

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改41
提出年月日	平成29年9月27日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について

### (補足説明資料)

平成29年9月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

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 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

## 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時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

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 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時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 その他

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 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

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 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 その他

~~50 条~~

~~50-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~50-2 単線結線図~~

~~50-3 計装設備系統図~~

~~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~~

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 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について
- 51-11 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について
- 51-13 その他設備

## 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 接続図
- 52-8 計装設備の測定原理
- 52-9 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 保管場所図

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カの健全性について

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 その他

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 試験検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所

55-8 アクセスルート図

55-9 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

## 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 可搬型代替低圧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）

## 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 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
- 58-8 可搬型計測器について
- 58-9 主要パラメータの耐環境性について
- 58-10 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 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 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

58-1

SA 設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備				原子炉压力容器温度	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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		

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			原子炉圧力 (SA)		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			原子炉水位 (広帯域)	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			原子炉水位 (燃料域)		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a	
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 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 広帯域)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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 燃料域)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			低圧代替注水系原子炉注水流量	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			代替循環冷却系原子炉注水流量		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) - 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図	
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			高圧炉心スプレイ系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図	
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			低圧炉心スプレイ系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			低圧代替注水系格納容器下部注水流量	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			ドライウェル雰囲気温度	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			サプレッション・プール水温度	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			格納容器下部水温	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	緩和設備又は防止での緩和でもない設備— 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			サブプレッション・プール水位	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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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の緩和でもない設備— 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		

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止での緩和でもない設備— 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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			起動領域計装		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a	
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			平均出力領域計装	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉格納容器内	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	58-4 系統図	
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			フィルタ装置圧力	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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ビング水温度	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	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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 (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	原子炉建屋原子炉棟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		58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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 (高レンジ)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 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			

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟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	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 a
			関連資料	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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	中央制御室操作		B	
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a
				サポート系故障	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			

東海第二発電所 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	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			代替循環冷却系ポンプ入口温度	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			残留熱除去系海水系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備				緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備				代替淡水貯槽水位	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		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	原子炉建屋原子炉棟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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 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ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図	
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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			

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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		

東海第二発電所 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 (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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備— 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	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	

東海第二発電所 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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	58-4 系統図		
	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	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	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	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			使用済燃料プール温度 (SA)	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	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を 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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条 : 計装設備			使用済燃料プールエリア放射線モニタ (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	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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		

東海第二発電所 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	原子炉建屋原子炉棟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	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	58-4 系統図		
	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り電氣的に分離を行う)	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	中央制御室操作		B	
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備— 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	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		

東海第二発電所 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 データ表示装置	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟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 データ表示装置を除く) 現場操作 (緊急時対策所, SPDS データ表示装置) 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		58-4 系統図	
	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		操作不要 (SPDS データ表示装置を除く) 現場操作 (緊急時対策所, SPDS データ表示装置)	対象外 A a	
		関連資料		58-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		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		(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		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第 58 条 : 計装設備			データ表示装置	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	原子炉建屋原子炉棟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	中央制御室操作 (接続作業)	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	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	58-3 配置図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	58-3 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (プラントパラメータ監視用として 1 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予備 1 個を含め合計 2 個))	C
			関連資料	—	
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ケーブル接続	C
			関連資料	—	
		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	
		第 5 号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対処設備なし)	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	58-3 配置図		
第 7 号		故障共通防止要因	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	58-3 配置図		

東海第二発電所 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 (原子炉压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)		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	原子炉建屋原子炉棟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	中央制御室操作 (接続作業)	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	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	58-3 配置図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (原子炉压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) の計測用として 1 セット 20 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 20 個を含め合計 40 個))	C	
			関連資料	58-8 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	58-8 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, 58-8 可搬型計測器について		
		第 5 号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対処設備なし)	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	58-3 配置図, 58-8 可搬型計測器について			
第 7 号		故障共通要因	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	58-3 配置図		

東海第二発電所 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(原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力, 水位及び流量(注水量)計測用)		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟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	中央制御室操作(接続作業)	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	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	58-3 配置図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力, 水位及び流量(注水量)の計測用として 1 セット 18 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 18 個を含め合計 36 個))	C	
			関連資料	58-8 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	58-8 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, 58-8 可搬型計測器について			
第 5 号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対処設備なし)	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	58-3 配置図, 58-8 可搬型計測器について			
第 7 号		故障防止 共通要因	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止・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		58-3 配置図			

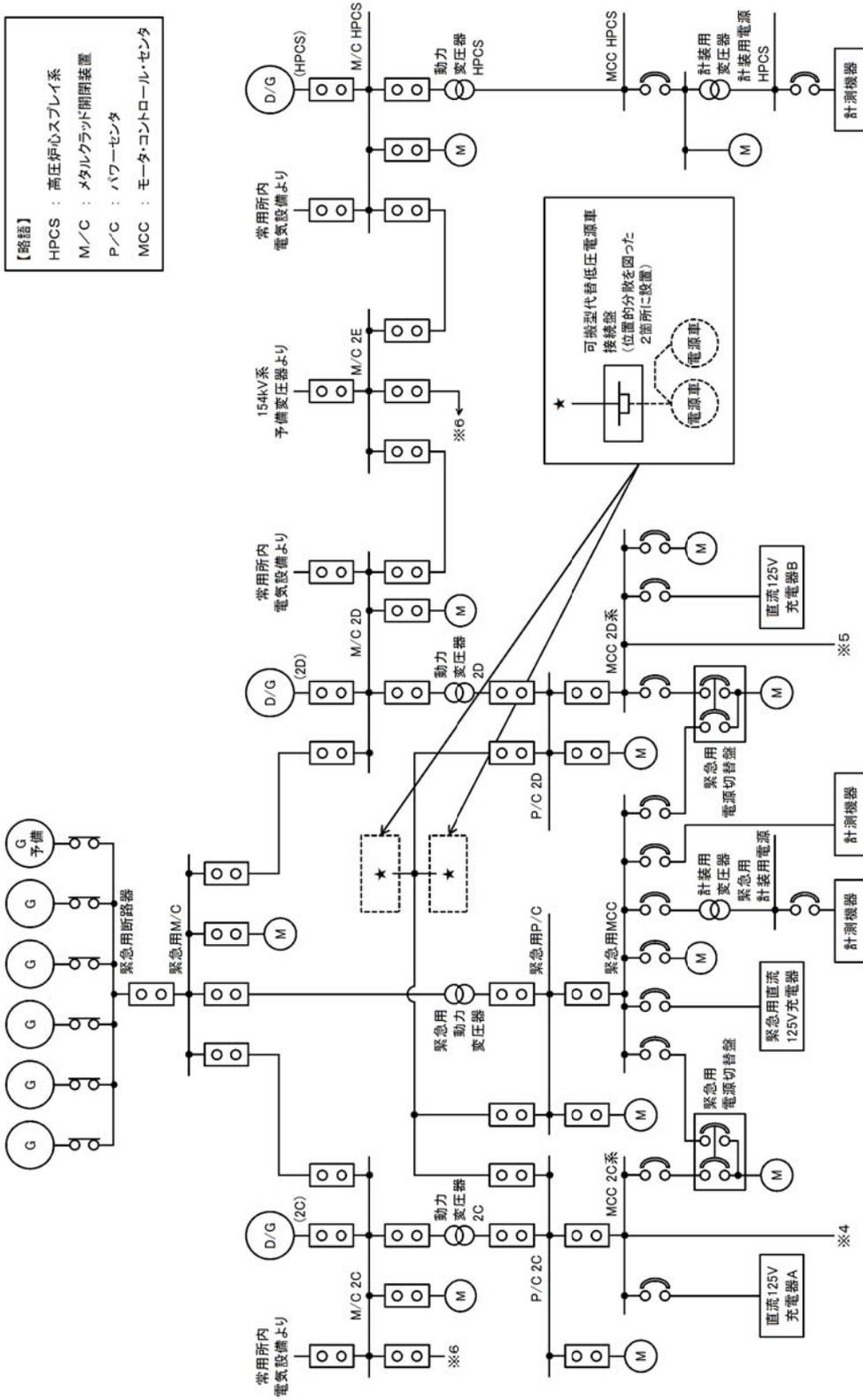
58-2

単線結線図





【略語】  
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系  
 M/C : メタルクラッド開閉装置  
 P/C : パワーセンタ  
 MCC : モーターコントロール・センタ



【凡例】  
 (G): ディーゼル発電機  
 (M): 遮断器  
 (G): 常設代替交流電源設備  
 (M): 断路器  
 (M): 可搬型代替低圧電源車  
 (M): 配線用遮断器  
 (M): 切替装置  
 (M): モーター(電動弁等)  
 (M): 接続口  
 (M): 常設設備・電路  
 (M): 緊急用電源  
 (M): 緊急用直流125V充電器  
 (M): 緊急用電源切替装置  
 (M): 緊急用直流125V充電器  
 (M): 計測機器  
 (M): 計測機器  
 (M): 計測機器  
 (M): 計測機器

第 58-2-3 図 単線結線図 (交流) (3/3)

58-3

配置図

第 58-3-1 表 配置図一覧表 (1/3)

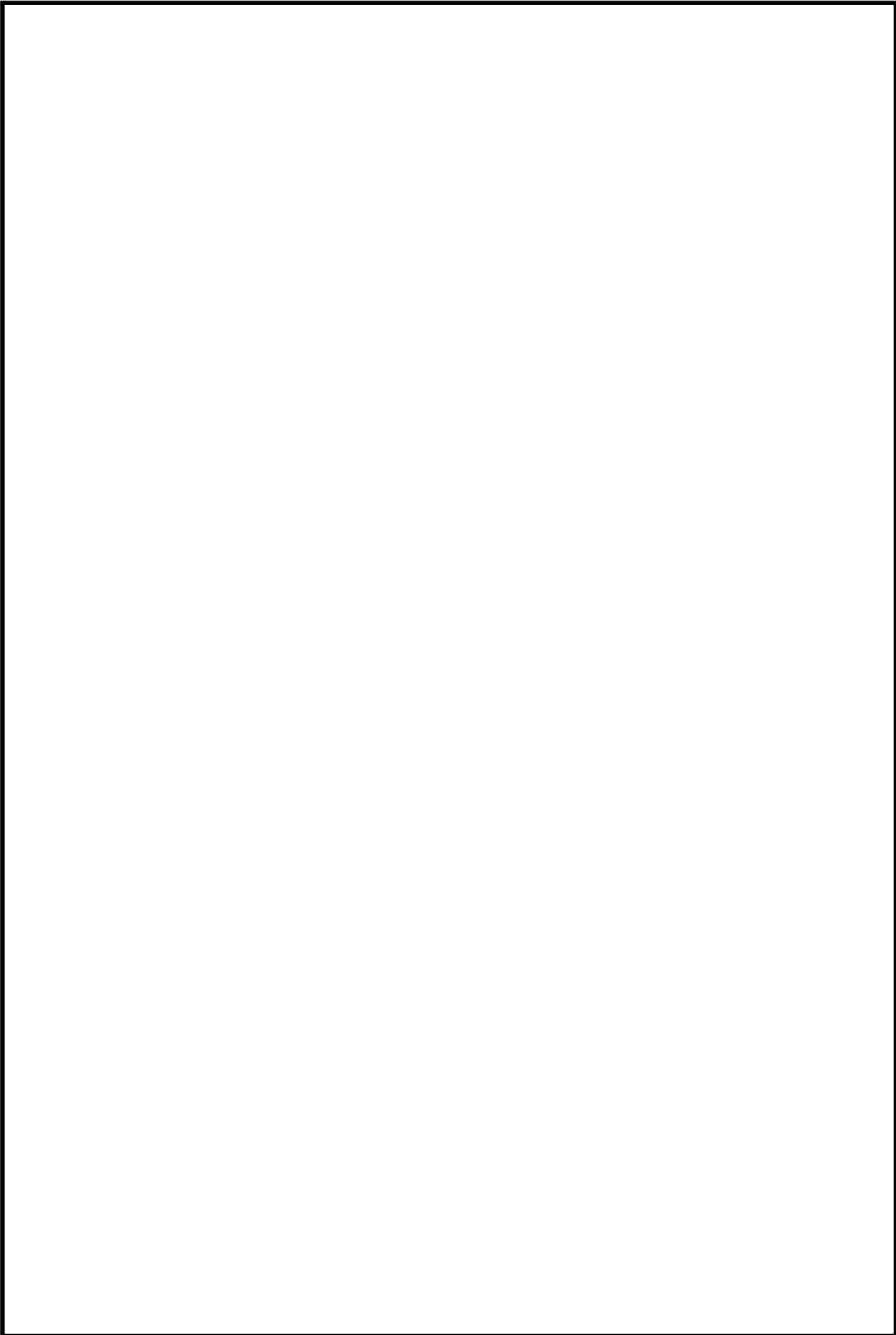
主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	第 58-3-5, 6, 7 図
原子炉圧力	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉水位 (SA 広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (SA 燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
高压代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
低压代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
高压炉心スプレイ系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压炉心スプレイ系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
低压代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-4, 6, 7 図
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内	第 58-3-1, 2 図
格納容器下部水温	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟 4 階	第 58-3-6 図
サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	第 58-3-3, 4 図
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
起動領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-12 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-12 図
フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽内	第 58-3-13 図
フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽内	第 58-3-13 図

第 58-3-1 表 配置図一覧表 (2/3)

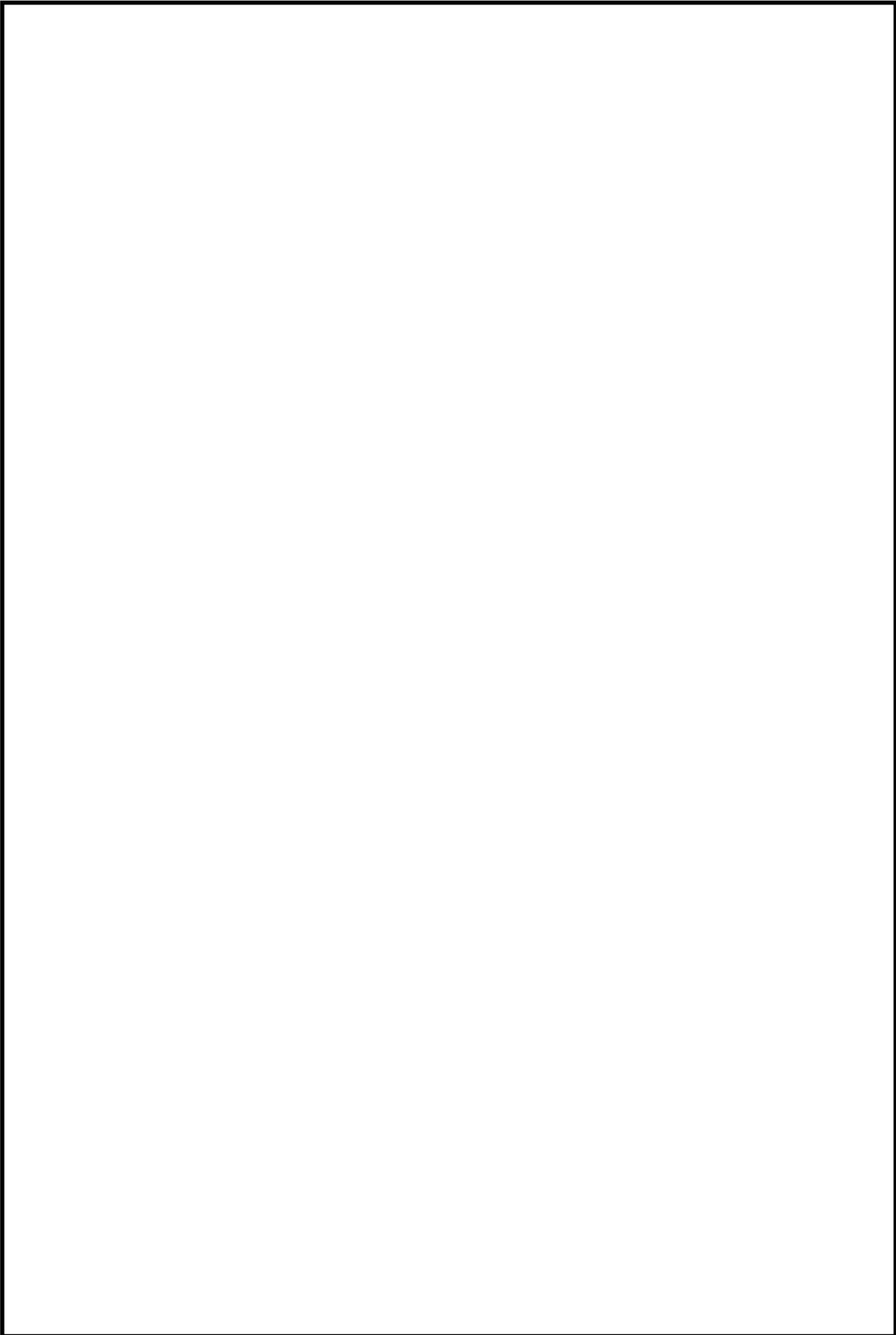
主要設備	設置場所	図番号
フィルタ装置スクラビング水温度	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽内	第 58-3-13 図
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	第 58-3-10 図
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	第 58-3-13 図
フィルタ装置入口水素濃度	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階	第 58-3-11 図
耐圧強化ベント系放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	第 58-3-13 図
代替循環冷却系ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系海水系系統流量	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-9 図
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-9 図
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-9 図
代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系格納槽内	第 58-3-13 図
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系格納槽内	第 58-3-13 図
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-8 図
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-8 図
格納容器内酸素濃度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-8 図
使用済燃料プール温度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-8 図
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-8 図
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-8 図
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋付属棟 4 階	第 58-3-15 図

第 58-3-1 表 配置図一覧表 (3/3)

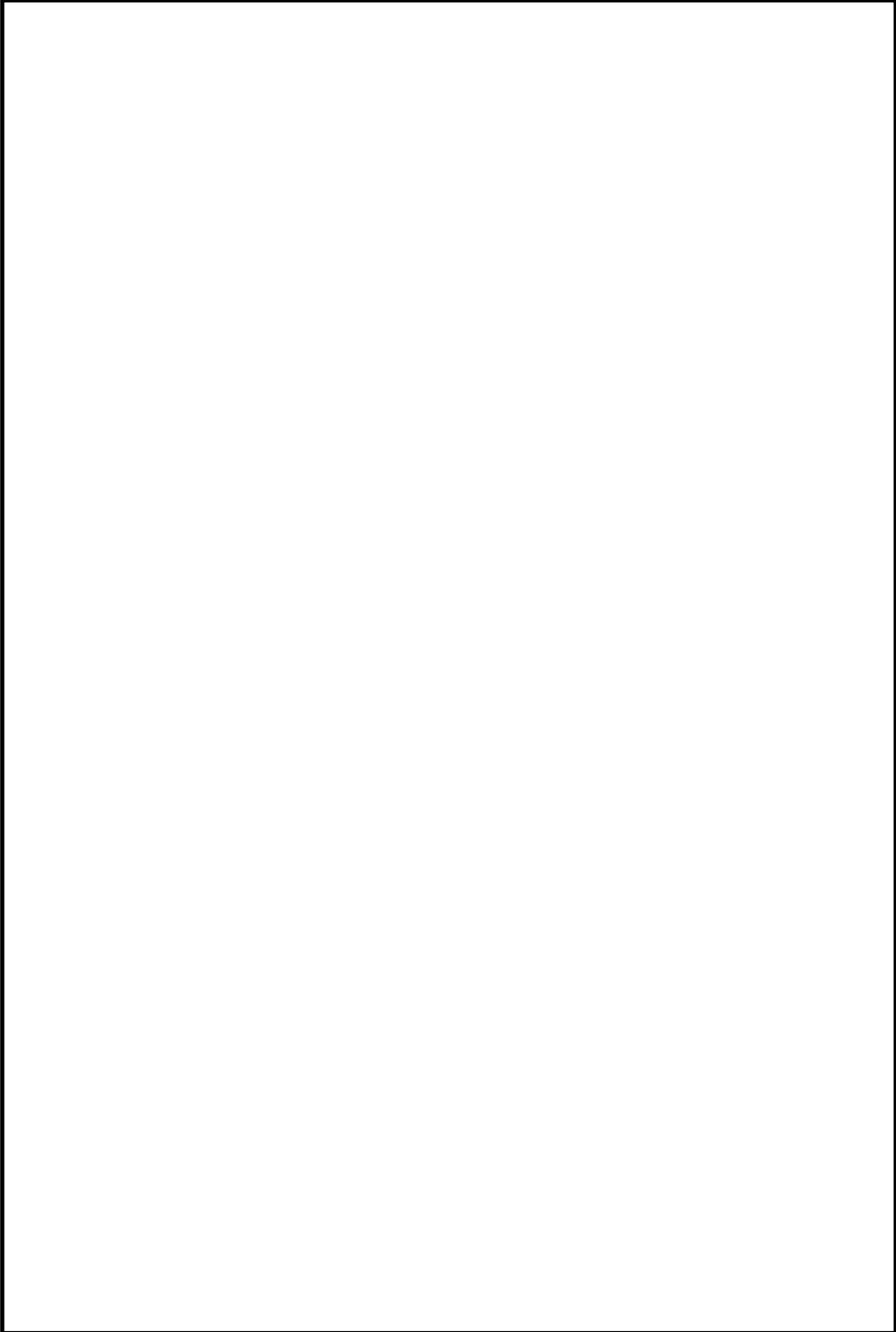
主要設備		設置場所	図番号
データ表示装置		原子炉建屋附属棟 3 階	第 58-3-14 図
		緊急時対策所 2 階	第 58-3-16 図
安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	原子炉建屋附属棟 3 階	第 58-3-14 図
		原子炉建屋附属棟 4 階	第 58-3-15 図
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所 2 階	第 58-3-16 図
		SPDS データ表示装置	緊急時対策所 2 階
可搬型計測器		原子炉建屋附属棟 3 階	第 58-3-14 図
		緊急時対策所 2 階	第 58-3-16 図



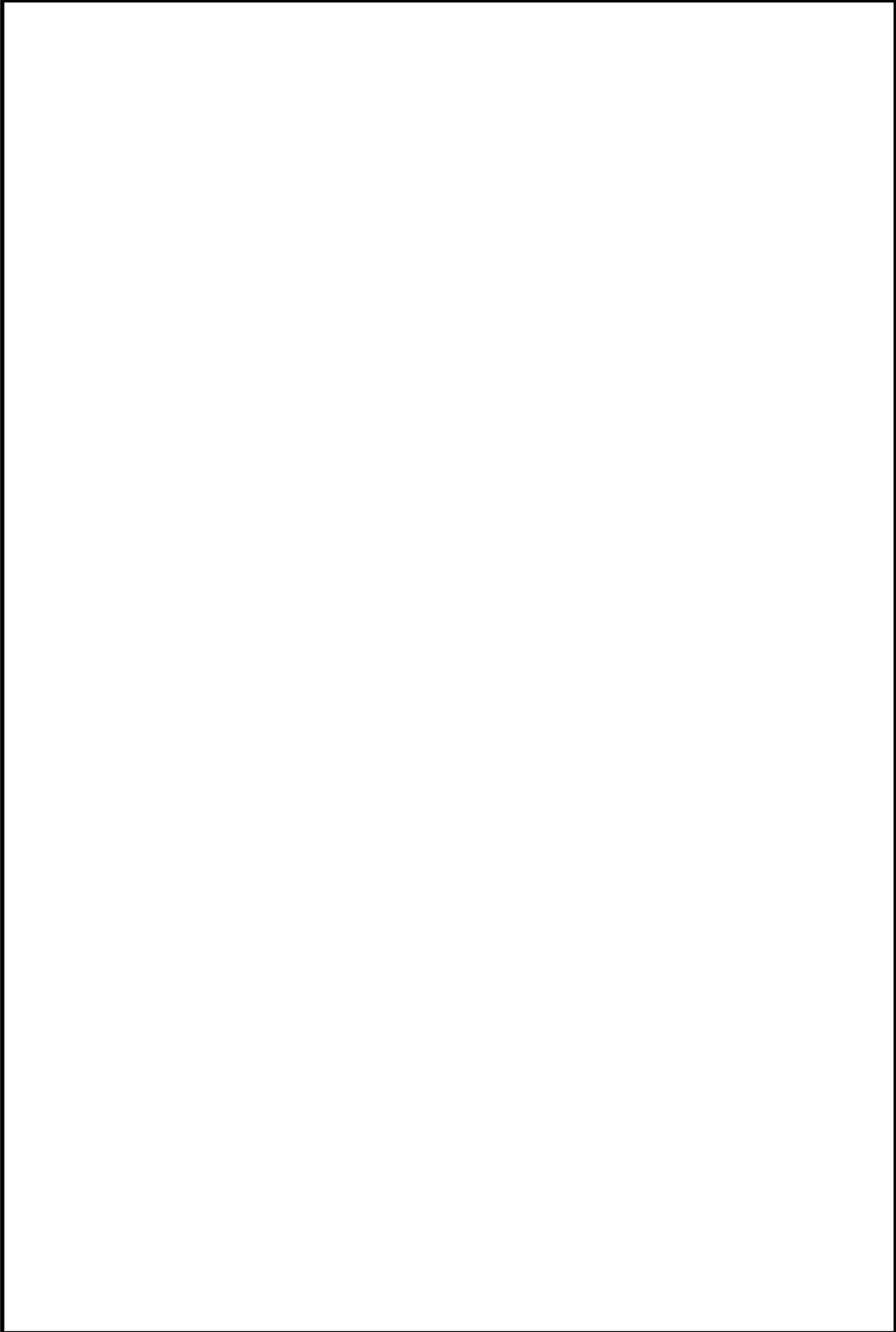
第 58-3-1 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 2 階)



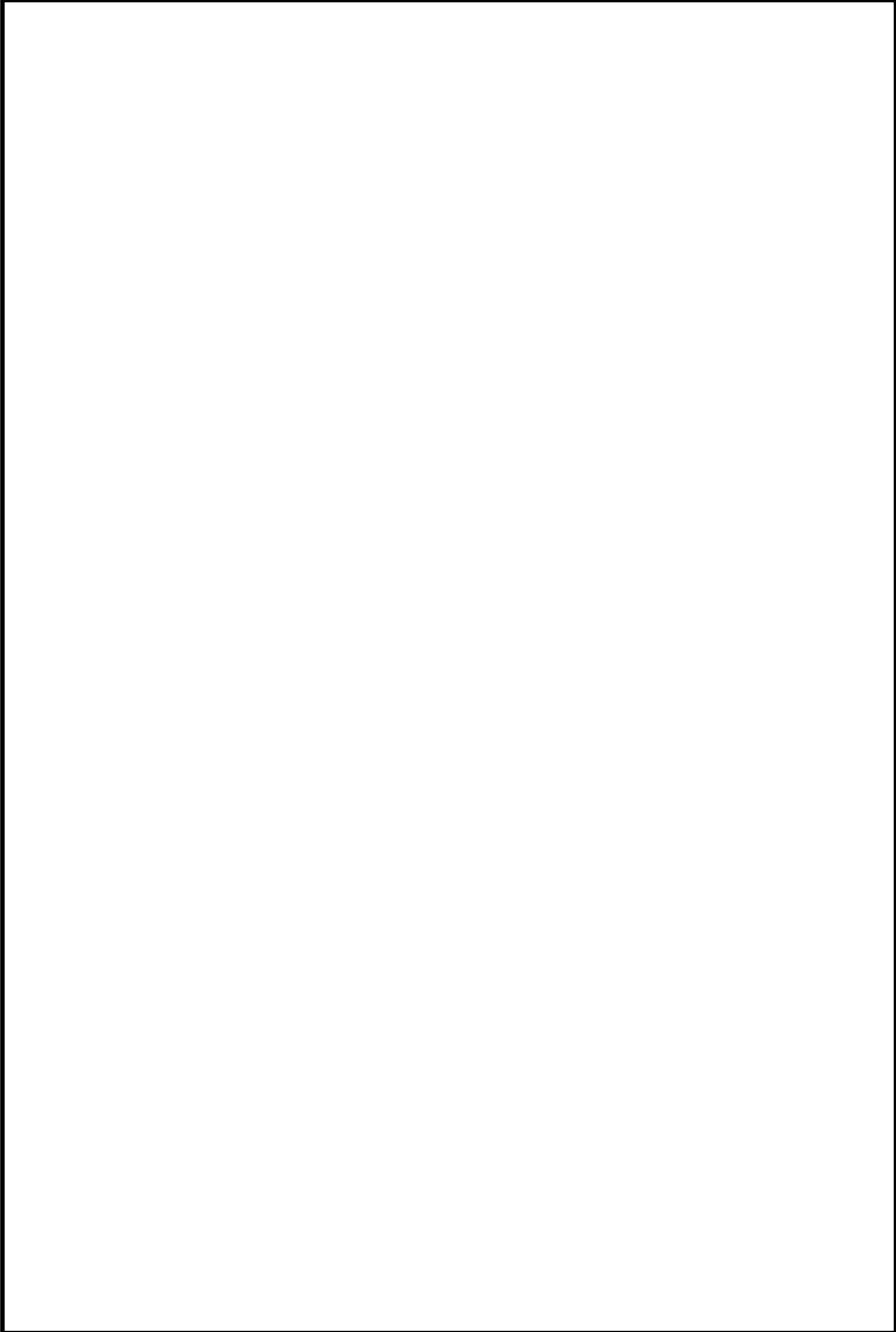
第 58-3-2 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階)



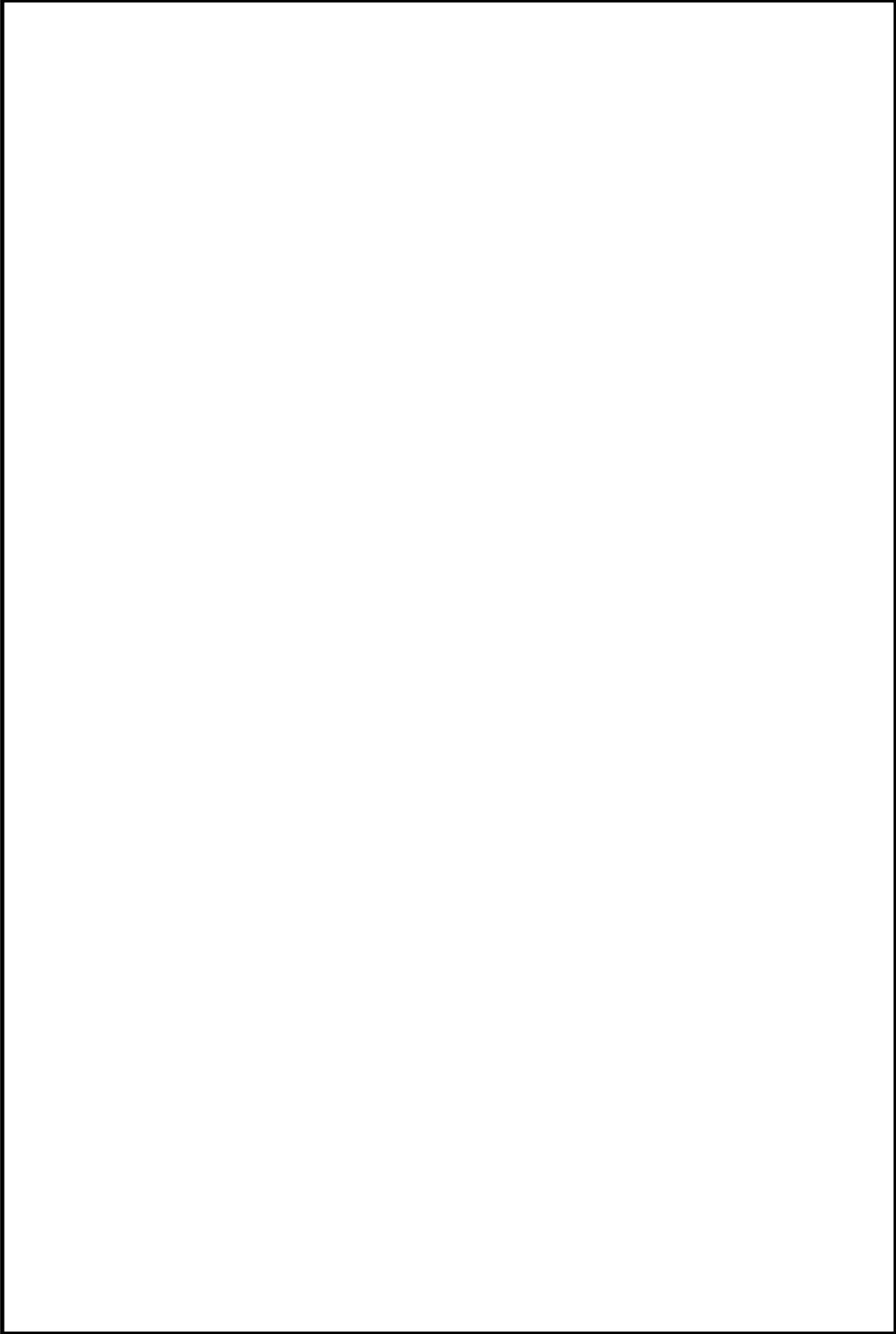
第 58-3-3 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 1 階)



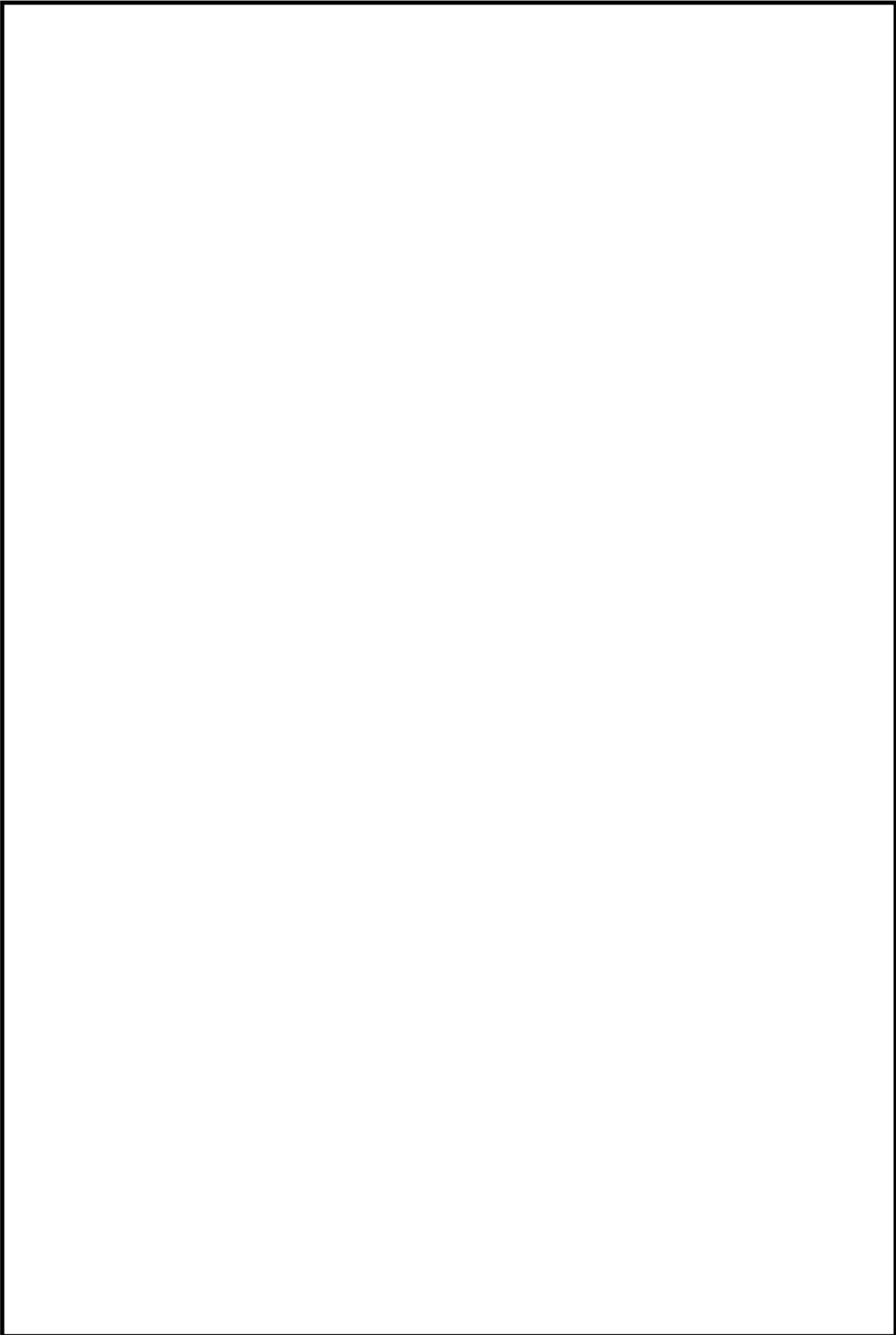
第 58-3-4 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)



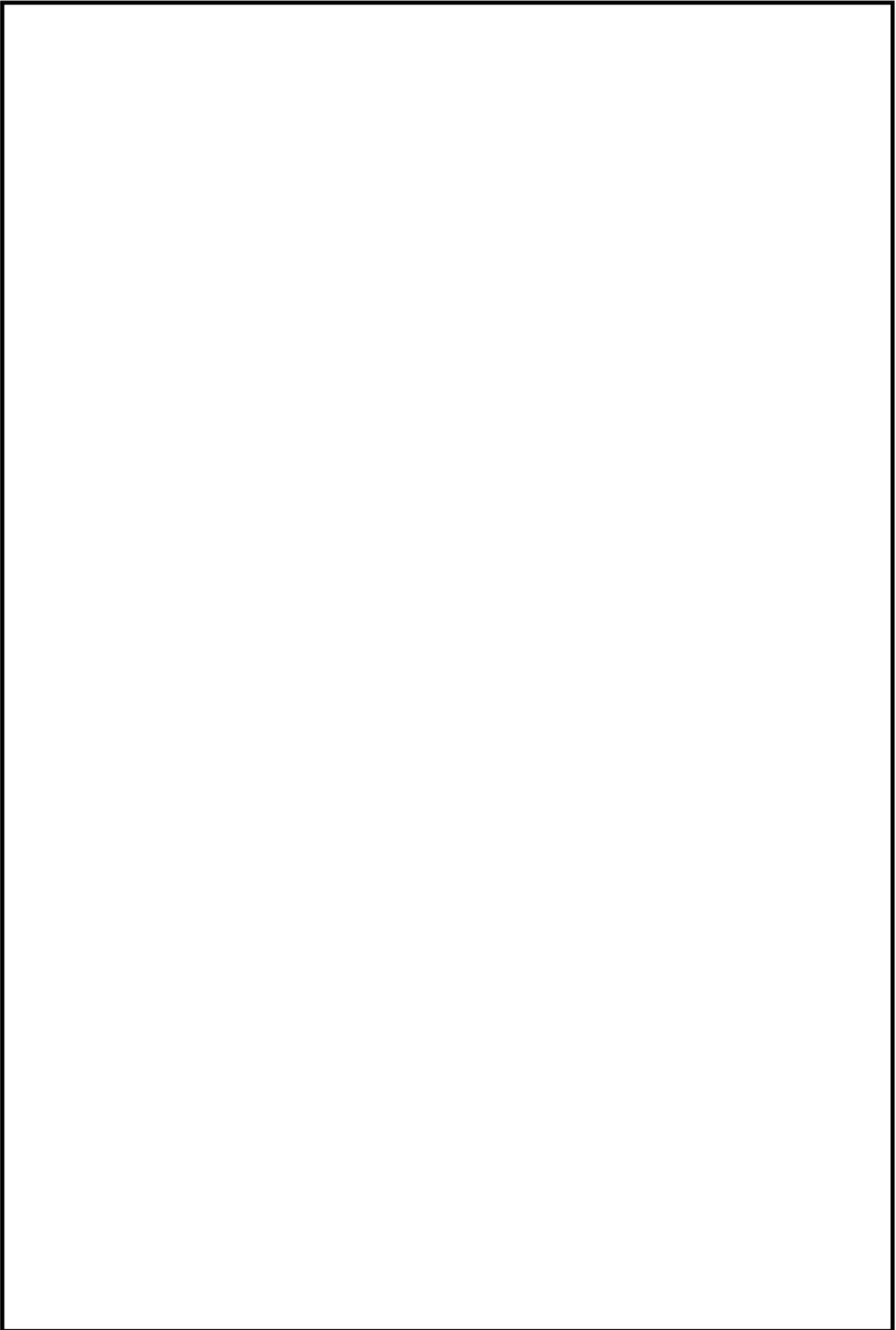
第 58-3-5 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)



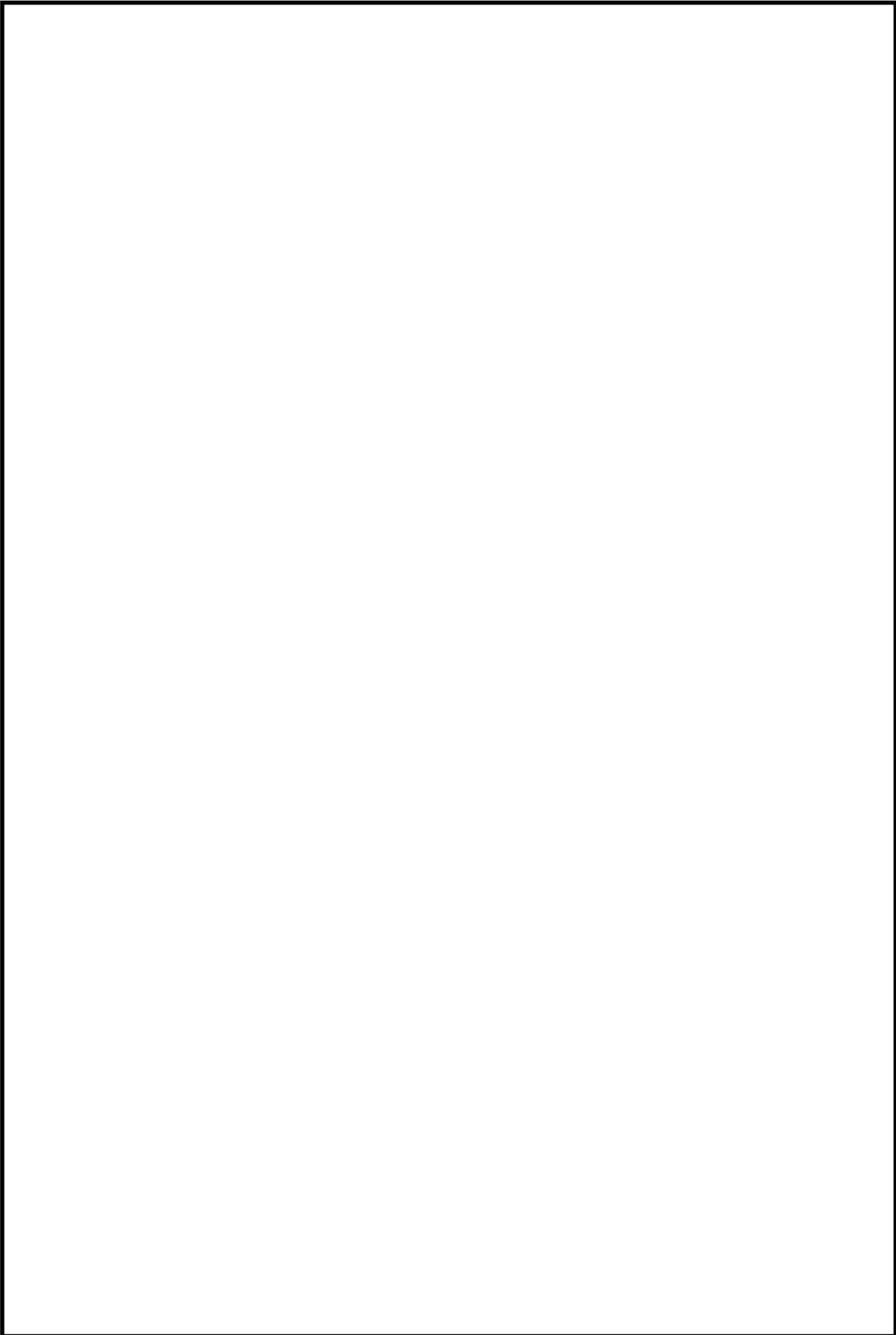
第 58-3-6 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 4 階)



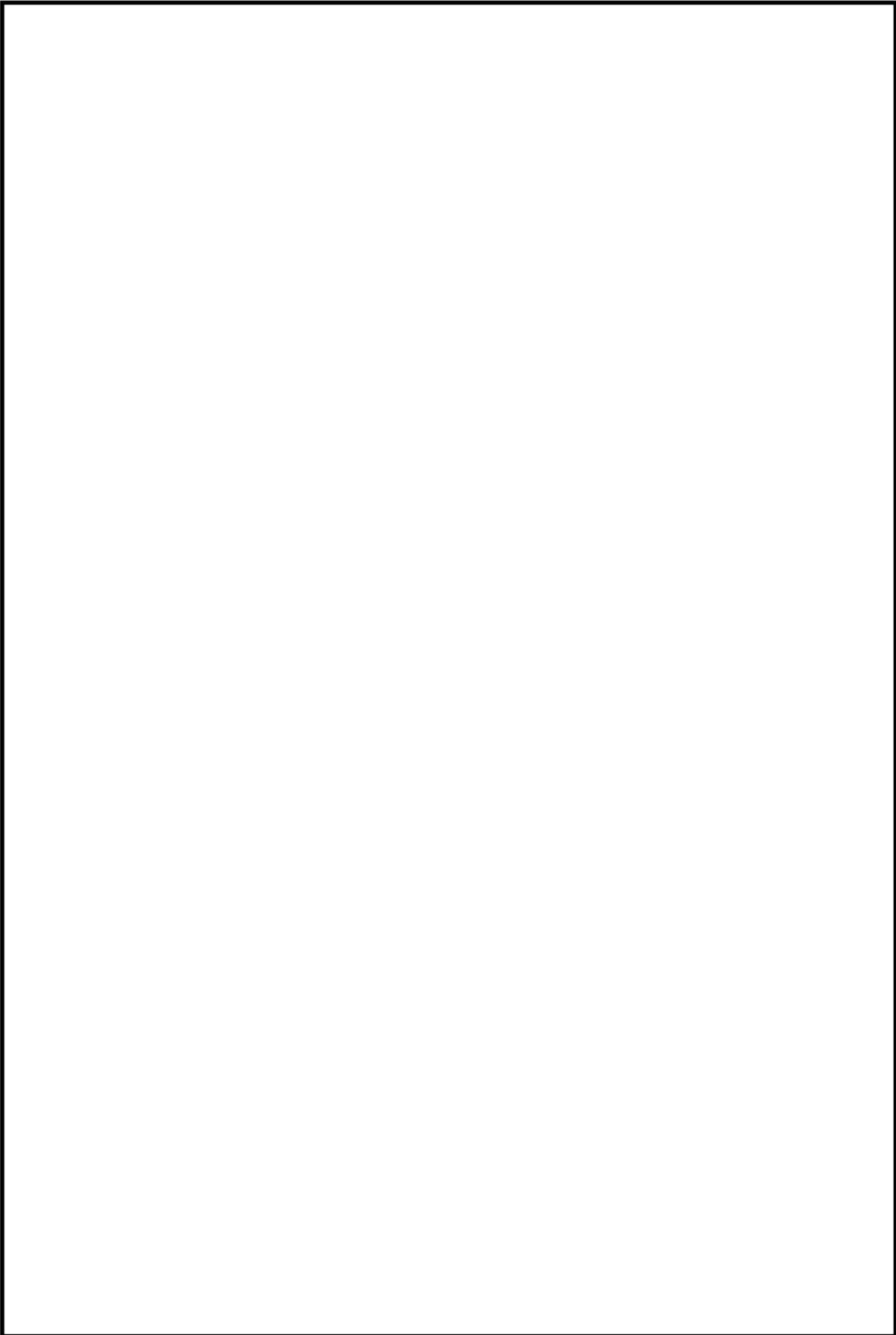
第 58-3-7 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 5 階)



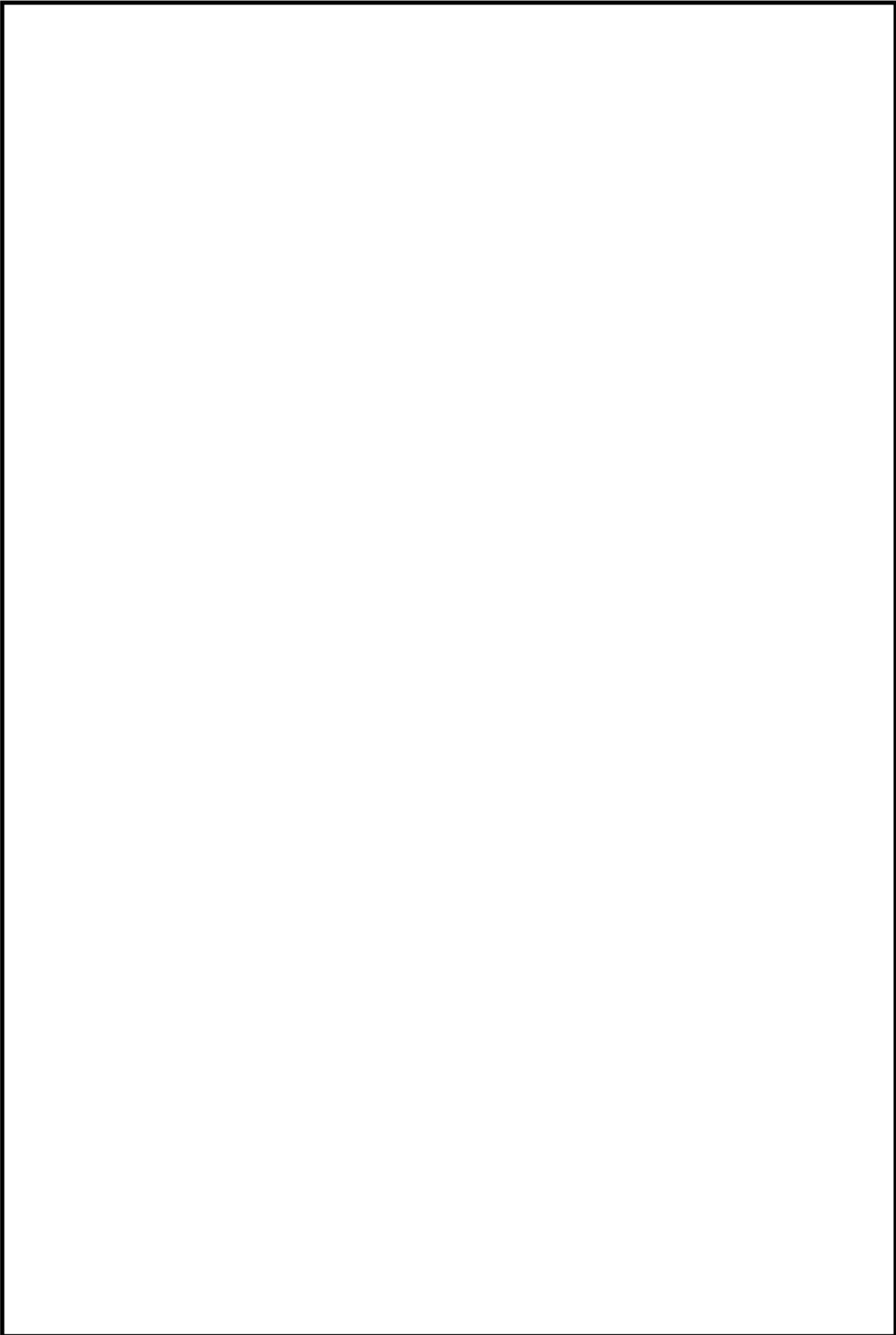
第 58-3-8 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)



