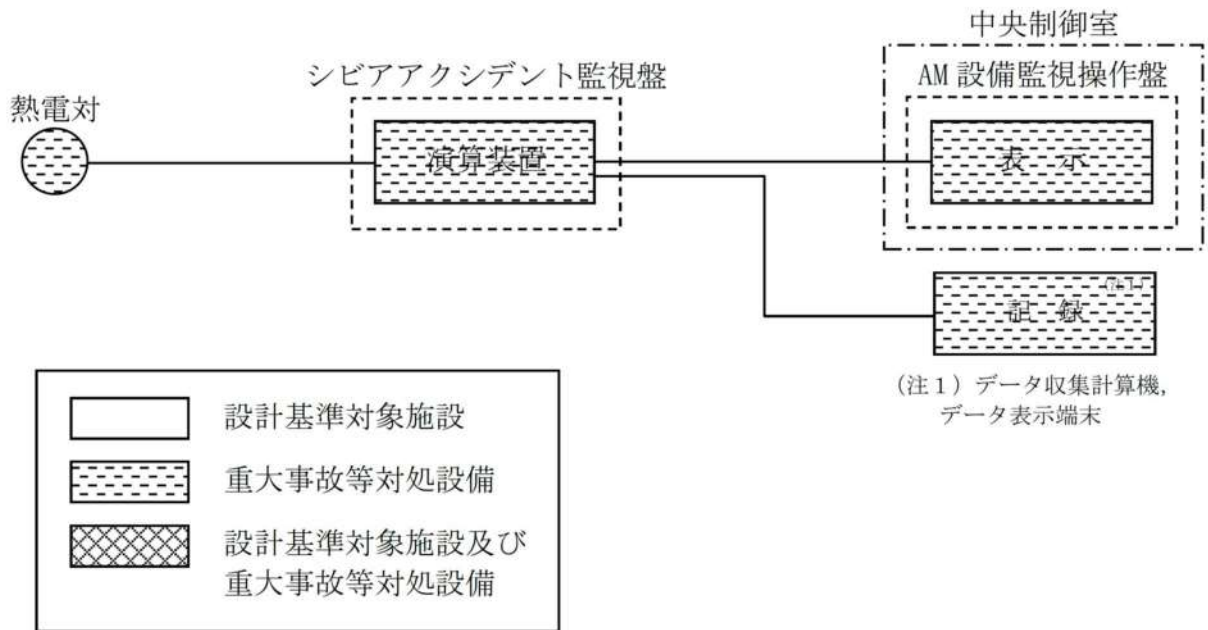


(2) 格納容器水素イグナイタ温度

格納容器水素イグナイタ温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後、格納容器水素イグナイタ温度として中央制御室に表示し、記録する。

(第 36 図「格納容器水素イグナイタ温度の概略構成図」参照。)

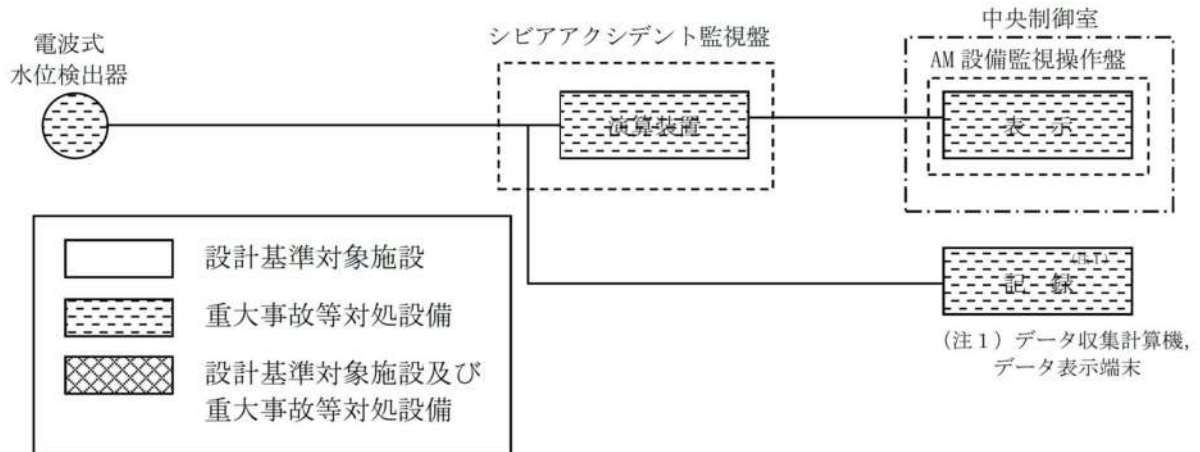


第 36 図 格納容器水素イグナイタ温度の概略構成図

(3) 使用済燃料ピット水位 (AM 用)

使用済燃料ピット水位 (AM 用) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 電波式水位検出器にて水位を電流信号として検出する。検出した電流信号は, シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後, 使用済燃料ピット水位 (AM 用) として中央制御室に表示し, 記録する。

(第 37 図「使用済燃料ピット水位 (AM 用) の概略構成図」参照)



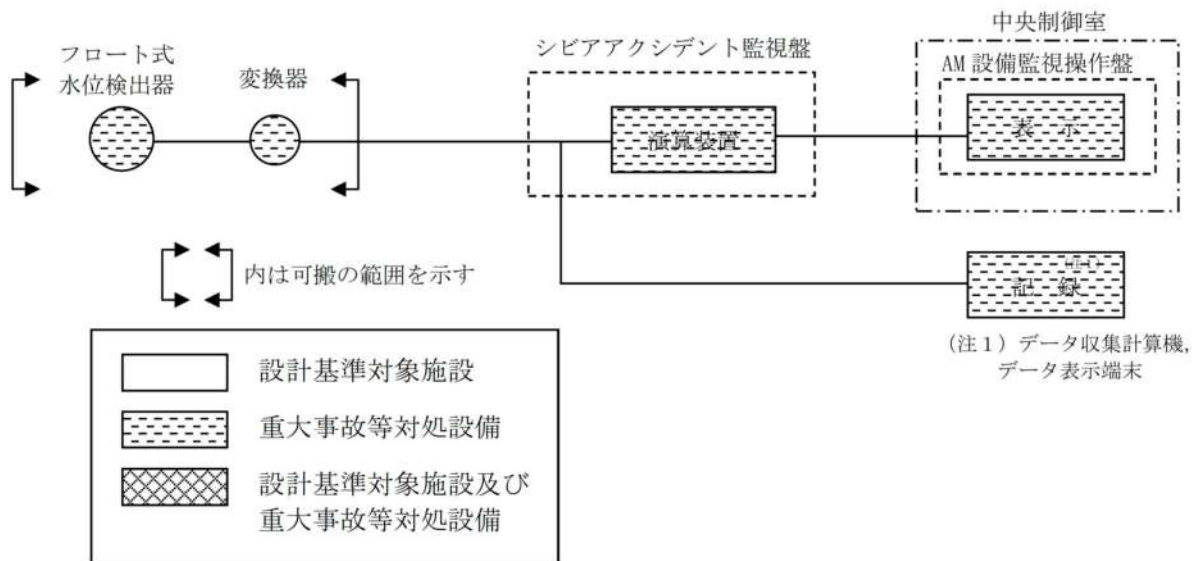
第 37 図 使用済燃料ピット水位 (AM 用) の概略構成図



(4) 使用済燃料ピット水位（可搬型）

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロート式水位検出器の使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（可搬型）として中央制御室に表示し、記録する。

（第 38 図「使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図」参照）

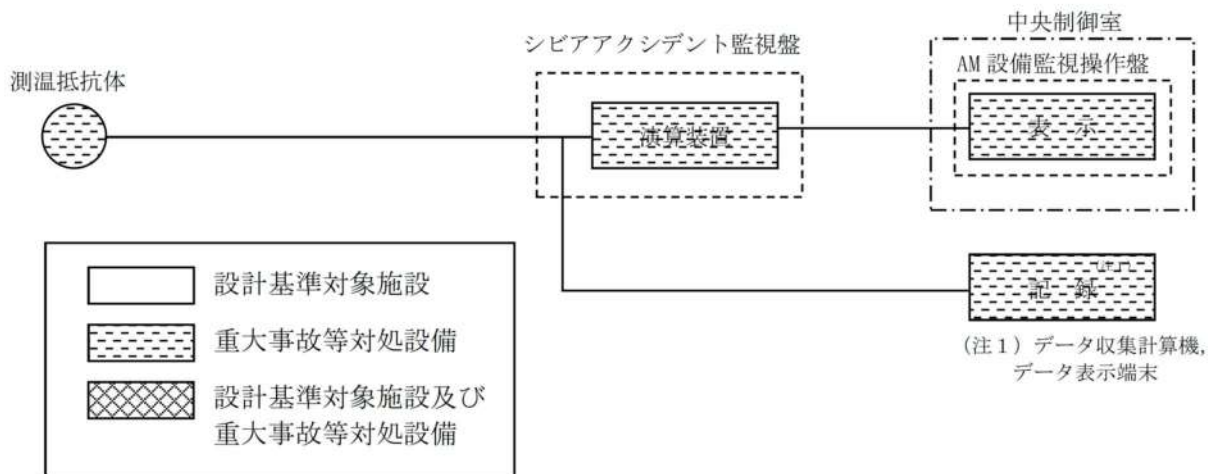


第 38 図 使用済燃料ピット水位（可搬型）の概略構成図

(5) 使用済燃料ピット温度（AM用）

使用済燃料ピット温度（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度（AM用）として中央制御室に表示し、記録する。

（第 39 図「使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照）



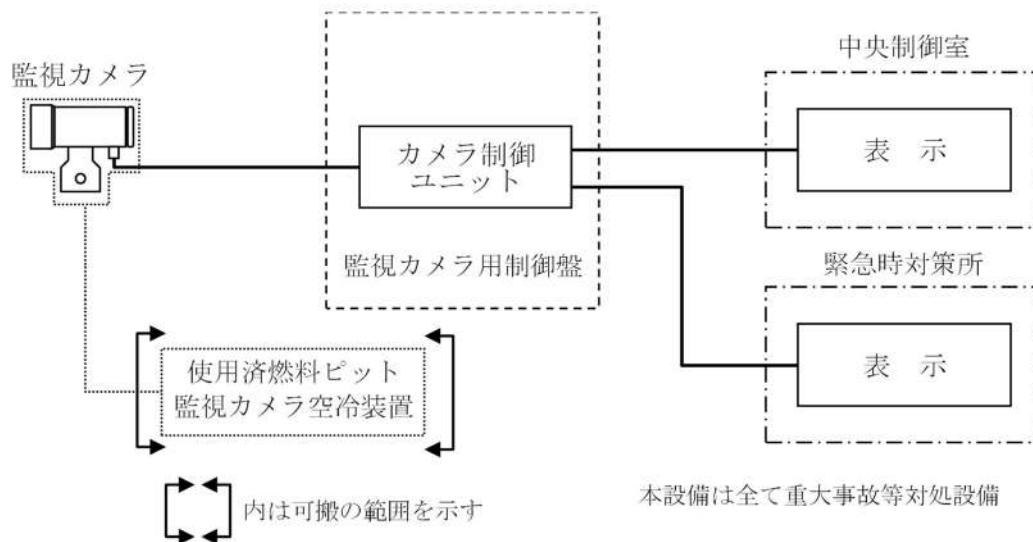
第 39 図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

(6) 使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット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、使用済燃料ピットの状態を監視する。また、本カメラは照明がない場合や蒸気雰囲気下においても状態監視が可能な赤外線カメラであり、使用済燃料ピットの状態が監視可能である。使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。

なお、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、可搬型の空冷装置により赤外線カメラを冷却可能なため、監視可能である。

(第 40 図「使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)



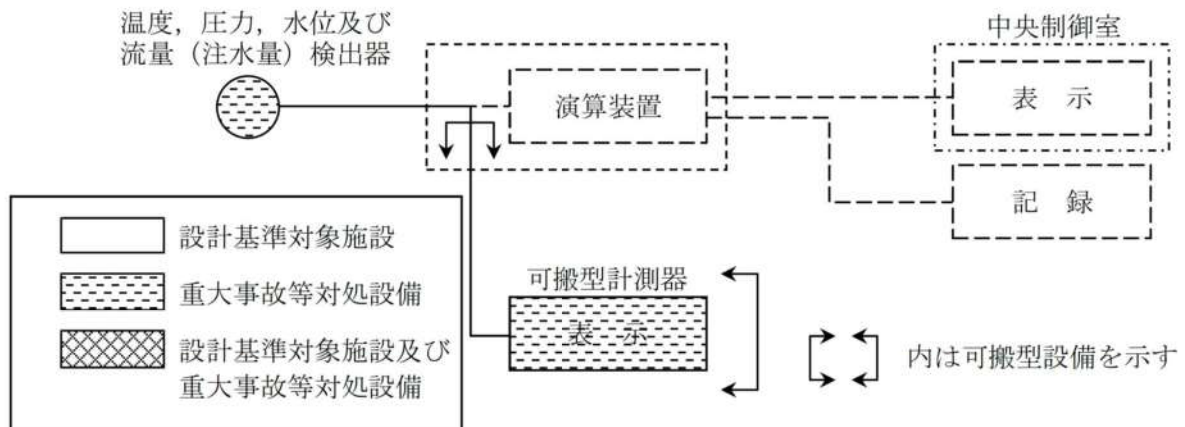
第 40 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

(7) 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、重大事故等時にパラメータの計測範囲を超えた場合、又は直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを抵抗値又は電気信号として計測する。

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 41 図「可搬型計測器の概略構成図」及び第 1 表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。)



第 41 図 可搬型計測器の概略構成図

第 1 表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 次冷却材圧力 (広域)</li> <li>・ 1 次冷却材温度 (広域-高温側)</li> <li>・ 1 次冷却材温度 (広域-低温側)</li> <li>・ 高圧注入流量</li> <li>・ 低圧注入流量</li> <li>・ 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量</li> <li>・ 原子炉容器水位</li> <li>・ 加圧器水位</li> <li>・ 格納容器圧力 (AM 用)</li> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器内温度</li> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> <li>・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位</li> <li>・ 補助給水ピット水位</li> <li>・ 蒸気発生器水位 (広域)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器水位 (狭域)</li> <li>・ 主蒸気ライン圧力</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ ほう酸タンク水位</li> <li>・ B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM 用)</li> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</li> <li>・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</li> <li>・ 原子炉下部キャビティ水位</li> <li>・ 格納容器水位</li> <li>・ 原子炉格納容器内水素処理装置温度</li> <li>・ 格納容器水素イグナイト温度</li> <li>・ 使用済燃料ピット水位 (AM 用)</li> <li>・ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)</li> <li>・ 使用済燃料ピット温度 (AM 用)</li> </ul>



#### 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

##### 4.1 計測装置の計測範囲

計測装置の計測範囲について、第2表に示す。

##### 4.2 計測装置の警報動作範囲

重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。



第2表 計測装置の計測範囲 (1/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
炉外核計測装置	中性子源領域 中性子束	1 ~ 10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>-1</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 10 <sup>5</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	最大値： 定格出力の約4.6倍 <sup>(注2)</sup> (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	最大値： 定格出力の約194倍 <sup>(注2)</sup> (制御棒飛び出し)	1 ~ 10 <sup>5</sup> cps —	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (1 ~ 10 <sup>5</sup> cps) を測定できる範囲として1 ~ 10 <sup>6</sup> 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。中性子源領域中性子束が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域中性子束、出力領域中性子束によって監視可能。
	中間領域 中性子束	10 <sup>-11</sup> ~ 5 × 10 <sup>-3</sup> A (1.3 × 10 <sup>2</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 6.6 × 10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	—	—	—	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 10 <sup>-11</sup> ~ 5 × 10 <sup>-3</sup> A に設定。

第2表 計測装置の計測範囲 (2/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
出力領域 中性子束  炉外核計測装置	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	0～100%	最大値： 定格出力の約4.6倍(注2) (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	最大値： 定格出力の約194倍(注2) (制御棒飛び出し)	—	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0～120%に設定している。 なお、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能である。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せ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。

第 2 表 計測装置の計測範囲 (3/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
1 次冷却材圧力 (広域)	0 ~ 21.0 MPa [gage]	0 ~ 15.41 MPa [gage]	最大値： 約 17.8 MPa [gage] (負荷の喪失)	最大値： 約 17.8 MPa [gage] (主給水管破断)	最大 20.59MPa [gage] 以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメ ータ変動を包絡するよう、1 次系最 高使用圧力 (17.16MPa [gage]) の 1.2 倍 (設計基準事故時の判断基準) である 20.59 MPa [gage] を包絡する範囲とし て設定している。 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2表 計測装置の計測範囲 (4/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態(注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時		
1次冷却材温度 (広域-高温側)	0～400℃	21～325℃	最大値： 約 333℃ (負荷の喪失)	最大値： 約 340℃ (原子炉冷却材ポンプの軸固着)	炉心損傷前 最大値： 約 350℃ (注3)	炉心損傷後 約 350℃以上	計測範囲の設定に関する考え方  通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、1次系最高使用温度(343℃)に余裕を見込んだ設定とする。 また、本パラメータは炉心出口温度の代替パラメータとして、炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度に対しても監視可能である。 なお、1次冷却材温度(広域-高温側)で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材温度(広域-高温側)がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点(350℃)において大きな温度差は見られないことから、1次冷却材温度(広域-高温側)により炉心損傷を判断することが可能である。

第2表 計測装置の計測範囲 (5/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後		
1次冷却材温度 (広域-低温側)	0～400℃	21～288.2℃	最大値： 約306℃ (負荷の喪失)	最大値： 約339℃ (主給水管破断)	最大値： 約350℃ <sup>(注3)</sup>	約350℃以上	計測範囲の設定に関する考え方  通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、1次系最高使用温度(343℃)に余裕を見込んだ設定とする。 また、本パラメータは炉心出口温度の代替パラメータとして、炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度に対しても監視可能である。



第2表 計測装置の計測範囲 (6/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態(注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前	重大事故等時 炉心損傷後	
低圧注入流量	0～1,100m <sup>3</sup> /h	0～1,090m <sup>3</sup> /h	0～1,090m <sup>3</sup> /h	0～1,090m <sup>3</sup> /h	0～ 1,090m <sup>3</sup> /h	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動(0～1,090m <sup>3</sup> /h)を包絡する値として設定する。 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。
高圧注入流量	0～350m <sup>3</sup> /h	0m <sup>3</sup> /h	0～280m <sup>3</sup> /h	0～280m <sup>3</sup> /h	0～280m <sup>3</sup> /h	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動(0～280m <sup>3</sup> /h)を包絡する値として設定する。 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 2 表 計測装置の計測範囲 (7/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に 関する考え方
		通常運転時	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
代替格納容器 スプレイポンプ 出口積算流量	0～200m <sup>3</sup> /h (0～10,000m <sup>3</sup> )	—	—	—	0～約140m <sup>3</sup> /h (0～約6,100m <sup>3</sup> )	重大事故等時の、代替格納容器スプレイポンプの流量(140m <sup>3</sup> /h)も監視可能である。 必要に応じて数値のリセットが可能であり、実運用上は想定範囲を超えても問題なく対応できる設定とする。

第2表 計測装置の計測範囲 (8/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
加圧器水位	0～100%	0～100%	最大値： 約89% (主給水流量喪失) 最小値： 0%以下 (注4) (2次冷却系の 異常な減圧)	最大値： 約99% (主給水管破断) 最小値： 0%以下 (注4) (主蒸気管破断)	最大値： 100%以上 (注5) 最小値： 0%以下 (注4)	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、加圧器上部胴上端付近から下部胴下端近傍を計測できるように設定する。 計測範囲において、重大事故等時における変動を監視可能である。
格納容器圧力 (AM用)	0～1.0 MPa[gage]	—	—	—	—	最大0.566MPa[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、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 0.566MPa[gage]) に余裕を見込んだ設定とする。

第2表 計測装置の計測範囲 (9/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
原子炉格納容器 圧力	0～0.35 MPa[gage]	0 MPa[gage]	0 MPa[gage]	最大値： 約0.241 MPa[gage] (原子炉冷却材喪失)	最大0.566MPa[gage]以下 <sup>(注6)</sup>	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、設計基準事故時の原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。
格納容器内温度	0～220℃	21～49℃	最大値：65℃ (外部電源喪失)	最大値： 約124℃ (原子炉冷却材喪失)	最大200℃以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉格納容器の最高使用温度(132℃)を上回る200℃に余裕を見込んだ設定とする。 また、重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉格納容器の限界温度(200℃)に余裕を見込んだ設定とする。



第2表 計測装置の計測範囲 (10/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
蒸気発生器水位 (広域)	0～100%	0～100%	最大値： 約96% (蒸気発生器への過 剩給水) 最小値： 約16% (主給水流量喪失)	最大値： 100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値： 0%以下 (注8) (主給水管破断)	最大値： 100%以上 (注5) 最小値： 0%以下 (注9)	蒸気発生器の水張り時の水位監視を含 め、通常運転時～設計基準事故時のパラ メータ変動を包絡するように、湿分分離 器下端付近に位置する上部タップから 管板付近に位置する下部タップまでを 計測できるように設定する。 計測範囲下限までは、重大事故等時に おける変動を監視可能である。
蒸気発生器水位 (狭域)	0～100%	0～100%	最大値： 約82% (蒸気発生器への過 剩給水) 最小値： 約0%以下 (主給水流量喪失)	最大値： 100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値： 0%以下 (注8) (主給水管破断)	最大値： 100%以上 (注5) 最小値： 0%以下 (注10)	起動、停止、定格出力運転時の水位監視 を含め、通常運転時～設計基準事故時の パラメータ変動を包絡するように、湿分 分離器下端付近に位置する上部タップ から伝熱管上端と給水内管の間に位置 する下部タップまでの間をすべて計測 できるように設定する。 計測範囲下限までは、重大事故等時に おける変動を監視可能である。



第2表 計測装置の計測範囲 (11/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
主蒸気ライン 圧力	0～8.5 MPa [gage]	0～6.93 MPa [gage]	最大値： 約 7.8 MPa [gage] (原子炉冷却材ポン プの軸固着)	最大値： 約 8.0 MPa [gage] (原子炉停止機能 喪失)	最大値： 約 7.7 MPa [gage] (過温破損)	通常運転時～設計基準事故時のパラメ ータ変動を包絡するよう、2次系最 高使用圧力 (7.48MPa [gage]) に余裕を 見込んだ設定としている。 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。	
B-格納容器 スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用)	0～1,300m <sup>3</sup> /h (0～10,000m <sup>3</sup> )	—	—	—	0～約 [ ] <sup>3</sup> /h (0～約 6,100m <sup>3</sup> )	重大事故等時に想定される範囲 (0～ [ ] <sup>3</sup> /h) を包絡するように設定す る。 必要に応じて数値のリセットが可能で あり、実運用上は想定範囲を超えても 問題なく対応できる設定とする。	

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第2表 計測装置の計測範囲 (12/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前		炉心損傷後
格納容器再循環 サンプル水位 (広域)	0～100%	0%	0%	0～100%	0～100%以上 (注11)	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、再循環可能水位 (71%) に余裕を見込んだ設定 (T.P. 10.3～15.1m) とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。	
格納容器再循環 サンプル水位 (狭域)	0～100%	0%	0%	0～100%以上	0～100%以上 (注12)	再循環サンプへの貯水状況を確認するため、再循環サンプ上端を包絡するよう余裕を見込んだ設定 (T.P. 10.3～12.6m) とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時に おける変動を監視可能である。 なお、狭域水位の100%は、広域水位の約48%に相当する。	

第2表 計測装置の計測範囲 (13/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
原子炉下部 キャビテイ水位	ON-OFF T.P. <input type="text"/>	—	—	—	ON (注13)	重大事故等時において、原子炉下部キャビテイにおける注水状況を確認するため、熔融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる設定 (T.P. <input type="text"/> ) とする。
格納容器水位	ON-OFF T.P. <input type="text"/>	—	—	—	ON (注13)	格納容器内への注水による重大事故対策上重要な機器の水没防止を確認するため、格納容器水位が所定水位以内であることを監視できるよう、上限の注水量に相当する水位 (T.P. <input type="text"/> ) を設定とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第2表 計測装置の計測範囲 (14/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲					計測範囲の設定に 関する考え方
		通常運転時	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉容器 水位	0～100%	100%	100%	0～100%	0～100%	—	設計基準事故時のパラメータ変動を包 絡する値として設定する。 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。 なお、原子炉容器水位は加圧器の下部 に位置し、加圧器水位の計測範囲とラ ップしないが、原子炉容器底部から原 子炉容器頂部までの原子炉容器内の水 位を監視可能である。重大事故等時に おいて、加圧器水位による監視ができ ない場合、原子炉容器内の水位及び保 有水が監視でき、事故対応が可能とな る。
補助給水流量	0～130m <sup>3</sup> /h	0 m <sup>3</sup> /h	0～26.7m <sup>3</sup> /h	0～50m <sup>3</sup> /h	0～50m <sup>3</sup> /h	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメ ータ変動(0～50m <sup>3</sup> /h)を包絡するよう 値として設定している。 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2表 計測装置の計測範囲 (15/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲					計測範囲の設定に 関する考え方
		通常運転時	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
燃料取替用水 ピット水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動(0～100%)を包絡する値として設定している。 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。
原子炉補機冷却水 サージタンク水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動(0～100%)を包絡する値として設定している。 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。
ほう酸タンク 水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動(0～100%)を包絡する値として設定している。 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2表 計測装置の計測範囲 (16/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
補助給水 ピット水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動 (0～100%) を包絡する値として設定している。 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。
可搬型格納容器 内水素濃度計測 ユニット	0～20vol%	—	—	—	0～4vol% 0～13vol%	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。
可搬型アニユラス 水素濃度計測 ユニット	0～20vol%	—	—	—	0～1 vol%	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。
可搬型温度計測 装置 (格納容器 再循環ユニット 入口温度/出口 温度)	0～200℃	—	—	—	0～141℃	格納容器最高使用温度 (132℃) 及び重大事故等時の格納容器最高温度 (141℃) を超える温度を監視可能であり, 重大事故等時に想定される範囲を包絡するように設定する。
原子炉補機冷却 水サージタンク 圧力 (可搬型)	0～1.0MPa [gage]	—	—	—	0～0.28MPa [gage]	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.28MPa [gage] を包絡するように計測範囲を設定する。

第2表 計測装置の計測範囲 (17/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前		炉心損傷後
格納容器内 高レンジエリア モニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	バック グラウンド レベル	バック グラウンド レベル	$10^5\text{mSv/h}$ 以下	$10^6\text{mSv/h}$ 以下	計測下限値は、原子炉格納容器内の放射線量率を計測する通常時のエリアモニタ (エアロックエリアモニタ、炉内核計装区域エリアモニタ) と計測範囲がオーバーラップするよう設定する。 計測上限値は、設計基準事故又は重大事故等時における計測に対して格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測下限値 ( $10^5\text{mSv/h}$ ) とオーバーラップするよう設定する。	
格納容器内 高レンジエリア モニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8\text{mSv/h}$	バック グラウンド レベル	バック グラウンド レベル	$10^5\text{mSv/h}$ 以下	$10^8\text{mSv/h}$ 以下	計測下限値は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の計測上限値 ( $10^4\text{mSv/h}$ ) とオーバーラップするよう設定し、炉心損傷判断の値である、 $10^5\text{mSv/h}$ を超える放射線量率を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時の原子炉格納容器内の放射線量率を包絡し、「事故時放射線計測指針」で要求される測定上限値を満足するよう設定する。	
使用済燃料 ピット可搬型 エリアモニタ	$10\text{nSv/h} \sim 1,000\text{mSv/h}$	—	—	—	$1,000\text{mSv/h}$ 以下	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 ( $2.6 \mu\text{Sv/h} \sim 1,000\text{mSv/h}$ ) にわたり放射線量率を監視可能。(注14)	

第2表 計測装置の計測範囲 (18/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注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	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前	重大事故等時 炉心損傷後	
原子炉格納容器 内水素処理装置 温度監視装置	0～800℃	—	—	—	—	最大 500℃以下	重大事故等時における原子炉格納容器 内水素処理装置作動時に想定される温 度範囲を監視可能である。
格納容器水素 イグナイタ温度 監視装置	0～800℃	—	—	—	—	300～500℃ 程度	重大事故等時に格納容器水素イグナイ タ周囲で水素燃焼が起こった場合に想 定される温度範囲を監視可能である。

第2表 計測装置の計測範囲 (19/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 <sup>(注1)</sup> と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P. 25. 24m～ T.P. 32. 76m	T.P. 32. 66m	—	—	T.P. 31. 31m	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。
使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P. 21. 30m～ T.P. 32. 76m	T.P. 32. 66m	—	—	T.P. 31. 31m	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。
使用済燃料ピット温度 (AM用)	0～100℃	52℃以下	—	—	0～100℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ピットの温度を監視可能。
使用済燃料ピット 監視カメラ	—	—	—	—	—	重大事故等時において、使用済燃料ピットの状況を監視可能。



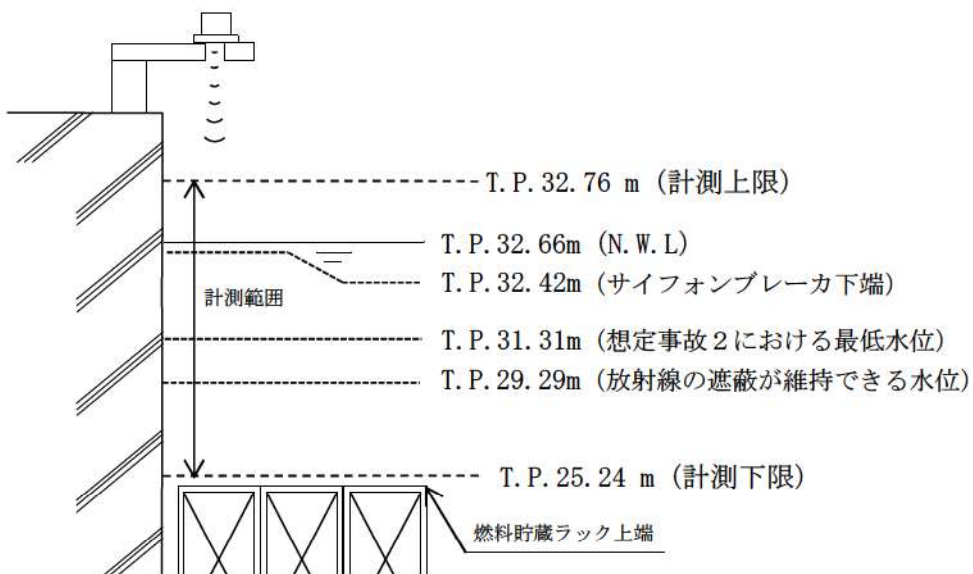
- (注1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。
- 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
  - 運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
  - 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、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。
- (注2) 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視に影響はない。
- (注3) 事象によっては350°Cを一時的に超えるが、事象の収束に伴い350°C以下となる。
- (注4) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）によって原子炉の冷却状態を監視する。
- (注5) 事象によっては100%水位を一時的に超えるが、事象の収束に伴い100%以下となる。
- (注6) 計測範囲を超える場合には、格納容器圧力（AM用）により監視可能である。
- (注7) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。
- (注8) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。
- (注9) 計測範囲を超えるが、蒸気発生器がドライアウトしていることを監視可能。
- (注10) 計測範囲を一時的に超えるが、蒸気発生器水位（広域）にて監視可能。
- (注11) 代替格納容器スプレイ等により、原子炉格納容器内に積算注水量制限値まで注水した場合に計測レンジ100%を超えるが、積算流量計によって監視可能。さらに、原子炉格納容器水位により水位の直接検知が可能である。
- (注12) 計測範囲を超える場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）で計測可能。
- (注13) 水位が検出器に到達した場合にONになる。
- (注14) 放射線量率の1,000mSv/hは、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置箇所における放射線量率の最大値（約 $1 \times 10^8 \mu\text{Sv/h}$ ）を鉛遮蔽によって減衰させた後の値。



使用済燃料ピット水位の概要図と計測範囲との関係及び核計装の計測範囲

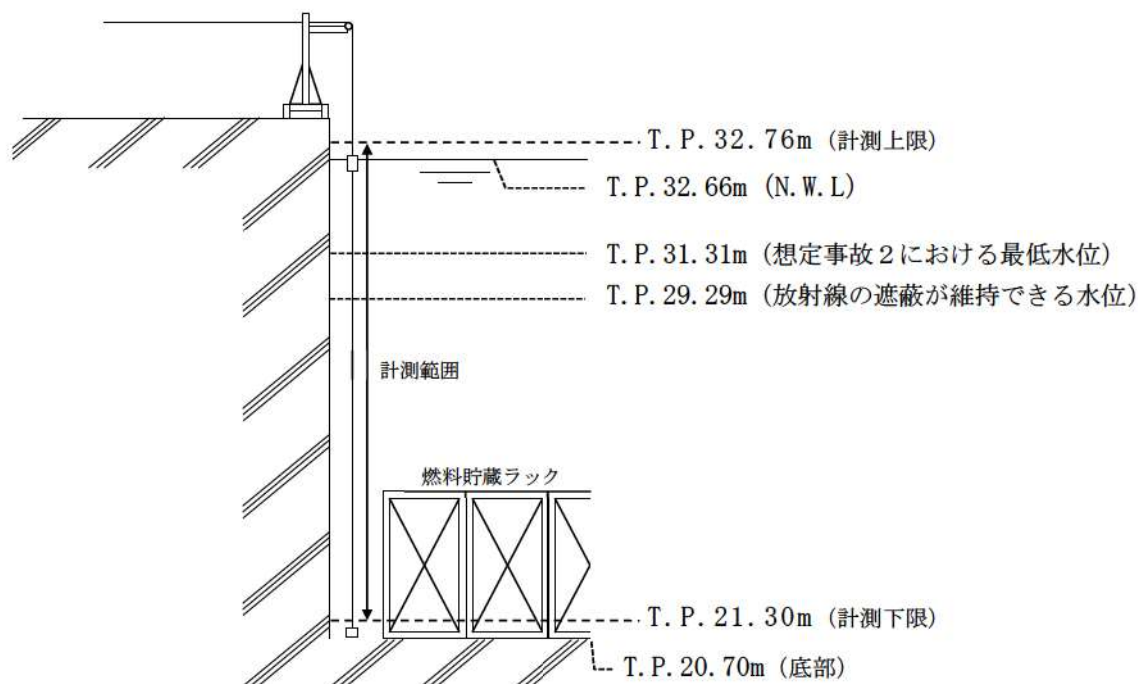
1. 使用済燃料ピット水位

(1) 使用済燃料ピット水位 (AM 用)



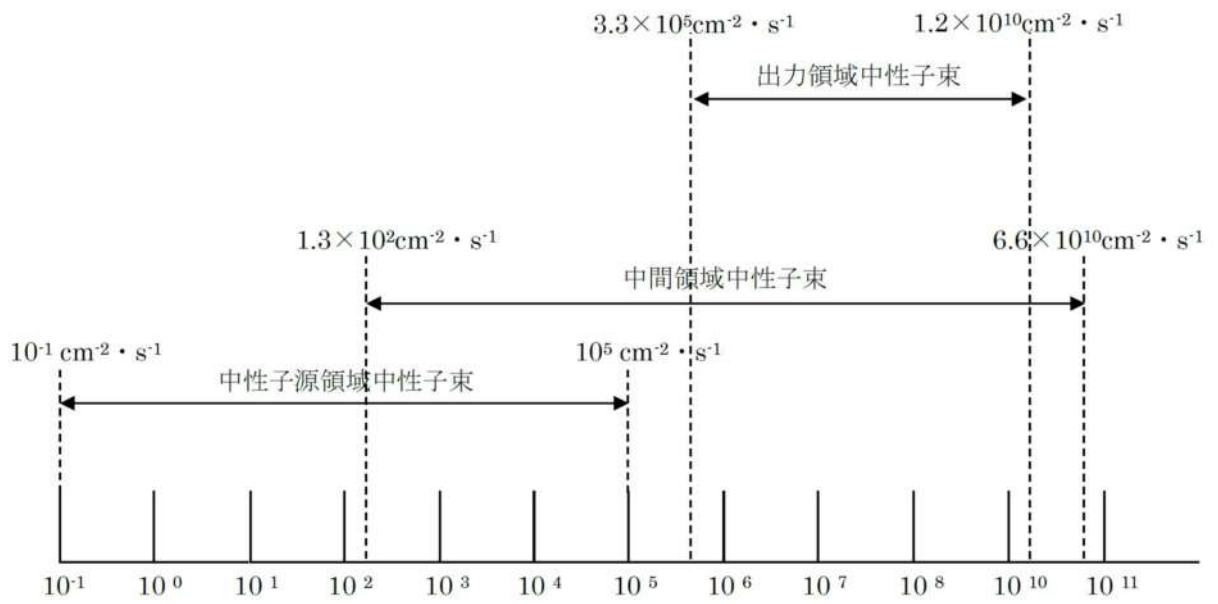
第 42 図 使用済燃料ピット水位 (AM 用) の概要図

(2) 使用済燃料ピット水位 (可搬型)



