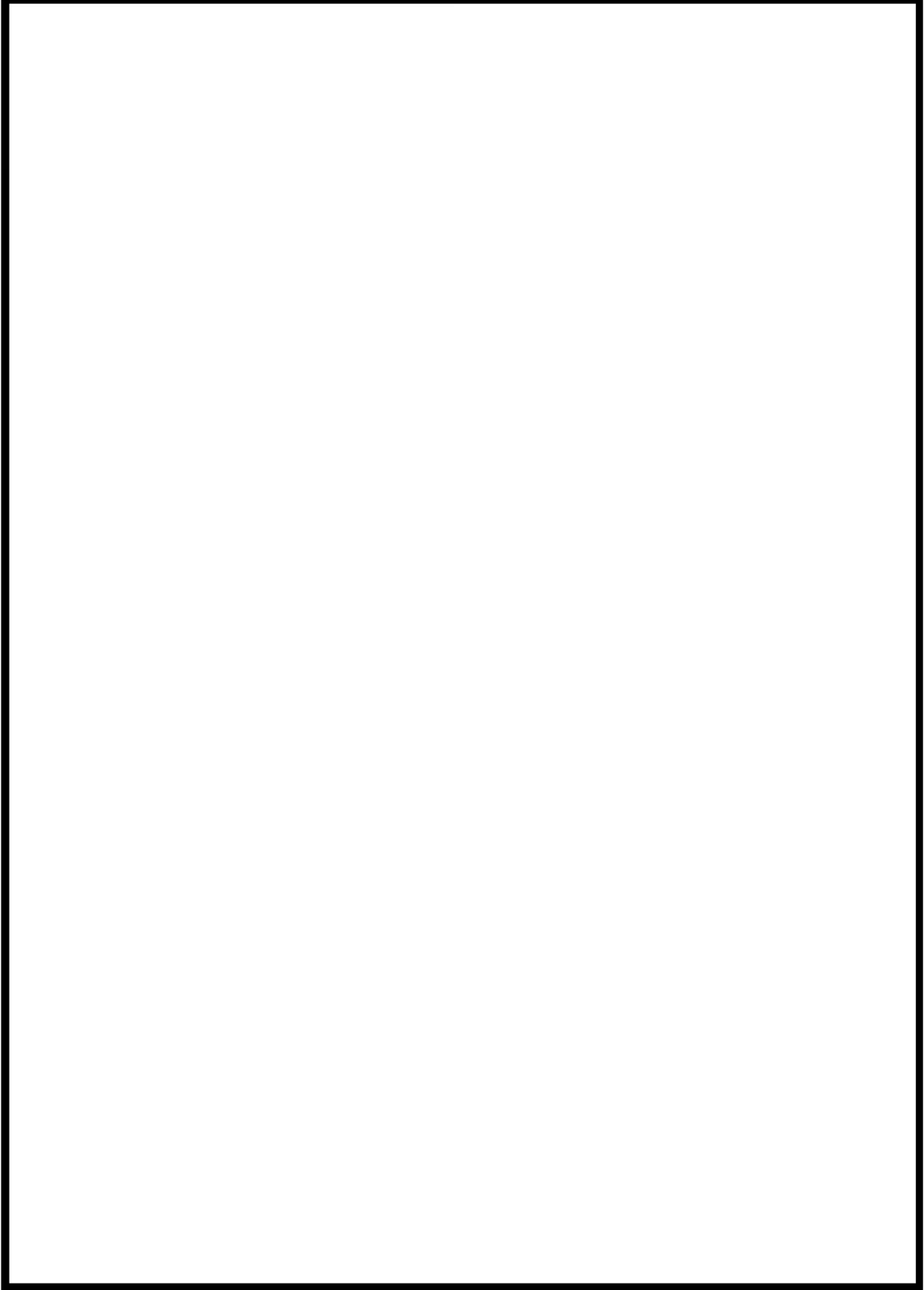
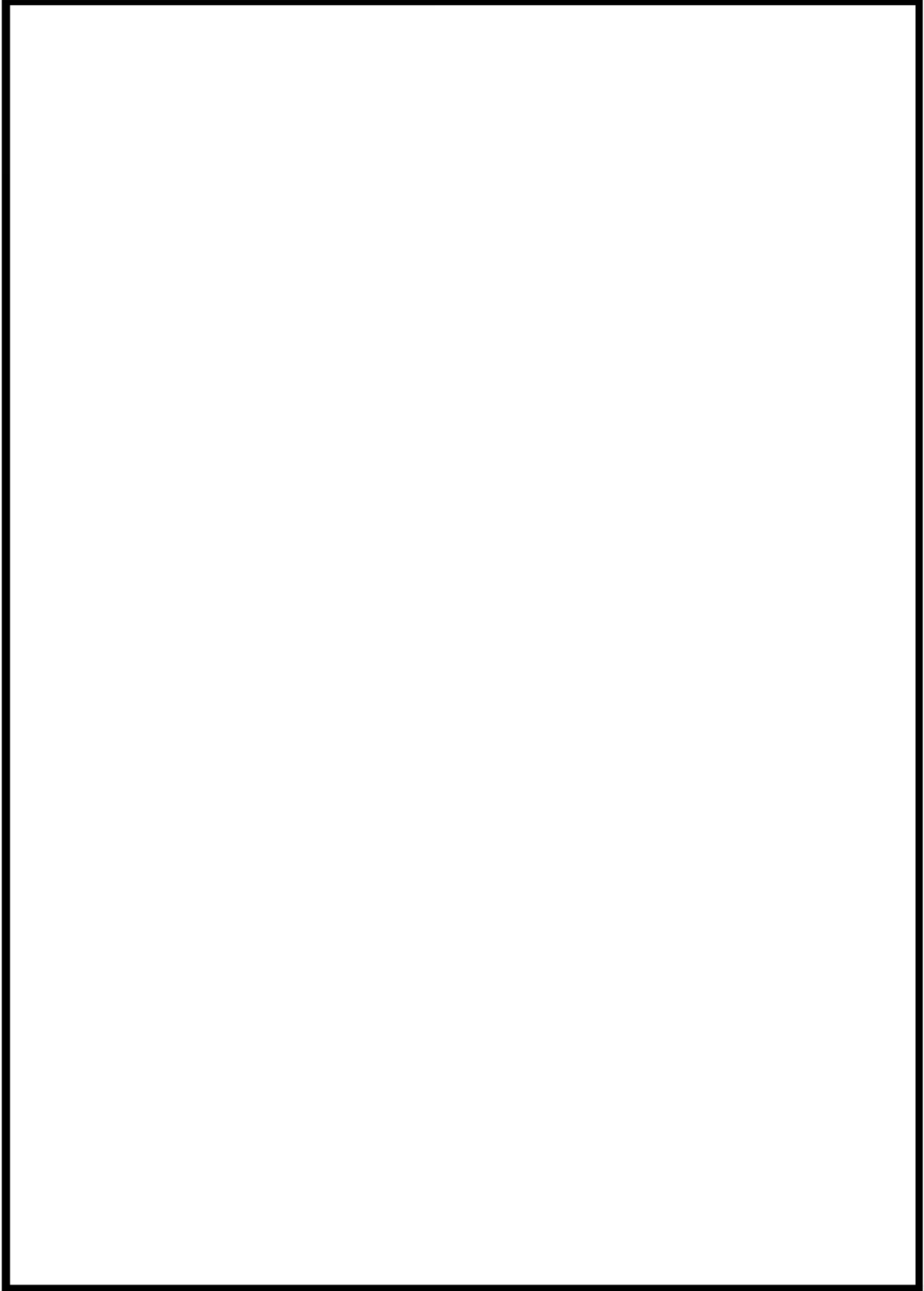


□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 55 図 検出器の取付箇所を明示した図面 (T. P. 43. 6m)

□ 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 56 図 検出器の取付箇所を明示した図面（緊急時対策所 T. P. 39. 2m）

3.2. 計測装置の計測結果の表示，記録及び保存

「3.1 計測装置」に示したパラメータは，原則，中央制御室に指示又は表示するとともに，データ収集計算機（SPDS）又はデータ表示端末に記録，保存できる設計とする。第2表に計測装置に計測結果の指示，表示及び記録場所を示す。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは，原則，中央制御室に指示又は表示するとともに，データ収集計算機（SPDS）又はデータ表示端末に電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないこととともに帳票が出力できる設計とする。また，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分，記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることが出来るよう，7日間以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても，可搬型温度計測装置等により記録できる設計とする。

（注）データ収集計算機（SPDS）及びデータ表示端末は緊急時対策所と兼用する。

第2表 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録(1/2)

計測装置	指示又は表示	記録 ^(注1)
中性子源領域中性子束	中央制御室	中央制御室(記録計), プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
中間領域中性子束	中央制御室	中央制御室(記録計), プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
出力領域中性子束	中央制御室	中央制御室(記録計), プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
1次冷却材圧力(広域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
1次冷却材温度(広域-高温側) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
1次冷却材温度(広域-低温側) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
高圧注入流量 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
低圧注入流量 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ^(注2)	中央制御室	SPDS
加圧器水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器圧力(AM用) ^(注2)	中央制御室	SPDS
原子炉格納容器圧力 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器内温度 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器内水素濃度	中央制御室	SPDS
蒸気発生器水位(広域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
蒸気発生器水位(狭域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
主蒸気ライン圧力 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS

SPDS : データ収集計算機(SPDS), データ表示端末

(注1) 記録計, 記録用計算機及びSPDSは, 自動で記録する設計とする。

(注2) 計器用電源の喪失時の対応として, 重大事故等に対処するために監視することが必要な温度, 圧力, 水位及び流量(注水量)のパラメータについて, 可搬型計測器を接続し, 計測結果の記録は災害対策要員が記録する。

第2表 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録(2/2)

計測装置	指示又は表示	記録 ^(注1)
B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ^(注2)	中央制御室	SPDS
格納容器再循環サンプ水位 (広域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
原子炉下部キャビティ水位 ^(注2)	中央制御室	SPDS
格納容器水位 ^(注2)	中央制御室	SPDS
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	中央製著室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
原子炉容器水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
補助給水流量 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
燃料取替用水ピット水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
原子炉補機冷却水サージタンク水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
ほう酸タンク水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
補助給水ピット水位 ^(注2)	中央制御室	プロセス計算機室(記録用計算機), SPDS
アニュラス水素濃度 (可搬型)	中央制御室	SPDS
原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	現場	現場 (運転員が記録)
格納容器再循環ユニット入口/出口温度	現場	現場 (運転員が記録)

SPDS : データ収集計算機 (SPDS), データ表示端末

(注1) 記録計, 記録用計算機及びSPDSは, 自動で記録する設計とする。

(注2) 計器用電源の喪失時の対応として, 重大事故等に対処するために監視することが必要な温度, 圧力, 水位及び流量(注水量)のパラメータについて, 可搬型計測器を接続し, 計測結果の記録は災害対策要員が記録する。

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲計測装置の計測範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、第3表「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、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使用する可搬型計測器の計測範囲を第4表「可搬型計測器の計測範囲」に示す。

【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。

制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また、重大事故等に対処するために監視することが必要な計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータにおいては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、その当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。

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3表 計測装置の計測範囲 (1/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(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	重大事故時等 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 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ $(10^{-1} \sim 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	$1 \sim 10^5 \text{ cps}$	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)	$1 \sim 10^5 \text{ cps}$	原子炉の停止時から起動時の中性子束 $(1 \sim 10^5 \text{ cps})$ を測定できる範囲として $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。 停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。 線源領域計測装置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 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	$10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} A			—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束 $(10^{-11} \sim$ 約 $10^{-3} \text{ A})$ を測定できる範囲として中性子線源領域とのオーバーバーストップを考慮して $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ に設定。

第3表 計測装置の計測範囲 (2/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等 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% ($3.3 \times 10^5 \sim$ $1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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 出力運転時及び運転時の 異常な過渡変化時の中性 子束を測定できる範囲と して0~120%に設定。 設計基準事故時、事象初期 は中性子束が急激に上昇 し、一時的に計測範囲を超 えるが、負のドップラ反応 度帰還効果により抑制さ れ急峻に低下するため、現 状の計測範囲でも、同計測 範囲により事故対応が可 能であり、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」「線 源領域中性子束」と相まっ て重大事故等時における 中性子束の変動範囲を監 視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (3/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(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	重大事故時等 炉心損傷前 炉心損傷後	
1次冷却材圧力 (広域)	0～21.0MPa	0～15.41MPa	最大値： 約 17.8MPa (負荷の喪失)	最大値： 約 17.8MPa (主給水管破断)	最大 20.592MPa 以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、1次系最高使用圧力(17.16MPa)の1.2倍(設計基準事故時の判断基準)である20.592MPa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3表 計測装置の計測範囲 (4/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(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	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
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)	最大値： 約 350℃ ^(注3)	約 350℃以上	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している。 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、炉心損傷時の判断基準の一つとして用いられる。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) が低い値を示す傾向にあるものの、1次冷却材温度 (広域-高温側) が 350℃以上であれば、炉心出口温度は 350℃以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (5/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
1次冷却材温度 (広域一低温側)	0~400 °C	21~288.2°C	最大値： 約 306°C (負荷の喪失)	最大値： 約 339°C (主給水管破断)	最大値： 約 350°C(注3)	約 350°C以上	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°C)に余裕を見込んだ設定としている。 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°Cを超える温度に対しても監視可能である。
高压注入流量	0~350m ³ /h	0m ³ /h	0~280m ³ /h	0~280m ³ /h	0~280m ³ /h	—	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動(0~280m ³ /h)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。
低压注入流量	0~1,100m ³ /h	0~1,090m ³ /h	0~1,090m ³ /h	0~1,090m ³ /h	0~1,090m ³ /h	—	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3表 計測装置の計測範囲 (6/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等		
					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 ³ /h (0~10,000m ³)	—	—	—	0~約140m ³ /h (0~約6,100m ³)	重大事故等時の格納容器スプレイ流量(140m ³ /h)に余裕を見込んだ値を設定している。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している。	
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、上部胴上端付近に位置する上部タップから下部胴下端付近に位置する下部タップまでの間を、全て計測できるように設定している。 計測範囲内において、重大事故等時における変動を監視可能である。	

第3表 計測装置の計測範囲 (7/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等 炉心損傷前 炉心損傷後	
格納容器圧力 (AM用)	0~1.0MPa	—	—	—	最大0.566MPa以下	重大事故時等のパラメータ変動を包絡 するよう、格納容器最高使用圧力 (0.283MPa)の2倍に余裕を見込んだ設 定としている。
原子炉格納容器 圧力	0~0.35MPa	0MPa	0MPa	最大値： 約0.241MPa (原子炉冷却材喪失)	最大0.566MPa以下(注5)	通常運転時~設計基準事故時のパラメ ータ変動を把握するよう、設計基準 事故時の格納容器最高使用圧力 (0.283MPa)に余裕を見込んだ設定と している。 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、格納容器 最高使用温度(132℃)を上回る200℃ に余裕を見込んだ設定としている。 重大事故等時の格納容器最高温度 (141℃)を包絡しており、重大事故等 時においても監視可能である。

第3表 計測装置の計測範囲 (8/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等		
					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 過剰給水) 最小値： 約 16% (主給水流量喪失)	最大値： 100%以上 (注5) 最小値： 0%以下 (注7) (主給水管破断)	—	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の 間を全て計測できるように設定してい 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%	最大値： 約 82% (蒸気発生器への 過剰給水) 最小値： 約 0%以下 (主給水流量喪失)	最大値： 100%以上 (注6) (主蒸気管破断) 最小値： 0%以下 (注7) (主給水管破断)	最大値： 100%以上 (注5) 最小値： 0%以下 (注4)	—	起動、停止、定格出力運転時の水位監視 を含め、蒸気発生器水位(広域)と相ま って通常運転時～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全て計測でき るように設定している。 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3表 計測装置の計測範囲 (9/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等		
					炉心損傷前	炉心損傷後	
主蒸気ライン 圧力	0～8.5MPa	0～6.93MPa	最大値： 約7.8MPa (原子炉冷却材 ポンプの軸固着)	最大値： 約8.0MPa (原子炉停止 機能喪失)	最大値： 約7.7MPa (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に、2次系最高使用圧力(7.48MPa)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一格納容器 スプレイ冷却器 出口積算流量 (AM用)	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	—	—	—	0～約1,290m ³ /h (0～約6,100m ³)	重大事故時に想定される範囲を包絡するように設定している。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している。	

第3表 計測装置の計測範囲 (10/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(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	重大事故時等		
					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% ^(注8)	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、再循環切替時の水位に余裕を見込んだ設定(T.P.10.3～15.1m)としている。 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。	
格納容器再循環 サンプル水位 (狭域)	0～100%	0 %	0 %	0～100 % ^(注9)	0～100% ^(注9)	再循環サンプルへの貯水状況を確認するため、再循環サンプル上端を包絡するように設定(T.P.10.3～12.6m)している。 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3表 計測装置の計測範囲 (11/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等 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. [] 以上	—	—	—	ON(注10)	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、溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置している。
格納容器水位	ON-OFF T.P. [] 以上	—	—	—	ON(注10)	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の水位内であることを監視できるように、注水量の制限レベルを確認できる位置に設置している。
格納容器内 水素濃度	0～20vo1%	—	—	—	0～13vo1%	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。
アニュラス 水素濃度 (可搬型)	0～20vo1%	—	—	—	0～1.0vo1%	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。

[] 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表 計測装置の計測範囲 (12/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等		
					炉心損傷前		炉心損傷後
格納容器 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	10^5mSv/h 以下	10^8mSv/h 以下	計測下限値は、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する通常時のエリアモニタ (エアロクエリアモニタ, 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している。 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高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測下限値 (10^3mSv/h) とオーバーラップするよう設定している。	
格納容器 高レンジエリア モニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$					計測下限値は、格納容器高レンジエリアモニタ (低レンジ) の計測上限値 (10^4mSv/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、 10^5mSv/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線量当量率を包絡し、「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している。	

第3表 計測装置の計測範囲 (13/15)

名称	計測範囲	プラントの状態(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	重大事故時等		
					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 ³ /h	0m ³ /h	0～26.7m ³ /h	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h	—	通常運転時～設計基準事故時のパラメ ータ変動 (0～50m ³ /h) 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3表 計測装置の計測範囲 (14/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(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	重大事故時等		
					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3表 計測装置の計測範囲 (15/15)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^(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	重大事故時等		
					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%	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 圧力 (可搬型)	0～1MPa	—	—	—	0～0.28MPa	—	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器再循環 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使用温度(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。

- (注 1) プラントの状態の定義は、以下のとおり。
- ・ 通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替え等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
 - ・ 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
 - ・ 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、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
 - ・ 重大事故時等：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。
- (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上影響はない。
- (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) 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 6) 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 7) 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 8) 代替格納容器スプレイ等により、CV 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。更に、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 9) 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 10) 水位が検出器に到達した場合に ON になる。