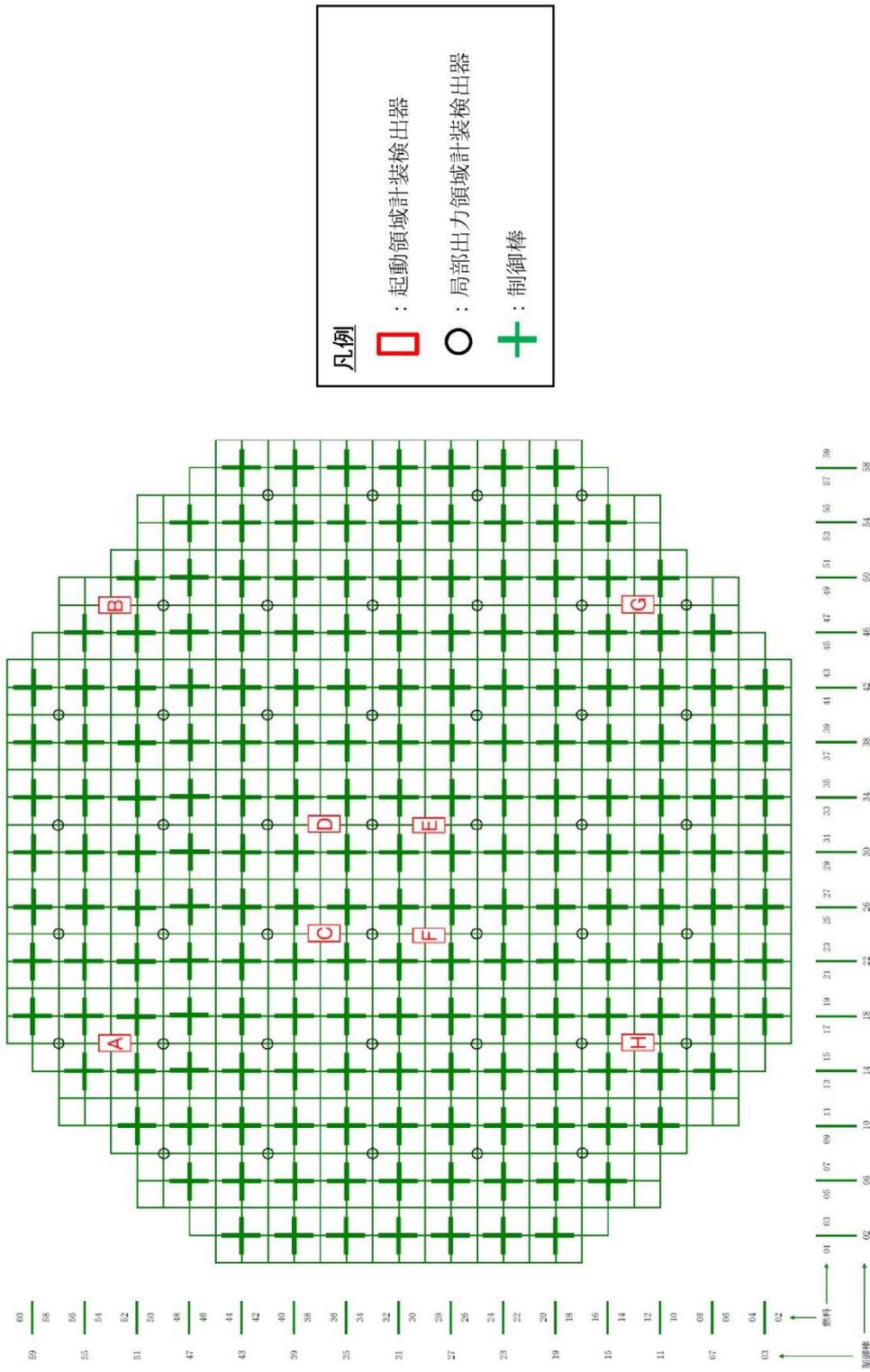
第 58-3-9 図 機器配置図 (原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階)



第 58-3-10 図 機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階）

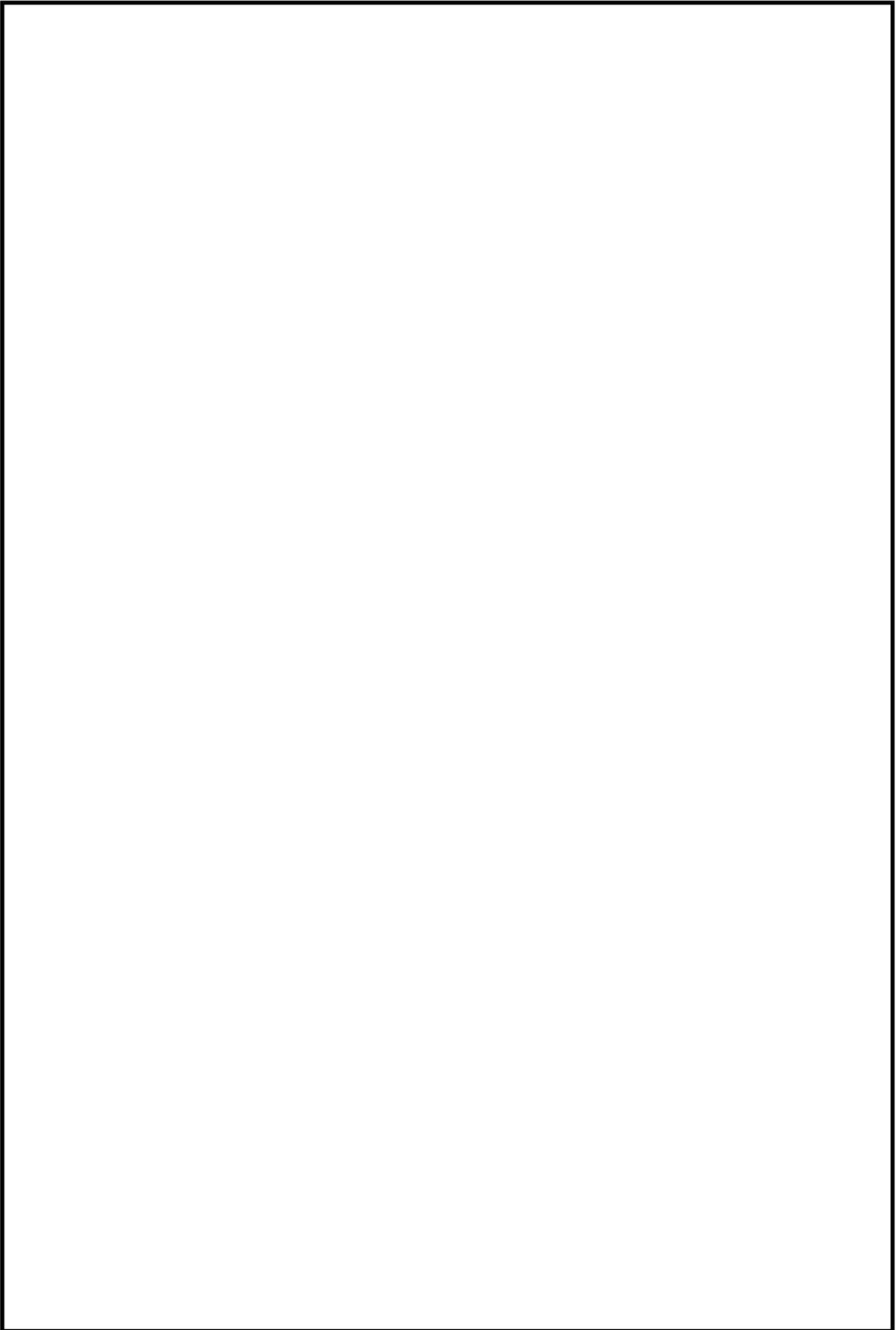


第 58-3-11 図 機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階）

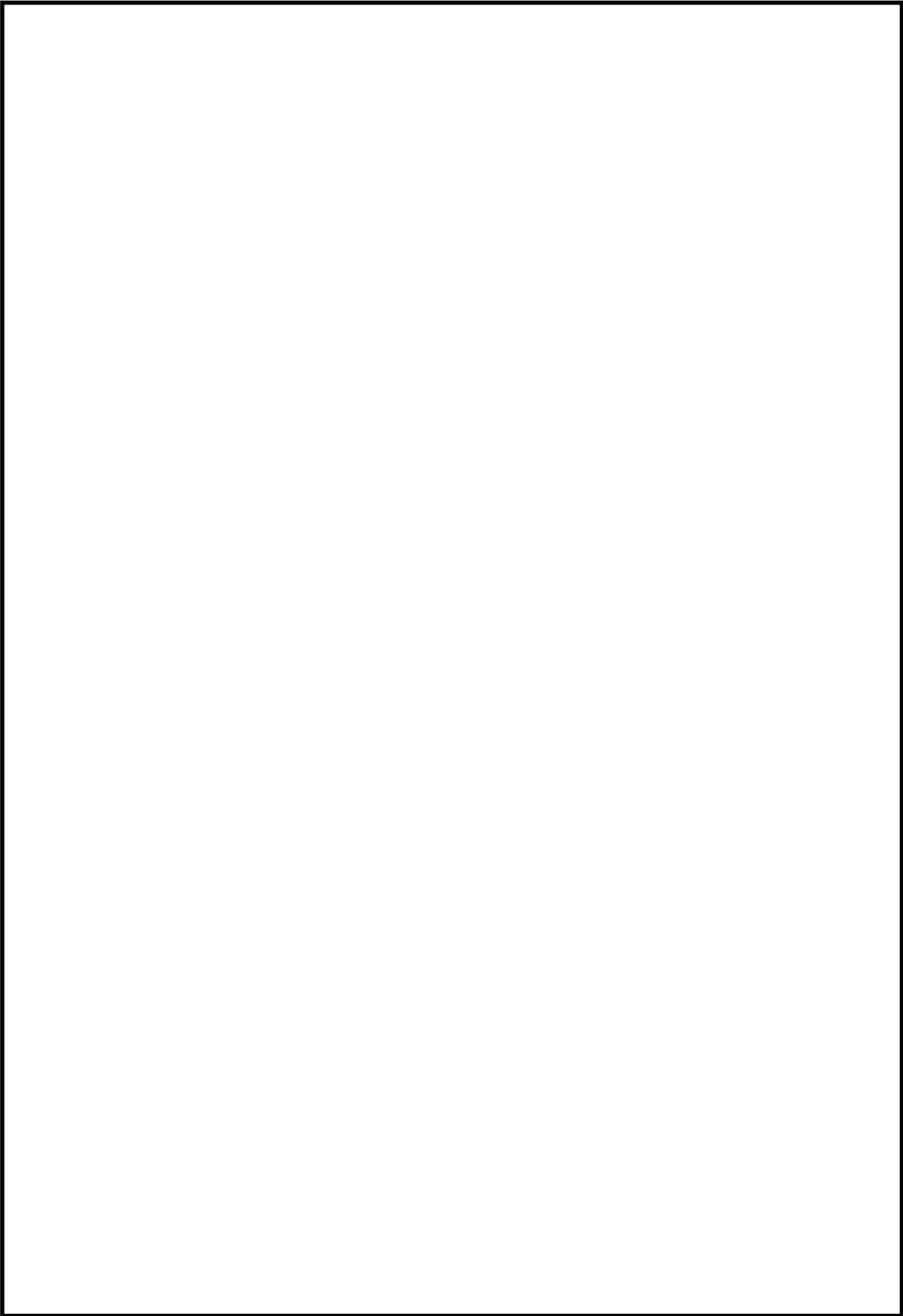


※平均出力領域計装は、あらかじめグループ分けした局部出力領域計装の各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、2チャンネル設ける。

第 58-3-12 機器配置図 (核計装配置図)

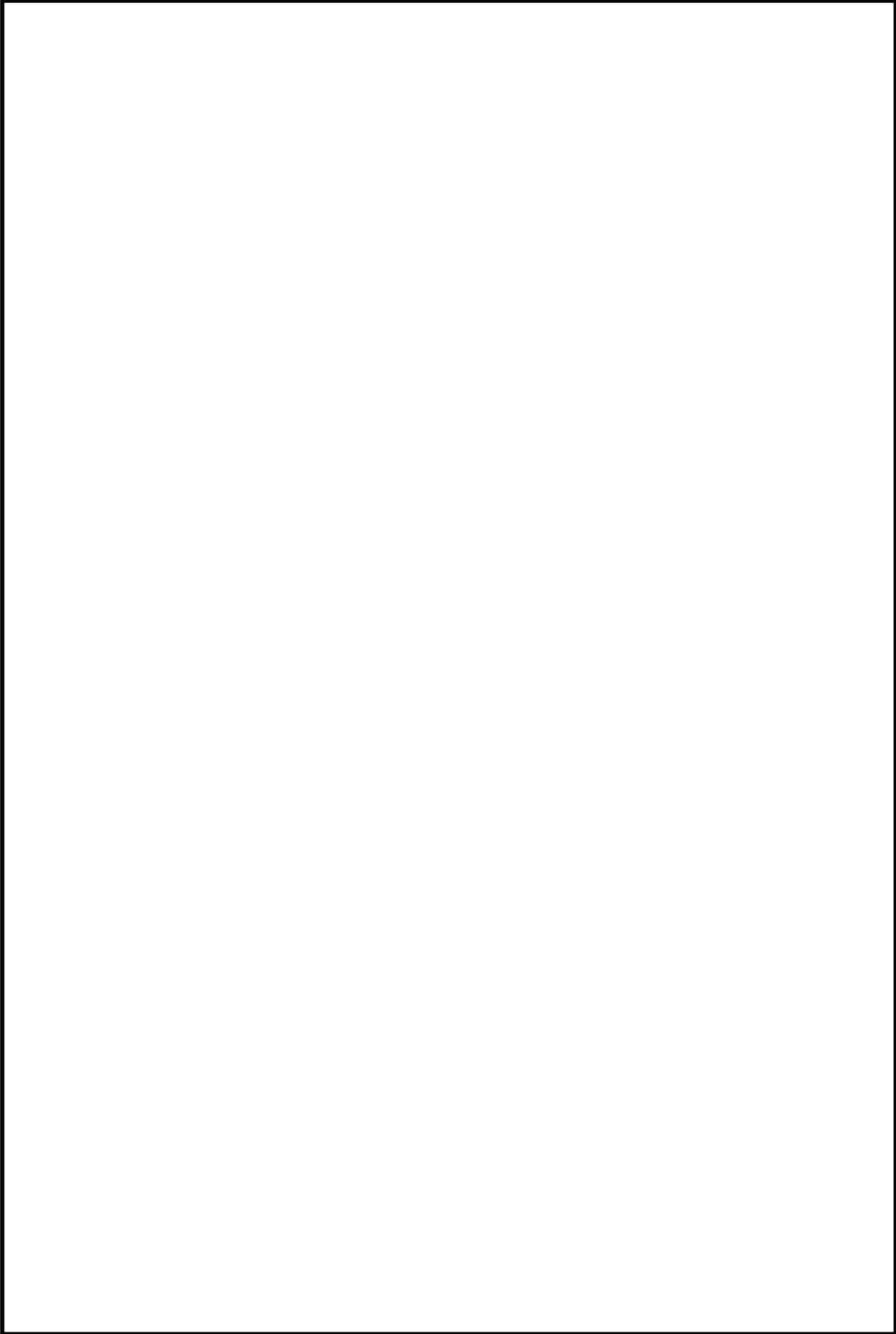


第 58-3-13 図 機器配置図（その他の建屋，屋外）

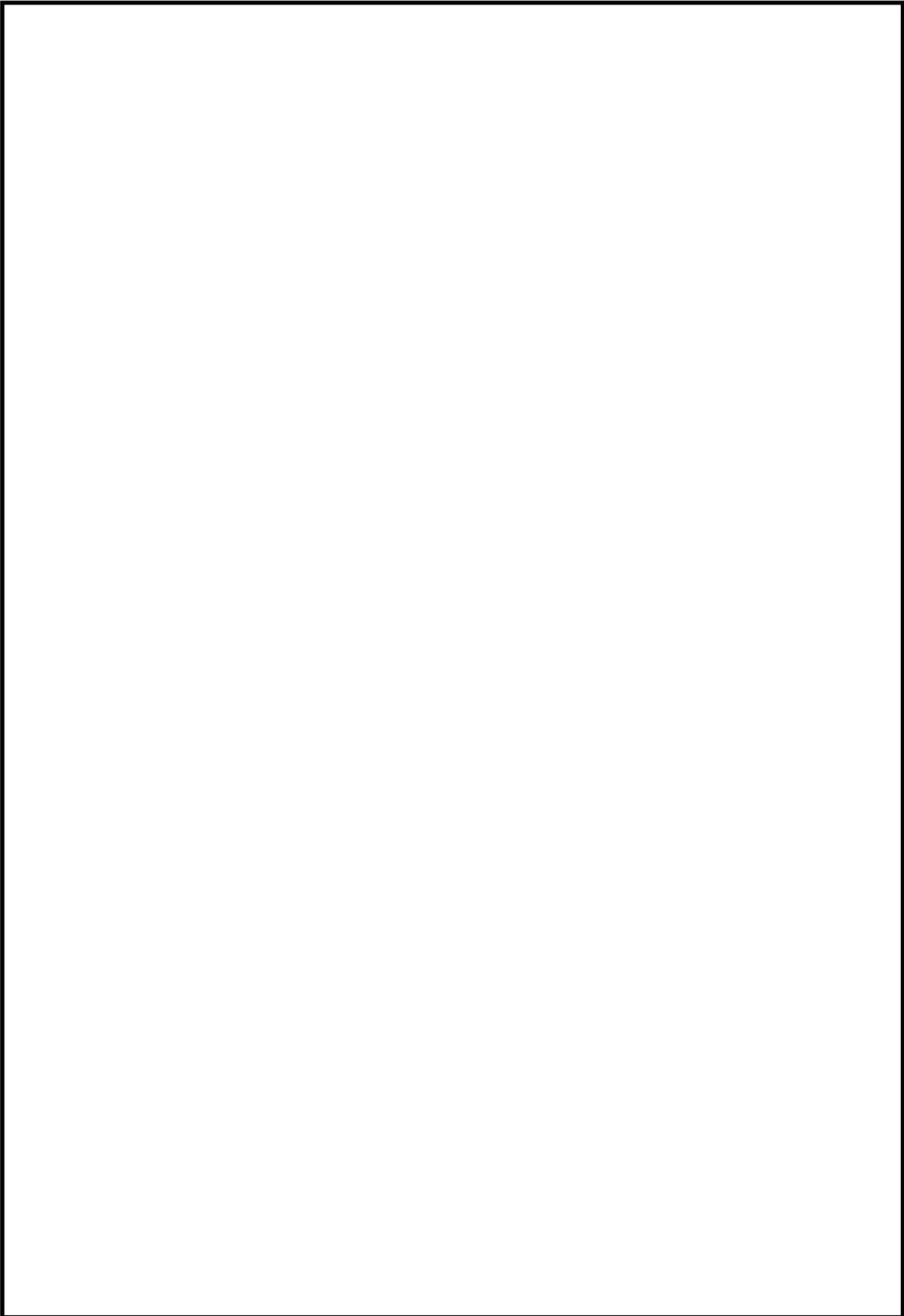


・ 配備又は保管場所については，訓練等を通じて見直しを行う。

第 58-3-14 図 機器配置図（原子炉建屋付属棟 3 階）



第 58-3-15 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 4 階)

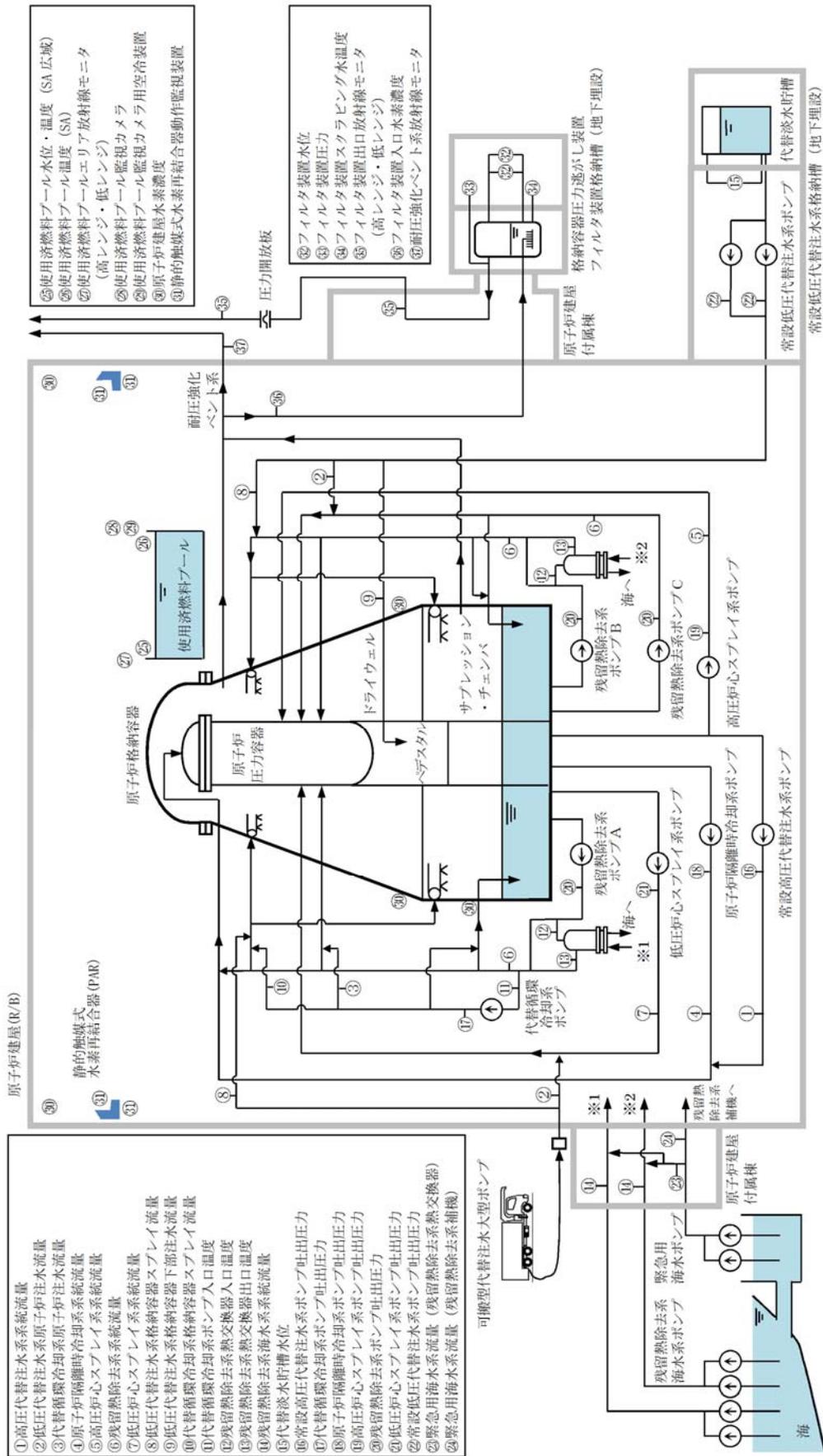


・ 配備又は保管場所については，訓練等を通じて見直しを行う。

第 58-3-16 図 機器配置図（緊急時対策所 2 階）

58-4

系統図



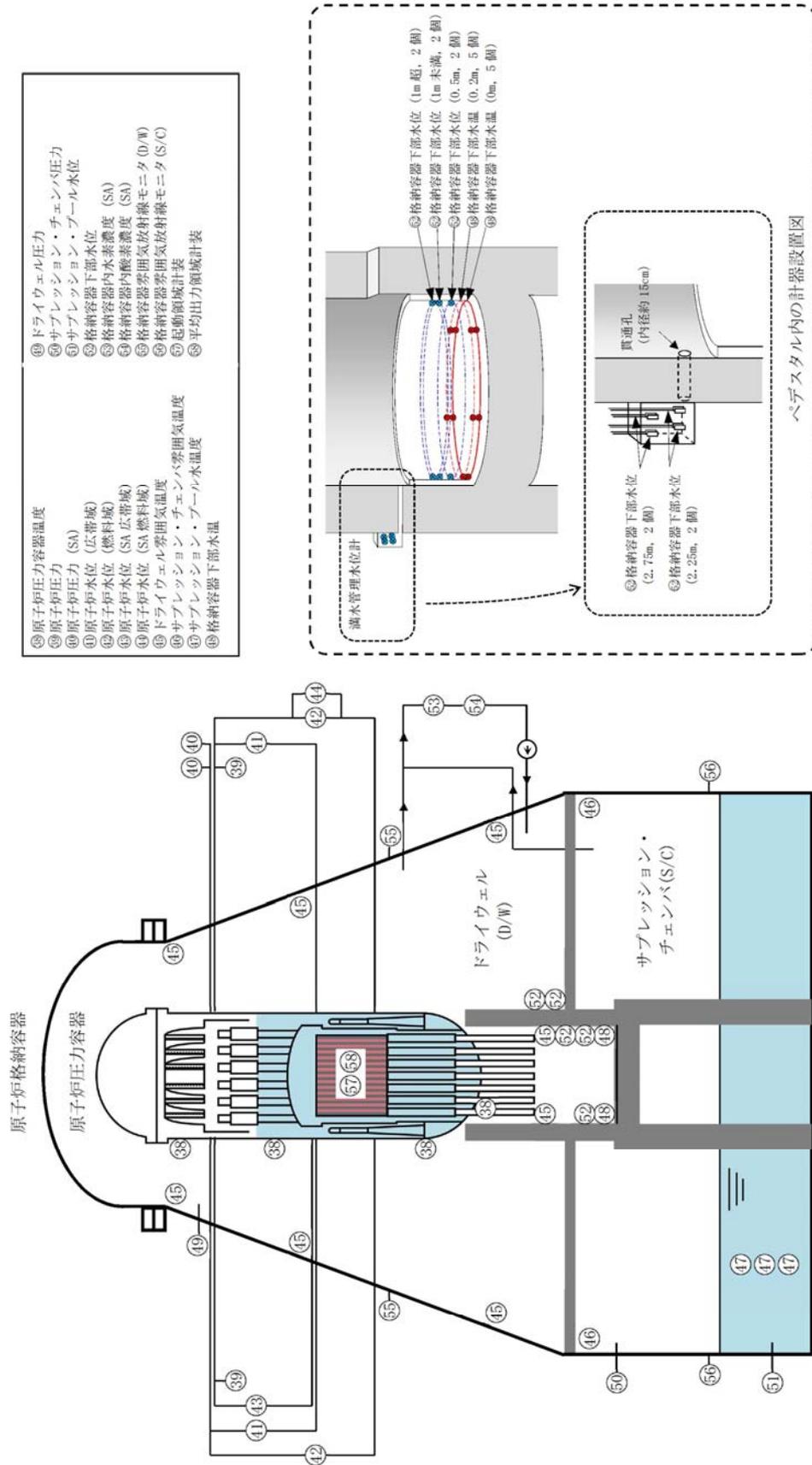
- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)
- ②⑥使用済燃料プール温度 (SA)
- ②⑦使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑧使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑩原子炉建屋水素濃度
- ②⑪静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ②⑫フィルタ装置水位
- ②⑬フィルタ装置圧力
- ②⑭フィルタ装置スクラビング水温度
- ②⑮フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑯フィルタ装置入口水素濃度
- ②⑰耐圧強化ベント系放射線モニタ

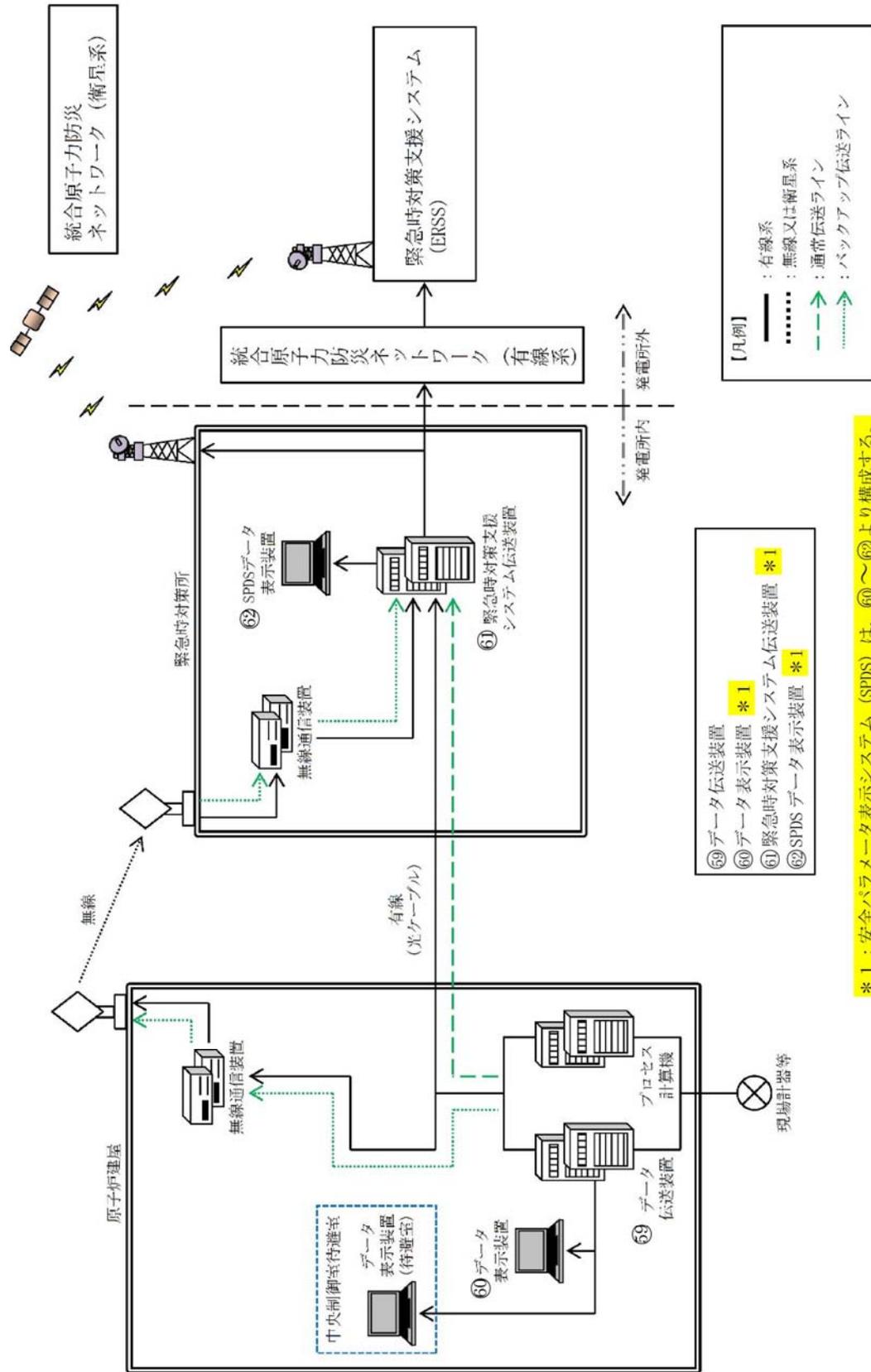
- ③⑩原子炉建屋 (R/B)
- ③⑪静的触媒式水素再結合器 (PAR)
- ③⑫使用済燃料プール
- ③⑬耐圧強化ベント系

- ①高圧代替注水系統流量
- ②低圧代替注水系統原子炉注水流量
- ③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④高圧炉心スプレイス系統流量
- ⑤残留熱除去系系統流量
- ⑥低圧炉心スプレイス系統流量
- ⑦代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑧低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑨代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑩代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑪残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑫残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬代替淡水貯槽水位
- ⑭常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ⑮代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑯原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑰高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑱残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑲低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑳常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ㉑緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉒緊急用海水流量 (残留熱除去系補機)

第 58-4-1 図 主要設備 概略系統図 (1/3)



第 58-4-2 図 主要設備 概略系統図 (2/3)



第 58-4-3 図 主要設備 概略系統図 (3/3)

58-5

試験及び検査

第 58-5-1 表 試験及び検査一覧表 (1/2)

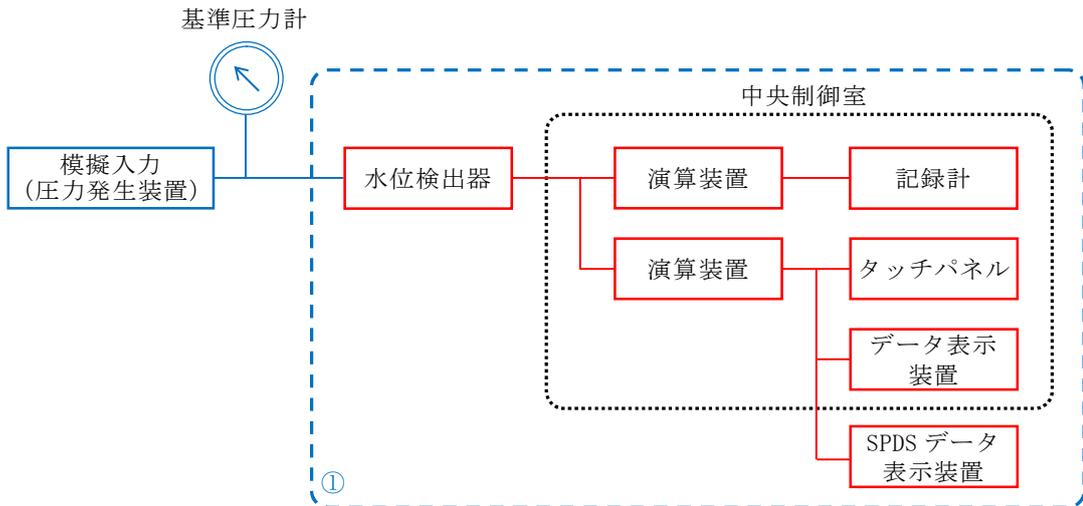
計器分類	パラメータ	図番号
水位計	原子炉水位 (広帯域)	第 58-5-1 図
	原子炉水位 (燃料域)	
	原子炉水位 (SA 広帯域)	
	原子炉水位 (SA 燃料域)	
	サブプレッション・プール水位	
	フィルタ装置水位	
	代替淡水貯槽水位	
	格納容器下部水位	第 58-5-2 図
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	第 58-5-3 図
圧力計	原子炉圧力	第 58-5-4 図
	原子炉圧力 (SA)	
	ドライウェル圧力	
	サブプレッション・チェンバ圧力	
	フィルタ装置圧力	
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
流量計	高圧代替注水系系統流量	第 58-5-5 図
	低圧代替注水系原子炉注水流量	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	
	残留熱除去系系統流量	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	
	残留熱除去系海水系系統流量	

第 58-5-1 表 試験及び検査一覧表 (2/2)

計器分類	パラメータ	図番号
流量計	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	第 58-5-5 図
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	
温度計	原子炉圧力容器温度	第 58-5-6 図
	ドライウェル雰囲気温度	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	
	サブプレッション・プール水温度	第 58-5-7 図
	格納容器下部水温	第 58-5-6 図
	フィルタ装置スクラビング水温度	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	第 58-5-7 図
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	
	使用済燃料プール温度 (SA)	
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度 (SA)	第 58-5-8 図
	格納容器内酸素濃度 (SA)	
	フィルタ装置入口水素濃度	
	原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)	
	原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階)	第 58-5-9 図
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	第 58-5-10 図
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	
原子炉出力	起動領域計装	第 58-5-11 図
	平均出力領域計装	
使用済燃料プール監視カメラ, 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置		第 58-5-12 図
データ伝送装置, データ表示装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS データ表示装置		第 58-5-13 図
可搬型計測器		第 58-5-14 図

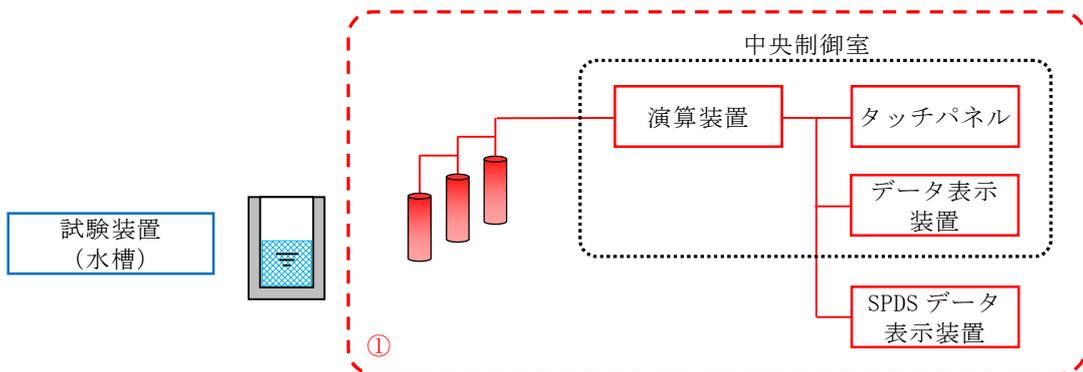
○計装設備の試験・検査について

計装設備は、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第 58-5-1～14 図のとおりである。



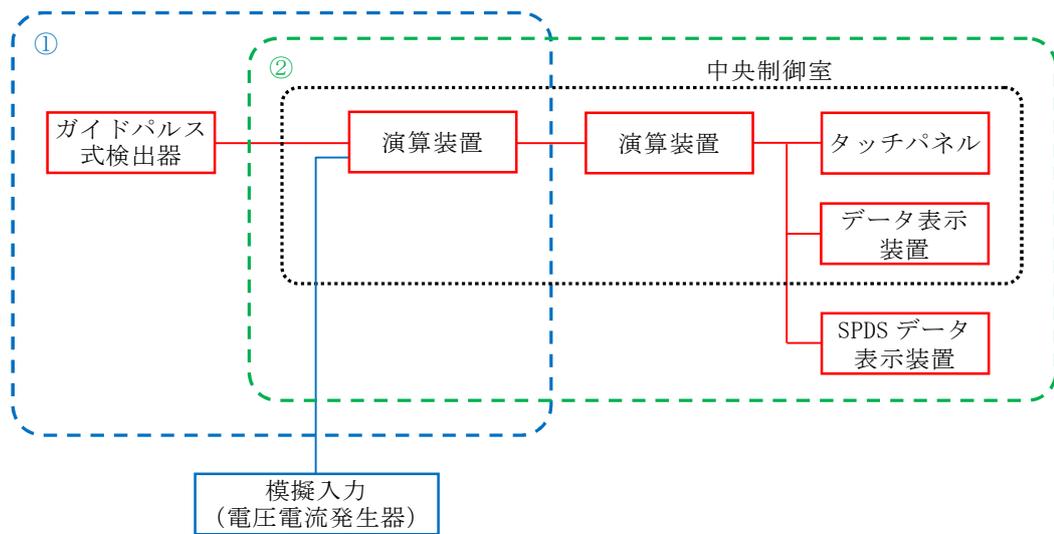
①検出器、記録計に模擬入力を与え、計器の単体校正並びに検出器から記録計、タッチパネル、データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-1 図 水位計の試験及び検査



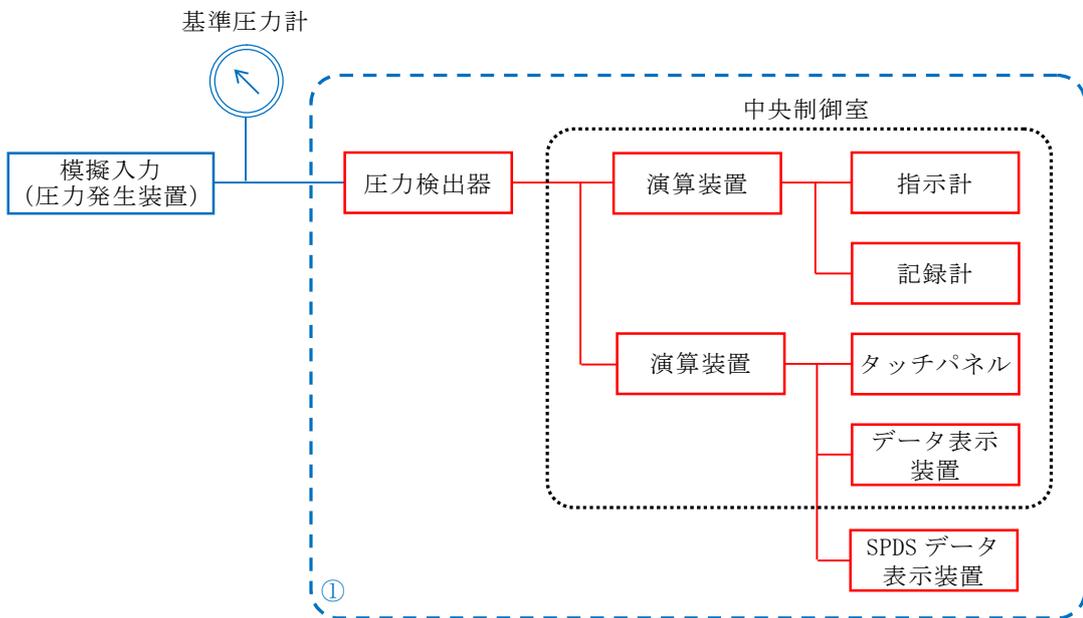
①試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを、中央制御室のタッチパネル、データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58-5-2 図 水位計の試験及び検査  
(格納容器下部水位)



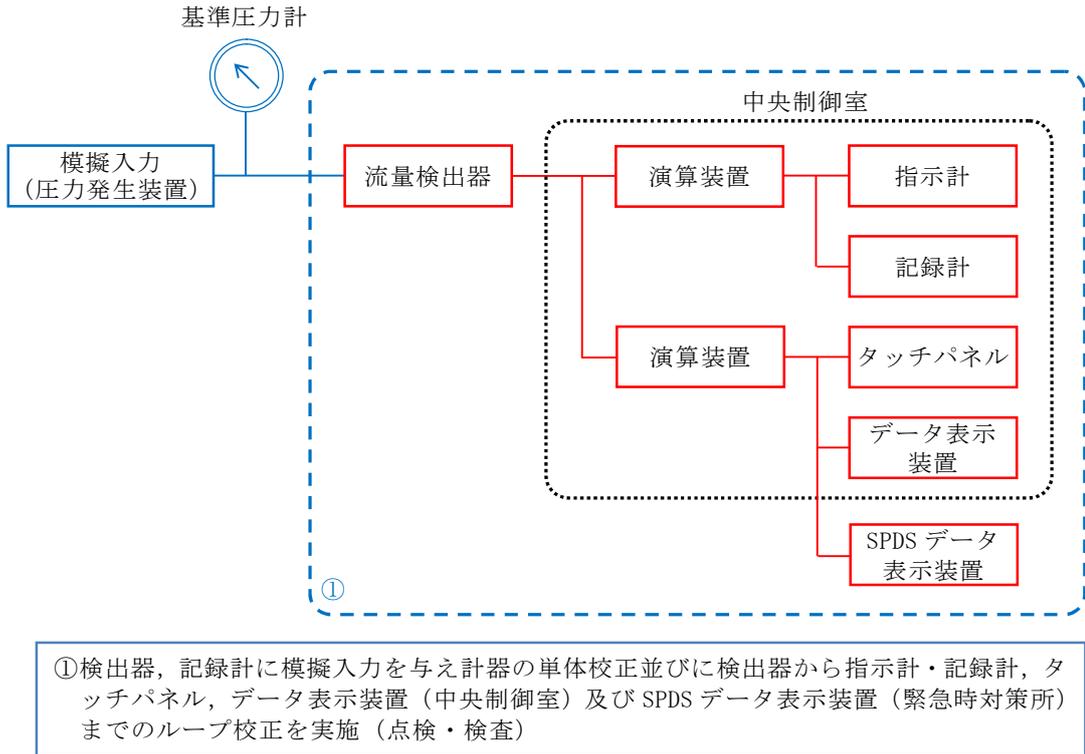
- ① 試験装置を用いて検出器の単体校正を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を与え、演算装置からタッチパネル、データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58-5-3 図 水位計の試験及び検査  
 (使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域))

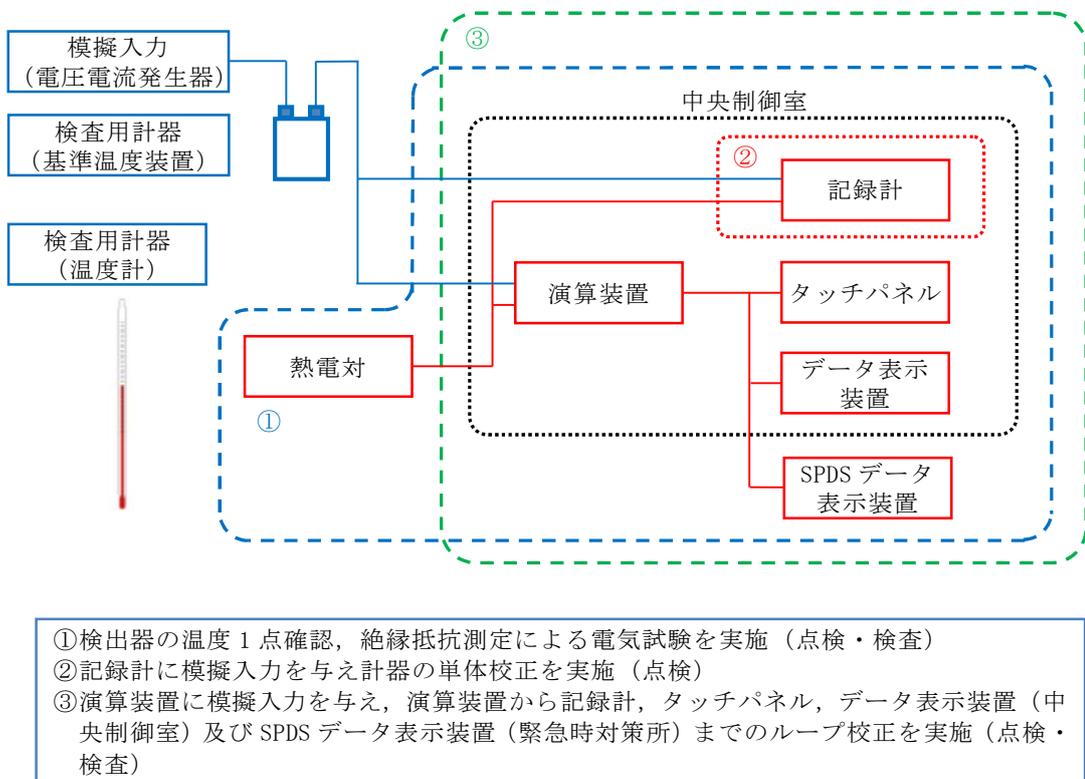


- ① 検出器、記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から指示計・記録計、タッチパネル、データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

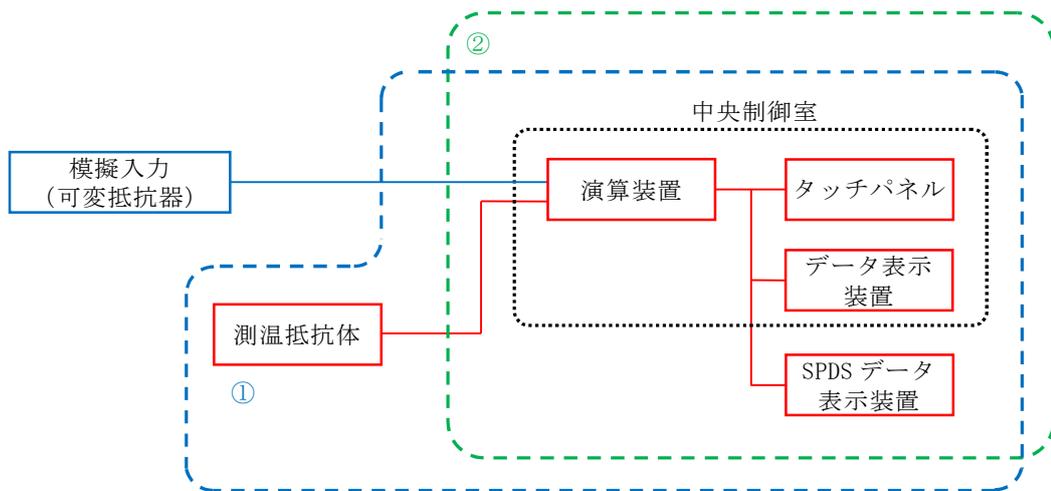
第 58-5-4 図 圧力計の試験及び検査



第 58-5-5 図 流量計の試験及び検査

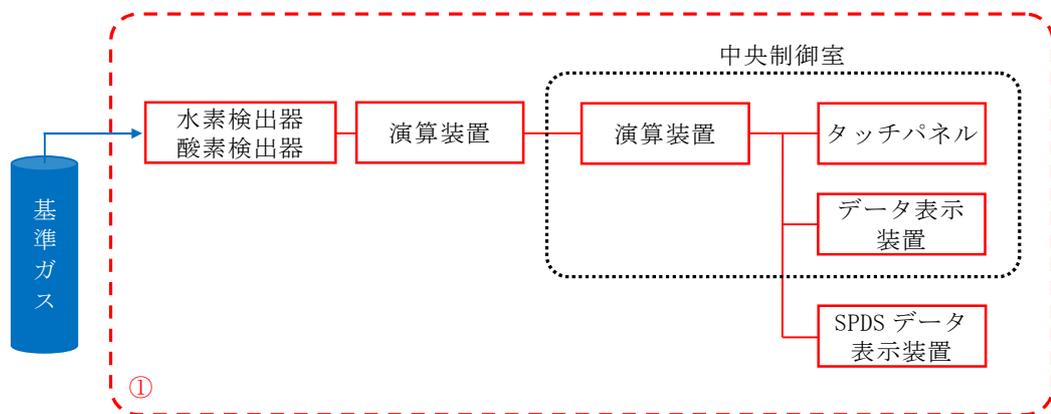


第 58-5-6 図 温度計の試験及び検査



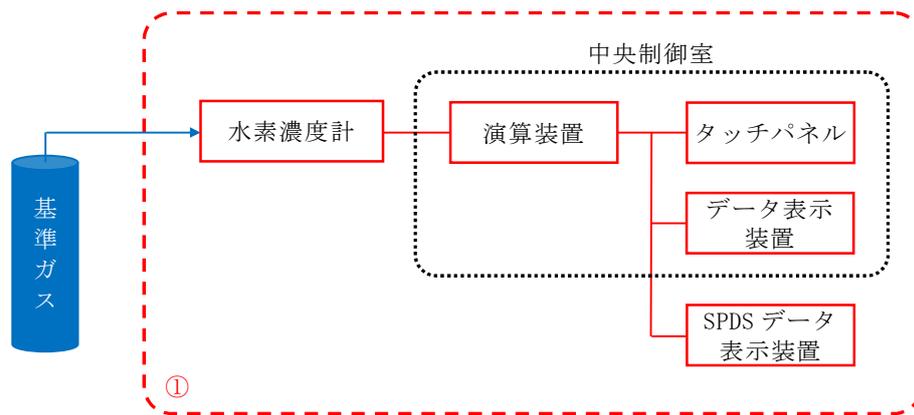
- ① 検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）  
 ② 演算装置に模擬入力を与え，演算装置からタッチパネル，データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-7 図 温度計の試験及び検査



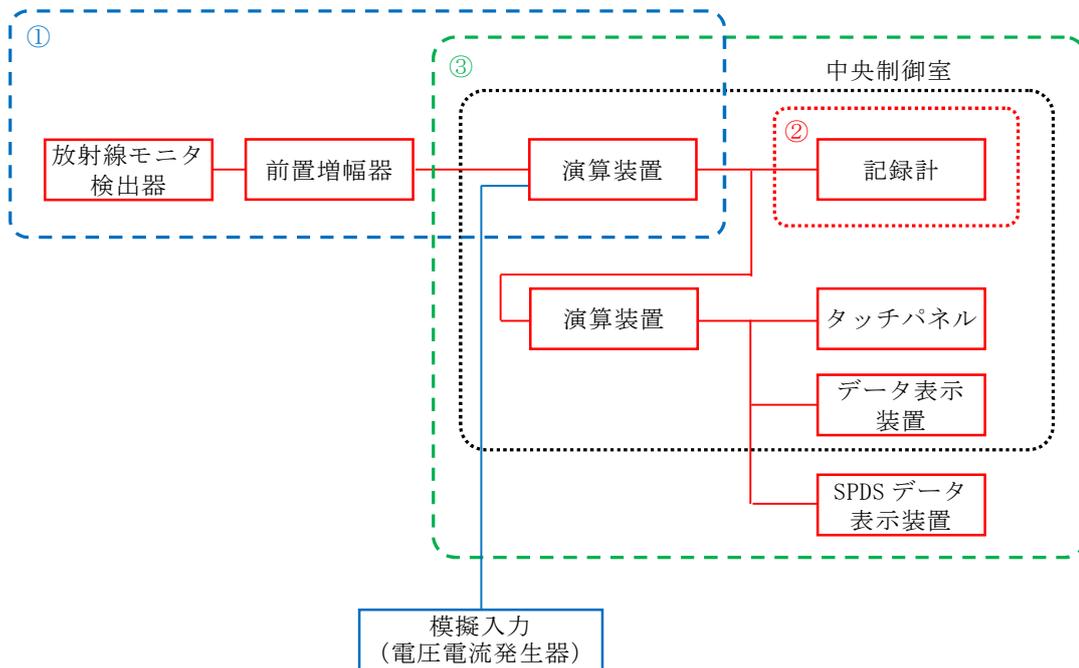
- ① 基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室（タッチパネル，データ表示装置）並びに SPDS データ表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58-5-8 図 水素及び酸素濃度計の試験及び検査



