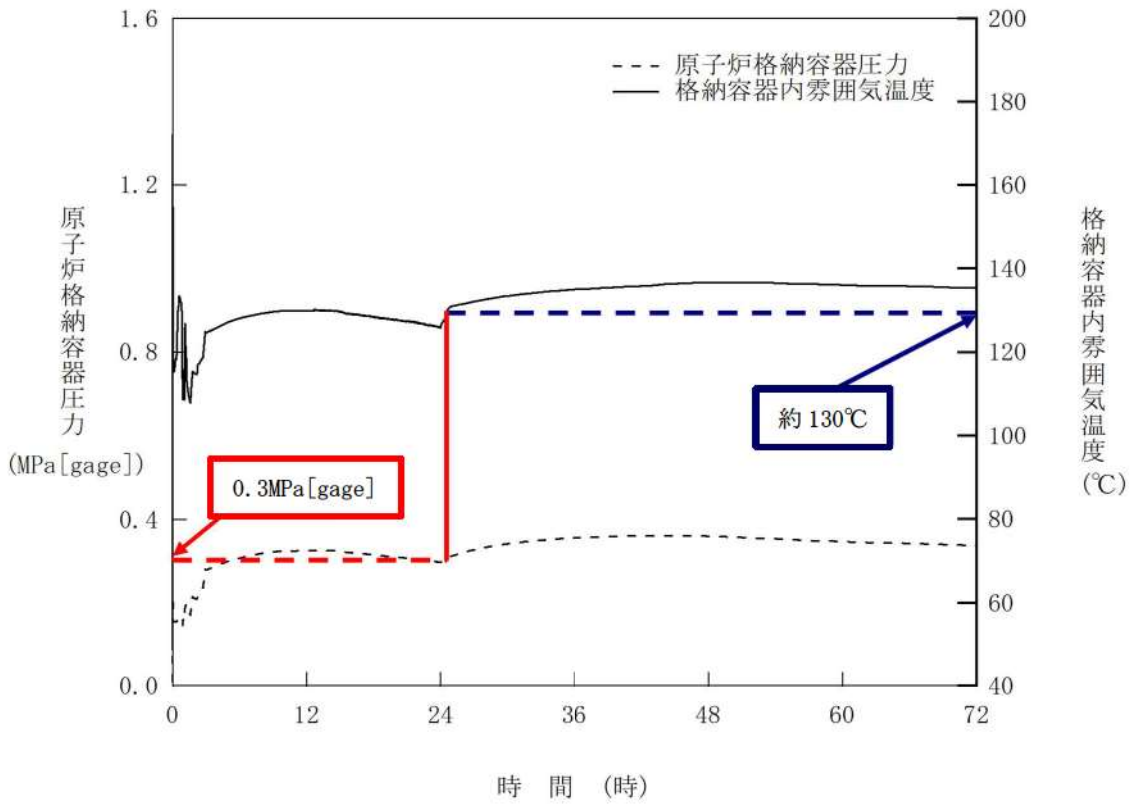


事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
 熔融炉心・コンクリート相互作用
 原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用



第 19 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
 熔融炉心・コンクリート相互作用
 原子炉格納容器外の熔融燃料－冷却材相互作用の解析結果

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

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

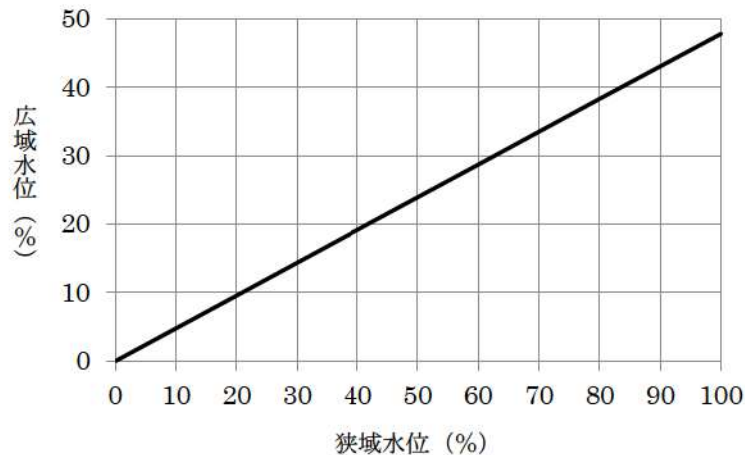
推定方法

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

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

推定方法は、以下のとおりである。

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



第 20 図 格納容器再循環サンプル水位狭域水位と広域水位の相関図

- ②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位

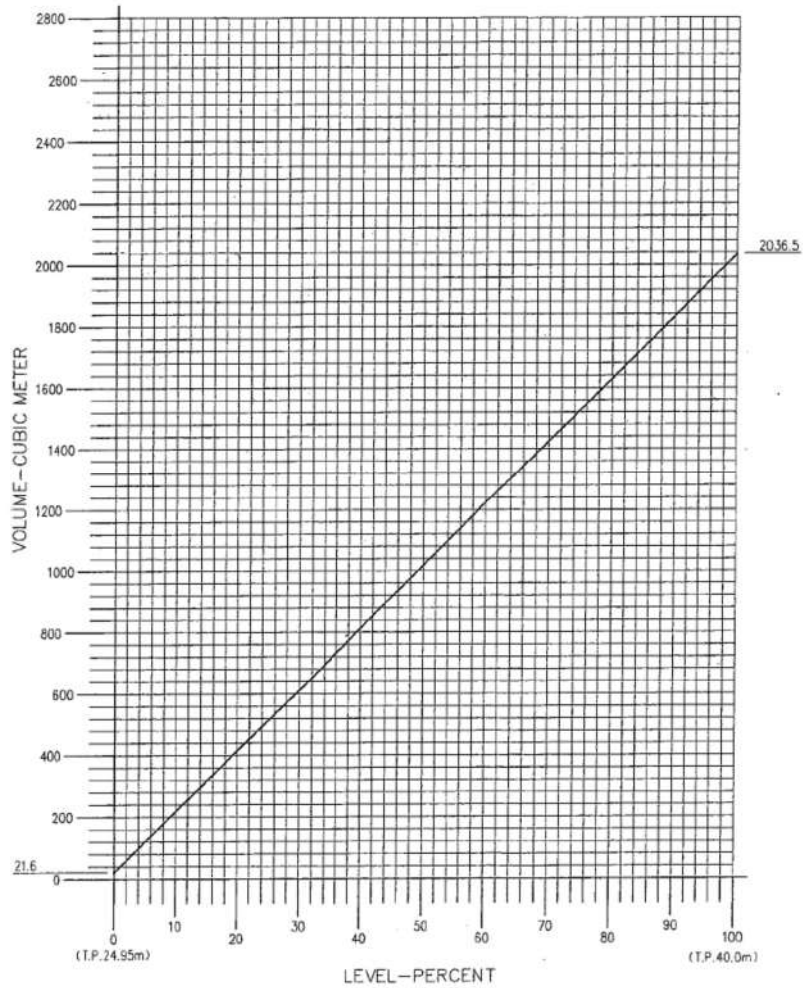
原子炉下部キャビティ水位が液面を感知する水位、格納容器水位が液面を感知する水位と格納容器再循環サンプル水位（広域）の相関を用いて、その対応から水位を推定する。

- ③燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
 ・燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を算出し，それを基に，原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて，水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



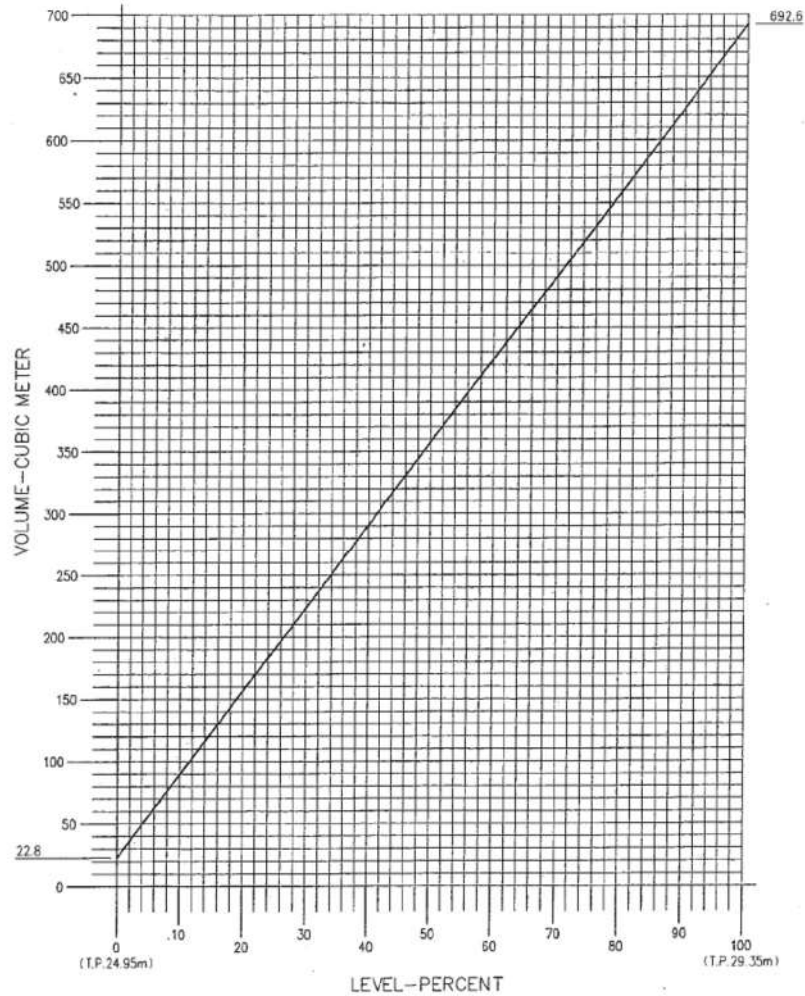
第 21 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図

推定方法

・補助給水ピット水位

補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第 22 図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

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

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

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

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

推定の評価

②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位

原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。

格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。

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

水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。

[誤差による影響について]

原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認であり、代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（狭域）、格納容器再循環サンプ水位（広域）、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（狭域）の誤差：±1.5%、格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%、原子炉下部キャビティ水位の誤差：-0mm/+60mm、格納容器水位の誤差：-60mm/+0mm）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%、補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（2））

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

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

推定方法は、以下のとおりである。

①格納容器再循環サンプル水位（広域）

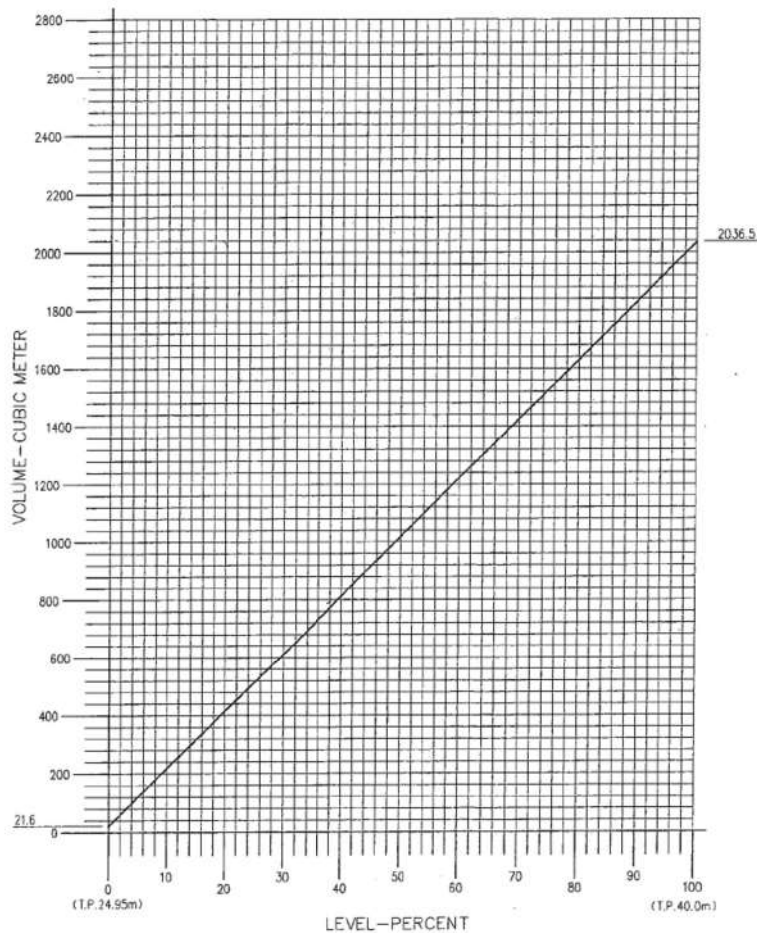
原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

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

燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



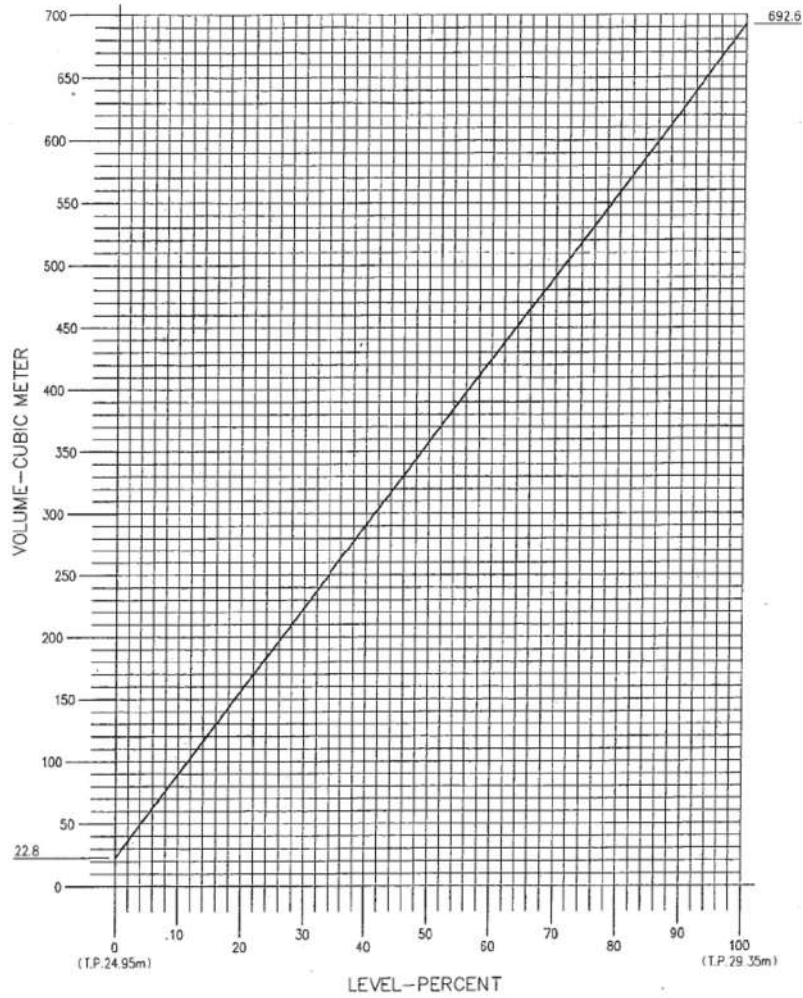
第 24 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図

・補助給水ピット水位

補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



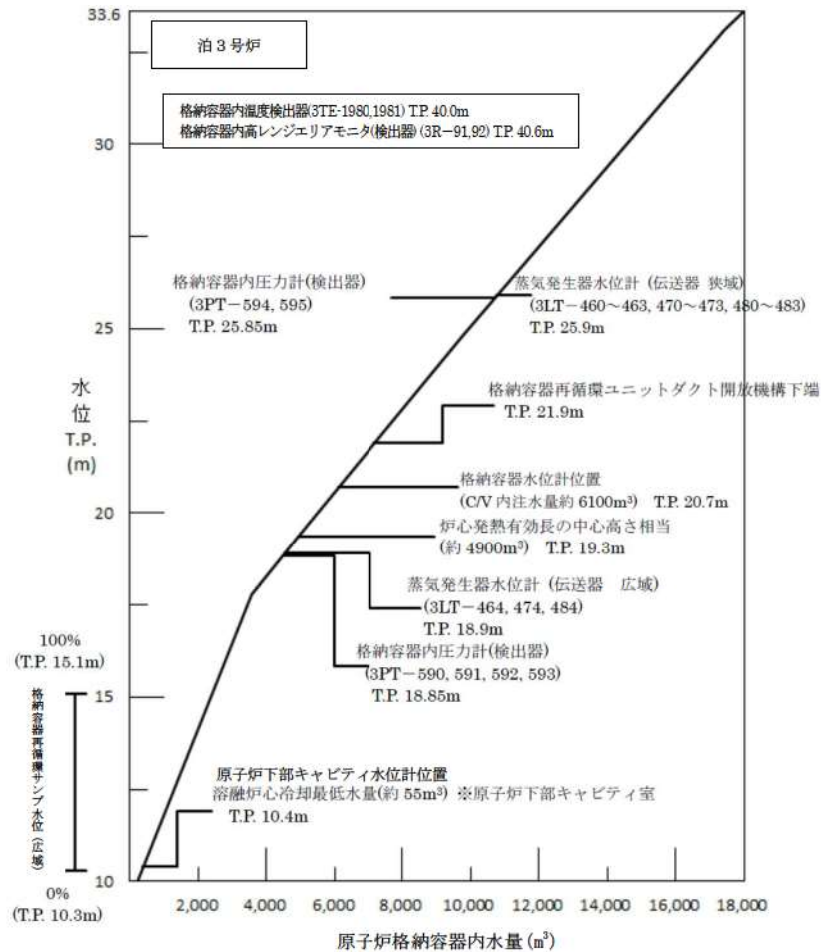
第 25 図 補助給水ピットの水位と水量の相関図

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

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

推定可能範囲 : 各注水流量の計測範囲

推定方法



第 26 図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図

推定の評価	<p>①格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（広域）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇傾向を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位，B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認，原子炉下部キャビティの熔融炉心冷却に必要な水量の有無の確認であり，代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域））による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（燃料取替用水ピット水位，補助給水ピット水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（燃料取替用水ピット水位の誤差：±1.0%，補助給水ピット水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用），代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m³/h，代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

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

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

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

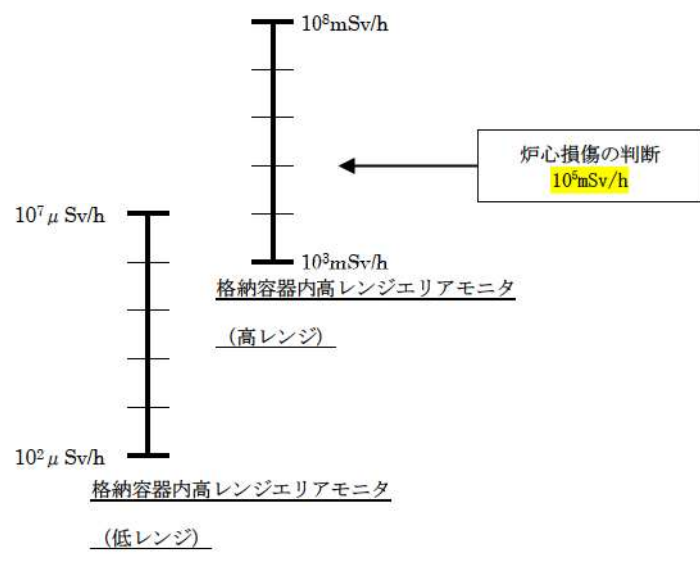
(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法
 について（アニュラス部の水素濃度）

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

推定の評価	<p>[誤差による影響について]</p> <p>アニュラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（アニュラス水素濃度（自主対策設備）、アニュラス水素濃度（可搬型））による推定は、同一物理量からの推定であり、アニュラス部の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（アニュラス水素濃度（可搬型）の誤差：±1.15vol%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

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

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

<p>推定方法</p>	 <p>推定可能範囲：$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</p>
<p>推定の評価</p>	<p>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^5mSv/h は格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限 $10^7 \mu\text{Sv/h}$ を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は 10^5mSv/h に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断であり、代替パラメータ（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の誤差：$4.7 \times 10 \sim 1.8 \times 10^7 \mu\text{Sv/h}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法
 について（原子炉格納容器内の放射線量率（2））

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

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

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

推定の評価	<p>アモニタ（高レンジ）の誤差：$4.7 \times 10^2 \sim 1.8 \times 10^8 \text{mSv/h}$，格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の誤差：$4.7 \times 10 \sim 1.8 \times 10^7 \mu \text{Sv/h}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法
 について（未臨界の維持又は監視）

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

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

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

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

推定の評価	<p>(3) 中性子源領域中性子束</p> <p>① 中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>③ ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(4) [中間領域起動率]</p> <p>① 中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>① 中性子源領域中性子束, ② [中性子源領域起動率] 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中性子源領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(5) [中性子源領域起動率]</p> <p>① 中性子源領域中性子束 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>① 中間領域中性子束, ② [中間領域起動率] 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中間領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について] 未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ（出力領域中性子束, 中間領域中性子束, 中性子源領域中性子束, 中間領域起動率（自主対策設備）, 中性子源領域起動率（自主対策設備））による推定は、同一物量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（出力領域中性子束の誤差：±1.0%, 中間領域中性子束の誤差：$5.4 \times 10^{-12} \sim 1.9 \times 10^{-3} \text{A}$, 中性子源領域中</p>
-------	--

<p>推定の評価</p>	<p>中性束の誤差：$6.6 \times 10^{-1} \sim 1.6 \times 10^6$ cps) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側））による推定は、1次冷却材温度（広域－高温側）と1次冷却材温度（広域－低温側）の温度差と原子炉出力の相関関係から原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（1次冷却材温度（広域－高温側）の誤差：$\pm 4.4^\circ\text{C}$、1次冷却材温度（広域－低温側）の誤差：$\pm 4.4^\circ\text{C}$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（ほう酸タンク水位）による推定は、原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを把握でき、計器誤差（ほう酸タンク水位の誤差：$\pm 1.0\%$）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>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原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法
 について（最終ヒートシンクの確保）

項 目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内自然対流冷却系		
	原子炉格納容器圧力	0～0.35MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage]
	原子炉補機冷却水 サージタンク水位	0～100%	100%
	〔原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM 用）〕	0～1.0MPa[gage]	—
	〔C，D－格納容器再 循環ユニット補機冷却 水流量〕	0～120m ³ /h	—
	格納容器再循環ユニッ ト入口温度／出口温度	0～200℃	—
	〔C，D－原子炉補機 冷却水冷却器出口補機 冷却水温度〕	0～100℃	—
	〔B－原子炉補機冷却 水戻り母管温度〕	0～100℃	—
	蒸気発生器2次側冷却系		
	主蒸気ライン圧力	0～8.5MPa[gage]	最大値： 約7.8MPa[gage]
	蒸気発生器水位（狭域）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	蒸気発生器水位（広域）	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下
	補助給水流量	0～130m ³ /h	50m ³ /h
	〔主蒸気流量〕	0～2,000t/h	最大値：約4,836t/h
	代替 パラメータ	格納容器内自然対流冷却系	
①格納容器圧力(AM用) (原子炉格納容器圧力 の代替)		0～1.0MPa[gage]	—

