

修正不要

第 3.15-13 表 計装設備の試験検査内容 (1/3)

計器分類	パラメータ	原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位 (広帯域)	停止中	機能・性能検査	計器校正
	原子炉水位 (燃料域)		記載のみ	
	原子炉水位 (S A 広帯域)			
	原子炉水位 (S A 燃料域)		記載のみ	
	サプレッション・プール水位			
	フィルタ装置水位			
	代替淡水貯槽水位			
	西側淡水貯水設備水位			
	格納容器下部水位		停止中	
使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	運転中又は停止中		機能・性能検査	計器校正
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能検査	計器校正
	原子炉圧力 (S A)			
	ドライウェル圧力			
	サプレッション・チェンバ圧力			
	フィルタ装置圧力			
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力			
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力			
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			
流量計	高圧代替注水系系統流量	停止中	機能・性能検査	計器校正
	低圧代替注水系原子炉注水流量			
	代替循環冷却系原子炉注水流量			
	原子炉隔離時冷却系系統流量			
	高圧炉心スプレイ系系統流量			
	残留熱除去系系統流量			
	低圧炉心スプレイ系系統流量			
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量			
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量			
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量			
	残留熱除去系海水系系統流量			

修正必要

第 3.15-14 表 多重性を有する対象パラメータ

名称	計測範囲	個数	取付場所
原子炉圧力	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力 (S A)	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋原子炉棟 2 階
記載のみ	0~500 (ペDESTAL 0.2m)		計測範囲変更なし 格納容器内
格納容器下部水位	+1.05m ^{*4,*5} (EL. 12,856mm)	2	原子炉格納容器内
	+0.50m, +0.95m ^{*4,*6} (EL. 12,306mm, 12,756mm)	各 2	原子炉格納容器内
	+2.25m, +2.75m ^{*4,*7} (EL. 14,056mm, 14,556mm)	各 2	原子炉格納容器内
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
起動領域計装	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40% 又は 0~125% (1.0×10 ⁸ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	0~125% (1.0×10 ¹² ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2 ^{*8}	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	180~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階, 屋外 (原子炉建屋南側外壁面)
フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6 階
	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階

※1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)
 ※2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) **915cm⇒920cm**
 ※3: R P V 破損及びヒテブリ落ト・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計系)
 ※4: ペDESTAL 底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ
 ※5: R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)
 ※6: R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)
 ※7: R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)
 ※8: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

修正不要

3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲を第3.15-17表に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレー系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレー系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装

記載のみ

- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A 広帯域）

・ 原子炉水位（S A 燃料域）

記載のみ

- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度

修正不要

対応手段等	監視機能喪失	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。なお、R P V破損徴候パラメータとして原子炉圧力容器温度（下鏡部）が「300℃到達」を検知することにより、やがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視する。 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは推定可能である。</p> <p style="text-align: right;">記載のみ</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で、重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</p>

修正不要

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
① 原子炉 圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	※1	0~500℃	302℃以下 ※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり, また, 損傷炉心の冷却失敗 判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知 (300℃) に対して500℃まで監視可能。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㊸
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力 (SA)	※2								
	原子炉水位 (広帯域)	※2								
	原子炉水位 (燃料域)	※2								
	原子炉水位 (SA広帯域)	※2								
	原子炉水位 (SA燃料域)	※2								
② 原子炉圧力容器内の 圧力	残留熱除去系熱交換器入口 温度	※2			「②最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力	2	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使 用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I・II 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊸
	原子炉圧力 (SA)	2	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage]以下		Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器		㊸
	原子炉水位 (広帯域)	※2								
	原子炉水位 (燃料域)	※2								
	原子炉水位 (SA広帯域)	※2								
	原子炉水位 (SA燃料域)	※2								
原子炉圧力容器温度	※2				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					

記載のみ

記載のみ

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800～1,500 mm ※4	-3,800～1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8（300～1,400mm※4）及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑫
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑬
	原子炉水位（SA広帯域）	1	-3,800～1,500 mm ※4	-3,800～1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑭
	原子炉水位（SA燃料域）	1	-3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑮
④ 原子炉圧力容器内の 圧力	高圧代替注水系系統流量 ※2									
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2									
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	残留熱除去系系統流量 ※2									
	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力（SA） ※2									
	サブレーション・チェンバ圧力 ※2									

記載のみ

計測範囲変更なし

記載のみ

448⇒397

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
④ 原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	0~50L/s	-※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高圧炉心スプレイレイ系系統流量	※1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 III 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	低圧代替注水系 原子炉注水流量	(常設ラ イン用)	※1	0~500m ³ /h ※7	-※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容 器への注水時ににおける最大流量 (378m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
		(常設ラ イン用)	※1	0~80m ³ /h ※7, ※9	-※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容 器への注水時ににおけるミニフロー調整時の最 大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
		(可搬ラ イン用)	※1	0~300m ³ /h ※8	-※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容 器への注水時ににおける最大流量 (110m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	代替循環冷却系原子炉注水 流量	(可搬ラ イン用)	※1	0~80m ³ /h ※8, ※9	-※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力 容器への注水時ににおけるミニフロー調整時の 最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	③
		代替循環冷却系による原子炉圧力容 器への注水時ににおける最大流量 (100m ³ /h) を監視可 能。	2	0~150m ³ /h	-※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注 水時ににおける最大流量 (100m ³ /h) を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	残留熱除去系系統流量	残留熱除去系系統流量	※1	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を 監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑥
		低圧炉心スプレイレイ系系統流量	※1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		
代替淡水貯槽水位	代替淡水貯槽水位	※2									
西側淡水貯水設備水位	西側淡水貯水設備水位	※2									
サブレーション・プール水位	サブレーション・プール水位	※2									
原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (広帯域)	※2									
原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (燃料域)	※2									
原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (SA広帯域)	※2									
原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	※2									
「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。											
「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。											
「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。											

記載のみ

第3.15-17表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第3.15-2 , 3 図No.
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位（広帯域）									
	原子炉水位（燃料域）									
	原子炉水位（SA広帯域）									
	原子炉水位（SA燃料域）									
	原子炉圧力									
	原子炉圧力（SA）									
	ドライウエル雰囲気温度									
ドライウエル圧力										

記載のみ

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第3.15-17表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第3.15-2 , 3 図No.
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2									
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※2									
	原子炉水位 (広帯域) ※2									
⑮ 原子炉建屋内の酸素濃度	原子炉水位 (燃料域) ※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2									
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2									
	原子炉建屋酸素濃度 ※1	2	0~10vol%	-※6		重大事故等時において、酸素と酸素の可燃限界 (酸素濃度: 4vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用交流電源	触媒式酸素検出器	-※24
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	静的触媒式酸素再結合作監視装置 ※2	4 ※18	0~300℃	-※6	重大事故等時において、静的触媒式酸素再結合作器の最高使用温度 (300℃) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	熱伝導式酸素検出器	-※24	㉑
	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	1	0~25vol%	5.0vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	磁気力式酸素検出器	-※24	㉒
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2				「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2									
⑰ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ※2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	サブレーション・チェンバ圧力 ※2									

記載のみ

修正必要

第3.15-17表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13／13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第3.15-2 , 3 図 No.
⑰ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	1	-4, 300 ~ +7, 200mm ※19 (EL. 35, 077 ~ 46, 577mm)	+6, 818mm (EL. 46, 195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL. 35, 097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位検出器	-※24	㉔
		1	0 ~ 120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。			測温抵抗体		
	1	0 ~ 120℃	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。		Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	-※24	㉕
	1	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。		Ss 機能維持		緊急用 直流電源		
	1	-	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。		Ss 機能維持	カメラ：緊急用 直流電源 空冷装置：緊急用 交流電源	赤外線カメラ	-※24	㉗

915cm⇒920cm

- ※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4：基準点は蒸気乾燥器スタート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）。
- ※5：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- ※6：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。
- ※7：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。
- ※10：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（サブレンジョン・チェンバ底部より7,030mm）。 ※11：ペダスタル底部（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
- ※12：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレンジョン・チェンバ底部より7,030mm）。 ※13：R P V破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）。
- ※14：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）。 ※15：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）。
- ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※17：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個、B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- ※18：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）。
- ※20：検出点2箇所。 ※21：検出点8箇所。
- ※22：「設置許可基準規則」第47条、48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文中の「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料58-10に整理している。
- ※23：「設置許可基準規則」第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドラワイエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とともに、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文中の「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料58-10に整理している。
- ※24：「可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A 広域）、監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計測器は使用可能である。

修正不要

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 流量, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束) から推定する。
- ケース 2 : 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 水素燃焼するおそれのある状態であることを推定する。
- ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 9 : 制御棒の位置指示により未臨界を推定する。
- ケース 10 : プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。
- ケース 11 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 12 : デブリの冠水状態を温度により推定する。

なお, 代替パラメータによる推定に当たっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	<p>① 主要パラメータの他チャンネル</p> <p>② 原子炉圧力 (S A)</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域)</p> <p>② 原子炉水位 (燃料域)</p> <p>② 原子炉水位 (S A 広帯域)</p> <p>② 原子炉水位 (S A 燃料域)</p> <p>③ 残留熱除去系熱交換器入口温度</p>	<p>① 原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また, スクラム後, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>③ 残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去する。</p>	<p>ケース 1</p> <p>ケース 6</p> <p>ケース 1</p>	<p>① 原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また, スクラム後, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>③ 残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去する。</p>

記載のみ

記載のみ

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

記載のみ

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャレンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 ③ 代替注水系統流量 ③ 代替注水系統流量 ③ 代替注水系統流量 ③ 代替注水系統流量 ③ 代替注水系統流量 ③ 代替注水系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2	① 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャレンネルが故障した場合、他チャレンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA 広帯域) 又は 原子炉水位 (SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量、原子炉圧力、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャレンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 ② 代替注水系統流量 ② 代替注水系統流量 ② 代替注水系統流量 ② 代替注水系統流量 ② 代替注水系統流量 ② 代替注水系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2 ケース 4	① 原子炉水位 (SA 広帯域) 又は 原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量、原子炉圧力、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-18表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

記載のみ

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース3	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・プールの水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S.A.広帯域) ③原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース1 ケース3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

記載のみ

第3.15-18表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量 (2/2)	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース3	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	ケース1 ケース3	①残留熱除去系系統流量の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース3	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

記載のみ

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
	< 原子炉圧力容器内の状態 > 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A.広帯域) 原子炉水位 (S.A.燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A)	① 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A)) の他チャンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 1 ケース 5	① 主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S.A) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A.広帯域) 原子炉水位 (S.A.燃料域) 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S.A) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器パイプスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A)) の他チャンネルを優先する。
	格納容器パイプスの監視	< 原子炉格納容器内の状態 > ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	① 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域) ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 1 ケース 5
	< 原子炉建屋内の状態 > [エリア放射線モニタ]	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ① 原子炉水位 (S.A.広帯域) ① 原子炉水位 (S.A.燃料域) ① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S.A) ① ドライウエル雰囲気温度 ① ドライウエル圧力	ケース 5	① エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域) 原子炉水位 (S.A.燃料域) 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器パイプスの発生を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

記載のみ

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッジョン・プールの水位	① 高圧代替注水系系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高圧炉心スプレイス系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイス系統流量 ② 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	ケース 2	① サブプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プールを水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブプレッジョン・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サブプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッジョン・プールの水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常(圧力低下、ハンチングなど)が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイス流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位(広帯域) ② 原子炉水位(燃料域) ② 原子炉水位(SA広帯域) ② 原子炉水位(SA燃料域) ② サブプレッジョン・プール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・プールの水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

記載のみ

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量	ケース 2	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プールの水位の変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
		① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ② サブプレッション・プール水位		
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル	ケース 1	① 原子炉建屋水素濃度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合理器動作監視装置 (静的触媒式水素再結合理器入口/出口の差温度により) 水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
		② 静的触媒式水素再結合理器動作監視装置	ケース 8	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	ケース 7	① 格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウエル圧力 ① サブプレッション・チェンバ圧力 ① ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。
		② [格納容器内酸素濃度] ※2		

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (常設)

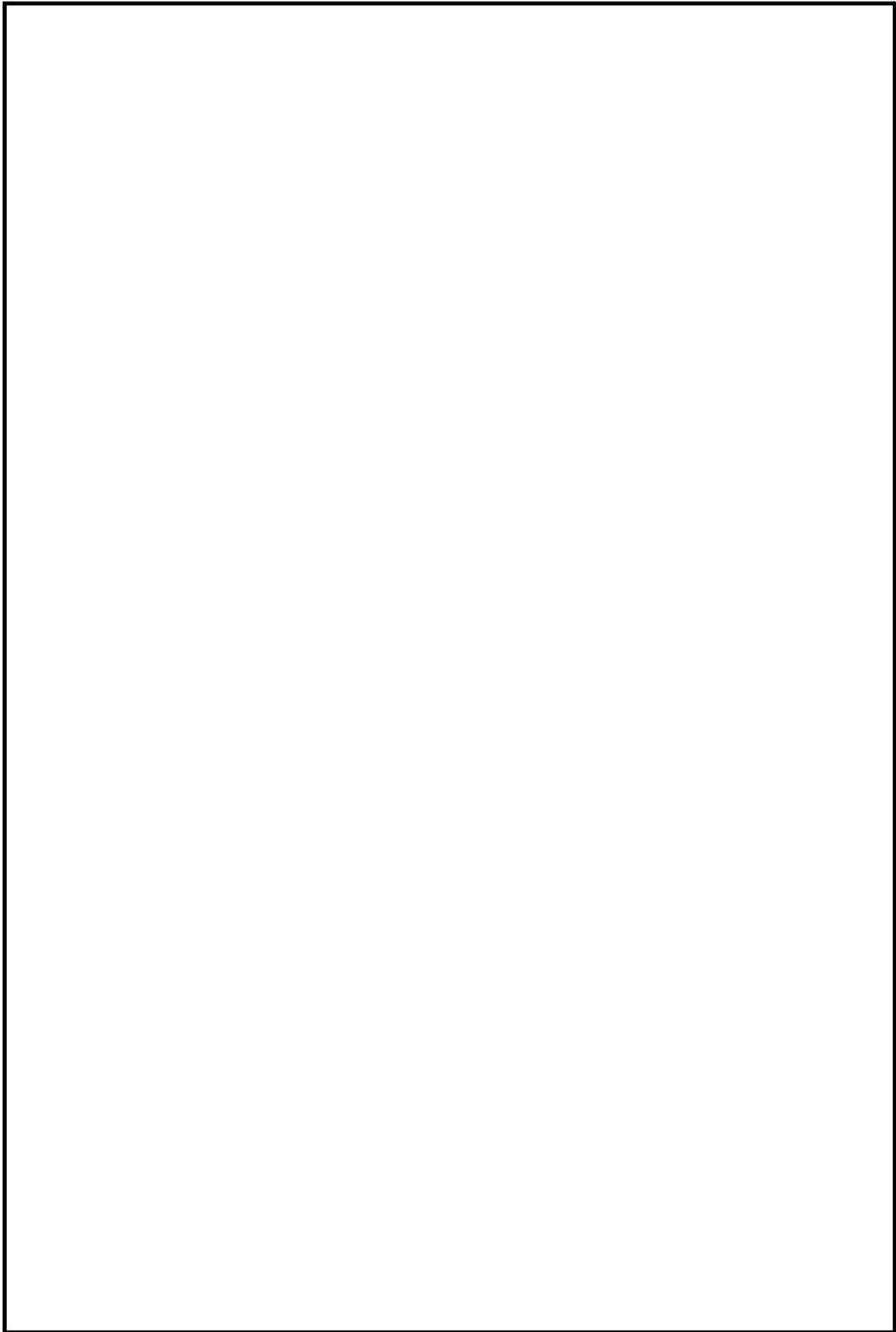
第 58 条：計装設備		原子炉水位 (燃料域)	記載のみ			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		58-3 配置図	
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		-		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J
		関連資料		58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d	
	その他 (飛散物)		その他設備	対象外		
	関連資料		-			
	第 6 号	設置場所		操作不要	対象外	
	関連資料		-			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料		58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
		関連資料		-		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
		サポート系要因		異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 58 条：計装設備			原子炉水位 (SA燃料域)	記載のみ		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

第 58-3-1 表 配置図一覧表 (1/3)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	第 58-3-5, 6 図
原子炉圧力	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉圧力 (S A)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
高压代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
低压代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
高压炉心スプレイ系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压炉心スプレイ系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
低压代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-4, 6 図
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内	第 58-3-1, 2 図
格納容器下部水温	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
ドライウエル圧力	原子炉建屋原子炉棟 4 階	第 58-3-6 図
サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	第 58-3-3, 4 図
格納容器内水素濃度 (S A)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
起動領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-11 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-11 図
フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図

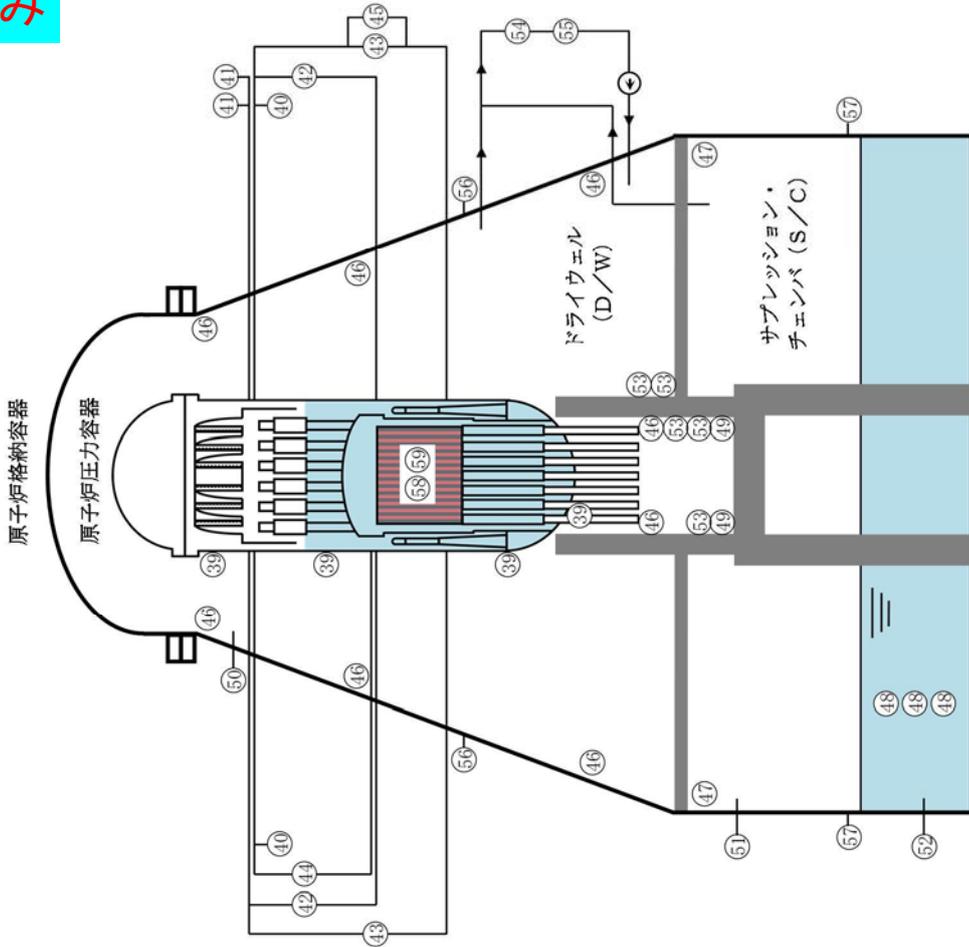


第 58-3-4 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)

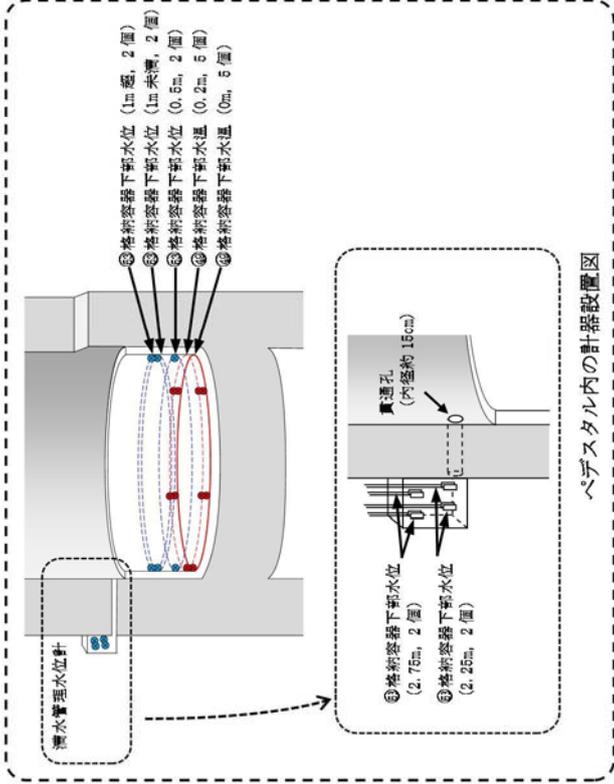
修正不要

記載のみ

- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (SA)
- ⑧ 原子炉圧力 (SA)
- ⑨ 原子炉水位 (線形)
- ⑩ 原子炉水位 (線形)
- ⑪ 原子炉水位 (SA広帯域)
- ⑫ 原子炉水位 (SA線形)
- ⑬ ドライウエル 蒸気温度
- ⑭ サプレッション・チェンバ 蒸気温度
- ⑮ サプレッション・チェンバ 蒸気温度
- ⑯ 原子炉圧力容器内酸濃度
- ⑰ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ⑱ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ⑲ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ⑳ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉑ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉒ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉓ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉔ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉕ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉖ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉗ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉘ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉙ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉚ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉛ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉜ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉝ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉞ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㉟ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊱ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊲ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊳ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊴ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊵ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊶ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊷ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊸ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊹ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊺ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊻ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊼ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊽ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊾ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)
- ㊿ 原子炉圧力容器内酸濃度 (SA)



第 58-4-2 図 主要設備 系統概要図 (2/3)



第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (1/2)

計器分類	パラメータ	図番号	
水位計	原子炉水位 (広帯域)	第 58-5-1 図	
	原子炉水位 (燃料域)		記載のみ
	原子炉水位 (S A 広帯域)		記載のみ
	原子炉水位 (S A 燃料域)		
	サブプレッション・プール水位		
	フィルタ装置水位		第 58-5-2 図
	代替淡水貯槽水位		
	格納容器下部水位		
	西側淡水貯水設備水位		
	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	第 58-5-4 図	
圧力計	原子炉圧力	第 58-5-5 図	
	原子炉圧力 (S A)		
	ドライウェル圧力		
	サブプレッション・チェンバ圧力		
	フィルタ装置圧力		
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力		
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			
流量計	高圧代替注水系系統流量	第 58-5-6 図	
	低圧代替注水系原子炉注水流量		
	代替循環冷却系原子炉注水流量		
	原子炉隔離時冷却系系統流量		
	高圧炉心スプレイ系系統流量		
	残留熱除去系系統流量		
	低圧炉心スプレイ系系統流量		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量		
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量		
残留熱除去系海水系系統流量			

修正不要

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

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

2.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉压力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（S A））及び水位（原子炉水位（広帯域）、**原子炉水位（燃料域）**、原子炉水位（S A広帯域）、**原子炉水位（S A燃料域）**）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

記載のみ

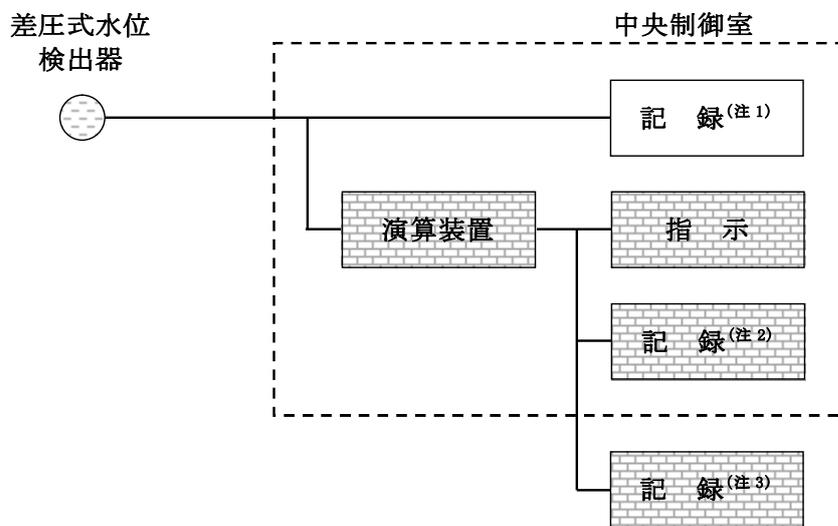
2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

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

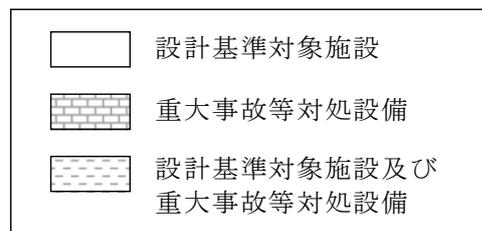
(2) 原子炉水位（燃料域）

記載のみ

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-23 図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）



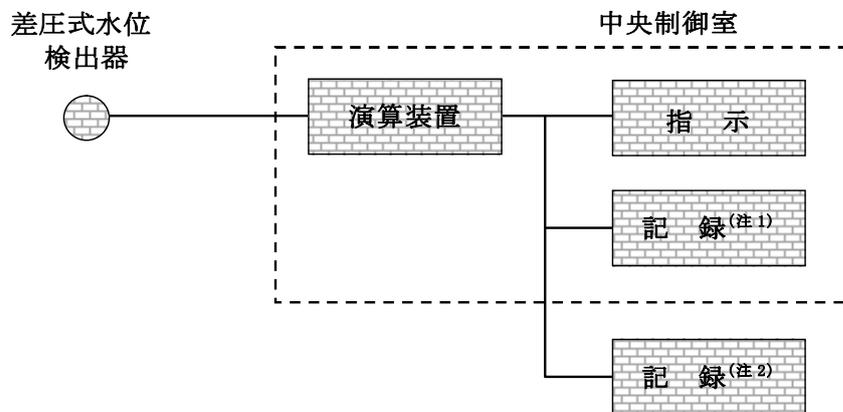
- (注 1) 記録計
- (注 2) データ伝送装置
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



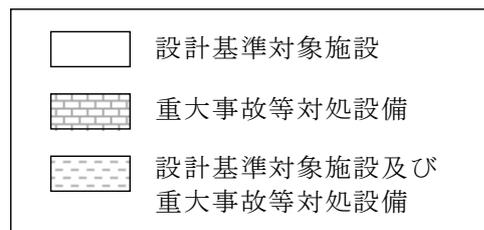
第 58-6-23 図 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3) 原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）

原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-24 図「原子炉水位（S A広帯域）原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図」参照。）



(注 1) データ伝送装置
 (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



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

表 58-6-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

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

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉水位 (広帯域)		1,260mm ^{*5} 1,300mm ^{*6}	-3,800~1,400mm ^{*5} 448~1,300mm ^{*6}	-3,800~1,400mm ^{*5} 0~1,300mm ^{*6}	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位 細細範囲レベル ^{*3} ~8 (300~1,400mm ^{*5}) 及 燃料有効長底面 ^{*4} まで監視可能である。	
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*6}	1,260mm ^{*5} 1,300mm ^{*6}	448~1,300mm ^{*6}	0~1,300mm ^{*6}	記載のみ	
原子炉水位 (S.A.広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*5}	1,260mm ^{*5} 1,300mm ^{*6}	448~1,300mm ^{*6}	0~1,300mm ^{*6}		
原子炉水位 (S.A.燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*6}	1,260mm ^{*5} 1,300mm ^{*6}	448~1,300mm ^{*6}	0~1,300mm ^{*6}		
圧力 チェンバ圧力	0~1MPa[abs]	5kPa[gage]	448⇒397 [gage] 以下	310kPa[gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa[gage]) に余裕を見込んだ設定とす る。	
	0~1MPa[abs]	5kPa[gage]	279kPa[gage] 以下	310kPa[gage] 以下		
ドライウエル雰囲気 温度	0~300℃	57℃以下	171℃以下	123℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、ドライウエル雰囲気温度 (202℃) に余 裕を見込んだ設定とする。	
サブレーション・ チェンバ雰囲気温度	0~200℃	32℃以下	171℃以下	143℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブレーション・チェンバ雰囲気温度 (171℃) に余裕を見込んだ設定とする。	
サブレーション・ プール水温度	0~200℃	32℃以下	104℃以下	139℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブレーション・プール水温度 (139℃) に余裕を見込んだ設定とする。	
格納容器下部水温	0~500℃ ^{*7} (ペデスタル床面 0m, 0.2m) ^{*8}	—	—	—	ペデスタルにデブリが落下・堆積した際に水 温上昇又はデブリが接触し指示がダウンスケ ールすることによってデブリの落下・堆積が検知可 能である。	

計測範囲の変更なし

記載のみ

修正必要

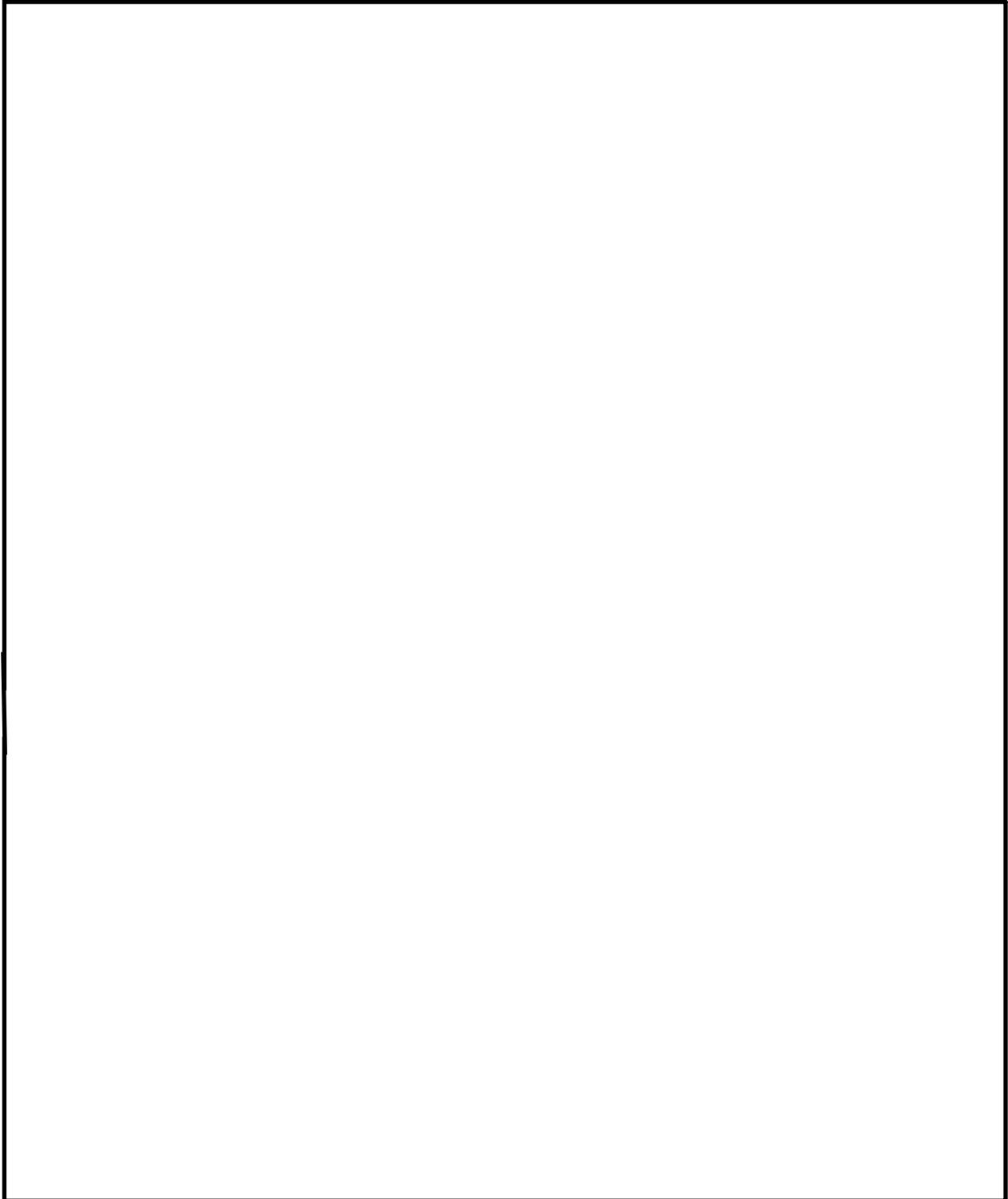
- ※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
 - ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
 - ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
 - ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- ※2：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- ※3：可搬型設備による対応時时使用
- ※4：狭帯域流量
- ※5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）
- ※6：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm） **915cm⇒920cm**
- ※7：R P V破損及びデブリ落下・堆積横知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼アフリ横知器）
- ※8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ
- ※9：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サブレクション・チェンバ底部より 7, 030mm）
- ※10：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- ※11：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- ※12：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計）
- ※13：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※14：300°C以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上で問題ない。
- ※15：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39, 377mm（使用済燃料プール底部より 4, 688mm）