第 43 図 使用済燃料ピット水位 (可搬型) の概要図

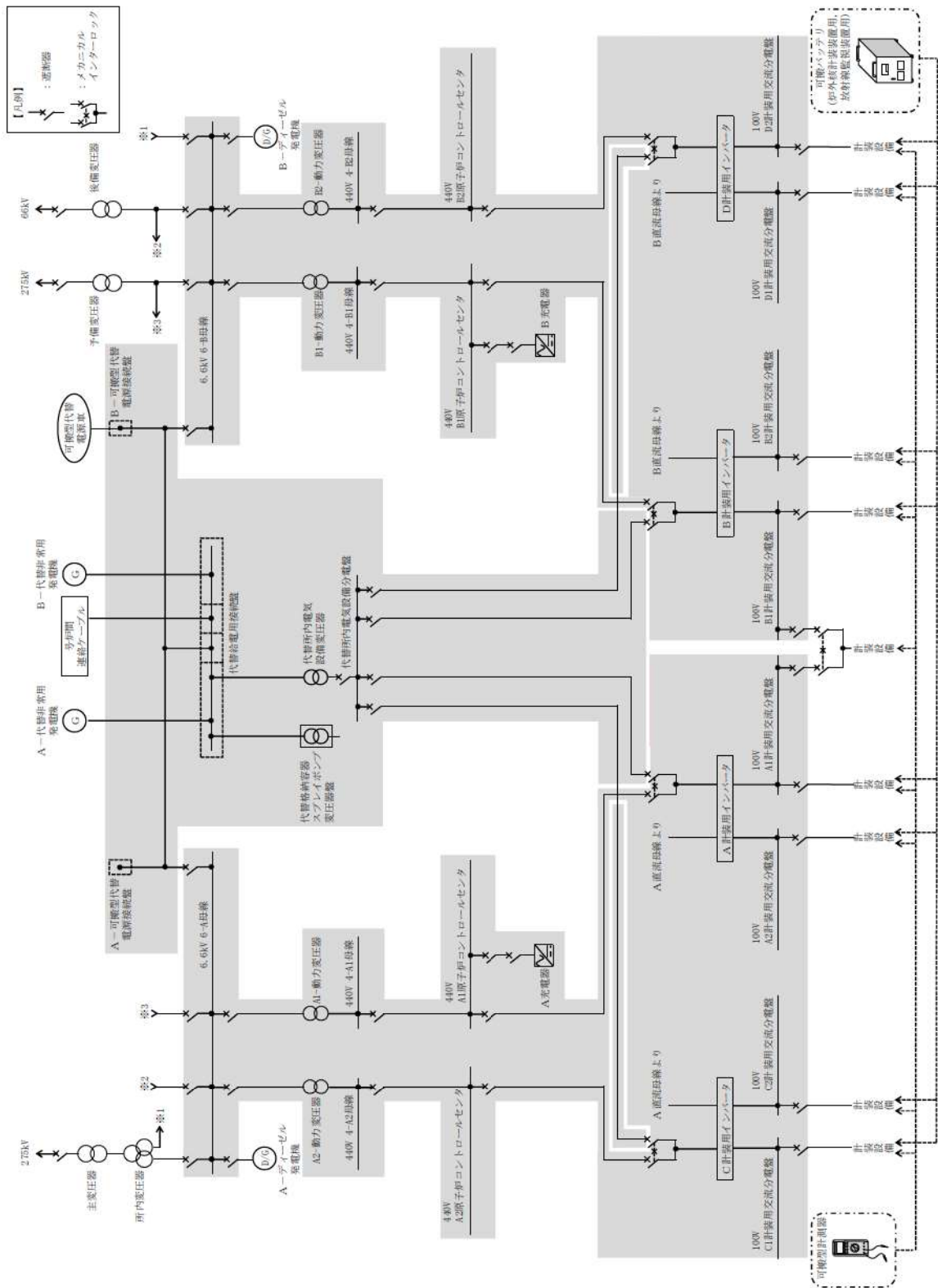
## 2. 核計装



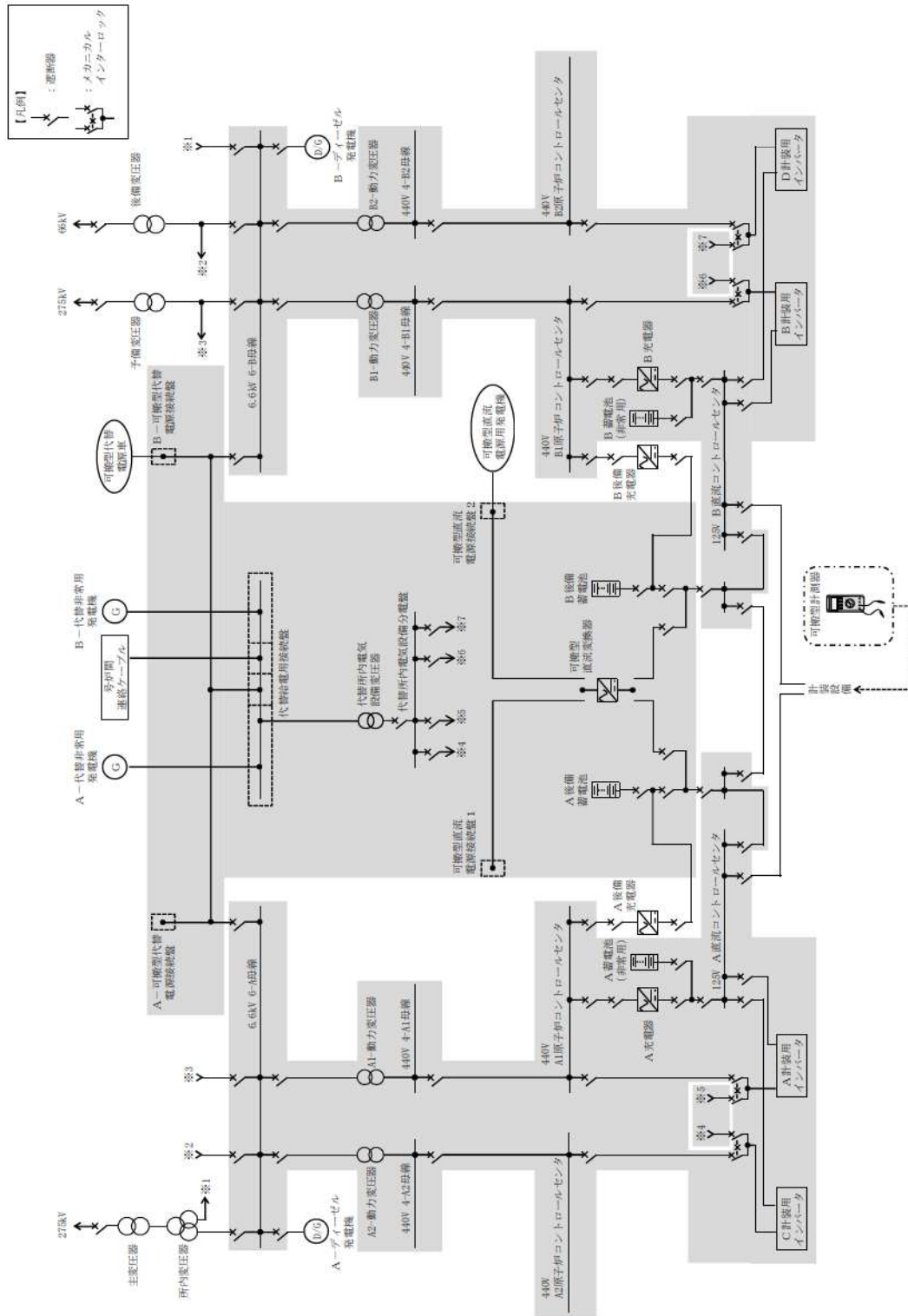
第44図 核計装の概要図

58-6 単線結線図






第1図 単線結線図 (交流)



第2図 単線結線図 (直流)


## 58-7 アクセスルート図

第1図 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第2図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第3図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続場所へのアクセスルート


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第4図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続場所へのアクセスルート



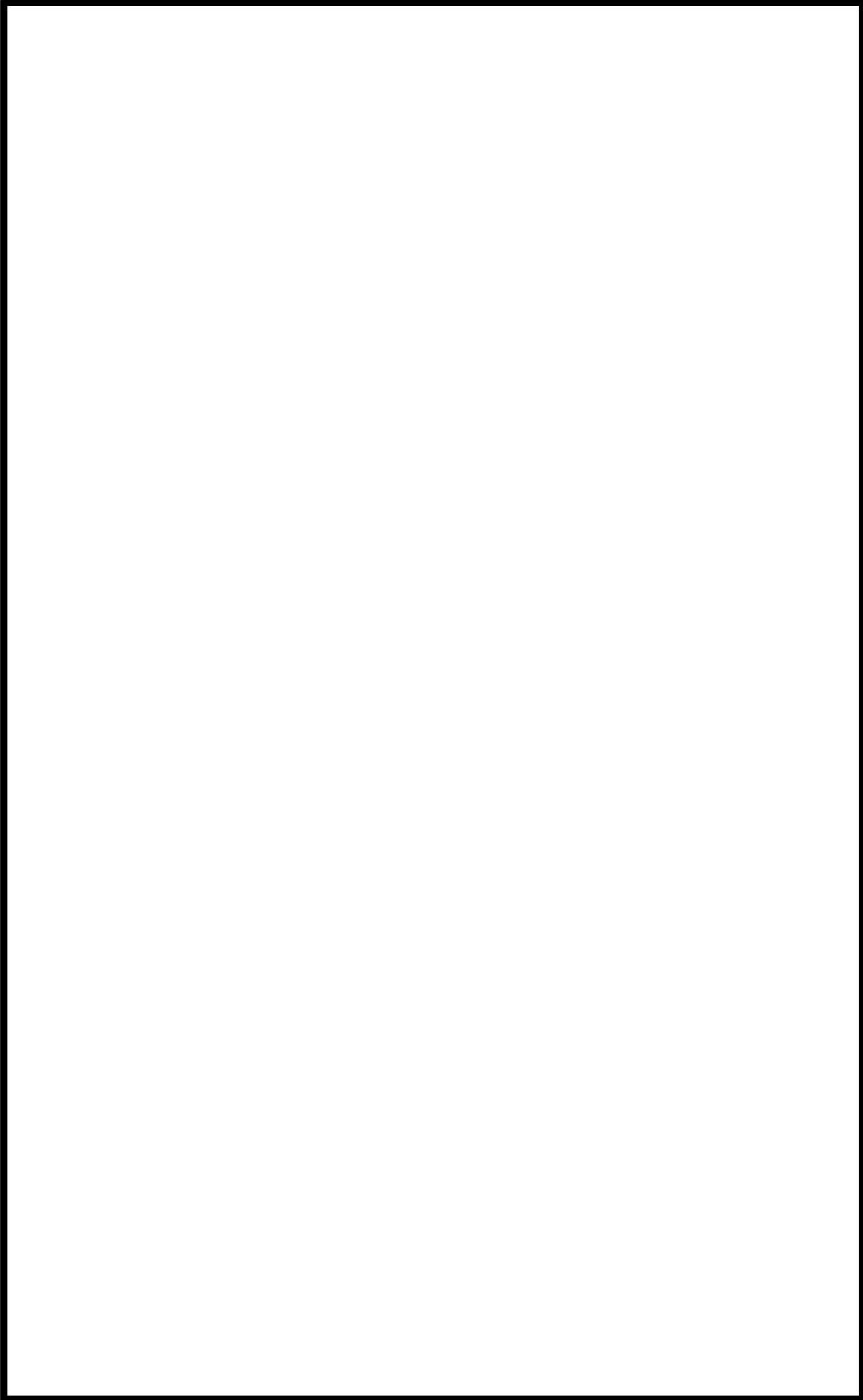
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第5図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

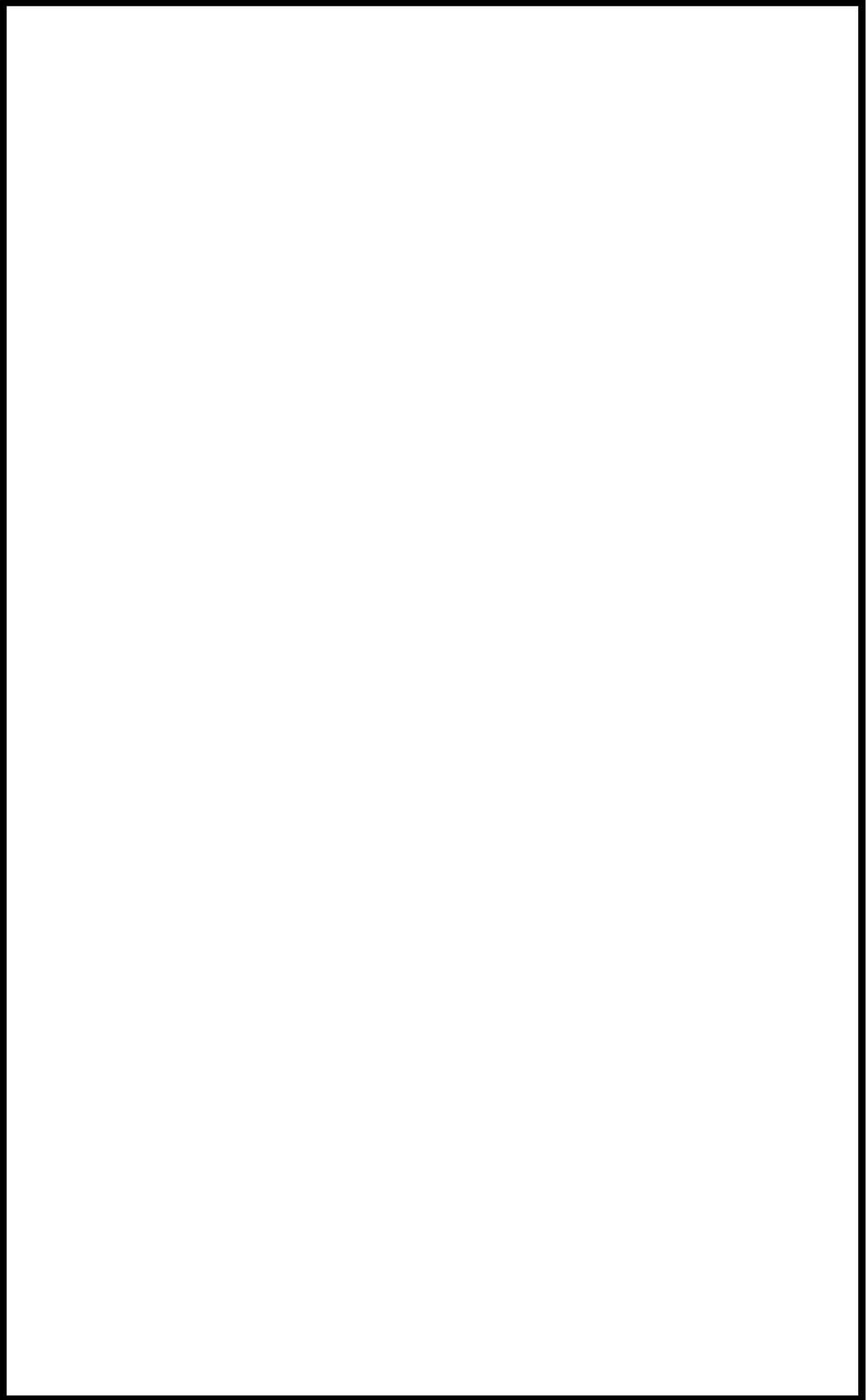


第6図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）接続場所へのアクセスルート



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第7図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）接続場所へのアクセスルート




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第8図 使用済燃料ピット水位（可搬型）接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第9図 使用済燃料ピット水位（可搬型）接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第10図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ接続場所へのアクセスルート




枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




第11図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第12図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

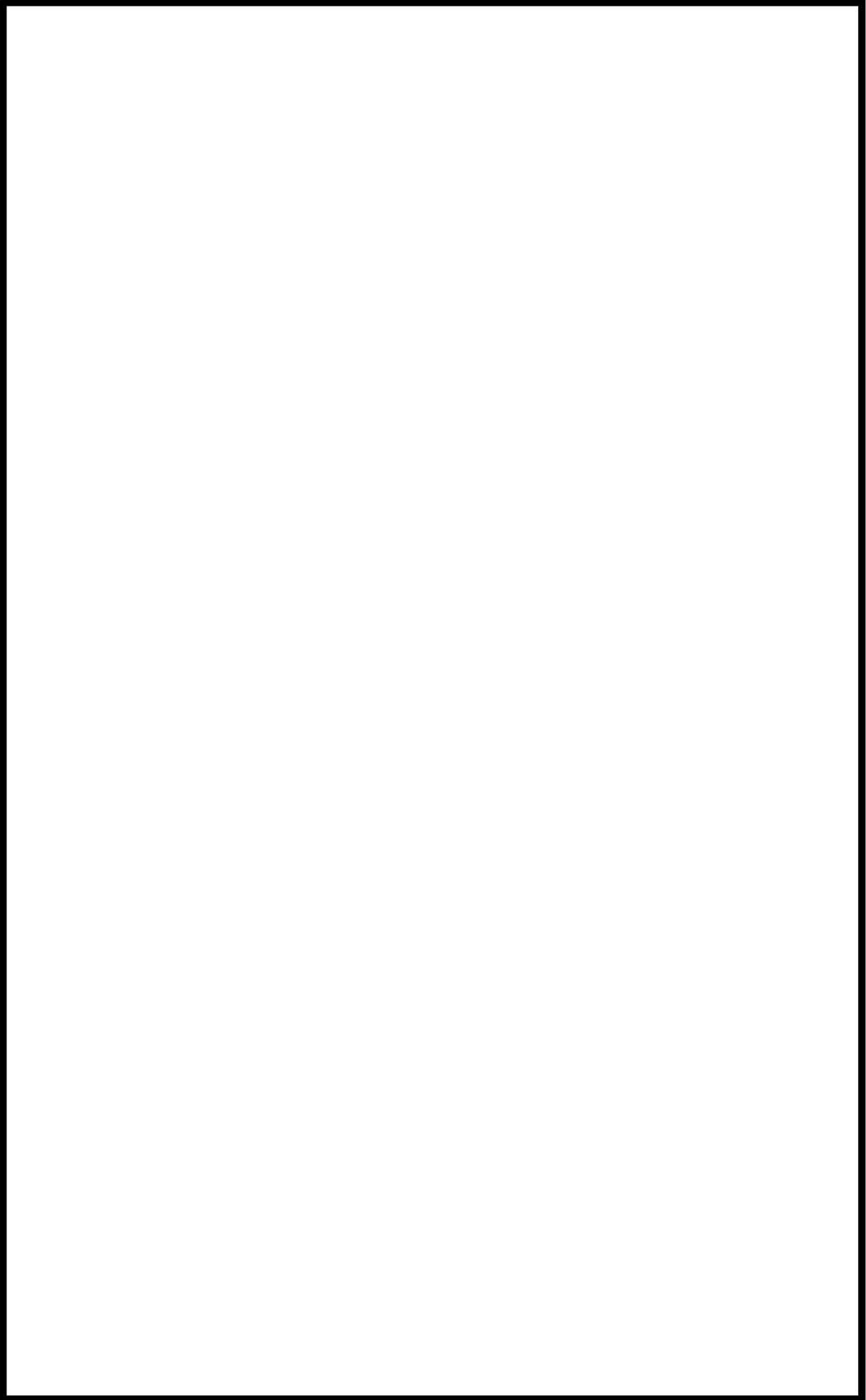
第13図 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第14図 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置接続場所へのアクセスルート

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

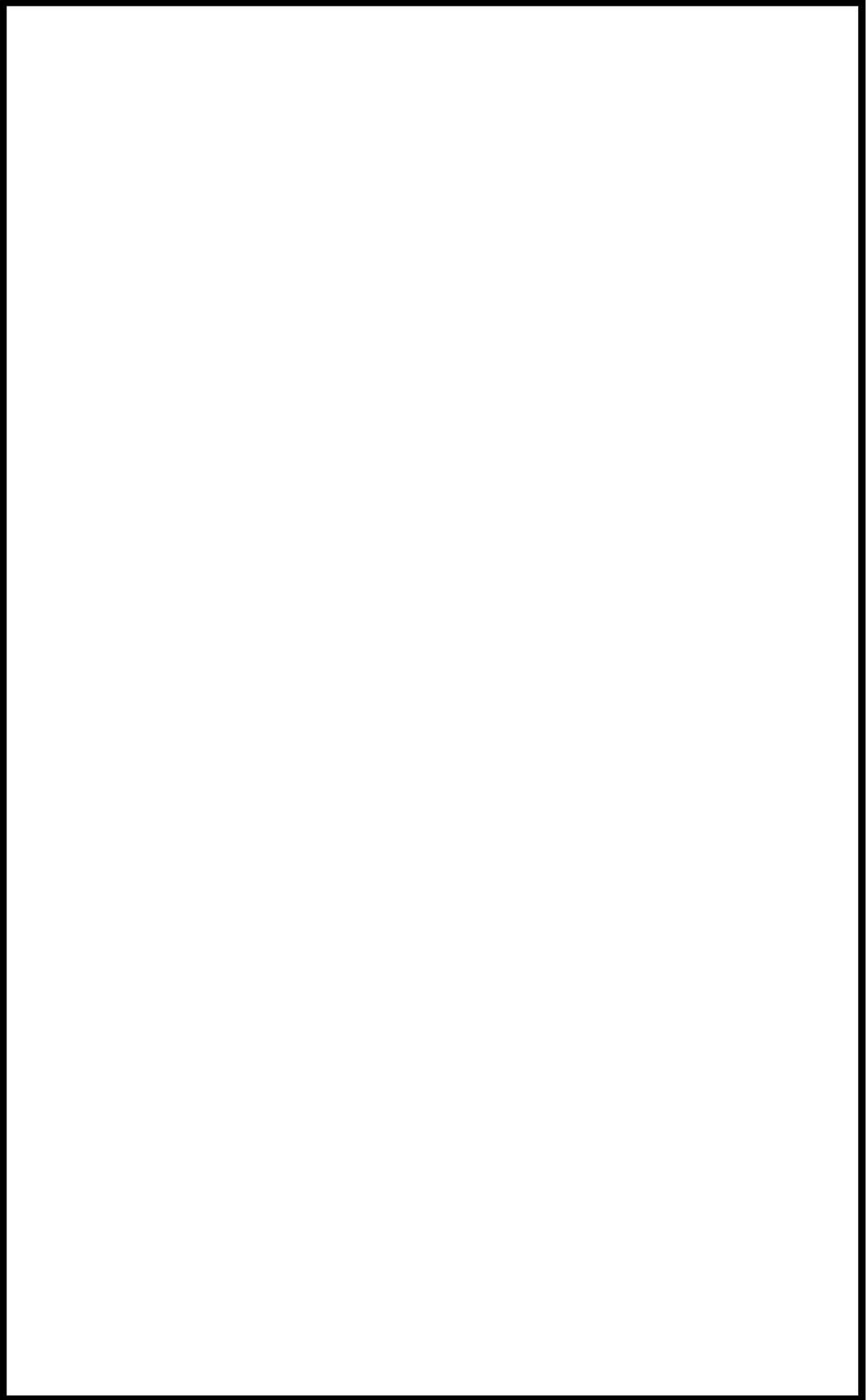
第15図 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

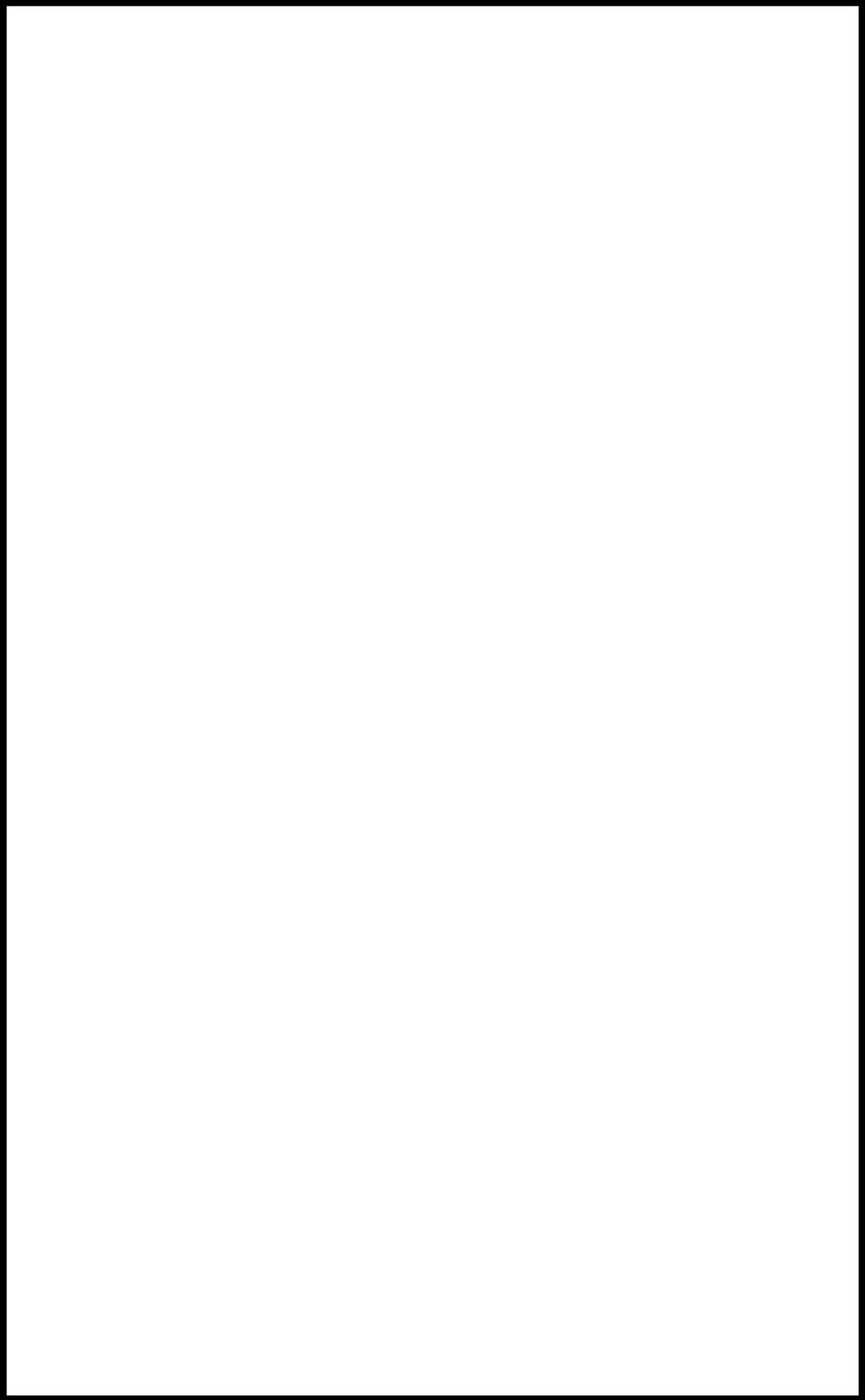


第16図 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート



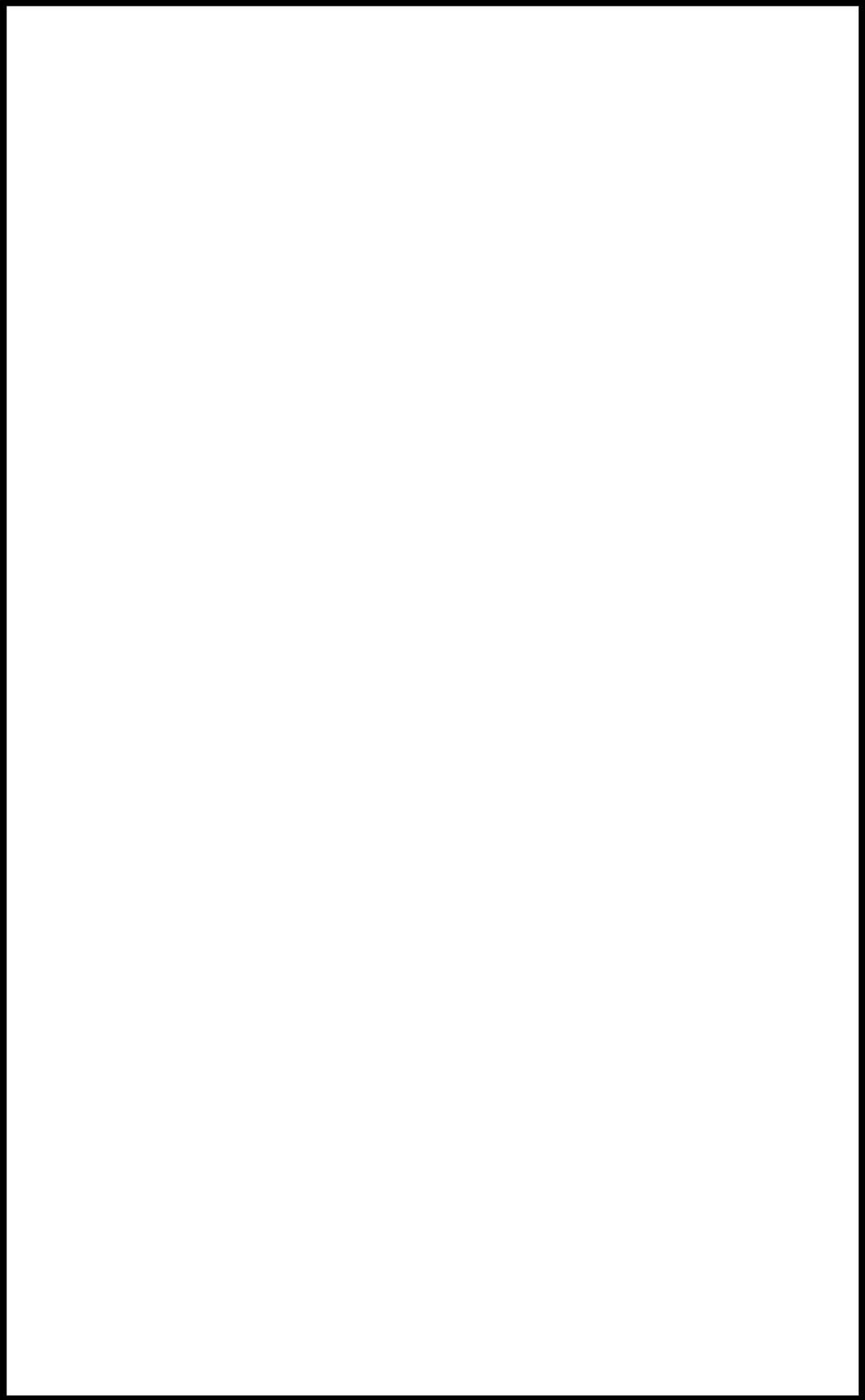
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第17図 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート



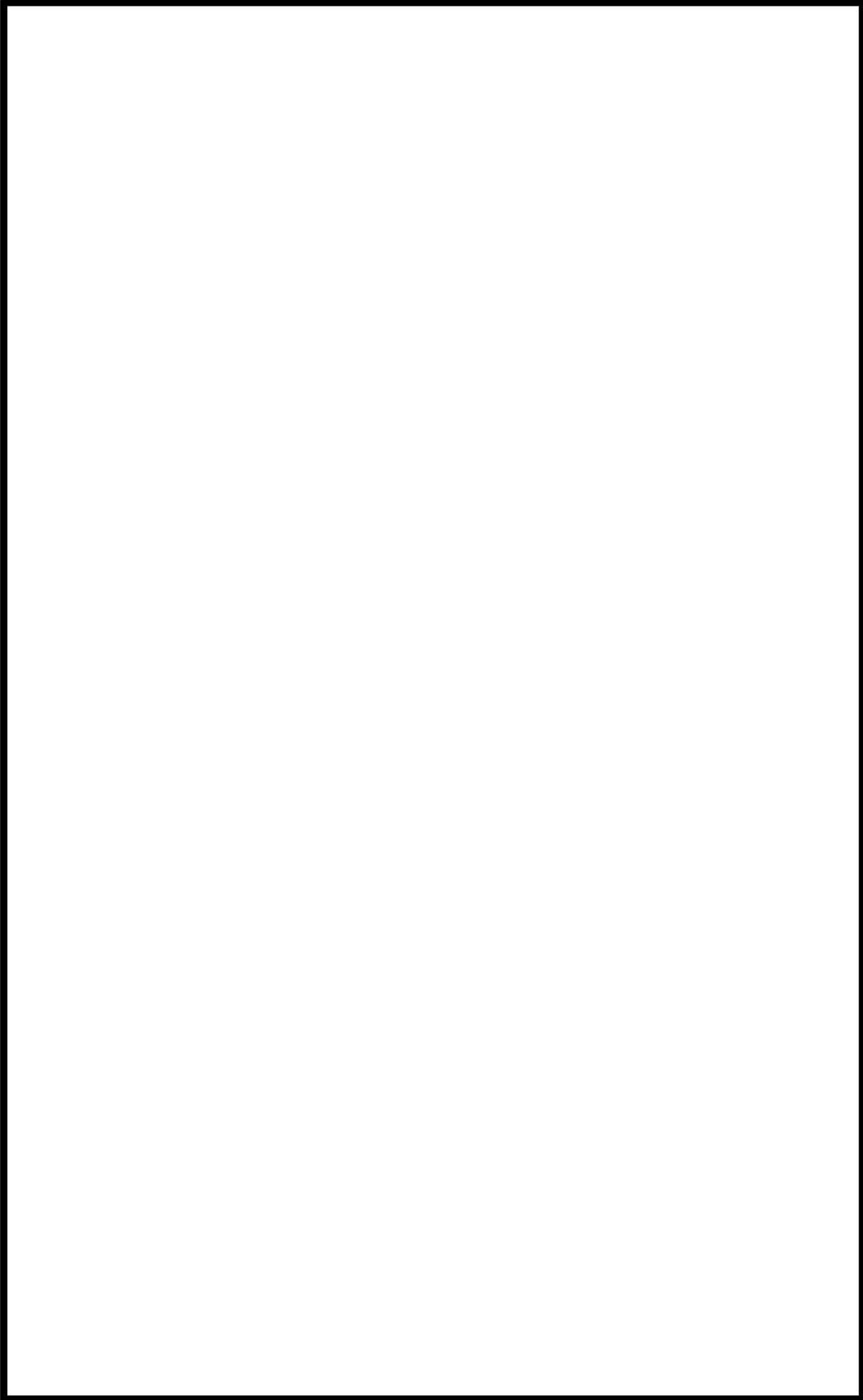
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


第18図 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第19図 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート



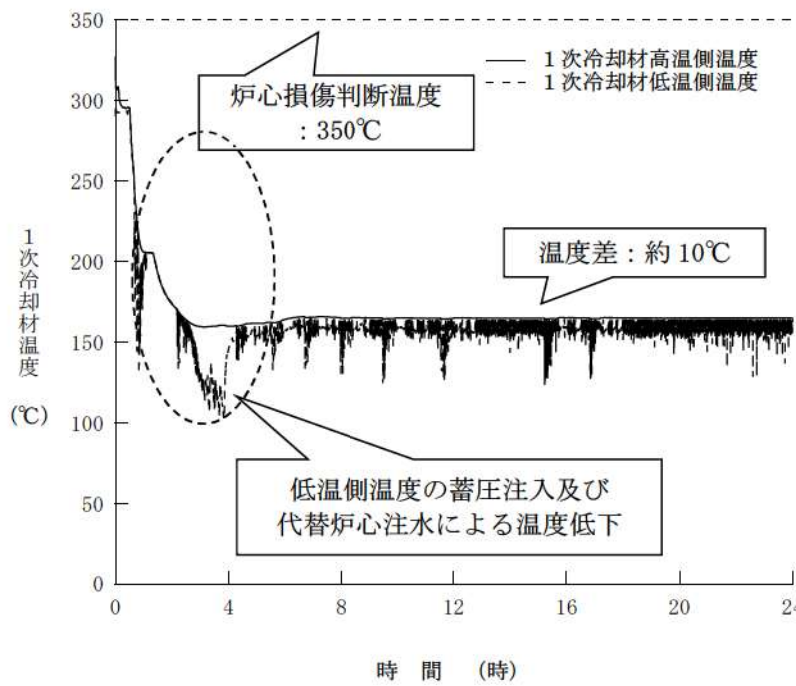
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

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

項 目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	1次冷却材温度（広域－高温側）	0～400℃	最大値：約 340℃
	1次冷却材温度（広域－低温側）	0～400℃	最大値：約 339℃
	〔炉心出口温度〕	40～1,300℃	最大値：約 346℃
代替 パラメータ	① 1次冷却材温度（広域－低温側） （1次冷却材温度（広域－高温側） 及び〔炉心出口温度〕の代替）	0～400℃	最大値：約 339℃
	① 1次冷却材温度（広域－高温側） （1次冷却材温度（広域－低温側） 及び〔炉心出口温度〕の代替）	0～400℃	最大値：約 340℃
	② 〔炉心出口温度〕 （1次冷却材温度（広域－高温側） 及び1次冷却材温度（広域－低 温側）の代替	40～1,300℃	最大値：約 346℃
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉压力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域－高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域－低温側）（1次冷却材温度（広域－低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域－高温側）にて推定）により原子炉压力容器内の温度を推定（測定）する。</p> <p>炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 1次冷却材温度（広域－低温側），1次冷却材温度（広域－高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。</p>		



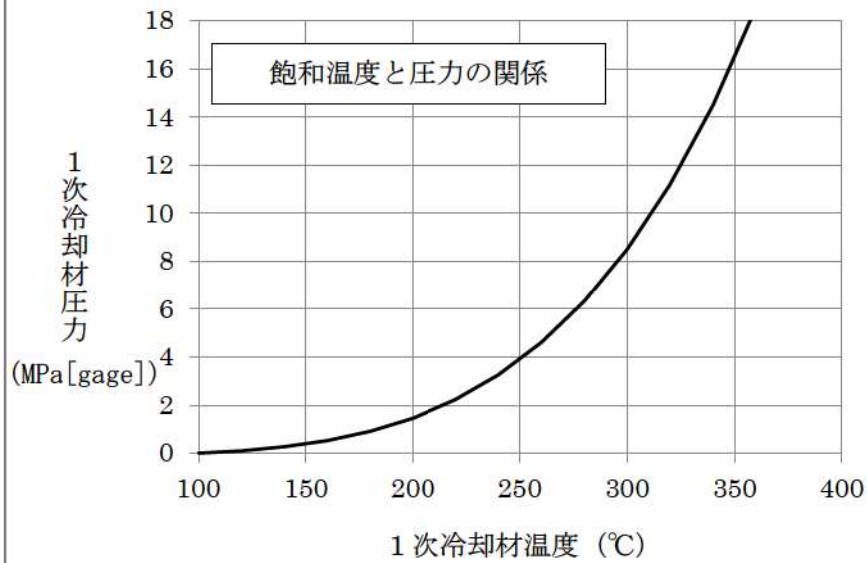
<p>推定方法</p>	<p>②〔炉心出口温度〕          炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 1次冷却材温度（広域－低温側），1次冷却材温度（広域－高温側）          高温側と低温側の2種類の温度計は各ループに同じ仕様のもを設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状況を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）事象において、1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。</p>  <p>第1図 1次冷却材温度を利用した原子炉圧力容器内温度の推定（事象例：全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））</p>

推定の評価	<p>②〔炉心出口温度〕</p> <p>炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により原子炉压力容器内の温度を計測可能である。</p> <p>〔誤差による影響について〕</p> <p>原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材温度（広域－高温側））による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差（1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：<math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>、1次冷却材温度（広域－高温側）の誤差：<math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>）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（炉心出口温度（自主対策設備））による推定は、1次冷却材温度（広域－高温側）と炉心出口温度（自主対策設備）は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（<math>350^{\circ}\text{C}</math>）において、1次冷却材温度（広域－高温側）の方がやや低い値を示すものの温度に大きな差はなく、操作判断に与える影響は軽微であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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、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（他チャンネル及び他ループを除く）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	1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]
	〔加圧器圧力〕	11.0～17.5MPa[gage]	最大値： 約17.5MPa[gage]
代替 パラメータ	①〔加圧器圧力〕 （1次冷却材圧力（広域）の代替）	11.0～17.5MPa[gage]	最大値： 約17.5MPa[gage]
	②1次冷却材温度（広域－高温側） （1次冷却材圧力（広域）の代替）	0～400℃	最大値：約340℃
	③1次冷却材温度（広域－低温側） （1次冷却材圧力（広域）の代替）	0～400℃	最大値：約339℃
	①1次冷却材圧力（広域） （〔加圧器圧力〕の代替）	0～21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。		
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1次冷却材圧力（広域）の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力（自主対策設備）が監視可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力（自主対策設備）により原子炉压力容器内の圧力を推定する。</p> <p>原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材温度（広域－低温側）（以下、「1次冷却材温度」という）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〔加圧器圧力〕 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②1次冷却材温度（広域－高温側）、③1次冷却材温度（広域－低温側） 原子炉压力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉压力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压力容器内が飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定可能範囲：0～約22.0 MPa[gage]</p>		





推定方法

飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])
100 以下	0.0	319	11.0
183	1.0	325	12.0
214	2.0	331	13.0
236	3.0	337	14.0
252	4.0	343	15.0
265	5.0	348	16.0
277	6.0	353	17.0
287	7.0	357	18.0
296	8.0	362	19.0
304	9.0	366	20.0
312	10.0	373	22.0

第2図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

① 1次冷却材圧力（広域）

同じ仕様のもので1次冷却材圧力（広域）を計測することにより推定する。

推定の評価

① [加圧器圧力]