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

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

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

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

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

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

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

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

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

<p>推定の評価</p>	<p>①蒸気発生器水位（狭域），①蒸気発生器水位（広域），①補助給水流量</p> <p>蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）並びに補助給水流量による主蒸気流量（自主対策設備）の推定方法は，補助給水流量から，蒸気発生器の水位変化から求められる蒸気発生器 2 次側保有水量の増加量（微分値）を差し引くことにより，主蒸気流量（自主対策設備）を推定することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（蒸気発生器水位（狭域）の誤差：±1.0%，蒸気発生器水位（広域）の誤差：±1.25%，補助給水流量の誤差：±2.6m³/h）</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり，代替パラメータによる推定は，除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

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

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

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

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

<p>推定方法</p>	<p>(3) 1次冷却材圧力（広域）</p> <p>①〔加圧器圧力〕</p> <p>1次冷却材圧力（広域）の計測が不可能となった場合には、測定範囲内であれば、加圧器圧力（自主対策設備）により推定する。</p> <p>②蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力、格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>1次冷却材圧力（広域）の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の上昇がないことでインターフェイスシステムLOCAを推定する。</p> <p>③1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側）</p> <p>1次冷却材圧力（広域）の計測が不可能となった場合には、飽和温度／圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材温度（広域－低温側）より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(4)〔復水器排気ガスモニタ〕</p> <p>①蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>復水器排気ガスモニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(5)〔蒸気発生器ブローダウン水モニタ〕</p> <p>①蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>蒸気発生器ブローダウン水モニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(6)〔高感度型主蒸気管モニタ〕</p> <p>①蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>高感度型主蒸気管モニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(7)〔排気筒ガスモニタ〕</p> <p>①1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプル水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力</p> <p>排気筒ガスモニタ（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプル水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム</p>
-------------	---

<p>推定方法</p>	<p>LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(8) [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]</p> <p>① 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) , 主蒸気ライン圧力</p> <p>排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により, インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(9) [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]</p> <p>① 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) , 主蒸気ライン圧力</p> <p>排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により, インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(10) [補助建屋サンプタンク水位]</p> <p>① 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) , 主蒸気ライン圧力</p> <p>補助建屋サンプタンク水位 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により, インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(11) [余熱除去ポンプ出口圧力]</p> <p>① 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) , 主蒸気ライン圧力</p> <p>余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) , 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により, インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(12) [加圧器逃がしタンク圧力]</p> <p>① 1次冷却材圧力 (広域) , 加圧器水位, [格納容器サンプ水位]</p> <p>加圧器逃がしタンク圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により, インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>格納容器サンプ水位 (自主対策設備) が使用可能であれば, 1次冷却材圧力 (広域) の低下及び格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により, インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p>
-------------	--

<p>推定方法</p>	<p>(13) [加圧器逃がしタンク水位] ① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，〔格納容器サンプ水位〕 加圧器逃がしタンク水位（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 格納容器サンプ水位（自主対策設備）が使用可能であれば，1次冷却材圧力（広域）の低下及び格納容器サンプ水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(14) [加圧器逃がしタンク温度] ① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，〔格納容器サンプ水位〕 加圧器逃がしタンク温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 格納容器サンプ水位（自主対策設備）が使用可能であれば，1次冷却材圧力（広域）の低下及び格納容器サンプ水位（自主対策設備）の上昇がないことの確認により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(15) [余熱除去冷却器入口温度] ① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 余熱除去冷却器入口温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が使用可能であれば，1次冷却材圧力（広域）の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の上昇により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(16) [余熱除去冷却器出口温度] ① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 余熱除去冷却器出口温度（自主対策設備）の計測が不可能となった場合には，1次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下の確認により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が使用可能であれば，1次冷却材圧力（広域）の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）の上昇により，インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p>
-------------	---

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

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

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

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

<p>推定の評価</p>	<p>(15) [余熱除去冷却器入口温度]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，〔余熱除去ポンプ出口圧力〕</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位及び余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が変化することを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(16) [余熱除去冷却器出口温度]</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域），加圧器水位，〔余熱除去ポンプ出口圧力〕</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合，1次冷却材圧力（広域），加圧器水位及び余熱除去ポンプ出口圧力（自主対策設備）が変化することを利用して，インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び格納容器内の状態を把握でき，計測誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa，加圧器水位の誤差：±1.0%）を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>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原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

<p>推定の評価</p>	<p>[誤差による影響について]</p> <p>水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器再循環サンプ水位（広域）、燃料取替用水ピットを水源とするポンプ注水量、補助給水ピットを水源とするポンプ注水量、ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器再循環サンプ水位（広域）の誤差：±2.0%、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の誤差：±11.3m³/h、高圧注入流量の誤差：±2.7m³/h、低圧注入流量の誤差：±8.9m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差：±1.7m³/h、補助給水流量の誤差：±2.6m³/h）</p> <p>代替パラメータ（ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加）による推定は、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束を傾向監視することにより水源の有無を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（出力領域中性子束の誤差：±1.0%、中間領域中性子束の誤差：5.4×10⁻¹²~1.9×10⁻³A、中性子源領域中性子束の誤差：6.6×10⁻¹~1.6×10⁶cps）</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原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

項 目	使用済燃料ピットの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料ピット水位（AM用）	T. P. 25. 24～ T. P. 32. 76m	—
	使用済燃料ピット水位（可搬型）	T. P. 21. 30～ T. P. 32. 76m	
	使用済燃料ピット温度（AM用）	0～100℃	
	使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ	10nSv/h～ 1, 000mSv/h	
	使用済燃料ピット監視カメラ	■	
	〔使用済燃料ピット水位〕	T. P. 32. 26～ T. P. 32. 76m	T. P. 32. 66m
	〔使用済燃料ピット温度〕	0～100℃	52℃以下
	〔使用済燃料ピットエリアモニ タ〕	1～10 ⁵ μ Sv/h	—
	〔携帯型水温計〕	-40～510℃	—
	〔携帯型水位計〕	T. P. 29. 29～ T. P. 33. 10m	—
	〔携帯型水位・水温計〕	T. P. 29. 29～ T. P. 33. 10m	—
代替 パラメータ	①使用済燃料ピット水位（可搬 型） （使用済燃料ピット水位（AM 用），使用済燃料ピット監視 カメラ，〔使用済燃料ピット 水位〕，〔携帯型水位計〕及 び〔携帯型水位・水温計〕の 代替）	T. P. 21. 30～ T. P. 32. 76m	—

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

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

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

(3)使用済燃料ピット温度 (AM用)

①〔使用済燃料ピット温度〕

同じ仕様のもので使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) を計測することにより推定する。

②使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ピットの冷却状況を推定するとともに、使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。

(4)使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

①〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕

同じ仕様のもので使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) を計測することにより推定する。

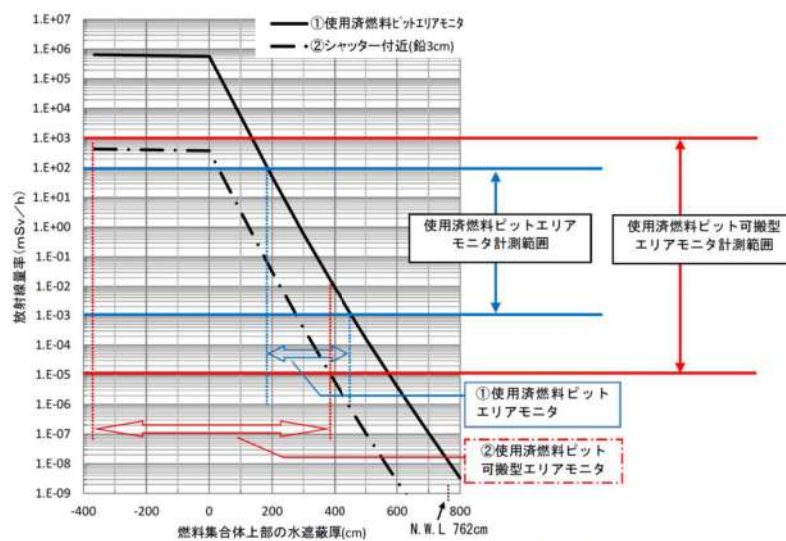
②使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット監視カメラ

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

推定方法

(5)使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピット監視カメラによる監視が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型) , 使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの状態を監視する。



第 27 図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と放射線量率の相関図

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

推定の評価	<p>(3)使用済燃料ピット温度 (AM用)</p> <p>①〔使用済燃料ピット温度〕 使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) による推定方法は、使用済燃料ピット温度を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(4)使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ</p> <p>①〔使用済燃料ピットエリアモニタ〕 使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(5)使用済燃料ピット監視カメラ</p> <p>①使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型) , 使用済燃料ピット温度 (AM用) , 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態の監視を行う上で適切である。</p>
-------	--

<p>推定の評価</p>	<p>[誤差による影響について]</p> <p>使用済燃料ピットを監視する目的は、使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ（使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット水位（自主対策設備）、使用済燃料ピット温度（AM用）、使用済燃料ピット温度（自主対策設備）、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピットエリアモニタ（自主対策設備）、使用済燃料ピット監視カメラ）による使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差（使用済燃料ピット水位（AM用）の誤差：±0.17m、使用済燃料ピット水位（可搬型）の誤差：±0.89m、使用済燃料ピット温度（AM用）の誤差：±2.3℃、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの誤差：6.4nSv/h～1.5×10⁹nSv/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(参考)第1表 計装設備の計器誤差について(1/2)

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(参考)第1表 計装設備の計器誤差について(2/2)

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

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

58-9

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置

(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度) について

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

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

■：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

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

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

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

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

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

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

■：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

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

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

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

□ : 温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）

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

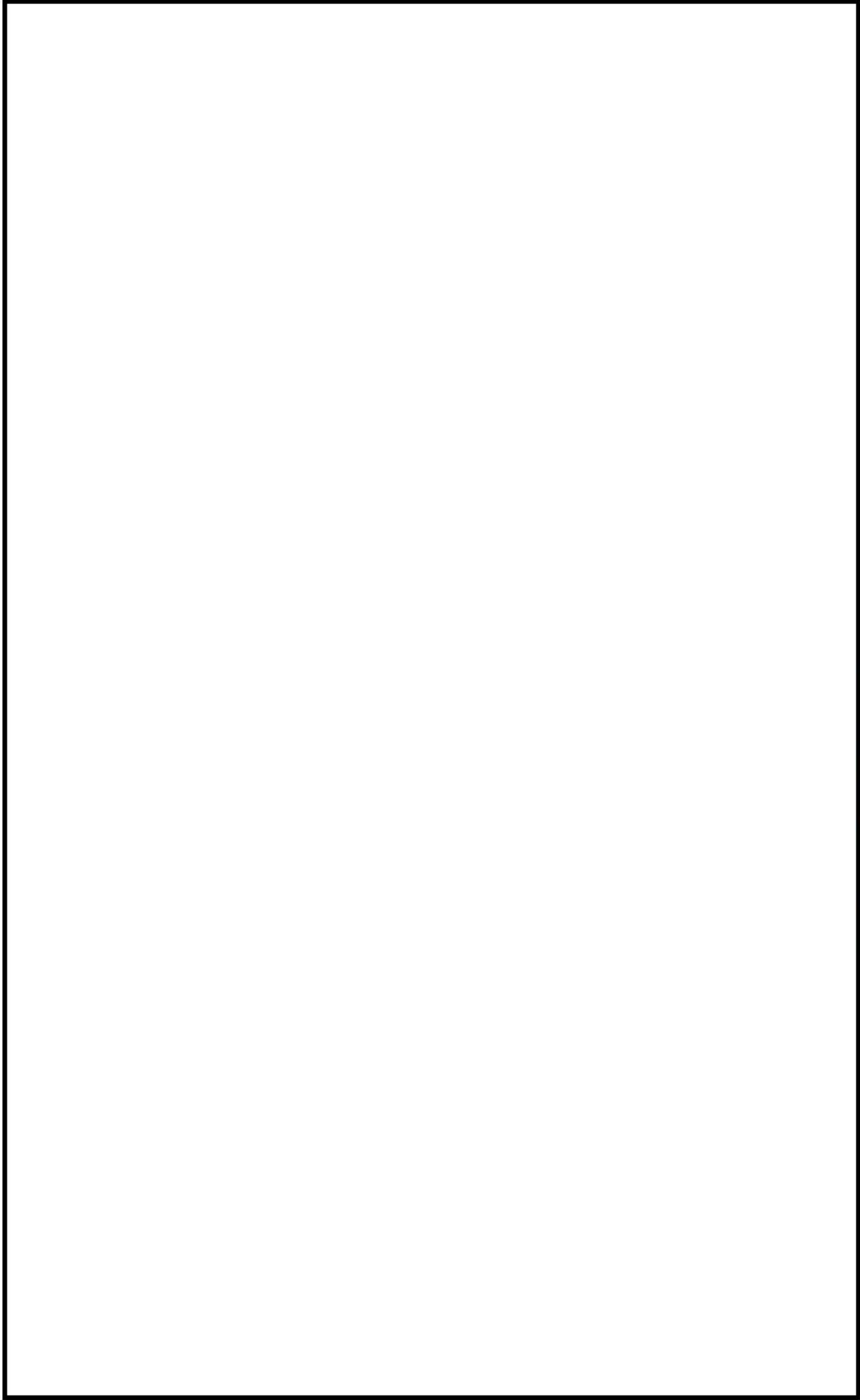
可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の必要台数整理（5/5）

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

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

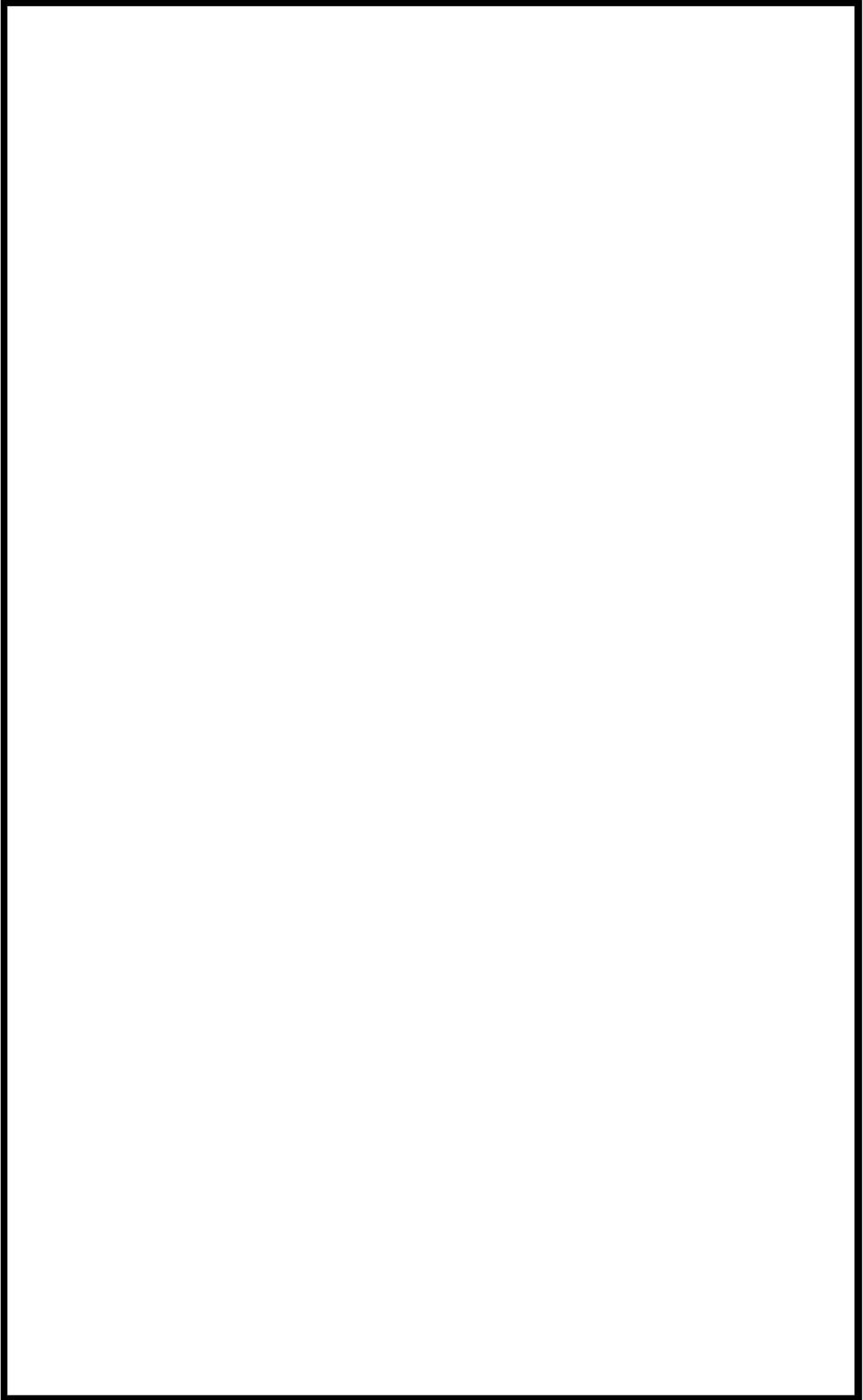
■：温度・水位・流量・圧力計測用（可搬型計測器）
■：温度計測用（可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度））

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



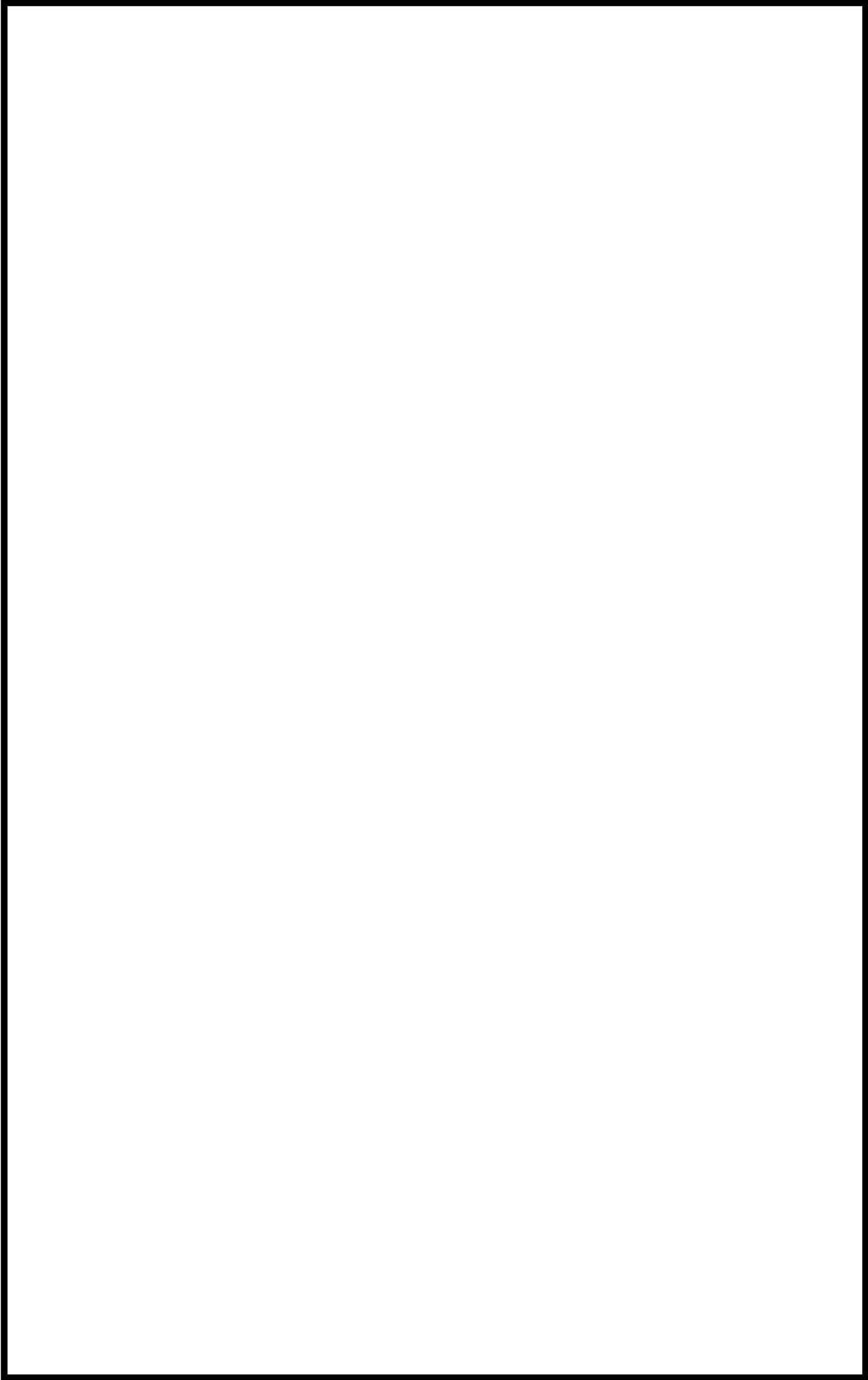
第1図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