修正必要

参考資料

原子炉水位の概要図と計測範囲との関係

原子炉水位の概要図を第 58-6-60 図に，インターロックの概要を第 58-6-4 表に示す。



第 58-6-60 図 原子炉水位の概要図

修正必要

第 58-6-4 表 インターロック概要

原子炉水位	基準水位との差	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル 8)	+1,400mm	原子炉隔離時冷却系自動停止 高圧炉心スプレイ系注入弁閉止
L 5 6	+900mm	通常運転水位
L 3 : 原子炉水位低 (レベル 3)	+300mm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル 2)	-950mm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 原子炉再循環ポンプトリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル 1)	-3,800mm	低圧注水系自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧系タイマー作動*
T A F : 燃料有効長頂部	-4,248mm ⇒-4197mm	(燃料有効長頂部)
L 0 : ジェットポンプ上端	-5,315mm	(ジェットポンプ上端)

※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動

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

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃以下
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉水位（広帯域）	-3.800～1.500mm*1	-3.800～1.400mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm*2	448～1,300mm*2
	①原子炉水位（S A広帯域）	-3.800～1.500mm*1	-3.800～1.400mm*1
	原子炉水位（S A燃料域）	-3,800～1,300mm*2	448～1,300mm*2
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	249℃以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）		
	*2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料有効長頂部（T A F）以上の場合には、原子炉压力容器内の水蒸気が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が T A F に到達してからの経過時間より原子炉压力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力、原子炉圧力（S A）</p> <p>原子炉水位が T A F 以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第 58-7-1 図を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		

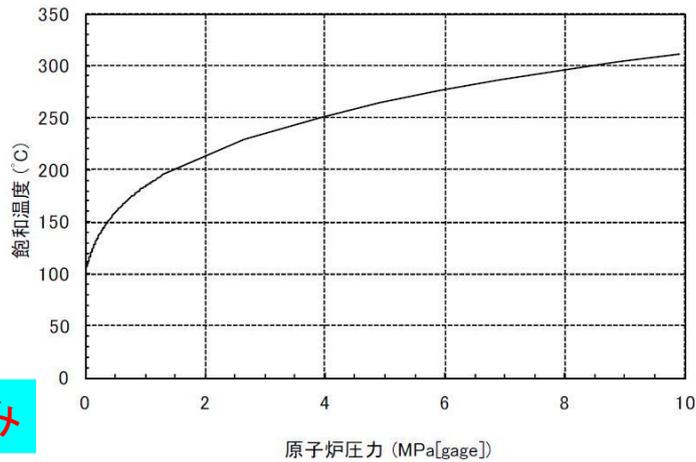
記載のみ

448⇒397

915cm⇒920cm

記載のみ

記載のみ



第 58-7-1 図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

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

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

測定可能範囲: 全範囲

記載のみ

※推定概要

<推定方法>

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

<注意事項>

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

修正する

入力		結果		
時間	原子炉水位* (燃料域或 [mm])	崩壊熱 [MWt]	燃料表面温度 [°C]	蒸気温度 [°C]
95	-627	38.41	319	304
97	-713	38.15	340	324
99	-798	37.89	360	345
101	-883	37.63	387	372
103	-967	37.38	417	402
105	-1051	37.14	450	435
107	-1134	36.89	485	470
109	-1217	36.66	522	507
111	-1299	36.43	560	546
113	-1381	36.20	600	586
115	-1462	35.97	641	627
117	-1543	35.75	683	669
119	-1623	35.54	726	711
121	-1703	35.32	769	755
123	-1782	35.11	814	800
125	-1861	34.91	859	845
127	-1940	34.71	906	892
129	-2018	34.51	953	939
131	-2095	34.31	1001	987
133	-2172	34.12	1050	1036
135	-2249	33.92	1100	1087
137	-2325	33.74	1151	1138

*燃料域0mm TAF+621mm

第 58-7-2 図 原子炉内燃料温度推定計算シート

	<p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域），原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が T A F 以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は上記の推定方法①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 原子炉水位が T A F 以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。</p> <p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A 広帯域），原子炉水位（S A 燃料域））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性があることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1：原子炉圧力容器の定格圧力：約 7MPa [gage]（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±91kPa [gage] から温度に換算した場合は 287±4.3℃程度，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa [gage] から温度に換算した場合は 287±4.0℃程度。</p> <p>代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2：残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±3.1℃</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

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

項 目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
代替 パラメータ	①原子炉圧力（S A） （原子炉圧力の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（S A）の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	②原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm*1	-3,800～1,400mm*1
	②原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm*2	448→1,300mm*2
	②原子炉水位（S A広帯域）	-3,800～1,500mm*1	-3,800～1,400mm*1
	②原子炉水位（S A燃料域）	-3,800～1,300mm*2	448→1,300mm*2
	②原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃ 以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより915cm）		
	*2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）		915cm⇒920cm
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を行うことである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（S A）（原子炉圧力（S A））を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、第 58-7-3 図を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。</p>		

記載のみ

448⇒397

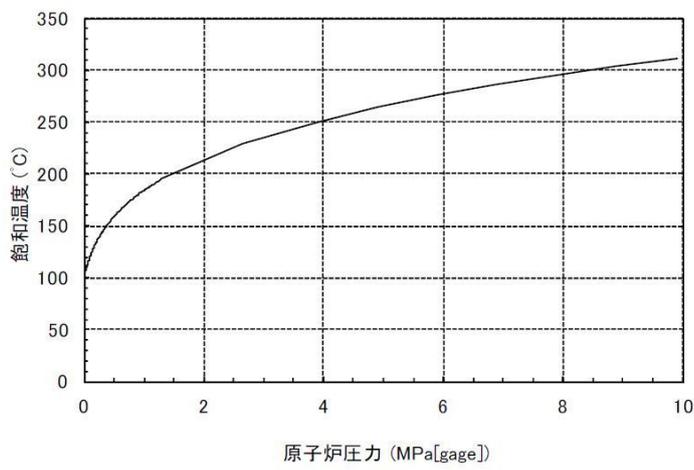


図 58-7-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

<p>推定の評価</p>	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A 広帯域），原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが前提であるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことであり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1：原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，温度を圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2：低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa [gage]（飽和温度：約 147℃），定格圧力：約 7MPa [gage]（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：±4.9℃から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.06MPa [gage] 程度，7.0±0.5MPa [gage] 程度。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*2
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*1
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域） （SA燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	②高压代替注水系系統流量	0~50L/s	—
	②低压代替注水系原子炉注水流量	0~500m ³ /h*3	—
		0~80m ³ /h*3,*5	—
		0~300m ³ /h*4	—
		0~80m ³ /h*4,*5	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m ³ /h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s
	②高压炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	438L/s
	②残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s
	②低压炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	456L/s
	③原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③原子炉圧力（SA）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③サプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより915cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm） *3：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *4：可搬型設備による対応時に使用，*5：狭帯域流量		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）原子炉水位（SA燃料域）（原子炉水位（SA広帯域）原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定）、②原子炉压力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量）により原子炉压力容器内の水位を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。		

記載のみ

448⇒397

448⇒397

448⇒397

448⇒397

915cm⇒920cm

記載のみ

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

同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。

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

- ② 原子炉压力容器への注水流量

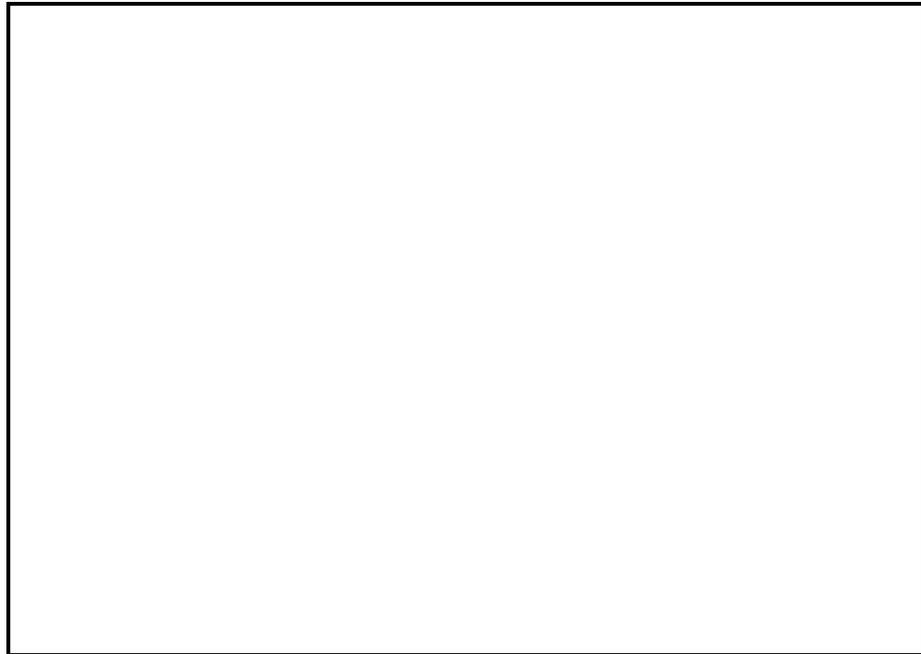
第58-7-4図より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉压力容器温度にて合わせて確認する。

原子炉水位変化率 [mm/min]

= 原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m³/h]
/60 [min] /

原子炉压力容器レベル換算：

推定可能範囲：全範囲



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

- ③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力

原子炉压力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

具体的には、逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において、高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）又は代替の注水系統による原子炉压力容器への注水により，原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉压力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧が [gage] 以上であれば原子炉压力容器を満水と推定する。

<p>推定の評価</p>	<p>① 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉压力容器への注水流量 原子炉压力容器への注水流量による推定方法は、直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力による推定方法は、原子炉水位の計測が困難*となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>* 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に、原子炉圧力とドライウエル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお、大規模な破断が発生した場合は、原子炉压力容器の満水を確認することが困難であるため、破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水流量と注水時間により推定する。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1：原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm、原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm、原子炉水位（SA燃料域）の誤差：±41mm</p> <p>代替パラメータ（原子炉压力容器への注水流量）による推定では、崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで、炉心冷却状態の傾向が把握できるため、計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2：高圧代替注水系系統流量の誤差：±0.4L/s 低圧代替注水系原子炉注水流量の誤差：±4.0m³/h^{*3}、±2.4m³/h^{*4}、±0.7m³/h^{*5} 代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m³/h 原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±0.5L/s 高圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±4.3L/s 残留熱除去系系統流量の誤差：±5.2L/s 低圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±5.2L/s ※3：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用する流量 ※4：可搬型設備による対応時に使用する流量 ※5：狭帯域流量</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

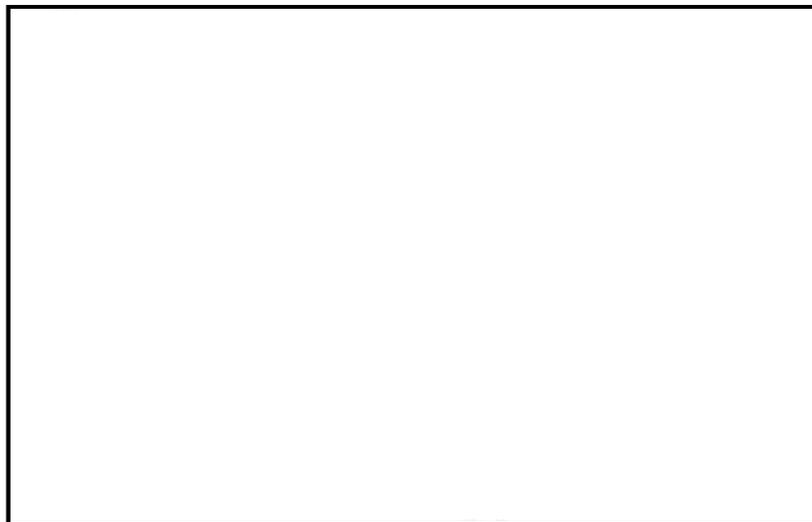
項目	原子炉压力容器への注水量			
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0～50L/s	—	
	低压代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h*1	—	
		0～80m ³ /h*1,*3	—	
		0～300m ³ /h*2	—	
		0～80m ³ /h*2,*3	—	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	—	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	40L/s	
	高压炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	438L/s	
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s	
低压炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	456L/s		
代替 パラメータ	① サプレッション・プール水位 （高压代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレイ系系統流量の代替）	-1～9m*4 (EL. 2, 030～12, 030mm)	-0.5～0m (EL. 2, 530～3, 030mm)	
	① 代替淡水貯槽水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～20m	—	
	① 西側淡水貯水設備水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～4.5m	—	
	② 原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm*5	-3,800～1,400mm*5	
	② 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm*6	448-1,300mm*6	448⇒397
	② 原子炉水位（SA広帯域）	-3,800～1,500mm*5	-3,800～1,400mm*5	
② 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800～1,300mm*6	448-1,300mm*6	448⇒397	
<p>*1：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *2：可搬型設備による対応時に使用， *3：狭帯域流量 *4：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm） *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1.340cm） *6：基準点は 燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm） 915cm⇒920cm</p>				
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。			
推定方法	<p>原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源であるサプレッション・プール，代替淡水貯槽 又は西側淡水貯水設備並びに注水先の原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① サプレッション・プール水位 サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。</p>			

記載のみ



原子炉圧力容器注水量 [m³/h]
 = ×1 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量
 [cm/h]

サプレッション・プール水量レベル換算：



第 58-7-5 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

- ① 代替淡水貯槽水位
 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。



第 58-7-6 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

- ① 西側淡水貯水設備水位
 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。

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

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

	<p>原子炉注水量 [m³/h] = <input type="text"/> × 原子炉水位変化率 [mm/min] × 60 [min] + 崩壊熱除去に必要な注水量 [m³/h]</p> <p>原子炉圧力容器水量レベル換算 : <input type="text"/> 推定可能範囲 : 全範囲</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第 58-7-7 図 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は、サプレッション・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② <input type="text"/> 原子炉水位 (広帯域), <input type="text"/> 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) <input type="text"/> 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p>

	<p><誤差による影響について></p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（サブプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1：サブプレッション・プール水位の誤差：±8cm、代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm、西側淡水貯水設備水位の誤差：±3cm</p> <p>代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備によって原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2：原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm、原子炉水位（S A 広帯域）の誤差：±43mm、原子炉水位（S A 燃料域）の誤差：±41mm</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--	---

修正必要

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

※：有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉压力容器パラメータ		
	原子炉水位（広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*2
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*2
	原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉格納容器パラメータ		
	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	171℃ 以下
	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
原子炉建屋パラメータ			
[エリア放射線モニタ] ※	10 ⁻⁴ ~10 ⁰ mSv/h	—	
代替 パラメータ	①ドライウエル雰囲気温度 （原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、[エリア放射線モニタ] ※）の代替	0~300℃	171℃ 以下
	①ドライウエル圧力 （原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、[エリア放射線モニタ] ※）の代替	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	① [エリア放射線モニタ] ※ （原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力の代替）	10 ⁻⁴ ~10 ⁰ mSv/h	—
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力、[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力、[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉圧力 （ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力、[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（SA） （ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力、[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下

記載のみ

448⇒397

448⇒397

記載のみ

448⇒397

448⇒397

	<p>*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1 340cm) *2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) 915cm⇒920cm</p>
<p>計測目的</p>	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスを監視する目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを確認することである。 なお、格納容器バイパスの監視は、プラントの状態を監視することで確認でき、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>
<p>推定方法</p>	<p>格納容器バイパス監視の主要パラメータは、＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。</p> <p style="text-align: center;">名称の記載</p> <p>＜格納容器パラメータ＞の主要パラメータであるドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞の主要パラメータであるエリア放射線モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉格納容器パラメータ＞により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>＜原子炉圧力容器パラメータ＞ ①＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞ ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>＜格納容器パラメータ＞ ①＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞ ＜格納容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞ ①＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞ ＜原子炉建屋パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないことにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>格納容器バイパス発生は、原子炉圧力容器からの漏えい発生を＜原子炉圧力容器パラメータ＞により確認し、原子炉格納容器内での漏えいの傾向がないことを＜格納容器パラメータ＞により確認し、原子炉建屋での漏えい傾向があることを＜原子炉建屋パラメータ＞により確認することで可能である。 いずれかのパラメータが計測不可能になっても残りのパラメータにより、原子炉格納容器外での漏えい発生を確認することができるため、この推定の方法は、格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。</p> <p>＜誤差による影響について＞ 格納容器バイパスの監視を実施する目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象</p>

修正必要

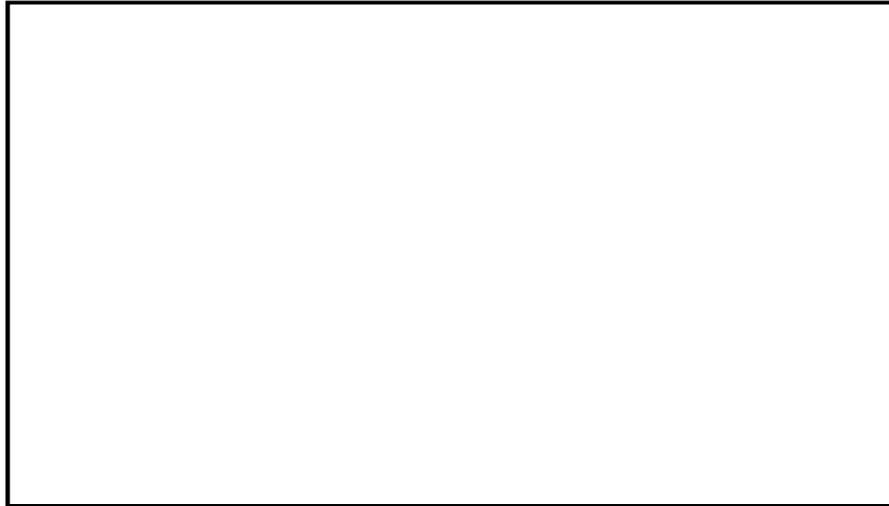
名称の記載

	②原子炉水位（広帯域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	②原子炉水位（燃料域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,300mm*6	448~1,300mm*6
	②原子炉水位（SA広帯域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,500mm*5	-3,800~1,400mm*5
	②原子炉水位（SA燃料域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,300mm*6	448~1,300mm*6
	②サブプレッション・プール水位 （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-1~9m*1 (EL. 2,030~12,030mm)	-0.5~0m (EL. 2,530~3,030mm)
	③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 （代替淡水貯槽水位の代替）	0~5MPa [gage]	—
	*1：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm） *2：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *3：可搬型設備による対応時に使用， *4：狭帯域流量 *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340mm） *6：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて水源を確認する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを確認することである。		
推定方法	サブプレッション・プール，代替淡水貯槽又は西側淡水貯蔵設備を水源とするポンプの注水量，吐出圧力により，サブプレッション・プール水位，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯蔵設備水位を推定する。また，注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯蔵設備水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯蔵設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 <サブプレッション・プール水位> ① サブプレッション・プールを水源とする注水系の流量 サブプレッション・プールを水源とする高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の流量から，これらシステムが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブプレッション・プールを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から，各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <代替淡水貯槽水位> ① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量から推定する。		

448⇒397

448⇒397

915cm⇒920cm

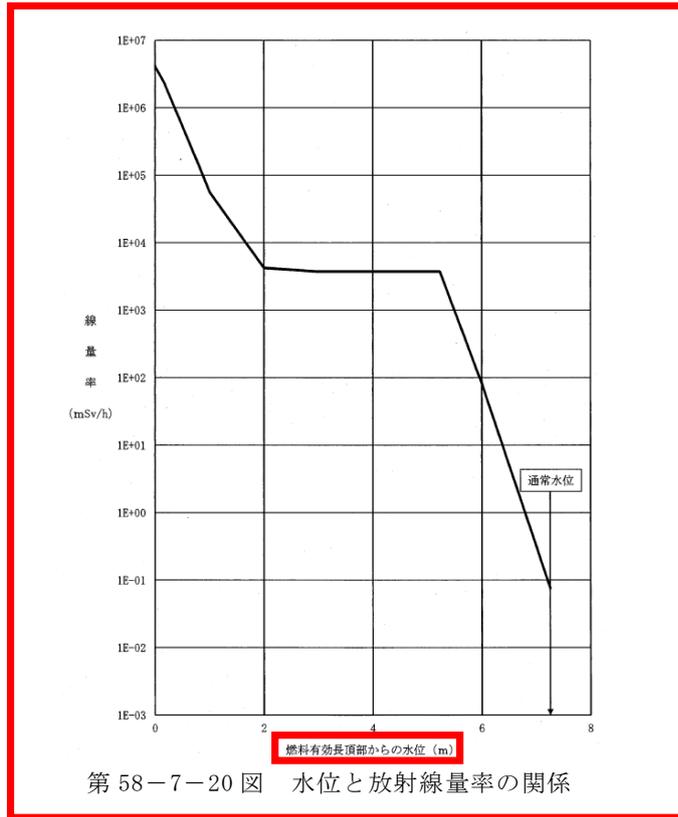


第 58-7-15 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

- ② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、サブプレッション・プール水位
注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。
 - ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。
- <西側淡水貯水設備水位>
- ① 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部流量
西側淡水貯水設備の水位容量曲線を用いて、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部流量から推定する。
 - ② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、サブプレッション・プール水位
注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。

推定の評価	<p><サブプレッション・プール水位></p> <ul style="list-style-type: none"> ① サブプレッション・プールを水源とする注水系の流量 本推定方法の目的は、サブプレッション・プールを水源とした注水系の運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、系統流量を確認し注水系が正常に動作していることを確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定できることから、適用可能である。 ② サブプレッション・プールを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、サブプレッション・プールを水源とした注水系の運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、注水系ポンプの吐出圧力を確認し注水系ポンプが正常に動作していることを確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。 <p><代替淡水貯槽水位></p> <ul style="list-style-type: none"> ① 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量、格納容器下部流量） 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量、格納容器下部流量）
-------	---

	<p>による推定方法は、直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、サブプレッション・プール水位 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である代替淡水貯槽水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、常設低圧代替注水系ポンプの運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、ポンプの吐出圧力を確認しポンプが正常に動作していることを確認することで、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p><西側淡水貯水設備水位> ① 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量、格納容器下部流量） 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量、格納容器スプレイ流量、格納容器下部流量） による推定方法は、直前まで判明していた西側淡水貯水設備水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、サブプレッション・プール水位 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である西側淡水貯水設備水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p><誤差による影響について> 水源を確認する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを把握することであり、代替パラメータ（サブプレッション・プールを水源とする系統流量及びポンプ吐出圧力、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位を水源とする低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部流量、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力並びに原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、サブプレッション・プール水位）による推定は、注水設備のパラメータ又は注水先の水位のパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--	---



第 58-7-20 図 水位と放射線量率の関係

推定の評価

使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は，使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり，代替パラメータ（使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき，計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1：使用済燃料プール水位・温度（SA広域）のうち水位の誤差：±173mm

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）のうち温度の誤差：±2.9℃

使用済燃料プール温度（SA）の誤差：±0.9℃

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の誤差：

$$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ Sv/h, } N: -2 \sim 5$$

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の誤差：

$$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ mSv/h, } N: -2 \sim 5$$

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，使用済燃料プールにおける燃料体等の冷却，放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

修正不要

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{※17}
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内	±4.9℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±91kPa
原子炉圧力 (S A)	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±84kPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,500mm ^{※1}	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,300mm ^{※2}	2	原子炉建屋原子炉棟 2階	±44mm
原子炉水位 (S A広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,500mm ^{※1}		計測範囲の変更なし	
原子炉水位 (S A燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,300mm ^{※2}	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±41mm
高压代替注水系系統流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.4L/s
低压代替注水系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h ^{※3}	各1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m ³ /h
		0~80m ³ /h ^{※3, ※5}			±0.7m ³ /h
		0~300m ³ /h ^{※4}	各1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±2.4m ³ /h
		0~80m ³ /h ^{※4, ※5}			±0.7m ³ /h
代替循環冷却系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地上2階	±1.6m ³ /h
原子炉隔離時冷却系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
高压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.3L/s
残留熱除去系系統流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h ^{※3}	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.0m ³ /h
		0~500m ³ /h ^{※4}	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系格納容器 下部注水流量	差圧式 流量検出器	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±1.6m ³ /h
代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±3.2m ³ /h
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	8	原子炉格納容器内	±3.2℃
サブプレッション・チェン バ雰囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃

記載のみ

修正必要

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

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

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

※2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)

915cm⇒920cm

※3: 可搬型設備による対応時に使用

※4: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用

※5: 狭帯域流量

※6: R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※7: ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ

※8: 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)

※9: R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※10: R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2mの場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※11: R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2mの場合) (満水管理水位計)

※12: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※13: 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

※14: 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

※15: 検出点 2 箇所

※16: 検出点 8 箇所

※17: 検出器~S P D S 表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更になる可能性がある)

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～1, 200℃ *1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	0～10.5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa [gage]	0～10.5MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (広帯域)	-3, 800～1, 500 mm *2	-3, 800～1, 500 mm *2	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (SA広帯域)	-3, 800～1, 500 mm *2	-3, 800～1, 500 mm *2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (SA燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	高圧代替注水系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	0～500L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h *4	0～500m ³ /h *4	各1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～80m ³ /h *4, *6	0～80m ³ /h *4, *6			差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～300m ³ /h *5	0～300m ³ /h *5			差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量 残留熱除去系系統流量	0～80m ³ /h *5, *6	0～80m ³ /h *5, *6	各1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～150m ³ /h	0～150m ³ /h			差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～600L/s	0～600L/s			差圧式流量検出器	中央制御室	
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	0～600L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室		

計測範囲の変更なし

記載のみ

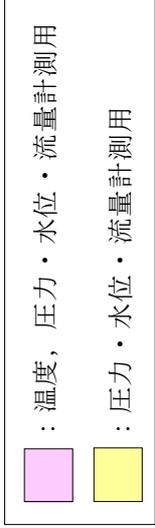
※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を20個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）
- *3：基準点は**燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）** **915cm⇒920cm**
- *4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- *5：可搬型設備による対応時に使用
- *6：狭帯域流量
- *7：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m,0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- *8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
- *9：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレシジョン・チェンバ底部より7,030mm）
- *10：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- *11：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m,1.0m未満水位計）
- *12：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- *13：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *14：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個，B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- *15：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- *16：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
- *17：検出点2箇所
- *18：検出点8箇所
- *19：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A領域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。

修正必要



(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (1/6)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
原子炉圧力容器温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
原子炉水位 (S A 広帯域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (S A 燃料域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階, 3 階
代替循環冷却系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階, 2 階
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

記載のみ

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

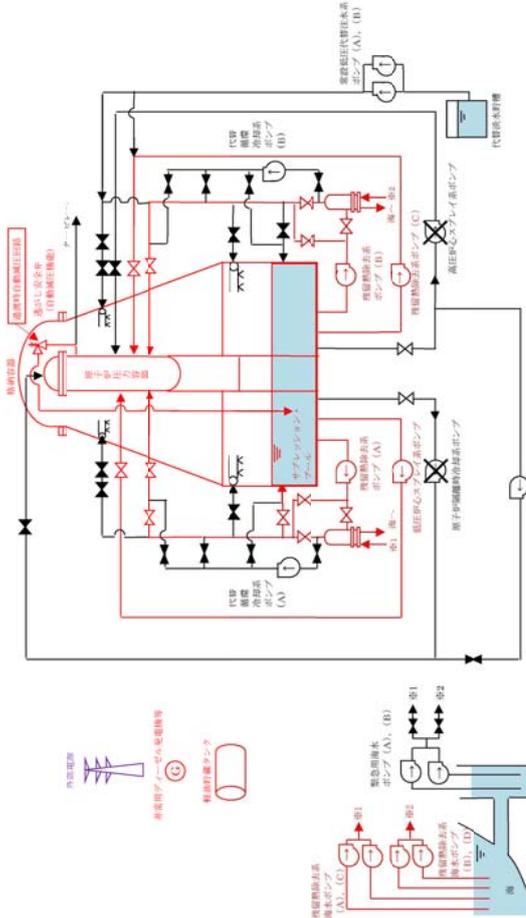
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失		原子炉スクラム機能 期待する設備 DB (SA発生前に使用) 46条 47条 (ポンプ), 49条 (ポンプ) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (注入先) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 48条 (ベント元), 49条 (注入先) 48条 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 47条 (水源), 49条 (水源) 56条 (水源) DB (解析上使用を仮定) 57条 57条 57条 56条 (水源移送) 57条 (燃料輸送) 58条 (未臨界の維持又は監視) 58条 (未臨界の維持又は監視) 47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認) 58条 (高圧注水機能喪失を確認) 58条 (高圧注水機能喪失を確認) 58条 (低圧注水機能喪失を確認) 58条 (低圧注水機能喪失を確認) 58条 (原子炉状態確認) 58条 (代替注水設備の運転確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認) 56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の冷却), 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認)