同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。

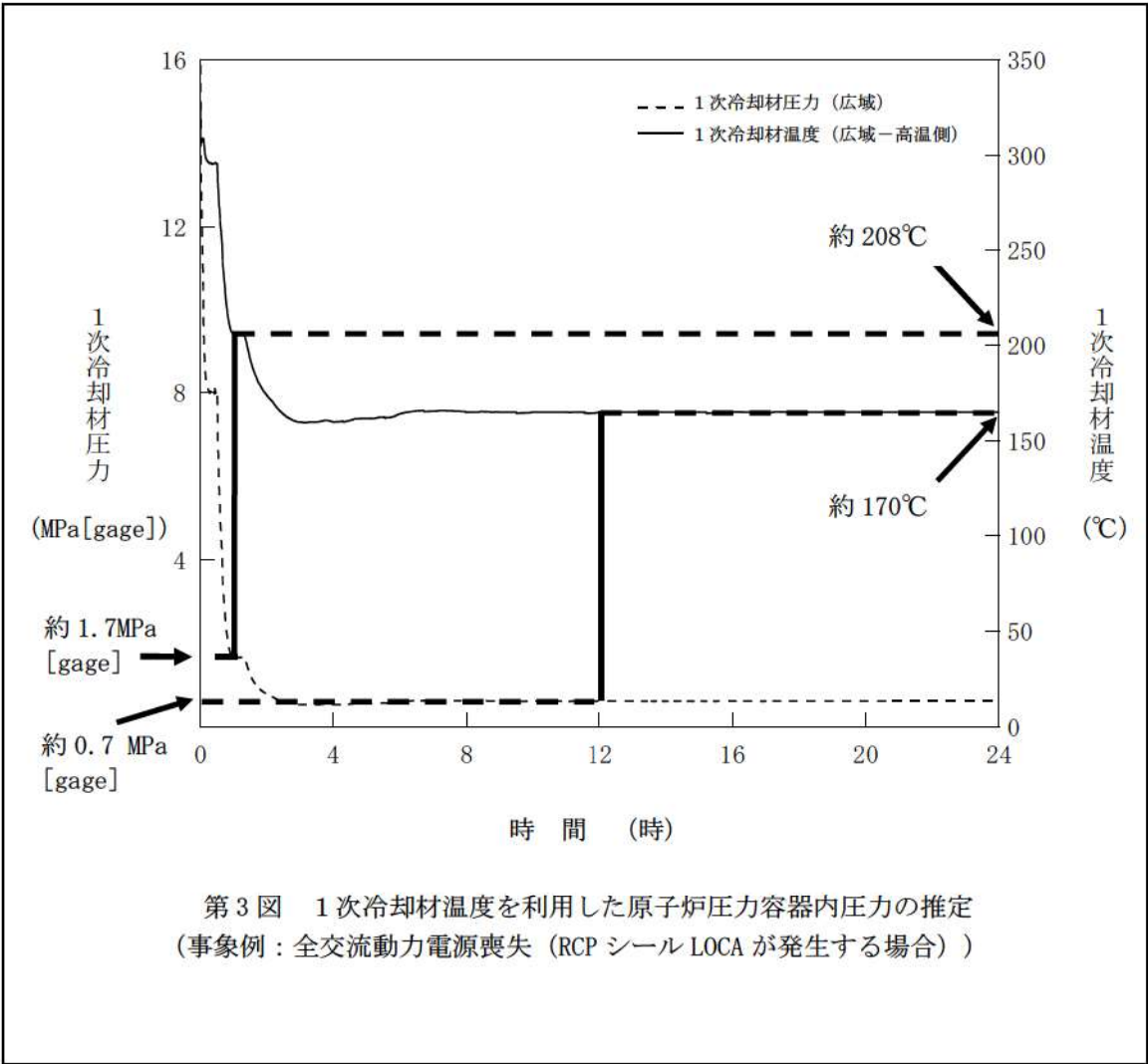
② 1次冷却材温度（広域－高温側），③ 1次冷却材温度（広域－低温側）

原子炉圧力容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、1次冷却材温度による推定方法は、原子炉圧力容器内が飽和状態である範囲で適用できる。

飽和状態は、飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力（広域）の把握

推定の評価	<p>が本来必要であるが、その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。</p> <p>例えば、全交流動力電源喪失時に RCP シール部から漏えいが生じる場合のように 1 次冷却系減圧事象である場合で 2 次冷却系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。</p> <p>このような場合、本推定方法による原子炉压力容器内の圧力の推定は有効である。(第 3 図参照)</p> <p>1 次冷却材温度による推定手順は、原子炉压力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの、飽和温度/圧力の関係により推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>① 1 次冷却材圧力 (広域)</p> <p>同じ仕様のもので 1 次冷却材圧力 (広域) を計測することにより推定する。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、2 次冷却系強制冷却等の操作判断のための 1 次冷却材圧力の確認を実施することであり、代替パラメータ (1 次冷却材圧力 (広域)、加圧器圧力 (自主対策設備)) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (1 次冷却材圧力 (広域) の誤差: <math>\pm 0.25\text{MPa}</math>) 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 (1 次冷却材温度) による推定では、圧力に換算して原子炉压力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。(主蒸気逃がし弁開度調整の判断圧力: <math>1.7\text{MPa}[\text{gage}]</math> (飽和温度: 約 <math>208^{\circ}\text{C}</math>) に対して、1 次冷却材温度の誤差: 約 <math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math> から圧力に換算した場合はそれぞれ <math>1.7 \pm 0.16\text{MPa}[\text{gage}]</math> 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、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状態を推定することができる。</p>
-------	---





第3図 1次冷却材温度を利用した原子炉圧力容器内圧力の推定  
 (事象例：全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合) )

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

項 目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約 99% 最小値：0%以下
	原子炉容器水位	0～100%	最大値：100% 最小値：0%
	〔1次冷却系統ループ水位〕	T.P. 22.57～ T.P. 23.14m	最大値：T.P. 23.14m 以上 最小値：T.P. 22.57m 以下
代替 パラメータ	①原子炉容器水位 （加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%
	①加圧器水位 （原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約 99% 最小値：0%以下
	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水 位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下
	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水 位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約 17.8MPa[gage]
	②1次冷却材温度（広域－高温 側） （加圧器水位、原子炉容器水位 及び〔1次冷却系統ループ水 位〕の代替）	0～400℃	最大値：約 340℃
	②1次冷却材温度（広域－低温 側） （原子炉容器水位及び〔1次冷 却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約 339℃
	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	40～1,300℃	最大値：約 346℃
②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 （〔1次冷却系統ループ水位〕の 代替）	0～ 5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]	
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。		

<p>推定方法</p>	<p>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの①原子炉容器水位（原子炉容器水位を推定する場合は加圧器水位）、②サブクール度（自主対策設備）、1次冷却材圧力（広域）、炉心出口温度（自主対策設備）、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視し炉心の冷却状態を確認することにより推定する。</p> <p>プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転時において、1次冷却システムループ水位（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度の変化により水位を、監視可能であれば、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の傾向監視により水位変化を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉容器水位、加圧器水位 同様の仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。原子炉容器水位を使用する場合は、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。原子炉容器水位の監視が困難な場合は、加圧器水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p> <p>②〔サブクール度〕、1次冷却材圧力（広域）、〔炉心出口温度〕、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側） サブクール度（自主対策設備）、1次冷却材圧力（広域）、炉心出口温度（自主対策設備）、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。</p>
-------------	--

監視計器	使用用途	得られる情報
1次冷却材圧力（広域）	飽和温度の推定	飽和温度（ $T_{sat}$ ）
1次冷却材温度 （広域－高温側） 1次冷却材温度 （広域－低温側） 炉心出口温度 （自主対策設備）	1次冷却材・蒸気の 温度監視	1次冷却材・蒸気 の温度（ $T$ ）
〔サブクール度〕	サブクール状態又は 飽和状態の監視	サブクール度 （ $T_{sat} - T$ ）

(1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態若しくは飽和状態  
 判別方法： $T \leq T_{sat}$ （サブクール状態若しくは飽和状態）  
 水位：第4, 5図の状態（1）に相当

(2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態  
 判別方法： $T > T_{sat}$ （温度 $T$ が過熱状態を指示， $\Delta T_{sat} = \text{小}$ ）  
 水位：第4, 5図の状態（2）に相当

(3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態（過熱状態）  
 判別方法： $T \gg T_{sat}$   
 （温度 $T$ が飽和温度 $T_{sat}$ を大きく上回っている状態， $\Delta T_{sat} = \text{大}$ ）  
 水位：第4, 5図の状態（3）に相当

原子炉圧力容器内の水位の推定

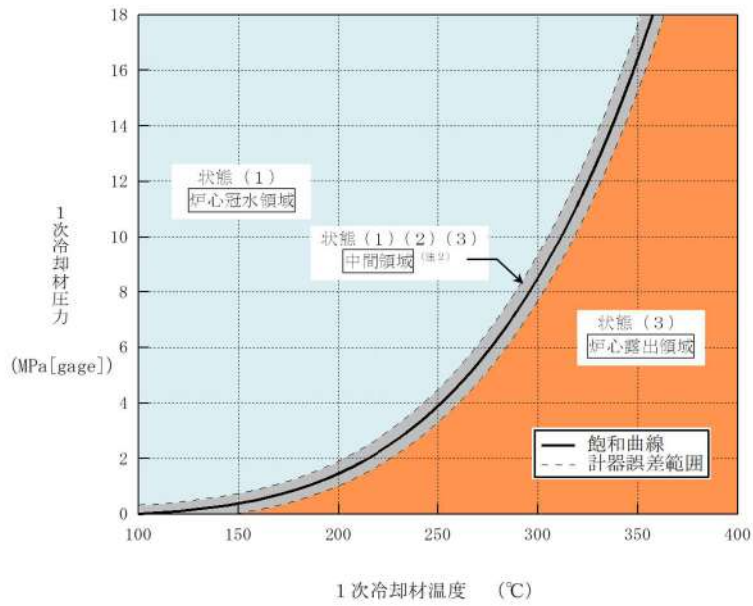
**【炉心上端以上の場合】**

- ・炉心の冠水状態の確認が可能

**【炉心上端以下（炉心露出状態）の場合】**

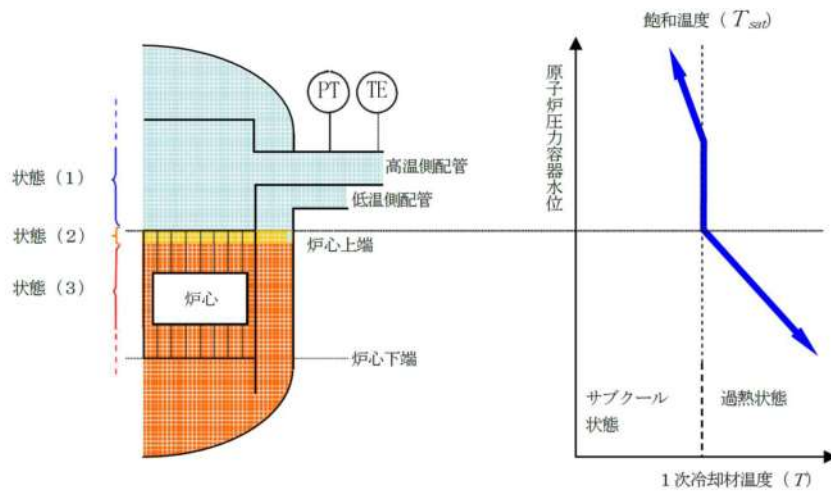
- ・水位の上昇傾向： $\Delta T_{sat}$ が大きい状態から小さい状態へ移行
- ・水位の低下傾向： $\Delta T_{sat}$ が小さい状態から大きい状態へ移行





第4図 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定

推定方法



第5図 原子炉压力容器内の水位と水位変化の概念図

(注1) 過熱度:  $\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$

(注2) 中間領域では炉心上端以上, 炉心上端近傍若しくは炉心上端部未満の水位である。温度の推移を監視することで以下を推定することが可能である。

- 温度安定 : 炉心上端以上の水位である (状態 (1))
- 温度急上昇 : 炉心上端近傍若しくは炉心上端部未満 (状態 (2) (3))

<p>推定方法</p>	<p>なお、プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転において、1次冷却システムループ水位（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材温度（広域－低温側）の傾向監視により、1次冷却材温度が急上昇した場合には、原子炉压力容器内の水位が炉心上端以下まで低下し、炉心の冠水状態が維持されていないことを推定する。</p> <p>②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕</p> <p>プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転において、1次冷却システムループ水位（自主対策設備）の監視が不可能となった場合、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の傾向監視により、当該圧力が低下したことをもって、原子炉压力容器内の水位が低下していることを推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉容器水位、加圧器水位</p> <p>同様の仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより、原子炉压力容器内の水位を計測することができ、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>なお、原子炉容器水位を使用する場合は、その計測範囲は原子炉容器底部から原子炉容器頂部までであることから原子炉压力容器内の水位を把握する上で適切である。また、加圧器水位を使用する場合は、その計測範囲は1次冷却材配管より上部に位置することから炉心が冠水状態であることを把握する上で適切である。</p> <p>②〔サブクール度〕、1次冷却材圧力（広域）、〔炉心出口温度〕、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）</p> <p>サブクール度（自主対策設備）、1次冷却材圧力（広域）、炉心出口温度（自主対策設備）、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）による推定方法は、原子炉压力容器内の水位の計測が不可能となった場合の炉心冠水操作時における発電用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。具体的には、原子炉压力容器内サブクール状態又は過熱状態であることを監視することで、原子炉压力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認することにより、炉心損傷で原子炉压力容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>* 原子炉压力容器内の水位の計測が不可能となる状況として機器の故障以外に、原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなるためである。</p>



推定の評価	<p>なお、大規模な破断が発生した場合は原子炉压力容器の満水を確認することが困難であるため、炉心の冠水状態が確保されたことを上記②から推定する。</p> <p>さらに、1次冷却材温度による推定方法は、プラント停止中の1次冷却系ミッドループ運転において1次冷却材温度の推移を監視し、炉心露出時の急激な温度上昇を確認することにより、原子炉容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は重大事故等時における損傷炉心の判断基準(350℃)を包絡する1次冷却材温度(0~400℃)であることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕</p> <p>余熱除去ポンプ出口圧力(自主対策設備)による推定方法は、プラント停止中の1次冷却系ミッドループ運転において余熱除去ポンプ出口圧力(自主対策設備)の推移を監視し、1次冷却系保有水量の減少による余熱除去ポンプ出口圧力(自主対策設備)の低下を確認することにより、原子炉压力容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は余熱除去運転中の1次冷却材圧力を包絡する圧力(0~5.0MPa[gage])であることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>〔誤差による影響について〕</p> <p>原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ(加圧器水位、原子炉容器水位)による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差(加圧器水位の誤差:±1.0%、原子炉容器水位の誤差:±5.35%)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(サブクール度(自主対策設備)、1次冷却材圧力(広域)、炉心出口温度(自主対策設備)、1次冷却材温度(広域-高温側)及び1次冷却材温度(広域-低温側))による推定では、原子炉压力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視することで、原子炉压力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを把握でき、計器誤差(1次冷却材圧力(広域)の誤差:±0.25MPa、1次冷却材温度(広域-低温側)の誤差:±4.4℃、1次冷却材温度(広域-高温側)の誤差:±4.4℃)を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ(余熱除去ポンプ出口圧力(自主対策設備))による推定では、圧力の傾向監視により、原子炉压力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。</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、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（他チャンネル及び他ループを除く）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	高压注入流量	0～350m <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h
	低压注入流量	0～1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）	0～1,300m <sup>3</sup> /h （0～10,000m <sup>3</sup> ）	—
	〔B-格納容器スプレイ流量〕	0～1,300m <sup>3</sup> /h	□ <sup>3</sup> /h
	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	0～200m <sup>3</sup> /h （0～10,000m <sup>3</sup> ）	—
	〔充てん流量〕	0～70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /h
	〔蓄圧タンク圧力〕	0～6.0MPa〔gage〕	4.4MPa〔gage〕
	〔蓄圧タンク水位〕	0～100%	0～100%
	〔AM用消火水積算流量〕	0～250m <sup>3</sup> /h （0～999,999m <sup>3</sup> ）	—
代替 パラメータ	①燃料取替用水ピット水位 （高压注入流量, 低压注入流量, B- 格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量（AM用）, 〔B-格納 容器スプレイ流量〕, 代替格納容 器スプレイポンプ出口積算流量 及び〔充てん流量〕の代替）	0～100%	100%
	①補助給水ピット水位 （代替格納容器スプレイポンプ出 口積算流量の代替）	0～100%	100%
	①低压注入流量 （〔AM用消火水積算流量〕の代替）	0～1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h
	②加圧器水位 （高压注入流量, 低压注入流量, B- 格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量（AM用）, 〔B-格納 容器スプレイ流量〕, 代替格納容 器スプレイポンプ出口積算流 量, 〔充てん流量〕及び〔AM用 消火水積算流量〕の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替 パラメータ	③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低压注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替)	0~100%	最大値: 100% 最小値: 0%
	④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低压注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 及び [充てん流量] の代替)	0~100%	100%
	①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0~21.0MPa[gage]	最大値: 約 17.8MPa[gage]
	①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0~400℃	最大値: 約 339℃
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, 原子炉圧力容器への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不可能となった場合, 水源である燃料取替用水ピット水位, 補助給水ピット水位又は注水先の加圧器及び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。原子炉冷却材喪失が発生した場合においては原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化並びに1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) により注水量を推定することができる。また, AM用消火水積算流量 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合, 低压注入流量を監視することで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燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 燃料取替用水ピットを水源としている場合は, 直前まで判明していた水位及び測定時の水位から第6図を用いて, 燃料取替用水ピット水の体積の変化量を求め, 原子炉圧力容器への注水量を推定する。 補助給水ピットを水源としている場合は, 直前まで判明していた水位及び測</p>		

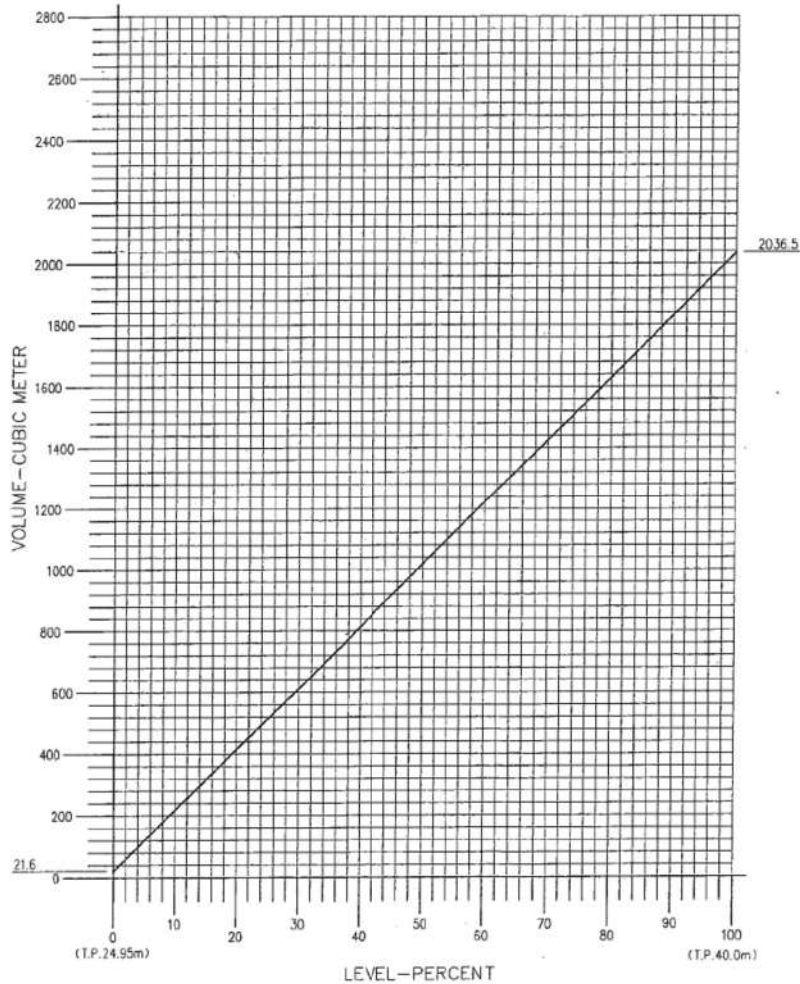
定時の水位から第7図を用いて、補助給水ピット水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。

これらの推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット、補助給水ピット水位を優先して使用し推定するが、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。原子炉冷却材喪失が発生した場合には格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。

なお、炉心冷却状態を原子炉容器水位又は加圧器水位にて併せて確認する。

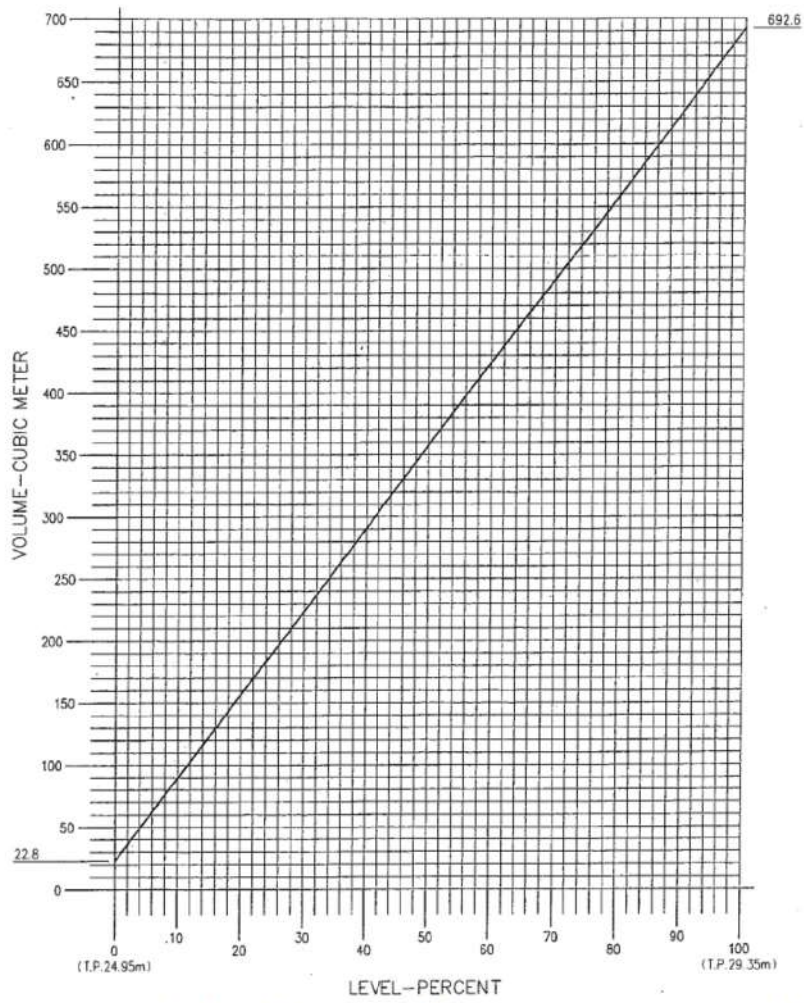
推定可能範囲の目安：各注水流量の計測範囲

推定方法



第6図 燃料取替用水ピット水位と燃料取替用水ピット水の体積の関係

推定方法



第7図 補助給水ピット水位と補助給水ピット水の体積の関係

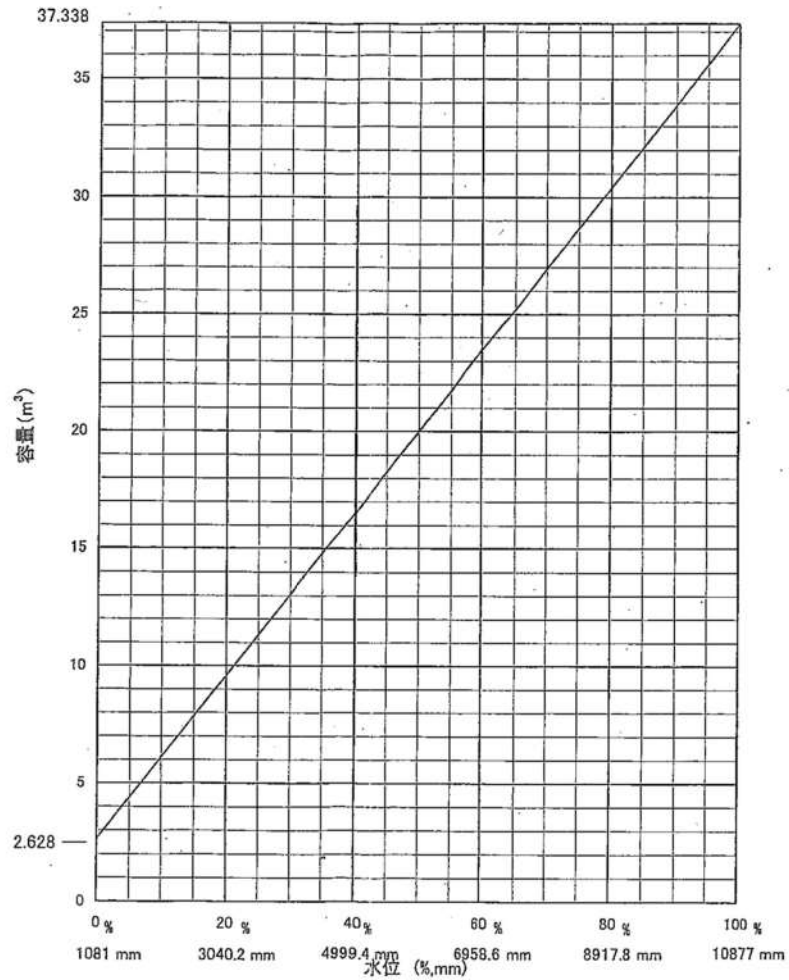


推定方法

②加圧器水位

任意の時間における水位及び測定時の水位から第8図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。

推定可能範囲の目安：全範囲



第8図 加圧器水位と加圧器水の体積の関係



推定方法	<p>③原子炉容器水位</p> <p>任意の時間における水位及び測定時の水位から第9図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、第10図を用いて、崩壊熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に加算して原子炉压力容器への注水量を算出する。特に測定時の水位から炉心の冠水状態を確認できる場合は、同図を用いて原子炉压力容器に蓄水した冷却材の体積を求め、原子炉压力容器への注水量が十分であることを推定する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <p>原子炉压力容器への注水流量[m<sup>3</sup>/h] = (原子炉压力容器内の冷却材体積[m<sup>3</sup>] ÷ 注水時間[h]) + 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水流量[m<sup>3</sup>/h]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第9図 原子炉容器水位と原子炉压力容器内の冷却材の体積の関係</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第10図 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係</p>
------	--



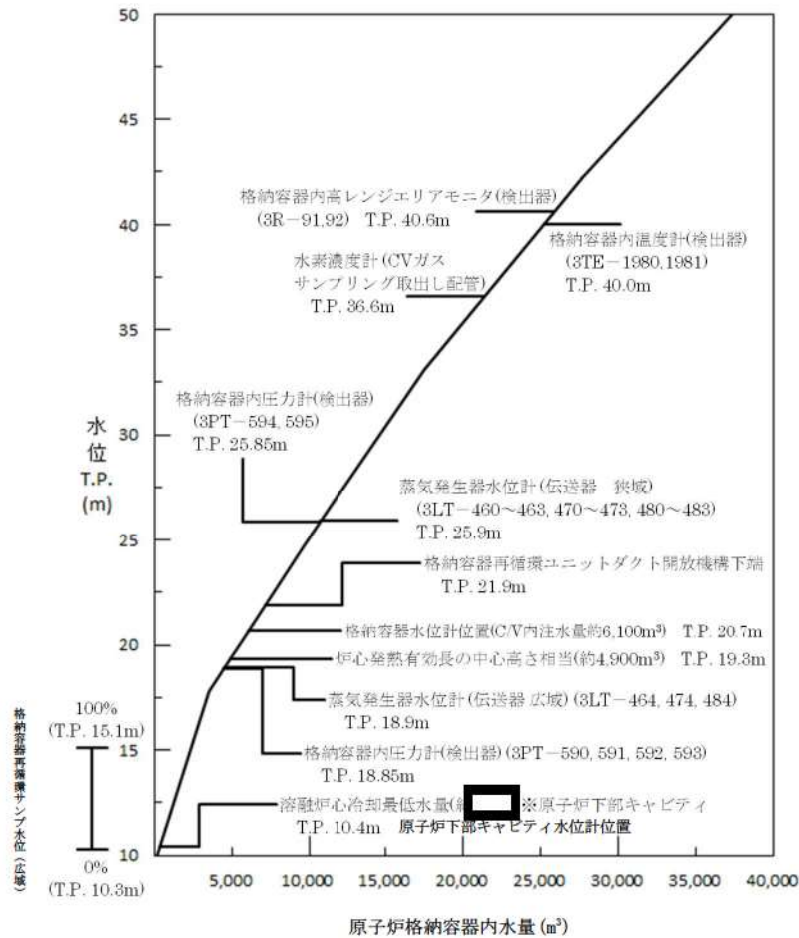
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

推定方法

④格納容器再循環サンプル水位（広域）

任意の時間における水位及び測定時の水位から第 11 図を用いて、格納容器再循環サンプルに蓄水した冷却材の体積変化量を求め、各種水源（燃料取替用水ピット、補助給水ピット）から原子炉压力容器又は原子炉格納容器内へ注水された注水量より差し引くことにより、原子炉压力容器への注水量を推定する。

推定可能範囲：全範囲



第 11 図 格納容器再循環サンプル水位（広域）と原子炉格納容器内水量の関係

① 1次冷却材圧力（広域）

1次冷却材圧力（広域）と蓄圧タンク保持圧力を比較することにより、蓄圧タンクからの注水開始時刻を特定し、1次冷却材圧力（広域）の傾向監視を継続することにより、任意の時間における蓄圧タンクからの注水量を推定する。

なお、本推定方法の適用条件は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に限定される。

推定可能範囲：全範囲

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

<p>推定方法</p>	<p>① 1次冷却材温度（広域－低温側）</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内圧力を推定することにより、以降は前項（1次冷却材圧力（広域））と同じ方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <p>① 低圧注入流量</p> <p>AM用消火水積算流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul> <p>燃料取替用水ピット水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助給水ピット水位</li> </ul> <p>補助給水ピット水位による推定方法は、原子炉圧力容器への注水の水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットに切り替えた場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 加圧器水位</p> <p>加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材がすべて加圧器水位の上昇に寄与すると考えられる場合に限り適用できる。</p> <p>本推定方法は、適用条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p>



推定の評価	<p>③原子炉容器水位</p> <p>原子炉容器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量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>本推定方法は、①及び②の推定方法が優先されるため、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>なお、低温側配管で破断が発生した場合には、非常用炉心冷却設備による注入水は破断口から漏えいするため、原子炉圧力容器への注水量の推定値に不確かさが伴うことに留意する必要がある。</p> <p>④格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲内において適用できる。</p> <p>なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、①、②及び③の推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。また、蓄圧タンクから原子炉圧力容器への注水量は①を考慮する。</p> <p>①1次冷却材圧力（広域）</p> <p>1次冷却材圧力（広域）による推定方法は、蓄圧タンクからの注水に伴う場合に適用できる。</p> <p>①1次冷却材温度（広域－低温側）</p> <p>1次冷却材温度（広域－低温側）による推定方法は、蓄圧タンクからの注水に伴う場合に適用できる。</p> <p>①低圧注入流量</p> <p>低圧注入流量による推定方法は、原子炉圧力容器への注水流量を直接的に計測するものであり、時間積分することにより原子炉圧力容器への注水量を推定する方法として適用できる。</p>
-------	--

<p>推定の評価</p>	<p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備により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（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%、補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器再循環サンプル水位（広域））による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備により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（加圧器水位の誤差：±1.0%、原子炉容器水位の誤差：<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> 格納容器再循環サンプル水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（1次冷却材圧力（広域））による推定では、圧力の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa）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（1次冷却材温度（広域－低温側））による推定では、温度の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差（1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：±4.4℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（低圧注入流量）による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差（低圧注入流量の誤差：±8.9m<sup>3</sup>/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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、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状態を推定することができる。</p>
--------------	--

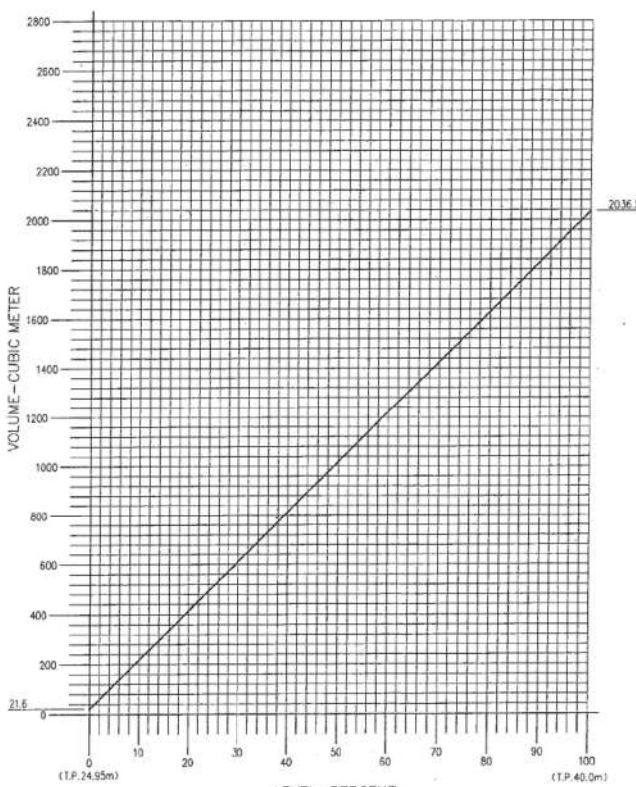
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）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	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—
	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—
	高压注入流量	0~350m <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h
	低压注入流量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h
	[充てん流量]	0~70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /h
	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m <sup>3</sup> /h	<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> m <sup>3</sup> /h
	[AM用消火水積算流量]	0~250m <sup>3</sup> /h (0~999,999m <sup>3</sup> )	—
代替 パラメータ	①燃料取替用水ピット水位 (B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用), 代替 格納容器スプレイポンプ出口 積算流量, 高压注入流量, 低压 注入流量, [充てん流量] 及び [格納容器スプレイ流量] の 代替)	0~100%	100%
	①B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用) ( [AM用消火水積算流量] の代 替)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—
	① [格納容器スプレイ流量] ( [AM用消火水積算流量] の代 替)	0~1,300m <sup>3</sup> /h	<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> m <sup>3</sup> /h
	②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用), 代替 格納容器スプレイポンプ出口 積算流量, 高压注入流量, 低压 注入流量, [充てん流量], [格 納容器スプレイ流量] 及び[AM 用消火水積算流量] の代替)	0~100%	100%
	①補助給水ピット水位 (代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量の代替)	0~100%	100%

     枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替 パラメータ	② [ろ過水タンク水位] ( [AM用消火水積算流量] の代 替)	0 ~ 20,000mm	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、原子炉格納容器への注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータであるB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備)、格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) 及びAM用消火水積算流量 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位</li> </ul> <p>第12図を用いて、燃料取替用水ピット水位から注水量を算出する。燃料取替用水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p>第12図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図</p>		

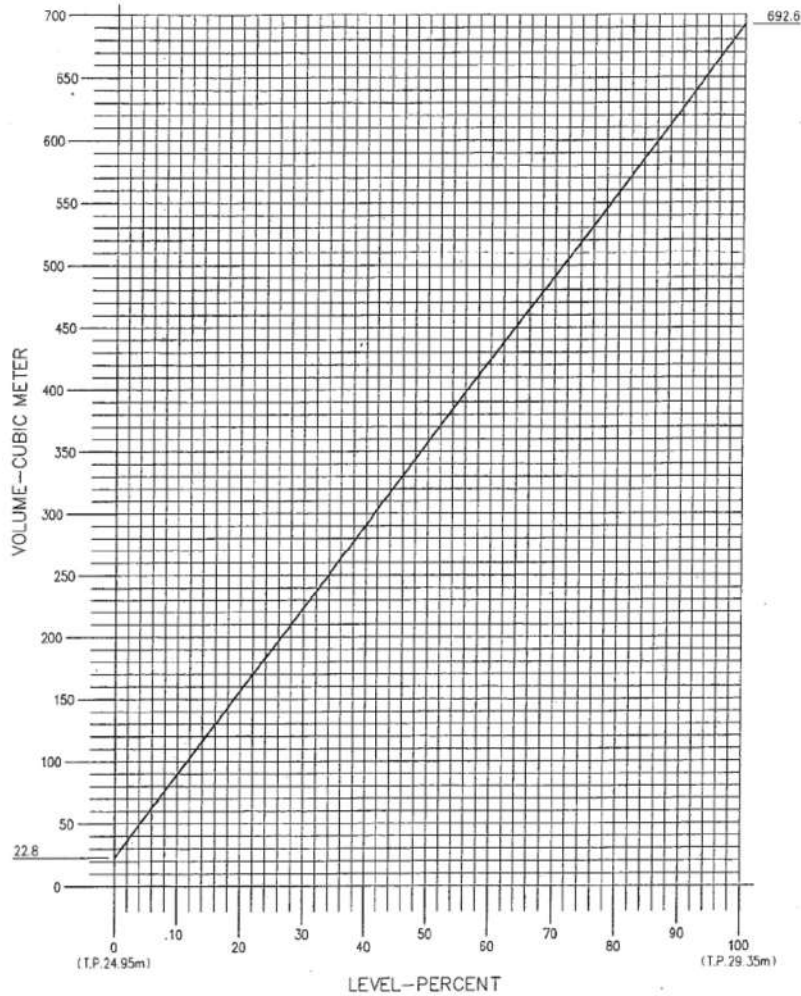


推定方法

・補助給水ピット水位

第13図を用いて、補助給水ピット水位から注水量を算出する。補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第13図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

① B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)

原子炉格納容器内に注水を行っている期間の積算流量より、注水量を推定する。

① [格納容器スプレイ流量]

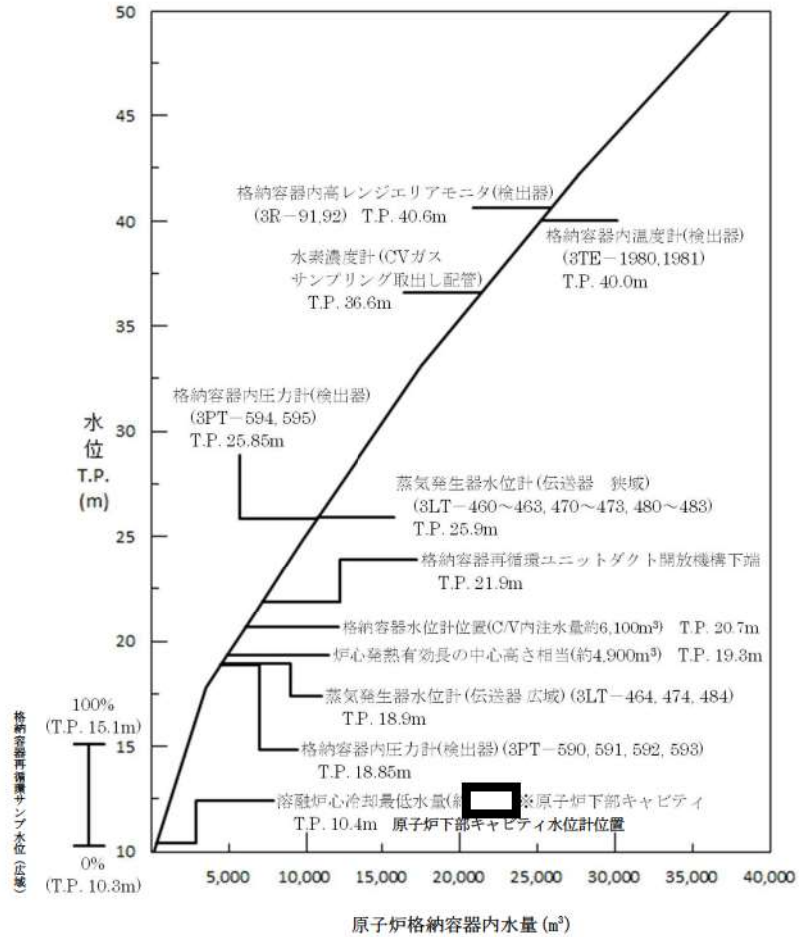
原子炉格納容器内に注水を行っている期間の格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の指示値を時間積分することにより、注水量を推定する。

②格納容器再循環サンプル水位（広域）

第 14 図を用いて，格納容器再循環サンプル水位（広域）から注水量を算出する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