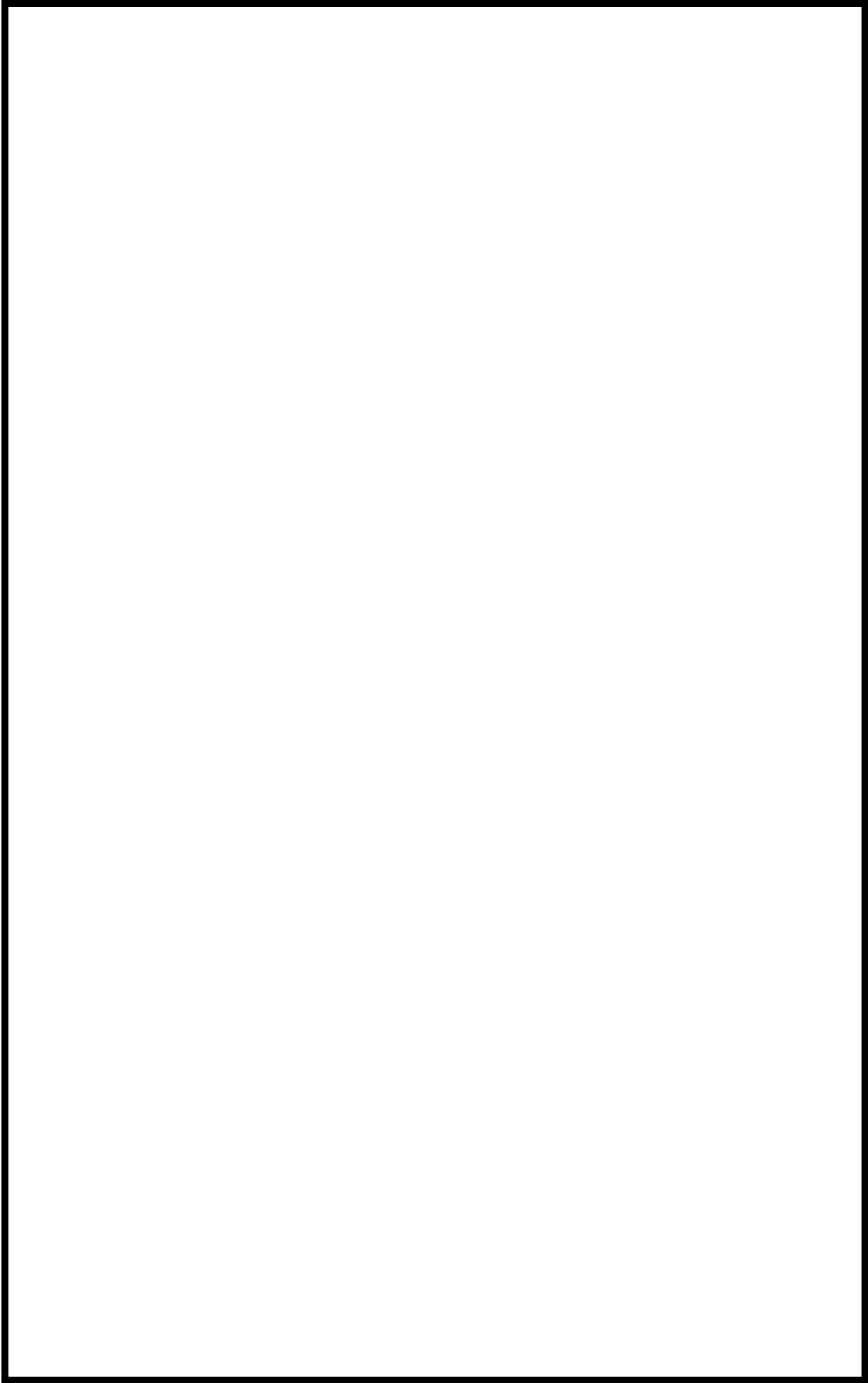
第2図 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）接続箇所へのアクセスルート（1/3）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

58-10 主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

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

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備については、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量に対して健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期の計測機能を求められるものであるため、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件

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

表 58-10-2 耐環境試験の評価結果

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

※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内

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

以 上

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について


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

2. 試験方法

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



図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果

重大事故等時環境試験の結果，温度 141℃以上，圧力 0.360MPa[gage]以上，積算線量 0.5MGy 以上（無機物で構成している検出器は除く）の重大事故等時環境の印加に対し，試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており，同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから，計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境性試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）

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

※1：センサは無機物で構成しており，耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 58-10-4 重大事故等時における耐環境条件^{※1, 2, 3}

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

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

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (1/4) ※1

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (3/4) ※1

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

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

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (4/4) ※1

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

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

■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

58-11 パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にしたものを表 58-11-1 に示す。

2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価において必要なパラメータは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを表 58-11-2 に示す。

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失 (つづき)		1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) 主蒸気管 (流路)	45 条 (流路)
			主蒸気設備配管・弁 (流路)	45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類
			原子炉容器	45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類
			出力領域中性子束	45 条 (注水先)
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			補助給水流量	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			1次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断)
			1次冷却材温度 (広域-低温側)	45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
				45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (3/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失 (つづき)		1次冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 高圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 低圧注入流量	45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条 (水源) 58 条 (水源確認) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/55）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	全交流動力電源喪失		タービン動補給水ポンプ 電動補給水ポンプ 蒸気発生器（注水先） 補給給水ピット（水源） 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 蓄電池（非常用）（電源） 後備蓄電池（電源） 主蒸気逃がし弁 蓄圧タンク B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 蓄圧タンク出口弁 代替格納容器スプレイポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備と分類 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備と分類 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備と分類 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備（水源）と分類 57 条（交流電源） 57 条（燃料源） 57 条（直流電源） 57 条（直流電源） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備と分類 DB（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備と分類 53 条（水素排出） 59 条（被ばく低減） 53 条（水素排出） 59 条（被ばく低減） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） 59 条（居住性の確保） DB（解析上使用を仮定） 但し他シナリオでSA設備と分類 47 条（ポンプ）

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (5/55)

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

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (6/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.2	全交流動力電源喪失 (つづき)	系統概要図	余熱除去設備配管・弁 (代替炉心注水) 1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) 原子炉容器 原子炉格納容器 非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットスクリーン, 取水ピットポンプ室) 可搬型ホース (流路) 排気筒 (流路) アニエラス空気浄化設備配管・弁・ダンパ (流路) ホース・弁 (流路) 中央制御室空調装置ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1次冷却圧力 (広域)	47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注水先) 48 条 47 条 (流路) 48 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 57 条 (燃料補給) DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類 45 条 (原子炉の冷却)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (7/55)

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

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (8/55)

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

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失		<p>タービン動補給水ポンプ</p> <p>電動補給水ポンプ</p> <p>蒸気発生器 (注水先)</p> <p>補助給水ピット (水源)</p> <p>主蒸気逃がし弁</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯槽</p> <p>蓄圧タンク</p> <p>B-アニュラス空気浄化ファン</p> <p>B-アニュラス空気浄化フィルタユニット</p> <p>中央制御室循環ファン</p> <p>中央制御室給気ファン</p> <p>中央制御室給気ユニット</p> <p>中央制御室非常用循環ファン</p> <p>中央制御室非常用循環フィルタユニット</p> <p>蓄圧タンク出口弁</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ</p> <p>燃料取扱用ヒートアップ</p> <p>A-高圧注入ポンプ (海水冷却)</p> <p>格納容器再循環サンプ</p>	<p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>56 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類</p> <p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>53 条 (水素排出)</p> <p>59 条 (被ばく低減)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>47 条 (ポンプ)</p> <p>47 条 (水源)</p> <p>47 条 (代替再循環)</p> <p>47 条 (水源)</p>

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失 (つづき)		ピットスクリーン, 取水ピットポンプ室)	
			可搬型ホース (流路)	48 条 (流路)
			アンモニア全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンベ	53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減)
			排気筒 (流路)	53 条 (流路)
			アンモニア空気浄化設備配管・弁・ダンパ (流路)	53 条 (流路)
			ホース・弁 (流路)	53 条 (流路)
			中央制御室空調装置ダクト・ダンパ (流路)	59 条 (流路)
			中央制御室	59 条 (居住性の確保)
			中央制御室遮へい	59 条 (居住性の確保)
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	57 条 (燃料補給)
			出方領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但しシナリオで SA (58 条設備) と分類
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但しシナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但しシナリオで SA (58 条設備) と分類
			1 次冷却材圧力 (広域)	45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			加圧器水位	45 条 (原子炉の冷却)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条 (原子炉状態確認)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			主蒸気ライン圧力	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (14/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (つづき)	系統概要図	<p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p> <p>1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>加圧器水位</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)</p> <p>格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>1次冷却材温度 (広域-高温側)</p> <p>1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>燃料取替用水ピット水位</p> <p>格納容器圧力 (AM用)</p> <p>高圧注入流量</p> <p>低圧注入流量</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</p>	<p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>47 条 (1次冷却材の漏えい確認)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条 (1次冷却材の漏えい確認)</p> <p>58 条 (1次冷却材の漏えい確認)</p> <p>47 条 (水源)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>47 条 (水源)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>47 条 (原子炉の冷却)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>47 条 (原子炉の冷却)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>58 条 (水源確認)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58 条 (格納容器注水確認)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (16/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (つづき)		可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可搬型)	49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58 条 (最終ヒートシンクの確保)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (17/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.5	原子炉停止機能喪失		<p>共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS 緩和設備)</p> <p>主蒸気隔離弁</p> <p>電動補助給水ポンプ</p> <p>タービン動補助給水ポンプ</p> <p>蒸気発生器</p> <p>補助給水ピット</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>加圧器安全弁</p> <p>主蒸気逃がし弁</p> <p>主蒸気安全弁</p> <p>ほう酸タンク</p> <p>ほう酸ポンプ</p> <p>充てんポンプ</p> <p>緊急ほう酸注入弁 (流路)</p> <p>余熱除去ポンプ</p> <p>余熱除去冷却器</p> <p>主蒸気管 (流路)</p> <p>主蒸気設備配管・弁 (流路)</p> <p>補助給水設備配管・弁 (流路)</p> <p>1次冷却設備 (流路) (1次冷却材ポンプ, 原子炉容器, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>ほう酸フィルタ (流路)</p> <p>再生熱交換器 (流路)</p> <p>化学体種制御設備 (流路)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機)</p>	<p>44 条</p> <p>44 条 (操作対象弁)</p> <p>44 条 (ポンプ)</p> <p>44 条 (ポンプ)</p> <p>44 条</p> <p>44 条 (水源)</p> <p>44 条 (操作対象弁)</p> <p>44 条 (操作対象弁)</p> <p>44 条 (操作対象弁)</p> <p>44 条 (操作対象弁)</p> <p>44 条 (水源)</p> <p>44 条 (ポンプ)</p> <p>44 条 (ポンプ)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.6	ECCS 注水機能喪失 (つづき)		格納容器再循環ポンプスクリーン (流路) 原子炉トリップ ほう酸注入タンク (流路) 非常用炉心冷却設備配管・弁 (炉心注水) 高圧注入系配管・弁 (高圧注入流路) 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備配管・弁・ストレーナ [流路]) 1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) 余熱除去設備配管・弁 (流路) 主蒸気管 (流路)	但しシナリオで SA 設備 (水源) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 DB (SA 発生前に使用) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 45 条設計基準拡張 (解析上使用

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (21/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.6	ECCS 注水機能喪失 (つづき)			を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流 路) と分類
			主蒸気設備配管・弁 (流路)	45 条設計基準拡張 (解析上使用 を仮定)
			補助給水設備配管・弁 (流路)	但し他シナリオで SA 設備 (流 路) と分類
			原子炉容器	45 条設計基準拡張 (解析上使用 を仮定)
			原子炉容器	但し他シナリオで SA 設備 (流 路) と分類
			出方領域中性子束	47 条 (注水先)
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確 認)
			中性子源領域中性子束	但し他シナリオで SA (58 条設 備) と分類
			高圧注入流量	DB (SA 発生前のトリップ機能確 認)
			低圧注入流量	但し他シナリオで SA (58 条設 備) と分類
			燃料取替用水ピット水位	DB (SA 発生前のトリップ機能確 認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	但し他シナリオで SA (58 条設 備) と分類
			加圧器水位	58 条設計基準拡張 (高圧注入系 機能喪失確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条設計基準拡張 (解析上使用 を仮定)
			格納容器内温度	47 条 (水源)
			格納容器内高レベルモニタ (高 レベル)	58 条 (水源確認)
				58 条 (原子炉状態確認)
				58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
				58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
				58 条 (1 次冷却材漏えい確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.6	ECCS 注水機能喪失 (つづき)		格納容器内高レベルエリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 1 次冷却材温度 (広域-高温側) 1 次冷却材温度 (広域-低温側) 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位 原子炉容器水位	58 条 (1 次冷却材漏えい確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (24/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (25/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (26/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.1.8	格納容器バイパス	<p>系統概要図</p> <p>(81) 各種機器の配置</p> <p>(82) 各ループ配管の接続</p> <p>外部電源 ディーゼル発電機</p>	<p>燃料取替用水ピット</p> <p>高压注入ポンプ</p> <p>余熱除去ポンプ</p> <p>蓄圧タンク</p> <p>主蒸気逃がし弁</p> <p>タービン補助給水ポンプ</p> <p>電動補助給水ポンプ</p> <p>蒸気発生器 (注水先)</p> <p>補助給水ピット</p> <p>ディーゼル発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽</p> <p>蓄圧タンク出口弁</p> <p>充てんポンプ</p> <p>余熱除去冷却器</p> <p>余熱除去ポンプ入口弁</p> <p>主蒸気隔離弁</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>B-格納容器スプレイポンプ</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器 (代替再循環流路)</p>	<p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条 (操作対象弁)</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>57 条 (燃料源)</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条 (操作対象弁)</p> <p>DB (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類</p> <p>46 条 (操作対象弁)</p> <p>47 条 (ポンプ)</p> <p>47 条 (流路)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (29/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)		蓄電池 (非常用) (電源) 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット 代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット C, D-格納容器再循環ユニット (自然対流冷却) 可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車 アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンベ 原子炉トリップ 非常用炉心冷却設備配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 原子炉格納容器スプレイ設備配	57 条 (直流電源) 57 条 (交流電源) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料補給) 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類 50 条 (ポンプ) 50 条 (水源) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 50 条 57 条 (燃料補給) 50 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) DB (SA 発生前に使用) 50 条 (流路) 50 条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (31/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.1	シナリオ 雰囲気圧力・ 温度による静 的負荷 (格納 容器過圧破 損) (つづき)		管・弁 (代替格納容器スプレイ)	
			原子炉格納容器	50 条 (注水先)
			原子炉補機冷却水設備配管・弁 (流路)	50 条 (流路)
			可搬ホース・接続口 (流路)	50 条 (流路)
			非常用取水設備 (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ビットストクリーン, 取水ビットポンプ室)	50 条 (流路)
			排気筒 (流路)	53 条 (流路)
			アニュラス空気浄化設備配管・弁・ダンパ (流路)	53 条 (流路)
			ホース・弁 (流路)	53 条 (流路)
			中央制御室空調装置ダクト・ダンパ (流路)	59 条 (流路)
			中央制御室	59 条 (居住性の確保)
			中央制御室遮へい	59 条 (居住性の確保)
			出力領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中間領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			中性子源領域中性子束	DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			加圧器水位	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)			
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)			
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)			
格納容器再循環サンプ水位 (広	50 条 (水源)			

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (33/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.2	シナリオ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)		蓄電池 (非常用) (電源) 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット 加圧器逃がし弁 (強制減圧) 代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 原子炉トリップ B-アモニュラス空気浄化ファン B-アモニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット C、D-格納容器再循環ユニット 可搬型タンクローリー 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置	57 条 (直流電源) 57 条 (交流電源) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料補給) 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類 46 条 (操作対象弁) 49 条 (ポンプ) 49 条 (水源) DB (SA 発生前に使用) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 49 条 57 条 (燃料補給) 52 条 (格納容器水素濃度監視) 52 条 (格納容器水素濃度監視)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (34/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) (つづき)		格納容器空サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンプ 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 格納容器雰囲気ガス試料採取設備配管・弁 (流路) ホース・弁 (流路) 可搬型大型送水ポンプ車 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンプ 加圧器逃がし弁操作用バッテリー ホース・弁 (流路) アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンプ 試料採取設備配管・弁 (流路) ホース・弁 (流路) 非常用炉心冷却設備配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 原子炉格納容器 排気筒 (流路) アニュラス空気浄化設備配管・弁・ダンパ (流路) 中央制御室空調装置ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい 原子炉補機冷却水設備配管・弁 (流路) 可搬型ホース・接続口 (流路) 非常用取水設備 (流路) (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ビットストクリーン, 取水ビットポ	52 条 52 条 52 条 (流路) 52 条 (流路) 49 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給) 46 条 46 条 46 条 (流路) 53 条 53 条 (流路) 53 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注水先) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 49 条 (流路) 52 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 52 条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (35/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) (つづき)		<p>シンプ室)</p> <p>加圧器逃がし弁空気供給配管・弁 (流路)</p> <p>出力領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p> <p>加圧器水位</p> <p>1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内高レンジエリアマニタ (高レンジ)</p> <p>格納容器内高レンジエリアマニタ (低レンジ)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>補助給水流量</p> <p>蒸気発生器水位 (狭域)</p> <p>蒸気発生器水位 (広域)</p> <p>補助給水ピット水位</p> <p>高圧注入流量</p>	<p>46 条 (流路)</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確認) 但し他シナリオで SA (58 条設備) と分類</p> <p>58 条 (1次冷却材漏えい確認)</p> <p>58 条 (原子炉状態確認)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条 (炉心損傷有無判断)</p> <p>58 条 (炉心損傷有無判断)</p> <p>49 条 (水源)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>49 条 (水源)</p> <p>58 条 (格納容器状態確認)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (補助給水系機能喪失判断)</p> <p>58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (36/55)

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

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	水素燃焼		蓄電池 (非常用) (電源) 代替非常用発電機 デイゼル発電機燃料油貯槽 デイゼル発電機燃料油移送ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット 代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 原子炉トリップ B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環フィルタユニット C、D-格納容器再循環ユニット 可搬型タンクローリー 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 格納容器空気サンプルライン隔離弁兼作用可搬型窒素ガスポンプ	57 条 (直流電源) 57 条 (交流電源) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料補給) 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備と分類 46 条設計基準拡張 (補助給水系の機能喪失判断) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類 49 条 (ポンプ) 49 条 (水源) DB (SA 発生前に使用) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 49 条 57 条 (燃料補給) 52 条 (格納容器水素濃度監視) 52 条 (格納容器水素濃度監視) 49 条 (ポンプ) 56 条 (水の供給) 52 条

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (38/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	シナリオ 水素燃焼 (つづき)	系統概要図	<p>ベ 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 52 条</p> <p>格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配管・弁 (流路) 52 条 (流路)</p> <p>ホース・弁 (流路) 52 条 (流路)</p> <p>アニュラス全量排気弁操作可能型窒素ガスポンプ 53 条</p> <p>試料採取設備配管・弁 (流路) 53 条 (流路)</p> <p>ホース・弁 (流路) 53 条 (流路)</p> <p>非常用炉心冷却設備配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 49 条 (流路)</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 (代替格納容器スプレイ) 49 条 (流路)</p> <p>原子炉格納容器 49 条 (注水先)</p> <p>排気筒 (流路) 53 条 (流路)</p> <p>アニュラス空気浄化設備配管・弁・ダンパ (流路) 53 条 (流路)</p> <p>中央制御室空調装置ダクト・ダンパ (流路) 59 条 (流路)</p> <p>中央制御室 59 条 (居住性の確保)</p> <p>中央制御室遮へい 59 条 (居住性の確保)</p> <p>原子炉補機冷却水設備 配管・弁 (流路) 49 条 (流路)</p> <p>可搬型ホース・接続口 (流路) 49 条 (流路)</p> <p>非常用取水設備 (流路) 49 条 (流路)</p> <p>(貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットボ ンブ室) 52 条 (流路)</p> <p>出力領域中性子束 DB (SA 発生前のトリップ機能確 認) 但し他シナリオでSA (58 条設 備) と分類</p> <p>中間領域中性子束 DB (SA 発生前のトリップ機能確 認) 但し他シナリオでSA (58 条設 備) と分類</p> <p>中性子源領域中性子束 DB (SA 発生前のトリップ機能確 認)</p>	<p>52 条</p> <p>52 条 (流路)</p> <p>52 条 (流路)</p> <p>53 条</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>49 条 (流路)</p> <p>49 条 (流路)</p> <p>49 条 (注水先)</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>53 条 (流路)</p> <p>59 条 (流路)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>59 条 (居住性の確保)</p> <p>49 条 (流路)</p> <p>49 条 (流路)</p> <p>49 条 (流路)</p> <p>49 条 (流路)</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確 認) 但し他シナリオでSA (58 条設 備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確 認) 但し他シナリオでSA (58 条設 備) と分類</p> <p>DB (SA 発生前のトリップ機能確 認)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (39/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	シナリオ 水素燃焼 (つづき)			認 但し他シナリオでSA (58 条設 備) と分類
			加圧器水位	58 条 (1 次冷却材漏えい確認)
			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉格納容器圧力	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内温度	58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内高レンジエリアモニ タ (高レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			格納容器内高レンジエリアモニ タ (低レンジ)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			格納容器再循環サンプ水位 (広 域)	49 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器再循環サンプ水位 (狭 域)	49 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認)
			補助給水流量	58 条設計基準拡張 (補助給水系 機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (狭域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系 機能喪失判断)
			蒸気発生器水位 (広域)	58 条設計基準拡張 (補助給水系 機能喪失判断)
			補助給水ピット水位	58 条設計基準拡張 (補助給水系 機能喪失判断)
			高圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用 を仮定)
			低圧注入流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用 を仮定)
			燃料取替用水ピット水位	49 条 (水源) 58 条 (水源確認)
			B-格納容器スプレイ冷却器出 口積算流量 (AM 用)	58 条 (格納容器注水確認)
			格納容器圧力 (AM 用)	49 条 (格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-高温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			1 次冷却材温度 (広域-低温側)	58 条 (原子炉状態確認)
			可搬型格納容器内水素濃度計測 ユニット	52 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (40/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.2.4	シナリオ 水素燃焼 (つづき)		可搬型アニュラス水素濃度計測 ユニット 代替格納容器スプレイポンプ出 口積算流量 格納容器水位 原子炉下部キャビライ水位 可搬型温度計測装置 (格納容器再 循環ユニット入口温度/出口温 度)	53 条 (格納容器状態確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (42/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (45/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (47/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.1	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (運転停止中の原子炉) (つづき)	系統概要図	1 次冷却材温度 (広域-低温側) 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位 1 次冷却材圧力 (広域) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量 格納容器再循環サンプル水位 (広域) 格納容器再循環サンプル水位 (狭域) 格納容器内温度 格納容器圧力 (AM 用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (代替炉心注水) 58 条 (注水確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (48/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)		代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ 代替格納容器スプレイポンプ(代替炉心注水) 燃料取替用水ピット B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット A-高圧注入ポンプ(海水冷却) 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンブスクリーン(高圧代替再循環) C, D-格納容器再循環ユニット 可搬型タンクローリー アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンプ 可搬型大型送水ポンプ車	57 条 (交流電源) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料補給) 47 条 (ポンプ) 47 条 (水源) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 47 条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類 47 条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備(水源)と分類 47 条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備(流路)と分類 49 条(自然対流冷却) 57 条(燃料補給) 53 条 47 条(ポンプ) 49 条(ポンプ) 56 条(水の供給)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (49/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉) (つづき)		非常用炉心冷却設備配管・弁 (代替炉心注水) 原子炉格納容器スプレイ設備配管・弁 (代替炉心注水) 余熱除去設備 配管・弁 (代替炉心流路) 1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管) 原子炉容器 ほう酸注入タンク (高压注入流路) 原子炉容器 高压再循環系配管・弁 (高压再循環流路) 可搬型ホース・弁 (流路) A-安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁 原子炉補機機冷却水設備配管・弁 (流路) 非常用取水設備 (貯留堰, 取水口, 取水路, 取水ピットポンプ室) 可搬型ホース・接続口 (流路) 原子炉格納容器 排気筒 (流路) アニュラス空気浄化設備配管・弁・ダンパ (流路) ホース・弁 (流路)	47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注水先) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 47 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路) 53 条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (50/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉) (つづき)		中央制御室空調装置ダクト・ダンパ (流路) 中央制御室 中央制御室遮へい 低圧注入流量 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 燃料取替用水ビット水位 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量 格納容器再循環サンプル水位 (広域) 格納容器再循環サンプル水位 (狭域) 格納容器内温度 格納容器圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット) 入口温度 / 出口温度	59 条 (流路) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 58 条設計基準拡張 (余熱除去機能喪失判断) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 47 条 (代替炉心注水) 58 条 (注水確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然対流冷却) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (51/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)		充てんポンプ 燃料取替用水ピット デイゼル発電機 デイゼル発電機燃料油貯油槽 アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 高圧注入ポンプ (高圧再循環)	47 条 (ポンプ) 47 条 (水源) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 57 条 (燃料源) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 53 条 (水素排出) 59 条 (被ばく低減) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備と分類 47 条 (ポンプ)
			B-1格納容器スプレイポンプ (代替再循環) B-1格納容器スプレイ冷却器 (代替再循環) 格納容器再循環サンプ (高圧再循環) 格納容器再循環サンプスクリー (高圧再循環)	47 条 (流路) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (水源) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類 47 条 (水源) 47 条 (流路)
			B-1格納容器再循環サンプ (代替再循環) B-1格納容器再循環サンプスクリー (代替再循環) C, D-1格納容器再循環ユニット	47 条 (流路) 49 条 (自然対流冷却)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (52/55)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)	系統概要図	<p>C, D-原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>C, D-原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ</p> <p>再生熱交換器 (炉心注水流路)</p> <p>非常用炉心冷却設備配管・弁 (炉心注水流路)</p> <p>化学体積制御設備配管・弁 (炉心注水流路)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路]及び原子炉補機冷却海水設備配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>原子炉容器</p> <p>安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁 (高圧再循環流路)</p> <p>ほう酸注入タンク (高圧再循環流路)</p>	<p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>49 条 (自然対流冷却)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (流路)</p> <p>47 条 (注水先)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 但し他シナリオで SA 設備 (流路) と分類</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (53/55)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (54/55)

