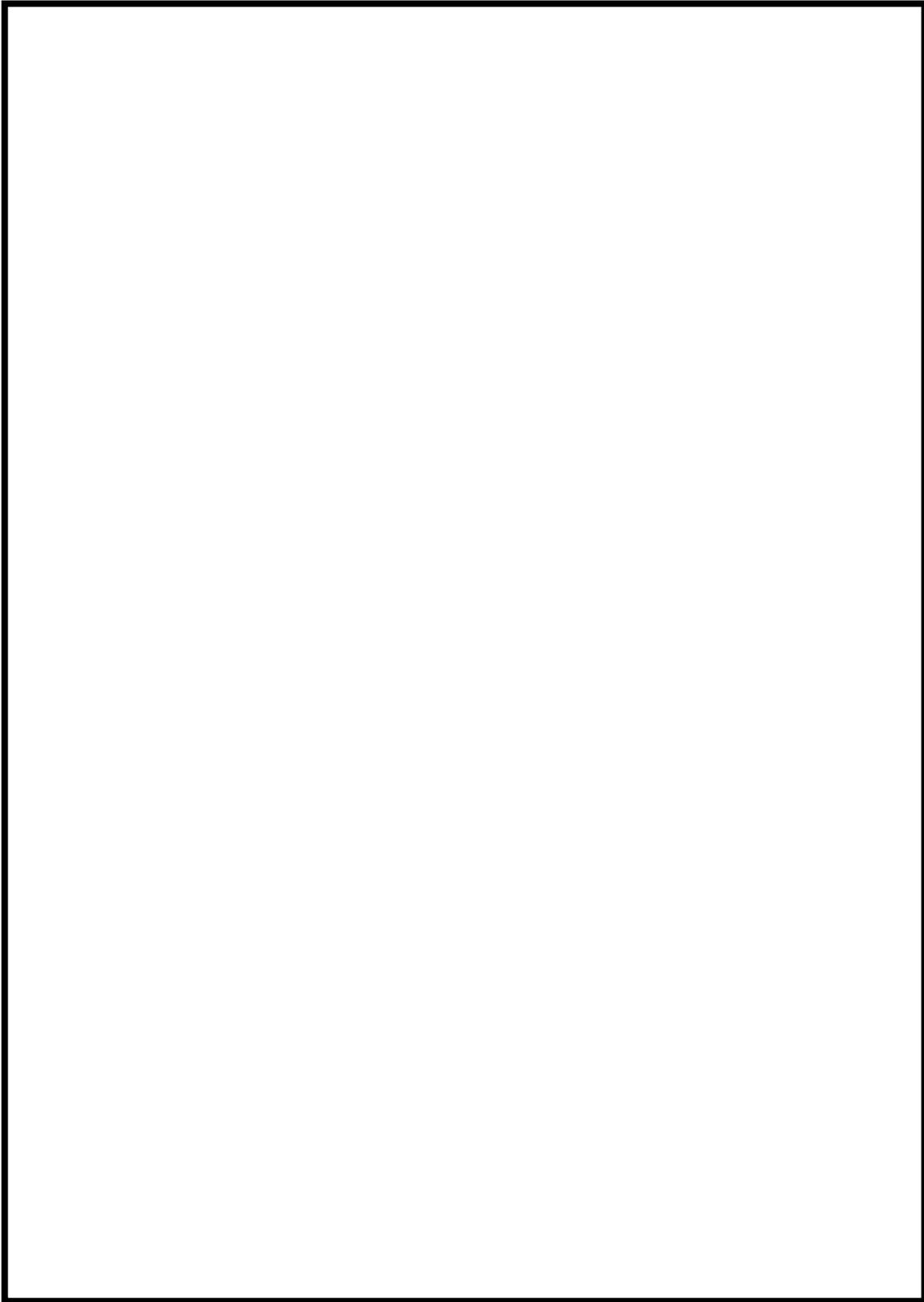


図 58-3-14 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下3階)

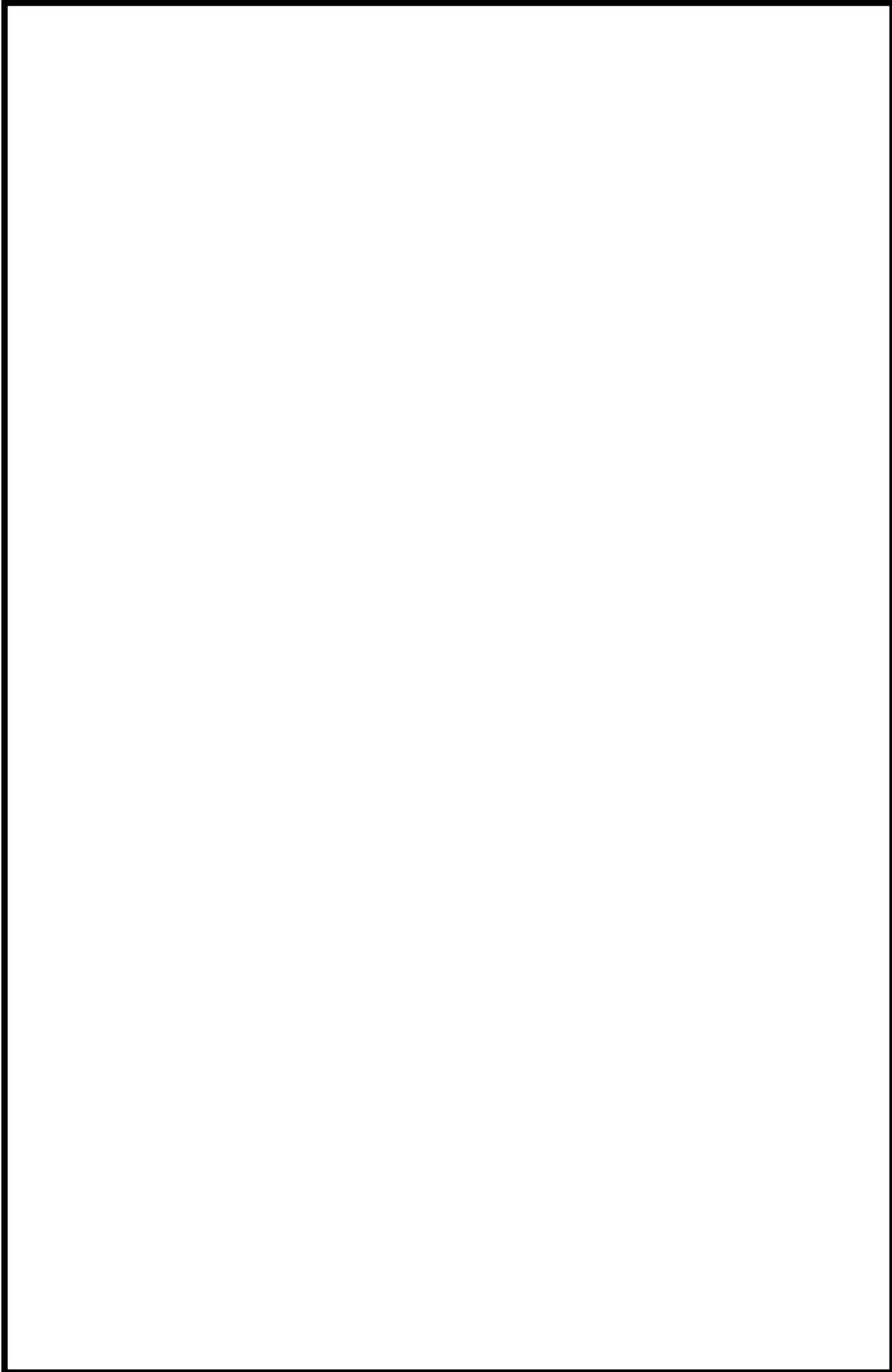


図 58-3-15 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下2階及び地下中2階)

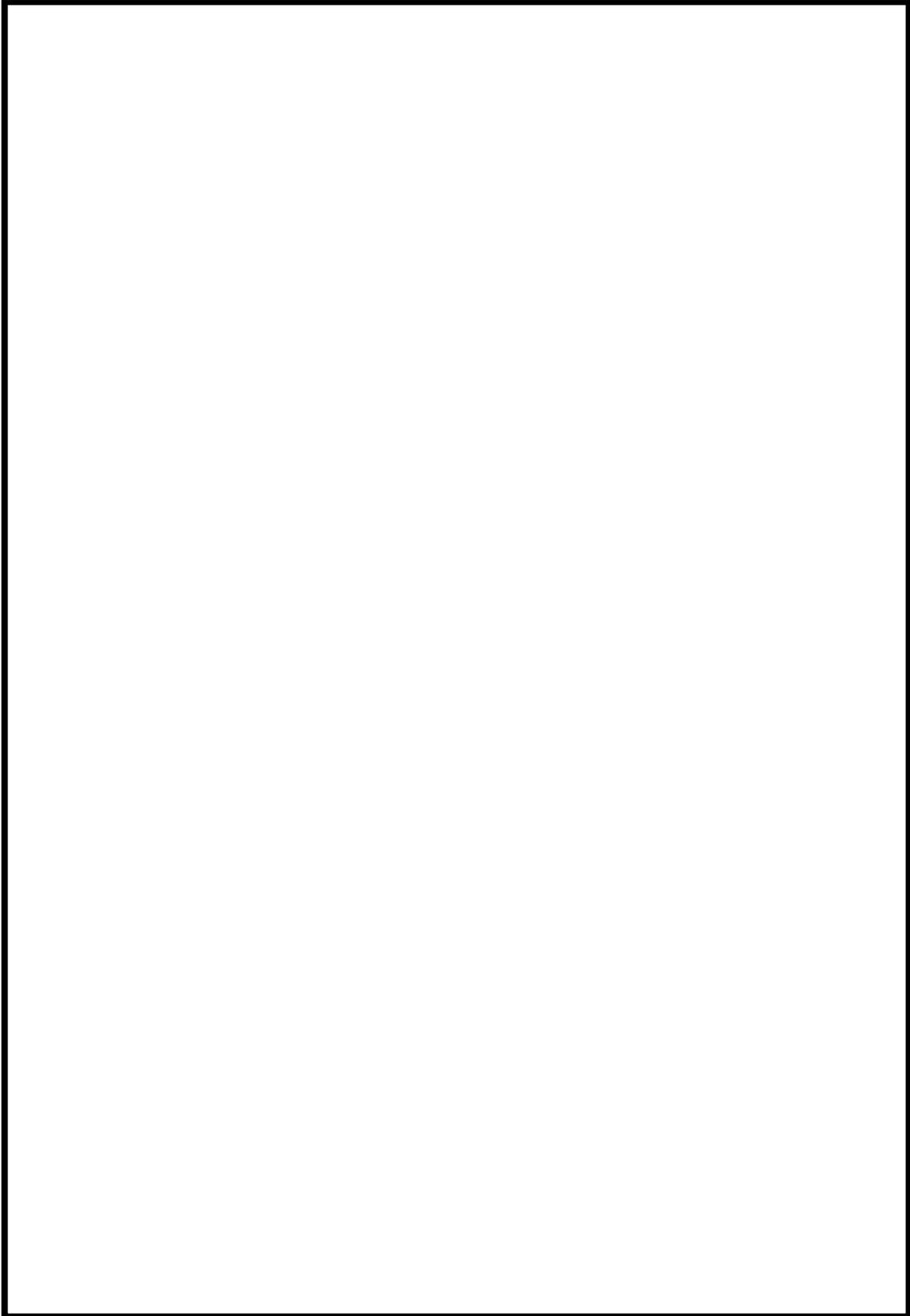


図 58-3-16 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下1階)

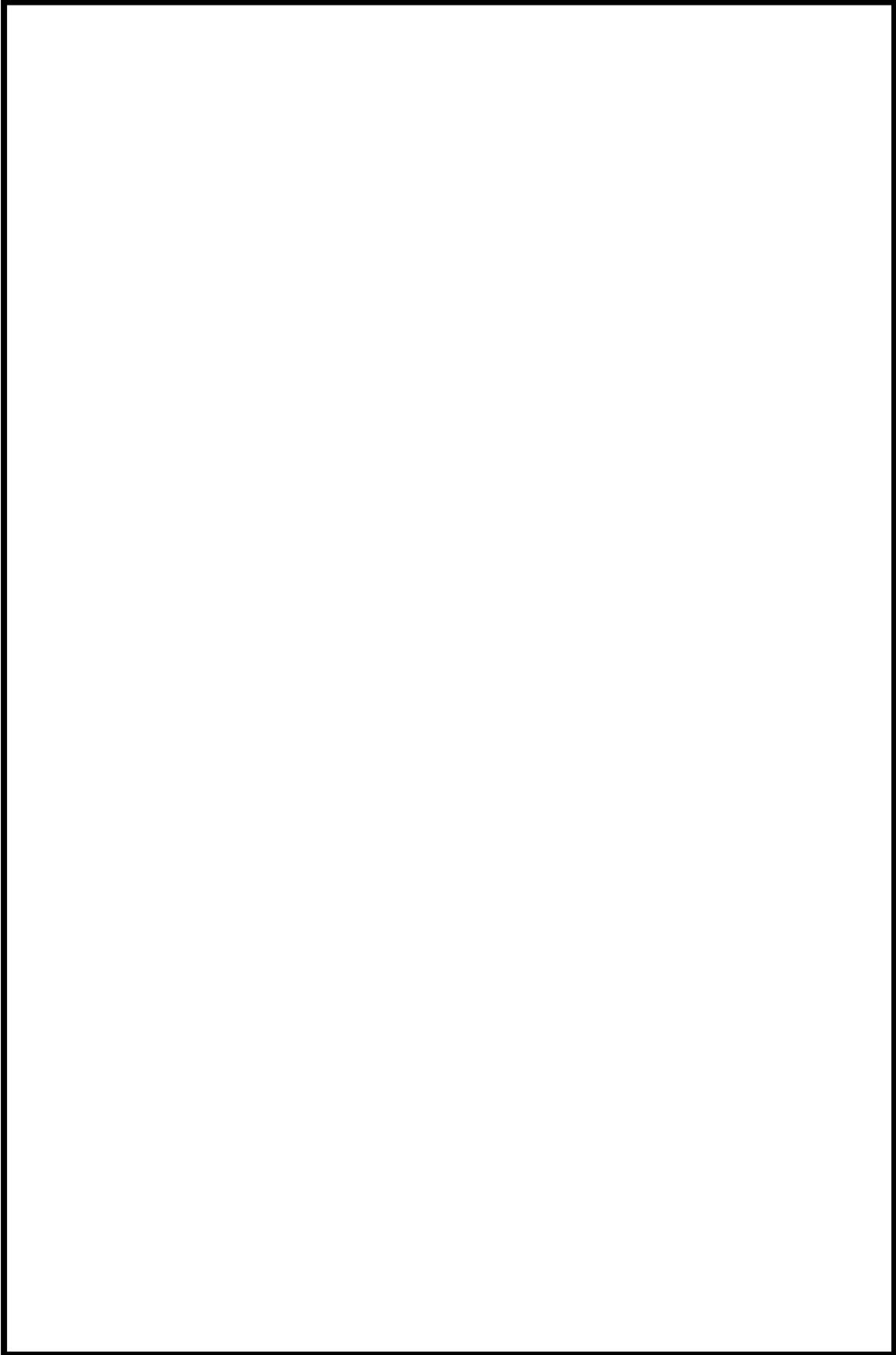


図 58-3-17 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

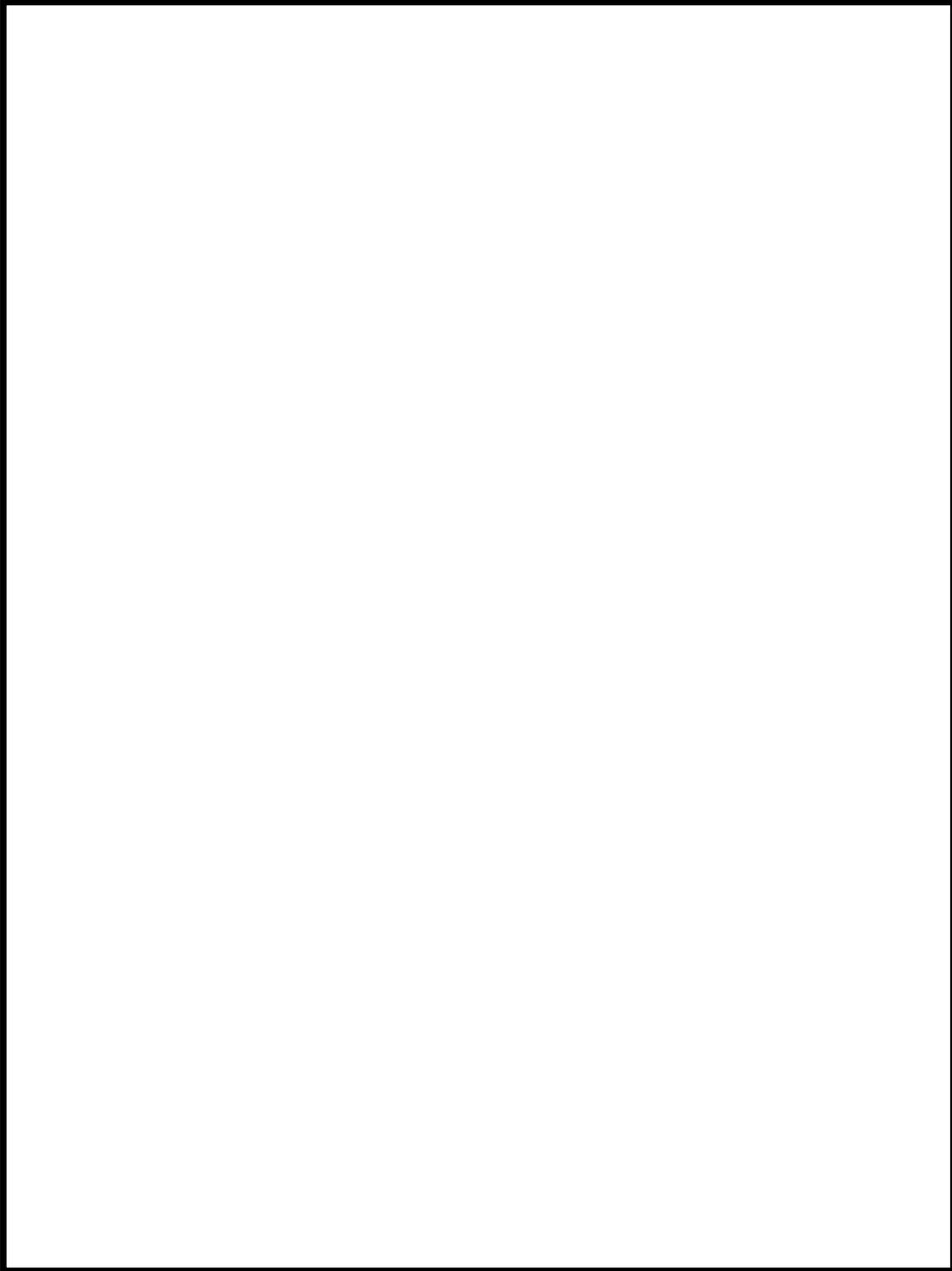


図 58-3-18 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

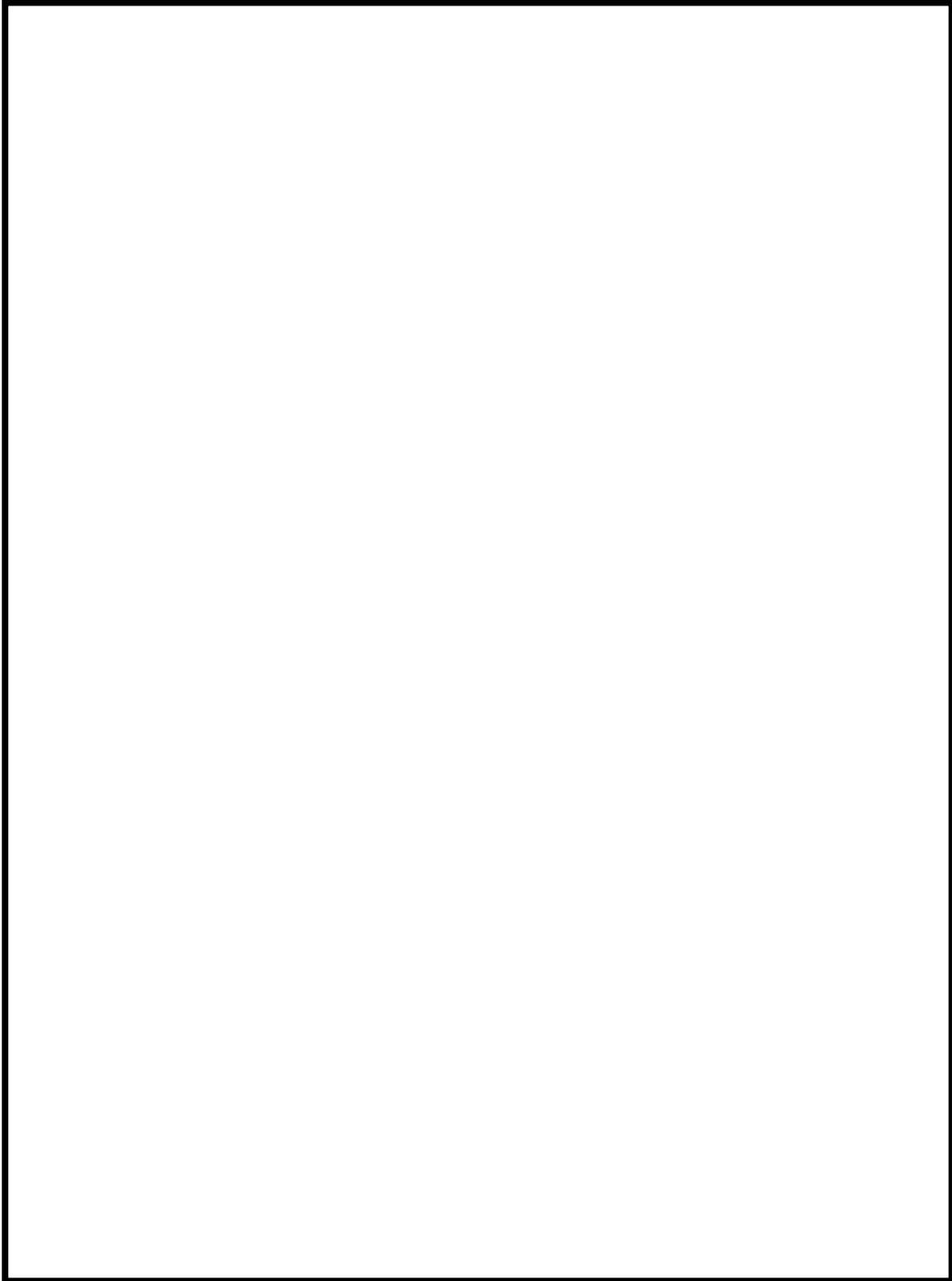


図 58-3-19 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

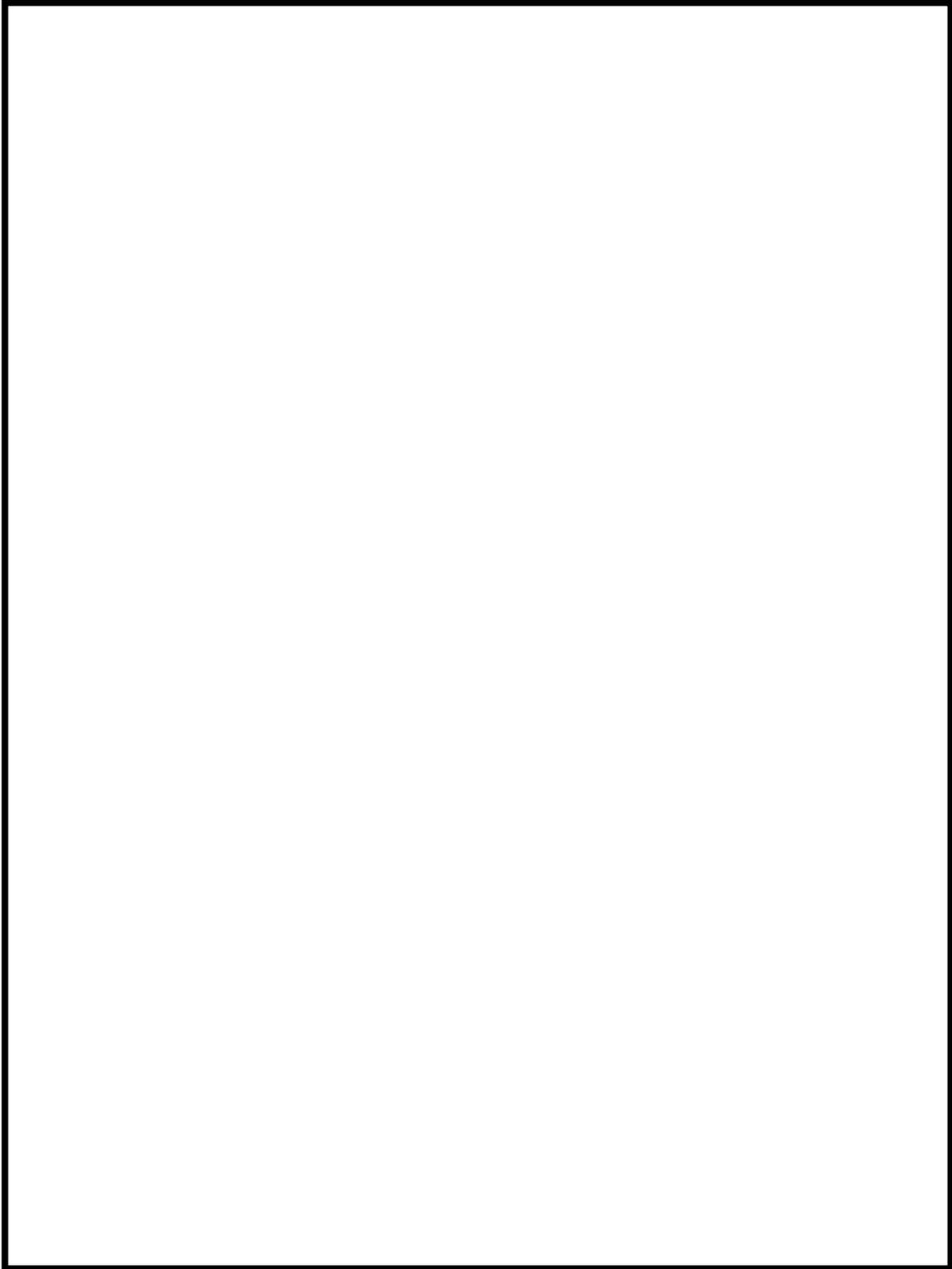


図 58-3-20 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

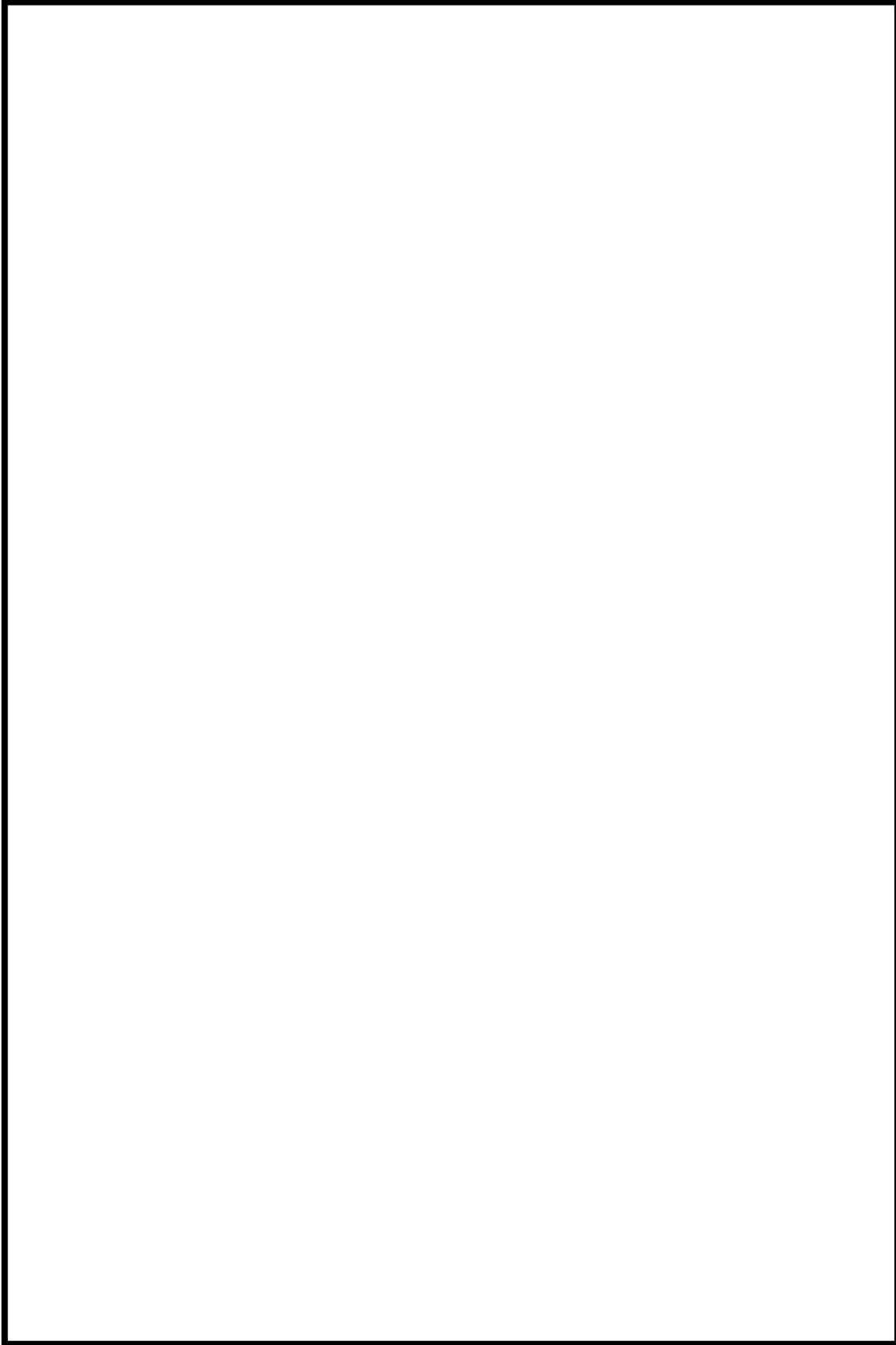


図 58-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

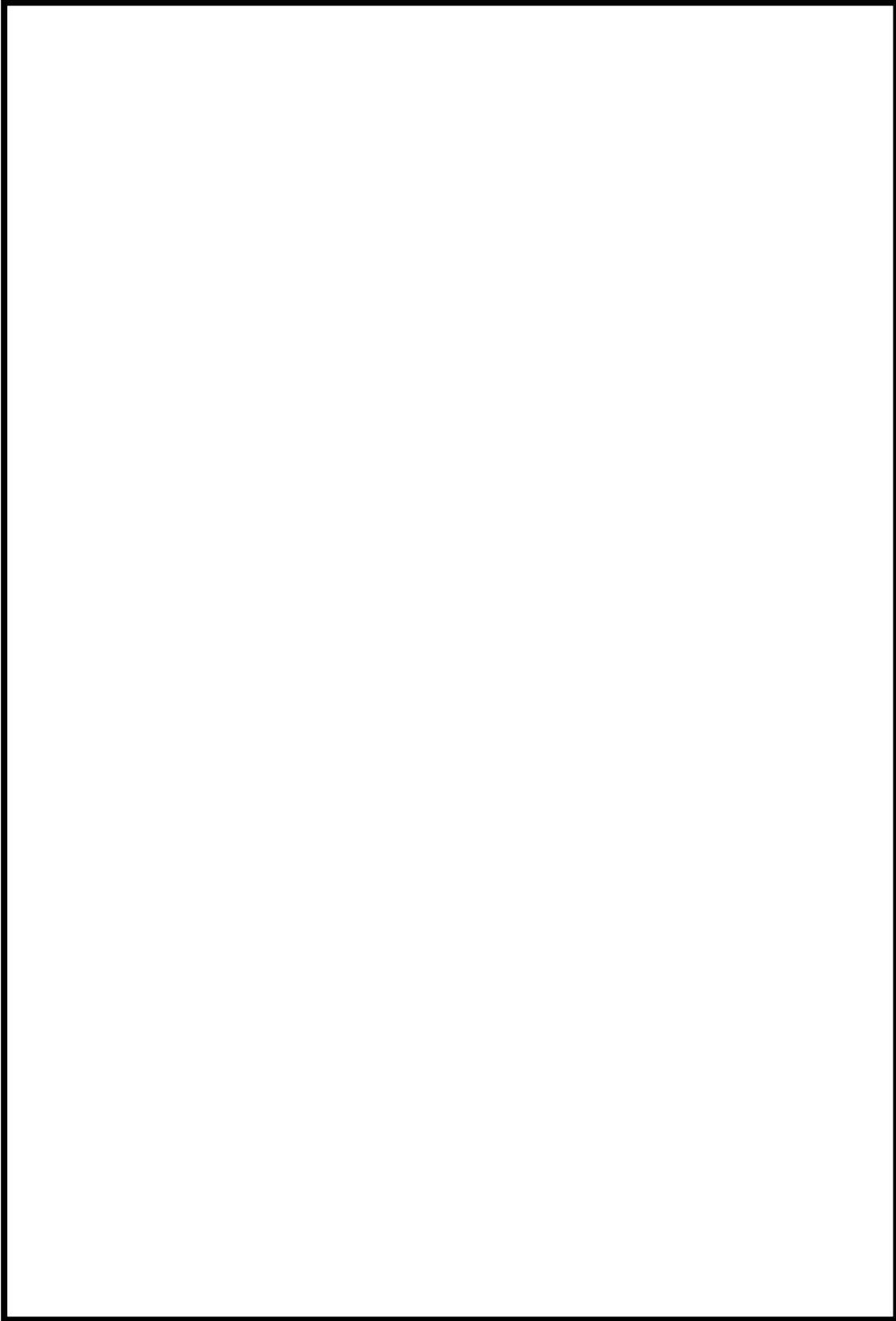


図 58-3-22 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

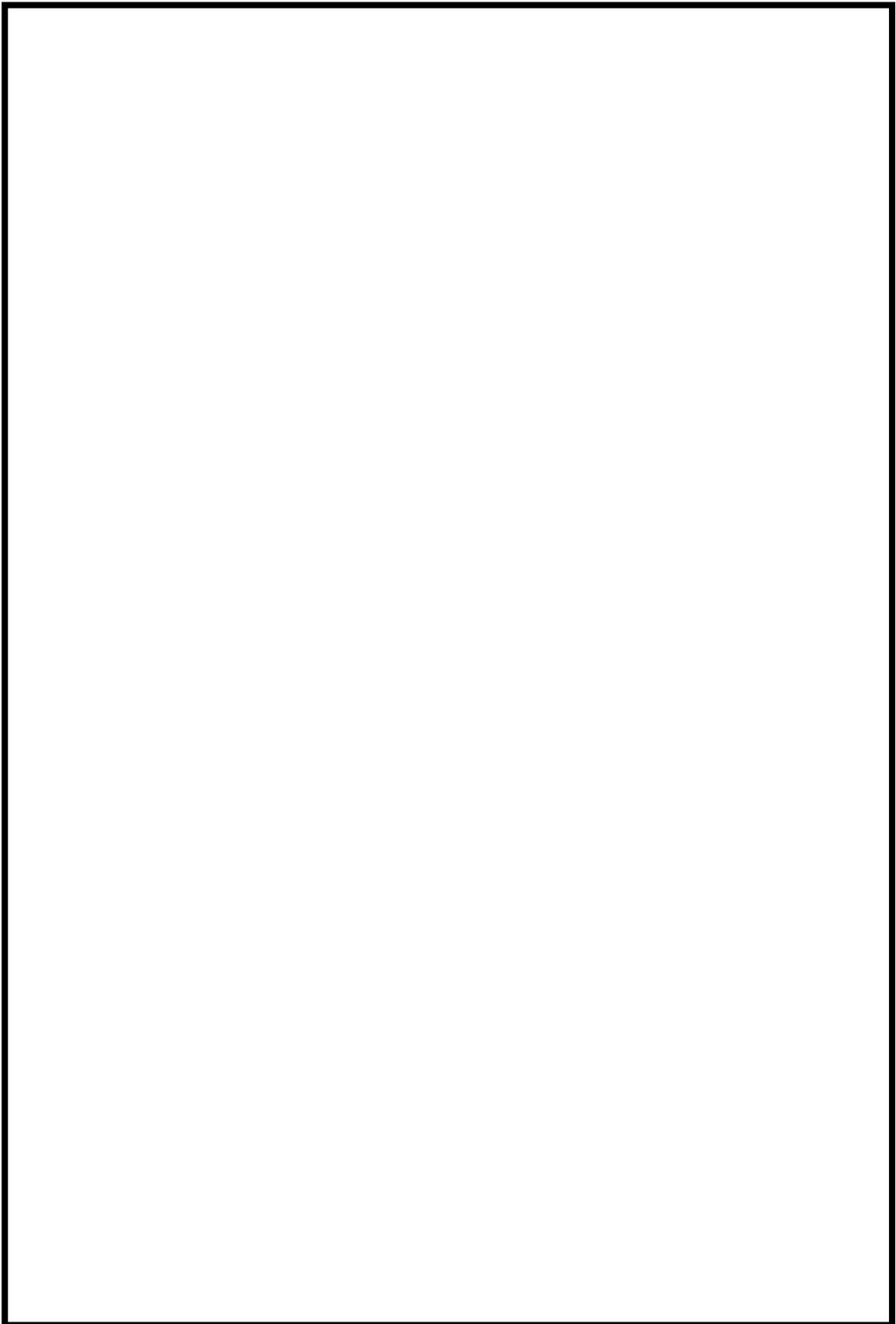


図 58-3-23 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下1階)

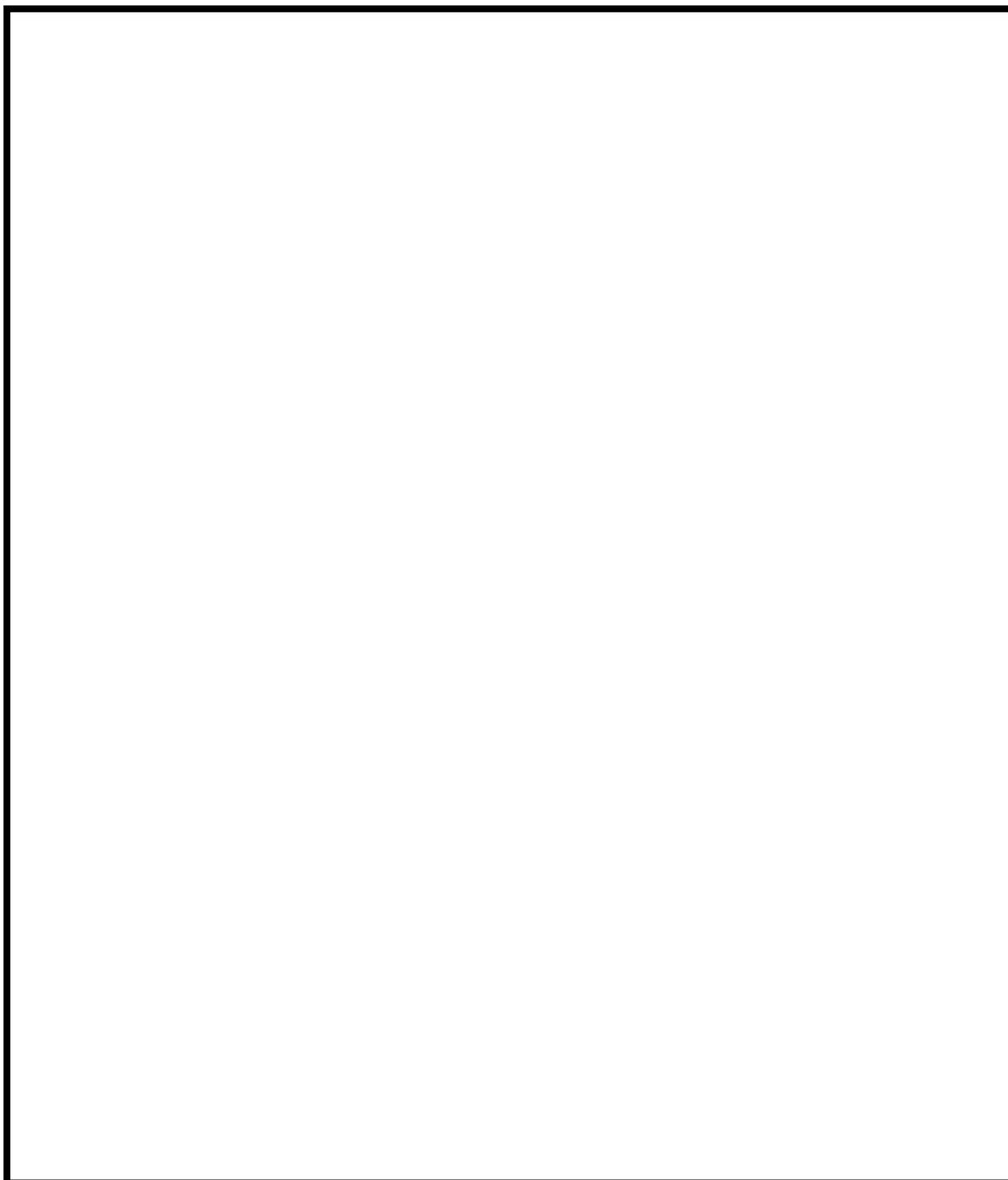
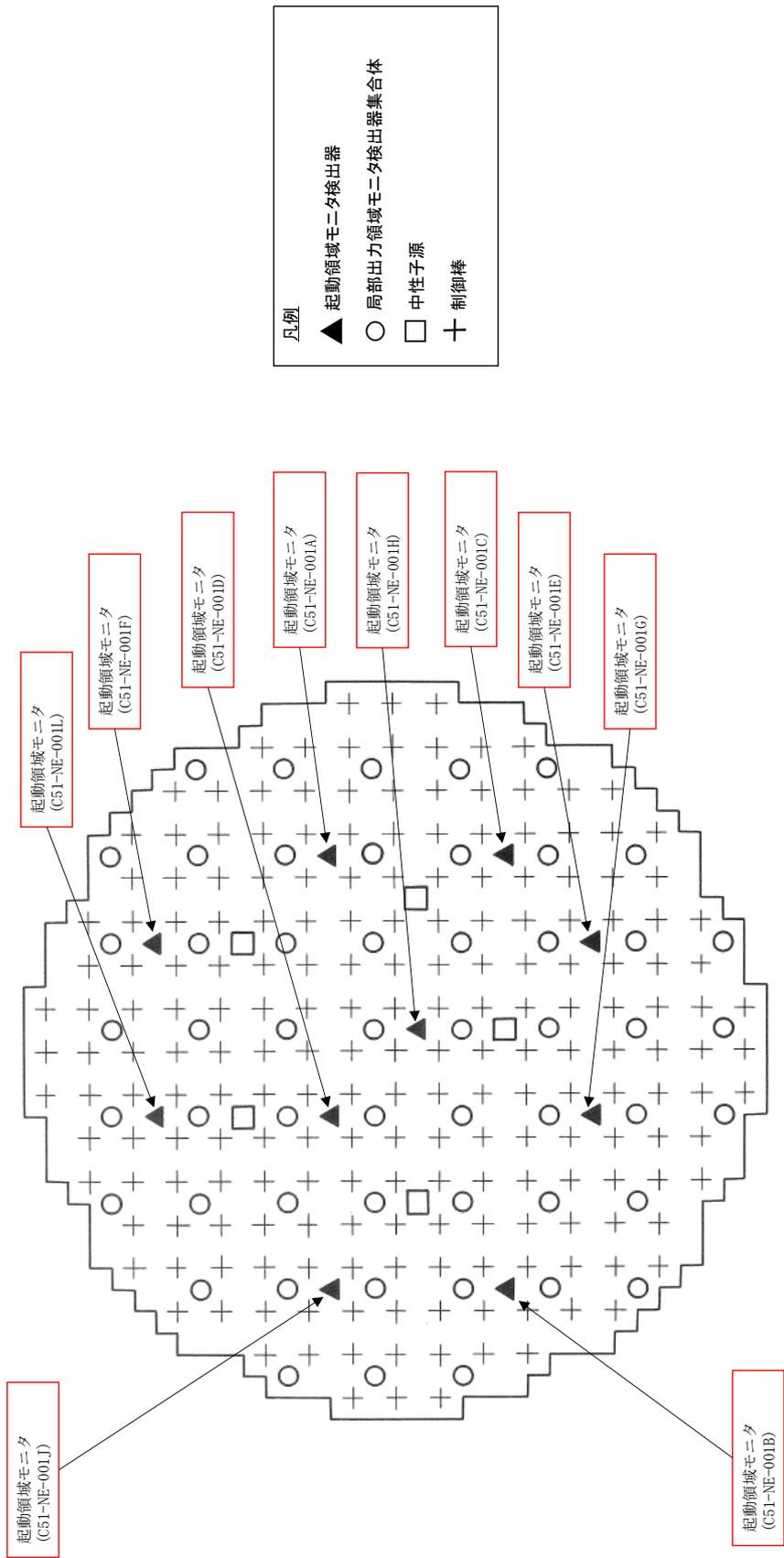