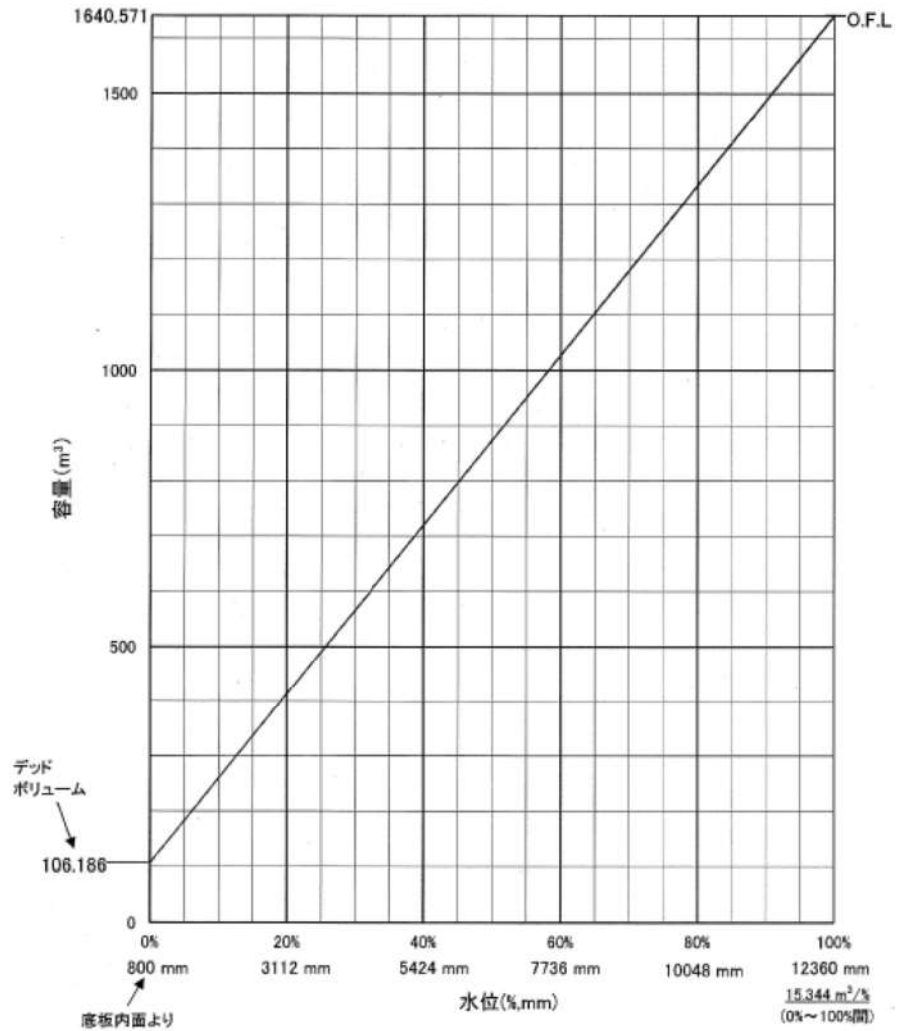
第 14 図 格納容器再循環サンプル水位（広域）の水位と原子炉格納容器内水量の相関図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

② [ろ過水タンク水位]

第 15 図を用いて，ろ過水タンク水位（自主対策設備）から注水量を算出する。

推定方法



第 15 図 ろ過水タンクの水位と水量の相関図



推定の評価	<p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水ピット水位 燃料取替用水ピット水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピット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。</li> <li>・補助給水ピット水位 補助給水ピット水位による推定方法は、原子炉格納容器への注水の水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットに切り替えた場合に適用できる。 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。</li> </ul> <p>①B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び〔格納容器スプレイ流量〕 B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び格納容器スプレイ流量（自主対策設備）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び格納容器スプレイ流量（自主対策設備）による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>②格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、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>②〔ろ過水タンク水位〕 ろ過水タンク水位（自主対策設備）による推定方法は、ろ過水タンク水位（自主対策設備）を水源として使用し、かつ、ろ過水タンク水位（自主対策設備）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>〔誤差による影響について〕 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備により原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位及びろ過水タンク水位（自主対策設備））による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%、補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施する</p>
-------	---

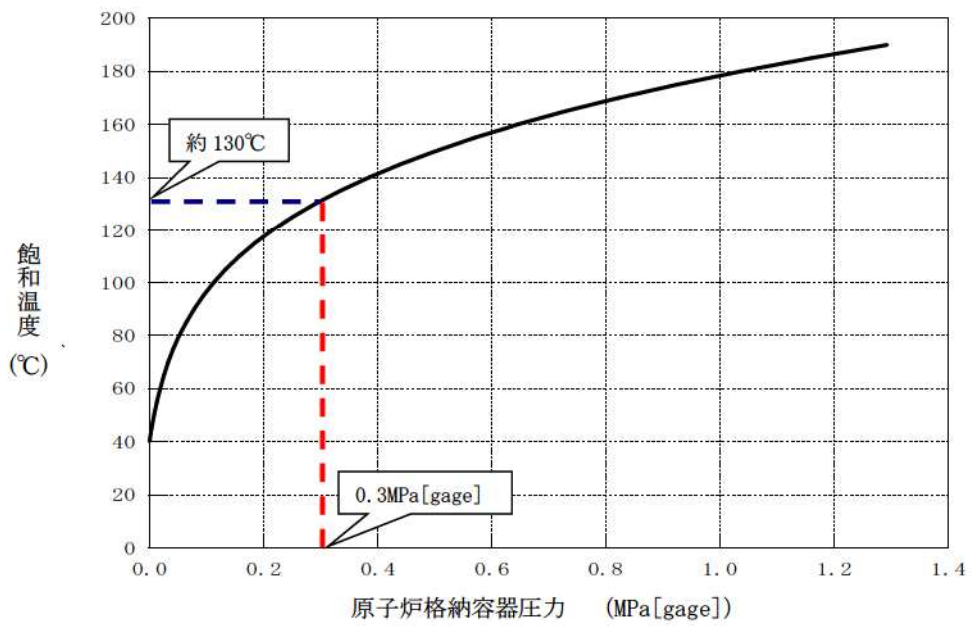
<p>推定の評価</p>	<p>ことが可能である。</p> <p>代替パラメータ（B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、格納容器スプレイ流量（自主対策設備））による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量が把握でき、計器誤差（B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：<math>\pm 11.3\text{m}^3/\text{h}</math>）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域））による推定は、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：<math>\pm 2.0\%</math>）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、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（他チャンネル及び他ループを除く）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	格納容器内温度	0～220℃	最大値：約 124℃
代替 パラメータ	①原子炉格納容器圧力	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約 0.241MPa[gage]
	②格納容器圧力（AM 用）	0～1.0MPa[gage]	—
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM 用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM 用）              原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。              したがって、現在の原子炉格納容器内が以下のような条件により飽和状態と判断される場合は、飽和温度／圧力の関係を利用して第 16 図より原子炉格納容器内温度を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・これまでに損傷炉心を冷却するための水が 1 次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。</li> <li>・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していると判断されること。</li> </ul> <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ      ①原子炉格納容器圧力                                               ②格納容器圧力（AM 用）</p> <p>温度パラメータ      ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ    ①B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）                                               ②高压注入流量                                               ③低压注入流量                                               ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲：100℃～180℃</p>		

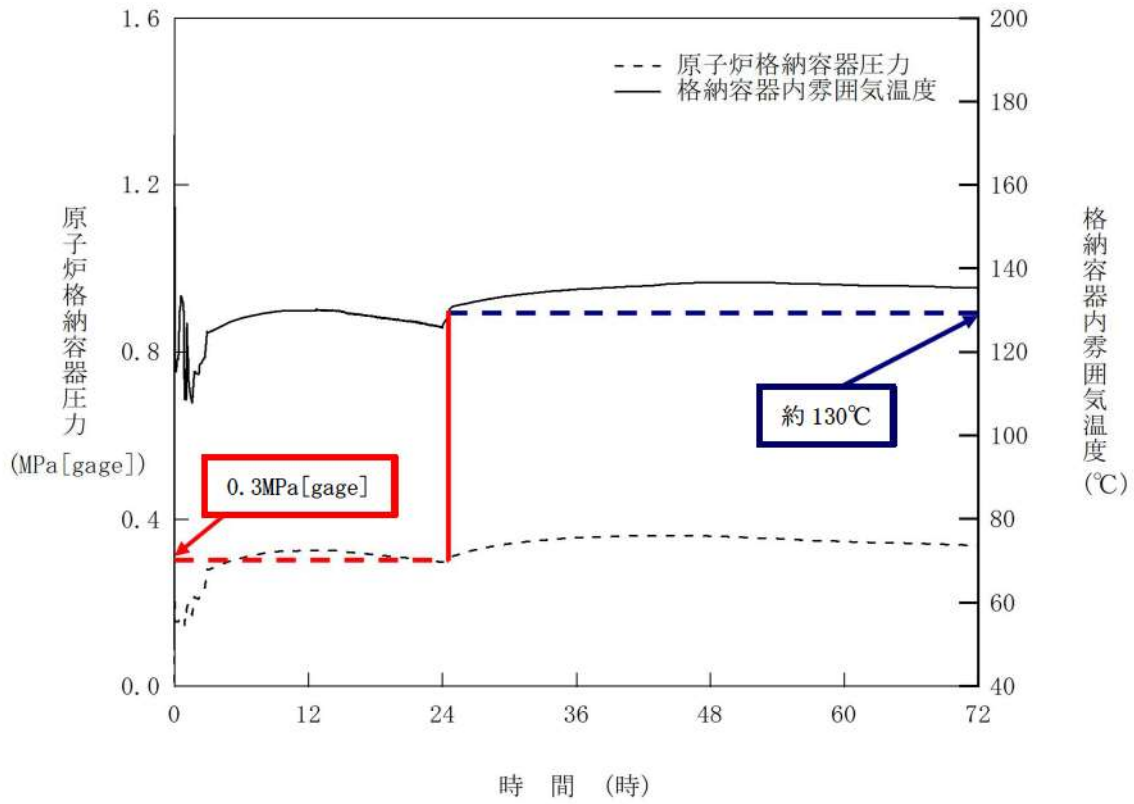


推定の評価	<p>①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）</p> <p>原子炉格納容器の健全性の確認で原子炉格納容器内の温度の監視が重要となる原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>よって、本推定方法を原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断において妥当である。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉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原子炉格納容器内の温度は低くなると推測される。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ（原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用））による推定は、圧力を温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差（原子炉格納容器圧力の誤差：±0.0044MPa、格納容器圧力（AM用）の誤差：±0.015MPa）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>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</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、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状態を推定することができる。</p>
-------	---



第 16 図 飽和温度と圧力の関係

事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）  
 溶融炉心・コンクリート相互作用  
 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用



第17図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）  
 溶融炉心・コンクリート相互作用  
 原子炉格納容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の解析結果

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

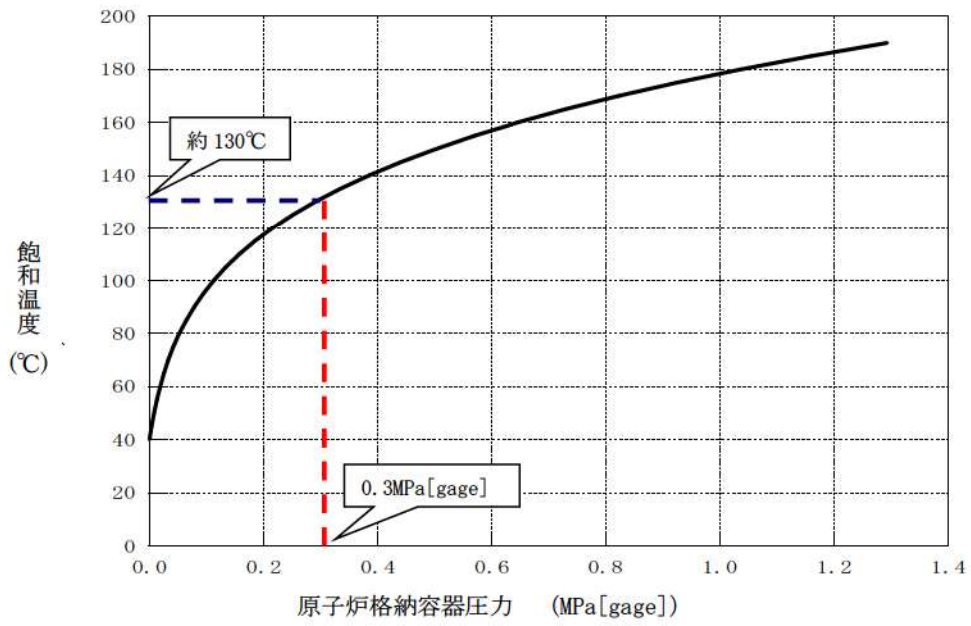
項 目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉格納容器圧力	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage]
	格納容器圧力（AM用）	0～1.0MPa[gage]	—
代替 パラメータ	①格納容器圧力（AM用） （原子炉格納容器圧力の 代替）	0～1.0MPa[gage]	—
	①〔格納容器圧力（狭域）〕 （原子炉格納容器圧力及 び格納容器圧力（AM用） の代替）	-10～30kPa[gage]	—
	①原子炉格納容器圧力 （格納容器圧力（AM用）の 代替）	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage]
	②格納容器内温度 （原子炉格納容器圧力及 び格納容器圧力（AM用） の代替）	0～220℃	最大値：約124℃
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力（AM用）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の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格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力                      格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。</p> <p>②格納容器内温度                      格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p>		



<p>推定方法</p>	<p>本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。</li> <li>・ 過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していること。</li> </ul> <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ      ①原子炉格納容器圧力                                  ②格納容器圧力（AM用）</p> <p>温度パラメータ      ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ    ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）                                  ②高压注入流量                                  ③低压注入流量                                  ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲：0～1.0MPa[gage]</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器圧力（AM用） 格納容器圧力（AM用）による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</li> <li>・ 〔格納容器圧力（狭域）〕 格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</li> <li>・ 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器圧力による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</li> </ul>



<p>推定の評価</p>	<p>②格納容器内温度</p> <p>原子炉格納容器の健全性の観点で原子炉格納容器内の圧力の監視が重要となる原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の妥当性及び適用性について確認する。</p> <p>有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、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>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ（格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器圧力（AM用）の誤差：<math>\pm 0.015\text{MPa}</math>、原子炉格納容器圧力の誤差：<math>\pm 0.0044\text{MPa}</math>）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（格納容器内温度）による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器内温度の誤差：<math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>）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>なお、原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉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圧力は高くなると推定される。</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原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <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、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状態を推定することができる。</p>
--------------	--

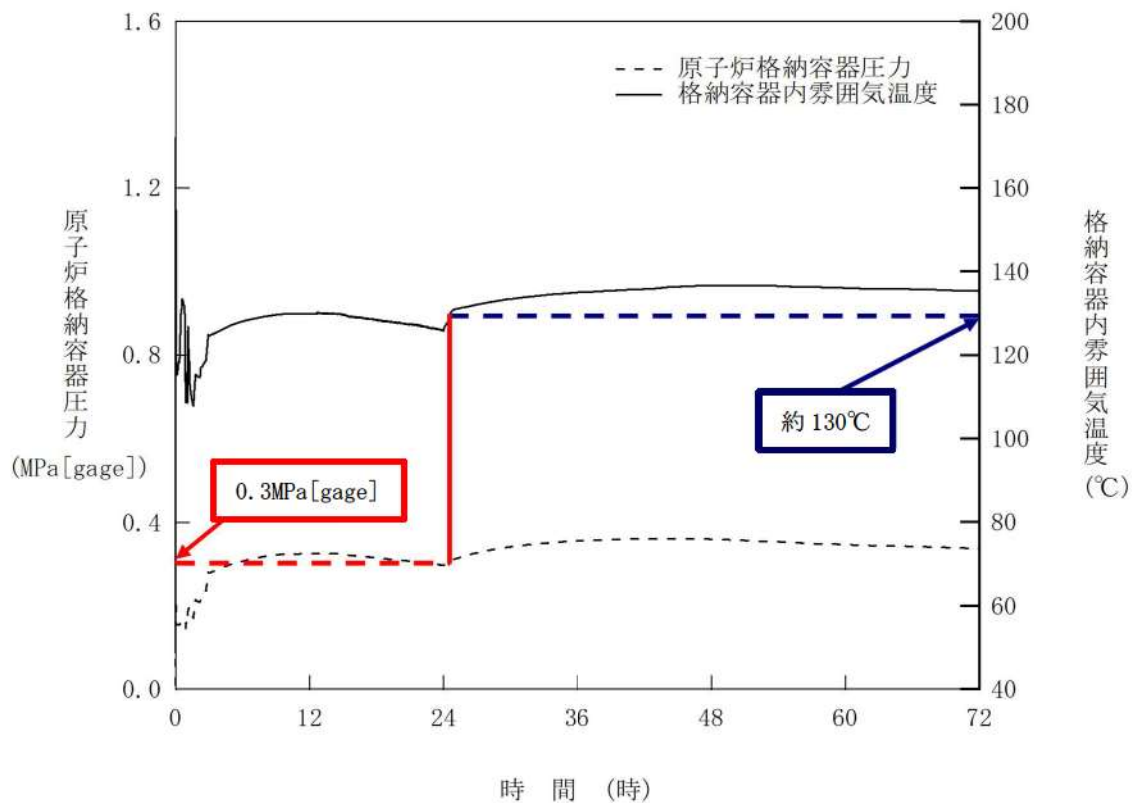


第 18 図 飽和温度と圧力の関係

事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用



第 19 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉格納容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の解析結果

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（原子炉格納容器内の水位（1））

項 目	原子炉格納容器内の水位（1）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	100%以上
代替 パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%以上
	①格納容器再循環サンプ水位（広域） （格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替）	0～100%	100%
	②原子炉下部キャビティ水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—
	②格納容器水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—
	③燃料取替用水ピット水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%
	③補助給水ピット水位 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%
	③B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用） （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～1,300m <sup>3</sup> /h (0～10,000m <sup>3</sup> )	—
③代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量 （格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～200m <sup>3</sup> /h (0～10,000m <sup>3</sup> )	—	
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。		



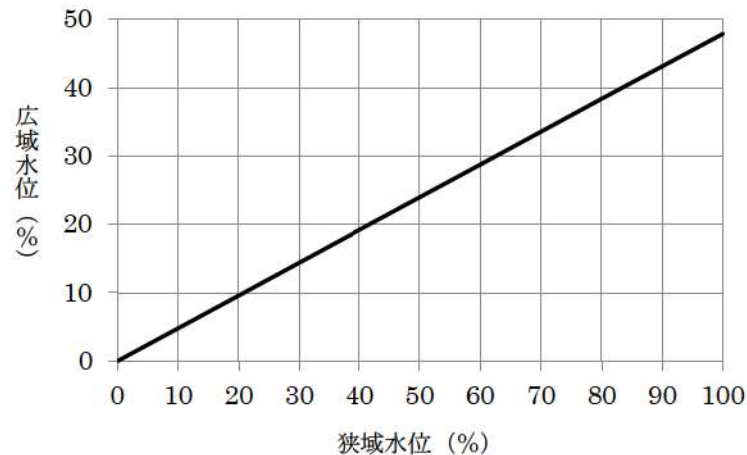
推定方法

原子炉格納容器内の水位（１）の主要パラメータである格納容器再循環サンプル水位（広域）の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプル水位（狭域）又は原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位並びに注水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプル水位（狭域）を優先して使用し推定する。なお、熔融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。

原子炉格納容器内の水位（１）の主要パラメータである格納容器再循環サンプル水位（狭域）の計測が不可能となった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプル水位（広域）により、広域水位と狭域水位の相関関係を用いて推定する。

推定方法は、以下のとおりである。

- ①格納容器再循環サンプル水位（狭域）及び格納容器再循環サンプル水位（広域）  
格納容器再循環サンプル水位（狭域）と格納容器再循環サンプル水位（広域）の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。



第 20 図 格納容器再循環サンプル水位狭域水位と広域水位の相関図

- ②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位

原子炉下部キャビティ水位が液面を感知する水位、格納容器水位が液面を感知する水位と格納容器再循環サンプル水位（広域）の相関を用いて、その対応から水位を推定する。

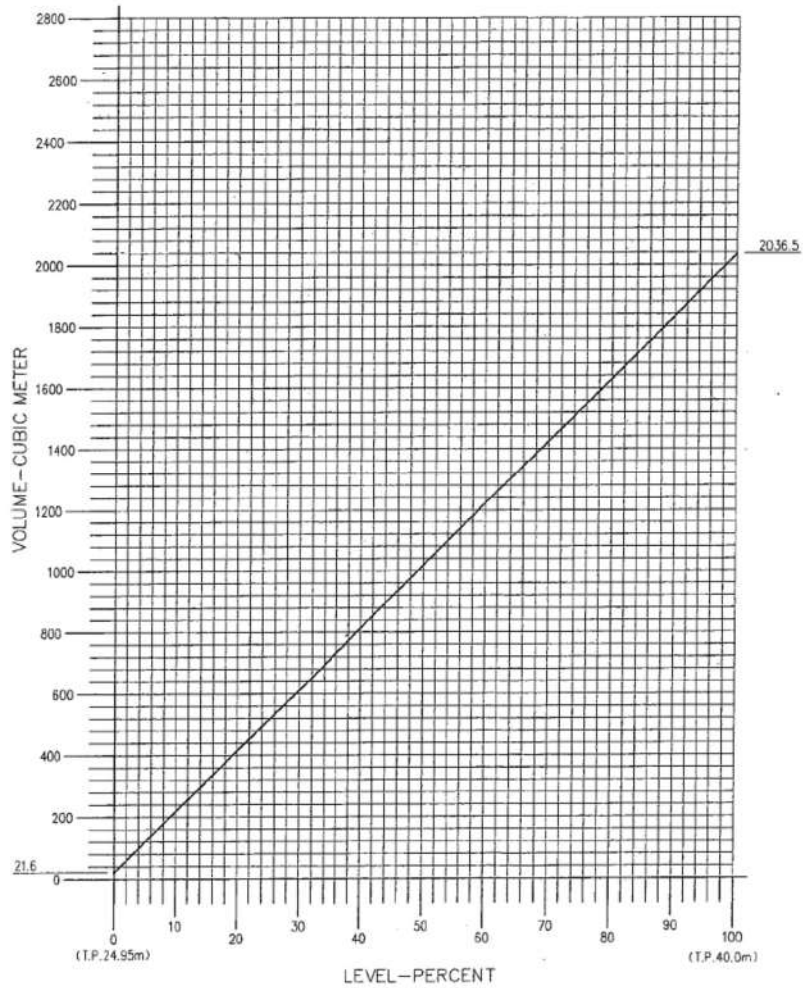


- ③燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量  
 ・燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピット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算出し，それを基に，原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて，水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



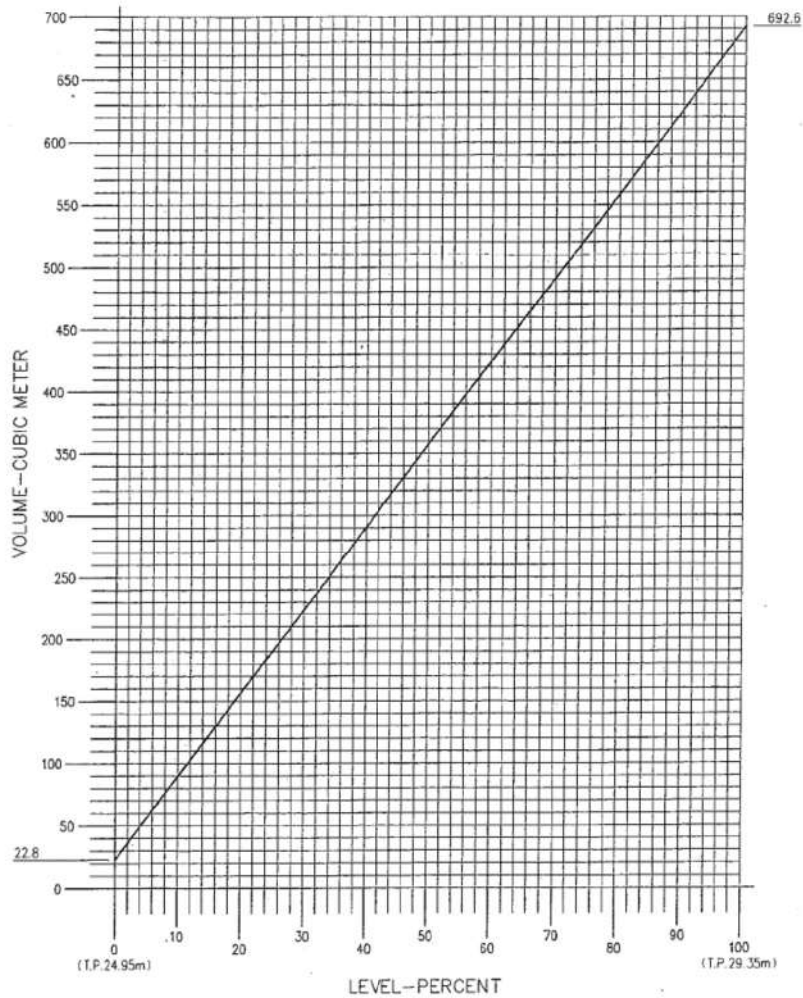
第 21 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図

推定方法

・補助給水ピット水位

補助給水ピット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算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第 22 図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) , 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量

流量積算量を基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

<p>推定方法</p>	<p>第 23 図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器再循環サンプル水位（狭域）及び格納容器再循環サンプル水位（広域）      ・格納容器再循環サンプル水位（狭域）      格納容器再循環サンプル水位（狭域）による推定方法は、格納容器再循環サンプル水位（広域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>なお、格納容器再循環サンプル水位（広域）と比較して計測範囲が限定されるものの、格納容器再循環サンプル水位（狭域）を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>・格納容器再循環サンプル水位（広域）      格納容器再循環サンプル水位（広域）による推定方法は、格納容器再循環サンプル水位（狭域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。これにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



推定の評価	<p>②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認であり、代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（狭域）、格納容器再循環サンプ水位（広域）、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（狭域）の誤差：±1.5%、格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%、原子炉下部キャビティ水位の誤差：-0mm/+60mm、格納容器水位の誤差：-60mm/+0mm）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（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位）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（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%、補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m<sup>3</sup>/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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、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（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（2））

項 目	原子炉格納容器内の水位（2）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器水位	ON-OFF	—
	原子炉下部キャビティ水位		
代替 パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%
	①燃料取替用水ピット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%
	①補助給水ピット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%
	①B－格納容器スプレィ冷却器 出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～1,300m <sup>3</sup> /h （0～10,000m <sup>3</sup> ）	—
	①代替格納容器スプレィポンプ 出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～200m <sup>3</sup> /h （0～10,000m <sup>3</sup> ）	—
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B－格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレィでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B－格納容器スプレィ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循</p>		



環サンプル水位（広域）を優先して使用し推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。

推定方法は、以下のとおりである。

①格納容器再循環サンプル水位（広域）

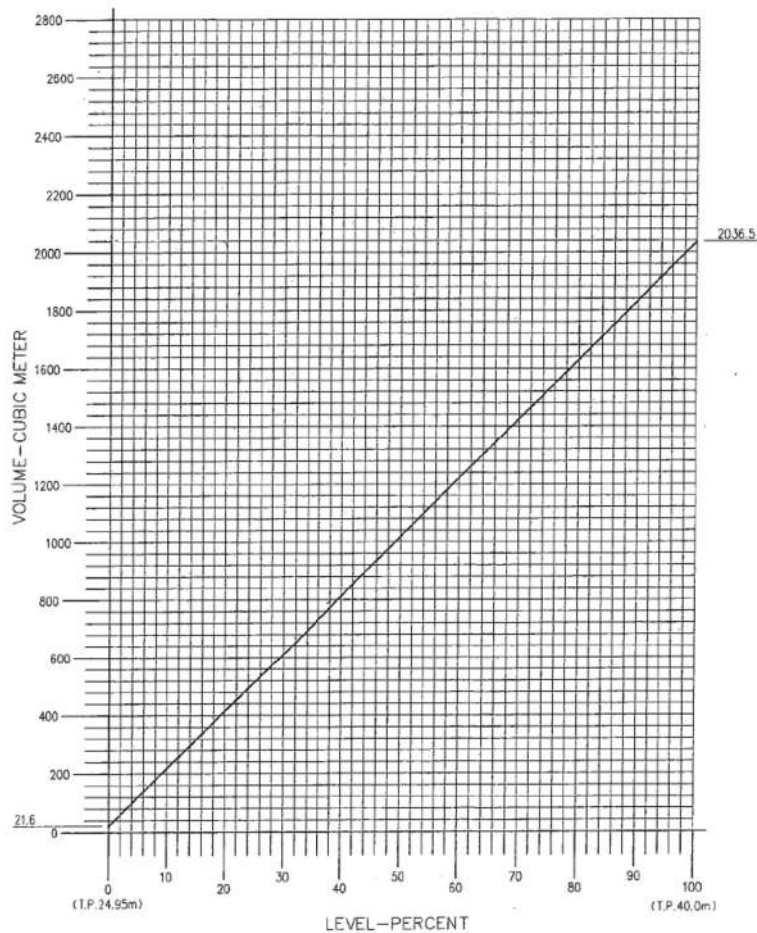
原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

①燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量・燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピット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算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



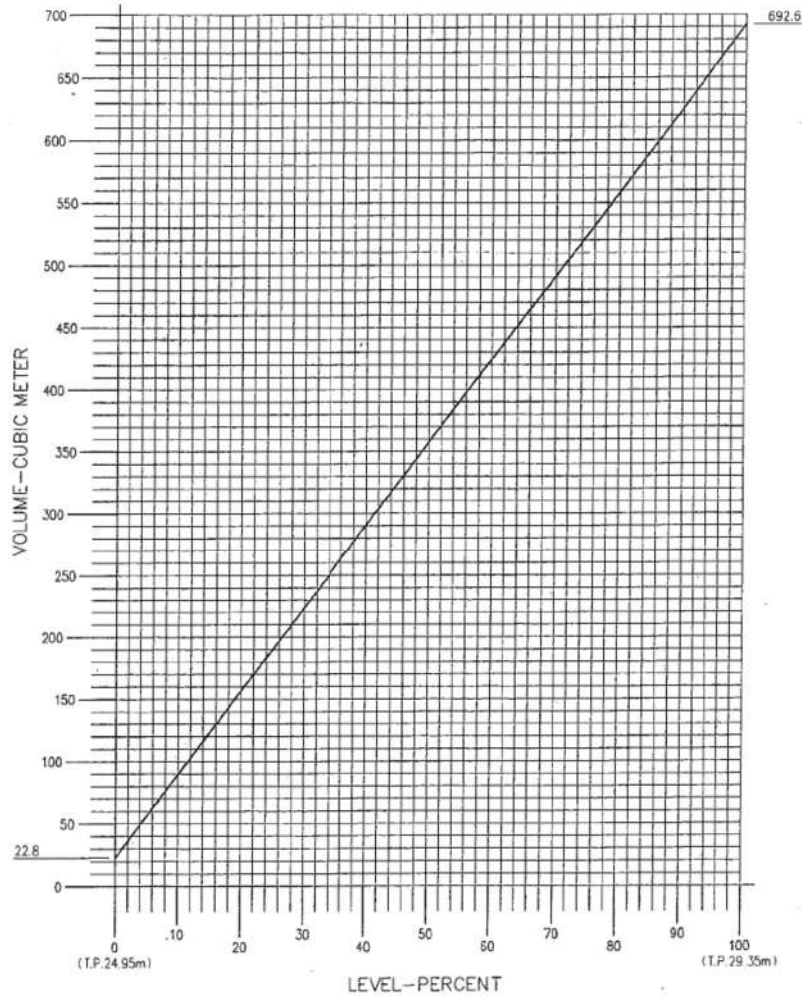
第 24 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図

・補助給水ピット水位

補助給水ピット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算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



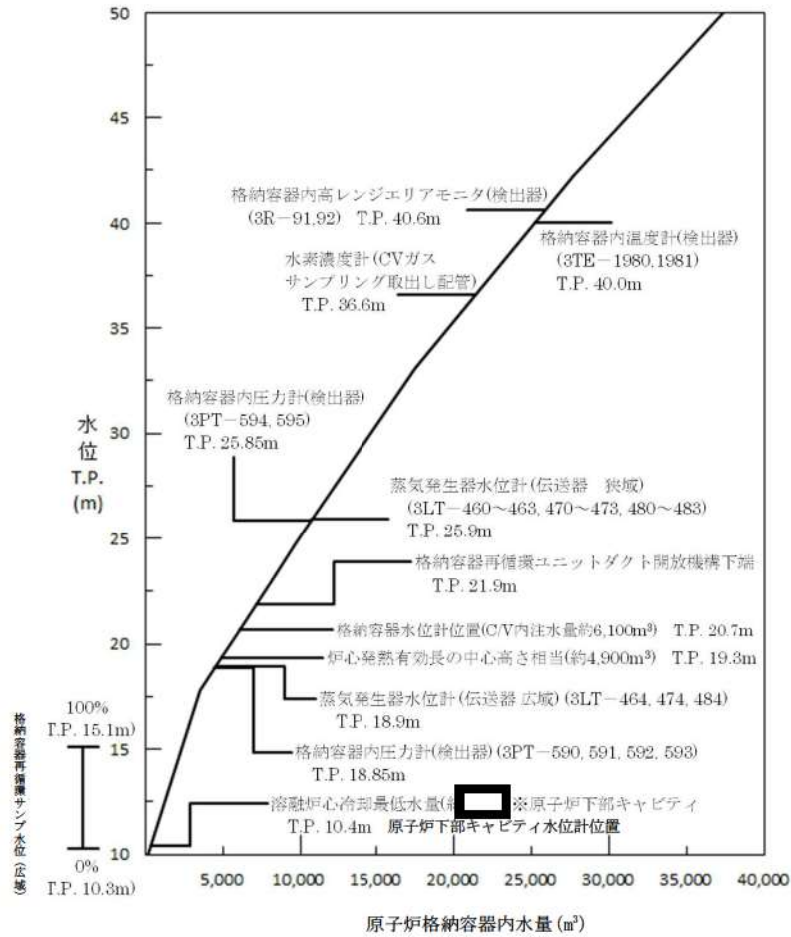
第 25 図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

- ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) , 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量

流量積算量を基に, 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係をj用いて, 水位を推定する。

推定可能範囲 : 各注水流量の計測範囲

推定方法



第 26 図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



推定の評価	<p>①格納容器再循環サンプ水位（広域）  格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。  格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇傾向を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量  水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認，原子炉下部キャビティの熔融炉心冷却に必要な水量の有無の確認であり，代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域））による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位）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（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%，補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用），代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m<sup>3</sup>/h，代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m<sup>3</sup>/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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，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状態を推定することができる。</p>
-------	---



(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（原子炉格納容器内の水素濃度）

項 目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内水素濃度	0～20vol%	—
代替 パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度	0～800℃	—
	①格納容器水素イグナイタ温度	0～800℃	—
	②〔ガス分析計による水素濃度〕	0～100vol%	—
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。</p>		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度                      原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。</p> <p>②〔ガス分析計による水素濃度〕                      自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は湿分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。</p>		

推定の評価	<p>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認できる。格納容器水素イグナイタは水素濃度を8 vol%(wet)以下に抑える機能があり、事象進展に伴い格納容器水素イグナイタの作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以降は原子炉格納容器内水素処理装置により水素濃度低減が可能であるため、大規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。</p> <p>②〔ガス分析計による水素濃度〕</p> <p>ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の推定は、直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p>〔誤差による影響について〕</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度）による推定は、装置の作動状況により水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（原子炉格納容器内水素処理装置温度の誤差：±12.3℃、格納容器水素イグナイタ温度の誤差：±12.3℃）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（ガス分析計による水素濃度（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、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（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（アニュラス部の水素濃度）

項 目	アニュラス部の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	アニュラス水素濃度（可搬型）	0～20vol%	—
	〔アニュラス水素濃度〕	0～20vol%	—
代替 パラメータ	①〔アニュラス水素濃度〕 （アニュラス水素濃度（可搬型）の代替）	0～20vol%	—
	①アニュラス水素濃度（可搬型） （〔アニュラス水素濃度〕の代替）	0～20vol%	—
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにてアニュラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。</p>		
推定方法	<p>アニュラス部の水素濃度の主要パラメータであるアニュラス水素濃度（可搬型）の監視が不可能となった場合、監視可能であれば、アニュラス水素濃度（自主対策設備）により推定する。</p> <p>アニュラス部の水素濃度の主要パラメータであるアニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合、アニュラス水素濃度（可搬型）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〔アニュラス水素濃度〕                      自主対策設備であるアニュラス水素濃度が使用可能であれば、アニュラス水素濃度（自主対策設備）により推定する。アニュラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。</p> <p>①アニュラス水素濃度（可搬型）                      アニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、アニュラス水素濃度（可搬型）により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①〔アニュラス水素濃度〕                      アニュラス水素濃度（自主対策設備）による推定は、直接的にアニュラス部の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p>①アニュラス水素濃度（可搬型）                      アニュラス水素濃度（可搬型）による推定は、直接的にアニュラス部の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p>		



推定の評価	<p>[誤差による影響について]</p> <p>アニュラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（アニュラス水素濃度（自主対策設備）、アニュラス水素濃度（可搬型））による推定は、同一物理量からの推定であり、アニュラス部の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（アニュラス水素濃度（可搬型）の誤差：±1.15vol%）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、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状態を推定することができる。</p>
-------	--



(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）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（1））

項 目	原子炉格納容器内の放射線量率（1）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内高レンジエリア モニタ（高レンジ）	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	$10^5 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^5 \text{mSv/h}$ 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。
代替 パラメータ	①格納容器内高レンジエリ アモニタ（低レンジ）	$10^2 \sim 10^7 \mu \text{Sv/h}$	同上
	① [モニタリングポスト及び モニタリングステーショ ン]	低レンジ： $8.7 \times 10^{-1} \sim$ $1.0 \times 10^4 \text{nGy/h}$ 高レンジ： $1.0 \times 10^3 \sim$ $1.0 \times 10^8 \text{nGy/h}$	同上
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は，炉心損傷の判断である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能となった場合，格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し，急上昇（バックグラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により，炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ），モニタリングポスト及びモニタリングステーション                      格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量率（1）を推定する。                      格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は，以下のとおりである。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>推定可能範囲：<math>10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}</math></p>
<p>推定の評価</p>	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである <math>10^5\text{mSv/h}</math> は格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限 <math>10^7 \mu\text{Sv/h}</math> を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は <math>10^5\text{mSv/h}</math> に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断であり、代替パラメータ（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の誤差：<math>4.7 \times 10^{N-1} \sim 1.8 \times 10^N \mu\text{Sv/h}</math>（<math>N: 2 \sim 7</math>））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、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（他チャンネル及び他ループを除く）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（2））

項 目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内高レンジエリア モニタ（低レンジ）	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	$10^5\text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^5\text{mSv/h}$ 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。
	〔格納容器じんあいモニタ〕	$10 \sim 10^7\text{cpm}$	バックグラウンド レベルを超える
	〔格納容器ガスモニタ〕	$10 \sim 10^7\text{cpm}$	バックグラウンド レベルを超える
	〔エアロックエリアモニタ〕	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	$10^5\text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^5\text{mSv/h}$ 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。
	〔炉内核計装区域エリアモニタ〕	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	同上
代替 パラメータ	①格納容器内高レンジエリアモ ニタ（高レンジ） （格納容器内高レンジエリアモ ニタ（低レンジ）の代替）	$10^3 \sim 10^8\text{mSv/h}$	$10^5\text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^5\text{mSv/h}$ 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。
	②〔エアロックエリアモニタ〕 （格納容器内高レンジエリアモ ニタ（低レンジ）の代替）	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	同上
	②〔炉内核計装区域エリアモニ タ〕 （格納容器内高レンジエリアモ ニタ（低レンジ）の代替）	$1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$	同上
	①格納容器内高レンジエリアモ ニタ（低レンジ） （〔格納容器じんあいモニタ〕， 〔格納容器ガスモニタ〕，〔エ アロックエリアモニタ〕及び 〔炉内核計装区域エリアモニ タ〕の代替）	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	同上



計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（２）を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。</p> <p>特に重大事故等時において、安全注入に期待できない場合、１次冷却系保有水が流出することにより１次冷却系保有水量が減少し、炉心が露出すれば１次冷却材は過熱状態となり、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原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</p>
推定方法	<p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）  ②〔エアロックエリアモニタ〕  ②〔炉内核計装区域エリアモニタ〕  ①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率（２）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する（自主対策設備である格納容器じんあいモニタ、格納容器ガスモニタ、エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの計測が不可能となった場合、主要パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）を代替パラメータとして用いて原子炉格納容器内の放射線量率を計測する）。</p> <p>また、エアロックエリアモニタ（自主対策設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（自主対策設備）の指示の上昇傾向を監視し、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの計測範囲の関係は、以下のとおりである。</p>