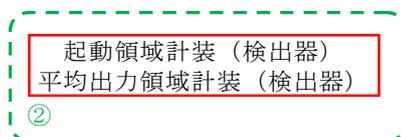
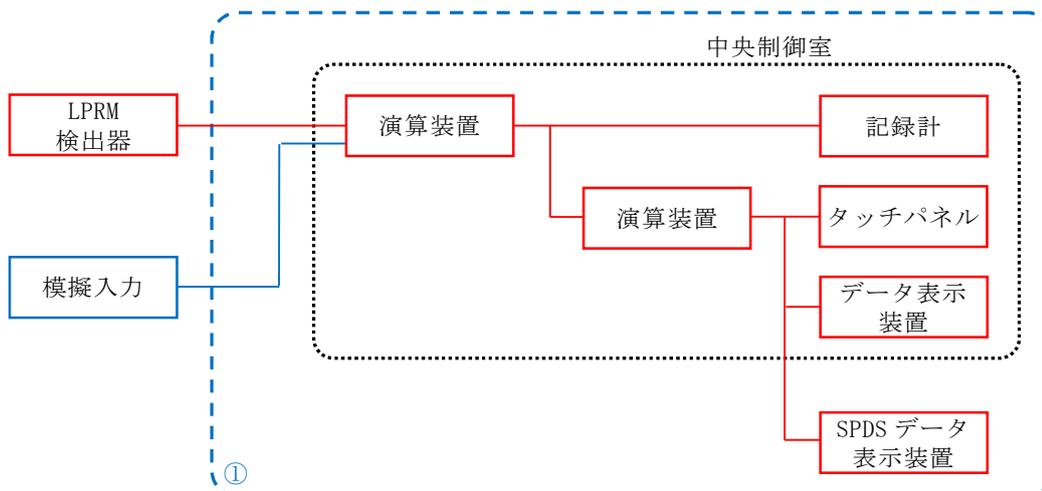
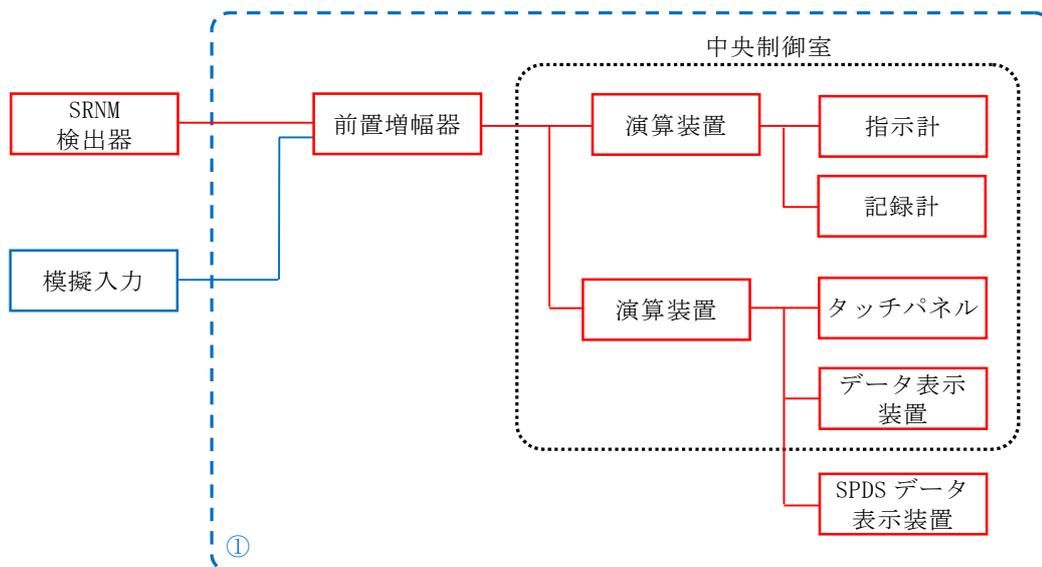
①基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室（タッチパネル、データ表示装置）並びに SPDS データ表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58-5-9 図 水素濃度計の試験及び検査



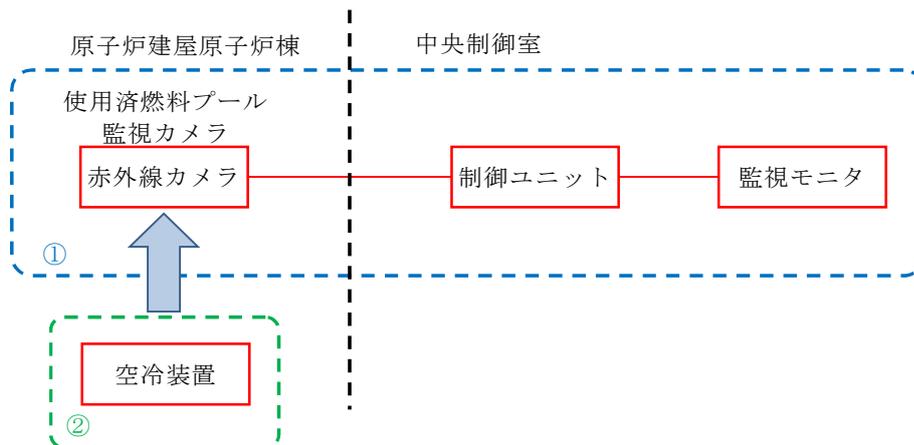
①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）  
 ②記録計にて模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）  
 ③演算装置に模擬入力を与え、演算装置から記録計、タッチパネル、データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-10 放射線量率計の試験及び検査



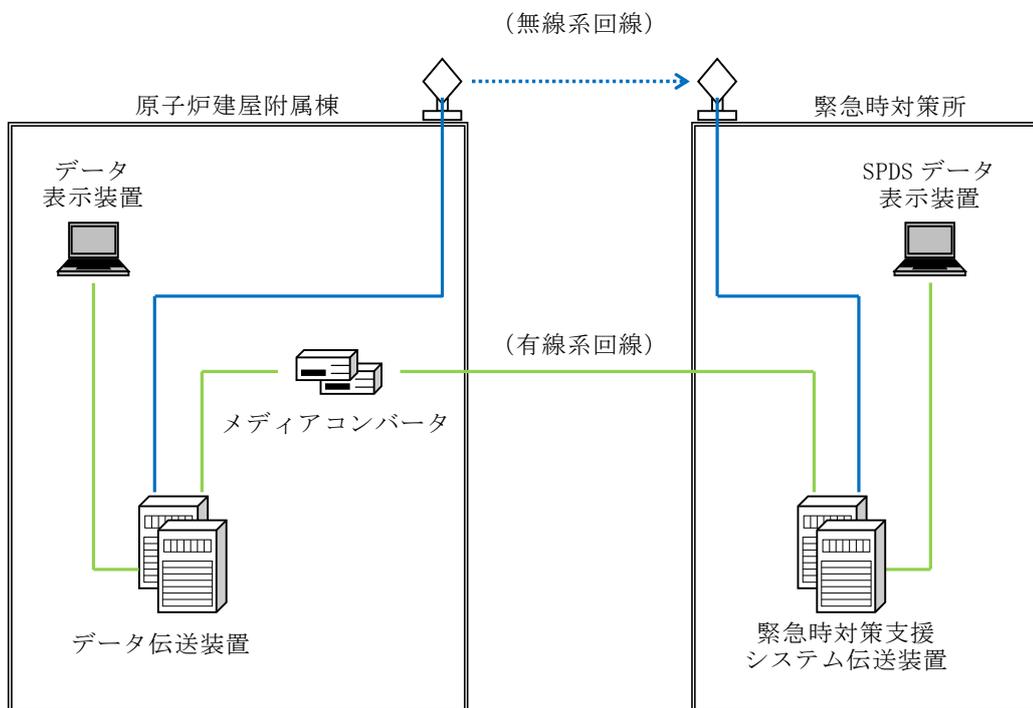
- ①計測機器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに計測機器から記録計，タッチパネル，データ表示装置（中央制御室）及び SPDS データ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58-5-11 図 原子炉出力の試験及び検査



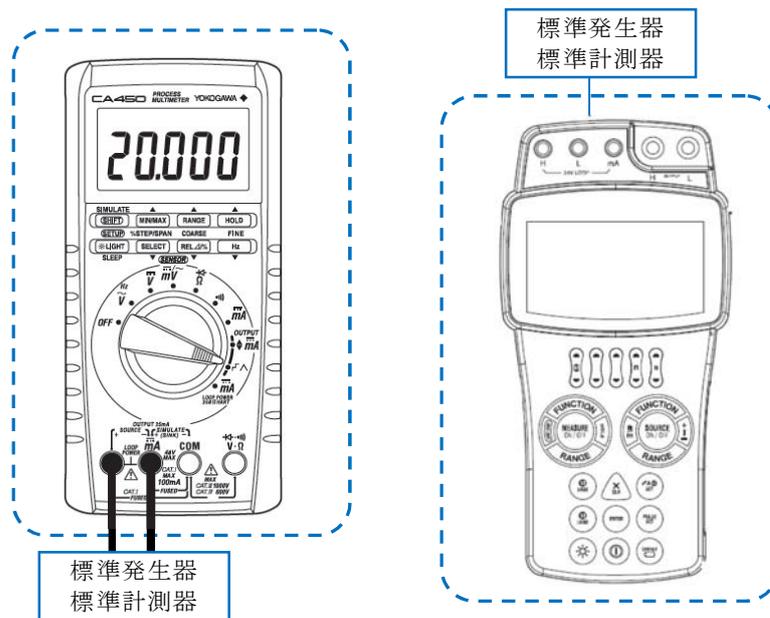
- ①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

第 58-5-12 図 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査



※試験区間：中央制御室 ～ 緊急時対策所

第 58-5-13 図 データ伝送装置，データ表示装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS データ表示装置の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検・検査）

第 58-5-14 図 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) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (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、発電用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 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力）、温度（代替循環冷却系ポンプ入口温度、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度）及び流量（高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレー系系統流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

## 2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（SA））及び水位（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域））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。

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

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力）、温度（ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度）、酸素

濃度（格納容器内酸素濃度（SA））及び水素濃度（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。

原子炉格納容器本体内の温度（格納容器下部水温）を計測する装置は、格納容器破損及びデブリ落下・堆積を検知して、その検知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（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

#### 2.6 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（サプレッション・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、溶融炉心の冷却に必要な水深があることを計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

#### 2.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、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、格納容器内の放射線量率（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C））、フィルタ装置出口の放射線量率（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））、耐圧強化ベント系の放射線量率（耐圧強化ベント系放射線モニタ）及び使用済燃料プールの放射線量率（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（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、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置入口水素濃度、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）、代替淡水貯槽水位、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA））、使用済燃料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。

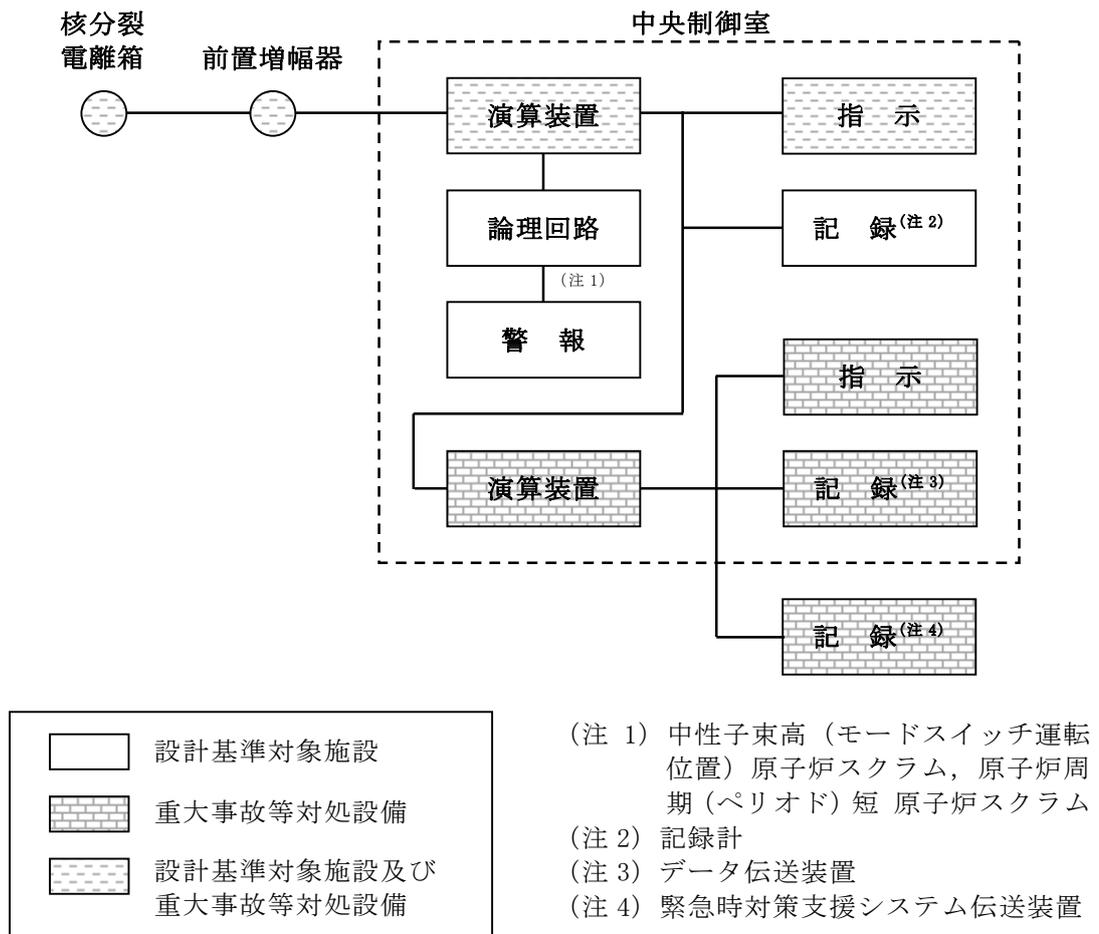
### 3. 計測装置の構成

#### 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) 起動領域計装

起動領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し、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。(第58-6-1 図「起動領域計装の概略構成図」参照。)

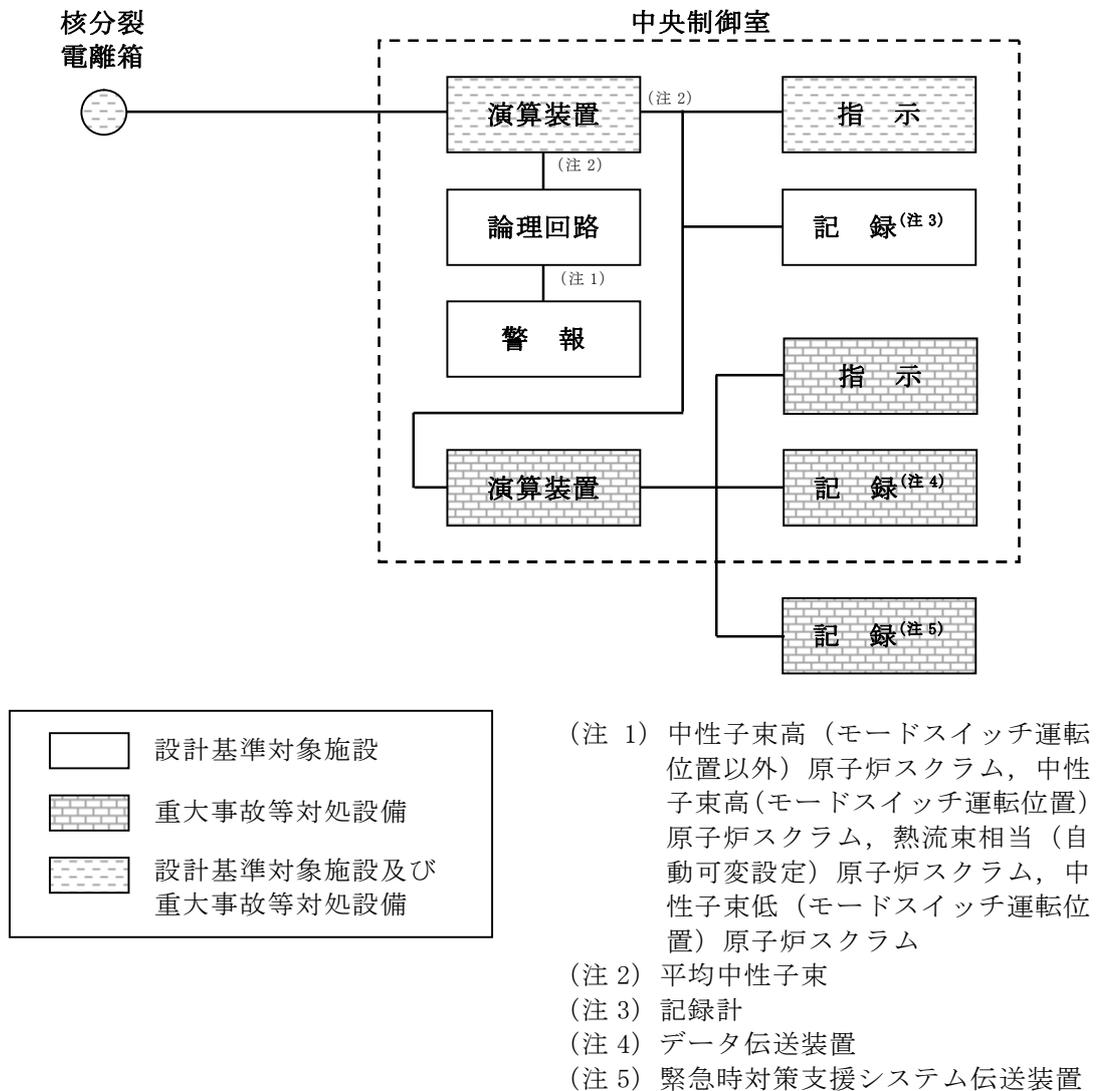


第 58-6-1 図 起動領域計装の概略構成図

### 3.1.2 出力領域計測装置

#### (1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からの電流信号を、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。(第 58-6-2 図「平均出力領域計装の概略構成図」参照。)



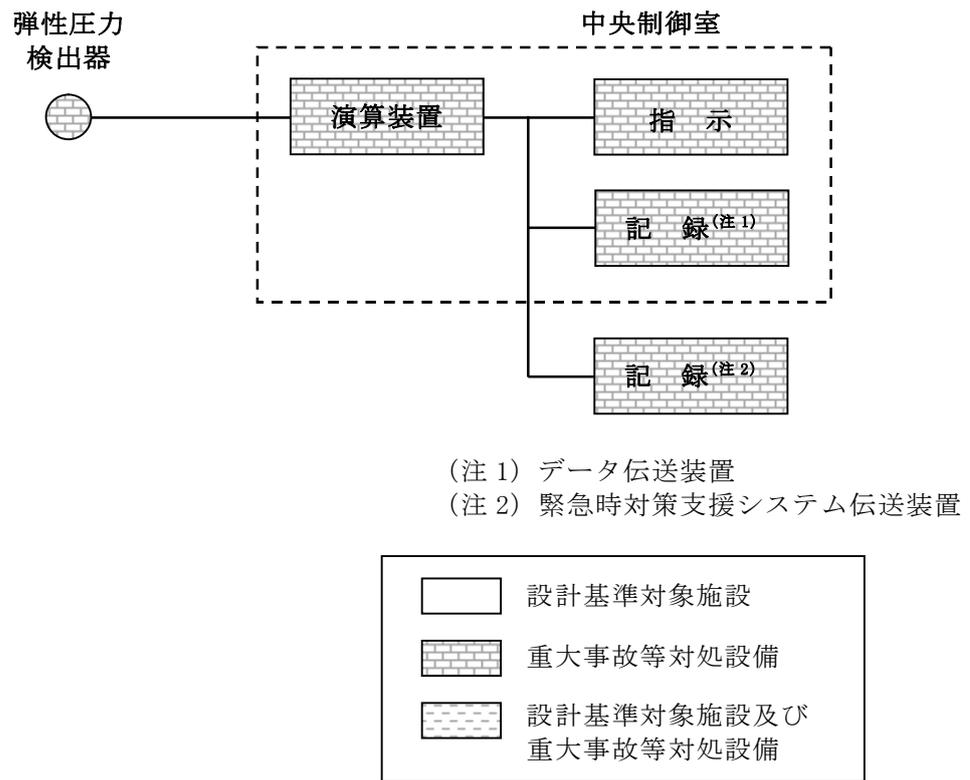
第 58-6-2 図 平均出力領域計装の概略構成図

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

3.2.1 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

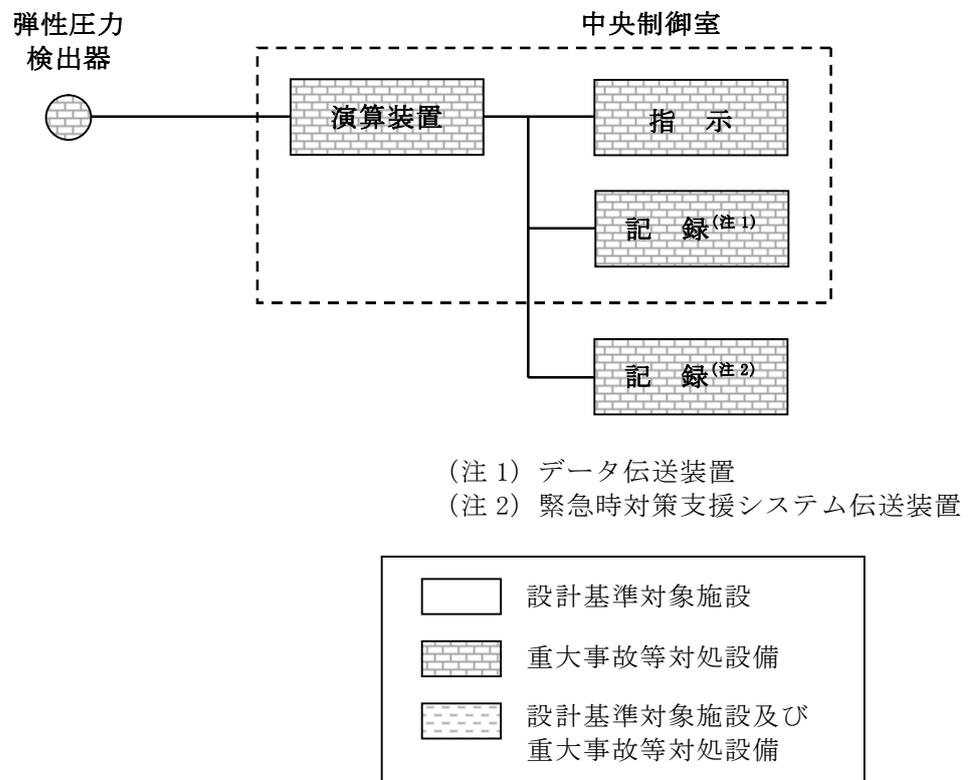
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-3 図「常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-3 図 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

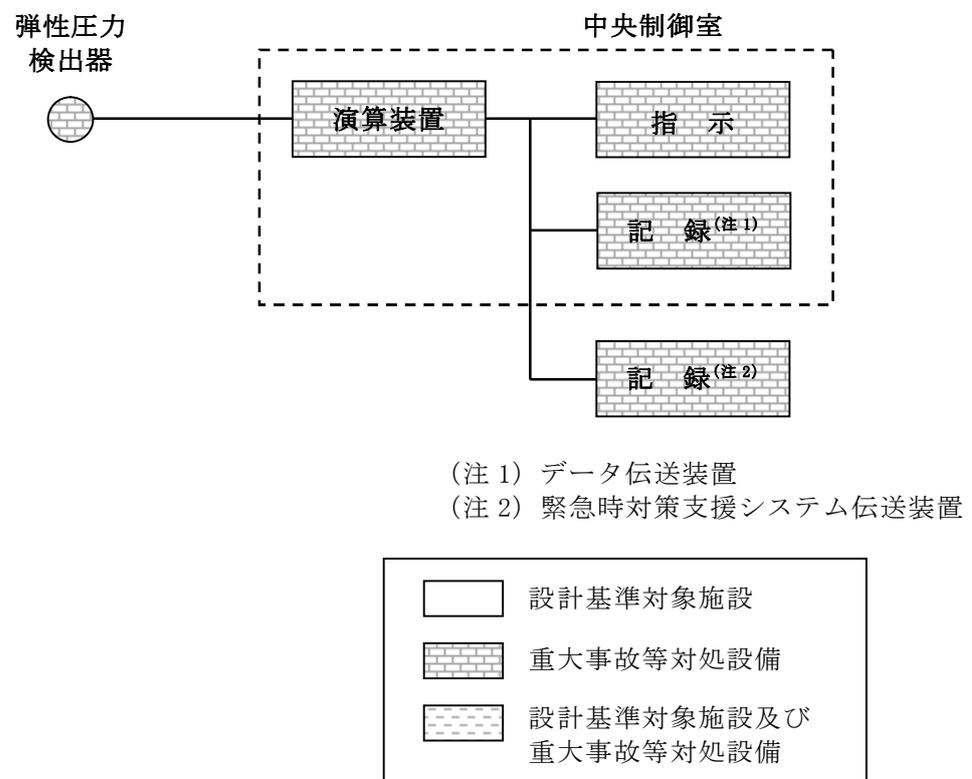
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-4 図「常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-4 図 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(3) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

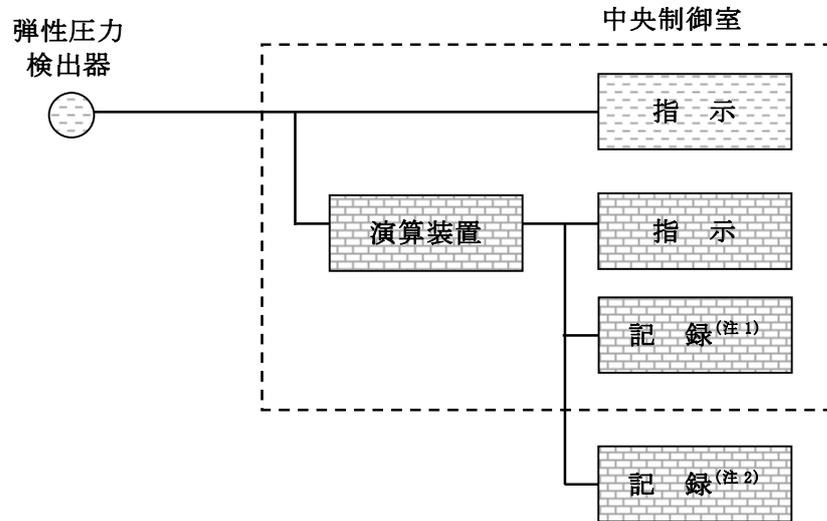
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-5 図「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



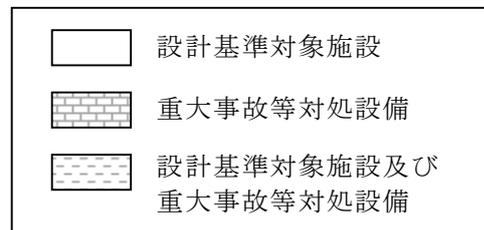
第 58-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

原子炉隔離時冷却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、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-6 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



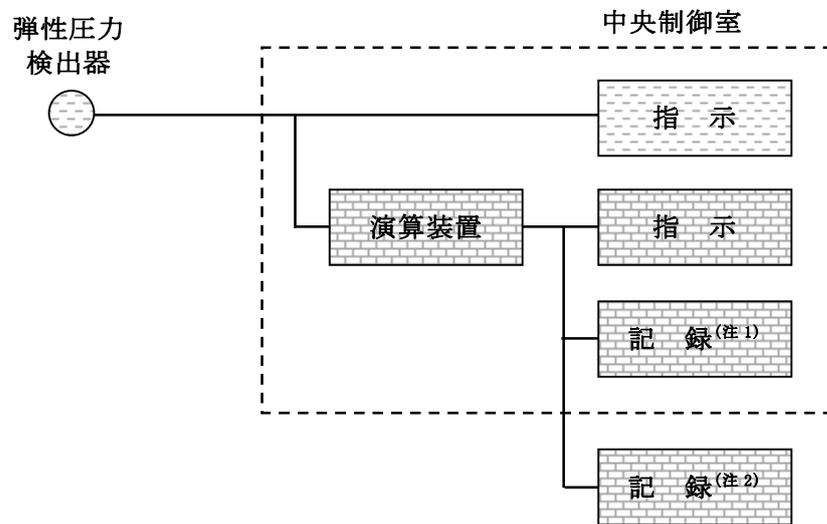
(注 1) データ伝送装置  
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



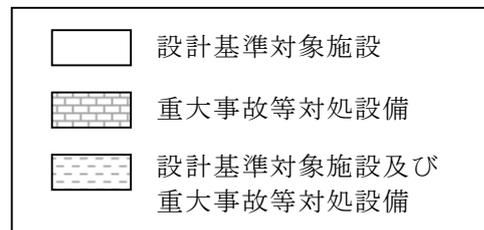
第 58-6-6 図 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(5) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ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，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-7 図「高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) データ伝送装置  
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

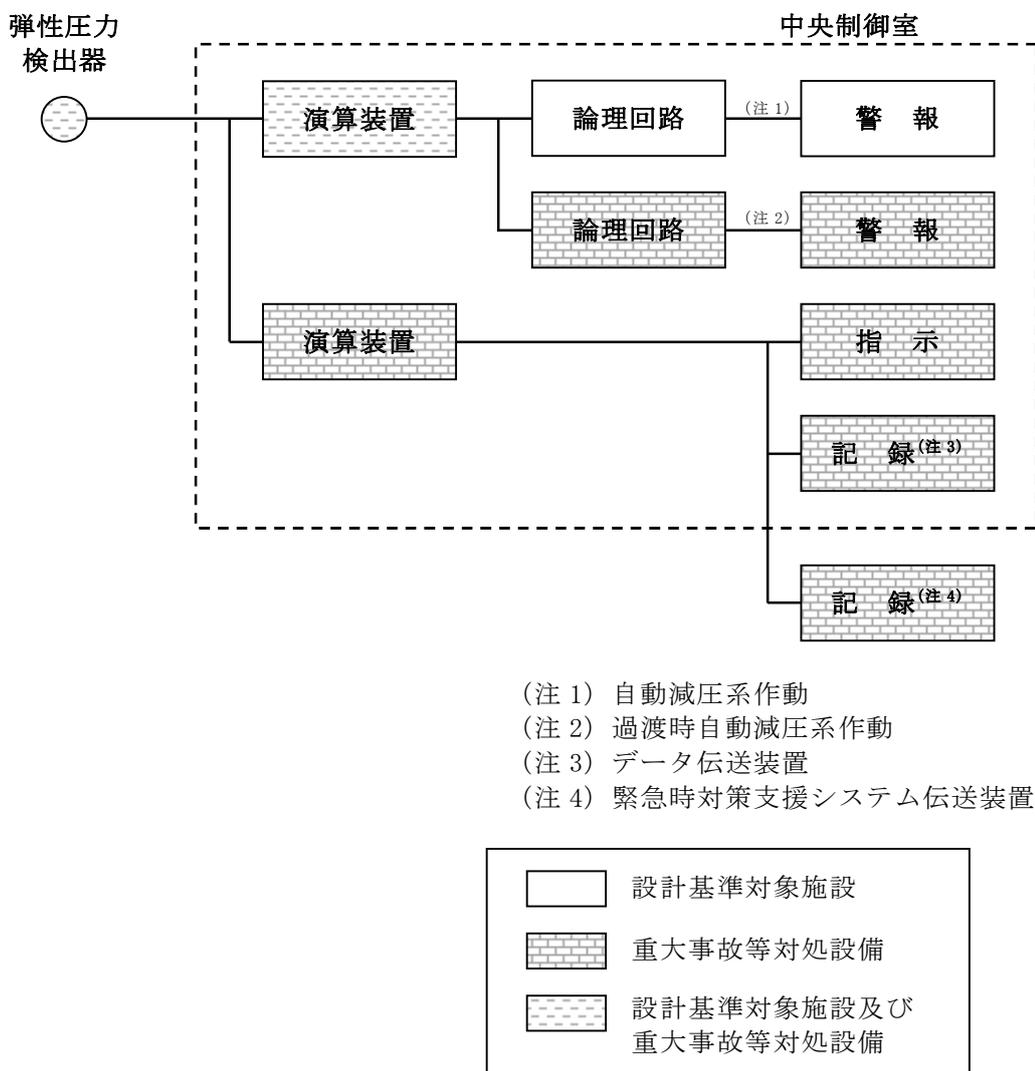


第 58-6-7 図 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(6) 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、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、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。

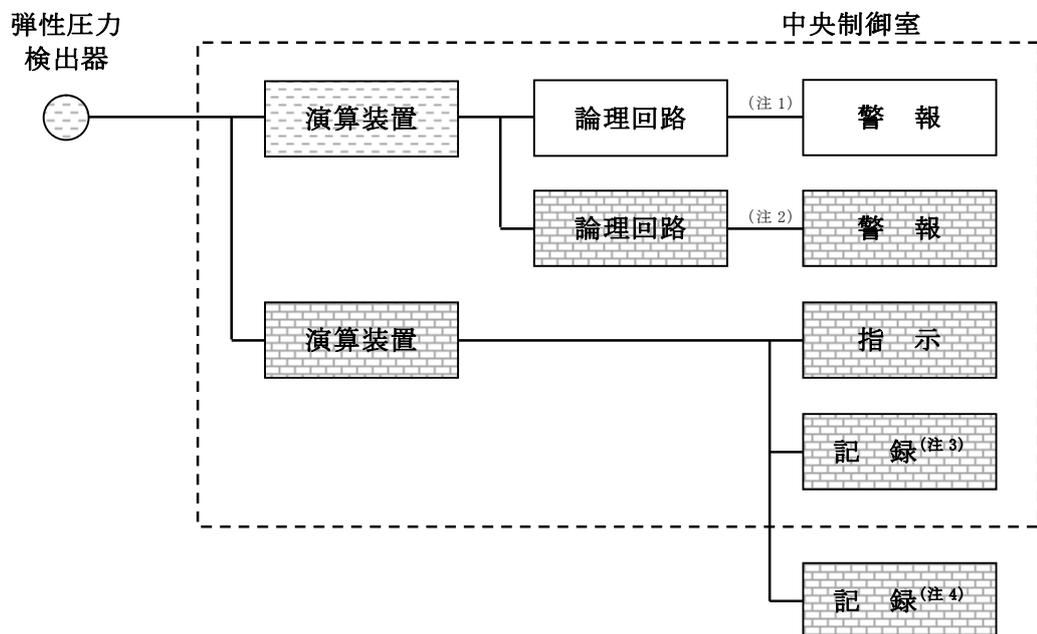
(第 58-6-8 図「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



第 58-6-8 図 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(7) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ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、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-9 図「低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



- (注 1) 自動減圧系作動
- (注 2) 過渡時自動減圧系作動
- (注 3) データ伝送装置
- (注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

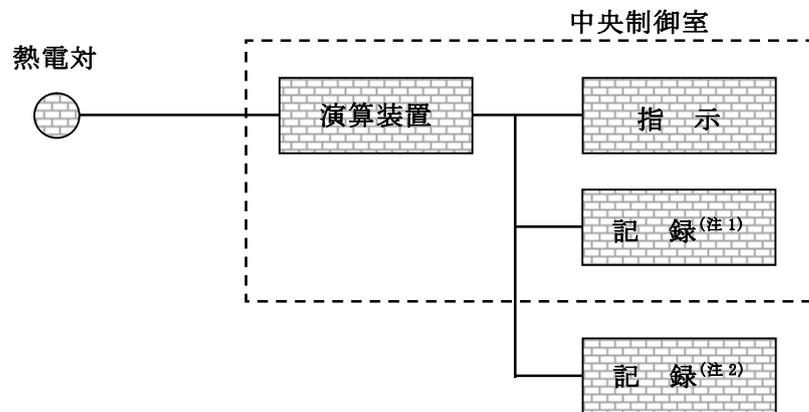


第 58-6-9 図 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

### 3.2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

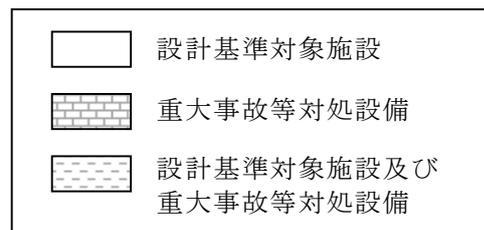
#### (1) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-10 図「代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

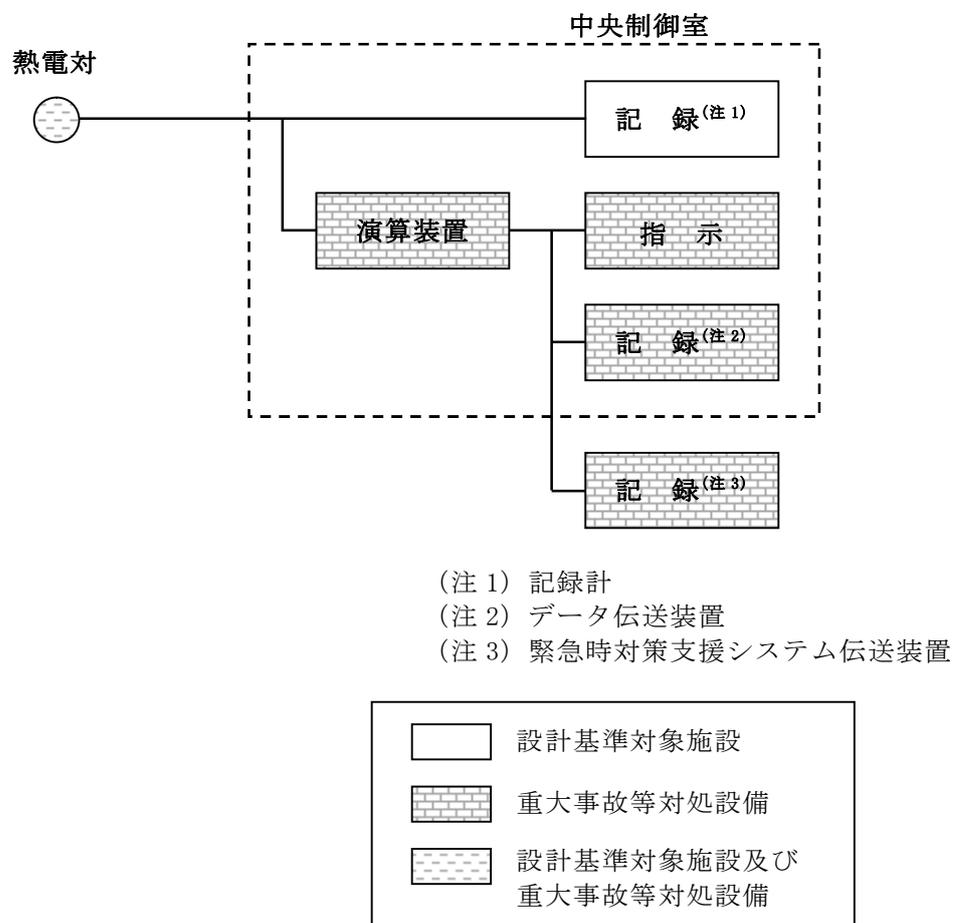
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-10 図 代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器入口温度

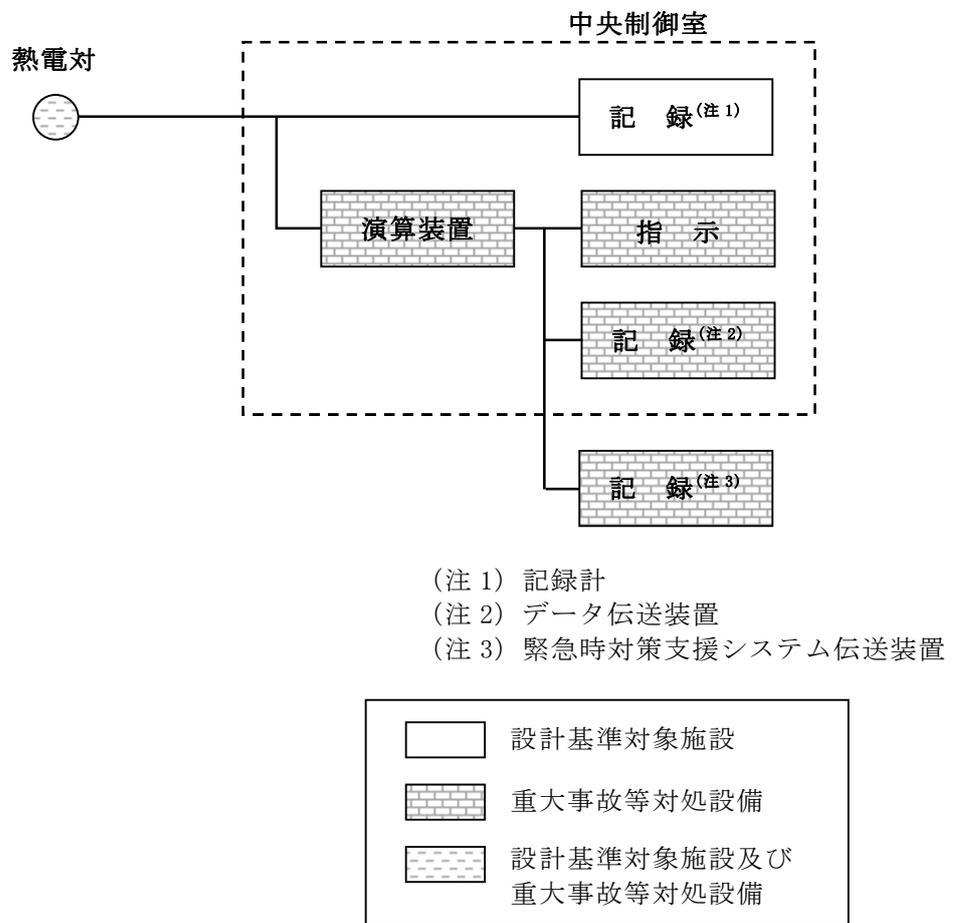
残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-11 図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)



第 58-6-11 図 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(3) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-12 図「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)

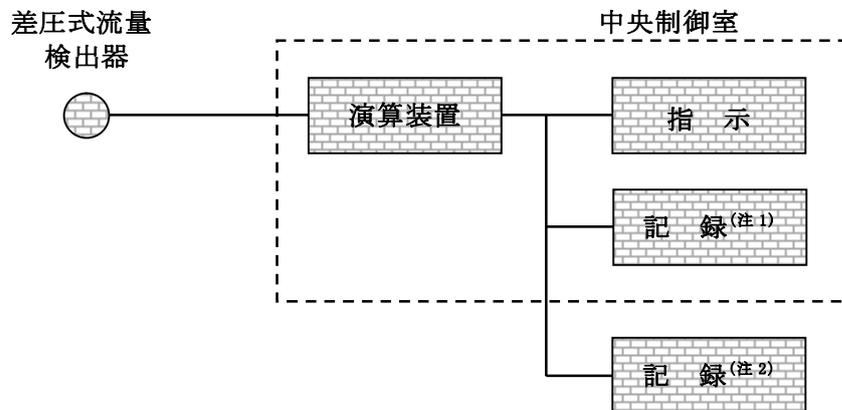


第 58-6-12 図 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

### 3.2.3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

#### (1) 高圧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、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-13 図「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

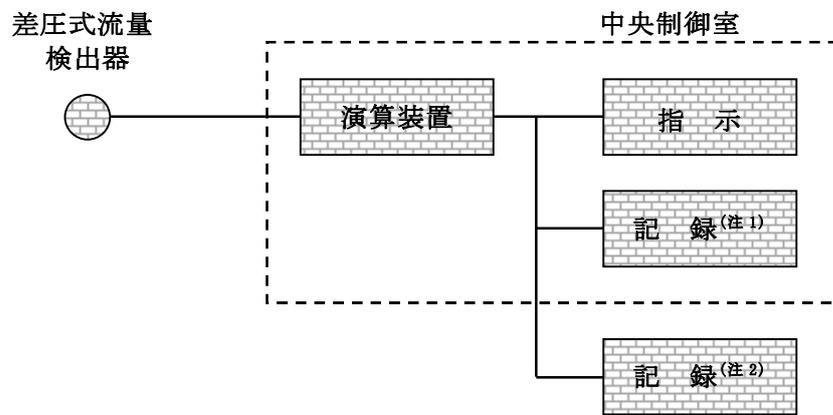
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



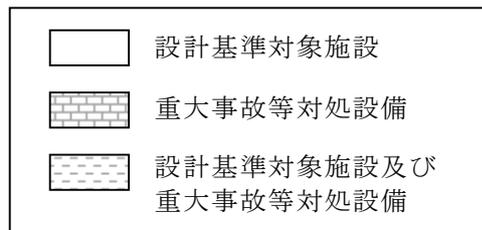
第 58-6-13 図 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(2) 低圧代替注水系原子炉注水流量

低圧代替注水系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-14 図「低圧代替注水系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)



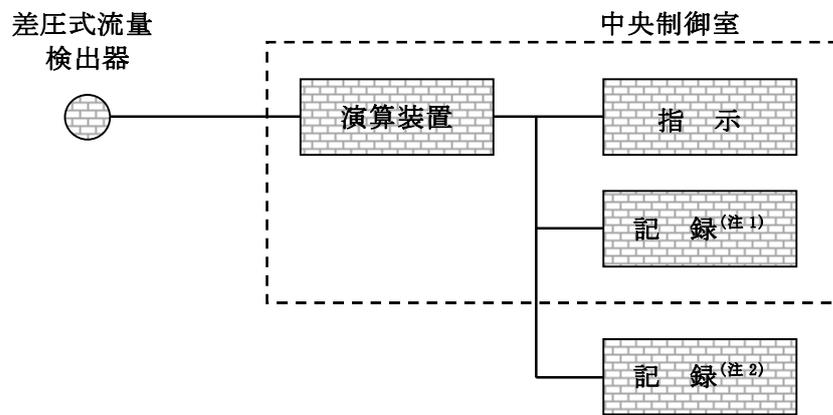
(注 1) データ伝送装置  
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



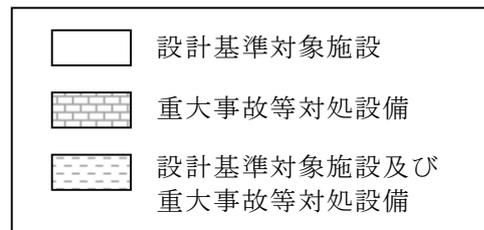
第 58-6-14 図 低圧代替注水系原子炉注水流量の概略構成図

(3) 代替循環冷却系原子炉注水流量

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



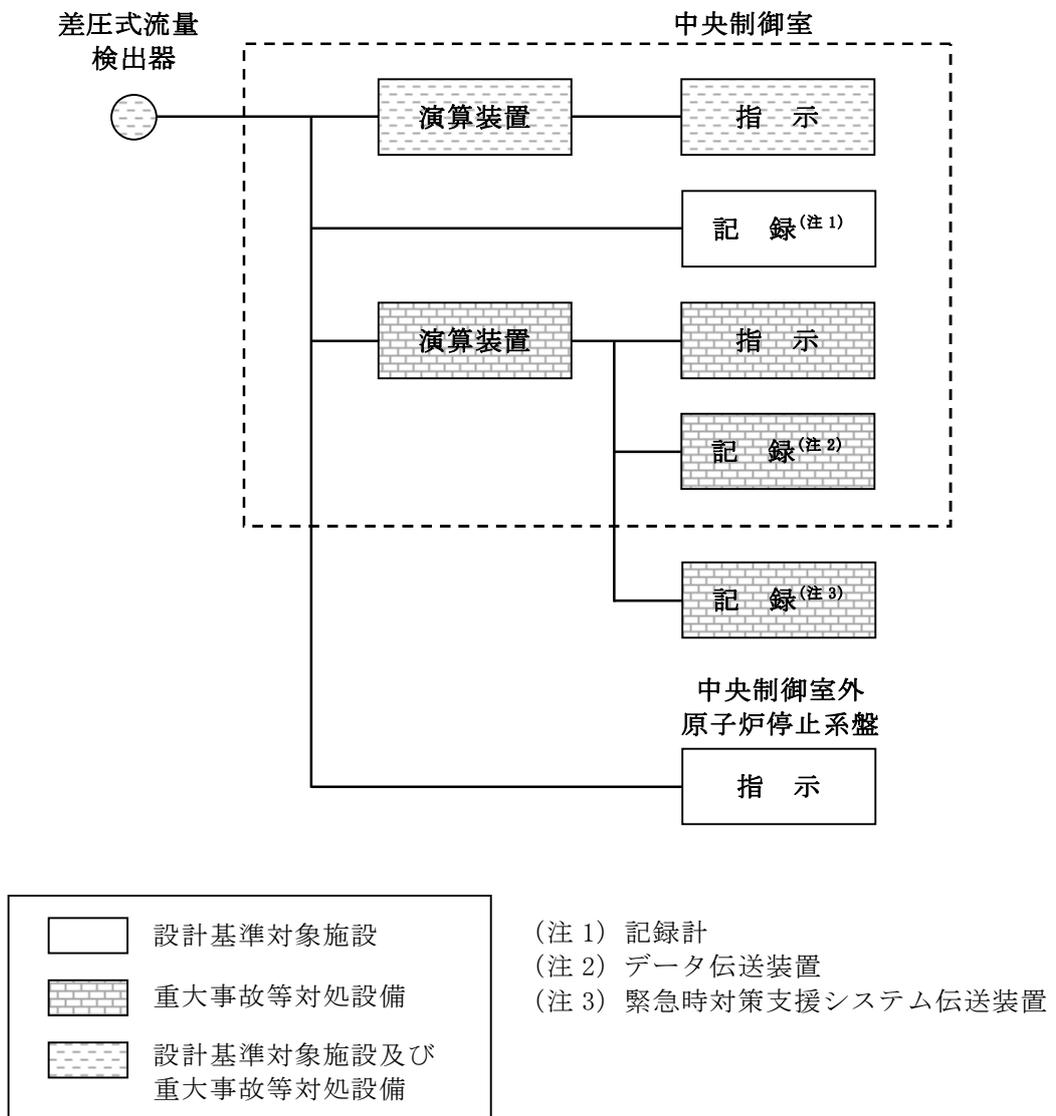
(注 1) データ伝送装置  
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-15 図 代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