図 58-3-24 機器配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)



※平均出力領域モニタは、あらかじめグループ分けした局部出力領域モニタの各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、4チャンネルを設ける。

7号炉 核計装配置図

図 58-3-25 機器配置図 (7号炉 核計装配置図)

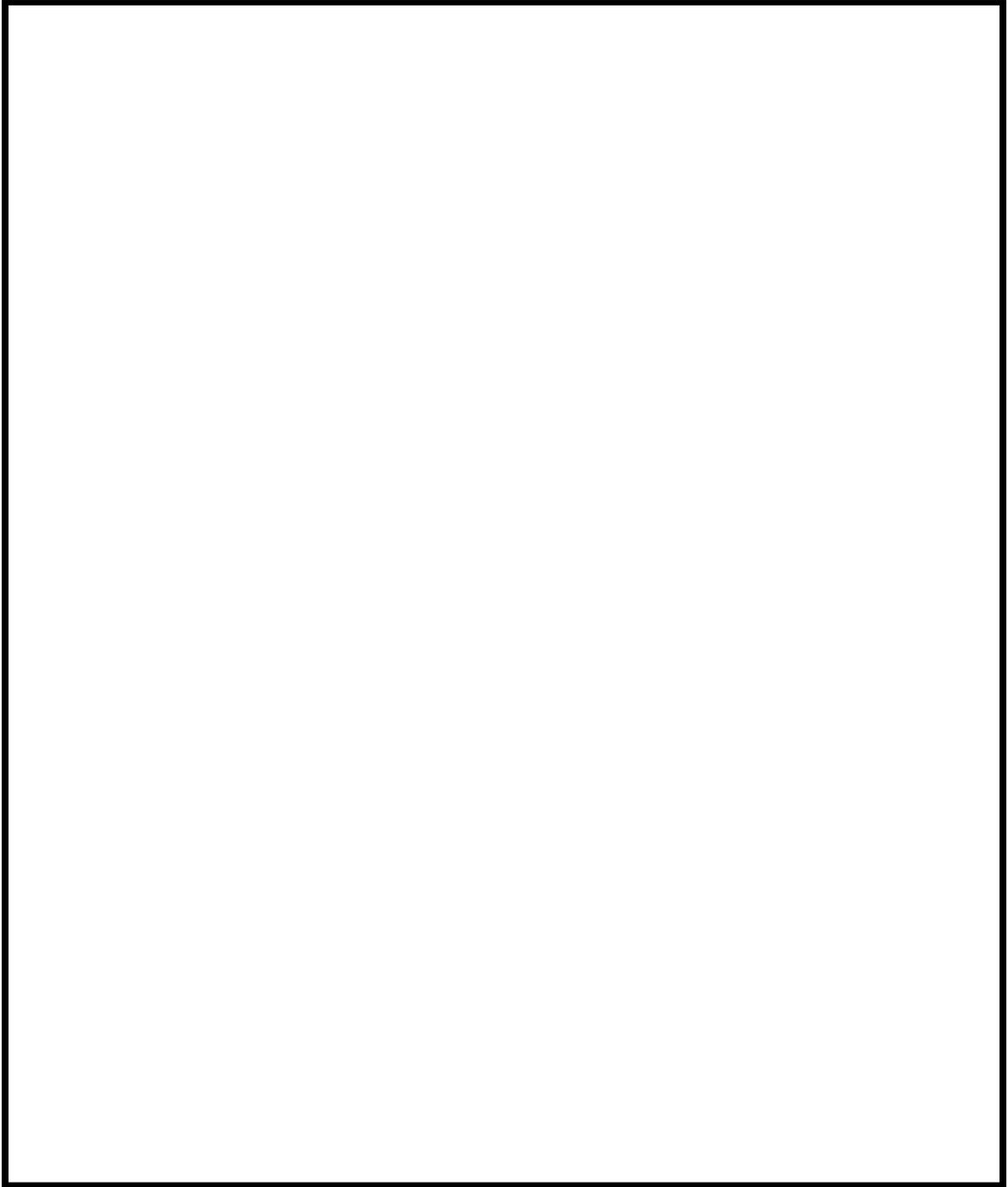
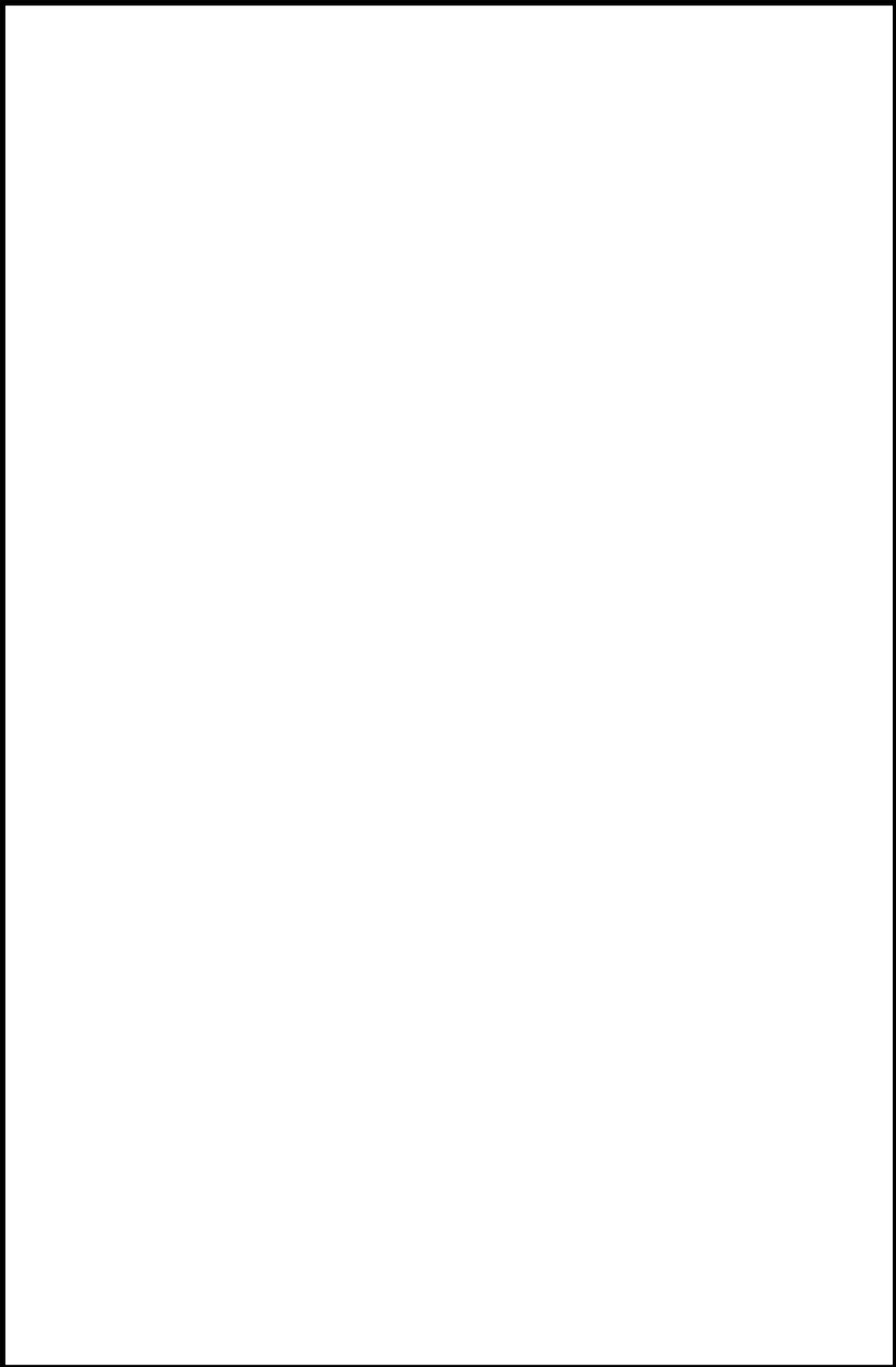


図 58-3-26 機器配置図 (7号炉 屋外)

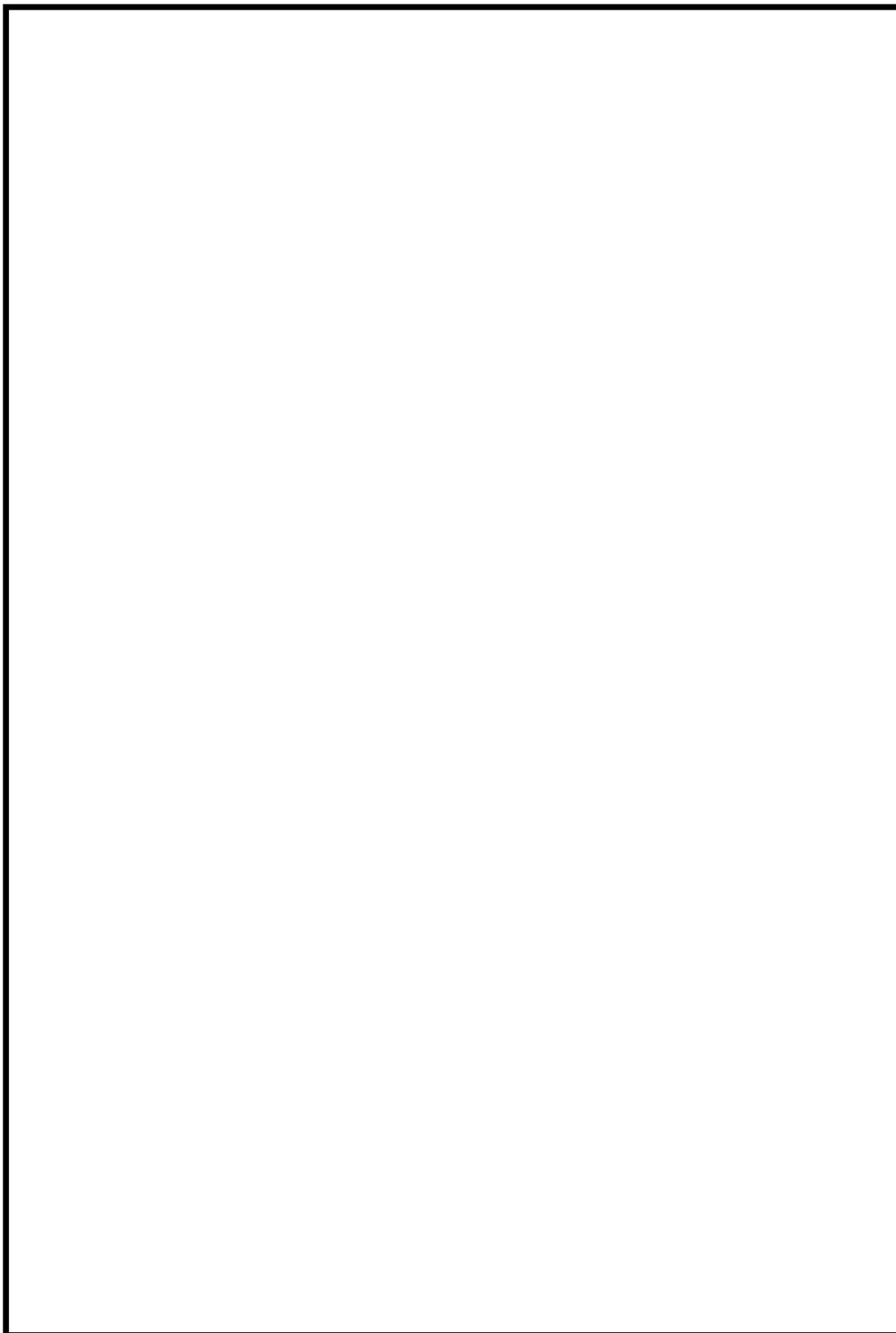
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。  
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-27 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 1 階) 中央制御室

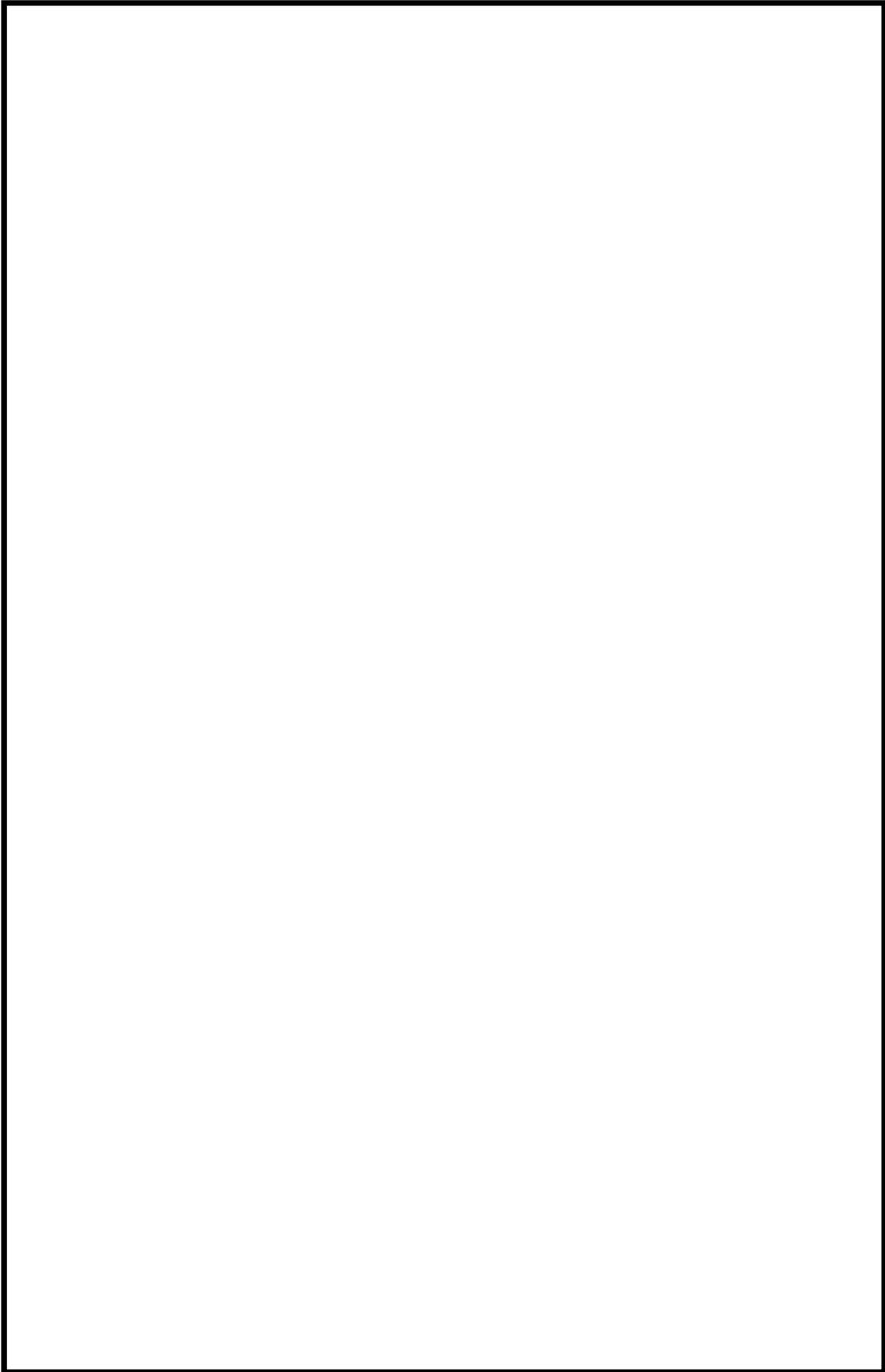
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。  
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-28 5号炉原子炉建屋地上3階 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

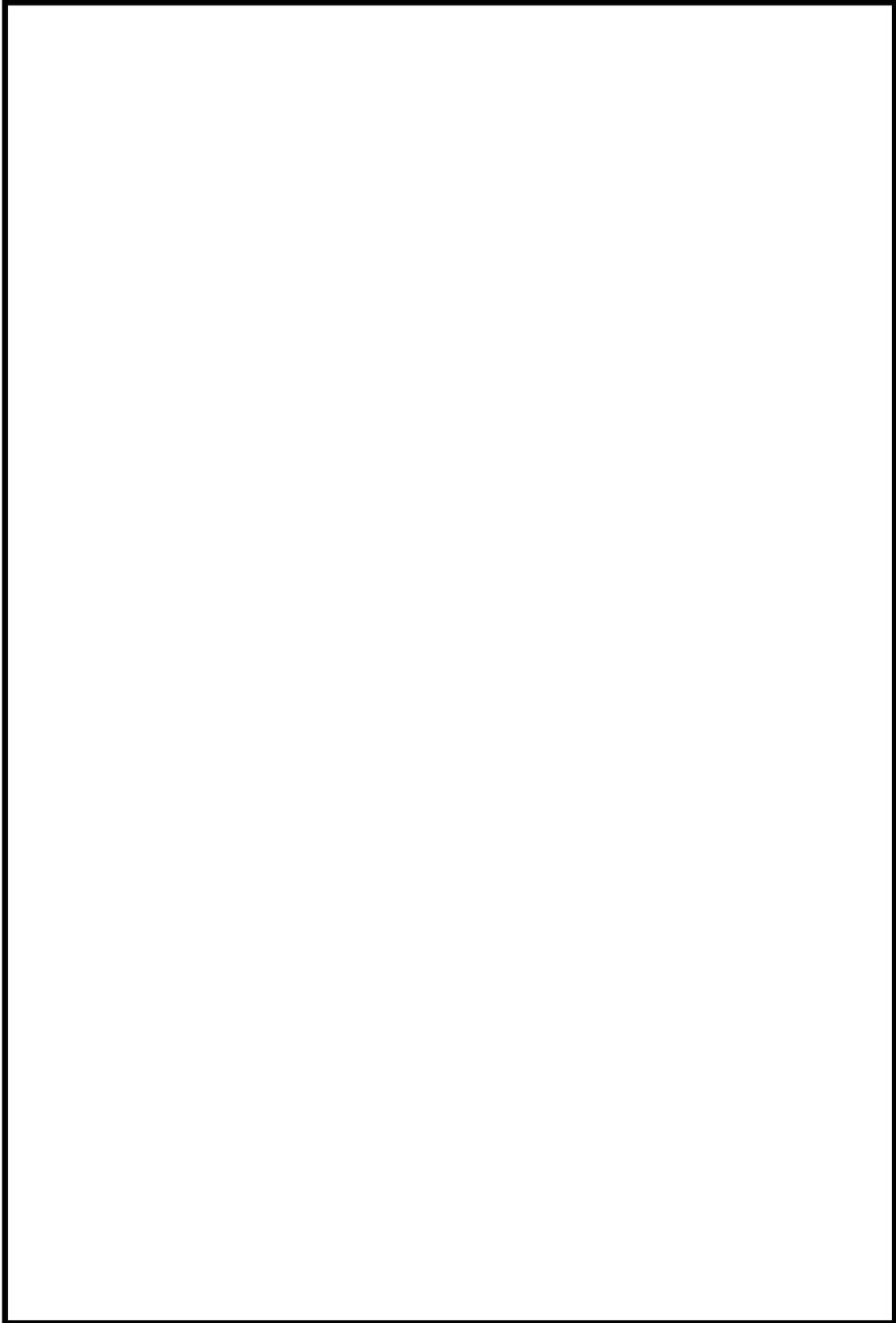
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。  
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-29 免震重要棟地上1階 免震重要棟内緊急時対策所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。  
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-30 免震重要棟地上 2 階 免震重要棟内緊急時対策所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

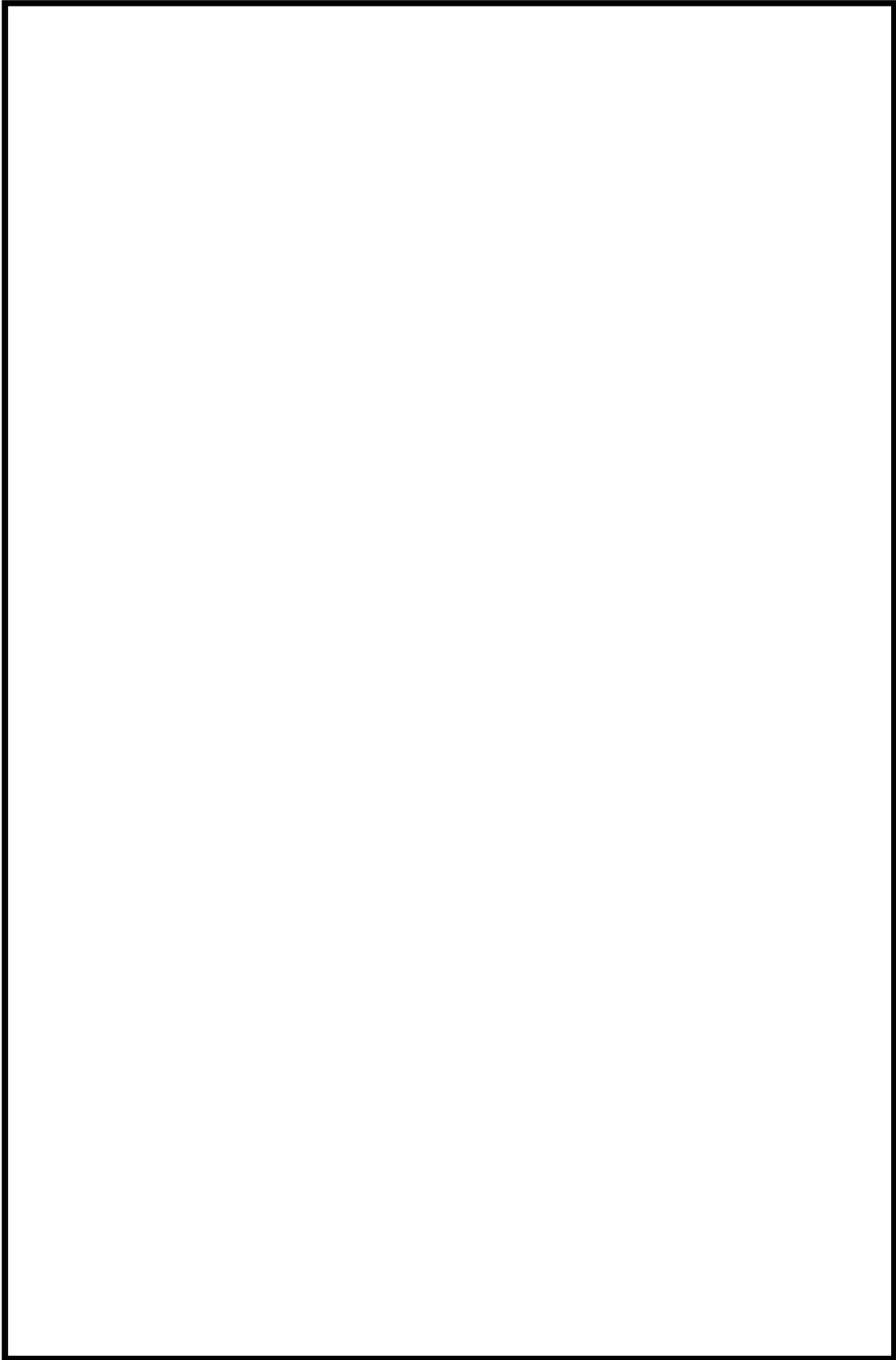


図 58-3-31 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階) 中央制御室

58-4  
系統図

- ⑫ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑬ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑭ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ⑮ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑯ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

- ⑫ 装置水位
- ⑬ 装置入口圧力
- ⑭ 装置出口放射線モニタ
- ⑮ 装置水素濃度
- ⑯ 装置金属ワイヤ差圧
- ⑰ 装置スクラップ水pH
- ⑱ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高圧炉心注水系系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑩ 高圧代替注水系系統流量
- ⑪ 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

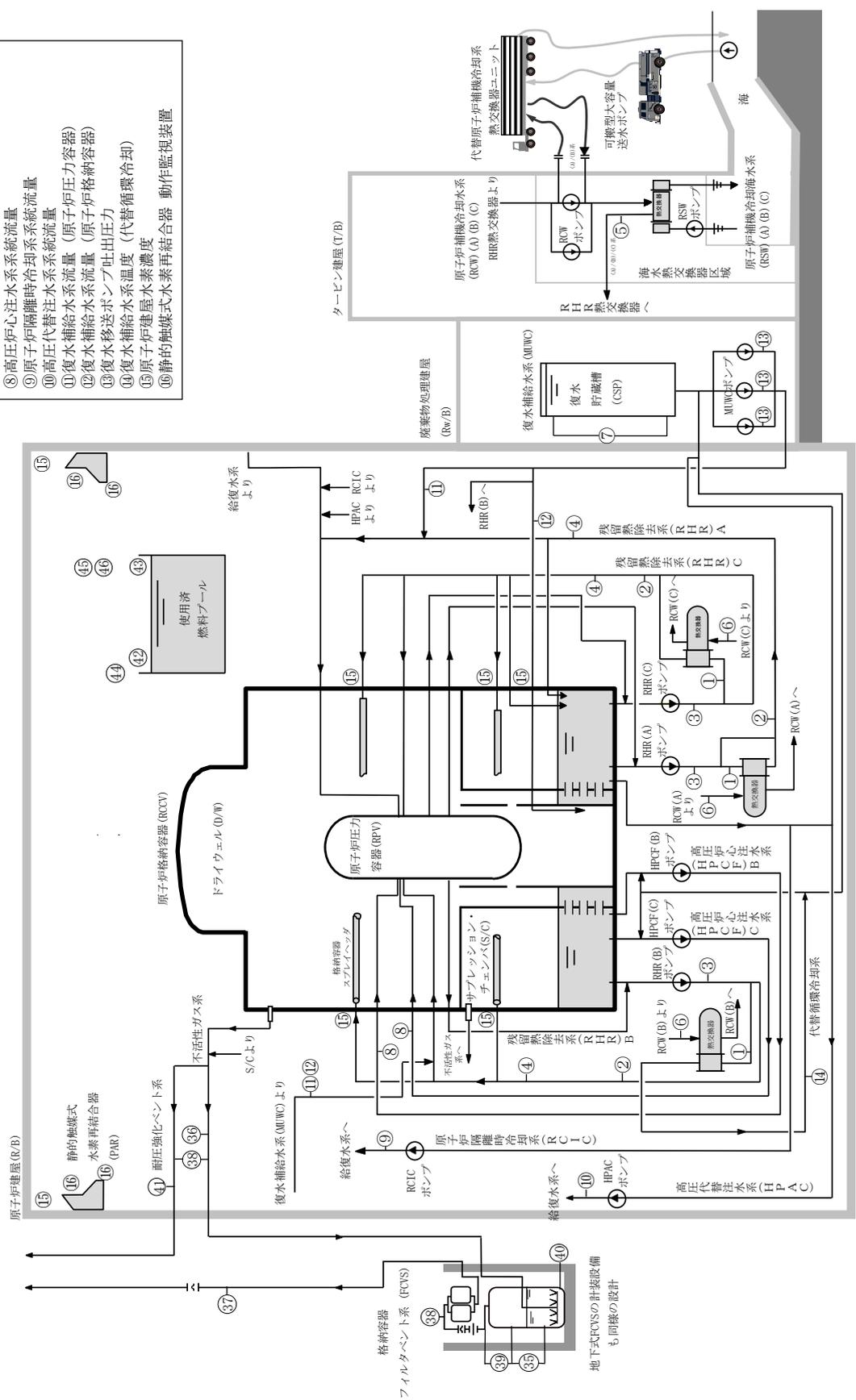
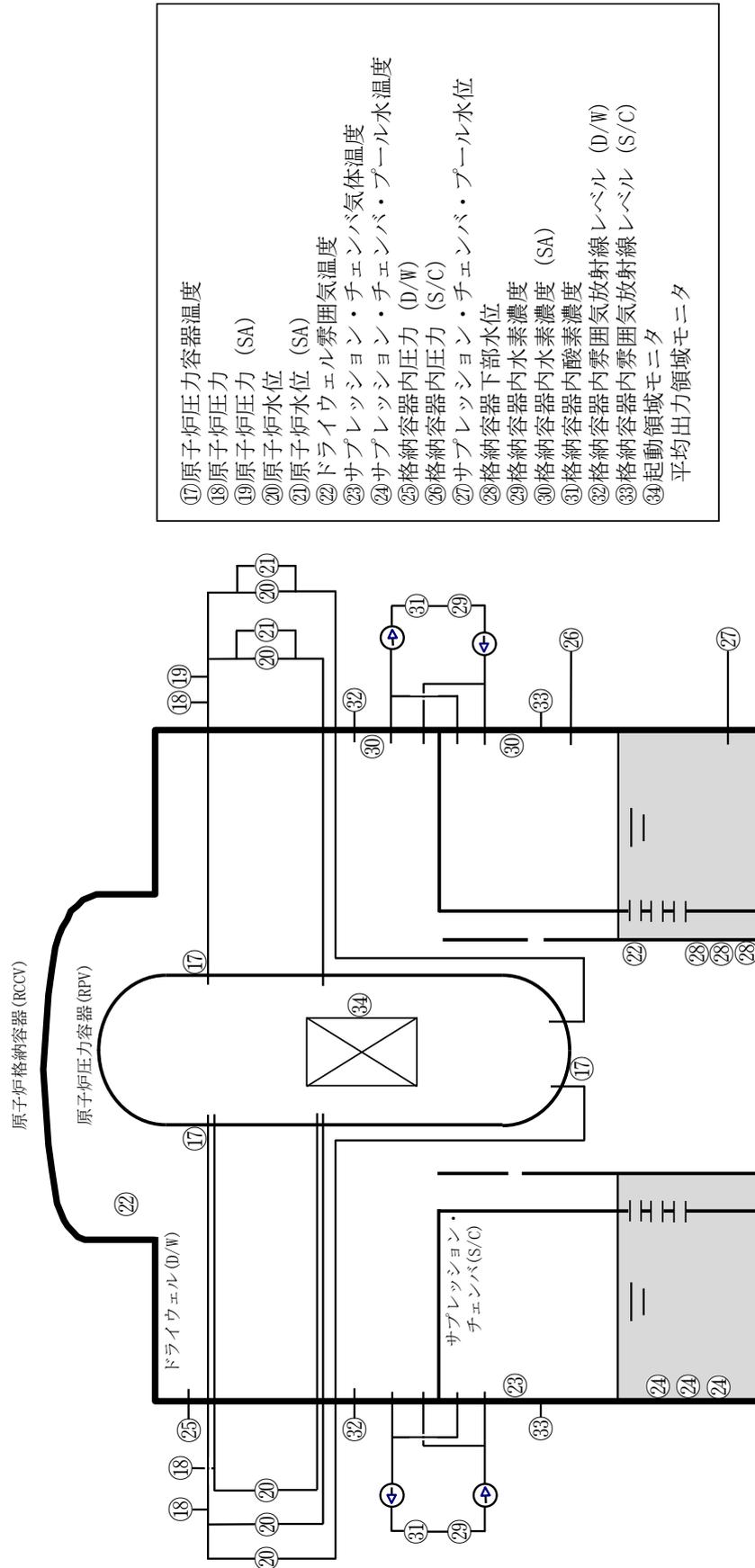


図 58-4-1 主要設備 概略系統図 (1/3)

58-4-2



- ①7 原子炉圧力容器温度
  - ①8 原子炉圧力
  - ①9 原子炉圧力 (SA)
  - ②0 原子炉水位
  - ②1 原子炉水位 (SA)
  - ②2 ドライウエル雰囲気温度
  - ②3 サプレッション・チェンババ気体温度
  - ②4 サプレッション・チェンババ・プール水温度
  - ②5 格納容器内圧力 (D/W)
  - ②6 格納容器内圧力 (S/C)
  - ②7 サプレッション・チェンババ・プール水位
  - ②8 格納容器下部水位
  - ②9 格納容器内水素濃度
  - ③0 格納容器内水素濃度 (SA)
  - ③1 格納容器内酸素濃度
  - ③2 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
  - ③3 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
  - ③4 起動領域モニタ
- 平均出力領域モニタ

図 58-4-2 主要設備 概略系統図 (2/3)

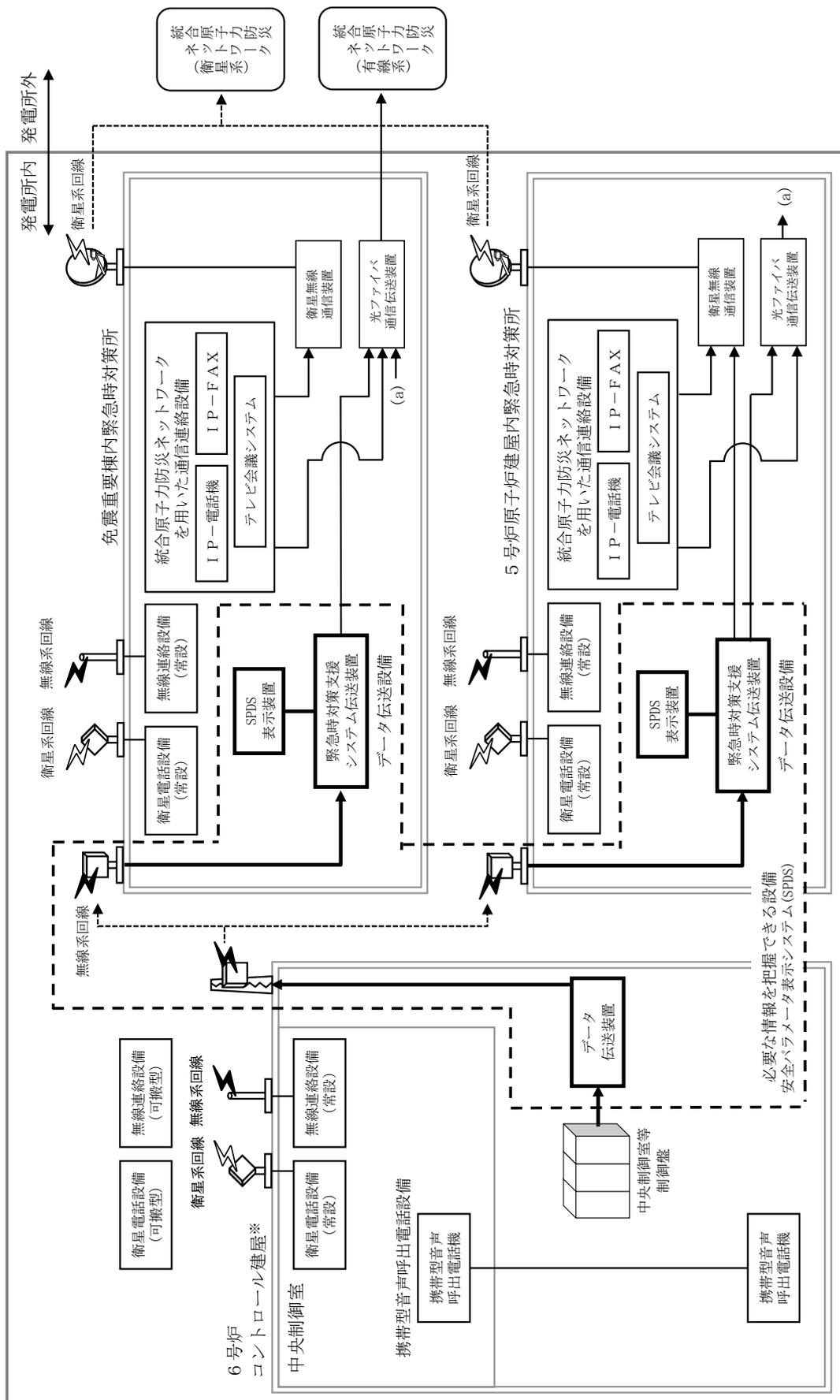


図 58-4-3 主要設備 概略系統図(3/3)

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、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており、点検及び検査内容は図 58-5-1～13 のとおりである。

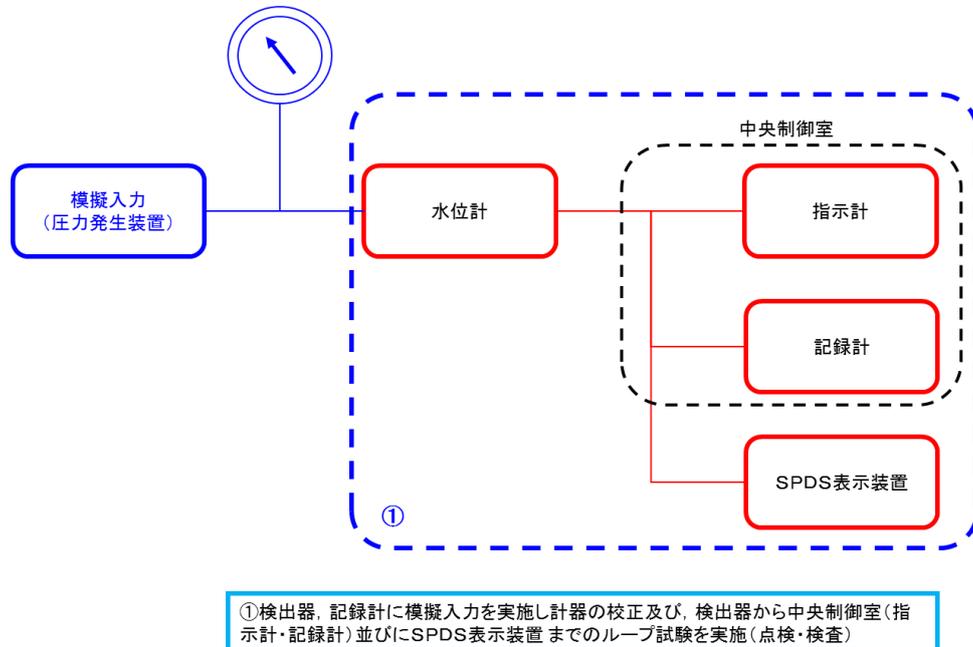


図 58-5-1 水位計の試験及び検査

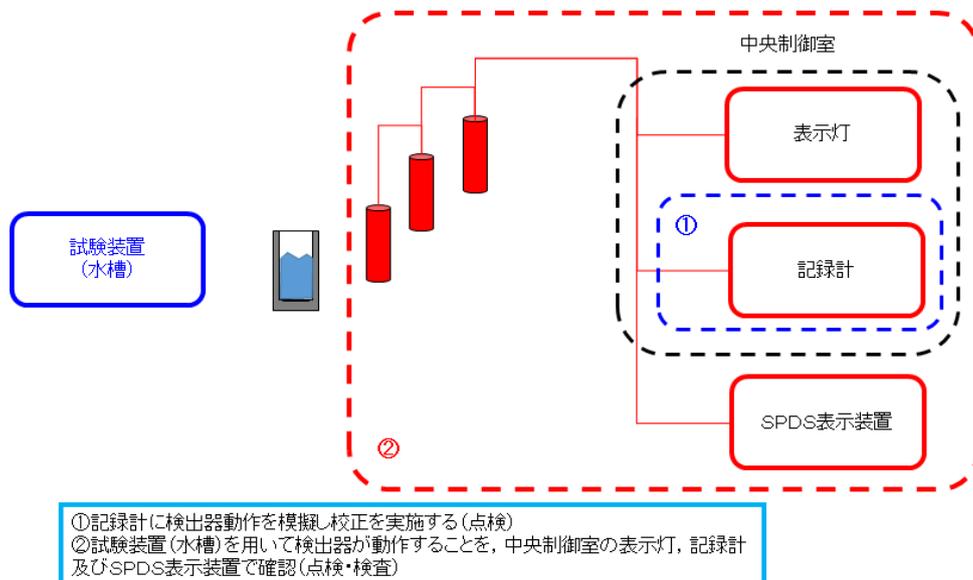
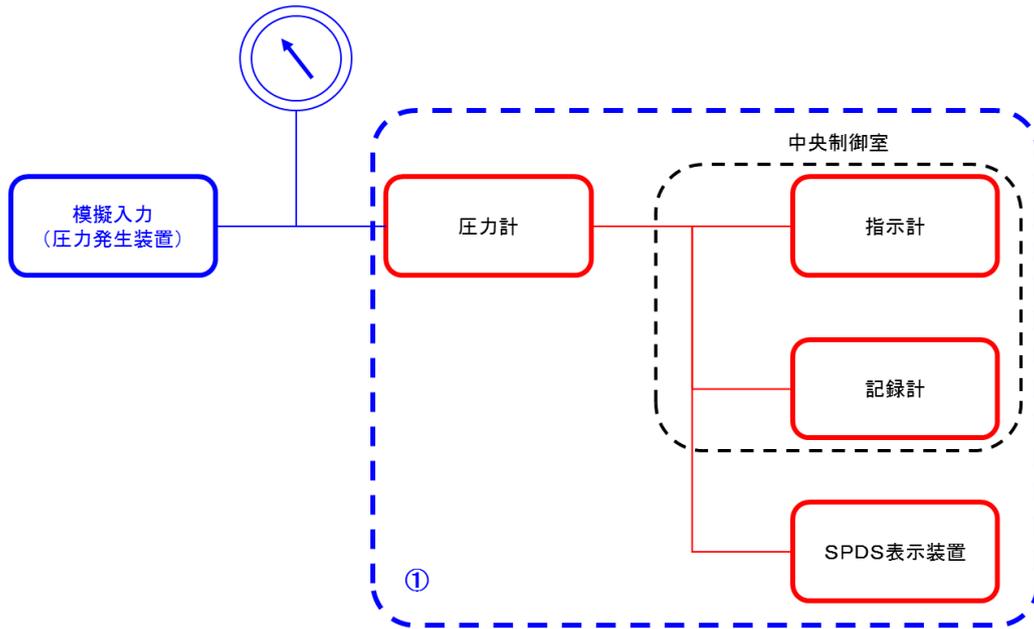
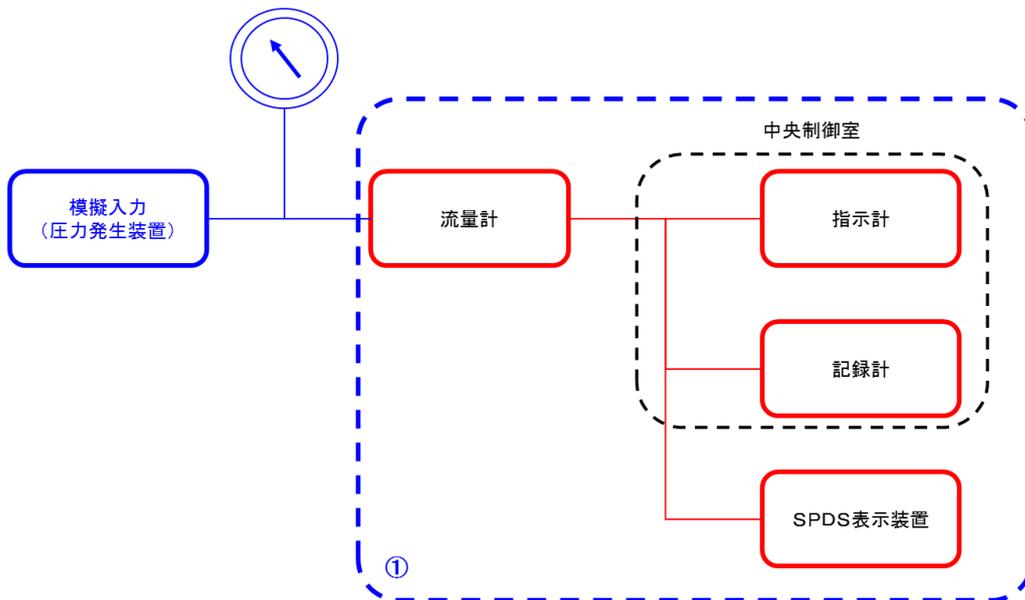