<p>推定方法</p>	<p> <math>10^8 \text{mSv/h}</math>  <math>10^7 \mu \text{Sv/h}</math>  <math>10^5 \text{Sv/h}</math>  <math>10^3 \text{mSv/h}</math>  <math>10^2 \mu \text{Sv/h}</math>  <math>1 \mu \text{Sv/h}</math> </p> <p>     炉心損傷の判断  <math>10^5 \text{mSv/h}</math> </p> <p>     格納容器内高レンジエアロモニタ      (高レンジ)   </p> <p>     格納容器内高レンジエアロモニタ      (低レンジ)   </p> <p>     エアロックエアロモニタ      炉内核計装区域エアロモニタ   </p> <p>     推定可能範囲：      格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）：<math>10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}</math>      格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）：<math>10^2 \sim 10^7 \mu \text{Sv/h}</math>      [エアロックエアロモニタ] 及び      [炉内核計装区域エアロモニタ]：<math>1 \sim 10^5 \mu \text{Sv/h}</math> </p>
<p>推定の評価</p>	<p>       格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。     </p> <p>       格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる <math>10^5 \text{mSv/h}</math> 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。     </p> <p>       また、エアロックエアロモニタ（自主対策設備）及び炉内核計装区域エアロモニタ（自主対策設備）の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる <math>10^5 \text{mSv/h}</math> 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。なお、格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、エアロックエアロモニタ（自主対策設備）及び炉内核計装区域エアロモニタ（自主対策設備）の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。     </p> <p>     [誤差による影響について]      原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断であり、代替パラメータ（格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）、格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）、エアロックエアロモニタ（自主対策設備）、炉内核計装区域エアロモニタ（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器内高レンジエリ     </p>

<p>推定の評価</p>	<p>アモニタ（高レンジ）の誤差：<math>4.7 \times 10^{N-1} \sim 1.8 \times 10^N \text{mSv/h}</math>（<math>N: 3 \sim 8</math>），格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の誤差：<math>4.7 \times 10^{N-1} \sim 1.8 \times 10^N \mu \text{Sv/h}</math>（<math>N: 2 \sim 7</math>）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，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（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（未臨界の維持又は監視）

項 目	未臨界の維持又は監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	出力領域中性子束	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ( $1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	中性子源領域中性子束	1～ $10^6 \text{cps}$ ( $10^{-1} \sim 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	〔中間領域起動率〕	-0.5～5.0DPM	—
	〔中性子源領域起動率〕	-0.5～5.0DPM	—
代替 パラメータ	①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	①中間領域中性子束 (出力領域中性子束, 中性子源 領域中性子束, 〔中間領域起 動率〕及び〔中性子源領域起 動率〕の代替)	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ( $1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	①中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束, 〔中間領 域起動率〕及び〔中性子源領 域起動率〕の代替)	1～ $10^6 \text{cps}$ ( $10^{-1} \sim 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約 194 倍 (制御棒飛び出し)
	②1次冷却材温度（広域－高温 側） (出力領域中性子束の代替)	0～400℃	最大値：約 340℃
	②1次冷却材温度（広域－低温 側） (出力領域中性子束の代替)	0～400℃	最大値：約 339℃
	②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束, 中間領域 中性子束及び中性子源領域 中性子束の代替)	0～100%	100%
	②〔中性子源領域起動率〕 (〔中間領域起動率〕の代替)	-0.5～5.0DPM	—
	②〔中間領域起動率〕 (〔中性子源領域起動率〕の代 替)	-0.5～5.0DPM	—



計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p>
推定方法	<p>(1) 出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>① 中間領域中性子束</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>② 1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側）</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ ほう酸タンク水位</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2) 中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>① 出力領域中性子束、中性子源領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p>



推定方法	<p>②ほう酸タンク水位  中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(3) 中性子源領域中性子束  未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束  中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束による推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位  中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータのほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(4) [中間領域起動率]  未臨界を監視する主要パラメータである中間領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、中性子源領域中性子束又は中性子源領域起動率（自主対策設備）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中間領域中性子束  中間領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>①中性子源領域中性子束、② [中性子源領域起動率]  中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（自主対策設備）により推定する。</p> <p>(5) [中性子源領域起動率]  未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束、中間領域中性子束又は中間領域起動率（自主対策設備）により推定する。</p>
------	--

<p>推定方法</p>	<p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中性子源領域中性子束 中性子源領域起動率（自主対策設備）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。</p> <p>①中間領域中性子束，②〔中間領域起動率〕 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率（自主対策設備）により推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>(1)出力領域中性子束 ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②1次冷却材温度（広域－高温側），1次冷却材温度（広域－低温側） 1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の差による推定は、原子炉出力及び1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差の相関関係から原子炉出力を推定するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未滿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、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(2)中間領域中性子束 ①出力領域中性子束，中性子源領域中性子束 出力領域中性子束又は中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未滿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、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p>



推定の評価	<p>(3) 中性子源領域中性子束</p> <p>① 中間領域中性子束  中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>③ ほう酸タンク水位  ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未滿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、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(4) [中間領域起動率]</p> <p>① 中間領域中性子束  中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>① 中性子源領域中性子束, ② [中性子源領域起動率]  中性子源領域中性子束による推定は、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。また、中性子源領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(5) [中性子源領域起動率]</p> <p>① 中性子源領域中性子束  中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>① 中間領域中性子束, ② [中間領域起動率]  中間領域中性子束による推定は、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。また、中間領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>[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（出力領域中性子束, 中間領域中性子束, 中性子源領域中性子束, 中間領域起動率（自主対策設備）, 中性子源領域起動率（自主対策設備））による推定は、同一物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（出力領域中性子束の誤差：±1.0%, 中間領域中性子束の誤差：<math>5.4 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N</math> A (N: -11 ~ -3) , 中</p>
-------	---

推定の評価	<p>性源領域中性子束の誤差：<math>6.6 \times 10^{N-1} \sim 1.6 \times 10^N \text{cps}</math> (<math>N: 0 \sim 6</math>) 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（1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側））による推定は、1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差と原子炉出力の相関関係から原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（1次冷却材温度（広域－高温側）の誤差：<math>\pm 4.4^\circ\text{C}</math>、1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：<math>\pm 4.4^\circ\text{C}</math>）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（ほう酸タンク水位）による推定は、原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを把握でき、計器誤差（ほう酸タンク水位の誤差：<math>\pm 1.0\%</math>）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、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（他チャンネル及び他ループを除く）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	格納容器内自然対流冷却		
	原子炉格納容器圧力	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage]
	原子炉補機冷却水 サージタンク水位	0～100%	100%
	〔原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM 用）〕	0～1.0MPa[gage]	—
	〔C，D－格納容器再 循環ユニット補機冷却 水流量〕	0～120m <sup>3</sup> /h	—
	格納容器再循環ユニッ ト入口温度／出口温度	0～200℃	—
	〔C，D－原子炉補機 冷却水冷却器出口補機 冷却水温度〕	0～100℃	—
	〔B－原子炉補機冷却 水戻り母管温度〕	0～100℃	—
	蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却		
	主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa[gage]	最大値： 約7.8MPa[gage]
	蒸気発生器水位（狭域）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	蒸気発生器水位（広域）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	補助給水流量	0～130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h
	〔主蒸気流量〕	0～2,000t/h	最大値：約4,836t/h
	代替 パラメータ	格納容器内自然対流冷却	
①格納容器圧力(AM用) (原子炉格納容器圧力 の代替)		0～1.0MPa[gage]	—

代替 パラメータ	①格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力, [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~220℃	最大値: 約 124℃
	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (原子炉補機冷却水サージタンク水位, [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] 及び [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] の代替)	0~200℃	—
	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) ( [原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) ] の代替)	0~1.0MPa[gage]	—
	①原子炉格納容器圧力 ( [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~0.35MPa[gage]	最大値: 約 0.241MPa[gage]
	蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却		
	① 1 次冷却材温度 (広域-低温側) (主蒸気ライン圧力, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0~400℃	最大値: 約 339℃

代替 パラメータ	②1次冷却材温度（広域－高温側） （主蒸気ライン圧力，蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の代替）	0～400℃	最大値：約340℃
	①蒸気発生器水位（広域） （蒸気発生器水位（狭域），補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	①蒸気発生器水位（狭域） （蒸気発生器水位（広域），補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	①補助給水ピット水位 （補助給水流量の代替）	0～100%	100%
	①主蒸気ライン圧力 （〔主蒸気流量〕の代替）	0～8.5MPa[gage]	最大値： 約7.8MPa[gage]
	②補助給水流量 （〔主蒸気流量〕の代替）	0～130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h
計測目的	<p>重大事故等時において，主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。</p> <p>なお，最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため，単一パラメータで確認することは困難であり，複数のパラメータを組み合わせることでより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 原子炉格納容器圧力</p> <p>① 格納容器圧力（AM用）</p> <p>原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には，格納容器圧力（AM用）により推定する。</p>		



<p>推定方法</p>	<p>①格納容器内温度</p> <p>原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の雰囲気温度と水温が平衡状態にあると仮定し、格納容器内温度により推定する。</p> <p>[補足]</p> <p>本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。</li> <li>・ 過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していること。</li> </ul> <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <table style="width: 100%; border: none;"> <tr> <td style="width: 30%;">圧力パラメータ</td> <td>①原子炉格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>②格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>温度パラメータ</td> <td>①格納容器内温度</td> </tr> <tr> <td>注入量パラメータ</td> <td>①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>②高圧注入流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>③低圧注入流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> </tr> </table> <p>推定可能範囲：0～1.0MPa[gage]</p> <p>(2)原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>①格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位の監視が不可能となった場合には、可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度)の傾向監視により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ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>(3)〔原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)〕</p> <p>①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) (自主対策設備)の監視が不可能となった場合には、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>	圧力パラメータ	①原子炉格納容器圧力		②格納容器圧力 (AM用)	温度パラメータ	①格納容器内温度	注入量パラメータ	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)		②高圧注入流量		③低圧注入流量		④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
圧力パラメータ	①原子炉格納容器圧力														
	②格納容器圧力 (AM用)														
温度パラメータ	①格納容器内温度														
注入量パラメータ	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)														
	②高圧注入流量														
	③低圧注入流量														
	④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量														



推定方法	<p>(4) [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量]</p> <p>①格納容器内温度, 原子炉格納容器圧力</p> <p>C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量(自主対策設備)の監視が不可能となった場合には, 格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により, 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>(5)格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>①格納容器内温度, 原子炉格納容器圧力</p> <p>可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)の監視が不可能となった場合には, 格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により, 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>(6) [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]</p> <p>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度(自主対策設備)の監視が不可能となった場合には, 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)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>(7) [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]</p> <p>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>B-原子炉補機冷却水戻り母管温度(自主対策設備)の監視が不可能となった場合には, 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)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>2. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却</p> <p>(1)主蒸気ライン圧力</p> <p>①1次冷却材温度(広域-低温側)</p> <p>主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度(広域-低温側)により主蒸気ライン圧力を推定し, 最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお, 蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで(未飽和状態)は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>②1次冷却材温度(広域-高温側)</p> <p>主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度(広域-高温側)により主蒸気ライン圧力を推定し, 最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお, 蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで(未飽和状態)は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(2)蒸気発生器水位(狭域)</p> <p>①蒸気発生器水位(広域)</p>
------	--

推定方法	<p>蒸気発生器水位（狭域）の監視が不可能となった場合には、相関関係のある蒸気発生器水位（広域）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、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>① 1次冷却材温度（広域－低温側），② 1次冷却材温度（広域－高温側） 蒸気発生器水位（狭域）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域－低温側），1次冷却材温度（広域－高温側）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、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>(3)蒸気発生器水位（広域） ①蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域）の監視が不可能となった場合には、測定範囲内であれば蒸気発生器水位（狭域）にて推定する。</p> <p>① 1次冷却材温度（広域－低温側），② 1次冷却材温度（広域－高温側） 蒸気発生器水位（広域）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域－低温側），1次冷却材温度（広域－高温側）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材温度（広域－低温側）及び1次冷却材温度（広域－高温側）が上昇傾向となることで推定することができる。</p> <p>(4)補助給水流量 ①補助給水ピット水位 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、水源である補助給水ピット水位の傾向監視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>①蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位（広域）の傾向監視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>①蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視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>(5)〔主蒸気流量〕 ①主蒸気ライン圧力 主蒸気流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、主蒸気ラ</p>
------	---



<p>推定方法</p>	<p>イン圧力の傾向監視により、蒸気発生器2次側による除熱状態を監視し、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>①蒸気発生器水位（狭域）、蒸気発生器水位（広域）、②補助給水流量 主蒸気流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）並びに補助給水流量の傾向監視により、主蒸気流量（自主対策設備）を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1)原子炉格納容器圧力</p> <p>①格納容器圧力（AM用） 格納容器圧力（AM用）の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器圧力の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。（格納容器圧力（AM用）の誤差：±0.015MPa）</p> <p>①格納容器内温度 格納容器内温度の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器内が飽和状態である場合にその飽和圧力の推定が可能であるため、原子炉格納容器圧力の推定に有効である。（格納容器内温度の誤差：±4.4℃）</p> <p>(2)原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>①格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 除熱対象である原子炉格納容器内の温度を示す可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の誤差：±（0.45℃+読み値の0.5%））</p> <p>(3)〔原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）〕</p> <p>①原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型） 原子炉補機冷却水サージタンク内の圧力を同等の仕様の圧力計で計測することにより、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）（自主対策設備）を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）（自主対策設備）の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の誤差：±0.016MPa）</p>

推定の評価	<p>(4) [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量]</p> <p>①格納容器内温度, 原子炉格納容器圧力</p> <p>除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: <math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>, 原子炉格納容器圧力の誤差: <math>\pm 0.0044\text{MPa}</math>)</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>①格納容器内温度, 原子炉格納容器圧力</p> <p>除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: <math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>, 原子炉格納容器圧力の誤差: <math>\pm 0.0044\text{MPa}</math>)</p> <p>(6) [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]</p> <p>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)による推定は, 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)の誤差: <math>\pm (0.45^{\circ}\text{C} + \text{読み値の} 0.5\%)</math>)</p> <p>(7) [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]</p> <p>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)による推定は, 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)の誤差: <math>\pm (0.45^{\circ}\text{C} + \text{読み値の} 0.5\%)</math>)</p> <p>2. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却</p> <p>(1) 主蒸気ライン圧力</p> <p>① 1次冷却材温度(広域-低温側)</p> <p>1次冷却材温度(広域-低温側)による推定方法は, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し, 蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(1次冷却材温度(広域-低温側): <math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>)</p>
-------	---



推定の評価	<p>② 1次冷却材温度（広域－高温側）  1次冷却材温度（広域－高温側）による推定方法は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合、飽和温度／圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し、蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（1次冷却材温度（広域－高温側）：±4.4℃）</p> <p>(2)蒸気発生器水位（狭域）  ①蒸気発生器水位（広域）  蒸気発生器水位（広域）の傾向監視により、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。（蒸気発生器水位（広域）の誤差：±1.25%）</p> <p>① 1次冷却材温度（広域－低温側），② 1次冷却材温度（広域－高温側）  1次冷却材温度（広域－低温側）及び1次冷却材温度（広域－高温側）の傾向監視による蒸気発生器水位（狭域）の推定方法は、1次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器2次側保有水量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、1次冷却材温度が上昇している場合は、1次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない、若しくは蒸気発生器がドライアウトしていることが推定できる。（1次冷却材温度（広域－低温側）：±4.4℃，1次冷却材温度（広域－高温側）：±4.4℃）</p> <p>(3)蒸気発生器水位（広域）  ①蒸気発生器水位（狭域）  蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視により、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、蒸気発生器水位（広域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。（蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%）</p> <p>② 1次冷却材温度（広域－低温側），② 1次冷却材温度（広域－高温側）  1次冷却材温度（広域－低温側）及び1次冷却材温度（広域－高温側）の傾向監視による蒸気発生器水位（広域）の推定方法は、1次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器2次側保有水量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、1次冷却材温度が上昇している場合は、1次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない、若しくは蒸気発生器がドライアウト</p>
-------	--

推定の評価	<p>トしていることが推定できる。(1次冷却材温度(広域-低温側):<math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>, 1次冷却材温度(広域-高温側):<math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>)</p> <p>(4)補助給水流量</p> <p>①補助給水ピット水位</p> <p>補助給水ピット水位の傾向監視により蒸気発生器への給水状況を確認することで、蒸気発生器における除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。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可能である。(補助給水ピット水位の誤差:<math>\pm 1.0\%</math>)</p> <p>①蒸気発生器水位(広域)</p> <p>蒸気発生器水位(広域)の傾向監視による補助給水流量の推定方法は、蒸気発生器水位(広域)が上昇または安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱するのに十分な補助給水流量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、蒸気発生器水位(広域)が低下若しくは水位下端を示している場合は、1次冷却系を除熱することが可能なだけの補助給水流量が確保されていない、若しくは補助給水に失敗していることが推定できる。(蒸気発生器水位(広域)の誤差:<math>\pm 1.25\%</math>)</p> <p>①蒸気発生器水位(狭域)</p> <p>蒸気発生器水位(狭域)の傾向監視による補助給水流量の推定方法は、蒸気発生器水位(狭域)が上昇または安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱するのに十分な補助給水流量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、蒸気発生器水位(狭域)が低下している場合は、1次冷却系を除熱することが可能なだけの補助給水流量が確保されていない、若しくは補助給水に失敗していることが推定できる。(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:<math>\pm 1.0\%</math>)</p> <p>(5)〔主蒸気流量〕</p> <p>①主蒸気ライン圧力</p> <p>主蒸気ライン圧力の傾向監視による主蒸気流量(自主対策設備)の推定方法は、主蒸気ライン圧力が低下又は主蒸気逃がし弁/主蒸気安全弁設定圧近傍で安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱することが可能なだけの主蒸気流量(自主対策設備)が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、主蒸気ライン圧力が上昇している場合、1次冷却系を除熱することが可能なだけの主蒸気流量(自主対策設備)が確保されていないことが推定できる。(主蒸気ライン圧力の誤差:<math>\pm 0.085\text{MPa}</math>)</p>
-------	--



<p>推定の評価</p>	<p>①蒸気発生器水位（狭域），①蒸気発生器水位（広域），①補助給水流量</p> <p>蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）並びに補助給水流量による主蒸気流量（自主対策設備）の推定方法は，補助給水流量から，蒸気発生器の水位変化から求められる蒸気発生器 2 次側保有水量の増加量（微分値）を差し引くことにより，主蒸気流量（自主対策設備）を推定することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（広域）の誤差：±1.25%，補助給水流量の誤差：±2.6m<sup>3</sup>/h）</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり，代替パラメータによる推定は，除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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，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状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（格納容器バイパスの監視）

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	蒸気発生器水位（狭域）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa[gage]	最大値： 約7.8MPa[gage]
	1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]
	〔復水器排気ガスモニタ〕	10～10 <sup>7</sup> cpm	バックグラウンド レベルを超える
	〔蒸気発生器ブローダウン水 モニタ〕	10～10 <sup>7</sup> cpm	バックグラウンド レベルを超える
	〔高感度型主蒸気管モニタ〕	1～10 <sup>6</sup> cpm	バックグラウンド レベルを超える
	〔排気筒ガスモニタ〕	10～10 <sup>7</sup> cpm	バックグラウンド レベルを超える
	〔排気筒高レンジガスモニタ （低レンジ）〕	10～10 <sup>7</sup> cpm	バックグラウンド レベルを超える
	〔排気筒高レンジガスモニタ （高レンジ）〕	10～10 <sup>7</sup> cpm	バックグラウンド レベルを超える
	〔補助建屋サンプタンク水 位〕	0～100%	0～100%
	〔余熱除去ポンプ出口圧力〕	0～5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]
	〔加圧器逃がしタンク圧力〕	0～1.0MPa[gage]	0.021MPa[gage]
	〔加圧器逃がしタンク水位〕	0～100%	55～75%
	〔加圧器逃がしタンク温度〕	0～150℃	49℃以下
	〔余熱除去冷却器入口温度〕	0～200℃	10～177℃
〔余熱除去冷却器出口温度〕	0～200℃	10～177℃	



代替 パラメータ	①蒸気発生器水位（広域） （蒸気発生器水位（狭域）及 び主蒸気ライン圧力の代 替）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	①蒸気発生器水位（狭域） （1次冷却材圧力（広域）, 〔復水器排気ガスモニタ〕, 〔蒸気発生器ブローダウン 水モニタ〕,〔高感度型主 蒸気管モニタ〕,〔排気筒 ガスモニタ〕,〔排気筒高 レンジガスモニタ（低レン ジ）〕,〔排気筒高レンジガ スモニタ（高レンジ）〕, 〔補助建屋サンプタンク水 位〕及び〔余熱除去ポンプ 出口圧力〕の代替）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	①主蒸気ライン圧力 （蒸気発生器水位（狭域）, 1次冷却材圧力（広域）, 〔復水器排気ガスモニタ〕, 〔蒸気発生器ブローダウン 水モニタ〕,〔高感度型主 蒸気管モニタ〕,〔排気筒 ガスモニタ〕,〔排気筒高 レンジガスモニタ（低レン ジ）〕,〔排気筒高レンジガ スモニタ（高レンジ）〕, 〔補助建屋サンプタンク水 位〕及び〔余熱除去ポンプ 出口圧力〕の代替）	0～8.5MPa[gage]	最大値：約7.8MPa[gage]
	①補助給水流量 （蒸気発生器水位（狭域）及 び主蒸気ライン圧力の代 替）	0～130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h
	①〔加圧器圧力〕 （1次冷却材圧力（広域）の 代替）	11.0～ 17.5MPa[gage]	最大値： 約17.5MPa[gage]

代替 パラメータ	①加圧器水位 (〔排気筒ガスモニタ〕,〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕,〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕,〔補助建屋サンプタンク水位〕,〔余熱除去ポンプ出口圧力〕,〔加圧器逃がしタンク圧力〕,〔加圧器逃がしタンク水位〕,〔加圧器逃がしタンク温度〕,〔余熱除去冷却器入口温度〕及び〔余熱除去冷却器出口温度〕の代替)	0~100%	最大値:約99% 最小値:0%以下
	①格納容器再循環サンプ水位(広域) (1次冷却材圧力(広域),〔排気筒ガスモニタ〕,〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕,〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕,〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替)	0~100%	100%
	③1次冷却材温度(広域-高温側) (1次冷却材圧力(広域)の代替)	0~400℃	最大値:約340℃
	③1次冷却材温度(広域-低温側) (1次冷却材圧力(広域)の代替)	0~400℃	最大値:約339℃
	①1次冷却材圧力(広域) (〔排気筒ガスモニタ〕,〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕,〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕,〔補助建屋サンプタンク水位〕,〔余熱除去ポンプ出口圧力〕,〔加圧器逃がしタンク圧力〕,〔加圧器逃がしタンク水位〕,〔加圧器逃がしタンク温度〕,〔余熱除去冷却器入口温度〕及び〔余熱除去冷却器出口温度〕の代替)	0~21.0MPa[gage]	最大値: 約17.8MPa[gage]

代替 パラメータ	②〔格納容器サンプ水位〕 （〔加圧器逃がしタンク圧力〕，〔加圧器逃がしタンク水位〕及び〔加圧器逃がしタンク温度〕の代替）	0～100%	—
	②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 （〔余熱除去冷却器入口温度〕 及び〔余熱除去冷却器出口温度〕の代替）	0～5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>格納容器バイパスの監視の主要パラメータである蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力等の監視が不可能になった場合には、1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外における状態変化により格納容器バイパスの発生状況を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>(1)蒸気発生器水位（狭域）</p> <p>①蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域）の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（広域）の上昇を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>②主蒸気ライン圧力、②補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域）の計測が不可能となった場合には、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>(2)主蒸気ライン圧力 ①蒸気発生器水位（広域）、補助給水流量 主蒸気ライン圧力の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（広域）の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>(3)1次冷却材圧力（広域） ①〔加圧器圧力〕 1次冷却材圧力（広域）の計測が不可能となった場合には、測定範囲内であれば、加圧器圧力（自主対策設備）により推定する。</p>		



<p>推定方法</p>	<p>②蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力，格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>1次冷却材圧力（広域）の計測が不可能となった場合には，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し，蒸気発生器伝熱管破損がないこと並びに格納容器再循環サンプル水位（広域）の上昇がないことでインターフェイスシステム LOCA を推定する。</p> <p>③1次冷却材温度（広域－高温側），1次冷却材温度（広域－低温側）</p> <p>1次冷却材圧力（広域）の計測が不可能となった場合には，飽和温度／圧力の関係を利用し，第2図を用いて1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材温度（広域－低温側）より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では，原子炉圧力容器内が飽和状態にない場合は，不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(4) [復水器排気ガスモニタ]</p> <p>①蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>復水器排気ガスモニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(5) [蒸気発生器ブローダウン水モニタ]</p> <p>①蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>蒸気発生器ブローダウン水モニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(6) [高感度型主蒸気管モニタ]</p> <p>①蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>高感度型主蒸気管モニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(7) [排気筒ガスモニタ]</p> <p>①1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプル水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>排気筒ガスモニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプル水位（広域），蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(8) [排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）]</p> <p>①1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプル水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p>
-------------	---



<p>推定方法</p>	<p>排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(9) [排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(10) [補助建屋サンプタンク水位]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>補助建屋サンプタンク水位（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(11) [余熱除去ポンプ出口圧力]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(12) [加圧器逃がしタンク圧力]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位</p> <p>加圧器逃がしタンク圧力（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>② [格納容器サンプ水位]</p> <p>加圧器逃がしタンク圧力（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、格納容器サンプ水位（自主対策設備）が使用可能であれば、格納容器サンプ水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(13) [加圧器逃がしタンク水位]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位</p> <p>加圧器逃がしタンク水位（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、</p>
-------------	---

<p>推定方法</p>	<p>1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>②〔格納容器サンプ水位〕  加圧器逃がシタンク水位（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、格納容器サンプ水位（自主対策設備）が使用可能であれば、格納容器サンプ水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(14)〔加圧器逃がシタンク温度〕  ①1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位  加圧器逃がシタンク温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>②〔格納容器サンプ水位〕  加圧器逃がシタンク温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、格納容器サンプ水位（自主対策設備）が使用可能であれば、格納容器サンプ水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(15)〔余熱除去冷却器入口温度〕  ①1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位  余熱除去冷却器入口温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕  余熱除去冷却器入口温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が使用可能であれば、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の上昇により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(16)〔余熱除去冷却器出口温度〕  ①1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位  余熱除去冷却器出口温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕  余熱除去冷却器出口温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が使用可能であれば、余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の上昇により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p>
-------------	---



推定の評価	<p>(1)蒸気発生器水位（狭域）</p> <p>①蒸気発生器水位（広域）  蒸気発生器水位（広域）で蒸気発生器内の水位を計測することができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。（蒸気発生器水位（広域）の誤差：±1.25%）</p> <p>②主蒸気ライン圧力，補助給水流量  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏えいすることで蒸気発生器2次側の圧力が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して推定することで蒸気発生器内の水位の傾向を把握でき，計測誤差（主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa，補助給水流量の誤差：±2.6m<sup>3</sup>/h）を考慮して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)主蒸気ライン圧力</p> <p>①蒸気発生器水位（広域），補助給水流量  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏えいすることで蒸気発生器2次側の水位が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して，蒸気発生器水位（広域）及び補助給水流量により推定することで，主蒸気ライン圧力の傾向を把握でき，計測誤差（蒸気発生器水位（広域）の誤差：±1.25%，補助給水流量の誤差：±2.6m<sup>3</sup>/h）を考慮して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>(3)1次冷却材圧力（広域）</p> <p>①〔加圧器圧力〕  同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力，格納容器再循環サンプル水位（広域）  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して，蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき，計測誤差（蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa）を考慮して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>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，格納容器再循環サンプル水位（広域）が変化しないことを利用して，原子炉格納容器外へ漏えいが生じていることを推定することで原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（格納容器再循環サンプル水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮して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>
-------	--

推定の評価	<p>③ 1次冷却材温度（広域－高温側）， 1次冷却材温度（広域－低温側）  1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の差により，原子炉出力／1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差の関係を利用して推定することで原子炉出力を把握でき，計測誤差（1次冷却材温度（広域－高温側）：±4.4℃， 1次冷却材温度（広域－低温側）：±4.4℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>なお，本推定手順は原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(4) [復水器排気ガスモニタ]  ①蒸気発生器水位（狭域）， 主蒸気ライン圧力  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して，蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき，計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差:±0.085MPa)を考慮して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>(5) [蒸気発生器ブローダウン水モニタ]  ①蒸気発生器水位（狭域）， 主蒸気ライン圧力  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して，蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき，計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差:±0.085MPa)を考慮して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>(6) [高感度型主蒸気管モニタ]  ①蒸気発生器水位（狭域）， 主蒸気ライン圧力  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して，蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき，計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差:±0.085MPa)を考慮して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>(7) [排気筒ガスモニタ]  ① 1次冷却材圧力（広域）， 加圧器水位， 格納容器再循環サンプル水位（広域）， 蒸気発生器水位（狭域）， 主蒸気ライン圧力  インターフェイスシステム LOCA が発生した場合， 1次冷却材圧力（広域）， 加圧器水位， 蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化する一方， 格納容器再循環サンプル水位（広域）には基本的に蓄水が生じないことを利用して， インターフェイスシステム LOCA に伴う 1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき， 計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の</p>
-------	---



推定の評価	<p>誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa，格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮して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>(8) [排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプ水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化する一方，格納容器再循環サンプ水位（広域）には基本的に蓄水が生じないことを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa，格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮して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>(9) [排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプ水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化する一方，格納容器再循環サンプ水位（広域）には基本的に蓄水が生じないことを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa，格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮して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>(10) [補助建屋サンプタンク水位]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプ水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化する一方，格納容器再循環サンプ水位（広域）には基本的に蓄水が生じないことを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa，格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮して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>
-------	--

推定の評価	<p>(11) [余熱除去ポンプ出口圧力]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，格納容器再循環サンプル水位（広域），蒸気発生器水位（狭域），主蒸気ライン圧力</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力が変化する一方，格納容器再循環サンプル水位（広域）には基本的に蓄水が生じないことを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa，格納容器再循環サンプル水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮して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>(12) [加圧器逃がしタンク圧力]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して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 [格納容器サンプル水位]</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，格納容器サンプル水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握することが可能である。</p> <p>(13) [加圧器逃がしタンク水位]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して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 [格納容器サンプル水位]</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，格納容器サンプル水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握することが可能である。</p> <p>(14) [加圧器逃がしタンク温度]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域）</p>
-------	--



推定の評価	<p>及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA に伴う 1 次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差（1 次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して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〔格納容器サンプ水位〕</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、格納容器サンプ水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム LOCA に伴う 1 次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握することが可能である。</p> <p>(15)〔余熱除去冷却器入口温度〕</p> <p>① 1 次冷却材圧力（広域），加圧器水位</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位が変化することを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う 1 次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握でき，計測誤差（1 次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して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〔余熱除去ポンプ出口圧力〕</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が変化することを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う 1 次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握することが可能である。</p> <p>(16)〔余熱除去冷却器出口温度〕</p> <p>① 1 次冷却材圧力（広域），加圧器水位</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位が変化することを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う 1 次冷却系及び格納容器内の状態を把握でき，計測誤差（1 次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して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〔余熱除去ポンプ出口圧力〕</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が変化することを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う 1 次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握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，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（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（水源の確保）

項 目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	燃料取替用水ピット水位	0～100%	100%
	補助給水ピット水位	0～100%	100%
	ほう酸タンク水位	0～100%	100%
代替 パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位 （広域） （燃料取替用水ピット水位の代 替）	0～100%	100%
	②B一格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） （燃料取替用水ピット水位の代 替）	0～1,300m <sup>3</sup> /h （0～10,000m <sup>3</sup> ）	—
	②〔格納容器スプレイ流量〕 （燃料取替用水ピット水位の代 替）	0～1,300m <sup>3</sup> /h	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span> <sup>3</sup> /h
	②高圧注入流量 （燃料取替用水ピット水位の代 替）	0～350m <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h
	②低圧注入流量 （燃料取替用水ピット水位の代 替）	0～1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h
	②〔充てん流量〕 （燃料取替用水ピット水位の代 替）	0～70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /h
	②代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 （燃料取替用水ピット水位及び 補助給水ピット水位の代替）	0～200m <sup>3</sup> /h （0～10,000m <sup>3</sup> ）	—
	①補助給水流量 （補助給水ピット水位の代替）	0～130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h
	①〔緊急ほう酸注入ライン流量〕 （ほう酸タンク水位の代替）	0～35m <sup>3</sup> /h	13.6m <sup>3</sup> /h
	②出力領域中性子束 （ほう酸タンク水位の代替）	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \sim$ $1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約194倍 （制御棒飛び出し）
	②中間領域中性子束 （ほう酸タンク水位の代替）	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ( $1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times$ $10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値： 定格出力の約194倍 （制御棒飛び出し）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替 パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1～10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> cm <sup>-2</sup> ・ s <sup>-1</sup> )	最大値： 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>燃料取替用水ピット、補助給水ピット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサンプ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位又はほう酸タンク水位を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位（広域） 注入先である格納容器再循環サンプ水位（広域）を計測することにより、水源である燃料取替用水ピット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>②燃料取替用水ピットを水源とするポンプ注水量 燃料取替用水ピットを水源とするB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、格納容器スプレイ流量（自主対策設備）、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量（自主対策設備）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイ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、水源である燃料取替用水ピット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>③補助給水ピットを水源とするポンプ注水量 補助給水ピットを水源とする補助給水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイ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、水源である補助給水ピット水位が確保されていることを推定する。補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量（自主対策設備）からほう酸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、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>②ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加 ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加から出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器再循環サンプル水位（広域） 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である燃料取替用水ピットの水位の確保を確認することであり、格納容器再循環サンプル水位（広域）の水位変化を確認することで、必要な水源である燃料取替用水ピット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。なお、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>②燃料取替用水ピットを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ運転時における水源である燃料取替用水ピット水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である燃料取替用水ピット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。なお、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>①補助給水ピットを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ運転時における水源である補助給水ピット水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である補助給水ピット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。なお、補助給水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>①ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、ほう酸ポンプ運転時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、このポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加 本推定方法の目的は、炉心への負の反応度添加時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを確認することで、必要な水源であるほう酸タンク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>



推定の評価	<p>[誤差による影響について]</p> <p>水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域）、燃料取替用水ピットを水源とするポンプ注水量、補助給水ピットを水源とするポンプ注水量、ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量）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。（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m<sup>3</sup>/h、高圧注入流量の誤差：±2.7m<sup>3</sup>/h、低圧注入流量の誤差：±8.9m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m<sup>3</sup>/h、補助給水流量の誤差：±2.6m<sup>3</sup>/h）</p> <p>代替パラメータ（ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加）による推定は、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束を傾向監視することにより水源の有無を把握でき、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。（出力領域中性子束の誤差：±1.0%、中間領域中性子束の誤差：5.4×10<sup>N-1</sup>～1.9×10<sup>N</sup>A（N：-11～-3）、中性子源領域中性子束の誤差：6.6×10<sup>N-1</sup>～1.6×10<sup>N</sup>cps（N：0～6））</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、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状態を推定することができる。</p>
-------	---

(r) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法  
 について（使用済燃料ピットの監視）

項 目	使用済燃料ピットの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料ピット水位（AM用）	T. P. 25. 24～ T. P. 32. 76m	—
	使用済燃料ピット水位（可搬型）	T. P. 21. 30～ T. P. 32. 76m	
	使用済燃料ピット温度（AM用）	0～100℃	
	使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ	10nSv/h～ 1, 000mSv/h	
	使用済燃料ピット監視カメラ	—	
	〔使用済燃料ピット水位〕	T. P. 32. 26～ T. P. 32. 76m	T. P. 32. 66m
	〔使用済燃料ピット温度〕	0～100℃	52℃以下
	〔使用済燃料ピットエリアモニ タ〕	1～10 <sup>5</sup> μ Sv/h	—
	〔携帯型水温計〕	-40～510℃	—
	〔携帯型水位計〕	0. 6～16m	—
	〔携帯型水位・水温計〕	30m 0～100℃	—
代替 パラメータ	①使用済燃料ピット水位（可搬 型） （使用済燃料ピット水位（AM 用），使用済燃料ピット監視 カメラ，〔使用済燃料ピット 水位〕，〔携帯型水位計〕及 び〔携帯型水位・水温計〕の 代替）	T. P. 21. 30～ T. P. 32. 76m	—



代替 パラメータ	①使用済燃料ピット水位（AM用） （使用済燃料ピット水位（可搬型），使用済燃料ピット温度（AM用），使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，使用済燃料ピット監視カメラ，〔使用済燃料ピット水位〕，〔携帯型水位計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替）	T.P. 25. 24～ T.P. 32. 76m	—
	①〔使用済燃料ピット水位〕 （使用済燃料ピット水位（AM用），使用済燃料ピット水位（可搬型）の代替）	T.P. 32. 26～ T.P. 32. 76m	—
	①使用済燃料ピット温度（AM用） （使用済燃料ピット監視カメラ，〔使用済燃料ピット温度〕，〔携帯型水温計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替）	0～100℃	—
	①〔使用済燃料ピット温度〕 （使用済燃料ピット温度（AM用）の代替）	0～100℃	—
	①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ （使用済燃料ピット水位（AM用），使用済燃料ピット水位（可搬型），使用済燃料ピット監視カメラ及び〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕の代替）	10nSv/h～ 1,000mSv/h	—
	①〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕 （使用済燃料ピット水位（AM用），使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの代替）	1～10 <sup>5</sup> μSv/h	—

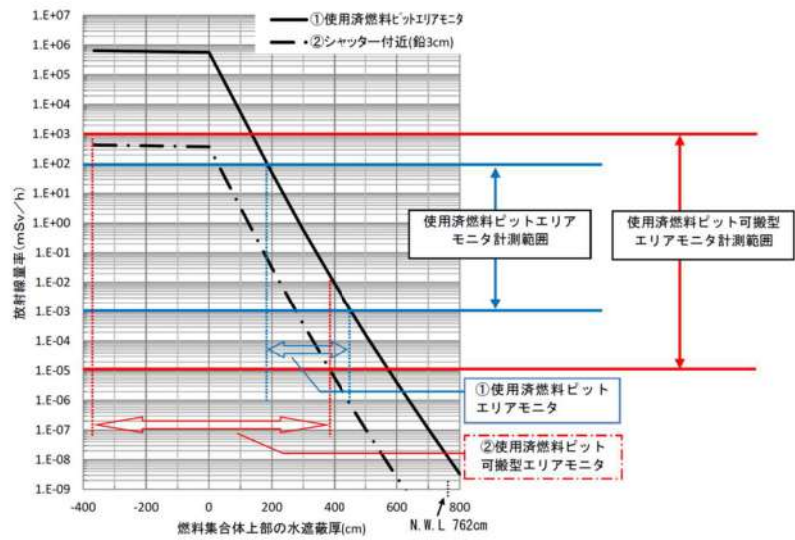
代替 パラメータ	②使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット水位 (AM 用), 使用済燃料ピット水位 (可搬型), 使用済燃料ピッ ト温度 (AM 用) 及び使用済燃 料ピット可搬型エリアモニタ の代替)	—	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料ピットを監視する目的は、使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>使用済燃料ピット監視の主要パラメータである使用済燃料ピット水位 (AM 用), 使用済燃料ピット水位 (可搬型), 使用済燃料ピット温度 (AM 用), 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラについて、下記のとおり推定する。</p> <p>使用済燃料ピット水位 (AM 用) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (可搬型) により使用済燃料ピットの水位を推定する。また、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ピット水位 (可搬型) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM 用) により使用済燃料ピットの冷却状況を推定する。また、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ピット温度 (AM 用) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM 用) の傾向監視により使用済燃料ピットの冷却状況を推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM 用) により水位を計測した後、水位と放射線量率の関係を利用して相関図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラによる監視が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM 用), 使用済燃料ピット水位 (可搬型), 使</p>		



推定方法	<p>用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ピット水位計（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（可搬型）により水位を推定する。</p> <p>使用済燃料ピット温度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度（AM用）により温度を推定する。</p> <p>使用済燃料ピットエリアモニタ（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの放射線量率を推定する。</p> <p>携帯型水温計（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度（AM用）により温度を推定する。</p> <p>携帯型水位計（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（可搬型）により水位を推定する。</p> <p>携帯型水位・水温計（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（可搬型）により水位を、使用済燃料ピット温度（AM用）により温度を</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>(1)使用済燃料ピット水位（AM用）</p> <p>①使用済燃料ピット水位（可搬型），〔使用済燃料ピット水位〕  使用済燃料ピット水位（AM用）による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット水位（自主対策設備）により使用済燃料ピットの水位を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕，  使用済燃料ピット監視カメラ  使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリアモニタ（自主対策設備）による放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(2)使用済燃料ピット水位（可搬型）</p> <p>①使用済燃料ピット水位（AM用），〔使用済燃料ピット水位〕  使用済燃料ピット水位（可搬型）による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（自主対</p>
------	--