(4) 原子炉隔離時冷却系系統流量

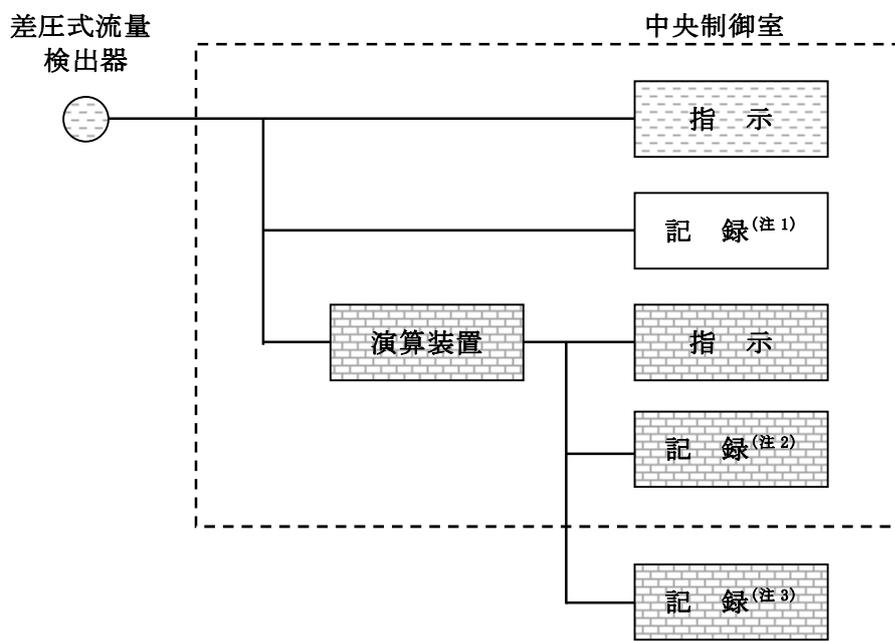
原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-16 図「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。）



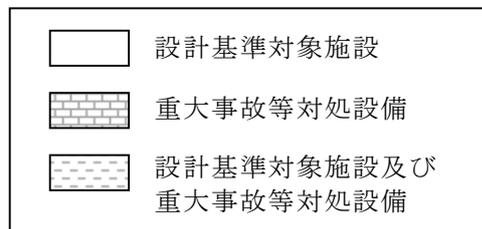
第 58-6-16 図 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(5) 高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は，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，高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-17 図「高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。）



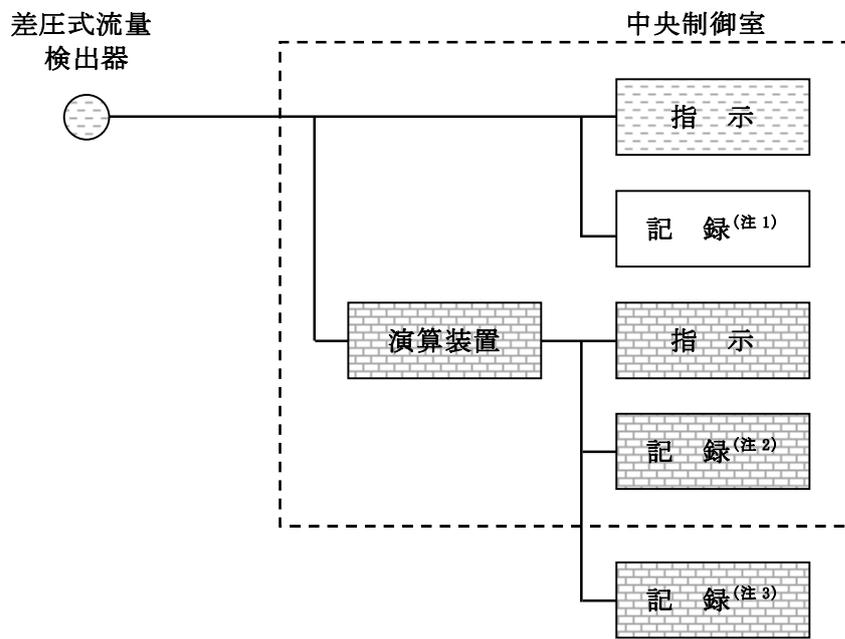
- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



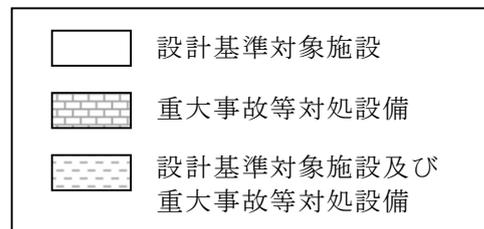
第 58-6-17 図 高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

(6) 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象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，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-18 図「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。)



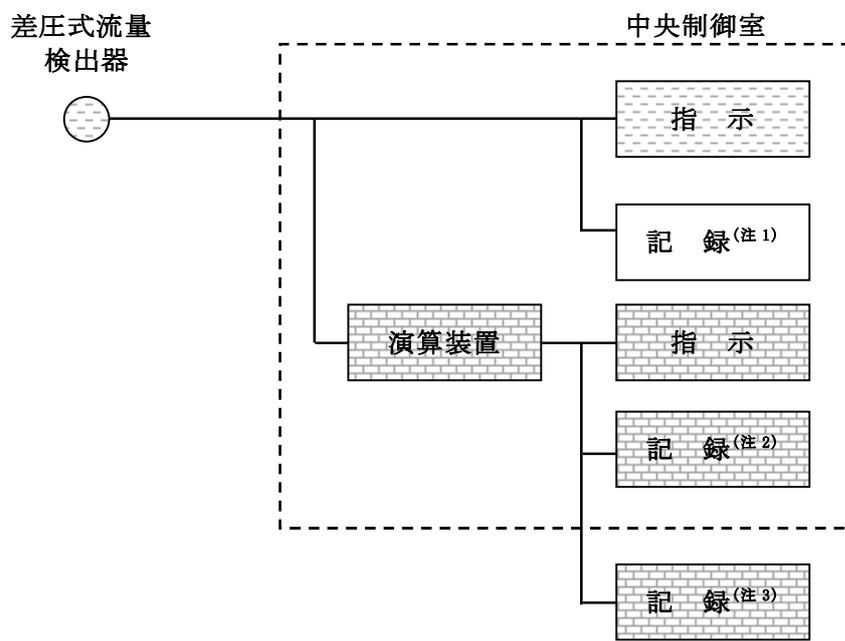
- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



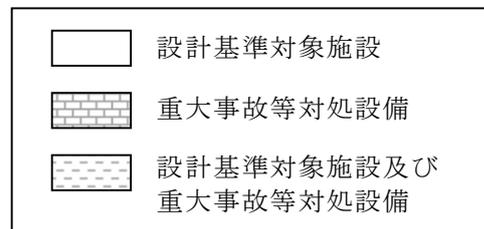
第 58-6-18 図 残留熱除去系系統流量の概略構成図

(7) 低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は，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，低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-19 図「低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。）



- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



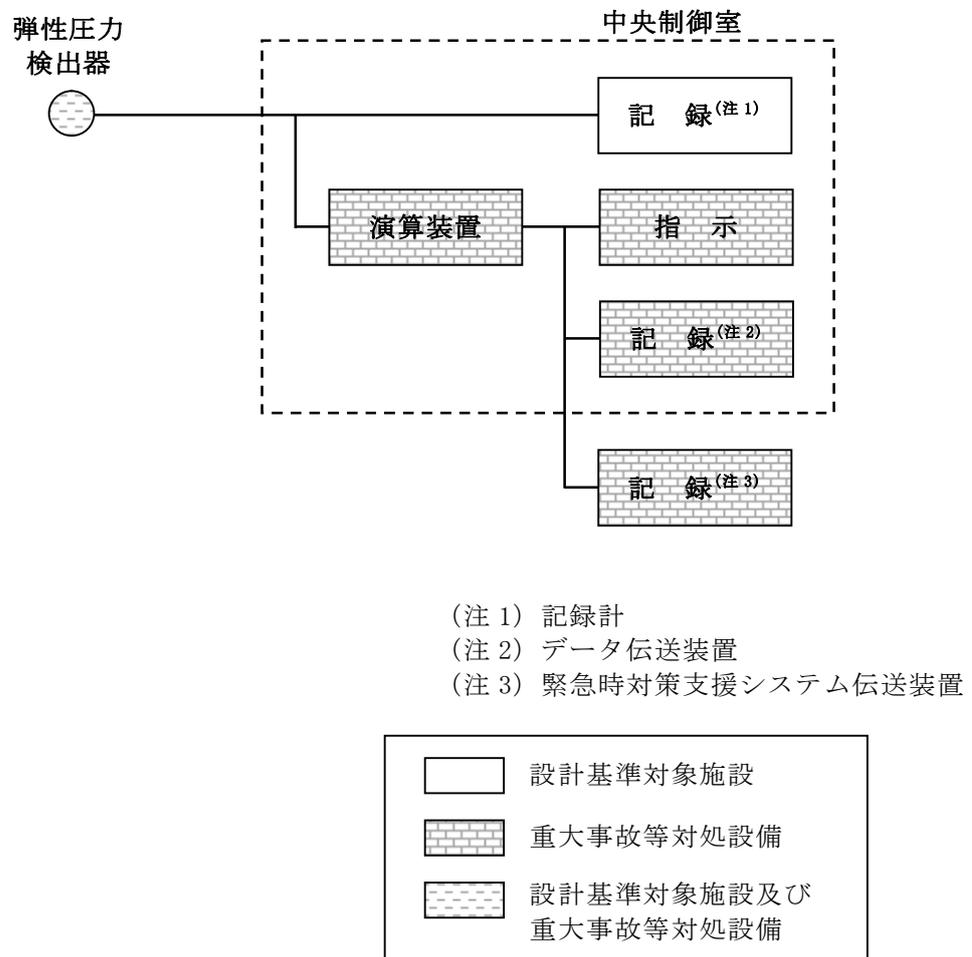
第 58-6-19 図 低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

### 3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

#### 3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

##### (1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-20 図「原子炉圧力の概略構成図」参照。)

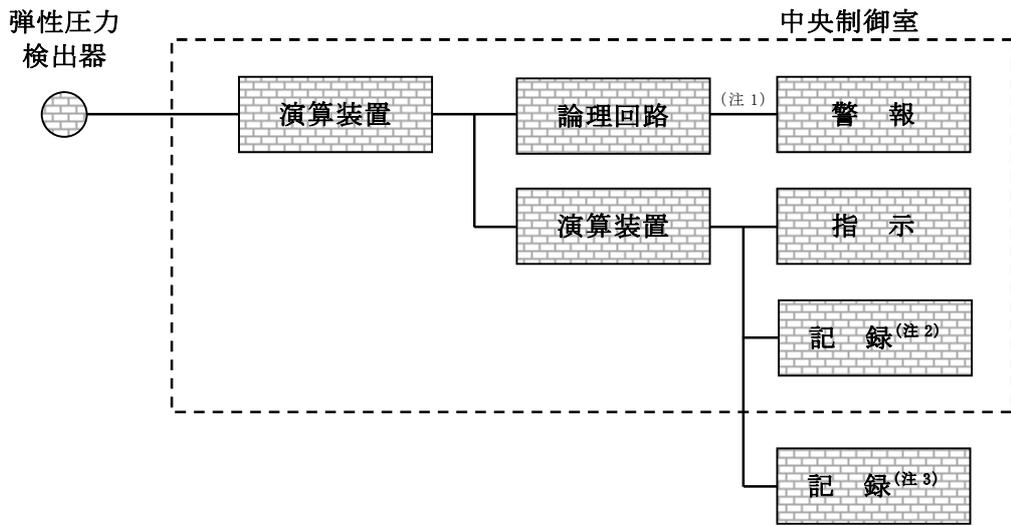


第 58-6-20 図 原子炉圧力の概略構成図

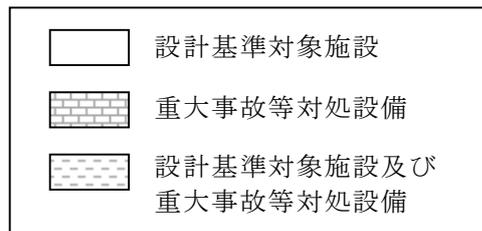
(2) 原子炉圧力 (SA)

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、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。

(第 58-6-21 図「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」参照。)



- (注 1) 代替制御棒挿入
- (注 1) 代替原子炉再循環ポンプトリップ
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

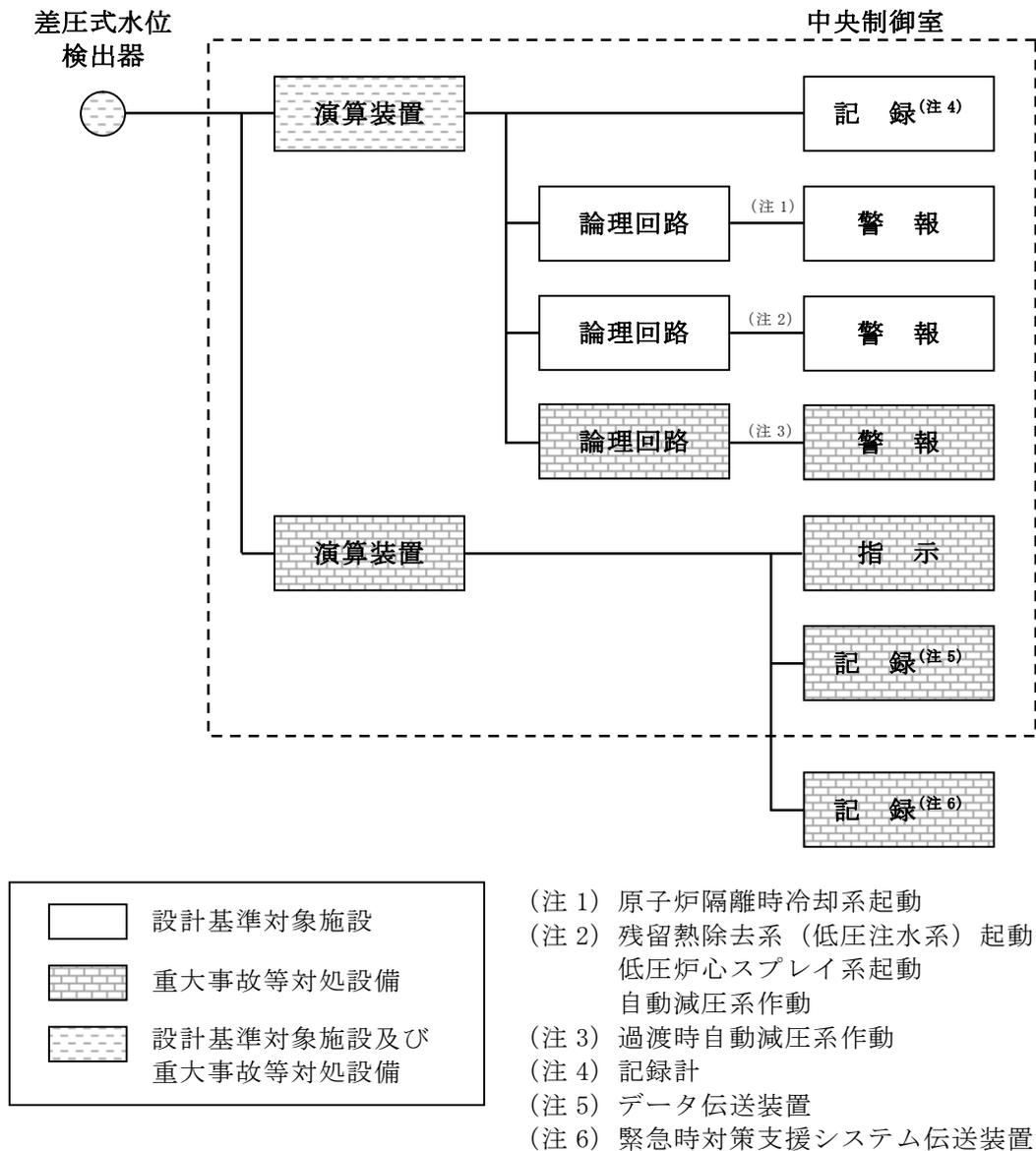


第 58-6-21 図 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

### 3.3.2 原子炉圧力容器本体内の水位

#### (1) 原子炉水位（広帯域）

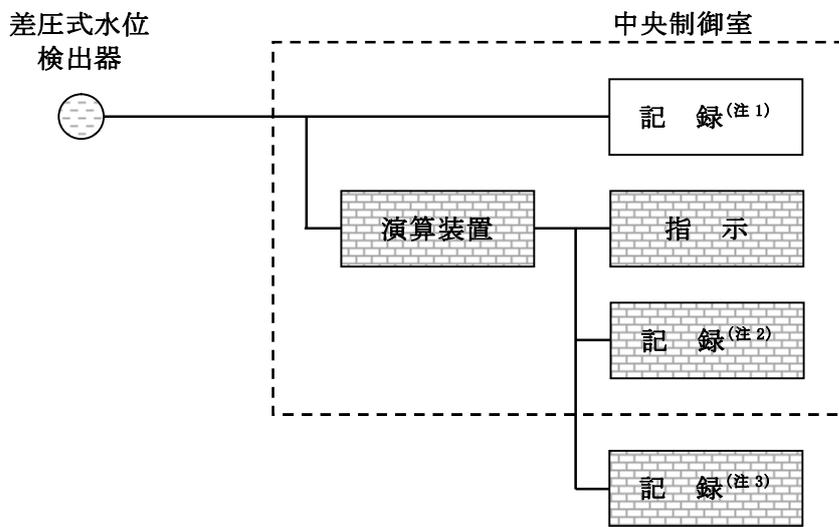
原子炉水位（広帯域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-22 図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



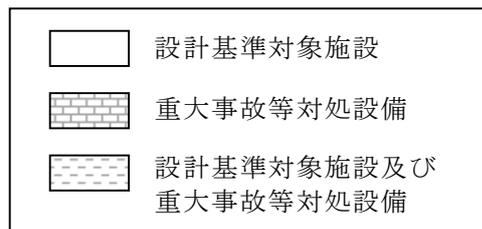
第 58-6-22 図 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(2) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設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（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-23 図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）



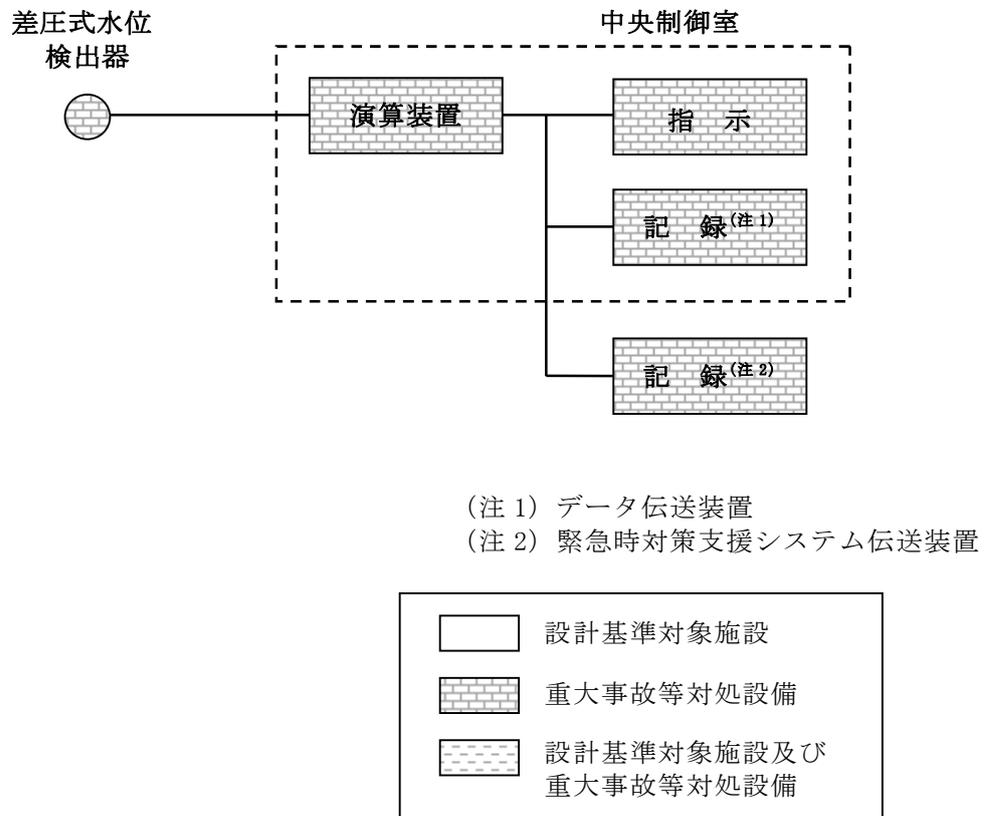
- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-23 図 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3) 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域)

原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) 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 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) の検出信号は, 差圧式水位検出器からの電流信号を, 演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後, 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) を中央制御室に指示し, 記録する。(第 58-6-24 図「原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図」参照。)



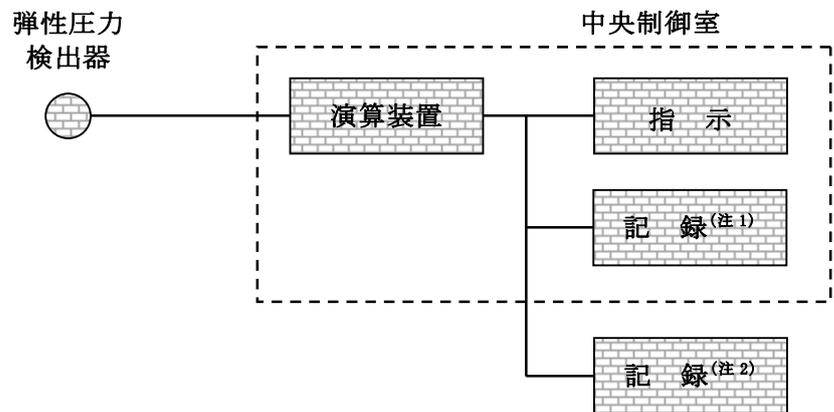
第 58-6-24 図 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図

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

3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) ドライウエル圧力

ドライウエル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウエル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウエル圧力を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-25 図「ドライウエル圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

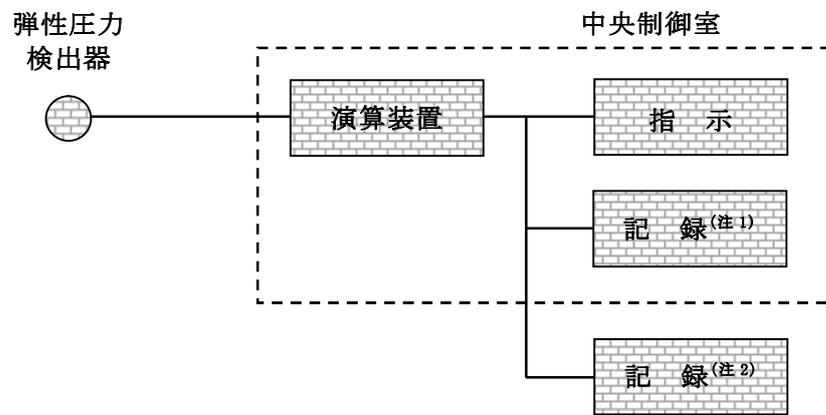
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-25 図 ドライウエル圧力の概略構成図

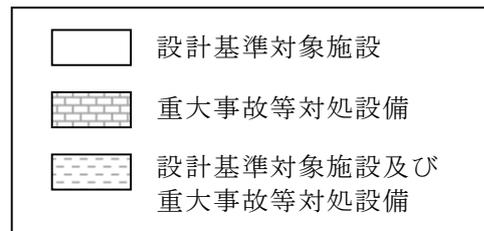
(2) サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-26 図「サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

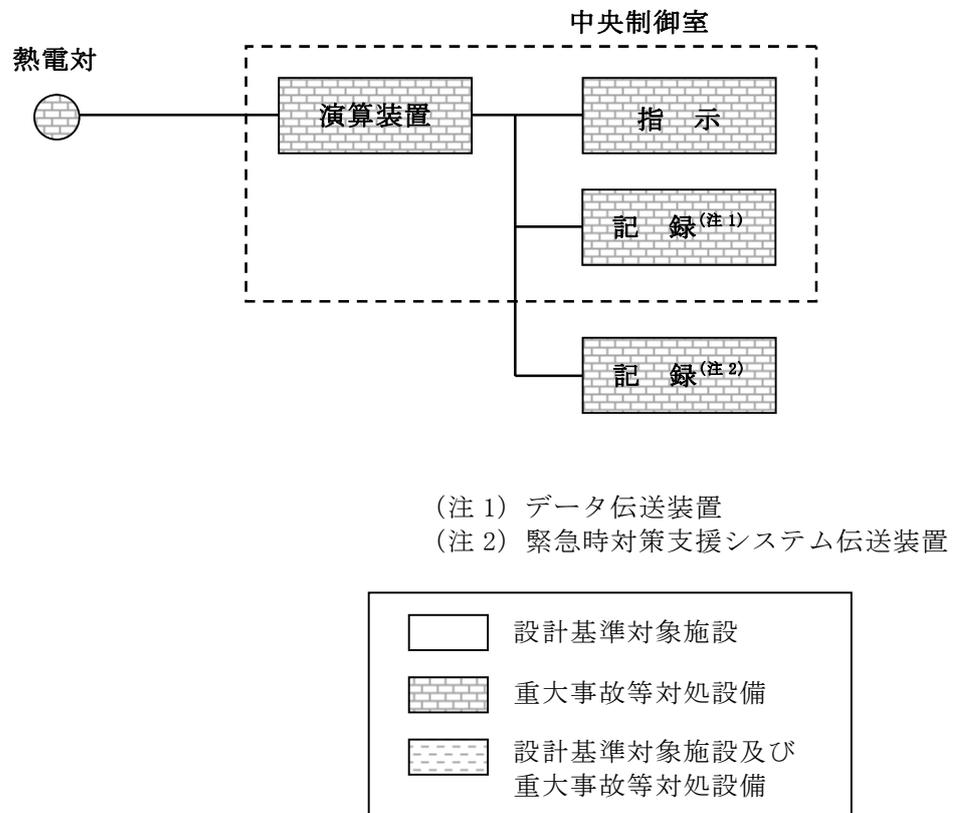


第 58-6-26 図 サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

### 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

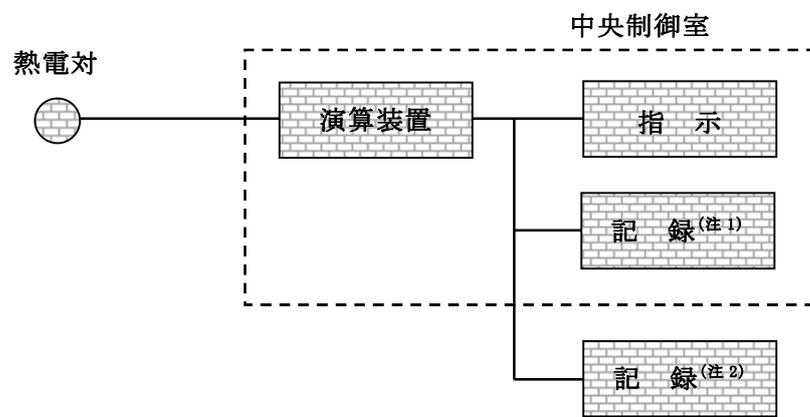
ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-27 図「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。)



第 58-6-27 図 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・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は、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・チェンバ雰囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-28 図「サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」参照。)



(注1) データ伝送装置

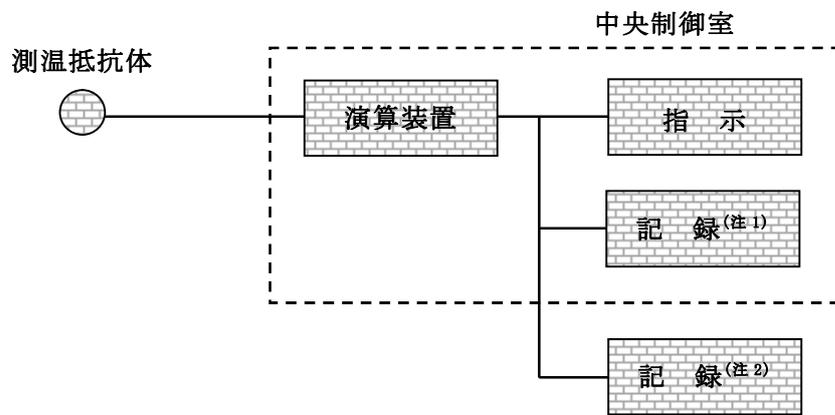
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-28 図 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

(3) サプレッション・プール水温度

サプレッション・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・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-29 図「サプレッション・プール水温度の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

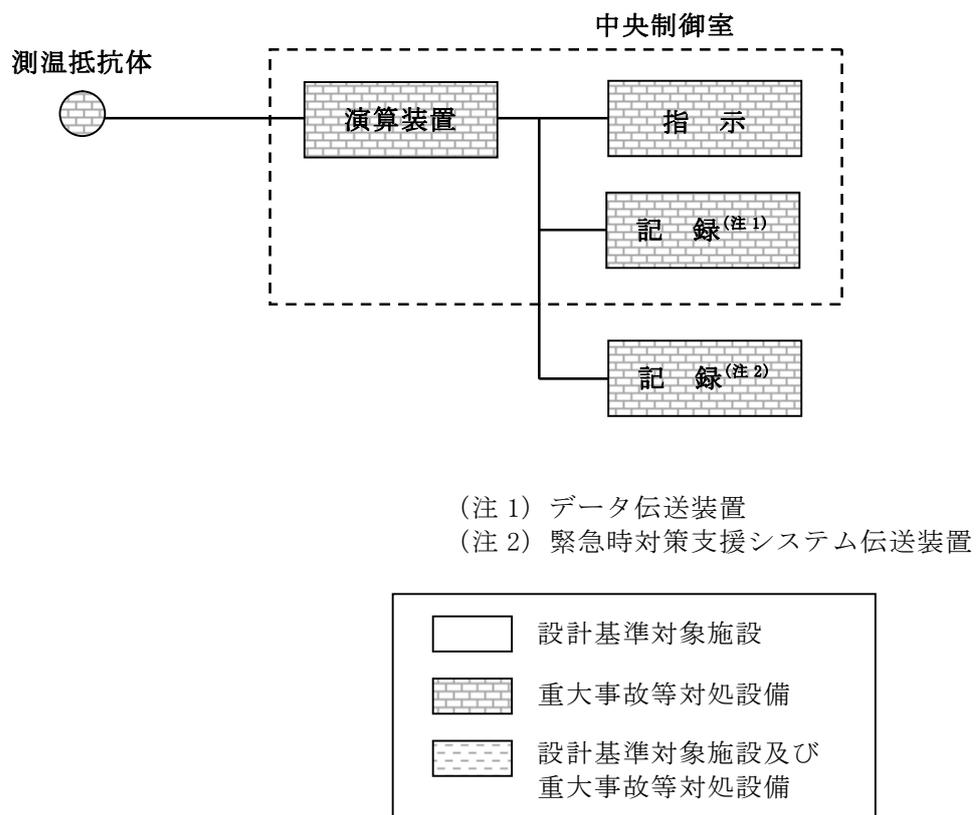
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-29 図 サプレッション・プール水温度の概略構成図

(4) 格納容器下部水温

格納容器下部水温は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水温の検出信号は，测温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，格納容器下部水温を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-30 図「格納容器下部水温の概略構成図」参照。）

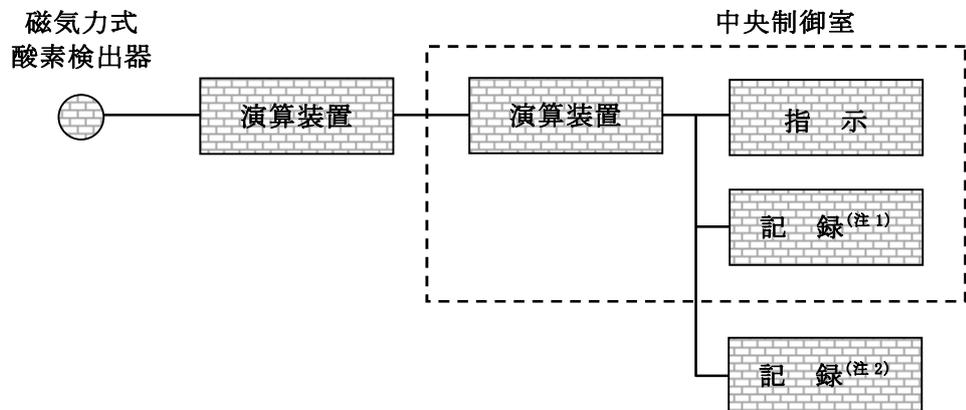


第 58-6-30 図 格納容器下部水温の概略構成図

### 3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

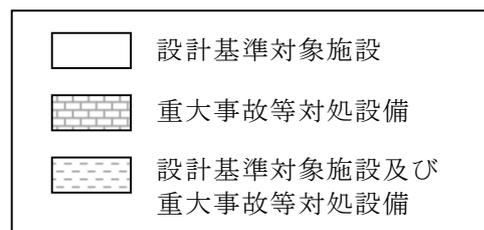
#### (1) 格納容器内酸素濃度 (SA)

格納容器内酸素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度 (SA) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を、演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-31 図「格納容器内酸素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

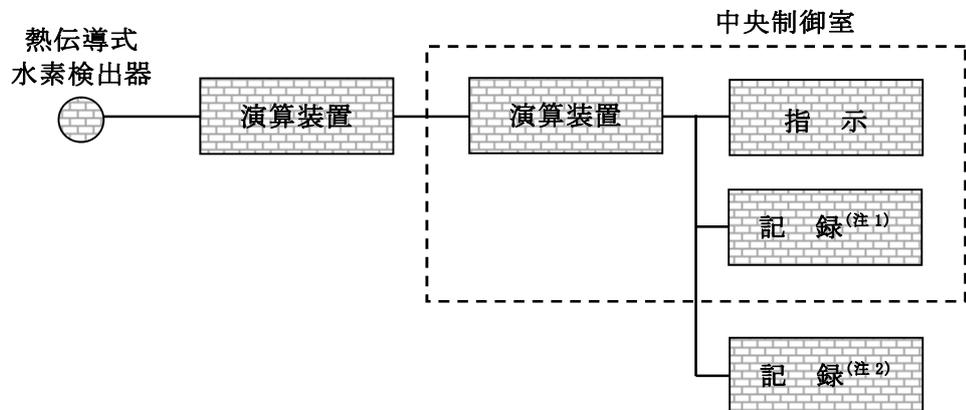


第 58-6-31 図 格納容器内酸素濃度 (SA) の概略構成図

### 3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

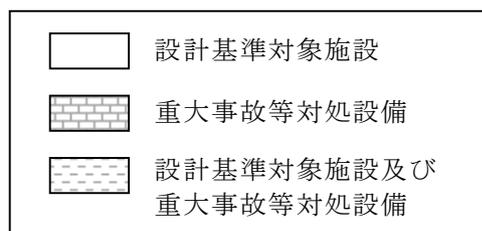
#### (1) 格納容器内水素濃度 (SA)

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、熱伝導式検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-32 図「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

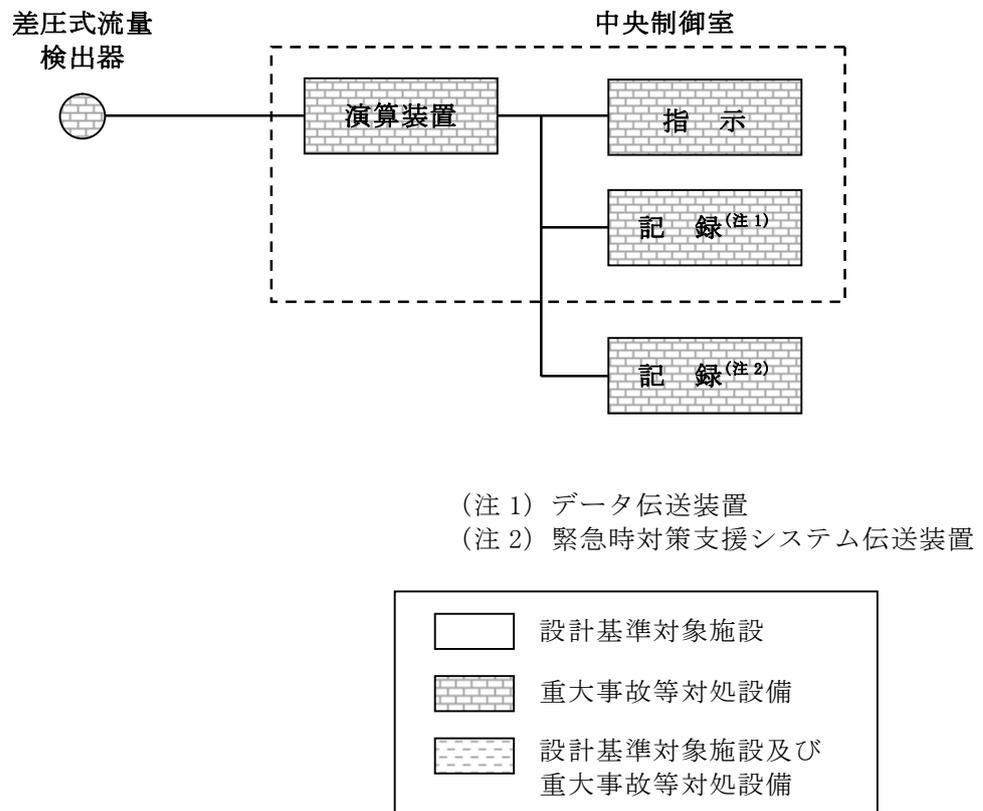


第 58-6-32 図 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

### 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) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量

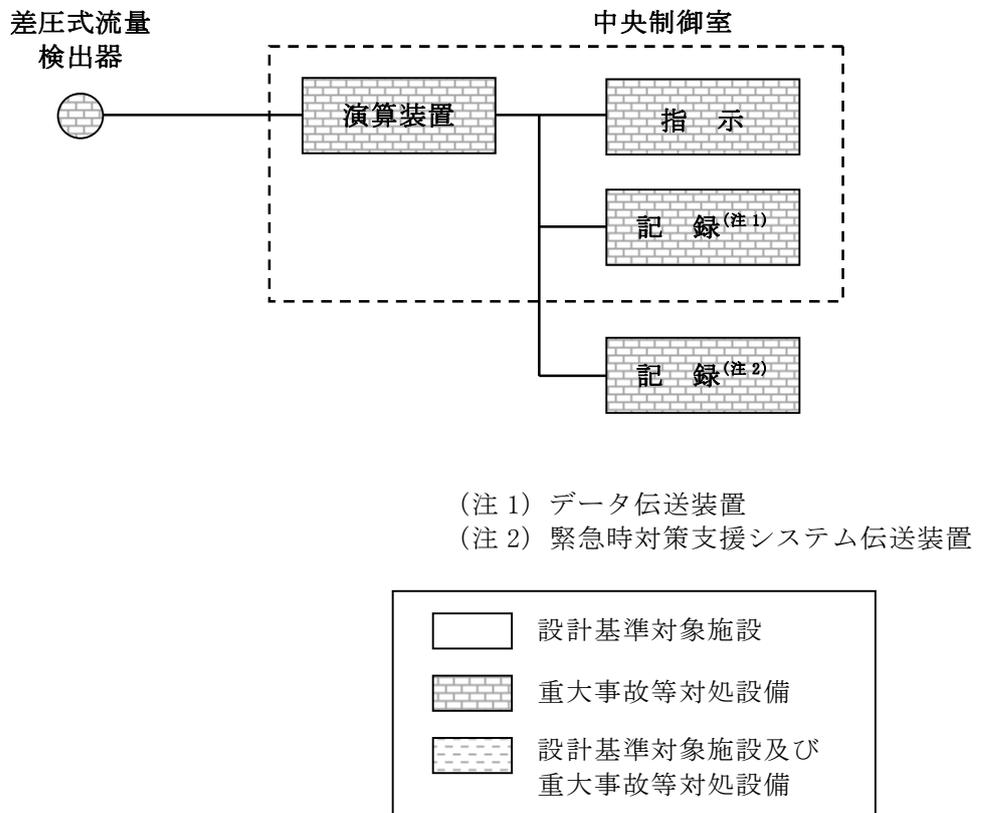
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-33 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。）



第 58-6-33 図 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の概略構成図

(2) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

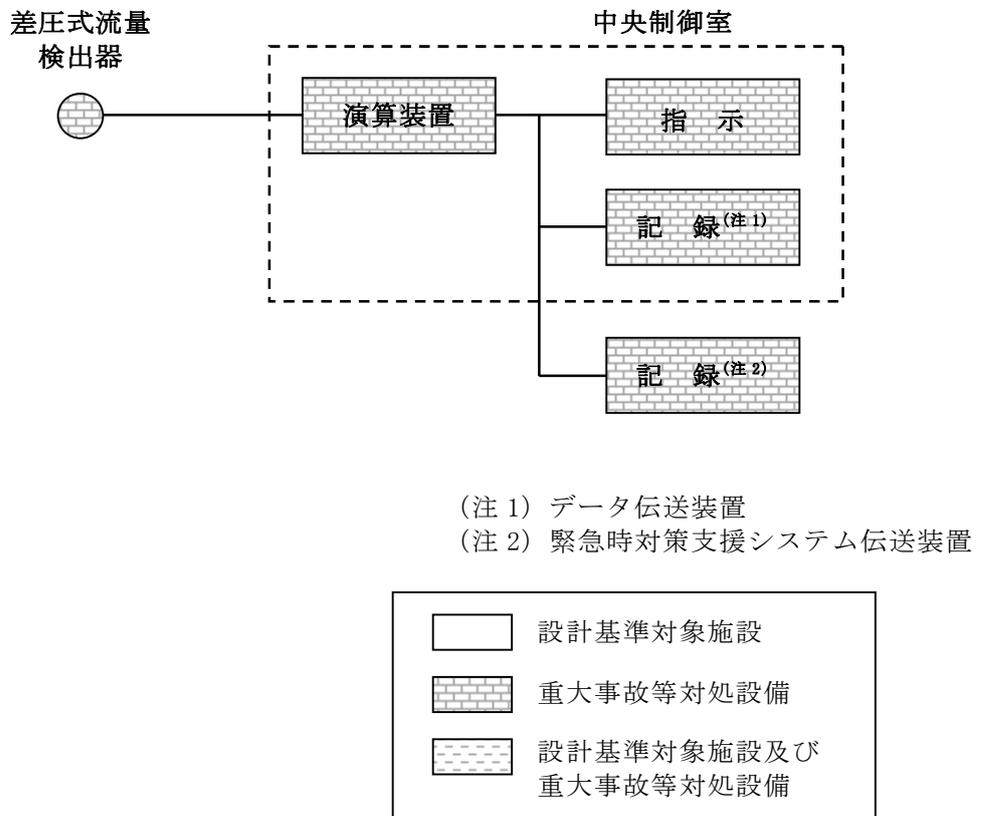
低圧代替注水系格納容器下部注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-34 図「低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。）



第 58-6-34 図 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

(3) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

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

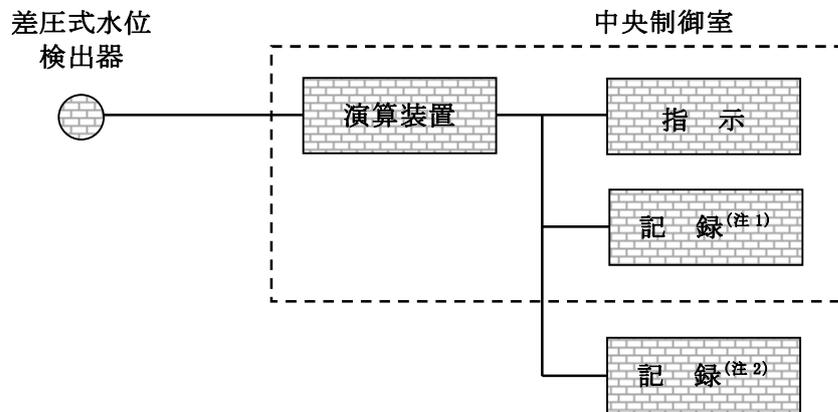


第 58-6-35 図 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

### 3.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

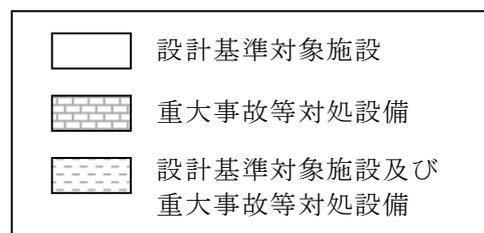
#### (1) サプレッション・プール水位

サプレッション・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・プール水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水位を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-36 図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

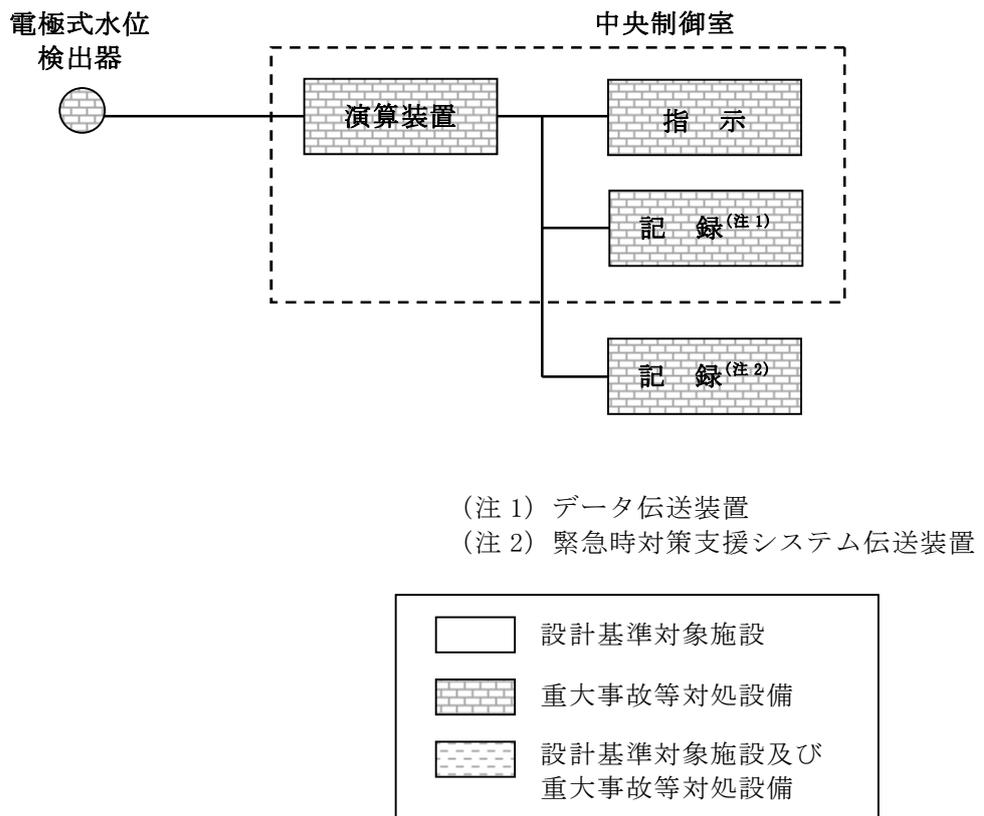
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-36 図 サプレッション・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，電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を，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。（第 58-6-37 図「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）

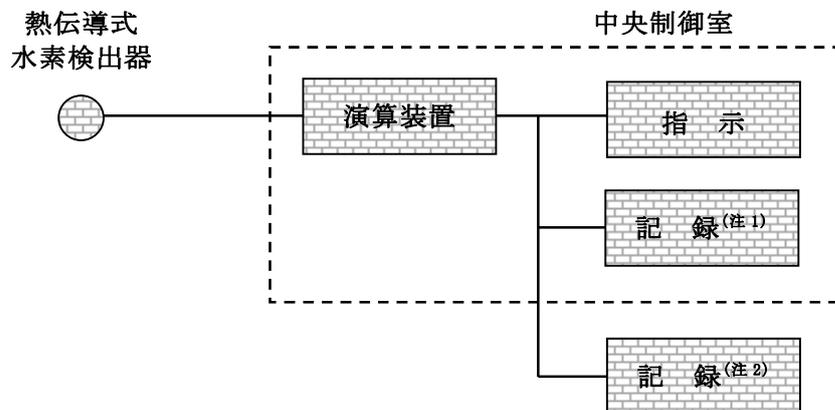
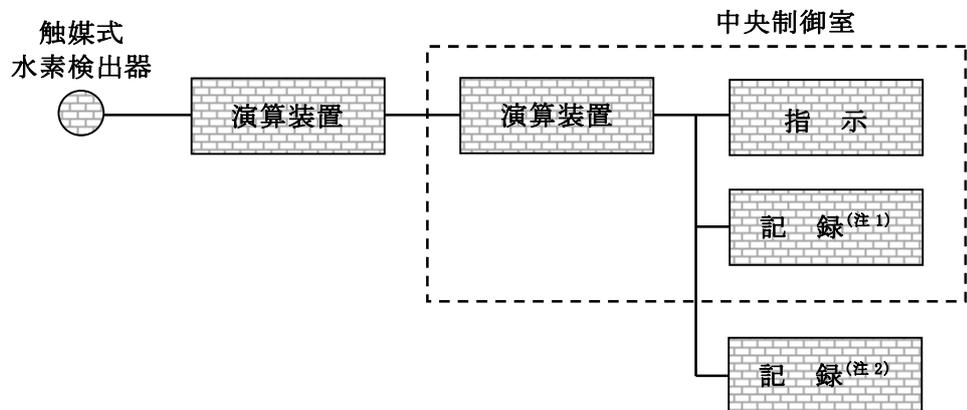


第 58-6-37 図 格納容器下部水位の概略構成図

### 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、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-38 図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

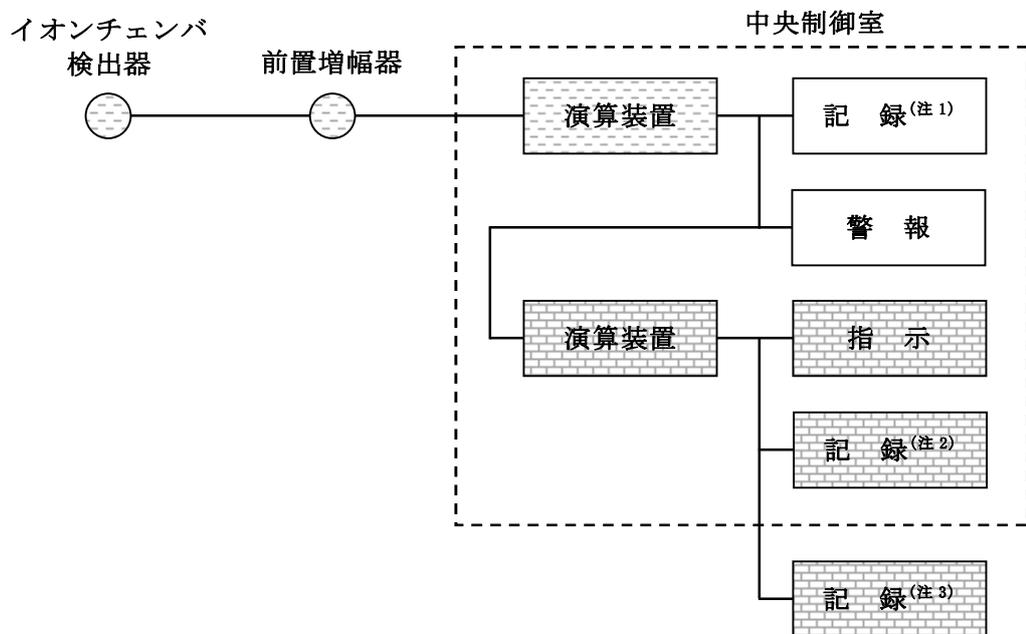


第 58-6-38 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

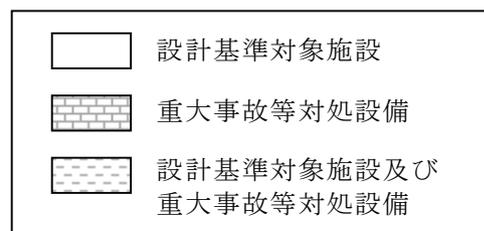
### 3.8 放射線管理用計測装置

#### (1) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器雰囲気放射線モニタ (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、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-39 図「格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図」参照。)