第4表 可搬型計測器の計測範囲

監視パラメータ	計測範囲等
1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa に相当する検出器からの電気信号を計測
1次冷却材温度（広域－高温側）	測温抵抗体の計測範囲である 0～400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。測定は、1次冷却材温度（広域－高温側）を優先する。
1次冷却材温度（広域－低温側）	
高圧注入流量	0～350m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測
低圧注入流量	0～1,100m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0～200m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測
加圧器水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
格納容器圧力（AM用）	0～1MPa に相当する検出器からの電気信号を計測
原子炉格納容器圧力	0～0.35MPa に相当する検出器からの電気信号を計測
格納容器内温度	測温抵抗体の計測範囲である 0～220℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗表を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。
蒸気発生器水位（広域）	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測 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、蒸気発生器水位（広域）を優先する。
蒸気発生器水位（狭域）	
主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa に相当する検出器からの電気信号を計測
B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	0～1,200m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測
格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測 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）の計測範囲を包絡しているため、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先する。
格納容器再循環サンプ水位（狭域）	
原子炉下部キャビティ水位	検出器からの(ON-OFF)信号に相当する検出器の抵抗値を計測
格納容器水位	
原子炉容器水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
補助給水流量	0～130m ³ /h に相当する検出器からの電気信号を計測
燃料取替用水ピット水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
ほう酸タンク水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測
補助給水ピット水位	0～100%に相当する検出器からの電気信号を計測

58-6 审查会合会議資料

重大事故時における格納容器内計器の耐環境性能について

1. 重大事故時等における格納容器内の環境について

重大事故時等の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、泊3号炉の重大事故シーケンスにおける格納容器内の圧力、温度、積算線量の最大値は表1のとおりである。

表1 重大事故シーケンスにおける格納容器内環境

パラメータ	最大値	最大値となるシナリオ
圧力	約 0.360 MPa [gage]	格納容器過圧破損 (大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失) 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (大 LOCA+低圧再循環機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)
温度	約 141℃	格納容器過温破損 (全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失)
積算線量		格納容器過圧破損 (大 LOCA+ECCS 注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失)

格納容器内に設置する計器について、表1の環境下における機能健全性を評価する。

2. 事故時模擬試験の方法

格納容器内設置計器のうち重大事故時に監視機能を期待される計器については、PWR 電力共同研究等にて IEEE-323 に準拠した耐環境試験として、事故時環境暴露試験および事故時放射線照射試験を実施している。

○事故時環境暴露試験

試験装置の中に設置した計器に対して、事故時環境（温度、圧力、蒸気スプレイ）を印加し、監視機能を維持できることを確認する。

○事故時放射線照射試験

試験装置の中に設置した計器に対して、事故時に想定される積算線量を印加し、監視機能を維持できることを確認する。

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。



図1 事故時模擬試験概要

3. 試験結果

事故時模擬試験の結果、圧力 0.414MPa[gage]、温度 190℃、積算線量 0.5MGy 以上の事故時環境の印加（表2）に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題ないことを確認しており、同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最大値を上回っていることから、計器の健全性に問題はない。

表2 事故時模擬試験時の圧力、温度、積算線量

検出器種類	監視計器	事故時模擬試験		
		圧力 [MPa(gage)]	温度[℃]	積算線量[MGy]
伝送器※1	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）			
	格納容器再循環ポンプ 水位（広域）			
	格納容器再循環ポンプ 水位（狭域）			
温度計※2 (RTD)	1次冷却材温度（広域－高温側）			
	1次冷却材温度（広域－低温側）			
	格納容器内温度			
エリア モニタ※3	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）			

※1：PWR 電力共同研究「伝送器の耐環境性評価研究」

※2：メーカー試験

※3：PWR 電力共同研究「事故時エリアモニタの耐環境性評価研究」

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) 泊3号炉 原子炉格納容器内の放射線環境について

1. はじめに

原子炉格納容器 (C/V) 内に設置されている計装設備の耐放射線に対する要求条件を確認するため、シビアアクシデント (SA) 時の C/V 内の放射線環境を評価した。

2. 評価条件

SA 時に C/V 内に放出された核分裂生成物 (FP) が C/V 空間に均一に分布するとし、第1表に示す条件に基づき、C/V 内の放射線量を評価した。

第1表 評価条件

項目	条件	備考
線源強度	炉心	55GW+1/4MOX 炉心
	事象	AM 策考慮の過圧破損 (大 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ失敗) 当該事象を模擬した C/V 内への FP 量の時間変化を考慮
線量評価モデル	形状・評価点	C/V 自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心 壁面設置の計器が 180 度方向から放射線照射を受けることを模擬
	密度	C/V 内に存在する水分を考慮し、C/V 空間に均質化した嵩密度 当該事象を模擬した C/V 内の水分量の時間変化を考慮

3. 評価結果

解析の結果、SA 時に想定される放射線積算値は [] であることを確認した。

以上

[] 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。

原子炉下部キャビティ室への流入について

1. 原子炉下部キャビティ室への流入経路

原子炉格納容器にスプレーされた水は、図1, 図2, 図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6B×2）

さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

- ⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6B×1）
- ⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4B×1）

また原子炉容器付近にスプレーされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉下部キャビティの隙間（原子炉容器シールリング部、原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間）

また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部（小扉）を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。

- ⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉（200mm×500mm）

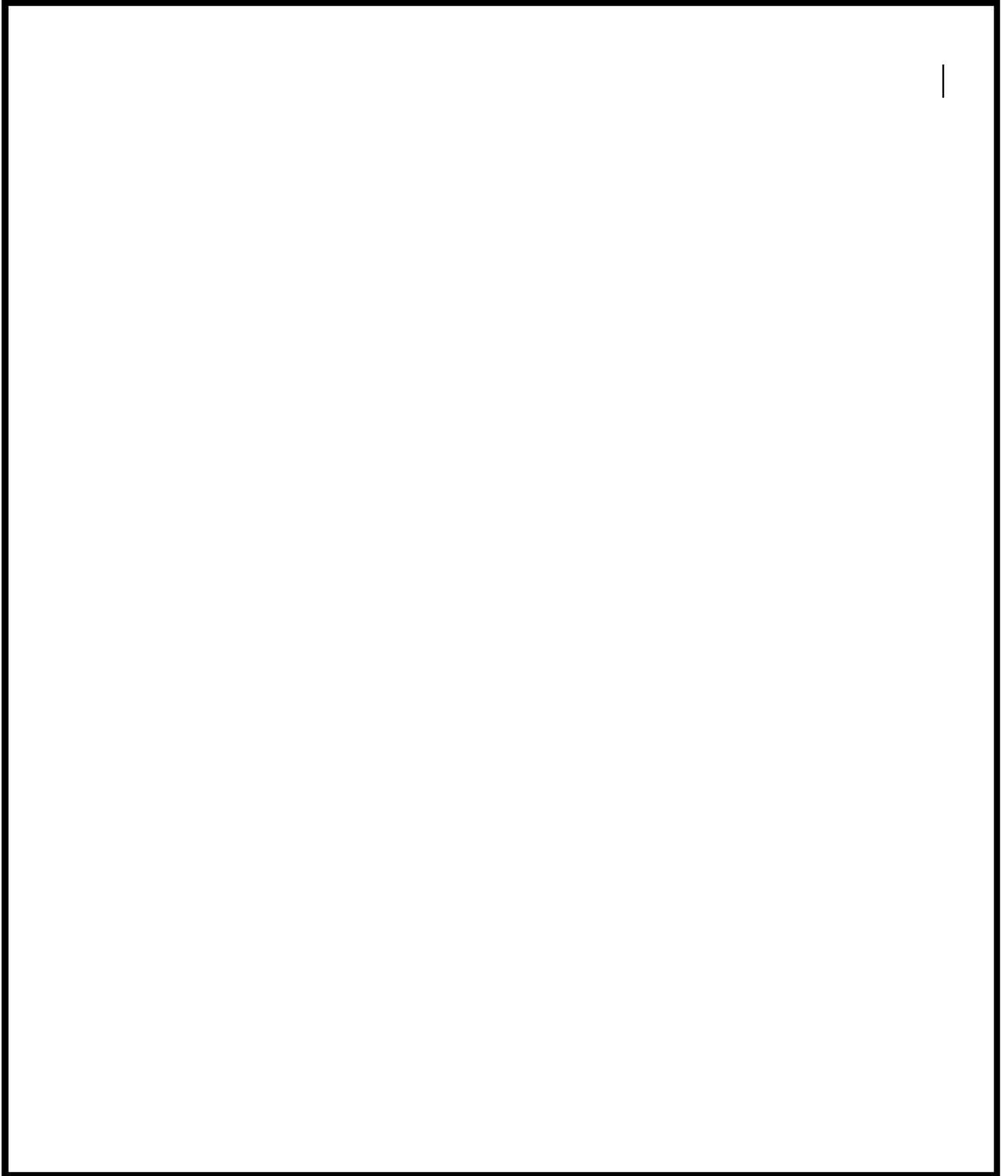


図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉キャビティへの流入経路


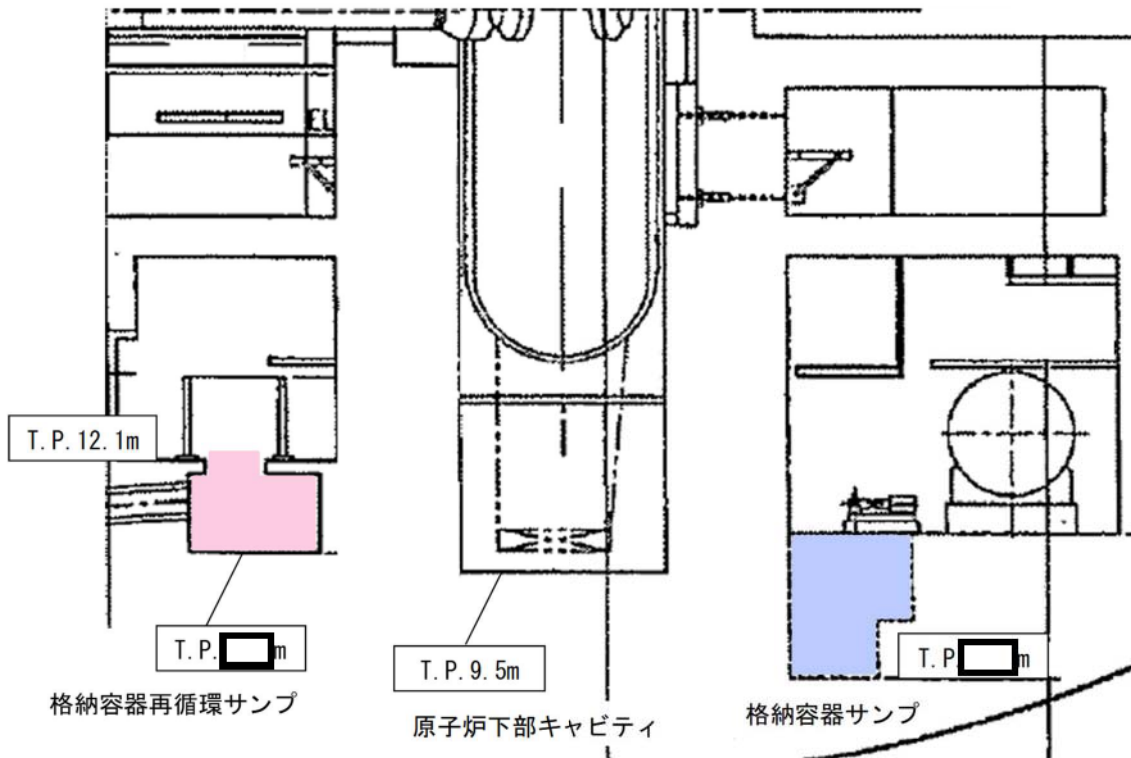
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図2 格納容器最下階フロアレベルと流路概要図

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。



格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	
格納容器サンプ容量	

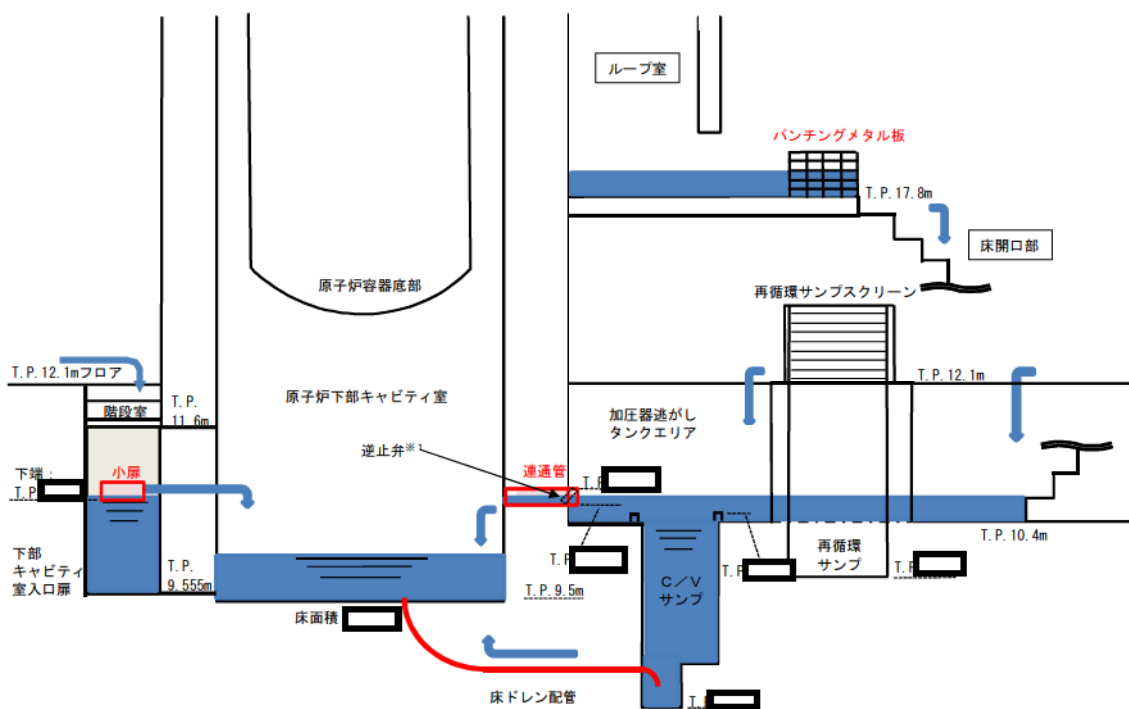
図3 格納容器内断面図

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。

2. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室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室へ流入する。

原子炉下部キャビティ室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室の水位と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室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図4 原子炉キャビティ室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。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []※2 の熔融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する熔融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 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熔融炉心落下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。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が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室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V 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

図 5 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)

[] 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。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心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
 - ・C/V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室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。

図6 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）

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室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)

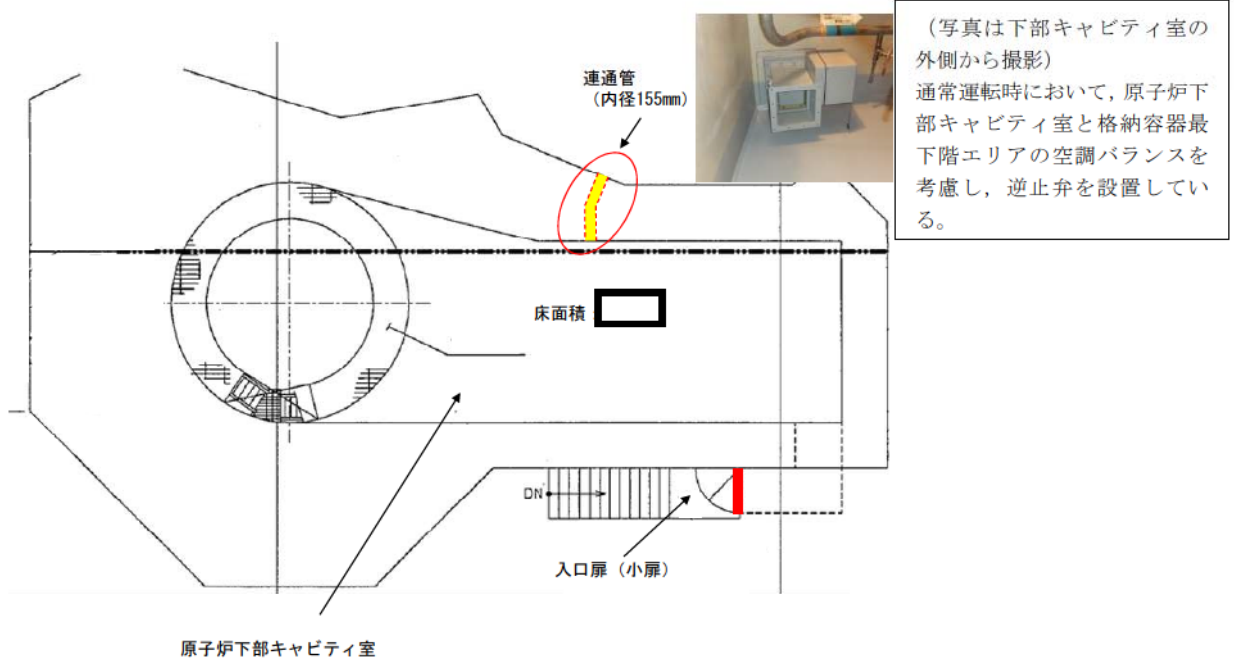


図7 連通管設置状況

(2) 小扉

原子炉下部キャビティ室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室の入口扉に開口部（小扉）を設置した。(図8)