推定方法	<p>策設備) により使用済燃料ピットの冷却状況を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ, [使用済燃料ピットエリアモニタ], 使用済燃料ピット監視カメラ        使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(3)使用済燃料ピット温度 (AM用)</p> <p>① [使用済燃料ピット温度]        使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) により使用済燃料ピットの温度を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット監視カメラ        使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ピットの冷却状況を推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(4)使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ</p> <p>① [使用済燃料ピットエリアモニタ]        使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) により使用済燃料ピットの放射線量率を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット監視カメラ        使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) により水位を計測した後, 水位と放射線量率の関係を利用して相関図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(5)使用済燃料ピット監視カメラ</p> <p>①使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット水位 (可搬型), 使用済燃料ピット温度 (AM用), 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ        使用済燃料ピット監視カメラによる監視が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット水位 (可搬型), 使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p>
------	--





第 27 図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と放射線量率の相関図

推定方法

- (6) [使用済燃料ピット水位]
  - ①使用済燃料ピット水位 (AM 用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型)
  - 使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合, 使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。
- (7) [使用済燃料ピット温度]
  - ①使用済燃料ピット温度 (AM 用)
  - 使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合, 使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。
- (8) [使用済燃料ピットエリアモニタ]
  - ①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ
  - 使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合, 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの放射線量率を推定する。
- (9) [携帯型水温計]
  - ①使用済燃料ピット温度 (AM 用)
  - 携帯型水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合, 使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。
- (10) [携帯型水位計]
  - ①使用済燃料ピット水位 (AM 用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型)
  - 携帯型水位計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合, 使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。

<p>推定方法</p>	<p>(11)〔携帯型水位・水温計〕  ①使用済燃料ピット水位（AM用），使用済燃料ピット（可搬型），使用済燃料ピット温度（AM用）  携帯型水位・水温計（自主対策設備）の監視が不可能となった場合，使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット（可搬型）により水位を，使用済燃料ピット温度（AM用）により温度を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>(1)使用済燃料ピット水位（AM用）  ①使用済燃料ピット水位（可搬型），〔使用済燃料ピット水位〕  使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット水位（自主対策設備）による推定方法は，使用済燃料ピット水位を計測することができ，使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕，使用済燃料ピット監視カメラ  使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，使用済燃料ピットエリアモニタ（自主対策設備）及び使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は，放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに，使用済燃料ピットの状態を監視できることから，使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(2)使用済燃料ピット水位（可搬型）  ①使用済燃料ピット水位（AM用），〔使用済燃料ピット水位〕  使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（自主対策設備）による推定方法は，使用済燃料ピット水位を計測することができ，使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕，使用済燃料ピット監視カメラ  使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，使用済燃料ピットエリアモニタ（自主対策設備）及び使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は，放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに，使用済燃料ピットの状態を監視できることから，使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(3)使用済燃料ピット温度（AM用）  ①〔使用済燃料ピット温度〕  使用済燃料ピット温度（自主対策設備）による推定方法は，使用済燃料ピット温度を計測することができ，使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位（AM用），使用済燃料ピット監視カメラ  使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は，放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを</p>



推定の評価	<p>推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(4)使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ</p> <p>①〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕  使用済燃料ピットエリアモニタ（自主対策設備）による推定方法は、使用済燃料ピットの放射線量率を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット監視カメラ  使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(5)使用済燃料ピット監視カメラ</p> <p>①使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ  上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>(6)〔使用済燃料ピット水位〕</p> <p>①使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）  使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（可搬型）による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(7)〔使用済燃料ピット温度〕</p> <p>①使用済燃料ピット温度（AM用）  使用済燃料ピット温度（AM用）による推定方法は、使用済燃料ピット温度を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(8)〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕</p> <p>①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ  使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる推定方法は、使用済燃料ピットの放射線量率を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(9)〔携帯型水温計〕</p> <p>①使用済燃料ピット温度（AM用）  使用済燃料ピット温度（AM用）による推定方法は、使用済燃料ピット温度を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(10)〔携帯型水位計〕</p> <p>①使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）  使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット水位（可搬型）による</p>
-------	---

推定の評価	<p>推定方法は、使用済燃料ピットの水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(11) [携帯型水位・水温計]  ①使用済燃料ピット水位 (AM 用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型) , 使用済燃料ピット温度 (AM 用)  使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) による推定方法は、使用済燃料ピットの水位を計測することができ、使用済燃料ピット温度 (AM 用) による推定方法は、使用済燃料ピットの温度を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>[誤差による影響について]  使用済燃料ピットを監視する目的は、使用済燃料ピット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 (使用済燃料ピット水位 (AM 用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型) , 使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) , 使用済燃料ピット温度 (AM 用) , 使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) , 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ, 使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) , 使用済燃料ピット監視カメラ) による使用済燃料ピット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 (使用済燃料ピット水位 (AM 用) の誤差 : <math>\pm 0.17\text{m}</math> , 使用済燃料ピット水位 (可搬型) の誤差 : <math>\pm 0.89\text{m}</math> , 使用済燃料ピット温度 (AM 用) の誤差 : <math>\pm 2.3^{\circ}\text{C}</math> , 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの誤差 : <math>6.4 \times 10^{N-1} \sim 1.5 \times 10^N \text{nSv/h}</math> (N: 1 ~ 9) ) 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、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策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>
-------	--



(参考)第1表 計装設備の計器誤差について(1/2)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>*1</sup>
1次冷却材温度(広域-高温側)	測温抵抗体	0~400℃	3	原子炉格納容器内	±4.4℃
1次冷却材温度(広域-低温側)	測温抵抗体	0~400℃	3	原子炉格納容器内	±4.4℃
1次冷却材圧力(広域)	弾性圧力検出器	0~21.0MPa[gage]	2	原子炉格納容器内	±0.25MPa
加圧器水位	差圧式水位検出器	0~100%	2	原子炉格納容器内	±1.0%
原子炉容器水位	差圧式水位検出器	0~100%	1	原子炉格納容器内	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px;"></span>
高圧注入流量	差圧式流量検出器	0~350m <sup>3</sup> /h	2	原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m	±2.7m <sup>3</sup> /h
低圧注入流量	差圧式流量検出器	0~1,100m <sup>3</sup> /h	2	原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m	±8.9m <sup>3</sup> /h
代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	差圧式流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h (積算: 0~10,000m <sup>3</sup> )	1	原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m	±1.7m <sup>3</sup> /h
B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量(AM用)	差圧式流量検出器	0~1,300m <sup>3</sup> /h (積算: 0~10,000 m <sup>3</sup> )	1	原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m	±11.3m <sup>3</sup> /h
格納容器内温度	測温抵抗体	0~220℃	2	原子炉格納容器内	±4.4℃
原子炉格納容器圧力	弾性圧力検出器	0~0.35MPa[gage]	2	周辺補機棟 T.P. 17. 8m	±0.0044MPa
格納容器圧力(AM用)	弾性圧力検出器	0~1.0MPa[gage]	2	周辺補機棟 T.P. 24. 8m	±0.015MPa
格納容器再循環サンプ水位(広域)	差圧式水位検出器	0~100%	2	原子炉格納容器内	±2.0%
格納容器再循環サンプ水位(狭域)	差圧式水位検出器	0~100%	2	原子炉格納容器内	±1.5%
格納容器水位	電極式水位検出器	ON-OFF	1	原子炉格納容器内	-60mm/+0mm
原子炉下部キャピティ水位	電極式水位検出器	ON-OFF	1	原子炉格納容器内	-0mm/+60mm
格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)	電離箱	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	2	原子炉格納容器内	4.7×10 <sup>N-1</sup> ~1.8×10 <sup>N</sup> μSv/h N: 2~7
格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)	電離箱	10 <sup>3</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	2	原子炉格納容器内	4.7×10 <sup>N-1</sup> ~1.8×10 <sup>N</sup> mSv/h N: 3~8
出力領域中性子束	γ線非補償型電離箱	0~120% (3.3×10 <sup>5</sup> ~1.2×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	4	原子炉格納容器内	±1.0%
中間領域中性子束	γ線補償型電離箱	10 <sup>-11</sup> ~5×10 <sup>-9</sup> A (1.3×10 <sup>2</sup> ~6.6×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	原子炉格納容器内	5.4×10 <sup>N-1</sup> ~1.9×10 <sup>N</sup> A N:-11~-3
中性子源領域中性子束	比例計数管	1~10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>5</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	原子炉格納容器内	6.6×10 <sup>N-1</sup> ~1.6×10 <sup>N</sup> cps N: 0~6
蒸気発生器水位(狭域)	差圧式水位検出器	0~100%	6	原子炉格納容器内	±1.0%
蒸気発生器水位(広域)	差圧式水位検出器	0~100%	3	原子炉格納容器内	±1.25%
補助給水流量	差圧式流量検出器	0~130m <sup>3</sup> /h	3	周辺補機棟 T.P. 10. 3m	±2.6m <sup>3</sup> /h
主蒸気ライン圧力	弾性圧力検出器	0~8.5MPa[gage]	6	周辺補機棟 T.P. 33. 1m	±0.085MPa

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(参考)第1表 計装設備の計器誤差について(2/2)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>※1</sup>
原子炉補機冷却水サージタンク水位	差圧式水位検出器	0～100%	2	周辺補機棟 T.P. 43.6m	±1.0%
燃料取替用水ピット水位	差圧式水位検出器	0～100%	2	周辺補機棟 T.P. 24.8m	±1.0%
ほう酸タンク水位	差圧式水位検出器	0～100%	2	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	±1.0%
補助給水ピット水位	差圧式水位検出器	0～100%	2	周辺補機棟 T.P. 24.8m	±1.0%
可搬型格納容器水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	0～20vol%	1	周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保管)	±1.15vol%
可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	0～20vol%	1	周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保管)	±1.15vol%
原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可搬型)	ブルドン管型 (弾性変形)	0～1.0MPa[gage]	1	周辺補機棟 T.P. 43.6m (周辺補機棟 T.P. 43.6m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	±0.016MPa
可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	測温抵抗体	0～200℃	1	周辺補機棟 T.P. 17.8m (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	±(0.45℃+読み値の0.5%)
	測温抵抗体	0～200℃	2	周辺補機棟 T.P. 10.3m(中間床) (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	
使用済燃料ピット水位(AM用)	電波式水位検出器	T.P. 25.24～32.76m	2	燃料取扱棟	±0.17m
使用済燃料ピット水位(可搬型)	フロート式水位検出器	T.P. 21.30～32.76m	2	燃料取扱棟 (燃料取扱棟及び周辺補機棟 T.P. 33.1m に保管)	±0.89m
使用済燃料ピット温度(AM用)	測温抵抗体	0～100℃	2	燃料取扱棟	±2.3℃
使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	半導体検出器, NaI(Tl) シンチレーション検出器	10nSv/h～1,000mSv/h	1	周辺補機棟 T.P. 33.1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m 又は屋外 (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に保管)	$6.4 \times 10^{N-1} \sim 1.5 \times 10^N$ nSv/h N: 1～9
使用済燃料ピット監視カメラ	赤外線カメラ	—	1	燃料取扱棟	—
使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	—	—	1	原子炉補助建屋 T.P. 33.1m (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に保管)	—
原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	熱電対	0～800℃	5	原子炉格納容器内	±12.3℃
格納容器水素イグナイタ温度監視装置	熱電対	0～800℃	13	原子炉格納容器内	±12.3℃

※1: 検出器～データ表示端末の誤差を示す。ただし、「原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可搬型)」は計器単体の誤差、「可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)」は検出器～可搬型温度計測装置の誤差を示す。(詳細設計により、今後変更となる可能性がある。)

58-9

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置

(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度) について



可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要台数整理（1/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	0～400℃	0～500℃	3	3	A 計装用 電源	测温抵抗体	可	安全系計装盤室	重大事故等時における原子炉容器内の状態を考慮し、自然対流により、高い温度を示す1次冷却材温度（広域-高温側）を測定する。測定は各ループの温度を行う。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0～400℃	0～500℃	3		B 計装用 電源	测温抵抗体	可	安全系計装盤室	
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa	—	2	1	C, D 計装用 電源	弾性圧力 検出器	可	安全系計装盤室	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水位	加圧器水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可	安全系計装盤室	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。
	原子炉容器水位	0～100%	—	1 3	1 3	A 計装用 電源	差圧式水位 検出器	可 可	安全系計装盤室	—
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	0～350m <sup>3</sup> /h	—	2	2	A, B 計装用 電源	差圧式流量 検出器	可	安全系計装盤室	—
	低圧注入流量	0～1,100m <sup>3</sup> /h	—	2	2	C, D 計装用 電源	差圧式流量 検出器	可	安全系計装盤室	—
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0～1,300m <sup>3</sup> /h (0～10,000 m <sup>3</sup> )	—	1	1	A 直流 電源	差圧式流量 検出器	可	常用系計装盤室	—
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0～200m <sup>3</sup> /h (0～10,000m <sup>3</sup> )	—	1	1	A 直流 電源	差圧式流量 検出器	可	常用系計装盤室	—

■：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

■：温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））



可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要台数整理（2/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0～220℃	—	2	1	C, D計装用電源	测温抵抗体	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉格納容器内の圧力	0～0.35MPa	—	2	1	C, D計装用電源	弾性圧力検出器	可	安全系計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器圧力 (AM用)	0～1.0MPa	—	2	1	A直流電源	弾性圧力検出器	可	常用系計装盤室	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。

■	: 温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）
■	: 温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要台数整理（3/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	—	2	1	C, D 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測範囲を包括しているため、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先して測定する。複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	—	2		C, D 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	
	格納容器水位	ON-OFF	—	1	1	A 計装用電源	電極式水位検出器	可	中央制御室	
	原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	—	1		A 計装用電源	電極式水位検出器	可	中央制御室	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～20vol%	—	1	(注1)	A 計装用電源	熱伝導式検出器	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	原子炉格納容器内水素処理装置温度	0～800℃	—	13	1	A 直流電源	熱電対	可	常用系計装盤室	—
	格納容器水素イグナイタ温度	0～800℃	—	5	1	A 直流電源	熱電対	可	常用系計装盤室	—
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	10 <sup>2</sup> ～10 <sup>7</sup> μ Sv/h	—	2	(注1)	C, D 計装用電源	電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	10 <sup>3</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	—	2	(注1)	C, D 計装用電源	電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外

■ : 温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

■ : 温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要台数整理（4/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	0～120% ( $3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	4 (注2)	(注1)	A, B, C, D 計装用電源	$\gamma$ 線非補償型電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-9} \text{ A}$ ( $1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	2	(注1)	A, B 計装用電源	$\gamma$ 線補償型電離箱	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ( $10^{-1} \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	2	(注1)	A, B 計装用電源	比例計数管	—	—	可搬型計測器での計測対象外
アニュウラス部の水素濃度	アニュウラス水素濃度 (可搬型)	0～20vol%	—	—	(注1)	A 計装用電源	熱伝導式検出器	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	蒸気発生器水位（狭域）	0～100%	—	6	3	A, B 計装用電源	差圧式水位検出器 (注3)	可	安全系計装盤室	蒸気発生器水位（広域）は蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲を包絡しているため、各ループの蒸気発生器水位（広域）を優先して計測する。 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。
蒸気発生器水位（広域）	0～100%	—	3	A, B, C 計装用電源		差圧式水位検出器 (注3)	可	安全系計装盤室	安全系計装盤室	蒸気発生器水位（広域）は蒸気発生器水位（狭域）の計測範囲を包絡しているため、各ループの蒸気発生器水位（広域）を優先して計測する。 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。
最終ヒートシンクの確保	補助給水流量	0～130m <sup>3</sup> /h	—	3	3	B, C, D 計装用電源	差圧式流量検出器	可	安全系計装盤室	—
	主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa	—	6	3	C, D 計装用電源	弾性圧力検出器	可	安全系計装盤室	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。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0～100%	—	2	1	C, D 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	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。
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	0～1.0MPa	—	1	—	—	ブルドン管型 (弾性変形)	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度	0～200℃	—	—	3	電源内蔵	測温抵抗体	—	周辺補機棟	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）にて測定可能

■：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

■：温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））



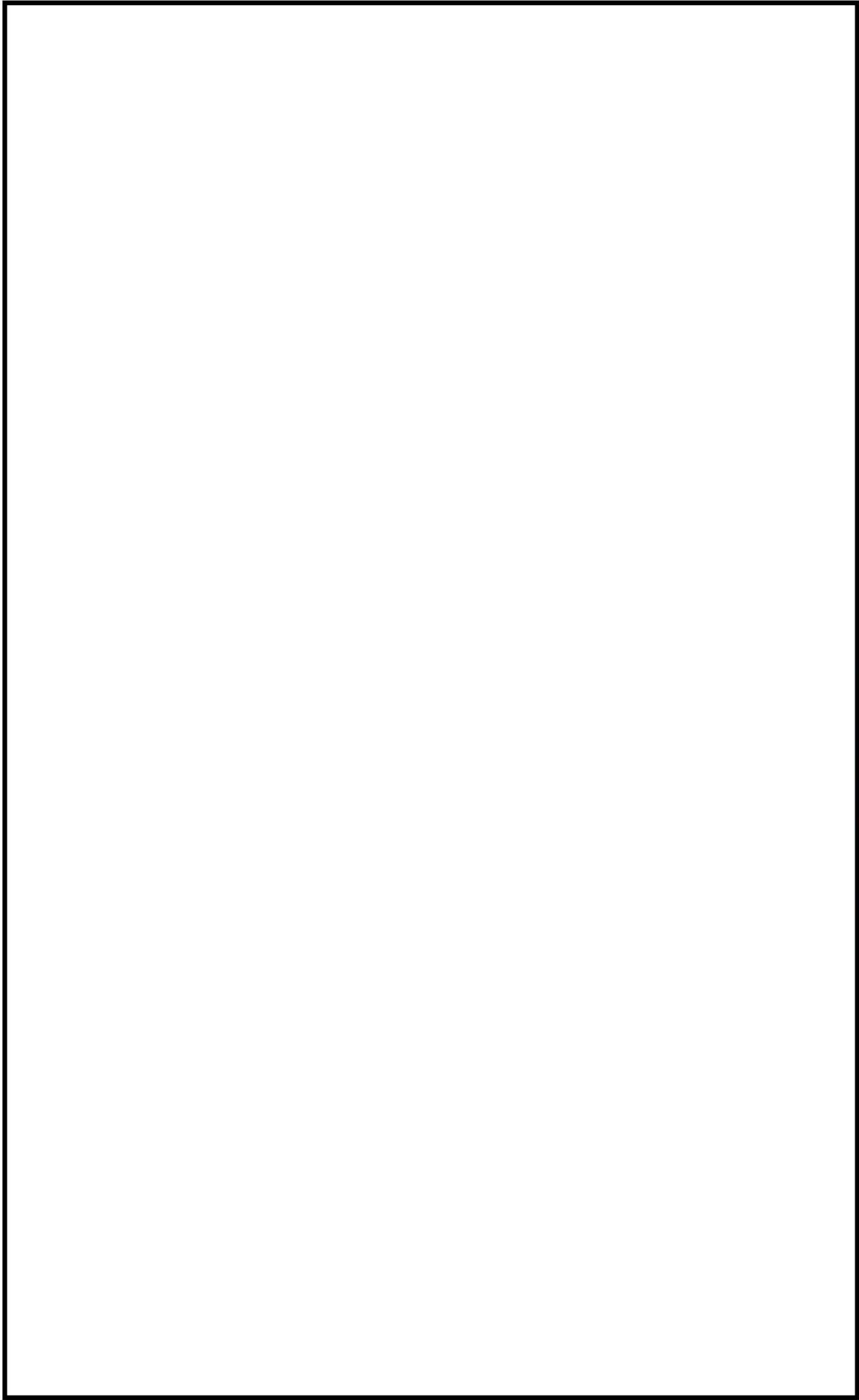
可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要台数整理（5/5）

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	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。
	ほう酸タンク水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	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。
	補助給水ピット水位	0～100%	—	2	1	A, B 計装用電源	差圧式水位検出器	可	安全系計装盤室	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。
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P. 25.24 ～32.76m	—	2	1	A 直流電源	電波式水位検出器	可	常用系計装盤室	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。
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P. 21.30 ～32.76m	—	2		A 直流電源	フロー式水位検出器	可	常用系計装盤室	
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0～100℃	—	2	1	A 直流電源	測温抵抗体	可	常用系計装盤室	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。
	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10nSv/h～ 1,000mSv/h	—	1	(注1)	B 交流電源	半導体検出器, NaI (Tl) シンチレーション検出器	—	—	可搬型計測器での計測対象外
	使用済燃料ピット監視カメラ	—	—	1	(注1)	A 計装用電源	赤外線サーモカメラ	—	—	可搬型計測器での計測対象外

配備台数：可搬型計測器（温度・水位・流量・圧力計測用）を38個（計測時故障を考慮した1個含む）。  
：可搬型温度計測装置（温度計測用）を3個、故障時及び点検時の予備として1個保管する。

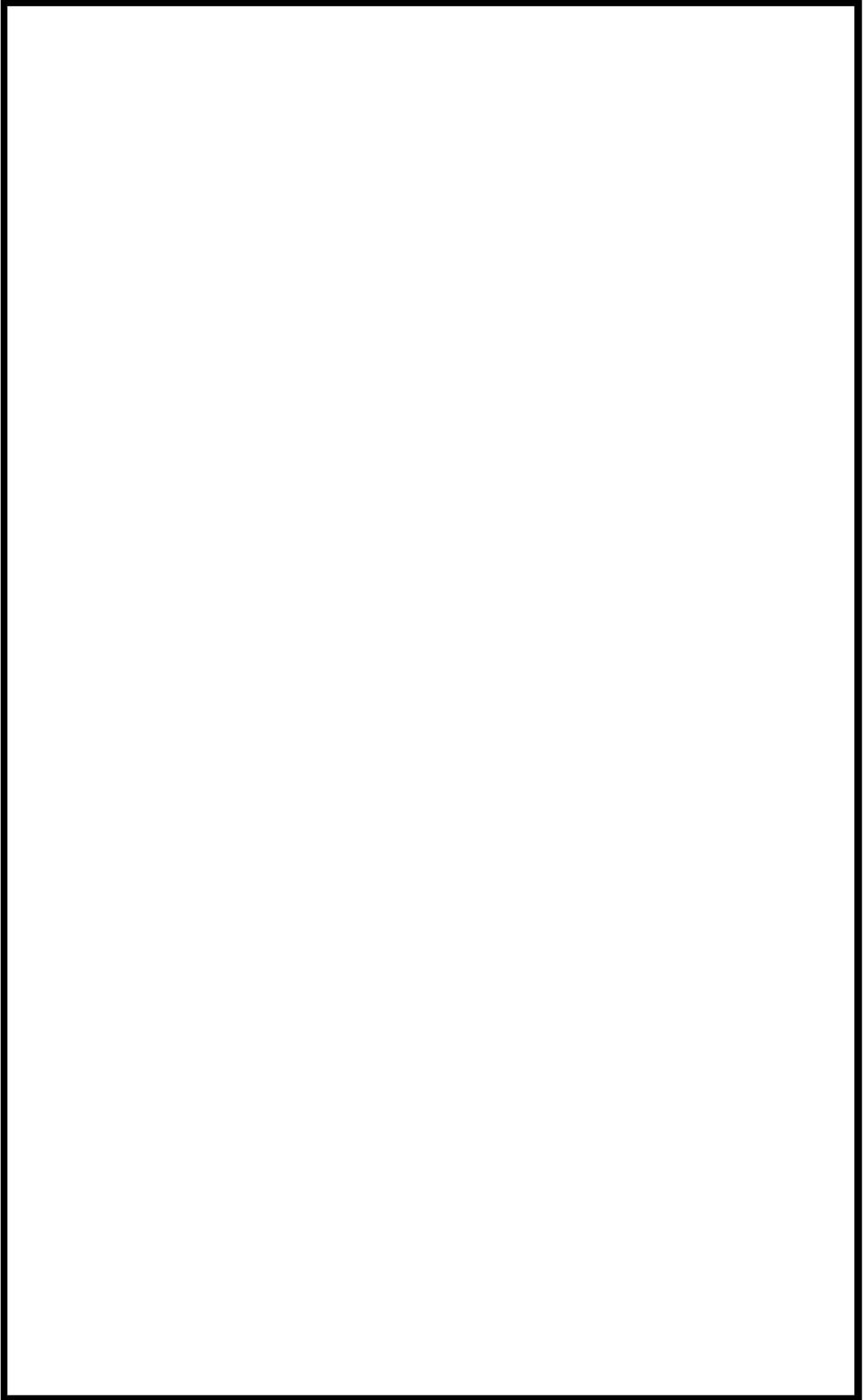
：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）  
：温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

- (注1)：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料ピット監視カメラに対して、常設代替交流電源設備（代替非常用発電機）により給電されるため監視可能である。
- (注2)：上部と下部の中性子束平均値
- (注3)：検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造体（コンデンスポット）があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。



第1図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

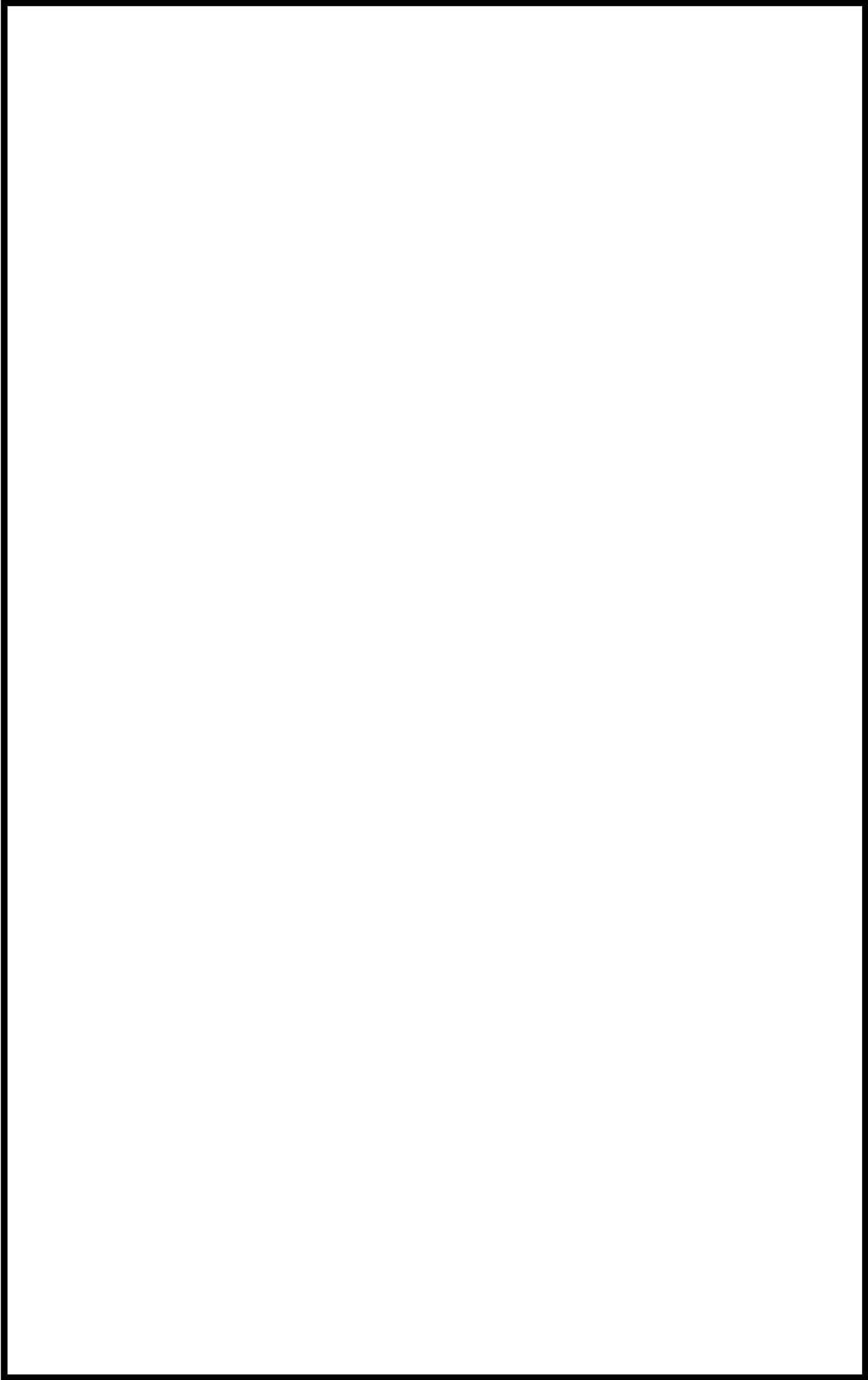
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第2図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続箇所へのアクセスルート（1/3）

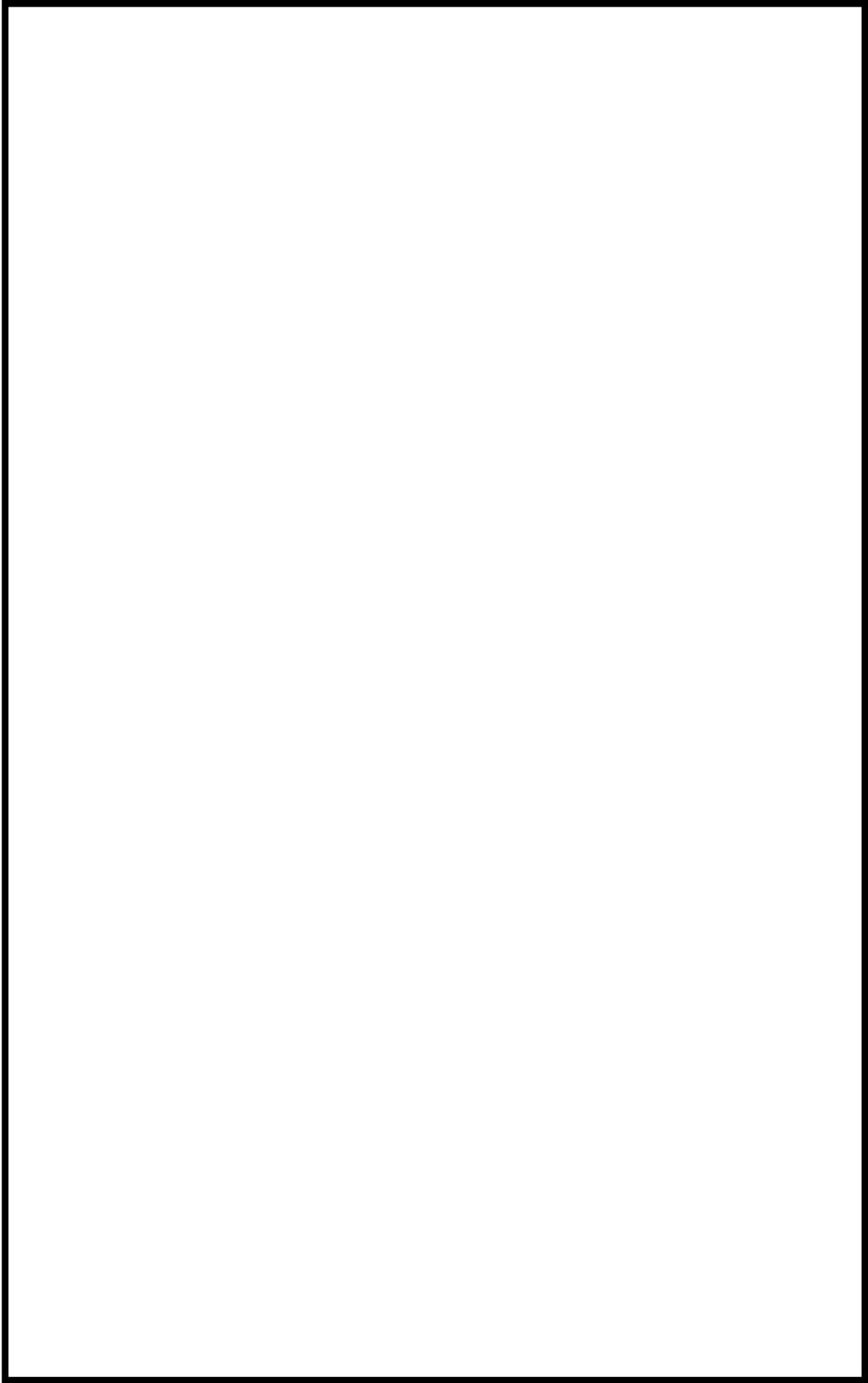
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





第2図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続箇所へのアクセスルート（2/3）

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第2図 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)接続箇所へのアクセスルート(3/3)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

58-10 主要パラメータの耐環境性について

## 計装設備の耐環境性について

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

### 1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備については、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量に対し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の計測機能を求められるものであるため、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件

	温度	圧力	放射線量
環境条件	約 141℃ (最大)	約 0.360MPa[gage] (最大)	0.5MGy 以下



表 58-10-2 耐環境試験の評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力 検出器		耐環境試験において、 事故時雰囲気においても健全性が確保できる ことを確認している。
加圧器水位	差圧式水位 検出器		同上
原子炉容器水位			同上
蒸気発生器水位 (狭域)			同上
蒸気発生器水位 (広域)			同上
格納容器再循環サンプ 水位 (広域)			同上
格納容器再循環サンプ 水位 (狭域)			同上
1次冷却材温度 (広域-高温側)	測温抵抗体		同上
1次冷却材温度 (広域-低温側)			同上
格納容器内温度			同上
原子炉格納容器内水素 処理装置温度	熱電対		同上
格納容器水素イグナイ タ温度			同上
格納容器水位	電極式水位 検出器		同上
原子炉下部キャビティ 水位			同上
格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ)	電離箱		同上
格納容器内高レンジ エリアモニタ (低レンジ)			同上

※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 2. 原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内

重大事故等時の原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内については、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。

以 上

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について


重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度：約141℃、圧力：0.360MPa[gage]及び放射線量：0.5MGy以下である。

2. 試験方法

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



図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

### 3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果

重大事故等時環境試験の結果、温度 141℃以上、圧力 0.360MPa[gage]以上、積算線量 0.5MGy 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、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境性試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力 検出器		耐環境試験において、 事故時雰囲気においても健全性が確保できる ことを確認している。
加圧器水位	差圧式水位 検出器		同上
原子炉容器水位			同上
蒸気発生器水位 (狭域)			同上
蒸気発生器水位 (広域)			同上
格納容器再循環サンプ 水位 (広域)			同上
格納容器再循環サンプ 水位 (狭域)			同上
1次冷却材温度 (広域-高温側)			測温抵抗体
1次冷却材温度 (広域-低温側)	同上		
格納容器内温度	同上		
原子炉格納容器内水素 処理装置温度	熱電対		同上
格納容器水素イグナイ タ温度			同上
格納容器水位	電極式水位 検出器		同上
原子炉下部キャビティ 水位			同上
格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ)	電離箱		同上
格納容器内高レンジ エリアモニタ (低レンジ)			同上

※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



表 58-10-4 重大事故等時における耐環境条件<sup>※1, 2, 3</sup>

設置場所	類型化区分	環境条件				備考	
		温度	圧力	湿度	放射線		
原子炉格納容器内	A	141℃	0.360MPa [gage]	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> , 又はそれ以下	0.5mGy/7日, 又はそれ以下		
原子炉格納容器外の建屋内 <sup>※4</sup>	インターフェイスシステム LOCA 時に影響を受ける箇所 <sup>※5</sup>	Ba	112℃, 又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> , 又はそれ以下	500mGy/h, 又はそれ以下	
	使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時に影響を受ける箇所 <sup>※6</sup>	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.15mGy/h, 又はそれ以下	
	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に影響を受ける箇所 <sup>※7</sup>	Bc	50℃, 又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> , 又はそれ以下	20mGy/h, 又はそれ以下	
	その他耐震建屋内 <sup>※8</sup>	Bd	60℃, 又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> , 又はそれ以下	1000mGy/h, 又はそれ以下	
屋外	C	外気温 (35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等	10mGy/h, 又はそれ以下		

- ※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。
- ※2 設備設置場所や設備の固有の条件（付近に発熱源や線源があるもの）の影響を受けるものは個別に評価する。
- ※3 炉心損傷の有無、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別評価する。
- ※4 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時）及び使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時の周辺補機棟、燃料取扱棟、原子炉補助建屋等の環境への影響が大きく、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。
- ※5 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時に使用が期待される安全補機室及び周辺区画の設備の設置箇所。
- ※6 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時に使用が期待される使用済燃料ピット及び周辺区画に設置する設備の設置箇所。
- ※7 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）時に使用が期待される主蒸気管室及び周辺の区画の設備の設置箇所。
- ※8 インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用されるが、それらの事故の影響を受けない設備又はそれらの事故以外の事故時に使用が期待される設備の、周辺補機棟、原子炉補助建屋等の設置箇所。
- ※9 従来設計値は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す。

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (1/4) ※1

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
1次冷却材温度(広域-高温側)	測温抵抗体	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
1次冷却材温度(広域-低温側)	測温抵抗体	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
1次冷却材圧力(広域)	弾性圧力検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
加圧器水位	差圧式水位検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
原子炉容器水位	差圧式水位検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
高圧注入流量	差圧式流量検出器	B a					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所: 原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m
低圧注入流量	差圧式流量検出器	B a					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所: 原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	差圧式流量検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所: 原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m
B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)	差圧式流量検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所: 原子炉補助建屋 T.P. 2. 8m
格納容器内温度	測温抵抗体	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
原子炉格納容器圧力	弾性圧力検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所: 周辺補機棟 T.P. 17. 8m
格納容器圧力(AM用)	弾性圧力検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所: 周辺補機棟 T.P. 24. 8m
格納容器再循環サンプ水位(広域)	差圧式水位検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
格納容器再循環サンプ水位(狭域)	差圧式水位検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
格納容器水位	電極式水位検出器	A					耐環境性試験等により健全性を確認 ※2: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。 取付箇所: 原子炉格納容器内
原子炉下部キャビティ水位	電極式水位検出器	A					耐環境性試験等により健全性を確認 ※3: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。 取付箇所: 原子炉格納容器内

※1: 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の値であり、詳細設計により今後見直す可能性もある。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (2 / 4) ※1

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	電離箱	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	電離箱	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
出力領域中性子束	γ線非補償型電離箱	A	—※4	—※4	—※4	—※4	※4：重大事故等発生初期に監視機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で使用を満足する。 取付箇所：原子炉格納容器内
中間領域中性子束	γ線補償型電離箱	A	—※4	—※4	—※4	—※4	※4：重大事故等発生初期に監視機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で使用を満足する。 取付箇所：原子炉格納容器内
中性子源領域中性子束	比例計数管	A	—※4	—※4	—※4	—※4	※4：重大事故等発生初期に監視機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で使用を満足する。 取付箇所：原子炉格納容器内
蒸気発生器水位 (狭域)	差圧式水位検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
蒸気発生器水位 (広域)	差圧式水位検出器	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
補助給水流量	差圧式流量検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 10. 3m
主蒸気ライン圧力	弾性圧力検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 33. 1m
原子炉補機冷却水サージタンク水位	差圧式水位検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 43. 6m
燃料取替用水ビット水位	差圧式水位検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 24. 8m
ほう酸タンク水位	差圧式水位検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：原子炉補助建屋 T.P. 17. 8m
補助給水ビット水位	差圧式水位検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 24. 8m

※1：表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の値であり、詳細設計により今後見直す可能性もある。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (3/4) ※1

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 ※5：計器の上流側でサンプルガス中の湿分を除去することで、耐環境性を維持する。 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 24. 8m 保管箇所：周辺補機棟 T.P. 24. 8m
可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	熱伝導式検出器	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 ※5：計器の上流側でサンプルガス中の湿分を除去することで、耐環境性を維持する。 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 24. 8m 保管箇所：周辺補機棟 T.P. 24. 8m
原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）	ブルドン管型（弾性変形）	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 43. 6m 保管箇所：周辺補機棟 T.P. 43. 6m 及び緊急時対策所待機所内
可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）	測温抵抗体	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 ※6：取付箇所及び保管箇所の室温評価により健全性を確認 ※7：取付箇所及び保管箇所は重大事故等時に大量の蒸気移行がなく問題ない。 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 17. 8m 又は周辺補機棟 T.P. 10. 3m（中間床） 保管箇所：原子炉補助建屋 T.P. 17. 8m 及び緊急時対策所待機所内
原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	熱電対	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
格納容器水素イグナイタ温度監視装置	熱電対	A					耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
使用済燃料ピット水位（AM用）	電波式水位検出器	B b					耐環境性試験等により健全性を確認 ※8：防水仕様であり問題ない。 取付箇所：燃料取扱棟
使用済燃料ピット水位（可搬型）	フロート式水位検出器	B b					耐環境性試験等により健全性を確認 ※9：センサは金属で構成しており、問題ない。 取付箇所：燃料取扱棟 保管場所：燃料取扱棟及び周辺補機棟 T.P. 33. 1m
使用済燃料ピット温度（AM用）	測温抵抗体	B b					耐環境性試験等により健全性を確認 ※8：防水仕様であり問題ない。 ※10：センサは主に金属等の無機物で構成しており、耐放射線性を有している。 取付箇所：燃料取扱棟