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

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
7.4.4	反応度の誤投入 (運転停止中の原子炉)		<p>ほう酸タンク</p> <p>ほう酸ポンプ</p> <p>充てんポンプ</p> <p>緊急ほう酸注入弁 (流路)</p> <p>ほう酸フィルタ (流路)</p> <p>再生熱交換器 (流路)</p> <p>化学体積制御設備配管・弁 (流路)</p> <p>原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機冷却海水ポンプ, 原子炉補機冷却水サージタンク, 原子炉補機冷却水冷却器並びに原子炉補機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却海水設備配管・弁・ストレーナ [流路])</p> <p>1次冷却設備 (流路) (蒸気発生器, 1次冷却材ポンプ, 加圧器, 1次冷却材管, 加圧器サージ管)</p> <p>原子炉容器</p> <p>中性子源領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>ほう酸タンク水位</p>	<p>44 条 (水源)</p> <p>44 条 (ポンプ)</p> <p>44 条 (ポンプ)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>44 条 (流路)</p> <p>44 条 (注水先)</p> <p>44 条 (反応度誤投入判断)</p> <p>58 条 (未臨界の維持確認)</p> <p>44 条 (反応度誤投入判断)</p> <p>58 条 (未臨界の維持確認)</p> <p>44 条 (水源)</p> <p>58 条 (水源確認)</p>

58-12 別紙

<別紙 目次>

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

格納容器内水位上昇時の計装設備への影響について

1. はじめに

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

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

ここでは、格納容器内の水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。

2. 評価結果

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

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

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

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

ない位置に設置している重大事故等時に使用する計装設備を用いてプラント状態を監視する設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上（重大事故等時の環境条件下（最大約 141℃，約 0.360MPa の蒸気条件下）での健全性確保）を図る設計としている。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (1/4)

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

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (2/4)

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

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (3/4)

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

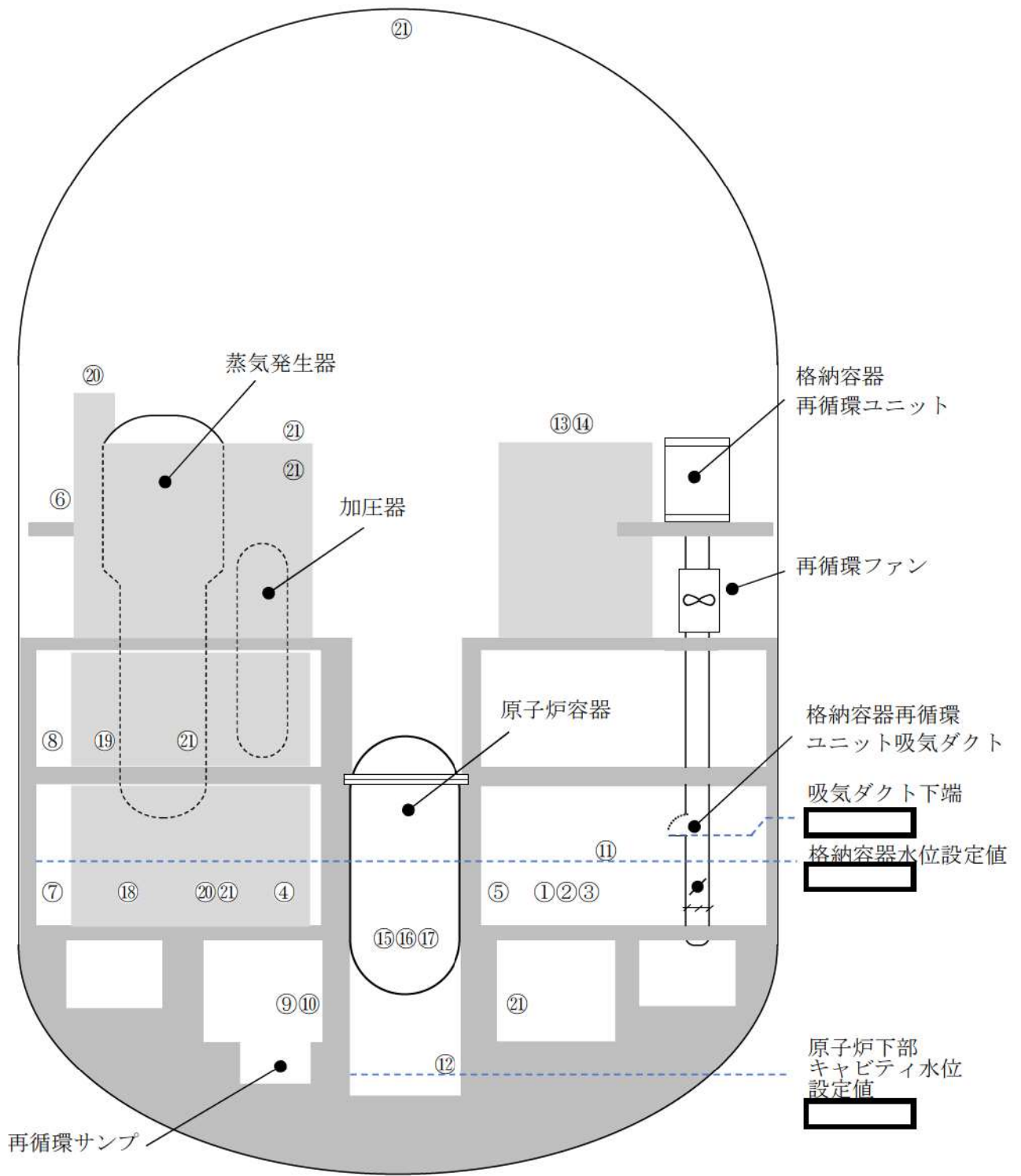
(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)

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

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1図 概略系統図

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

格納容器内水位の計測設備について

1. 概要

格納容器内の水位の監視のために設置する計測設備の概要を以下に示す。

(1) 原子炉下部キャビティ水位

a. 設置目的

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

b. 主要仕様

主要仕様を第1表に示す。

第1表 原子炉下部キャビティ水位の主要仕様

種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件
電極式 水位検出器	ON-OFF (注1) T.P. 	1	+60mm/ -0mm	

注1：水位が検出器に到達した場合に ON となる。

注2：センサは無機物で構成しており、十分な耐放射線性を有している。

c. 機器配置

検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 格納容器再循環サンプル水位（広域）

a. 設置目的

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

b. 主要仕様

主要仕様を第2表に示す。

第2表 格納容器再循環サンプル水位（広域）の主要仕様

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

c. 機器配置

検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。

(3) 格納容器再循環サンプル水位（狭域）

a. 設置目的

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

b. 主要仕様

主要仕様を第3表に示す。

第3表 格納容器再循環サンプル水位（狭域）の主要仕様

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

c. 機器配置

検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 格納容器水位

a. 設置目的

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

b. 主要仕様

主要仕様を第4表に示す。

第4表 格納容器水位の主要仕様

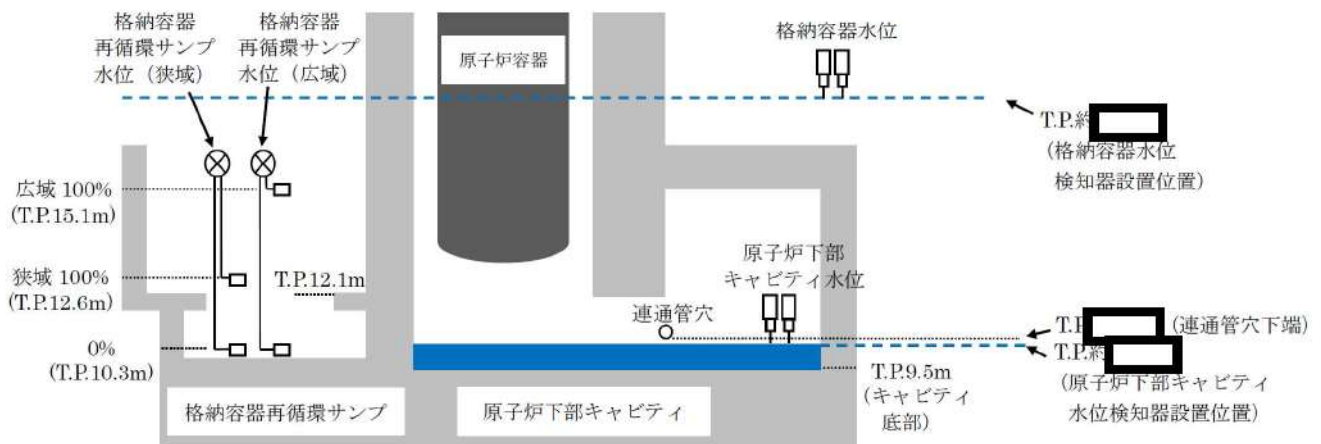
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件
電極式 水位検出器	ON-OFF (注3) T.P. 	1	+0 mm/ -60mm	

注3：水位が検出器に到達した場合に ON となる。

注4：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

c. 機器配置

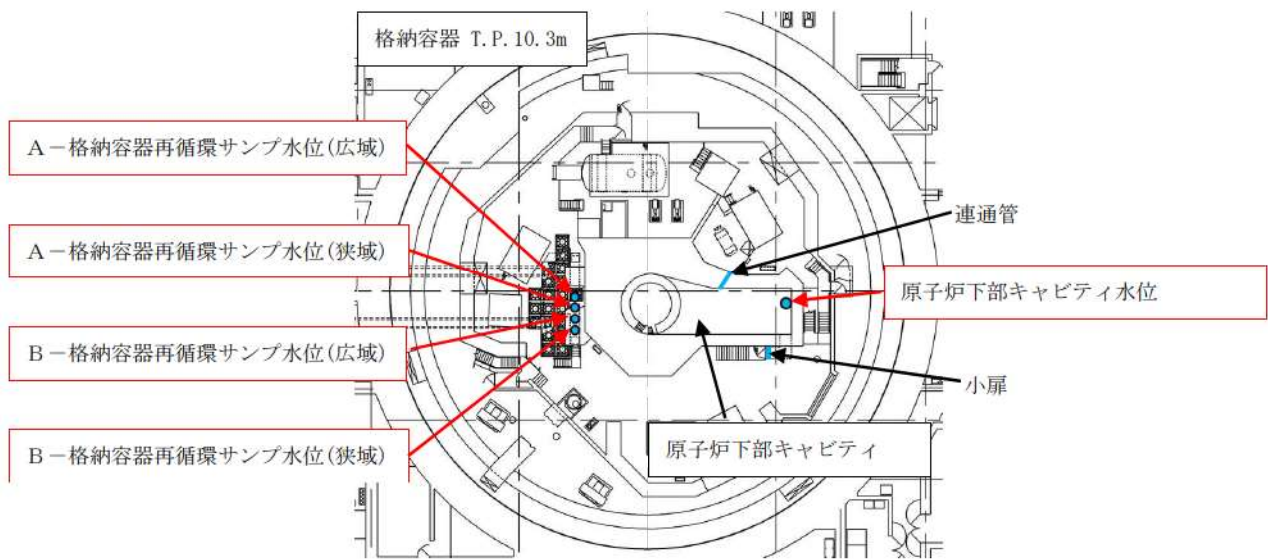
検出器の配置場所を第1図から第3図に示す。



第1図 格納容器内水位監視装置概要図

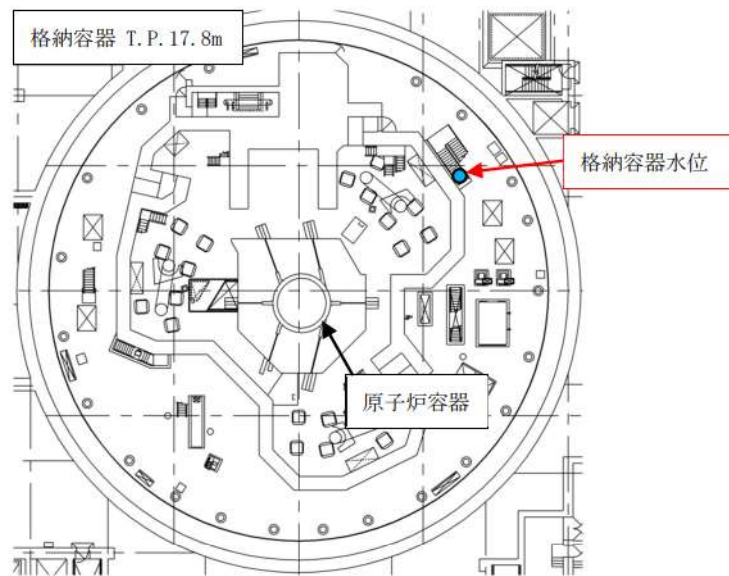
(原子炉下部キャビティ水位，格納容器再循環サンプ水位（広域），
格納容器再循環サンプ水位（狭域），格納容器水位)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第2図 検出器配置図

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



第3図 検出器配置図

(格納容器水位)

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

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

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

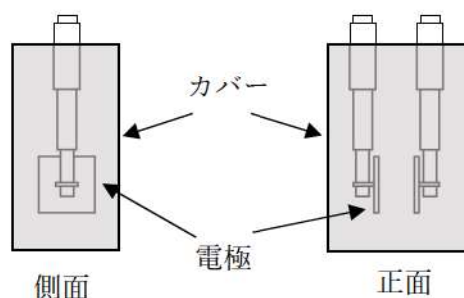
3. 格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位検出器への影響

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

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

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

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



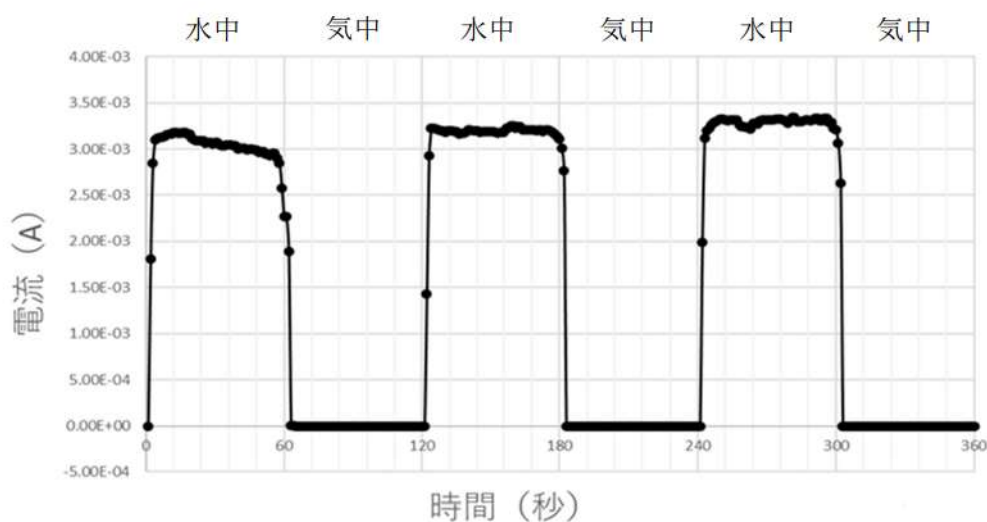
第 4 図 電極式水位検出器の構造

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

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



第5図 時間特性 (水 (沸騰状態), 回路印加電圧 24VDC)

(参考) 電極式水位検出器の測定原理

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

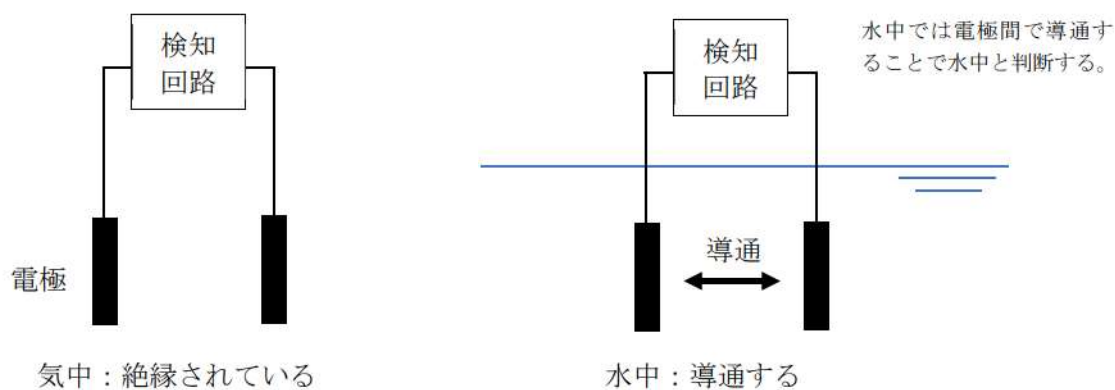


図 電極式水位検出器の測定原理

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について

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

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/4)

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

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/4)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 (計測範囲:T.P. 10. 3～15. 1m)
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0～100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 (計測範囲:T.P. 10. 3～12. 6m)
	格納容器水位	ON-OFF (注1) T.P. <input type="text"/> 以上	1	外部水源注水量限界を把握可能な水位計を新規に1個設置する。
	原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF (注1) T.P. <input type="text"/> 以上	1	原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの蓄水状況を監視するため、1個を新規に設置する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～20vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器破損防止の判断基準である格納容器内水素濃度 (13vol%以下) に余裕を見込んだ範囲を監視可能な水素濃度計を新規に1個設置する。
	原子炉格納容器内水素処理装置温度	0～800℃	5	原子炉格納容器内水素処理装置5個の動作状況を広く監視するため、各原子炉格納容器内水素処理装置に1個ずつ、合計5個を新規に設置する。
	格納容器水素イグナイタ温度	0～800℃	13	格納容器水素イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器水素イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。
	格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)	$10^5 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	出力領域中性子束	0～120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	4	原子炉出力を監視可能な既設の出力領域計装全4チャンネルを設定する。
	中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	2	原子炉の中間領域を監視可能な既設の中間領域計装全2チャンネルを設定する。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^{-1} \sim 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	2	原子炉の線源領域を監視可能な既設の線源領域計装全2チャンネルを設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/4)

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

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (4/4)