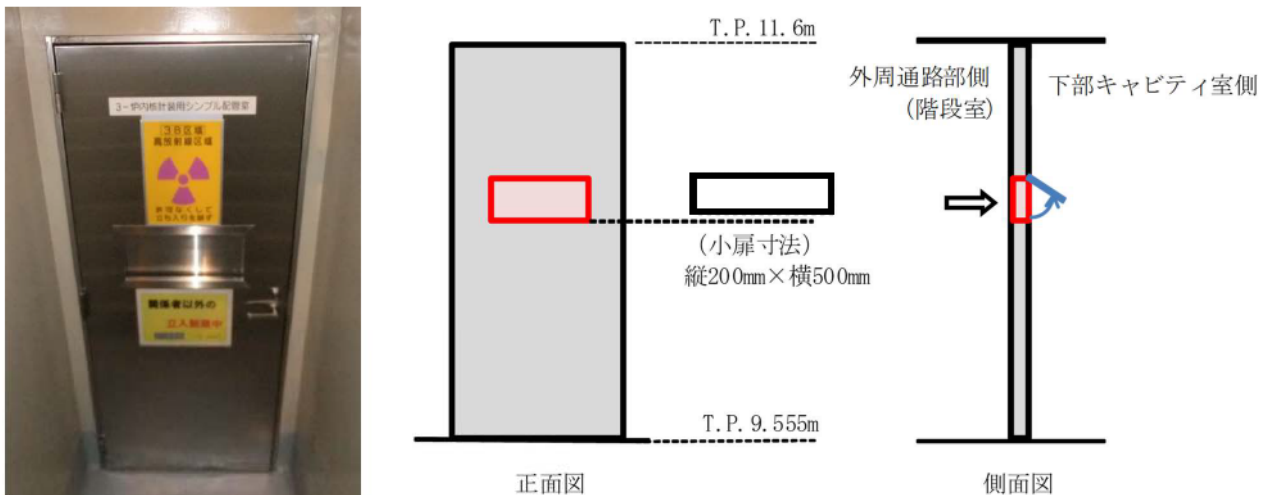


図8 原子炉下部キャビティ室入口扉小扉設置状況

■ 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。

3. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について

(1) 原子炉下部キャビティ室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室に落下した際、溶融炉心等で原子炉下部キャビティ室への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。

- 「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止) シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり① 溶融炉心(全量)(約 [])と② 炉内構造物等約 []の合計約 []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。
- 上述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 []とし、合計 150 トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。

(a) 実際に溶融が想定される炉内構造物については、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 []である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 []の溶融を想定する。

(b) 原子炉容器については、クリープ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。なお、解析結果では原子炉容器の溶融量はほぼ 0 であり、溶融物全体の余裕の中で考慮する。

(c) 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を想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て溶融することを想定する。これらの総重量は [] []である。

以上を全て合計した約 []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 []と設定した。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重※	体積
①	熔融炉心 (全量)	UO ₂	[]	[]	約11	約17m ³
		ZrO ₂			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等			約8	
合計				約150トン		

※：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室に蓄積される熔融炉心等は約 17m³ となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] であるので、堆積高さは約 [] となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約 [] 以上あることから、熔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室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室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室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないとする。

(a) 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

(参考) 再循環サンプスクリーンの閉塞メカニズム

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ（数 mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリヘッドの形成）
- ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入（混合デブリベッドの形成）
- ③ 混合デブリヘッドの圧縮による、再循環サンプスクリーンの閉塞
※想定するデブリ

- ・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）

⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。

(b) 大破断 LOCA 時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や 1 次冷却材配管の保温材であり、大破断 LOCA 時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。

- ・クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm 程度のメッシュ）で捕捉される。（図 9）
- ・万が一蒸気発生器室床面（T.P. 17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでの T.P. 17.3m の通路及び T.P. 12.1/10.4m の通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図 10）

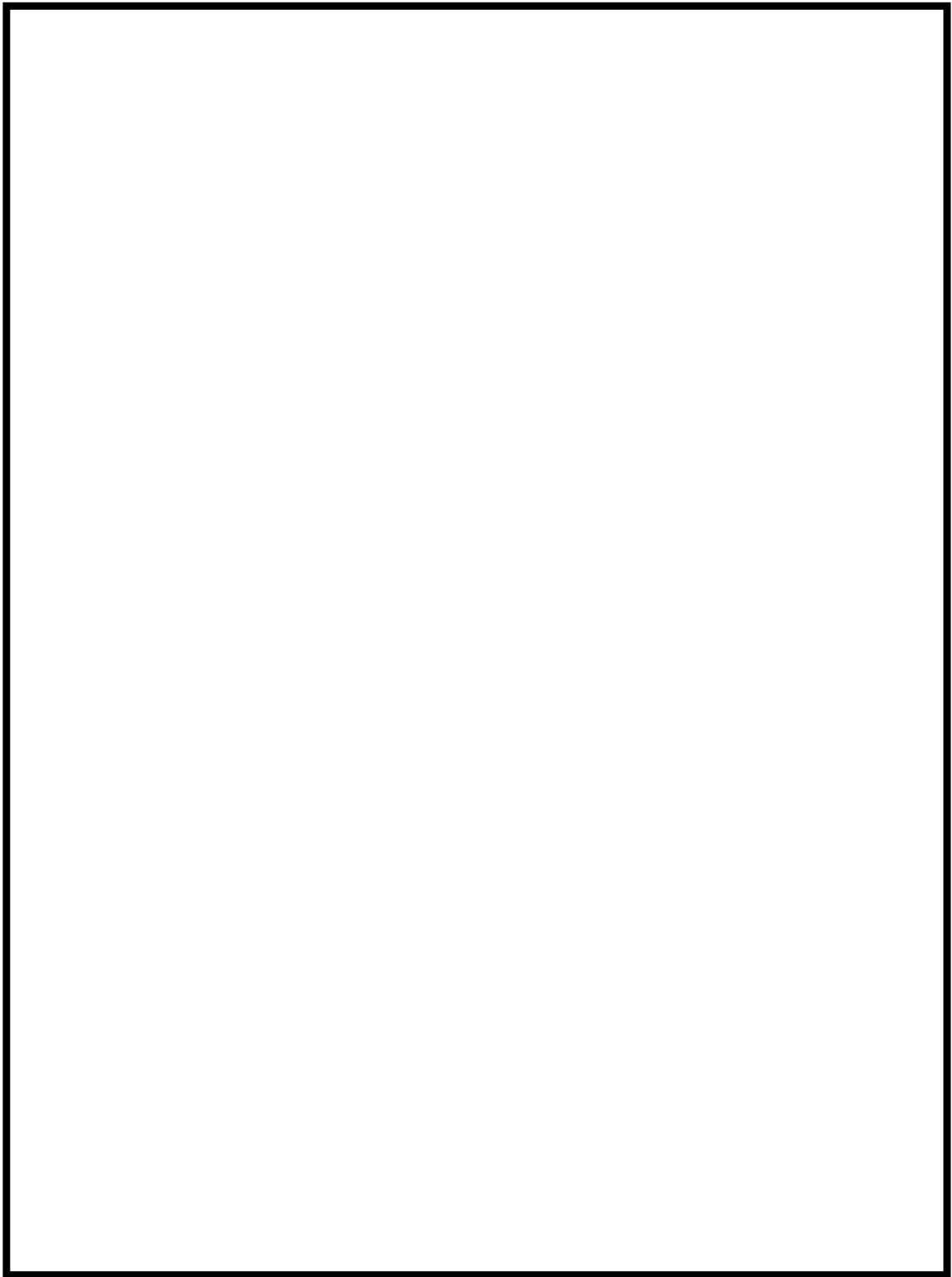



図9 各機器とグレーチングの位置関係

 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。

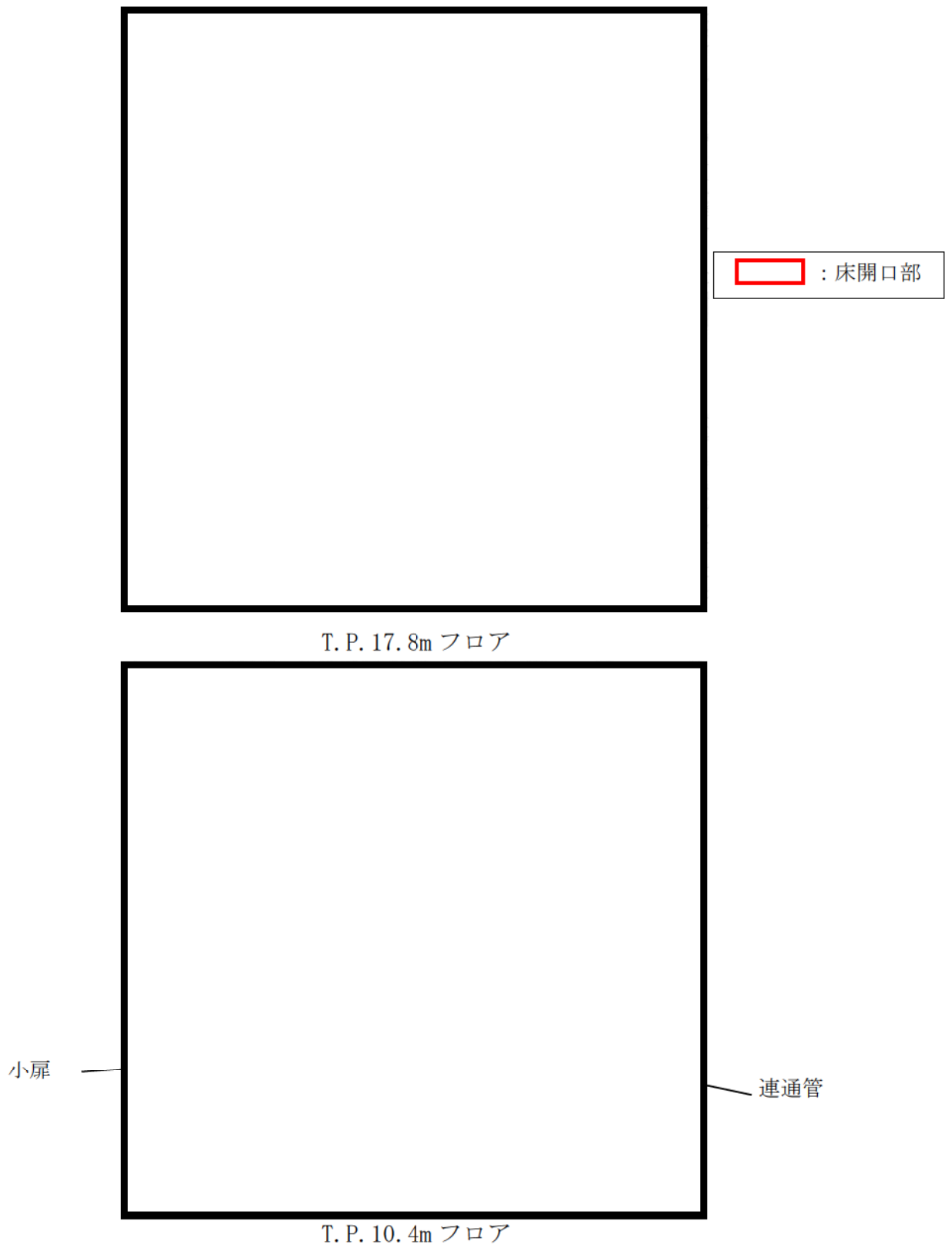



図 1 0 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路

 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. 保温材等のデブリ対策

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、万が一連通管（内径 155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するため、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した（この他に機器搬入口の開口部が 1 箇所あるが、既にグレーチングが設置済み）

なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一 1 箇所の開口部が閉塞したとしても、他の 2 箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。

大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。
(次ページ写真A)

T.P.17.8m フロア

-▶ : 水平方向の水の流れ
- ▶ : 下層階への水の流れ
- ◻ : 床開口部

LOCA 発生場所
(蒸気発生器室内)

LOCA 時の大型の破損保温材を含んだ水は、蒸気発生器室入口を經由し、階段開口部 2 箇所及び機器搬入口 1 箇所を通過して、C/V 最下階へ流下する。

従ってこの 3 箇所では、大型の破損保温材等を捕捉できるように、対策を図る。

大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。
(次ページ写真B)

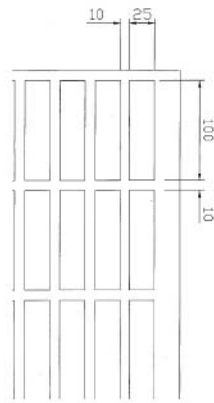


機器搬入口の開口部には既にグレーチングが設置されており、大型の破損保温材等は捕捉される。

◻ 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。



(写真A)
階段開口部に設置したパンチングメタル



(写真B)
階段開口部に設置したパンチングメタル

5. まとめ

原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。(図 1 1)

① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保

原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。

また、原子炉下部キャビティ室への連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

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した。

これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティ室への注水を確実に実施することができる。

大破断 LOCA により発生する大型の保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル及びグレーチングにより捕捉することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した連通管及び小扉の外側にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。

溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べて高いことから、内側から注水経路が閉塞することはないと有効に機能する。

なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーンの周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に連通管及び小扉の健全性確認を実施する。

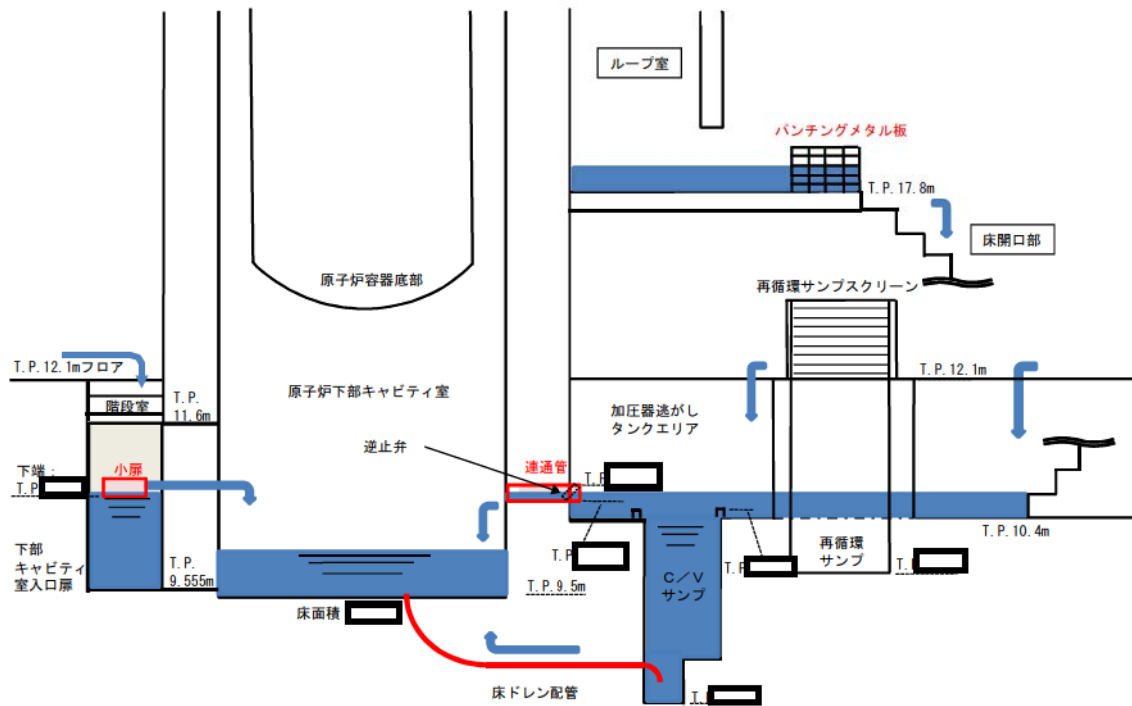


図 1 1 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図

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。

原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について

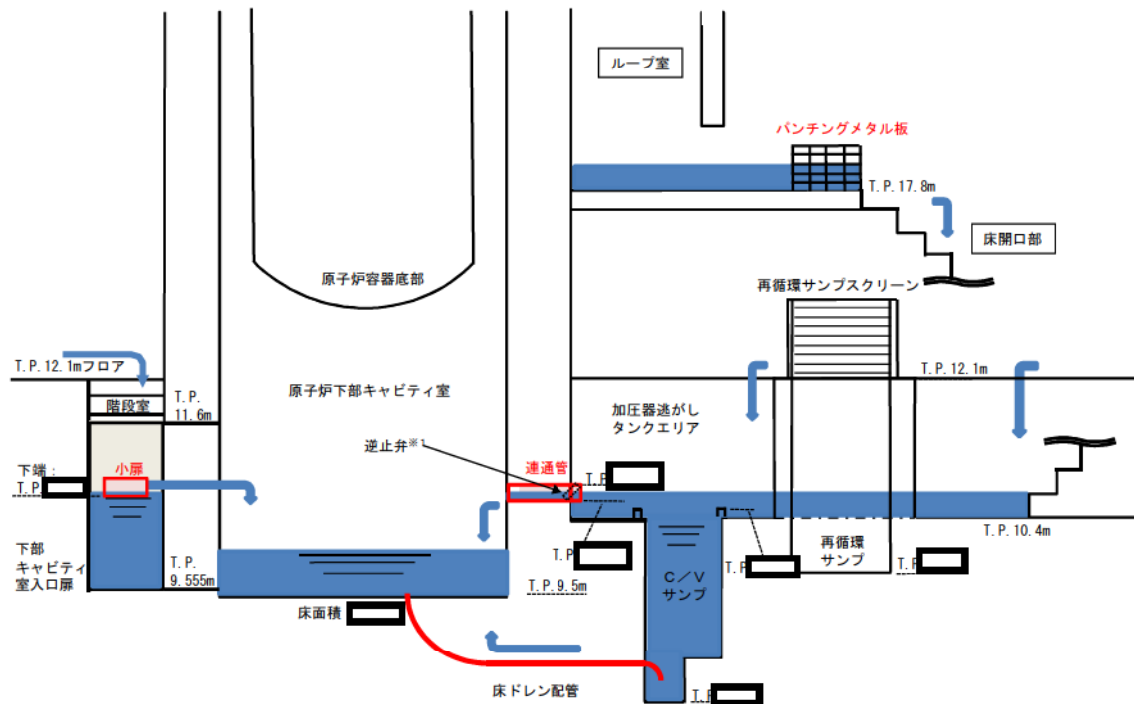
1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティ室に通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

また、図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティ室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を示す。