※1：表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の値であり、詳細設計により今後見直す可能性もある。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (4 / 4) ※1

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	半導体検出器 、 NaI(Tl)シンチレーション検出器	B d  C					耐環境性試験等により健全性を確認 ※7：取付箇所及び保管箇所は重大事故等時に大量の蒸気移行がなく問題ない。 取付箇所：周辺補機棟 T.P. 33. 1m、原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m 又は屋外 保管箇所：周辺補機棟 T.P. 33. 1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m
使用済燃料ピット監視カメラ	赤外線サーモカメラ	B b					耐環境性試験等により健全性を確認 ※8：防水仕様であり問題ない。 ※11：使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置により 80℃以下にすることで、耐環境性を維持する。 取付箇所：燃料取扱棟
使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	—	B d					耐環境性試験等により健全性を確認 ※6：取付箇所及び保管箇所の室温評価により健全性を確認 ※7：取付箇所及び保管箇所は重大事故等時に大量の蒸気移行がなく問題ない。 取付箇所：原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m 保管箇所：周辺補機棟 T.P. 33. 1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33. 1m

※1：表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の値であり、詳細設計により今後見直す可能性もある。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

58-11 パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び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ものを表 58-11-1 に示す。

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おいて必要なパラメータは、炉心損傷防止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表 58-11-2 に示す。





表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (1/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	<p>この図は、原子炉冷却システムの一部を示しています。原子炉冷却器（スプレッドラジエータ）と原子炉ポンプが中心です。冷却水は、高圧注入タンク、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーナ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、主蒸気逃がし弁、原子炉トリップ、蒸気発生器、ほう酸注入タンク（高圧注入流路）、非常用炉心冷却設備（高圧注入流路）、高圧注入系（高圧注入流路）、蓄圧注入系（高圧注入流路）、余熱除去設備（低圧注入流路）を通じて循環しています。また、原子炉補機冷却設備も示されています。</p>	<p>高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水ピット 蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーナ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 補助給水ピット 主蒸気逃がし弁 原子炉トリップ 蒸気発生器 ほう酸注入タンク（高圧注入流路） 非常用炉心冷却設備（高圧注入流路） 高圧注入系（高圧注入流路） 蓄圧注入系（高圧注入流路） 余熱除去設備（低圧注入流路） 原子炉補機冷却設備 （原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク、原子炉補</p>	<p>45 条 (ポンプ) 45 条 (操作対象弁) 45 条 (水源) 45 条 45 条 (操作対象弁) 45 条 (水源) 45 条 45 条 (ポンプ) 45 条 (原子炉の冷却) 45 条設計基準拡張 (補助給水機能喪失確認) 45 条設計基準拡張 (補助給水機能喪失確認) 45 条設計基準拡張 (補助給水機能喪失確認) 45 条設計基準拡張 (原子炉の冷却) DB (SA 発生前に使用) 45 条設計基準拡張 (補助給水機能喪失確認) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路)・ 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (2/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失 (つづき)		<p>機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピット ストークリール室, 取水ピット ポンプ室)</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>主蒸気設備 配管・弁 (流路)</p>	<p>45 条 (流路)</p> <p>45 条 (流路)</p> <p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>45 条 (注水先)</p>
			原子炉容器	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			出力領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			補助給水流量	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (3/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失 (つづき)	系統概要図	1 次冷却材温度 (広域-高温側) 1 次冷却材温度 (広域-低温側) 1 次冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 高圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 低圧注入流量	の機能喪失判断) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 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) 45 条 (水源) 58 条 (水源確認) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 45 条 (水源) 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)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/56）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	全交流動力電源喪失		タービン補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器（注水先） 補助給水ピット（水源） 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料タンク（SA） 蓄電池（非常用） 後備蓄電池 主蒸気逃がし弁 蓄圧タンク B-アニュウラス空気浄化ファン B-アニュウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 蓄圧タンク出口弁	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオで SA 設備と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオで SA 設備と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオで SA 設備と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオで SA 設備（水源）と分類 57 条（交流電源） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） 57 条（直流電源） 57 条（直流電源） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオで SA 設備と分類 53 条（水素排出） 59 条（被ばく低減） 59 条（被ばく低減） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 46 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）



表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (5/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	全交流動力電源喪失 (つづき)		代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット A-高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン (高圧代替再循環) C, D-格納容器再循環ユニット (自然対流冷却) 原子炉トリップ 可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車 アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ 給水設備 配管・弁 (流路) 補助給水設備 配管・弁 (流路) 主蒸気設備 配管・弁 (流路) ほう酸注入タンク (高圧代替再循環) 原子炉補機冷却水設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 (代替炉心注水) 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 (代替炉心注水)	但し他シナリオでSA設備と分類 47条 (ポンプ) 47条 (水源) 47条設計基準拡張 (代替再循環) 47条設計基準拡張 (水源) 47条設計基準拡張 (流路) 48条 DB (SA 発生前に使用) 57条 (燃料補給) 47条 (ポンプ) 56条 (水の供給) 53条 (水素排出) 59条 (被ばく低減) 48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオでSA設備 (流路) と分類 48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオでSA設備 (流路) と分類 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオでSA設備 (流路) と分類 47条設計基準拡張 (流路) 47条 (流路) 47条設計基準拡張 (流路) 47条 (流路)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (6/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	シナリオ 全交流動力電 源喪失 (つづき)	系統概要図	<p>余熱除去設備 配管・弁 (代替炉心注水)</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>原子炉容器</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン室, 取水ピットポンプ室)</p> <p>可搬型ホース (流路)</p> <p>排気筒 (流路)</p> <p>アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路)</p> <p>ホース・弁 (流路)</p> <p>中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路)</p> <p>中央制御室</p> <p>中央制御室遮へい</p> <p>出力領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p> <p>1次冷却圧力 (広域)</p>	<p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (注水先)</p> <p>48 条</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>48 条 (流路)</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>59 条 (流路)</p> <p>59 条 (流路)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>45 条 (原子炉の冷却)</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (7/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	全交流動力電源喪失 (つづき)	系統概要図		58 条 (原子炉炉状態確認)
			加圧器水位	45 条 (原子炉の冷却)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条 (原子炉炉状態確認)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			主蒸気ライン圧力	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補助給水流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	58 条 (1次冷却材漏えい確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	58 条 (1次冷却材漏えい確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条 (格納容器状態確認)
			1次冷却材温度 (広域 - 高温側)	47 条 (水源)
			1次冷却材温度 (広域 - 低温側)	58 条 (格納容器状態確認)
			燃料取替用水ピット水位	47 条 (原子炉の冷却)
			原子炉容器水位	58 条 (原子炉の冷却)
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	47 条 (原子炉炉状態確認)
			格納容器圧力 (AM用)	58 条 (注水確認)
			可搬型温度計測装置 (格納容器再循環)	48 条 (自然対流冷却)
			58 条 (格納容器状態確認)	
			48 条 (自然対流冷却)	

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (8/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	全交流動力電源喪失 (つづき)		環ユニット入口温度/出口温度 高圧注入力量	58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (解析上使用を仮定)



表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失		<p>タービン動補給水ポンプ</p> <p>電動補給水ポンプ</p> <p>蒸気発生器 (注水先)</p> <p>補助給水ピット (水源)</p> <p>主蒸気逃がし弁</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽</p> <p>燃料タンク (SA)</p> <p>蓄圧タンク</p> <p>B-アニュラス空気浄化ファン</p> <p>B-アニュラス空気浄化フィルタユニット</p> <p>中央制御室循環ファン</p> <p>中央制御室給気ファン</p> <p>中央制御室給気ユニット</p> <p>中央制御室非常用循環ファン</p> <p>中央制御室非常用循環フィルタユニット</p> <p>蓄圧タンク出口弁</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ</p>	<p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>56 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>47 条 (ポンプ)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (10/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失 (つづき)		燃料取替用水ピット A-高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン (高圧代替再循環) C, D-格納容器再循環ユニット (自然対流冷却) 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンプ 原子炉トリップ 補助給水設備 配管・弁 (流路) 主蒸気設備 配管・弁 (流路) ほう酸注入タンク (高圧代替再循環) 可搬型ホース・接続口 (流路) 原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 (代替炉心注水) 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 (代替炉心注水) 1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) 原子炉容器 原子炉格納容器 非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン室, 取水ピットポンプ室)	47 条 (水源) 47 条設計基準拡張 (代替再循環) 47 条設計基準拡張 (水源) 47 条設計基準拡張 (流路) 48 条 47 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給) 57 条 (燃料補給) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) DB (SA 発生前に使用) 48 条設計基準拡張 (流路) 45 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注水先) 48 条 47 条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (11/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失 (つづき)		可搬型ホース (流路) アニューラス全量排気弁操作作用可搬型窒素ガスポンプ 排気筒 (流路) アニューラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路) ホース・弁 (流路) 中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1 次冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 主蒸気ライン圧力 補助給水流量 補助給水ピット水位	48 条 (流路) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 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 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失 (つづき)		原子炉格納容器圧力	を仮定)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条 (格納容器状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	47 条 (格納容器状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	47 条 (原子炉の冷却)
			燃料取替用水ピット水位	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉容器水位	47 条 (原子炉の冷却)
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条 (原子炉状態確認)
			格納容器圧力 (AM 用)	47 条 (水源)
			可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	58 条 (水源確認)
			高圧注入流量	47 条 (代替炉心注水)
				58 条 (注水確認)
				48 条 (自然対流冷却)
				58 条 (格納容器状態確認)
				48 条 (自然対流冷却)
				58 条 (格納容器状態確認)
				58 条 (解析上使用を仮定)





表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (14/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (つづき)		<p>ポンプ室)</p> <p>ほう酸注入タンク (流路)</p> <p>安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 (流路)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>非常用炉心冷却設備 配管・弁 (流路)</p> <p>原子炉容器</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>出力領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p>	<p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>47 条 (注水先)</p> <p>49 条</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (つづき)			認 但し他シナリオでSA (58 条設備) と分類
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			加圧器水位	47 条 (1 次冷却材の漏えい確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (原子炉状態確認)
			格納容器内温度	49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	58 条 (1 次冷却材の漏えい確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	47 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	47 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			燃料取替用水ピット水位	58 条 (水源確認)
			格納容器圧力 (AM用)	49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	58 条 (格納容器注水確認)
			可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉補機冷却水サージタンク水位	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (16/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (つづき)		原子炉補機冷却水サージタンク 圧力 (可搬型)	58 条 (最終ヒートシンクの確保)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (17/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.5	原子炉停止機能喪失		共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS 緩和設備) 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁 (流路) 余熱除去ポンプ  余熱除去冷却器  主蒸気設備 配管・弁 (流路) 給水設備 配管・弁 補助給水設備 配管・弁 (流路) 1次冷却設備 (流路) (1次冷却材ポンプ, 原子炉容器, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) ほう酸フィルタ (流路) 再生熱交換器 (流路) 化学体積制御設備 配管・弁 (流路) 非常用炉心冷却設備 弁 (流路)	44 条 44 条 (操作対象弁) 44 条 (ポンプ) 44 条 (ポンプ) 44 条 44 条 (水源) 44 条 (操作対象弁) 44 条 (操作対象弁) 44 条 (操作対象弁) 44 条 (操作対象弁) 44 条 (水源) 44 条 (ポンプ) 44 条 (ポンプ) 44 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路) 44 条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.5	原子炉停止機能喪失 (つづき)		原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備配管・弁・ストレーナ [流路])	48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉容器	44 条 (注水先)
			出力領域中性子束	58 条 (未臨界状態の確認)
			中間領域中性子束	58 条 (未臨界状態の確認)
			中性子源領域中性子束	58 条 (未臨界状態の確認)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補助給水流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			主蒸気ライン圧力	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			ほう酸タンク水位	44 条 (ほう酸濃縮) 58 条 (水源の確保)
			加圧器水位	58 条 (原子炉状態確認)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.6	シナリオ ECS 注水機能 喪失 (つづき)		<p>格納容器再循環ポンプスクリーン (流路)</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>非常用炉心冷却設備 配管・弁 (炉心注水)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナー [流路])</p> <p>非常用取水設備 [流路] (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン室, 取水ピットポンプ室)</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>主蒸気設備 配管・弁 (流路)</p> <p>給水設備 配管・弁 (流路)</p>	<p>但しシナリオで SA 設備 (水源) と分類</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但しシナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>DB (SA 発生前に使用)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但しシナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但しシナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但しシナリオで SA 設備 (流路) と分類</p>



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (21/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.6	ECCS 注水機能喪失 (つづき)		補助給水設備 配管・弁 (流路)	46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類
			原子炉容器	47 条 (注水先)
			出力領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (高圧注入系機能喪失確認)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			燃料取扱替用水ビット水位	47 条 (水源)
				58 条 (水源確認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			加圧器水位	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			格納容器内温度	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源)
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.6	ECCS 注水機能喪失 (つづき)		1 次冷却材温度 (広域-低温側) 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位 原子炉容器水位	58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (24/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.7	ECCS 再循環機能喪失 (つづき)		<p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>非常用取水設備 [流路] (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットポンプ室)</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>原子炉容器</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 (流路)</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>B-安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁</p> <p>出力領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p>	<p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (注水先)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>49 条 (注水先)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p>



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (25/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.7	ECCS 再循環機能喪失 (つづき)		高压注入流量	58 条設計基準拡張 (再循環切替失敗判断)
			低压注入流量	58 条設計基準拡張 (再循環切替失敗判断)
			燃料取替用水ピット水位	58 条 (水源確認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉格納容器圧力	49 条 (格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器圧力 (AM用)	49 条 (格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内温度	49 条 (格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	58 条 (格納容器注水確認)
			加圧器水位	58 条 (原子炉状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条 (原子炉状態確認)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (27/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.8	格納容器バイパス (つづき)		<p>余熱除去ポンプ入口弁操作可能型空気ポンプ</p> <p>主蒸気隔離弁</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>B-格納容器スプレイポンプ</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器 (代替再循環流路)</p> <p>格納容器再循環ポンプ</p> <p>格納容器再循環ポンプスクリーン (代替再循環流路)</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 (流路)</p> <p>B-安全注入ポンプ再循環ポンプ側入口C/V外側隔離弁</p> <p>ほう酸注入タンク (炉心注水流路)</p>	<p>46 条</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条 (操作対象弁)</p> <p>47 条 (ポンプ)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (水源)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>
			<p>非常用炉心冷却設備配管・弁 (炉心注水流路)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備 配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>1 次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1 次冷却材ポンプ, 加圧器, 1 次冷却材管, 加圧</p>	<p>47 条 (流路)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.8	シナリオ 格納容器バイパス (つづき)	系統概要図	器サージ管 原子炉容器 主蒸気設備配管・弁 (流路) 補助給水設備配管・弁 (流路)	47 条 (注水先) 46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類
			出力領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			燃料取替用水ピット水位	58 条 (水源確認)
			1次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			加圧器水位	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器圧力 (AM用)	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			1次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			1次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			補助給水流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (29/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.8	格納容器バイパス (つづき)		主蒸気ライン圧力	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	<p>図 1: 緊急時格納容器過圧破損対策系統概要図</p> <p>図 2: 緊急時格納容器過圧破損対策系統概要図 (続き)</p>	蓄電池 (非常用) 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料タンク (SA) タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット (水源) 加圧器逃がし弁 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ 代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット (水源) B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット C, D-格納容器再循環ユニット (自然対流冷却) 可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車 アニュラス全量排気弁等操作用	57 条 (直流電源) 57 条 (交流電源) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条 46 条 49 条・51 条 (ポンプ) 49 条・51 条 (水源) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 49 条・50 条 57 条 (燃料補給) 49 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給) 53 条 (水素排出)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (31/56)

No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)(つづき)		可搬型窒素ガスボンベ 原子炉トリップ 非常用炉心冷却設備 配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 補助給水設備 配管・弁 (流路) 原子炉格納容器スプレイ設備 スプレイリング・スプレイノズル・配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路) 50 条 (流路) ホース延長・回収車 (送水車用) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 可搬型ホース・接続口 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 56 条 (流路) 非常用取水設備 (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピット, ピットスクリーン室, 取水ピットポンプ室) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 56 条 (流路) 排気筒 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) ホース・弁 (流路) 52 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路) 59 条 (流路) 中央制御室 59 条 (居住性の確保) 中央制御室遮へい 59 条 (居住性の確保) 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 52 条 (格納容器水素濃度監視) 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 52 条 (格納容器水素濃度監視) 格納容器空気サンプラライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスボンベ 52 条 (格納容器水素濃度監視)	59 条 (被ばく低減) DB (SA 発生前に使用) 49 条・51 条 (流路) 49 条・51 条 (流路) 49 条・51 条 (流路) 49 条・51 条 (流路) 49 条・51 条 (注水先) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 56 条 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 56 条 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 52 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 52 条 (格納容器水素濃度監視) 52 条 (格納容器水素濃度監視) 52 条 (格納容器水素濃度監視)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (32/56)

No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (つづき)		<p>格納容器雰囲気ガス試料採取設備</p> <p>格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配管・弁 (流路)</p> <p>出力領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p> <p>加圧器水位</p> <p>1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>補助給水流量</p> <p>蒸気発生器水位 (狭域)</p> <p>蒸気発生器水位 (広域)</p> <p>補助給水ピット水位</p> <p>高圧注入流量</p>	<p>52 条 (格納容器水素濃度監視)</p> <p>52 条 (流路)</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>58 条 (1次冷却材漏えい確認)</p> <p>58 条 (1次冷却材漏えい確認)</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 (炉心損傷有無判断)</p> <p>58 条 (炉心損傷有無判断)</p> <p>50 条 (水源)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>50 条 (水源)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用)</p>



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (33/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (つづき)		<p>低圧注流入流量</p> <p>燃料取替用水ピット水位</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</p> <p>格納容器圧力 (AM用)</p> <p>1次冷却材温度 (広域-高温側)</p> <p>1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位</p> <p>可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット</p> <p>可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット</p>	<p>を仮定)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>49 条・51 条・56 条 (水源)</p> <p>58 条 (水源確認)</p> <p>49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ)</p> <p>58 条 (格納容器注水確認)</p> <p>49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ)</p> <p>58 条 (注水確認)</p> <p>49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>50 条 (自然対流冷却)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>52 条 (格納容器状態確認)</p> <p>53 条 (格納容器状態確認)</p>



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (35/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)(つづき)		縮装置	
			格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベ	52 条 (格納容器水素濃度監視)
			格納容器雰囲気ガス試料採取設備	52 条 (格納容器水素濃度監視)
			格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配管・弁 (流路)	52 条 (流路)
			ホース延長・回収車 (送水車用)	49 条 (流路) 50 条 (流路)
			ホース・弁 (流路)	52 条 (流路)
			可搬型大型送水ポンプ車	49 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給)
			加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベ	46 条
			加圧器逃がし弁操作用バッテリー	46 条
			ホース・弁 (流路)	46 条 (流路)
			アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ	53 条
			ホース・弁 (流路)	53 条 (流路)
			非常用炉心冷却設備 配管・弁 (代替格納容器スプレイ)	49 条 (流路)
			原子炉格納容器スプレイ設備 スプレイング・スプレイノズル・配管・弁 (代替格納容器スプレイ)	49 条 (流路)
			補助給水設備 配管・弁 (流路)	49 条・51 条 (流路)
原子炉格納容器	49 条 (注水先)			
排気筒 (流路)	53 条 (流路)			
アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路)	53 条 (流路)			
中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路)	59 条 (流路)			
中央制御室	59 条 (居住性の確保)			
中央制御室遮へい	59 条 (居住性の確保)			

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (36/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)(つづき)		原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路)	49 条 (流路)
			可搬型ホース・接続口 (流路)	52 条 (流路)
			非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン室, 取水ピットポンプ室)	49 条 (流路)
			制御用圧縮空気設備 配管・弁 (流路)	52 条 (流路)
			出力領域中性子束	46 条 (流路)
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			加圧器水位	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (原子炉状態確認)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアマニタ (高レンジ)	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアマニタ (低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	49 条 (水源)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条 (格納容器状態確認)
補助給水流量	49 条 (水源)			
蒸気発生器水位 (狭域)	58 条 (格納容器状態確認)			
蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断) 58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断) 58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)			



表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (37/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) (つづき)		機能喪失判断 58 条設計基準拡張 (補助給水系) 機能喪失判断 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) 49 条・51 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器注水確認) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 格納容器圧力 (AM 用) 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉炉状態確認) 58 条 (原子炉炉状態確認) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 原子炉下部キャビティ水位 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 52 条 (格納容器水素濃度監視ユニット) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 53 条 (アニュラス水素濃度監視) 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	機能喪失判断 58 条設計基準拡張 (補助給水系) 機能喪失判断 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) 49 条・51 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器注水確認) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 格納容器圧力 (AM 用) 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉炉状態確認) 58 条 (原子炉炉状態確認) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 原子炉下部キャビティ水位 49 条・51 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 52 条 (格納容器水素濃度監視ユニット) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 53 条 (アニュラス水素濃度監視) 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (38/56)

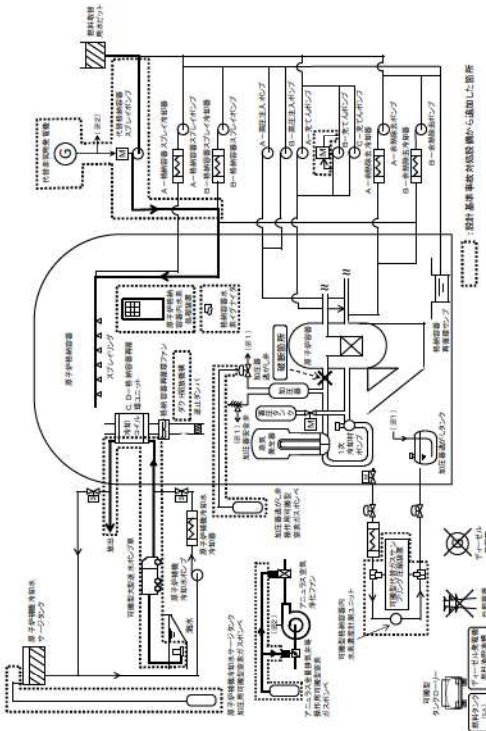
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	水素燃焼		<p>蓄電池 (非常用)</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯槽</p> <p>燃料タンク (SA)</p> <p>タービン動補助給水ポンプ</p> <p>蒸気発生器</p> <p>補助給水ピット</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ</p> <p>燃料取替用水ピット</p> <p>原子炉トリップ</p> <p>B-アニュラス空気浄化ファン</p> <p>B-アニュラス空気浄化フィルタユニット</p> <p>中央制御室給気ファン</p> <p>中央制御室循環ファン</p> <p>中央制御室非常用循環ファン</p> <p>中央制御室給気ユニット</p> <p>中央制御室非常用循環フィルタユニット</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニット</p> <p>可搬型タンクローリー</p> <p>可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ</p> <p>可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車</p>	<p>57 条 (直流電源)</p> <p>57 条 (交流電源)</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類</p> <p>46 条</p> <p>46 条</p> <p>49 条 (ポンプ)</p> <p>49 条 (水源)</p> <p>DB (SA 発生前に使用)</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>49 条</p> <p>57 条 (燃料補給)</p> <p>52 条 (格納容器水素濃度監視)</p> <p>52 条 (格納容器水素濃度監視)</p> <p>49 条 (ポンプ)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (39/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	水素燃焼 (つづき)		格納容器空気サンプリングライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスボンベ 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 格納容器雰囲気ガス試料採取設備配管・弁 (流路) ホース・弁 (流路) アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ ホース・弁 (流路) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 原子炉格納容器スプレイ設備 スプレイング・スプレイノズル・配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 原子炉格納容器 排気筒 (流路) アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路) 中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい 原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路) 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備配管・弁・ストレーナ [流路]) 可搬型ホース・接続口 (流路) 非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水	56 条 (水の供給) 52 条 52 条 52 条 (流路) 52 条 (流路) 53 条 53 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注水先) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 49 条 (流路) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 52 条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (40/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	シナリオ 水素燃焼 (つづき)		ピットスクリーン室, 取水ピット ポンプ室)	
			出力領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			加圧器水位	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエアモータ (高レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			格納容器内高レンジエアモータ (低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	49 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	49 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			補助給水流量	58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (41/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	シナリオ 水素燃焼 (つづき)	系統概要図	燃料取替用水ピット水位 B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 格納容器圧力 (AM用) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	を仮定) 49 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器注水確認) 49 条 (格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 52 条 (格納容器状態確認) 53 条 (格納容器状態確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (43/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.3.1	想定事故1 (つづき)		使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ	54 条 (使用済燃料ピット上部放射線量率確認) 58 条 (使用済燃料ピット状態確認)
			使用済燃料ピット水位 (可搬型)	54 条 (使用済燃料ピット状態確認) 58 条 (使用済燃料ピット状態確認)







表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (46/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.1	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (運転停止中の原子炉) (つづき)		<p>C, D-原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>C, D-原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>加圧用可搬型窒素ガスポンベ</p> <p>非常用炉心冷却設備 配管・弁 (代替炉心注水)</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>1 次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1 次冷却材ポンプ, 加圧器, 1 次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>原子炉容器</p> <p>安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁 (高压再循環流路)</p> <p>47 条 (注水先)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>	<p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (注水先)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p>
			<p>原子炉補機冷却水設備 配管・弁・ストレーナ [流路]</p> <p>ほう酸注入タンク (高压再循環流路)</p>	

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (47/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.1	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (運転停止中の原子炉) (つづき)	系統概要図	B-安全注入ポンプ再循環サブ側入口C/V外側隔離弁 (代替再循環流路) ホース・弁 (流路) 原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路) 原子炉補機冷却海水設備 配管・弁 (流路) C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (流路) C, D-原子炉補機冷却器海水入口ストレーナ (流路) 原子炉格納容器 アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 排気筒 (流路) アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路) 中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい 仮注入流量 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位 1次冷却材圧力 (広域) 代替格納容器スプレイポンプ出	47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (代替炉心注水)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (48/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.1	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (運転停止中の原子炉のつづき)		口積算流量	58 条 (注水確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器圧力 (AM用)	58 条 (格納容器状態確認)
			可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (49/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)	<p>図 1: 設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>図 2: 設計基準事故対応設備から追加した箇所</p>	蓄電池 (非常用) (電源) 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料タンク (SA) 代替格納容器スプレイポンプ (代替炉心注水) 燃料取替用水ピット B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット A-高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ	57 条 (直流電源) 57 条 (交流電源) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) 47 条 (ポンプ) 47 条 (水源) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 49 条 (自然対流冷却) 57 条 (燃料補給) 53 条 47 条 (ポンプ) 49 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (50/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉) (つづき)		非常用炉心冷却設備配管・弁 (代替炉心注水) 原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 (代替炉心注水) 1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) 原子炉容器 ほう酸注入タンク (高圧注入流路) 可搬型ホース・弁 (流路) A-安全注入ポンプ再循環サブ側入口C/V外側隔離弁 原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路) 非常用取水設備 (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン室, 取水ビットポンプ室) 可搬型ホース・接続口 (流路) 原子炉格納容器 排気筒 (流路) アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路) ホース・弁 (流路) 中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい 低圧注入流量	47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注水先) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 47 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 53 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 58 条設計基準拡張 (余熱除去機能喪失判断)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (51/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉) (つづき)	系統概要図	1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			加圧器水位	58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			燃料取替用水ピット水位	47 条 (水源)
				58 条 (水源確認)
			代替格納容器スレイブポンプ出口積算流量	47 条 (代替炉心注水)
				58 条 (注水確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条 (水源)
				58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源)
				58 条 (格納容器状態確認)
格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)			
格納容器圧力 (AM用)	58 条 (格納容器状態確認)			
可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	49 条 (自然対流冷却)			
	58 条 (格納容器状態確認)			

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (52/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)	<p>系統概要図</p>	<p>充てんポンプ</p> <p>燃料取替用水ピット</p> <p>ディーゼル発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽</p> <p>アニュラス空気浄化ファン</p> <p>アニュラス空気浄化フィルタユニット</p> <p>中央制御室給気ファン</p> <p>中央制御室給気ユニット</p> <p>中央制御室循環ファン</p> <p>中央制御室非常用循環ファン</p> <p>中央制御室非常用循環フィルタユニット</p> <p>高圧注入ポンプ (高圧再循環)</p> <p>B-格納容器スプレイポンプ (代替再循環)</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器 (代替再循環)</p> <p>格納容器再循環サンプ (高圧再循環)</p> <p>格納容器再循環サンプスクリー (高圧再循環)</p> <p>B-格納容器再循環サンプ (代替再循環)</p> <p>B-格納容器再循環サンプスク (代替再循環)</p>	<p>47 条 (ポンプ)</p> <p>47 条 (水源)</p> <p>57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>47 条 (ポンプ)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p> <p>47 条 (水源)</p> <p>47 条 (流路)</p>



表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (53/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)		<p>ライン (代替再循環)</p> <p>C, D-格納容器再循環ユニット</p> <p>C, D-原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>C, D-原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ</p> <p>再生熱交換器 (炉心注水流路)</p> <p>非常用炉心冷却設備 配管・弁 (炉心注水流路)</p> <p>化学体積制御設備 配管・弁 (炉心注水流路)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路]及び原子炉補機冷却海水設備配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン室, 取水ピットポンプ室)</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>原子炉容器</p>	<p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>45 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (注水先)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (54/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)		安全注入ポンプ再循環サンプリング側 入口C/V外側隔離弁 (高圧再循環流路) ほう酸注入タンク (高圧再循環流路)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			B-安全注入ポンプ再循環サンプリング側入口C/V外側隔離弁 (代替再循環流路)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオでSA設備 (流路) と分類
			原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 (代替再循環注水)	47 条 (流路)
			ホース・弁 (流路)	49 条 (流路)
			C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (流路)	49 条 (流路)
			C, D-原子炉補機冷却水冷却器 海水入口ストレーナ (流路)	49 条 (流路)
			原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路)	49 条 (流路)
			原子炉補機冷却海水設備 配管・弁 (流路)	49 条 (流路)
			原子炉格納容器	49 条
			排気筒 (流路)	53 条 (流路)
			アニュラス空気浄化設備 ダクト・弁・ダンパ (流路)	53 条 (流路)
			中央制御室空調装置 ダクト・ダンパ (流路)	59 条 (流路)
			中央制御室	59 条 (居住性の確保)
			中央制御室遮へい	59 条 (居住性の確保)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			加圧器水位	58 条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (55/56)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)		1 次冷却材温度 (広域-高温側) 1 次冷却材圧力 (広域) 1 次冷却材温度 (広域-低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器内温度 格納容器圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 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) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)





58-12 別紙

## <別紙 目次>

- 別紙 1 格納容器内水位上昇時の計装設備への影響について
- 別紙 2 格納容器内水位の計測設備について
- 別紙 3 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について
- 別紙 4 原子炉下部キャビティへの流入経路について
- 別紙 5 原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について
- 別紙 6 原子炉圧力容器の水位の推定手段について

## 格納容器内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、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、格納容器内の水位は上昇するが、格納容器再循環ユニットの吸気ダクトが水没しないように外部水源注水量制限（格納容器再循環ユニットの吸気ダクト下端付近）を設け、制限に達した場合は格納容器注水を停止する。

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、格納容器過圧破損シナリオであり、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイ実施により格納容器内の水位は、格納容器再循環ユニットの吸気ダクト下端付近まで上昇する評価となる。

ここでは、格納容器内の水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。

## 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、1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器内温度、原子炉格納容器圧力、格納容器圧力（AM用）、格納容器再循環サンプル水位（広域）、格納容器再循環サンプル水位（狭域）、格納容器水位、原子炉下部キャビティ水位、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、蒸気発生器水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）、原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置及び格納容器水素イグナイト温度監視装置があり、格納容器内水位が上昇した場合の計装設備への影響を以下のとおり評価した。

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。

格納容器内水位が格納容器水位の検出器まで上昇した場合、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のうち、1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側）、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、原子炉容器水位、原子炉格納容器圧力、格納容器再循環サンプル水位（広域）、格納容器再循環サンプル水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位、出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、蒸気発生器水位（広域）並びに原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置及び格納容器水素イグナイト温度監視装置の一部は、格納容器内水位の上昇により水没する。

これらの重大事故等時に使用する計装設備は、水没後は機能維持を期待せず、水没し

ない位置に設置している重大事故等時に使用する計装設備を用いてプラント状態を監視する設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上（重大事故等時の環境条件下（最大約 141℃，約 0.360MPa 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 格納容器内の計装設備の設置高さ (1/4)

計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価
① 1次冷却材温度 (広域—高温側)	3	FL. T. P. 17.8m	1次冷却材温度 (広域—高温側) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
② 1次冷却材温度 (広域—低温側)	3	FL. T. P. 17.8m	1次冷却材温度 (広域—低温側) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
③ 1次冷却材圧力 (広域)	2	FL. T. P. 17.8m	1次冷却材圧力 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
④ 加圧器水位	2	FL. T. P. 17.8m	加圧器水位 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑤ 原子炉容器水位	1	FL. T. P. 17.8m	原子炉容器水位 1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑥ 格納容器内温度	2	FL. T. P. 38.9m	格納容器内温度 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (2/4)

計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価
⑦ 原子炉格納容器圧力	2	FL. T. P. 17.8m	原子炉格納容器圧力2個の検出器は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑧ 格納容器圧力 (AM用)	2	FL. T. P. 24.8m	格納容器圧力 (AM用) の検出器2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑨ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2	FL. T. P. 12.1m	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑩ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2	FL. T. P. 12.1m	格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑪ 格納容器水位	1		格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑫ 原子炉下部キャビティ水位	1		原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (3/4)

計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価
⑬ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	2	FL. T. P. 40. 2m	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。 なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境 条件下での健全性を試験により確認している。
⑭ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	2	FL. T. P. 40. 2m	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。 なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境 条件下での健全性を試験により確認している。
⑮ 出力領域中性子束	4	T. P. 17. 6m	出力領域中性子束 4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。 なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境 条件下での健全性を試験により確認している。
⑯ 中間領域中性子束	2	T. P. 17. 6m	中間領域中性子束 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。 なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境 条件下での健全性を試験により確認している。
⑰ 中性子源領域中性子束	2	T. P. 17. 6m	中性子源領域中性子束 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しな い。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の 環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑱ 蒸気発生器水位 (広域)	3	FL. T. P. 17. 8m	蒸気発生器水位 (広域) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待し ない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時 の環境条件下での健全性を試験により確認している。

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。



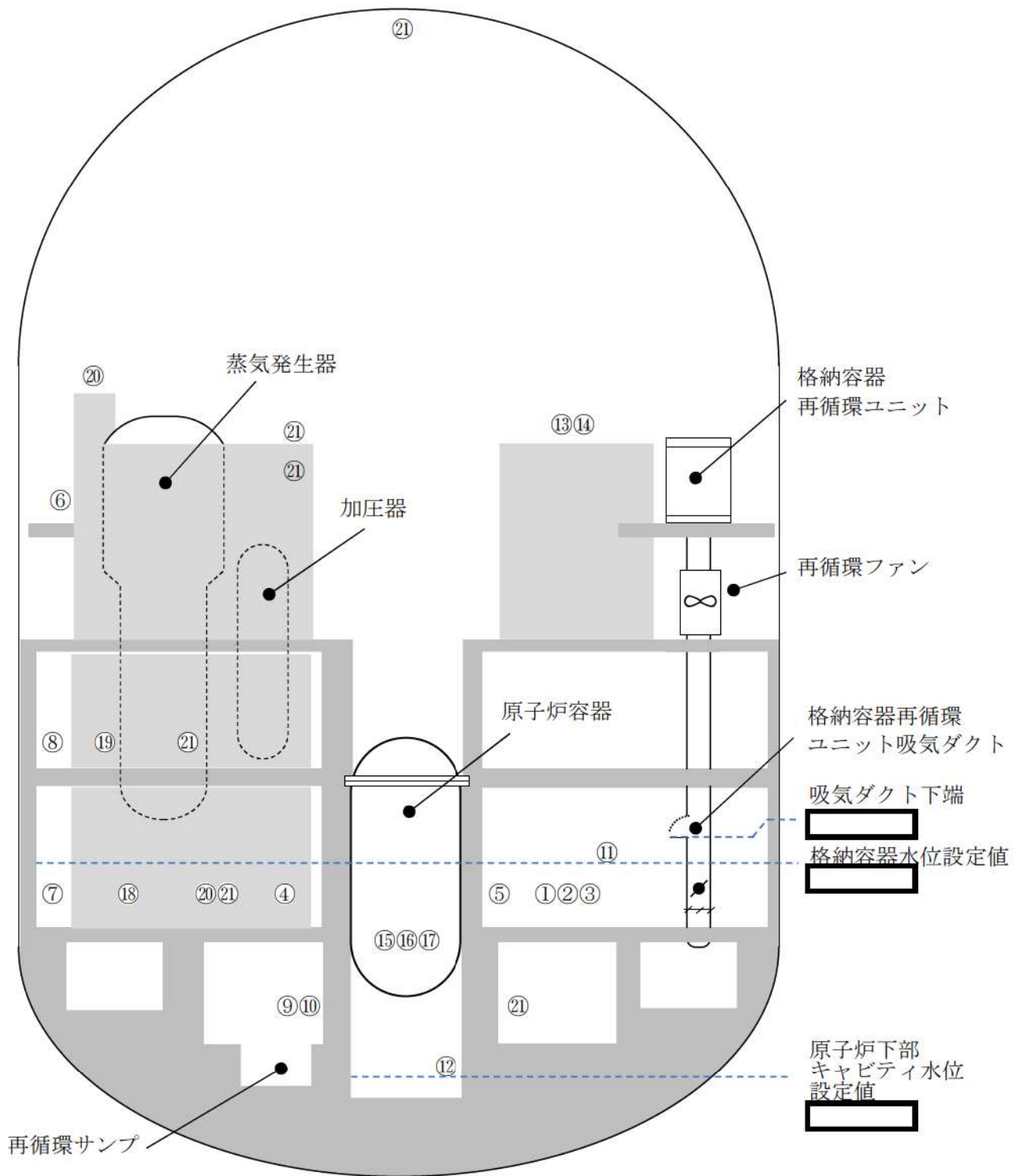
第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)

計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価
⑱ 蒸気発生器水位 (狭域)	6	FL. T. P. 24. 8m	蒸気発生器水位 (狭域) 6個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑳ 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	5		原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置5個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
㉑ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置	13		格納容器水素イグナイタ温度監視装置13個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





第1図 概略系統図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 格納容器内水位の計測設備について

## 1. 概要

格納容器内の水位の監視のために設置する計測設備の概要を以下に示す。

## (1) 原子炉下部キャビティ水位

## a. 設置目的

原子炉下部キャビティ水位検出器は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの蓄水状況を把握するために設置するものである。

## b. 主要仕様

主要仕様を第 1 表に示す。

第 1 表 原子炉下部キャビティ水位の主要仕様

種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件
電極式 水位検出器	ON-OFF (注 1) T.P. <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	1	+60mm/ -0 mm	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 30px;"></span>