図 58-5-2 水位計の試験及び検査  
(格納容器下部水位)



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-3 圧力計の試験及び検査



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-4 流量計の試験及び検査

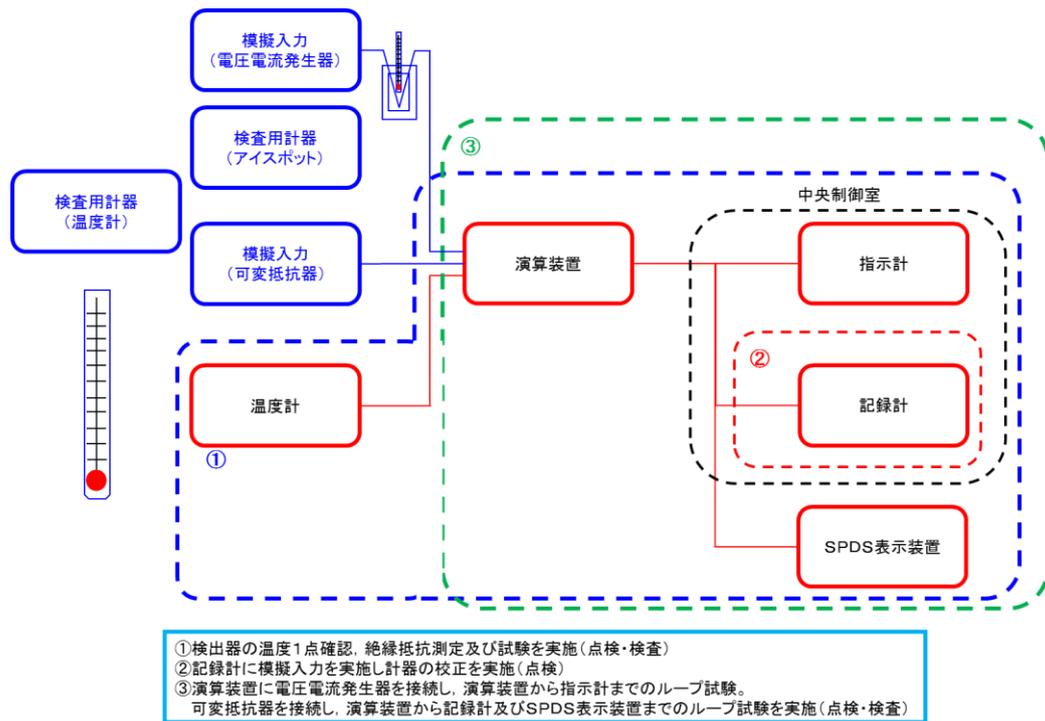


図 58-5-5 温度計の試験及び検査

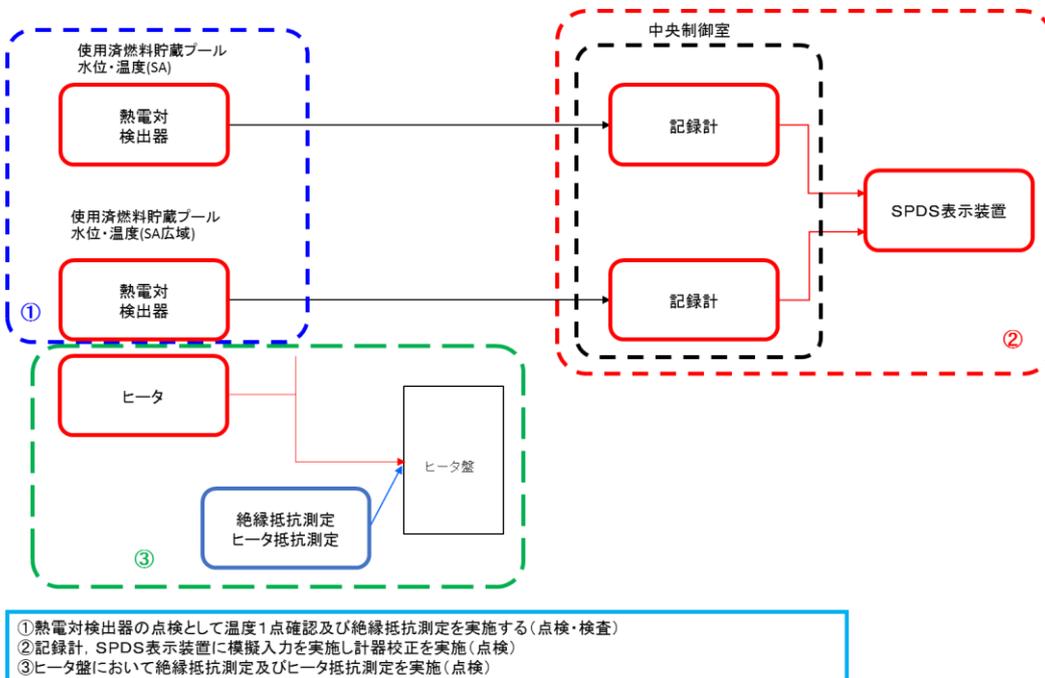
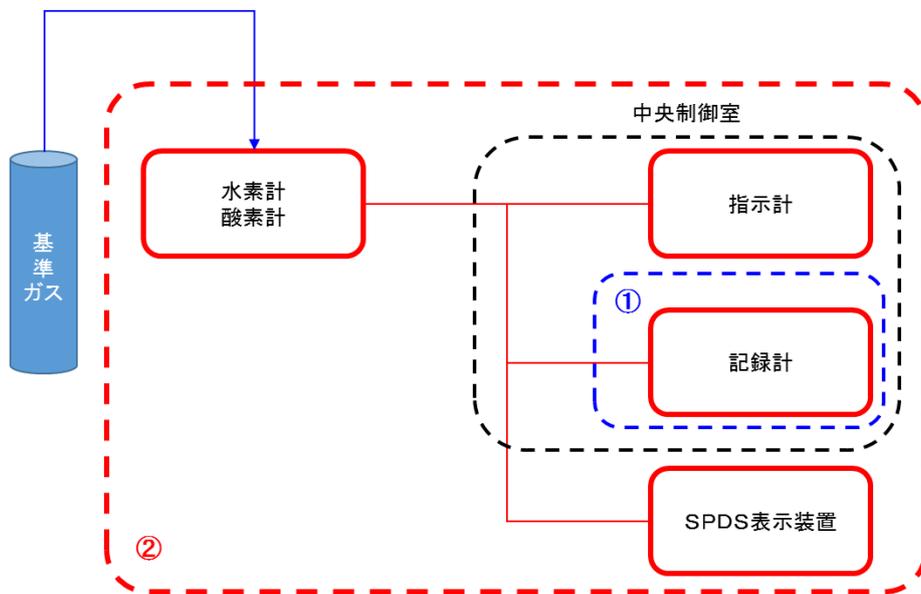
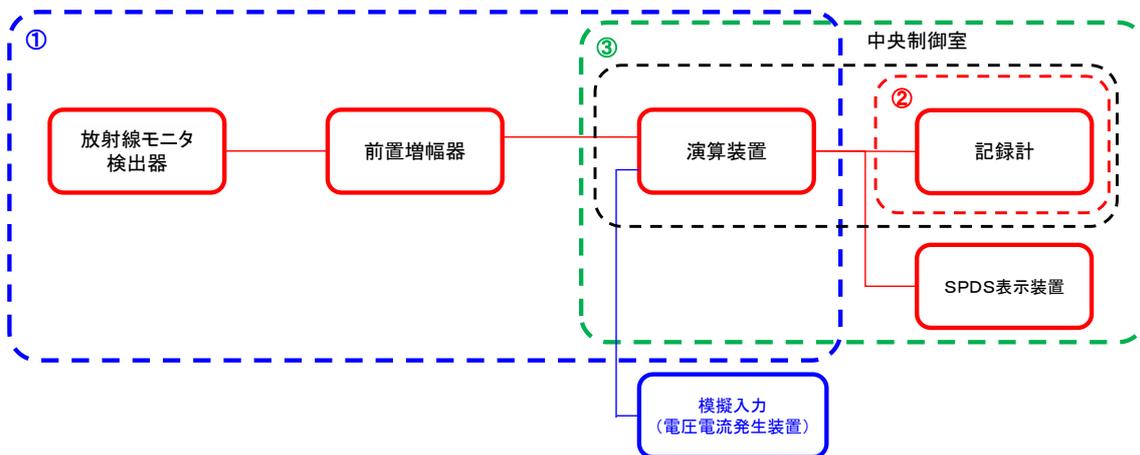


図 58-5-6 温度計の試験及び検査  
 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び (SA))



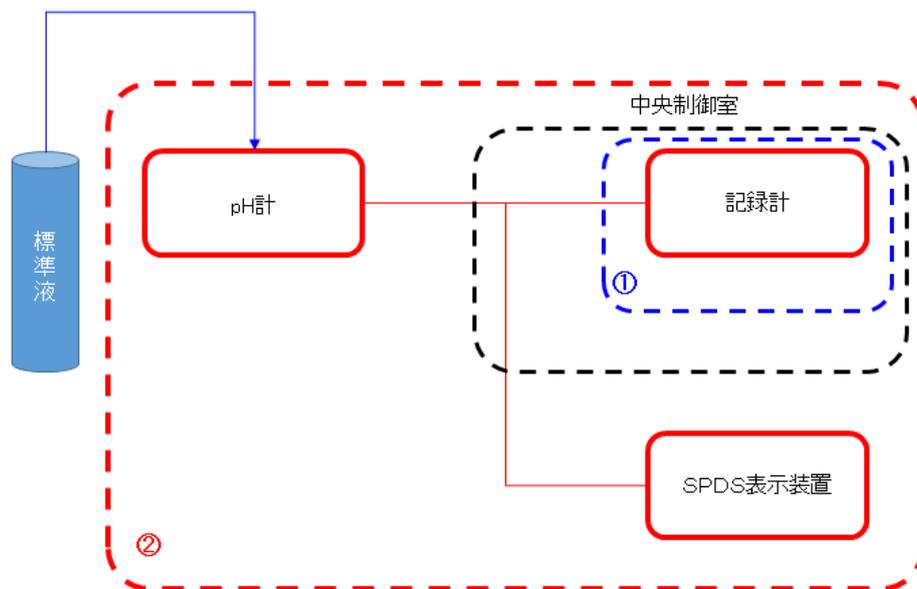
- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室(指示計・記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-7 水素・酸素濃度計の試験及び検査



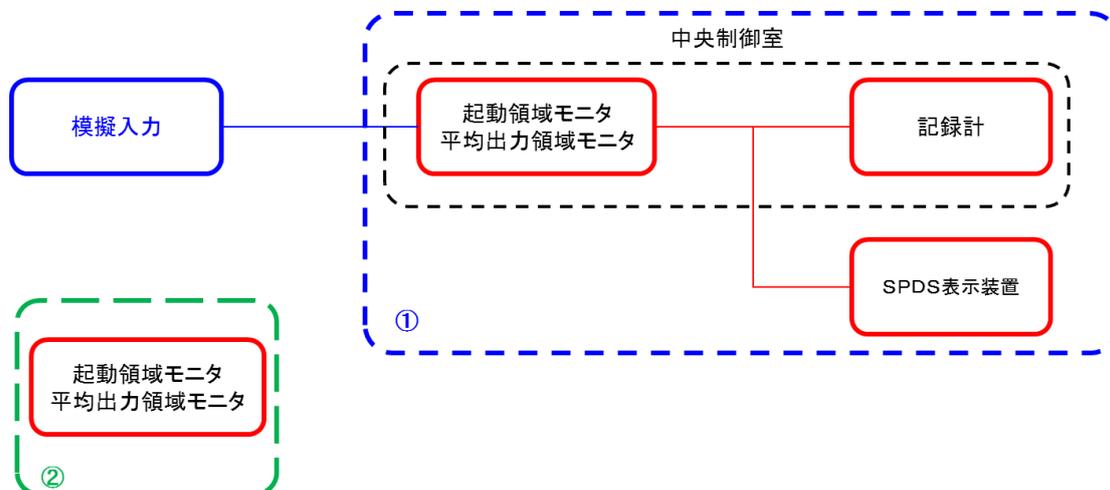
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施(点検・検査)
- ②記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ③演算装置に電圧電流発生器を接続し、演算装置から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-8 放射線量率計の試験及び検査



- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②標準液による検出器の校正及び、中央制御室(記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-9 pH 計の試験及び検査



- ①計測機器、記録計に模擬入力を実施し計器校正の実施、及び計測機器から記録計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、絶縁抵抗測定を実施(点検)

図 58-5-10 原子炉出力の試験及び検査

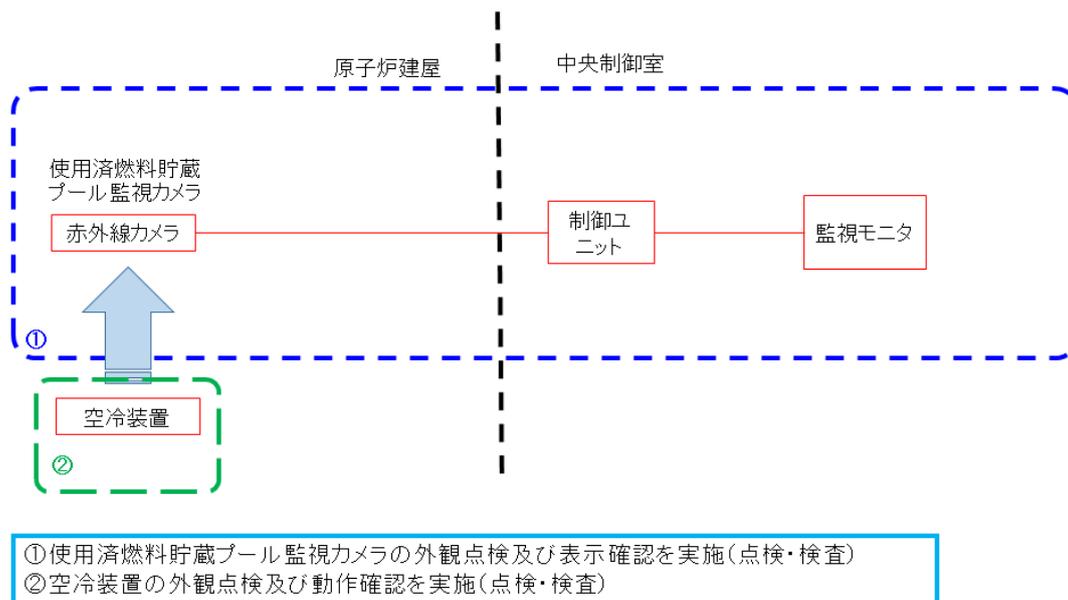
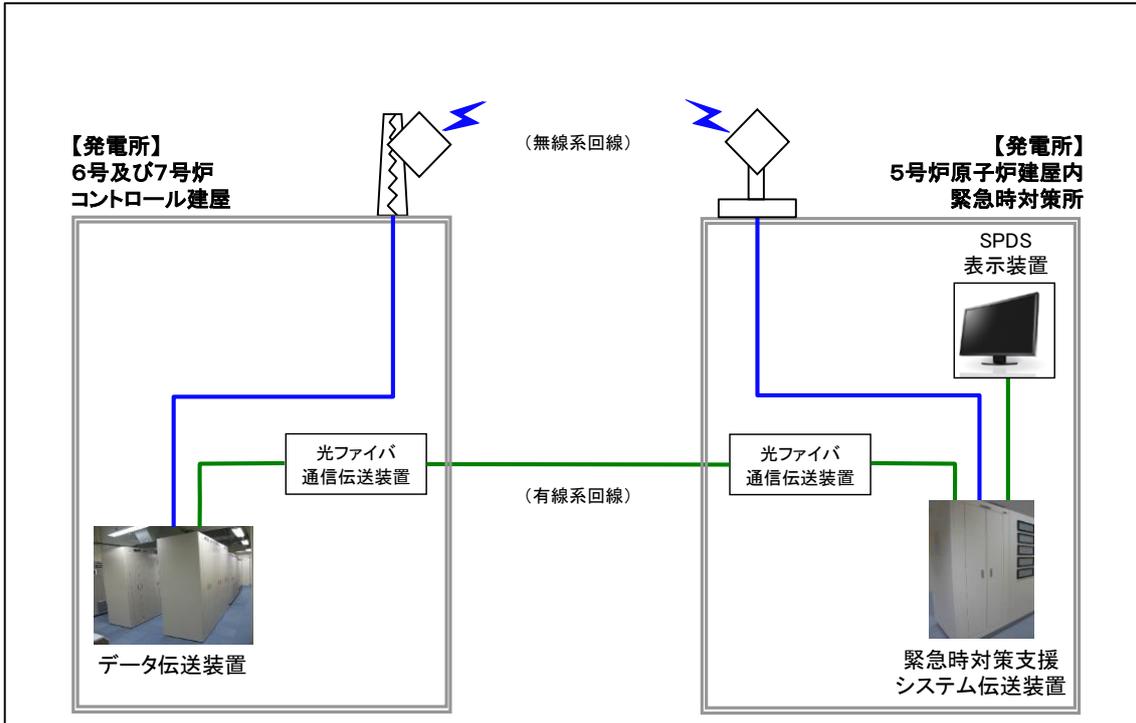
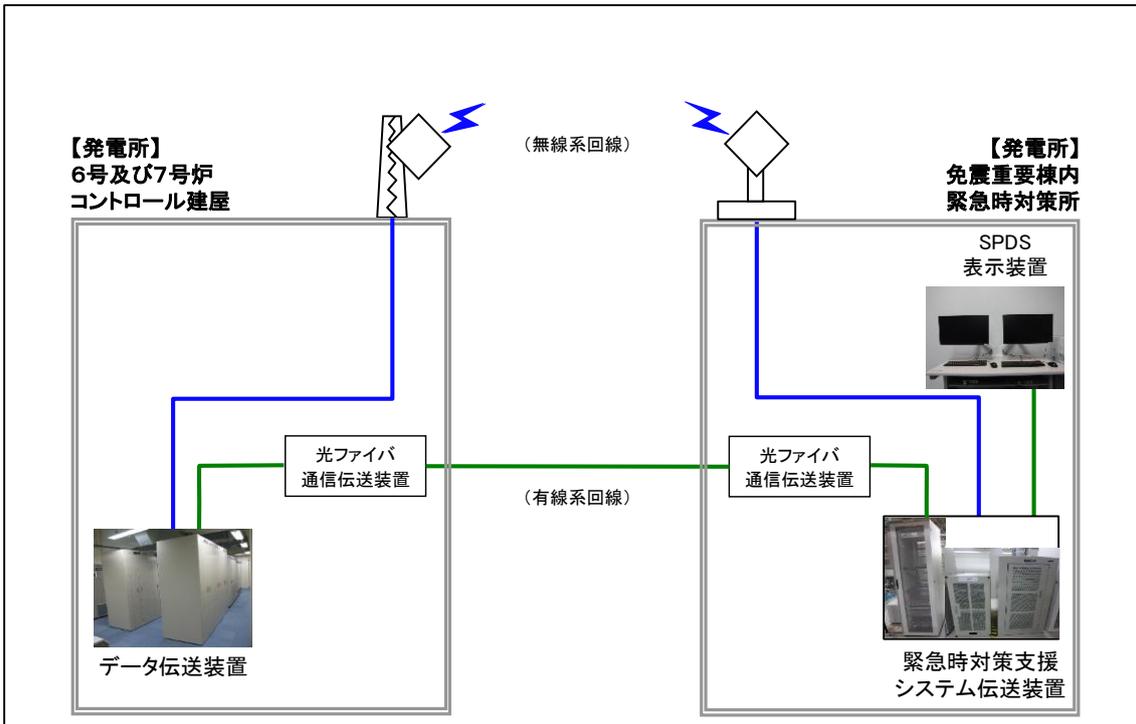


図 58-5-11 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査

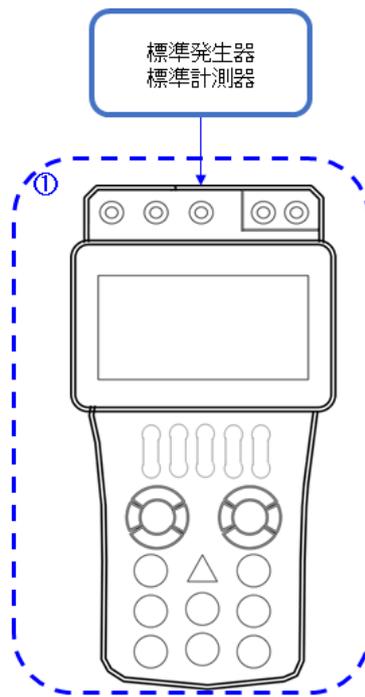


※試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所



※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 58-5-12 データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，  
SPDS 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)

図 58-5-13 可搬型計測器の試験及び検査

58-6  
容量設定根拠

## 1. 概要

本説明書は、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ものである。

- (1) 起動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 起動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（起動領域、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

本計測装置は、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（残留熱除去系ポンプ吐出圧力、復水移送ポンプ吐出圧力）、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、復水補給水系温度（代替循環冷却））及び流量（残留熱除去系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉压力容器））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 原子炉压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、原子炉压力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（SA））及び水位（原子炉水位、原子炉水位（SA））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（格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）），温度（ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度），酸素濃度（格納容器内酸素濃度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA））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（復水補給水系流量（原子炉格納容器））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。

#### 2.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位（サブプレッション・チェンバ・プール水位）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。

原子炉格納容器本体の水位（格納容器下部水位）を計測する装置は，熔融炉心の冷却に必要な水量があることを計測して，その計測結果を中操制御室に指示し，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，格納容器内の線量当量率（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W），格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）），フィルタ装置出口の線量当量率（フィルタ装置出口放射線モニタ），耐圧強化ベント系の線量当量率（耐圧強化ベント系放射線モニタ）及び使用済燃料貯蔵プールの線量当量率（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））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，フィルタ装置水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水 pH，原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流

量, 復水貯蔵槽水位 (SA), 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) / (SA)), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラを計測して, 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。

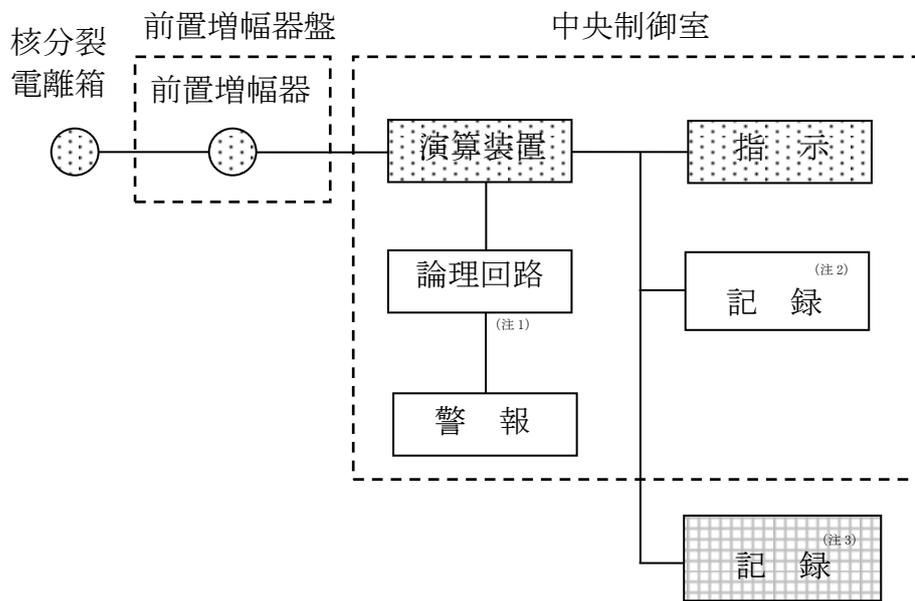
### 3. 計測装置の構成

#### 3.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

##### 3.1.1 起動領域計測装置

###### (1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは、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、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-1「起動領域モニタの概略構成図」参照。）



(注1) 原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム  
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

(注2) 記録計

(注3) 緊急時対策支援システム伝送装置

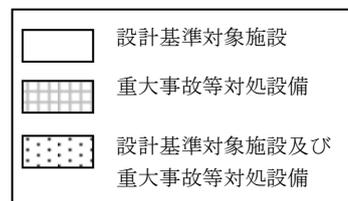
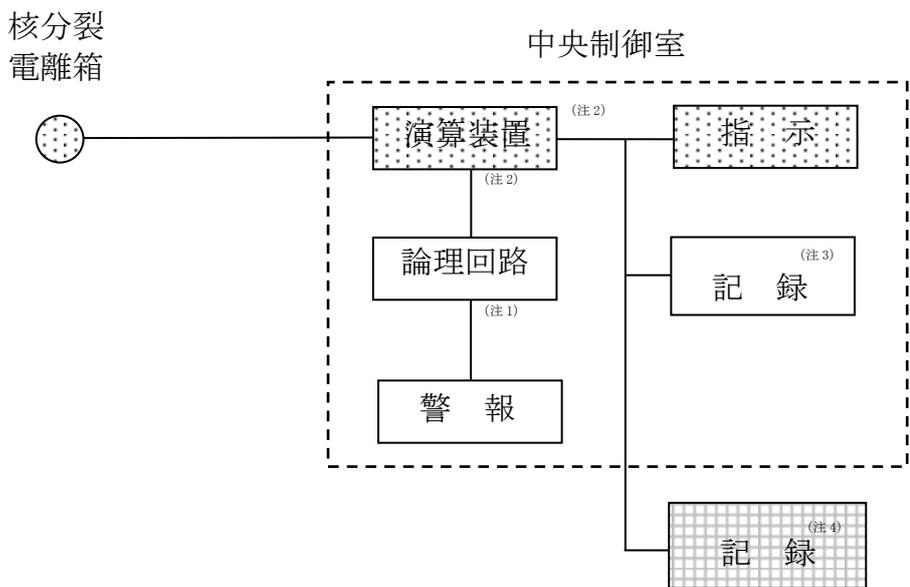


図 58-6-1 起動領域モニタの概略構成図

### 3.1.2 出力領域計測装置

#### (1) 平均出力領域モニタ

平均出力領域モニタは、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、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行い、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-2「平均出力領域モニタの概略構成図」参照。）



- (注 1) 中性子束高原子炉スクラム  
中性子束計装動作不能原子炉スクラム
- (注 2) 平均中性子束
- (注 3) 記録計
- (注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

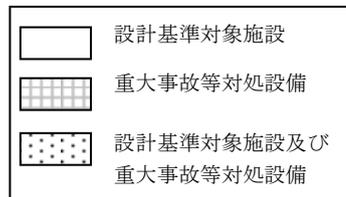


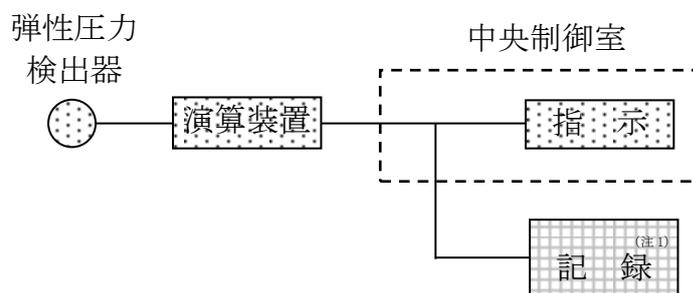
図 58-6-2 平均出力領域モニタの概略構成図

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) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は，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，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-3「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

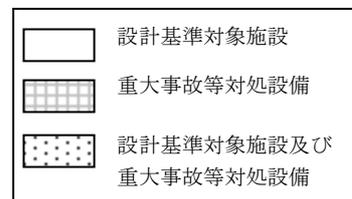
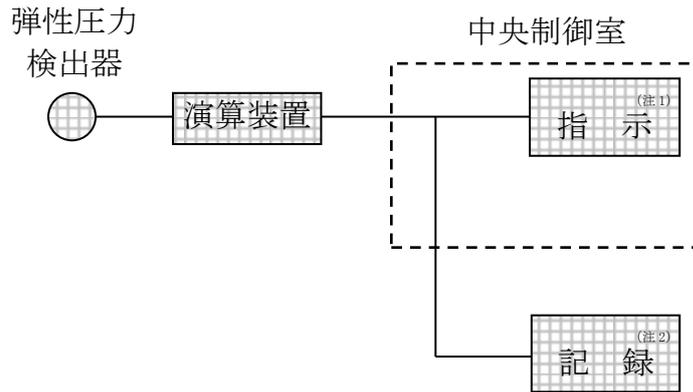


図 58-6-3 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-4「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

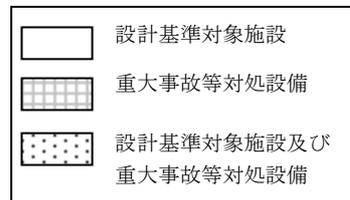
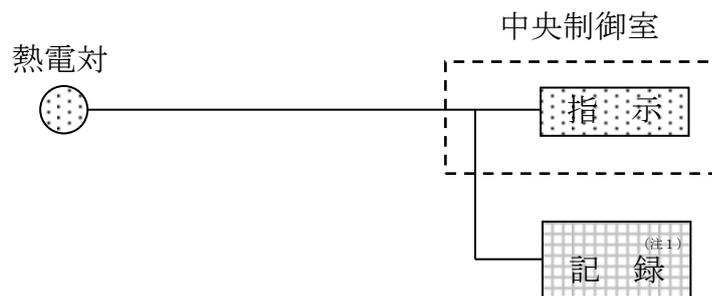


図 58-6-4 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

### 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、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-5「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

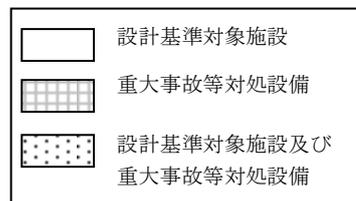
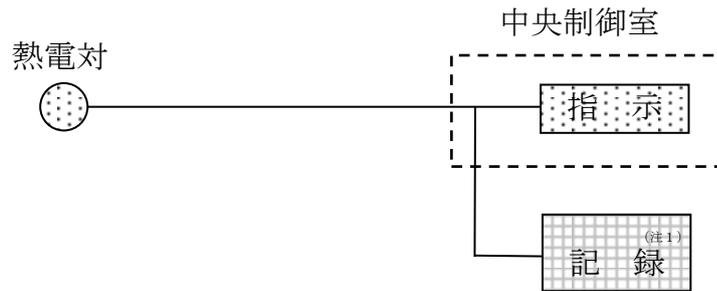


図 58-6-5 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(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、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-6「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

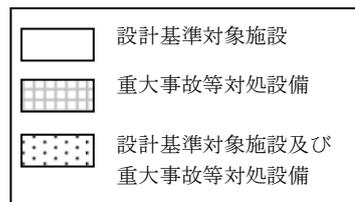
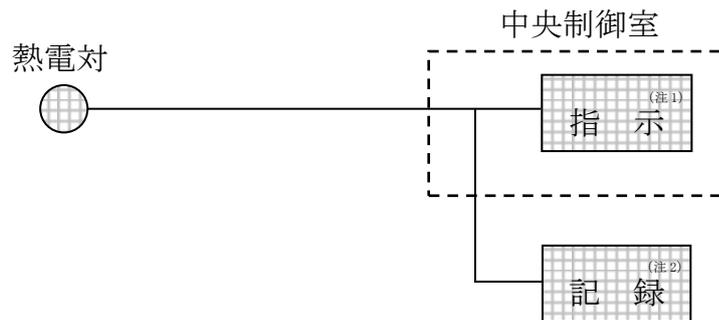


図 58-6-6 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

(3) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-7「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

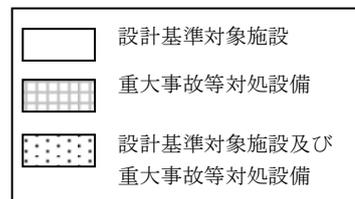
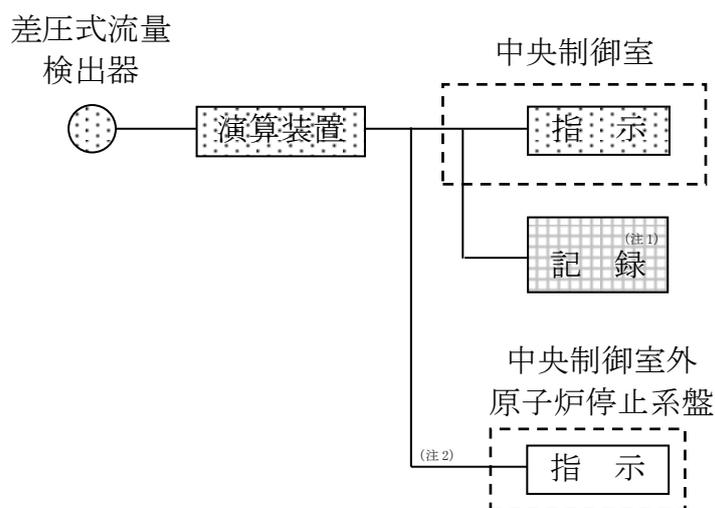


図 58-6-7 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

### 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) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，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，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-8「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 2) 区分 I，II のみ

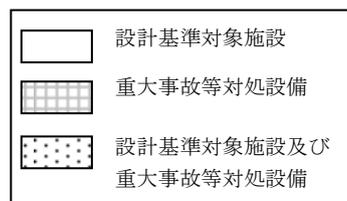
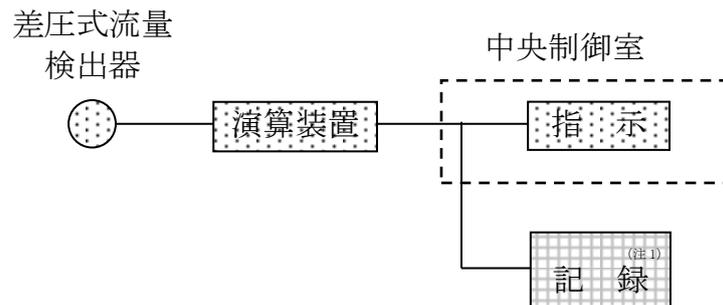


図 58-6-8 残留熱除去系系統流量の概略構成図

(2) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は，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，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-9「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

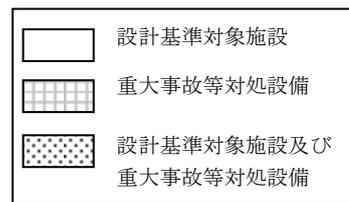
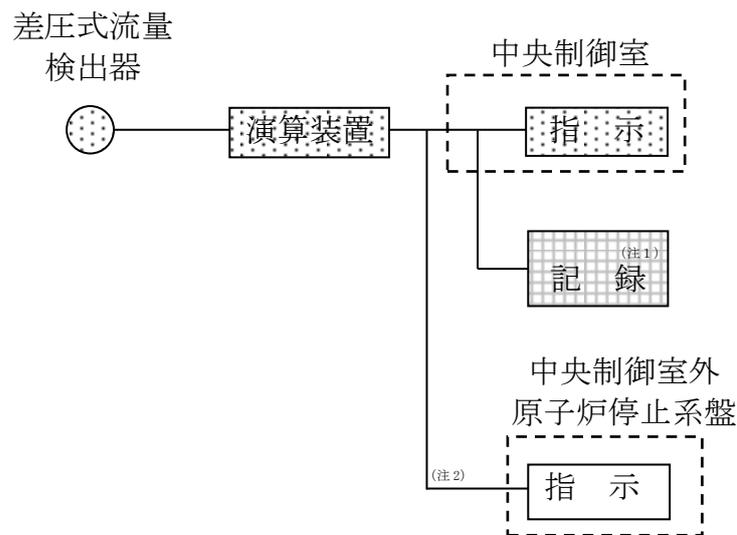


図 58-6-9 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(3) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は，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，高圧炉心注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-10「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 2) 区分Ⅱのみ

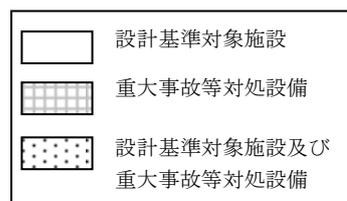
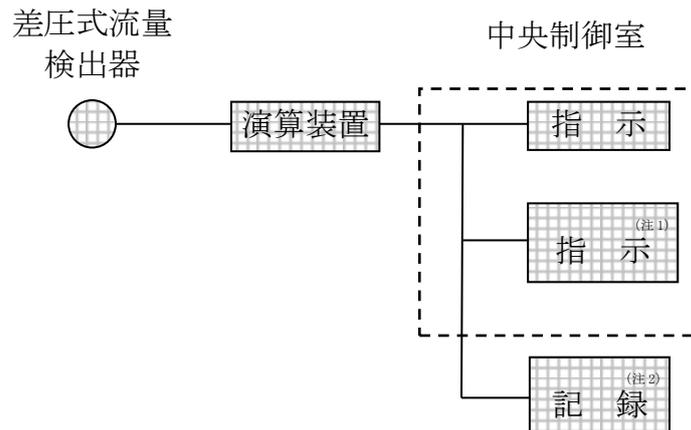


図 58-6-10 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

(4) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-11「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

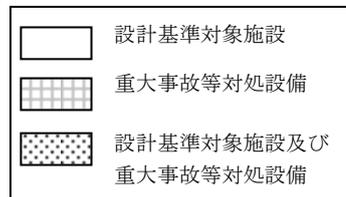
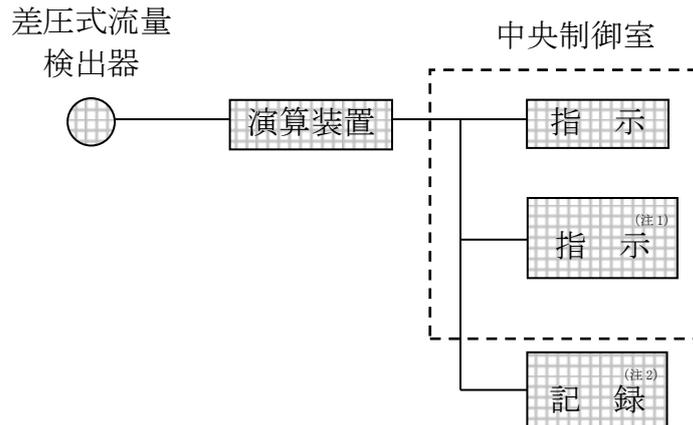


図 58-6-11 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(5) 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）

復水補給水系流量（原子炉圧力容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-12「復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

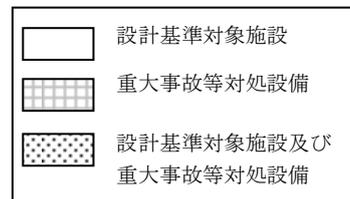


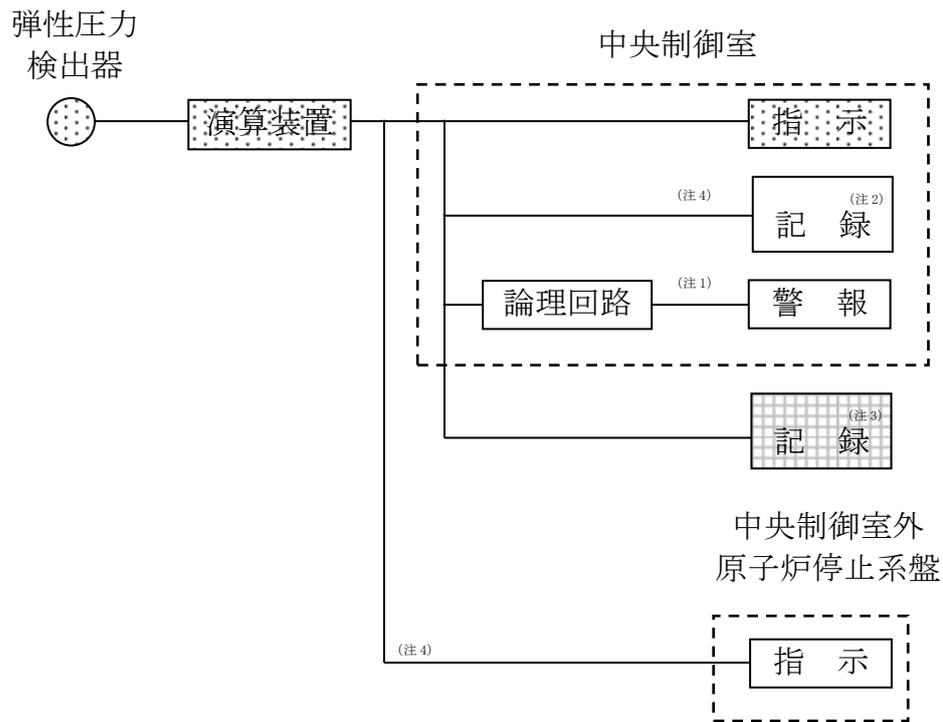
図 58-6-12 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の概略構成図

### 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，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気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，記録する。（図 58-6-13「原子炉圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 原子炉圧力高原子炉スクラム