原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。

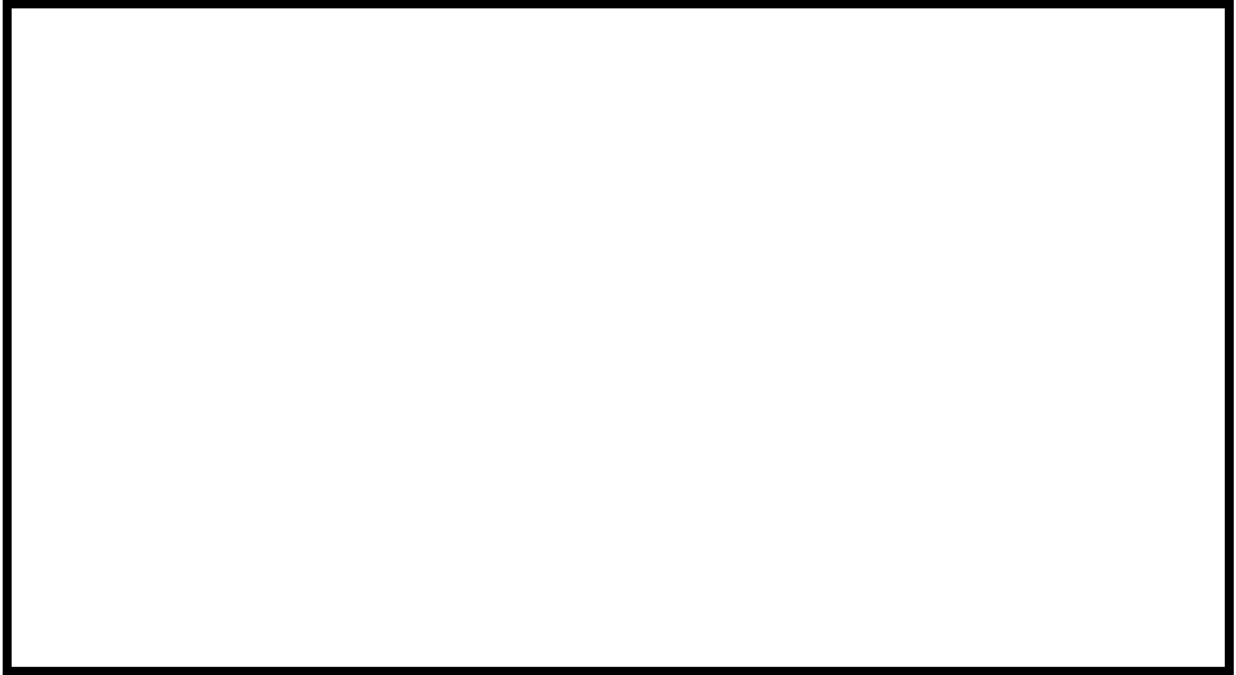
なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。



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

図1 原子炉キャビティ室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。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []※2の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室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の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 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落下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。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が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室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V 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

図 2 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)

[] 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。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2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
 - ・C/V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室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。

図3 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）

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。

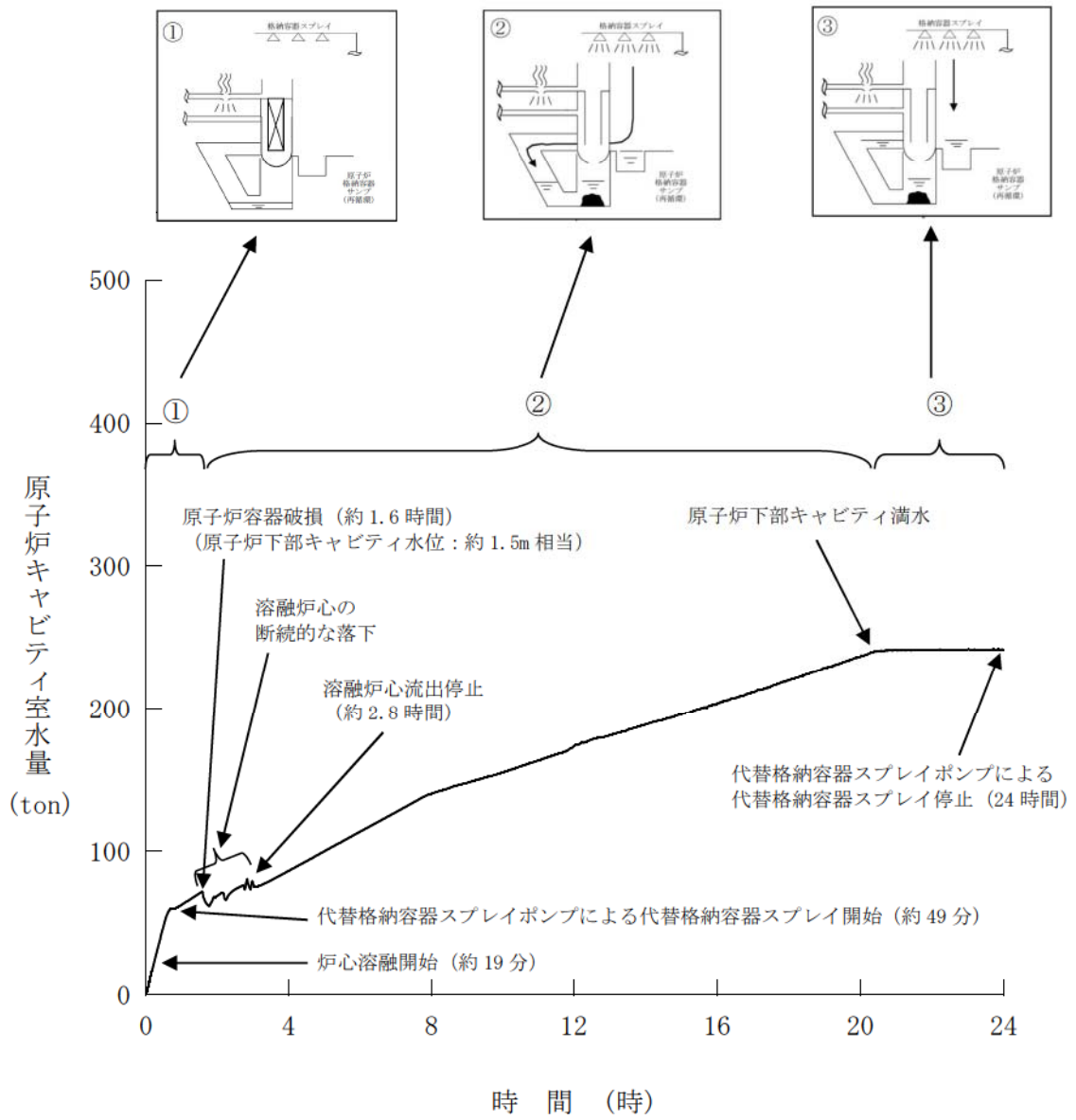


図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉容器内の温度		
	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℃
代替パラメータ	1次冷却材温度（広域－高温側）の代替： ① 1次冷却材温度（広域－低温側） ----- 1次冷却材温度（広域－低温側）の代替： ① 1次冷却材温度（広域－高温側）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉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、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次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、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）又は1次冷却材温度（広域－低温側）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材温度（広域－低温側）又は1次冷却材温度（広域－高温側）により、原子炉容器内の温度を推定（測定）する。</p> <p>これら2種類が各ループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。</p> <p>また多様性拡張設備である炉心出口温度が使用可能であれば、1次冷却材温度（広域－高温側）と炉心出口温度は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）では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、推定することができる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>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>
--------------	---

事象例：全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）

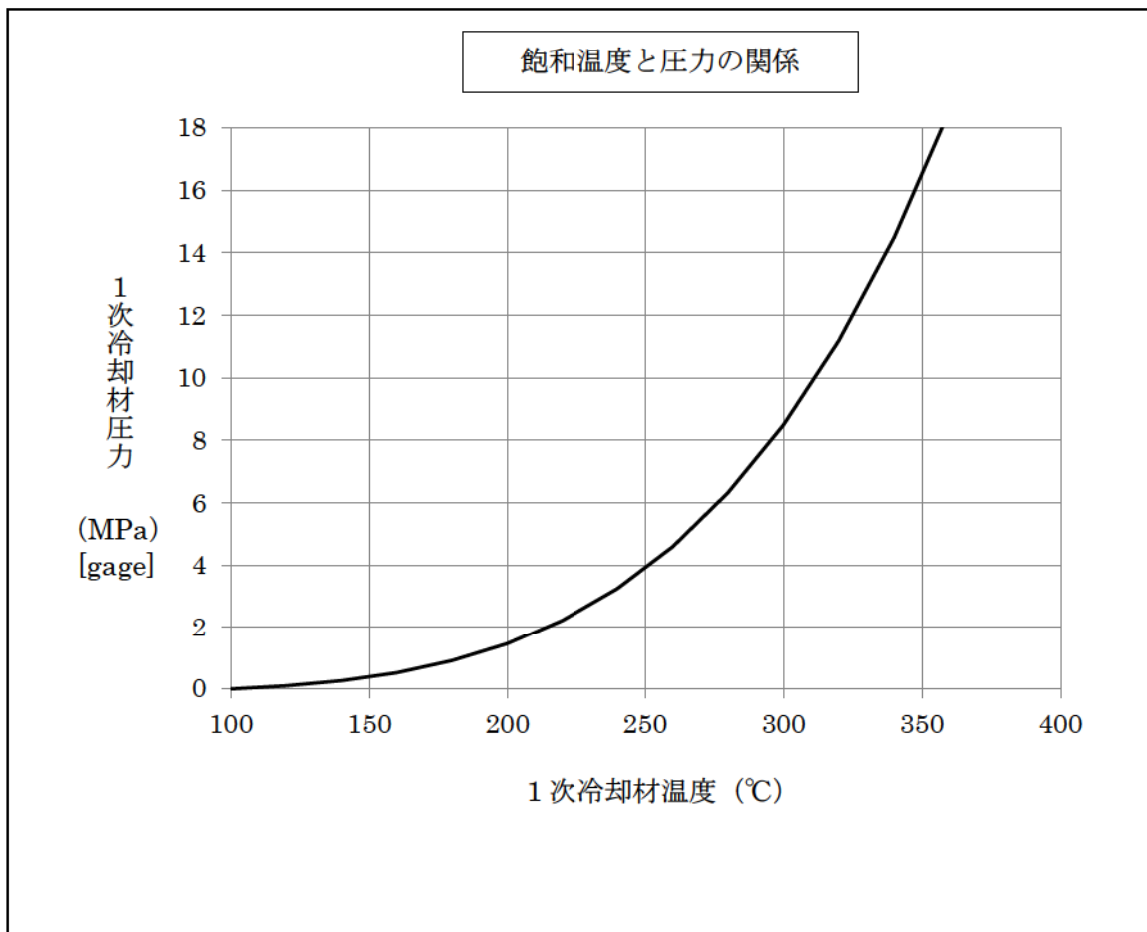


枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(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


項 目	原子炉容器内の圧力										
	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	最大値：約 17.8MPa								
代替パラメータ	① 1次冷却材温度（広域－高温側）	0～400℃	最大値：約 340℃								
	② 1次冷却材温度（広域－低温側）	0～400℃	最大値：約 339℃								
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。</p> <p>特に全交流動力電源喪失時に RCP シール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減温し蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を補給する操作を行うが、蓄圧タンクからの窒素流入防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉容器内の圧力を監視することは重要である。</p>										
推定方法	<p>原子炉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）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材低温側（広域）（以下、「1次冷却材温度」という）により、原子炉容器内の圧力を推定する。</p> <p>1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。</p> <p>飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。</p> <table border="0"> <tr> <td>(例) 飽和温度(℃)</td> <td>圧力(MPa[gage])</td> </tr> <tr> <td>236</td> <td>約 3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約 2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約 1.0</td> </tr> </table> <p>この推定方法では、原子炉容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことを確認した場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。また、測定範囲内であれば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。</p>			(例) 飽和温度(℃)	圧力(MPa[gage])	236	約 3.0	214	約 2.0	183	約 1.0
(例) 飽和温度(℃)	圧力(MPa[gage])										
236	約 3.0										
214	約 2.0										
183	約 1.0										

<p>推定の評価</p>	<p>原子炉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、原子炉容器内が飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>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次系減圧事象である場合で2次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容器内の圧力の推定は有効である。（事象例参照）</p> <p>以上より、本推定方法により監視が必要な場合において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---



事象例:全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)



 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。

(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

項 目	原子炉容器内の水位		
	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
代替パラメータ	①原子炉容器水位	0～100%	最大値:100% 最小値:0%
	②1次冷却材圧力（広域）	0～21.0MPa	最大値:約 17.8MPa
	②1次冷却材温度（広域－高温側）	0～400℃	最大値:約 340℃
計測目的	<p>PWRプラントにおいては、原子炉容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉容器内の水位の状態を監視している。</p> <p>したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち原子炉容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉容器内の保有水量を監視することは重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉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困難になった場合、代替パラメータの原子炉容器水位又は1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側）により原子炉容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉容器水位 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、原子炉容器内の水位を推定する。</p> <p>②1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側）により、原子炉容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉容器内の水位が、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次冷却材高温側 温度 (広域)	1次冷却材・蒸気の 温度監視	1次冷却材・蒸気の温度 (T)

(1) 原子炉容器内がサブクール状態もしくは飽和状態
 判別方法: $T \leq T_{sat}$ (サブクール状態もしくは飽和状態)
 水位: 図1, 2の状態(1)に相当
 (2) 原子炉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: 図1, 2の状態(2)に相当
 (3) 原子炉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: 図1, 2の状態(3)に相当

原子炉容器内水位の推移の推定

【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: ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行
- ・水位の低下傾向: ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行

推定方法

<p>推定方法</p>	<div style="text-align: center; border: 2px solid black; width: 400px; height: 200px; margin: 0 auto 20px auto;"> </div> <p style="text-align: center;">図1 飽和蒸気－圧力曲線を基にした水位の推定</p> <div style="display: flex; align-items: center; justify-content: center;"> <div style="margin-right: 20px;"> <p>状態(1)</p> <p>状態(2)</p> <p>状態(3)</p> </div> <div style="text-align: center;"> </div> </div> <p style="text-align: center;">図2 原子炉容器水位と水位変化の概念図</p> <p>(注1) 過熱度：$\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$</p> <p>(注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍も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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・温度安定：炉心上端以上の水位である(状態(1)) ・温度急上昇：炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満(状態(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。


<p>推定方法</p>	<p>プラント停止中における RCS 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（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、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）の傾向監視により、温度の急上昇により原子炉容器内の水位が炉心上端以下で冠水していないことを推定する。もしくは、余熱除去ポンプ出口圧力の低下により、原子炉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</p> <p>原子炉容器水位による原子炉容器内の水位の推定は、原子炉容器内の水位を直接的に計測するものであり、かつ、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容器内の水位を把握する上で適切である。</p> <p>②1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－高温側）</p> <p>本パラメータにより、原子炉容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認することは、炉心損傷で原子炉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可能である。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉容器内の水位変化を把握することができる。</p> <p>代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

項 目	原子炉容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	高圧注入流量	0～350m ³ /h	280m ³ /h
	低圧注入流量	0～1,100m ³ /h	1,090m ³ /h
	代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	0～200m ³ /h (0～10,000m ³)	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）	0～1,300m ³ /h (0～10,000m ³)	
代替パラメータ	高圧注入流量及び低圧注入流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプル水位（広域）		
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプル水位（広域）		
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の代替： ①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプル水位（広域）		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉容器への注水量を監視する目的は、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、炉心冷却の維持には非常用炉心冷却設備を構成する高圧注入ポンプ等による冷却材の補給が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。</p> <p>このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>高圧注入流量，低圧注入流量及び充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料取替用水ピット水位，加圧器水位，原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の水位変化により原子炉容器への注水量を推定する。この推定方法では，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水位を優先して使用し推定する。また，加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故等時の監視に使用する原子炉容器水位又は格納容器再循環サンプル水位（広域）は，水位変化により原子炉容器への注水量を推定する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難になった場合，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，加圧器水位，原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の傾向監視により原子炉容器への注水量を推定する。この推定方法では，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水位，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。また，加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故時の監視に使用する原子炉容器水位又は格納容器再循環サンプル水位（広域）は，水位変化により原子炉容器への注水量を推定する。</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料取替用水ピット水位，加圧器水位，原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の傾向監視により原子炉容器への注水量を推定する。この推定方法では，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水位を優先して使用し推定する。</p>
-------------	--

推定方法	<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">・燃料取替用水ピット水位 <p>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推定する。</p> <div data-bbox="517 555 1342 1552" style="border: 2px solid black; height: 445px; width: 517px; margin: 10px auto;"></div>
------	---

 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。

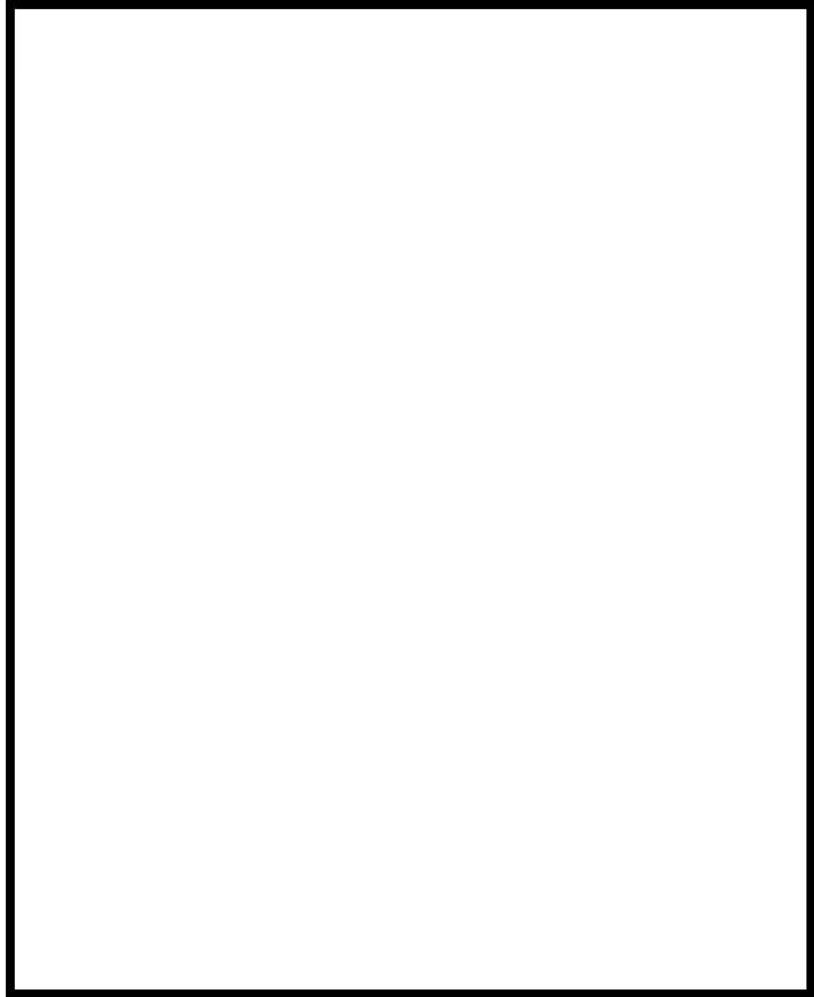
<p>推定方法</p>	<ul style="list-style-type: none">・補助給水ピット水位 <p>補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <div data-bbox="507 510 1329 1503" style="border: 2px solid black; height: 443px; width: 515px; margin: 10px auto;"></div>
-------------	--

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

②加圧器水位

加圧器の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。




③原子炉容器水位

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、原子炉容器への注水量を推定する。

④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容器内の水位の関係を用いて、原子炉容器内への注水量を推定する。