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

名称の記載のみ

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.2	高圧注水・減圧機能喪失	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
		過渡時自動減圧回路 (過渡時自動減圧機能)	46条
		低圧炉心スプレイレイ系ポンプ	47条 (ポンプ)
		低圧炉心スプレイレイ系配管 (低圧炉心スプレイレイ流路)	47条 (流路)
		低圧炉心スプレイレイ系弁 (低圧炉心スプレイレイ流路)	47条 (流路)
		低圧炉心スプレイレイ系スパーージャ (低圧炉心スプレイレイ流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条 (ポンプ)
		残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (サブプレッショ	47条, 49条 (流路)
		ン・プール冷却流路)	
		残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (サブプレッジョン・	47条, 49条 (流路)
		プール冷却流路)	
		残留熱除去系熱交換器 (低圧注水流路) (サブレッ	47条, 48条, 49条 (熱交換器)
		ション・プール冷却流路) (残留熱除去系海水流路)	
		残留熱除去系海水ポンプ	48条 (ポンプ)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		格納容器	48条, 49条 (ベント元, 注入先)
		外部電源 (電源)	DB (解析上使用を仮定)
		サブプレッジョン・プール (水源)	47条, 49条 (水源)
		軽油貯蔵タンク※1	57条 (燃料源)
		非常用ディーゼル発電機 (電源) ※1	
		高圧炉心スプレイレイ系ディーゼル発電機 (電源) ※1	
		平均出力領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)
		起動領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)
		原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	
		高圧炉心スプレイレイ系系統流量	58条 (高圧注水機能喪失を確認)
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条 (高圧注水機能喪失を確認)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉炉状態確認)
		低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力	58条 (低圧注水設備の運転確認)
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条 (低圧注水設備の運転確認)
		サブプレッジョン・プール水温度	58条 (格納容器状態確認)
		残留熱除去系系統流量	58条 (格納容器の冷却)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)



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

名称の記載のみ

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失 (長期T B) (つづき)	原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域)	45条 (高圧時の原子炉冷却), 47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条 (高圧時の原子炉冷却)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)	58条 (原子炉状態確認)
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)
		ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の状態確認), 58条 (格納容器の状態確認)
		ドライウエル雰囲気温度	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の状態確認), 58条 (格納容器の状態確認)
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		サブレーション・プール水温度	58条 (格納容器の状態確認)
		サブレーション・プール水位	58条 (格納容器の状態確認)
		残留熱除去系系統流量	58条 (格納容器の冷却)
		残留熱除去系海水系系統流量	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)

修正不要

名称の記載のみ

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

No.	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失 (TBD, TBU) (つづき)	原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)
		高圧代替注水系統流量	58条 (代替注水設備の運転確認)
		原子炉水位 (広帯域)	45条 (高圧時の原子炉冷却), 47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)
		原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		ドライウエル圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の冷却), 58条 (格納容器状態確認)
		サブレーション・チェンバ圧力	
		サブレーション・プール水温度	58条 (格納容器状態確認)
		残留熱除去系統流量	58条 (格納容器の冷却)
		残留熱除去系海水系系統流量	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	
		ドライウエル雰囲気温度	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の冷却), 58条 (格納容器状態確認)

修正不要

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

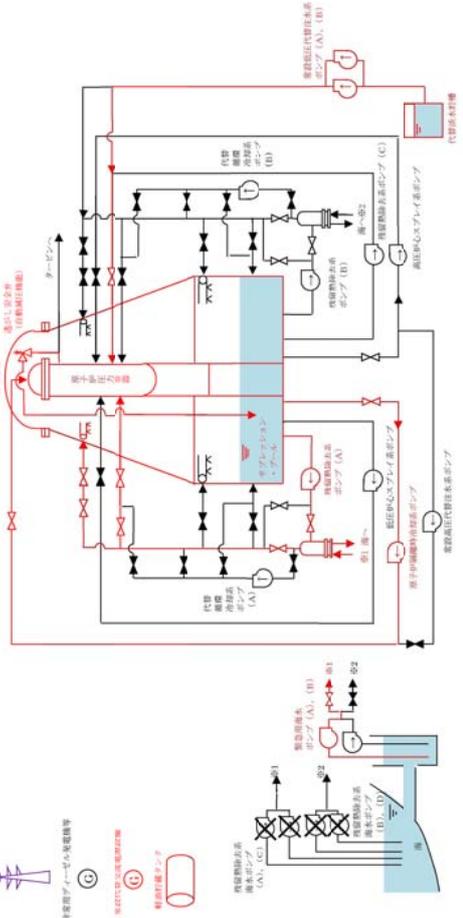
No	シナリオ	期待する設備	分類
2, 3, 3	全交流動力電源喪失 (TBP) (つづき)	原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), 原子炉隔離時冷却系系統流量, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), 低圧代替注水系原子炉注水流量, 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力, ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・プール水温度, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, サプレッション・プール水位, 残留熱除去系系統流量, 残留熱除去系海水系系統流量	45条 (高压時の原子炉冷却), 47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認) 58条 (高压時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認) 58条 (炉心損傷有無判断) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の状態確認) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の状態確認) 58条 (格納容器の状態確認) 49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認) 58条 (格納容器の状態確認) 58条 (格納容器の冷却) 58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)

修正不要

名称の記載のみ

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2. 4. 1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条, 49条（ベント元, 注入先）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）		
軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）		
サブレーションプール（水源）	45条, 47条, 49条（水源）		
代替淡水貯槽（水源）	47条, 49条（水源）		
常設代替交流電源設備※1	57条		
平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
原子炉水位（広帯域）	原子炉水位（燃料域）		
原子炉水位（SA広帯域）	原子炉水位（SA燃料域）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）		
サブレーションプール水温度	58条（格納容器状態確認）		
原子炉圧力、原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条（代替注水設備の運転確認）		
低圧代替注水系原子炉注水流路	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（代替注水確認）		
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）, 58条（水源確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		
残留熱除去系海水系系統流量	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）		
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）		



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

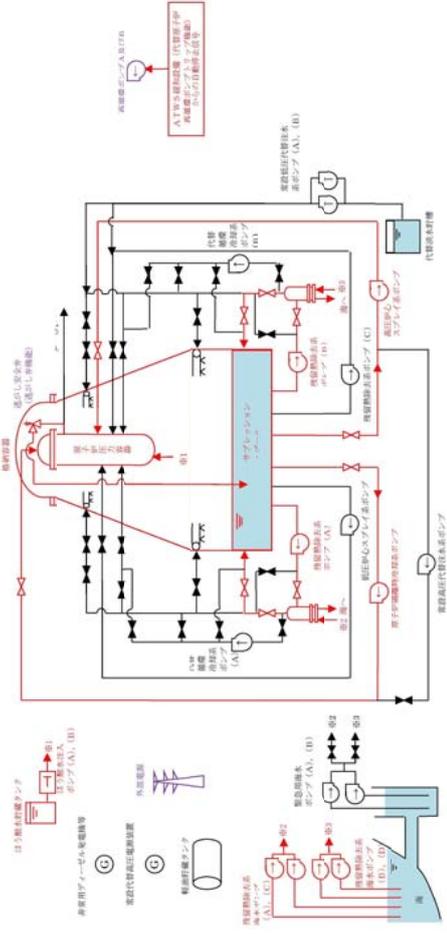
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2. 4. 2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
系統概要図		高圧炉心スプレイス系ポンプ	45条（ポンプ）
<p>※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備</p>			

修正不要

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

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



修正不要

名称の記載のみ

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

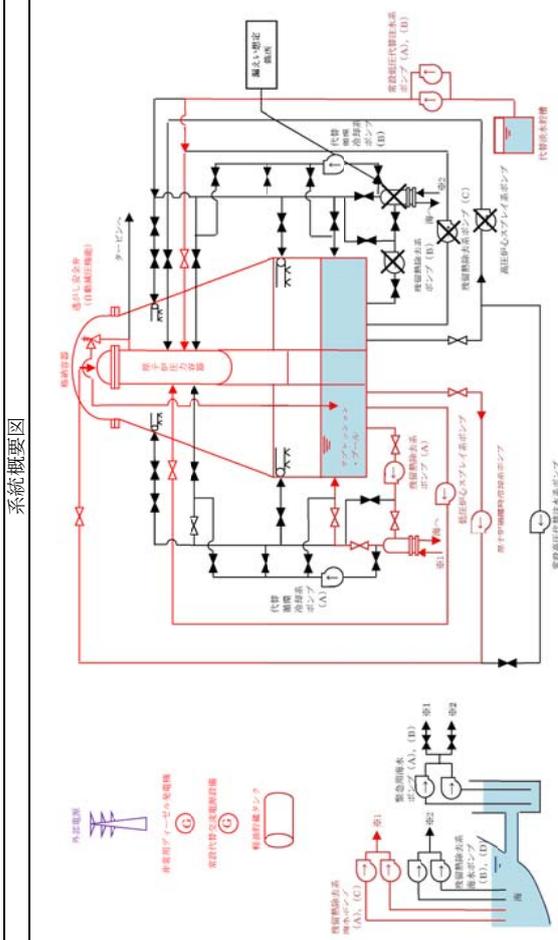
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOCA時注水機能喪失	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
系統概要図		常設低圧代替注水系ポンプ	47条 (ポンプ), 49条 (ポンプ)
<p>系統概要図</p>		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系スプレイヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	48条, 49条 (ベント元, 注入先)
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条 (燃料源)
		可燃型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		代替淡水貯槽 (水源)	47条, 49条 (水源)
		西側淡水貯水設備 (水源)	56条 (水源)
可搬型代替注水中型ポンプ (水源移送)	56条 (水源移送)		
タンクローリ (可搬型代替注水中型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)		
外部電源 (電源)	DB (解析上使用を仮定)		
常設代替交流電源設備※1	57条		
非常用ディーゼル発電機 (電源) ※1	57条		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (電源) ※1	57条		
平均出力領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)		
起動領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料減域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料減域)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)		
高圧炉心スプレイ系系統流量	58条 (高圧注水機能喪失を確認)		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条 (高圧注水機能喪失を確認)		
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条 (低圧注水機能喪失を確認)		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条 (低圧注水機能喪失を確認)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)		
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条 (代替注水設備の運転確認)		
低圧代替注水系原子炉注水流速	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)		
ドライウエル雰囲気温度	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の状態確認)		
代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)		
ドライウエル圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 49条 (格納容器の状態確認)		
サブレーション・チェンバ圧力	49条 (格納容器の冷却), 58条 (格納容器状態確認)		
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)		
サブレーション・プール水位	58条 (格納容器状態確認)		

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

名称の記載のみ

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）	原子炉スクラム機能 逃がし安全弁（自動減圧機能） 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路） 原子炉圧力容器 低圧炉心スプレイスポンプ 低圧炉心スプレイス配管（低圧炉心スプレイス流路） 低圧炉心スプレイス弁（低圧炉心スプレイス流路） 低圧炉心スプレイスパージャ（低圧炉心スプレイス流路） 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管（サブプレッション・プール冷却流路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・プール冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（サブプレッション・プール冷却流路） 流路（残留熱除去系海水流路） 格納容器 残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路） 残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路） 常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路） 低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路） 残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路） サブプレッション・プール（水源） 代替淡水貯槽（水源） 外部電源（電源） 軽油貯蔵タンク※1 常設代替交流電源設備※1 非常用ディーゼル発電機（電源）※1 高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機（電源）※1 平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイス系系統流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量	DB（SA発生前に使用） 46条 45条（ポンプ） 45条（流路） 45条（流路） 45条、47条（注入先） 47条（ポンプ） 47条ポンプ（流路） 47条（流路） 47条（流路） 49条（ポンプ） 49条（流路） 49条（流路） 48条、49条（熱交換器） 48条、49条（ベント元、注入先） 48条（ポンプ） 48条（流路） 48条（流路） 47条、49条（ポンプ） 47条（流路） 47条（流路） 47条（流路） 45条、47条、49条（水源） 47条（水源） DB（解析上使用を仮定） 57条（燃料源） 57条 57条 58条（未臨界の維持又は監視） 58条（未臨界の維持又は監視） 47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認） 58条（高圧時の原子炉冷却） 58条（原子炉状態確認） 58条（ISI/OCA発生の確認） 58条（低圧注水設備の運転確認） 58条（低圧注水の原子炉冷却） 58条（代替注水設備の運転確認） 47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認） 56条（水の供給設備） 58条（水源確認） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器の冷却）



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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による注水機能喪失 (つづき)	平均出力領域計装	58条（未境界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未境界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、 原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力、原子炉圧力（S A）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水確認）
		ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、49条（格納容器の冷却）、58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、49条（格納容器の冷却）、58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却）、58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	58条（炉心損傷有無判断）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、58条（格納容器状態確認）
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、58条（格納容器状態確認）		

修正不要

名称の記載のみ

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		緊急用海水ポンプ	50条 (ポンプ)
系統概要図		緊急用海水配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		緊急用海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系熱交換器 (緊急用海水系流路) (代替循環冷却流路)	50条 (熱交換器)
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条, 49条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条, 50条 (注入先)
		代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系 (B) 弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系スプレイヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	48条 (ベント元), 49条 (注入先)
		代替循環冷却系ポンプ	50条 (ポンプ)
		代替循環冷却系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
代替循環冷却系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)		
残留熱除去系 (A) 配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)		
残留熱除去系 (A) 弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)		
残留熱除去系スプレイヘッド (代替循環冷却流路)	50条 (流路)		
可搬型窒素供給装置	52条		
タンクローリ (可搬型窒素供給装置給油)	57条 (燃料輸送)		
軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)		
可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)		
サブレーション・プール (水源)	56条 (水源)		
代替淡水貯槽 (水源)	56条 (水源)		
常設代替交流電源設備	57条		
平均出力領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)		
起動領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)	58条 (原子炉状態確認)		
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	58条 (炉心損傷有無判断)		
代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)		
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)		
低圧代替注水系原子炉注水流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水流量確認)		

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

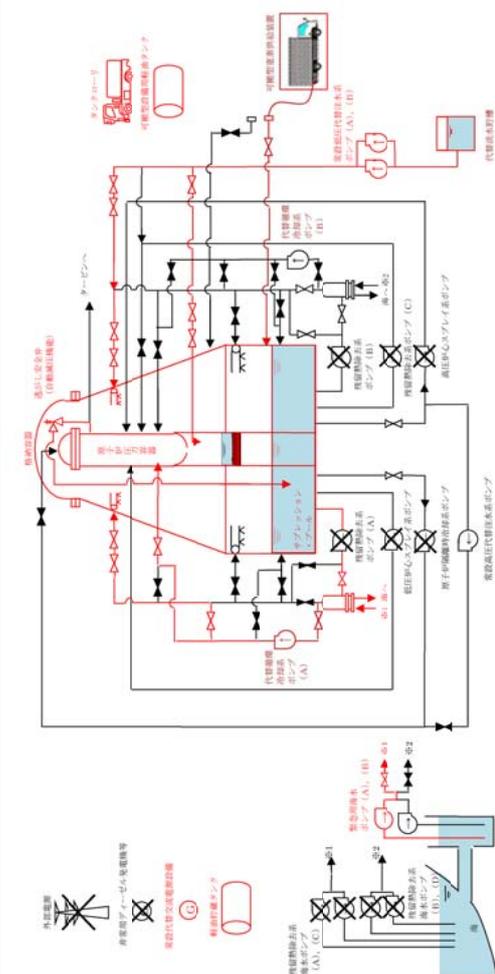
No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.3	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）、49条（ポンプ）
系統概要図		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレィ冷却系配管（代替格納容器スプレィ冷却回路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレィ冷却系弁（代替格納容器スプレィ冷却回路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレィ冷却回路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレィ冷却回路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレィヘッド（代替格納容器スプレィ冷却回路）	49条（流路）
		格納容器	49条、50条（注入先、ベント元）
		格納容器圧力逃がし装置	50条
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		代替淡水貯槽（水源）	47条、49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替交流電源設備	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	58条（炉心損傷有無判断）		
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）		
低圧代替注水系格納容器スプレィ流量	49条（格納容器の冷却）、58条（代替スプレィ確認）		
低圧代替注水系原子炉注水流路	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水流路確認）		
原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）		
原子炉圧力、原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
ドライウエル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却）、50条（格納容器の過圧破損防止）、58条（水位不明判断、格納容器冷却確認）		
ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却）、50条（格納容器の過圧破損防止）、58条（格納容器状態確認）		
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）、58条（水源確認）		
サブプレッション・ブール水位	58条（格納容器状態確認）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
格納容器内酸水素濃度（SA）	58条（格納容器水素濃度確認）		
格納容器内酸水素濃度（SA）	58条（格納容器水素濃度確認）		
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	50条（格納容器の過圧破損防止）、58条（格納容器状態確認）		

修正不要

名称の記載のみ

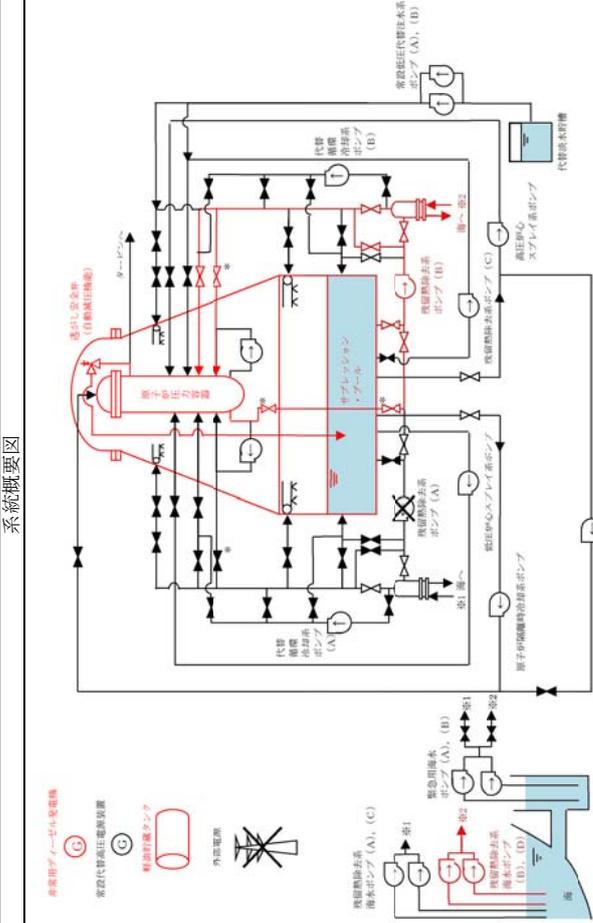
第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	49条
	系統概要図	緊急用海水ポンプ	50条 (ポンプ)
		緊急用海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		緊急用海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系熱交換器 (緊急用海水系流路) (代替循環冷却流路)	50条 (熱交換器)
		常設低圧代替注水系ポンプ	49条, 51条 (ポンプ)
		代替格納容器スプレイ冷却系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレイ冷却系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		原子炉圧力容器	50条 (注入先)
		残留熱除去系スプレイヘッダ (代替格納容器スプレイ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	49条, 51条 (注入先)
		代替循環冷却系ポンプ	50条 (ポンプ)
		代替循環冷却系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		代替循環冷却系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系スプレイヘッダ (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		格納容器下部注水系配管 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		格納容器下部注水系弁 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		低圧代替注水系配管 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ (可搬型窒素供給装置給油)	57条 (燃料輸送)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		サブプレッション・プール (水源)	56条 (水源)
		代替淡水貯槽 (水源)	56条 (水源)
		常設代替交流電源設備	57条
		平均出力領域計装	
		起動領域計装	
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条 (未臨界の維持又は監視)
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (未臨界の維持又は監視)
		原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域)	58条 (高圧注水機能喪失を確認)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)	58条 (原子炉炉状態確認)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)
		格納容器下部水温	58条 (格納容器状態確認)



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

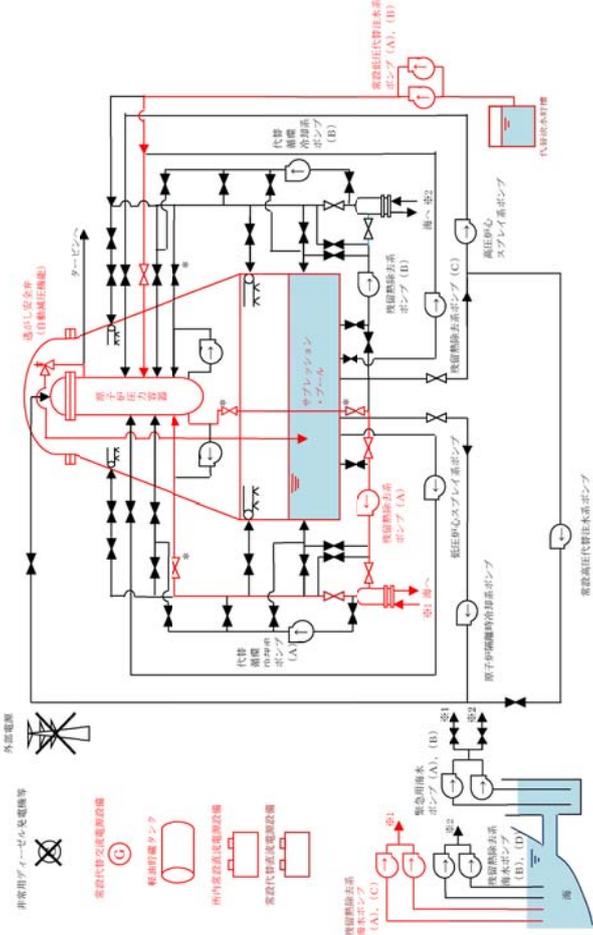
No	シナリオ	期待する設備	分類
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)	非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
		残留熱除去系ポンプ	47条 (ポンプ)
		残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (原子炉停止時冷却流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (原子炉停止時冷却流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系交換機器 (原子炉停止時冷却流路) (残留熱除去系海水流路)	47条, 48条 (熱交換器)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		残留熱除去系海水ポンプ	48条 (ポンプ)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		格納容器	48条 (注入先)
		サブレーション・プール (水源)	56条 (水源)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		残留熱除去系系統流量	58条 (格納容器の冷却)
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条 (低圧注水機能喪失を確認)
残留熱除去系海水系系統流量	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)		
残留熱除去系熱交換器入口温度	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)		
残留熱除去系熱交換器出口温度	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉炉状態確認)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)		
原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)		



修正不要

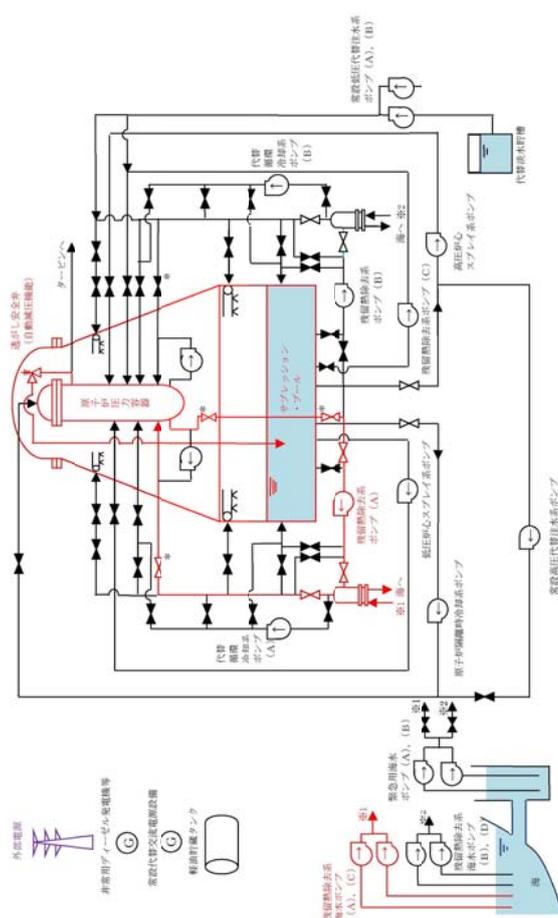
第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (27/28)

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系 (C) 弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		残留熱除去系海水ポンプ	48条 (ポンプ)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		残留熱除去系熱交換器 (残留熱除去系海水系流路) (原子炉停止時冷却流路)	48条 (熱交換器)
		残留熱除去系ポンプ	47条 (ポンプ)
		残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却流路)	47条 (流路)
		格納容器	47条, 48条 (ベント元, 注入先)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		サブレーション・プール (水源)	56条 (水源)
		常設代替交流電源設備	57条
		125V系蓄電池 A系 (電源)	57条 (直流電源)
		125V系蓄電池 B系 (電源)	57条 (直流電源)
緊急用125V系蓄電池 (電源)	57条 (直流電源)		
原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)	58条 (原子炉炉状態確認)		
原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)		
原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)		
低圧代替注水系原子炉注水流量	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水流路)		
代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)		
残留熱除去系系統流量	58条 (格納容器の冷却)		
残留熱除去系海水系系統流量	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)		
残留熱除去系熱交換器入口温度	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)		
残留熱除去系熱交換器出口温度	58条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)		



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

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)	外部電源 (電源)	DB (解析上使用を仮定)
		残留熱除去系ポンプ	47条 (ポンプ)
		残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (原子炉停止時冷却流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系熱交換機器 (原子炉停止時冷却流路) (残留熱除去系海水流路)	47条 (熱交換器)
		残留熱除去系海水ポンプ	48条 (ポンプ)
		残留熱除去系海水系配管 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (残留熱除去系海水流路)	48条 (流路)
		残留熱除去系熱交換機器 (残留熱除去系海水流路)	48条 (熱交換器)
		原子炉圧力容器	47条 (注入先)
		格納容器	47条 (注入先)
		サブレーション・プール (水源)	56条 (水源)
		原子炉水位 (広帯域) ; 原子炉水位 (燃料域) ; 原子炉水位 (S A広帯域) ; 原子炉水位 (S A燃料域)	58条 (原子炉状態確認)
		サブレーション・プール水位	58条 (格納容器状態確認)
		残留熱除去系系統流量	58条 (格納容器の冷却)
5.4	反応度の脱投入 (運転停止中の原子炉)	外部電源 (電源)	DB (解析上使用を仮定)
		原子炉スクラム機能 (原子炉周期短)	DB (解析上使用を仮定)
		起動領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)



修正不要

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	4	原子炉圧力容器(以下、「RPV」という。)破損徴候の検知に用いる下鏡部に1個、また、RPV下鏡部と位置的に分散させ検知性の向上を図るためボトムスカート上部に1個、その他にRPVの縦方向へ給水ノズル部に1個、RPVフランジ部近辺に1個、合計4個を新規に設置する。(別紙5参照)
	原子炉圧力の圧力	0~10.5MPa [gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2(事故時監視計器)の設計要求により既に多重化された2個を設定する。なお、過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ、計器電源を交流から直流電源(区分I, II)仕様の計器へ変更する。
	原子炉圧力(SA)	0~10.5MPa [gage]	2	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉圧力とは別に既設2個(ATWS用)を設定する。
記載のみ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域)	-3,800~1,500mm	2	原子炉圧力と同一。
	原子炉水位(燃料域)	-3,800~1,300mm	1	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位(広帯域)とは別に新規に1個設置する。
	原子炉水位(SA広帯域)	-3,800~1,500mm	1	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位(燃料域)とは別に新規に1個設置する。
	原子炉水位(SA燃料域)	-3,800~1,300mm	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
原子炉圧力容器内への注水量	高压代替注水系統流量	0~50L/s	1	系統流量(常設ライン)とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各1個設置する。
	低压代替注水系原子炉注水流量	0~500m ³ /h 0~80m ³ /h	各1	系統流量(可撤ライン)とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各1個設置する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0~300m ³ /h 0~80m ³ /h	各1	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~150m ³ /h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	高压炉心スプレイ系系統流量	0~50L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	残留熱除去系系統流量	0~500L/s	3	系統流量を監視可能な既設流量計を3個設定する。
	低压炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。

計測範囲の変更なし

記載のみ

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	0～500m ³ /h	1	系統流量(常設ライン)を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
		0～500m ³ /h	1	系統流量(可撤ライン)を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
		0～200m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	8	ドライウエル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの高さ(ドライウエル上部)に2個、燃料有効長頂部の高さ(ドライウエル中部)に2個、ドライウエル機器ハッチ及び所員用エアロックの高さ(ドライウエル下部)に2個、ペデスタル上部に2個、合計8個を新規に設置する。
		0～200℃	2	サブレーション・チェンバ内の温度分布を把握するため、既設と同程度の高さに新規に2個設置する。
		0～200℃	3	サブレーション・プールの水の温度分布を把握するため、縦方向へ、既設と同程度の高さ(上部、中部、下部)に新規に3個設置する。
		0～500℃ (ペデスタル床面0m)	5	ペデスタル底部にデブリが落下した際に、水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ落下を検知する。デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)を設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、RPV破損を判断する。
		0～500℃ (ペデスタル床面+0.2m)	5	ペデスタル床面から0.2m以上のデブリが堆積した際に、水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ堆積を検知する。デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)を設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合にペデスタル滴水までの注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	サブレーション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	1	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa [sege])を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
		0～1MPa [abs]	1	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa [sege])を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。

修正不要

記載のみ

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (6/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)	0~25vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (酸素濃度:5vol%) を監視するため、D/W, S/C運転切替 (サンプリング式) により計測可能な酸素濃度計を新規に設置する。
	使用済燃料プールの温度 (S A広域)	-4,300~+7,200mm (EL.35,077~46,577mm) 0~120°C	1 1*1	通常水位から燃料ラック下端 (EL.35,097mm) まで監視可能な水位計を新規に1個設置する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの温度 (S A)	0~120°C	1*2	通常水位から沸騰水温 (水位高さ:燃料ラック中央付近) まで監視可能な温度計を新規に1個設置する。
	使用済燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1 1	通常水位から沸騰水温 (水位高さ: T A F 1 m 下) まで監視可能な温度計を新規に1個設定する。
	使用済燃料プールの監視カメラ	赤外線カメラ	1	通常水位から B A F まで水位変動した際の放射線量率を監視可能な高レンジ・低レンジモニタを新規に各1個設置する。
	使用済燃料プールの監視カメラ	赤外線カメラ	1	通常水位から T A F まで監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。

※1: 検出点2箇所, ※2: 検出点8箇所

原子炉水位不明時の対応について

名称の記載のみ

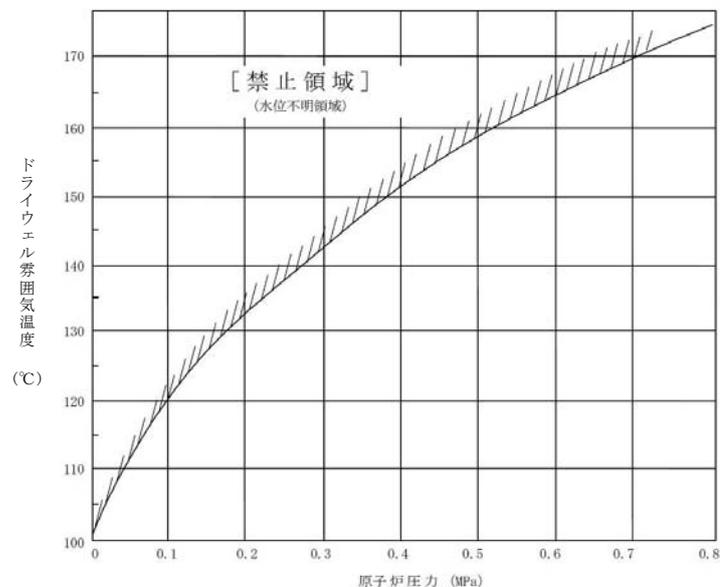
1. 概要

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

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C 3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