(注 2) 記録計

(注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 4) 区分 I，II のみ

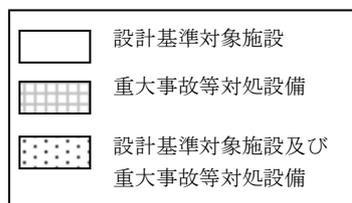
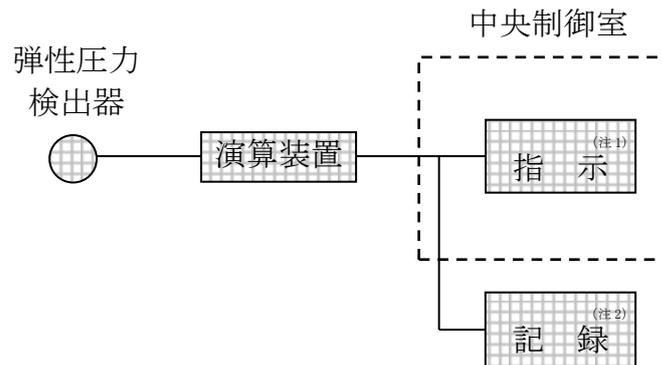


図 58-6-13 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-14「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

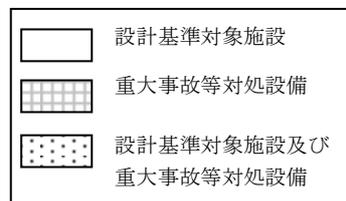
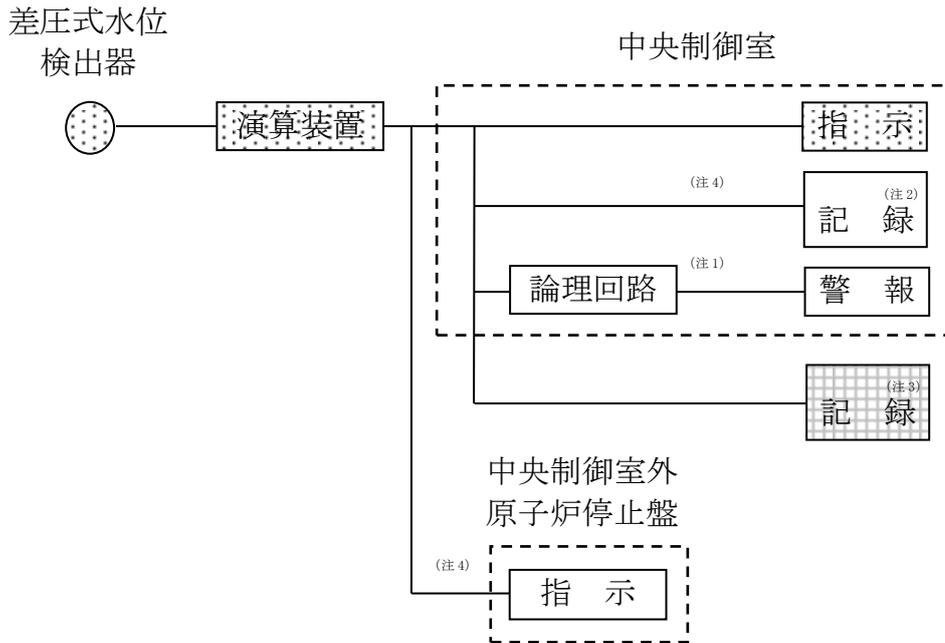


図 58-6-14 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

### 3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

#### (1) 原子炉水位

原子炉水位は、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、原子炉水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-15, 16「原子炉水位の概略構成図」参照。）



- (注 1) 主蒸気隔離弁閉（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）  
 その他の原子炉格納容器隔離弁閉（原子炉水位低）  
 原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）（原子炉水位低）  
 高压炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）  
 残留熱除去系（低压注水系）起動（原子炉水位低）  
 自動減圧系作動（ドライウエル圧力高と原子炉水位低の同時信号）
- (注 2) 記録計
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置
- (注 4) 区分Ⅰのみ

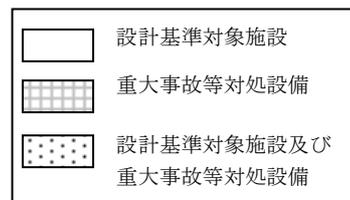
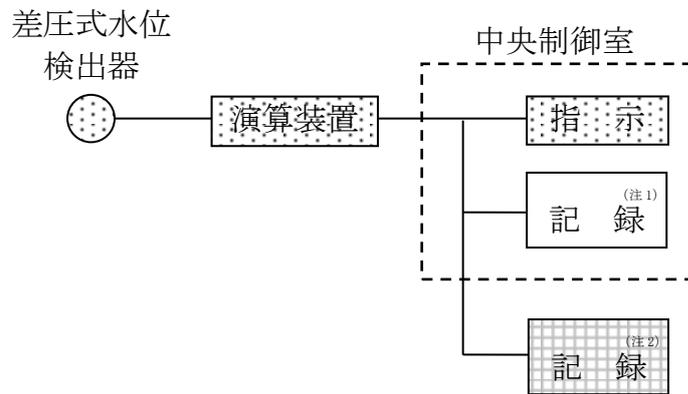


図 58-6-15 原子炉水位の概略構成図



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

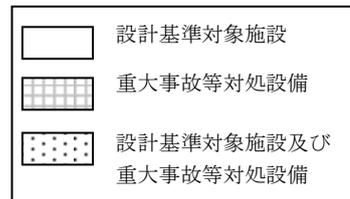
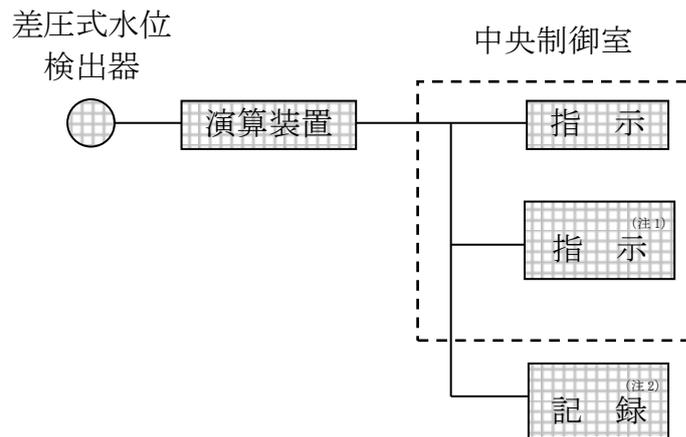


図 58-6-16 原子炉水位の概略構成図

(2) 原子炉水位 (SA)

原子炉水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-17「原子炉水位 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

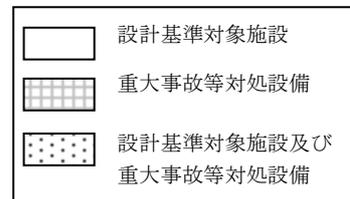


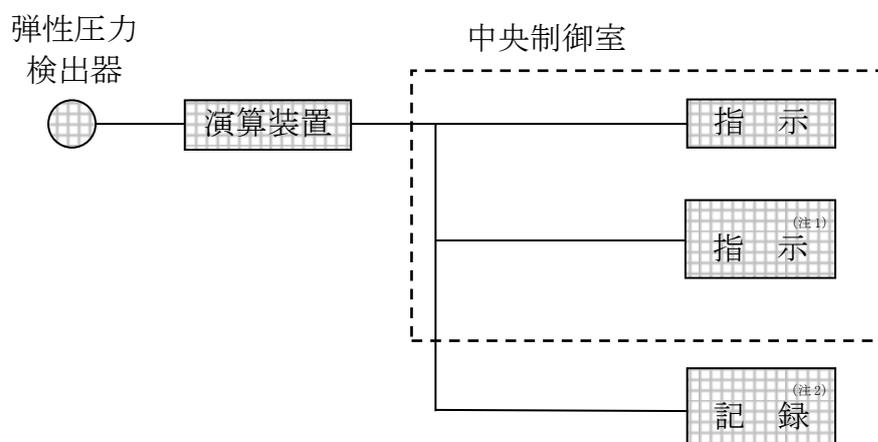
図 58-6-17 原子炉水位 (SA) の概略構成図

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) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (D/W) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (D/W) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-18「格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

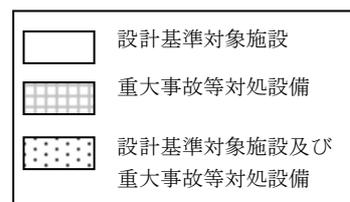
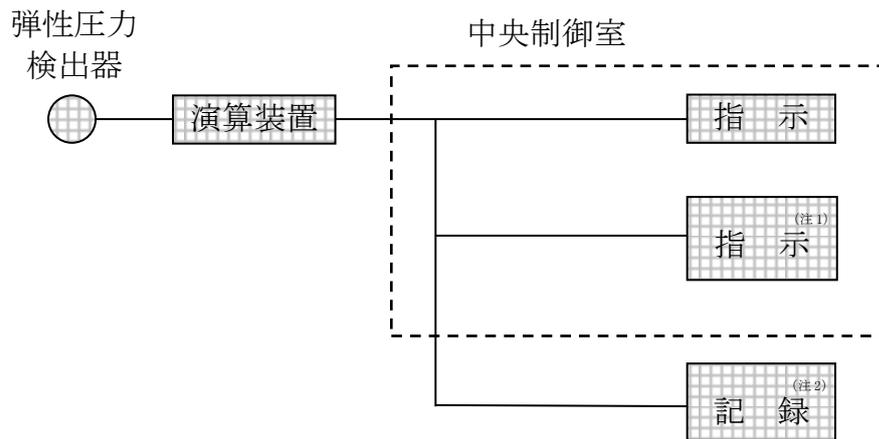


図 58-6-18 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (S/C) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-19「格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

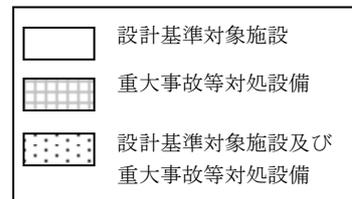
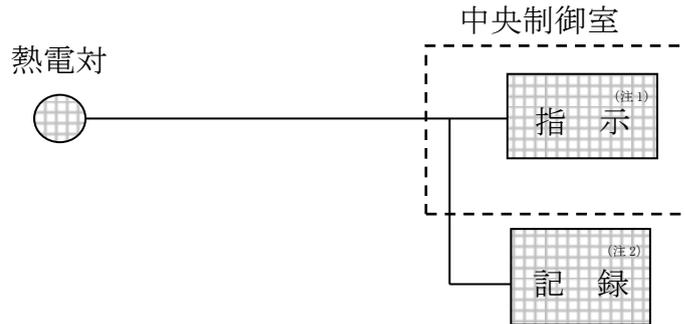


図 58-6-19 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

### 3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

#### (1) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-20「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

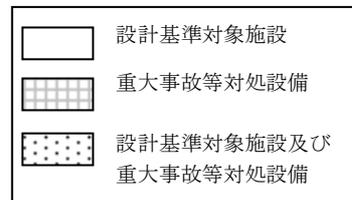
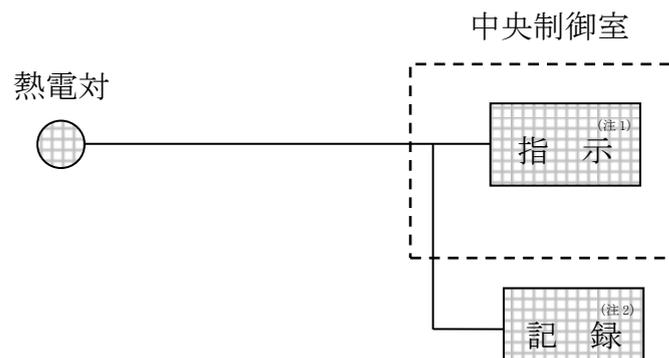


図 58-6-20 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ気体温度

サプレッション・チェンバ気体温度は、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・チェンバ気体温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ気体温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-21「サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

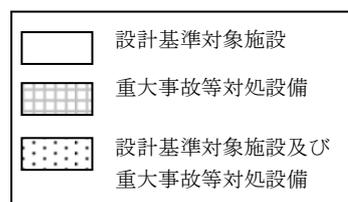
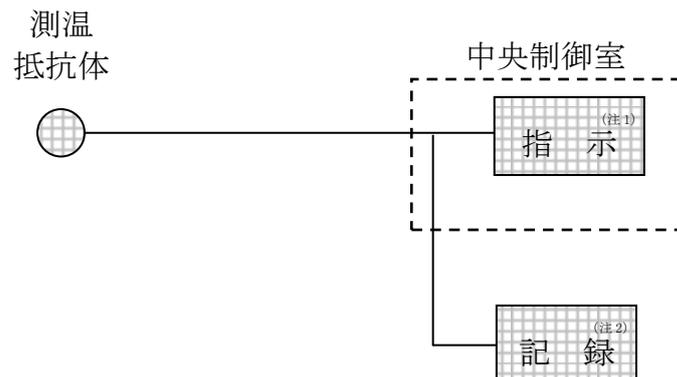


図 58-6-21 サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図

(3) サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、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・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-22「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

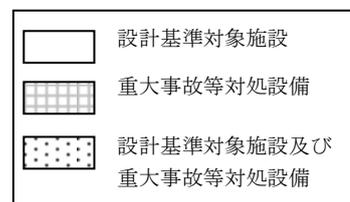
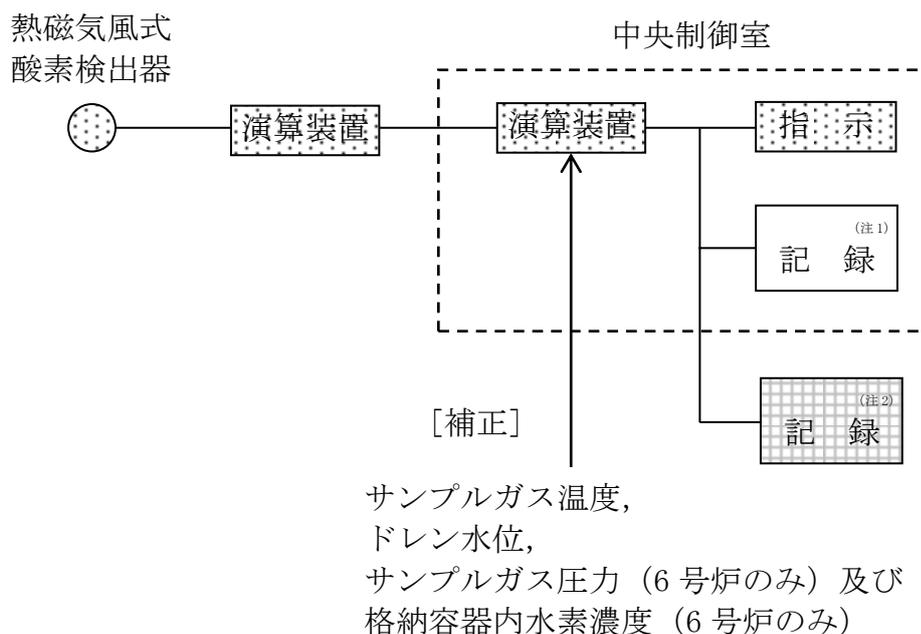


図 58-6-22 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

### 3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

#### (1) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-23 「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

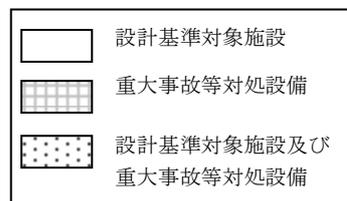
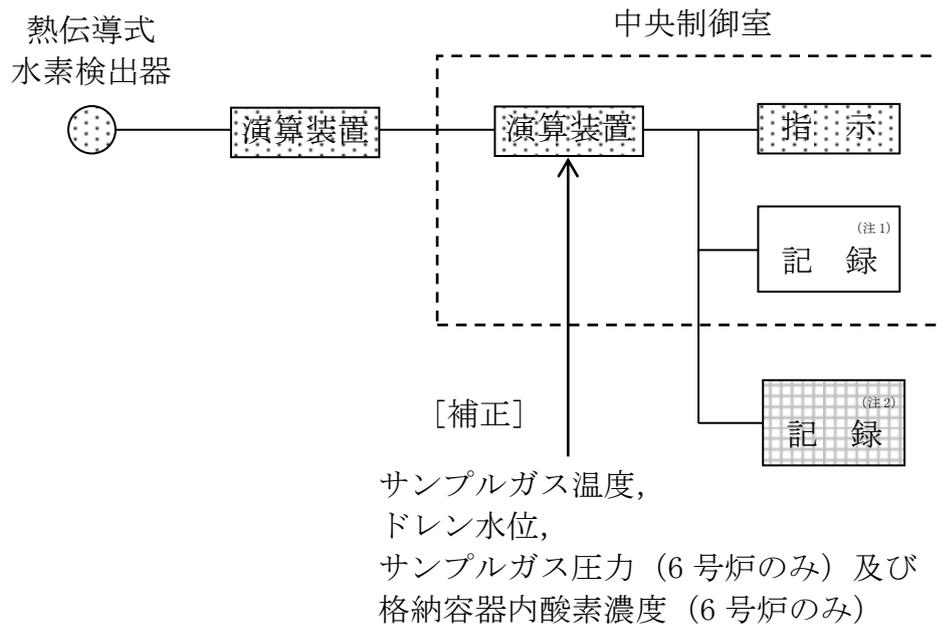


図 58-6-23 格納容器内酸素濃度の概略構成図

### 3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

#### (1) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-24「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

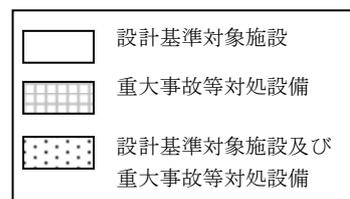
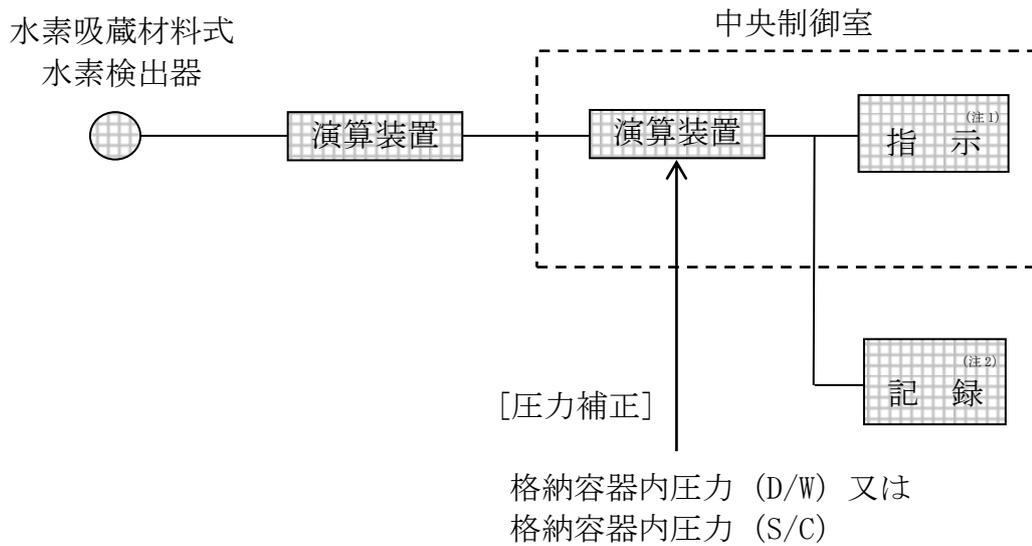


図 58-6-24 格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-25「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

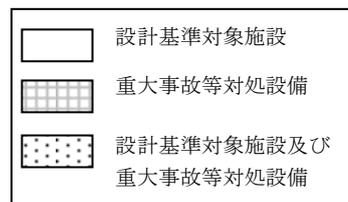
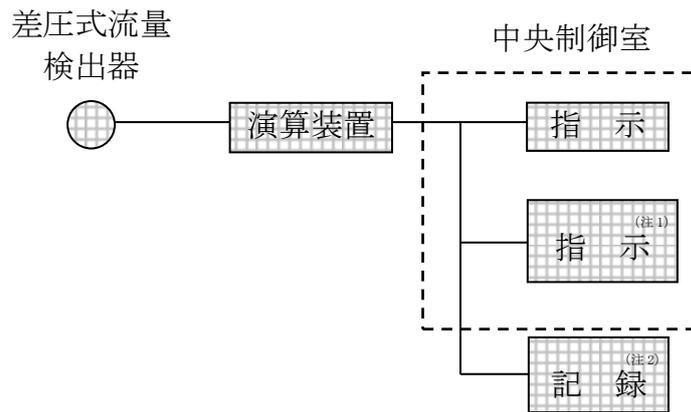


図 58-6-25 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

### 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) 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-26「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

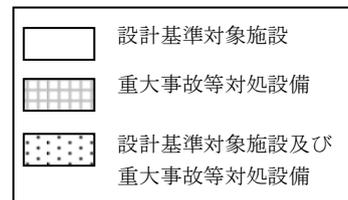
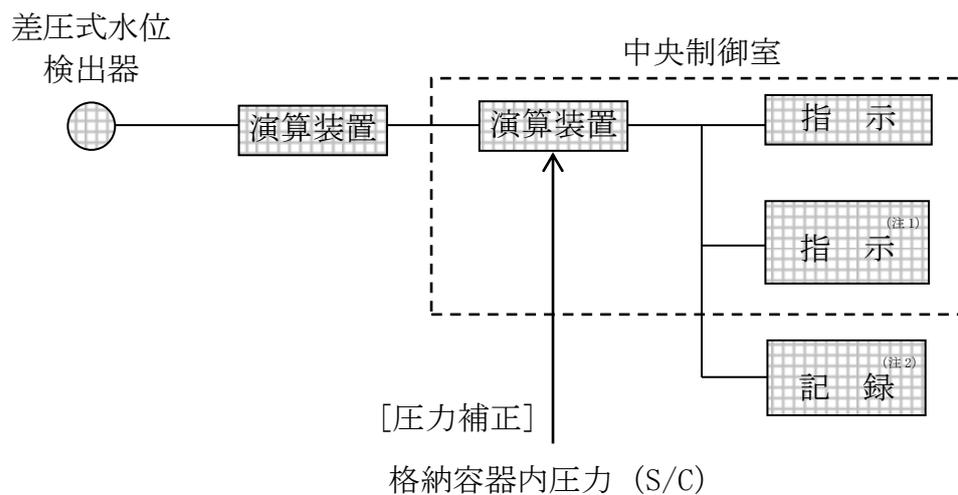


図 58-6-26 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図

### 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・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プール水位は、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・プール水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気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・プール水位を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-27 「サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

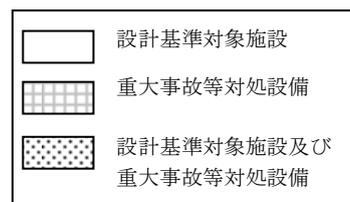
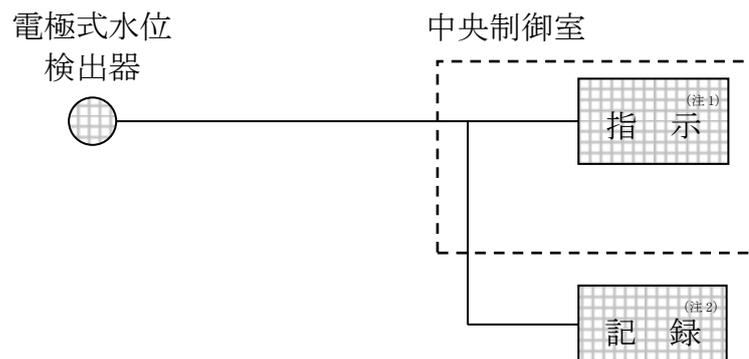


図 58-6-27 サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-28「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

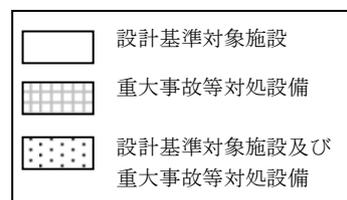


図 58-6-28 格納容器下部水位の概略構成図

### 3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

#### (1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-29, 30「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

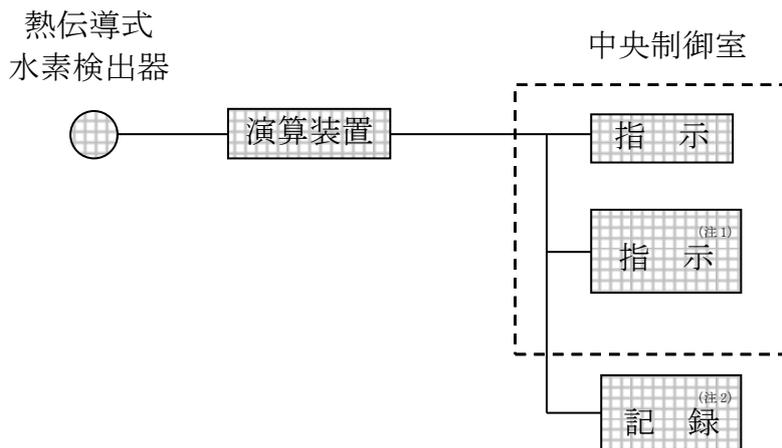
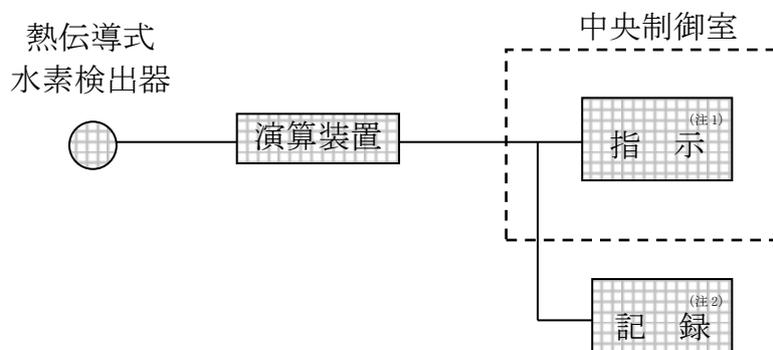


図 58-6-29 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

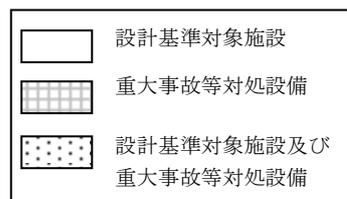
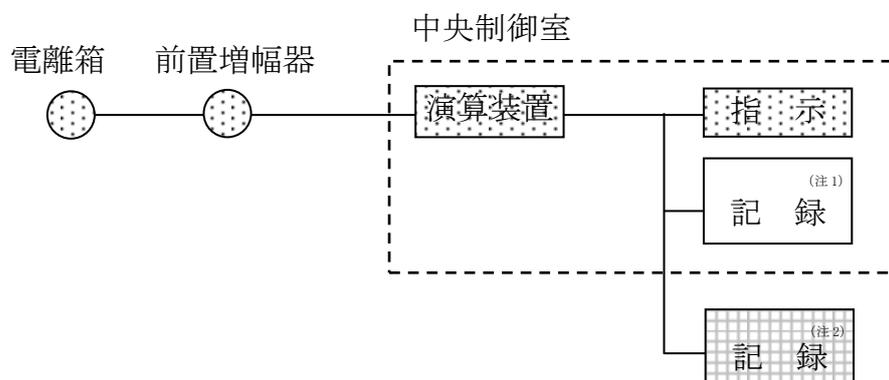


図 58-6-30 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

### 3.8 放射線管理用計測装置

#### (1) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)

格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 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、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-31「格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

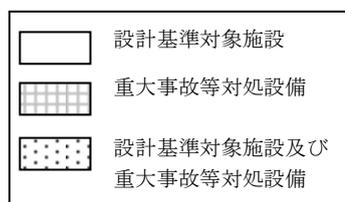
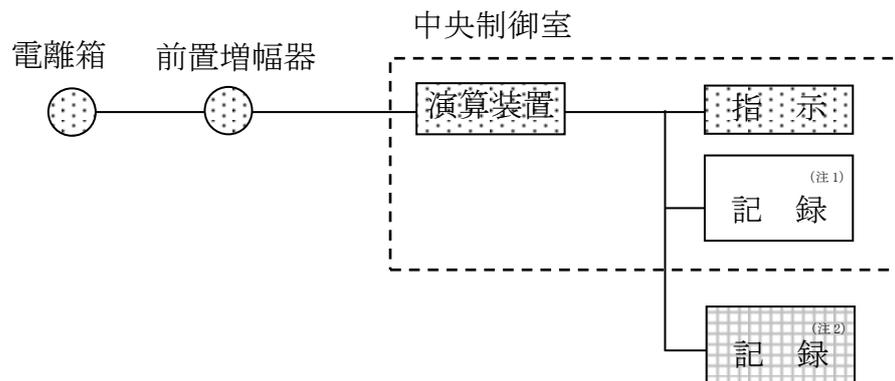


図 58-6-31 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 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、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-32「格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

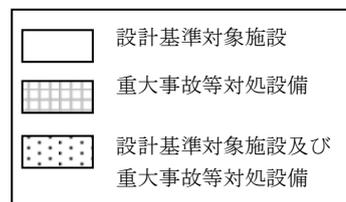
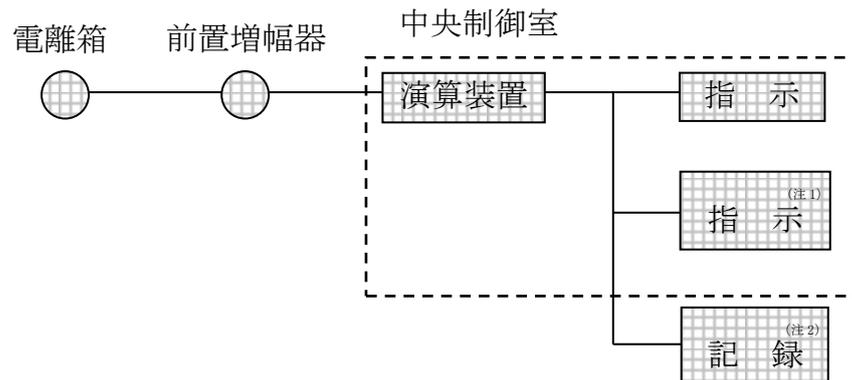


図 58-6-32 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-33 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

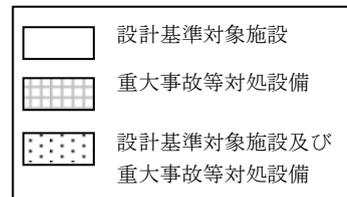
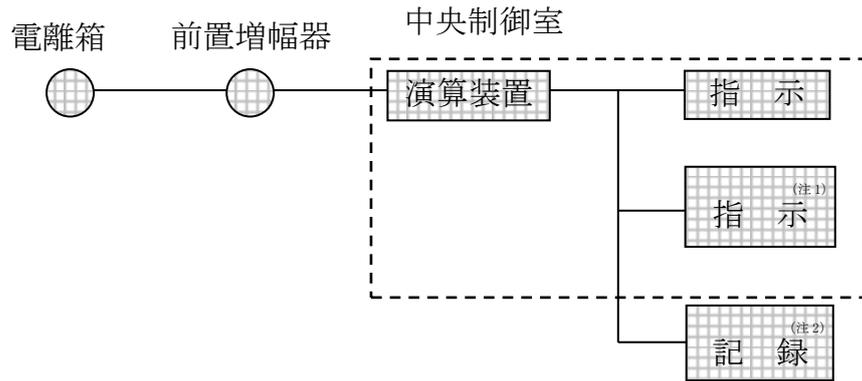


図 58-6-33 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-34 「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

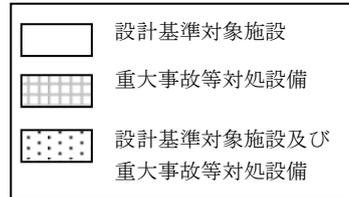
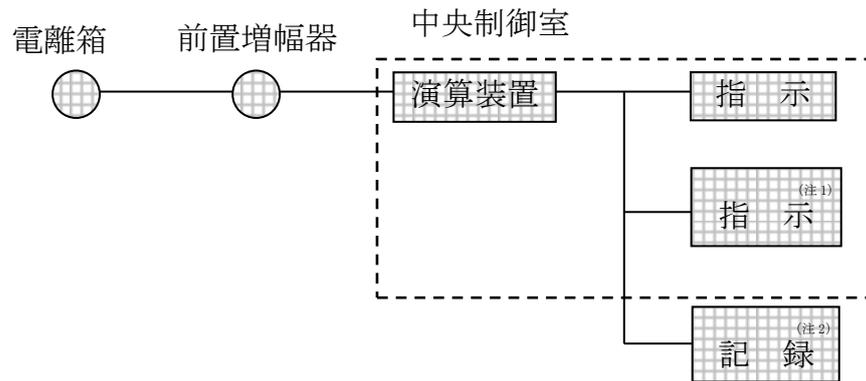


図 58-6-34 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-35「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

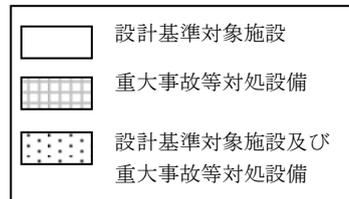
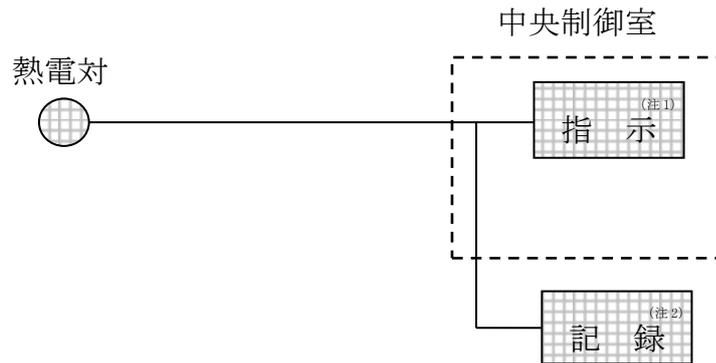


図 58-6-35 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

### 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

原子炉压力容器温度は、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の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、原子炉压力容器温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-36「原子炉压力容器温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

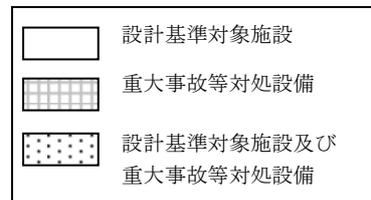


図 58-6-36 原子炉压力容器温度の概略構成図

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-37, 38「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）

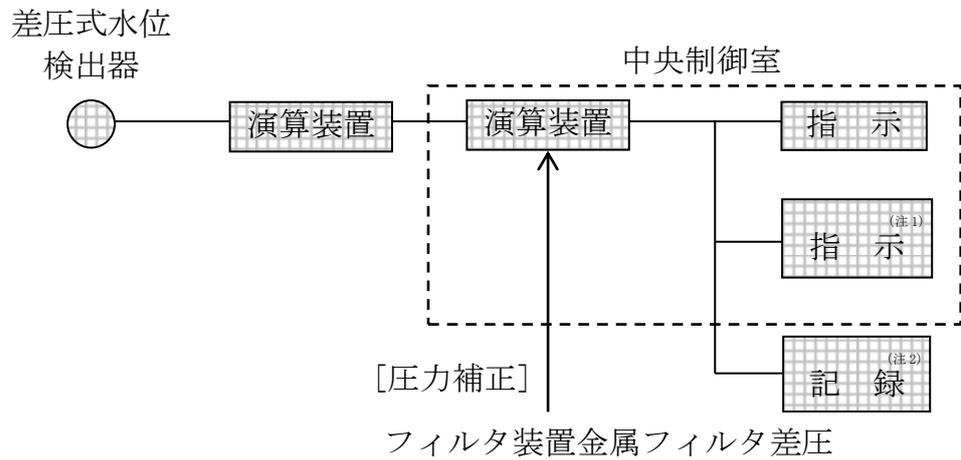
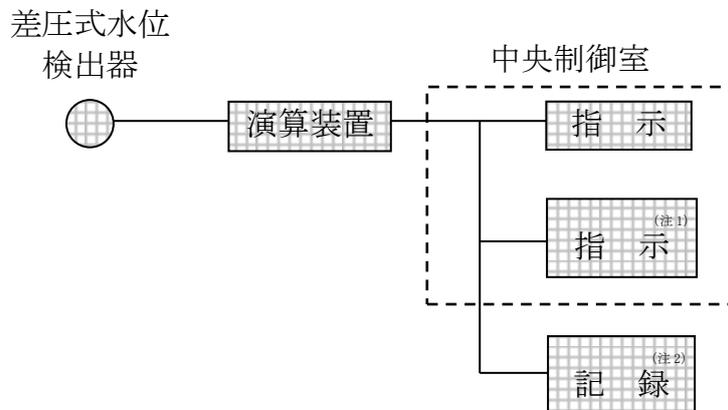


図 58-6-37 フィルタ装置水位の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

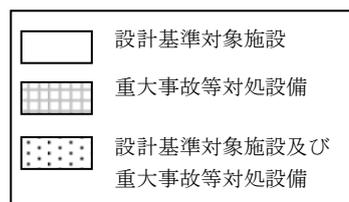
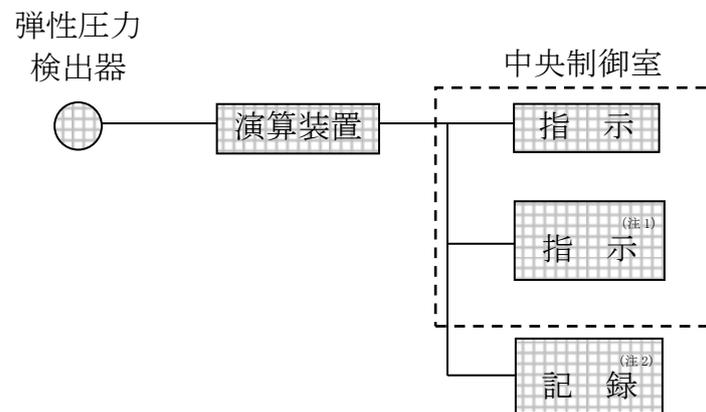


図 58-6-38 フィルタ装置水位の概略構成図

(3) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-39「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

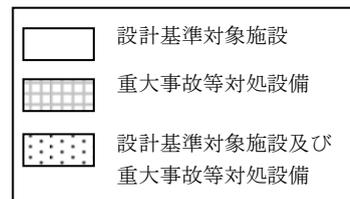
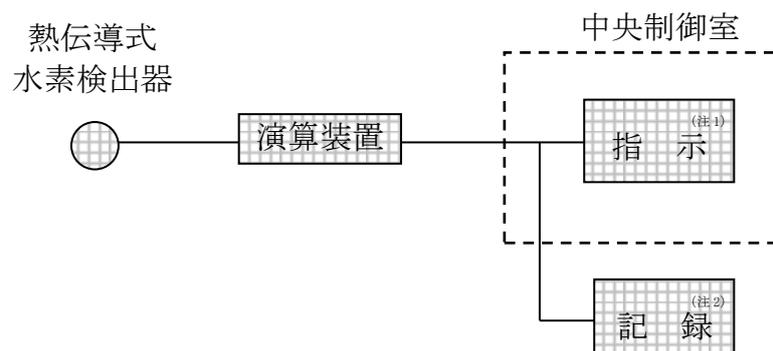


図 58-6-39 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-40 「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

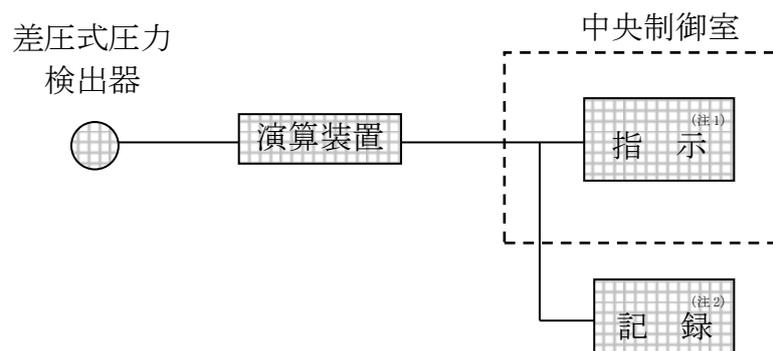
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



図 58-6-40 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(5) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-41「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

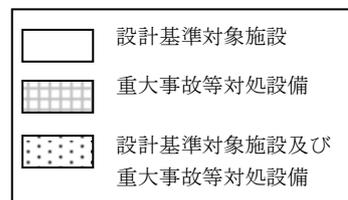
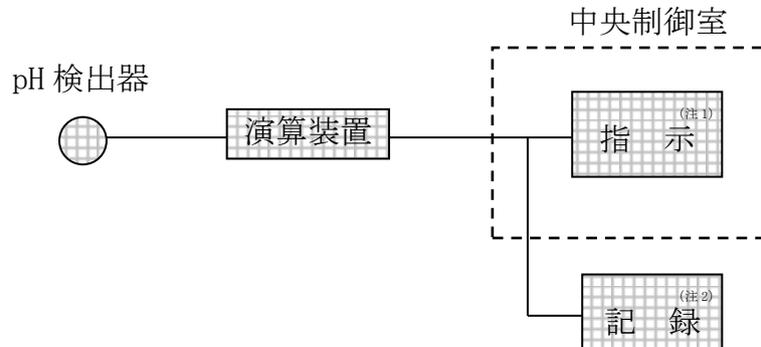


図 58-6-41 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(6) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-42「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

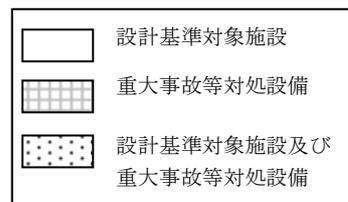
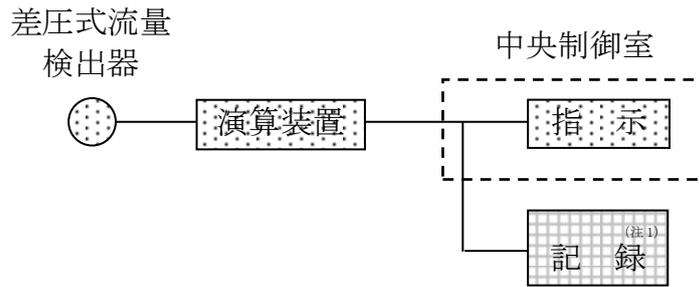


図 58-6-42 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は，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，原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-43 「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

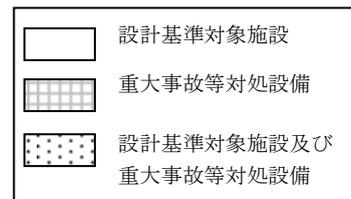
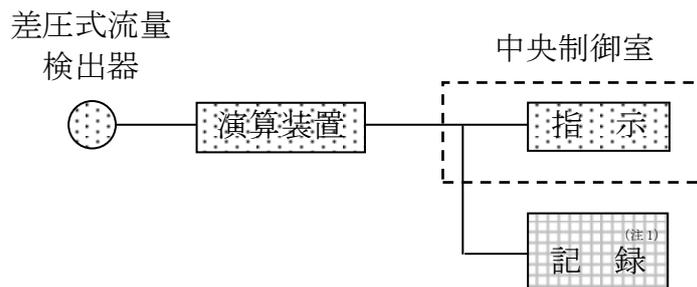


図 58-6-43 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(8) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は，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入口冷却水流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-44「残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