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

(注1) : 水位が検出器に到達した場合に ON になる。

(注2) : 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。

原子炉下部キャビティへの流入経路について

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

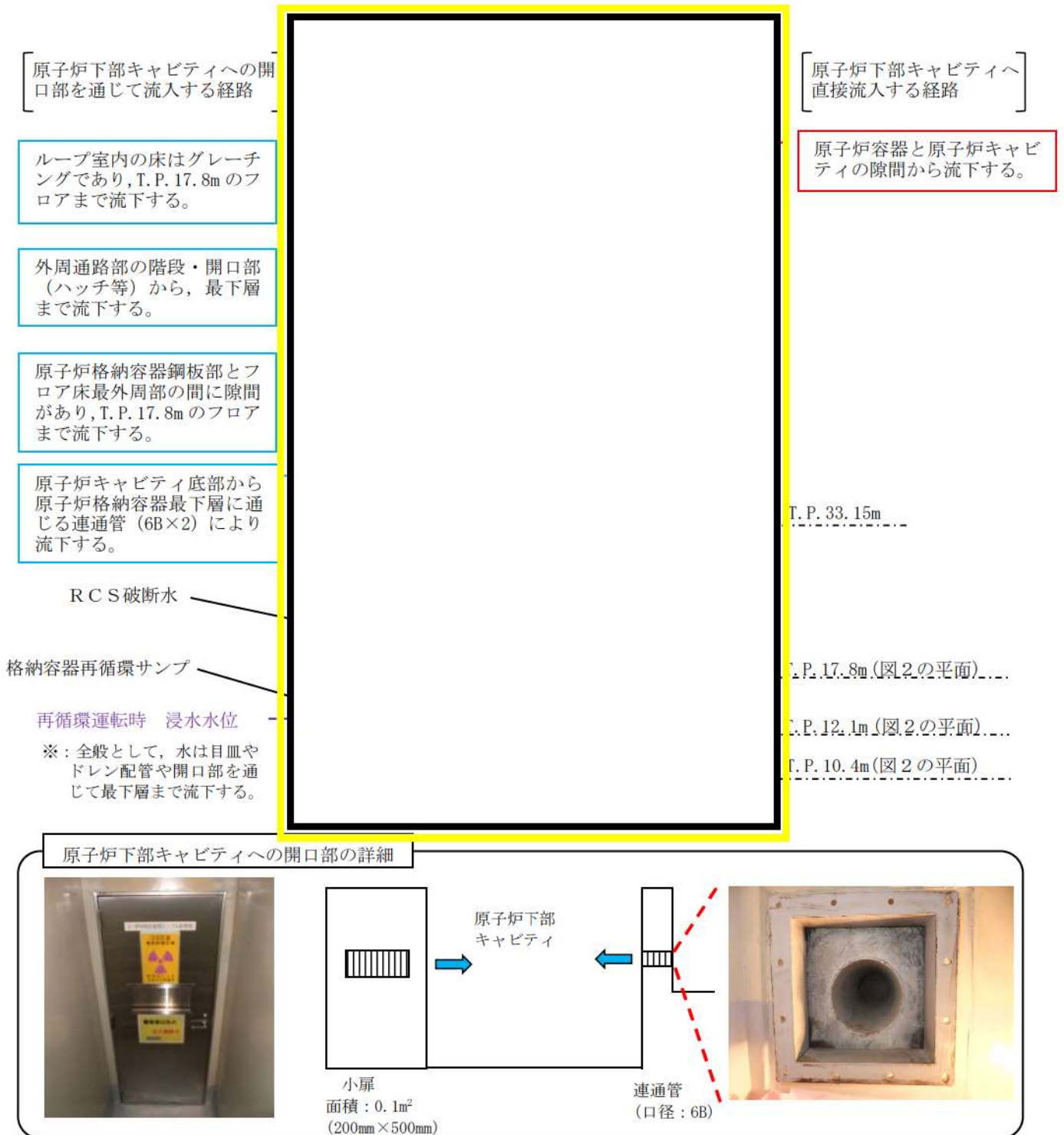


図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

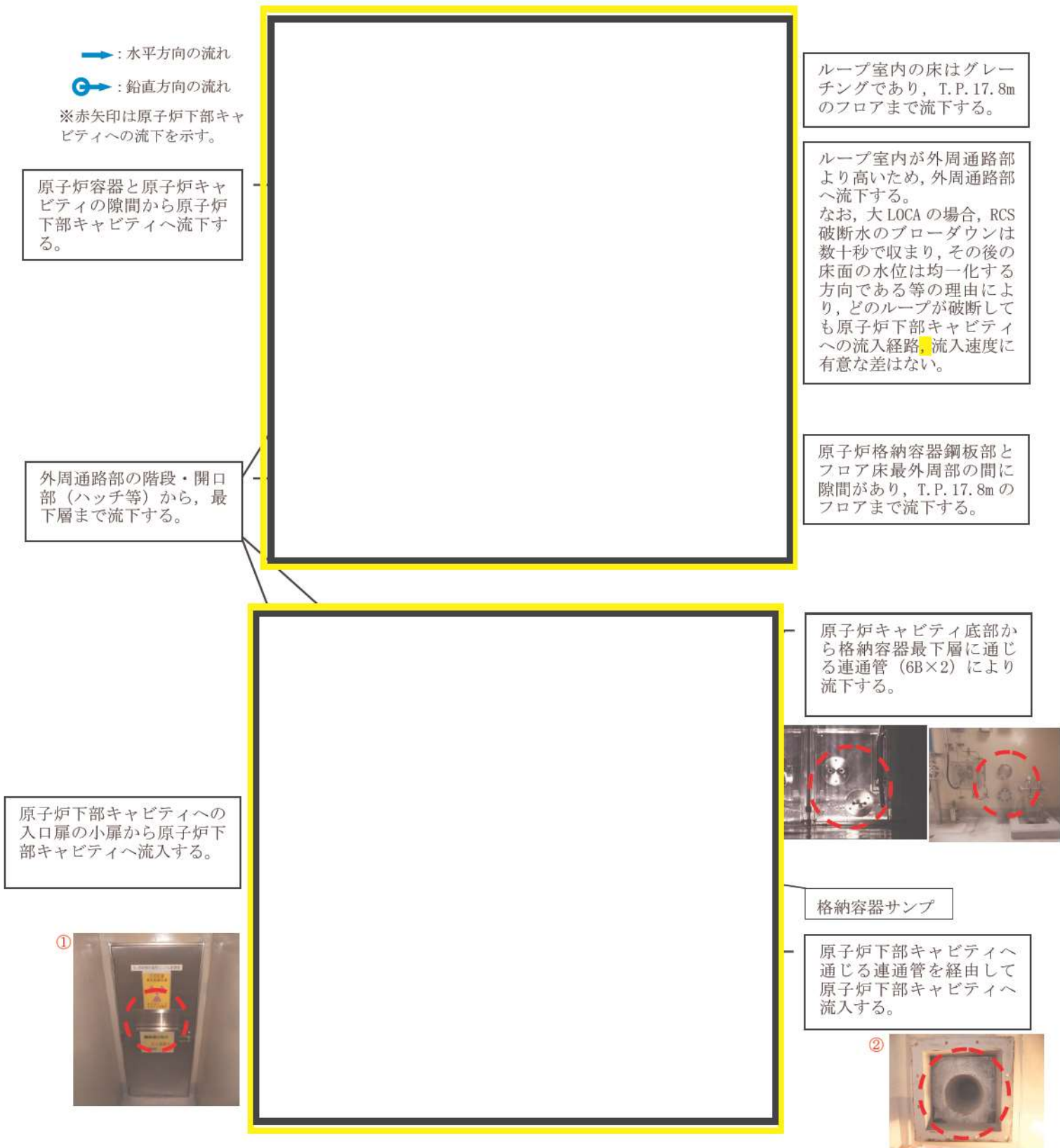
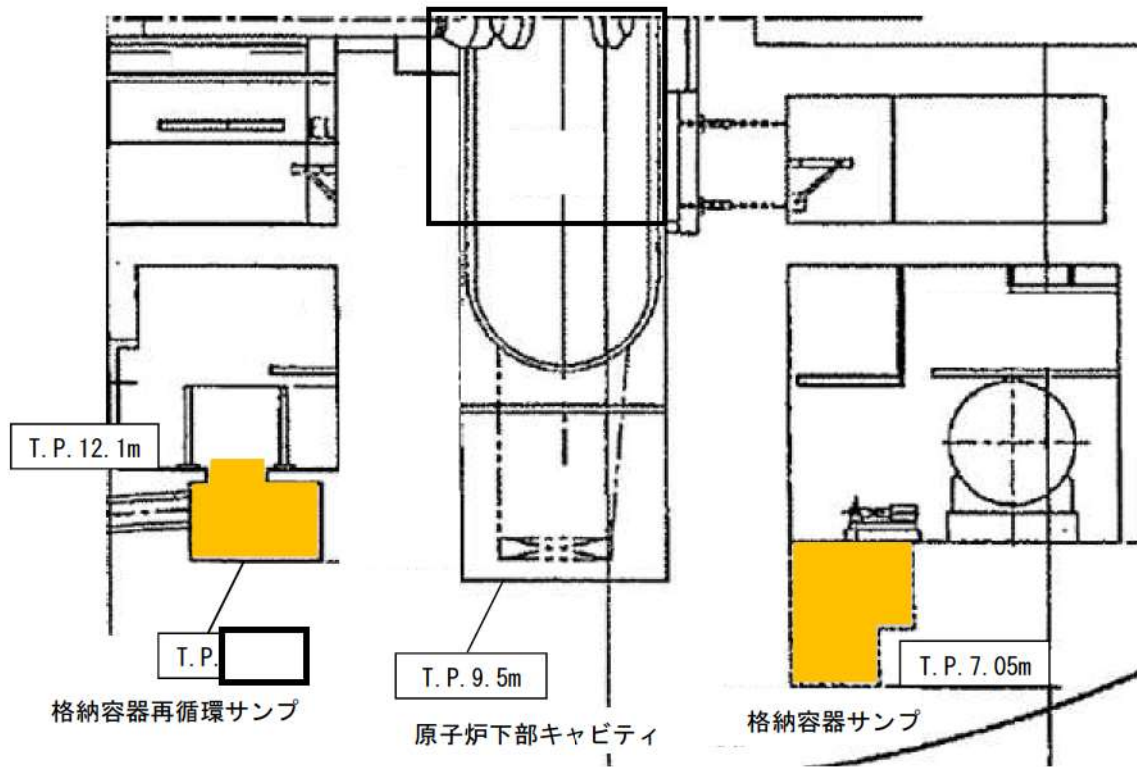


図2 スpray水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路
 (T.P. 17.8m, T.P. 12.1m/10.4m 平面図)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

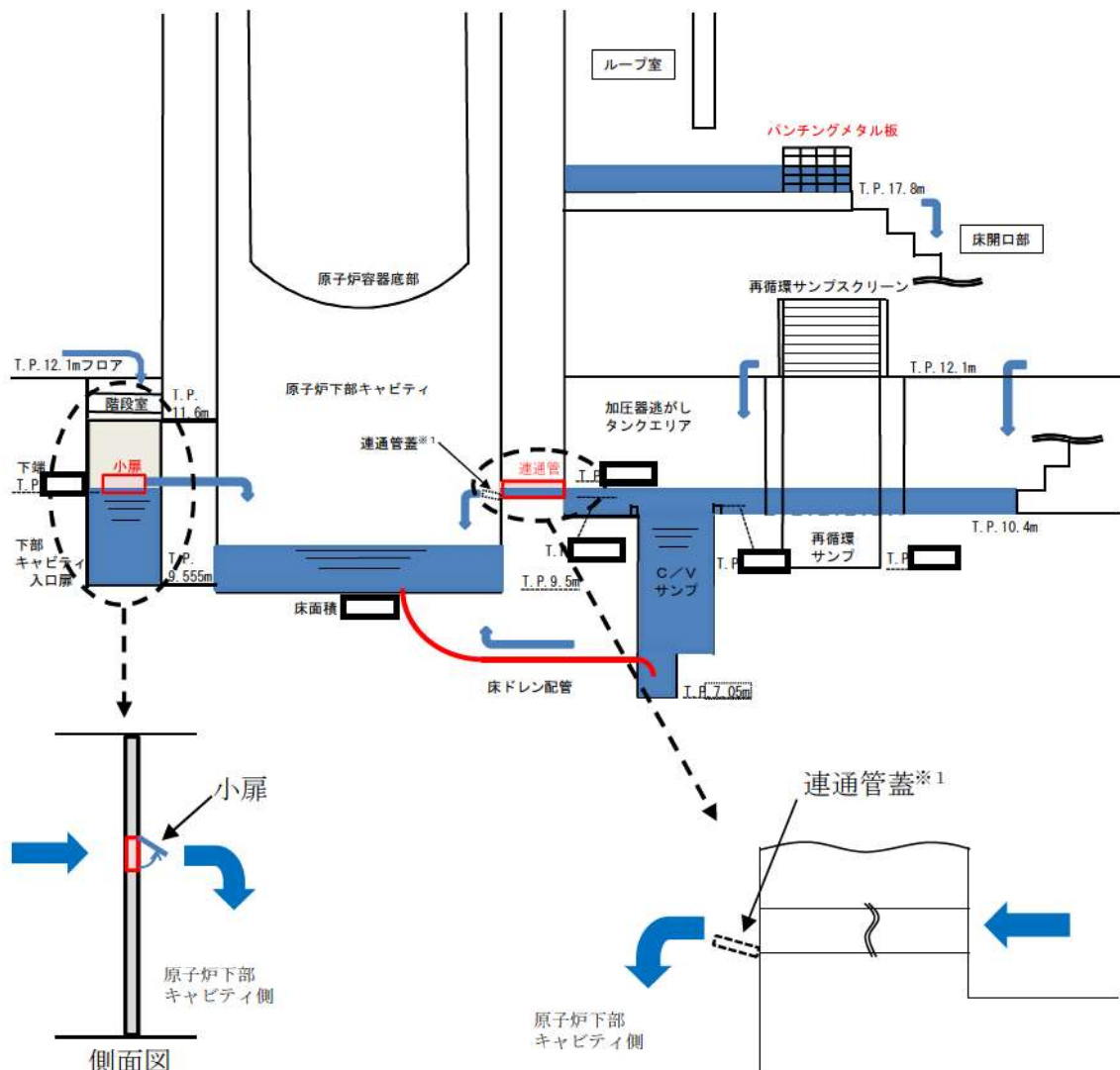
図3 原子炉格納容器内断面図

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所

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

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



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

図4 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) 解析コード MAAP によれば、MCCI の発生に対してもっとも影響の大きい「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約 1.6 時間後 ※2）に合計 トン^{*2} の溶融炉心、溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊 3 号炉に装荷される炉心有効部の全量約 トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約 m³ とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約 1.4 時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約 m³（水位として約 1.5m）であり、十分な水量が確保されている。

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

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

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図6 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(1) 連通管

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

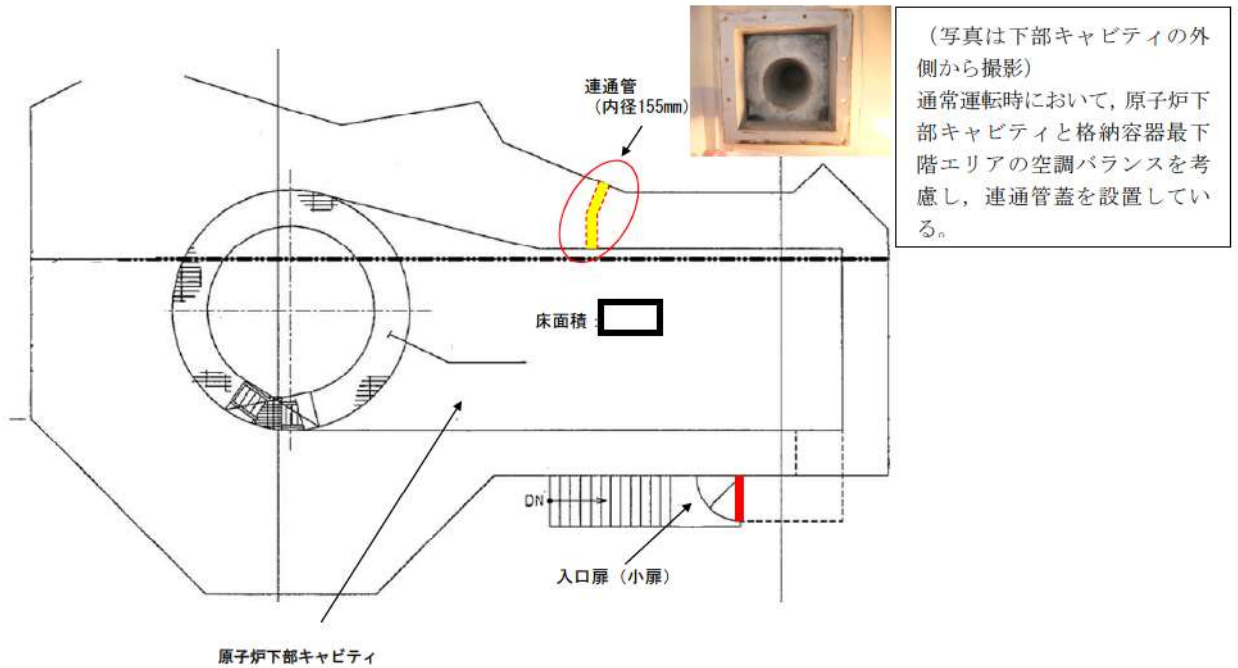


図7 連通管設置状況

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 小扉

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

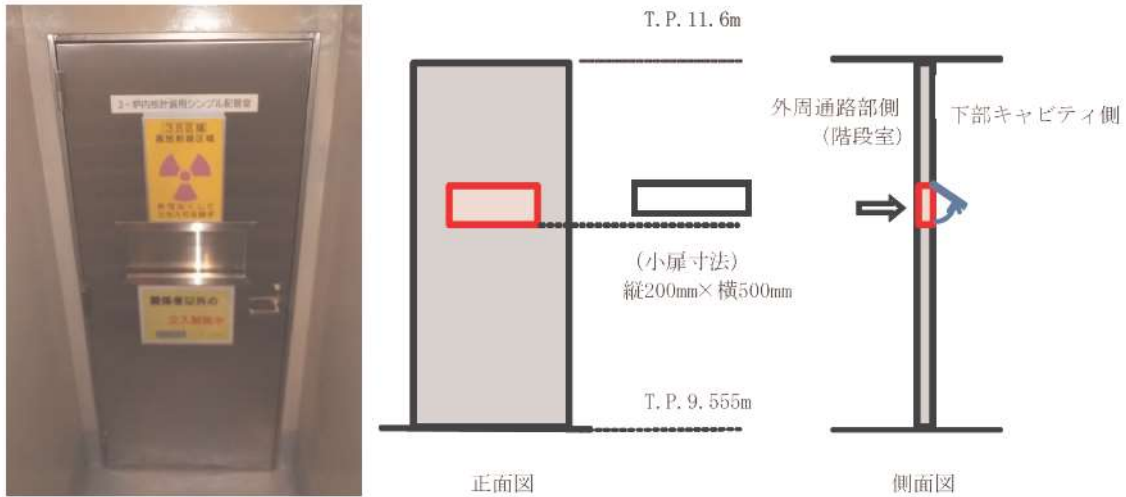


図8 原子炉下部キャビティ入口扉小扉

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 原子炉下部キャビティへの流入健全性について

(1) 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について

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

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

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティに蓄積される溶融炉心等は約 17m³となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティの水平方向断面積は約 []m²であるので、堆積高さは約 []cmとなる。原子炉下部キャビティへの連通管まで約 []cm 以上あることから、溶融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティへの連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(2) 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について

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

なお、連通管及び小扉を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。

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

(a) 定期事業者検査時に持ち込まれる異物について

① 定期事業者検査時の作業のため、一時的に使用する異物

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

② 対応

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

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

(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について

① 想定する事故シーケンス

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

② 大破断LOCA時に発生する異物

- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
- ・その他粒子状異物：塗装

・堆積異物（繊維質，粒子）

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

③対応

i. ループ室内で発生する異物への対応

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

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

ii. ループ室外で発生する異物への対応

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

(c)まとめ




プラント定期事業者検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期事業者検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。

設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断LOCAを想定している。連通管及び小扉を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断LOCA時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにT.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部にパンチングメタル板を設置する対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路は連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を確保する。

以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。

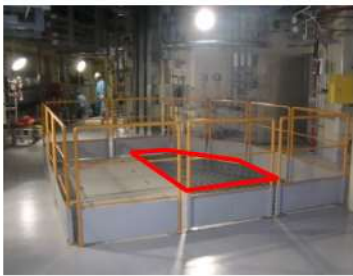
大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。(写真A)

T.P.17.8m フロア

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

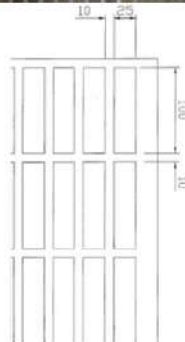
LOCA 発生場所
(ループ室内)

LOCA 時の大型の破損保温材を含んだ水は、ループ室入口を經由し、階段開口部 2 箇所及び機器搬入口 1 箇所を通過して、最下階へ流下する。従ってこの 3 箇所、大型の破損保温材等を捕捉できるように、対処を図る。



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

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




(写真A)

階段開口部に設置したパンチングメタル

(写真B)