次に常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、第 1.15-3 表に優先順位を定める。

これらのパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位であり、その他のパラメータは計測範囲を超えない。なお、これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表、第 1.15-6 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する原子炉圧力容器温度の計測範囲は、0～500℃である。記載のみ

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合がある。その場合、重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損

の徴候検知は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合であり，計測範囲内で判断可能である。

なお，原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は，可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）の計測範囲は，0～10.5MPa [gage] である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能であり，重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A 広帯域）の計測範囲は，蒸気乾燥器スカート下端を基準に -3,800 mm～1,500mm である。また，**原子炉**

名称の記載のみ

水位（燃料域）及び**原子炉水位（S A 燃料域）**の計測範囲につ

記載のみ

いては**燃料有効長頂部**を基準に -3,800 mm～1,300mm である。

炉心の冷却状態を把握する上で，原子炉水位制御範囲レベル **3**～**8**（蒸気乾燥器スカート下端を基準に 300～1,400mm）

記載のみ

及び**燃料有効長底部**まで監視可能であり，原子炉圧力容器内の水位は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

記載のみ

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉圧力容器内の水位が**燃料有効長頂部**以下になった場合，原子

炉水位は計測範囲を超える場合がある。その場合、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。

また、原子炉の満水確認は、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉压力容器温度により監視可能である。 **名称の記載のみ**

原子炉冷却材喪失（大破断 L O C A）又は炉心損傷後において原子炉水位不明と判断した場合は、事象進展に応じ、原子炉水位 L 0 までの水位回復判断を原子炉注水流量と必要注水時間により、また、損傷炉心の冷却維持判断を崩壊熱相当以上の原子炉注水流量により、さらに、損傷炉心の冷却失敗判断に原子炉压力容器温度（下鏡部）を用いて、原子炉水位を推定する。

（添付資料 1.15. 12）

・原子炉压力容器への注水量

原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
① 原子炉 圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	※1	0~500℃	302℃以下 ※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗 判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知 (300℃) に対して 500℃まで監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㊸	
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力 (SA)	※2									
	原子炉水位 (広帯域)	※2									
	原子炉水位 (燃料域)	※2									
	原子炉水位 (SA 広帯域)	※2									
	原子炉水位 (SA 燃料域)	※2									
	残留熱除去系熱交換器入口 温度	※2									
	② 原子炉 圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使 用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I、II 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊸
		原子炉圧力 (SA)	2	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器		㊸
原子炉水位 (広帯域)		※2									
原子炉水位 (燃料域)		※2									
原子炉水位 (SA 広帯域)		※2									
原子炉水位 (SA 燃料域)		※2									
原子炉圧力容器温度		※2									

記載のみ

記載のみ

記載のみ

記載のみ

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
記載のみ	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	把握能力 (計測範囲の考え方) 炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制 御範囲レベル 3~8 (300~1,400mm ※4) 及び 燃料有効長底部まで監視可能。 記載のみ	Ss 機能 維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑫
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑬
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑭
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑮
③ 原子炉圧力容器内の 水位	高压代替注水系系統流量 ※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2									
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	残留熱除去系系統流量 ※2									
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 (SA) ※2									
	サブレーション・チェンバ圧力 ※2									

448⇒397

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
④ 原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	0~50L/s	-※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高圧炉心スプレイレイ系系統流量	※1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 III 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	低圧代替注水系 原子炉注水流量	(常設ラ イン用)	※1	0~500m ³ /h ※7	-※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容 器への注水時ににおける最大流量 (378m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
		(常設ラ イン用)	※1	0~80m ³ /h ※7, ※9	-※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容 器への注水時ににおけるミニフロー調整時の最 大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
		(可搬ラ イン用)	※1	0~300m ³ /h ※8	-※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容 器への注水時ににおける最大流量 (110m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	(可搬ラ イン用)	※1	0~80m ³ /h ※8, ※9	-※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力 容器への注水時ににおけるミニフロー調整時の 最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器			
	代替循環冷却系原子炉注水 流量	※1	2	0~150m ³ /h	-※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注 水時ににおける最大流量 (100m ³ /h) を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	③	
	残留熱除去系系統流量	※1	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を 監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑥	
	低圧炉心スプレイレイ系系統流量	※1	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイレイ系ポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑦	
	代替淡水貯槽水位	※2									
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブレーション・プール水位	※2									
	原子炉水位 (広帯域)	※2									
原子炉水位 (燃料域)	※2										
原子炉水位 (SA広帯域)	※2										
原子炉水位 (SA燃料域)	※2										

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

記載のみ

記載のみ

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)									
	原子炉水位 (燃料域)		記載のみ							
	原子炉水位 (SA 広帯域)									
	原子炉水位 (SA 燃料域)		記載のみ							
	原子炉圧力									
	原子炉圧力 (SA)									
	ドライウエル雰囲気温度									
ドライウエル圧力										

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.						
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 ※2															
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 ※2															
	原子炉水位 (広帯域) ※2															
	原子炉水位 (燃料域) ※2															
⑮ 原子炉建屋内の 酸素濃度	原子炉水位 (SA広帯域) ※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。											
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2															
	原子炉建屋酸素濃度 ※1	2	0~10vol%	-※6							重大事故等時において、酸素と酸素の可燃限界 (酸素濃度: 4vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 酸素検出器	-※24	⑳
	静的触媒式酸素再結 動監視装置 ※2	3	0~20vol%	-※6							重大事故等時において、静的触媒式酸素再結 合器の最高使用温度 (300℃) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 酸素検出器	-※24	
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	4 ※18	0~300℃	-※6	重大事故等時において、原子炉格納容器内の 酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	2	㉑						
	格納容器内酸素濃度 (D/W) ※2	1	0~25vol%	5.0vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の 酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	計器, サンプ リング装置; 緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	-※24		㉒					
	格納容器内酸素濃度 (S/C) ※2															
	ドライウェル圧力 ※2															
サブレーション・チェンバ圧力 ※2																

記載のみ

記載のみ

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑰ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	1	-4,300~+7,200mm ※19 (EL.35,077~ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能維持	区分 II 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス水位検出器	-※24	㉔
		1	0~120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。			测温 抵抗体	1	
	1	0~120℃	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。			緊急用 直流電源	熱電対		㉕
	1	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。			緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-※24	㉖
	1	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	-※6	重大事故等時に使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。			カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	赤外線 カメラ	-※24	㉗

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

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

※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備に使用済燃料ラック上部から使用済燃料ラック下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。

※10：R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。

※12：基準点は通常運転水位 EL.3,030mm (サブレンジョン・チェンバ底部より 7,030mm)。

※14：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。

※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※17：平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)。

※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

※22：「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に對して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、位置的分散を図ることとしており、電源についての補足説明資料 57-9 参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 58-10 に整理している。

※23：「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流流量及び格納容器下部水位に對して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドラウイウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替注水系電源設備又は可搬型代替注水系電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とともに、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備 (設置許可基準規則) 第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9 参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 58-10 に整理している。

※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置及び使用済燃料プール監視装置 (水位・温度 (S A 広域)、監視カメラ) に對して常設代替注水系電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

※5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) 915cm⇒920cm

記載のみ

※9：狭帯域流量。

※13：R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。

※15：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)。

※16：炉心損傷は、原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※17：平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)。

※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

※22：「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に對して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、位置的分散を図ることとしており、電源についての補足説明資料 57-9 参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 58-10 に整理している。

※23：「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流流量及び格納容器下部水位に對して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドラウイウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替注水系電源設備又は可搬型代替注水系電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とともに、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備 (設置許可基準規則) 第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9 参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第 57 条に對する設計方針を示す章) の補足説明資料 58-10 に整理している。

※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置及び使用済燃料プール監視装置 (水位・温度 (S A 広域)、監視カメラ) に對して常設代替注水系電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 流量, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束) から推定する。
- ケース 2 : 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 水素燃焼するおそれのある状態であることを推定する。
- ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 9 : 制御棒の位置指示により未臨界を推定する。
- ケース 10 : プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。
- ケース 11 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 12 : デブリの冠水状態を温度により推定する。

なお, 代替パラメータによる推定に当たっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1 ケース 6 ケース 1	① 原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また, スクラム後, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

記載のみ
記載のみ

記載のみ

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

本頁全て名称の記載のみ

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心スプレイス系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイス系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2	① 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA 広帯域) 又は 原子炉水位 (SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心スプレイス系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイス系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2 ケース 4	① 原子炉水位 (SA 広帯域) 又は 原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量 記載のみ 記載のみ	① サプレッション・プールの水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	① 高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さいサブレーション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 記載のみ 記載のみ	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯槽設備水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	① 低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽設備水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
代替循環冷却系原子炉注水流量	記載のみ 記載のみ	① 主要パラメータの他チャンネル ② サプレッション・プールの水位 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (S.A.広帯域) ③ 原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 1 ケース 3	① 代替循環冷却系原子炉注水流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ② 代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量 記載のみ 記載のみ	① サプレッション・プールの水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	① 原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブレーション・プール水位を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量 (2/2)	高圧炉心スプレイス系統流量 記載のみ	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①高圧炉心スプレイス系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイス系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系統流量 記載のみ 記載のみ	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S.A.広帯域) ③原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 1 ケース 3	①残留熱除去系統流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	低圧炉心スプレイス系統流量 記載のみ 記載のみ	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	①低圧炉心スプレイス系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイス系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て名称の記載のみ

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器ハイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A.広帯域) 原子炉水位 (S.A.燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A)	① 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A)) の他チャンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 1 ケース 5	① 主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S.A) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域), 原子炉水位 (S.A.燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S.A) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ハイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A)) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	① 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域) ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 1 ケース 5	① 主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域), 原子炉水位 (S.A.燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ハイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ① 原子炉水位 (S.A.広帯域) ① 原子炉水位 (S.A.燃料域) ① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S.A) ① ドライウエル雰囲気温度 ① ドライウエル圧力	ケース 5	① エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S.A.広帯域), 原子炉水位 (S.A.燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S.A), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器ハイパスの発生を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッジョン・プールの水位	① 高圧代替注水系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高圧炉心スプレイス系統流量 ① 残留熱除去系統流量 ① 低圧炉心スプレイス系統流量 ② 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	ケース 2	① サブプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プールを水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブプレッジョン・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サブプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッジョン・プールの水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常(圧力低下、ハンチングなど)が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系統格納容器スプレイス流量 ① 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位(広帯域) ② 原子炉水位(燃料域) ② 原子炉水位(SA広帯域) ② 原子炉水位(SA燃料域) ② サブプレッジョン・プール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・プールの水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

記載のみ
記載のみ

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S.A.広帯域) ② 原子炉水位 (S.A.燃料域) ② サブプレッション・プール水位	ケース 2	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 静的触媒式水素再結合物動作監視装置	ケース 1 ケース 8	① 原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合物動作監視装置 (静的触媒式水素再結合物器入口/出口の差温度により) 水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S.A)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウエル圧力 ① サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 7	① 格納容器内酸素濃度 (S.A) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。
	原子炉格納容器内の酸素濃度	② [格納容器内酸素濃度] ※2	ケース 1	推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-5 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（自主対策設備）

分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ※2	—	0~500kPa[abs]	1	区分 I, II 計装用交流電源
				1	所内バイタル交流電源
	サプレッション・チェンバ圧力 ※2	—	0~500kPa[abs]	1	区分 I, II 計装用交流電源
				1	所内バイタル交流電源
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部雰囲気温度 ※2	—	0~500℃	2	緊急用直流電源
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ※2	—	0~20vol%/ 0~100vol%	2	区分 I, II 計装用交流電源
未臨界の維持又は確認	制御棒操作監視系 ※1	起動領域計装	00~48 (制御棒位置指示)	185	所内バイタル交流電源
		平均出力領域計装			
格納容器パイプエ スの監視	記載のみ	原子炉水位（広帯域）	10 ⁻⁴ ~10 ⁰ mSv/h 10 ⁻³ ~10 ¹ mSv/h 10 ⁻² ~10 ² mSv/h 10 ⁰ ~10 ⁴ mSv/h	13 6 1 1	区分 I, II 計装用交流電源
		原子炉水位（燃料域）			
		原子炉水位（SA広帯域）			
		原子炉水位（SA燃料域）			
		原子炉圧力			
		原子炉圧力（SA）			
		ドライウェル雰囲気温度			
ドライウェル圧力					
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0~10vol%/ 0~30vol%	2	区分 I, II 計装用交流電源

※1：分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (1/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2						
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2	の確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
	原子炉圧力容器温度 ※2					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	高圧代替注水系系統流量 ※1	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2					
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	原子炉圧力 ※2					
	原子炉圧力 (SA) ※2					
サプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (2/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧炉心スプレー系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (広帯域) ※2	記載のみ 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
原子炉水位 (SA燃料域) ※2	記載のみ					
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレー流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器下部水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度		可	要	—	SPDS	—
サブプレッション・プール水温度		可	要	—	SPDS	—
格納容器下部水温 ※1		可	要	—	SPDS	—
ドライウエル圧力 ※2		原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2						
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ圧力	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2					
	[ドライウエル圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
	[サブプレッション・チェンバ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また，それに対する監視性について，「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (5/6)

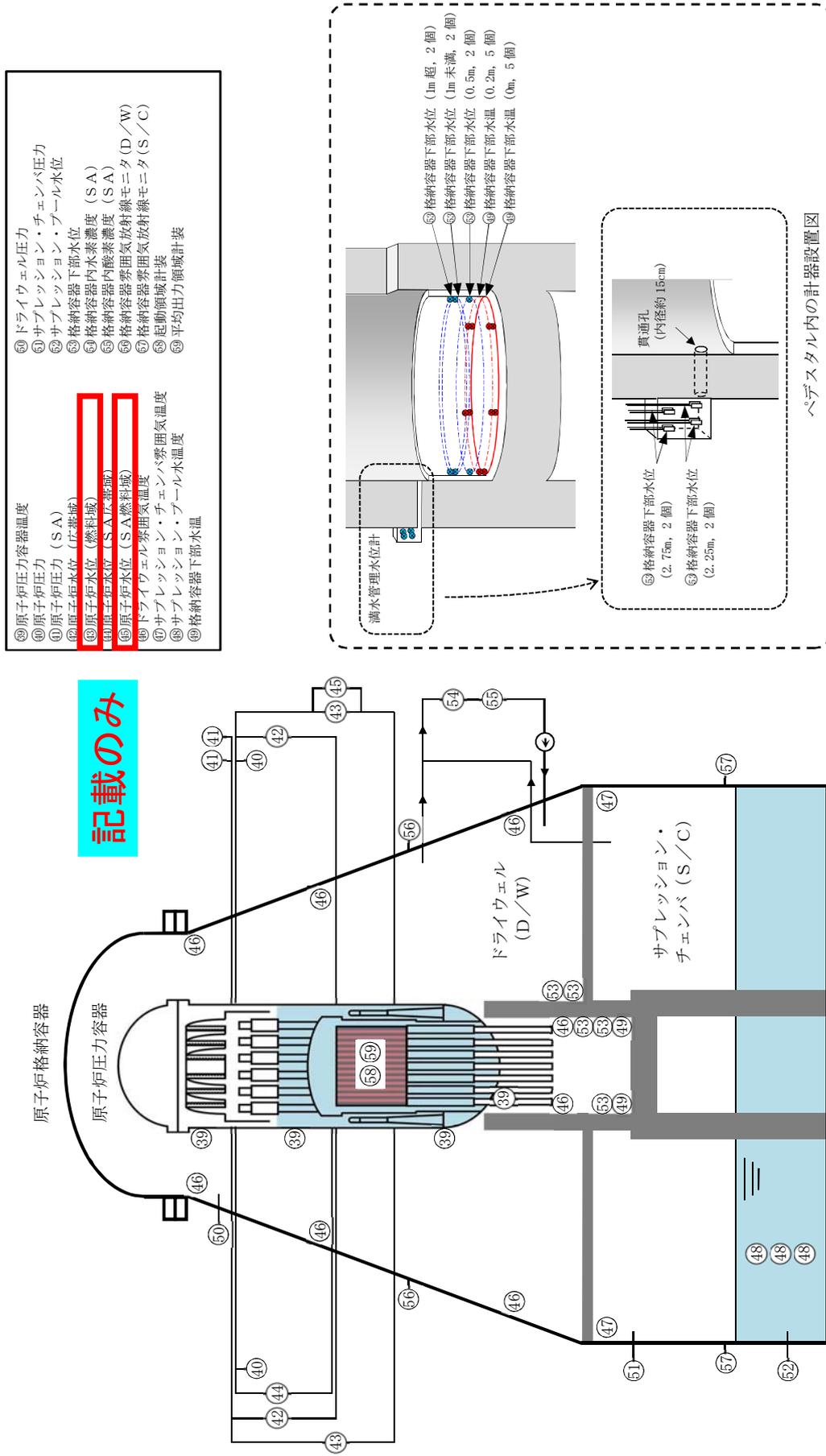
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
格納容器 バイパスの 監視	原子炉水位 (広帯域)	記載のみ				
	原子炉水位 (燃料域)					
	原子炉水位 (SA広帯域)	記載のみ				
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA)					
	ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
[エリア放射線モニタ]	否	-	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機 記録計	-	
水源の 確保	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※1	可	要	-	SPDS	-
	西側淡水貯水設備水位 ※1	可	要	-	SPDS	-
	高压代替注水系系統流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視する パラメータと同じ。				
	代替循環冷却系原子炉注 水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統 流量 ※2					
	高压炉心スプレイ系系統 流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低压炉心スプレイ系系統 流量 ※2					
	常設高压代替注水系ポン プ吐出圧力 ※2					
	代替循環冷却系ポンプ吐 出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	原子炉隔離時冷却系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	高压炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	残留熱除去系ポンプ吐出 圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	低压炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	低压代替注水系原子炉注 水流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視する パラメータと同じ。				
	低压代替注水系格納容器 スプレイ流量 ※2					
	低压代替注水系格納容器 下部注水流量 ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	記載のみ				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
原子炉水位 (SA広帯域) ※2	記載のみ					
原子炉水位 (SA燃料域) ※2						
常設低压代替注水系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また，それに対する監視性について，「要否理由」欄へ記載する。



第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (2/2)

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から、炉心損傷対策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原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第1表に示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度
	名称の記載のみ 名称の記載のみ	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力容器温度
	名称の記載のみ 名称の記載のみ	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
原子炉圧力容器内の水位 (1/2)	原子炉水位 (広帯域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 名称の記載のみ 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力
	原子炉水位 (燃料域) 名称の記載のみ	

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て名称の記載のみ

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位 (2/2)	原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (広帯域)
	原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (燃料域)
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高压代替注水系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
	低压代替注水系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
	代替循環冷却系原子炉注水流量	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
	原子炉隔離時冷却系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
	高压炉心スプレイ系系統流量	サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
	残留熱除去系系統流量	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量(2/2)	低圧炉心スプレイ系系統流量 名称の記載のみ 名称の記載のみ	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
	原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サプレッション・プール水位 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 [ドライウエル圧力] ※
	サプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 [サプレッション・チェンバ圧力] ※
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 [格納容器下部雰囲気温度] ※

※：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

本頁全て名称の記載のみ

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
格納容器バイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネル ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 [エリア放射線モニタ] ※
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ] ※
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位	高压代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替淡水貯槽水位	低压代替注水系原子炉注水流量 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 低压代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) サブプレッション・プール水位 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力

※: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位 記載のみ 記載のみ	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) サプレッション・プール水位
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 [格納容器内酸素濃度] ※
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

※: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

- f 「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は、負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
 - ① 重要監視パラメータ
 - ② 有効監視パラメータ
 - ③ 補助パラメータ
- h 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i 「評価（計器故障等）」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し、監視方法を示す。
- j 「評価（SBO）」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断又は確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
 - ・負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項（例）

a 対応手段	b 項目	監視パラメータ												
		分類	c 抽出パラメータを計測する計器					d 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		g パラメータ 分類	h 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		i 計器故障等	j SBO
			e 直後	f 負荷切離し後			e 直後	f 負荷切離し後						
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	判断基準 ／ 操作	原子炉水位（広帯域） 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			2	2	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
									高压代替注水系系統流量	1	1			1
									低压代替注水系原子炉注水流量	4	4			4
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2			2
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	0			0
									残留熱除去系系統流量	3	0			0
									低压炉心スプレイ系系統流量	1	0			0
									原子炉圧力	2	2			1
						原子炉圧力（SA）	2	2	2					
						サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1					
										原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	監視事項は抽出パラメータにて確認			

※ 抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は、計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

項目	監視パラメータ														
	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器			補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータ 分類	抽出パラメータを計測する計器			評価				
計器名称			計器数	SBO 影響 直後	計器名称			計器数	SBO 影響 直後	計器故障等		SBO			
制御棒挿入	プラント 停止状態		[制御棒操作監視系]	1	1	0	②		起動領域計装	8	8	0	起動領域計装、平均出力領域計装により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
	未臨界の 監視		平均出力領域計装	2	2	0	①		起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
操作			起動領域計装	8	8	0	①		平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉圧力	2	2	1	①		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器内の の圧力	2	2	2	①		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉圧力	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	①		原子炉圧力	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
補機監視 機能			制御棒駆動水圧系駆 動水ヘッド差圧	1	0	0	③								

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

名称の記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し（97個）は省略。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価					
		計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	計器名称	SBO		
1.2.2.1	設計基準事故対処設備を使用した対応手順												
(1)	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	原子炉水位 (狭帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		高圧代替注水系統流量						高圧代替注水系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		低圧代替注水系統流量						低圧代替注水系統流量	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		代替循環冷却系原子炉注水流量						代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		原子炉隔離時冷却系系統流量	2	2	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		高圧炉心スプレイ系系統流量	2	2	1	①	—	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		残留熱除去系系統流量						残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		低圧炉心スプレイ系系統流量						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力 (S A)						原子炉圧力 (S A)	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 及びサブプレッション・チェンパン圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	監視事項は抽出パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンパン圧力						サブプレッション・チェンパン圧力	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 及びサブプレッション・チェンパン圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		高圧代替注水系統流量						高圧代替注水系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		低圧代替注水系統流量						低圧代替注水系統流量	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
代替循環冷却系原子炉注水流量						代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
残留熱除去系系統流量						残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
低圧炉心スプレイ系系統流量						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
原子炉圧力 (S A)						原子炉圧力 (S A)	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 及びサブプレッション・チェンパン圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	監視事項は抽出パラメータにて確認		
サブプレッション・チェンパン圧力						サブプレッション・チェンパン圧力	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 及びサブプレッション・チェンパン圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	監視事項は抽出パラメータにて確認		
原子炉水位						原子炉水位	1	0	0	原子炉圧力容器への注水量	—		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(131個)は省略。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
b. 現場での 人力操作による 高圧代替注 水系起動	分類 原子炉圧 力容器へ の注水量 判断基準 (3/4)	原子炉隔離時冷却系 系統流量	1	1	1	サブレーション・プール水位 位置変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		原子炉水位 (圧蒸域)				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	
		原子炉水位 (S/A圧蒸域)				原子炉水位 (S/A燃料域)	1	1	1		
		原子炉水位 (S/A燃料域)				原子炉水位 (S/A燃料域)	1	1	1		
		高圧代替注水系 系統流量	1	0	0	サブレーション・プール水位	1	1	1	位置変化より、高圧代替注水系系 統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		原子炉水位 (圧蒸域)				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧代替注 水系系統流量の代替監視可能	
		原子炉水位 (S/A圧蒸域)				原子炉水位 (S/A燃料域)	1	1	1		
		原子炉水位 (S/A燃料域)				サブレーション・プール水位	1	1	1	位置変化より、高圧代替注水系系 統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		高圧代替注水系 流量	1	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧代替注 水系系統流量の代替監視可能	
		原子炉水位 (S/A燃料域)				原子炉水位 (S/A燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(43個)は省略。

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(4個)は省略。

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(20個)は省略。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替ハラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
a. 手動による原子炉減圧 (a) 逃がし安全弁による減圧【逃がし安全弁2個での減圧の場合】	原子炉格納容器内放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉格納容器内放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
判断基準 (1) / 4	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力				原子炉圧力 (SA)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (広帯域)				原子炉水位 (SA)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)				原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (SA燃料域)				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		残留熱除去系熱交換器入口温度				残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力				原子炉圧力 (SA)	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (広帯域)				原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	温度/圧力の関係から原子炉水位より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	温度/圧力の関係から原子炉水位より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (SA広帯域)				原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	温度/圧力の関係から原子炉水位より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (SA燃料域)				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	温度/圧力の関係から原子炉水位より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(45個)は省略。

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替ハラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等
a. 手動による原子炉減圧(a)逃がし安全弁による減圧【逃がし安全弁2個での減圧の場合】	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力						原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
		原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料域に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	

記載のみ

記載のみ

記載のみ

操作 (3 / 3)

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替ハラメータを計測する計器				評価	SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	自給印リ離工後		パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後			自給印リ離工後	
a. 手動による原子炉減圧 (b) 原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系 系統流量	1	1	①	-	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	-		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
							原子炉水位 (S.A.広帯域)	1	1	1					
		原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
								復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	-	-
		原子炉圧 力容器内 の圧力	操作 ① ③	原子炉圧力	2	2	①	-	原子炉圧力 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	-
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能		
									原子炉水位 (S.A.広帯域)	1	1	1			
原子炉圧 力容器内 の圧力	-	原子炉圧力容器温度	4	4	-	-	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	-		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1					
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能				
							原子炉水位 (S.A.広帯域)	1	1	1					
原子炉圧 力容器内 の圧力	-	原子炉圧力容器温度	4	4	-	-	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	-		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1					
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能				
							原子炉水位 (S.A.広帯域)	1	1	1					

記載のみ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

修正不要

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO				
			計器名称	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後			
(1) 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベーン)「二次格納施設制御」	操作(1/4)	格納容器パイパスの監視	原子炉水位(狭帯域)	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-		
			原子炉水位(広帯域)	2	2	①	-	原子炉水位(広帯域・燃料域)	8	8	8	-	-	-	記載のみ	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	①	-	-	原子炉水位(燃料域・燃料域)	1	1	1	-	-	-	記載のみ
			原子炉水位(SA広帯域)	1	1	①	-	-	原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	-	-	-	記載のみ
			原子炉水位(SA燃料域)	1	1	①	-	-	原子炉水位(SA燃料域)	2	2	2	-	-	-	記載のみ
			原子炉圧力	2	2	①	-	-	[エリア放射線モニタ]	22	0	0	-	-	-	記載のみ
			原子炉圧力(SA)	2	2	①	-	-	-	2	2	2	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	記載のみ	-	-	原子炉水位(広帯域)	2	2	2	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	記載のみ	-	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	2	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル圧力	1	1	記載のみ	-	-	原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル圧力	1	1	記載のみ	-	-	原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル圧力	1	1	記載のみ	-	-	原子炉圧力	2	2	2	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル圧力	1	1	記載のみ	-	-	原子炉圧力(SA)	2	2	2	-	-	-	記載のみ
			ドライウエル圧力	1	1	記載のみ	-	-	[エリア放射線モニタ]	22	0	0	-	-	-	記載のみ
高圧心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
低圧心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
主蒸気流量	4	4	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
給水流量	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	
								計器名称	計器数				
(3) 残留熱除去系(原子炉冷却停止時冷却原子炉除熱)	原子炉圧力容器内の圧力の圧力	原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
		原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
		原子炉水位 (SA広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
		原子炉水位 (SA燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力容器内の圧力の圧力	原子炉圧力						原子炉圧力	4	4	4		
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2			原子炉圧力 (SA)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
		原子炉水位 (SA広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
		原子炉水位 (SA燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力						原子炉圧力	4	4	4			
	原子炉圧力 (SA)						原子炉圧力 (SA)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料右効長頂詰に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	記載のみ	
	原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
	原子炉水位 (SA広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0			残留熱除去系熱交換器入口温度	4	4	4			
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0			残留熱除去系熱交換器出口温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドラライウェル雰囲気温度、サブレーション・チェンバール雰囲気温度及びサブレーション・プールの水温度により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	残留熱除去系系統流量	3	0	0			残留熱除去系系統流量	2	2	2			
								サブレーション・プールの水温度	3	3	3		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		計器名称	計器数	SBO影響 直後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	-	-	-	-	-	-	-	
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	-	-	-	-	-	-	-	
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	-	-	-	-	-	-	-	
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	-	-	-	-	-	-	-	
		消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパ	-	-	-	-	-	-
		代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	-	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	-
		原子炉水位(燃料域)	2	2	2	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	2	原子炉水位、サブレンジョン・プール水位の変化より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	原子炉水位、サブレンジョン・プール水位の変化より、西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	-	-	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	-
		西側淡水貯水設備水位	1	1	1	①	-	西側代替注水系原子炉注水流	4	4	4	西側淡水貯水設備水位を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、西側淡水貯水設備水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(78個)は省略。

記載のみ。以降の本表における同一記載の繰返し(33個)は省略。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	SBO影響 直後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	計器故障等	SBO
(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制	判断基準	原子炉圧力容器へ注水の注水量	残留熱除去系系統流量	3	①	-	サブプレッジョン・プール水位	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	-	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	-
操作 (1) / (2)	原子炉圧力容器内の水位 (1) / (2)	原子炉水位 (英帯域)	原子炉水位 (英帯域)	3	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	原子炉水位 (広帯域)	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	-
		記載のみ	記載のみ	3	-	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	-
		原子炉圧力容器内の水位 (1) / (2)	原子炉水位 (広帯域)	2	①	-	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な注水量より原子炉圧力の代替監視可能	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な注水量より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	①	-	代替循環冷却系原子炉注水流	4	4	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な注水量より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				1			原子炉圧力 (S A)	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) 及びサブプレッジョン・チェンバイン力の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定する。	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

記載のみ。
以降の本表における同一記載の繰返し(23個)は省略。

項目	分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
				直後	負荷切り離し後		
d. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)		給水流速	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
判断基準 (4/6)	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	-
		低圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	-
		残留熱除去系系統流 量	3	0	0	①	-
		低圧代替注水系原子 炉注水流速	4	4	4	①	-
		代替循環冷却系原子 炉注水流速	2	2	2	①	-
		サブレーション・プール水位	1	1	1	-	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイス 系統流量の代替監視可能
		原子炉水位(広帯域)	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能
		原子炉水位(燃料域)	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能
		原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能
		原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能
		サブレーション・プール水位	1	1	1	-	サブレーション・プール水位の水 位変化より、低圧炉心スプレイス 系統流量の代替監視可能
		原子炉水位(広帯域)	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能
原子炉水位(燃料域)	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能		
原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能		
原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能		
西側淡水貯水設備水位	1	1	1	1	設備水位の水位変化より、低圧代 替注水系原子炉注水流速の代替監 視可能		
原子炉水位(広帯域)	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能		
原子炉水位(燃料域)	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能		
原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水流速の代替監視可能		
原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水流速の代替監視可能		