 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。

<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"> ・燃料取替用水ピット水位 <p>燃料取替用水タンク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、これは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> ・補助給水ピット水位 <p>補助給水水タンク水位による推定方法は、原子炉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とし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、これは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全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可能である。</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> <p>③原子炉容器水位</p> <p>原子炉容器水位による原子炉容器内への注水量の推定は、原子炉容器内の水位変化により原子炉容器への注水量を把握する場合に適用できる。</p> <p>④格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（広域）による推定方法は、格納容器サンプル水位（広域）の計測範囲内において適用できる。</p> <p>条件が限定されるものの、①、②及び③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>以上より、本推定方法を原子炉容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能しているかを確認する上で妥当なものである。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---


(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

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 ³ /h (0～10,000m ³)	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
	高压注入流量	0～350m ³ /h	280m ³ /h
	低压注入流量	0～1,100m ³ /h	1,090m ³ /h
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0～200m ³ /h (0～10,000m ³)	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
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）、高压注入流量及び低压注入流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）		
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替： ①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）		
計測目的	<p>重大事故等において、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、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。</p> <p>このような場合、注水設備が正常に機能していることが確認できることが重要となる。</p>		
推定方法	<p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、高压注入流量及び低压注入流量の計測が困難になった場合は、代替パラメータの燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、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水位を優先して使用し推定する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、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及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響</p>		


推定方法	<p>を受けることが小さい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を優先して使用し推定するが，燃料取替用水ピット又は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>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">・燃料取替用水ピット水位 <p>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推定する。</p> <div data-bbox="518 810 1337 1805" style="border: 2px solid black; height: 444px; width: 513px; margin: 10px auto;"></div>
------	--

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	<ul style="list-style-type: none">・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推定する。 <div data-bbox="509 506 1326 1503" style="border: 2px solid black; height: 445px; width: 512px; margin: 10px auto;"></div>
------	---

 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	<p>②格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（広域）の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <div data-bbox="507 546 1353 1523" style="border: 2px solid black; height: 436px; width: 530px; margin: 10px auto;"></div>
------	---

 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。

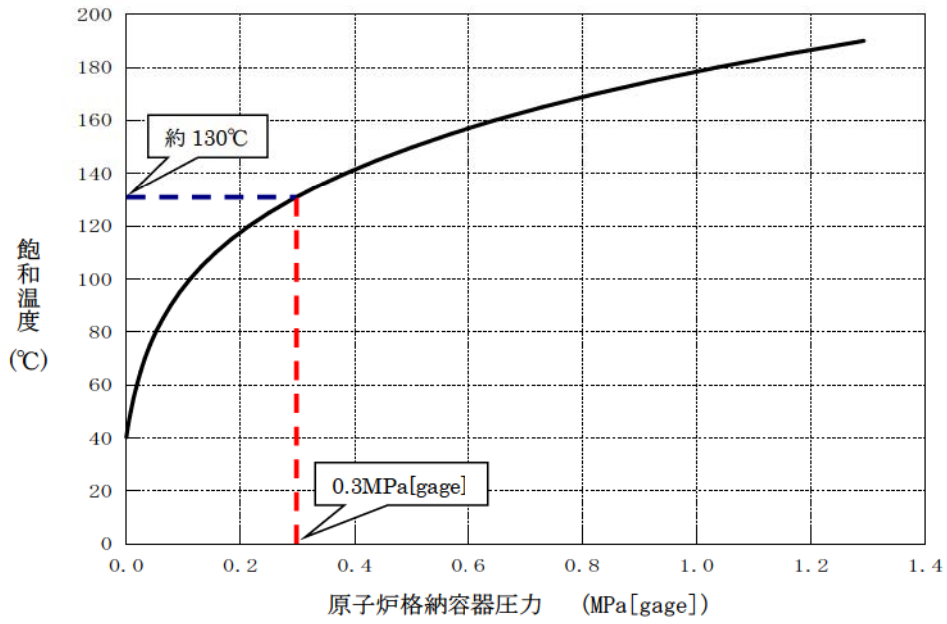
<p>推定の評価</p>	<p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピット水位 <p>燃料取替用水ピット水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> ・補助給水ピット水位 <p>補助給水ピット水位による推定方法は、原子炉格納容器へ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とし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、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（広域）による推定方法は、格納容器サンプル水位（広域）の計測範囲内において適用できる。</p> <p>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> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能しているかを確認する上で妥当なものである。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について

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 ----- ②格納容器圧力（AM用）		
計測目的	<p>重大事故等において、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、格納容器健全性の確認である。</p> <p>特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、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ことが重要である。</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困難になった場合、代替パラメータの①原子炉格納容器圧力又は②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。</p> <p>原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。</p> <p>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。</p> <p>したがって、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、原子炉格納容器圧力より概略の温度を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・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。 <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>推定方法</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代替格納容器スレイポンプ出口積算流量</p>
<p>推定の評価</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>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策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>

飽和温度と圧力の関係



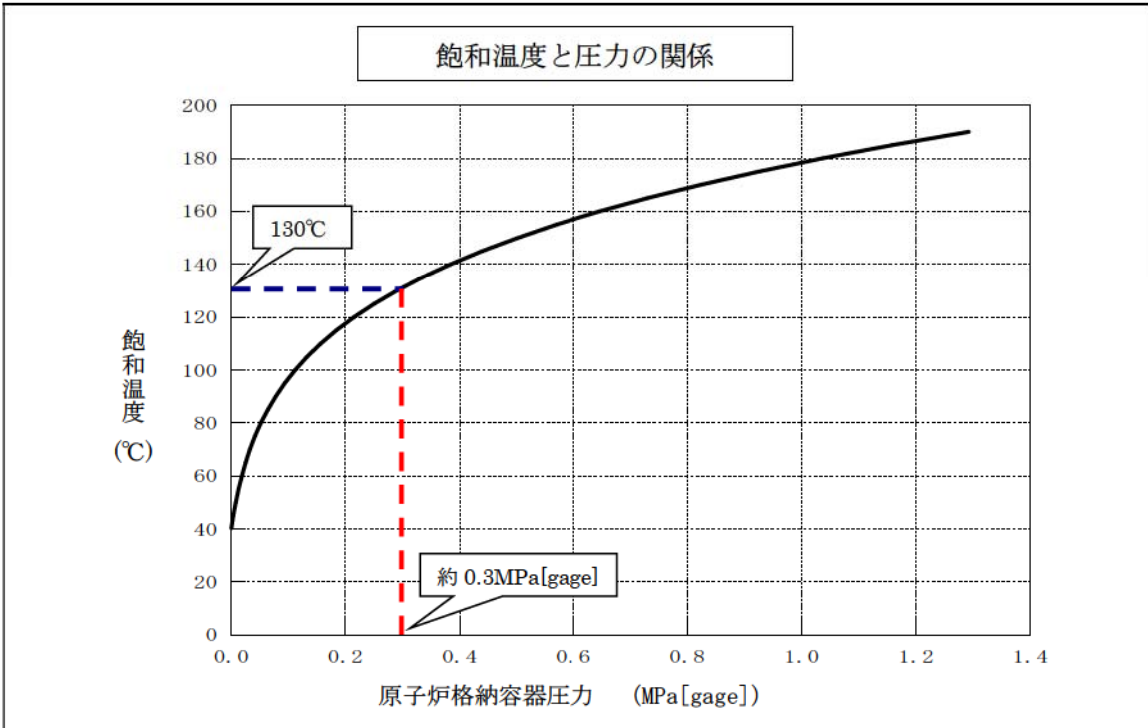
事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
炉心溶融・コンクリート相互作用
原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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。

(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

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	最大値:約 0.241MPa
	格納容器圧力 (AM用)	0～1.0MPa	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	原子炉格納容器圧力の代替： ①格納容器圧力 (AM用) ②格納容器内温度 ----- 格納容器圧力 (AM用) の代替： ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器内温度		
計測目的	<p>重大事故等において、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、格納容器健全性の確認である。</p> <p>特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、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ことが重要である。</p>		
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の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用) 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。</p> <p>なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できる格納容器圧力 (AM用) を優先する。</p> <p>格納容器圧力 (AM用) による推定の方法では、原子炉格納容器圧力と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力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。</p> <p>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>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"> ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は原子炉格納容器 		

<p>推定方法</p>	<p>内に注入されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <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>推定の評価</p>	<p>①格納容器圧力（AM用）及び原子炉格納容器圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力（AM用） <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 <p>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。</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>以上より，本推定方法を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，除熱操作判断において妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策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>



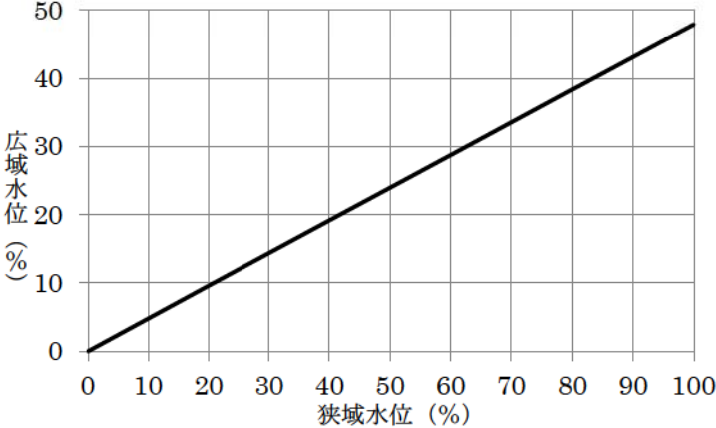
事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
 炉心溶融・コンクリート相互作用
 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用



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。

(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

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	格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替： ①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位 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		
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替： ①格納容器再循環サンプ水位（広域）		
計測目的	<p>重大事故等において，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，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の確認である。</p> <p>特に重大事故において，原子炉容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため，原子炉容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり，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格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。</p>		
推定方法	<p>格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合，測定範囲内であれば，格納容器再循環サンプ水位（狭域），又は原子炉下部キャビティ水位，格納容器水位及び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水位(狭域)を優先して使用し推定する。なお，溶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。</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難になった場合，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。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>①格納容器再循環サンプ水位（狭域）及び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）と格納容器再循環サンプ水位（広域）の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。</p> <div style="text-align: center;">  <table border="1" style="margin: 0 auto;"> <caption>格納容器再循環サンプ水位（狭域）と（広域）の相関図</caption> <thead> <tr> <th>狭域水位 (%)</th> <th>広域水位 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>10</td><td>5</td></tr> <tr><td>20</td><td>10</td></tr> <tr><td>30</td><td>15</td></tr> <tr><td>40</td><td>20</td></tr> <tr><td>50</td><td>25</td></tr> <tr><td>60</td><td>30</td></tr> <tr><td>70</td><td>35</td></tr> <tr><td>80</td><td>40</td></tr> <tr><td>90</td><td>45</td></tr> <tr><td>100</td><td>50</td></tr> </tbody> </table> </div> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）と（広域）の相関図</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位，格納容器水位</p> <p>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。</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。</p>	狭域水位 (%)	広域水位 (%)	0	0	10	5	20	10	30	15	40	20	50	25	60	30	70	35	80	40	90	45	100	50
狭域水位 (%)	広域水位 (%)																								
0	0																								
10	5																								
20	10																								
30	15																								
40	20																								
50	25																								
60	30																								
70	35																								
80	40																								
90	45																								
100	50																								

<p>推定方法</p>	<div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div>
<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器再循環サンプ水位（狭域）及び格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環サンプ水位（狭域） <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（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水位（広域）と比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>

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>推定の評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環サンプ水位（広域） <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（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> <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>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の水張りの状態の確認において妥当なものである。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策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

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 ----- 原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	格納容器水位の代替： 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 ----- 原子炉下部キャビティ水位の代替： ①格納容器再循環サンプ水位（広域） 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		
計測目的	<p>重大事故等において、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の有無の確認である。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熔融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。</p> <p>特に重大事故等において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>格納容器水位の計測が困難になった場合、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。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。</p> <p>原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、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、連続的な水位監視ができる格納容器再循環サンプ水位（広</p>		

<p>推定方法</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>②燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B一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。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div>
-------------	--

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>推定の評価</p>	<p>①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、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</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>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の重要機器及び計器の水没有無の確認をする上で妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策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

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%	重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度 ①格納容器水素イグナイタ温度 ①原子炉格納容器圧力		
計測目的	<p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。</p> <p>特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。</p> <p>ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水蒸気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。</p> <p>このため、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<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>原子炉格納容器内の水素濃度と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特性（水素処理特性）の関係から、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>①原子炉格納容器圧力</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度と原子炉格納容器圧力により、あらかじめ評価している原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から、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>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の水素濃度推定条件 (水素濃度の観点から厳しい値に設定)</p> <p>(1) 温度：49℃ (通常運転時の初期温度) (2) 圧力：0kPa[gage] (通常運転時の初期圧力) (3) 体積：65,500m³ (格納容器最小自由体積)</p> <div data-bbox="480 566 1348 1144" style="border: 2px solid black; height: 258px; width: 544px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">泊3号炉 原子炉格納容器内の圧力と水素濃度の関係</p> <p>また、多様性拡張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、ガス分析器の結果に基づき水素濃度を監視する。</p>
<p>推定の評価</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8vol%(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>①原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器圧力による推定方法は、発生水素量を仮定して行うものであり、原子炉格納容器内の水素量が一定の場合に適用可能である。</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>本推定方法では、水素発生量を保守的に評価しているため、原子炉格納容器内の水素濃度を高めに評価することになり、大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認に対し安全側の判断を行うことになる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水素濃度を推定する手段として用いることは可能であり、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認をする上で妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の水素濃度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

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 ～10 ⁸ mSv/h	10 ⁵ mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ⁵ 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）		
計測目的	<p>重大事故等において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は，炉心損傷の判断である。</p> <p>特に重大事故等において，安全注入に期待できない場合，1次系保有水が流出することにより1次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主要パラメータにて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>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>また，モニタリングポスト（多様性拡張設備）の指示の上昇傾向を監視し，急上昇（バックグラウンド値より1桁以上上昇）により推定する。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）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>推定の評価</p>	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）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>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^5mSv/h は格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限 $10^7 \mu\text{Sv/h}$ 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 10^5mSv/h 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）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>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷の判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</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

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）	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^5mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^5mSv/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（高レンジ）		
計測目的	<p>重大事故等において，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>特に重大事故等において，安全注入に期待できない場合，1次系保有水が流出することにより1次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>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内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。</p> <p>また，エアロックエリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）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）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>推定の評価</p>	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（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リアモニタ（高レンジ）の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^5mSv/h 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>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷に至っていないことの判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</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

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） 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	T. P. 25. 24～ 32. 76m T. P. 21. 30～ 32. 76m 0～100℃ 10nSv/h～ 1000mSv/h （視野範囲内（水温： -40～120℃，水位：使 用済燃料ピット上端 ～燃料頂部近傍））	重大事故時 に使用する 設備のため、設計基 準事故時は 値なし。
代替パラメータ	使用済燃料ピット水位（AM用）の代替： ①使用済燃料ピット水位（可搬型） ②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット水位（可搬型）の代替： ①使用済燃料ピット水位（AM用） ②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット温度（AM用）の代替： ①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の代替： ①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 使用済燃料ピット監視カメラの代替： 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，使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ		
計測目的	重大事故等において，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

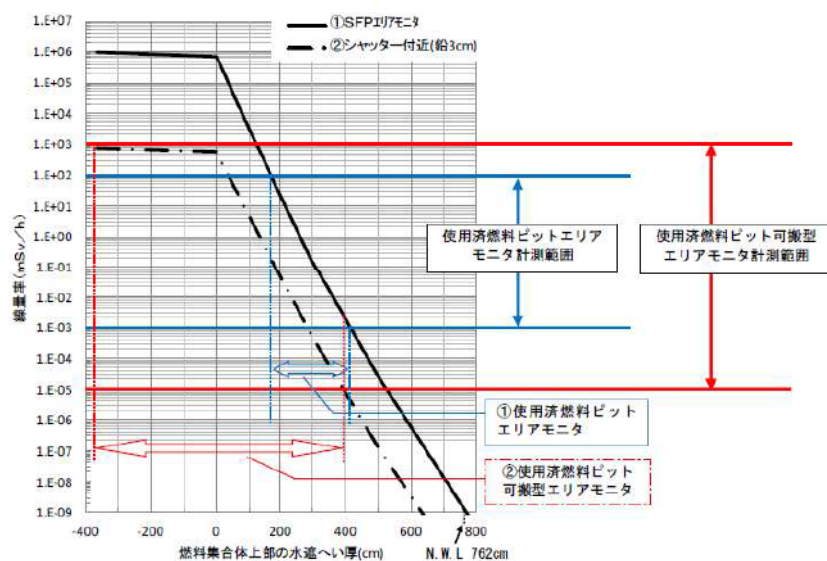
使用済燃料ピット水位（AM用）による計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位（可搬型）により使用済燃料ピットの水位を推定する。また、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより水位／放射線量の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。

使用済燃料ピット水位（可搬型）による計測が困難となった場合、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り水位／放射線量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。

使用済燃料ピット温度（AM用）による計測が困難となった場合、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。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる計測が困難となった場合、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／放射線量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。

使用済燃料ピット監視カメラによる監視が困難となった場合、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。



使用済燃料ピットの水遮蔽厚と線量率の相関図

推定の評価	<p>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（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>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監視カメラによる推定方法は、水位／放射線量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>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（AM用）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監視カメラによる推定方法は、水位／放射線量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>使用済燃料ピット温度（AM用）</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（AM用）による推定方法は、水位／放射線量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>②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による推定方法は、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>使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ</p> <p>①使用済燃料ピット水位（AM用） 使用済燃料ピット水位（AM用）による推定方法は、水位／放射線量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>②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による推定方法は、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>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），</p>
-------	---