階段開口部に設置したパンチングメタル

図9 保温材等のデブリ対策

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

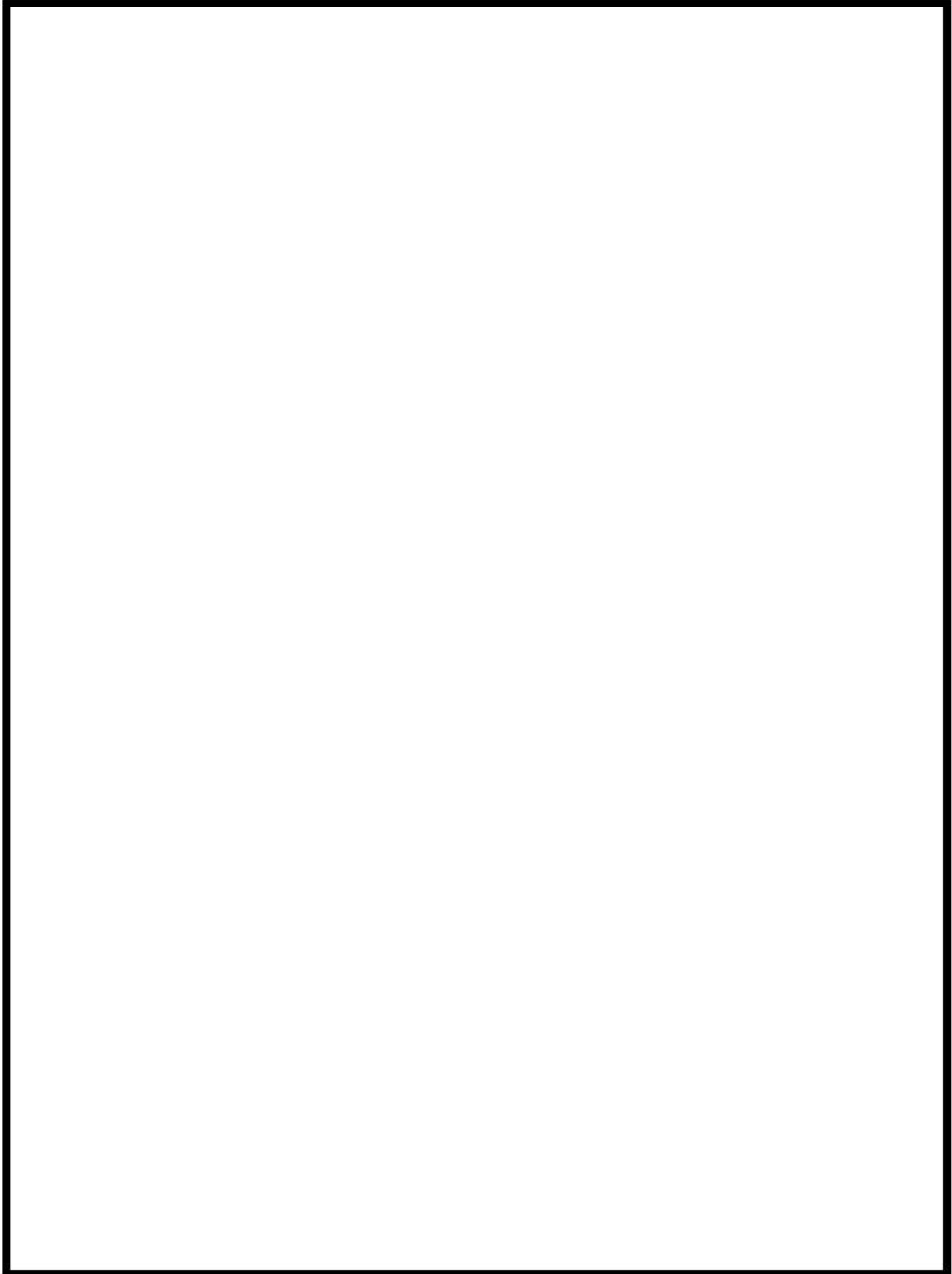



図 10 各機器とグレーチングの位置関係

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

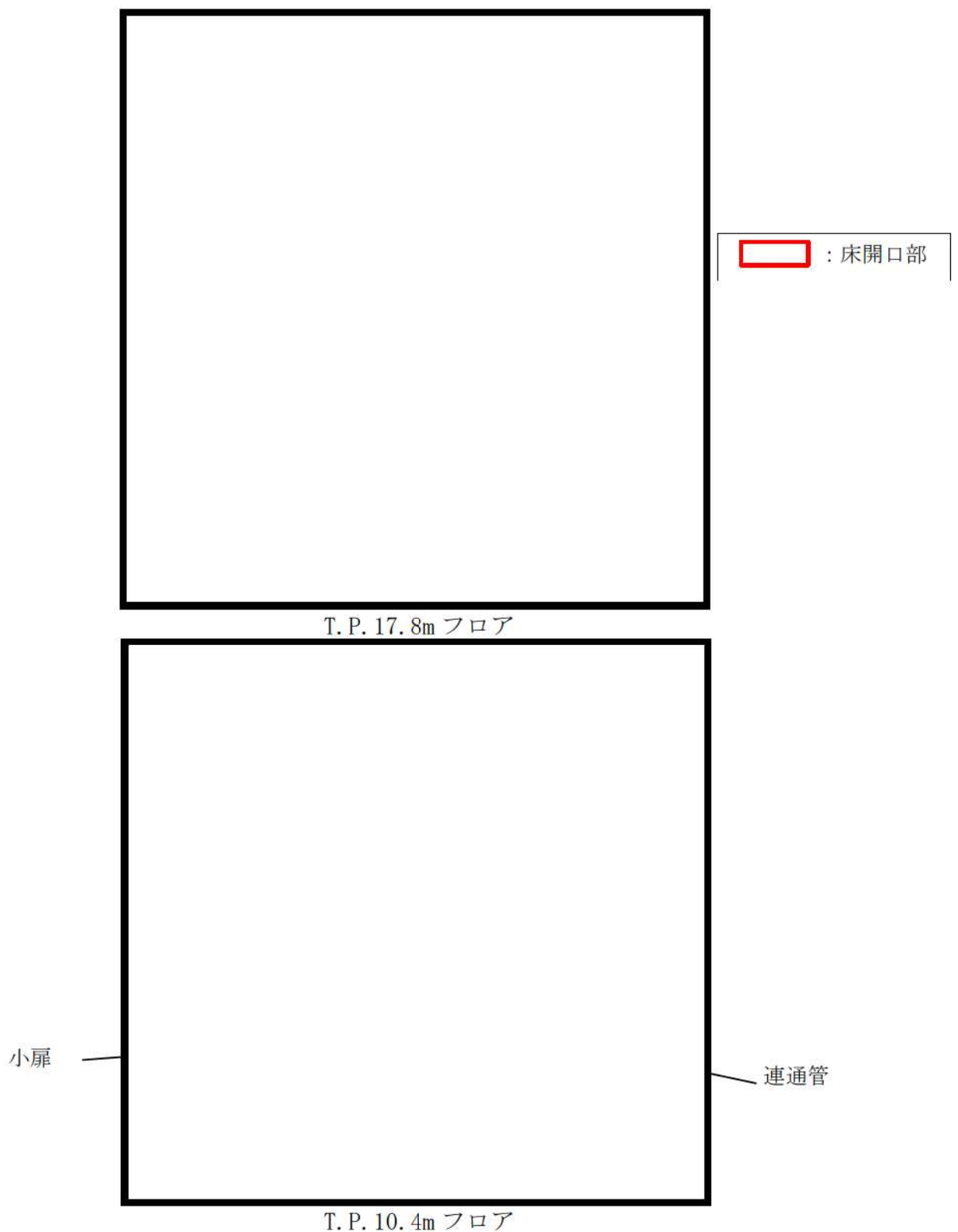


図 11 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路
(T. P. 17. 8m/10. 4m 平面図)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. まとめ

原子炉下部キャビティへの注水を確実にするために、以下の対策を実施する。(図12)

① 原子炉下部キャビティへの流入経路確保

原子炉下部キャビティ入口扉に小扉を設置。

また、原子炉下部キャビティへの連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

T.P. 17.8m の外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部にデブリ捕捉用のパンチングメタル板を設置する。

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

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

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

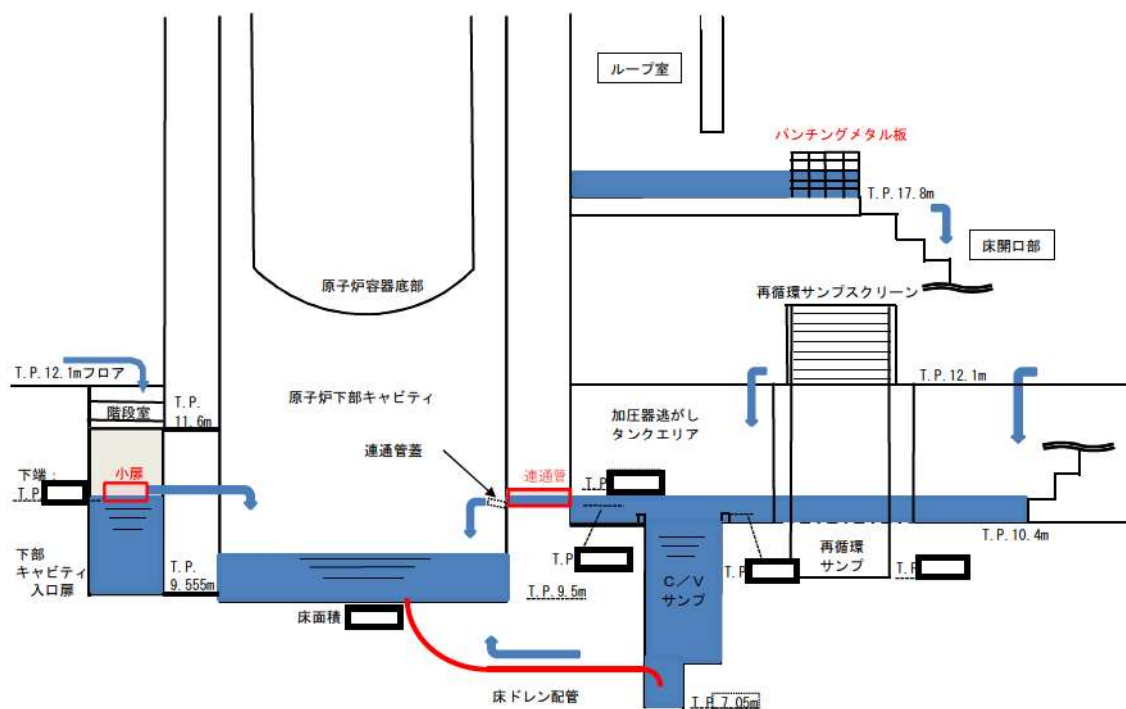


図12 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティへの蓄水時間について

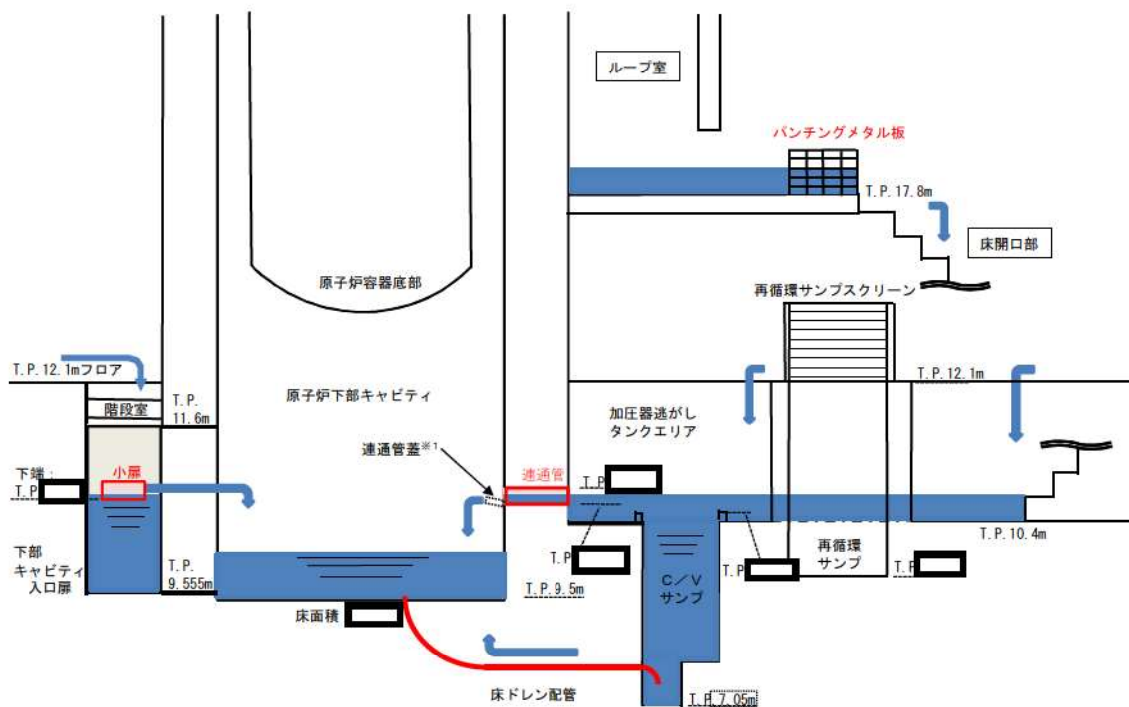
1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所

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

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

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

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



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

図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（既設連通管のみから流入の場合）

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

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

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

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

- (b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。
- ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

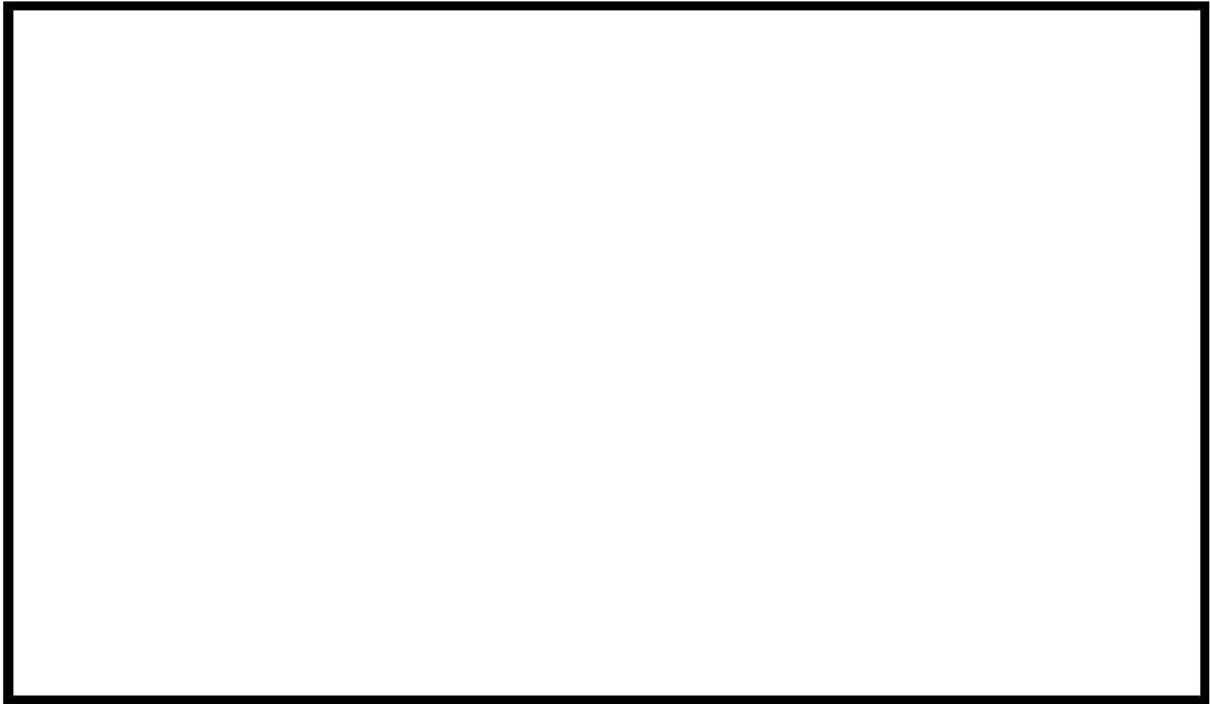


図3 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係(追設小扉のみから流入の場合)

本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティに流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

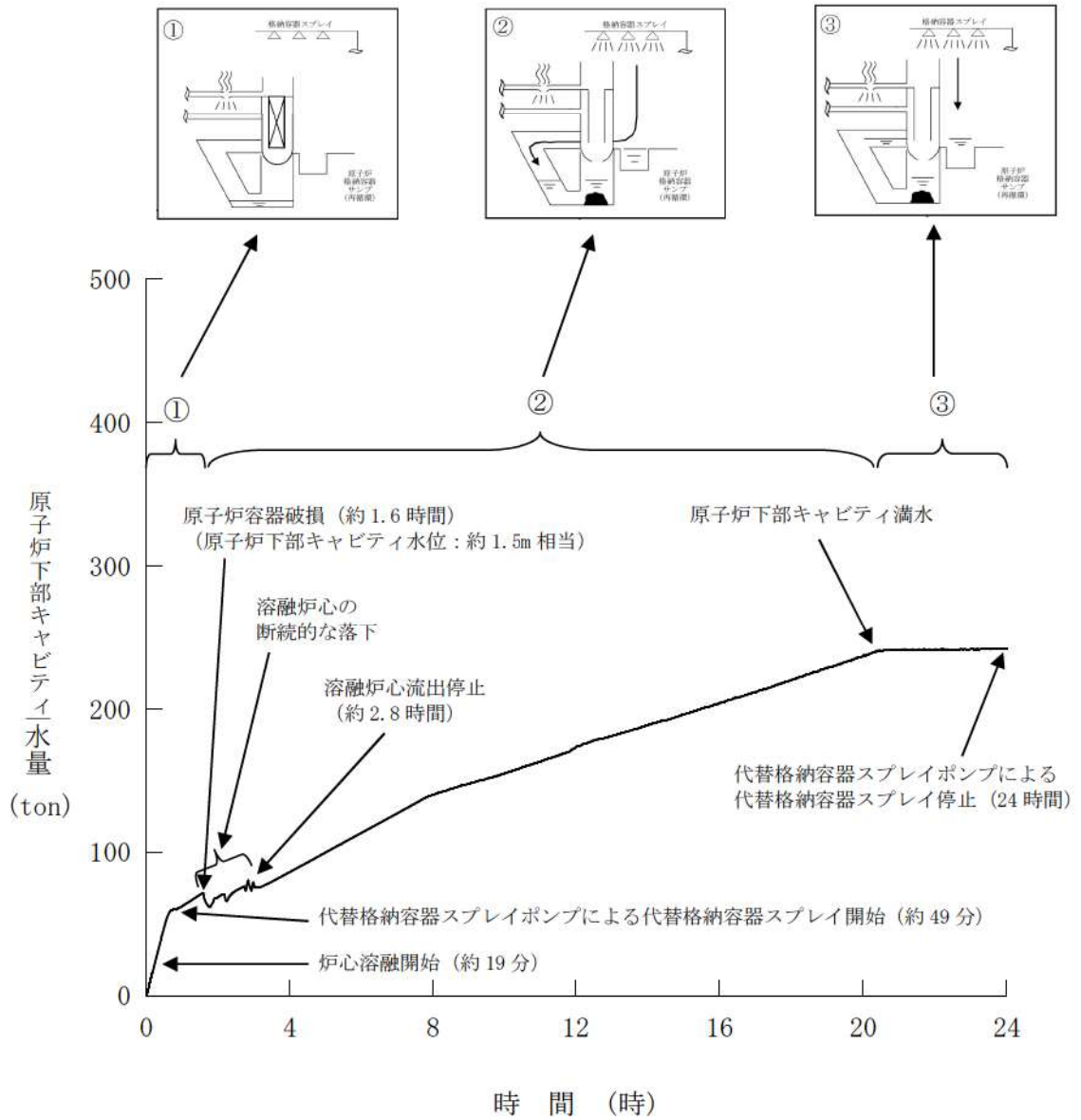


図4 原子炉下部キャビティ水量の推移

原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について

原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について、次ページ以降に示す。

原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について

重大事故等発生時に、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合における、原子炉格納容器内の冷却状況の確認方法について説明する。

1. 現状と課題

重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な原子炉格納容器内全体雰囲気圧力、温度計により、確認できるようになっている。

しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、原子炉格納容器冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、原子炉格納容器外に設置された温度計での原子炉格納容器冷却状況確認の可否について検討した。

泊3号炉の原子炉格納容器外温度計の現状は第1表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口及び出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。

第1表 原子炉格納容器外温度計の現状

冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口及び出口温度が、トレンド監視可能。
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能。 また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度がトレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器の出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。
格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度ともに、トレンド監視不可。

2. 対応内容

重大事故等時において、原子炉格納容器冷却状況確認は、基本的には原子炉格納容器圧力監視で対応可能であるが、それに加え、原子炉格納容器冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。

なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にてサージタンクの圧力を計測する。

3. 可搬型温度計測の概要

(1) 温度計測機器の構成

温度ロガー，温度センサー，データコレクタ（データ収集用）

(2) 温度計の仕様

測定範囲：約 200℃まで計測可能

（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約 141℃）が計測可能であり，余裕をみても十分測定可能な範囲としている。）

重量：約 100g（1 台当たり）

温度センサー：配管表面に添付

SUS バンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能）

電源：リチウム電池（使用可能時間 約 10 ヶ月）

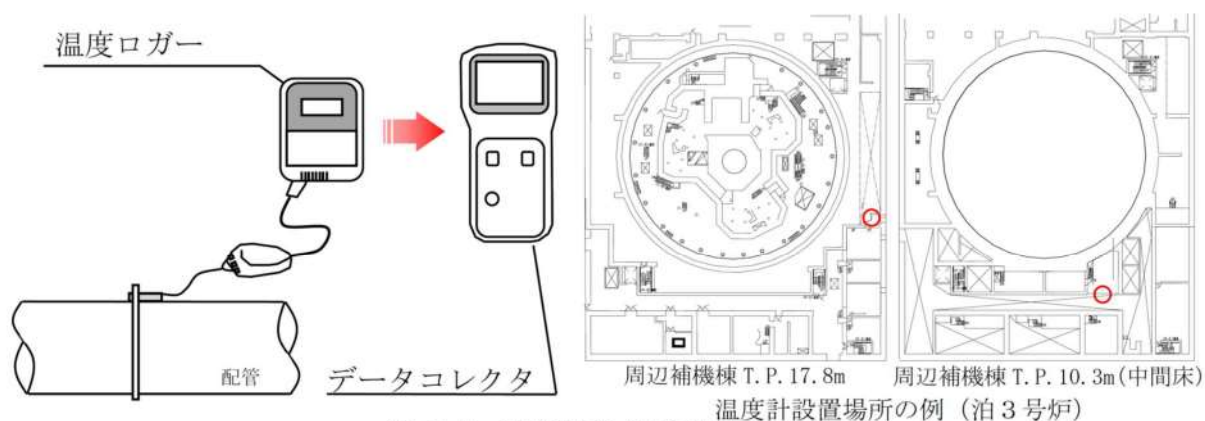
データ保有量：約 10 日分（約 1 分間隔（プラント計算機（PCCS）相当）のデータ測定及び保有が可能）

(3) 温度計測体制

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の配備に際しては，手順書を作成するとともに，必要な要員を配置し，教育・訓練等を実施する。

具体的には，当該可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）は可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際に使用するため，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の設置は運転員にて行うこととし，温度監視は運転員が行うこととし，社内マニュアルに反映する。

(4) 温度計取付け模式図



第 1 図 温度計取付け模式図

- ・現地に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。
- ・データの吸い上げは現場で可能。
- ・データコレクタにより，温度のトレンドが確認可能。

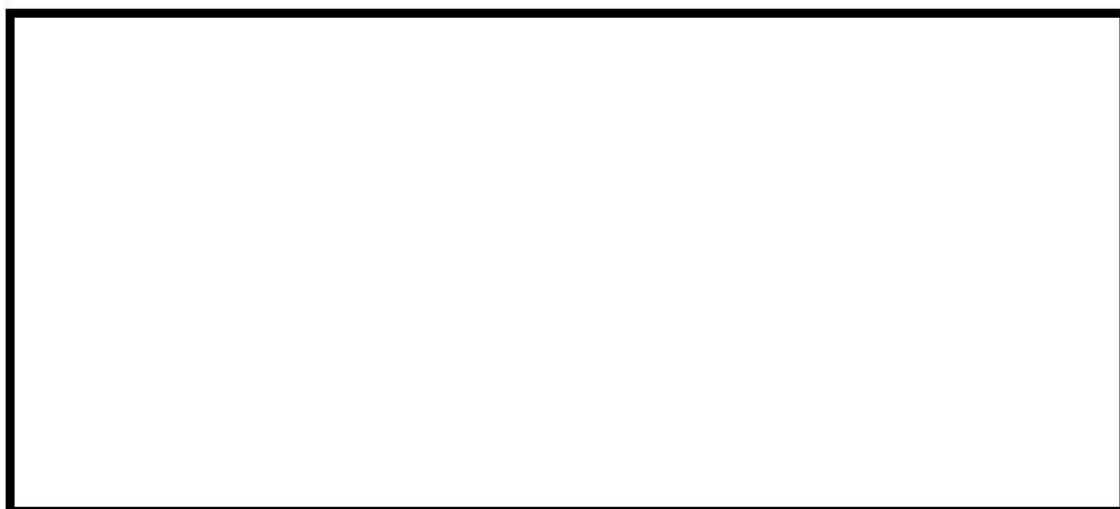
4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視

重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取り付け、被ばく低減のため原子炉格納容器から離れた場所で可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を第2表に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を第2図に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

第2表 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却時の出入口温度

格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約 5.6	82	約 60
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約 6.5	82	約 70



第2図 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要

原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用））と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）にて計測する。