記載のみ。
以降の本表における同一記載の繰返し(24個)は省略。

記載のみ。
以降の本表における同一記載の繰返し(39個)は省略。

記載のみ。
以降の本表における同一記載の繰返し(42個)は省略。

記載のみ。
以降の本表における同一記載の繰返し(18個)は省略。

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 (3/3)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	船舶と温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 広帯域	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 広帯域	2	2	1		
ISLOCA発生時の確認	原子炉圧力 (SA) 広帯域	1	1	1	原子炉圧力 (SA) 広帯域	8	8	8	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	原子炉圧力 (燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉圧力 (SA) 燃料域	2	2	2	原子炉圧力 (SA) 燃料域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
原子炉隔離時冷却系流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却系流量	2	2	2	1	原子炉隔離時冷却系流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～1, 200℃ *1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	原子炉圧力	0～10. 5MPa [gage]	0～10. 5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	0～10. 5MPa [gage]	0～10. 5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	原子炉水位 (広帯域)	-3, 800～1, 500 mm *2	-3, 800～1, 500 mm *2	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室		
	原子炉水位 (燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室		
	原子炉水位 (SA広帯域)	-3, 800～1, 500 mm *2	-3, 800～1, 500 mm *2	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室		
原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (SA燃料域)	-3, 800～1, 300 mm *3	-3, 800～1, 300 mm *3	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	高圧代替注水系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室		
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	0～500L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h *4	0～500m ³ /h *4	0～500m ³ /h *4	各1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～80m ³ /h *4, *6	0～80m ³ /h *4, *6	0～80m ³ /h *4, *6	各1		差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～300m ³ /h *5	0～300m ³ /h *5	0～300m ³ /h *5	各1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	0～80m ³ /h *5, *6	0～80m ³ /h *5, *6	0～80m ³ /h *5, *6	2	差圧式流量検出器		中央制御室		
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	0～600L/s	0～600L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	0～600L/s	0～600L/s	1	差圧式流量検出器		中央制御室		

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

修正不要

修正必要

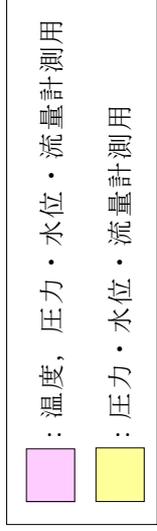
配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を20個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

記載のみ

- *1：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）
- *3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）
- *4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- *5：可搬型設備による対応時に使用
- *6：狭帯域流量

915cm⇒920cm



- *7：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- *8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
- *9：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレーション・チェンバ底部より7,030mm）
- *10：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- *11：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）
- *12：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- *13：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *14：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個，B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- *15：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- *16：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
- *17：検出点2箇所
- *18：検出点8箇所
- *19：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A領域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (1/16)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器下部への注水判断 原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力容器温度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が燃料有効長頂部以上の場合は、原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) で推定できるため、事故収束を行う上で問題とはならない。 燃料有効長頂部以下の場合には、スクラム後の原子炉水位が燃料有効長頂部に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定可能であり、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉圧力 (SA)		
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		
		有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		
		有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度		

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (2/16)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	高圧・低圧注水機能確認	① 主要パラメータの他チャネル	① 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。なお、大破断LOCA等により原子炉圧力容器の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。水圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を考慮し、原子炉水位不明と判断した場合は、下記③により推定する。 ③ 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④ 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉水位を推定する手段は、原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器減圧機能確認 炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認	② 原子炉水位 (SA燃料域) 注水流量 ③ 高圧代替注水系系統流量 ③ 低圧代替注水系系統流量 ③ 代替循環冷却系系統流量 ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心スプレイス系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイス系系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サブプレセッション・チェンバ圧力		
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	高圧・低圧注水機能確認 原子炉圧力容器減圧機能確認 炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認	① 原子炉水位 (広帯域) 注水流量 ② 高圧代替注水系系統流量 ② 低圧代替注水系系統流量 ② 代替循環冷却系系統流量 ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心スプレイス系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイス系系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サブプレセッション・チェンバ圧力	① 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。なお、大破断LOCA等により原子炉圧力容器の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は、下記②により推定する。 ② 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③ 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレセッション・チェンバ圧力の差圧より原子炉水位を推定する手段は、原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シケケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (各手順) に係る判断基準
 ※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※3：「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (3/16)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	有手 高圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし	
	低圧代替注水系原子炉注水流	有手 低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)		なし	
	代替循環冷却系原子炉注水流	有手 低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャネル ②サブレーション・プール水位 ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)		なし	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有手 高圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)		なし	
	高圧炉心スプレイス系統流量	有手 高圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)		なし	

※1：有：重要事故シケケンス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (4/16)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉压力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量	有手 低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャネル ②サブレーション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により原子炉压力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有手 低圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)		なし
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	有手 原子炉格納容器冷却機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②サブレーション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先のサブレーション・プール水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系格納容器下部注水量	有手 原子炉格納容器冷却機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ベデスタル (ドレイウエル部) へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ベデスタル (ドレイウエル部) への注水目的は、ベデスタル (ドレイウエル部) に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り高さ (+1.05m)、RPV破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) 高さ (+0.5m, +0.95m) 及びRPV破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) 高さ (+2.25m, +2.75m) が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シケケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (13/16)

分類	主要パラメータ	手	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		インターフェイスシステム テム LOCA の判断	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② ドライウエル温度 ② ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※3	① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力, 原子炉圧力, 原子炉圧力が故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ② 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	<格納容器内の状態> ドライウエル温度 ドライウエル圧力	手	インターフェイスシステム テム LOCA の判断	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※3	① ドライウエル温度の1チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ② ドライウエル温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ] ※3	手	インターフェイスシステム テム LOCA の判断	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ① 原子炉水位 (SA広帯域) ① 原子炉水位 (SA燃料域) ① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA) ① ドライウエル温度 ① ドライウエル圧力	① エリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル温度, ドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし

※1: 有: 重要事故シケケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準
 ※2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※3: []は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (14/16)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プールの水位	高圧・低圧注水機能確認		①高圧代替注水システム流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水システム吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位を水源とする各系統の注水量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・プール水位を水源とする各ポンプの吐出圧力から、各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替淡水貯槽水位	低圧注水機能確認	有	①低圧代替注水システム流量 ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッション・プール水位 ③常設低圧代替注水システム吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常設低圧代替注水システムポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

記載のみ

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (15/16)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	低圧注水機能確認		①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注 水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブレーション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側 淡水貯水設備水位を水源とする各系統の注水量と直前まで 判明していた代替淡水貯水水位に水位容量曲線を用いて推 定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位の水位 変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備 水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える 影響はない。	なし
		原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋内水素濃度 確認	①主要パラメータの他チヤンネル ②静的触媒式水素再結合作用監 視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チヤンネルが故障した場合は、他チ ヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉 建屋内の水素が静的触媒式水素再結合器で処理された場合、 発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度 差を測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水 素濃度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	原子炉圧力容器破損確 認	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエール圧力 ①サブレーション・チエンババ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] ※3	①原子炉格納容器内酸素濃度の監視が不可能になった場合は、 炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力 とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内 の酸素濃度よりも高く評価されることとなるが、原子炉格納 容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はな い。 ①ドライウエール圧力及びサブレーション・チエンババ圧力を確認 し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入の有 無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守 的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げ ることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可 能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば、判断に 与える影響はない。	なし	

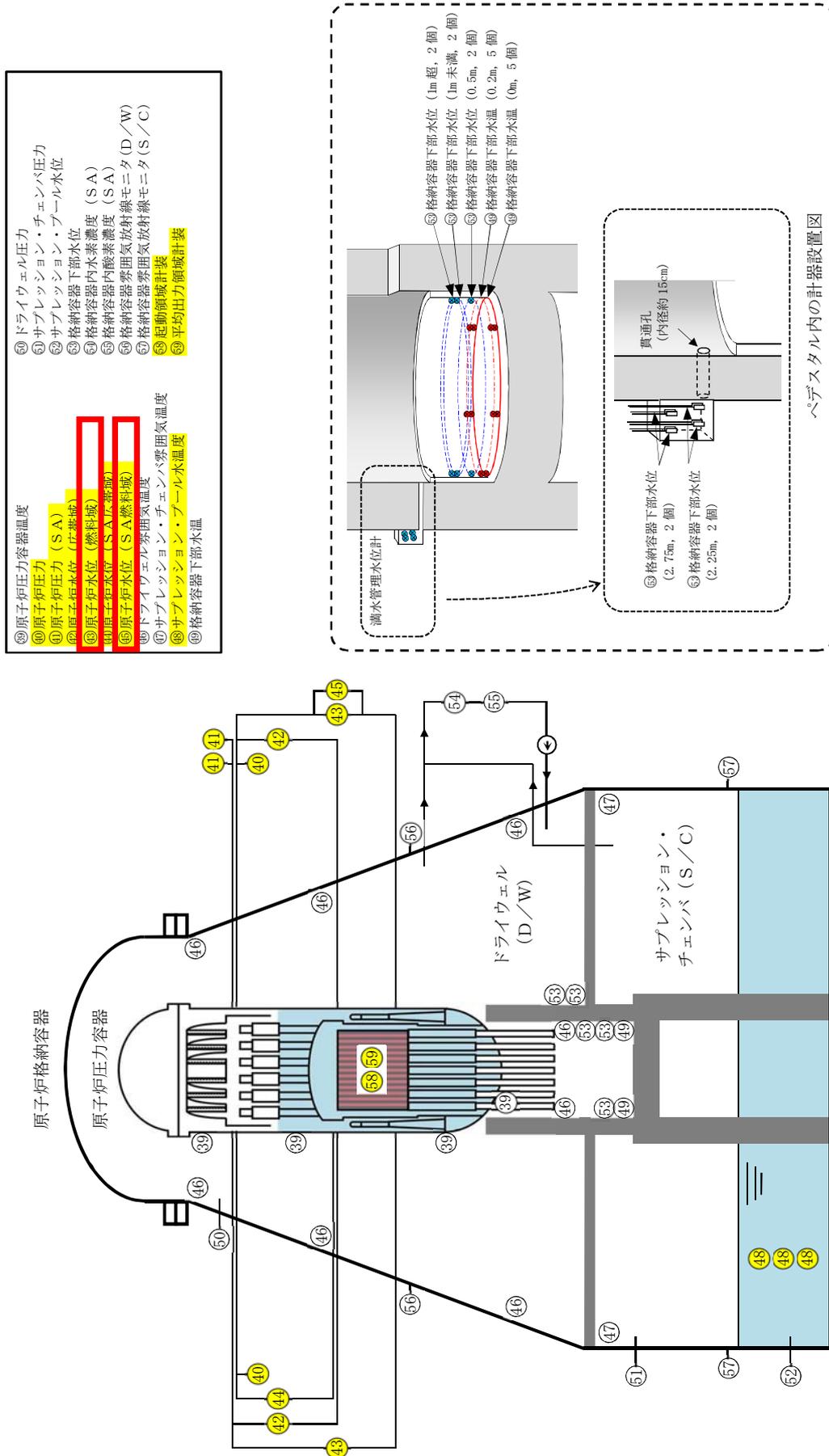
※1：有：重要事故シナケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

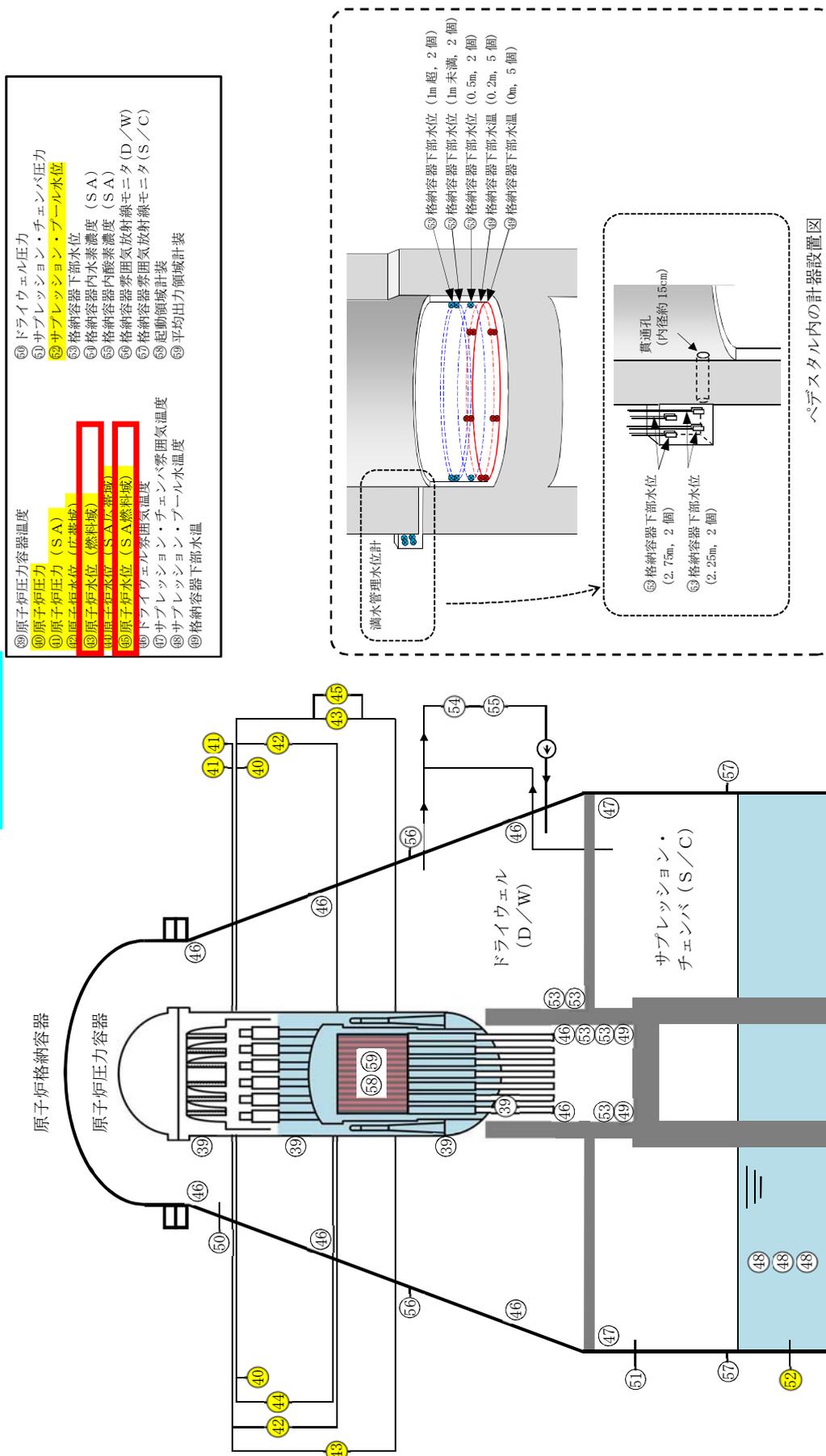
修正不要

記載のみ

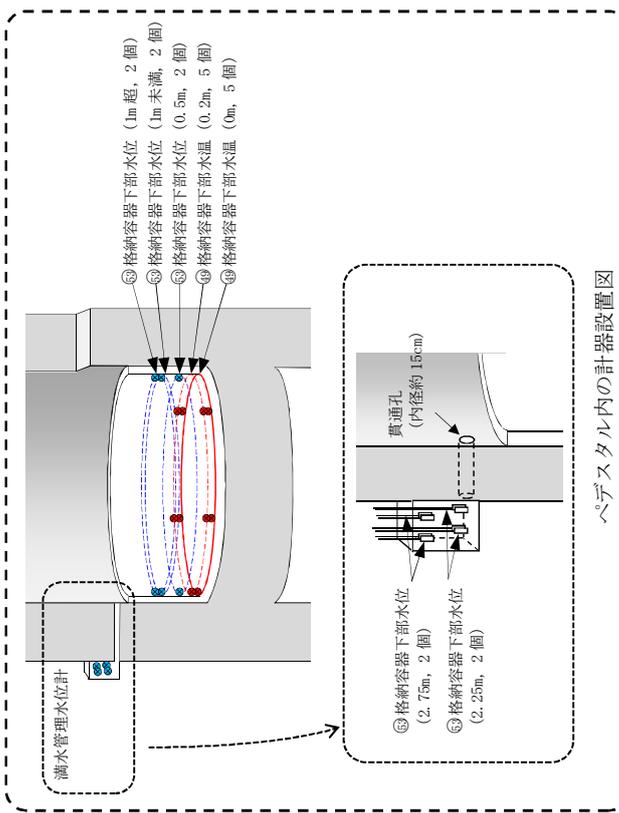


第1図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等) (2/2)

記載のみ

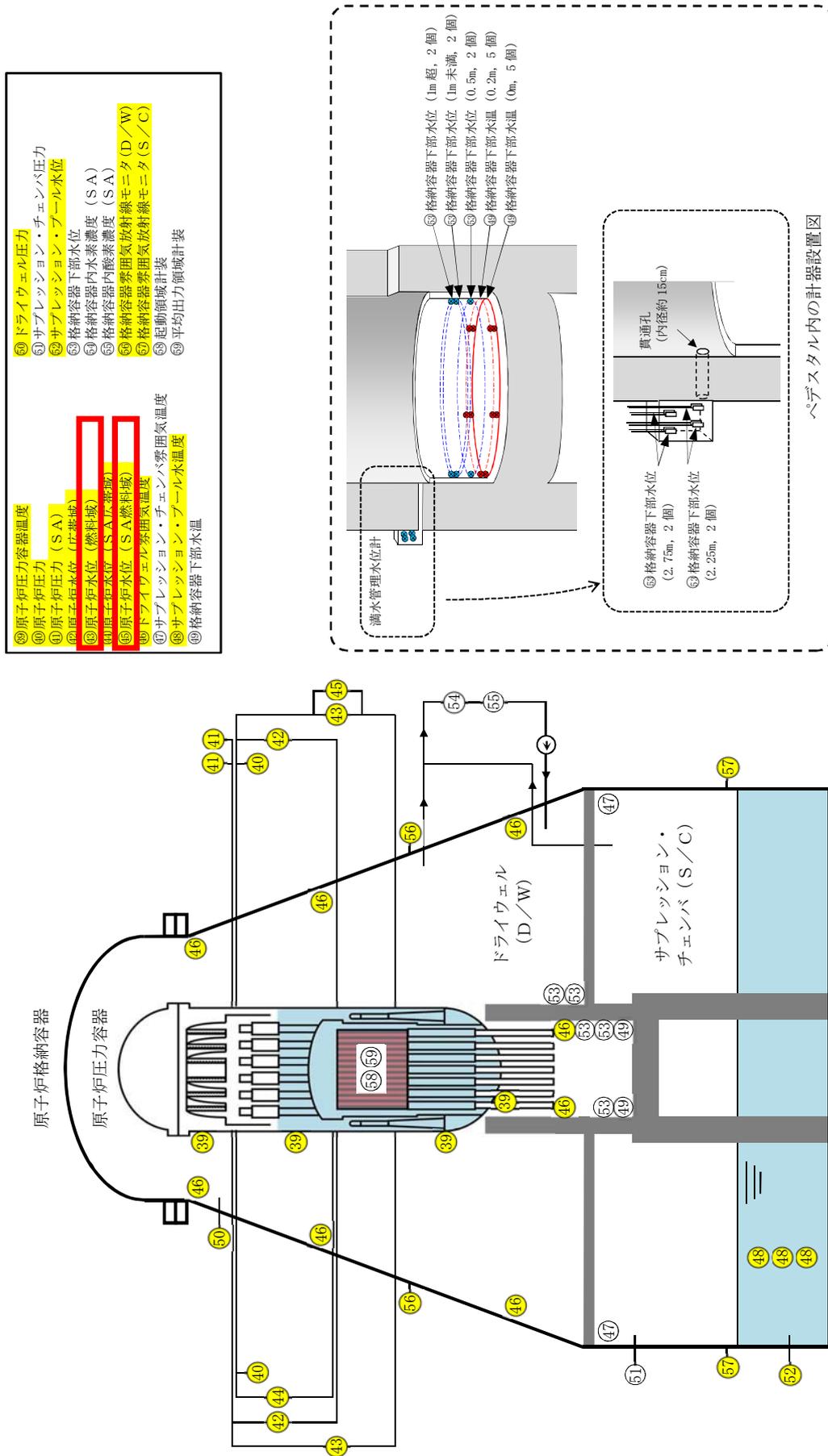


- ③⑧ 原子炉圧力容器温度
- ④⑨ 原子炉圧力
- ④⑩ 原子炉圧力 (S/A)
- ④⑪ 原子炉圧力 (広帯域)
- ④⑫ 原子炉圧力 (燃料域)
- ④⑬ 原子炉圧力 (S/A広帯域)
- ④⑭ 原子炉圧力 (S/A燃料域)
- ④⑮ ドライウエル雰囲気温度
- ④⑯ サブレーション・チェンバ使用気温度
- ④⑰ サブレーション・チェンバ温度
- ④⑱ 格納容器下部水温
- ⑤① ドライウエル圧力
- ⑤② サブレーション・チェンバ圧力
- ⑤③ サブレーション・チェンバ水位
- ⑤④ 格納容器下部水位
- ⑤⑤ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑤⑥ 格納容器内酸素濃度 (SA)
- ⑤⑦ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ⑤⑧ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ⑤⑨ 起動傾域計装
- ⑤⑩ 平均出力傾域計装



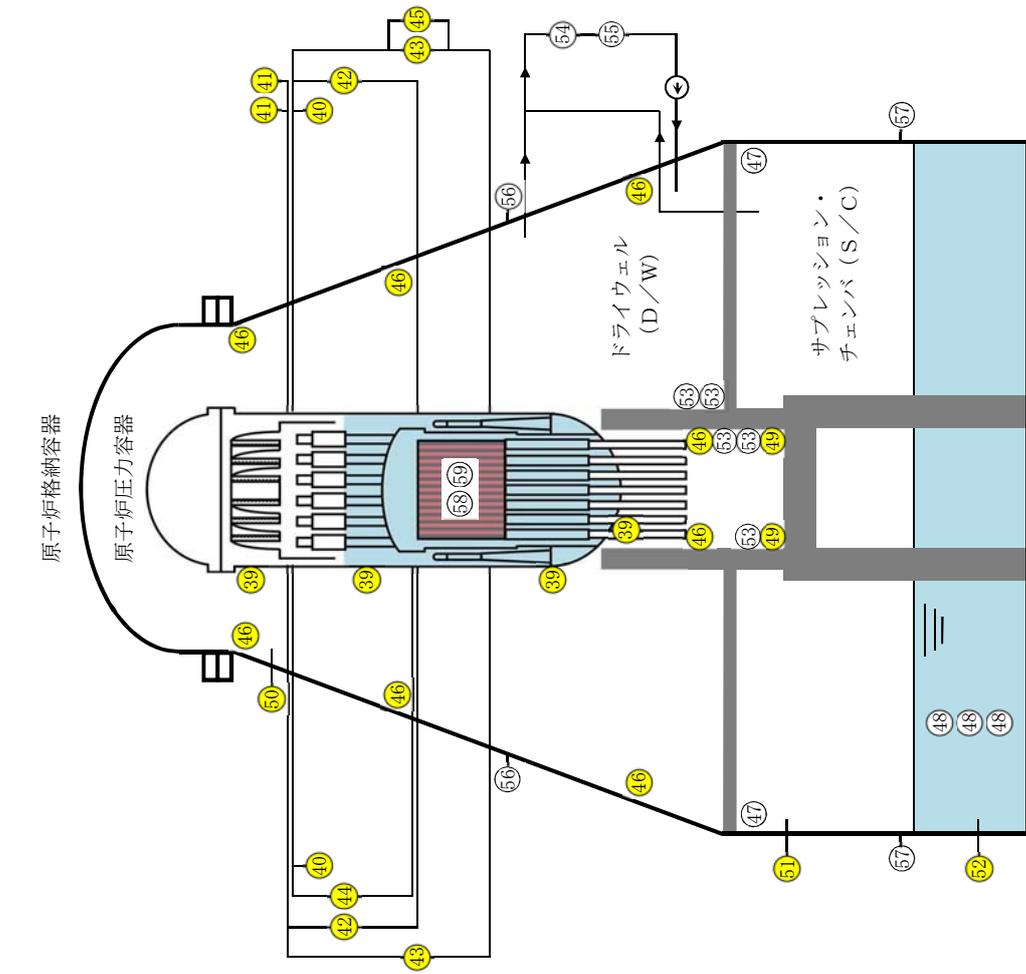
第2図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等) (2 / 2)

記載のみ



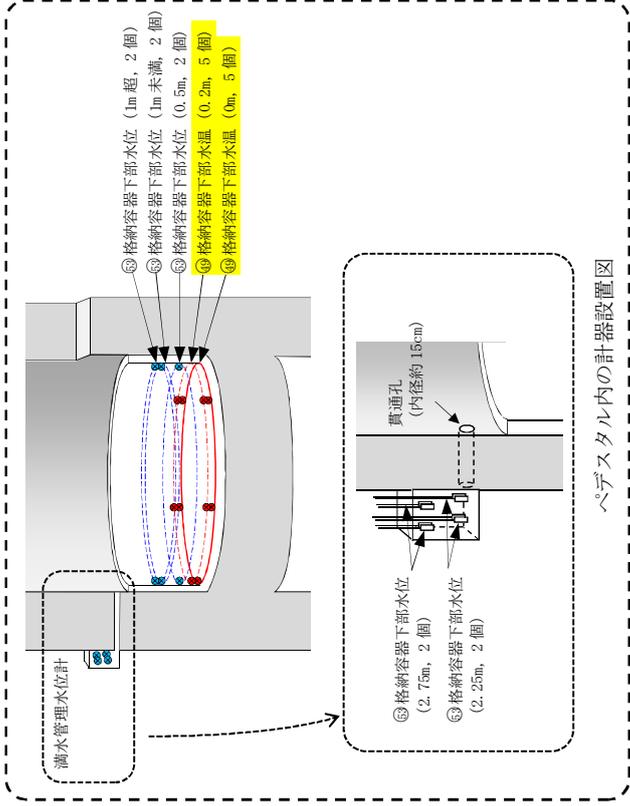
第3図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等) (2/2)

記載のみ



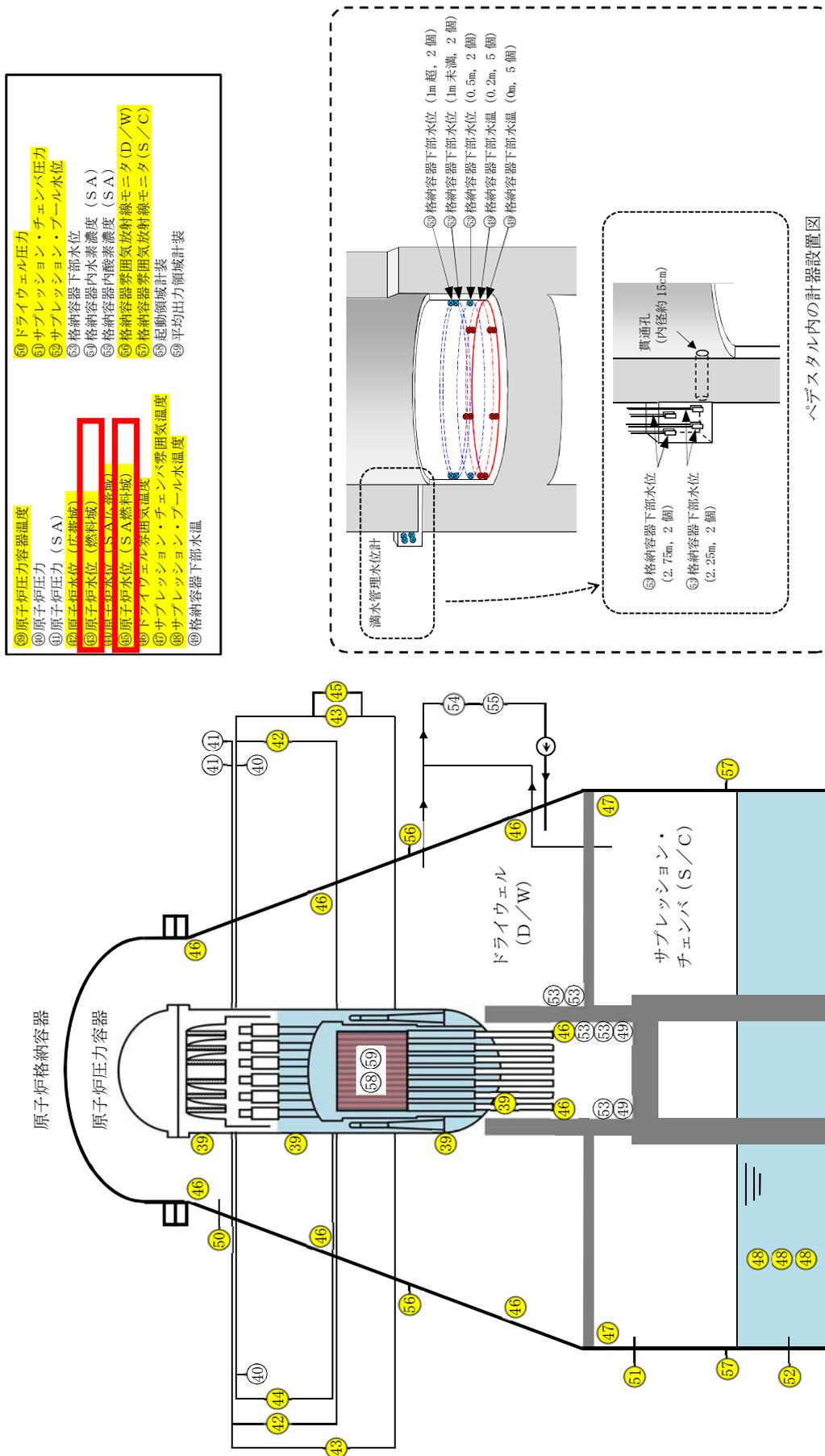
- ㉔ 原子炉圧力容器温度
- ㉕ 原子炉圧力
- ㉖ 原子炉圧力 (S/A)
- ㉗ 原子炉水位 (広範囲)
- ㉘ 原子炉水位 (燃料域)
- ㉙ 原子炉水位 (S/A広範囲)
- ㉚ ドライウエル雰囲気温度
- ㉛ サプレッション・チェンバール温度
- ㉜ 格納容器下部水位
- ㉝ 原子炉圧力容器温度
- ㉞ 原子炉圧力 (S/A)
- ㉟ サプレッション・チェンバール水位
- ㊱ 格納容器下部水位
- ㊲ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ㊳ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ㊴ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㊵ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㊶ 起動領域計装
- ㊷ 平均出力領域計装