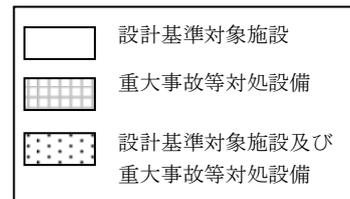
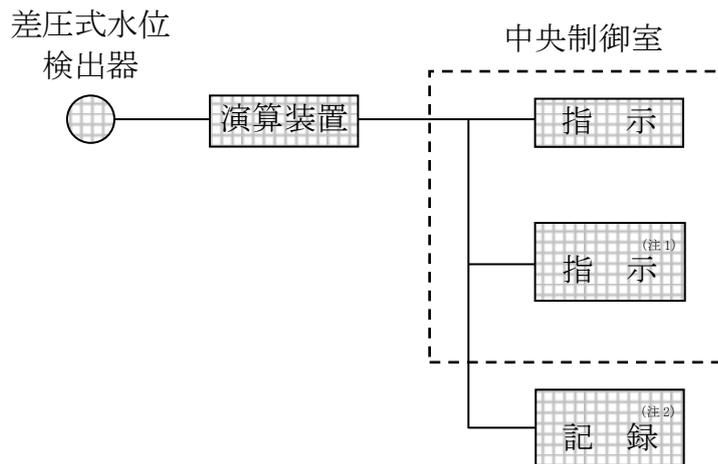


図 58-6-44 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

(9) 復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水貯蔵槽水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水貯蔵槽水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-45「復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

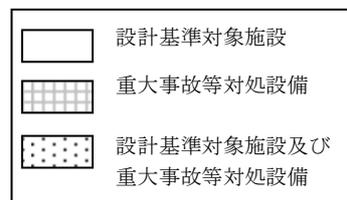
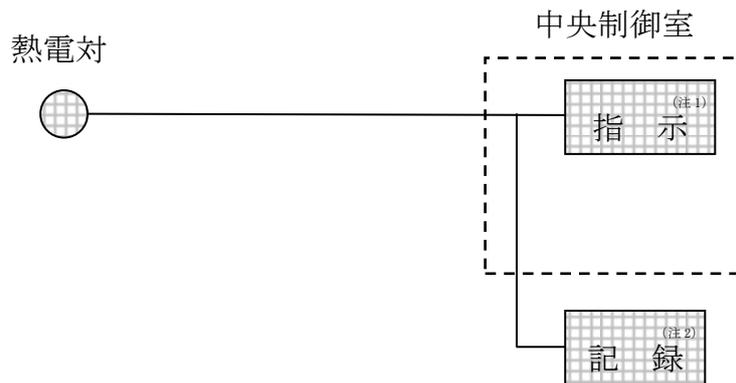


図 58-6-45 復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図

(10) 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-46「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

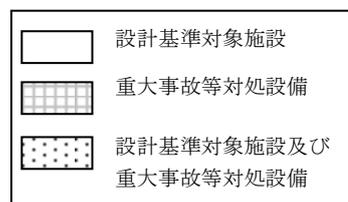
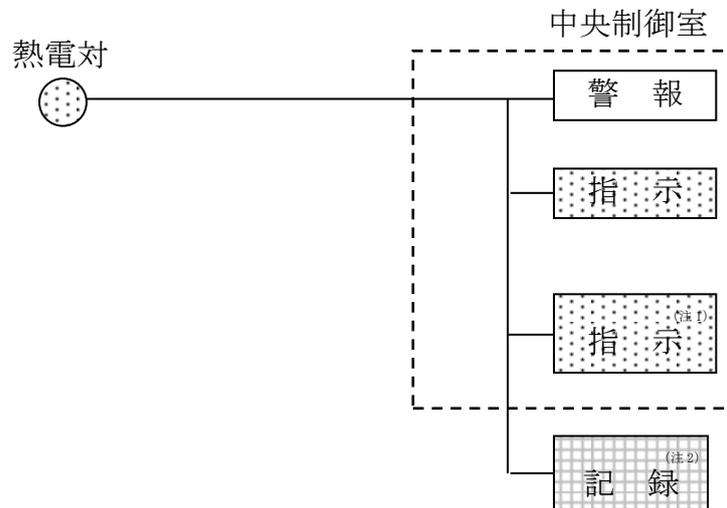


図 58-6-46 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(11) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) 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、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) 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、T.M.S.L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。(図 58-6-47「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

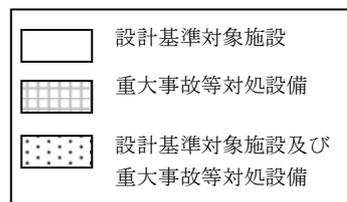
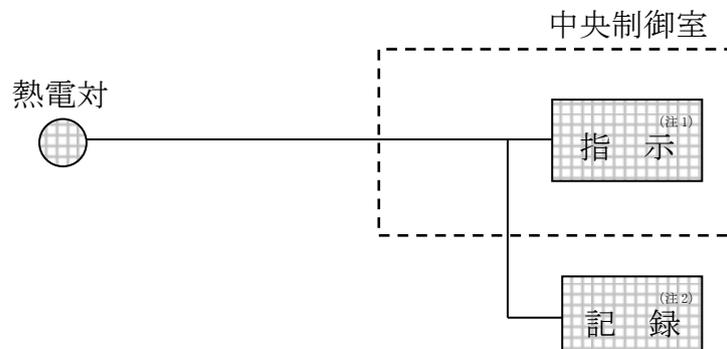


図 58-6-47 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図

(12) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 23420mm (6 号炉) , T. M. S. L. 23373mm (7 号炉) から 9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。(図 58-6-48 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

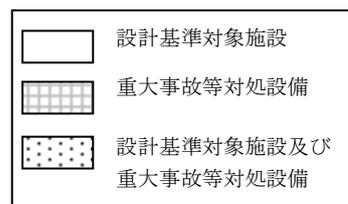


図 58-6-48 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図

(13) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール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。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、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使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(図 58-6-49「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照。)

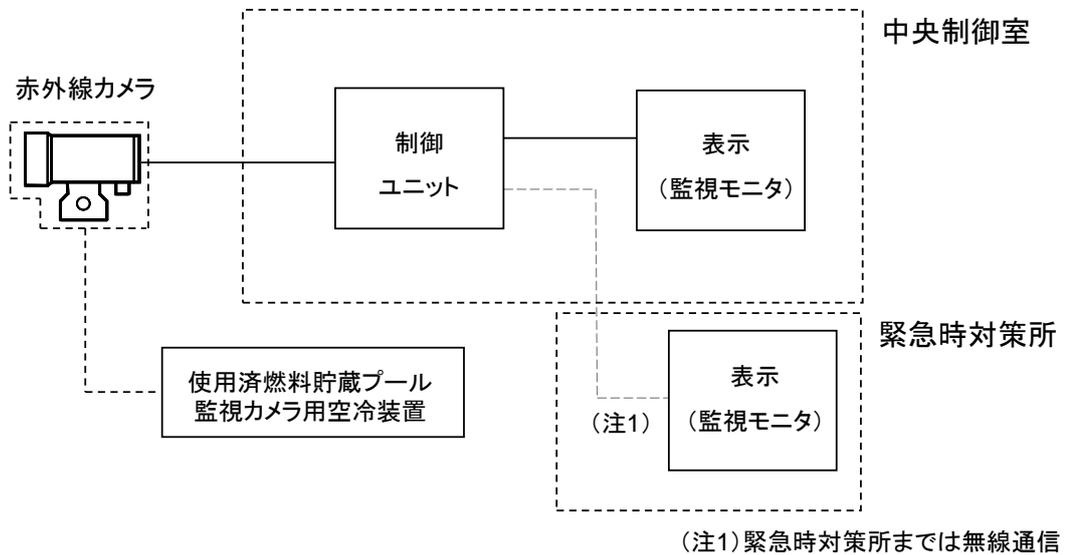


図 58-6-49 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

#### 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，表 58-6-1, 2 に示す。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (1/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	停止時： 100cps 前後 臨界時： $10^4 \text{cps}$ 前後	定格出力の約 10 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束（約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後）を測定できる範囲として $0.1 \sim 10^6 \text{cps}$ 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。起動領域モニタ（中性子源領域）が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ（中間領域）、平均出力領域モニタによって監視可能。
	0～40%又は 0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	奇数レンジ： 25/40%でレンジアップ 偶数レンジ： 80/125%でレンジアップ		—	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力領域モニタ	0～125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	モードスイッチ起動→運転：通常 7～10% 定格時：約 100%	定格出力の約 3 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 0～125% に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、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期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、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。「中間領域中性子束」「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。	

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (2/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプ吐出圧力(2.2MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
復水移送ポンプ 吐出圧力	0～2MPa[gage]	—	—	0.92MPa[gage]	0.92MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	—	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(182℃)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	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	—	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(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0～200℃	—	—	—	85℃以下	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系系統流量(954m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時 冷却系 系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系系統流量(182m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系系統流量(727m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	—	—	182m <sup>3</sup> /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系系統流量(182m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	0～200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0～150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—	—	90m <sup>3</sup> /h	90m <sup>3</sup> /h	代替低圧注水系による原子炉注水への必要流量(90m <sup>3</sup> /h)が計測可能な範囲とする。
	0～350m <sup>3</sup> /h	—	—	300m <sup>3</sup> /h	300m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、復水補給水系流量(300m <sup>3</sup> /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (3/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下 (ATWS)	7.07MPa[gage]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡するように、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動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 (SA)	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下 (ATWS)	7.07MPa[gage]以下	
原子炉水位	-3200～3500mm*2 -4000～1300mm*3	1179 mm*2 1300 mm*3	-2880～1650mm*2 465～1300 mm*3	-6830～1650mm*2 -3640～4840mm*3	—	
原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*2 -8000～3500mm*2	1179 mm*2	-2880～1650mm*2			

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

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (4/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	5.0kPa[gage]	246kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kPa[gage]以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内圧力(620kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	5.0kPa[gage]	197kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kPa[gage]以下	
ドライウエル 雰囲気温度	0～300℃	57℃	138℃以下	140℃以下	207℃以下	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(207℃)に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ気体温度	0～200℃	35℃	138℃以下	146℃以下	164℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ気体温度(約164℃)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・プール 水温度	0～200℃	35℃	97℃以下	139℃以下	149℃以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ・プール水温度(約149℃)に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内 酸素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5vol%)を把握する上で監視可能である。
格納容器内 水素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	0vol%	6.2vol%以下	—	38vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能である。
格納容器内 水素濃度 (SA)	0～100vol%	—	6.2vol%以下	—	38vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0～100vol%)を計測可能な範囲とする。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (5/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0～350m <sup>3</sup> /h	—	—	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器スプレイ時における復水補給水系流量 (140m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
	0～150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0～100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—	—	—	90m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器下部注水時における復水補給水系流量 (90m <sup>3</sup> /h) 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・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	0m (T. M. S. L. -1150mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)	0～10.05m (T. M. S. L. -1150 ～+8950mm)	0～10.05m (T. M. S. L. -1150 ～+8950mm)	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ・プール水位 (0～10.05m) に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器 下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	—	—	0m (T. M. S. L. -6600mm)	約 13.4m (T. M. S. L. +6820mm)	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量があることを確認できる位置に設置する。 操作上 2m まで計測できれば問題ない。
原子炉建屋 水素濃度	0～20vol%	—	—	—	2vol%以下	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度：4vol%) を監視可能である。

T. M. S. L. =東京湾平均海面

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (6/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$2 \times 10^{-1} \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*4	10Sv/h 未満*4	$3 \times 10^4 \text{Sv/h}$ 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。
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$1 \times 10^{-2} \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*4	10Sv/h 未満*4	$3 \times 10^4 \text{Sv/h}$ 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。
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—	約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ 以下		格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ ) を監視可能。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—	約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ 以下		耐圧強化ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ ) を監視可能。
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$ (6号炉) $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ (7号炉)	バックグラウンドレベル	—	$1.0 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲について放射線量を監視可能である。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (7/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力 容器温度	0~350℃	287℃	300℃以下 (制御棒落下)	300℃以下	300℃以上*5	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉圧力容器温度 (0~350℃) を設定する。
フィルタ装置水位	0~6000mm	—	—	500~2200mm	500~2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約 2200mm、下限水位：約 500mm を監視可能。
フィルタ装置 入口圧力	0~1MPa[gage]	—	—	0.62MPa[gage] 以下	0.62MPa[gage] 以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa[gage]) が監視可能。また、待機時に、窒素置換 (約 0.01MPa[gage]以上) が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0~100vol%	—	—	—	38vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (38vol% (ドライ条件)) を監視可能。
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	0~50kPa	—	—	28kPa 以下	28kPa 以下	金属フィルタの差圧 <input type="text"/> が監視可能。
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0~14	—	—	pH12 以上	pH12 以上	フィルタ装置スクラバ水の pH (pH0~14) が監視可能。
原子炉補機冷却水 系系統流量	0~4000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉 区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ), 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (8/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ) 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (1300m <sup>3</sup> /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ), 800m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。
復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	—	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	重大事故等時において, 復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル (6号炉: 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m) を監視可能である。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において, 静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (9/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1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*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA 広域)	T. M. S. L. 20180～ 31170mm (6号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉) (N. W. L 付近)	N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉) N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)		重大事故等時における使用済燃料貯蔵 プールの変動する範囲について水位及 び温度を監視可能である。
	0～150℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	T. M. S. L. 23420～ 30420mm (6号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	—	N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉) N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)		重大事故等時における使用済燃料貯蔵 プールの変動する範囲について水位及 び温度を監視可能である。
	0～150℃	52℃以下	—	0～100℃		
使用済燃料貯蔵 プール監視 カメラ	—	—	—	—		重大事故等時において赤外線機能によ り使用済燃料貯蔵プールの及びその周 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：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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、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：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：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）

\*3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

\*4：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。

\*5：300℃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。

表 58-6-2 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	起動領域モニタ (中間領域)	ペリオド： 10 秒以上	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、起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し、 <u>ペリオド 10 秒以上</u> を設定値とする。
	平均出力領域 モニタ	モードスイッチ「運転」 位置で定格出力の 120%以下	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、平均中性子束信号により原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として <u>120%以下</u> とする。
		モードスイッチ「運転」 位置以外で定格出力の 15%以下	原子炉の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時までには誤トリップを起こさない値として <u>15%以下</u> とする。
		自動可変設定 ( $0.68W + 54\%$ 以下* 又は 115%)	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炉心流量の関数として自動可変設定とし、炉心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 <u>(<math>0.68W + 54\%</math>) 以下又は 115%</u> とする。

※：W は定格炉心流量に対する炉心流量(%)

表 58-6-2 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	7.34MPa[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 7.51MPa[gage] (逃がし安全弁第一設定圧力) 及び下限値 6 号炉:7.34MPa[gage] (通常運転時の負荷変動等による圧力変動分加味した値), 7 号炉:7.27MPa[gage] (原子炉圧力高警報に余裕を考慮した値) を超えない値として、 <u>原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下</u> を設定値とする。
		7.48MPa[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、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台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 (7.34MPa[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弁第 1 段設定圧 7.51MPa[gage]以下となるよう、 <u>原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下</u> を設定値とする。

表 58-6-2 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	-590mm 以上※	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、原子炉冷却材浄化系隔離弁を閉鎖する。 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-1.5 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、 <u>原子炉水位-590mm 以上</u> を設定値とする。
		-2040mm 以上※	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉隔離冷却系（事故時炉心冷却機能）を起動するとともに、炉水水質を確保するという観点からサプレッションプール水位高信号が受信されても、水源が復水貯蔵槽からサプレッションプールに切り替わらないようにするため、原子炉隔離時冷却系圧力抑制室側吸込隔離弁開許可のインターロックを動作させる。 原子炉隔離時冷却系が通常補給機能として作動する水位 L-2 (-590mm) 以下の水位において、補給機能のバックアップとして高圧炉心注水系が動作する水位 L-1.5 (-2040mm) にあわせ <u>原子炉水位-2040mm 以上</u> を設定値とする。
		-2880mm 以上※	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時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、原子炉水位 L-1.5 で主蒸気隔離弁が閉となり高圧炉心注水系が起動することにより、L-1 に達しないように十分低い値とするとともに、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 <u>原子炉水位-2880mm 以上</u> を設定値とする。
		-590mm 以上※	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水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ6台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L-3 で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として <u>原子炉水位-590mm (L-2) 以上</u> を設定値とする。

※：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）

58-7  
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

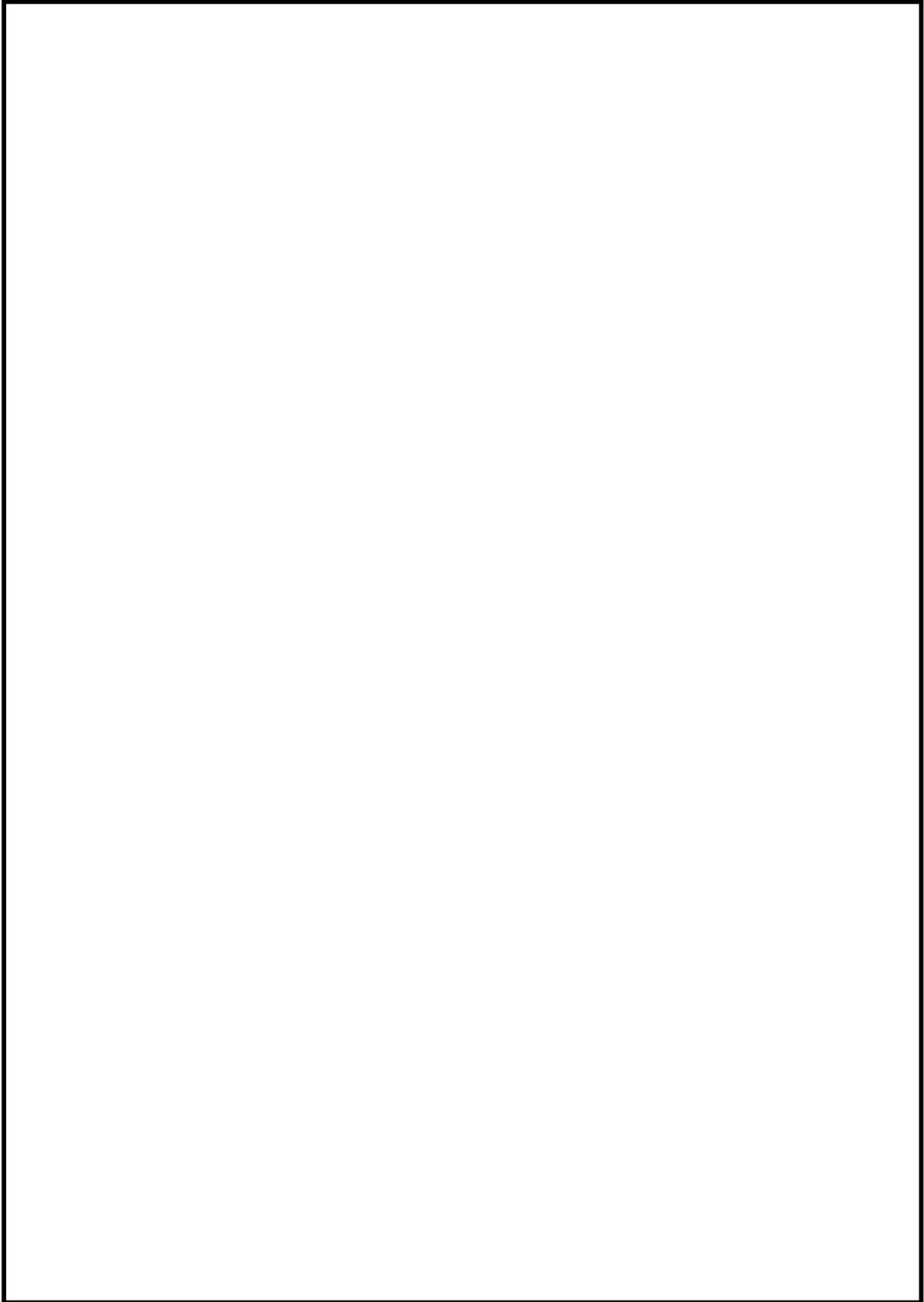


図 58-7-1 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 58-7-2 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(2/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

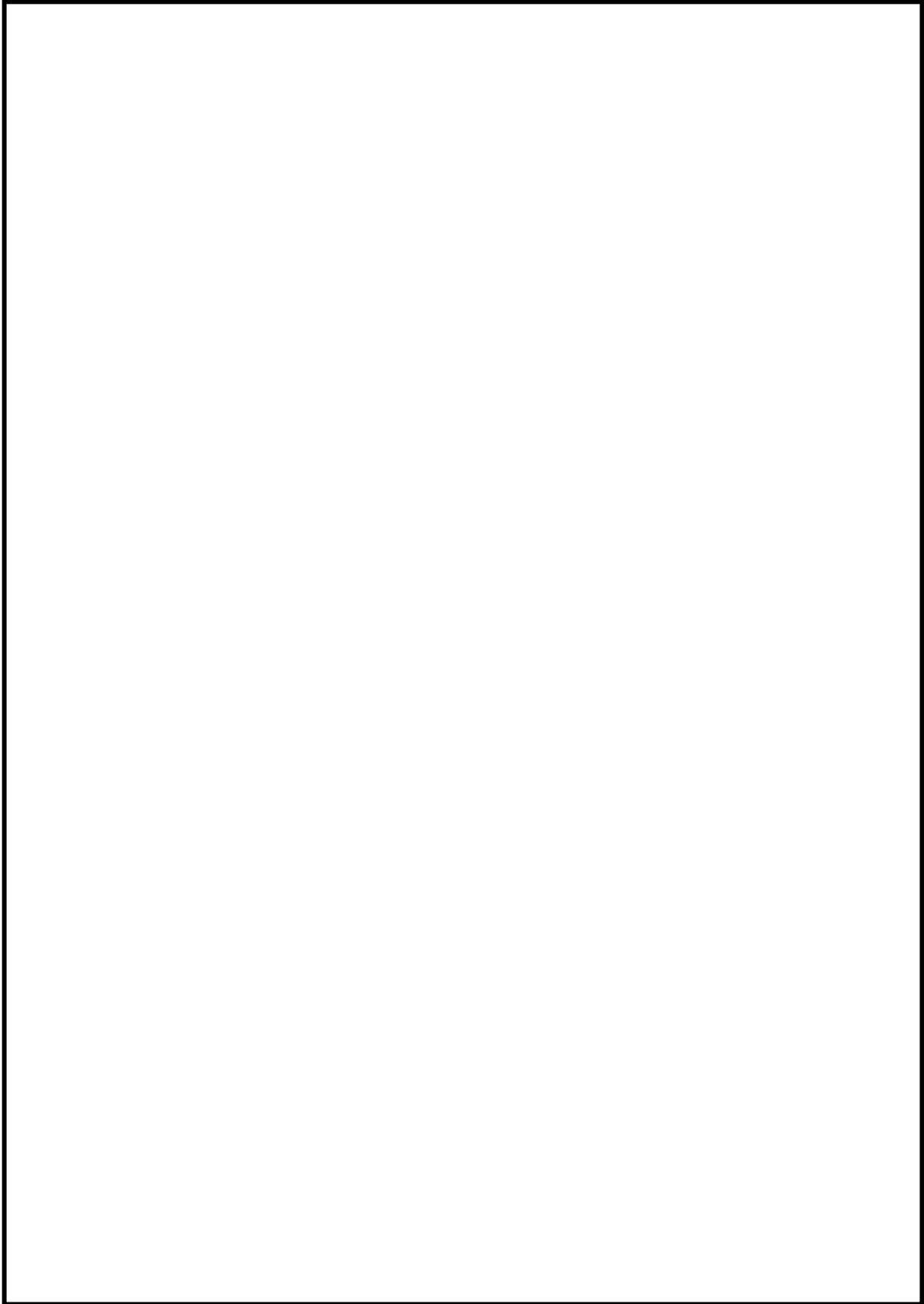


図 58-7-3 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(3/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

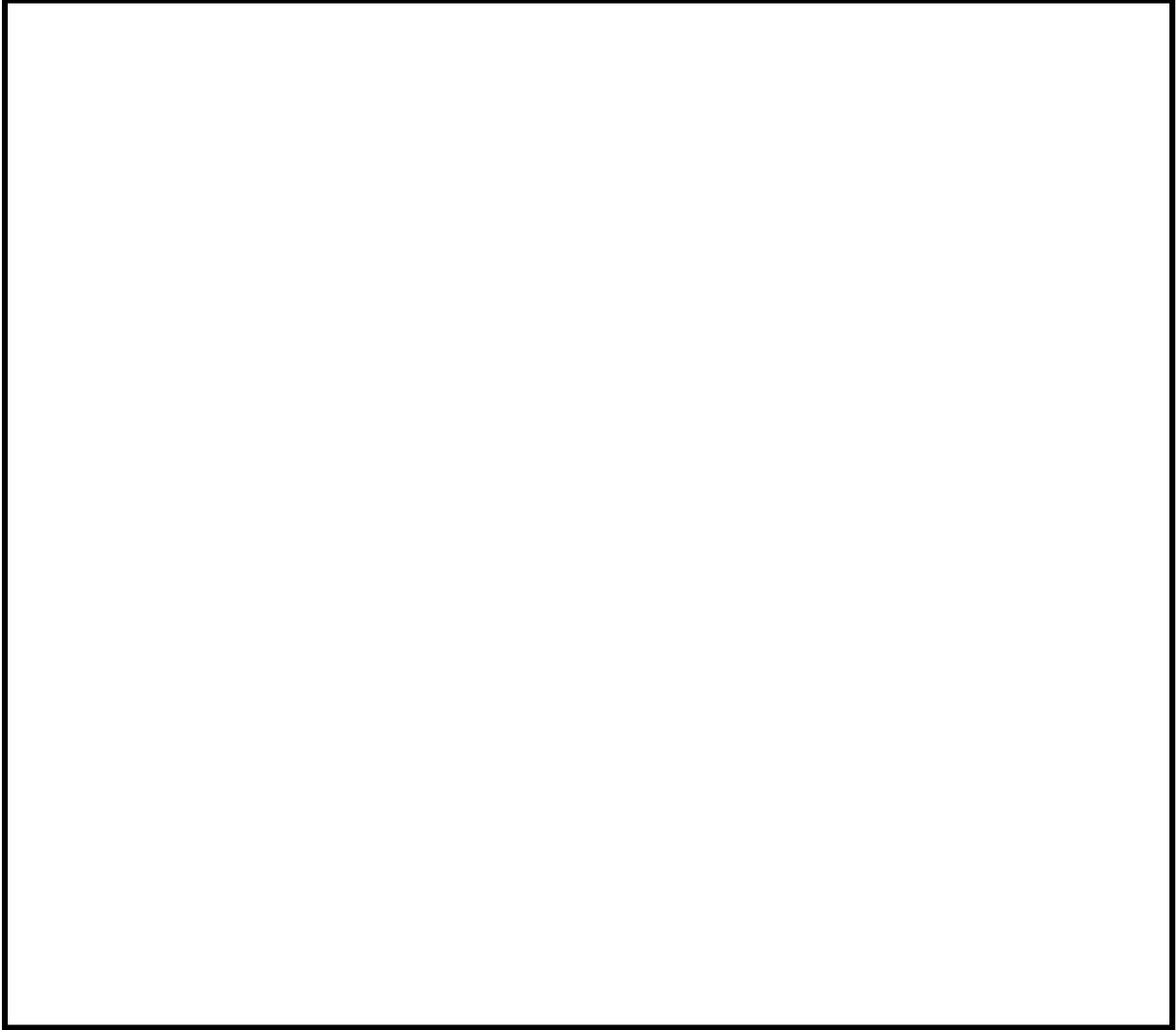


図 58-7-4 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

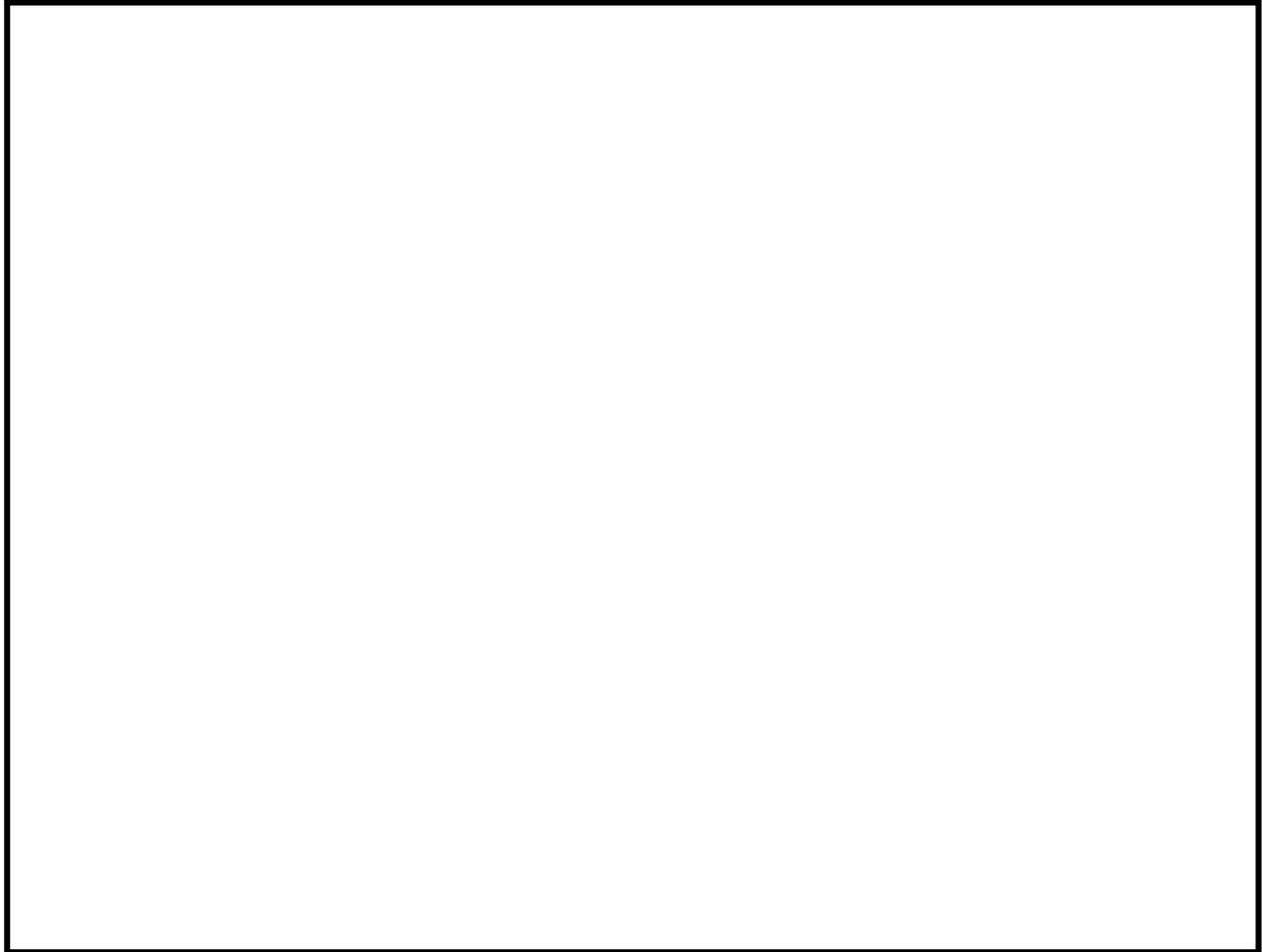


図 58-7-5 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

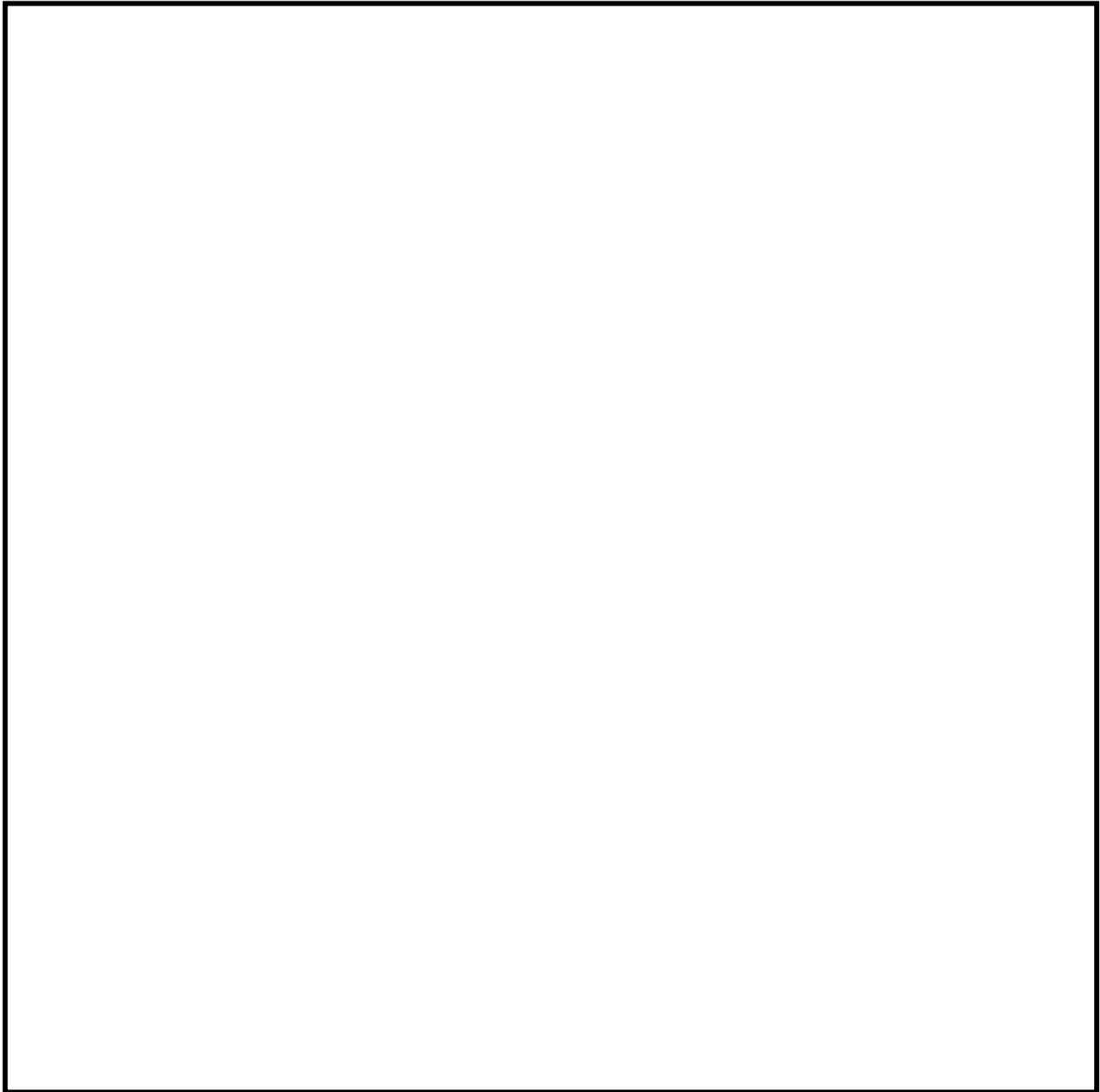


図 58-7-6 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(6/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

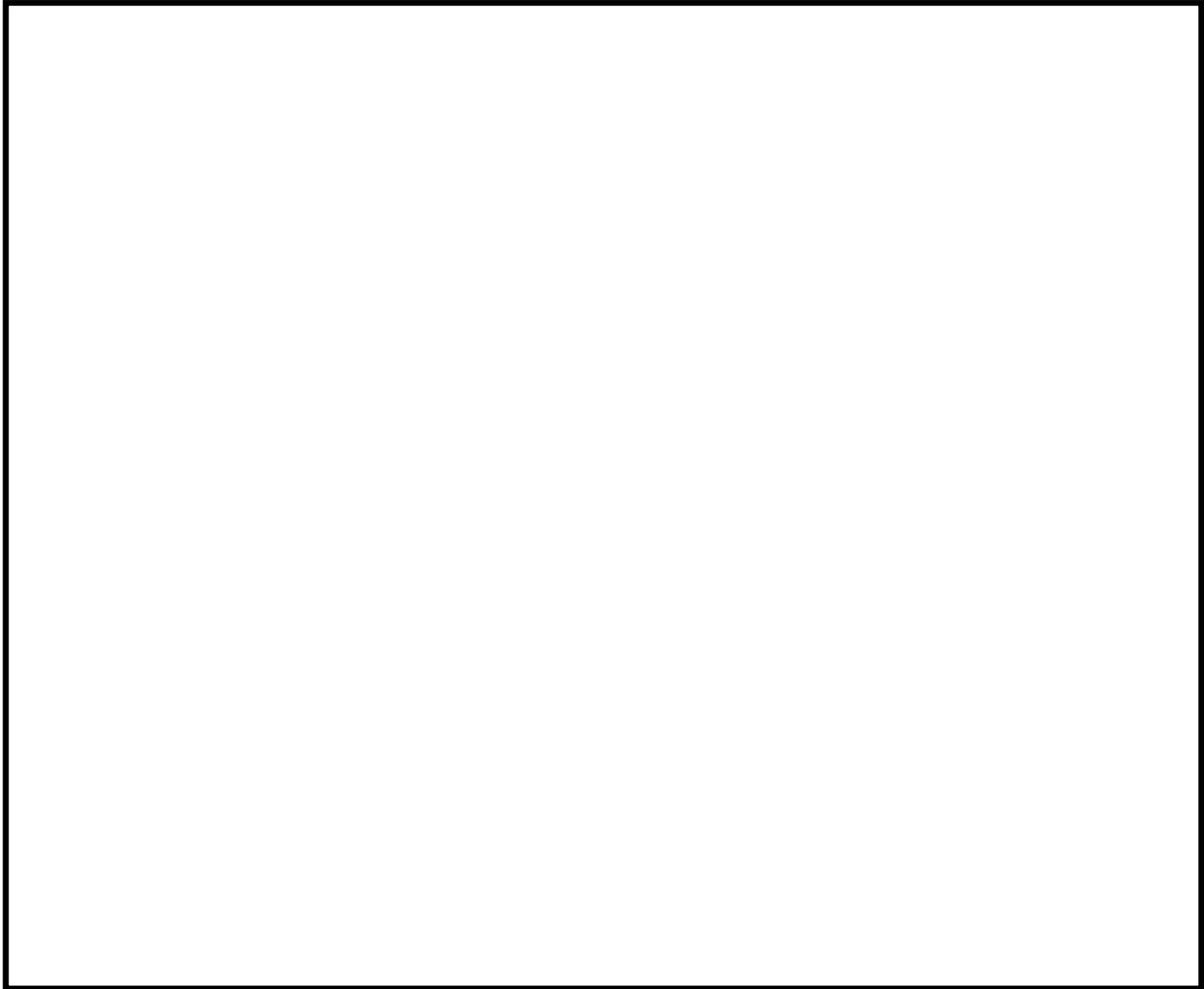


図 58-7-7 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール  
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

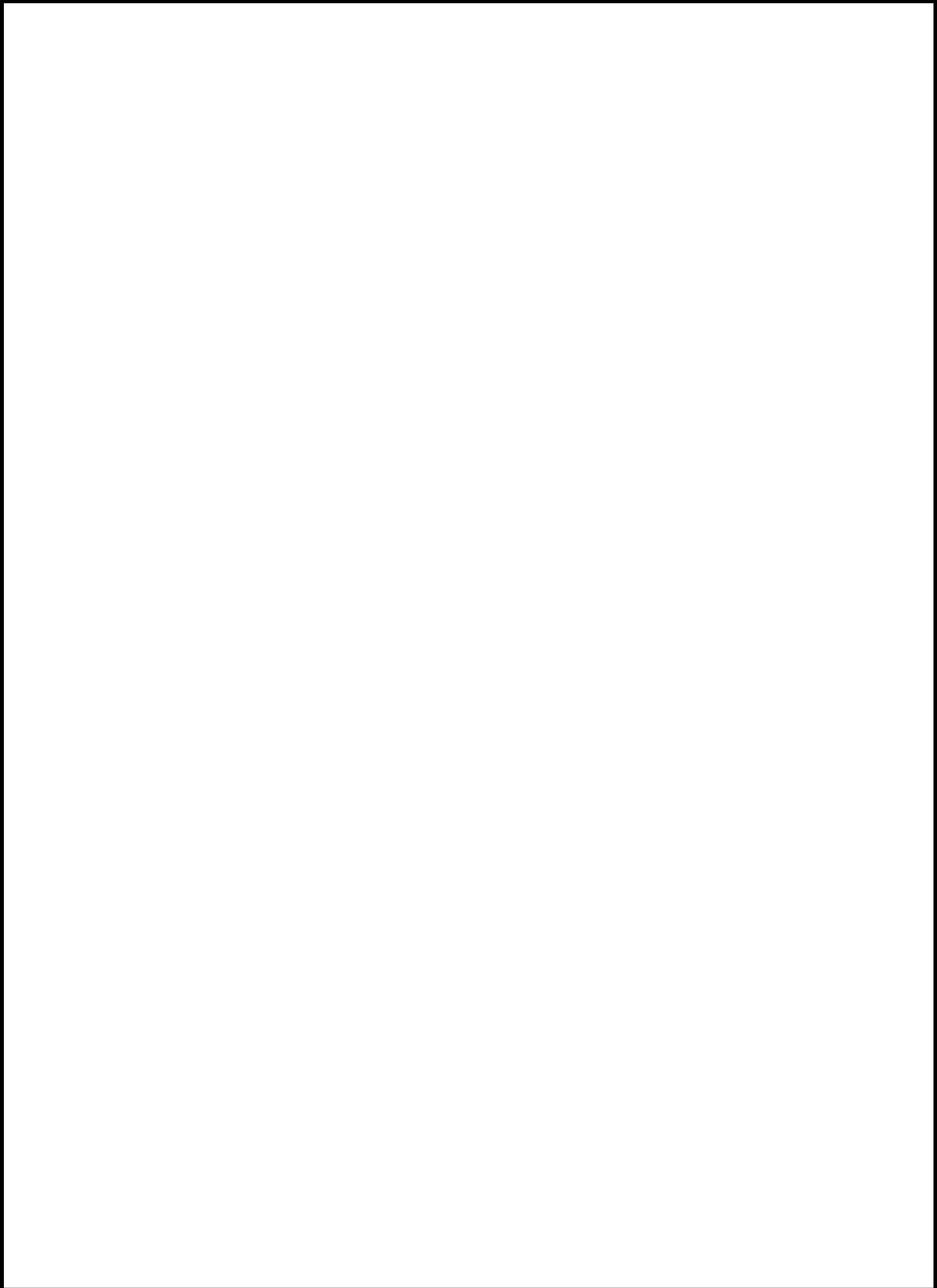


図 58-7-8 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)



図 58-7-9 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(9/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