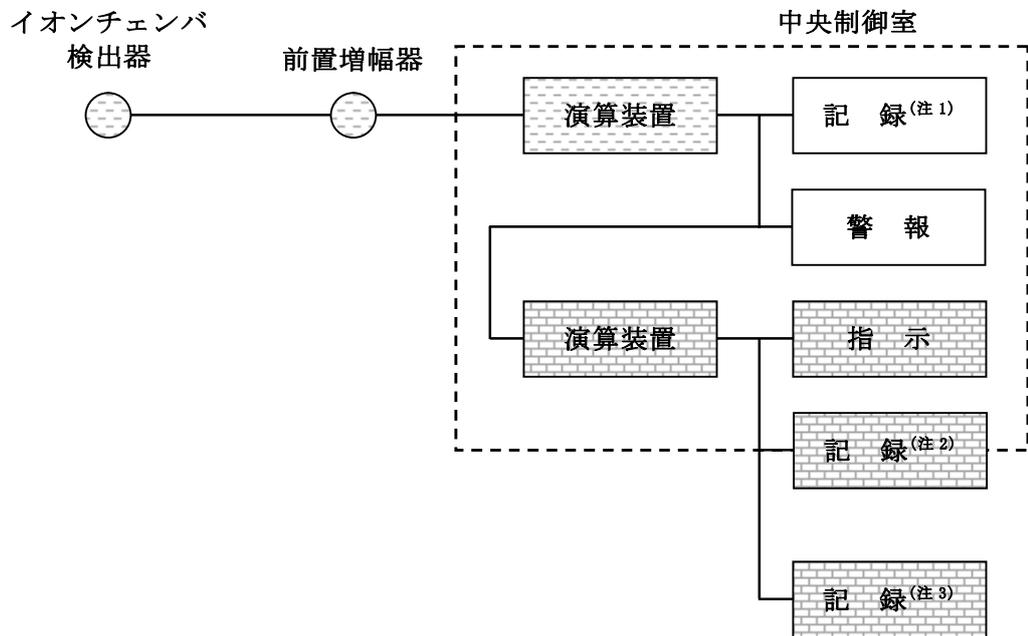
- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-39 図 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器雰囲気放射線モニタ (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、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-40 図「格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図」参照。)



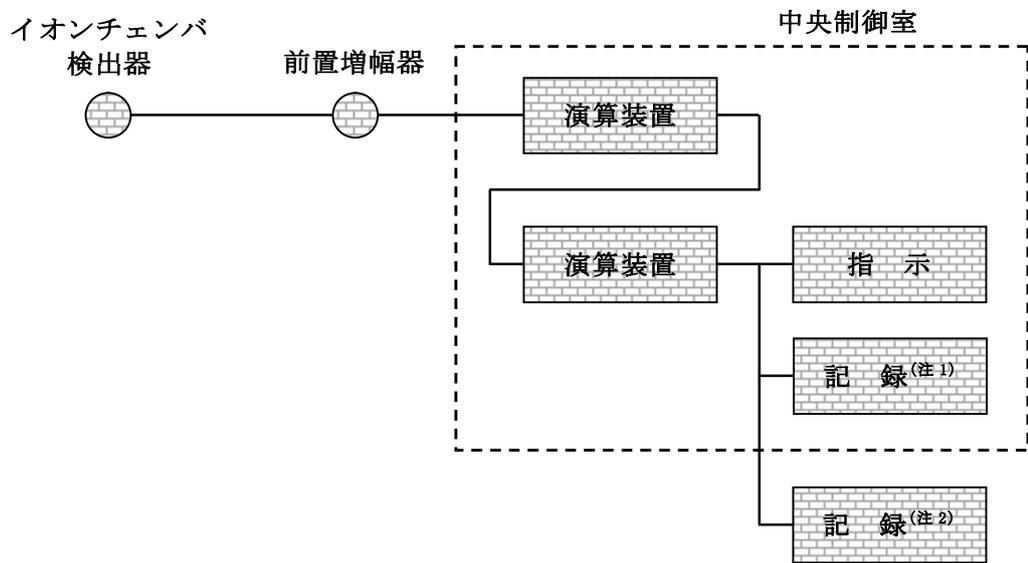
- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-40 図 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図

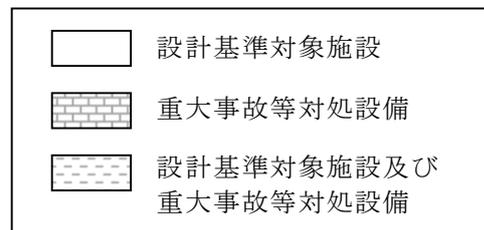
(3) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-41 図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

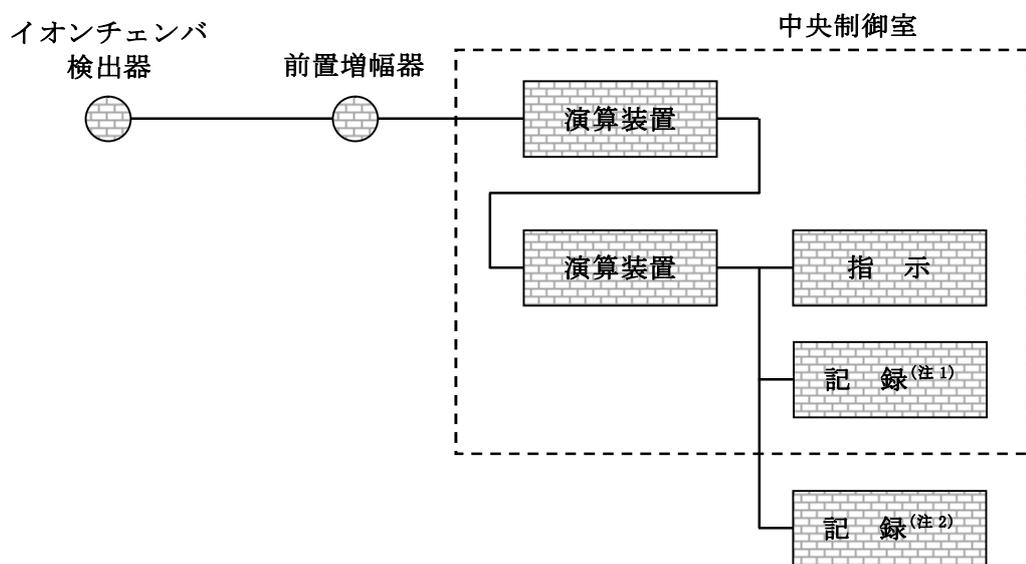


第 58-6-41 図 フィルタ装置出口放射線モニタ  
（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(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、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。

(第 58-6-42 図「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

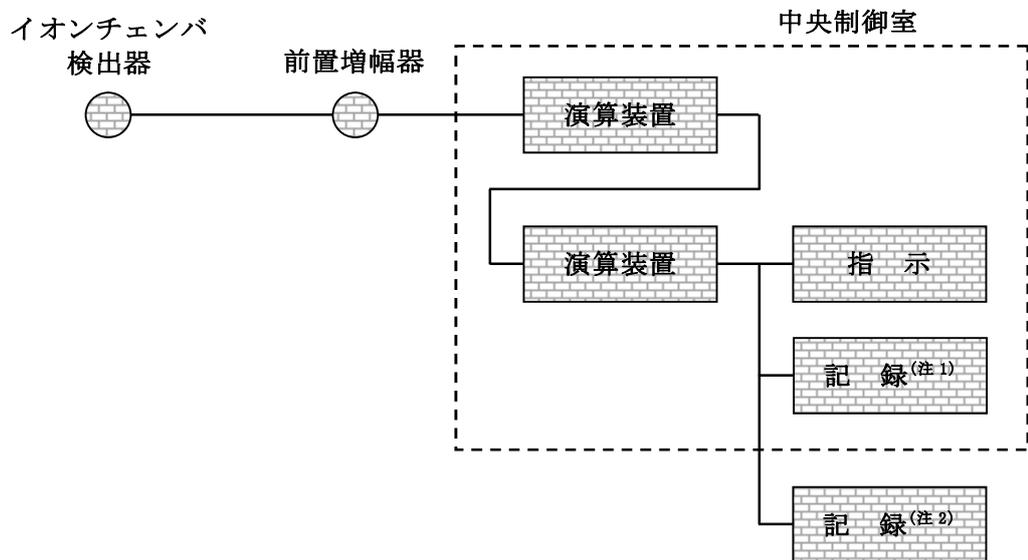
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-42 図 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（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，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-43 図「使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

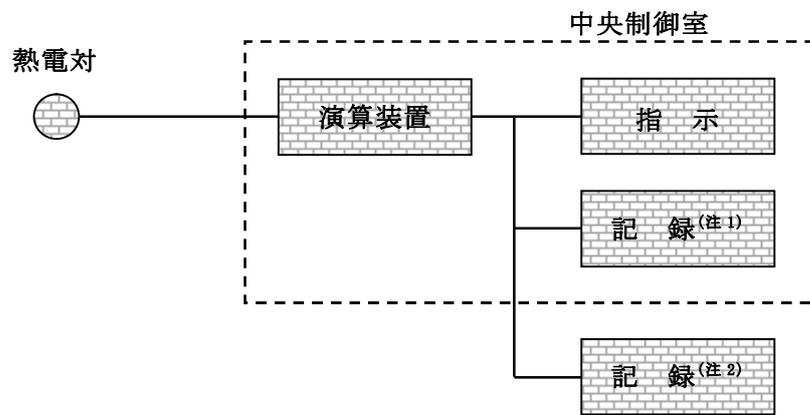


第 58-6-43 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

### 3.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

#### (1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-44「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

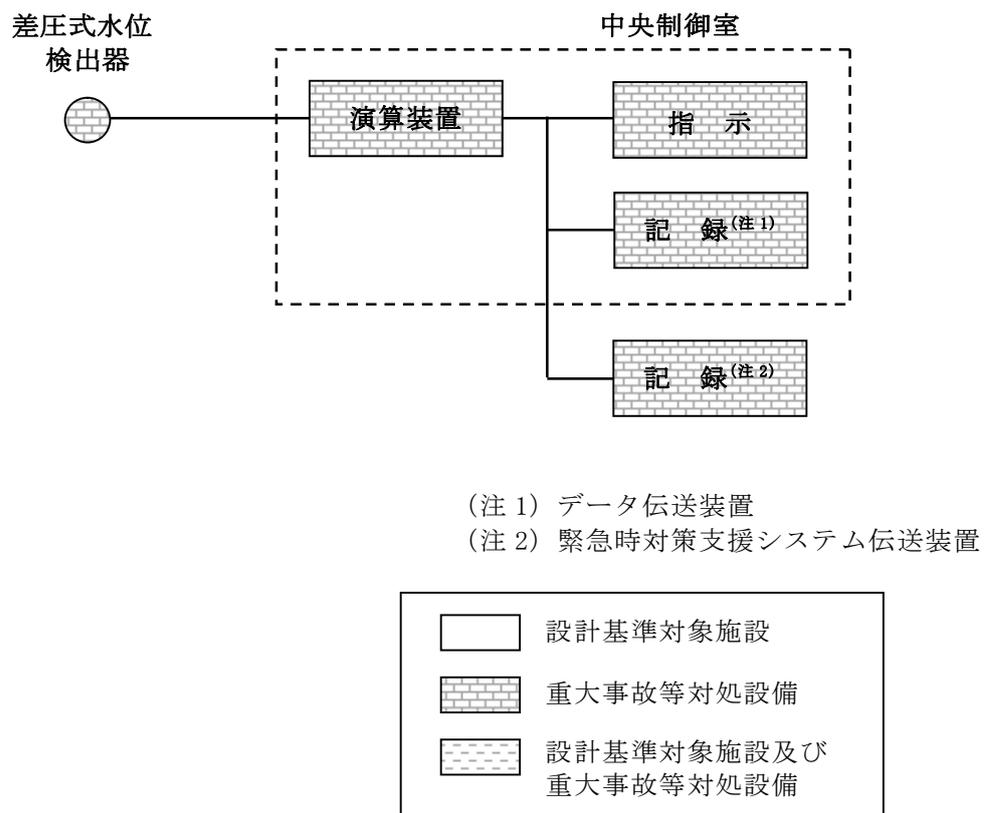
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-44 図 原子炉圧力容器温度の概略構成図

(2) フィルタ装置水位

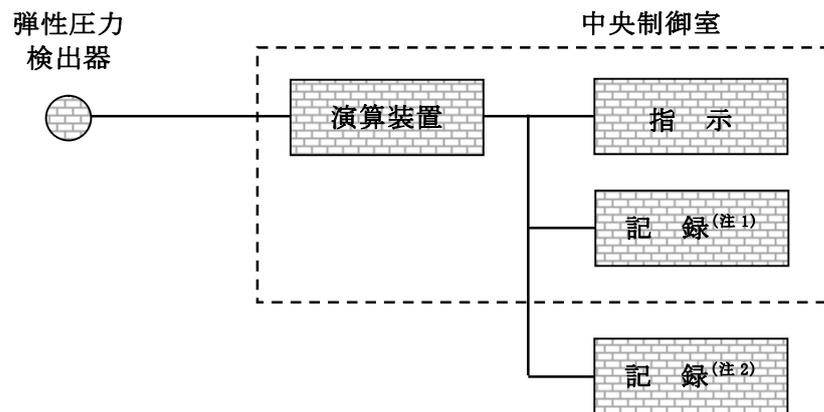
フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-45 図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



第 58-6-45 図 フィルタ装置水位の概略構成図

(3) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-46 図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。)



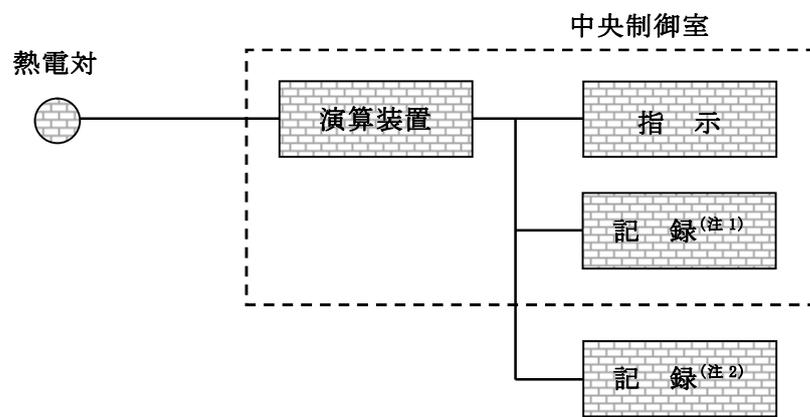
(注 1) データ伝送装置  
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



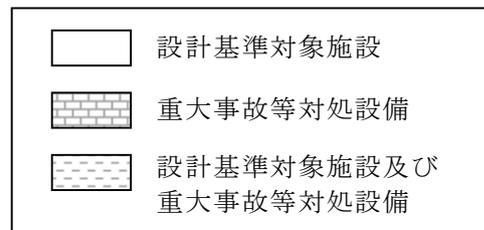
第 58-6-46 図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-47 図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。)



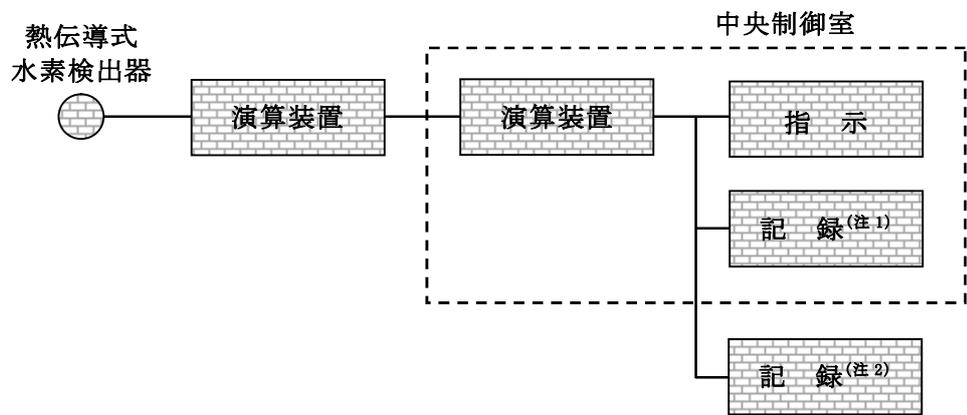
(注 1) データ伝送装置  
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-47 図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

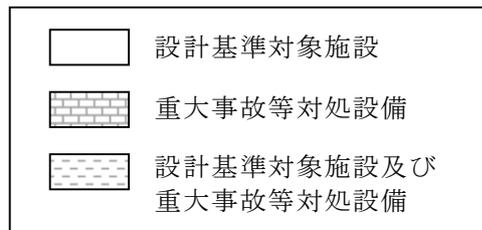
(5) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度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。(第 58-6-48 図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

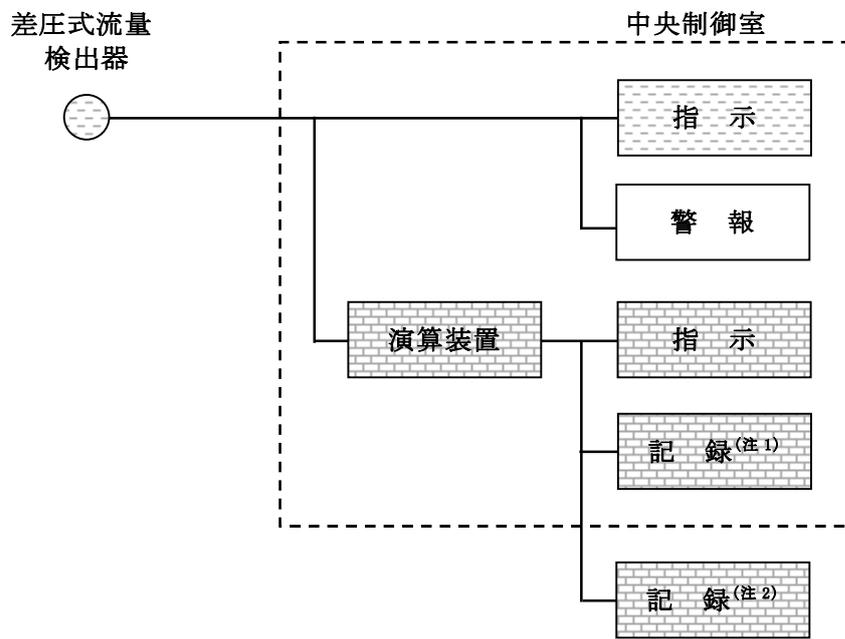
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



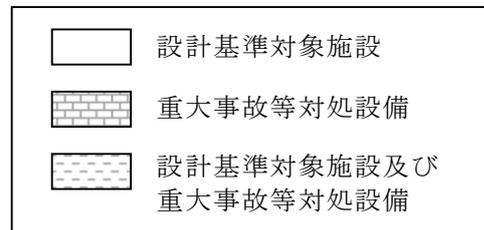
第 58-6-48 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(6) 残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は、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、残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-49 図「残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」参照。)



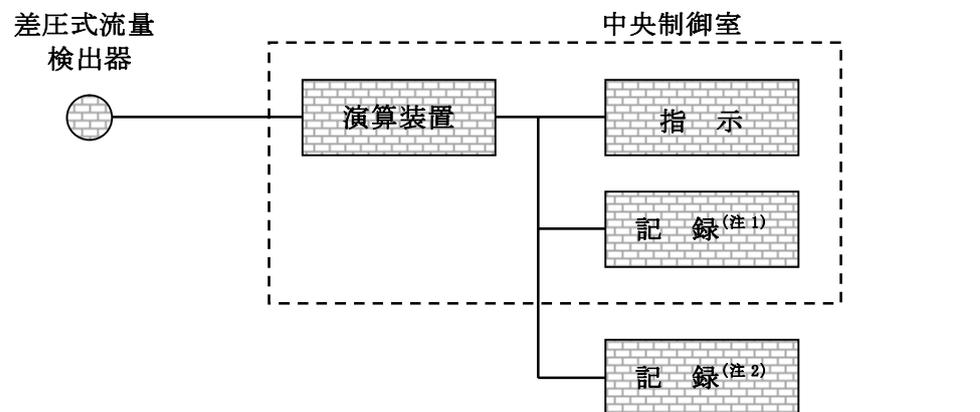
(注 1) データ伝送装置  
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-49 図 残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

(7) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-50 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」参照。）



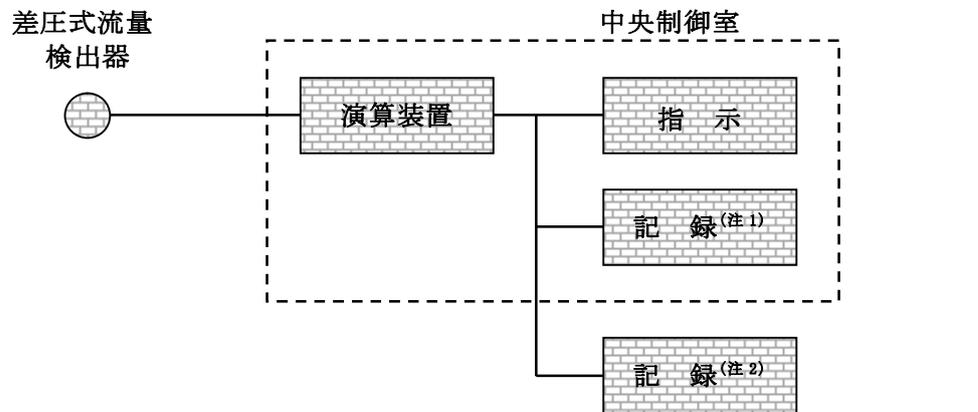
(注 1) データ伝送装置  
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-50 図 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

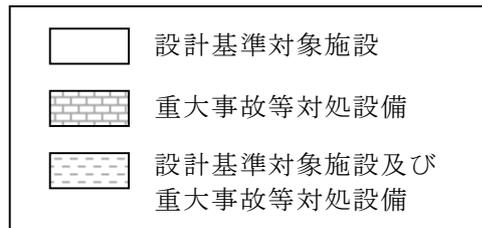
(8) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-51 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」参照。）



(注 1) データ伝送装置

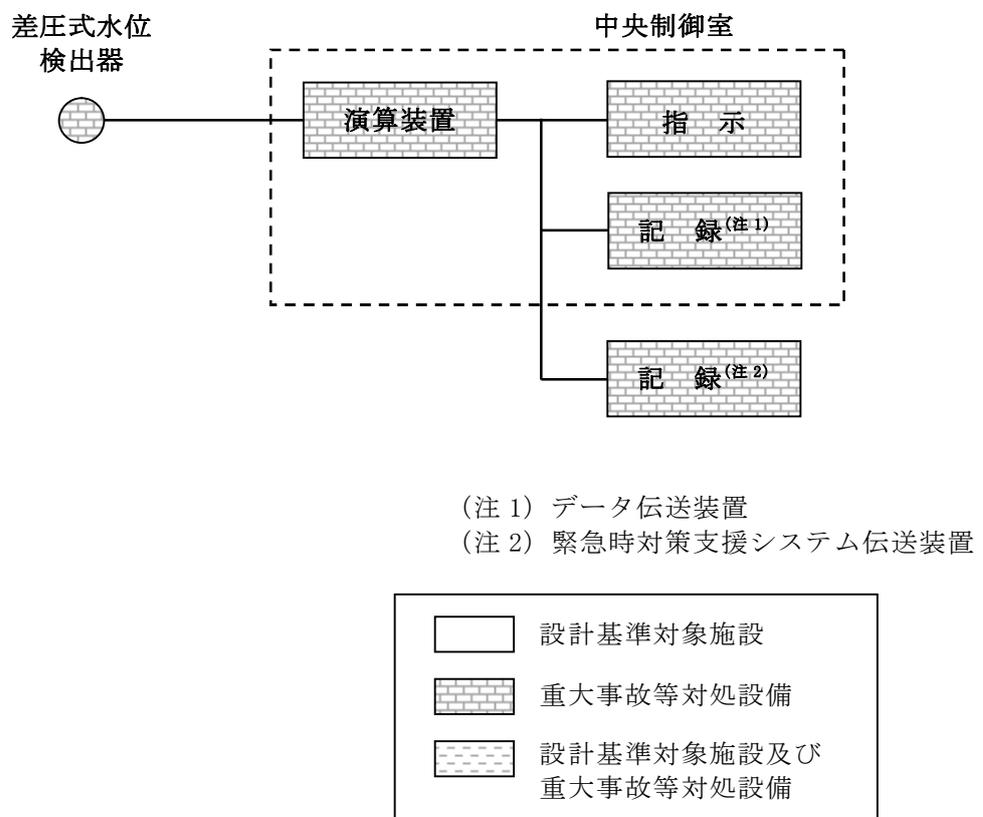
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-51 図 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

(9) 代替淡水貯槽水位

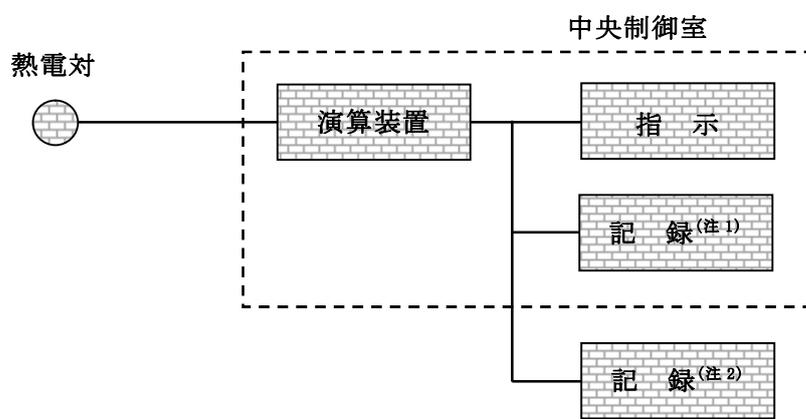
代替淡水貯槽水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替淡水貯槽水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-52 図「代替淡水貯槽水位の概略構成図」参照。



第 58-6-52 図 代替淡水貯槽水位の概略構成図

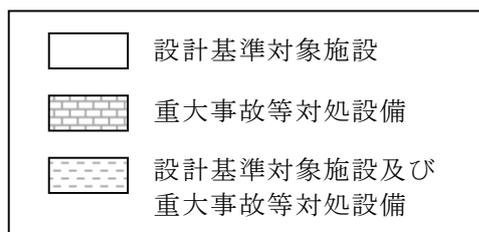
(10) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

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、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-53 図「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) データ伝送装置

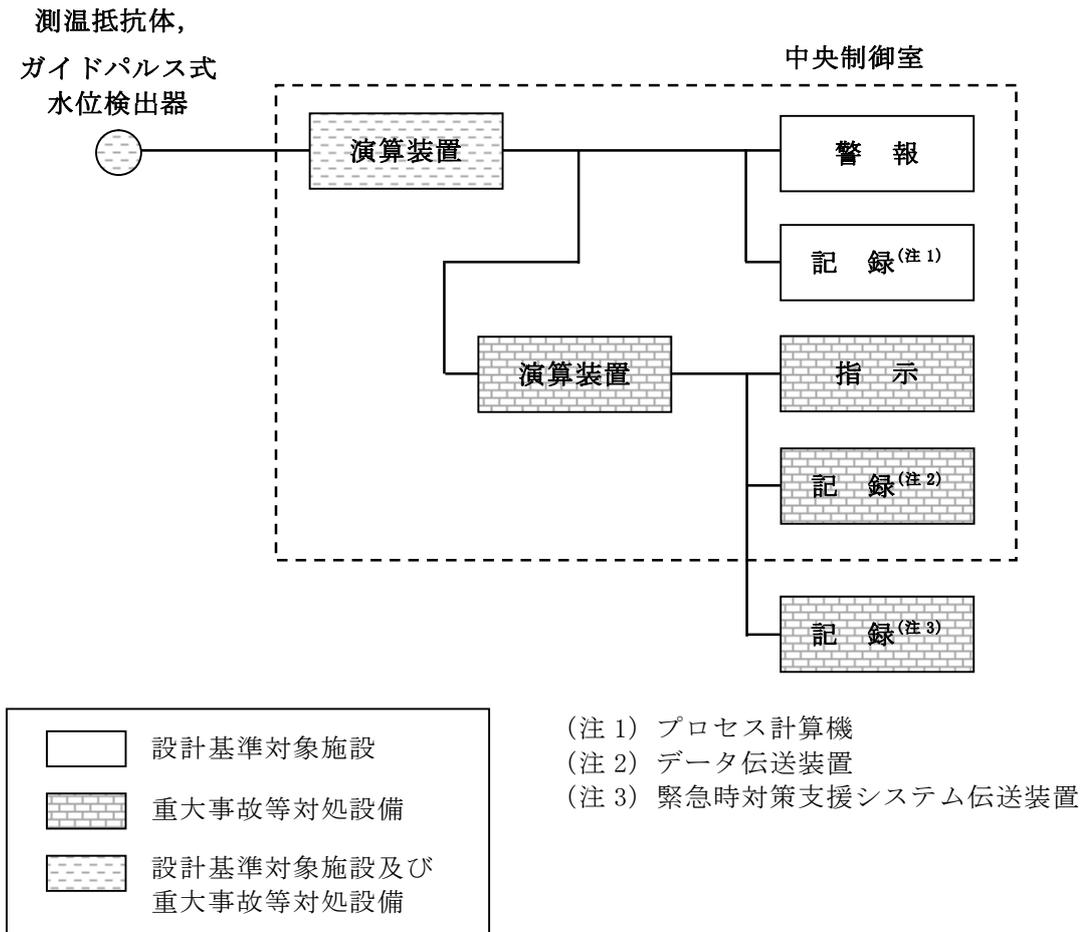
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-53 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

(11) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)

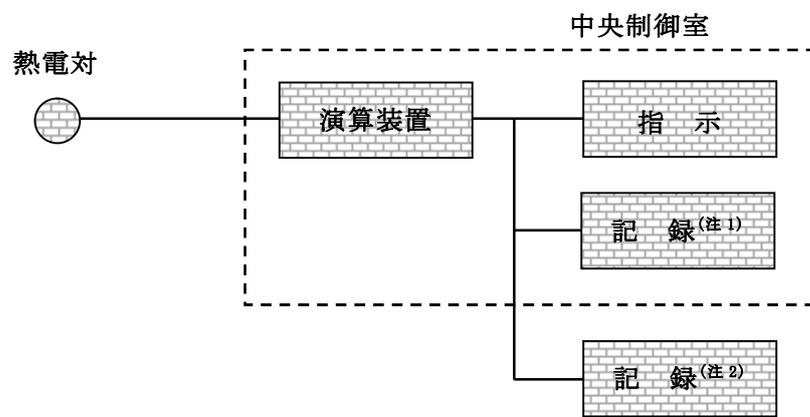
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール水位 (SA 広域) の検出信号は、ガイドパルス式水位検出器からのパルス信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール水位 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。使用済燃料プール温度 (SA 広域) の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-54 図「使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図」参照。)



第 58-6-54 図 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 概略構成図

(12) 使用済燃料プール温度 (SA)

使用済燃料プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-55 図「使用済燃料プール温度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

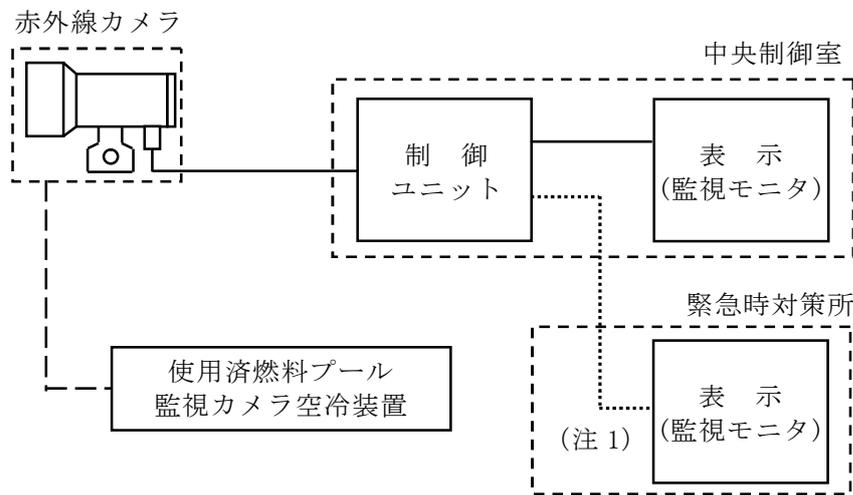


第 58-6-55 図 使用済燃料プール温度 (SA) 概略構成図

(13) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料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プールの状態が監視できるようにする赤外線監視カメラとしている。使用済燃料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、ドライヤー、エアクーラー等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 58-6-56 図「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)

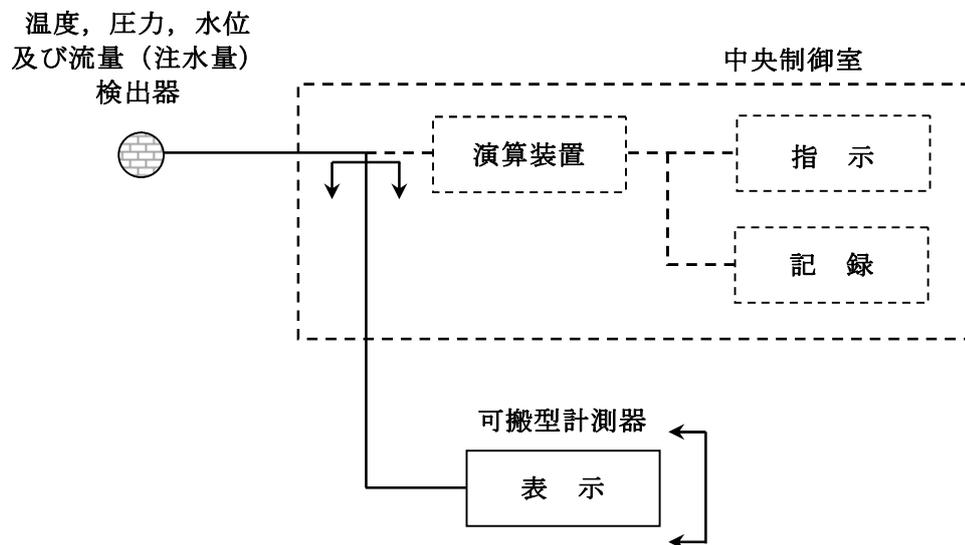


(注 1) 緊急時対策所まで無線通信

第 58-6-56 図 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(14) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、重大事故等に対処するために監視することが必要な温度、圧力、水位及び流量（注水量）のパラメータについて、検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、記録用紙に記録する。（第 58-6-57 図「可搬型計測器の概略構成図」参照。）



第 58-6-57 図 可搬型計測器の概略構成図

表 58-6-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉压力容器温度	格納容器下部水位
原子炉圧力	フィルタ装置水位
原子炉圧力 (SA)	フィルタ装置圧力
原子炉水位 (広帯域)	フィルタ装置スクラビング水温度
原子炉水位 (燃料域)	代替循環冷却系ポンプ入口温度
原子炉水位 (SA 広帯域)	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
原子炉水位 (SA 燃料域)	残留熱除去系熱交換器入口温度
高压代替注水系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系海水系系統流量
高压炉心スプレイ系系統流量	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
低压代替注水系原子炉注水流量	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
代替循環冷却系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位
残留熱除去系系統流量	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
低压炉心スプレイ系系統流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器下部注水流量	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
ドライウェル雰囲気温度	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
サプレッション・プール水温度	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力
格納容器下部水温	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
ドライウェル圧力	使用済燃料プール温度 (SA 広域)
サプレッション・チェンバ圧力	使用済燃料プール温度 (SA)
サプレッション・プール水位	—

#### 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、第 58-6-2, 3 表に示す。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (1/10)

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	
起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6$ 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： $10^4$ cps 前後	$10^{-1} \sim 10^6$ 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 $100 \sim 10^4$ cps 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6$ cps に設定している。 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。起動領域計装(中性子源領域)が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域計装(中間領域)、平均出力領域計装によって監視可能である。	
平均出力領域計装	0~40%又は 0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim$ $1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	奇数レンジ： 25/40%でレンジ アップ 偶数レンジ： 75/125%でレンジ アップ  モードスイッチ起 動→運転：通常 7~10% 定格時：約 100%	—	—	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 $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。	
	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \sim$ $1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		定格出力の約 19 倍  定格出力の 約 6 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、設計基準事故時及び重大事故等時、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時間であり、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に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉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。	

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (2/10)

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	
常設高圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～10MPa[gage]	—	—	6.90MPa[gage]	6.90MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (6.90MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0～5MPa[gage]	—	—	3.50MPa[gage]	3.50MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (3.50MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
代替循環冷却系 ポンプ吐出圧力	0～5MPa[gage]	—	—	3.45MPa[gage]	3.45MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (3.45MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	0～10MPa[gage]	5.98MPa[gage]	5.98MPa[gage]	5.98MPa[gage]	5.98MPa[gage]	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ポンプ吐出圧力 (5.98MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～10MPa[gage]	7.24MPa[gage]	7.24MPa[gage]	7.24MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (7.24MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～4MPa[gage]	2.30MPa[gage]	2.30MPa[gage]	2.30MPa[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 (2.30MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0～4MPa[gage]	2.53MPa[gage]	2.53MPa[gage]	2.53MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (2.53MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (3/10)

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	
代替循環冷却ポンプ 入口温度	0～100℃	—	—	77℃	77℃	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度 (77℃) 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℃	249℃	249℃以下	249℃以下	249℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系熱交換器入口温度 (249℃) 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℃	249℃	249℃以下	249℃以下	249℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、残留熱除去系熱交換器出口温度 (249℃) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0～50L/s	—	—	38L/s	38L/s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧代替注水系系統流量 (38L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 原子炉注水流量	0～500m <sup>3</sup> /h *3	—	—	470m <sup>3</sup> /h	470m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉圧力容器注水時における最大流量 (470m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
	0～80m <sup>3</sup> /h *3, *5	—	—	75m <sup>3</sup> /h	75m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉圧力容器注水時におけるミニロー調整時の最大流量 (75m <sup>3</sup> /h) が計測可能な範囲とする。
	0～300m <sup>3</sup> /h *4	—	—	268m <sup>3</sup> /h	268m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉圧力容器注水時における可搬型代替注水大型ポンプによる最大流量 (268m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
	0～80m <sup>3</sup> /h *4, *5	—	—	75m <sup>3</sup> /h	75m <sup>3</sup> /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉圧力容器注水時における可搬型代替注水大型ポンプによるミニロー調整時の最大流量 (75m <sup>3</sup> /h) が計測可能な範囲とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (4/10)

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		炉心損傷後	
				炉心損傷前	炉心損傷後		
代替循環冷却系 原子炉注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—	—	100m <sup>3</sup> /h	100m <sup>3</sup> /h	100m <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、代替循環冷却系原子炉注水流量 (100m <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	0～50L/s	0L/s	40L/s	40L/s	40L/s	40L/s	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 (40L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系 系統流量	0～500L/s	0L/s	438L/s	438L/s	—	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、高圧炉心スプレイ系系統流量 (438L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0～600L/s	0L/s	470L/s	470L/s	—	—	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 (470L/s) に余 裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系 系統流量	0～600L/s	0L/s	456L/s	456L/s	—	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、低圧炉心スプレイ系系統流量 (456L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	6.93MPa [gage]	8.23MPa [gage] 以下	8.19MPa [gage] 以下	6.93MPa [gage] 以下	6.93MPa [gage] 以下	通常運転時から設計基準事故時のパラメータ 変動を包絡するよに、原子炉圧力容器最高 使用圧力 (8.62MPa [gage]) を包絡する範囲と して設定する。
原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa [gage]	6.93MPa [gage]	8.23MPa [gage] 以下	8.19MPa [gage] 以下	6.93MPa [gage] 以下	6.93MPa [gage] 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡さ れており、重大事故等時においても監視可能 である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5/10)

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	
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm*6	1,260mm*6 1,300mm*7	-3,800~1,400mm*6 448~1,300mm*7	-3,800~1,400mm*6 0~1,300mm*7	—	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3~8)及び燃料有効長下端付近まで監視可能である。
	原子炉水位 (燃料域)					
原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800~1,500mm*6	1,260mm*6 1,300mm*7	-3,800~1,400mm*6 448~1,300mm*7	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、ドライウエル圧力(620kPa[gage])に 余裕を見込んだ設定とする。
	原子炉水位 (SA燃料域)					
ドライウエル圧力	0~1MPa[abs]	5kPa[gage]	250kPa[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、サブプレッジョン・チェンバ圧力 (620kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とす る。
サブプレッジョン・ チェンバ圧力	0~1MPa[abs]	5kPa[gage]	197kPa[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、ドライウエル雰囲気温度(192℃)に余 裕を見込んだ設定とする。
ドライウエル雰囲気 温度	0~300℃	57℃	136℃以下	124℃以下	192℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度 (192℃)に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッジョン・ チェンバ雰囲気温度	0~200℃	32℃	136℃以下	144℃以下	192℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブプレッジョン・プール水温度(139℃) に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッジョン・ プール水温度	0~200℃	32℃	88℃以下	139℃以下	132℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブプレッジョン・プール水温度(139℃) に余裕を見込んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (6/10)

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	
格納容器下部水温	0~500℃ *8 (ペデスタル床面 0m, 0.2m *9)	—	—	—	0以下又は 500℃以上	格納容器下部にデブリが落下・堆積した際に 水温上昇又はデブリが接触し指示がダウンス ケールすること等でデブリの落下・堆積が検知 可能である。
格納容器内酸素濃度 (SA)	0~25vol%	2.5vol%以下	4.4vol%以下	2.5vol%以下	4.3vol%以下	炉心の著しい損傷時に格納容器内の酸素濃度 が変動する可能性のある範囲 (4.4vol%) を 計測可能な範囲とする。
格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	3.3vol%以下	—	56.6vol%以下	重大事故等時格納容器内の水素濃度が変動す る可能性のある範囲 (56.6vol%) を計測可能 な範囲とする。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量	0~500m <sup>3</sup> /h *3	—	—	449m <sup>3</sup> /h	449m <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最大流量 (449m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
	0~500m <sup>3</sup> /h *5	—	—	349m <sup>3</sup> /h	349m <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可搬型代 替注水大型ポンプによる最大流量 (349m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—	—	168m <sup>3</sup> /h	168m <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最大流量 (168m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系 格納容器スプレイ流量	0~300m <sup>3</sup> /h	—	—	250m <sup>3</sup> /h	250m <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、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (250m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (7/10)

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	
サブレーション・ プール水位	-1~9m *10 (EL. 2, 030~ 12, 030mm)	±0m *10 (EL. 3, 030mm)	-0.5~0m *10 (EL. 2, 530~3, 030mm)	0~6.5m *10 (EL. 3, 030~9, 530mm)	0~6.5m *10 (EL. 3, 030~ 9, 530mm)	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブレーション・プール水位 (0~6.5m) に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器下部水位	+1.05m *9, *11 (EL. 12, 856mm)	—	—	+1.05m *9, *11 (EL. 12, 856mm)	—	格納容器下部における注水状況を確認するた め、原子炉圧力容器破損前に溶融炉心の冷却に 必要な水量があることを確認できる位置に設 置する。
	+0.50m, +0.95m *9, *12 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—	—	—	+0.50m~+0.95m *9, *12 (EL. 12, 306mm~ 12, 756mm)	格納容器下部における注水状況を確認するた め、原子炉圧力容器破損後 (デブリ堆積高さ <0.2m の場合) に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。
原子炉建屋水素濃度	+2.25m, +2.75m *9, *13 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—	—	—	+2.25m~+2.75m *9, *13 (EL. 14, 956mm~ 14, 556mm)	格納容器下部における注水状況を確認するた め、原子炉圧力容器破損後 (デブリ堆積高さ ≥0.2m の場合) に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。
	0~10vol%, 0~20vol%	—	—	—	4.0vol%未満	重大事故時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度：4vol%) を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (8/10)

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	炉心損傷後	
格納容器雰囲気 放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	バックグラウンド レベル	$10 \text{ Sv/h}$ 未満 * 14	$10 \text{ Sv/h}$ 未満 * 14	$5 \times 10^4 \text{ Sv/h}$ 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。
	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	バックグラウンド レベル	$10 \text{ Sv/h}$ 未満 * 14	$10 \text{ Sv/h}$ 未満 * 14	$5 \times 10^4 \text{ Sv/h}$ 以下	
フィルタ装置出口放射 線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	—	—	約 $5 \times 10^4 \text{ Sv/h}$ 以下	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場 合) に、想定されるフィルタ装置出口最大線 量当量率 (約 $5 \times 10^4 \text{ Sv/h}$ ) を監視可能。
	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	—	約 $7 \times 10^0 \text{ mSv/h}$ 以下	—	
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	—	約 $4 \times 10^3 \text{ mSv/h}$ 以下	—	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラ インの最大線量当量率 (約 $4 \times 10^3 \text{ mSv/h}$ ) を 監視可能。
	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	バックグラウンド レベル	—	$3.0 \times 10^0 \text{ mSv/h}$ 以下	—	
使用済燃料プール エリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	バックグラウンド レベル	—	$3.0 \times 10^0 \text{ mSv/h}$ 以下	—	重大事故等時における使用済燃料プールの変 動範囲について放射線量を監視可能である。
	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	バックグラウンド レベル	—	$3.0 \times 10^0 \text{ mSv/h}$ 以下	—	

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (9/10)

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	炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～500℃	286℃	302℃以下	炉心損傷前 300℃以下	炉心損傷後 300℃以上*2	重大事故等時において、炉心損傷の判断基準である 300℃を包絡するように、原子炉圧力容器温度 (0～500℃) を設定する。
フィルタ装置水位	180～5,500mm	—	—			
フィルタ装置圧力	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使用圧力 (0.62MPa [gage]) が監視可能。また、待機時に、窒素置換が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—	—	200℃以下	200℃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使用温度 (200℃) が監視可能。
フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—	—	—	56.6vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるページを実施し、フィルタ装置入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (56.6vol% (ドライ条件)) を監視可能。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (10/10)

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)	重大事故時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系海水系 系流量	0～550L/s	493L/s	493L/s	493L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800m <sup>3</sup> /h	—	—	660m <sup>3</sup> /h	660m <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、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交 換器) (660m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とす る。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50m <sup>3</sup> /h	—	—	40m <sup>3</sup> /h	40m <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、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) (40m <sup>3</sup> /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替淡水貯槽水位	0～20m	—	—	0～19m	0～19m	重大事故等時において、代替淡水貯槽の底部 より上の水位計検出点からポンプステライ ン配管下端 (0～19m) 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°C	—	—	—	300°C以下	重大事故時において、静的触媒式水素再結合 器動作時に想定される温度範囲を監視可能で ある。
使用済燃料プールの 水位・温度 (SA 広域)	-4, 300～+7, 200mm * 15 (EL. 35, 077～46, 577mm)	+6, 818mm *15 (EL. 46, 195mm)	+6, 818mm *15 (EL. 46, 195mm)	N. W. L から -0. 619m (EL. 45, 576mm)		重大事故時における使用済燃料プールの変動 する範囲について水位及び温度を監視可能で ある。
使用済燃料プールの 温度 (SA)	0～120°C	52°C以下	66°C以下	0～100°C		重大事故時における使用済燃料プールの変動 する範囲について温度を監視可能である。
使用済燃料プールの 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 済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能 である。

- \*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。
  - ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
  - ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
  - ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
  - ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- \*2：300°C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問題ない。
- \*3：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- \*4：可搬型設備による対応時に使用
- \*5：狭帯域流量
- \*6：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）
- \*7：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）
- \*8：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
- \*9：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ
- \*10：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブレシジョン・チェンバ底部より 7,030mm）
- \*11：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- \*12：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ < 0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- \*13：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ  $\geq$  0.2m の場合）（満水管理水位計）
- \*14：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。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、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- \*15：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (1/3)

計測装置	名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
	起動領域計装 (中間領域)	原子炉周期： 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スクラムさせよう、原子炉周期 10 秒以上を設定値とする。
		中性子束高： 120%以下	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、中性子束の緩慢な出力増加を検知し、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スクラムさせよう、中性子束高 120%以下を設定値とする。
	平均出力領域計装	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	プラント運転時の異常反応度印加による燃焼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。 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。
		15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」, 「起動」の時)	原子炉の起動時の異常反応度印加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 (0.72Wd+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再循環流量の関数として自動可変設定とし、再循環流量によって決まる燃料の表面熱流速の制限値を超えない値として <u>(0.72Wd+54%) 以下又は 115%</u> とする。

※：Wd は定格炉心流量に対する炉心流量 (%)

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

計測装置	名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
	原子炉圧力	7.39MPa [gage] 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内の圧力上昇を緩和し、かつサブプレッション・プールの温度上昇を抑えるため原子炉再循環ポンプ 2 台トリップ及び代替制御御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.25MPa[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、圧力高スクラム設定値に対して計器誤差を見込んだ原子炉圧力 7.39MPa[gage] 以下を設定値とする。

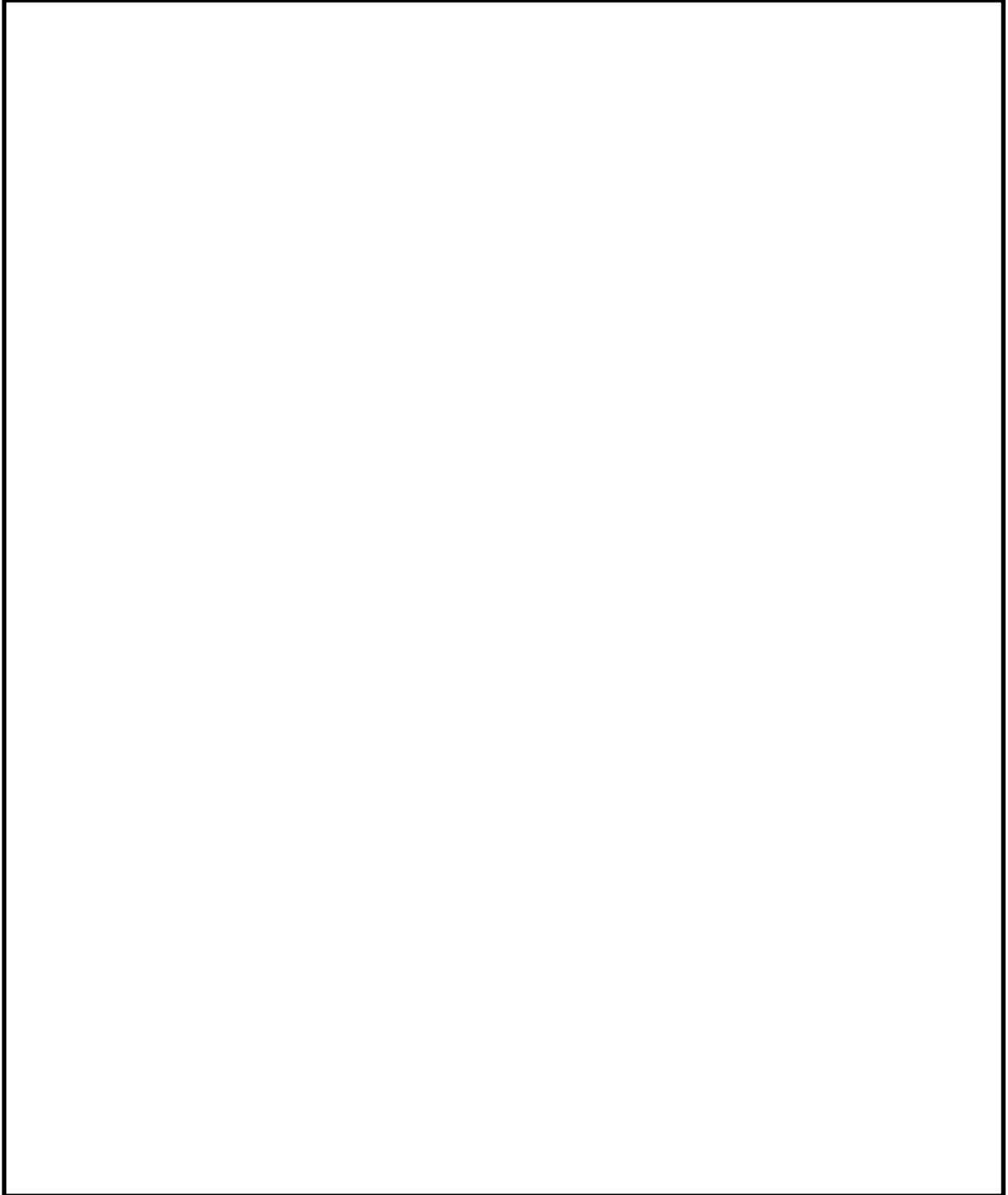
第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