修正不要



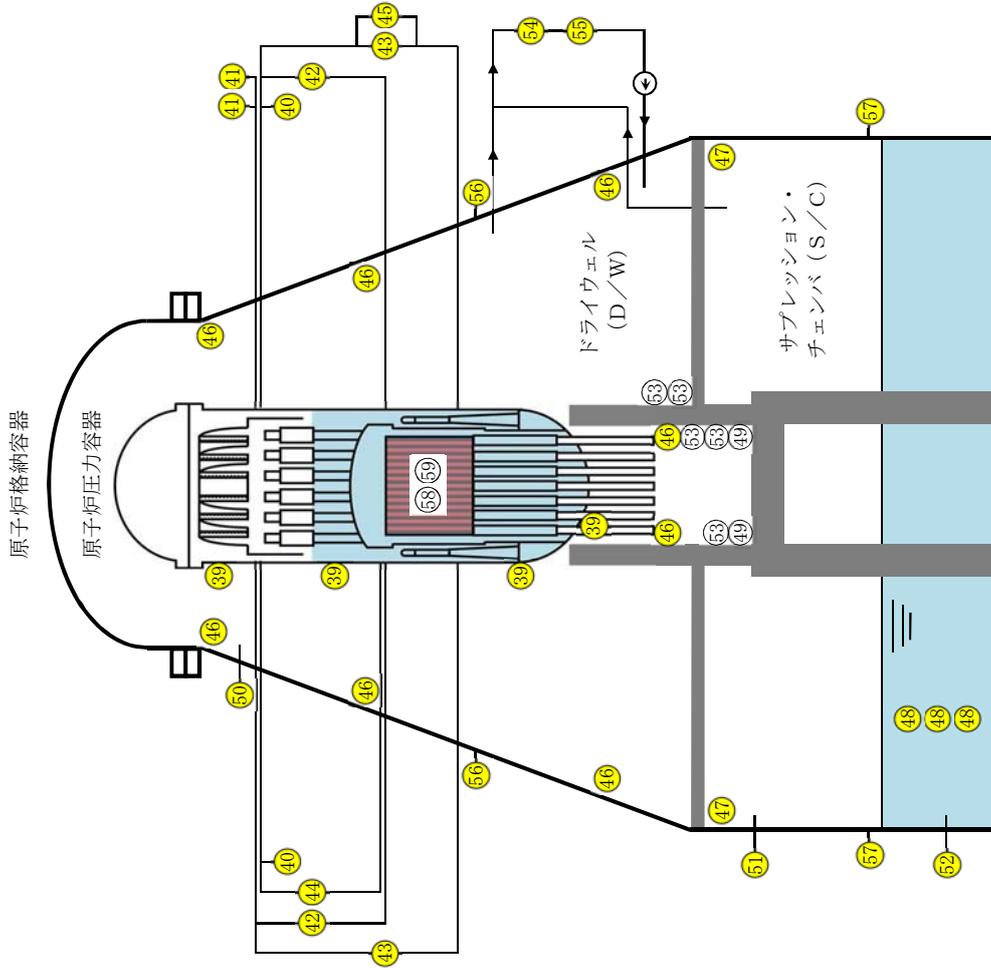
第4図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等) (2/2)

記載のみ

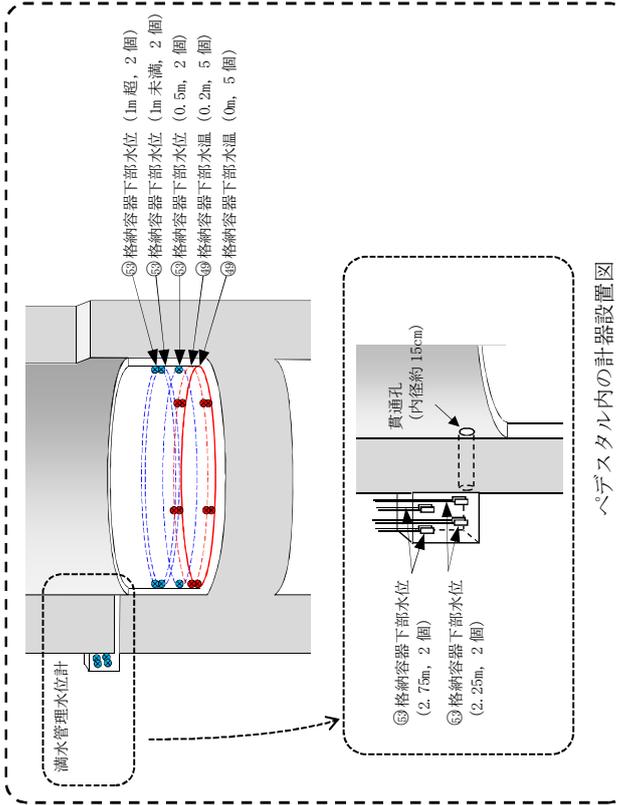


第6図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等) (2 / 2)

- ㉔ 原子炉圧力容器温度
- ㉕ 原子炉圧力
- ㉖ 原子炉圧力 (S/A)
- ㉗ 原子炉圧力 (広帯域)
- ㉘ 原子炉水位 (燃料域)
- ㉙ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ㉚ ドライウエル蒸気温度
- ㉛ サプレッション・チェンバ水温度
- ㉜ 原子炉圧力容器温度
- ㉝ 原子炉圧力
- ㉞ サプレッション・チェンバ水温度
- ㉟ 原子炉水位 (広帯域)
- ㊱ 原子炉水位 (燃料域)
- ㊲ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ㊳ ドライウエル蒸気温度
- ㊴ サプレッション・チェンバ水温度
- ㊵ 原子炉圧力容器温度
- ㊶ 原子炉圧力
- ㊷ サプレッション・チェンバ水温度
- ㊸ 原子炉水位
- ㊹ 原子炉水位 (燃料域)
- ㊺ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ㊻ ドライウエル蒸気温度
- ㊼ サプレッション・チェンバ水温度
- ㊽ 原子炉圧力容器温度
- ㊾ 原子炉圧力
- ㊿ サプレッション・チェンバ水温度



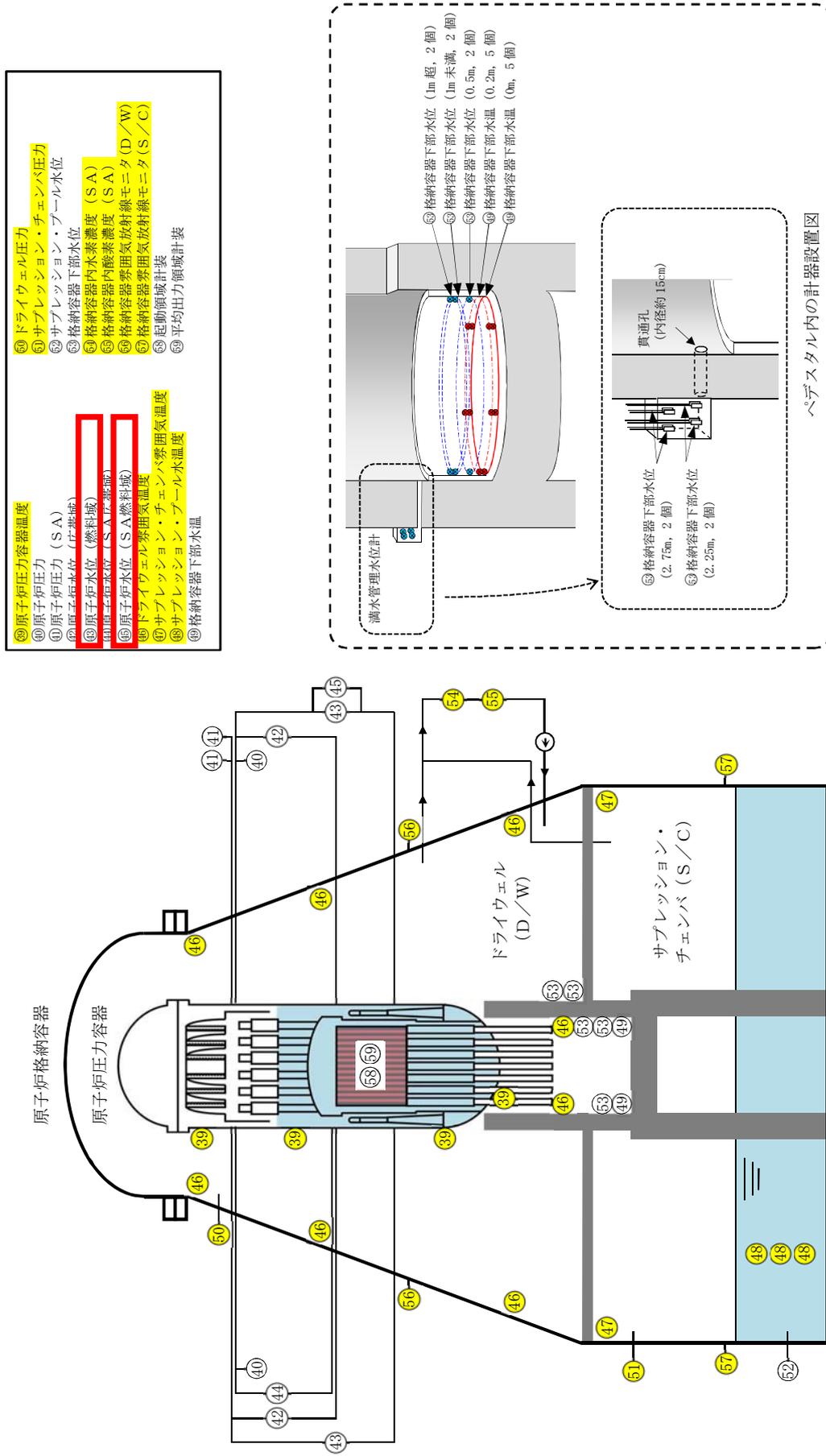
修正不要



第7図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等) (2/2)

修正不要

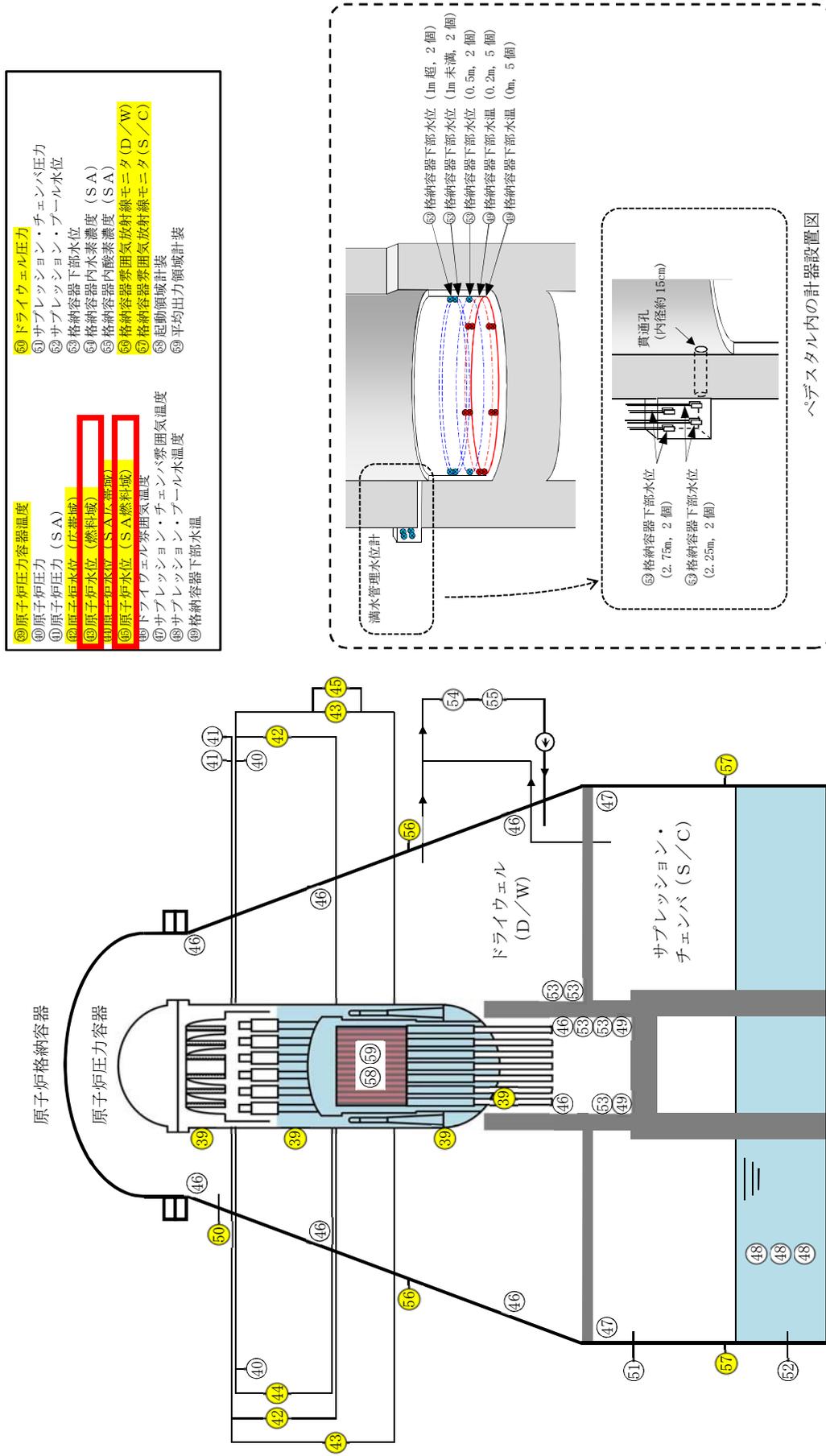
記載のみ



第9図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等) (2 / 2)

修正不要

記載のみ

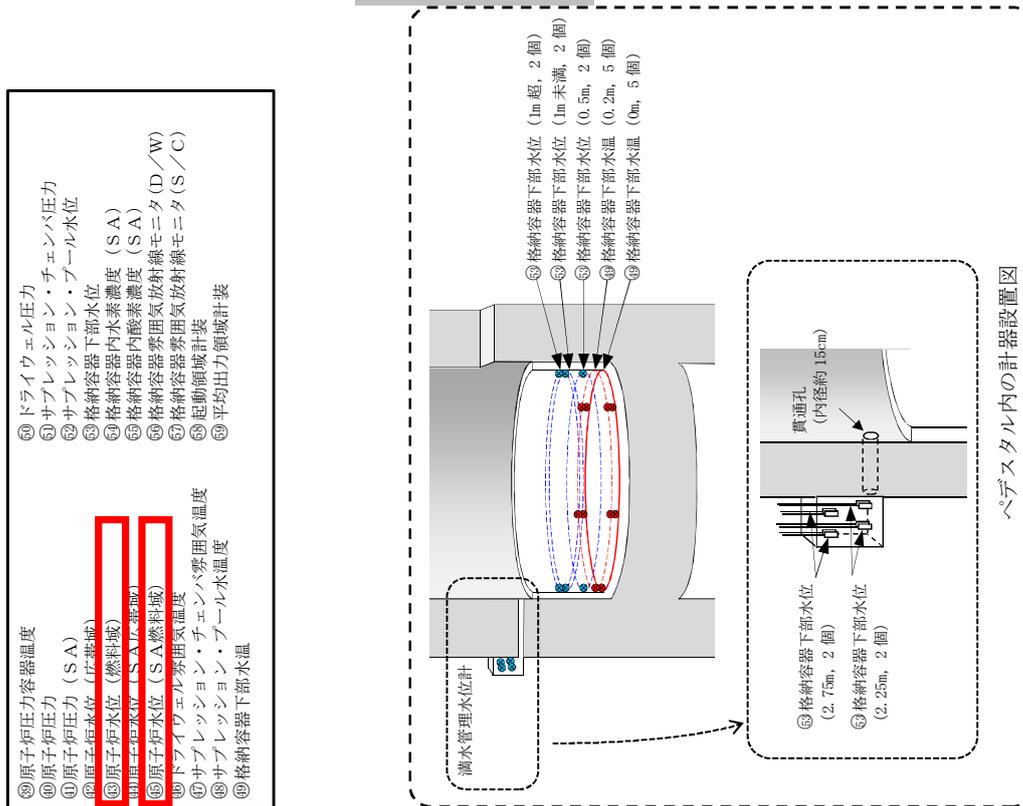


- ③⑩ 原子炉圧力容器温度
- ④⑩ 原子炉圧力
- ④⑩ 原子炉圧力 (S/A)
- ④⑩ 原子炉水位 (広範囲)
- ④⑩ 原子炉水位 (燃料域)
- ④⑩ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④⑩ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④⑩ ドライウエル雰囲気温度
- ④⑩ サブレーション・チェンバ雰囲気温度
- ④⑩ サブレーション・チェンバ圧力
- ④⑩ 格納容器下部水温
- ⑤⑩ ドライウエル圧力
- ⑥⑩ サブレーション・チェンバ圧力
- ⑥⑩ サブレーション・チェンバ水位
- ⑥⑩ 格納容器下部水位
- ⑥⑩ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑥⑩ 格納容器内酸素濃度 (SA)
- ⑥⑩ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ⑥⑩ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ⑥⑩ 起動領域計装
- ⑥⑩ 平均出力領域計装

第10図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等) (2/2)

記載のみ

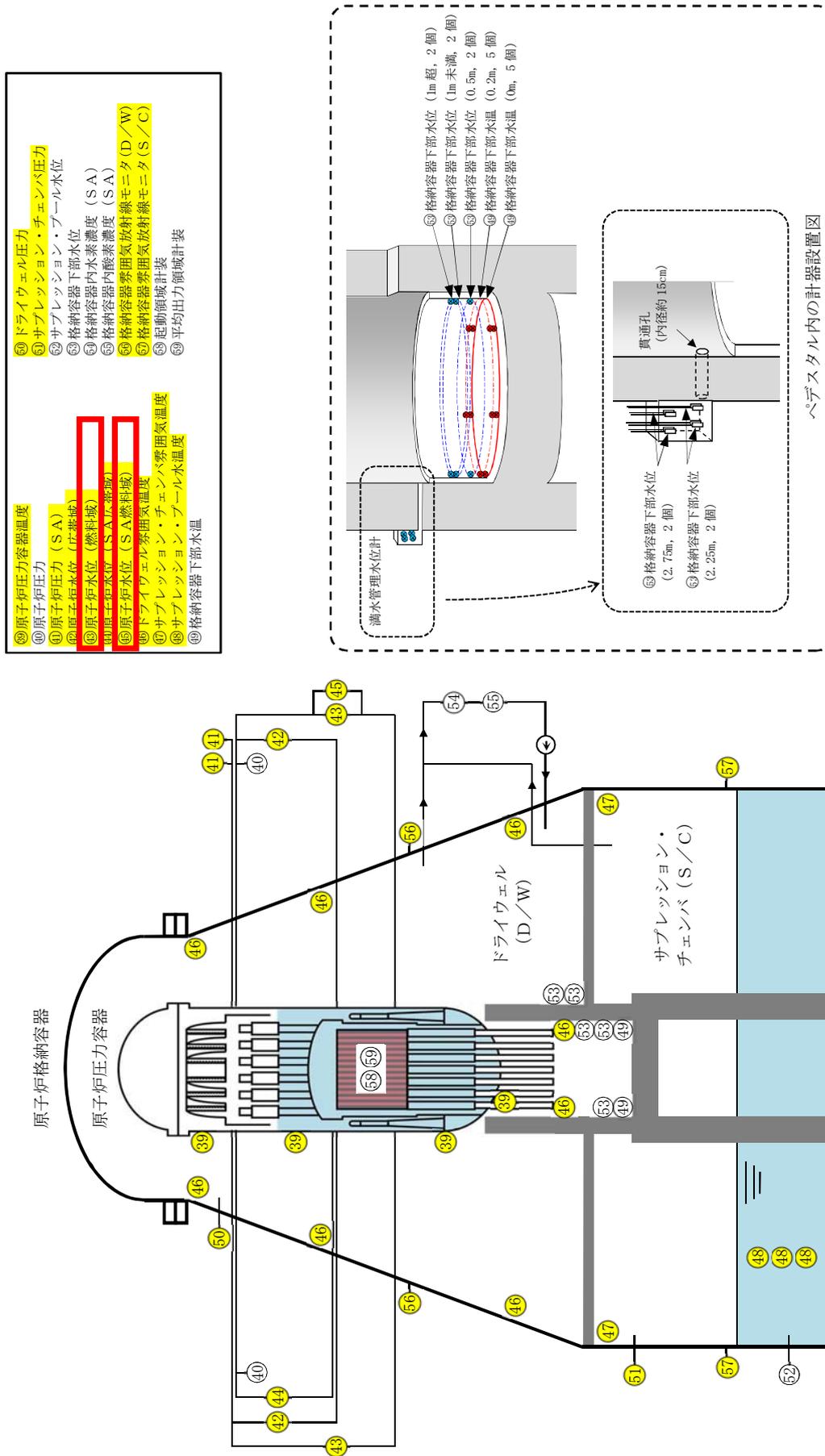
修正不要



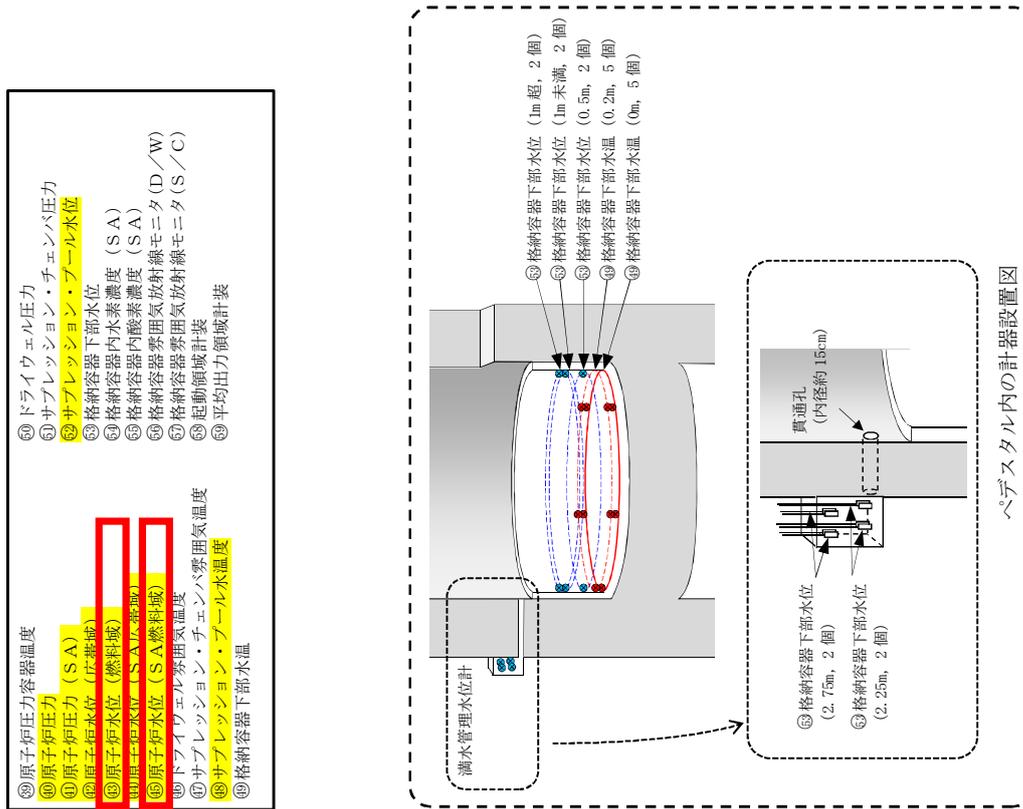
第 11 図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等) (2 / 2)

修正不要

記載のみ



第12図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等) (2 / 2)



- ③⑧ 原子炉圧力容器温度
- ④⑨ 原子炉圧力
- ④⑩ 原子炉圧力 (S/A)
- ④⑪ 原子炉水位 (広帯域)
- ④⑫ 原子炉水位 (燃料域)
- ④⑬ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④⑭ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④⑮ ドライウエル雰囲気温度
- ④⑯ サブレーション・チェンバ雰囲気温度
- ④⑰ サブレーション・チェンバ圧力
- ④⑱ 格納容器下部水温
- ⑤① ドライウエル圧力
- ⑤② サブレーション・チェンバ圧力
- ⑤③ 格納容器下部水位
- ⑤④ 格納容器内水温濃度 (S/A)
- ⑤⑤ 格納容器内酸濃度 (S/A)
- ⑤⑥ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ⑤⑦ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ⑤⑧ 起動領域計装
- ⑤⑨ 平均出力領域計装

第13図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等) (2 / 2)

名称の記載のみ

添付資料 1. 15. 11

主要パラメータと代替パラメータの相関関係による推定について（具体例）

推定ケース 1～推定ケース 1 2 における具体例を以下に示す（該当箇所を下線部に示す）。

推定ケース 1：同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定する。

分類	原子炉圧力容器内の水位	
	主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
	原子炉水位（広帯域）	①主要パラメータの他チャンネル
	原子炉水位（燃料域）	②原子炉水位（SA広帯域）
		②原子炉水位（SA燃料域）
		③高压代替注水系系統流量
		③低压代替注水系原子炉注水流量
		③代替循環冷却系原子炉注水流量
		③原子炉隔離時冷却系系統流量
		③高压炉心スプレイ系系統流量
		③残留熱除去系系統流量
		③低压炉心スプレイ系系統流量
		④原子炉圧力
		④原子炉圧力（SA）
		④サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法		
① 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
② 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）により推定する。		
③ 高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低压炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。		
④ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉圧力容器の満水を推定する。		
推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。 		

名称の記載のみ

推定ケース 2：水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。

分類	原子炉压力容器内の水位	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
原子炉水位（SA広帯域）	①原子炉水位（広帯域）	
原子炉水位（SA燃料域）	①原子炉水位（燃料域）	
	②高圧代替注水系系統流量	
	②低圧代替注水系原子炉注水流量	
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	
	②高圧炉心スプレイ系系統流量	
	②残留熱除去系系統流量	
	②低圧炉心スプレイ系系統流量	
	③原子炉圧力	
	③原子炉圧力（SA）	
	③サプレッション・チェンバ圧力	
代替パラメータ推定方法		
<p>① 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>② 高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉压力容器の満水を推定する。</p> <p>推定は，原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA等により格納容器温度が上昇し，ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は，水位不明と判断する。水位不明と判断した場合，次の方法により推定する。 第1図より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉压力容器温度にて合わせて確認する。 		

名称の記載のみ

推定ケース3：流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。

分類	原子炉压力容器への注水量	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	
代替パラメータ推定方法		
① 高圧代替注水系系統流量の計測が困難になった場合、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位（広帯域）原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の水位変化により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。 <p>原子炉压力容器注水量 [m³/h] = <input type="text"/> ×1 時間当たりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h] サブプレッション・プール水量レベル換算：<input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center;">第2図 サブプレッション・プールの水位容量曲線</p>		

記載のみ

推定ケース4：圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。

分類	原子炉圧力容器内の水位	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
原子炉水位（SA広帯域）	①原子炉水位（広帯域）	
原子炉水位（SA燃料域）	①原子炉水位（燃料域）	
	②高压代替注水系系統流量	
	②低压代替注水系原子炉注水流量	
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	
	②高压炉心スプレイ系系統流量	
	②残留熱除去系系統流量	
	②低压炉心スプレイ系系統流量	
	③原子炉圧力	
	③原子炉圧力（SA）	
	③サプレッション・チェンバ圧力	
代替パラメータ推定方法		
<p>① 原子炉水位（SA広帯域）又は原子炉水位（SA燃料域）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>③ 高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低压炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。</p> <p>④ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には、逃がし安全弁により原子炉圧力が低压状態で維持されている状態において、高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低压注水系）又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し、逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し、原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧が0.6MPa [gage] 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。 本推定方法は、原子炉水位の計測が困難^{※1}となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用する。 <p>※1 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に、原子炉圧力とドライウェル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p>		

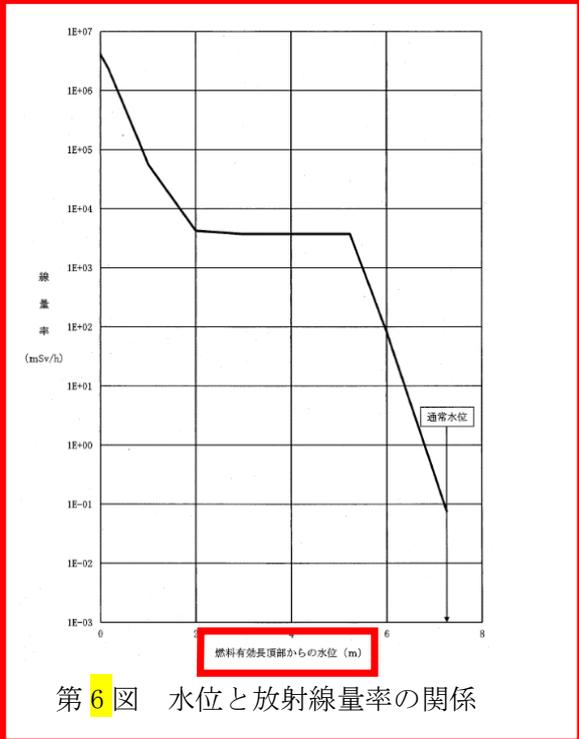
記載のみ

推定ケース5：原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定する。

分類	格納容器バイパスの監視	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
原子炉水位（広帯域）	①主要パラメータ（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA））の他チャンネル	
原子炉水位（燃料域）		
原子炉水位（SA広帯域）		
原子炉水位（SA燃料域）	②ドライウェル雰囲気温度	
原子炉圧力	②ドライウェル圧力	
原子炉圧力（SA）	② [エリア放射線モニタ] ※2	
代替パラメータ推定方法		
<p>① 主要パラメータのうち、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合には、ドライウェル雰囲気温度、ドライウェル圧力、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータ（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA））の他チャンネルを優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは、＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜原子炉格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。 		

※2：有効監視パラメータ

推定ケース 1 1 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

分類	使用済燃料プールの監視	
	主要パラメータ	代替パラメータ (番号は優先順位を示す。)
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ
代替パラメータ推定方法		
① 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) の監視が不可能となった場合には, 使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。また, 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後, 水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ② 使用済燃料プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。		
推定は, 温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を, 水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料プール温度 (SA) により, 使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また, 代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位/放射線量率の関係を利用して第 6 図より, 必要な水位が確保されていることを推定する。		
		
<p>第 6 図 水位と放射線量率の関係</p>		
・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。		

正しい燃料有効長に基づき評価されていること確認済

原子炉水位不明時の対応について

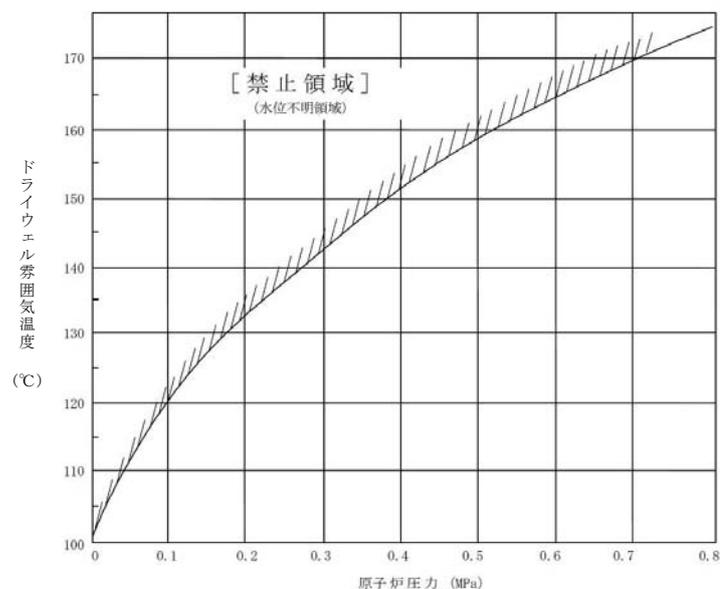
1. 概要

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

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C 3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