	<p>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</p> <p>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>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) 表 58-7-1 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 ^{*1}
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	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	±5.35%
高圧注入流量	差圧式流量検出器	0~350m ³ /h	2	原子炉補助建屋内	±2.7m ³ /h
低圧注入流量	差圧式流量検出器	0~1,100m ³ /h	2	原子炉補助建屋内	±8.9m ³ /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 ³ /h (0~10,000m ³)	1	原子炉補助建屋内	±1.7m ³ /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 ³ /h (0~10,000m ³)	1	原子炉補助建屋内	±11.3m ³ /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	2	原子炉建屋内	±0.0044MPa
格納容器圧力 (AM用)	弾性圧力検出器	0~1.0MPa	2	原子炉建屋内	±0.015MPa
格納容器再循環サンプル水位 (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ル水位 (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 T.P. [] 以上	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 T.P. [] 以上	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 ² ~10 ⁷ μSv/h	2	原子炉格納容器内	4.7×10 ³ ~1.8×10 ⁸ 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 ³ ~10 ⁸ mSv/h	2	原子炉格納容器内	4.7×10 ³ ~1.8×10 ⁸ 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 ⁶ ~1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻²)	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 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻⁹ A (1.3×10 ⁶ ~6.6×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻²)	2	原子炉格納容器内	5.4×10 ³ ~1.9×10 ⁸ A N:-11~-3
中性子源領域中性子束	比例計数管	1~10 ⁶ cps (10 ¹ ~10 ⁶ cm ⁻² ・s ⁻²)	2	原子炉格納容器内	6.6×10 ³ ~1.6×10 ⁸ 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 ³ /h	3	原子炉建屋内	±2.6m ³ /h
主蒸気ライン圧力	弾性圧力検出器	0~8.5MPa	6	原子炉建屋内	±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) 表 58-7-1 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 ^{※1}
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	原子炉建屋内	±1.0%
燃料取替用水ピット水位	差圧式水位検出器	0~100%	2	原子炉建屋内	±1.0%
ほう酸タンク水位	差圧式水位検出器	0~100%	2	原子炉補助建屋内	±1.0%
補助給水ピット水位	差圧式水位検出器	0~100%	2	原子炉建屋内	±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	原子炉建屋内 (原子炉建屋内に保管)	±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	原子炉建屋内 (原子炉建屋内に保管)	±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	1	原子炉建屋内	±0.016MPa
可搬型温度計測装置	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉建屋内	±(0.45℃+読み値の0.5%)
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	±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~1000mSv/h	1	燃料取扱棟	$6.4 \times 10^{8-1} \sim 1.5 \times 10^9 \text{nSv/h}$ N:1~9
使用済燃料ピット監視カメラ	赤外線サーモカメラ	—	1	燃料取扱棟	—

※1：検出器～SPDS表示端末の誤差を示す。但し、「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」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。)

58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理 (1/5)

本資料は、第6.4.3表で可搬型計測器及び可搬型温度計測装置で計測可能と整理したパラメータを計測するために必要な可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の台数について整理したものである。

可搬型計測器による計測においては、計測対象のパラメータがある場合はいずれか1つの適切なパラメータを複数ある場合はいずれか1つの適切なチャンネルを、同一の物理量について複数のパラメータがある場合はいずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

可搬型計測器（温度・水位・流量・圧力計測用）の必要台数は上記の考え方により下表のとおり35台である。これに計測時故障を想定し余裕をみた38台を配備し、さらに故障及び点検時のバックアップ用として配備数の半数毎に点検する運用も想定し19台を別途保管する設計とする。

可搬型温度計測装置（温度測定用）は、格納容器再循環ユニット入口／出口温度を計測するために必要な3台を配備し、故障及び点検時の予備として1台保管する設計とする。

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉容器内の温度	1次冷却材温度 (広域－高温側)	0～400℃	0～500℃程度	3	3	A 計装用 電源	测温抵抗体	安全系計装盤室	重大事故等時における原子炉压力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。 【測定可能範囲について】 計測範囲である0～400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似すること で、検出器内部の温度素子の耐熱温度である500℃程度までの測定が可能である。
	1次冷却材温度 (広域－低温側)	0～400℃	0～500℃程度	3		B 計装用 電源	测温抵抗体	安全系計装盤室	
原子炉容器内の圧力	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	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	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 (注1)	1 3 (注1)	A, B 計装用 電源	差圧式水位 検出器	安全系計装盤室	

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理 (2/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉容器への注水量	高压注入流量	0~350m ³ /h	-	2	2	A, B 計装用電源	差圧式流量検出器	安全系計装盤室	
	低压注入流量	0~1,100m ³ /h	-	2	2	C, D 計装用電源	差圧式流量検出器	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 ³ /h (0~10,000 m ³)	-	1	1	B (注2)	差圧式流量検出器	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 ³ /h (0~10,000m ³)	-	1	1	B (注2)	差圧式流量検出器	常用系計装盤室	
原子炉格納容器への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	「原子炉圧力容器への注水量」と同じ							
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量								
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	測温抵抗体	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。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa	-	2	1	C, D 計装用電源	弾性圧力検出器	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。
	格納容器圧力 (AM用)	0~1.0MPa	-	2	1	B (注2)	弾性圧力検出器	常用系計装盤室	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	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) の計測範囲を包絡しているため、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先して測定する。複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定する。
	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	安全系計装盤室	
	格納容器水位	ON-OFF (注6) T.P. [] 以上	-	1	1	B 計装用電源	電極式水位検出器	中央制御室	
	原子炉下部キャビライタ水位	ON-OFF (注6) T.P. [] 以上	-	1		B 計装用電源	電極式水位検出器	中央制御室	

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。

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理 (3/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~20VOL%	-	1	-	B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。
	原子炉格納容器内の放射線量率	10 ⁵ ~10 ⁷ μSv/h	-	2	(注3)	C, D計装用電源	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	0~120% (3.3×10 ⁵ ~1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻²)	-	4 (注4)	-	A, B, C, D計装用電源	γ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 ~5×10 ⁻⁹ A (1.3×10 ² ~6.6×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻²)	-	2	(注3)	A, B計装用電源	γ線補償型電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
最終ヒートシンクの確保	中性子源領域中性子束	1~10 ⁶ cps (10 ⁻¹ ~10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻²)	-	2	(注3)	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。
	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5)	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。
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	-	3	3	A, B, C計装用電源	差圧式水位検出器 (注5)	安全系計装盤室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。
	補助給水流量	0~130m ³ /h	-	3	3	B, C, D計装用電源	差圧式流量検出器	安全系計装盤室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。
最終ヒートシンクの確保	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	安全系計装盤室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。
	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	安全系計装盤室	複数チャヤンネルが存在するが、代表して1チャヤンネルを測定する。
最終ヒートシンクの確保	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。
	原子炉格納容器圧力	「原子炉格納容器内の圧力」と同じ							

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理 (4/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器パイプ スの監視	蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力								
	1 次冷却材圧力 (広域)								
水源	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	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	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	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。
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型)	0~20VOL%	-	-	-	B 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。
最終ヒートシンク 確保 (可搬型温度計測 装置)	格納容器再循環ユニット 入口温度	0~200℃	-	-	1	-	測温抵抗体	原子炉建屋	可搬型温度計測装置にて測定可能
	格納容器再循環ユニット 出口温度	0~200℃	-	-	2	-	測温抵抗体	原子炉建屋	可搬型温度計測装置にて測定可能
使用済燃料 ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (A M用)	T. P. 25. 24~32. 76m	-	2	1	B 計装用 電源	電波式 水位検出器	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		B 計装用 電源	フロー式 水位検出器	常用系計装盤室	
	使用済燃料ピット温度 (A M用)	0~100℃	-	2	1	B 計装用 電源	測温抵抗体	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。

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理 (5/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	測定箇所	備考
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット可搬型エリアモニター	10nSv/h～1000mSv/h	—	1	—	B計装用電源	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	—	B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

(注1)：温度補償用として必要。

(注2)：直流電源より給電。

(注3)：全交流電源喪失時は、炉外核計装盤及び放射線監視装置盤に対して専用の可搬型バッテリーにより電源給電されるため、当該の既設監視計器は使用可能である。

(注4)：上節と下節の中性子束平均値。

(注5)：検出器取付け部に基準配管に水を満たした構造（コンデンスポット）があり、蒸気発生器の急激なドライアウト時に、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。

(注6)：水位が検出器に到達した場合にONになる。

□	：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）

58-9

単線結線図

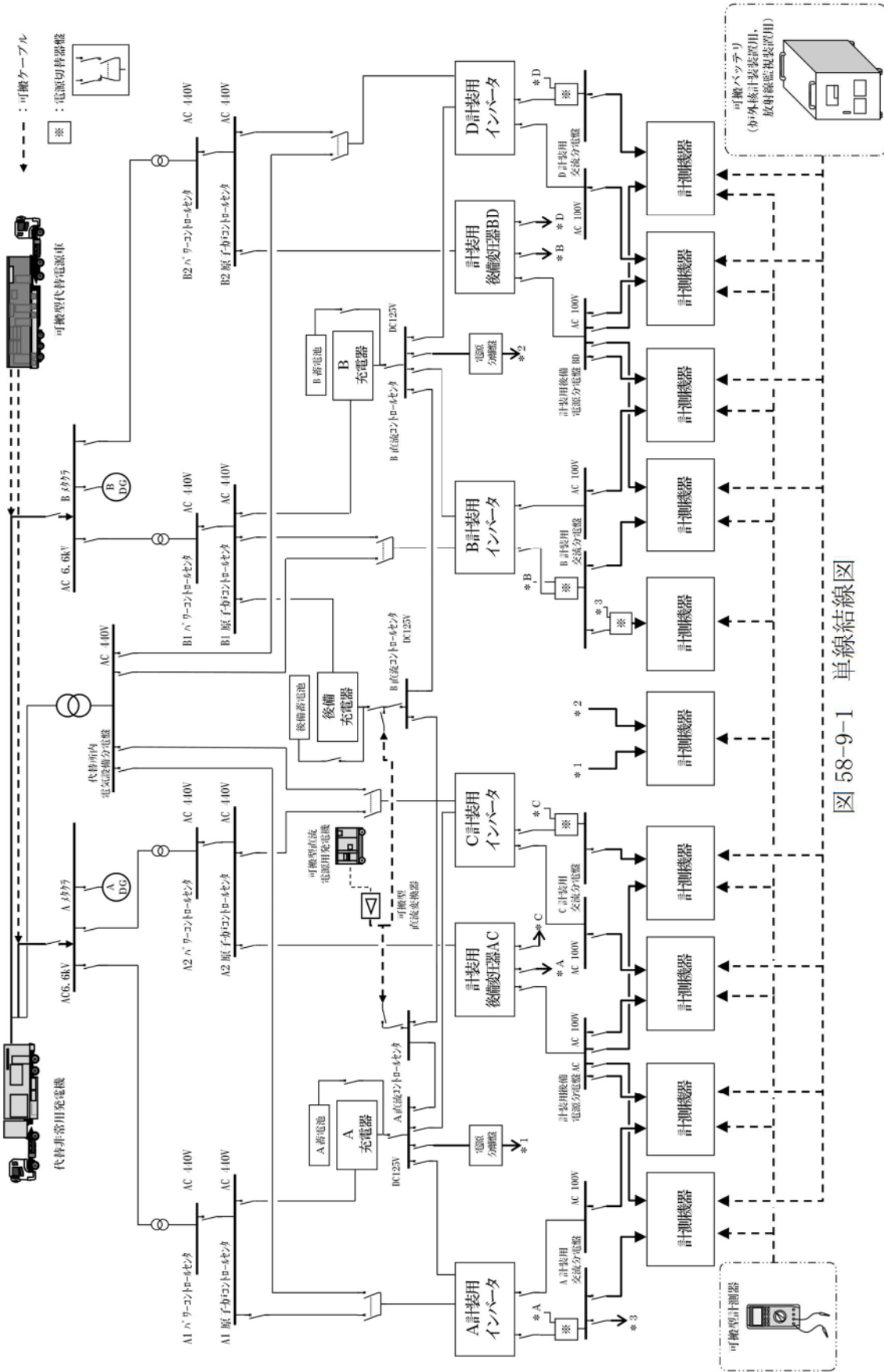


図 58-9-1 単線結線図

58-10

パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

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 58-10-1 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 58-10-2 に示す。

表 58-10-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則												有効性評価											
	4.1	4.2	4.3	4.4	4.5	4.6	4.7	4.8	4.9	4.10	4.11	4.12	7.1	7.2	7.3	7.4	7.5	7.6	7.7	7.8	7.9	7.10		
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	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
補助給水流量	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
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	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
1次冷却材温度 (広域・高温度側)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
1次冷却材温度 (広域・低温度側)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
1次冷却材圧力 (広域)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
加圧器水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
高圧注入流量	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
燃料取扱用ピット水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
主蒸気ライオン圧力	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
低圧注入流量	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
原子炉格納容器圧力	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器内温度	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
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)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
原子炉容器水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器圧力 (AM用)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
原子炉補強冷却水サージタンク水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
ぼうごタンク水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
原子炉下部キャビティ水位	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
原子炉補強冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
格納容器内水素濃度	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
アニュウス水素濃度 (可搬型)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
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)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
使用済燃料ピット温度 (可搬型)	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
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	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
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	○												○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		

表 58-10-2 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 (1/35)

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>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p>	高圧注入ポンプ	45 条, 46 条, 56 条
			加圧器逃がし弁	45 条, 46 条, 56 条
			燃料取替用水ピット	45 条, 46 条, 56 条
			格納容器再循環ポンプ	45 条, 46 条
			格納容器再循環サブスクリン	45 条, 46 条
			余熱除去ポンプ	45 条, 46 条
			余熱除去冷却器	45 条, 46 条
			出力領域中性子束	58 条
			中間領域中性子束	58 条
			中性子源領域中性子束	58 条
			補助給水流量	45 条, 46 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	45 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	45 条, 46 条, 56 条, 58 条
			補助給水ピット水位	58 条
1次冷却材温度 (広域-高温側)	45 条, 58 条			
1次冷却材温度 (広域-低温側)	45 条, 58 条			
1次冷却材圧力 (広域)	45 条, 58 条			
加圧器水位	45 条, 58 条			
高圧注入流量	45 条, 58 条			

表 58-10-2 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 (2/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			燃料取替用水ピット水位	45 条, 46 条, 56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	45 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条
			主蒸気ライン圧力	58 条
			低圧注入流量	58 条

表 58-10-2 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 (3/35)

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		タービン動補給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 蓄電池 (非常用) 後備蓄電池 主蒸気逃がし弁 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 (海水冷却) 格納容器循環サンプスクリーン C, D-格納容器循環ユニット 電動補助給水ポンプ 可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型温度計測装置	47 条, 48 条 48 条 47 条, 48 条 47 条, 48 条, 56 条, 57 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条, 57 条 57 条 57 条 45 条, 46 条, 47 条, 48 条 47 条 47 条 47 条, 48 条, 56 条 48 条, 49 条 47 条, 48 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条, 57 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条 48 条, 49 条

表 58-10-2 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（4/35）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			出力領域中性子束	58 条
			中間領域中性子束	58 条
			中性子源領域中性子束	58 条
			1 次冷却圧力 (広域)	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			加圧器水位	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			主蒸気ライン圧力	45 条, 46 条, 48 条, 58 条
			補助給水流量	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			補助給水ピット水位	47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			原子炉格納容器圧力	46 条, 48 条, 56 条, 58 条
			格納容器内温度	45 条, 46 条, 48 条, 56 条, 58 条
			格納容器内高エネルギーモニタ	48 条, 56 条, 58 条

表 58-10-2 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（5/35）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条, 56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	45 条, 46 条, 48 条, 56 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域－高温側)	46 条, 47 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域－低温側)	46 条, 47 条, 58 条
			燃料取替用水ピット水位	47 条, 58 条
			原子炉容器水位	47 条, 58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条
			格納容器圧力 (AM用)	45 条, 46 条, 48 条, 56 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度	58 条
			高圧注入流量	47 条, 56 条, 58 条

表 58-10-2 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 (6/35)

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		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 主蒸気逃がし弁 デイジーゼル発電機燃料油貯油槽 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 (海水冷却) 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 C, D-格納容器再循環ユニット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー 可搬型温度計測装置 出力領域中性子束 中間領域中性子束	47 条 47 条 47 条 47 条 45 条, 46 条, 47 条, 48 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条, 57 条 47 条 47 条 47 条, 48 条, 56 条 48 条, 49 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条, 57 条 48 条, 49 条 58 条 58 条

表 58-10-2 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 (7/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			中性子源領域中性子束	58 条
			1 次冷却圧力 (広域)	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 58 条
			加圧器水位	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			主蒸気ライン圧力	45 条, 46 条, 48 条, 58 条
			補助給水流量	45 条, 46 条, 47 条, 48 条, 56 条, 58 条
			補助給水ピット水位	47 条, 48 条, 58 条
			原子炉格納容器圧力	45 条, 46 条, 48 条, 58 条
			格納容器内温度	45 条, 46 条, 48 条, 58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	48 条, 58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)	58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条, 58 条

表 58-10-2 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 (8/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			格納容器再循環サブ水位 (狭域)	45 条, 46 条, 48 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	46 条, 47 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	46 条, 47 条, 58 条
			燃料取替用水ピット水位	47 条, 56 条, 58 条
			原子炉容器水位	47 条, 58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条
			格納容器圧力 (AM用)	45 条, 46 条, 48 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	58 条
			高圧注入流量	47 条, 58 条

表 58-10-2 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 (9/35)

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	<p>系統概要図</p> <p>：設計基準事故が想定時から追加した箇所</p>	高压注入ポンプ 格納容器再循環ポンプ 格納容器再循環サンプスクリューポンプ C, D-格納容器再循環ユニット C, D-原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C, D-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加圧用可搬型窒素ガスポンプ 可搬型温度計測装置	47 条 47 条 47 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条
			出力領域中性子束	58 条
			中間領域中性子束	58 条
			中性子源領域中性子束	58 条
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条
			加圧器水位	47 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条
			主蒸気ライン圧力	58 条
			補助給水流量	58 条
			補助給水ピット水位	58 条
			原子炉格納容器圧力	49 条, 58 条

表 58-10-2 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 (10/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			格納容器内温度	58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	58 条
			格納容器内低レンジエアモニタ (低レンジ)	58 条
			格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	47 条, 58 条
			格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	58 条
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	47 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	47 条, 58 条
			燃料取替用水ピット水位	58 条
			格納容器圧力 (AM用)	49 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	58 条
			高圧注入流量	47 条, 58 条
			低圧注入流量	47 条, 58 条
			B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	49 条, 58 条
			原子炉補機冷却水サージタンク水位	58 条

表 58-10-2 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 (11/35)

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	<p>The diagram illustrates the system configuration for a nuclear reactor shutdown scenario. It shows the primary loop, auxiliary feedwater system, and various safety and control components. Key elements include the reactor vessel, steam generator, pumps (main, auxiliary, emergency), and safety valves. The diagram also indicates the location of ATWS (Automatic Trip With Signal) and ATWS (Automatic Trip Without Signal) systems.</p>	<p>主蒸気隔離弁</p> <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</p> <p>補助給水ピット</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>加圧器安全弁</p> <p>主蒸気逃がし弁</p> <p>主蒸気安全弁</p> <p>ほう酸タンク</p> <p>ほう酸ポンプ</p> <p>充てんポンプ</p> <p>緊急ほう酸注入弁</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>蒸気発生器水位 (広域)</p> <p>蒸気発生器水位 (狭域)</p> <p>補助給水流量</p> <p>補助給水ピット水位</p> <p>主蒸気ライン圧力</p>	<p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条</p> <p>44 条, 58 条</p> <p>44 条, 58 条</p> <p>44 条, 58 条</p> <p>58 条</p> <p>44 条, 58 条</p> <p>44 条, 58 条</p> <p>58 条</p> <p>44 条, 58 条</p>