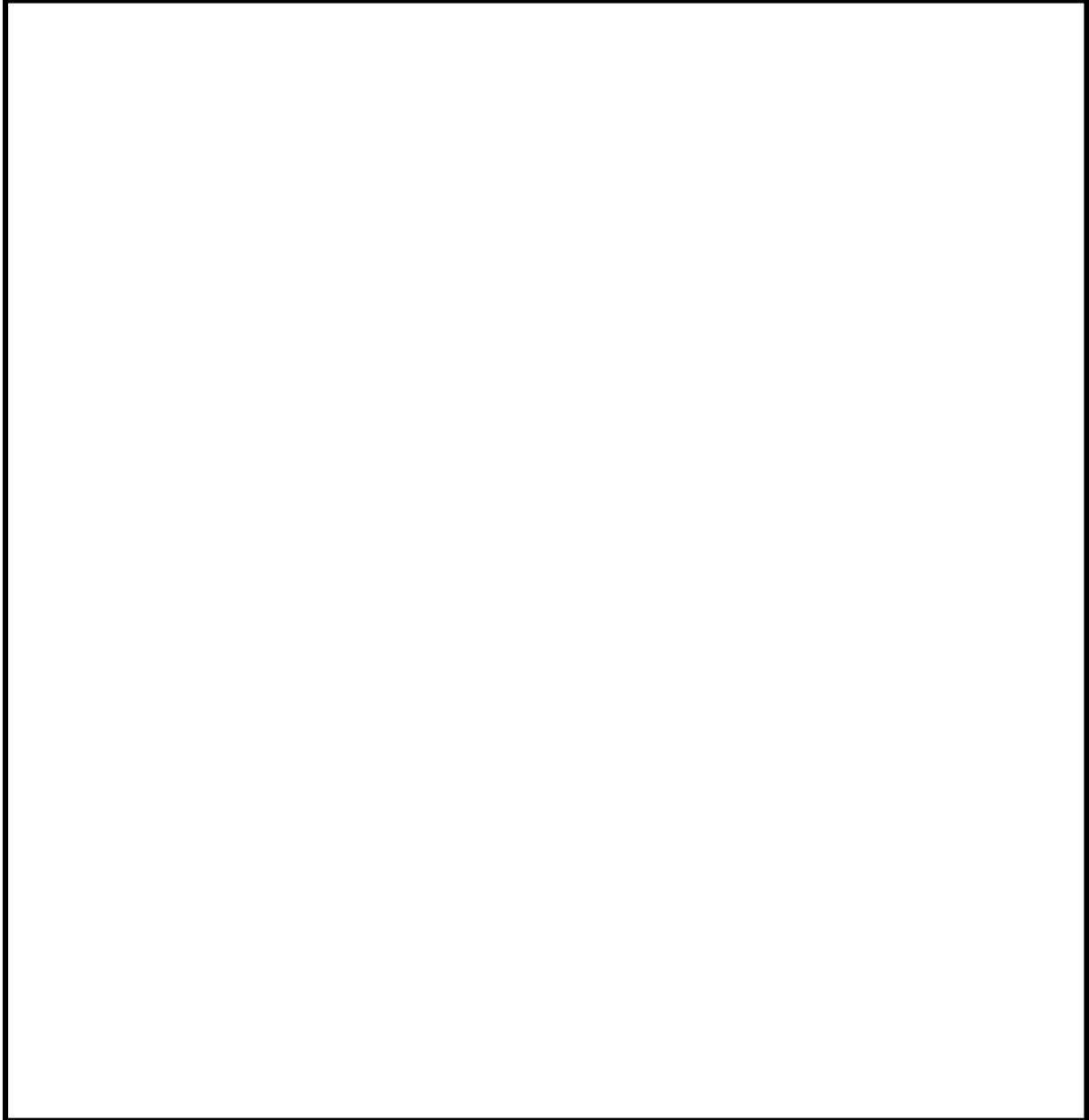


図 58-7-10 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

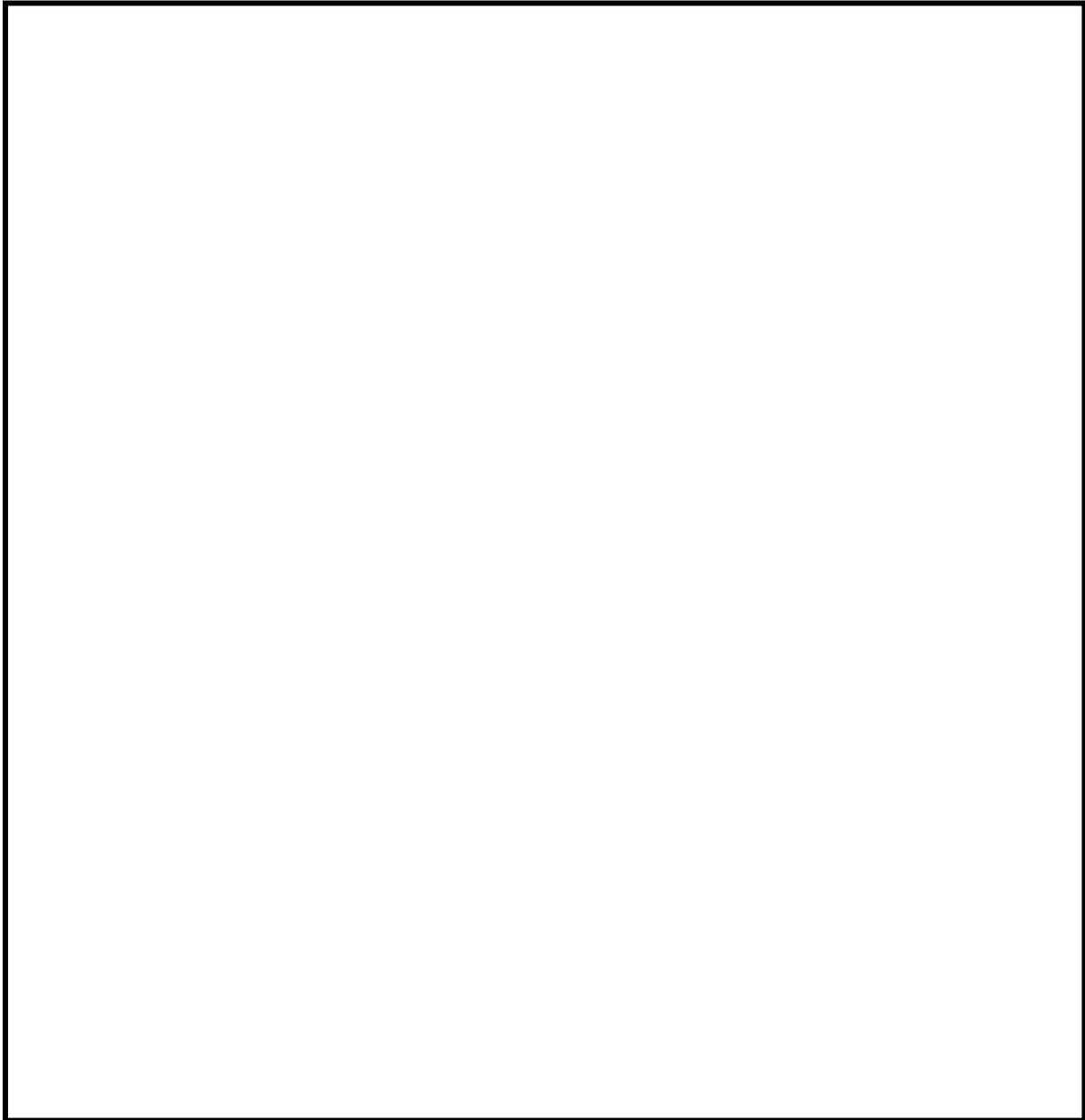


図 58-7-11 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

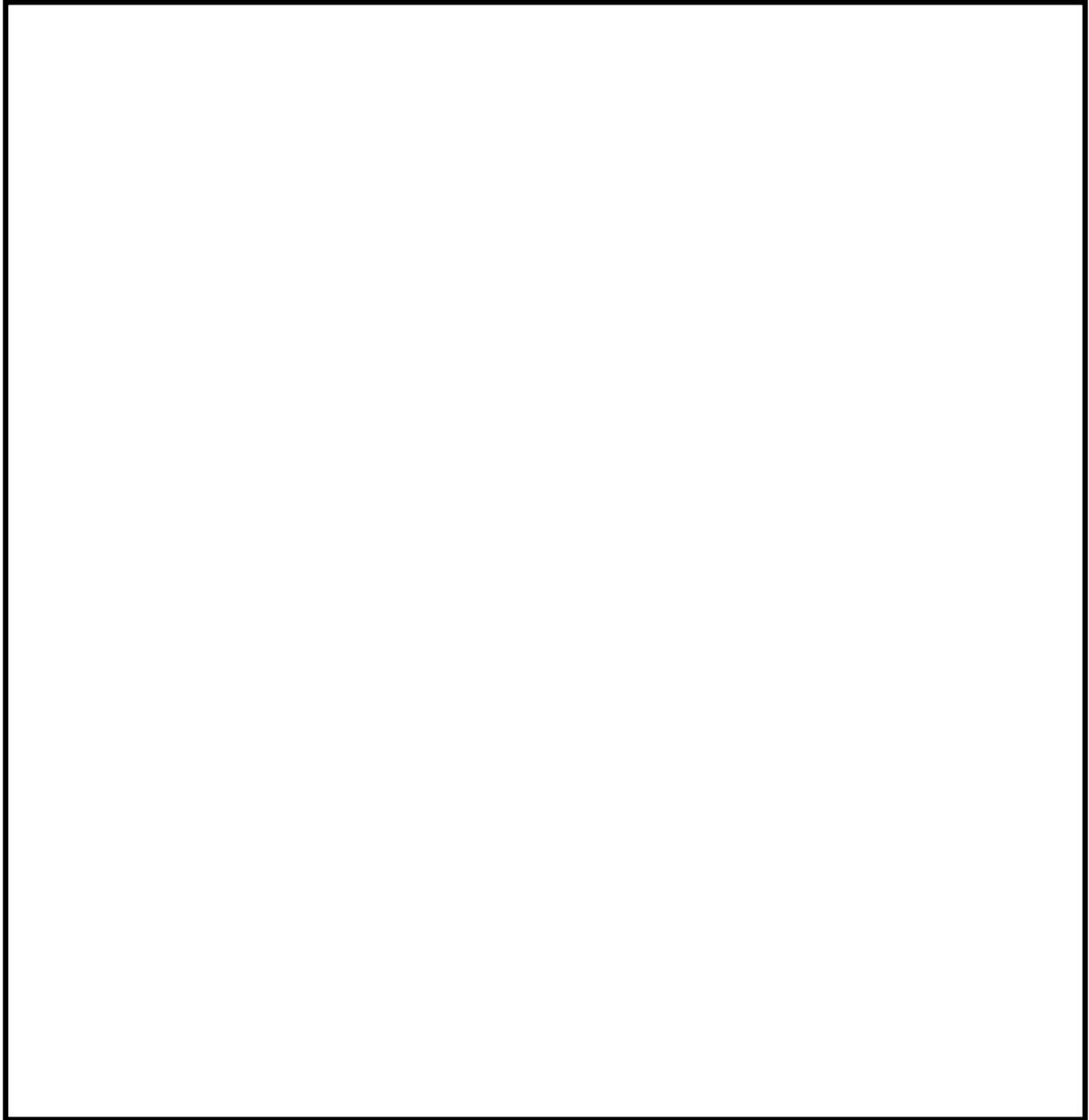


図 58-7-12 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

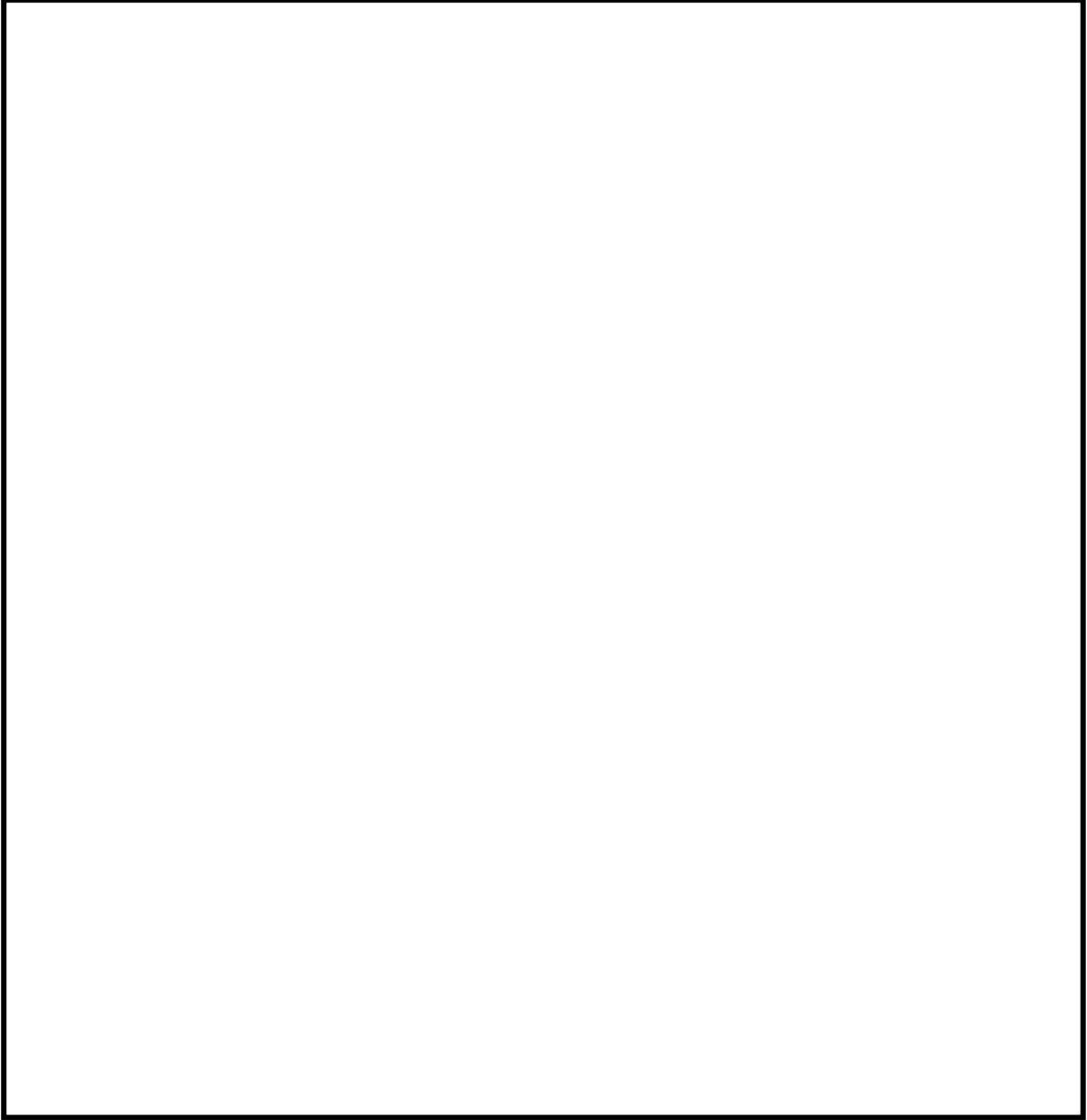


図 58-7-13 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(13/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

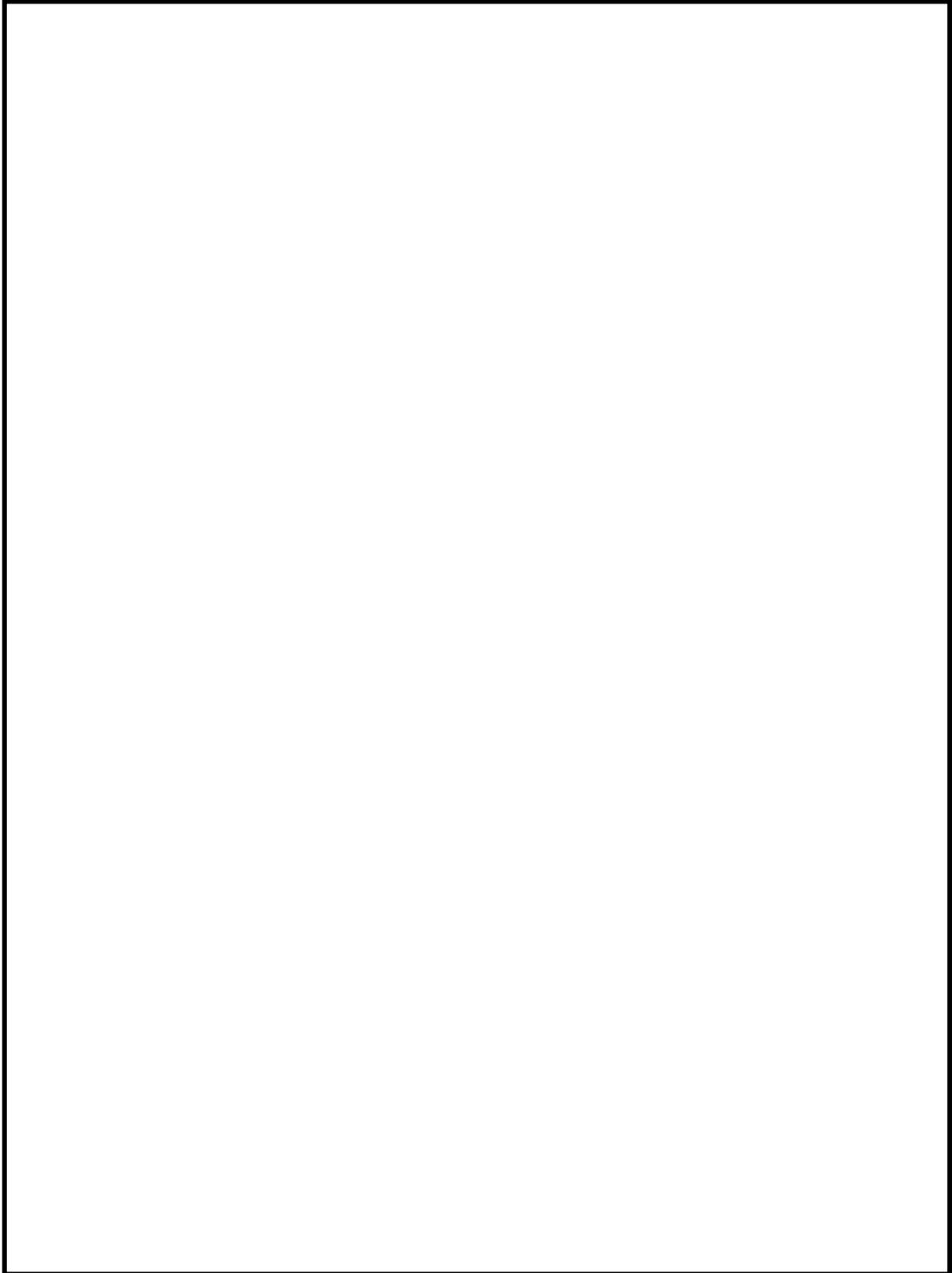


図 58-7-14 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵  
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

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（原子炉圧力容器内の温度）

項目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～350℃	300℃
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉圧力 (SA)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉水位	-3200～3500mm*1	-2880～1650mm*1
		-4000～1300mm*2	465～1300mm*2
	①原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）			
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、原子炉圧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圧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>原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、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、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）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。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力 (SA)</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-1 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。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		

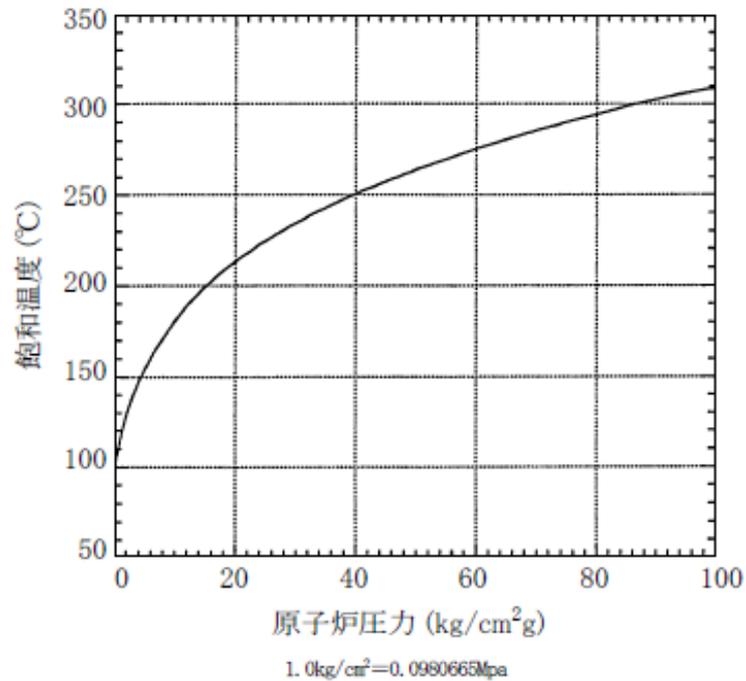


図 58-8-1 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位，原子炉水位（SA）

原子炉水位が TAF 以下の場合には，原子炉水位が TAF 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>

図 58-8-2 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，TAF 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。

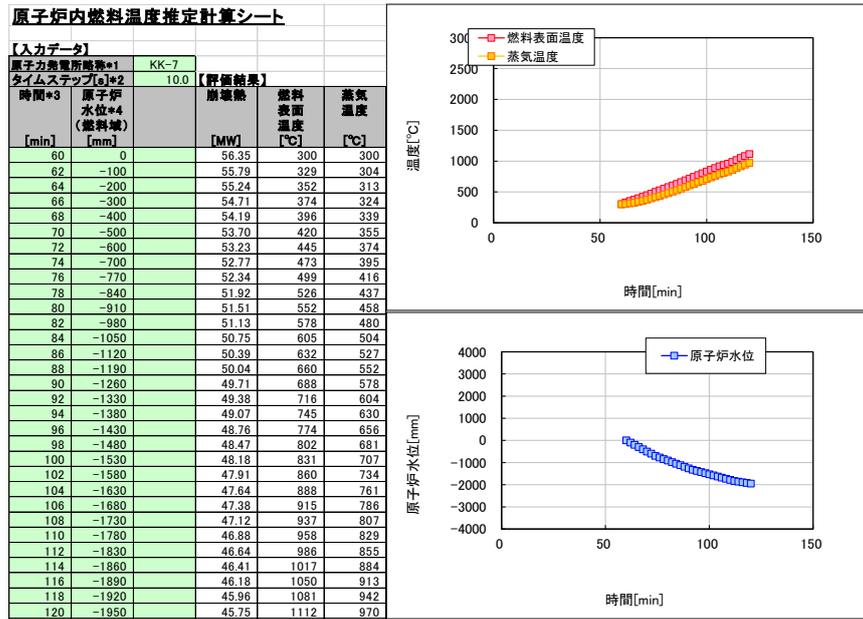


図 58-8-2 原子炉内燃料温度推定計算シート

①原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位，原子炉水位（SA）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が TAF 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。

原子炉水位が TAF 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>

推定の評価

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ことであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉水位）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°C）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.08MPa[gage]から温度に換算した場合は 287±1°C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，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

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

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	原子炉圧力 (SA)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
代替 パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	②原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②原子炉压力容器温度	0～350℃	300℃
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより 905cm）		
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圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。</p>		
推定方法	<p>原子炉压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 (SA)（原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、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>②原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉压力容器破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。</p>		

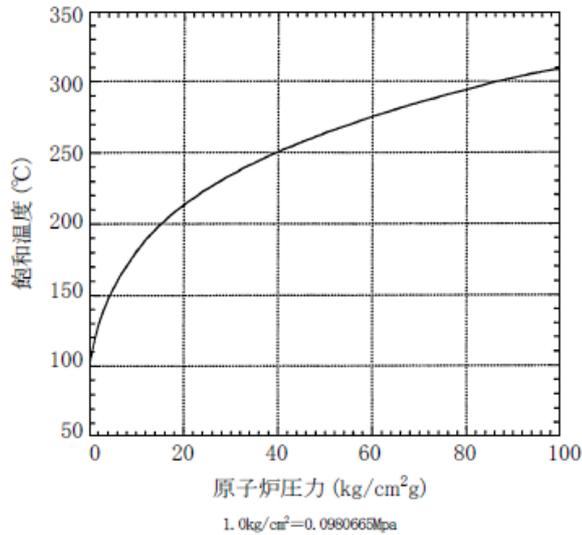


図 58-8-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)

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, プラントの状態に依存することなく適用可能である。

②原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度による推定手順は, 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。

<誤差による影響について>

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減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり, 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 (原子炉圧力容器温度) 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: 0.34MPa[gage] (飽和温度; 約 147°C), 定格圧力: 約 7MPa[gage] (飽和温度: 約 287°C) に対して, 原子炉圧力容器温度の誤差: 約 ±3.4°C から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34 ± 0.05MPa[gage] 程度, 7.0 ± 0.5MPa[gage] 程度。)

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。

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

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
代替 パラメータ	①原子炉水位 （原子炉水位（SA）の代替）	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位（SA） （原子炉水位の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②高压代替注水系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	-
	②復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉）	-
		0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h
	②高压炉心注水系系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h
	②残留熱除去系系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の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。		
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（SA）（原子炉水位（SA）を推定する場合は原子炉水位にて推定）、②原子炉压力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉压力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量）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。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉水位，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 図 58-8-4 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>なお、配管破断等による原子炉冷却材の漏えいにより、原子炉压力容器への注水量とのバランスが崩れた場合は、原子炉水位が低下傾向になるため、原子炉压力容器内の水位を推定するよりも炉心の冠水（炉心の冷却状態）に必要な水位以上であることを把握することが重要になる。 炉心の冠水（炉心の冷却状態）に必要な水位以上であることを上記の原子炉水位の推定手段と異なる主要パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）、格納容器内雰</p>		

囲気放射線レベル (S/C), 原子炉压力容器温度) により推定する。これらの主要パラメータの異常な上昇が確認された場合は原子炉注水量の増加又は注水系統の変更を行うことにより炉心の冠水に必要な水位以上を維持させる。

原子炉水位変化率[mm/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]/60min

原子炉压力容器量レベル換算

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-4 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

推定の評価

①原子炉水位, 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り, 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>

原子炉压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 (原子炉压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。

(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	高压代替注水系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	-
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
		0～350m <sup>3</sup> /h	-
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h
	高压炉心注水系系統流量	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h
残留熱除去系系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h	
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA） （高压代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉压力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心注水系系統流量の代替）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	①サプレッション・チェンバ・プール水位 （残留熱除去系系統流量の代替）	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	②原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）			
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉压力容器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。		

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、水源である復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ・プール、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。

推定方法は、以下のとおりである。

①復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽タンク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。復水貯蔵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、冷却状態を原子炉水位にてあわせて確認する。

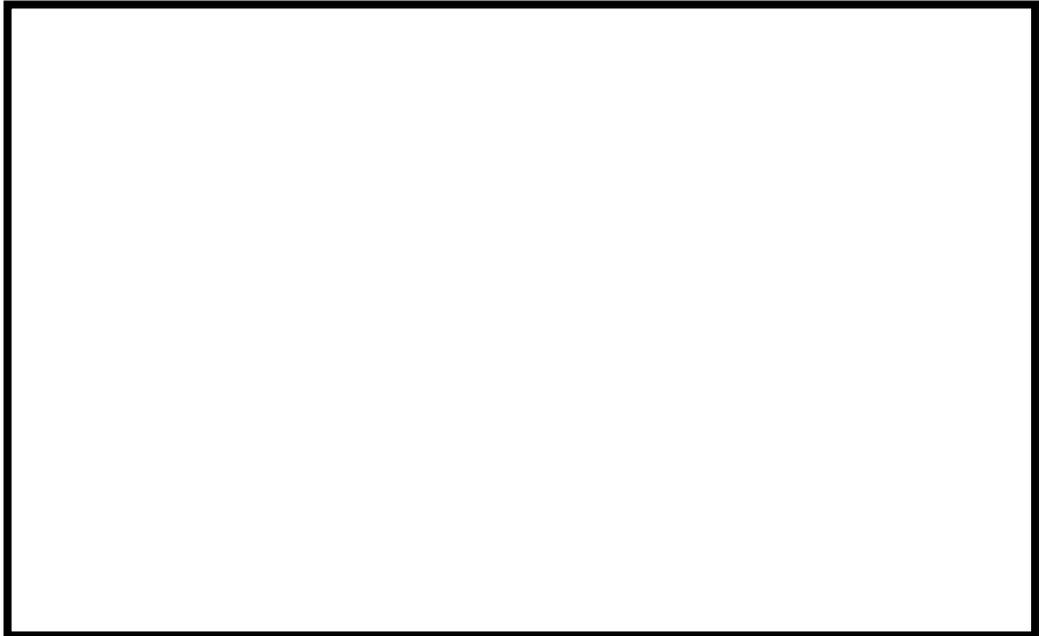


図 58-8-5 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

推定方法

①サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・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てあわせて確認する。

格納容器注水量[m<sup>3</sup>/h]

=  × 1時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算 :



図 58-8-6 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②原子炉水位，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) 図 58-8-7 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]

$$= \boxed{\phantom{00000}} \times \text{原子炉水位変化率}[\text{mm}/\text{min}] \times 60\text{min} + \text{崩壊熱除去に必要な注水量}[\text{m}^3/\text{h}]$$

原子炉压力容器水量レベル換算：  $\boxed{\phantom{00000}}$

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-7 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	<p>①復水貯蔵槽水位 (SA)</p> <p>復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵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。</p> <p>①サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバ・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・チェンバ・プール水への注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>②原子炉水位, 原子炉水位 (SA)</p> <p>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。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>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 (復水貯蔵槽水位 (SA), サプレッション・チェンバ・プール水位) による推定は、水源の水位変化量から、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。(「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より、復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差: <math>\pm 0.120\text{m}</math> から流量に換算した場合は [ ] 程度。「サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線」より、サプレッション・チェンバ・プール水位の誤差: <math>\pm 0.15\text{m}</math> から流量に換算した場合は [ ] 程度。)</p> <p>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>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>
-------	---

(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	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～100m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	②格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	②格納容器下部水位 （格納容器下部注水流量の代替）	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて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>格納容器への注水量の主要パラメータである復水補給水系流量（原子炉格納容器）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格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>復水補給水系流量（原子炉格納容器）の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先の格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 復水貯蔵槽水位（SA）</p> <p>復水貯蔵槽タンク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。復水貯蔵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、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。</p>		



図 58-8-8 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

②格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C)

復水移送ポンプにて注水を行う場合には、運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力にて確認し、格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C) の注水先圧力より図58-8-9の注水特性を用いて注水流量を推定する。

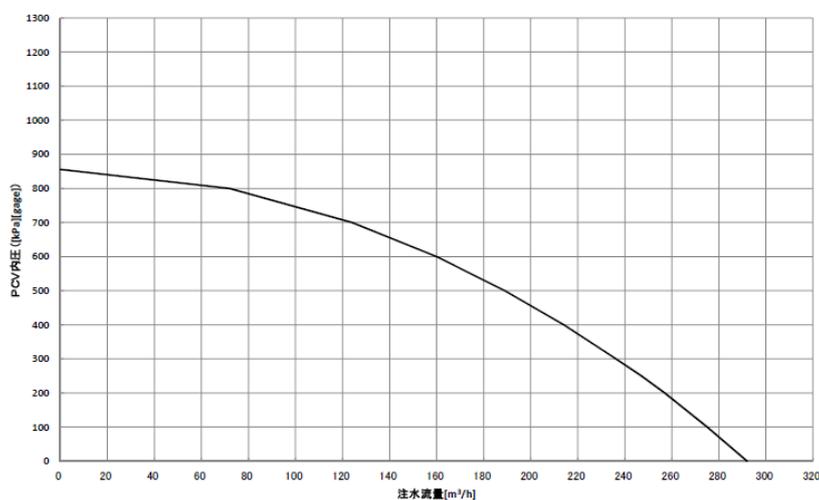


図 58-8-9 復水移送ポンプによる注水特性

②格納容器下部水位（格納容器下部注水流量の代替）

格納容器下部へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、格納容器下部の平面積：約 90m<sup>2</sup> と格納容器下部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。

推定の評価	<p>①復水貯蔵槽水位 (SA) 復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵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。</p> <p>②格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) による推定方法は、注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 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>②格納容器下部水位 格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、格納容器下部への注水の目的は、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：約 2m 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> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 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ことであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA)) による推定は、水源の水位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。(「復水貯蔵槽タンクの水容量曲線」より、復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差：±0.120m から流量に換算した場合は <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">          </span>程度。) 代替パラメータ (格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)) 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。(「復水移送ポンプによる注水特性」より、格納容器内圧力 0.31MPa[gage]における流量 234m<sup>3</sup>/h に対して、格納容器内圧力の誤差：±8.5kPa[gage]から流量に換算した場合は 234±4m<sup>3</sup>/h 程度。) 代替パラメータ (格納容器下部水位) による推定では、注水先の水位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。</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>
-------	---

(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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	サブプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
代替 パラメータ	①格納容器内圧力 (D/W) (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～200℃	97℃
	①サブプレッション・チェンバ気体温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温度の代替)	0～200℃	138℃
	②格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ※ (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～200℃	138℃
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて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>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、代替パラメータの格納容器内圧力、格納容器内温度（格納容器内の他の計測箇所）により格納容器内の温度を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 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図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～185℃</p>		

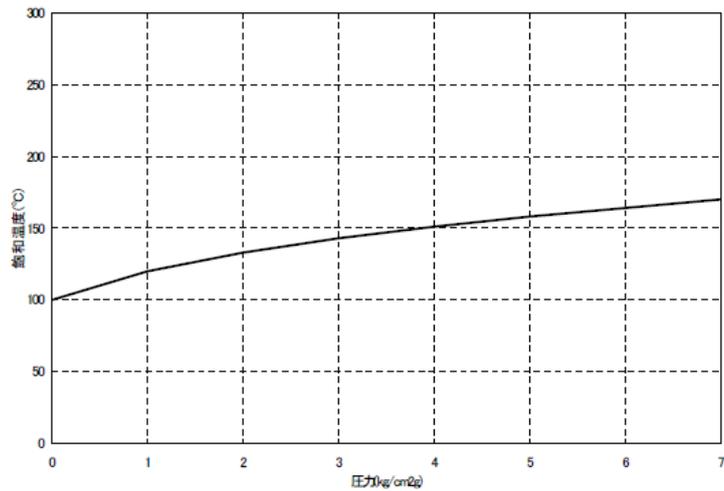


図 58-8-10 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

① サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・プール水温度  
 サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下の通り代替パラメータにより推定する。

- ・ サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内にあるサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内にあるサプレッション・チェンバ気体温度により推定する。

② 格納容器内圧力 (S/C)

① 格納容器内圧力 (D/W) の推定方法と同様。

参考として図 58-8-11, 12 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績温度及び本推定手段を用いた推定温度を比較したものを示す。

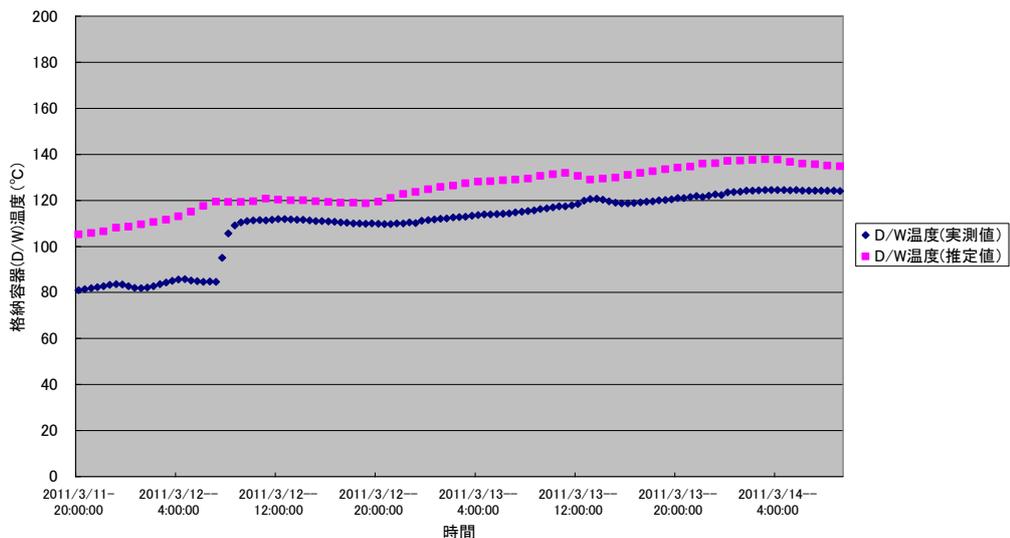


図 58-8-11 福島第二原子力発電所 1 号機におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

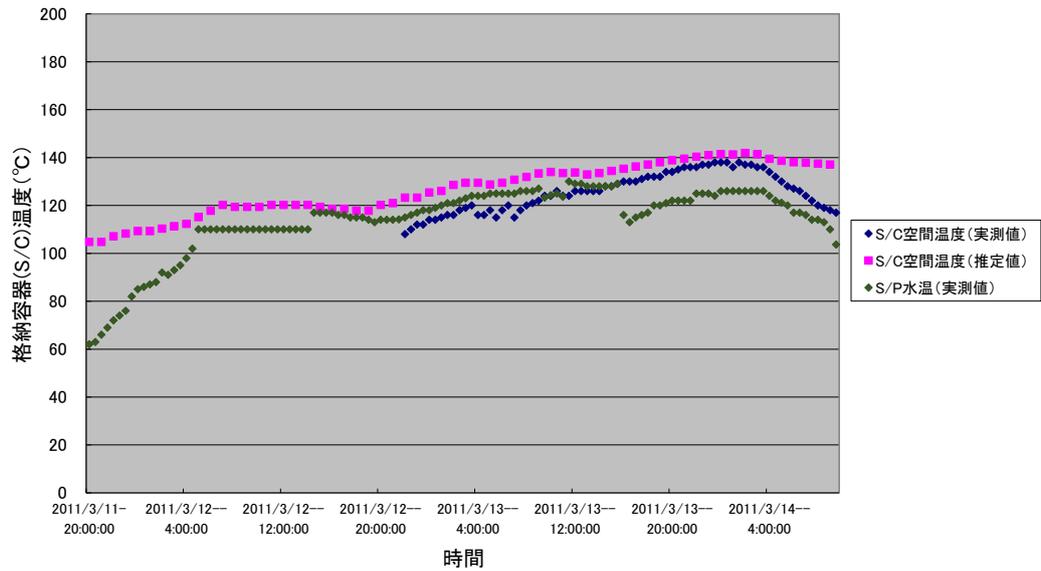


図 58-8-12 福島第二原子力発電所 1 号機におけるサブプレッション・チェンバ気体温度と推定温度の関係

③[サブプレッション・チェンバ気体温度]

常用計器でサブプレッション・チェンバ気体温度を計測することにより、推定する。

推定の評価

①格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) 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、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。

①サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度

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、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格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (D/W) と同様。

③[サブプレッション・チェンバ気体温度]

監視可能であれば常用計器でサブプレッション・チェンバ気体温度を計測することにより、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。

なお、今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が高め指示）が確認されている。この理由として、格納容器内は窒素など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。

<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ことであり、代替パラメータ（格納容器内圧力（D/W）及び格納容器内圧力（S/C））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、格納容器内圧力：約0.31MPa[gage]（飽和温度：約145℃）に対して、格納容器内圧力の誤差：約±8.5kPa[gage]から温度に換算した場合は145±2℃程度。）

代替パラメータ（サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度）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。

(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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
代替 パラメータ	①格納容器内圧力 (S/C) (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (D/W) (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②ドライウェル雰囲気温度 (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～300℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ気体温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～200℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ・プール水温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～200℃	97℃
	③[格納容器内圧力 (D/W)]※ (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～500kPa[abs]	246kPa[gage]
	③[格納容器内圧力 (S/C)]※ (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～500kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて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。		
推定方法	<p>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（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、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) ドライウェルとサプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する（格納容器内圧力 (S/C) を推定する場合は格納容器内圧力 (D/W) にて推定）。</p> <p>②ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度 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図 58-8-13 より格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0～1021.7kPa[gage]</p> <p>③[格納容器内圧力 (D/W)]及び[格納容器内圧力 (S/C)] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより、推定する。</p>		

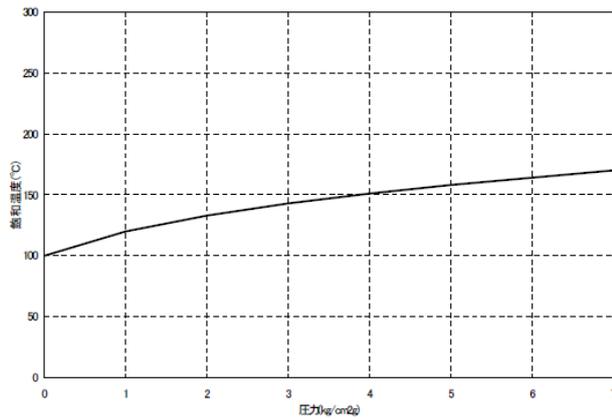


図 58-8-13 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号機の実績圧力及び本推定手段を用いた推定圧力を比較したものを示す。

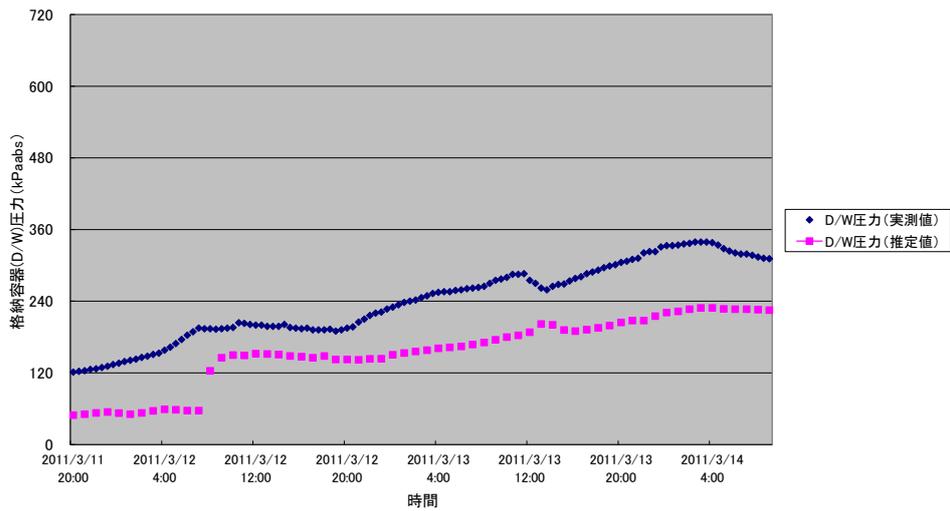


図 58-8-14 福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力 (D/W) と推定圧力の関係

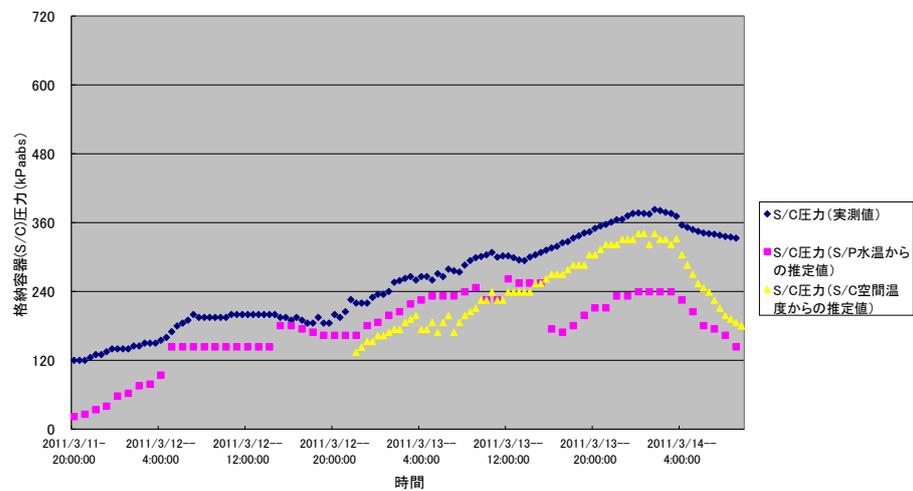


図 58-8-15 福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力 (S/C) と推定圧力の関係

推定の評価	<p>①格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C)  原子炉格納容器内の D/W 側又は S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより、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>②ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度  ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度による推定手順は、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、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>③[格納容器内圧力 (D/W) ]及び[格納容器内圧力 (S/C) ]  監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ（格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C)）による推定は、同一物理量からの推定であり、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、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。</p> <p>代替パラメータ（ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は、圧力に換算し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、格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して、格納容器内の温度の誤差：約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa[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> <p>なお、今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が低め指示）が確認されている。この理由として、格納容器内は窒素など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。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じること把握しながら推定することで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、原子炉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。</p>
-------	---