修正不要

第59-6-1表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1/6）

目的	対象パラメータ	
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均	
	平均出力領域計装 A	
	平均出力領域計装 B	
	平均出力領域計装 C	
	平均出力領域計装 D	
	平均出力領域計装 E	
	平均出力領域計装 F	
	起動領域計装 A	
	起動領域計装 B	
	起動領域計装 C	
	起動領域計装 D	
	起動領域計装 E	
	起動領域計装 F	
	起動領域計装 G	
	起動領域計装 H	
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（狭帯域）	
	原子炉水位（広帯域）	
	原子炉水位（燃料域）	記載のみ
	原子炉水位（S A広帯域）	
	原子炉水位（S A燃料域）	記載のみ
	原子炉圧力	
	原子炉圧力（S A）	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	
	残留熱除去系系統流量A	
	残留熱除去系系統流量B	
	残留熱除去系系統流量C	
	逃がし安全弁出口温度	

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1/6）

目 的	対象パラメータ	
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均	
	平均出力領域計装 A	
	平均出力領域計装 B	
	平均出力領域計装 C	
	平均出力領域計装 D	
	平均出力領域計装 E	
	平均出力領域計装 F	
	起動領域計装 A	
	起動領域計装 B	
	起動領域計装 C	
	起動領域計装 D	
	起動領域計装 E	
	起動領域計装 F	
	起動領域計装 G	
起動領域計装 H		
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（狭帯域）	
	原子炉水位（広帯域）	
	原子炉水位（燃料域）	記載のみ
	原子炉水位（S A 広帯域）	
	原子炉水位（S A 燃料域）	記載のみ
	原子炉圧力	
	原子炉圧力（S A）	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	
	残留熱除去系系統流量 A	
	残留熱除去系系統流量 B	
	残留熱除去系系統流量 C	
	逃がし安全弁出口温度	

 : S A 範囲

修正不要

第 5.4-1 表 SPDS データ表示装置で確認できるパラメータ一覧

(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	平均出力領域計装 平均	○	○	○
	平均出力領域計装 A	○	—	○
	平均出力領域計装 B	○	—	○
	平均出力領域計装 C	○	—	○
	平均出力領域計装 D	○	—	○
	平均出力領域計装 E	○	—	○
	平均出力領域計装 F	○	—	○
	起動領域計装 A	○	○	○
	起動領域計装 B	○	○	○
	起動領域計装 C	○	○	○
	起動領域計装 D	○	○	○
	起動領域計装 E	○	○	○
	起動領域計装 F	○	○	○
	起動領域計装 G	○	○	○
	起動領域計装 H	○	○	○
	炉心冷却の 状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○
原子炉水位(広帯域)		○	○	○
原子炉水位(燃料域)		○	○	○
原子炉水位(SA 広帯域)		○	—	○
原子炉水位(SA 燃料域)		○	—	○
原子炉圧力		○	○	○
原子炉圧力(SA)		○	—	○
高圧炉心スプレイ系系統流量		○	○	○
低圧炉心スプレイ系系統流量		○	○	○
原子炉隔離時冷却系系統流量		○	○	○
残留熱除去系系統流量 A	○	○	○	
残留熱除去系系統流量 B	○	○	○	
残留熱除去系系統流量 C	○	○	○	
逃がし安全弁出口温度	○	○	○	
原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○	
原子炉給水流量	○	○	○	

記載のみ

記載のみ

修正不要

に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。

緊急用 125V 系蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、運転継続が可能な設計とする。

(a-4) 監視及び制御に用いる設備

(a-4-1) 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、原子炉水位（広帯域）、**原子炉水位（燃料域）**、原子炉水位（S A 広帯域）、**原子炉水位（S A 燃料域）**、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。

記載のみ

記載のみ

原子炉水位（広帯域）、**原子炉水位（燃料域）**、原子炉水位（S A 広帯域）及び**原子炉水位（S A 燃料域）**は原子炉の保有水量を監視又は推定が可能な設計とする。

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は原子炉圧力を監視又は推定が可能な設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水

第 1.1-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (28/46)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度	— S — S S — — C	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	S — S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	— S S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	— S S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載。

※2 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。

本頁全て記載のみ

第 1.1-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (29/46)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	主パラメータの他チャネル 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 高圧代替注水系統流量 低圧代替注水系統流量 原子炉注水流量 代替循環冷却系注水流量 原子炉隔離時冷却系注水流量 高圧炉心スプレイス系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイス系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブレンジョン・チェンバ圧力	S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉水位 (燃料域)		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統流量 低圧代替注水系統流量 代替循環冷却系注水流量 原子炉隔離時冷却系注水流量 高圧炉心スプレイス系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイス系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブレンジョン・チェンバ圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉水位 (S A 燃料域)		S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載。

※2 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。

本頁全て記載のみ

修正不要

第 1.1-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (30/46)

58 条 計装設備

系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する 設計基準対象施設 ^{※2}		設備 種別	設備分類	
		設備 ^{※1}	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系原子炉注水流量	サブプレッション・プール水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	常設		
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (S-A燃料域)	—			
	低圧代替注水系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	
		西側淡水貯水設備水位	—			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (S-A広帯域)	—			
		原子炉水位 (S-A燃料域)	—			
代替循環冷却系原子炉注水流量	サブプレッション・プールの他チャネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備		
	サブプレッション・プール水位	—				
	原子炉水位 (広帯域)	S				
	原子炉水位 (燃料域)	S				
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉水位 (S-A広帯域)	—	常設	常設重大事故防止設備		
	原子炉水位 (S-A燃料域)	—				
	サブプレッション・プール水位	—				
	原子炉水位 (広帯域)	S				
高圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉水位 (燃料域)	S	常設	常設重大事故防止設備		
	原子炉水位 (S-A広帯域)	S				
	原子炉水位 (S-A燃料域)	—				
	サブプレッション・プール水位	—				
	原子炉水位 (広帯域)	S				
	原子炉水位 (燃料域)	S				

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載。
 ※2 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。

本頁全て記載のみ

第 1.1-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (31/46)

58 条 計装設備

系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する設計基準対象施設 ^{※2}		設備種別	設備分類	
		設備 ^{※1}	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器への注水量 (続き)	残留熱除去系系統流量	主パラメータの他チャンネルサブレーション・プールの水位	S	常設	常設重大事故防止設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	—			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (S-A 広帯域)	S			
		原子炉水位 (S-A 燃料域)	—			
	低圧炉心スプレイ系系統流量	サブレーション・プール水位	—	常設	常設重大事故防止設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (S-A 広帯域)	—			
		原子炉水位 (S-A 燃料域)	—			
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	代替淡水貯槽水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		西側淡水貯水設備水位	—			
	低圧代替注水系統格納容器下部注水量	サブレーション・プール水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		代替淡水貯槽水位	—			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気気温度	主パラメータの他チャンネルドライウエル圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・チェンバ圧力	—			
	サブレーション・チェンバ雰囲気気温度	主パラメータの他チャンネルサブレーション・プール水温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・チェンバ圧力	—			
	サブレーション・プール水温度	主パラメータの他チャンネルサブレーション・チェンバ雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		格納容器下部水温	—			

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載。
 ※2 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。

本頁全て記載のみ

第 1.1-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/46)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2			設備種類	設備分類		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類	分類		分類		
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブレーション・プールの水温度	主パラメータの他チャンネル ドラウイウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度		—					
	代替循環冷却系原子炉注水流量		—					
	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量		—					
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力容器温度 ドラウイウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度	C	常設	常設重大事故防止設備	—	—	
	残留熱除去系熱交換器出口温度		—					
	残留熱除去系系統流量		—					
	残留熱除去系海水系系統流量		—					
格納容器パイパスの監視	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	原子炉圧力容器温度 ドラウイウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)		—					
	原子炉水位 (広帯域)		—					
	原子炉圧力 (SA)		—					
格納容器パイパスの監視	原子炉水位 (燃料域)	主パラメータの他チャンネル ドラウイウエル雰囲気温度 ドラウイウエル圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	
	原子炉水位 (SA広帯域)		—					
	原子炉水位 (SA燃料域)		—					
	原子炉圧力 (SA)		—					
格納容器パイパスの監視	ドラウイウエル雰囲気温度	主パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—	
	ドラウイウエル圧力		S					
	原子炉圧力 (SA)		—					
	原子炉圧力 (SA)		—					

※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載。 ※2 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。

8-1-68

本頁全て記載のみ

第 1.1-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (36/46)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
水源の確保 (続き)	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量	—	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	—			
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	—			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉水位 (広帯域)	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (S/A広帯域)	—			
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S/A)	原子炉水位 (S/A燃料域)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・ノール水位	—			
		主パラメーターの他チャネル静的触媒式水素再結合器動作監視装置	—			
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S/A)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	S			
		ドライウェル圧力 サブレーション・チェンバ圧力	—			

記載のみ

※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載。
 ※2 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。

修正不要

第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(4) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ 制御棒[S] ・ 制御棒駆動機構[S] ・ 制御棒制御水圧系水圧制御ユニット[S] ・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ・ ほう酸水注入ポンプ[S] ・ ほう酸水貯蔵タンク[S] ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 原子炉圧力[S] ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（広費域）[S] ・ 原子炉水位（燃料域）[S] ・ 原子炉水位（SA 燃料域） ・ 高压代替注水系系統流量 ・ 低压代替注水系原子炉注水流量 ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ・ 代替循環冷却系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウエル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ ドライウエル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 起動領域計装[S] ・ 平均出力領域計装[S] ・ フィルタ装置水位 ・ フィルタ装置圧力 ・ フィルタ装置スクラビング水温度 ・ フィルタ装置入口水素濃度 ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・ 代替淡水貯槽水位 ・ 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタ装置遮蔽 ・ 配管遮蔽 ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S] ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）[S] ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ ・ 中央制御室遮蔽[S] ・ 中央制御室換気系空気調和機ファン[S] ・ 中央制御室換気系フィルタ系ファン[S] ・ 中央制御室換気系高性能粒子フィルタ[S] ・ 中央制御室換気系チャコールフィルタ[S]

記載のみ

修正不要

第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5 / 7）

設備分類	定義	主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類）
3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故等が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	<p>(1) 原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉压力容器[S] <p>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料プール温度（SA） ・常設スプレイヘッダ ・常設低压代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 ・代替淡水貯槽 <p>(3) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低压代替注水系ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水ストレーナ ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・プール[S] <p>(4) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉压力容器温度 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（SA広帯域） ・原子炉水位（SA燃料域） ・代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・代替注水系格納容器スプレイ流量 ・代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・衛星連絡設備（固定型） ・緊急時対策所用差圧計

記載のみ

修正不要

全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中の蓄電池の枯渇を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として常設代替直流電源設備の緊急用 125V 系蓄電池、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

(3) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御

記載のみ

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合には監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として原子炉水位（広帯域）、**原子炉水位（燃料域）**、原子炉水位（S A 広帯域）、**原子炉水位（S A 燃料域）**、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。

原子炉水位（広帯域）、**原子炉水位（燃料域）**、原子炉水位（S A 広帯域）及び**原子炉水位（S A 燃料域）**は、原子炉の保有水量を監視又は推定が可能な設計とする。

記載のみ

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は、原子炉圧力を監視又は推定が可能な設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況の確認が可能な設計とする。

(4) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系ポンプの故障又は全交流動力電源喪失時において、常設高圧代替注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉

修正不要

対処設備として使用する。

(4) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御

記載のみ

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）は、原子炉の保有水量を監視又は推定が可能な設計とする。

記載のみ

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は、原子炉圧力を監視又は推定が可能な設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況の確認が可能な設計とする。

記載のみ

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・サプレッション・プール水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

修正不要

「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に示す。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクについては、「3.3 原子炉停止系」に示す。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。

逃がし安全弁（安全弁機能）については、「5.1.1.3.2 主蒸気系」に示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車，緊急用 125V 系蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

記載のみ

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

5.7.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止

修正不要

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合は計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域） **記載のみ**
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・起動領域計装
- ・平均出力領域計装
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系海水系系統流量
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計

修正不要

器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A 広帯域）

原子炉水位（S A 燃料域）

記載のみ

- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度
- ・ 格納容器下部水温
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

修正不要

を計測する設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域） 記載のみ
- ・ 原子炉水位（S A広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A燃料域） 記載のみ
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレー系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレー系系統流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレー流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレー流量
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度

修正不要

炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

データ表示装置は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所（監視場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）

・原子炉水位（燃料域）

記載のみ

修正不要

- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

常設の重大事故等対象設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A燃料域） 記載のみ
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量

修正不要

(5) 原子炉水位（燃料域） 記載のみ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	-3,800mm～1,300mm

(6) 原子炉水位（S A広帯域）

個 数	1
計測範囲	-3,800mm～1,500mm

(7) 原子炉水位（S A燃料域） 記載のみ

個 数	1
計測範囲	-3,800mm～1,300mm

(8) 高圧代替注水系系統流量

個 数	1
計測範囲	0L/s～50L/s

(9) 低圧代替注水系原子炉注水流量

低圧代替注水系（常設）

個 数	1
計測範囲	$0\text{m}^3/\text{h} \sim 500\text{m}^3/\text{h}$

低圧代替注水系（常設）

個 数	1
-----	---

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	※1	0~500℃	302℃※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知 (300℃) に対して 500℃まで監視可能。	1
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SΔ)	※2				
	原子炉水位 (広帯域)	※2			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域)	※2				
	原子炉水位 (SΔ広帯域)	※2				
	原子炉水位 (SΔ燃料域)	※2				
残留熱除去系熱交換器入口温度	※2				「⑫最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	0~10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	1
	原子炉圧力 (SΔ)	2	0~10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]		
	原子炉水位 (広帯域)	※2			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域)	※2				
	原子炉水位 (SΔ広帯域)	※2				
	原子炉水位 (SΔ燃料域)	※2				
	原子炉圧力容器温度	※2				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

記載のみ

記載のみ

修正必要

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800 ~ 1,500 mm※4	-3,800 ~ 1,400 mm※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3~8) (300 ~ 1,400mm ※4) 及び燃料有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800 ~ 1,300 mm※5	448 ~ 1,300 mm※5		
	原子炉水位 (S A 広帯域)	1	-3,800 ~ 1,500 mm※4	-3,800 ~ 1,400 mm※4		
	原子炉水位 (S A 燃料域)	1	-3,800 ~ 1,300 mm※5	448 ~ 1,300 mm※5		
	高圧代替注水系系統流量	※2				
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2				
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2				
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2				
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※2				
	残留熱除去系系統流量	※2				
低圧炉心スプレイ系系統流量	※2					
原子炉圧力	※2				②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉圧力 (S A)	※2					
サブプレッション・チェンバ圧力	※2				⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	

記載のみ

基準点修正後においても
BAFまで監視可能

448 ⇒ 397

④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

修正不要

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	0~50L/s	一※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。		
	高圧炉心スプレイス系統流量	※1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイスポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。		
	低圧代替注水系原子炉注水量	(常設ライオン用)	※1	0~500m ³ /h※7	一※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (470m ³ /h) を監視可能。	1
		(常設ライオン用)	※1	0~80m ³ /h※7, ※9	一※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	
		(可搬ライオン用)	※1	0~300m ³ /h※8	一※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (268m ³ /h) を監視可能。	
		(可搬ライオン用)	※1	0~80m ³ /h※8, ※9	一※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系原子炉注水量	※1	0~150m ³ /h	一※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (100m ³ /h) を監視可能。	1	
	残留熱除去系系統流量	※1	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を監視可能。		
	低圧炉心スプレイス系統流量	※1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイスポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。		
	代替淡水貯槽水位	※2				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	西側淡水貯水設備水位	※2				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	サブレーション・プール水位	※2				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域)	※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉水位 (燃料域)	※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (S A 広帯域)	※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (S A 燃料域)	※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		

記載のみ

修正不要

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
＜残留熱除去系＞						
⑫ 最終ヒートシンクの確保 (2/2)	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0~300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲 (249℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲 (249℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系系統流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系海水系系統流量	2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	※1	0~800m ³ /h	—※6	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (660m ³ /h) を監視可能。	1
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	※1	0~50m ³ /h	—※6	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度	※2			「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度	※2			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	※2				
	ドライウエル圧力	※2			「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)					
	原子炉水位 (燃料域)					
	原子炉水位 (SA広帯域)					
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	原子炉圧力					
	原子炉圧力 (SA)					
	ドライウエル雰囲気温度					
ドライウエル圧力						

記載のみ

修正不要

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑭ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉水位 (広帯域)	※2			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-
	原子炉水位 (燃料域)	※2				
	原子炉水位 (S A 広帯域)	※2				
	原子炉水位 (S A 燃料域)	※2				
⑮ 原子炉建屋内の 酸素濃度	原子炉建屋水素濃度	※1	0~10vol% 0~20vol%	一※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能。	- -
	静的触媒式水素再結合理器動作監視装置	※2	0~300℃	一※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合理器の最高使用温度 (300℃) を監視可能。	2
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)	※1	0~25vol%	4. 4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握する上で、酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	-
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	※2			「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	※2				
	ドライウエル圧力	※2				
サブプレッション・チェンバ圧力	※2					

記載のみ

修正必要

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	1	-4,300~+7,200mm ※19 (EL.35,077~46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール 上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範 囲にわたり水位を監視可能。	1
		1 ※20	0~120℃	66℃	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの 温度 (100℃) を監視可能。	1
	使用済燃料プール温度 (SA)	1 ※21	0~120℃	66℃	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの 温度 (100℃) を監視可能。	1
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—※6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率 (3.0mSv/h以下) を監視可能。	—
	使用済燃料プール監視カメラ	1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の 状況を監視可能。	—

- ※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。 ※5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)。 915cm⇒920cm
- ※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。
- ※10：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ベデスタル底面 (コリウムシールド上表面：EL.11,806mm) からの高さ。
- ※12：基準点は通常運転水位 EL.3,030mm (サブレンジ・チェンバ底面より 7,030mm)。 ※13：RPV破損までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。
- ※14：RPV破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。
- ※15：RPV破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)。
- ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※17：平均出力傾域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力傾域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- ※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。
- ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)。
- ※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係をj用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA広帯域) ③ 原子炉水位 (SA燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係をj用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA広帯域) ③ 原子炉水位 (SA燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA広帯域) ③ 原子炉水位 (SA燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係をj用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

本頁全て記載のみ

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サプレッション・チェンバ圧力	① 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域) 又は 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心スプレイ系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サプレッション・チェンバ圧力	① 原子炉水位 (SA広帯域) 又は 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て記載のみ

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S△広帯域) ②原子炉水位 (S△燃料域)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S△広帯域) ②原子炉水位 (S△燃料域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S△広帯域) ③原子炉水位 (S△燃料域)	①代替循環冷却系原子炉注水流量の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S△広帯域) ②原子炉水位 (S△燃料域)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S△広帯域) ②原子炉水位 (S△燃料域)	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

本頁全て記載のみ

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量	① 主要パラメータの他チャネル ② サプレッション・プール水位 ③ 原子炉水位 (広帯域) ④ 原子炉水位 (燃料域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA燃料域)	① 残留熱除去系系統流量の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ② 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	低圧炉心スプレレイ系系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA燃料域)	① 低圧炉心スプレレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレレイ系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブレーション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯水設備水位 ② サプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系格納容器スプレレイ流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先のサブレーション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレレイ流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯水設備水位 ② 格納容器下部水位	① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て記載のみ

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SΔ広帯域) 原子炉水位 (SΔ燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SΔ)	①主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SΔ)) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気気温度 ③ [エリア放射線モニタ] ※2	①主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SΔ) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SΔ広帯域), 原子炉水位 (SΔ燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SΔ) の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SΔ)) の他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気気温度 ドライウエル圧力	①主要パラメータ (ドライウエル雰囲気気温度) の他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SΔ広帯域) ⑤原子炉水位 (SΔ燃料域) ⑥原子炉圧力 ⑦原子炉圧力 (SΔ) ⑧ [エリア放射線モニタ] ※2	①主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SΔ広帯域), 原子炉水位 (SΔ燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SΔ) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気気温度) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SΔ広帯域) ④原子炉水位 (SΔ燃料域) ⑤原子炉圧力 ⑥原子炉圧力 (SΔ) ⑦ドライウエル雰囲気気温度 ⑧ドライウエル圧力	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SΔ広帯域), 原子炉水位 (SΔ燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SΔ), ドライウエル雰囲気気温度及びドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て記載のみ

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位	① 高压代替注水水系系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心スプレイス系系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイス系系統流量 ② 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高压炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	① サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・プールを水源とする高压代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高压炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サプレッション・プールを水源とする常設高压代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高压炉心スプレイス系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイス系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位 	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイス流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ② サプレッション・プール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合には、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

修正不要

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S/A広帯域) ② 原子炉水位 (S/A燃料域) ② サブプレッション・プール水位	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合には、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内 の 水 素 濃 度	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル ② 静的触媒式水素再結合作監視装置	① 原子炉建屋水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合作監視装置 (静的触媒式水素再結合作器入口/出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内の 酸 素 濃 度	格納容器内酸素濃度 (S/A)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウエル圧力 ① サブプレッション・チェンバ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] ※2	① 格納容器内酸素濃度 (S/A) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
- ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ

(6) 設計基準事故対処設備を使用した設備

a. 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

重大事故等時に必要な電力を確保するための設備として非常用交流電源設備（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）を設ける。

重大事故等時に非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源が喪失していない場合の重大事故等対処設備（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）として、非常用電源設備の 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプを使用する。

非常用ディーゼル発電機は、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、ほう酸注入ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）、原子炉圧力、原子炉水位（広帯域）、**原子炉水位（燃料域）**、残留熱除去系海水系系統流量、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、低圧炉心スプレイ系系統流量、平均出力領域計装、SPDS（データ伝送装

記載のみ

修正不要

論理回路電源は、配線用遮断器及びヒューズにより分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用窒素供給系は、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素供給圧力の低下を検出し、自動的に通常待機時の系統構成から、弁の作動によって重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、通常待機時の系統構成から、弁の操作によって重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、重大事故等時において炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料有効長

頂部より高い設定として原子炉水位異常低下（レベル1）の信号の計器を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動する却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは、重大事故等時において炉心の損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量を

L1がTAFより高い水位であることに変更なし

修正不要

から確からしさを考慮し、第 1.15-3 表に優先順位を定める。

これらのパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位であり、その他のパラメータは計測範囲を超えない。なお、これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表に示す。

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する原子炉圧力容器温度の計測範囲は、0～500℃である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合がある。その場合、重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合であり、計測範囲内で判断可能である。

なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）の計測範囲は、0～10.5MPa [gage] である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍

修正不要

(10.34MPa [gage]) を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A 広帯域）の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準に $-3,800\text{ mm} \sim 1,500\text{ mm}$ である。また、**原子炉水位（燃料域）**及び**原子炉水位（S A 燃料域）**の計測範囲については、**記載のみ**頂部を基準に $-3,800\text{ mm} \sim 1,300\text{ mm}$ である。

炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8（蒸気乾燥器スカート下端を基準に $300 \sim 1,400\text{ mm}$ ）及び**記載のみ**燃料有効長底部まで監視可能であり、原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が**燃料有効長頂部**以下になった場合、原子炉水位は計測範囲を超える場合がある。**記載のみ**合、高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定することが可能である。

修正不要

また、原子炉の満水確認は、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。**記載のみ**

原子炉冷却材喪失（大破断 L O C A）又は炉心損傷後において原子炉水位不明と判断した場合は、事象進展に応じ、原子炉水位 L 0 までの水位回復判断を原子炉注水流量と必要注水時間により、また、損傷炉心の冷却維持判断を崩壊熱相当以上の原子炉注水流量により、さらに、損傷炉心の冷却失敗判断に原子炉圧力容器温度（下鏡部）を用いて、原子炉水位を推定する。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量である。

高压代替注水系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 50\text{ L/s}$ としており、計測対象である常設高压代替注水系ポンプの最大流量は 38 L/s であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低压代替注水系（常設）による低压代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0\sim 80\text{ m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である低压代替注水系（常設）による原

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可機型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	※1 4	0～500℃	302℃※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の微候検知(300℃)に対して500℃まで監視可能。	Ss機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㉞
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力 (SA)	※2								
	原子炉水位 (広帯域)	※2								
	原子炉水位 (燃料域)	※2								
	原子炉水位 (SA広帯域)	※2								
	原子炉水位 (SA燃料域)	※2								
② 原子炉圧力容器内の 圧力	残留熱除去系熱交換器入口 温度	※2			「⑩最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力	2	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa [gage])の1.2倍(10.34MPa [gage])を監視可能。	S	区分 I, II 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㉟
	原子炉圧力 (SA)	2	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]		Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器		㊱
	原子炉水位 (広帯域)	※2								
	原子炉水位 (燃料域)	※2								
	原子炉水位 (SA広帯域)	※2								
	原子炉水位 (SA燃料域)	※2								
	原子炉圧力容器温度	※2								

記載のみ

記載のみ

修正必要

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	把握能力 (計測範囲の考え方) 炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル (3~8%) 及び燃料有効長底音まで 448⇒397 記載のみ	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位検出器	1	⑫
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位検出器		⑬
	原子炉水位 (SΔ広帯域)	1	3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式水位検出器		⑭
	原子炉水位 (SΔ燃料域)	1	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式水位検出器		⑮
④ 原子炉圧力容器内の 圧力	高圧代替注水系系流量 ※2 低圧代替注水系系原子炉注水流量 ※2 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2 原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2 高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2 残留熱除去系系統流量 ※2 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	原子炉圧力	※2								
	原子炉圧力 (SA)	※2								
	サブレーション・チェンバ圧力	※2								

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
④ 原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	0~50L/s	—※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 III 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	(常設ライ ン用)	低圧代替注水系 原子炉注水量	※1	0~500m ³ /h ※7	—※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (470m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
			※1	0~80m ³ /h ※7, ※9	—※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
			※1	0~300m ³ /h ※8	—※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (268m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
			※1	0~80m ³ /h ※8, ※9	—※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	代替循環冷却系原子炉注水量	※1	0~150m ³ /h	—※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量 (100m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	③	
	残留熱除去系系統流量	※1	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑥	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑦	
	代替淡水貯槽水位	※2									
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブレーション・プール水位	※2									
	原子炉水位 (広帯域)	※2									
原子炉水位 (燃料域)	※2										
原子炉水位 (S A 広帯域)	※2										
原子炉水位 (S A 燃料域)	※2										

記載のみ

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

修正不要

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可機型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑬ 格納容器ハイパスの監視	原子炉水位（広帯域）									
	原子炉水位（燃料域）									
	原子炉水位（S A 広帯域）									
	原子炉水位（S Δ 燃料域）									
	原子炉圧力									
	原子炉圧力（S A）									
	ドライウェル雰囲気温度									
ドライウェル圧力										
					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					

記載のみ

修正不要

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可機型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.				
⑭ 水源の確保 (2/2)	※2 低圧代替注水系原子炉注水流量	2	0~10vol%	-※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	-※24	⑮				
	※2 低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	3	0~20vol%								Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	-※24
	※2 低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	4	0~300℃								Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	2
	※2 原子炉水位 (広帯域)	1	0~25vol%								Ss 機能維持	計器, サンプ リング装置: 緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	-※24
⑮ 原子炉建屋内の 水素濃度	※1 原子炉水位 (燃料域)	2	0~10vol%	-※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度: 4vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	-※24	⑮				
	※1 原子炉水位 (S A 広帯域)	3	0~20vol%								Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	-※24
	※2 原子炉水位 (S A 燃料域)	4	0~300℃								Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	2
	※2 静的触媒式水素再結 合器動作監視装置	1	0~25vol%								Ss 機能維持	計器, サンプ リング装置: 緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	-※24
⑯ 原子 炉格 納 容 器 内 の	※1 格納容器内酸素濃度 (S A)	1	0~25vol%	4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握する上で、酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	-※24	⑯				
	※2 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2												
	※2 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2												
	※2 ドライウェル圧力 サブレーション・チェンバ圧力	2												

記載のみ

「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

修正必要

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S.A 広域)	1	-4, 300 ~ +7, 200mm ※19 (EL. 35, 077 ~ 46, 577mm)	+6, 818mm (EL. 46, 195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料ラック下端 (EL. 35, 097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能 維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドバル ス式水位 検出器	-※24	26
	使用済燃料プール温度 (S.A)	1	0 ~ 120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-※24	28
		1	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	-※6	重大事故等時に発生する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	赤外線 カメラ	-※24	29 30
	使用済燃料プール監視カメラ	1	-	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	Ss 機能 維持	カメラ：緊急 用直流電源 空箱装置：緊 急用交流電源			

- ※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3：設計基準事故時に想定される原子炉压力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）。
- ※5：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）。
- ※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。
- ※10：R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）。 ※11：ベデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ。
- ※12：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm）。 ※13：R P V 破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）。
- ※14：R P V 破損後の水位管理（デブリ堆積高さ < 0.2m の場合）。 ※15：R P V 破損後の水位管理（デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合）（満水管理水位計）。
- ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※17：平均出力領域計装 A ~ F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- ※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39, 377mm（使用済燃料プール底部より 4, 688mm）。
- ※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。
- ※22：「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータとするにも、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。
- ※23：「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流重及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするにも、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。
- ※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度 (S.A 広域)、監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 流量, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束) から推定する。
- ケース 2 : 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態から推定する。
- ケース 7 : 水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定する。
- ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 9 : 制御棒の位置指示により未臨界を推定する。
- ケース 10 : プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。
- ケース 11 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

なお, 代替パラメータによる推定に当たっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また, スクラム後, 原子炉水位が燃料有効長頂前に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去系により推定する。
		②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 6	
			ケース 1	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ④ 原子炉水位 (燃料域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑦ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ④ 原子炉水位 (燃料域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑦ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系系統流量 ③ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2	① 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャネルが故障した場合、他チャネルによる推定 ② 原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA 広帯域) 又は 原子炉水位 (SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系系統流量 ② 低圧代替注水系原子炉注水流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心スプレイ系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 2 ケース 4	① 原子炉水位 (SA 広帯域) 又は 原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は 原子炉水位 (燃料域) を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て名称の記載のみ

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) 記載のみ ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) 記載のみ ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・プールの水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) 記載のみ ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 1 ケース 3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) 記載のみ ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 1 ケース 3	①残留熱除去系系統流量の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ③ ドライウエル圧力 ④ [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 1 ケース 5	① 主要パラメータのうち、原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	① 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑥ 原子炉圧力 ⑦ 原子炉圧力 (SA) ⑧ [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 1 ケース 5	① 主要パラメータのうち、ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	① 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA広帯域) ④ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑤ 原子炉圧力 ⑥ 原子炉圧力 (SA)	ケース 5	① エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