名 称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計 測 装 置	-950mm 以上※	<p>原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐ。</p> <p>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 を下回らないよう十分な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 -950mm 以上</u>を設定値とする。</p>
	-3,800mm 以上※	<p>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。</p> <p>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、高圧炉心スプレイ系が起動することにより、L-1 に達しないように十分低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が動作するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう <u>原子炉水位 -3,800mm 以上</u>を設定値とする。</p>
	-3,800mm 以上※	<p>中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合、原子炉水位 L-1 で自動減圧系を作動させ、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）と連携して炉心を冷却するよう <u>原子炉水位 -3,800mm 以上</u>を設定値とする。</p> <p>また、自動減圧系の機能が喪失した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位 L-1 で自動減圧機能を有する 7 個のうち 2 個の主蒸気逃がし安全弁を作動させるよう <u>原子炉水位 -3,800mm 以上</u>を設定値とする。</p>

※：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）

原子炉水位の概要図と計測範囲との関係

原子炉水位の概要図を第 58-6-58 図に，インターロックの概要を第 58-6-4 表に示す。



第 58-6-58 図 原子炉水位の概要図

第 58-6-4 表 インターロック概要

原子炉水位	基準水位との差	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル 8)	+1,400mm	原子炉隔離時冷却系自動停止 高圧炉心スプレイ系注入弁閉止
L 5 6	+900mm	通常運転水位
L 3 : 原子炉水位低 (レベル 3)	+300mm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル 2)	-950mm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 再循環ポンプトリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル 1)	-3,800mm	低圧注水系自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧系タイマー作動*
T A F : 燃料有効長頂部	-4,248mm	(燃料有効長頂部)
L 0 : ジェットポンプ上端	-5,315mm	(ジェットポンプ上端)

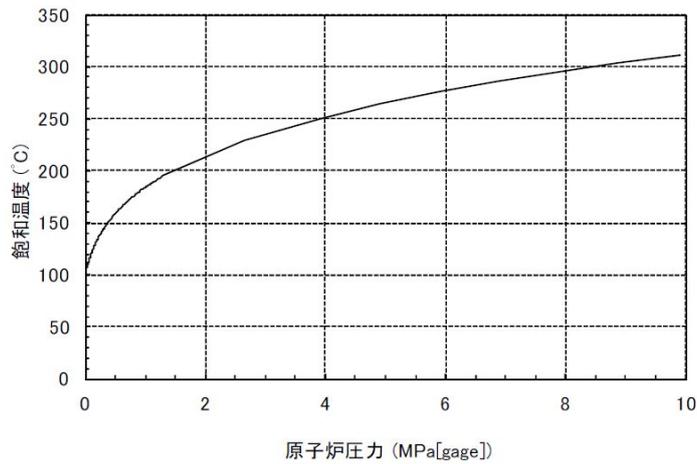
※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動

58-7

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	0～500℃	302℃
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	249℃
代替パラメータ	①原子炉圧力 （原子炉圧力容器温度の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力容器温度の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉圧力容器温度の代替）	－3,800～1,500mm*1 －3,800～1,300mm*2	－3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	①原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） （原子炉圧力容器温度の代替）	－3,800～1,500mm*1 －3,800～1,300mm*2	－3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	①原子炉圧力容器温度 （残留熱除去系熱交換器入口温度の代替）	0～500℃	302℃
	②残留熱除去系熱交換器入口温度 （原子炉圧力容器温度の代替）	0～300℃	249℃
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）		
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、炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり、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、原子炉水位が燃料有効長頂部（T A F）以上の場合には、原子炉圧力容器内の水蒸気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 T A F に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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である。</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） 原子炉水位が T A F 以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第 58-7-1 図を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		



第 58-7-1 図 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

- ① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA 広帯域），原子炉水位（SA 燃料域）  
 原子炉水位が T A F 以下の場合には，原子炉水位が T A F 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。  
 （専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。）

測定可能範囲：全範囲

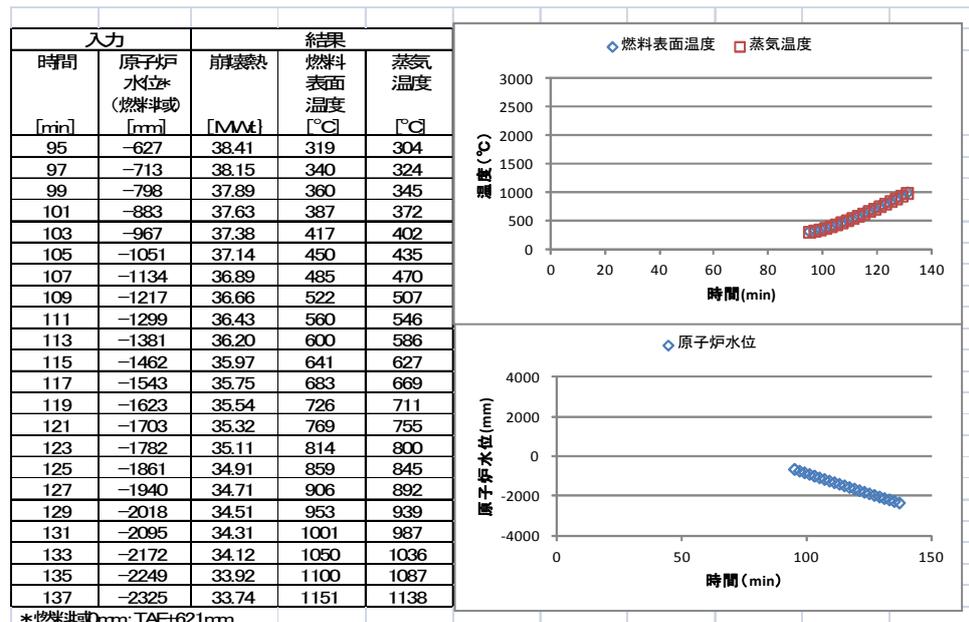
※推定概要

<推定方法>

第 58-7-2 図に示すシートに時間（スクラムからの時間），原子炉水位を入力することにより，T A F 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

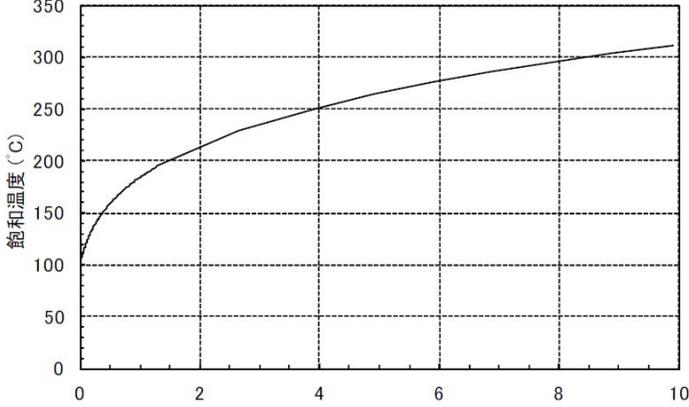
原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。



第 58-7-2 図 原子炉内燃料温度推定計算シート

	<p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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推定である。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）  原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位がT A F以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は上記の推定方法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T A F以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。</p> <p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度  残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  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，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域））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<sup>※1</sup>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。  ※1：原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa [gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±0.09MPa [gage] から温度に換算した場合は287±1℃程度。</p> <p>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<sup>※2</sup>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。  ※2：残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±3.1℃</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>

(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	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	②原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	-3,800～1,500mm *1 -3,800～1,300mm *2	-3,800～1,400mm *1 448～1,300mm *2
	②原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	-3,800～1,500mm *1 -3,800～1,300mm *2	-3,800～1,400mm *1 448～1,300mm *2
	②原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を行うことである。		
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、原子炉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、第 58-7-3 図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。</p>		
	 <p style="text-align: center;">原子炉圧力 (MPa[gage])</p>		
	図 58-7-3 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定		

推定の評価	<p>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，原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA 広帯域），原子炉水位（SA 燃料域）  原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが前提であるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことであり，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※<sup>1</sup>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。  ※1；原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の誤差：±0.09MPa</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，温度を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※<sup>2</sup>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。  ※2；低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa [gage]（飽和温度：約147℃），定格圧力：約7MPa [gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：約±4.9℃から圧力に換算した場合はそれぞれ0.34±0.06MPa[gage]程度，7.0±0.5MPa [gage]程度。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

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

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*2
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*1
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	②高压代替注水系系統流量	0~50L/s	—
	②低压代替注水系原子炉注水流量	0~500m <sup>3</sup> /h*3	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*3,*5	—
		0~300m <sup>3</sup> /h*4	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*4,*5	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s
	②高压炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	438L/s
	②残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s
	②低压炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	456L/s
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm） *3：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *4：可搬型設備による対応時に使用，*5：狭帯域流量		
	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の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>原子炉圧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広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）（原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定）、②原子炉圧力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p>		

- ① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA 広帯域），原子炉水位（SA 燃料域）

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ができ，原子炉の状態に依存することなく適用可能である。

なお，大破断 LOCA 等により格納容器温度が上昇し，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は，水位不明と判断する。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。

- ② 原子炉压力容器への注水流量

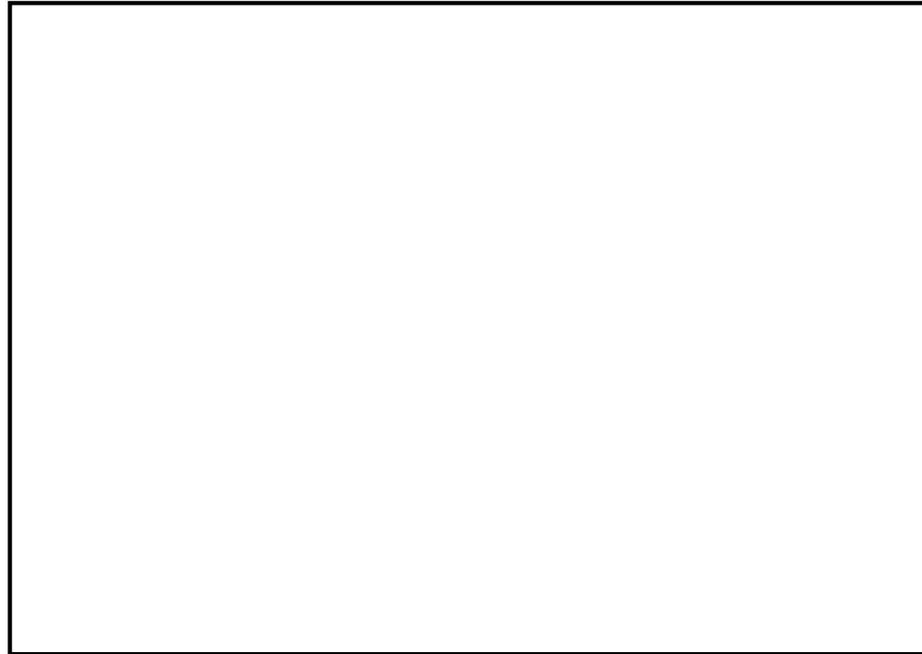
第 58-7-4 図より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉压力容器温度にて合わせて確認する。

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]  
/60 [min] /

原子炉压力容器レベル換算：

推定可能範囲：全範囲



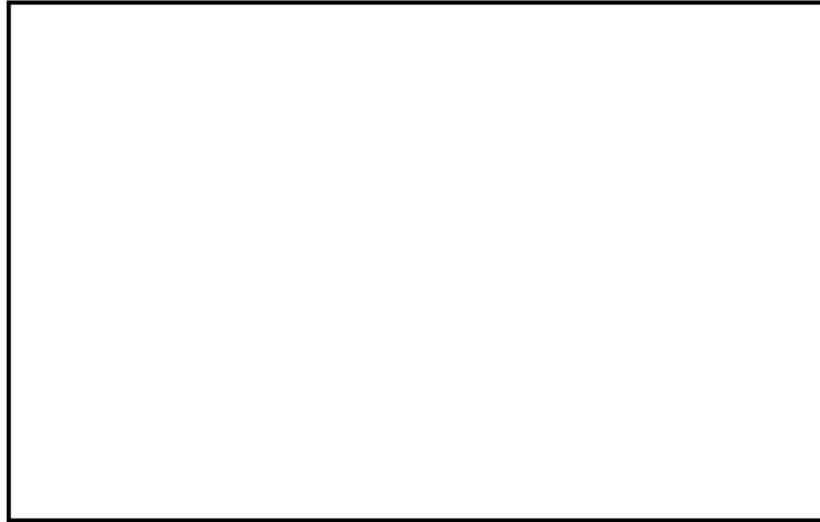
第 58-7-4 図 原子炉压力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

推定の評価	<p>① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA 広帯域），原子炉水位（SA 燃料域）  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水流量  原子炉圧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，原子炉圧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，原子炉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。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差<sup>※1</sup>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。  ※1；原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm，  原子炉水位（SA 広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（SA 燃料域）の誤差：±41mm</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差<sup>※2</sup>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。  ※2；高圧代替注水系系統流量の誤差：±0.4L/s  低圧代替注水系原子炉注水流量の誤差：±4.0m<sup>3</sup>/h<sup>※3</sup>，±2.4m<sup>3</sup>/h<sup>※4</sup>，  ±0.7m<sup>3</sup>/h<sup>※5</sup></p> <p>代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m<sup>3</sup>/h  原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±0.5L/s  高圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±4.3L/s  残留熱除去系系統流量の誤差：±5.2L/s  低圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±5.2L/s</p> <p>※3；常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用する流量  ※4；可搬型設備による対応時に使用する流量  ※5；狭帯域流量</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>
-------	---

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

項目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高圧代替注水系系統流量	0～50L/s	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量	0～500m <sup>3</sup> /h*1	—
		0～80m <sup>3</sup> /h*1,*3	—
		0～300m <sup>3</sup> /h*2	—
		0～80m <sup>3</sup> /h*2,*3	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	40L/s
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	438L/s
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	456L/s	
代替 パラメータ	①サブプレッション・プール水位 （高圧代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替）	－1～9m*4 (EL. 2, 030～12, 030mm)	－0.5～0m (EL. 2, 530～3, 030mm)
	①代替淡水貯槽水位 （低圧代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～20m	—
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800～1,500mm*5 －3,800～1,300mm*6	－3,800～1,400mm*5 448～1,300mm*6
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	－3,800～1,500mm*5 －3,800～1,300mm*6	－3,800～1,400mm*5 448～1,300mm*6
	*1：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *2：可搬型設備による対応時に使用， *3：狭帯域流量 *4：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サブプレッション・チェンバー底部より 7, 030mm） *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1, 340cm） *6：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器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。		
推定方法	<p>原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源であるサブプレッション・プール又は代替淡水貯槽，注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① サブプレッション・プール水位 サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。</p> <p>原子炉圧力容器注水量 [m<sup>3</sup>/h]            = <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> × 1時間あたりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]</p>		

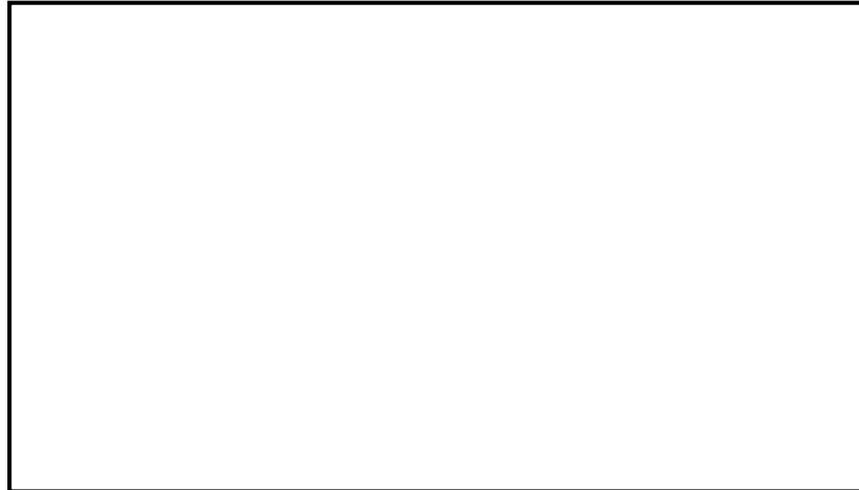
サブプレッション・プール水量レベル換算：



第 58-7-5 図 サブプレッション・プールの水位容量曲線

① 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽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合わせて確認する。



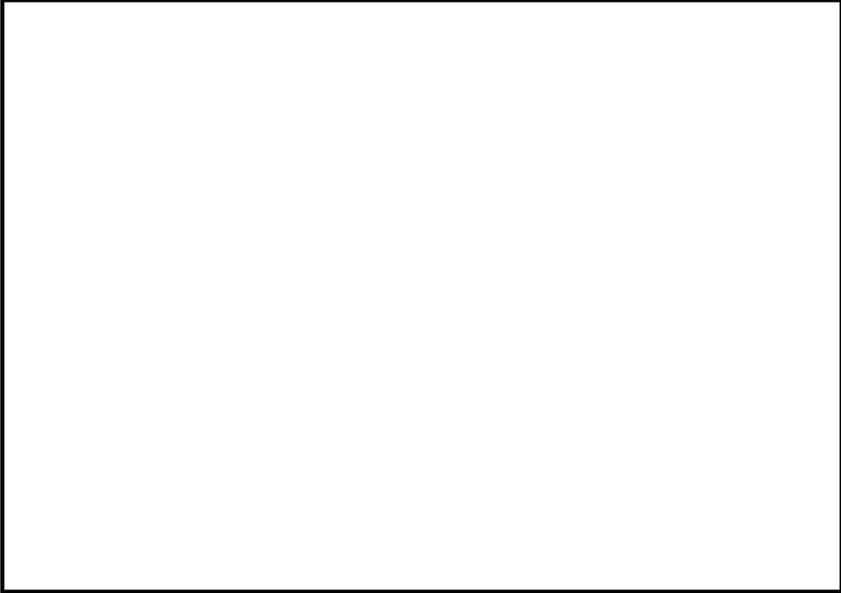
第 58-7-6 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）

- (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。
- (2) 第 58-7-7 図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

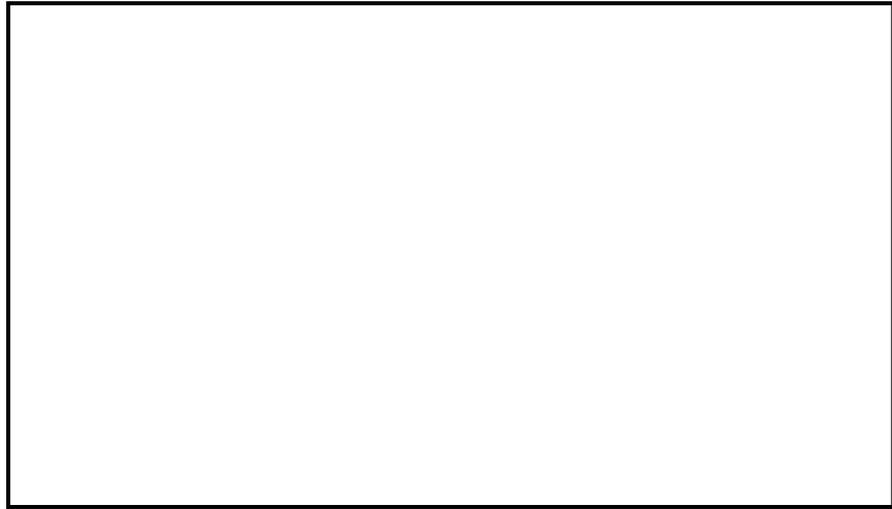
$$\begin{aligned} & \text{原子炉注水量} [\text{m}^3/\text{h}] \\ & = \text{} \times \text{原子炉水位変化率} [\text{mm}/\text{min}] \times 60 [\text{min}] \\ & \quad + \text{崩壊熱除去に必要な注水量} [\text{m}^3/\text{h}] \end{aligned}$$

原子炉圧力容器水量レベル換算：  
推定可能範囲：全範囲

	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; text-align: center; vertical-align: middle;">  </div> <p style="text-align: center;">第 58-7-7 図 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定</p>
<p style="text-align: center;">推定の評価</p>	<p>① サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は、サプレッション・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯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 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域） 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; 原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（サプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位）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。</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、注水設備によって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<sup>※2</sup>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>※2；原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm， 原子炉水位（SA 広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（SA 燃料域）の誤差：±41mm</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>

(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	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量	0～500m <sup>3</sup> /h*1	—
		0～500m <sup>3</sup> /h*2	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	0～200m <sup>3</sup> /h	—
代替 パラメータ	①代替淡水貯槽水位	0～20m	—
	②サブプレッション・プール水位 （低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量の代替）	-1～9m*3 (EL. 2, 030～12, 030mm)	-0.5～0m (EL. 2, 530～3, 030mm)
	②格納容器下部水位 （格納容器下部注水流量の代替）	+1.05m*4, *5 (EL. 12, 856mm)	—
		+0.50m, +0.95m*4, *6 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—
		+2.25m, +2.75m*4, *7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—
*1：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *2：可搬型設備による対応時に使用 *3：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サブプレッション・チェンバー底部より 7, 030mm） *4：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面）からの高さ *5：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） *6：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計） *7：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計）			
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を確認することである。		
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低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量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への注水量を推定することができる。</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位より注水量を推定する。また、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 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽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、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて合わせて確認する。</p>		



第 58-7-8 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

- ② サプレッション・プール水位  
 サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。

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・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・プール水量レベル換算 :



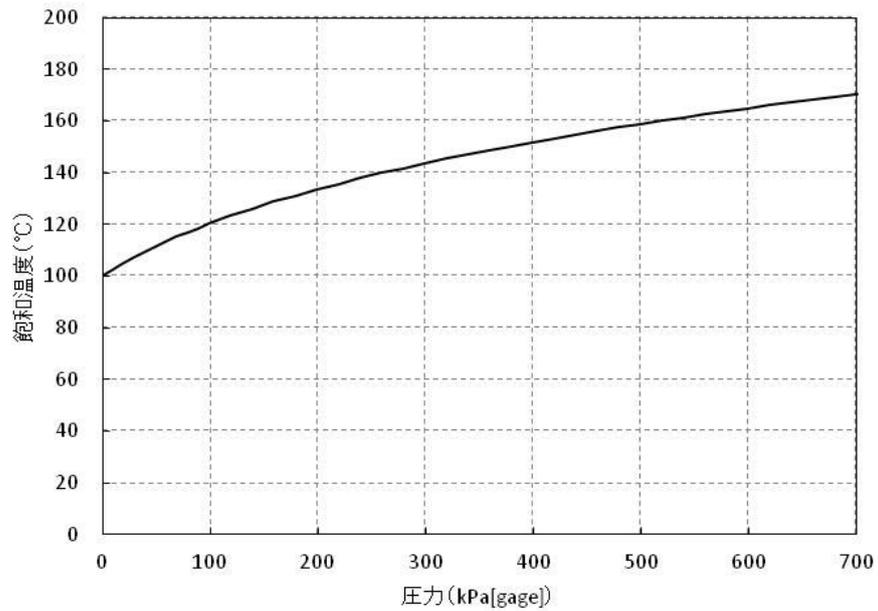
第 58-7-9 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

- ② 格納容器下部水位 (格納容器下部注水流量の代替)  
 ペDESTAL (ドライウェル部) 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、ペDESTAL (ドライウェル部) の平面積 (約 30m<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 代替淡水貯槽水位  代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯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、プラント状態による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 サプレッション・プール水位  サプレッション・プール水位による推定方法は、他の系統からのサプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>② 格納容器下部水位  ペDESTAL（ドライウエル部）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、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水目的は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り高さ（約2.75m）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、注水設備が機能していることを把握することであり、代替パラメータ（代替淡水貯槽水位）による推定は、水源の水位変化量から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>代替パラメータ（サプレッション・プール水位、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<sup>※1</sup>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>※1；サプレッション・プール水位の誤差：±0.08m  格納容器下部水位：±10mm</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）

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℃	136℃
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	136℃
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	88℃
	格納容器下部水温	0～500℃*1 (ペDESTAL床面 0m, +0.2m*2)	—
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	250kPa [gage]
	①サブプレッション・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～200℃	88℃
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (サブプレッション・プール水温度の代替)	0～200℃	136℃
	②サブプレッション・チェンバ圧力 (ドライウエル雰囲気温度, サブプレッション・チェンバ雰囲気温度, サブプレッション・プール水温度の代替)	0～1MPa [abs]	196kPa [gage]
	*1: R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器) *2: ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面) からの高さ		
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、格納容器の過温破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>格納容器内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。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して第 58-7-10 図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：100～180℃</p>		



第 58-7-10 図 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・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度  
サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下のとおり代替パラメータにより推定する。
  - ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・プール水温度により推定する。
  - ・サプレッション・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・チェンバ雰囲気温度により推定する。
- ② サプレッション・チェンバ圧力
  - ① ドライウエル圧力の推定方法と同様。

推定の評価

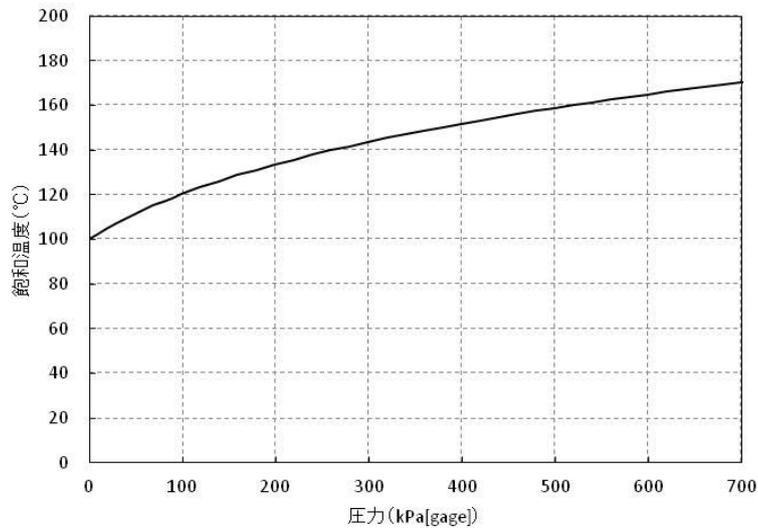
- ① ドライウエル圧力  
ドライウエル圧力による推定手順は，格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で格納容器内は飽和状態に維持されることから，格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができる。
  - ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度  
格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。
  - ② サプレッション・チェンバ圧力  
ドライウエル圧力と同様。
- < 誤差による影響について >  
格納容器内の温度を監視する目的は，格納容器の過温破損が防止されていることを確認することであり，代替パラメータ（ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力）による推定は，温度に換算して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°C）に対して，格納容

	<p>器内圧力の誤差約±8.0kPa [gage] から温度に換算した場合は 145±2℃程度)</p> <p>代替パラメータ（サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・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<sup>※1</sup>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>※1；サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.0℃  サブプレッション・プール水温度の誤差：±1.8℃</p> <p>本推定方法は，このような差が生じることを把握しながら推定することで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，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。</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，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。</p>
--	---

(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	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	250kPa [gage]
	サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	196kPa [gage]
代替パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa [abs]	196kPa [gage]
	①ドライウエル圧力 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～1MPa [abs]	250kPa [gage]
	②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	136℃
	②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	136℃
	②サブプレッション・プール水温度 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	88℃
	③ [ドライウエル圧力] ※ （ドライウエル圧力の代替）	0～500kPa [abs]	250kPa [gage]
	③ [サブプレッション・チェンバ圧力] ※ （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～500kPa [abs]	196kPa [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圧力を監視する目的は、格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>格納容器内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圧力を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する（サブプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウエル圧力にて推定）。</p> <p>② ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・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第 58-7-11 図より格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0～0.71MPa [gage]</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [サブプレッション・チェンバ圧力] 常用計器で格納容器内の圧力を計測することにより、推定する。</p>		



第 58-7-11 図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

- ① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力  
格納容器内のドライウエル側又はサブプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，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。
- ② ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・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・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度による推定手順は，格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。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，事象初期に一時的に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格納容器内は飽和状態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。
- ③ [ドライウエル圧力] 及び [サブプレッション・チェンバ圧力]  
監視可能であれば常用計器で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。

<誤差による影響について>

格納容器内の圧力を監視する目的は，格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することであり，代替パラメータ（ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力）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<sup>※1</sup>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。  
 ※1；ドライウエル圧力の誤差，サブプレッション・チェンバ圧力：±8kPa

代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度）による推定は，圧力に換算して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°C）に対して，格納容器内の温度の誤差は，ドライウエル雰囲気温度で約±3.2°C，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度で約±2.0°C，サブプレッション・プール水温度で約±1.8°Cであり，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は，ドライウエル圧力で 0.31±0.03MPa [gage] 程度，サブプレッション・チェンバ圧力で 0.31±0.02MPa [gage] 程度。）

	<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、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を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、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	サブプレッション・プール水位	-1~9m*1 (EL. 2,030~12,030mm)	-0.5~0m (EL. 2,530~3,030mm)
	格納容器下部水位	+1.05m*2,*3 (EL. 12,756mm)	—
		+0.50m, +0.95m*2,*4 (EL. 12,306mm, 12,756mm)	—
		+2.25m, +2.75m*2,*5 (EL. 14,056mm, 14,556mm)	—
代替 パラメータ	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（サブプレッション・プール水位の代替）	0~500m <sup>3</sup> /h*6	—
		0~500m <sup>3</sup> /h*7	—
	① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量（格納容器下部水位の代替）	0~200m <sup>3</sup> /h	—
	② 代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	③ ドライウエル圧力（サブプレッション・プール水位の代替）	0~1MPa [abs]	250kPa [gage]
	③ サブプレッション・チェンバ圧力（サブプレッション・プール水位の代替）	0~1MPa [abs]	196kPa [gage]
	④ [サブプレッション・プール水位] ※ （サブプレッション・プール水位の代替）	-50~50cm*1 (EL. 2,530~3,530mm)	-0.5~0m (EL. 2,530~3,030mm)
*1：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバー底部より 7,030mm） *2：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面）からの高さ *3：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） *4：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計） *5：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計） *6：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *7：可搬型設備による対応時に使用			
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、格納容器ベントを実施する際のサブプレッション・プール水位を確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウエル部）水位を確認することである。		
推定方法	格納容器内の水位の主要パラメータであるサブプレッション・プール水位、格納容器下部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。 ・サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、 <b>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量</b> 、水源である代替淡水貯槽の水位変化により、サブプレッション・プールの水位を推定する。また、サブプレッション・チェンバとドライウエルの差圧によりサブプレッション・プール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、 <b>低圧代替注水系格納容器下部注</b>		

水流量，水源である代替淡水貯槽の水位変化により，ペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定できる。

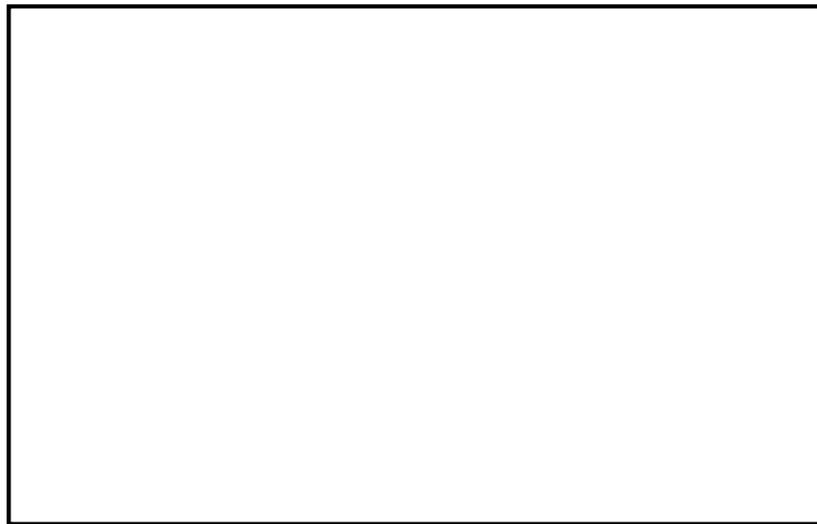
推定方法は，以下のとおりである。

- ① 低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量  
低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し，注水先であるサブプレッション・プール水位又はペDESTAL（ドライウエル部）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・温度にて合わせて確認する。

・サブプレッション・プール水位

$$1 \text{ 時間あたりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]} \\ = \text{格納容器スプレイ流量 [m}^3\text{/h]} / \text{[ ]}$$

サブプレッション・プール水量レベル換算： [ ]



第 58-7-12 図 サブプレッション・プールの水位容量曲線

・格納容器下部水位

$$1 \text{ 時間あたりに換算したペDESTAL（ドライウエル部）水位の上昇量 [cm/h]} \\ = \text{格納容器下部注水量 [m}^3\text{/h]} / \text{[ ]}$$

ペDESTAL（ドライウエル部）水量レベル換算： [ ]

- ② 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から，格納容器内の水位を推定する。なお，格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて合わせて確認する。

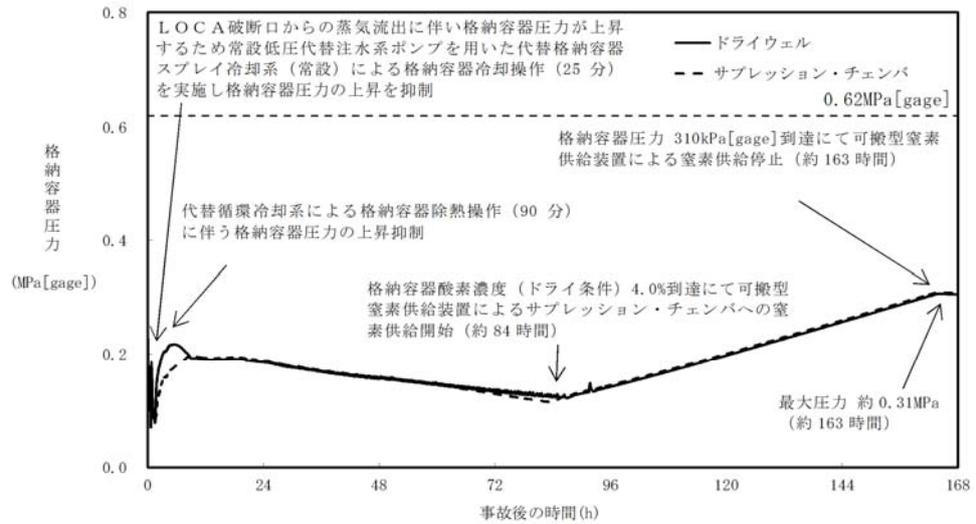
	<div data-bbox="459 197 1347 703" style="border: 1px solid black; height: 226px; margin-bottom: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-13 図 代替淡水貯槽水位容量曲線</p> <p>③ ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力        ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から求める水頭圧力より格納容器内の水位を推定する。</p> <p><math>h1 \cong Ps - Pd + 12.5m</math>  <math>h1</math>：格納容器内水位，<math>Ps</math>：サブプレッション・チェンバ圧力，<math>Pd</math>：ドライウェル圧力</p> <p>推定可能範囲：約 12.5～17.6m</p> <p>④ [サブプレッション・プール水位]        常用計器でサブプレッション・プール水位を計測することにより，推定する。</p>
<p style="text-align: center;">推定の評価</p>	<p>① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量        低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量による推定方法は，直前まで判明していた格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており，水位確認に適用できる</p> <p>② 代替淡水貯槽水位        代替淡水貯槽水位による推定方法は，代替淡水貯槽を水源として使用し，かつ，代替淡水貯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>③ ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力        計測範囲が限定されるものの，格納容器内の水位は上記①②（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替淡水貯槽水位）で推定できるため，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>④ [サブプレッション・プール水位]        監視可能であれば常用計器でサブプレッション・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;        格納容器内の水位を監視する目的は，格納容器ベントを実施する際のサブプレッション・プール水位を確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウェル部）水位を確認である。        代替パラメータ（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部</p>

	<p>注水流量)による推定は、注水設備による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。(低圧代替注水系格納容器スプレイ流量については、誤差約±4.0m<sup>3</sup>/hから、サブプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約±0.8cm/hであり、有効性評価における約28時間ベントを想定すると誤差は約±0.09m。低圧代替注水系格納容器下部注水流量については、誤差約±1.6m<sup>3</sup>/hから、ペDESTAL(ドライウェル部)の水位に換算した場合の誤差は約±0.05m/hであり、有効性評価における100m<sup>3</sup>/h、約40分での水張りを想定すると誤差は約±0.03m。)</p> <p>代替パラメータ(代替淡水貯槽水位)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。(代替淡水貯槽水位の誤差約±0.16mから注水量に換算した場合の誤差は約±50.3m<sup>3</sup>であり、サブプレッション・プール水位に換算すると約±0.11m、格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±1.68m。)</p> <p>代替パラメータ(ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力)による推定では、ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力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。(ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の誤差約±8.0kPa[gage]から、格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±1.63m。)</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>
--	---

(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）

※：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 (SA)	0~100vol%	3.3vol%以下
代替パラメータ	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	① ドライウェル圧力	0~1MPa [abs]	250kPa [gage]
	① サプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	196kPa [gage]
	② [格納容器内水素濃度] ※	0~20vol% / 0~100vol%	3.3vol%以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することである。		
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 (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雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により格納容器内の水素濃度を推定する。</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 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 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雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (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>① ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力 格納容器内の水素濃度を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。 ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 なお、非常時運転手順書類において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が <span style="border: 1px solid black; padding: 0 20px;"> </span> 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。</p> <p>格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて代替循環冷却を使用する場合の格納容器内圧力の変化を第 58-7-14 図に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p>		



第 58-7-14 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」  
 において代替循環冷却を使用する場合の格納容器内圧力変化

- ② [格納容器内水素濃度]  
 常用計器で格納容器内水素濃度を計測することにより、推定する。

推定の評価

- ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)  
 保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）では、実際の格納容器内の水素濃度よりも高く評価されることになるが、格納容器内での水素濃度把握の目的のためには、妥当な推定手段である。

- ① ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力  
 格納容器内圧力を確認し、事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなることから、格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

- ② [格納容器内水素濃度]  
 監視可能であれば常用計器で格納容器内の水素濃度を計測することができる。

<誤差による影響について>

格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することであり、代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力）により格納容器内水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。

(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）

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替 パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
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、炉心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雰囲気放射線モニタ (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合は格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 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 格納容器雰囲気放射線モニタ 格納容器雰囲気放射線モニタ (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雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 格納容器雰囲気放射線モニタ (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雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。</p>		
推定の評価	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 同じ仕様の検出器で放射線量率を計測することにより、炉心損傷の推定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; 格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することであり、代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ）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	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6$ 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% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	平均出力領域計装	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	[制御棒操作監視系] ※	全挿入～全引抜	—
代替 パラメータ	① 平均出力領域計装 （起動領域計装，[制御棒操作監視系] ※の代替）	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	① 起動領域計装 （平均出力領域計装，[制御棒操作監視系] ※の代替）	$10^{-1} \sim 10^6$ 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% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	② [制御棒操作監視系] ※ （起動領域計装，平均出力領域計装の代替）	全挿入～全引抜	—
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認することである。		
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計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域計装（平均出力領域計装を推定する場合は起動領域計装にて推定）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 起動領域計装，平均出力領域計装                      起動領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。                      平均出力領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの起動領域計装により推定する。</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>		
推定の評価	① 起動領域計装，平均出力領域計装 起動領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。		

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。

<誤差による影響について>

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把握することであり、代替パラメータ（起動領域計装、平均出力領域計装）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差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。

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。

(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）

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	格納容器圧力逃がし装置による冷却		
	フィルタ装置水位	180～5,500mm	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	—
		10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—
	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>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—
	代替循環冷却系による冷却の場合		
	サプレッション・プール水温度	0～200℃	88℃
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m <sup>3</sup> /h	—
	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℃	249℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	249℃
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L/s	493L/s
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m <sup>3</sup> /h	—
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50m <sup>3</sup> /h	—
代替 パラメータ	①ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	136℃
	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	136℃
	①ドライウェル圧力 (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)	0～1MPa [abs]	250kPa [gage]
	①サプレッション・チェンバ圧力 (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)	0～1MPa [abs]	196kPa [gage]
	①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系による冷却)	0～500℃	302℃
	①サプレッション・プール水温度 (残留熱除去系による冷却)	0～200℃	88℃

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による冷却状態を確認する目的は、原子炉及び格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することである。</p> <p>なお、最終ヒートシンクによる冷却状態の確認は、プラントの状態を監視することで確認でき、単一パラメータで確認することは困難であるため、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</p>
推定方法	<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・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力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>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・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力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>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・チェンバ雰囲気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>残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの計測が困難となった場合には、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・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・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;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、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</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・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力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> <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、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</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・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力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> <p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <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・チェンバ雰囲気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> <p>&lt;残留熱除去系による冷却の場合&gt;</p> <p>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・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度</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・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・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>

推定の評価	<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，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力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ことから，最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを把握できる。また，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器内雰囲気気の除熱が適切に行われていることを確認することができる。したがって，この推定の方法は，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;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，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力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，最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを把握できる。また，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器雰囲気気の除熱が適切に行われていることを確認することができる。したがって，この推定の方法は，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;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器雰囲気気の除熱が適切に行われていることを確認することができることから，この推定方法は，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;残留熱除去系による冷却の場合&gt;</p> <p>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・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度</p> <p>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・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器内の除熱が適切に行われていることを確認することができることから，この推定方法は，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;誤差による影響について&gt;</p> <p>最終ヒートシンクによる冷却状態の確認の目的は，原子炉圧力容器及び格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することであり，代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，原子炉圧力容器温度，サブプレッション・プール水温度）の低下傾向からの推定によって，除熱が適切に行われ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。</p> <p>以上により，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>
-------	--

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

※：有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉压力容器パラメータ		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	格納容器パラメータ		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	136℃
	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	250kPa [gage]
	原子炉建屋パラメータ		
	[エリア放射線モニタ] ※	$10^{-4} \sim 10^0$ mSv/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（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），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℃	136℃
	①ドライウエル圧力 （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～1MPa [abs]	250kPa [gage]
	① [エリア放射線モニタ] ※ （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力の代替）	$10^{-4} \sim 10^0$ mSv/h	—
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	①原子炉圧力 （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]
	①原子炉圧力（SA） （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]

	<p>*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）</p> <p>*2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）</p>
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監視する目的は、格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを確認することである。</p> <p>なお、格納容器バイパスの監視は、プラントの状態を監視することで確認でき、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、＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。</p> <p>＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、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＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。</p> <p>＜格納容器パラメータ＞の主要パラメータであるドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞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＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉格納容器パラメータ＞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>＜原子炉圧力容器パラメータ＞</p> <p>①＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞</p> <p>＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞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>＜格納容器パラメータ＞</p> <p>①＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞</p> <p>＜格納容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜原子炉建屋パラメータ＞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>＜原子炉建屋パラメータ＞</p> <p>①＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜格納容器パラメータ＞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、原子炉圧力容器からの漏えい発生を＜原子炉圧力容器パラメータ＞により確認し、格納容器内での漏えいの傾向がないことを＜格納容器パラメータ＞により確認し、原子炉建屋での漏えい傾向があることを＜原子炉建屋パラメータ＞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たとし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るため、この推定の方法は、格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。</p> <p>＜誤差による影響について＞</p> <p>格納容器バイパスの監視を実施する目的は、格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを把握することであり、代替パラメータ（＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜</p>

	<p>格納容器パラメータ&gt;、&lt;原子炉建屋パラメータ&gt;による推定によって、格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生している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。</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>
--	---

(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	サブプレッション・プール水位	-1~9m*1 (EL. 2, 030~12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~3, 030mm)
	代替淡水貯槽水位	0~20m	—
代替 パラメータ	① 高压代替注水系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	—
	① 代替循環冷却系原子炉注水流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	① 原子炉隔離時冷却系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	40L/s
	① 高压炉心スプレイ系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500L/s	438L/s
	① 残留熱除去系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	470L/s
	① 低压炉心スプレイ系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	456L/s
	② 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~10MPa [gage]	—
	② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~5MPa [gage]	—
	② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~10MPa [gage]	5.98MPa [gage]
	② 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~10MPa [gage]	7.24MPa [gage]
	② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~4MPa [gage]	2.30MPa [gage]
	② 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~4MPa [gage]	2.53MPa [gage]
	① 低压代替注水系原子炉注水流量 (代替淡水貯槽水位の代替)	0~500m <sup>3</sup> /h*2	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*2,4	—
		0~300m <sup>3</sup> /h*3	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*3,4	—
	① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (代替淡水貯槽水位の代替)	0~500m <sup>3</sup> /h*2	—
		0~500m <sup>3</sup> /h*3	—
	① 低压代替注水系格納容器下部注水流量 (代替淡水貯槽水位の代替)	0~200m <sup>3</sup> /h	—
	② 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 (代替淡水貯槽水位の代替)	0~5MPa [gage]	—
	③ [サブプレッション・プール水位] ※ (サブプレッション・プール水位の代替)	-50~50cm*1 (EL. 2, 530~3, 530mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~3, 030mm)

	<p>*1: 基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm(サブプレッション・チェンバー底部より 7, 030mm)</p> <p>*2: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用</p> <p>*3: 可搬型設備による対応時に使用,      *4: 狭帯域流量</p>
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源を確認する目的は、原子炉压力容器及び格納容器への注水が継続可能であることを確認することである。</p>
推定方法	<p>サブプレッション・プール又は代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量、吐出圧力により、サブプレッション・プール水位又は代替淡水貯槽水位を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>&lt;サブプレッション・プール水位&gt;</p> <p>① サブプレッション・プールを水源とする注水系の流量  サブプレッション・プールを水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の流量から、これら系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。</p> <p>② サブプレッション・プールを水源とする注水系のポンプ吐出圧力  サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から、各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、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。</p> <p>③ [サブプレッション・プール水位]  常用計器でサブプレッション・プール水位を計測することにより、推定する。</p> <p>&lt;代替淡水貯槽水位&gt;</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部流量  代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部流量から推定する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-15 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力  常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、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、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。</p>

推定の評価	<p>&lt;サブプレッション・プール水位&gt;</p> <p>① サプレッション・プールを水源とする注水系の流量  本推定方法の目的は、サブプレッション・プールを水源とした注水系の運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、系統流量を確認し注水系が正常に動作していることを確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定できることから、適用可能である。</p> <p>② サプレッション・プールを水源とする注水系のポンプ吐出圧力  本推定方法の目的は、サブプレッション・プールを水源とした注水系の運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、注水系ポンプの吐出圧力を確認し注水系ポンプが正常に動作していることを確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③ [サブプレッション・プール水位]  監視可能であれば常用計器でサブプレッション・プール水位を計測することができる。</p> <p>&lt;代替淡水貯槽水位&gt;</p> <p>① 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量，格納容器スプレイ流量，格納容器下部流量）  低圧代替注水系流量（原子炉注水流量，格納容器スプレイ流量，格納容器下部流量）による推定方法は、直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力  本推定方法の目的は、常設低圧代替注水系ポンプの運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、ポンプの吐出圧力を確認しポンプが正常に動作していることを確認することで、必要な水源である代替淡水貯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>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>水源を確認する目的は、原子炉圧力容器及び格納容器への注水が継続可能であること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・プールを水源とする系統流量注水量，ポンプ吐出圧力，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力）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。</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 （原子炉建屋原子炉棟 6 階）	0～10vol%	—
	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）	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，格納容器からの水素漏えいを確認することである。		
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。</p> <p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 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に導入された水素濃度とそのときの静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度との関係）により推定する。</p> <div style="text-align: center; border: 1px solid black; width: 50%; margin: 10px auto; height: 200px;"> </div> <p>第 58-7-16 図 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温度差は約 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温度差は約 170K となる。</p>		
推定の評価	<p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋内の水素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を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>		

<誤差による影響について>

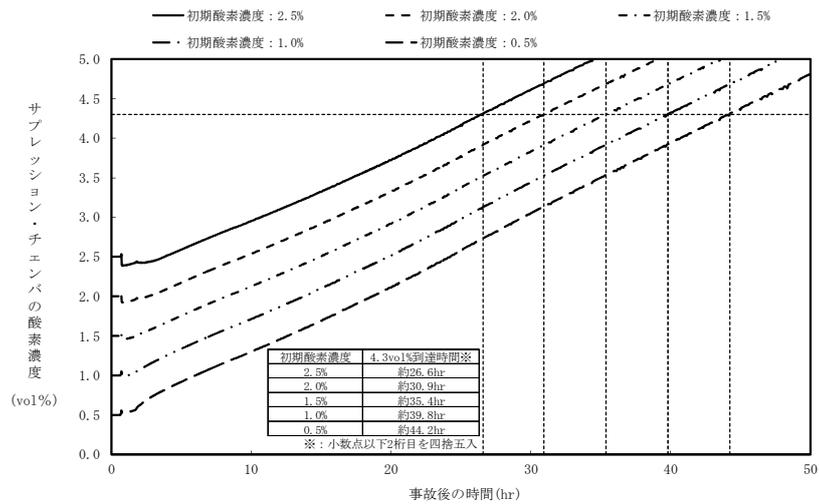
原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無並びに入口及び出口の差温度から、水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計の誤差約±3.2℃から温度差として最大6.4℃程度の誤差。）

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

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

※：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 (SA)	0~25vol%	4.4vol%以下												
代替パラメータ	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満												
	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満												
	① ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	250kPa [gage]												
	① サプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	196kPa [gage]												
	② [格納容器内酸素濃度] ※	0~10vol% / 0~30vol%	4.4vol%以下												
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することである。														
推定方法	<p>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 (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雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (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 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、第 58-7-17 図及び第 58-7-18 図に示す、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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <table border="1" style="margin: 0 auto;"> <thead> <tr> <th>初期酸素濃度</th> <th>4.3vol%到達時間※</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2.5%</td> <td>約25.7hr</td> </tr> <tr> <td>2.0%</td> <td>約30.4hr</td> </tr> <tr> <td>1.5%</td> <td>約35.5hr</td> </tr> <tr> <td>1.0%</td> <td>約40.6hr</td> </tr> <tr> <td>0.5%</td> <td>約46.2hr</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：小数点以下2桁目を四捨五入</p> </div> <p>第 58-7-17 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」 において代替循環冷却を使用する場合のドライウエルの酸素濃度変化</p>			初期酸素濃度	4.3vol%到達時間※	2.5%	約25.7hr	2.0%	約30.4hr	1.5%	約35.5hr	1.0%	約40.6hr	0.5%	約46.2hr
初期酸素濃度	4.3vol%到達時間※														
2.5%	約25.7hr														
2.0%	約30.4hr														
1.5%	約35.5hr														
1.0%	約40.6hr														
0.5%	約46.2hr														



第 58-7-18 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却を使用する場合のサブプレッション・チェンバの酸素濃度変化

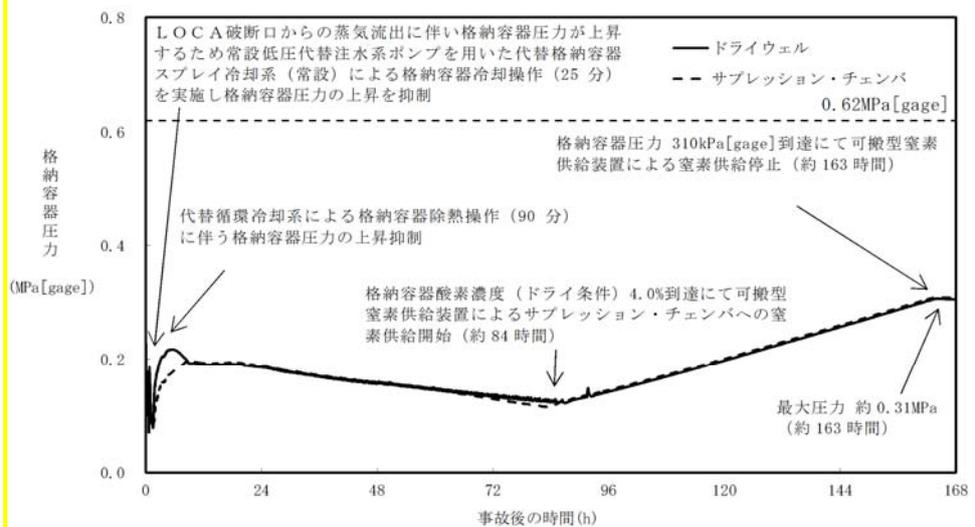
① ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力