(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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
代替 パラメータ	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） * 格納容器下部注水流量 （格納容器下部水位の代替）	0～150m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～100m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
	②復水貯蔵槽水位（SA）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	③格納容器内圧力（D/W） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	③格納容器内圧力（S/C） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	④[サプレッション・チェンバ・プール水位] ※ （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	-6200～2000mm (T. M. S. L. -7350～ 850mm) (6号炉) -5500～550mm (T. M. S. L. -6650～ -600mm) (7号炉)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の確認である。		

格納容器内の水位の主要パラメータであるサプレッション・チェンバ・プール水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより格納容器内の水位を推定することができる。

- ・サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量，水源である復水貯蔵槽の水位変化により，原子炉格納容器内の水位を推定する。また，サプレッション・チェンバとドライウエルの差圧により格納容器内の水位を推定できる。
- ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量，水源である復水貯蔵槽の水位変化により，格納容器下部水位を推定できる。

推定方法は，以下のとおりである。

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）から注水量を算出し，注水先であるサプレッション・チェンバ・プール水位又は格納容器下部水位を推定する。なお，格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。

- ・サプレッション・チェンバ・プール水位

格納容器注水量[m<sup>3</sup>/h] =  × 1時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：

推定方法



図 58-8-16 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

・格納容器下部水位

格納容器下部へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、格納容器下部（ペDESTAL）の平面積：約 90m<sup>2</sup> と格納容器下部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。

②復水貯蔵槽水位（SA）

復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から、原子炉格納容器内の水位を推定する。復水貯蔵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、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。



図 58-8-17 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

③格納容器内圧力

格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から求める水頭圧力より格納容器内の水位を推定する。

$$h1 \approx Ps - Pd + 10.25m$$

h1：格納容器内水位，Ps：格納容器内圧力（S/C），Pd：格納容器内圧力（D/W）

推定可能範囲：約 10.25～27.2m

④[サプレッション・チェンバ・プール水位]

常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより、推定する。

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵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。

推定の評価

②復水貯蔵槽水位（SA）

復水貯蔵槽水位（SA）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵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。

上記①②の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッ

ション・チェンバへ移行する場合を想定しており、サプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的（ウェットウェルベントの操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.05m）を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。

### ③格納容器内圧力

計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①②（復水補給水系流量（原子炉格納容器）、復水貯蔵槽水位（SA））で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

### ④[サプレッション・チェンバ・プール水位]

監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。

#### <誤差による影響について>

格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の把握することであり、代替パラメータ（復水補給水系流量（原子炉格納容器））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。

（復水補給水系流量（原子炉格納容器）の誤差：約±7.6m<sup>3</sup>/h から、サプレッション・チェンバ・プール水位に換算した場合の誤差は約 [ ] であり、有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約 [ ] 格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.08m/h であり、有効性評価における 90m<sup>3</sup>/h、2 時間で水張りを想定すると誤差：約±0.16m。）

代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（SA））による推定は、水源の水位変化量から、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。（復水貯蔵槽水位（SA）の誤差：約±0.120m から注水量に換算した場合の誤差は約 [ ] で、サプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約 [ ] であり、有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約 [ ] また、格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約 [ ] ）

代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では、格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧の関係から推定するため、誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが、他の推定手段と合わせて格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の最大誤差：約±15.5kPa から、格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±1.58m。）

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。

(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	格納容器内水素濃度	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7号炉）	6.2vol%
	格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	6.2vol%
代替パラメータ	①格納容器内水素濃度（SA） （格納容器内水素濃度の代替）	0～100vol%	6.2vol%
	①格納容器内水素濃度 （格納容器内水素濃度（SA）の代替）	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7号炉）	6.2vol%
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて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>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内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内水素濃度（SA）（格納容器内水素濃度（SA）を推定する場合は格納容器内水素濃度にて推定）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格納容器内水素濃度 格納容器内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内水素濃度（SA）により推定する。</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度又は格納容器内水素濃度（SA）による推定は格納容器内水素濃度を計測するものであり、それぞれ異なる計測原理で計測するため、推定方法として妥当である。</p> <p>なお、6号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は0～30vol%であるが、格納容器の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 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（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA））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>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>		

(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	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替 パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) (格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の 代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) (格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の 代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	②[エリア放射線モニタ]※	$10^{-4} \sim 1 \text{mSv/h}$	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>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内雰囲気放射線レベル (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)（格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の場合は格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)）により推定する。</p> <p>エリア放射線モニタの指示値を用いて、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格納容器内雰囲気放射線レベル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 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雰囲気放射線レベル (S/C) により推定する。 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 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雰囲気放射線レベル (D/W) により推定する。</p> <p>②[エリア放射線モニタ] 格納容器内の線量が上昇した場合には、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、その上昇分より格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>&lt;推定方法&gt; 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能濃度を図 58-8-18~21 より推定し、さらに配管内の放射能濃度と PCV 内の放射能濃度が同程度と仮定することにより、図 58-8-22 より PCV 内の線量率を推定する。</p>		

<評価条件>

- ・PCV 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 PCV 内に均一に充満すると仮定し、A0 弁手前までの配管内には PCV 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。
- ・PCV 内線量は PCV 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。



図 58-8-18 6号炉エリア放射線モニタ No. 22 の位置と線量率評価値



図 58-8-19 6号炉エリア放射線モニタ No. 11 の位置と線量率評価値



図 58-8-20 7号炉エリア放射線モニタ No. 10 の位置と線量率評価値



図 58-8-21 7号炉エリア放射線モニタ No. 18 の位置と線量率評価値

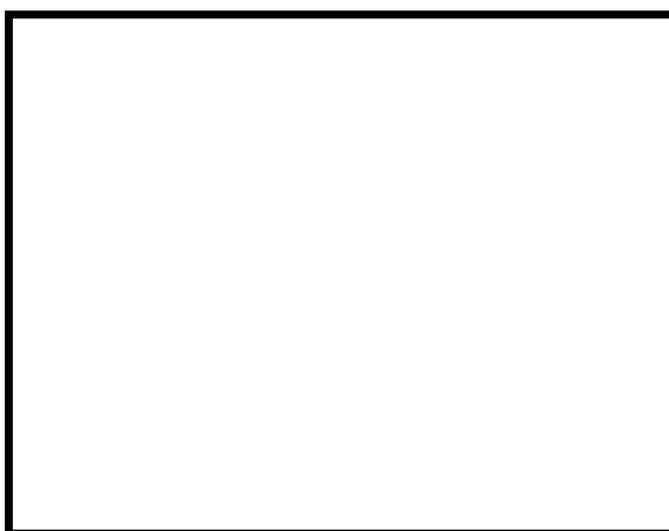


図 58-8-22 6号炉, 7号炉の PCV 内線量推定値

<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)  原子炉格納容器内の D/W 側又は S/C 側の放射線量率を同じ仕様の検出器で計測することにより, 燃料損傷の推定に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②[エリア放射線モニタ]  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上記① (格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)) で推定ができるため, 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>&lt;誤差による影響について&gt;  格納容器内の放射線量率を監視する目的は, 燃料損傷を推定することであり, 代替パラメータ (格納容器内雰囲気放射線レベル, エリア放射線モニタ) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき, 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。</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>
--------------	---

(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（未臨界の維持又は確認）

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0～40%又は0～125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍
	平均出力領域モニタ	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10倍
	[制御棒操作監視系]※	全挿入～全引抜	-
代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ （起動領域モニタ，[制御棒操作監視系]※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10倍
	①起動領域モニタ （平均出力領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0～40%又は0～125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍
	②[制御棒操作監視系]※ （起動領域モニタ，平均出力領域モニタの代替）	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起動領域モニタ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モニタ（平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定）により推定する。</p> <p>制御棒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，以下のとおりである。</p> <p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ                      起動領域モニタ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モニタにより推定する。                      平均出力領域モニタの計測が困難になった場合，代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。</p> <p>②[制御棒操作監視系]                      全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため，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起動領域モニタ，平均出力領域モニタ  起動領域モニタ又は平均出力領域モニタ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ことであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）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（制御棒操作監視系）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（最終ヒートシンクの確保）

※主要パラメータの他チャンネル

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメ ータ	代替循環冷却系による冷却		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	-
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～150m <sup>3</sup> /h（7号炉）	-
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	格納容器圧力逃がし装置による冷却		
	フィルタ装置水位	0～6000mm	-
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa [gage]	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	-
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	-
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	-
	耐圧強化ベント系による冷却		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	-
	残留熱除去系による冷却		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系系統流量	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h
	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m <sup>3</sup> /h（6号炉） 0～1500m <sup>3</sup> /h（7号炉）	1300m <sup>3</sup> /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m <sup>3</sup> /h（6号炉区分Ⅲ） 800m <sup>3</sup> /h（7号炉区分Ⅲ）	
代替 パラメ ータ	①サプレッション・チェンバ・プール水温度 （代替循環冷却系※，残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～200℃	97℃
	①ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	①サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	①格納容器内圧力（D/W） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～1000kPa [abs]	246kPa [gage]
	①格納容器内圧力（S/C） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～980.7kPa [abs]	197kPa [gage]
	①格納容器内水素濃度（SA） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～100vol%	6.2vol%

	①フィルタ装置水位※ (格納容器圧力逃がし装置による冷却における主要パラメータの代替)	0～6000mm	-
	①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替)	0～350℃	300℃
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>代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータ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・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度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。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)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。</p> <p>なお、主要パラメータのうちフィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、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、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。また、主要パラメータのうちフィルタ装置スクラバ水pHの監視が不可能となった場合には、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況から推定する。さらに、主要パラメータのうちフィルタ装置入口圧力又はフィルタ装置金属フィルタ差圧の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により推定する。</p> <p>耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)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。</p> <p>なお、主要パラメータのうちフィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。</p> <p>残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度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。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>①サブプレッション・チェンバ・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>熱交換器ユニットの熱交換量評価(例として、サブプレッション・チェンバ・プール側:約162℃に対して出口側は約84℃の評価)から、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水温度(代替循環冷却)を推定する。</p> <p>また、代替循環冷却系による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度が低下傾向にあること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。</p>		

<格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合>

①ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C)

格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C) が低下傾向にあること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。

また，格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータのうち，フィルタ装置入口圧力の計測が困難になった場合，フィルタ装置入口圧力を格納容器圧力との関係から推定する。フィルタ装置金属フィルタ差圧についても，上記の関係を利用することにより健全性の把握を推定する（別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について 3.2.2.2 参照）。

①格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器圧力逃がし装置による冷却を行う場合，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，格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

①フィルタ装置水位

格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータのうち，フィルタ装置スクラバ水 pH の計測が困難になった場合，フィルタ装置水位によりフィルタ装置の水位変化を把握することで，フィルタ装置スクラバ水 pH を推定する。

<耐圧強化ベント系による冷却の場合>

①ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C)

耐圧強化ベント系による冷却において，主要パラメータの計測が困難になった場合，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C) が低下傾向にあること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。

①格納容器内水素濃度 (SA)

耐圧強化ベント系による冷却を行う場合，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

<残留熱除去系による冷却の場合>

①原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度

残留熱除去系による冷却において，主要パラメータの監視が不可能となった場合には，原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度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。

推定の 評価	<p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>①サプレッション・チェンバ・プール水温度，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>熱交換器ユニットの熱交換量評価から，サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度（代替循環冷却）を推定することができる。</p> <p>また，除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度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。</p> <p>&lt;格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合&gt;</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）</p> <p>格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）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，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度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。</p> <p>また，フィルタ装置入口圧力と格納容器圧力との関係からフィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置金属フィルタ差圧を推定することができる。</p> <p>①格納容器内水素濃度（SA）</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）による推定は，それぞれ異なる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。</p> <p>①フィルタ装置水位</p> <p>フィルタ装置水位による推定は，フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することが目的であり，フィルタ装置水位の水位変化を確認することで，必要な pH 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>なお，スクラバ水を低下させる要因として，ベントガスに含まれる酸性物質，無機よう素のイオン化及び水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈が考えられるが，pH の変動評価においてこれらの影響は軽微であり，水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈をフィルタ装置水位により把握することで，フィルタ装置スクラバ水 pH の推定は可能である（別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について 別紙 27 参照）。</p> <p>&lt;耐圧強化ベント系による冷却の場合&gt;</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）</p> <p>格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）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，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度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。</p> <p>①格納容器内水素濃度（SA）</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）による推定は，それぞれ異なる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。</p>
-----------	--

<残留熱除去系による冷却の場合>

①原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度

除熱対象である原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度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。

<誤差による影響について>

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（サブプレッション・チェンバ・プール水温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C），原子炉圧力容器温度）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。

格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系配管内の水素濃度を監視する目的は，配管内の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（格納容器内水素濃度（SA））による推定は，同一物理量からの推定であり，配管内の水素濃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，重大事故等時に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。

(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	原子炉圧力容器パラメータ		
	原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉圧力 (SA)	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉格納容器パラメータ		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	原子炉建屋パラメータ		
	[エリア放射線モニタ] ※	10 <sup>-4</sup> ～1mSv/h	-
代替 パラメータ	①ドライウエル雰囲気温度 （原子炉水位，原子炉水位 (SA)，原子炉 圧力，原子炉圧力 (SA)，[エリア放射線 モニタ] ※の代替）	0～300℃	138℃
	①格納容器内圧力 (D/W) （原子炉水位，原子炉水位 (SA)，原子炉 圧力，原子炉圧力 (SA)，[エリア放射線 モニタ] ※の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	① [エリア放射線モニタ] ※ （原子炉水位，原子炉水位 (SA)，原子炉 圧力，原子炉圧力 (SA)，ドライウエル雰 囲気温度，格納容器内圧力 (D/W) の代替）	10 <sup>-4</sup> ～1mSv/h	-
	①原子炉水位 （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位 (SA) （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	①原子炉圧力 （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力 (SA) （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		

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>格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;に分けられる。</p> <p>&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;の主要パラメータである原子炉水位、原子炉水位 (SA)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の計測が困難になった場合、代替パラメータの&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;により推定する。</p> <p>&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;の主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;により推定する。</p> <p>&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;の主要パラメータであるエリア放射線モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;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>&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;  ①&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;  &lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;の計測が困難になった場合、&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向がないこと及び&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;  ①&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;  &lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;の計測が困難になった場合、&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向があること及び&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;  ①&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;  &lt;原子炉建屋パラメータ&gt;の計測が困難になった場合、&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向があること及び&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;に漏えいの傾向がないことにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p>
推定の評価	<p>格納容器バイパス発生は、原子炉压力容器からの漏えい発生を&lt;原子炉压力容器パラメータ&gt;により確認し、原子炉格納容器内での漏えいの傾向がないことを&lt;原子炉格納容器パラメータ&gt;により確認し、原子炉建屋での漏えい傾向があることを&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;により確認することで可能である。</p> <p>いずれかのパラメータが計測不可能になっても残りのパラメータにより格納容器外での漏えい発生を確認することができ、格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  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を把握することであり、代替パラメータ（原子炉压力容器パラメータ）</p>

タ、原子炉格納容器パラメータ、原子炉建屋パラメータ)による推定は、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。

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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	復水貯蔵槽水位 (SA)	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
代替 パラメータ	① 高压代替注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～300m <sup>3</sup> /h	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	0～200m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0～150m <sup>3</sup> /h(7号炉)	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0～350m <sup>3</sup> /h	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～150m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0～100m <sup>3</sup> /h(7号炉)	-
	① 原子炉隔離時冷却系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～300m <sup>3</sup> /h	182m <sup>3</sup> /h
	① 高压炉心注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～1000m <sup>3</sup> /h	727m <sup>3</sup> /h
	① 残留熱除去系系統流量 (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0～1500m <sup>3</sup> /h	954m <sup>3</sup> /h
	② 復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa [gage]	-
	② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0～3.5MPa [gage]	2.2MPa [gage]
	② 原子炉水位 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	② 原子炉水位 (SA) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	③ [復水貯蔵槽水位]※ (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	③ [サブプレッション・チェンバ・プール水 位]※ (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	-6200～2000mm (T. M. S. L. -7350～ 850mm) (6号炉) -5500～550mm (T. M. S. L. -6650～ -600mm) (7号炉)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）		
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。		

復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量，吐出圧力，あるいは注水先の原子炉水位から，復水貯蔵槽水位（SA）又はサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。

推定方法は，以下のとおりである。

①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量

復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から推定する。復水貯蔵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。



図 58-8-23 復水貯蔵槽の水位容量曲線

推定方法

①サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量

サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ及び残留熱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により，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力

復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送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，水源である復水貯蔵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・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ及び残留熱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により，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

②原子炉水位，原子炉水位（SA）

注水先である原子炉水位，原子炉水位（SA）を計測することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵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。

③[復水貯蔵槽水位]

常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより，推定する。

③[サプレッション・チェンバ・プール水位]

常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより，推定する。

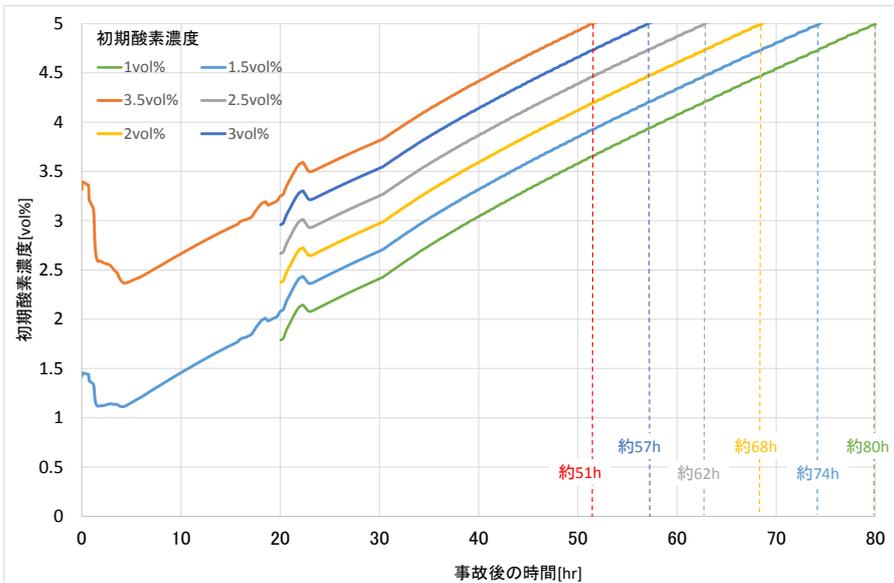
推定の評価	<p>①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量  復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量  本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保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復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力  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復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵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・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力  本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱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・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサプレッション・チェンバ・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，原子炉水位（SA）  本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵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の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵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>③〔復水貯蔵槽水位〕  監視可能であれば常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することができる。</p> <p>③〔サプレッション・チェンバ・プール水位〕  監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  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ことであり、代替パラメータ（復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量，サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力）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。（復水補給水系流量（原子炉格納容器）の誤差：約±7.6m<sup>3</sup>/h から、復水貯蔵槽の水位に換算した場合の誤差は約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>）</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>
-------	---

(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（原子炉建屋内の水素濃度）

項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	-
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	-
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屋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>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内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再結合器 動作監視装置により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内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再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-24 静的触媒式水素再結合器の入口/出口の差温度と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 40K となる。 水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 170K となる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、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再結合器に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>原子炉建屋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を把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無及び入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、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。（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の温度計の誤差：約±2.9℃から差温度として最大5.8℃程度の誤差。）</p> <p>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>
--------------	--

(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	格納容器内酸素濃度	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	4.9vol%
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガス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内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の格納容器内圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素ガスが燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</p> <p>格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値(<math>G(\text{H}_2)=0.4</math>, <math>G(\text{O}_2)=0.2</math>)を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。</p> 		
	<p>図 58-8-25 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）の格納容器内酸素濃度変化</p>		

①格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力がが正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力が [ ] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力の変化を図 58-8-26 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

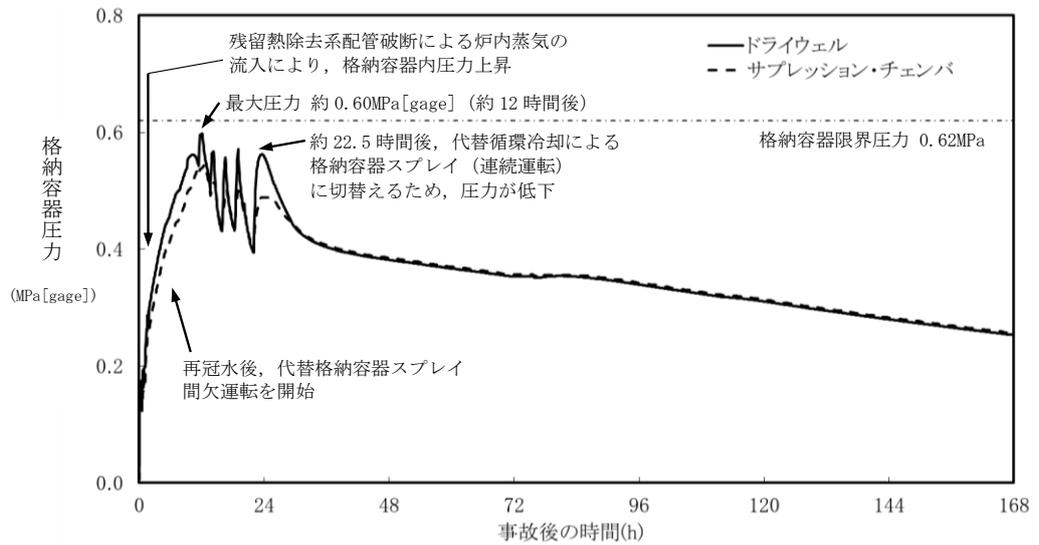


図 58-8-26 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力変化

推定の評価

①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

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

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

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

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガス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 (格納容器内雰囲気放射線レベル, 格納容器内圧力) による格納容器内酸素の傾向及びイン

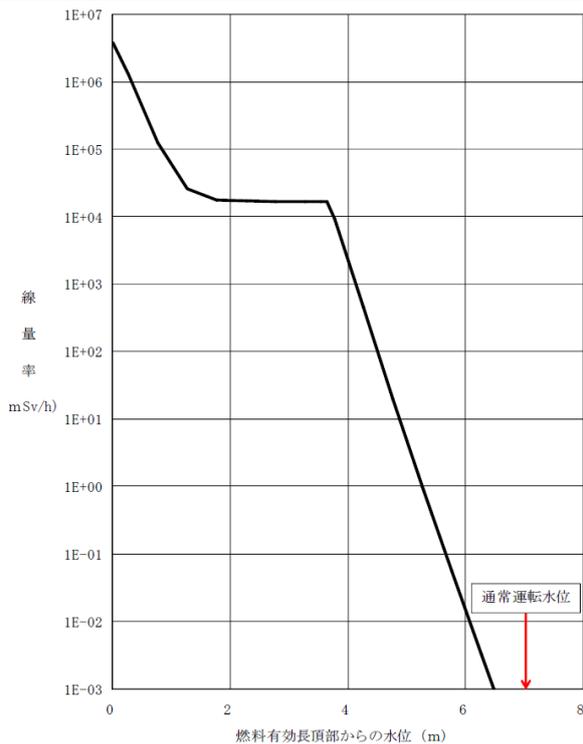
リークの有無の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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（使用済燃料プールの監視）

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6 号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6 号炉) T. M. S. L. 23, 373～ 30373mm(7 号炉)	—
		0～150℃	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	—
		10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h(6 号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h(7 号炉)	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6 号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm(7 号炉)	—
		0～150℃	—
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6 号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	66℃
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	10 <sup>1</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	—
		10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> mSv/h(6 号炉) 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h(7 号炉)	
②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）	—	—	
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済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。		

<p>推定方法</p>	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵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>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により推定する。</li> </ul> <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>&lt;使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) &gt;</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>&lt;使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) &gt;</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) と同じ。</p> <p>&lt;使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) &gt;</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>&lt;使用済燃料貯蔵プール監視カメラ&gt;</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p>
-------------	---



通常運転水位 (T. M. S. I. 31390)

図 58-8-27 水位と放射線量率の関係

推定の評価

<使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) >  
 ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)  
 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) による推定方法は, 同じ仕様のもので使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。  
 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) による推定方法は, 水位/放射線量の関係を利用して, 必要な水位が確保されていることを推定でき, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ  
 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) >  
 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) と同じ。

<使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) >  
 ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)  
 水位/放射線量の関係を利用して, 必要な水位が確保されていることを推定でき, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<使用済燃料貯蔵プール監視カメラ>

①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

上記パラメータにより、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は、使用済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 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ) による使用済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、使用済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 (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*6 (6号炉)	誤差*6 (7号炉)
原子炉压力容器温度	熱電対	0~350℃	3	原子炉格納容器内	±3.4℃	±3.4℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10MPa [gage]	3	原子炉建屋地下1階	±0.08MPa	±0.06MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性 圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋地下1階	±0.08MPa	±0.08MPa
原子炉水位	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm*1	3	原子炉建屋地下1階	±49mm	±49mm
		-4000~1300mm*2	2	原子炉建屋地下3階	±36mm	±36mm
原子炉水位 (SA)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm*1	1	原子炉建屋地下1階	±46mm	±44mm
		-8000~3500mm*1	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	±78mm	±75mm
高圧代替注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下2階	±5.8m <sup>3</sup> /h	±6.6m <sup>3</sup> /h
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下3階	±4.9m <sup>3</sup> /h	±7.0m <sup>3</sup> /h
高圧炉心注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1000m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建屋地下3階	±16m <sup>3</sup> /h	±21m <sup>3</sup> /h
復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	差圧式 流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階	±3.9m <sup>3</sup> /h	±3.3m <sup>3</sup> /h
		0~350m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	±6.8m <sup>3</sup> /h	±7.6m <sup>3</sup> /h
残留熱除去系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建屋地下3階	±32m <sup>3</sup> /h	±32m <sup>3</sup> /h
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	差圧式 流量検出器	0~350m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	±6.8m <sup>3</sup> /h	±7.6m <sup>3</sup> /h
		0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) *3 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉) *3	1	原子炉建屋地下2階	±2.9m <sup>3</sup> /h	±2.2m <sup>3</sup> /h
ドライウエル 雰囲気温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±2.9℃	±2.9℃
サブプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0~200℃	1	原子炉格納容器内	±2.1℃	±2.1℃
サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	±1.2℃	±1.2℃
格納容器内圧力 (D/W)	弾性 圧力検出器	0~1000kPa [abs]	1	原子炉建屋 地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)	±7.0kPa	±7.0kPa
格納容器内圧力 (S/C)	弾性 圧力検出器	0~980.7kPa [abs]	1	原子炉建屋地上1階	±6.7kPa	±8.5kPa

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*6 (6号炉)	誤差*6 (7号炉)
サブプレッション・ チェンバ・プール水位	差圧式 水位検出器	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *4	1	原子炉建屋地下3階	±0.15m	±0.14m
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	3	原子炉格納容器内	-	-
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7 号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.6vol%	±0.4vol% /±2.0vol%
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵 材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.1vol%	±2.1vol%
格納容器内雰囲気 放射線レベル (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地上1階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{Sv/h}$ N: -2~5	$5.2 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{Sv/h}$ N: -2~5
格納容器内雰囲気 放射線レベル (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地下1階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{Sv/h}$ N: -2~5	$5.2 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{Sv/h}$ N: -2~5
起動領域モニタ	核分裂 電離箱	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim$ $1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	10	原子炉格納容器内	$7.22 \times 10^{N-1} \sim$ $1.38 \times 10^8 \text{cps}$ N: -1~6 又は±2.5%	$7.23 \times 10^{N-1} \sim$ $1.38 \times 10^8 \text{cps}$ N: -1~6 又は±2.5%
平均出力領域モニタ	核分裂 電離箱	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times$ $10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	4*5	原子炉格納容器内	±1.3%	±2.5%
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200°C	1	原子炉建屋地下3階	±2.1°C	±2.1°C
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	0~6000mm	2	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)	±47.7mm	±47.7mm
フィルタ装置 入口圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.016MPa	±0.016MPa
フィルタ装置 出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋屋上)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N: -2~5	$5.2 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N: -2~5
フィルタ装置 水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階	±2.1vol%	±2.1vol%
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	差圧式 圧力検出器	0~50kPa	1	屋外(フィルタベント遮蔽 壁内)	±0.29kPa	±0.39kPa
フィルタ装置 スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外(フィルタベント遮蔽 壁内)	pH±0.2	pH±0.2
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上4階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N: -2~5	$5.2 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N: -2~5

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*6 (6号炉)	誤差*6 (7号炉)
残留熱除去系 熱交換器入口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下3階	±3.3℃	±4.0℃
残留熱除去系 熱交換器出口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±3.3℃	±4.0℃
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~4000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m <sup>3</sup> /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m <sup>3</sup> /h (7号炉区分Ⅲ)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋 地下1, 2階 (7号炉)	±27m <sup>3</sup> /h	±20m <sup>3</sup> /h
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式 流量検出器	0~2000m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~1500m <sup>3</sup> /h (7号炉)	3	原子炉建屋地下2, 3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±33m <sup>3</sup> /h	±32m <sup>3</sup> /h
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式 水位検出器	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.108m	±0.120m
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.02MPa	±0.02MPa
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階	±0.2MPa	±0.2MPa
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	7	原子炉建屋地下1, 2, 中2 階, 地上2, 4階	±1.01vol%	±1.01vol%
静的触媒式水素 再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階	±2.9℃	±2.9℃
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.6vol%	±0.2vol% /±0.6vol%
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T. M. S. L. 20180~31170mm (6 号炉) T. M. S. L. 20180~31123mm (7 号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階	- ±1.7℃	- ±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T. M. S. L. 23420~30420mm (6 号炉) T. M. S. L. 23373~30373mm (7 号炉) 0~150℃	1	原子炉建屋地上4階	- ±1.7℃	- ±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h (7号炉)	1 1	原子炉建屋地上4階 原子炉建屋地上4階	5.3×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.9×10 <sup>N</sup> mSv/h N:1~8 5.3×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.9×10 <sup>N</sup> mSv/h N:-2~5	5.2×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.9×10 <sup>N</sup> mSv/h N:1~8 5.2×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.9×10 <sup>N</sup> mSv/h N:-3~4
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線 カメラ	-	1	原子炉建屋地上4階	-	-

\*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉压力容器零レベルより 1224cm)

\*2: 基準点は有効燃料棒上端 (原子炉压力容器零レベルより 905cm)

\*3: 格納容器下部注水流量

\*4: T. M. S. L. =東京湾平均海面

\*5: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

\*6: 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)

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 (1/3)

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	0~350℃	0~350℃*1	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する
	原子炉圧力 (SA)	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		-4000~1300mm*3	-4000~1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	-8000~3500mm*2	-8000~3500mm*2	1	差圧式水位検出器		中央制御室		
原子炉圧力 容器への注水量	高压代替注水系系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高压炉心注水系系統流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~1000m <sup>3</sup> /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~350m <sup>3</sup> /h	0~350m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
残留熱除去系系統流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	3	差圧式流量検出器	原子炉建屋			
原子炉格納容器 への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0~350m <sup>3</sup> /h	0~350m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) *4 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉) *4	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) *4 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉) *4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・ チェンバ気体温度	0~200℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・ チェンバ・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	0~1000kPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	0~980.7kPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の水位	サブプレッション・ チェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *5	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, - 3600mm) *5	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600 mm, -3600mm) *5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	*6	水素吸蔵材料式 水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^6 \text{Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^6 \text{Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ( $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	10	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	$0 \sim 125\%$ ( $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) *7	—	4*8	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	$0 \sim 200^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}^{*1}$	1	1	熱電対	中央制御室	
	フィルタ装置水位	$0 \sim 6000 \text{mm}$	$0 \sim 6000 \text{mm}$	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	$0 \sim 1 \text{MPa}[\text{gage}]$	$0 \sim 1 \text{MPa}[\text{gage}]$	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	$0 \sim 100 \text{vol}\%$	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	$0 \sim 50 \text{kPa}$	$0 \sim 50 \text{kPa}$	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	*6	pH 検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	$0 \sim 300^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}^{*1}$	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	$0 \sim 300^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}^{*1}$	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	$0 \sim 4000 \text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 3000 \text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 2000 \text{m}^3/\text{h}$ (7号炉区分Ⅲ)	$0 \sim 4000 \text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 3000 \text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 2000 \text{m}^3/\text{h}$ (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	$0 \sim 2000 \text{m}^3/\text{h}$ (6号炉) $0 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$ (7号炉)	$0 \sim 2000 \text{m}^3/\text{h}$ (6号炉) $0 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$ (7号炉)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	0~2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	0~3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	—	7	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	—	2	*6	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~350℃*1	1		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	—	1	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h (7号炉)	—	1		電離箱	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	—	1	*6	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに23個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として23個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個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：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）

\*3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

\*4：格納容器下部注水流量

\*5：T. M. S. L. = 東京湾平均海面

\*6：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二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。

\*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

\*8：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

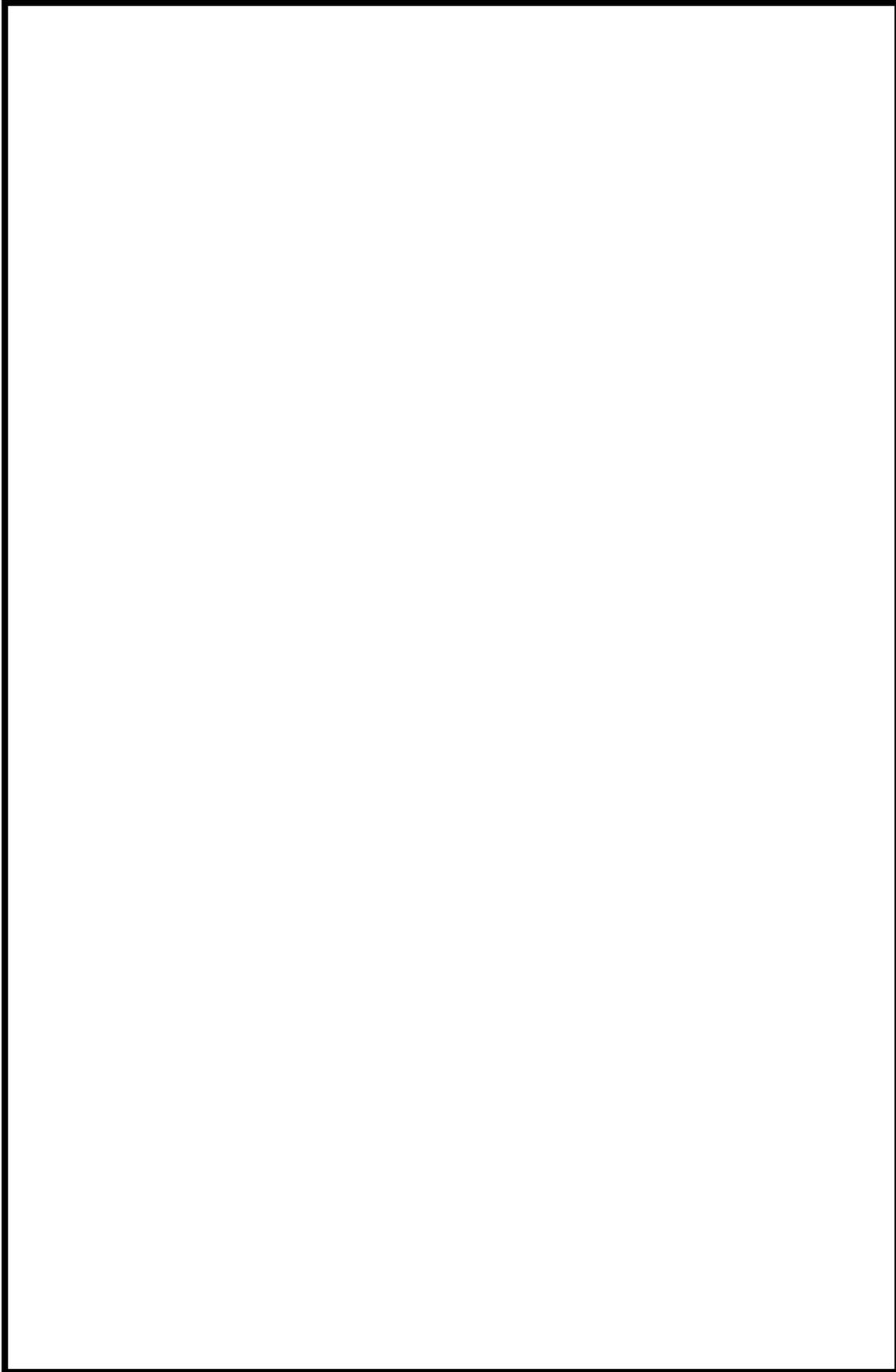


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (1/8)



図 58-9-2 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (2/8)

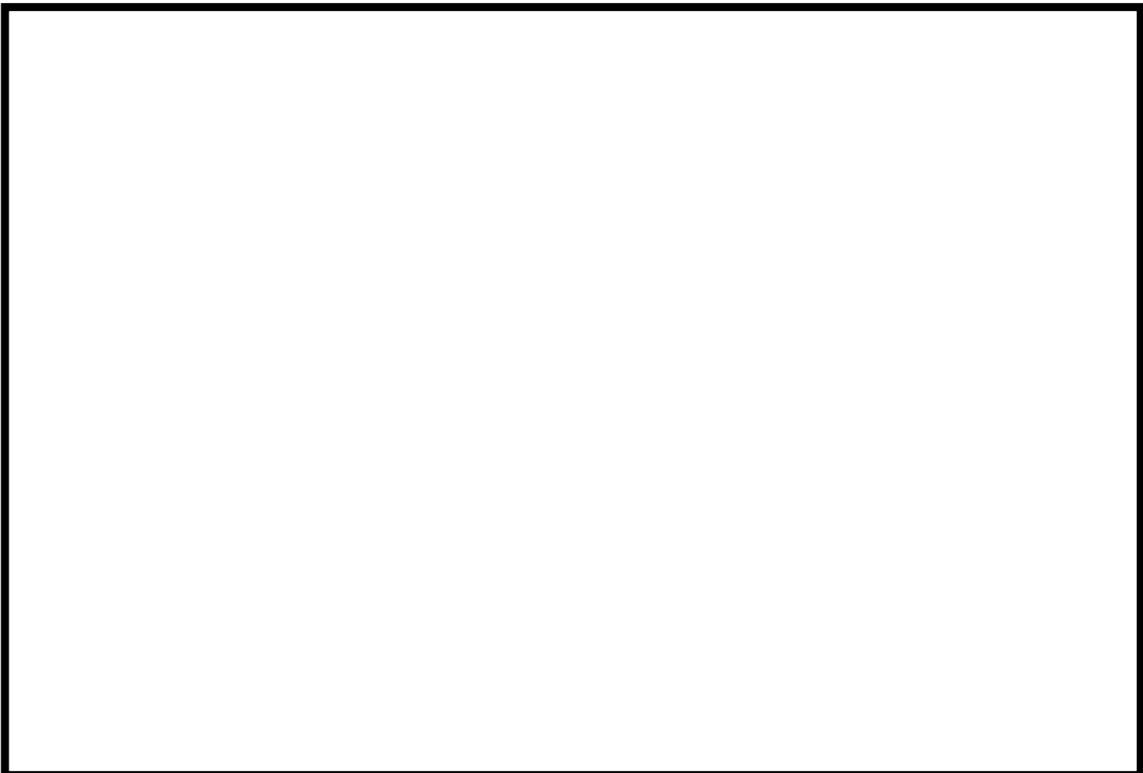


図 58-9-3 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (3/8)



図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

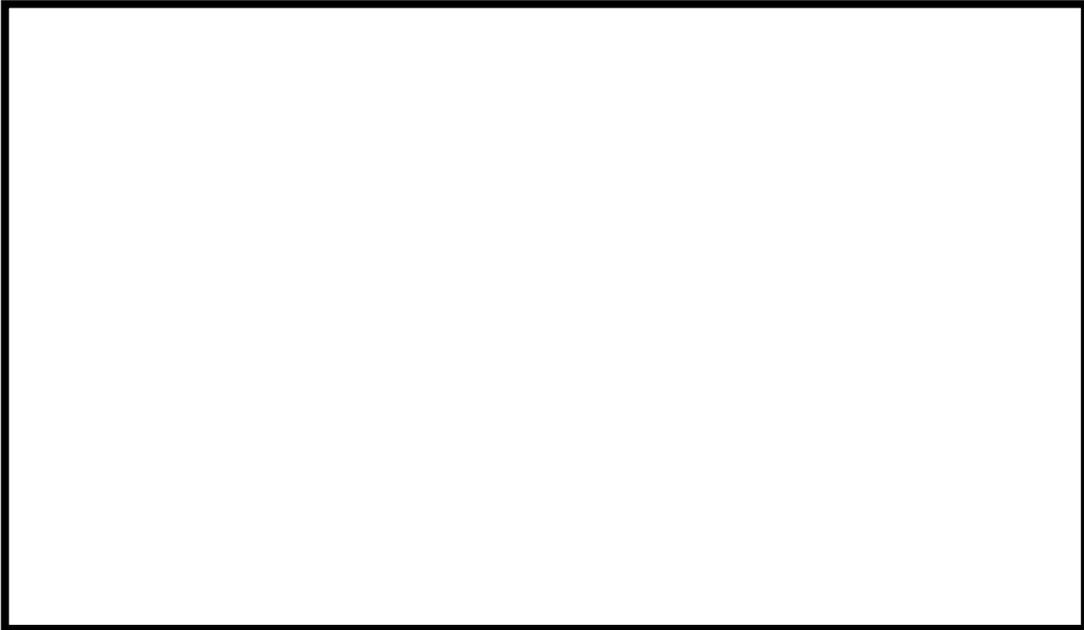


図 58-9-5 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (5/8)