注 1：水位が検出器に到達した場合に ON となる。

注 2：センサは無機物で構成しており、十分な耐放射線性を有している。

## c. 機器配置

検出器の配置場所を第 1 図及び第 2 図に示す。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 格納容器再循環サンプル水位（広域）

a. 設置目的

格納容器再循環サンプル水位（広域）は、重大事故等時において、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量を把握するために設置するものである。

b. 主要仕様

主要仕様を第2表に示す。

第2表 格納容器再循環サンプル水位（広域）の主要仕様

種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件
差圧式 水位検出器	0～100% (T. P. 10. 3～15. 1m)	2	±2. 0%	

c. 機器配置

検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。

(3) 格納容器再循環サンプル水位（狭域）

a. 設置目的

格納容器再循環サンプル水位（狭域）は、重大事故等時において、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量を把握するために設置するものである。

b. 主要仕様

主要仕様を第3表に示す。

第3表 格納容器再循環サンプル水位（狭域）の主要仕様

種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件
差圧式 水位検出器	0～100% (T. P. 10. 3～12. 6m)	2	±1. 5%	

c. 機器配置

検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 格納容器水位

a. 設置目的

格納容器水位は、重大事故等時において、格納容器注水を行う際の上限レベルを検知するために設置するものである。

b. 主要仕様

主要仕様を第4表に示す。

第4表 格納容器水位の主要仕様

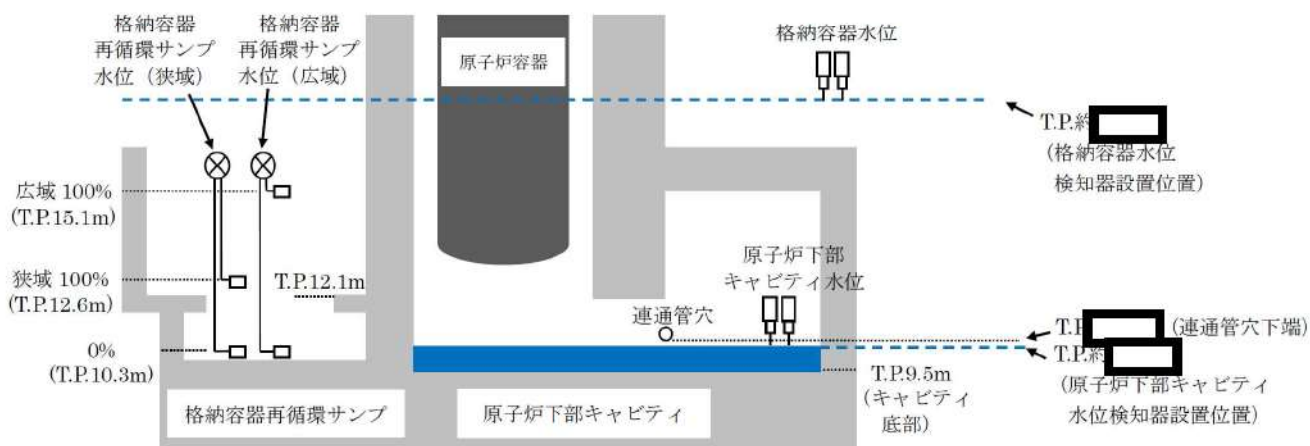
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件
電極式 水位検出器	ON-OFF (注3) T.P. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span>	1	+0 mm/ -60mm	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 30px;"></span>

注3：水位が検出器に到達した場合に ON となる。

注4：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

c. 機器配置

検出器の配置場所を第1図から第3図に示す。

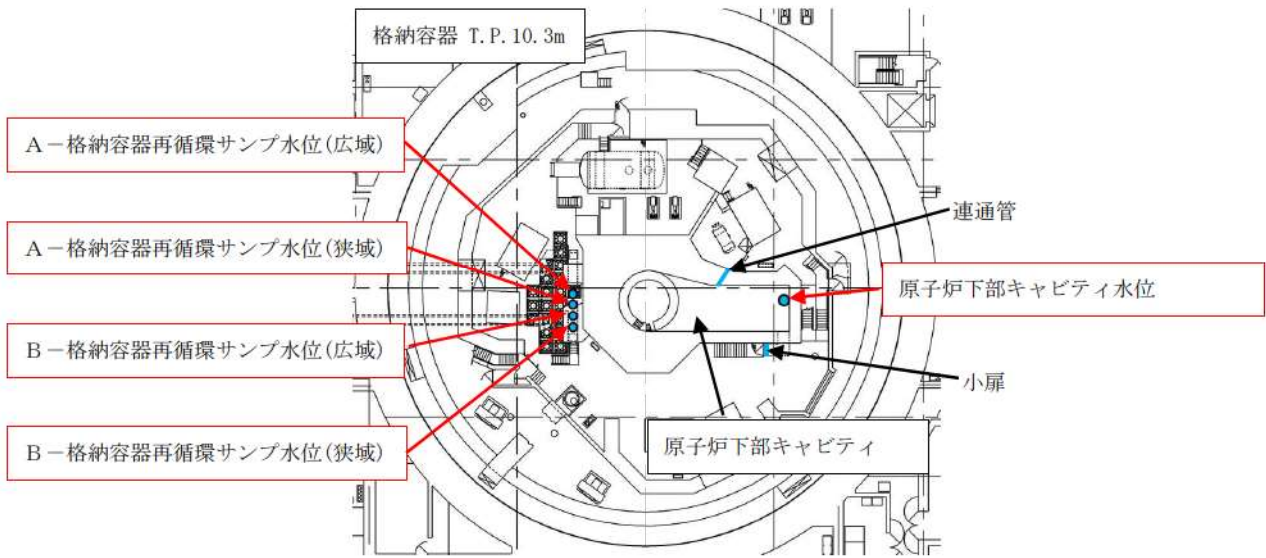


第1図 格納容器内水位監視装置概要図

(原子炉下部キャビティ水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域),  
格納容器再循環サンプ水位 (狭域), 格納容器水位)

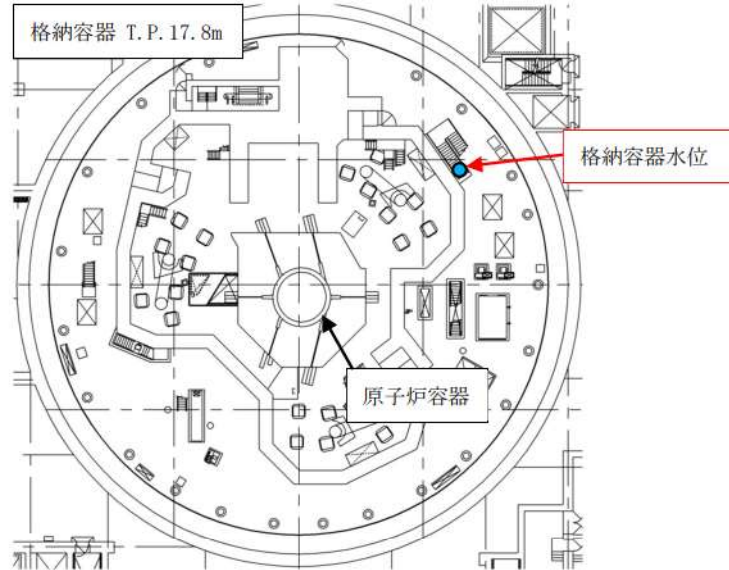
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





第2図 検出器配置図

(原子炉下部キャビティ水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域),  
格納容器再循環サンプ水位 (狭域))



第3図 検出器配置図

(格納容器水位)

## 2. 原子炉下部キャビティ内の熱源による格納容器再循環サンプ水位検出器への影響

格納容器再循環サンプ水位（広域）及び格納容器再循環サンプ水位（狭域）は、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後の冷却を行うために監視が必要なパラメータであり、これらの検出器は重大事故等時の原子炉格納容器内の環境において健全性を維持する必要がある。これらの検出器は、約  の環境下における健全性が確認されており、重大事故等時の格納容器内の環境温度（最大約 141℃）に対して、検出器の健全性に問題はない。

仮に原子炉キャビティ内に熱源があった場合には第 2 図に示すとおり、検出器は設置箇所が原子炉キャビティ内から直接視認できる範囲にないことから、熱の影響を受けないと考えられる。また、検出器は多重化しており、片系が機能喪失した場合においても、もう片系の検出器により格納容器再循環サンプ水位の監視が可能である。

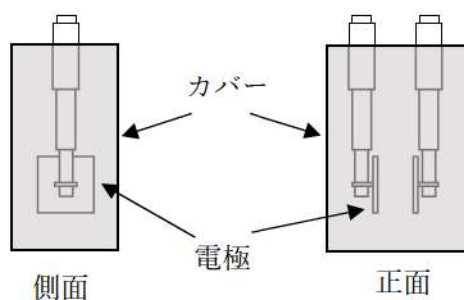
## 3. 格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位検出器への影響

原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造を第 4 図に示す。

検出器は、縦向きに設置され、格納容器内の水位の上昇時は、電極間が導通状態となることで水位を検知し、水位低下時は、電極間が非導通状態となる。

電極式水位検出器は電極をカバーで覆うことで格納容器スプレイ水の被水による影響を抑止する構成としている。また、蒸気環境下におけるスプレイ試験を行い誤検知しないことを確認していることから、重大事故等時の環境においても測定が可能である。

誤検知が発生する状況として、大量の水が連続的に検出器に当たり続け、電極間が導通状態になることが考えられるが、格納容器水位検出器は、第 3 図に示すとおり、格納容器スプレイ水が直接被水する階層（T.P. 33.1m）よりも下層（T.P. 17.8m）に設置する設計であり、格納容器スプレイを直接受けることはないため、誤検知は発生しない。また、原子炉下部キャビティ水位検出器は、第 2 図に示すとおり、原子炉容器下部より離れた位置に設置する設計であり、格納容器スプレイ水が連通管及び小扉より流れ込む際に被水することはなく、誤検知は発生しない。



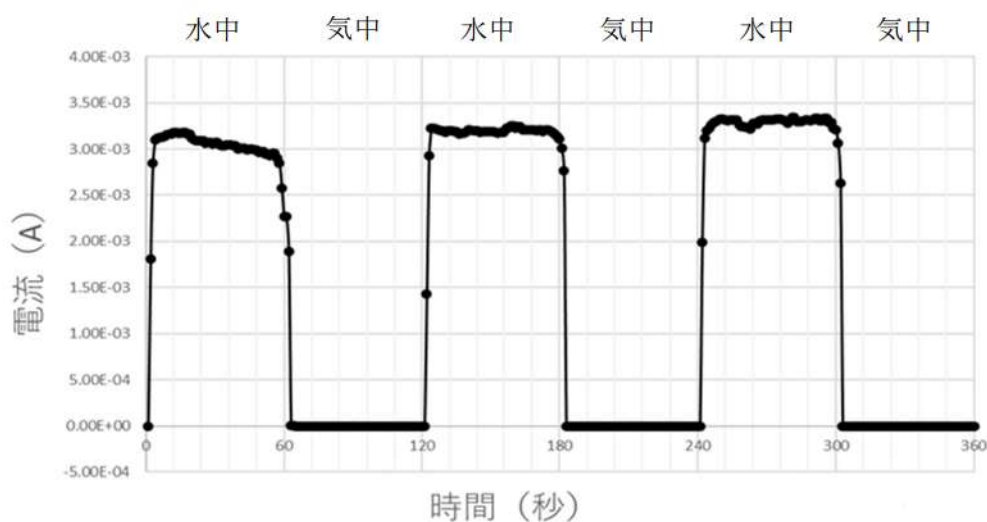
第 4 図 電極式水位検出器の構造

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

なお、電極式水位検出器については、検出器が水中と気中にある場合を判定するために、検出器を水中から気中、気中から水中と状態変化させた場合の試験を実施している。

試験では、検出器を水中に1分間、水中から気中に取り出した状態で1分間を計3回連続で実施し、水中と気中での電流の挙動を測定しており、第5図に示すとおり、流れる電流の差により気中と水中の判定が可能であることを確認している。

そのため、長期間の格納容器水位管理のように、一度水位が形成された後の水位低下についても確実に検知が可能である。



第5図 時間特性 (水 (沸騰状態), 回路印加電圧 24VDC)

(参考) 電極式水位検出器の測定原理

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

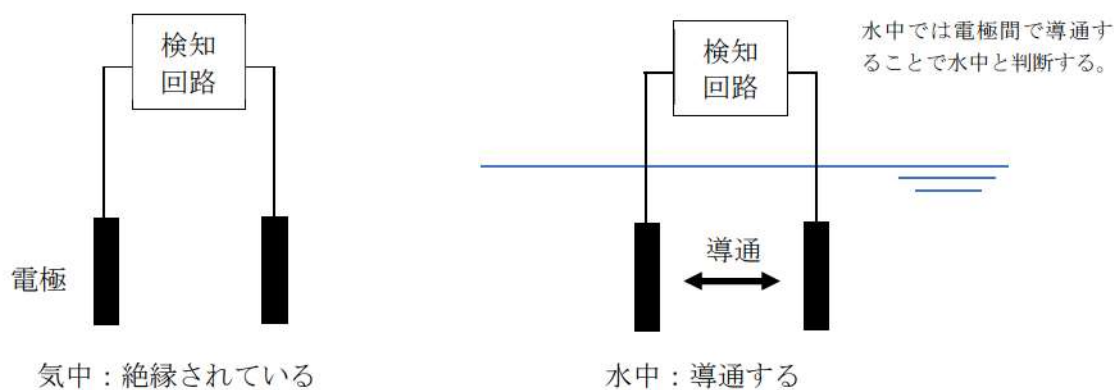


図 電極式水位検出器の測定原理



重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について

図 2.15.3 「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を第1表に示す。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/4)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各ループごと既に多重化された2個ずつ (高温側1個及び低温側1個)、全3ループの合計6個を設定する。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	3	
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	0~100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	原子炉容器水位	0~100%	1	原子炉容器水位を監視可能な既設水位計を1個設定する。
	高压注入流量	0~350m <sup>3</sup> /h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
原子炉圧力容器への注水量	低压注入流量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0~220℃	2	格納容器内温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	格納容器圧力 (AM用)	0~1.0MPa[gage]	2	原子炉格納容器の限界圧力 (0.566MPa[gage]) を監視可能な既設圧力計を2個設定する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/4)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 (計測範囲:T.P. 10. 3～15. 1m)
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 (計測範囲:T.P. 10. 3～12. 6m)
	格納容器水位	ON-OFF (注1) T.P. <input type="text"/> 以上	1	外部水源注水量限界を把握可能な水位計を新規に1個設置する。
	原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF (注1) T.P. <input type="text"/> 以上	1	原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの蓄水状況を監視するため、1個を新規に設置する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～20vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器破損防止の判断基準である格納容器内水素濃度 (13vol%以下) に余裕を見込んだ範囲を監視可能な水素濃度計を新規に1個設置する。
	原子炉格納容器内水素処理装置温度	0～800℃	5	原子炉格納容器内水素処理装置5個の動作状況を広く監視するため、各原子炉格納容器内水素処理装置に1個ずつ、合計5個を新規に設置する。
	格納容器水素イグナイタ温度	0～800℃	13	格納容器水素イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器水素イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。
	格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)	10 <sup>5</sup> ～10 <sup>7</sup> μSv/h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	10 <sup>3</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	出力領域中性子束	0～120% (3. 3×10 <sup>5</sup> ～1. 2×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	4	原子炉出力を監視可能な既設の出力領域計装全4チャンネルを設定する。
	中間領域中性子束	10 <sup>-11</sup> ～5×10 <sup>-3</sup> A (1. 3×10 <sup>2</sup> ～6. 6×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	原子炉の中間領域を監視可能な既設の中間領域計装全2チャンネルを設定する。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域中性子束	1～10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	原子炉の線源領域を監視可能な既設の線源領域計装全2チャンネルを設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/4)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
最終ヒートシンクの 確保	蒸気発生器水位 (狭域)	0～100%	6	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各ループごと既に多重化された2個ずつ、全3ループの合計6個を設定する。
	蒸気発生器水位 (広域)	0～100%	3	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各ループごと既に多重化された2個ずつ (蒸気発生器水位 (広域) 1個及び補助給水流量 1個)、全3ループの合計6個を設定する。
	補助給水流量	0～130m <sup>3</sup> /h	3	
	主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa [gauge]	6	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各ループごと既に多重化された2個ずつ、全3ループの合計6個を設定する。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	0～1.0MPa [gauge]	1	系統圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置 (保管) する。
	格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度	0～200℃	3	系統温度を監視可能な温度計を新規に3個 (入口用1個、出口用2個) を設置 (保管) する。
	燃料取替用水ピット水位	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	ほう酸タンク水位	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	補助給水ピット水位	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
アニュラス部の 水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型)	0～20vol%	1	重大事故等時にアニュラス部の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～1 vol%) を包絡する計測範囲を監視するため、新規に1個設置 (保管) する。



第 1 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (4/4)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P. 25. 24~32. 76m	2	系統水位を監視可能な水位計を新規に 2 個設置する。
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P. 21. 30~32. 76m	2	系統水位を監視可能な水位計を新規に 2 個設置 (保管) する。
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0 ~ 100℃	2	系統温度を監視可能な温度計を新規に 2 個設置する。
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	10nSv/h~1, 000mSv/h	1	使用済燃料ピット周辺の放射線量率を監視可能なモニタを新規に 1 個設置 (保管) する。
	使用済燃料ピット監視カメラ (注 2)	—	1	使用済燃料ピットの状態を監視可能なカメラを新規に 1 個設置する。使用済燃料ピット監視カメラを冷却するための空冷装置を新たに 1 個設置 (保管) する。

(注 1) : 水位が検出器に到達した場合に ON になる。

(注 2) : 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。

原子炉下部キャビティへの流入経路について

LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図1および図2に示す。

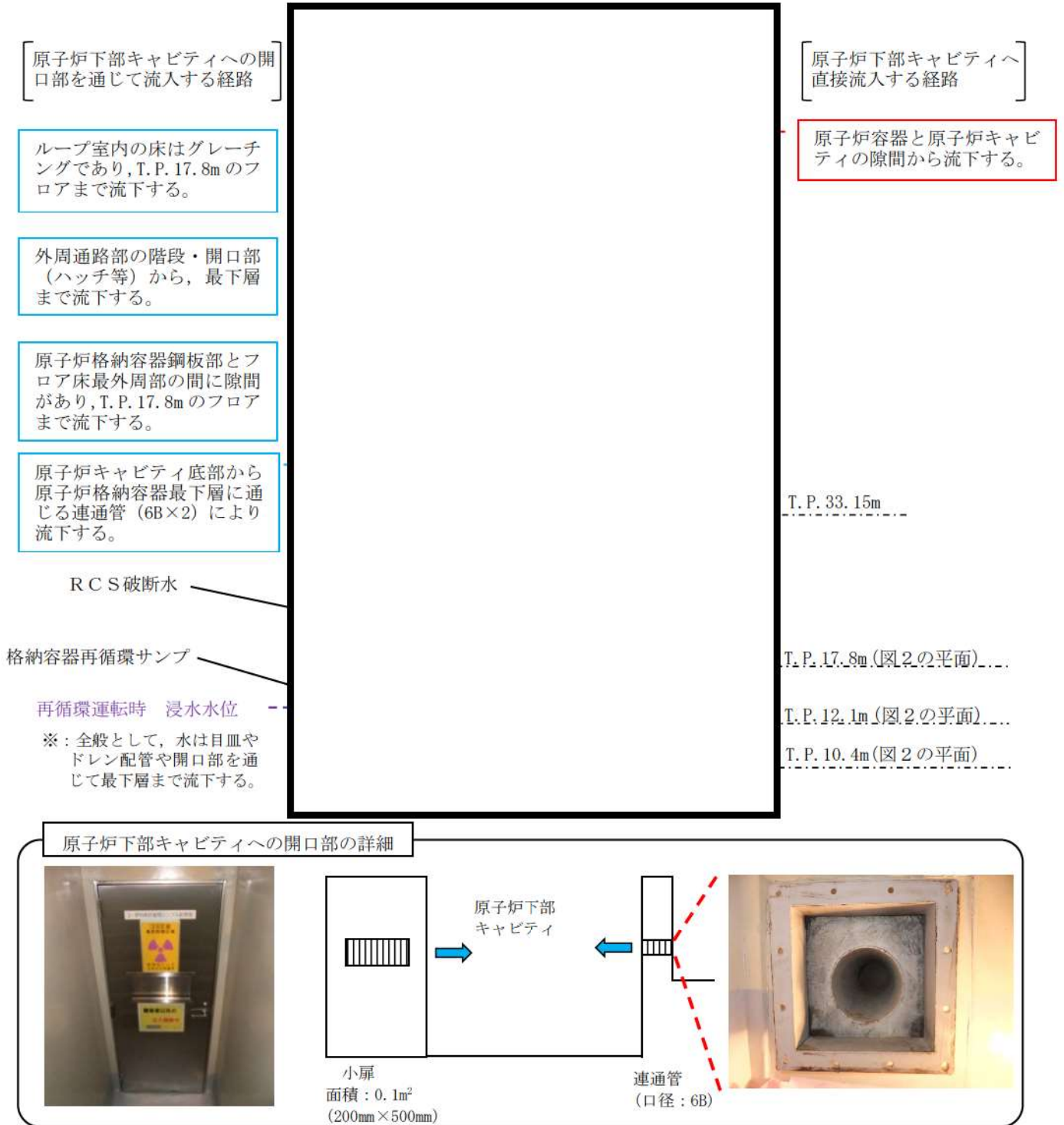


図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

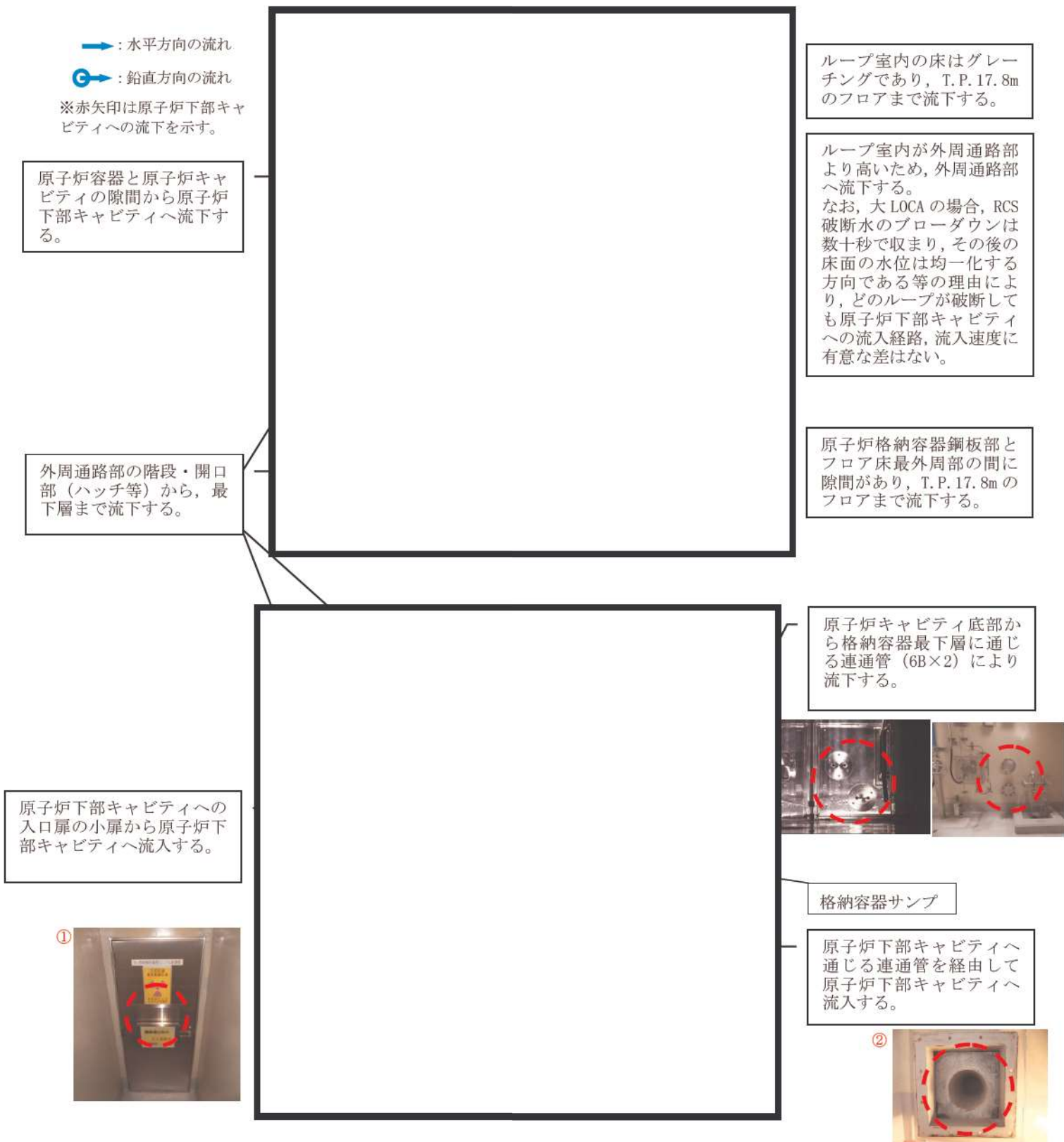
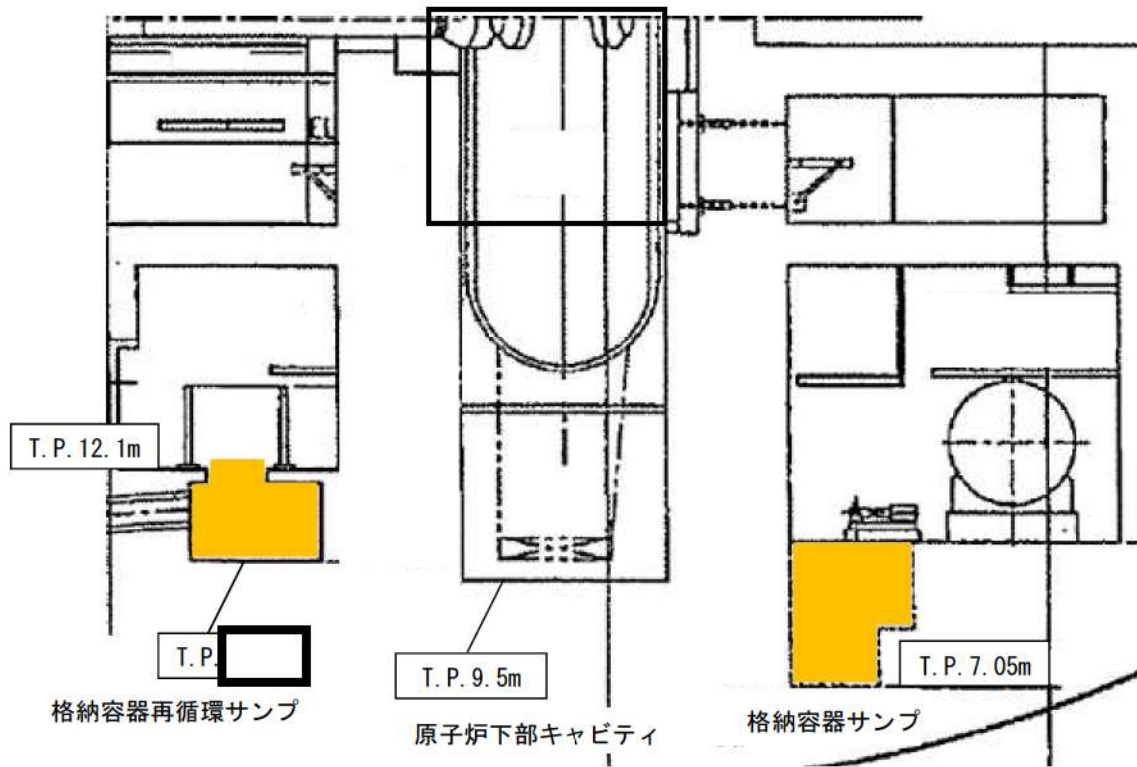


図2 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路  
 (T.P.17.8m, T.P.12.1m/10.4m 平面図)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



3号炉	
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[redacted]
格納容器サンプ容量	[redacted]

図3 原子炉格納容器内断面図

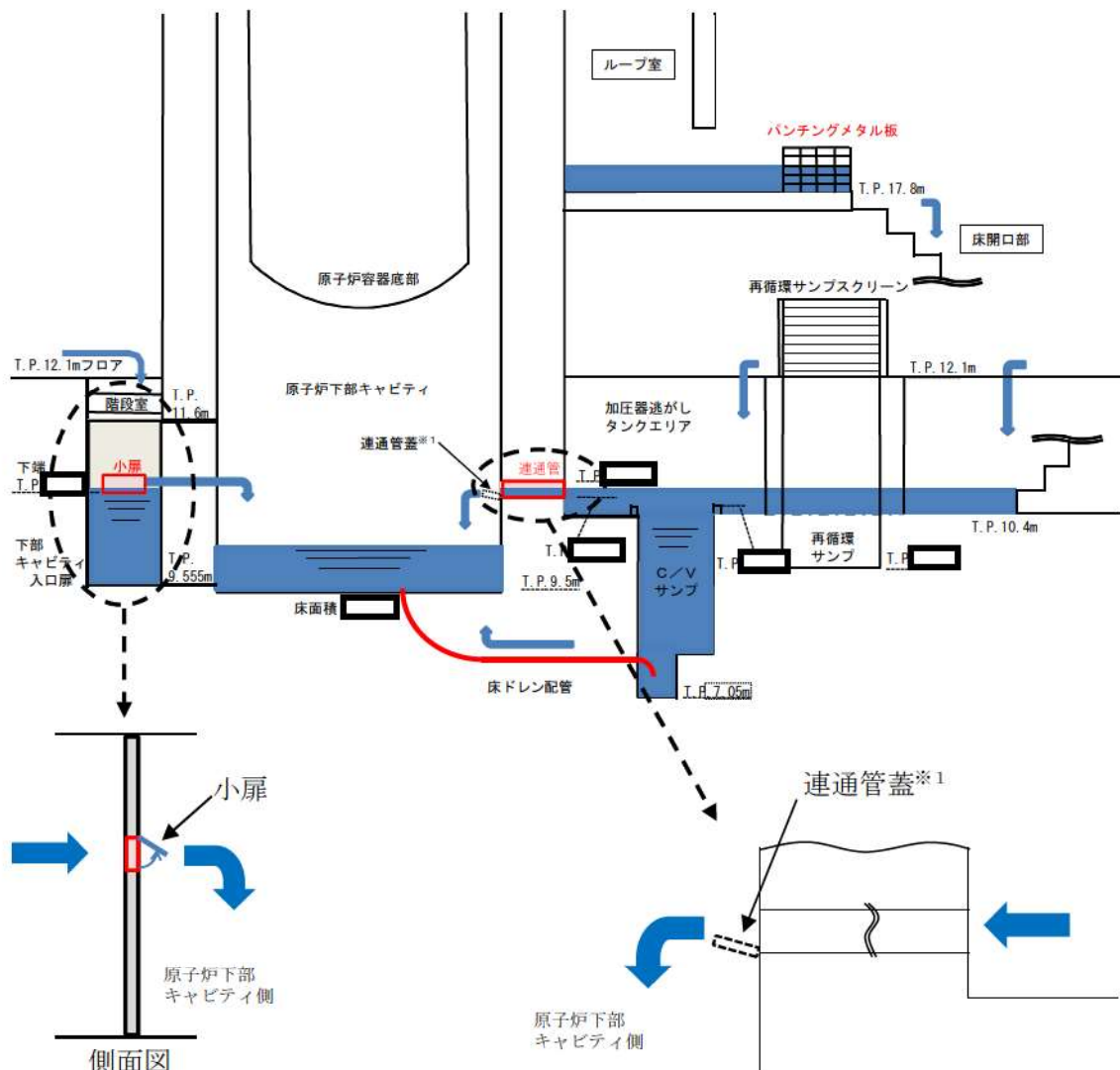
[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



## 1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所

原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を經由して原子炉下部キャビティへ流入する。

原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティと格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、連通管蓋を設置。

図4 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図5 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（既設連通管のみから流入の場合）

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) 解析コード MAAP によれば、MCCI の発生に対してもっとも影響の大きい「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約 1.6 時間後 ※2）に合計  トン<sup>\*2</sup> の溶融炉心、溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊 3 号炉に装荷される炉心有効部の全量約  トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約  m<sup>3</sup> ※2 とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約 1.4 時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約  m<sup>3</sup>（水位として約 1.5m）であり、十分な水量が確保されている。

※2 MAAP 解析では、初期炉心熱出力を 2% 大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・原子炉容器外周隙間からの流入

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図6 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
  - ・既設の連通管からの流入
  - ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
  - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティに流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(1) 連通管

原子炉下部キャビティへの流入経路として、原子炉下部キャビティへの連通管を設置している。連通管は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、連通管と異なる位置に小扉を設置することで流路の多重性及び多様性を持った設計とする。(図7)

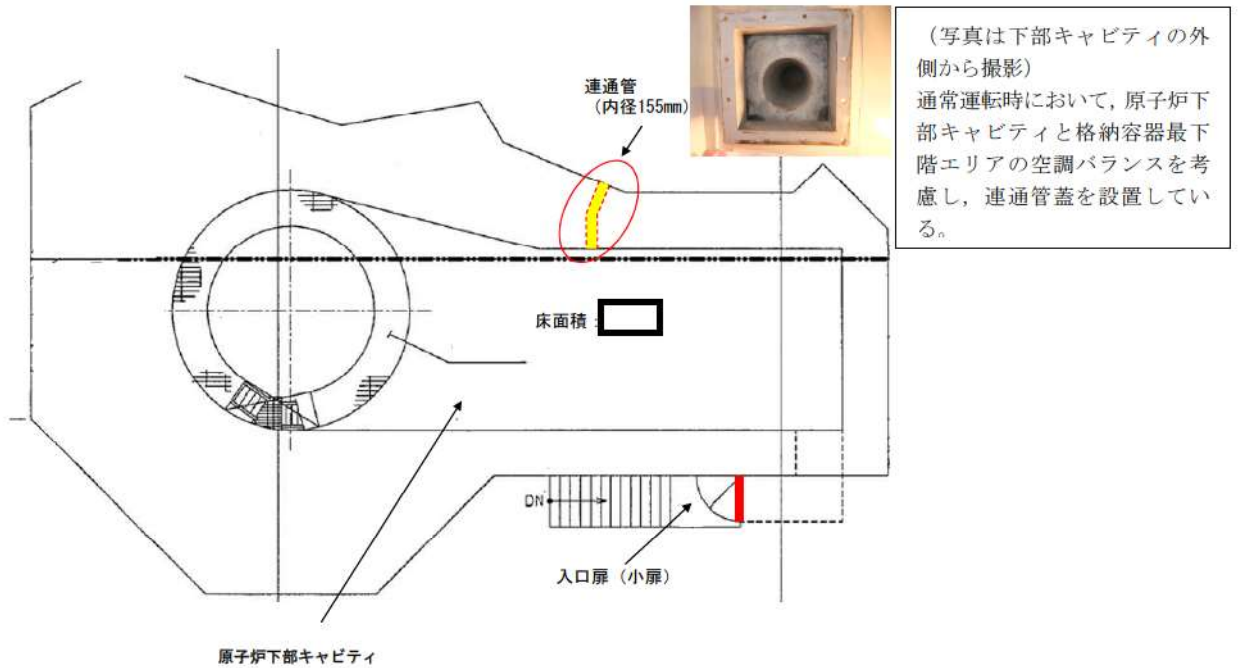


図7 連通管設置状況

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(2) 小扉

連通管からの流入のみで MCCI 防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉下部キャビティへの水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティの入口扉に開口部（小扉）を設置し、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。（図8）

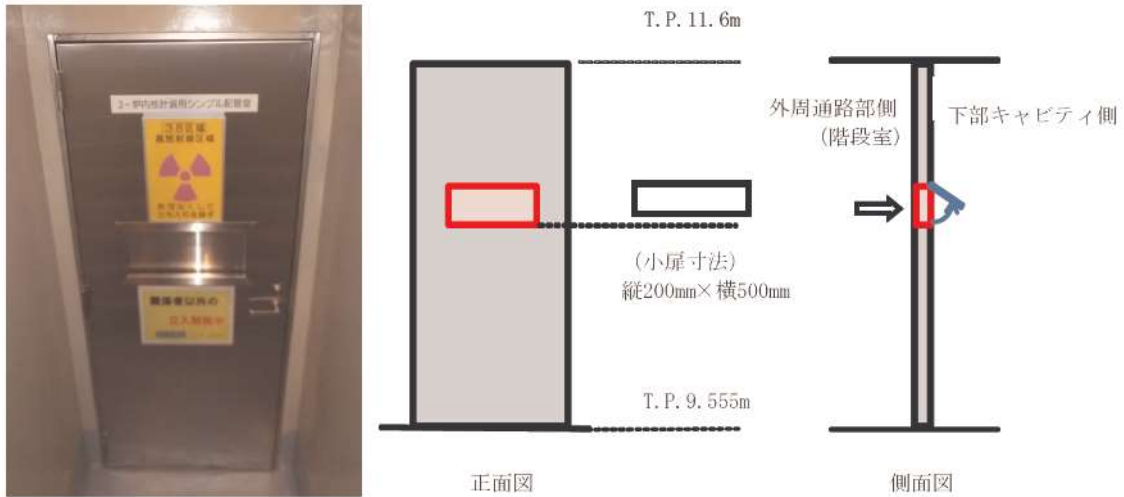


図8 原子炉下部キャビティ入口扉小扉

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 2. 原子炉下部キャビティへの流入健全性について

### (1) 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際、溶融炉心等で連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

- 解析コード MAAP によれば、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、下表に示すとおり① 溶融炉心（全量）（約□トン）と② 炉内構造物等約□トンの合計約□トンの溶融炉心等が、LOCA 後 3 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。
- 上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう② 炉内構造物等の重量を約□トンとし、合計□トン分が原子炉下部キャビティに堆積することを想定する。

- ・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約□トンである。これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物約□トンの溶融とする。
- ・原子炉容器については、クリーブ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。）
- ・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。
- ・原子炉下部キャビティにあるサポート等が全て溶融することを想定する。これらの総重量は□トンである。

以上を全て合計した約□トンに対して、保守的になるように切りが良い数値として、② 炉内構造物等の重量を約□トンと設定した。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重※	体積
①	溶融炉心 (全量)	UO <sub>2</sub>	□	□	約 11	約 17m <sup>3</sup>
		ZrO <sub>2</sub>			約 6	
②	炉内構造物等	SUS304 等			約 8	
合計						

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティに蓄積される溶融炉心等は約 17m<sup>3</sup> となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティの水平方向断面積は約 □ m<sup>2</sup> であるので、堆積高さは約 □ cm となる。原子炉下部キャビティへの連通管まで約 □ cm 以上あることから、溶融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティへの連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(2) 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について

原子炉下部キャビティへの流入口である連通管と小扉は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより閉塞することのない設計とする。

なお、連通管及び小扉を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。

- (a) プラント定期事業者検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期事業者検査終了後、取り残された異物
- (b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物

(a) 定期事業者検査時に持ち込まれる異物について

①定期事業者検査時の作業のため、一時的に使用する異物

- ・テープ
- ・プラスチック、ビニール製品
- ・ロープ
- ・ウェス、布切れ等

②対応

定期事業者検査期間中は異物が放置されないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期事業者検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。

引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通管及び小扉の健全性を確保することが可能である。

(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について

①想定する事故シーケンス

連通管及び小扉による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。

②大破断LOCA時に発生する異物

- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
- ・その他粒子状異物：塗装



・堆積異物（繊維質，粒子）

上記異物のうち，各種保温材については，1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから，ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。

③対応

i. ループ室内で発生する異物への対応

大破断 LOCA 時にループ室内で発生する異物は，大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり，ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や，クロスオーバーレグの大型保温材が，万一連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するために，T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に，グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置する。（図9）（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あり，既にグレーチングを設置している。）

保温材等の異物は，T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部の手摺部のパンチングメタル板に至るまでにループ室各階の床グレーチングにて捕捉される。（図10）また，ループ室床面グレーチングとパンチングメタル板の網目の大きさは同程度であり，ループ室床のグレーチングを通じた保温材等によりパンチングメタル板が閉塞することはない。また，この網目を通る異物については連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）を閉塞させることは考えにくい。

ii. ループ室外で発生する異物への対応

大破断 LOCA 時にループ室外で発生する異物は，塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが，万一，ループ室床面（T.P. 17.8m）に落下しても，流路が複雑かつ長いこと等により，原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図11）更に，連通管及び小扉は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており，また穴径及びサイズもそれぞれ 155mm，200mm×500mm であることから，ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が，連通管及び小扉を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに，連通管（内径 155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を持った設計としている。