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

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

なお，事故時操作手順において，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，格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で，ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力が 0.62MPa 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて代替循環冷却を使用する場合の格納容器内圧力の変化を第 58-7-19 図に示す。有効性評価の結果では，格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており，格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。



第 58-7-19 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却を使用する場合の格納容器内圧力変化

<p>推定の評価</p>	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)  初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では, 実際の格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが, 格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには, 妥当な推定手段である。</p> <p>① ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力  格納容器内圧力を確認し, 事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握することは, 炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなることから, 格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには, 妥当な推定手段である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  格納容器内の酸素濃度を監視する目的は, 格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することであり, 代替パラメータ (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力) により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<sup>※1</sup>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>※1; 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の誤差: <math>5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}</math>, N:-2~5  格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の誤差: <math>5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}</math>, N:-2~5  ドライウエル圧力: <math>\pm 8 \text{kPa}</math>  サプレッション・チェンバ圧力: <math>\pm 8 \text{kPa}</math></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>
--------------	--

(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	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	-4,300～+7,200mm *1 (EL. 35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)
		0～120℃	66℃
	使用済燃料プール温度（SA）	0～120℃	66℃
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料プール温度（SA） （使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）, 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高 レンジ・低レンジ）, 使用済燃料プール監 視カメラの代替）	0～120℃	66℃
	①使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） （使用済燃料プール温度（SA）, 使用済燃 料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・ 低レンジ）, 使用済燃料プール監視カメラ の代替）	-4,300～+7,200mm *1 (EL. 35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)
		0～120℃	66℃
	①使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） （使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）, 使用済燃料プール温度（SA）, 使用済燃 料プール監視カメラの代替）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	
	②使用済燃料プール監視カメラ （使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）, 使用済燃料プール温度（SA）, 使用済燃 料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低 レンジ）の代替）	—	—
*1: 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）			
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。		
推定方法	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータの計測等が困難になった場合、下記のとおり推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール水位・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プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</li> <li>使用済燃料プール温度（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プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</li> </ul>		

- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。
- ・使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により推定する。

推定方法は、以下のとおりである。

<使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）>

- ① 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）  
使用済燃料プール水位・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プール温度（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プールエリア放射線モニタにより水位／放射線量の関係を利用して第 58-7-18 図より、必要な水位が確保されていることを推定する。
- ② 使用済燃料プール監視カメラ  
使用済燃料プール水位・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。

<使用済燃料燃料プール温度（SA）>

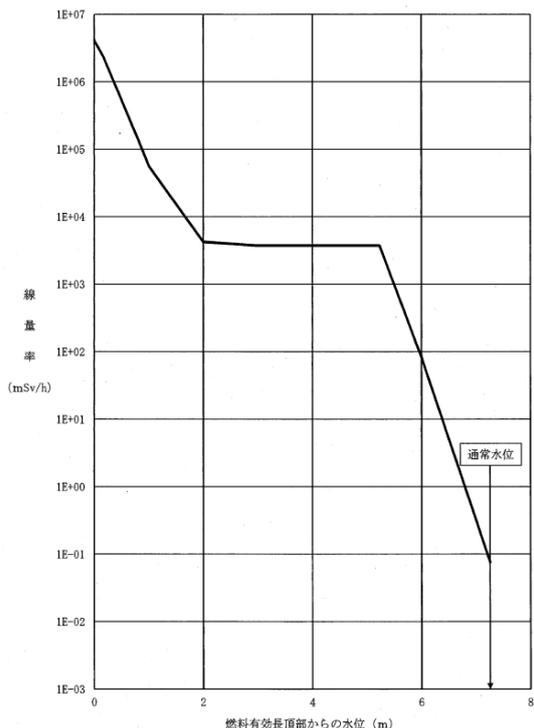
- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）  
使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。
- ② 使用済燃料プール監視カメラ  
使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。

<使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）>

- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）  
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（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プール水位・温度（SA 広域）により水位／放射線量の関係を利用して第 58-7-20 図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ② 使用済燃料プール監視カメラ  
使用済燃料プール温度（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。

<使用済燃料プール監視カメラ>

- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）  
使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（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。



第 58-7-20 図 水位と放射線量率の関係

推定の評価

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は，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより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確認することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

<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（使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ）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<sup>※1</sup>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。

- ※1；使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）のうち水位の誤差：±173mm
- 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）のうち温度の誤差：±2.9℃
- 使用済燃料プール温度（SA）の誤差：±0.9℃
- 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の誤差：  
 $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ , N: -2~5
- 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の誤差：  
 $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$ , N: -2~5

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，使用済燃料プールにおける燃料体等の冷却，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) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*17
原子炉压力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内	±4.9℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±0.09MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±0.09MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,500mm*1	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,300mm*2	2	原子炉建屋原子炉棟 2階	±44mm
原子炉水位 (SA 広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,500mm*1	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±43mm
原子炉水位 (SA 燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,300mm*2	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±41mm
高压代替注水系系統流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.4L/s
低压代替注水系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~500m <sup>3</sup> /h*3	各1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m <sup>3</sup> /h
		0~80m <sup>3</sup> /h*3,*5			±0.7m <sup>3</sup> /h
		0~300m <sup>3</sup> /h*4	各1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±2.4m <sup>3</sup> /h
		0~80m <sup>3</sup> /h*4,*5			±0.7m <sup>3</sup> /h
代替循環冷却系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋原子炉棟 地上2階	±1.6m <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	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
高压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.3L/s
残留熱除去系系統流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~500m <sup>3</sup> /h*3	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.0m <sup>3</sup> /h
		0~500m <sup>3</sup> /h*4	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m <sup>3</sup> /h
低压代替注水系格納容器 下部注水流量	差圧式 流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±1.6m <sup>3</sup> /h
代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~300m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±3.2m <sup>3</sup> /h
ドライウェル券囲気温度	熱電対	0~300℃	8	原子炉格納容器内	±3.2℃
サブプレッション・チェン バ券囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*17
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	±1.8℃
格納容器下部水温	測温抵抗体	0~500℃*6 (ベデスタル床面 0m, +0.2m*7)	各 5	原子炉格納容器内	±1.7℃
ドライウェル圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 4階	±8kPa
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 1階	±8kPa
サブプレッション・プール水位	差圧式 水位検出器	-1~9m*8 (EL. 2, 030~+12, 030mm)	1	原子炉建屋原子炉棟 地下 2階	±0.08m
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1.05m*7,*9 (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内	±10mm
		+0.50m, +0.95m*7,*10 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
		+2.25m, +2.75m*7,*11 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±1.7vol%
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオン チェンバ	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	5.3×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.9×10 <sup>N</sup> Sv/h N:-2~5
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオン チェンバ	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下 1階	5.3×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.9×10 <sup>N</sup> Sv/h N:-2~5
起動領域計装	核分裂 電離箱	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> cps (1.0×10 <sup>3</sup> ~1.0×10 <sup>9</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~125% (1.0×10 <sup>8</sup> ~1.5×10 <sup>13</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	8	原子炉格納容器内	7.3×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.38×10 <sup>N</sup> cps N:-1~6 又は±2.0%
平均出力領域計装	核分裂 電離箱	0~125% (1.0×10 <sup>12</sup> ~1.0×10 <sup>14</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2*12	原子炉格納容器内	±2.7%
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	180~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし 装置フィルタ装置格 納槽内	±43mm
フィルタ装置圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa[gage]	1	格納容器圧力逃がし 装置フィルタ装置格 納槽内	±0.008MPa
フィルタ装置スクラビン グ水温度	熱電対	0~300℃	1	格納容器圧力逃がし 装置フィルタ装置格 納槽内	±3.0℃

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*17
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ N:-2~5
		$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ N:-2~5
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$ N:-2~5
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋付属棟 3 階	$\pm 2.1 \text{vol}\%$
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$ N:-2~5
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0~100°C	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 2.0^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟 1 階	$\pm 3.1^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 3.1^\circ\text{C}$
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0~550L/s	2	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 4.8 \text{L/s}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 6.4 \text{m}^3/\text{h}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 0.4 \text{m}^3/\text{h}$
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20m	1	常設低圧代替注水系格納槽内	$\pm 0.16 \text{m}$
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 0.08 \text{MPa}$
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa[gage]	2	常設低圧代替注水系格納槽内	$\pm 0.04 \text{MPa}$
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa[gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 0.04 \text{MPa}$
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 0.09 \text{MPa}$
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 0.09 \text{MPa}$
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 0.04 \text{MPa}$
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 0.04 \text{MPa}$

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*17
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6階	±0.51vol%
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟 2階, 地下 1階	±1.02vol%
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4*13	原子炉建屋原子炉棟 6階	±3.2℃
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±0.6vol%
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300~+7,200mm*14 (EL. 35,077~46,577mm)	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	±173mm
	測温抵抗体	0~120℃	1*15		±2.9℃
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1*16	原子炉建屋原子炉棟 6階	±0.9℃
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ N:-2~5
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1		$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$ N:-2~5
使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋原子炉棟 6階 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置: 原子炉建屋付属棟 4階)	- (映像)

- \* 1 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)
- \* 2 : 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)
- \* 3 : 可搬型設備による対応時に使用
- \* 4 : 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- \* 5 : 狭帯域流量
- \* 6 : R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)
- \* 7 : ペDESTAL 底面 (コリウムシールド上表面) からの高さ
- \* 8 : 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)
- \* 9 : R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)
- \* 10 : R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)
- \* 11 : R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)
- \* 12 : 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- \* 13 : 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して, 出入口に 1 個ずつ設置
- \* 14 : 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)
- \* 15 : 検出点 2 箇所
- \* 16 : 検出点 8 箇所
- \* 17 : 検出器~SPDS 表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更になる可能性がある)

58-8

可搬型計測器について

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	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	0～500℃	0～1, 200℃ *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。
	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	0～10.5MPa [gage]	2	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。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa [gage]	0～10.5MPa [gage]	2			中央制御室	
原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3, 800～1, 500 mm *2	-3, 800～1, 500 mm *2	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。
	原子炉水位 (燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	2			中央制御室	
	原子炉水位 (SA 広帯域)	-3, 800～1, 500 mm *2	-3, 800～1, 500 mm *2	1			中央制御室	
	原子炉水位 (SA 燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	1			中央制御室	
	原子炉水位 (SA 燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	1			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	0～50L/s	0～50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1			中央制御室	
	高压炉心スプレイス系統流量	0～500L/s	0～500L/s	1			中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	低压代替注水系原子炉注水流量	0～500m <sup>3</sup> /h *4	0～500m <sup>3</sup> /h *4	各 1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～80m <sup>3</sup> /h *4, *6	0～80m <sup>3</sup> /h *4, *6				中央制御室	
		0～300m <sup>3</sup> /h *5	0～300m <sup>3</sup> /h *5				中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量 残留熱除去系系統流量	0～80m <sup>3</sup> /h *5, *6	0～80m <sup>3</sup> /h *5, *6	各 1		差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～150m <sup>3</sup> /h	0～150m <sup>3</sup> /h				中央制御室	
		0～600L/s	0～600L/s				中央制御室	
		0～600L/s	0～600L/s				中央制御室	

※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	0~500m <sup>3</sup> /h*4 0~500m <sup>3</sup> /h*5	0~500m <sup>3</sup> /h*4 0~500m <sup>3</sup> /h*5	1 1	1	差圧式流量検出器 差圧式流量検出器	中央制御室 中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	0~200m <sup>3</sup> /h	1	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	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	サブレーション・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器下部水温	0~500℃*7 (ペデスタル床面0m, +0.2m*8)	-200~500℃*1	各5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数(4個×2高さ分)を設定する。
	ドライウエル圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・チェンバ圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	サブレーション・プール水位	-1~9m*9 (EL. 2, 030~12, 030mm)	-1~9m*9 (EL. 2, 030~12, 030mm)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	格納容器下部水位	+1.05m*8, *10 (EL. 12, 856mm)	+1.05m*8, *10 (EL. 12, 856mm)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
		+0.50m, +0.95m *8, *11 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	+0.50m, +0.95m *8, *11 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各2				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	0~100vol%	—	1	*19	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考	
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6$ 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% ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	-	8	*19	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。	
	平均出力傾域計装	平均出力傾域計装	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) *13	-	2*14	*19	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
		フィルタ装置水位	180~5,500mm	180~5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-
		フィルタ装置圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
		フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	-
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	-	2	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。
		フィルタ装置入口水素濃度	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	-	1	*19	イオンチェンバ	-	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	0~100vol%	-	2	*19	熱伝導式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	-	1	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	-	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~400m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	-	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。	
	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	0~550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。	
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	0~800m <sup>3</sup> /h	0~800m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。	
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。	

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0～20m	0～20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧心スプレイスポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5MPa [gage]	0～5MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5MPa [gage]	0～5MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa [gage]	0～4MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	0～4MPa [gage]	0～4MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉建屋水素濃度	0～10vol%	—	2		触媒式水素検出器	—	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	—	3	*19	熱伝導式水素検出器	—
静的触媒式水素再結合器動作監視装置		0～300℃	0～350℃*1	4*15	2	熱電対	中央制御室	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	0～25vol%	—	1	*19	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	—4,300～+7,200mm *16 (EL.35,077～46,577mm)	—	1	*19	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 (SA)	0～120℃	—200～500℃*1	1*17	1	測温抵抗体	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。
	使用済燃料エリアプールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0～120℃	0～350℃*1	1*18		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料プール監視カメラ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料プール監視カメラ	10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—	1		赤外線カメラ	—	

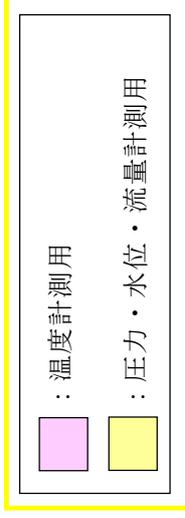
※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

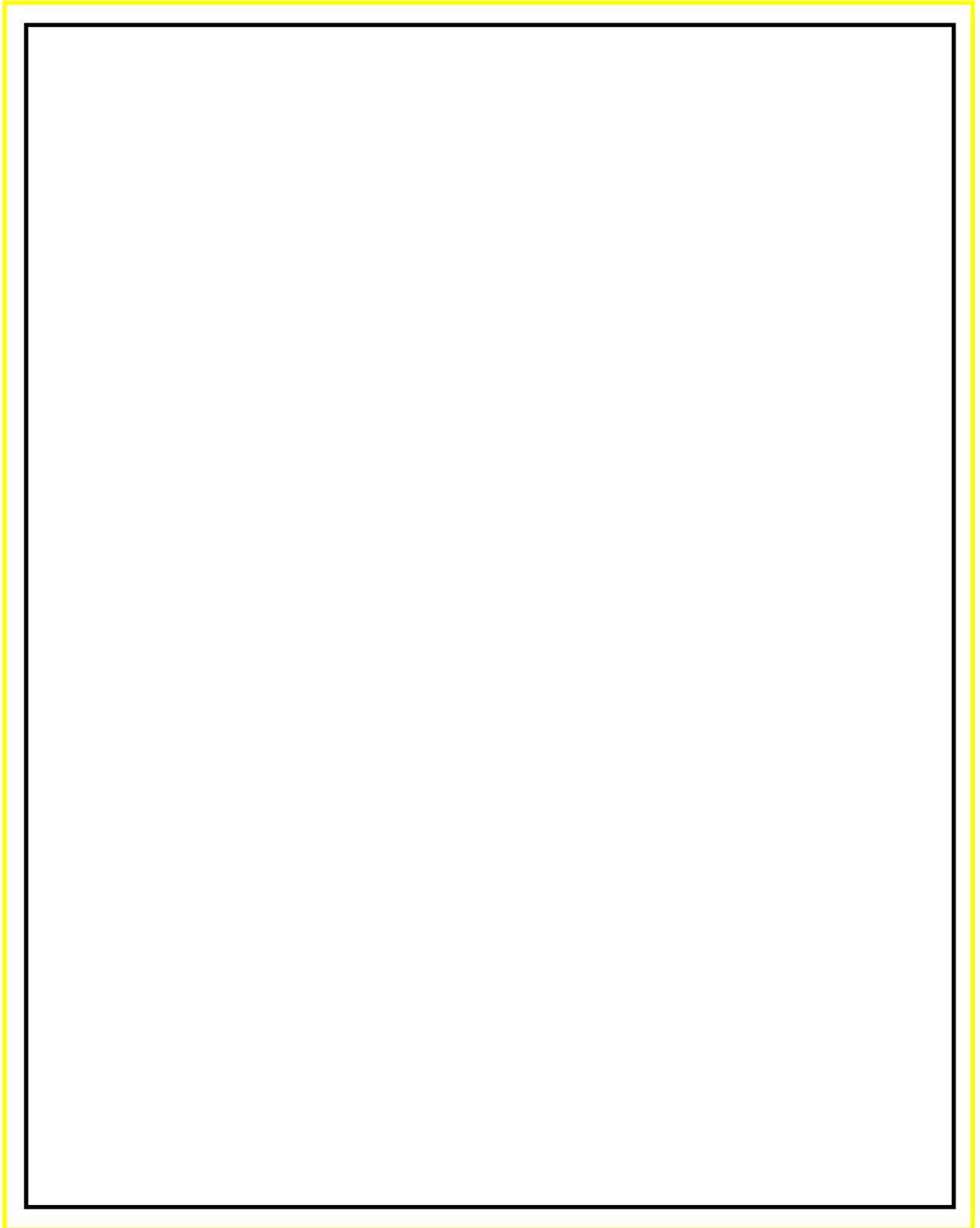
配備台数：可搬型計測器（温度計測用）を20個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を18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18個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

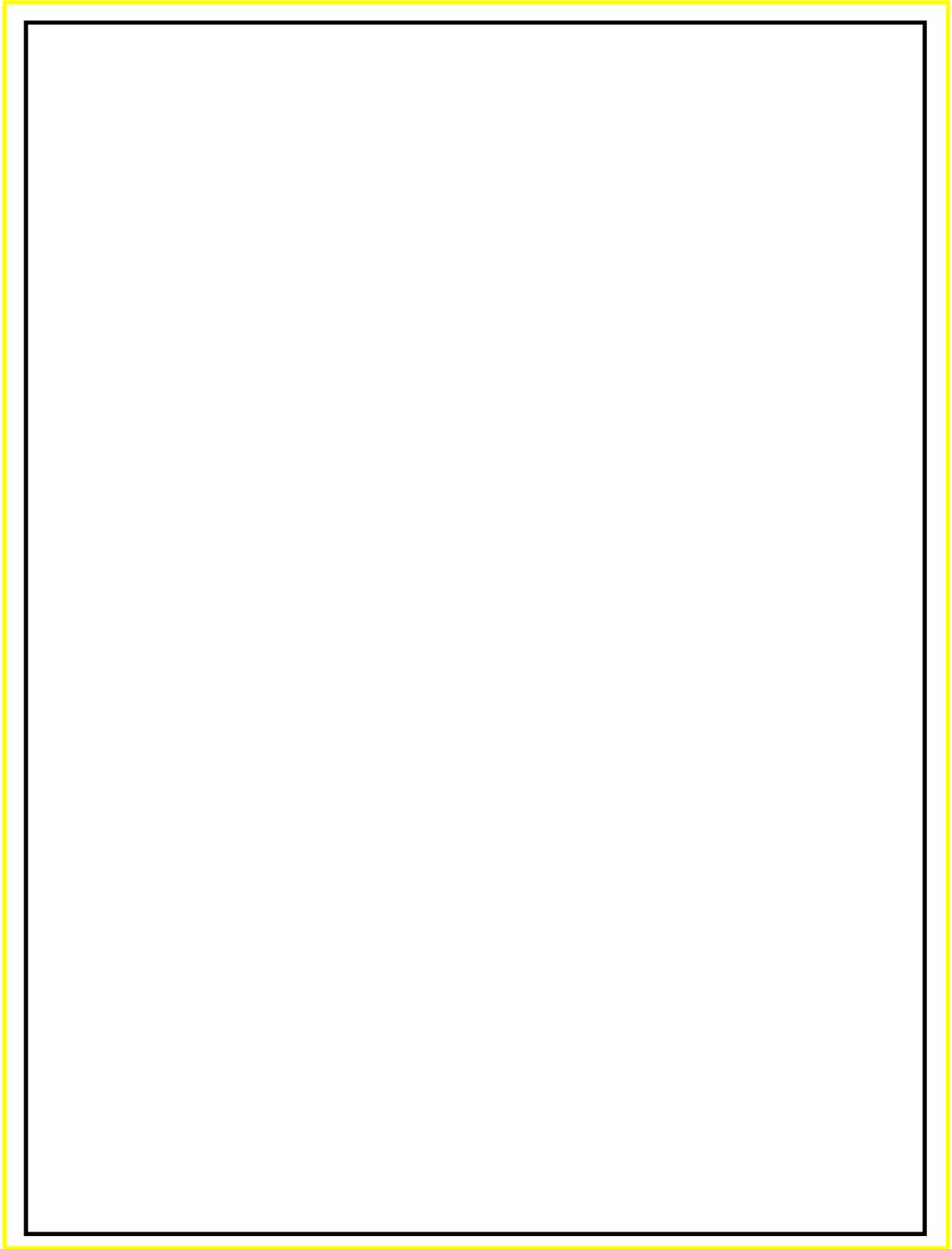
- \*1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- \*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）
- \*3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）
- \*4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- \*5：可搬型設備による対応時に使用
- \*6：狭帯域流量
- \*7：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- \*8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ
- \*9：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレッション・チェンバ底部より7,030mm）
- \*10：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- \*11：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）
- \*12：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- \*13：定格出力時の値に対する比率で示す。
- \*14：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個、B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。

- \*15：2個の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個ずつ設置
- \*16：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
- \*17：検出点2箇所
- \*18：検出点8箇所
- \*19：全交流動力電源喪失時は、水素・酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度(SA広域)、監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

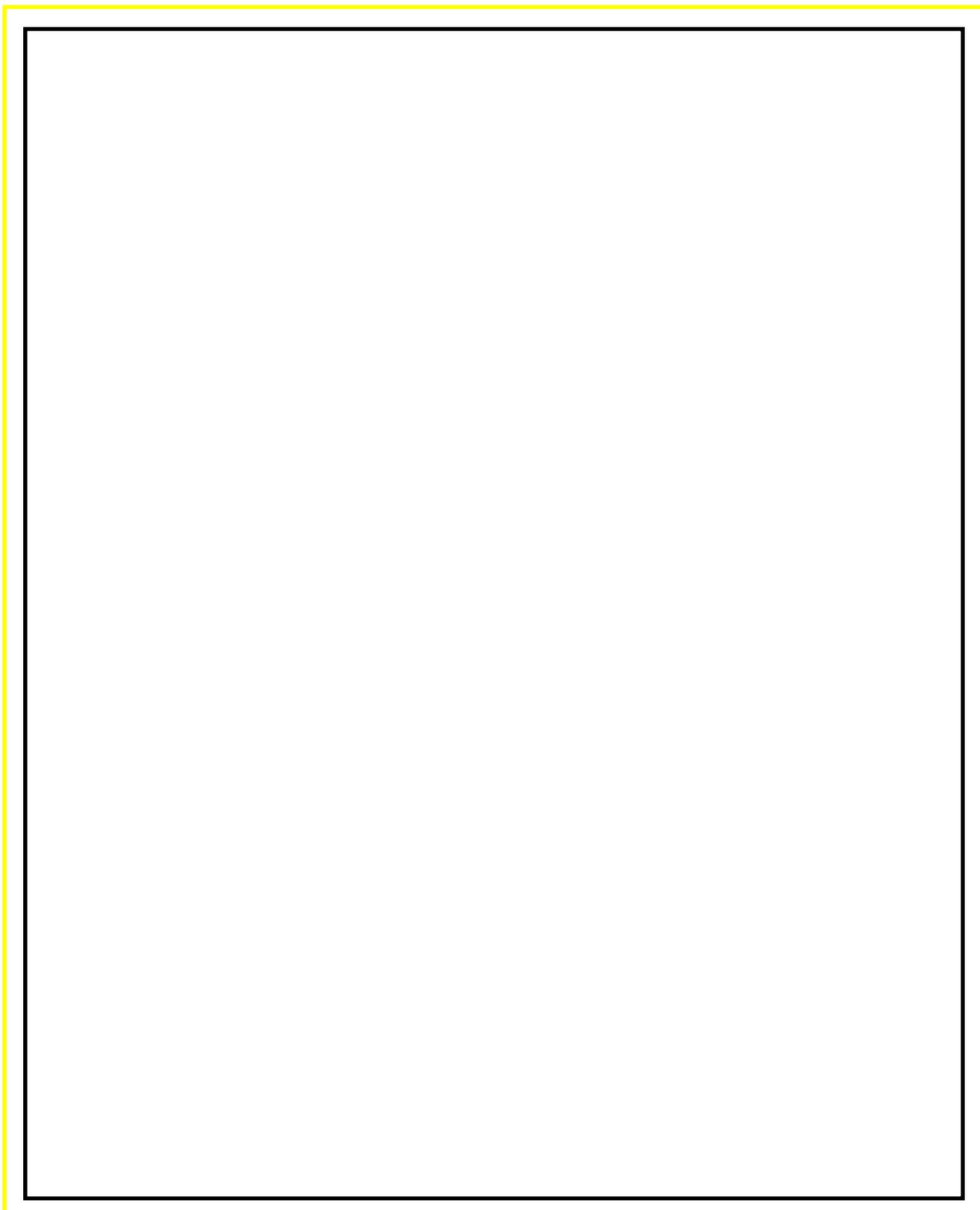




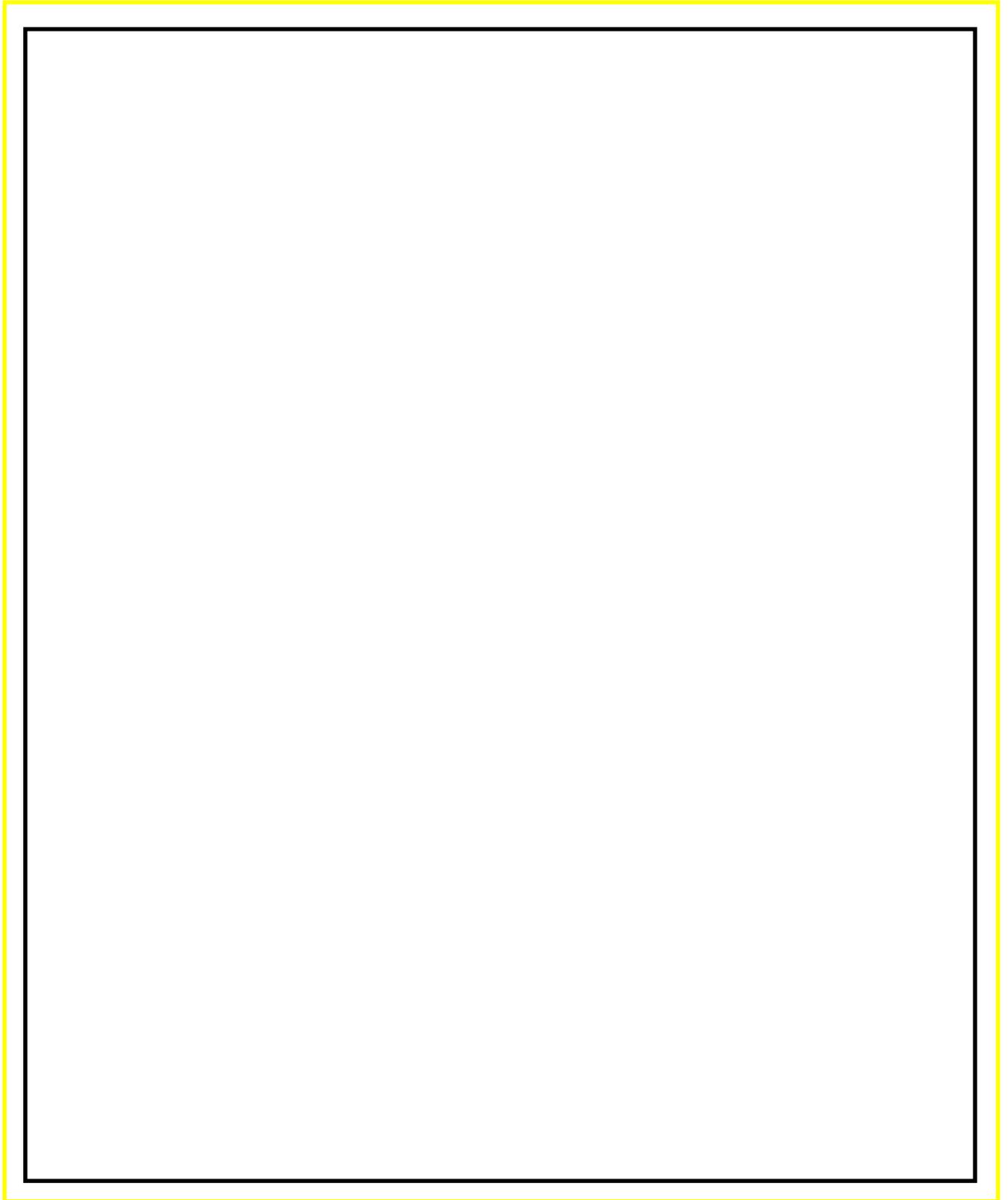
第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (1/4)



第 58-8-2 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (2/4)



第 58-8-3 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (3/4)



第 58-8-4 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (4/4)

58-9

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圧・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。

第 58-9-1 表 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa [gage]	

第 58-9-2 表 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、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	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	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

※ 1 : 検出部は無機物で構成しており、放射線による影響はない

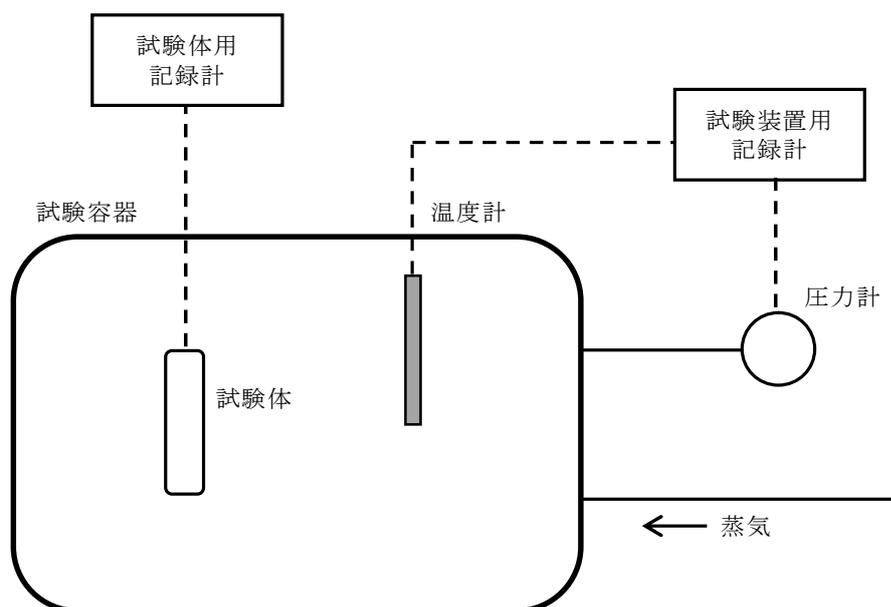
2. 原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内，屋外  
原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内及び屋外  
に設置の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては，それ  
ぞれの設置場所における重大事故等時における環境条件を考慮した設計とす  
る。

## 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、格納容器過圧・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」である。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。

第 58-9-1 図 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境性評価試験結果

重大事故等時模擬試験の結果, 圧力 0.62MPa [gage] 以上, 温度 200°C 以上, 積算線量  以上 (無機物で構成している検出器は除く) の重大事故等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回っていることから, 計器の健全性に問題はない。

第 58-9-3 表 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において, 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。
ドライウエル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	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

※ 1 : 検出部は無機物で構成しており, 放射線による影響はない

58-10

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について

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発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（第 58-10-1 表参照）。

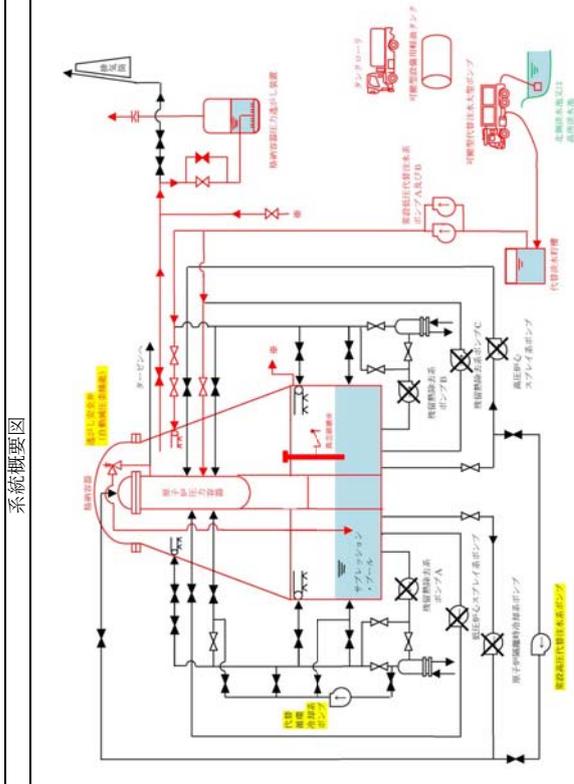
## 2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（第 58-10-1 表参照）。



第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (1/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
		真空破壊弁 (S/C→D/W)	48条 (S/P蓄熱補助)
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条 (ポンプ), 49条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系スプレイヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	48条 (ベント元), 49条 (注入先)
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		代替淡水貯槽 (水源)	47条 (水源), 49条 (水源)
		北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源)	56条 (ただし設備ではなく措置)
		外部電源 (電源)	DB (解折上使用を仮定)
		非常用ディーゼル発電機 (電源) ※1	57条設計基準拡張
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (電源) ※1	57条設計基準拡張
		常設代替交流電源設備※1	57条
		可搬型代替注水大型ポンプ (代替水源移送)	56条 (水源移送)
		タンクローリ (可搬型代替注水大型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)
		平均出力領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		起動領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認)
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)
		高圧炉心スプレイ系系統流量	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)
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条 (代替注水設備の運転確認)
		低圧代替注水系原子炉注水流	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)
		代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)
		ドラウエール圧力	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・チェンバ圧力	58条 (格納容器状態確認)
		ドラウエール雰囲気温度	58条 (格納容器状態確認)



※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

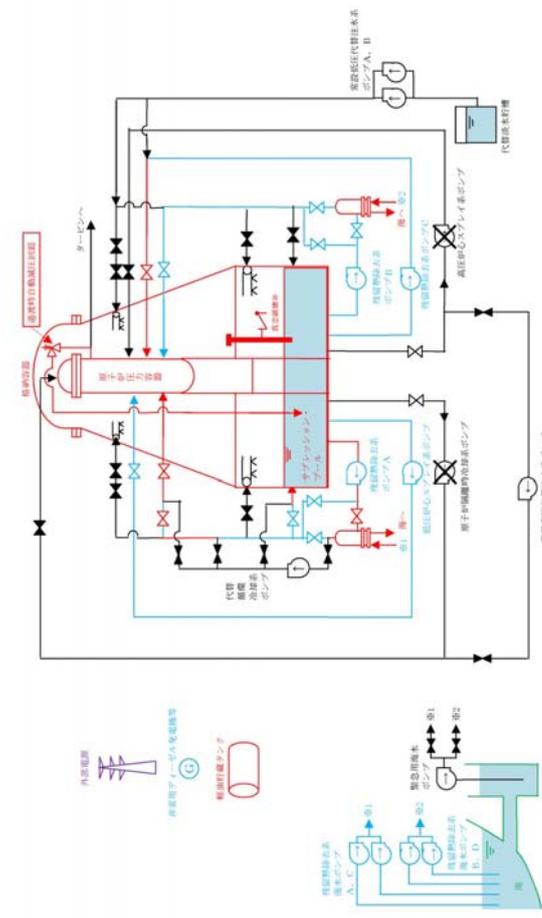
第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (2/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失 (つづき)	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		サブプレッジョン・プール水位	58条 (格納容器状態確認)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 58条 (格納容器状態確認)

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (3/28)

No.	シナリオ	期待する設備	分類
2.2	高圧注水・減圧機能喪失	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) 過渡時自動減圧回路 (過渡時自動減圧機能)	46条 46条
		真空破壊弁 (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
		低圧炉心スプレイスポンジ	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		低圧炉心スプレイス配管 (低圧炉心スプレイス流れ)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		低圧炉心スプレイス弁 (低圧炉心スプレイス流れ)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		低圧炉心スプレイスパーージャ (低圧炉心スプレイス流れ)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		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
		残留熱除去系ポンジ	47条, 49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (サブプレッジョン・プール冷却流路)	47条, 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 (低圧注水流路) (サブプレッジョン・プール冷却流路)	47条, 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
		残留熱除去系熱交換器 (低圧注水流路) (サブプレッジョン・プール冷却流路) (残留熱除去系海水流路)	47条, 48条, 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 (熱交換器) と分類
		残留熱除去系海水ポンジ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	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
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	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
		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
		外部電源 (電源)	DB (解析上使用を仮定)
		サブプレッジョン・プール (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
		海水	56条 (ただし設備ではなく措置)
		軽油貯蔵タンク※1	57条 (燃料源)
		非常用ディーゼル発電機 (電源) ※1	57条設計基準拡張
		高圧炉心スプレイスディーゼル発電機 (電源) ※1	57条設計基準拡張
		平均出力領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		起動領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)
		高圧炉心スプレイス系系統流量	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)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)
		低圧炉心スプレイスポンジ吐出圧力	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系ポンジ吐出圧力	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		サブプレッジョン・プール水温度	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)

系統概要図



※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが, 外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失 (長期T B)	原子炉スクラム機能 逃がし安全弁 (安全弁機能及び自動減圧機能) 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 弁 (高圧注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系熱交換機器 (低圧注水流路) (格納容器スプレイ冷却流路) (残留熱除去系海水流路) 残留熱除去系スプレイヘッダ (格納容器スプレイ冷却流路) (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路) 可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路) 低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路) 代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク サブレーション・プール (水源) 海水 北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源) タンクローリー (可搬型代替注水大型ポンプ給油) 常設代替交流電源設備 125V 2 A 蓄電池 (電源) 125V 2 B 蓄電池 (電源) 緊急用直流125V蓄電池 (電源) 平均出力領域計装	DB (SA発生前に使用) 46条 48条 (S/P蓄熱補助) 45条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 47条, 49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 47条, 49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類 47条, 49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類 47条, 48条, 49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (熱交換器) と分類 49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定), 49条 (流路) 48条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 48条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) 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 (解折上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類 47条, 49条 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (注入先) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) DB (解折上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類 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 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
<p>系統概要図</p>			

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (5/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失 (長期T B) (つづき)	<p>起動領域計装</p> <p>原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)</p> <p>原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)</p> <p>低圧代替注水系原子炉注水流量</p> <p>ドライウエル圧力</p> <p>サブレーション・チェンバ圧力</p> <p>ドライウエル雰囲気温度</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量</p> <p>サブレーション・プール水温度</p> <p>サブレーション・プール水位</p> <p>残留熱除去系系統流量</p> <p>残留熱除去系海水系系統流量</p>	<p>DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)</p> <p>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)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>58条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p>

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (6/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (安全弁機能及び自動減圧機能)	46条
シナリオ	系統概要図	真空破壊弁 (S/C→D/W)	48条 (S/P蓄熱補助)
		常設高圧代替注水系ポンプ	45条 (ポンプ)
		高圧代替注水系配管 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)
		高圧代替注水系弁 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)
		原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)
		原子炉隔離時冷却系 (注水系) 弁 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)
		原子炉圧力容器	45条, 47条 (注入先)
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (格納容器スプレイ冷却流路)	47条, 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 (低圧注水流路) (格納容器スプレイ冷却流路)	47条, 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
		残留熱除去系熱交換機器 (低圧注水流路) (格納容器スプレイ冷却流路) (残留熱除去系海水流路)	47条, 48条, 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 (熱交換器) と分類
		残留熱除去系スプレイヘッド (格納容器スプレイ冷却流路) (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系海水ポンプ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	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
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	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
		可搬型代替注水大型ポンプ	47条, 49条
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)		
代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)		
残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)		
残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)		
軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)		
可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)		
可搬型代替注水大型ポンプ	47条, 49条		
サプレッション・プール (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		
海水	56条 (ただし設備ではなく措置)		
タンクローリ (可搬型代替注水大型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)		
北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源)	56条 (ただし設備ではなく措置)		
常設代替交流電源設備	57条		
緊急用直流125V蓄電池 (電源)	57条 (直流電源)		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（TBD, TBU） （つづき）	原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		高圧代替注水系統流量	58条（代替注水設備の運転確認）
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		ドライウェル圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブレーション・チェンバ圧力	58条（格納容器状態確認）
		サブレーション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		サブレーション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		残留熱除去系海水系系統流量	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (8/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失 (TBP)	原子炉スクラム機能 逃がし安全弁 (安全弁機能及び自動減圧機能) 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 弁 (高圧注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (格納容器スプレ イ冷却流路) 残留熱除去系 (低圧注水流路) (格納容器スプレ イ冷却流路) 残留熱除去系熱交換機器 (低圧注水流路) (格納容器 スプレイ冷却流路) (残留熱除去系海水流路) 残留熱除去系スプレイヘッダー (格納容器スプレイ冷却 流路) (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路) 残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路) 可搬型代替注水大型ポンプ 低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路) 低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路) 代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器ス プレイ冷却流路) 代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレ イ冷却流路) 残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却 流路) 残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流 路) 格納容器 軽油貯蔵タンク 可搬型設備用軽油タンク サブレーション・プール (水源) 北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源) 海水 タンクローリ (可搬型代替注水大型ポンプ給油) 常設代替交流電源設備 125V 2 A 蓄電池 (電源) 125V 2 B 蓄電池 (電源) 緊急用直流125V蓄電池 (電源) 平均出力領域計装	DB (SA発生前に使用) 46条 48条 (S/P蓄熱補助) 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, 49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47条, 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 47条, 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 47条, 48条, 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 (熱交換器) と分類 49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) , 49条 (流路) 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) 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 47条, 49条 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 (注入先) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類 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 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 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
	系統概要図		

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2, 3, 3	全交流動力電源喪失 (TBP) (つづき)	起動領域計装 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 低圧代替注水系原子炉注水流量 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) トライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力 トライウエル雰囲気温度 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 サブレーション・プール水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量	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) 58条 (炉心損傷有無判断) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の冷却), 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認) 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) 58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		速がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	真空破壊弁（S/C→D/W）	48条（S/P蓄熱補助）	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	原子炉圧力容器	45条設計基準拡張、47条（注入先）	
	残留熱除去系ポンプ	47条、49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレ	47条、49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	イ冷却流路）	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）（格納容器スプレ	47条、49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	イ冷却流路）	ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類	
	残留熱除去系熱交換機器（格納容器スプレイ冷却	48条、49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	流路）（緊急用海水系流路）	ただし一部は他シナリオでSA（熱交換器）と分類	
	残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	流路）	ただし一部は他シナリオでSA（ペンultimate, 注入先）と分類	
	格納容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注入先）	
	緊急用海水ポンプ	48条	
	緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
	緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
	残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
	残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
	常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）	
	低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）	
	軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）	
	サブレーション・プール（水源）	DB（解析上使用を仮定）	
	海水	ただし他シナリオでSA（水源）と分類	
	代替淡水貯槽（水源）	56条（ただし設備ではなく措置）	
	代替淡水貯槽（水源）	56条（水源）	
	常設代替交流電源設備※1	57条	
	平均出力領域計装	DB（SA発生前のスクラム機能確認）	
	起動領域計装	ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類	
	原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）	DB（SA発生前のスクラム機能確認）	
	原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）	ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類	
	原子炉隔離時冷却系系流量	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）	
	サブレーション・プール水温度	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）	58条（格納容器状態確認）	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条（原子炉状態確認）	
	低圧代替注水系原子炉注水流	58条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水流）	

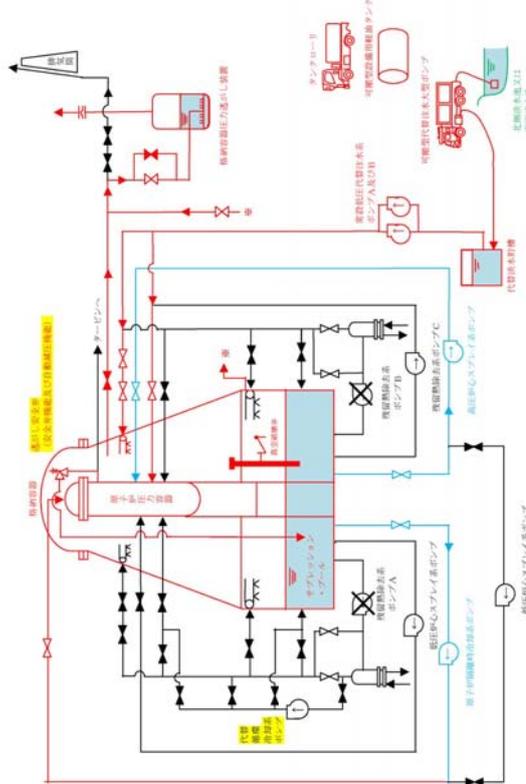
※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（11/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合） （つづき）	代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		残留熱除去系海水系系統流量	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	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）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	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）
		ドライウェル圧力	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・チェンバ圧力	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）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2. 4. 2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		真空破壊弁（S/C→D/W）	48条（S/P蓄熱補助）
		高圧炉心スプレイレイ系ポンプ	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイレイ系配管（高圧流水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイレイ系弁（高圧流水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイレイ系スパーージャ（高圧流水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉圧力容器	45条設計基準拡張、47条（注入先）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）、49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系（B）配管（代替格納容器スプレイレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系（B）弁（代替格納容器スプレイレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイレイヘッド（代替格納容器スプレイレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条（ベント元）、49条（注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブレーション・プール（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
		代替淡水貯槽（水源）	47条（水源）、49条（水源）
		北側淡水池又は高所淡水池（代替水源）	56条（ただし設備ではなく措置）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイレイ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		常設代替交流電源設備※1	57条
		可搬型代替注水大型ポンプ（代替水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水大型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		平均出力領域計装	DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類
		起動領域計装	DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類
		原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）
		原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイレイ系系統流量	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		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）
		サブレーション・プール水温度	58条
		残留熱除去系ポンプ吐出力	58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）



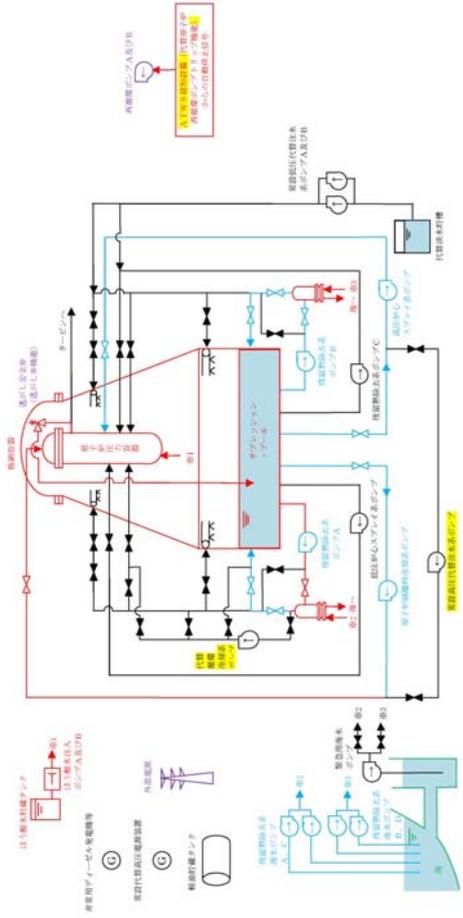
※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） （つづき）	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条（原子炉状態確認）
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条（代替注水設備の運転確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		ドライヴェル圧力	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・チェンバ圧力	58条（格納容器状態確認）
		ドライヴェル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水位	58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失の確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（炉心損傷有無判断）
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	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）
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			

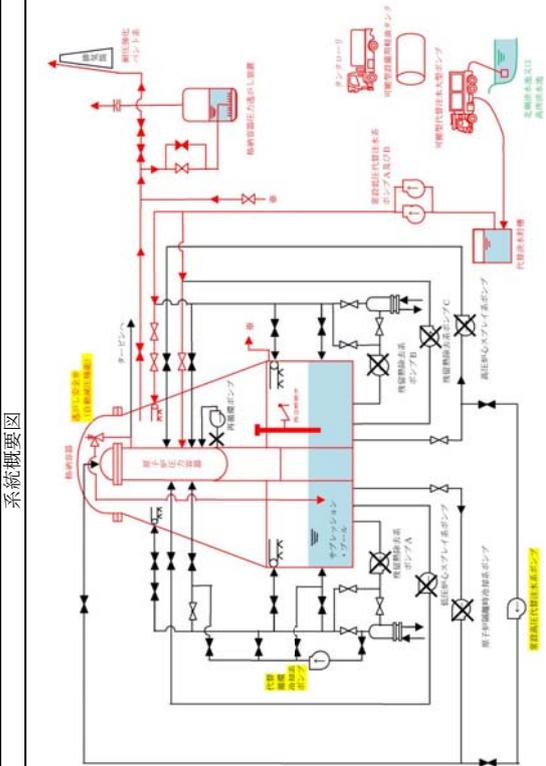
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/28）

No.	シナリオ	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	44条
		ほう酸水注入ポンプ	44条（ポンプ）
		ほう酸水貯蔵タンク	44条（流路）
		ほう酸水注入系配管	44条（流路）
		ほう酸水注入系弁	44条（流路）
		逃がし安全弁（逃がし弁機能）	DB（解折上使用を仮定）
		原子炉圧力容器	44条（注入先），45条設計基準拡張
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	46条（減圧制御）
		高圧炉心スプレイスポンプ	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイス配管（高圧流水流路）	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイス弁（高圧流水流路）	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		スパーージャ（高圧流水流路）	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系弁（注水系）弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（サブレンジョ	47条，49条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		ン・プールの冷却流路）	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）（サブレンジョ	47条，49条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		ン・プール冷却流路）	ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
		残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（サブレ	47条，48条，49条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		ッション・プールの冷却流路）（残留熱除去系海水流	ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
		路）	ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類
		残留熱除去系海水ポンプ	ただし一部は他シナリオでSA（熱交換器）と分類
		残留熱除去系海水配管（残留熱除去系海水流路）	48条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		サブレンジョン・プール（水源）	48条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		海水	ただし一部は他シナリオでSA（水源）と分類
		格納容器	56条（ただし設備ではなく措置）
		外部電源（電源）	DB（解折上使用を仮定）
		平均出力領域計装	58条（スクラム失敗確認，SLC注入確認）
		起動領域計装	58条（スクラム失敗確認，SLC注入確認，未臨界確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉炉状態確認）
		トライウエル圧力	49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		高圧炉心スプレイス系系統流量	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条設計基準拡張（解折上使用を仮定）
		サブレンジョン・プール水温度	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（解折上使用を仮定）



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOCA時注水機能喪失	原子炉スクラム機能 逃がし安全弁（自動減圧機能） 真空破壊弁（S/C→D/W） 常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路） 低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路） 残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系（B）配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系（B）弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系（C）弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器 格納容器圧力逃がし装置 軽油貯蔵タンク※1 可搬型設備用軽油タンク 代替淡水貯槽（水源） 北側淡水池又は高所淡水池（代替水源） 可搬型代替注水大型ポンプ（代替水源移送） タンクローリ（可搬型代替注水大型ポンプ給油） 外部電源（電源） 常設代替交流電源設備※1 非常用ディーゼル発電機（電源）※1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）※1 平均出力領域計装	DB（SA発生前に使用） 46条 48条（S/P蓄熱補助） 47条（ポンプ）、49条（ポンプ） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 47条（注入先） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 49条（流路） 48条（ベント元）、49条（注入先） 48条 57条（燃料源） 57条（燃料源） 58条（水源） 56条（ただし設備ではなく措置） 56条（水源移送） 57条（燃料輸送） DB（解折上使用を仮定） 57条 57条設計基準拡張 57条設計基準拡張 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（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58条（原子炉状態確認） 58条（代替注水設備の運転確認） 47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水確認） 58条（格納容器状態確認） 56条（水の供給設備）、58条（水源確認） 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） 49条（格納容器の冷却）、58条（代替スプレイ確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（炉心損傷有無判断） 48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、58条（格納容器状態確認）
	シナリオ	起動領域計装 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 高圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系原子炉注水流量 ドライウエル雰囲気温度 代替淡水貯槽水位 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 サブレーション・プール水位 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	