表 58-10-2 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 (12/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			1 次冷却材圧力 (広域)	44 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	44 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	44 条, 58 条
			ほう酸タンク水位	44 条, 58 条
			加圧器水位	58 条
			低圧注入流量	58 条

表 58-10-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (13/35)

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		タービン動補給水ポンプ 電動補給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 補助給水ピット 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 高圧注入流量 低圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 1 次冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レベルエリアモニタ (高レベル) 格納容器内高レベルエリアモニタ (低レベル) 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) 1 次冷却材温度 (広域-高温側) 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	46 条 46 条 46 条 46 条 46 条 58 条 58 条 58 条 58 条 58 条 58 条 46 条, 58 条 45 条, 58 条 58 条 58 条 58 条 58 条 58 条 45 条, 58 条 45 条, 58 条

表 58-10-2 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 (14/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			補助給水流量	45 条, 46 条, 58 条
			主蒸気ライン圧力	45 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	45 条, 46 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	45 条, 46 条, 58 条
			補助給水ピット水位	45 条, 46 条, 58 条
			原子炉容器水位	58 条

表 58-10-2 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 (15/35)

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		B-格納容器スプレイポンプ B-格納容器スプレイ冷却器 B-格納容器再循環サンプ B-格納容器再循環サンプスクリーン 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 高圧注入流量 低圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 1次冷却材圧力(広域) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 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) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) 加圧器水位 格納容器内高レンジェリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジェリアモニタ(低レンジ)	47 条, 56 条 47 条, 56 条 47 条, 56 条 47 条, 56 条 58 条 58 条 58 条 47 条, 58 条 58 条 58 条 58 条 58 条 58 条 47 条, 58 条 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 58 条 58 条

表 58-10-2 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 (16/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			1次冷却材温度 (広域-高温側)	47 条, 58 条
			1次冷却材温度 (広域-低温側)	47 条, 58 条
			補助給水流量	58 条
			主蒸気ライン圧力	58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条
			補助給水ピット水位	58 条

表 58-10-2 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 (17/35)

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		<p>主蒸気逃がし弁</p> <p>タービン駆動補助給水ポンプ</p> <p>電動補助給水ポンプ</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> <hr/> <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>高圧注入流量</p> <p>低圧注入流量</p> <p>燃料取替用水ピット水位</p> <p>1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>加圧器水位</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> <p>格納容器内温度</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>補助給水流量</p> <p>主蒸気ライン圧力</p> <p>蒸気発生器水位 (狭域)</p>	<p>46 条</p> <p>46 条</p> <p>46 条</p> <p>46 条</p> <p>46 条</p> <p>46 条</p> <hr/> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>46 条, 58 条</p> <p>58 条</p> <p>46 条, 58 条</p> <p>46 条, 58 条</p> <p>45 条, 46 条, 58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>45 条, 46 条, 58 条</p> <p>45 条, 46 条, 58 条</p> <p>45 条, 46 条, 58 条</p> <p>45 条, 46 条, 58 条</p> <p>45 条, 46 条, 58 条</p>

表 58-10-2 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 (18/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			蒸気発生器水位 (広域)	45 条, 46 条, 58 条
			補助給水ピット水位	45 条, 46 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条
			B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	58 条

表 58-10-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/35)

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)		代替非常用発電機	49 条, 49 条, 51 条, 57 条
			ダイーゼル発電機燃料油貯油槽	48 条, 49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 57 条
			補助給水ピット	49 条, 51 条
			代替格納容器スプレイポンプ	49 条, 51 条
			燃料取替用水ピット	49 条, 51 条
7.2.3	原子炉圧力容器外側の溶融燃料-冷却材相互作用		C, D-格納容器再循環ユニット	48 条, 49 条, 50 条
			可搬型タンクローリー	48 条, 49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 57 条
			可搬型大型送水ポンプ車	48 条, 49 条, 50 条, 56 条
			可搬型温度計測装置	48 条, 49 条, 50 条
			出力領域中性子束	58 条
7.2.5	溶融炉心・コンクリート相互作用		中間領域中性子束	58 条
			中性子源領域中性子束	58 条
			加圧器水位	51 条, 56 条, 58 条
			I 次冷却材圧力 (広域)	51 条, 56 条, 58 条
			原子炉格納容器圧力	49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 58 条

表 58-10-2 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（20/35）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			格納容器内温度	50 条, 51 条, 56 条, 58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	51 条, 56 条, 58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)	56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	51 条, 56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	51 条, 56 条, 58 条
			補助給水流量	51 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	51 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	51 条, 56 条, 58 条
			補助給水ピット水位	51 条, 58 条
			高圧注入流量	56 条, 58 条
			低圧注入流量	56 条, 58 条
			燃料取替用水ピット水位	49 条, 51 条, 56 条, 58 条
			B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)	58 条
			格納容器圧力 (AM 用)	49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 58 条
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	51 条, 56 条, 58 条
			格納容器水位	58 条

表 58-10-2 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 (21/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			原子炉下部キャビティ水位	51 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	50 条, 58 条

表 58-10-2 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 (22/35)

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 (格納容器器過温破損)		代替非常用発電機	49 条, 51 条, 57 条	
				蓄電池 (非常用)	57 条
				ディーゼル発電機燃料油貯油槽	48 条, 49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 57 条
				加圧器逃がし弁	46 条
				代替格納容器スプレイポンプ	49 条, 51 条
				燃料取替用水ピット	49 条, 51 条
				C, D-一格納容器再循環ユニット	48 条, 49 条, 50 条
				可搬型タンクローリー	48 条, 49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 57 条
				加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ	46 条
				可搬型大型送水ポンプ車	48 条, 49 条, 50 条, 56 条
			可搬型温度計測装置	48 条, 49 条, 50 条	
			出力領域中性子束	58 条	
			中間領域中性子束	58 条	
			中性子源領域中性子束	58 条	
			加圧器水位	51 条, 56 条, 58 条	
			1 次冷却材圧力 (広域)	46 条, 51 条, 56 条, 58 条	
			原子炉格納容器圧力	49 条, 50 条, 51 条, 56 条	

表 58-10-2 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 (23/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			格納容器内温度	50 条, 51 条, 56 条, 58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	46 条, 51 条, 56 条, 58 条
			格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)	56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	51 条, 56 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	51 条, 56 条, 58 条
			補助給水流量	51 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (狭域)	51 条, 56 条, 58 条
			蒸気発生器水位 (広域)	51 条, 56 条, 58 条
			補助給水ピット水位	51 条, 58 条
			高圧注入流量	56 条, 58 条
			低圧注入流量	56 条, 58 条
			燃料取替用水ピット水位	49 条, 51 条, 56 条, 58 条
			B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	58 条
			格納容器圧力 (AM用)	49 条, 50 条, 51 条, 56 条, 58 条
			1次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条

表 58-10-2 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 (24/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	51 条, 56 条, 58 条
			格納容器水位	58 条
			原子炉下部キャビティ水位	51 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	50 条, 58 条

表 58-10-2 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 (25/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	水燃焼		<p>原子炉格納容器内水素処理装置</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置温度</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ータ (高レンジ)</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニータ (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>低圧注入流量</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</p>	<p>52 条</p> <p>52 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p> <p>58 条</p>

表 58-10-2 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 (26/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			口積算流量 (AM用)	
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条
			原子炉格納容器圧力	58 条
			格納容器圧力 (AM用)	58 条
			格納容器内温度	58 条
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条
			格納容器水位	58 条
			原子炉下部キャビティ水位	58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	58 条

表 58-10-2-37 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 (27/35)

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		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー 使用済燃料ピット温度 (AM 用) 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 (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 燃料取替用水ピット水位 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 (可搬型)	54 条, 56 条 54 条, 56 条 54 条, 56 条

表 58-10-2-37 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 (28/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.3.2	想定事故2	<p>可搬型大型送水ポンプ車 (海水)</p> <p>燃料集合体</p> <p>使用済燃料ピット</p> <p>使用済燃料ピット冷却器</p> <p>使用済燃料ピット入口配管</p> <p>使用済燃料ピット出口配管</p> <p>燃料取替用水ポンプ</p> <p>燃料取替用水ピット</p> <p>使用済燃料ピットポンプ</p> <p>燃料取替用水ポンプ</p> <p>：設計基準事故対処設備から追加した箇所</p>	ディーゼル発電機燃料油貯油槽	54 条, 56 条
			可搬型大型送水ポンプ車	54 条, 56 条
			可搬型タンクローリー	54 条, 56 条
			使用済燃料ピット温度 (AM 用)	56 条
			使用済燃料ピット水位 (AM 用)	56 条
			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空冷装置を含む)	56 条
			燃料取替用水ピット水位	56 条
使用済燃料ピット可搬型エリアモニター	56 条			
使用済燃料ピット水位 (可搬型)	56 条			

表 58-10-2-37 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 (29/35)

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の冷却機能喪失)		燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレッドポンプ 高圧注入ポンプ 格納容器再循環ポンプ 格納容器再循環スプレッドポンプ C, D-格納容器再循環ユニット C, D-原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水ポンプ C, D-原子炉補機冷却水ポンプ 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 可搬型温度計測装置 低圧注入流量 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)	47 条 47 条 47 条 47 条 47 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 49 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条

表 58-10-2 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 (30/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			加圧器水位	47 条, 58 条
			燃料取替用水ピット水位	58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条
			原子炉格納容器圧力	47 条, 49 条, 58 条
			高圧注入流量	58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条
			格納容器内温度	47 条, 58 条
			格納容器圧力 (AM 用)	47 条, 49 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	58 条

表 58-10-2 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 (31/35)

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		代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 代替格納容器スプレイポンプ 燃料格納容器スプレイポンプ A-高圧注入ポンプ (海水冷却) C, D-格納容器再循環ユニット 可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型温度計測装置 低圧注入流量 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 1次冷却材圧力 (広域) 燃料格納容器スプレイポンプ水位 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量	47 条, 48 条, 56 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条 47 条 47 条 47 条, 48 条, 56 条 48 条, 49 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条 47 条, 48 条, 49 条, 56 条 48 条, 49 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 47 条, 58 条 58 条 47 条, 58 条 58 条

表 58-10-2-37 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 (32/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条
			代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	58 条
			格納容器内温度	47 条, 58 条
			格納容器圧力 (AM用)	47 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	58 条

表 58-10-2 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 (33/35)

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		充てんポンプ	47 条
			燃料取替用水ピット	47 条
			高圧注入ポンプ	47 条
			格納容器再循環サンプ	47 条
			格納容器再循環サンプスクリー	47 条
			ン	
			C, D-格納容器再循環ユニット	49 条
			C, D-原子炉補機冷却水ポン	49 条
			プ	
			C, D-原子炉補機冷却水冷却	49 条
			器	
			原子炉補機冷却水サージタンク	49 条
			C, D-原子炉補機冷却海水ボ	49 条
			ンプ	
原子炉補機冷却水サージタンク	49 条			
加圧用可搬型窒素ガスポンベ				
可搬型温度計測装置	49 条			
低圧注入流量	47 条, 58 条			
加圧器水位	47 条, 58 条			
1 次冷却材温度 (広域-高温側)	47 条, 58 条			
1 次冷却材温度 (広域-低温側)	47 条, 58 条			
燃料取替用水ピット水位	47 条, 58 条			
原子炉格納容器圧力	47 条, 49 条, 58 条			
高圧注入流量	58 条			

表 58-10-2 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 (34/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	47 条, 58 条
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条
			格納容器内温度	47 条, 58 条
			格納容器圧力 (AM 用)	47 条, 49 条, 58 条
			格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	58 条

表 58-10-2 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 (35/35)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.4	反応度の誤投入		ほう酸タンク	44 条
			ほう酸ポンプ	44 条
			充てんポンプ	44 条
			緊急ほう酸注入弁	44 条
			中性子源領域中性子束	44 条, 58 条
			ほう酸タンク水位	44 条, 58 条

58-11

重要な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

重要な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 / 3)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉容器内の温度	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) の設計要求により設置している3個を設定する。
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により設置している3個を設定する。
	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) の設計要求により設置している2個を設定する。
原子炉容器内の水位	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) の設計要求により設置している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。
原子炉容器への注水量	高压注入流量	0~350m ³ /h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により設置している2個を設定する。
	低压注入流量	0~1, 100m ³ /h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により設置している2個を設定する。
	B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1, 300m ³ /h (0~10, 000 m ³)	1	系統積算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 ³ /h (0~10, 000m ³)	1	系統積算流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	B-1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			
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個設置する。
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) の設計要求により設置している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。
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) の設計要求により設置している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) の設計要求により設置している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. [] 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。
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF (注1) T.P. 10.4m 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。
	格納容器内水素濃度	0~20VOL%	1	重大事故等時の水素濃度の変動範囲 (0~13VOL%) を包絡する計測

「原子炉容器への注水量」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。

重要な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 / 3)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により設置している2個を設定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により設置している2個を設定する。
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	$0 \sim 120\%$ ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$) ²⁾	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	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$) ²⁾	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。
	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^{-1} \sim 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$)	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。
	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) の設計要求により設置している6個を設定する。(監視対象である系統自体が多重化されている)
	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) の設計要求により設置した3個を設定する。(
	補助給水流量	0~130m ³ /h	3	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により設置している3個を設定する。(監視対象である系統自体が多重化されている)
	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) の設計要求により設置している6個を設定する。(監視対象である系統自体が多重化されている)
	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) の設計要求により設置している2個を設定する。(監視対象である系統自体が多重化されている)
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	0~1.0MPa	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。
	原子炉格納容器圧力			「原子炉格納容器内の圧力」と同じ
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力			「最終ヒートシンクの確保」と同じ
	1次冷却材圧力 (広域)			「原子炉圧力容器内の圧力」と同じ
水源	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) の設計要求により設置している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) の設計要求により設置している2個を設定する。(監視対象である系統自体が多重化されている)
	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) の設計要求により設置している2個を設定する。

重要な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 / 3)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型)	0~20VOL%	1	重大事故等時の水素濃度の変動範囲 (0~1VOL%) を包絡する計測範囲の水素濃度計を新規に1個設置 (保管) する。
	最終ヒートシンク 確保 (可搬型) 温度計 測装置)	0~200℃	1	系統温度を監視可能な温度計を新規に1個設置 (保管) する。
使用済燃料ピットの 監視	格納容器再循環ユニット出口温度	0~200℃	2	系統温度を監視可能な温度計を新規に2個設置 (保管) する。
	格納容器再循環ユニット水位 (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空間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。

58-12

重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ

表 5 8 - 1 3 - 1 重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ (1 / 4)

重要な監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※2)
原子炉容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側) (0~400℃)	測温抵抗体	1次冷却材温度 (広域-低温側)	1次系最高使用温度(343℃)及び炉心損傷の判断基準である 350℃を超える温度を監視可能。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。
	1次冷却材温度 (広域-低温側) (0~400℃)	測温抵抗体	1次冷却材温度 (広域-高温側)	
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	弾性圧力検出器	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次系最高使用圧力(17.16MPa [gage])の1.2倍 (事故時の判断基準)である 20.592MPa [gage]を監視可能。
原子炉容器内の水位	加圧器水位 (0~100%)	差圧式水位検出器	原子炉容器水位 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を制御し、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。
	原子炉容器水位 (0~100%)	差圧式水位検出器	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	
原子炉容器への注水量	高圧注入流量 (0~350m ³ /h)	差圧式流量検出器	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	高圧注入ポンプの流量 (280m ³ /h)を監視可能。重大事故等時においても監視可能。
	低圧注入流量 (0~1,100m ³ /h)	差圧式流量検出器	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	余熱除去ポンプの流量 (1,090m ³ /h)を監視可能。重大事故等時においても監視可能。
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) (0~1,300m ³ /h (0~10,000 m ³))	差圧式流量検出器	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,290m ³ /h)を監視可能。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 (0~200m ³ /h (0~10,000m ³))	差圧式流量検出器	燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量 (140m ³ /h)を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	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	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)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,290m ³ /h)を監視可能。
	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	燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量 (140m ³ /h)を監視可能。
	高圧注入流量	差圧式流量検出器	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)	高圧注入ポンプの流量 (280m ³ /h)を監視可能。重大事故等時においても監視可能。
	低圧注入流量	差圧式流量検出器	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)	余熱除去ポンプの流量 (1,090m ³ /h)を監視可能。重大事故等時においても監視可能。

表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ (2/4)

重要な監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※2)
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~220°C)	測温抵抗体	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)	格納容器最高使用温度 (132°C) 及び重大事故時の格納容器最高温度 (141°C) を超える温度を監視可能。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 (0~0.35MPa)	弾性圧力検出器	格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力 (0.283MPa [gage]) を監視可能。
	格納容器圧力 (AM用) (0~1.0MPa)	弾性圧力検出器	原子炉格納容器圧力 格納容器内温度	重大事故等時において格納容器最高使用圧力の2倍の圧力 (0.566MPa [gage]) を監視可能。
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%)	差圧式水位検出器	格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 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) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	再循環可能水位 (71%) を監視可能。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。
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域) (0~100%)	差圧式水位検出器	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	再循環サンプ上端 (約 100%) を監視可能。狭域水位の 100% は、広域水位の約 48% に相当。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。
	原子炉下部キャビティ水位 (ON-OFF (注6) T. P. 10.4m 以上)	電極式水位検出器	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 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) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。
	格納容器水位 (ON-OFF (注6) T. P. 20.64m 以上)	電極式水位検出器	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) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	重大事故等時において、格納容器内への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (0~20VOL%)	熱伝導式検出器	主要パラメータの予備 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ト温度 原子炉格納容器圧力	重大事故等時において、変動範囲 (0~13vol%) を監視可能
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度 (可搬型) (0~20VOL%)	熱伝導式検出器	主要パラメータの予備	重大事故等時において、変動範囲 (0~1vol%) を監視可能
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) ($10^3 \sim 10^8$ mSv/h)	電離箱	格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)	炉心損傷判断の値である 10^5 mSv/h を超える放射線量率を監視可能。格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) と格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) の計測範囲はオーバーラップするように設定。
	格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) $10^2 \sim 10^7 \mu$ Sv/h	電離箱	格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	

表58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ (3/4)