本頁全て名称の記載のみ

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブレーション・ブール水位	① 高圧代替注水系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高圧炉心スブレイ系系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スブレイ系系統流量 ② 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高圧炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① サブレーション・ブール水位の監視が不可能となった場合には、サブレーション・ブールを水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スブレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スブレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・ブールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブレーション・ブールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スブレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スブレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・ブール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サブレーション・ブール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブレーション・ブール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブレーション・ブールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系統格納容器スブレイ流量 ① 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位（広帯域） ② 原子炉水位（燃料域） ② 原子炉水位（SA広帯域） ② 原子炉水位（SA燃料域） ② サブレーション・ブール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2 <div style="border: 2px solid red; padding: 2px; display: inline-block; color: white; font-weight: bold;">記載のみ</div>	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合には、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブレーション・ブール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

修正不要

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッション・プール水位	ケース2	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合には、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
		原子炉建屋水素濃度	ケース1 ケース8	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②静的触媒式水素再結合理器動作監視装置 (静的触媒式水素再結合理器入口/出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ④サブプレッション・チェンバ圧力	ケース7	①格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により、酸素濃度を推定する。
		② [格納容器内酸素濃度] ※2	ケース1	推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

修正不要

第 1.15-5 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（自主対策設備）

分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※2	—	0~500kPa[abs]	1	区分Ⅰ,Ⅱ 計装用交流電源
				1	所内バイタル交流 電源
	サブプレッション・チェン パ圧力 ※2	—	0~500kPa[abs]	1	区分Ⅰ,Ⅱ 計装用交流電源
				1	所内バイタル交流 電源
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ※2	—	0~20vol%/ 0~100vol%	2	区分Ⅰ,Ⅱ 計装用交流電源
未臨界の維持又は確認	制御棒操作監視系 ※1	起動領域計装	00~48 (制御棒位置指示)	185	所内バイタル交流 電源
		平均出力領域計装			
格納容器パイパスの監視	エリア放射線モニタ ※1	原子炉水位（広帯域）	記載のみ	13 6 1 1 1 1	区分Ⅰ,Ⅱ 計装用交流電源
		原子炉水位（燃料域）			
		原子炉水位（SA広帯域）			
		原子炉水位（SA燃料域）			
		原子炉圧力			
		原子炉圧力（SA）			
		ドライウエル券囲気温度			
ドライウエル圧力					
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0~10vol%/ 0~30vol%	2	区分Ⅰ,Ⅱ 計装用交流電源

※1：分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

修正不要

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (1/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2					
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
	原子炉圧力容器温度 ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	高圧代替注水系系統流量 ※1					
	低圧代替注水系原子炉注水量 ※2	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系原子炉注水量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高圧炉心スプレー系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	低圧炉心スプレー系系統流量 ※2					
原子炉圧力 ※2						
原子炉圧力 (SA) ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2						
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高圧炉心スプレー系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧炉心スプレー系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。
 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

修正不要

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (2/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ※1	可	要	-	SPDS	-
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	-	SPDS	-
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器下部水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	-	SPDS	-
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	可	要	-	SPDS	-
	サブプレッション・プール水温度	可	要	-	SPDS	-
	格納容器下部水温 ※1	可	要	-	SPDS	-
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2					
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	-	SPDS	-
	サブプレッション・チェンバ圧力	可	要	-	SPDS	-
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	[ドライウエル圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
	[サブプレッション・チェンバ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。
：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

修正不要

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (4/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録	
		計測			記録先	備考
		可否	要否			
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置圧力 ※1	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置スクラビング水温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	フィルタ装置入口水素濃度	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	耐圧強化バント系放射線モニタ	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系海水系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力容器温度 ※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	記載のみ 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域)					
	原子炉水位 (SA広帯域)					
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
[エリア放射線モニタ]	否	—	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機記録計	—	

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。
：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

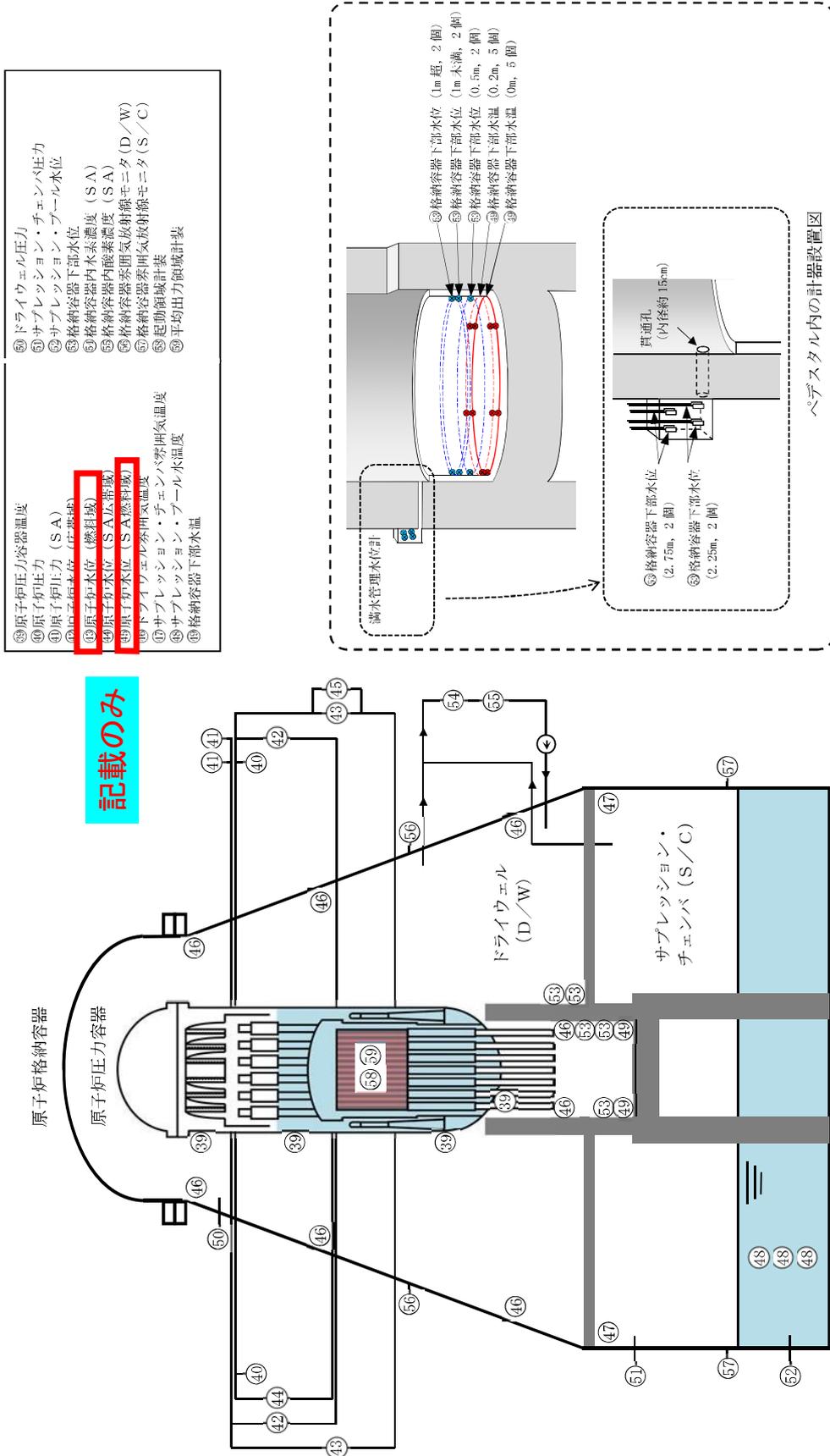
修正不要

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (5/6)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
水源の確保	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※1	可	要	-	SPDS	-
	西側淡水貯水設備水位 ※1	可	要	-	SPDS	-
	高压代替注水系系統流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2					
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2					
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
原子炉水位 (SA広帯域) ※2						
原子炉水位 (SA燃料域) ※2						
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。
：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。

記載のみ



第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (2/2)

58 条 計装設備

系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する 設計基準対象施設 ^{※2}		設備 種別	設備分類	
		設備 ^{※1}	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉圧力容器への注水量 (続き)	残留熱除去系系統流量	主パラメータの他チャンネル サブレーション・プール水位	S	常設 可搬型	常設重大事故防止設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	常設		
		原子炉水位 (燃料域)	S	常設		
		原子炉水位 (SA広帯域)	—	常設		
原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	サブレーション・プール水位	—	常設	常設重大事故防止設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	常設		
		原子炉水位 (燃料域)	S	常設		
		原子炉水位 (SA広帯域)	—	常設		
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水格納容器スプレ イ流量	代替淡水貯槽水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・プール水位	—	常設		
		代替淡水貯槽水位	—	常設		
		格納容器下部注 水量	—	常設		
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気気温度	主パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・チェンバ ン圧力	—	常設		
		主パラメータの他チャンネル サブレーション・プール水温度	—	常設		
		サブレーション・チェンバ ン圧力	—	常設		
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ ン雰囲気 気温度	主パラメータの他チャンネル サブレーション・チェンバ ン雰囲気 気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・チェンバ ン水温度	—	常設		
		主パラメータの他チャンネル サブレーション・チェンバ ン雰囲気 気温度	—	常設		
		サブレーション・チェンバ ン圧力	—	常設		
原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温	主パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・チェンバ ン圧力	—	常設		

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

外郭防護 1 及び内郭防護：原子炉建屋（水密扉設置及び止水処置）

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種類	設備分類		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類		分類		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (S A) (広帯域) 原子炉水位 (S A) (燃料域) ◯ 残留熱除去系熱交換器入口温度	— S S S — — C	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (S A) (広帯域) 原子炉水位 (S A) (燃料域) ◯ 原子炉圧力容器温度	S — S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
	原子炉圧力 (S A)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (S A) (広帯域) 原子炉水位 (S A) (燃料域) ◯ 原子炉圧力容器温度	— S S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—	

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種類	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 9	主要パラメータの他チャヤンネル 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 9 高圧代替注水系統流量 低圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力	S — — — — S S S S S — —	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 9	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 9 高圧代替注水系統流量 低圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力	S S — — — S S S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種類	設備分類		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類		分類		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	サブレーション・プール水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	常設			
		原子炉水位 (燃料域)	S				
		原子炉水位 (SA広帯域)	—				
		原子炉水位 (SA燃料域)	—				
		代替淡水貯槽水位	—				
	低圧代替注水系原子炉注水流量	西側淡水貯水設備水位	—		常設		
		原子炉水位 (広帯域)	S				
		原子炉水位 (燃料域)	S				
		原子炉水位 (SA広帯域)	—				
		原子炉水位 (SA燃料域)	—				
		主要パラメータの他チャンネル	—				
代替循環冷却系原子炉注水流量	サブレーション・プール水位	—	常設				
	原子炉水位 (広帯域)	S					
	原子炉水位 (燃料域)	S					
	原子炉水位 (SA広帯域)	—					
	原子炉水位 (SA燃料域)	—					
	サブレーション・プール水位	—					
原子炉隔離時冷却系系統流量	サブレーション・プール水位	—	常設				
	原子炉水位 (広帯域)	S					
	原子炉水位 (燃料域)	S					
	原子炉水位 (SA広帯域)	—					
	原子炉水位 (SA燃料域)	—					
	サブレーション・プール水位	—					
高圧炉心スプレイ系系統流量	サブレーション・プール水位	—	常設				
	原子炉水位 (広帯域)	S					
	原子炉水位 (燃料域)	S					
	原子炉水位 (SA広帯域)	—					
	原子炉水位 (SA燃料域)	—					
	サブレーション・プール水位	—					

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類		分類		
原子炉圧力容器への注水量 (続き)	残留熱除去系系統流量	主要パラメータの他チャヤンネルサブレーション・プールの水位	S	常設	常設重大事故防止設備	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	—	—			
		原子炉水位 (燃料域)	S	—			
		原子炉水位 (SA広帯域)	S	—			
原子炉格納容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	サブレーション・プールの水位	—	常設	常設重大事故防止設備	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	—			
		原子炉水位 (燃料域)	S	—			
		原子炉水位 (SA広帯域)	—	—			
原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	代替淡水貯槽水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—
		西側淡水貯槽水位	—	—			
		サブレーション・プールの水位	—	—			
		代替淡水貯槽水位	—	—			
原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器下部注水量	代替淡水貯槽水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—
		西側淡水貯槽水位	—	—			
		格納容器下部水位	—	—			
		ドライウエル圧力	—	—			
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ囲気温度	主要パラメータの他チャヤンネルサブレーション・チェンバ圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—
		サブレーション・チェンバ圧力	—	—			
		サブレーション・チェンバ温度	—	—			
		サブレーション・チェンバ圧力	—	—			
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・プールの温度	主要パラメータの他チャヤンネルサブレーション・チェンバ囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	—
		格納容器下部水温	—	常設			

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種類	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
格納容器バイパスの監視(続き)	ドライウエール雰囲気温度 ドライウエール圧力	主要パラメータ (ドライウエール雰囲気温度) の他チャヤンネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	— S S — — S —	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
水源の確保	サブプレッション・プール水位	高圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	— — S S S S — — S S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

58条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種類	設備分類		機器クラス
		設備※1	耐震重要度分類		分類		
水源の確保 (続き)	代替淡水貯槽水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量 低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ サプレッション・プール水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	— — — S S — — — —	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
		西側淡水貯水設備水位 低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量 低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ サプレッション・プール水位 主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視 装置	— — — S S — — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度		—	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—	

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

修正不要

第2-1表 常設重大事故防止設備(12/17)

常設重大事故防止設備		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※1
系統機能	主要設備		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 残留熱除去系熱交換器入口温度
	原子炉圧力		主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)		主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力		主パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯		主パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯ 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) ◯		原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量

記載のみ

※1: 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

修正不要

第2-1表 常設重大事故防止設備(13/17)

常設重大事故防止設備		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※1
系統機能	主要設備		
原子炉压力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	58	サブプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
	低压代替注水系原子炉注水流量		代替淡水貯槽水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
	代替循環冷却系原子炉注水流量		サブプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
	原子炉隔離時冷却系系統流量		サブプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
	高压炉心スプレイ系系統流量		サブプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
	残留熱除去系系統流量		主パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
	低压炉心スプレイ系系統流量		サブプレッション・プール水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)
原子炉格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量		代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水位

記載のみ

※1: 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

修正不要

第 2-1 表 常設重大事故防止設備 (15/17)

常設重大事故防止設備		関連条文	代替する機能を有する設計基準対象施設※1
系統機能	主要設備		
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	58	主パラメータの他チャンネル ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
	最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)		耐圧強化ベント系放射線モニタ
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) ◯ 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)		主パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) ◯ 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) ◯ 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力		
水源の確認	サブプレッション・プール水位	58	高压代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレー系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレー系系統流量 常設高压代替注入系ポンプ吐出 圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力 高压炉心スプレー系ポンプ吐出 圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレー系ポンプ吐出 圧力
	代替淡水貯槽水位		低压代替注水系原子炉注水流量 低压代替注水系格納容器スプレ イ流量 低压代替注水系格納容器下部注 水流量 常設低压代替注入系ポンプ吐出 圧力

記載のみ

※1: 主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータ

修正不要

(4) 低圧代替注水系（常設） [47条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備が代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水系）」及び「低圧炉心スプレイ系」である。

（第6-1図）

低圧代替注水系（常設）の主要設備を第2-2表に示す。

第2-2表 低圧代替注水系（常設）の主要設備について

機能	重大事故等対処設備	対応する設計基準対象施設
—	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設） 	<ul style="list-style-type: none"> 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水系）
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系C系注入弁 低圧代替注水系（A）隔離弁 低圧代替注水系流量調整弁 	<ul style="list-style-type: none"> 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁
監視計器	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系原子炉注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 原子炉水位（広帯域・燃料域） 原子炉水位（SA広帯域・SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 代替淡水貯槽水位 	<div style="background-color: #00FFFF; padding: 5px; text-align: center; font-weight: bold; color: red;">記載のみ</div> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

低圧代替注水系（常設）のポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）については，地下式の常設低圧代替注水系格納槽に設置し，残留熱除去系のポン

修正不要

第2-7表 重大事故防止設備パラメーター一覧

パラメータ名称	設置場所
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内
起動領域計装	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	原子炉格納容器内
原子炉圧力	原子炉棟3階
原子炉圧力 (S A)	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉水位 (広帯域・燃料域) [○]	原子炉建屋原子炉棟2階, 3階
原子炉水位 (S A広帯域・S A燃料域) [○]	原子炉建屋原子炉棟2階, 3階
高压代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下2階
低压代替注水系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟3階
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟2階
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下1階, 3階
低压代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟3階
ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟4階
サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟1階
サブプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下2階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋原子炉棟3階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋原子炉棟地下1階
常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下1階
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下2階
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低压代替注水系格納槽
代替淡水貯槽水位	常設低压代替注水系格納槽
使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プール温度 (S A)	原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋原子炉棟6階

第1.3-1表 重大事故等対処設備と対応する設計基準対象施設の整理

条文	対象施設(設備)	分類※1	対応する設計基準対象施設の機能	設計基準対象施設※3
58	原子炉圧力容器内の温度	防止	<p style="text-align: center; background-color: cyan; color: red; font-weight: bold;">記載のみ</p> <p>事故時のプラント状態の把握機能</p>	原子炉圧力
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力(SA)
	原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位(広帯域, 燃料領域)
	原子炉圧力容器への注水量			原子炉水位(SA広帯域, SA燃料領域)
	原子炉格納容器への注水量			原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の温度			高圧代替注水系系統流量
	原子炉格納容器内の圧力			低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉格納容器内の水位			代替循環冷却系原子炉注水流量
				原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧炉心スプレイス系統流量			
	残留熱除去系系統流量			
	低圧炉心スプレイス系統流量			
	サプレッション・プール水位			
	代替淡水貯槽水位			
	サプレッション・プール水温度			
	サプレッション・チェンバ容量			
	サプレッション・チェンバ圧力			
	ドラムウェル圧力			
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量			
	低圧代替注水系格納容器下部注			

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備		設計基準対象施設		修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類 ※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	
58	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器への注水量	○	○	防止	原子炉圧力	○	○
					原子炉圧力 (SA)	○	
					原子炉水位 (広帯域・燃料域) ○	○	
					原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域) ○	○	
					原子炉圧力容器温度	○	
					残留熱除去系熱交換器入口温度	○	
					原子炉水位 (広帯域・燃料域) ○	○	
					原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域) ○	○	
					原子炉圧力容器温度	○	
					高压代替注水系系統流量	×	
					低压代替注水系原子炉注水流量	○	
					代替循環冷却系原子炉注水流量	○	
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○	
					高压炉心スプレイ系系統流量	○	
残留熱除去系系統流量	○						
低压炉心スプレイ系系統流量	○						
サブプレッション・プール水位	○						
代替淡水貯槽水位	○						

記載のみ

※1 条文毎の重大事故等対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)

※2 設備建設中等により評価未完了

※3 重大事故防止でも緩和でもない設備

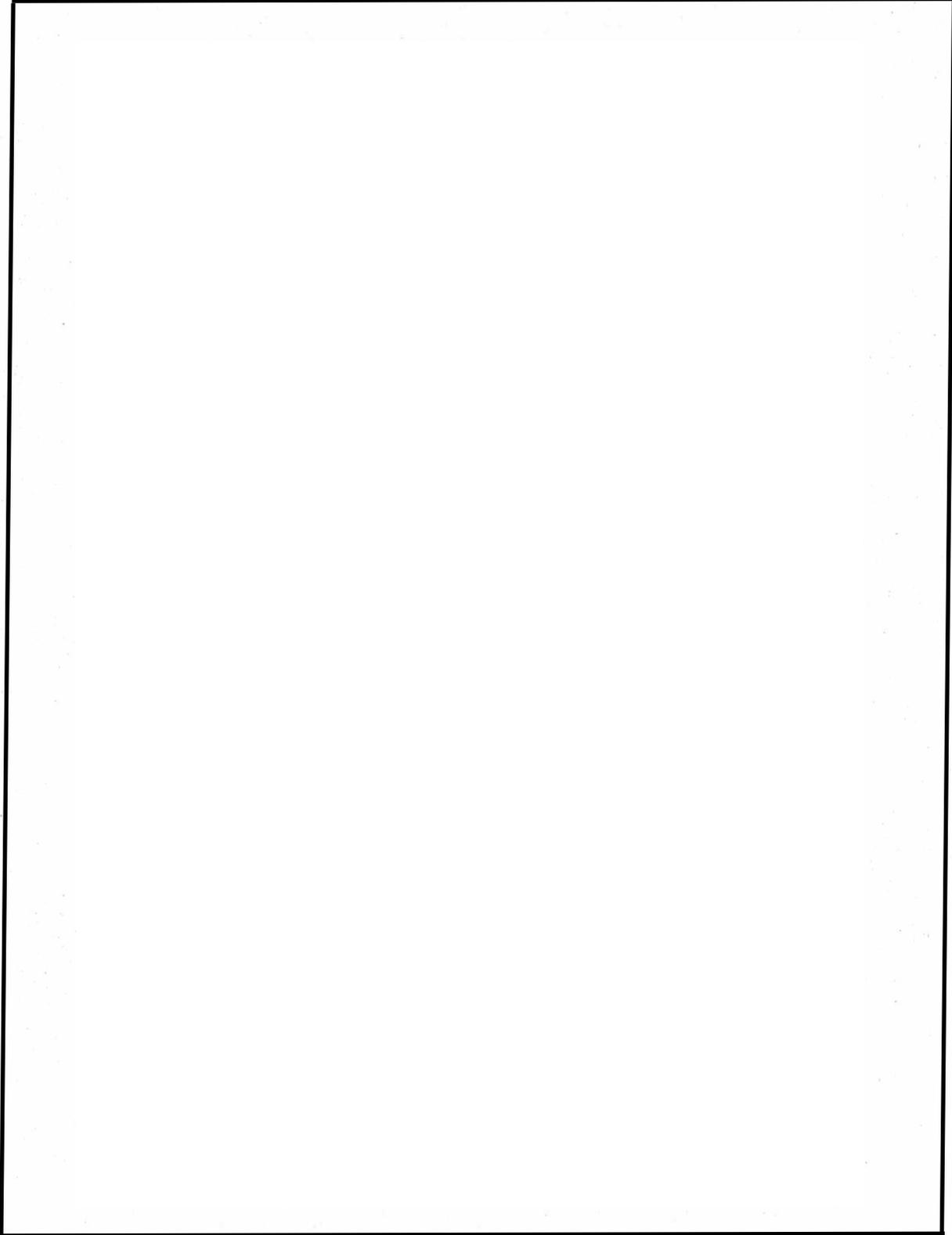
■ 重大事故等対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。

第2.2.4-1表 重大事故等対処設備の没水影響評価まとめ

条文	重大事故等対処設備		設計基準対象施設			修復性		方針 I / II, III 判定
	対象施設(設備)	個別機能維持判定	条文判定	分類※1	対応する設計基準対象施設	個別機能維持判定	判定	
58 水源の確保	格納容器バイパスの監視	○	○	防止	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
					ドレイウエル圧力	○		
					原子炉水位 (広帯域・燃料域) ○	○		
					原子炉水位 (SA広帯域・SA燃料域) ○	○		
					原子炉圧力	○		
					原子炉圧力 (SA)	○		
					代替淡水貯槽水位	○		
					高圧代替注水系系統流量	×		
					代替循環冷却系原子炉注水流量	○		
					原子炉隔離時冷却系系統流量	○		
					高圧炉心スプレイ系系統流量	○		
					残留熱除去系系統流量	○		
					低圧炉心スプレイ系系統流量	○		
常設高圧代替注水系ポンプ吐出力	○							
原子炉建屋内の水素濃度	○							
静的触媒式水素再結合作用監視装置	○							

記載のみ

※1 条文毎の重大事故対処設備の分類(防止:重大事故防止設備, 緩和:重大事故緩和設備)
 ※2 設備建設中等により評価未完了
 ※3 重大事故防止でも緩和でもない設備
 ■ 重大事故対処設備のみで機能維持が可能な場合等, 考慮不要になる場合はグレーアウトしている。



第1.1.7-5 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所（その5）

43条-70

修正不要

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
水源の確保 (続き)	代替淡水貯槽水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量	—	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) サブプレッション・プール水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	— — S S 記載のみ — —	常設		
原子炉建屋内の水素濃度	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) サブプレッション・プール水位	— — S S 記載のみ —	常設		
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視 装置	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

修正不要

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (33/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
格納容器バイパスの監視(続き)	ドラライウエル雰囲気温度 ドラライウエル圧力	主要パラメータ (ドラライウエル雰囲気温度) の他チャネル 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A.広帯域) 原子炉水位 (S.A.燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A.)	— S — S —	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
水源の確保	サブレーション・プール水位	高圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系統流量 高圧炉心スプレイ系統流量 残留熱除去系統流量 低圧炉心スプレイ系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	— — S S S S — — S S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (32/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種類	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブプレッション・プールの水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	主要パラメータの他チヤンネル ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チエンバ雰囲気 気温度	— — —	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量	主要パラメータの他チヤンネル 原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チエンバ雰囲気 気温度 サブプレッション・プール水温度	C — — — —	常設	常設重大事故防止設備	—
格納容器バイパスの監視	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チエンバ雰囲気 気温度 サブプレッション・プール水温度 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チヤンネル ドライウエル雰囲気温度 イウエル圧力	— — — — — S — —	常設 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため
※2 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

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (29/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉压力容器への注水量 (続き)	残留熱除去系系統流量	主要パラメータの他チヤンネル サブレーション・プール水位	S	常設 可搬型	常設重大事故防止設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	—	常設		
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA広帯域)	—			
		原子炉水位 (SA燃料域)	—			
		サブレーション・プール水位	—			
原子炉格納容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉水位 (広帯域)	—	常設	常設重大事故防止設備	—
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA広帯域)	—			
		原子炉水位 (SA燃料域)	—			
		代替淡水貯槽水位	—			
		西側淡水貯水設備水位	—			
原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	サブレーション・プール水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		代替淡水貯槽水位	—			
		西側淡水貯水設備水位	—			
		格納容器下部水位	—			
		主要パラメータの他チヤンネル ドライウエル圧力	—	常設		
		サブレーション・チェンバ圧力	—			
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チヤンネル サブレーション・プール水温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		サブレーション・チェンバ圧力	—			
		主要パラメータの他チヤンネル サブレーション・チェンバ圧力	—	常設		
		サブレーション・チェンバ雰囲気温度	—			
		主要パラメータの他チヤンネル サブレーション・チェンバ雰囲気温度	—	常設		
		格納容器下部水温	—			

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (28/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する設計基準対象施設 ^{※2}		設備種別	設備分類	
		設備 ^{※1}	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	サブプレッション・プール水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (広帯域)	S	常設		
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA 広帯域)	—			
	低圧代替注水系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位	—		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備
		西側淡水貯水設備水位	—			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉水位 (SA 広帯域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		原子炉水位 (SA 燃料域)	—			
		主要パラメータの他チャンネル	—			
		サブプレッション・プール水位	—			
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉水位 (広帯域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	原子炉水位 (燃料域)	S				
	原子炉水位 (SA 広帯域)	S				
	原子炉水位 (SA 燃料域)	—				
高圧炉心スプレイ系系統流量	サブプレッション・プール水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	
	原子炉水位 (広帯域)	S				
	原子炉水位 (燃料域)	S				
	原子炉水位 (SA 広帯域)	—				

記載のみ

記載のみ

記載のみ

記載のみ

記載のみ

※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

修正不要

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (27/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		耐震重要度分類	設備種別	設備分類	
		設備※1	設備※2			分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA広帯域)	—				
記載のみ	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	—	常設	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	—				
記載のみ	原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (広帯域)	S	常設	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (燃料域)	S				

※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (26/44)

58 条 計装設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設※2		設備 種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チヤンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度	— S — S S — — C	常設 可搬型 常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チヤンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	S — S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他チヤンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	— — S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—

記載のみ

記載のみ

※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載
 ※2 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

修正不要

第3.2-12表 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名	
主要設備	高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 逃がし安全弁（安全弁機能）【常設】	
関連設備	付属設備	—
	水源*1	サプレッション・プール【常設】
	流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

記載のみ

*1: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2: 電源設備については、「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3: 計装制御設備については、「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

修正不要

第3.2-9表 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名	
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】 逃がし安全弁（安全弁機能）【常設】	
関連設備	付属設備	—
	水源* ¹	サプレッション・プール【常設】
	流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備* ² （燃料給油設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 所内常設直流電源設備 125V系蓄電池 A系【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* ³	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

記載のみ

*1: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2: 電源設備については、「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3: 計装制御設備については、「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

修正不要

第3.2-1表 高圧代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧(2/2)

設備区分		設備名
関連設備	計装設備*3	高圧代替注水系系統流量【常設】
		原子炉水位（広帯域）【常設】
		原子炉水位（燃料域）【常設】
		原子炉水位（S A広帯域）【常設】
		原子炉水位（S A燃料域）【常設】
		原子炉圧力【常設】
		原子炉圧力（S A）【常設】
		サプレッション・プール水位【常設】

記載のみ

- *1: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *2: 電源設備については、「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3: 計装設備については、「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

修正不要

る。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として以下を整備する。

(5) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による原子炉注水」、「全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」の場合に、原子炉を冷却するために原子炉水位を監視又は推定する手段を整備する。

また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段及び原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段を整備する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A 広帯域）
- ・原子炉水位（S A 燃料域）
- ・サブプレッション・プール水位
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・高圧代替注水系系統流量

記載のみ

なお、計装設備については、「3.15 電源設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また、「高圧代替注水系による原子炉注水」及び「全交流動力電源喪

修正不要

対処設備として使用する。

(4) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を監視する。記載のみ

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）は、原子炉の保有水量を監視又は推定が可能な設計とする。

原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）は、原子炉圧力を監視又は推定が可能な設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況の確認が可能な設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・サプレッション・プール水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- 記載のみ 圧力（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

修正不要

「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に示す。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクについては、「3.3 原子炉停止系」に示す。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。

逃がし安全弁（安全弁機能）については、「5.1.1.3.2 主蒸気系」に示す。

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車，緊急用 125V 系蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

記載のみ

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

5.7.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止

第3.3-1表 逃がし安全弁（自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		逃がし安全弁(自動減圧機能)【常設】* ¹ 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
	注水先	—
	電源設備* ² (燃料給油設備含む)	所内常設直流電源設備 125V系蓄電池 A系【常設】 125V系蓄電池 B系【常設】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 緊急用電源切替盤【常設】 燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* ³	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)○【常設】 原子炉水位(SA燃料域)○【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】

記載のみ

第3.3-2表 逃がし安全弁（逃がし弁機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		逃がし安全弁（逃がし弁機能）【常設】*1
関連設備	付属設備	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ 【可搬】
	水源	—
	流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】 非常用逃がし安全弁駆動系 配管・弁【常設】
	注水先	—
	電源設備*2 （燃料給油設備含む）	常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域） [○] 【常設】 原子炉水位（SA燃料域） [○] 【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】	

記載のみ

第3.3-9表 過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		過渡時自動減圧機能【常設】 逃がし安全弁（自動減圧機能）【常設】*1
関連設備	付属設備	自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
	水源	—
	流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
	注水先	—
	電源設備*2 （燃料給油設備含む）	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】
計装設備*3	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】	

記載のみ