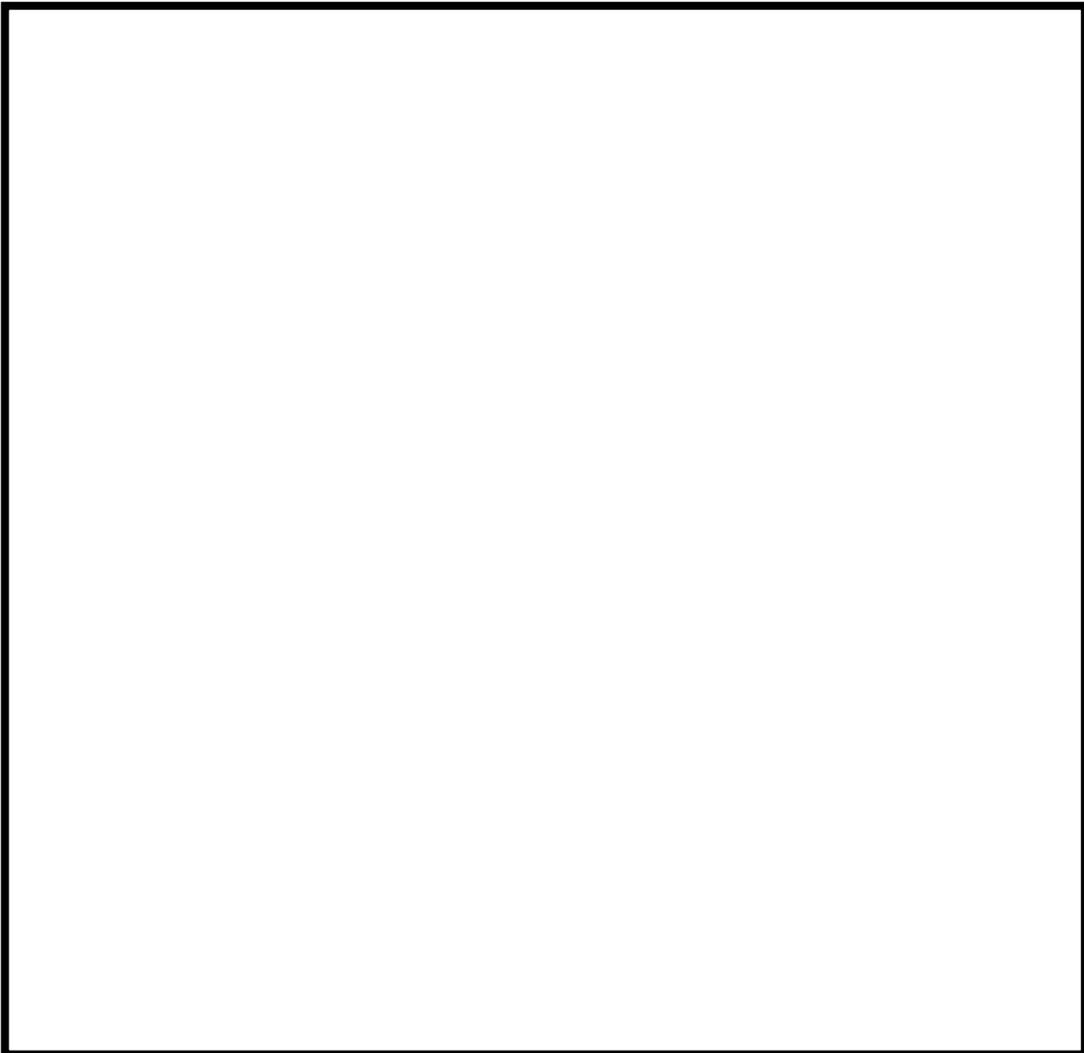


図 58-9-6 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (6/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

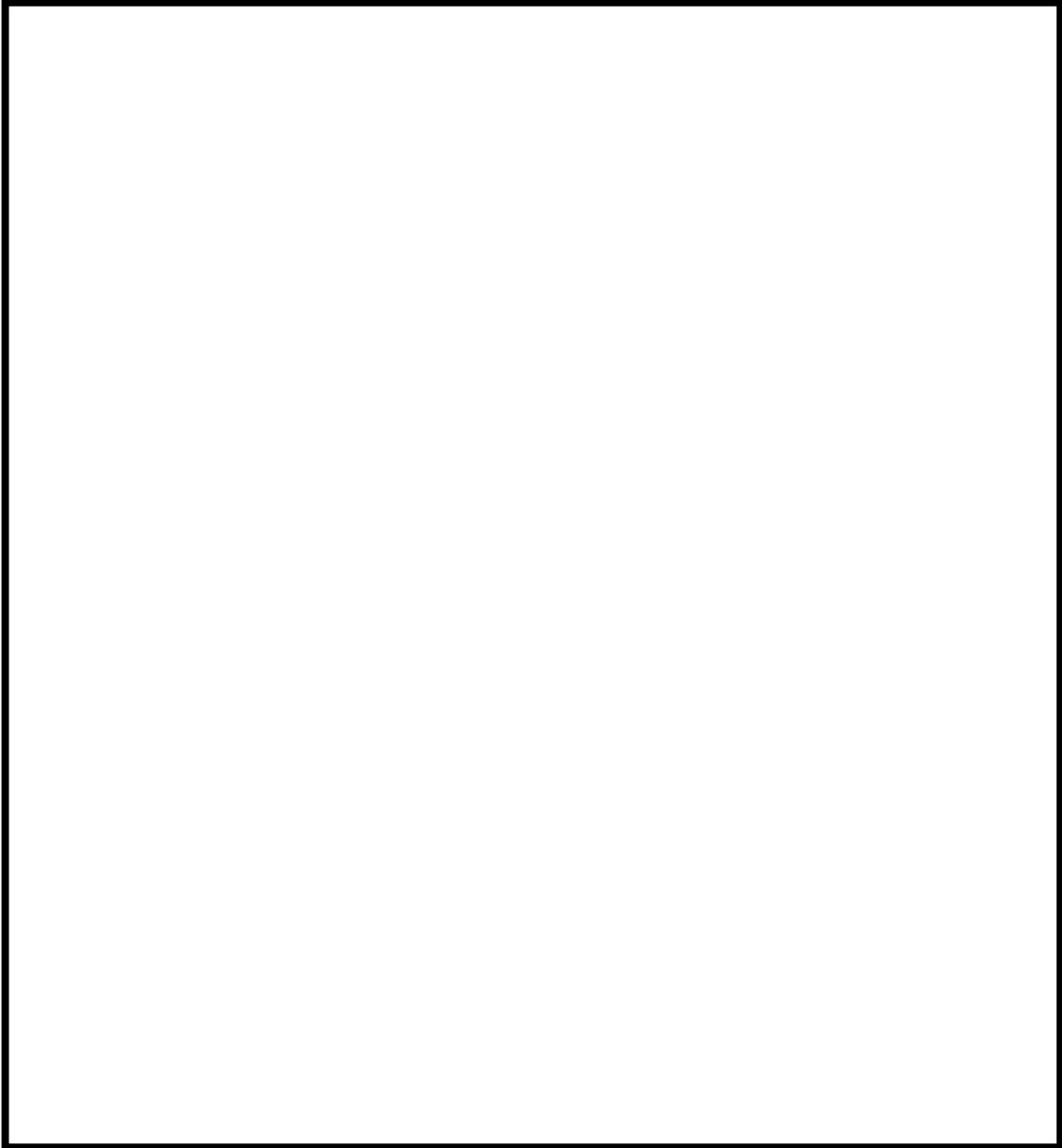


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

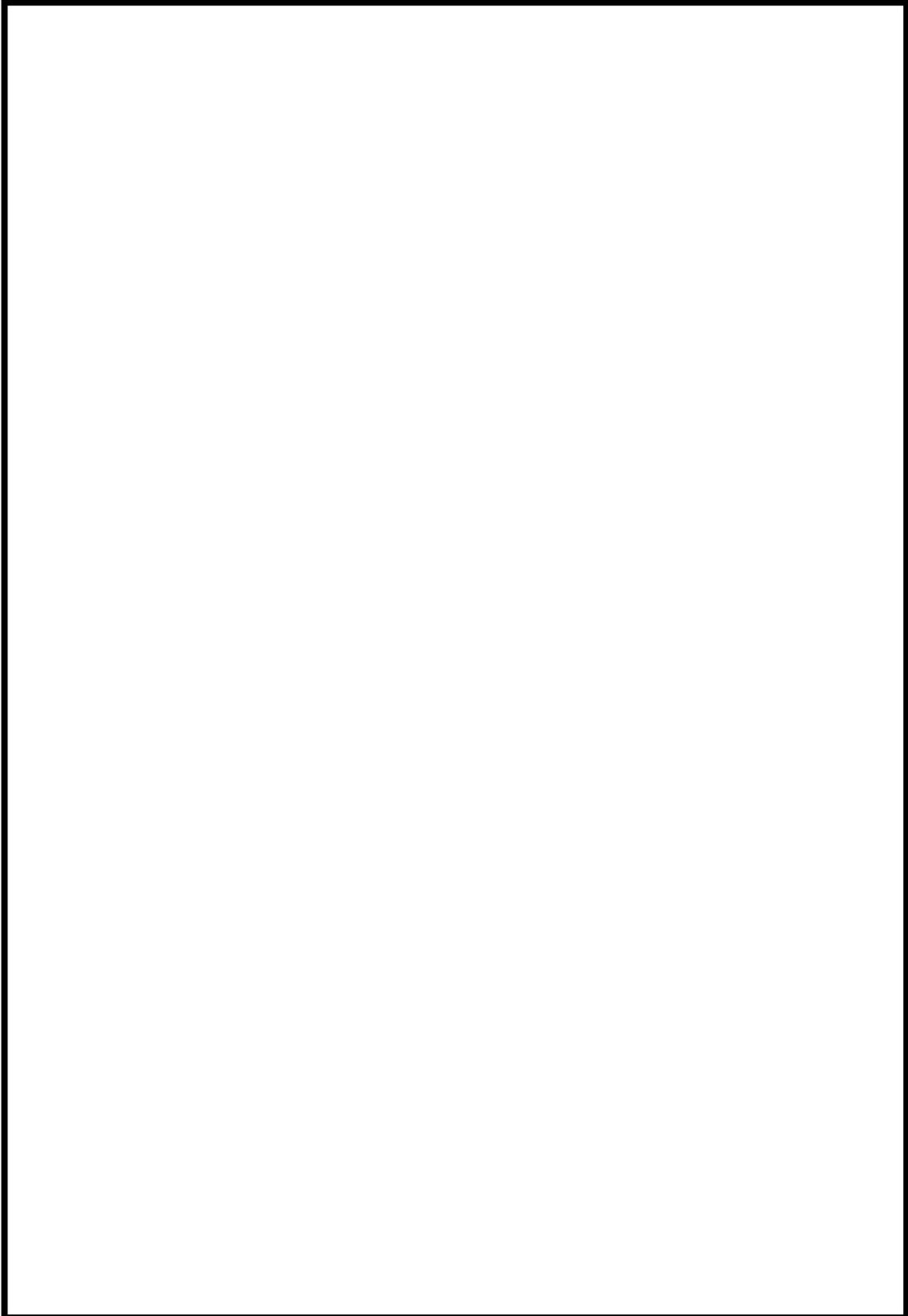


図 58-9-8 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (8/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

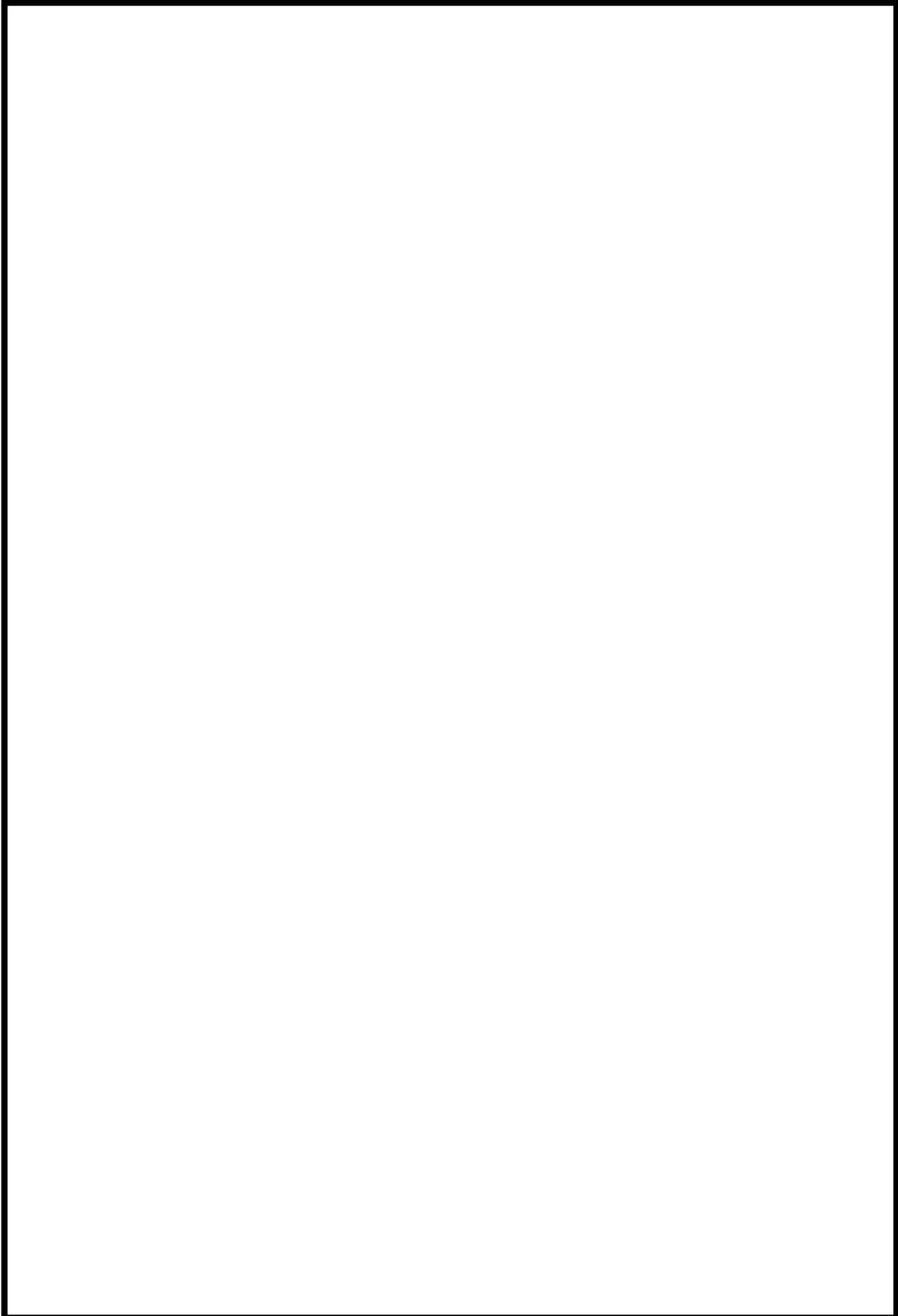


図 58-9-9 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (1/4)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)

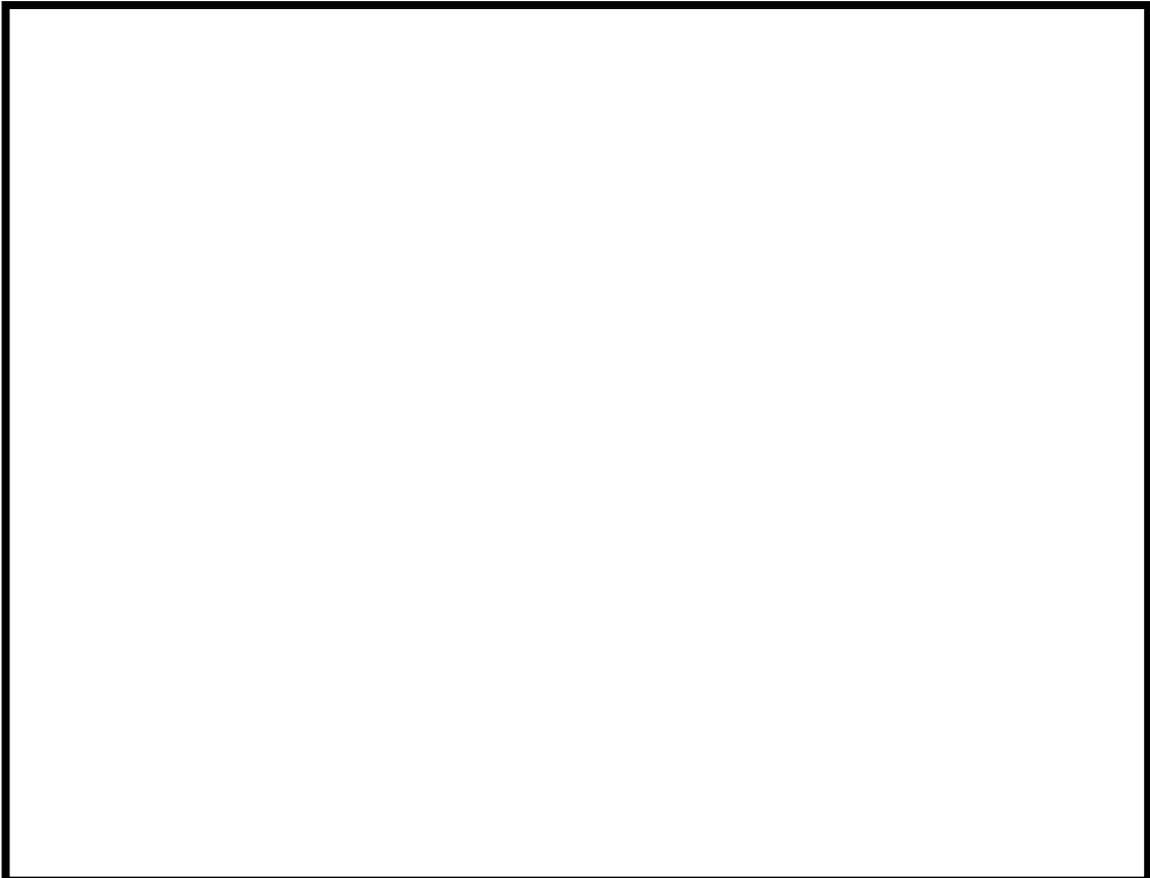


図 58-9-11 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (3/4)

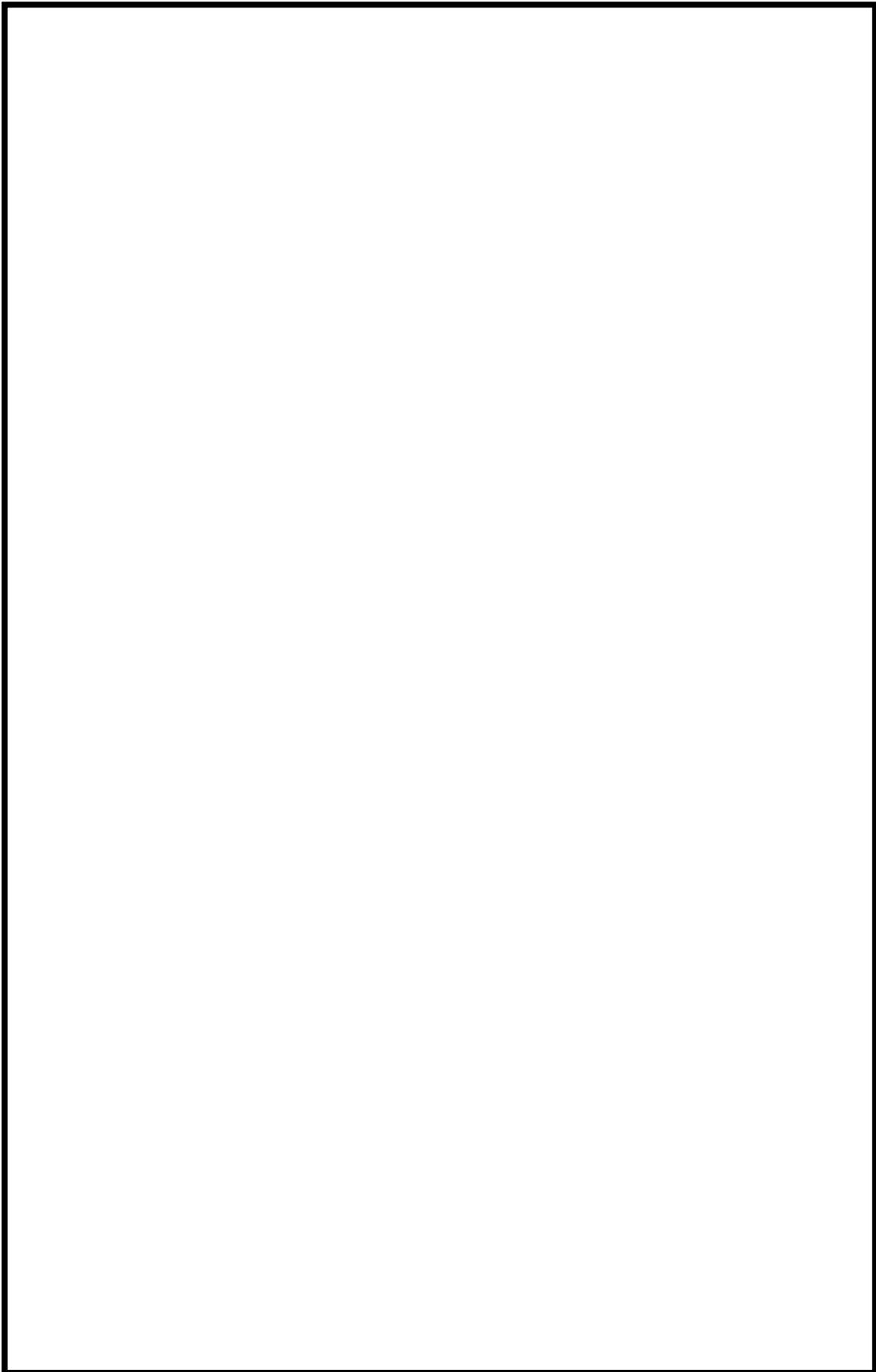


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

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

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LOCA+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 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa (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	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。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

\* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

②二次格納施設内、原子炉建屋の二次格納施設外、その他の建屋内、屋外

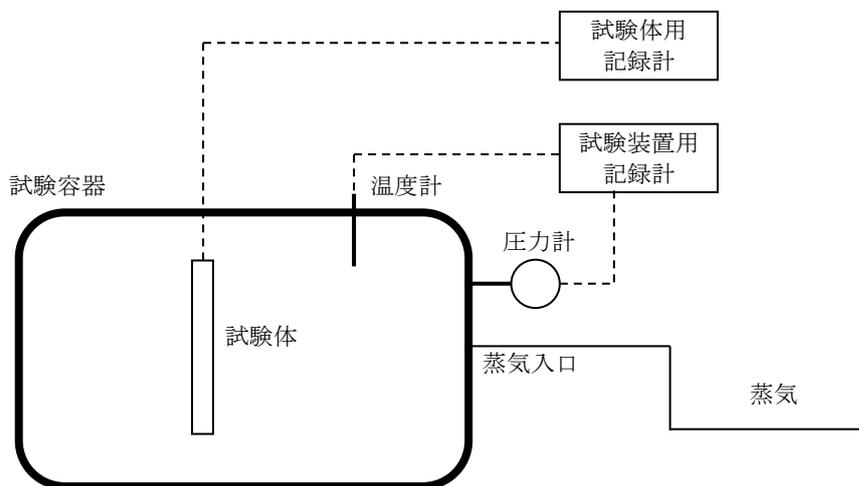
重大事故等時の二次格納施設内、原子炉建屋の二次格納施設外、その他の建屋内、屋外については環境条件を評価中であり、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を今後確認していく。

1. 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、重大事故シーケンス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LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」ある。次項以降において、重大事故等発生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等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. 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0.62MPa(gage)以上で、温度200℃以上、積算線量  以上（無機物で構成している検出器は除く）の事故時環境の印加に対し、試験中及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（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	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。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

\* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

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（表 58-11-1 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（表 58-11-1 参照）。

表 58-11-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

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		
原子炉圧力容器温度															○																				
原子炉圧力		○	○													○	○	○	○	○		○	○	○	○						○	○			
原子炉圧力 (SA)		○	○													○	○	○	○		○	○	○	○							○	○			
原子炉水位		○	○													○	○	○	○	○	○	○		○							○	○	○		
原子炉水位 (SA)		○	○	○												○	○	○	○	○	○	○		○							○	○	○		
高圧代替注水系統流量		○														○		○																	
復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器)				○			○									○	○	○	○		○		○									○			
復水補給水系統流量 (原子炉格納容器) *格納容器スプレイ							○	○								○	○	○	○		○		○	○											
復水補給水系統流量 (原子炉格納容器) *格納容器下部注水							○	○								○	○	○	○		○		○	○											
ドライウエル雰囲気温度					○	○	○	○	○									○					○	○											
サブプレッション・チェンバ気体温度					○	○	○	○	○									○																	
サブプレッション・チェンバ・プール水温度					○	○	○	○	○								○	○	○	○		○		○	○										
格納容器内圧力 (D/W)					○	○	○	○	○								○	○	○	○	○	○		○	○										
格納容器内圧力 (S/C)					○	○	○	○	○								○	○	○	○	○	○		○	○										
サブプレッション・チェンバ・プール水位					○	○	○	○	○								○	○	○	○	○	○		○	○								○		
格納容器下部水位							○	○									○							○											
格納容器内水素濃度									◎															○											
格納容器内水素濃度 (SA)									◎															○	○										
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)																	○	○	○	○		○		○	○										
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)																	○	○	○	○		○		○	○										
起動領域モニタ	○																○	○	○	○	○	○	○	○										○	
平均出力領域モニタ	○																○	○	○	○	○	○	○	○											
復水補給水系統温度 (代替循環冷却)								○																											
フィルタ装置水位					○	○	○	○	○								○	○	○	○		○		○											
フィルタ装置入口圧力					○	○	○	○	○								○	○	○	○		○		○											
フィルタ装置出口放射線モニタ					○	○	○	◎									○	○	○	○		○		○											
フィルタ装置水素濃度					○	○	○	◎									○																		
フィルタ装置金属フィルタ差圧					○	○	○	○	○								○	○	○	○		○		○											
フィルタ装置スクラバpH					○	○	○	○	○								○																		
耐圧強化ベント系放射線モニタ					○			○									○																		
復水貯蔵槽水位 (SA)		○														○	○	○	○	○	○	○	○	○									○		
復水移送ポンプ吐出圧力				○		○	○	○	○								○	○	○	○	○	○	○	○				○	○						
原子炉建屋水素濃度									◎								○																		
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置									◎								○																		
格納容器内酸素濃度								○															○												
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)										◎							○											○	○						
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)										◎							○											○	○						
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)										◎							○												○	○					
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ										◎							○																		
原子炉隔離時冷却系統流量		○															○	○	○	○	○	○	○	○											
高圧炉心注水系統流量		○															○	○	○	○	○	○	○	○											
残留熱除去系統流量				○	○	○											○	○	○	○	○	○	○												
残留熱除去系ポンプ吐出圧力																	○	○	○	○	○	○	○												
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				○	○	○											○		○														○		
原子炉補機冷却水系統流量				○	○	○											○																		
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量				○	○	○											○																		

※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



表 58-11-2 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（2/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・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（原子炉停止時冷却冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	46 条（操作対象弁）
			サブプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系スパーージャ（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ペント元、注入先）と分類
			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（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			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（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			真空破棄弁（S/C→D/W）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（S/P 蓄熱補助）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	46 条（ロジック）
			平均出力領域モニタ	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
			起動領域モニタ	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	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心注水系系統流量	58 条設計基準拡張（高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）	58 条（原子炉状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	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）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/21）

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+D/G喪失）		<p>原子炉隔離時冷却系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サブプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池 A（電源） 蓄電池 A-2（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 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（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 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） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）</p>	<p>45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 47 条（水源） 56 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（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（直流電源） 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 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） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）</p>

58-11-6

表 58-11-2 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（4/21）

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 + D / G 喪失） （つづき）		平均出力領域モニタ	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
			起動領域モニタ	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	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器内圧力（D/W）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
			格納容器内圧力（S/C）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	58 条（炉心損傷有無判断）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ドライウェル雰囲気温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力（SA）	
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）			
復水貯蔵槽水位（SA）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）			
フィルタ装置水位	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）			
フィルタ装置入口圧力				
フィルタ装置出口放射線モニタ				
フィルタ装置金属フィルタ差圧				

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/21）

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+D/G喪失 +R/CIC失敗)		高圧代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路） 高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路） 給水系配管（高圧代替注水流路） 給水系弁（高圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 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） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	45 条（ポンプ） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条, 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ, Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 45 条（水源）, 47 条（水源） 56 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（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 45 条（注入先）, 47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）

表 58-11-2 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（6/21）

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+D/G喪失 +R C I C失敗) (つづき)		平均出力領域モニタ	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
			起動領域モニタ	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 原子炉水位 (SA)	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			高圧代替注水系系統流量	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧代替注水確認)
			格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	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)
			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			ドライウエル雰囲気温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)
			復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)
フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	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)			

表 58-11-2 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（7/21）

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+D/G喪失 +直流電源喪失)		逃がし安全弁 高压代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高压代替注水系配管（高压代替注水流路） 高压代替注水系弁（高压代替注水流路） 給水系配管（高压代替注水流路） 給水系弁（高压代替注水流路） 残留熱除去系配管（低压注水流路）（低压代替注水流路） 残留熱除去系弁（低压注水流路）（低压代替注水流路） 復水補給水系配管（低压代替注水流路） 復水補給水系弁（低压代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 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） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	46 条（操作対象弁） 45 条（ポンプ） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 45 条（水源）、47 条（水源） 56 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（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 45 条（注入先）、47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）

表 58-11-2 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 (8/21)

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+D/G喪失 +直流電源喪失) (つづき)		原子炉水位	45 条 (高压時の原子炉冷却)
			原子炉水位 (SA)	47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			高压代替注水系系統流量	45 条 (高压時の原子炉冷却) 58 条 (高压代替注水確認)
			格納容器内圧力 (D/W)	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)
			格納容器内圧力 (S/C)	49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	
			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			ドライウエル雰囲気温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力	
			原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)
復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)			
フィルタ装置水位				
フィルタ装置入口圧力				
フィルタ装置出口放射線モニタ				
フィルタ装置金属フィルタ差圧	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)			

表 58-11-2 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 (9/21)

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+D/G喪失 +SRV再閉失敗)		原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (水源) 海水 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 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 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁 (高圧注水流路) 給水系配管 (高圧注水流路) 給水系弁 (高圧注水流路) 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレー冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレー冷却流路) 格納容器スプレー・ヘッド (代替格納容器スプレー冷却流路) 残留熱除去系配管 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 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) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉水位, 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 57 条 46 条 (操作対象弁) 47 条 (ポンプ) 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 47 条 (水源) 56 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 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 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) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (注入先) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 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 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 (解析上使用を仮定) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 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 (代替スプレー確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

58-11-12

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/21）

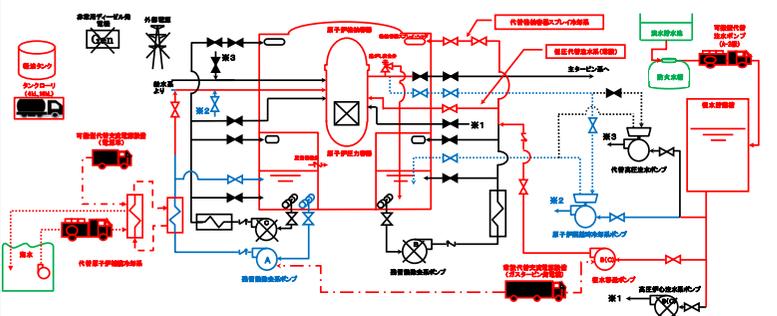
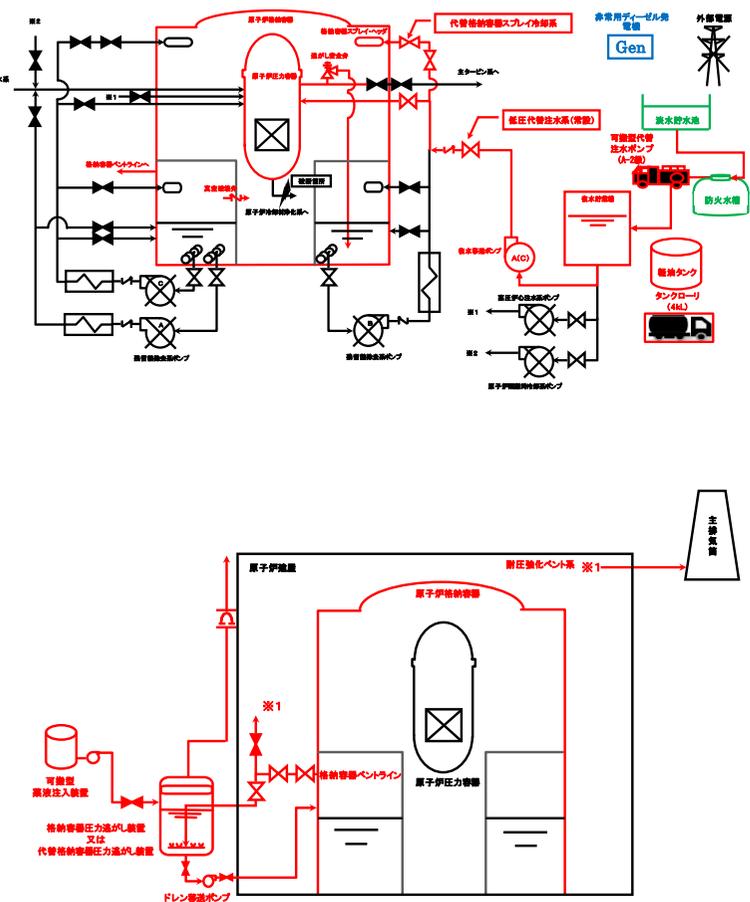
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)		原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池 A（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレー冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレー冷却流路） 格納容器スプレー・ヘッド（代替格納容器スプレー冷却流路） 残留熱除去系配管（サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 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） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位、原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 47 条（水源）、49 条（水源） 56 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（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 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） 47 条（流路） 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 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 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（解析上使用を仮定） 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） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（代替スプレー確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）



表 58-11-2 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（12/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御系(自動運転モード) 逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード) ※ポンプの自動起動のみ(注水はしない) 自動減圧系の起動阻止スイッチ ほう酸水注入系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 電動駆動給水ポンプ サプレッション・チェンバ(水源) 復水貯蔵槽(水源) 外部電源(電源) 原子炉隔離時冷却系配管(高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁(高圧注水流路) 給水系配管(高圧注水流路) 給水系弁(高圧注水流路) 高圧炉心注水系配管(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) 高圧炉心注水系弁(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管 ほう酸水注入系弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管(サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁(サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プールの水温度 残留熱除去系系統流量 復水貯蔵槽水位(SA)	DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) 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) 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) 46条(減圧制御) 44条(ポンプ) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条 DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(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) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(注入先) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 DB(解析上使用を仮定するDB設備の注入先) ただし他シナリオでSA(ベント元, 注入先)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未臨界確認) 49条(格納容器の冷却) 58条(格納容器状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(RHRポンプ起動確認) 58条(格納容器状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 56条(水の供給設備), 58条(水源確認)

表 58-11-2 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 (13/21)

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)	 <p>The diagram illustrates the reactor system during a LOCA event. It shows the reactor core, primary loop, secondary loop, and containment vessel. Key components include the reactor pressure vessel, steam generator, pressurizer, and various pumps (main, auxiliary, and emergency). The diagram highlights the loss of normal injection function and the reliance on alternative water sources and pumps. Labels include '原子炉格納容器' (Reactor Containment Vessel), '原子炉圧力容器' (Reactor Pressure Vessel), '代替格納容器スプレィ冷却系' (Alternative Containment Vessel Spray Cooling System), '高圧注水機' (High Pressure Injection Machine), '可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)' (Portable Alternative Injection Pump), '淡水貯水池' (Freshwater Reservoir), '防火水槽' (Fire Water Tank), '非常用ディーゼル発電機' (Emergency Diesel Generator), '原子炉スクラム機能' (Reactor Scram Function), '復水補給水系配管' (Recovery Water Supply System Piping), '残留熱除去系配管' (Residual Heat Removal System Piping), '原子炉圧力容器' (Reactor Pressure Vessel), '残留熱除去系配管' (Residual Heat Removal System Piping), '格納容器スプレィ・ヘッド' (Containment Vessel Spray Head), '原子炉格納容器' (Reactor Containment Vessel), '真空破壊弁 (S/C-D/W)' (Vacuum Break Valve), '平均出力領域モニタ' (Average Power Range Monitor), '起動領域モニタ' (Startup Range Monitor), '原子炉水位' (Reactor Water Level), '原子炉水位 (SA)' (Reactor Water Level (SA)), '原子炉隔離時冷却系系統流量' (Reactor Isolation Cooling System Flow), '高圧炉心注水系系統流量' (High Pressure Core Injection System Flow), '残留熱除去系ポンプ吐出圧力' (Residual Heat Removal Pump Discharge Pressure), '原子炉炉圧力' (Reactor Pressure), '原子炉炉圧力 (SA)' (Reactor Pressure (SA)), '復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)' (Recovery Water Supply Flow (Reactor Pressure Vessel)), '復水補給水系流量 (原子炉格納容器)' (Recovery Water Supply Flow (Reactor Containment Vessel)), '格納容器内圧力 (D/W)' (Containment Vessel Internal Pressure (D/W)), '格納容器内圧力 (S/C)' (Containment Vessel Internal Pressure (S/C)), '格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)' (Containment Vessel Internal Atmosphere Radiation Level (D/W)), '格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)' (Containment Vessel Internal Atmosphere Radiation Level (S/C)), 'サブプレッション・チェンバ・プール水位' (Subpression Chamber Pool Water Level), '復水貯蔵槽水位 (SA)' (Recovery Water Storage Tank Water Level (SA)), 'フィルタ装置水位' (Filter Device Water Level), 'フィルタ装置入口圧力' (Filter Device Inlet Pressure), 'フィルタ装置出口放射線モニタ' (Filter Device Outlet Radiation Monitor), 'フィルタ装置金属フィルタ差圧' (Filter Device Metal Filter Differential Pressure).</p>	<p>復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低压代替注水流路) 復水補給水系弁 (低压代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低压代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低压代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレィ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレィ冷却流路) 格納容器スプレィ・ヘッド (代替格納容器スプレィ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C-D/W)</p> <p>平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉炉圧力 原子炉炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧</p>	<p>47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 46 条 (操作対象弁) 48 条 48 条 48 条 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 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) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注入先) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 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 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 (低压時の原子炉冷却) 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 (低压注水機能喪失を確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレィ確認) 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 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)</p>

58-11-16

表 58-11-2 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（14/21）

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 (インターフェイスシステム LOCA)		原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） ※ポンプの自動起動のみ（注水はしない） 残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード） 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁 サブプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 高圧炉心注水系配管（高圧注水流路） 高圧炉心注水系弁（高圧注水流路） 高圧炉心注入隔離弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 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） 46 条設計基準拡張（手動操作による隔離） DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元、注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 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 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条（原子炉状態確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器冷却確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 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 (15/21)

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 (代替循環冷却使用)		常設代替交流電源設備 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) 復水移送ポンプ 代替循環冷却-復水移送ポンプ 代替循環冷却-代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高圧炉心注水系配管 (代替循環冷却流路) 高圧炉心注水系弁 (代替循環冷却流路) 給水系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 給水系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C-D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (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) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	57 条 DB (解析上使用を予定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ, Hx) 50 条 (水源) 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 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 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (注入先), 50 条 (注入先) 50 条 (S/P 蓄熱補助) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 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 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 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) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (代替スプレイ確認) 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) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

58-11-18



表 58-11-2 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（17/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） 非常用ディーゼル発電機（電源） タンクローリ（4kL）（給油） 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管（格納容器下部注水流路）（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路） 復水補給水系弁（格納容器下部注水流路）（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路） 格納容器下部注水系配管 格納容器下部注水系弁 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路） 代替循環冷却－復水移送ポンプ 代替循環冷却－代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高压炉心注水系配管（代替循環冷却流路） 高压炉心注水系弁（代替循環冷却流路） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（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） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度（SA） 原子炉水位、原子炉水位（SA） 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 原子炉圧力容器温度 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プール温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位（SA）	46 条（操作対象弁） 51 条（ポンプ） 51 条（水源） 56 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（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路） 51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路） 51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路） 51 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路） 49 条（流路），50 条（流路） 50 条（ポンプ） 50 条（ポンプ，Hx） 50 条（水源） 57 条 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 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 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条設計基準拡張（高压注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高压注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（RHR ポンプ起動確認） 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） 58 条（原子炉状態確認） 49 条（格納容器の冷却），51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却），58 条（代替スプレイ確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備），58 条（水源確認） 51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/21）

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)		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 防火水槽(代替水源) 淡水貯水池(代替水源) タンクローリ(4kL)(給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機(電源) 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	54条(ポンプ) 56条(ただし設備ではなく措置) 56条(ただし設備ではなく措置) 57条(燃料輸送) 57条(燃料源) 57条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 54条(流路) 54条(流路) 54条(流路) 54条(注入先) 58条設計基準拡張(SFP冷却機能喪失を確認) 58条(SFP補給機能喪失を確認) 54条(SFP状態確認) 54条(SFP状態確認) 54条(SFP状態確認) 54条(SFP上部空間線量確認)
4.2	想定事故2 (使用済燃料貯蔵プール)		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 防火水槽(代替水源) 淡水貯水池(代替水源) タンクローリ(4kL)(給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機(電源) 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 使用済燃料プール冷却浄化系配管手動弁 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	54条(ポンプ) 56条(ただし設備ではなく措置) 56条(ただし設備ではなく措置) 57条(燃料輸送) 57条(燃料源) 57条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 54条(流路) 54条(流路) 54条(流路) 54条(注入先) DB(解析上使用を仮定) 58条(SFP補給機能喪失を確認) 54条(SFP状態確認) 54条(SFP状態確認) 54条(SFP状態確認) 54条(SFP上部空間線量確認)

表 58-11-2 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（19/21）

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） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 逃がし安全弁 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） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉格納容器 残留熱除去系系統流量 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 原子炉水位，原子炉水位（SA） 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	分類案 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） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元，注入先）と分類 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）

表 58-11-2 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（20/21）

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)		常設代替交流電源設備	57 条
			復水移送ポンプ	47 条 (ポンプ)
			残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			代替原子炉補機冷却系	48 条 (ポンプ, Hx)
			復水貯蔵槽 (水源)	47 条 (水源)
			海水 (水源)	56 条 (ただし設備ではなく措置)
			可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源)	57 条
			蓄電池 A (電源)	DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池 (電源)	57 条 (直流電源)
			タンクローリ (4kL, 16kL) (給油)	57 条 (燃料輸送)
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条 (燃料源)
			軽油タンク	57 条 (燃料源)
			逃がし安全弁	46 条 (操作対象弁)
			復水補給水系配管 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			復水補給水系弁 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系配管 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系弁 (低压代替注水流路)	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 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類
			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 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類
			原子炉格納容器	DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (ベント元, 注入先) と分類
			原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (流路)
			原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (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)	48 条 (流路)
			残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (流路)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉水位	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (SA)	47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条 (原子炉状態確認)
原子炉圧力	58 条 (原子炉状態確認)			
原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)			
復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)			

表 58-11-2 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（21/21）

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>系統概要図</p> <p>原子炉ウエル</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>非常用ディーゼル発電機 Gen</p> <p>外部電源</p> <p>軽油タンク</p> <p>主タービン系へ</p> <p>給水ポンプより</p> <p>残留熱除去系ポンプ A</p> <p>残留熱除去系ポンプ C</p> <p>残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁</p>	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） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 残留熱除去系配管（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 残留熱除去系系統流量 原子炉水位 原子炉水位（SA） サプレッション・チェンバ・プール水位	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） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類 57 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） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 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）
5.4	反応度の誤投入 (運転停止中の原子炉)		外部電源（電源） 原子炉スクラム機能（原子炉周期短縮） 起動領域モニタ 制御棒引き抜き阻止機能（原子炉周期短縮） 起動領域モニタ	DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） 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