重要な監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※2)
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束 ($0 \sim 120\%$ ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$))	γ 線非補償型電離箱	中間領域中性子束 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) ほう酸タンク水位	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。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。 通常運転時の変動範囲 $0 \sim 100\%$ に対し、 $0 \sim 120\%$ を監視可能。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。
	中間領域中性子束 ($10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$))	γ 線補償型電離箱	出力領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位	通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim 約 10^{-3} \text{A}$ に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ を監視可能
	中性子源領域中性子束 ($1 \sim 10^6 \text{cps}$ ($10^{-1} \sim 10^5 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-2}$))	比例計数管	中間領域中性子束 ほう酸タンク水位	通常運転時の変動範囲 $1 \sim 10^5 \text{cps}$ に対し、 $1 \sim 10^6 \text{cps}$ を監視可能
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器圧力 ($0 \sim 0.35 \text{MPa}$)	弾性圧力検出器	格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力 (0.283MPa [gage]) を監視可能。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位 ($0 \sim 100\%$)	差圧式水位検出器	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	変動範囲 $0 \sim 100\%$ を監視可能。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。
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 ($0 \sim 200^\circ\text{C}$)	測温抵抗体	主要パラメータの予備 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力	格納容器最高使用温度 (132°C) 及び重大事故時の格納容器最高温度 (141°C) を超える温度を監視可能。
最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力 ($0 \sim 8.5 \text{MPa}$)	弾性圧力検出器	1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	2次系最高使用圧力 (7.48MPa [gage]) を監視可能。重大事故等時においても監視可能。
	蒸気発生器水位 (狭域) ($0 \sim 100\%$)	差圧式水位検出器	蒸気発生器水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位 (広域)」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。
	蒸気発生器水位 (広域) ($0 \sim 100\%$)	差圧式水位検出器	蒸気発生器水位 (狭域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材圧力 (広域)	湿分分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。(注8)
	補助給水流量 ($0 \sim 130 \text{m}^3/\text{h}$)	差圧式流量検出器	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	補助給水流量 ($50 \text{m}^3/\text{h}$) を監視可能。重大事故等時においても監視可能。

表58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要な監視パラメータ (4/4)

重要な監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※2)
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位 (狭域) (0~100%)	差圧式水位 検出器	蒸気発生器水位 (広域) 主蒸気ライン圧力 補助給水流量	湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位 (広域)」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。
	主蒸気ライン圧力 (0~8.5MPa)	弾性圧力検 出器	蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量	2次系最高使用圧力 (7.48MPa [gage]) を監視可能。重大事故等時においても監視可能。
	1次冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	弾性圧力検 出器	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水位 (広域) 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次系最高使用圧力 (17.16MPa [gage]) の1.2倍 (事故時の判断基準) である20.592MPa [gage] を監視可能。
水源の確保	燃料取替用水ピット水位 (0~100%)	差圧式水位 検出器	格納容器再循環サンプ水位 (広域) B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	変動範囲 0~100%を監視可能。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。
	補助給水ピット水位 (0~100%)	差圧式水位 検出器	補助給水流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	変動範囲 0~100%を監視可能。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。
	ほう酸タンク水位 (0~100%)	差圧式水位 検出器	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	変動範囲 0~100%を監視可能。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。

※1：複数ある重要代替計器等の代表を記載。

※2：計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

58-13

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

(第58条) 計装設備 (1/4)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の 重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉容器内の温度	(1次冷却材温度 (広域-高温側))	1次冷却材温度 (広域-高温側)	1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設
	(1次冷却材温度 (広域-低温側))	1次冷却材温度 (広域-低温側)	1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
原子炉容器内の圧力	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設
原子炉容器内の水位	加圧器水位*3	加圧器水位	原子炉容器水位 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
	(原子炉容器水位)	原子炉容器水位	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設
原子炉容器への注水量	(高压注入流量)	高压注入流量	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	(低压注入流量)	低压注入流量	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	B-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 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	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 補助給水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
原子炉格納容器への注水量	—	B-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 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	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 補助給水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	(高压注入流量)	高压注入流量	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)	常設
	(低压注入流量)	低压注入流量	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)	常設
原子炉格納容器内の温度	(格納容器内温度)	格納容器内温度	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)	常設
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力*3	原子炉格納容器圧力	格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	常設
	—	格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器圧力 格納容器内温度	常設
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))	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) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 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) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	常設

(第58条) 計装設備 (2/4)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備(既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉格納容器内の水位	(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(狭域)	格納容器再循環サンプ水位(広域)	常設
	—	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) 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) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	常設
	—	格納容器水位	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) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	常設
原子炉格納容器内の水素濃度	—	格納容器内水素濃度	主要パラメータの予備 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ト温度 原子炉格納容器圧力	可搬型
アニュラス内の水素濃度	—	アニュラス水素濃度(可搬型)	主要パラメータの予備	可搬型
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(高レンジ))	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)	常設
	(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(低レンジ)	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)	常設
未臨界の維持又は監視	(出力領域中性子束)	出力領域中性子束	中間領域中性子束 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) ほう酸タンク水位	常設
	(中間領域中性子束)	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 ほう酸タンク水位	常設
	(中性子源領域中性子束)	中性子源領域中性子束	中間領域中性子束 ほう酸タンク水位	常設
最終ヒートシンクの確保	(原子炉格納容器圧力)	原子炉格納容器圧力	格納容器圧力(AM用) 格納容器内温度	常設
	(原子炉補機冷却水サージタンク水位)	原子炉補機冷却水サージタンク水位	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	常設
	—	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	主要パラメータの予備 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力	常設
最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材温度(広域-高温側)	常設
	蒸気発生器水位(狭域)*3	蒸気発生器水位(狭域)	蒸気発生器水位(広域) 1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材温度(広域-高温側)	常設
	(蒸気発生器水位(広域))	蒸気発生器水位(広域)	蒸気発生器水位(狭域) 1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材圧力(広域)	常設

(第58条) 計装設備 (3/4)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の 重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
	(補助給水流量)	補助給水流量	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	常設
格納容器バイパスの監視	(蒸気発生器水位 (狭域))	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	常設
	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量	常設
	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	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水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設
水源の確保	(燃料取替用水ピット水位)	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) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量(AM用) 高压注入流量 低压注入流量 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	常設
	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	補助給水流量 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	常設
	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	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	常設
使用済燃料ピットの監視	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) 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	常設
	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	可搬型
	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度 (AM用)	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	常設
	使用済燃料ピットエアモニタ	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	主要パラメータの予備 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	可搬型
	—	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空冷装 置*4を含む。)	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アモニタ	常設 (可搬 型)

(第58条) 計装設備 (4/4)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
発電所内の通信 連絡	—	データ収集計算機	常設
	—	データ表示端末	常設
温度、圧力、水 位、注水量の計 測・監視	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	可搬型
	—	可搬型温度計測装置	可搬型
	各計器	可搬型計測器	可搬型
その他*5	(6-A, B母線電圧)	6-A, B母線電圧	常設
	(A, B-直流コントロールセンタ母線電圧)	A, B-直流コントロールセンタ母線電圧	常設
	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	常設
	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	常設
	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量	常設
	原子炉補機冷却水供給母管流量	原子炉補機冷却水供給母管流量	常設

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

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

*3：常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。

*4：使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は可搬型重大事故等対処設備。

*5：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助的な監視パラメータ。

設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について

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

表 1 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所

パラメータ名称	個数	設置場所
加圧器水位	2	原子炉格納容器内
主蒸気ライン圧力	6	原子炉建屋 T.P. 33.1m
原子炉格納容器圧力	2	原子炉建屋 T.P. 17.8m
蒸気発生器水位 (狭域)	6	原子炉格納容器内
原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	1	原子炉建屋 T.P. 43.6m
使用済燃料ピット水位	2	燃料取扱棟
使用済燃料ピット温度	2	燃料取扱棟
使用済燃料ピットエリアモニタ	1	燃料取扱棟

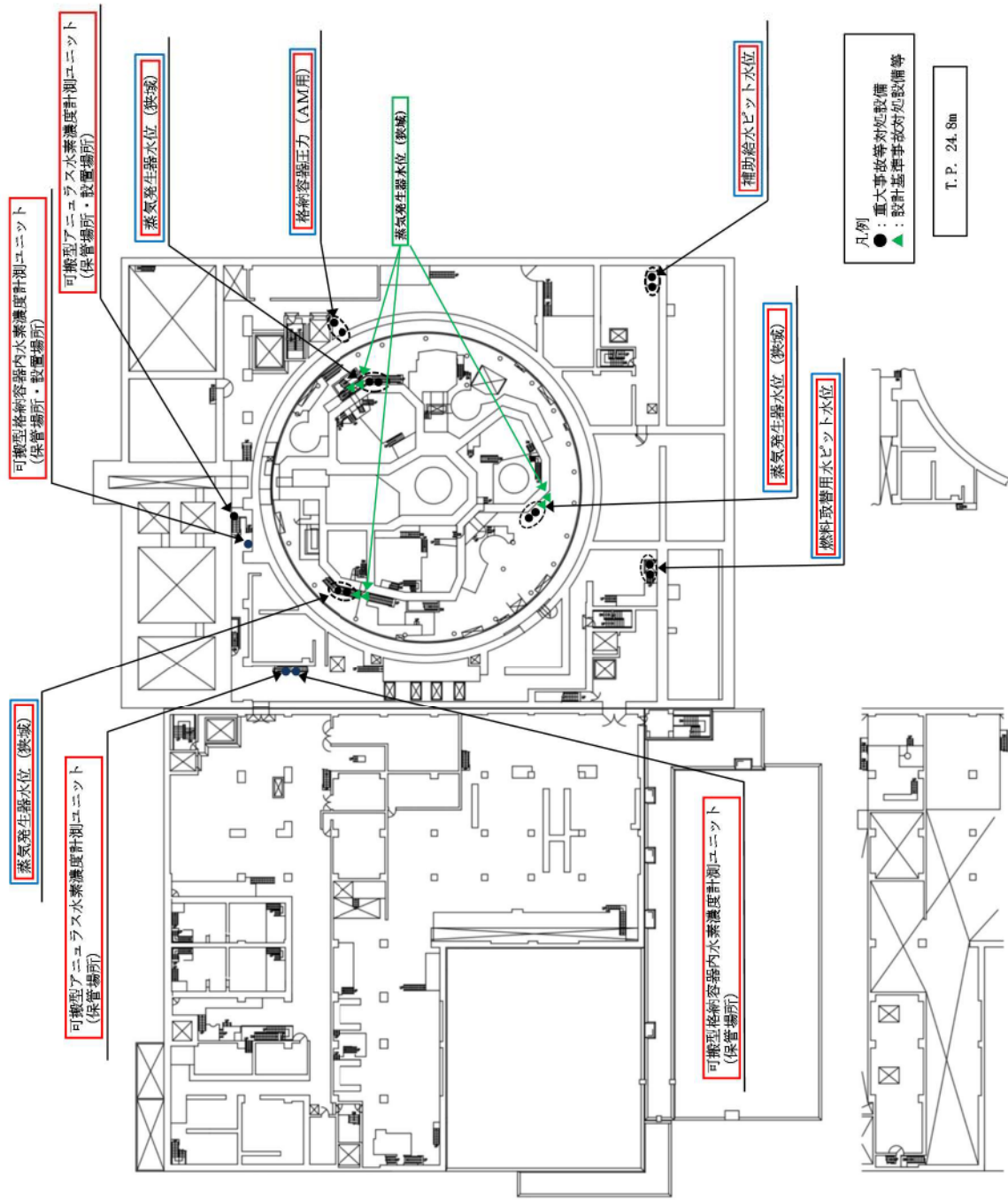
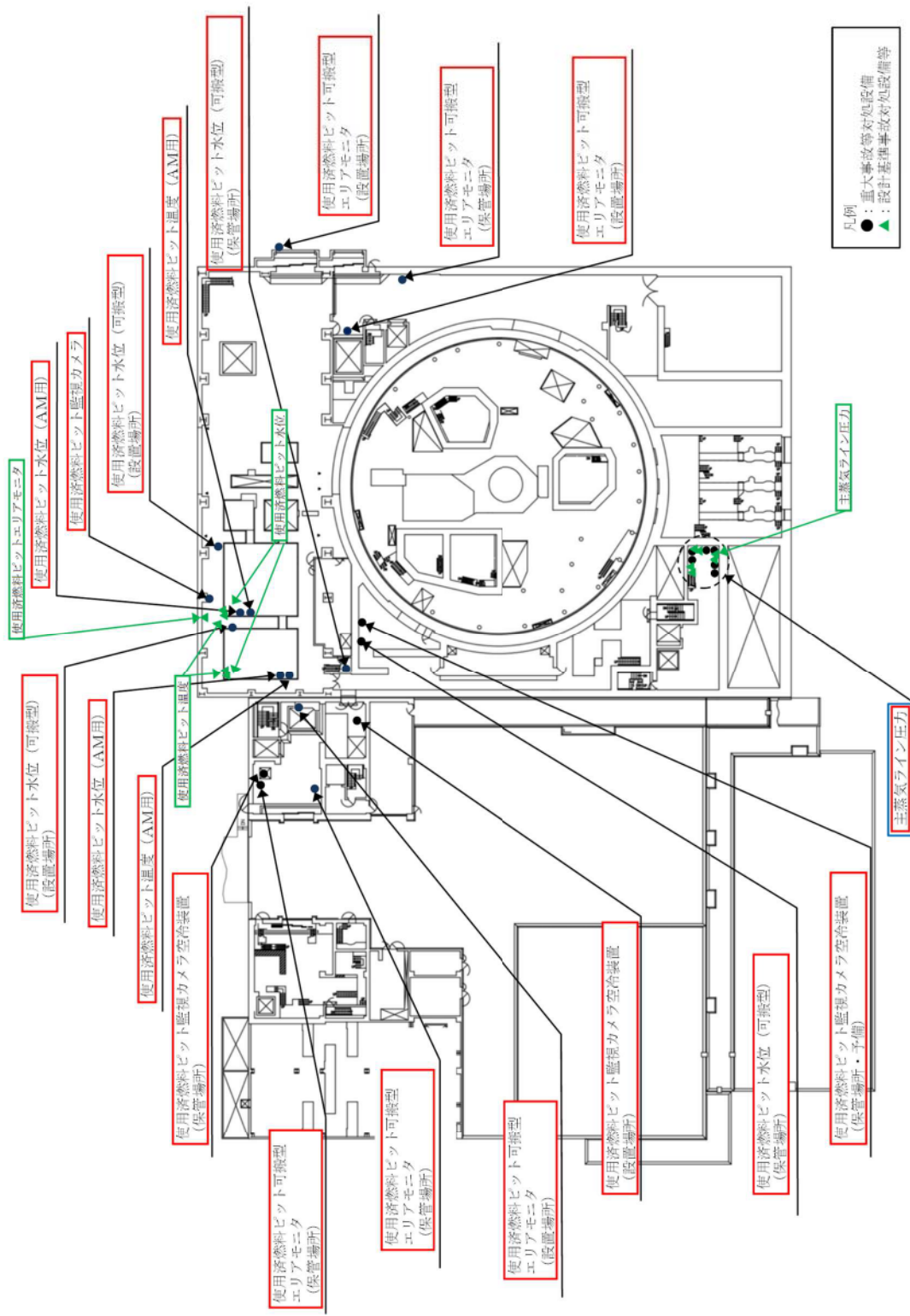


図 1 配置図 (2 / 4)



T.P. 33.1m

図 1 配置図 (3 / 4)

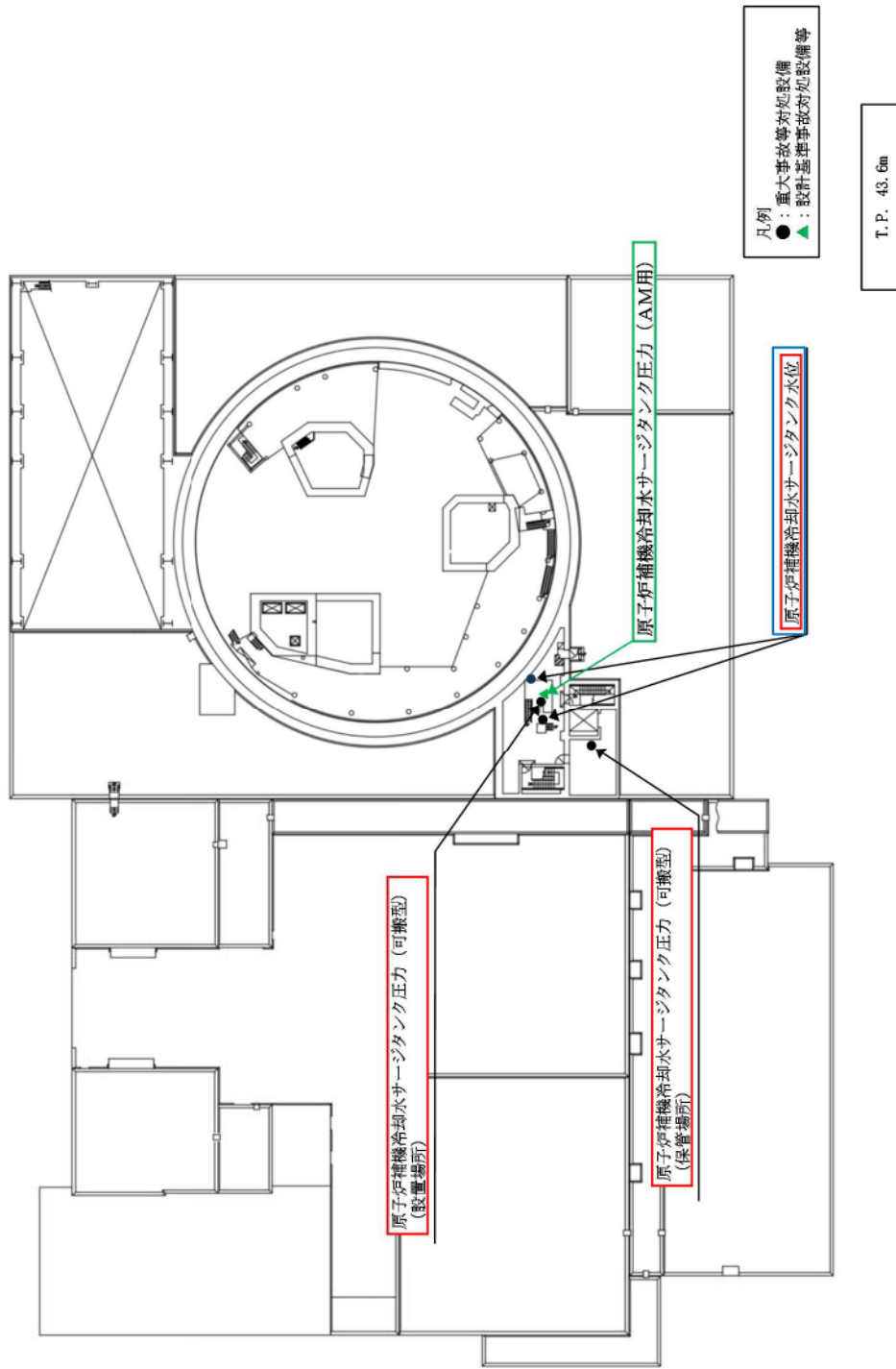


図 1 配置図 (4 / 4)