※1 解折上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/28）

No.	シナリオ	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	真空破壊弁（S/C→D/W）	48条（S/P蓄熱補助）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		原子炉圧力容器	45条、47条設計基準拡張、47条（注入先）
		低圧炉心スプレイレイ系ポンプ	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		低圧炉心スプレイレイ系配管（低圧炉心スプレイレイ流路）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		低圧炉心スプレイレイ系弁（低圧炉心スプレイレイ流路）	47条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		低圧炉心スプレイレイ系スパーージャ（低圧炉心スプレイレイ流路）	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	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		残留熱除去系配管（サブプレッション・プール冷却流路）	49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		残留熱除去系弁（サブプレッション・プール冷却流路）	49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（サブプレッション・プール冷却流路）	48条、49条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	ただし他シナリオでSA（熱交換器）と分類
		格納容器	DB（解析上使用を仮定するDB設備の注入先）
		残留熱除去系海水ポンプ	47条（ポンプ）、49条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	47条（流路）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（流路）
	低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	サブプレッション・プール（水源）	DB（解析上使用を仮定）	
	代替淡水貯槽（水源）	ただし他シナリオでSA（水源）と分類	
	海水	47条（水源）	
	外部電源（電源）	56条（ただし設備ではなく措置）	
	軽油貯蔵タンク※1	DB（解析上使用を仮定）	
	常設代替交流電源設備※1	57条（燃料源）	
	非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条	
	高圧炉心スプレイレイ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条設計基準拡張	
	平均出力領域計装	DB（SA発生前のスクラム機能確認）	
	起動領域計装	ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類	
	原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）	DB（SA発生前のスクラム機能確認）	
	原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）	ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）	
	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（原子炉状態確認）	
		58条設計基準拡張（ISLOCA発生の確認）	

※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA） （つづき）	低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		低圧炉心スプレレイ系系統流量	58条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	58条（炉心損傷有無判断）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条（代替注水設備の運転確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備） 58条（水源確認）
		サブレーション・プール水温度	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）



第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による注水機能喪失 (つづき)	平均出力領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		起動領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 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 (解折上使用を仮定)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注 水確認)
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49 条 (格納容器の冷却), 58条 (格納容器状態 確認)
		ドライウエル雰囲気温度	58条 (格納容器状態確認)
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレ イ確認)
		サブプレッション・プール水温度	58条 (格納容器状態確認)
		サブプレッション・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 (解折上使用を仮定)
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	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)
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 58 条 (格納容器状態確認)

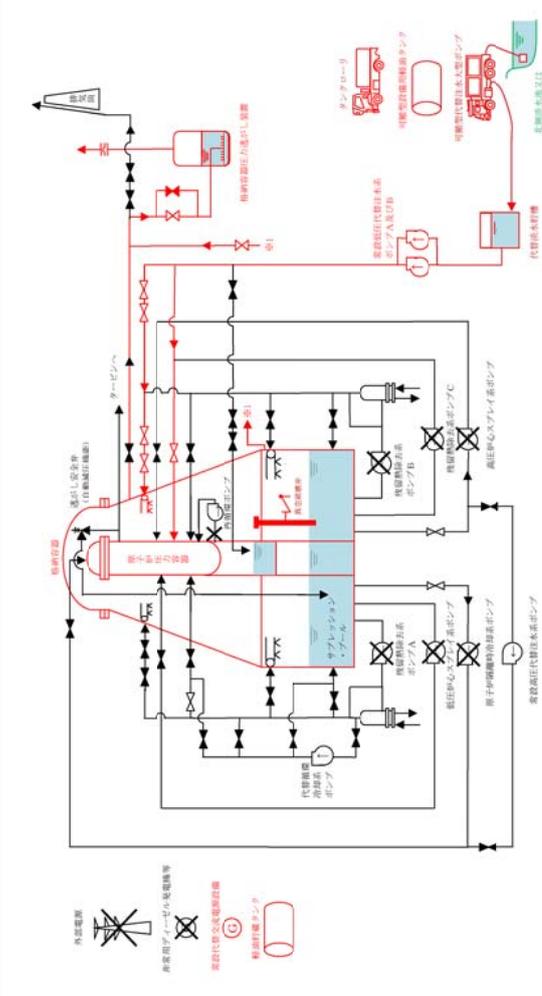


第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器加圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	ドライウエル雰囲気温度	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）
		ドライウエル圧力	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）
		サブレーション・チェンバ圧力	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（代替スブレイ確認）
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替循環冷却系原子炉注水流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スブレイ確認）
		代替循環冷却系格納容器スブレイ流量	58条（格納容器酸素濃度確認）
		格納容器内酸素濃度	

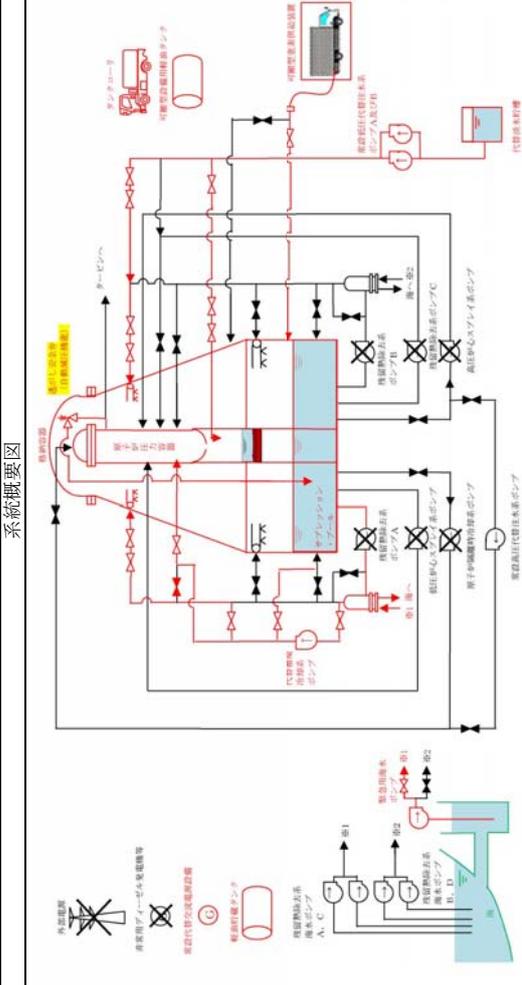
第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.3	格納容器過圧・過温循環冷却系を使用しない場合	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		真空破壊弁 (S/C→D/W)	50条 (S/P蓄熱補助)
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条 (ポンプ), 49条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系スプレイヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	48条 (ベント元), 49条 (注入先)
		格納容器圧力逃がし装置	50条
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
可搬型代替注水大型ポンプ (代替水源移送)	56条 (水源移送)		
タンクローリ (可搬型代替注水大型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)		
代替淡水貯槽 (水源)	47条 (水源), 49条 (水源)		
北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源)	56条 (ただし設備ではなく措置)		
海水	56条 (ただし設備ではなく措置)		
常設代替交流電源設備	57条		
平均出力領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) 他シナリオでSA (58条設備) と分類		
起動領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) 他シナリオでSA (58条設備) と分類		
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)		
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)		
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)		
低圧代替注水系原子炉注水流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	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)		
原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	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)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)		
ドライウェル雰囲気温度	58条 (格納容器状態確認)		
ドライウェル圧力	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)		
サブレーション・チェンバ圧力	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)		
代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)		
サブレーション・プール水位	58条 (格納容器状態確認)		
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認)		



第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/28)

No.	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	40条
		緊急用海水ポンプ	50条 (ポンプ)
		緊急用海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		緊急用海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系熱交換器 (緊急用海水系流路) (代替循環冷却流路)	50条 (熱交換器)
		常設低圧代替注水系ポンプ	49条 (ポンプ), 51条 (ポンプ)
		代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		原子炉圧力容器	50条 (注入先)
		残留熱除去系スプレイヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	49条 (注入先), 51条 (注入先)
		代替循環冷却系ポンプ	50条 (流路)
		代替循環冷却系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		代替循環冷却系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系 (A) 配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系 (A) 弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系スプレイヘッド (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		格納容器下部注水系配管 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		格納容器下部注水系弁 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		低圧代替注水系配管 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		サブプレシジョン・プール (水源)	50 (水源)
		代替淡水貯槽 (水源)	47条 (水源), 49条 (水源)
		海水	56条 (ただし設備ではなく措置)
		常設代替交流電源設備	57条
		平均出力領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		起動領域計装	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
		原子炉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保)
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)
		原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	58条 (炉心損傷有無判断)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉炉状態確認)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		低圧代替注水系格納容器下部注水流速	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)
		格納容器下部水温	58条 (格納容器状態確認)



第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (24/28)

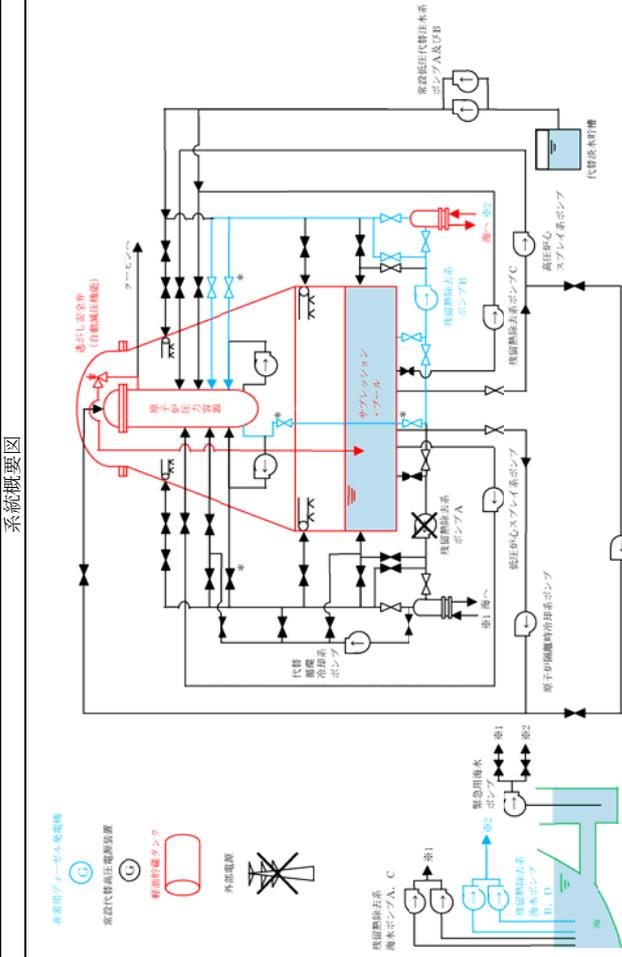
No.	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱 (つづき)	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力容器温度 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器) 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 サプレッション・プール水温度	49条 (格納容器の冷却), 50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉状態確認) 49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認) 50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認) 47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) 58条 (格納容器状態確認)

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (25/28)

No.	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用 想定事故1 (使用済燃料プール)	可搬型代替注水大型ポンプ	54条 (ポンプ)
3.4		低圧代替注水配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
3.5		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
4.1		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
4.1		代替燃料プール注水配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
	系統概要図	代替燃料プール注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		使用済燃料プール	54条 (注入先)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		タンクローリ (可搬型代替注水大型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)
		代替淡水貯槽 (水源)	56条 (水源)
		北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源)	56条 (ただし設備ではなく措置)
		常設代替交流電源設備	57条
		非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張 (SFP冷却機能喪失を確保)
		使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	54条 (SFP状態確認)
		使用済燃料プール温度 (SA)	54条 (SFP状態確認)
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	54条 (SFP上部空間線量確認)
		使用済燃料プール監視カメラ	54条 (SFP状態確認)
		代替注水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)
4.2	想定事故2 (使用済燃料プール)	可搬型代替注水大型ポンプ	54条 (ポンプ)
		低圧代替注水配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		代替燃料プール注水配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		代替燃料プール注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		使用済燃料プール	54条 (注入先)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		タンクローリ (可搬型代替注水大型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)
		代替淡水貯槽 (水源)	56条 (水源)
		北側淡水池又は高所淡水池 (代替水源)	56条 (ただし設備ではなく措置)
		常設代替交流電源設備	57条
		非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張 (SFP冷却機能喪失を確保)
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	54条 (SFP状態確認)	
	使用済燃料プール温度 (SA)	54条 (SFP状態確認)	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	54条 (SFP上部空間線量確認)	
	使用済燃料プール監視カメラ	54条 (SFP状態確認)	
	代替注水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)	

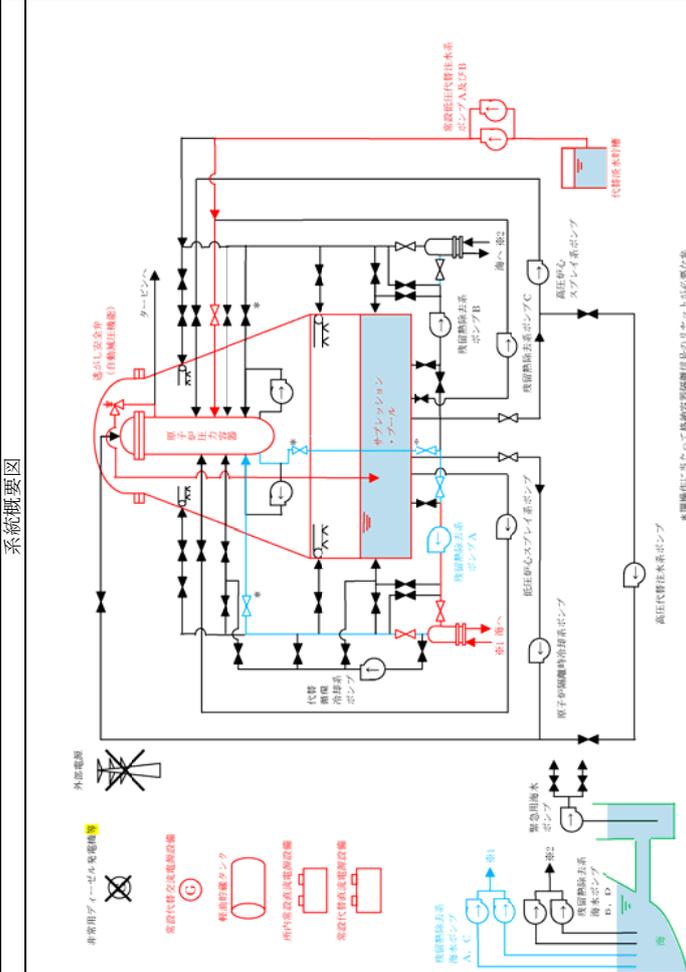
第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (26/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)	非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
		残留熱除去系ポンプ	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (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 (低圧注水流路) (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
		残留熱除去系熱交換機器 (原子炉停止時冷却流路) (残留熱除去系海水流路)	47条, 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 (熱交換器) 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
		残留熱除去系海水ポンプ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系海水管 (残留熱除去系海水流路)	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
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	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
		サブプレッショングル (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
		海水	56条 (ただし設備ではなく措置)
		軽油貯蔵タンク	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
		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)
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確		
残留熱除去系海水系系統流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		
残留熱除去系熱交換器入口温度	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		
残留熱除去系熱交換器出口温度	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉状態確認)		
原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	58条 (原子炉状態確認)		



第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (27/28)

No.	シナリオ	期待する設備	分類
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		残留熱除去系海水ポンプ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	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
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	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
		残留熱除去系熱交換器 (残留熱除去系海水系流路) (原子炉停止時冷却流路)	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 (熱交換器) と分類
		残留熱除去系ポンプ	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
		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
		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
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		サブプレッション・ブール (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
		海水	56条 (ただし設備ではなく措置)
		常設代替交流電源設備	57条
		直流125V蓄電池 2 A (電源)	57条 (直流電源)
直流125V蓄電池 2 B (電源)	57条 (直流電源)		
緊急用直流125V蓄電池 (電源)	57条 (直流電源)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)		
原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	47条 (低圧時の原子炉炉冷却), 58条 (代替注水確認)		
低圧代替注水系原子炉注水流路	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)		
代替淡水貯槽水位	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		
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)		
残留熱除去系海水系系統流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		
残留熱除去系熱交換器入口温度	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		
残留熱除去系熱交換器出口温度	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)		





<別紙 目次>

- 別紙 1 サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
- 別紙 2 ペDESTAL内に設置する計器について
- 別紙 3 原子炉水位の推定手段について

## サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

## 1. はじめに

格納容器破損防止対策において、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・プール水位は上昇するが、ウェットウェル側からの格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベントを実施するためには、ウェットウェルベントラインの水没を防止する必要があることから、外部水源注水量制限（通常水位+6.5m）を設け、制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。

有効性評価シナリオにおいて、最も格納容器内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）シナリオであり、格納容器ベント実施による圧力低下によりサプレッション・プール水位は、サプレッション・チェンバ底面（EL. ) から約 15m（EL. ) まで上昇する評価となる。ここでは、サプレッション・プール水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。

また、ペDESTAL（ドライウェル部）に蓄水する状況として、当該部への注水による格納容器下部水位の上昇が考えられることから、ペDESTAL（ドライウェル部）における計装設備への影響も評価する。

## 2. 評価結果

格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、原子炉圧力容器温度計、ドライウェル雰囲気温度計、サプレッション・チェンバ雰囲気温度計、サプレッション・プール水温度計、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計がある。サプレッション・プール水位が EL.  まで上昇した場

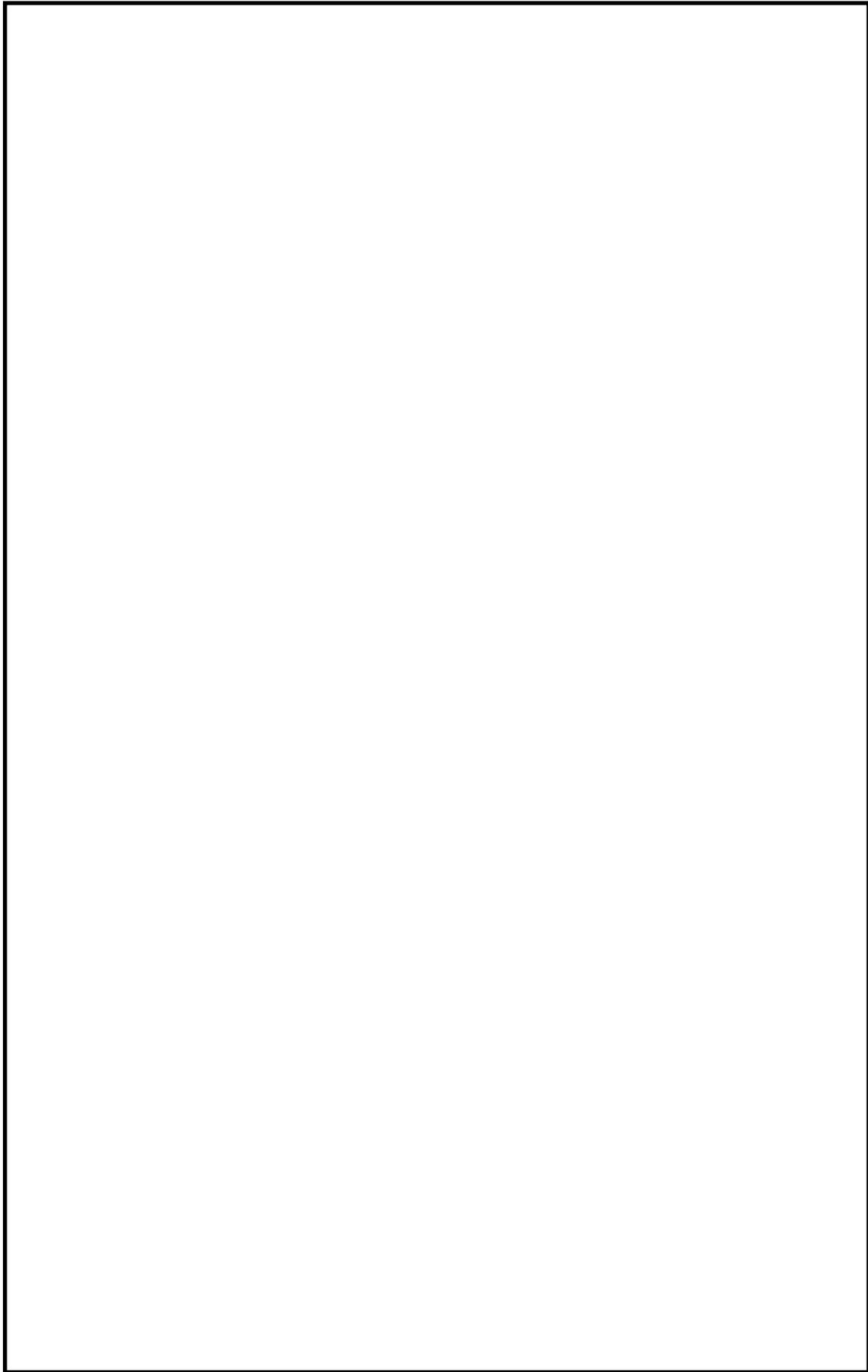
合、通常運転時から水面下に設置しているサプレッション・プール水温度計は水面以下となる状態が継続する。また、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計は、通常運転時からペDESTAL（ドライウェル部）に約 1m の水位を形成すること及び事故時に当該部への注水を行うことにより水没する。これらの重大事故等時に使用する計装設備は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上（格納容器の限界温度・圧力である 200℃、2Pd の蒸気条件下での健全性確保）を図る設計としている。

第 1 表に格納容器内の計装設備の設置高さを、第 1 図に格納容器内の計装設備の配置を示す。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ

計装設備※1	台数	検出器設置高さ	影響評価
①原子炉圧力容器温度計	4		原子炉圧力容器温度計4台は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
②ドライウエル雰囲気温度計	8		ドライウエル雰囲気温度計8台は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
③サブレシジョン・チエンバ雰囲気温度計	2		サブレシジョン・チエンバ雰囲気温度計2台は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
④サブレシジョン・プール水温度計	3		サブレシジョン・プール水温度計3台は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑤格納容器下部水温計	10		格納容器下部水温計10台は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑥格納容器下部水位計	10		格納容器下部水位計（電極式）10台は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。

※1 表中の丸数字は第1図の丸数字に対応する。



第 1 図 格納容器内の計装設備の配置

ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第 1 表及び第 1 図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

## (1) R P V破損前までの水位管理

## ①格納容器下部水位計（1m 超）

ペDESTAL底面から 1m 超の水位を検知できるよう、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等により R P V破損までに 1m 水位まで排水される。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ 1m 超水位計高さまで排水されたことを検知した後、水位 1m まで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

## (2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第 2 表）

## ②格納容器下部水温計（0m）

ペDESTAL底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失により R P V破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで、ペDESTALにデブリが落下した際の水溫上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、R P Vからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デ

ブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計(0.2m)

ペDESTAL底面から0.2mの高さに测温抵抗体式温度計を設置し、0.2m以上のデブリ堆積有無を検知し、ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は喪失により、R P V破損検知に用いる。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。また、R P V破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ $\geq 0.2\text{m}$ の場合)

④格納容器下部水位計(2.25m, 2.75m)

ペDESTAL底面から2.25m及び2.75mの高さに水位計を設置し、デブリの多量落下時(堆積高さ0.2m以上)においてペDESTAL水位を2.25m~2.75mの範囲に維持するため、各高さにおける水位の有無を検知しペDESTAL注水開始及び停止を判断する。

ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m及び2.75mの各高さに2個の水位計(予備1個含む)を設置し、1個以上が2.25m未満を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）

⑤格納容器下部水位計（0.5m）

ペDESTAL底面から 0.5m の高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m 未満を検知しペDESTAL注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計（1m 未満）

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペDESTAL底面から 1.1m の高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に、測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペネトレーシ

ョンボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は、重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペDESTAL内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果を包絡する格納容器内環境条件 200℃（ピーク温度 235℃－5 分間）、0.62MPa[gage]を設定している。またペDESTAL内はRPV破損後のデブリの落下を考慮した以下の設計を採用する。

- ・各計器の検出部及びMIケーブルには金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）し、ペDESTAL内構造物等に付着したデブリの輻射熱から保護する設計とする。

- ・各計器のMIケーブルは、第5図に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。

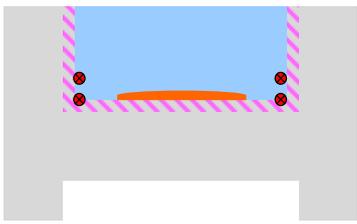
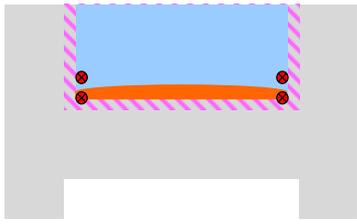
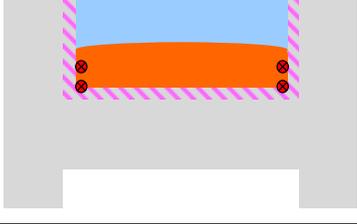
なお、ペDESTAL内の検出器・MIケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

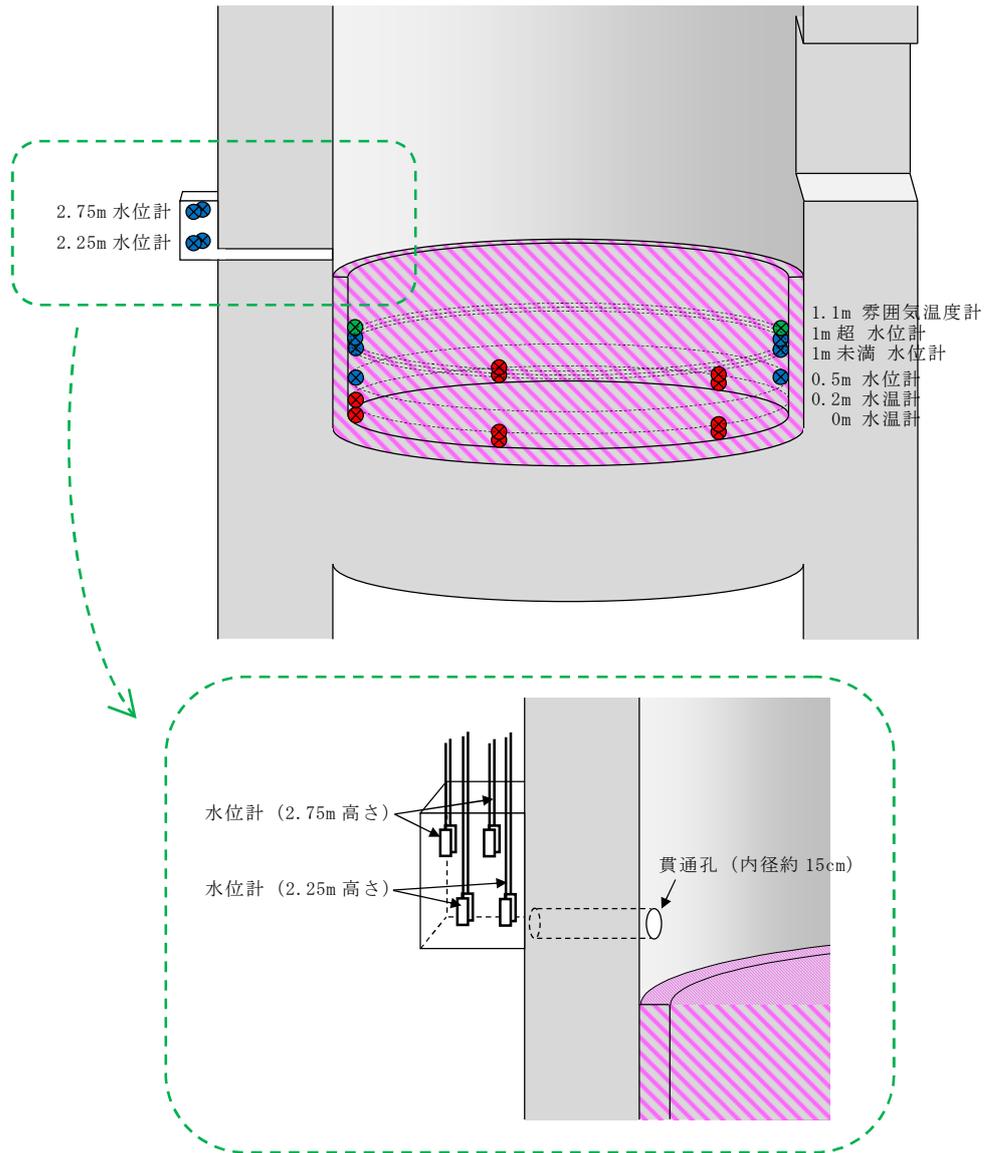
第1表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ* <sup>1</sup>	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに5個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに2個	電極式 水位計
	1m-測定誤差		
	1m+測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※1：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第2表 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m位置	0.2m位置	
	上昇	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	R P V破損, デブリ多量落下

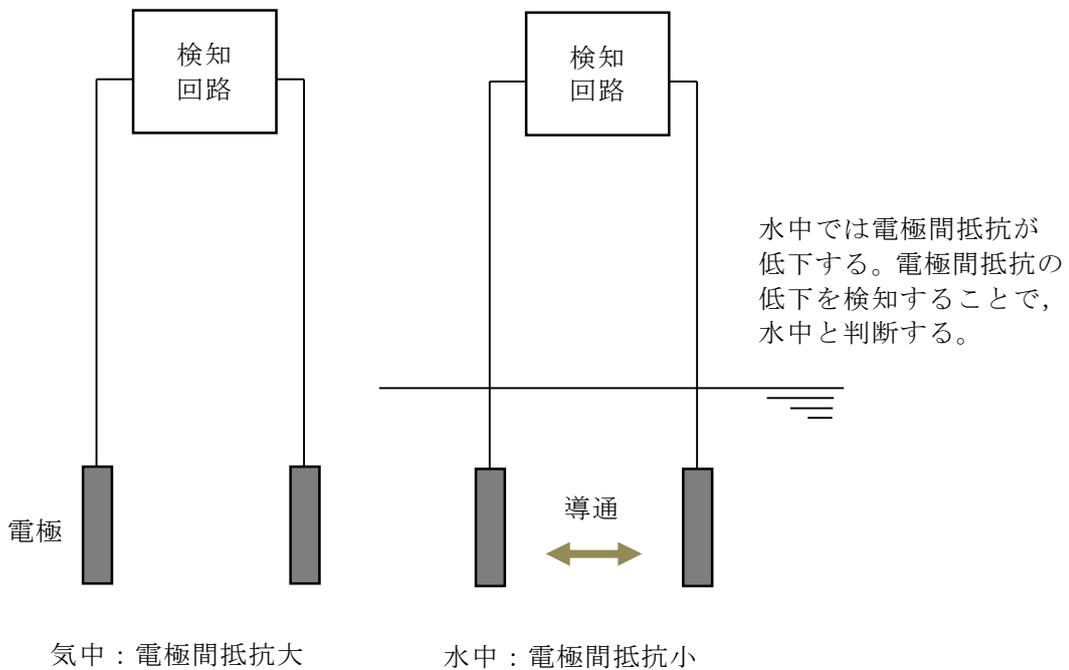


第 1 図 ペDESTAL内の計器設置図

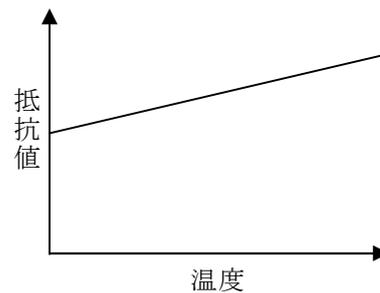
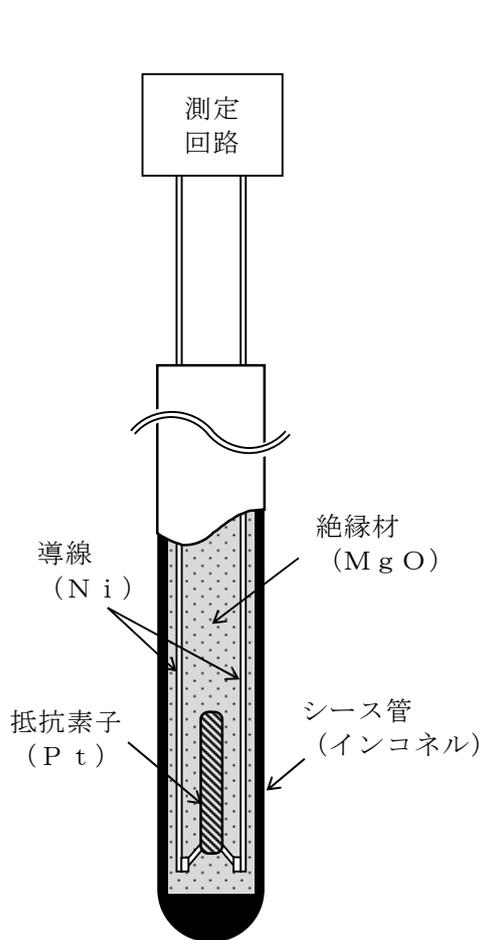
第3表 検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	$\pm(0.3+0.005 t )$ t：測定温度	温度：短期 230℃， 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：—※ <sup>2</sup>
電極式 水位計	— (レベルスイッチ)	±10mm	温度：短期 230℃， 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：—※ <sup>2</sup>

※2：検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない



第2図 電極式水位計の動作原理



金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し、抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオースケールとなる。

また、以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると、抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。

- ・シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

测温抵抗体構成材料の融点

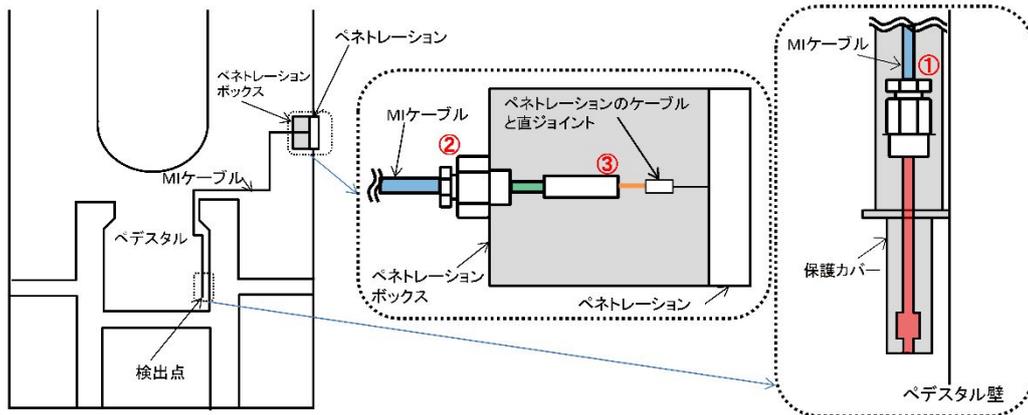
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370°C～ 1,425°C
導線	Ni	1,455°C
抵抗素子	Pt	1,768°C
絶縁材	MgO*	約 2,800°C

※デブリ中のZr等により還元されると、融点約650°C、沸点約1,100°CのMgとなり、溶融又は蒸発する。

第3図 测温抵抗体式温度計の動作原理



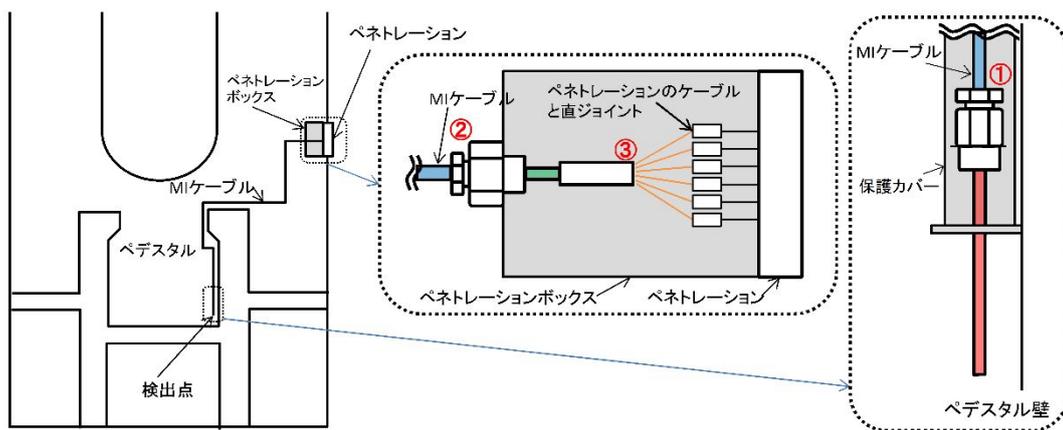
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図

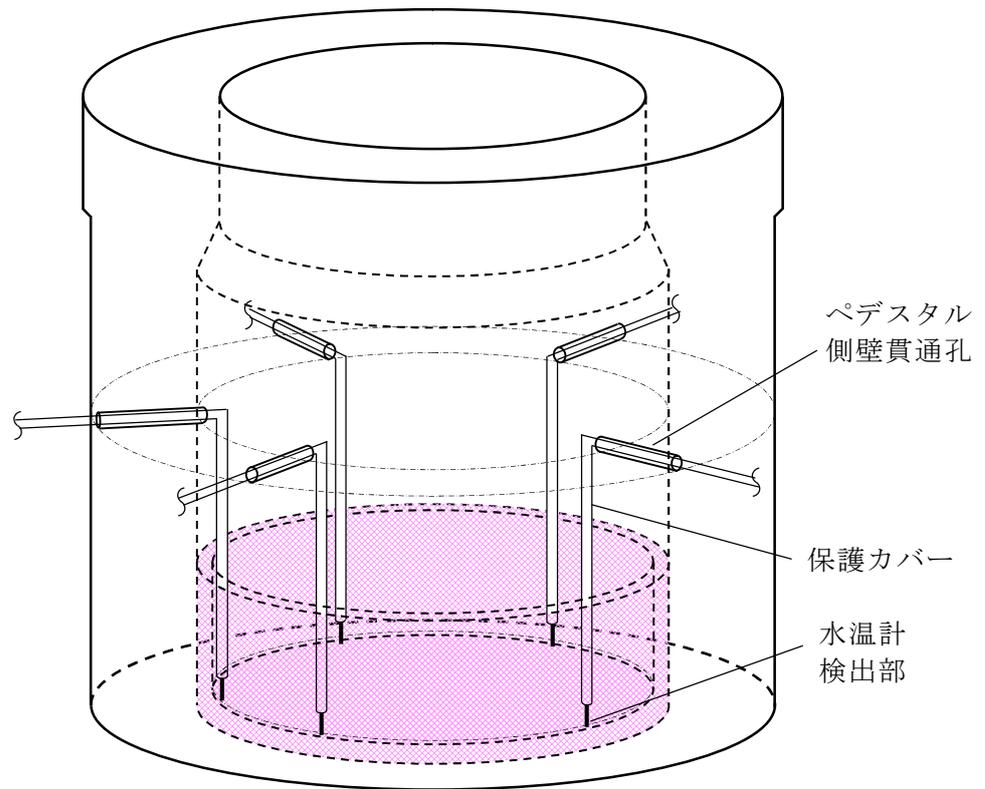


格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

第4図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図



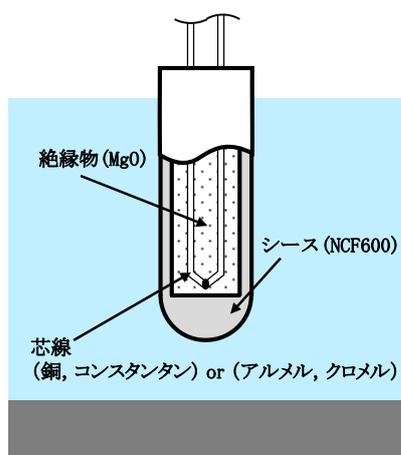
図は格納容器下部水温計（0m）の場合のイメージ

第5図 ペDESTAL内検出器及びケーブル（MIケーブル）設置概略図

## 格納容器下部水温計の測定原理とデブリ検知性について

ペDESTAL内に設置する格納容器下部水温計によるデブリ検知性について、熱電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図、仕様、構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

## 熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃ (-40～133℃) 0.75% (133～350℃)	±2.5℃ (-40～333℃) 0.75% (333～1200℃)

## 熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370～1425℃	—
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	—

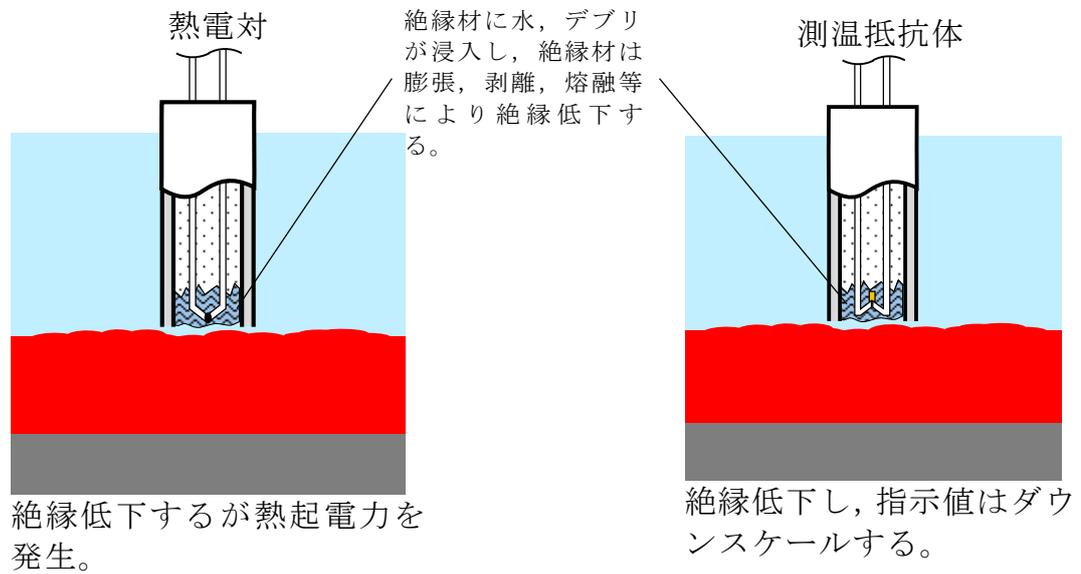
## (1) 耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成されており、いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において、十分な耐性を有する。

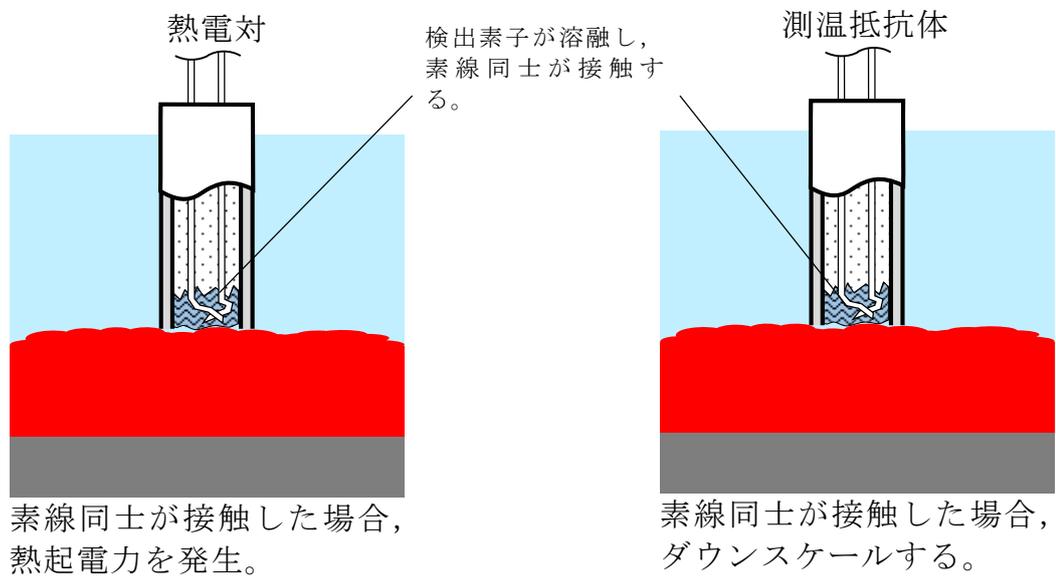
## (2) デブリと水温計の接触により発生する現象

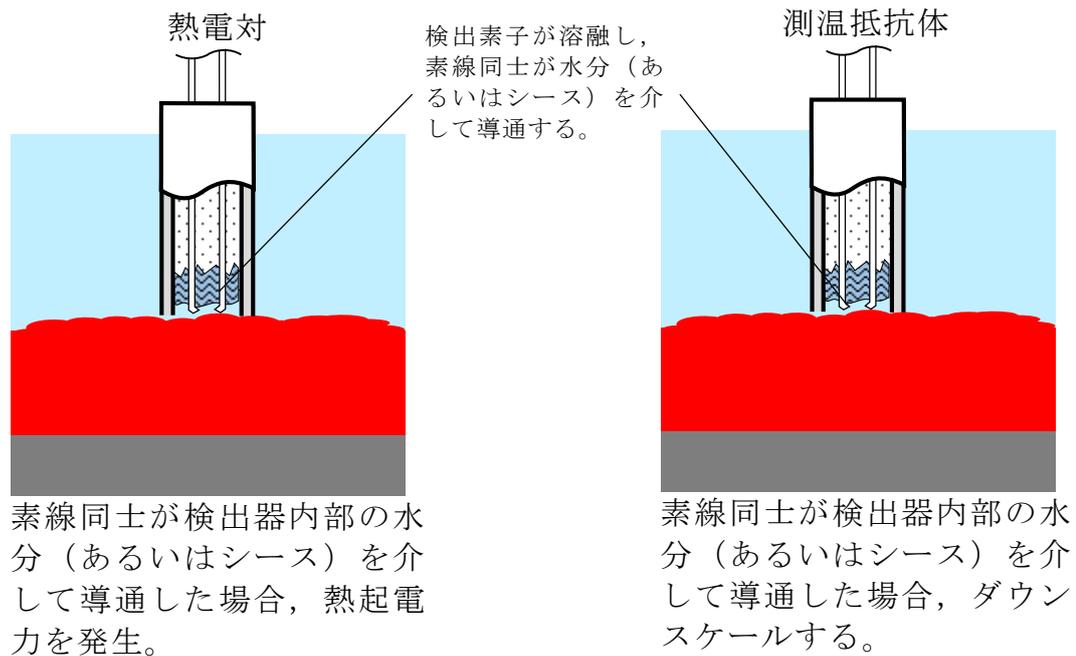
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

- ① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは熔融し，絶縁材が露出する。



- ② デブリが検出素子に接触し，熔融する。





以上より、検出器とデブリが接触すると、測温抵抗体式の場合はダウンスケール、熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不確実な指示値を示すこととなる。

### (3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を、測温抵抗体式は抵抗値を測定することにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値測定が可能であり、測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端に接続することで熱電対式、測温抵抗体式のいずれの場合においても温度測定が可能である。

### (4) まとめ

熱電対式、測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も、耐環境性を有し、デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し、測定回路が故障した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし、熱電対式の場

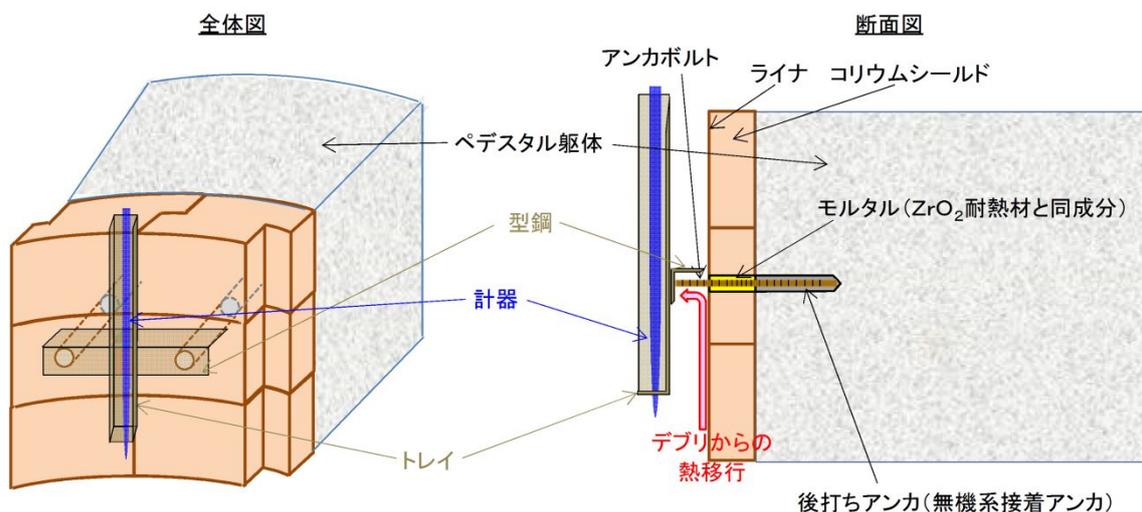
合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

## ペDESTAL内計器の設置方法について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、設置概念を第1図に示す。

第1図のとおり、計器はペDESTAL側壁のコンクリートに埋め込むアンカボルト、型鋼、トレイにより固定することとしている。

ここで、計器の下部にデブリが堆積した場合、コリウムシールド表面のライナを介してアンカボルト、型鋼、トレイ及び計器に熱が移行することが考えられる。しかし、ライナとアンカボルトの間は $ZrO_2$ 耐熱材と同成分のモルタルで埋めるため熱が選択的に移行することはないこと、デブリを冠水維持することでデブリ上部の計器は水没していることを考慮すると、デブリからの熱移行により計器の健全性が損なわれることはないと考えられる。



第1図 ペDESTAL内計器の設置概念図

## 原子炉水位不明時の対応について

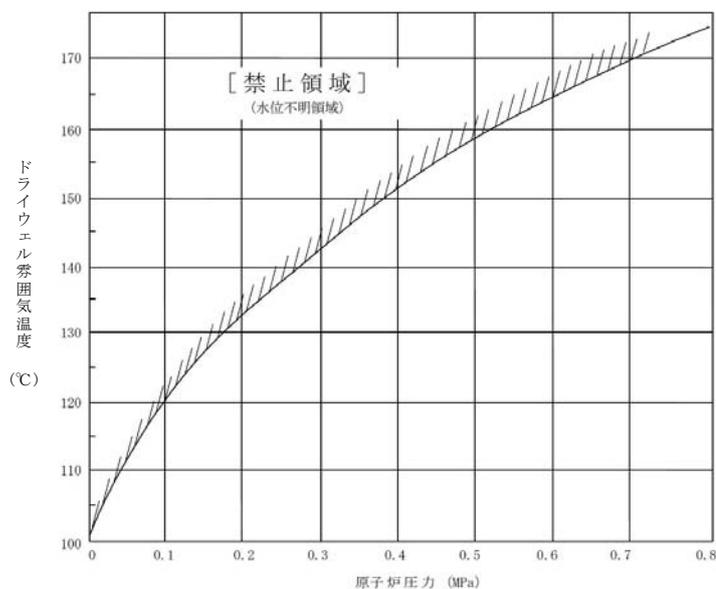
## 1. 概 要

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

## 2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

3. 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）」における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。

水位不明と判断した場合、原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び注水した時点での崩壊熱による蒸発量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間を注水することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を $230\text{m}^3/\text{h}$ 以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量（以下「崩壊熱相当の注水量」という）よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱相当の注水流量とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量を考慮し設定した。

第1表 水位不明時の必要注水時間（L O C A）

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m <sup>3</sup> /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないこと

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

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位LO到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、サプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施する際には、原子炉注水を崩壊熱相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合に、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位LO到達を判断した時点で崩壊熱相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後, <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉注水流量 : 崩壊熱相当以上の流量</li> <li>・格納容器下部水位 : 上昇がないこと</li> <li>・格納容器下部水温 : 上昇がないこと</li> </ul>
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度(下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

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