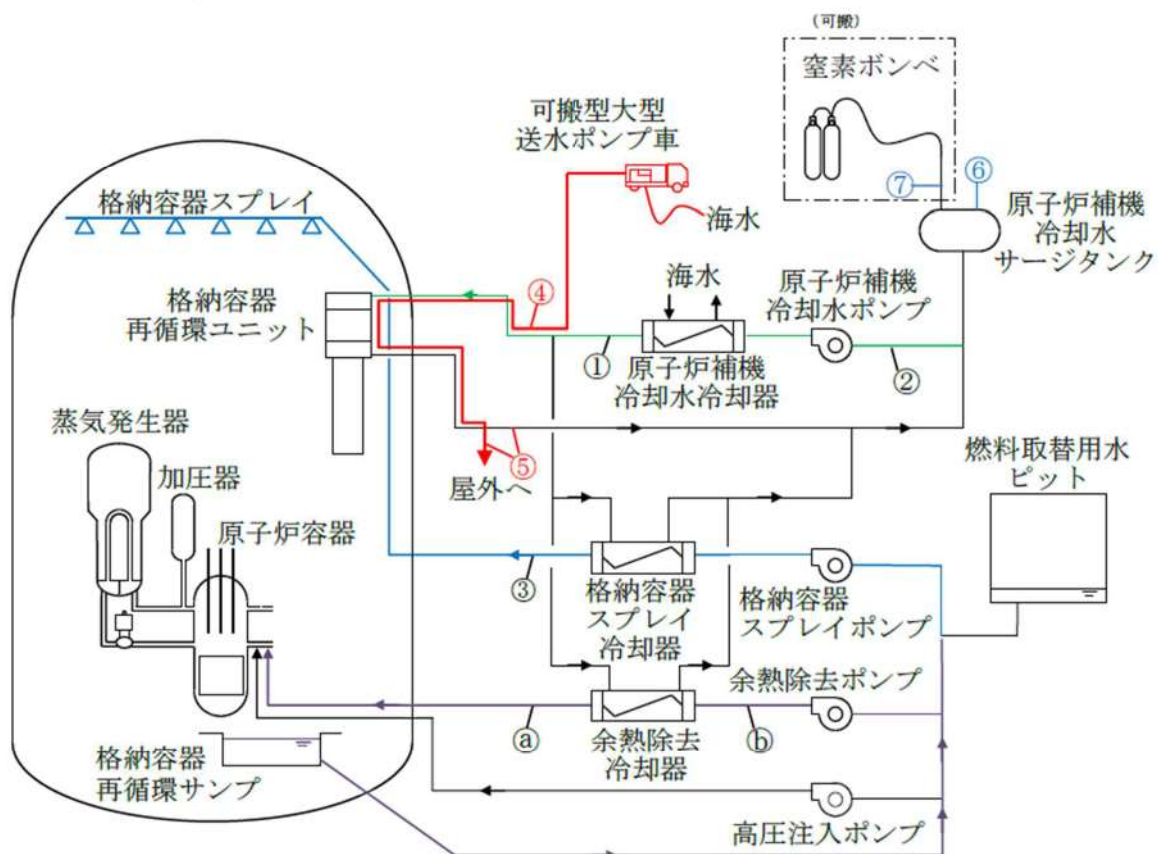
（1）計器仕様

- ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）
仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage]
- ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）
仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage]
タンク加圧目標：0.28MPa[gage]

《参考図面》

○泊3号炉 温度計測計器

原子炉補機冷却水サージタンク圧力



	温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
①	原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水	PCCS
②	原子炉補機冷却水戻り母管	PCCS
③	格納容器スプレイ冷却器出口	PCCS
④	格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）
⑤	格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）
①a	余熱除去冷却器出口	PCCS
①b	余熱除去冷却器入口	PCCS

	計器名称	確認方法
⑥	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM用）	現場指示計
⑦	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）	現場指示計

原子炉压力容器の水位の推定手段について

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十八条第1項（計装設備）、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」及び1.15 事故時の計装に関する手順等においては、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることが要求されている。

このうち、原子炉压力容器の水位として通常監視している加圧器水位の計測が困難になった場合、①原子炉容器水位の指示値より水位を確認、②1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）、サブクール度指示値により、原子炉压力容器内のサブクール状態を監視することで原子炉压力容器の水位を推定することとしている。

また、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」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においても、原子炉压力容器の水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備することが要求されており、同様の推定を行うこととしている。

2. 原子炉压力容器内の水位監視について

PWR プラントにおいては、原子炉压力容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次冷却系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉压力容器内の水位の状態を監視し、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉压力容器内の保有水量の監視を行っている。

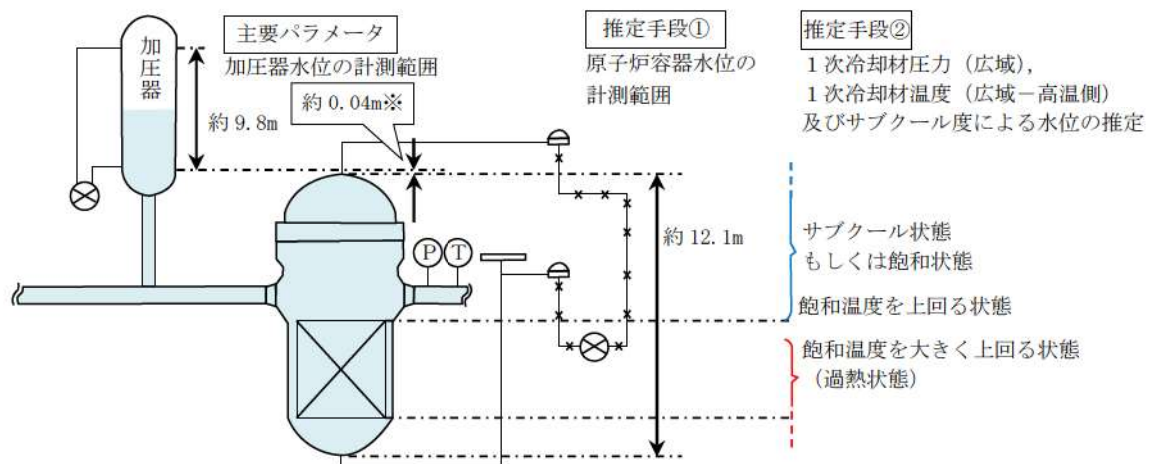
したがって、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉压力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、加圧器水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。

① 原子炉容器水位による原子炉压力容器内の水位計測

② 1次冷却材圧力（広域）、1次冷却材温度（広域－高温側）及びサブクール度の計測値による水位の推定

（原子炉压力容器内のサブクール状態の監視）

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	0～100% (加圧器胴上端近傍～胴下端近傍)
推定手段①	原子炉容器水位	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)
推定手段②	1次冷却材圧力(広域)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0～21.0MPa
	1次冷却材温度(広域-高温側)	重大事故等対処設備	測温抵抗体	3	0～400℃
	サブクール度	自主対策設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200～200℃



【主要パラメータの考え方】

- ・安全機能を有する計測制御装置の設計指針 (JEAG-4611) では、PWR の事故時の炉心冷却状態の確認手段として、MS-2 の加圧器水位が対象パラメータとなっている。
- ・原子炉容器水位は、重要度分類上 MS-3 であり、原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータとして、MS-2 の加圧器水位を選定している。

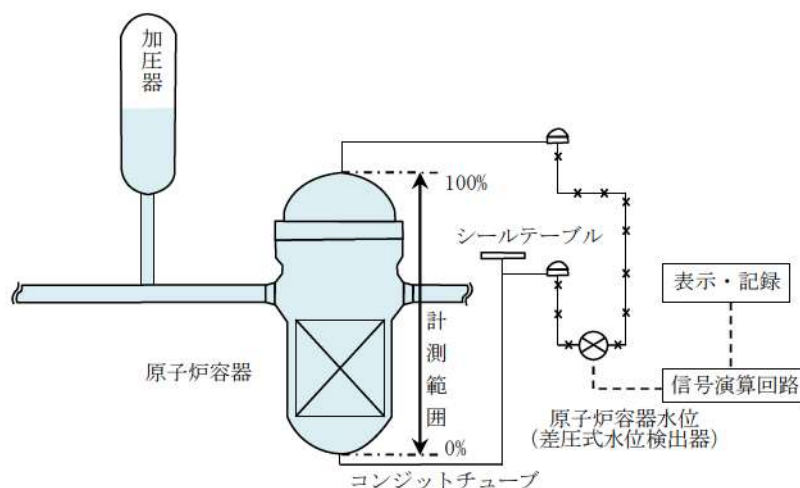
※：加圧器水位と原子炉容器水位の計測範囲において、約 0.04m の間は連続した水位監視ができないが、その範囲は各々の計測範囲に比べ小さく、水位変化傾向により、その間に水位があることが推定できることから、原子炉圧力容器内の水位監視に問題はない。

3. 原子炉容器水位計の概要

原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測する原子炉容器水位により，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

○測定原理

差圧式水位検出器により，原子炉容器下部のコンジットチューブより分岐した受圧部（高圧側）に加わる水頭圧と原子炉容器ベント管より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差を検出することで，水位に比例した信号を検出し，信号演算処理後，表示，記録する。



項目	計器仕様	補足
計測範囲	0～100% (原子炉容器底部～原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり，燃料集合体の冠水を確認可能である。
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。
個数	1	—
精度		—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度，圧力，放射線に耐えることを確認。
耐震性	耐震Sクラス相当	—
電源	非常用電源から給電	—

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. 1次冷却材圧力（広域）、1次冷却材温度（広域－高温側）及びサブクール度による原子炉圧力容器内の水位の推定手段

監視パラメータである1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）により、飽和蒸気－圧力曲線を基に原子炉圧力容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位であることを推定する。

1次冷却材温度（広域－高温側）が飽和温度を示し、炉心上端近傍と推定した場合には、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合には炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。

なお、本パラメータによる原子炉圧力容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉圧力容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用できるものであり、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把握できる。

○推定方法

監視計器	使用用途	得られる情報	備考
1次冷却材圧力（広域）	飽和温度の推定	飽和温度（ T_{sat} ）	耐環境仕様
1次冷却材温度（広域－高温側）	冷却材・蒸気の温度監視	温度（ T ）	耐環境仕様
		飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（ ΔT_{sat} ）	
サブクール度	サブクール監視	サブクール状態の監視	通常仕様

(1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態もしくは飽和状態

推定方法： $T \leq T_{sat}$ （サブクール状態もしくは飽和状態）

水位：炉心上端以上……………第1，2図の状態（1）に相当

(2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態

推定方法： $T > T_{sat}$ （温度 T が過熱状態を指示， $\Delta T_{sat}^{(注1)} = 小$ ）

水位：炉心上端近傍……………第1，2図の状態（2）に相当

(3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態（過熱状態）

推定方法： $T \gg T_{sat}$ （温度 T が飽和温度 T_{sat} を大きく上回っている状態， $\Delta T_{sat} = 大$ ）

水位：炉心上端未満……………第1，2図の状態（3）に相当

○原子炉圧力容器内の水位の推移

【炉心上端以上の水位の場合】

- ・炉心の冠水状態の確認が可能

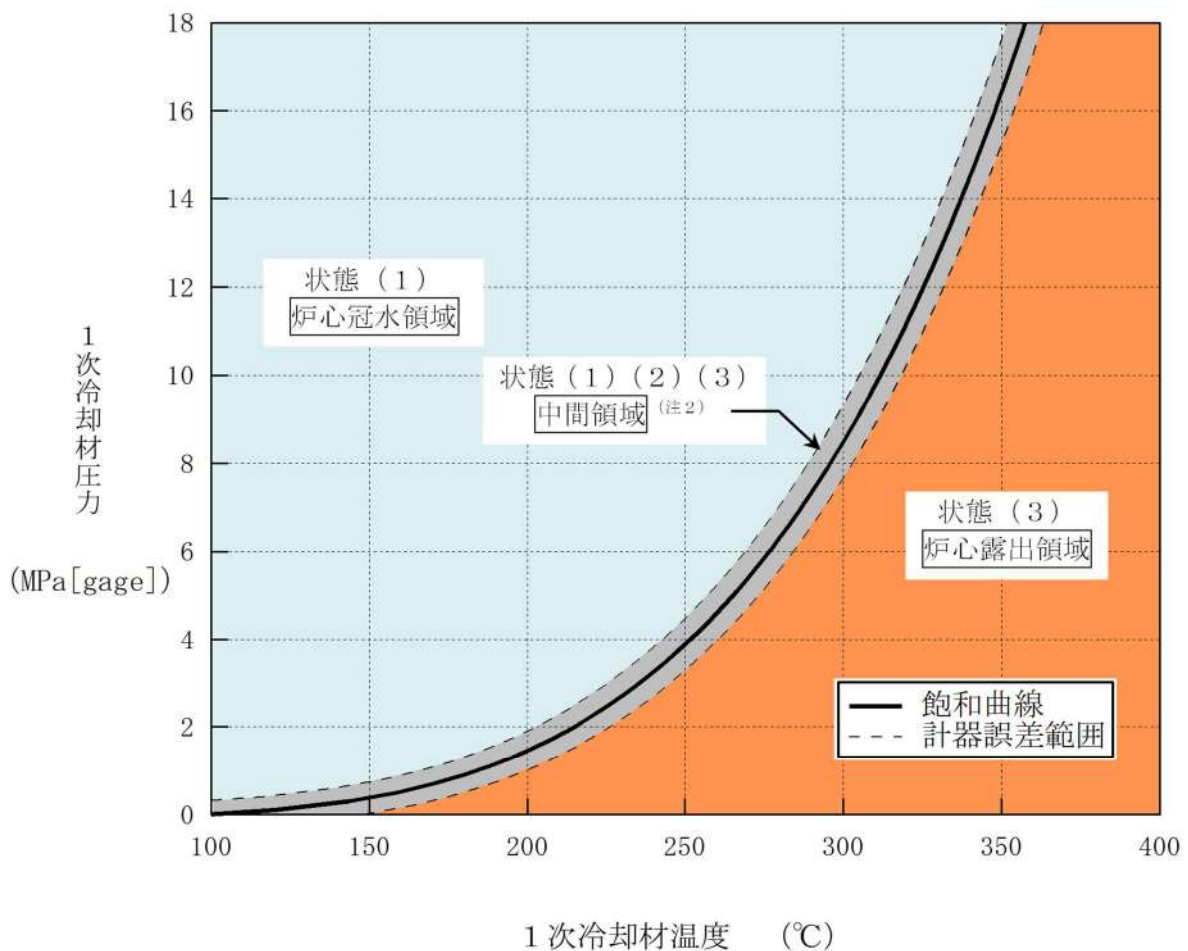
【炉心上端以下の水位の場合】

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

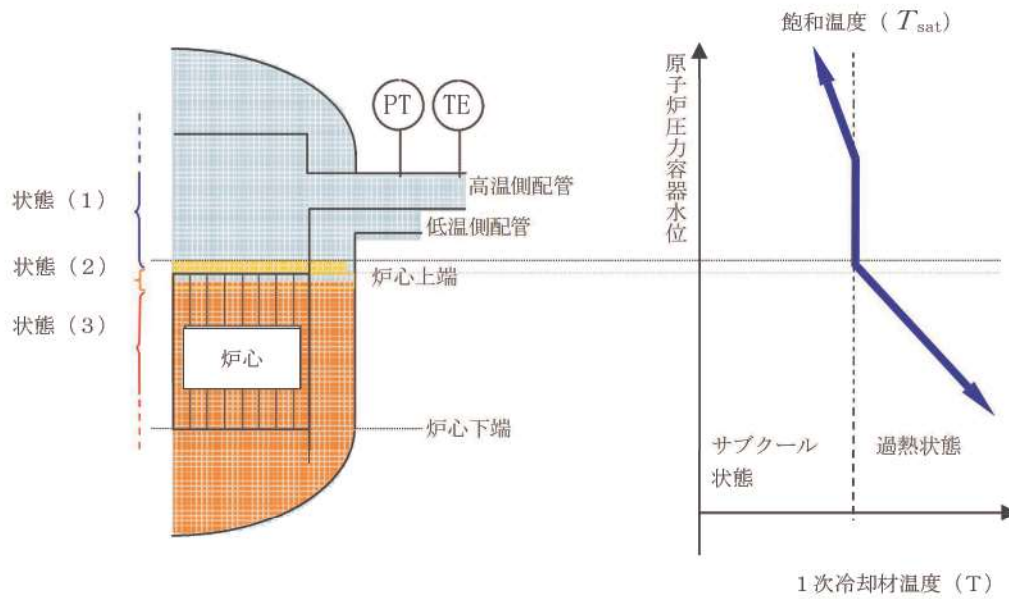
(注1) 過熱度： $\Delta T_{\text{sat}} = T - T_{\text{sat}}$

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

- ・温度安定：炉心上端以上の水位がある。 ⇒ 状態(1)
- ・温度急上昇：炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満 ⇒ 状態(2), (3)



第1図 飽和蒸気－圧力曲線を基にした水位の推定



第2図 原子炉压力容器の水位と水位変化の概念図

【推定における不確かさの影響】

各監視パラメータには不確かさがあり、本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば、炉心が冠水していない場合において、「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても、温度の推移による状態の傾向監視により、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって、不確かさを考慮しても、原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。

以上

58-13 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (1/7)

重要監視 パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)
原子炉圧力容器 内の温度	1次冷却材温度 (広域- 高温側) (0~400℃)	测温抵 抗 体	・多重性を有する重要計器の他ループ ・1次冷却材温度 (広域-低温側) (0~400℃)	1次冷却系最高使用温度(343℃)及び炉心 損傷の判断基準である 350℃を超える温度 を監視可能。
	1次冷却材温度 (広域- 低温側) (0~400℃)	测温抵 抗 体	・多重性を有する重要計器の他ループ ・1次冷却材温度 (広域-高温側) (0~400℃)	
原子炉圧力容器 内の圧力	1次冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	弾性圧 力検出 器 (※ ³)	・多重性を有する重要計器の他ループ ・1次冷却材温度 (広域-高温側) (0~400℃) (※ ⁴)	1次冷却系最高使用圧力(17.16MPa)の 1.2 倍 (事故時の判断基準) である 20.59MPa を 監視可能。
原子炉圧力容器 内の水位	加圧器水位 (0~100%)	差圧式 水位検 出 器 (※ ⁵)	・多重性を有する重要計器の他チャンネ ル ・原子炉容器水位 (0~100%)	重大事故等時において、原子炉容器上部に 位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴 下端近傍までの水位を監視可能。
	原子炉容器水位 (0~100%)	差圧式 水位検 出 器 (※ ⁶)	・加圧器水位 (0~100%)	重大事故等時において、加圧器の下部に位 置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの 原子炉容器内の水位を監視可能。

(※¹) : 複数ある重要代替計器等の代表を記載。

(※²) : 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

(※³) : 隔液ダイヤフラムにかかる1次冷却材圧力を計測。

(※⁴) : 1次冷却材が飽和状態にあると仮定し、原子炉容器内の圧力を推定。

(※⁵) : 隔液ダイヤフラムにかかる加圧器圧力 (凝縮槽からの水頭圧含む。) と加圧器下部の差圧を計測。

(※⁶) : 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉圧力と原子炉容器下部の差圧を計測。

(凡例)

- ・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。
- ・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (2/7)

重要監視 パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等(代表) (※ ¹)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※ ²)
原子炉圧力容器 への注水量	高圧注入流量 (0~350m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位(0~ 100%) (※ ⁸)	重大事故等時において、高圧注入ポンプの 流量(280m ³ /h)を監視可能。
	低圧注入流量 (0~1,100m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位(0~ 100%) (※ ⁸)	重大事故等時において、余熱除去ポンプの 流量(1,090m ³ /h)を監視可能。
	B-格納容器スプレイ冷 却器出口積算流量(AM 用) (0~1,300m ³ /h (積算:0~10,000m ³))	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位(0~ 100%) (※ ⁸)	重大事故等時において、格納容器スプレイ ポンプの流量()m ³ /hを監視可能。
	代替格納容器スプレイポ ンプ出口積算流量 (0~200m ³ /h (積算:0~10,000m ³))	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位(0~ 100%)及び補助給水ピット水位(0~ 100%) (※ ⁹)	重大事故等時において、代替格納容器スプ レイポンプの流量(140m ³ /h)を監視可能。

(※⁷): 隔液ダイヤフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。

(※⁸): 燃料取替用水ピット水位の変化量及び注水時間により注水量を推定。

(※⁹): 燃料取替用水ピット及び補助給水ピット水位の変化量及び注水時間により注水量を推定。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (3/7)

重要監視 パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)
原子炉格納容器 への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) (0~1,300m ³ /h (積算: 0~10,000m ³))	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位 (0~100%) (※ ⁸)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 [] m ³ /h を監視可能。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 (0~200m ³ /h (積算: 0~10,000m ³))	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位 (0~100%) 及び補助給水ピット水位 (0~100%) (※ ⁹)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量 (140m ³ /h) を監視可能。
	高圧注入流量 (0~350 m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位 (0~100%) (※ ⁸)	重大事故等時において、高圧注入ポンプの流量 (280m ³ /h) を監視可能。
	低圧注入流量 (0~1,100 m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・燃料取替用水ピット水位 (0~100%) (※ ⁸)	重大事故等時において、余熱除去ポンプの流量 (1,090m ³ /h) を監視可能。
原子炉格納容器 内の温度	格納容器内温度 (0~220℃)	测温抵 抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器圧力 (0~0.35MPa) (※ ¹⁰)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。

(※¹⁰) : 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (4/7)

重要監視 パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)
原子炉格納容器 内の圧力	原子炉格納容器圧力 (0~0.35MPa)	弾性圧力 検出器 (※ ¹¹)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (AM用) (0~1.0MPa)	設計基準事故時において、格納容器最高使用圧力 (0.283MPa) を監視可能。
	格納容器圧力 (AM用) (0~1.0MPa)	弾性圧力 検出器 (※ ¹¹)	・原子炉格納容器圧力 (0~0.35MPa) ・格納容器内温度 (0~220℃) (※ ¹⁰)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 0.566MPa) を監視可能。
原子炉格納容器 内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域) (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ¹²)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器再循環サンプ水位 (狭域) (0~100%)	重大事故等時において、再循環可能水位 (71%) を監視可能。
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域) (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ¹²)	・格納容器再循環サンプ水位 (広域) (0~100%)	重大事故等時において、再循環サンプ上端 (約100%) を監視可能。狭域水位の100%は、広域水位の約48%に相当。
原子炉格納容器 内の水位	原子炉下部キャビティ水位 (ON-OFF)	電極式 水位検 出器	・格納容器再循環サンプ水位 (広域) (0~100%) ・燃料取替用水ピット水位 (0~100%)、補助給水ピット水位 (0~100%)、B-格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用) (0~1,300m ³ /h (積算: 0~10,000m ³)) 及び代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 (0~200m ³ /h (積算: 0~10,000 m ³)) (※ ¹³)	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。
	格納容器水位 (ON-OFF)	電極式 水位検 出器	・燃料取替用水ピット水位 (0~100%)、補助給水ピット水位 (0~100%)、B-格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用) (0~1,300m ³ /h (積算: 0~10,000m ³)) 及び代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 (0~200m ³ /h (積算: 0~10,000 m ³)) (※ ¹³)	重大事故等時において、格納容器内への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。
原子炉格納容器 内の水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット (0~20vol%)	熱伝導 式検出 器	・重要計器の予備 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 (0~800℃) 及び格納容器水素イグナイタ温度監視装置 (0~800℃) (※ ¹⁴)	重大事故等時において、変動範囲 (0~13vol%) を監視可能。
アニュラス部の 水素濃度	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット (0~20vol%)	熱伝導 式検出 器	・重要計器の予備	重大事故等時において、変動範囲 (0~1vol%) を監視可能。
原子炉格納容器 内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) (10 ³ ~10 ⁸ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷判断の値である10 ⁵ mSv/hを超える放射線量率を監視可能。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) (10 ² ~10 ⁷ μSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) (10 ³ ~10 ⁸ mSv/h)	

(※¹¹) : 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉格納容器圧力を計測。

(※¹²) : 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉格納容器内の圧力と格納容器再循環サンプ下部の差圧を計測。

(※¹³) : 各ピットの水位変化及び各積算流量により原子炉格納容器内の水位を推定する。

(※¹⁴) : 格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動特性の関係から、作動状況を確認することにより、格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼を生じない領域であるか否かを推定する。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (5/7)

重要監視 パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)		
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)	
未臨界 の維持 又は監 視	中性子 束 出力領域中性子束 (0~120% (3.3×10 ⁵ ~ 1.2×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹))	γ線非 補償型 電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 (10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻³ A (1.3×10 ² ~6.6×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹))	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	
	中間領域中性子束 (10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻³ A (1.3×10 ² ~ 6.6×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹))	γ線補 償型電 離箱	・多重性を有する重要計器の多チャンネル ・出力領域中性子束 (0~120% (3.3×10 ⁵ ~1.2×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹)) ・中性子源領域中性子束 (1~10 ⁶ cps (10 ⁻¹ ~10 ⁵ cm ² ・s ⁻¹))	通常運転時の変動範囲 10 ⁻¹¹ ~約 10 ⁻³ A に対し、10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻³ A を監視可能。	
	中性子源領域中性子束 (1~10 ⁶ cps (10 ⁻¹ ~10 ⁵ cm ² ・s ⁻¹))	比例計 数管	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 (10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻³ A (1.3×10 ² ~6.6×10 ¹⁰ cm ² ・s ⁻¹))	通常運転時の変動範囲 1~10 ⁶ cps に対し、1~10 ⁶ cps を監視可能。	
最終ヒ ートシ ンクの 確保	格納容 器内自 然対流 冷却系 の圧 力、水 位及び 温度	原子炉格納容器圧力 (0~0.35MPa)	弾性圧 力検出 器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (AM用) (0~1.0MPa)	設計基準事故時において、格納容器最高使用圧力 (0.283MPa) を監視可能。
	原子炉補機冷却水サージ タンク水位 (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ¹⁵)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・可搬型温度計測装置 (格納容器再循環 ユニット入口温度/出口温度) (0~ 200℃) (※ ¹⁶)	重大事故等時において、変動範囲 0~ 100% を監視可能。	
	可搬型温度計測装置 (格 納容器再循環ユニット入 口温度/出口温度) (0~200℃)	测温抵 抗体	・重要計器の予備 ・格納容器内温度 (0~220℃) 及び原子 炉格納容器圧力 (0~0.35MPa) (※ ¹⁷)	重大事故等時において、格納容器最高温度 (141℃) を超える温度を監視可能。	
蒸気発 生器2 次側冷 却系の 圧力、 水位及 び流量	主蒸気ライン圧力 (0~8.5MPa)	弾性圧 力検出 器 (※ ¹⁸)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル 又は他ループ ・1次冷却材温度 (広域-低温側) (0 ~400℃) (※ ¹⁹)	重大事故等時において、2次冷却系最高使 用圧力 (7.48MPa) を監視可能。	
	蒸気発生器水位 (狭域) (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ²⁰)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・蒸気発生器水位 (広域) (0~100%)	重大事故等時において、湿分分離器下端か ら伝熱管上端まで監視可能。	
	蒸気発生器水位 (広域) (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ²⁰)	・蒸気発生器水位 (狭域) (0~100%)	重大事故等時において、湿分分離器下端か ら管板付近まで監視可能。	
	補助給水流量 (0~130m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ⁷)	・補助給水ピット水位 (0~100%) (※ ²¹)	重大事故等時において、補助給水流量 (50m ³ /h) を監視可能。	

(※¹⁵) : 隔液ダイヤフラムにかかるタンク内の圧力 (気相部) とタンク下部の差圧を計測。

(※¹⁶) : 原子炉格納容器の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(※¹⁷) : 格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(※¹⁸) : 隔液ダイヤフラムにかかる主蒸気ライン圧力を計測。

(※¹⁹) : 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係から主蒸気圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

(※²⁰) : 隔液ダイヤフラムにかかる蒸気発生器圧力 (凝縮槽からの水頭圧含む。) と蒸気発生器下部の差圧を計測。

(※²¹) : 補助給水ピット水位の変化により注水量を推定。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (6/7)

重要監視 パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)		
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)	
格納容 器バイ パスの 監視	蒸気発 生器の 水位	蒸気発生器水位 (狭域) (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ²⁰)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・蒸気発生器水位 (広域) (0~100%)	重大事故等時において、湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。
	原子炉 格納容 器内の 系統圧 力	主蒸気ライン圧力 (0~8.5MPa)	弾性圧 力検出 器 (※ ¹⁸)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・蒸気発生器水位 (広域) (0~100%) 及び補助給水流量 (0~130m ³ /h) (※ ²²)	重大事故等時において、2次冷却系最高使用圧力 (7.48MPa) を監視可能。
		1次冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	弾性圧 力検出 器 (※ ³)	・多重性を有する重要計器の他ループ ・蒸気発生器水位 (狭域) (0~100%)、主蒸気ライン圧力 (0~8.5MPa) 及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) (0~100%) (※ ²³)	1次冷却系最高使用圧力(17.16MPa)の1.2倍(事故時の判断基準)である20.59MPaを監視可能。
水源の 確保	水源の 水位	燃料取替用水ピット水位 (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ²⁴)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器再循環サンプ水位 (広域) (0~100%)	重大事故等時において、変動範囲0~100%を監視可能。
		補助給水ピット水位 (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ²⁴)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・補助給水流量 (0~130m ³ /h) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 (0~200m ³ /h (積算: 0~10,000 m ³)) (※ ²⁵)	重大事故等時において、変動範囲0~100%を監視可能。
	ほう酸タンク水位 (0~100%)	差圧式 水位検 出器 (※ ¹⁵)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・出力領域中性子束 (0~120% (3.3×10 ⁵ ~1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)) ・中間領域中性子束 (10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻³ A (1.3×10 ² ~6.6×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)) ・中性子源領域中性子束 (1~10 ⁶ cps (10 ⁻¹ ~10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹))	重大事故等時において、変動範囲0~100%を監視可能。	

(※²²) : 蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより、蒸気発生器伝熱管破損を推定する。

(※²³) : 蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェイスシステム LOCA を推定する。

(※²⁴) : 隔液ダイヤフラムにかかるピットの水頭圧と大気圧の差圧を計測。

(※²⁵) : 補助給水ピットを水源とする注水量の合計により水源の有無や使用量を推定する。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (7/7)

重要監視パラメータ		重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等(代表) (※ ¹)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※ ²)
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの水位	使用済燃料ピット水位 (AM用) (T.P. 25.24m~32.76m)	電波式水位検出器	・使用済燃料ピット水位 (可搬型) (T.P. 21.30~32.76m)	重大事故等において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。
		使用済燃料ピット水位 (可搬型) (T.P. 21.30~32.76m)	フロー式水位検出器	・重要計器の予備 ・使用済燃料ピット水位 (AM用) (T.P. 25.24m~32.76m)	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料ピット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ピットの水位を監視可能。
	使用済燃料ピットの温度	使用済燃料ピット温度 (AM用) (0~100℃)	测温抵抗体	・使用済燃料ピット水位 (AM用) (T.P. 25.24m~32.76m) 及び使用済燃料ピット監視カメラ (※ ²⁶)	重大事故等において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ピットの温度を監視可能。
	使用済燃料ピットの放射線量率	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ (10nSv/h~1,000mSv/h)	半導体検出器, NaI (Tl) シンチレーション検出器	・重要計器の予備 ・使用済燃料ピット水位 (AM用) (T.P. 25.24m~32.76m) 及び使用済燃料ピット監視カメラ (※ ²⁷)	重大事故等において、変動する可能性のある範囲 (2.6μSv/h~1,000mSv/h) にわたり放射線量率を監視可能。(※ ²⁸)
	使用済燃料ピットの状態	使用済燃料ピット監視カメラ	赤外線サーモカメラ	・使用済燃料ピット水位 (AM用) (T.P. 25.24m~32.76m) ・使用済燃料ピット水位 (可搬型) (T.P. 21.30~32.76m) ・使用済燃料ピット温度 (AM用) (0~100℃) ・使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ (10nSv/h~1,000mSv/h)	—

(※²⁶) : 使用済燃料ピット水位の傾向監視により冷却状況を推定するとともに、監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を確認する。
(※²⁷) : 使用済燃料ピット水位/放射線量率の関係を利用して、相関図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
(※²⁸) : 放射線量率の1,000mSv/hは、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置箇所における放射線量率の最大値(約1×10⁸μSv/h)を鉛遮蔽によって減衰させた後の値。

58-14

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

(第 58 条) 計装設備 (1/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉圧力 容器内の温 度	(1次冷却材温度 (広域-高温側))	1次冷却材温度 (広域-高温側)	主要パラメータの他ループ 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設
	(1次冷却材温度 (広域-低温側))	1次冷却材温度 (広域-低温側)	主要パラメータの他ループ 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
原子炉圧力 容器内の圧 力	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	主要パラメータの他ループ 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設
原子炉圧力 容器内の水 位	加圧器水位*3	加圧器水位	主要パラメータの他チャンネル 原子炉容器水位 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
	(原子炉容器水位)	原子炉容器水位	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設

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

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

* 3 : 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料 1 に示す。

(第 58 条) 計装設備 (2/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉圧力容器への注水量	(高压注入流量)	高压注入流量	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	(低压注入流量)	低压注入流量	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	B-格納容器スプレイ 冷却器出口 積算流量 (AM 用)	燃料取替用水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	代替格納容器スプレイ ポンプ出口 積算流量	燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設

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

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

(第 58 条) 計装設備 (3/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器への注水量	—	B-格納容器スプレイ 冷却器出口 積算流量 (AM 用)	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	代替格納容器スプレイ ポンプ出口 積算流量	燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	(高圧注入流量)	高圧注入流量	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	(低圧注入流量)	低圧注入流量	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
原子炉格納容器内の温度	(格納容器内温度)	格納容器内温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM 用)	常設
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力*3	原子炉格納容器圧力	主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM 用) 格納容器内温度	常設
	—	格納容器圧力 (AM 用)	原子炉格納容器圧力 格納容器内温度	常設

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

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

* 3 : 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料 1 に示す。

(第 58 条) 計装設備 (4/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉格納容器内の水位	(格納容器再循環サンプ水位 (広域))	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量(AM用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設
	(格納容器再循環サンプ水位 (狭域))	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設
	—	原子炉下部キャビティ水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量(AM用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設
	—	格納容器水位	燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量(AM用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設
原子炉格納容器内の水素濃度	—	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	主要パラメータの予備 原子炉格納容器内水素処理装置温度 格納容器水素イグナイト温度	可搬型
アニュラス部の水素濃度	—	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	主要パラメータの予備	可搬型

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

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

(第 58 条) 計装設備 (5/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ))	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	常設
	(格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ))	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	常設
未臨界の維持 又は監視	(出力領域中性子束)	出力領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) ほう酸タンク水位	常設
	(中間領域中性子束)	中間領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位	常設
	(中性子源領域中性子束)	中性子源領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほう酸タンク水位	常設

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

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

(第 58 条) 計装設備 (6/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
最終ヒートシンクの確保	(原子炉格納容器圧力)	原子炉格納容器圧力	主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	常設
	(原子炉補機冷却水サージタンク水位)	原子炉補機冷却水サージタンク水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度	常設
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	—	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	可搬型
	—	可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	主要パラメータの予備 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力	可搬型
	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	主要パラメータの他チャンネル 又は他ループ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
	蒸気発生器水位 (狭域)*3	蒸気発生器水位 (狭域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
	(蒸気発生器水位 (広域))	蒸気発生器水位 (広域)	蒸気発生器水位 (狭域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設
	(補助給水流量)	補助給水流量	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	常設

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

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

*3 : 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料 1 に示す。

(第 58 条) 計装設備 (7/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備(既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
格納容器バイパスの監視	(蒸気発生器水位(狭域))	蒸気発生器水位(狭域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位(広域) 主蒸気ライン圧力 補助給水流量	常設
	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位(広域) 補助給水流量	常設
	(1次冷却材圧力(広域))	1次冷却材圧力(広域)	主要パラメータの他ループ 蒸気発生器水位(狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環サンプル水位(広域) 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側)	常設

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

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

*3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。

(第 58 条) 計装設備 (8/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
水源の確保	(燃料取替用水ピット水位)	燃料取替用水ピット水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (広域) B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量(AM用) 高压注入流量 低压注入流量 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設
	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	主要パラメータの他チャンネル 補助給水流量 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設
	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束	常設

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

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

(第 58 条) 計装設備 (9/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (AM用)	使用済燃料ピット水位 (可搬型) 使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	常設
	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	可搬型
	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度 (AM用)	使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	常設
	使用済燃料ピット エリアモニタ	使用済燃料ピット 可搬型エリアモニタ	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	可搬型
	—	使用済燃料ピット監視 カメラ (使用済燃料ピット 監視カメラ空冷 装置*3を含む。)	使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ	常設 (可搬型)

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

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

*3 : 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は可搬型重大事故等対処設備。

(第 58 条) 計装設備 (10/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
発電所の通信連絡	—	データ伝送設備 (発電所内)	常設
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	可搬型
その他*3	(6-A, B 母線電圧)	6-A, B 母線電圧	常設
	(A, B-直流コントロール センタ母線電圧)	A, B-直流コントロールセンタ 母線電圧	常設
	A-高圧注入ポンプ及び 油冷却器補機冷却水流量	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器 補機冷却水流量 (AM用)	常設
	A-高圧注入ポンプ電動機 補機冷却水流量	A-高圧注入ポンプ電動機補機 冷却水流量 (AM用)	常設
	原子炉補機冷却水冷却器 補機冷却海水流量	原子炉補機冷却水冷却器補機 冷却海水流量 (AM用)	常設
	原子炉補機冷却水供給母管流量	原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)	常設

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

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

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

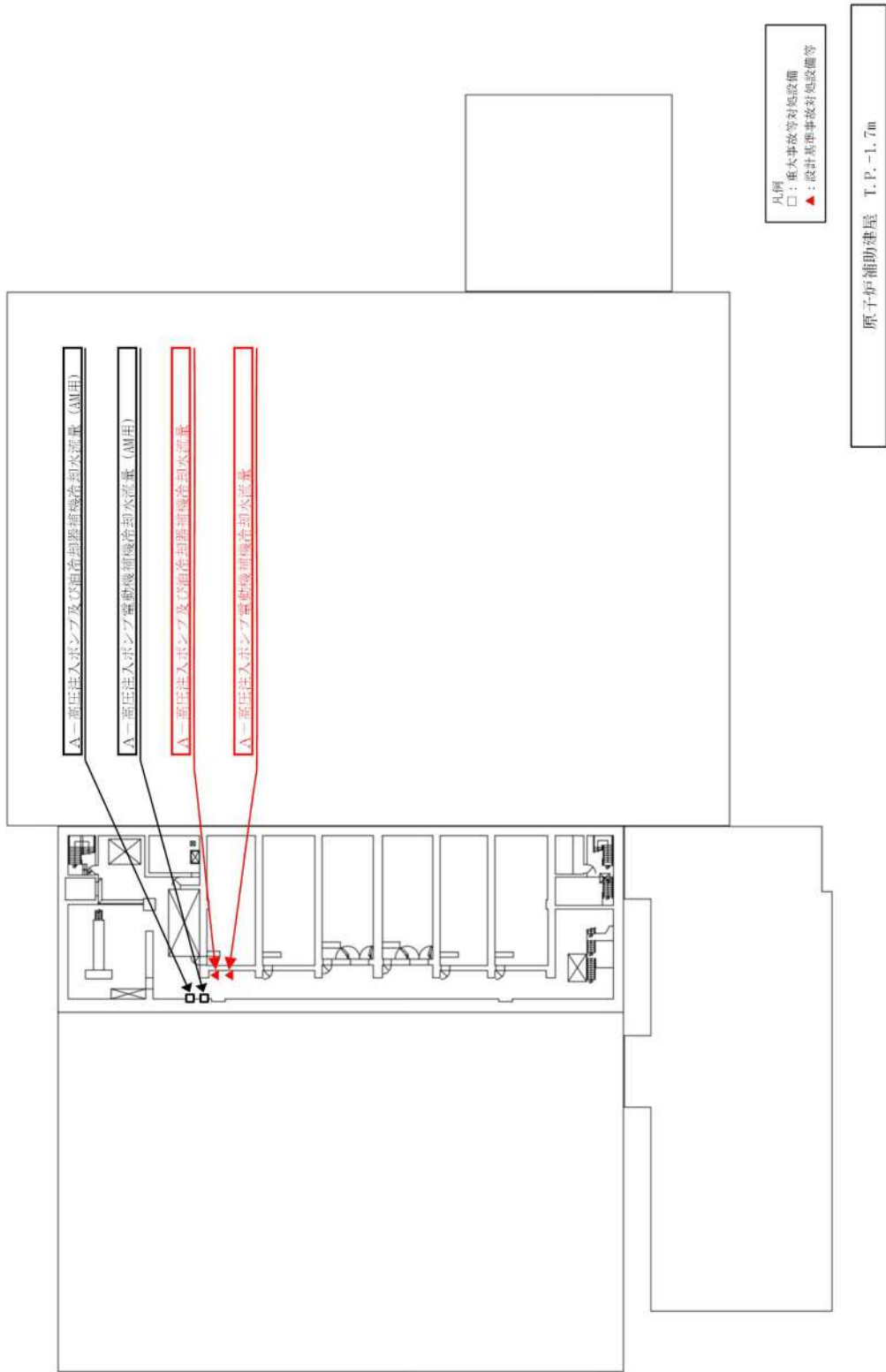
設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について

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

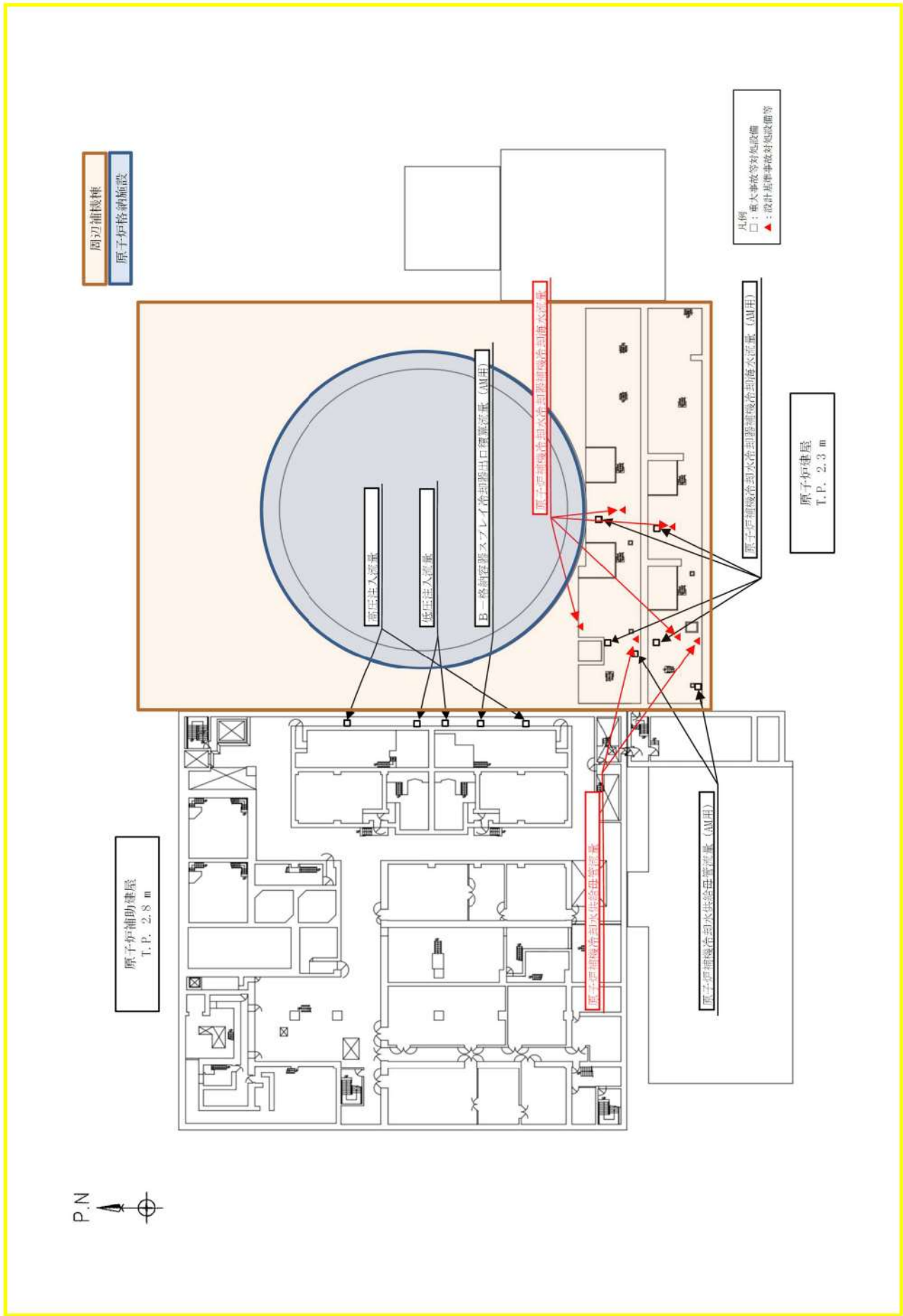
第 1 表 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所

計装設備	個数	設置場所
A－高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋 T. P. -1. 7m 【第 1 図 (1/9)】
A－高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋 T. P. -1. 7m 【第 1 図 (1/9)】
原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量	4	周辺補機棟 T. P. 2. 3m 【第 1 図 (2/9)】
原子炉補機冷却水供給母管流量	2	周辺補機棟 T. P. 2. 3m 【第 1 図 (2/9)】
加圧器水位	2	原子炉格納容器内 【第 1 図 (5/9)】
主蒸気ライン圧力	6	周辺補機棟 T. P. 33. 1m 【第 1 図 (7/9)】
原子炉格納容器圧力	2	周辺補機棟 T. P. 17. 8m 【第 1 図 (5/9)】
蒸気発生器水位 (狭域)	6	原子炉格納容器内 【第 1 図 (6/9)】
原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用)	1	周辺補機棟 T. P. 43. 6m 【第 1 図 (9/9)】
使用済燃料ピット水位	2	燃料取扱棟 【第 1 図 (7/9)】
使用済燃料ピット温度	2	燃料取扱棟 【第 1 図 (7/9)】
使用済燃料ピットエリアモニタ	1	燃料取扱棟 【第 1 図 (7/9)】

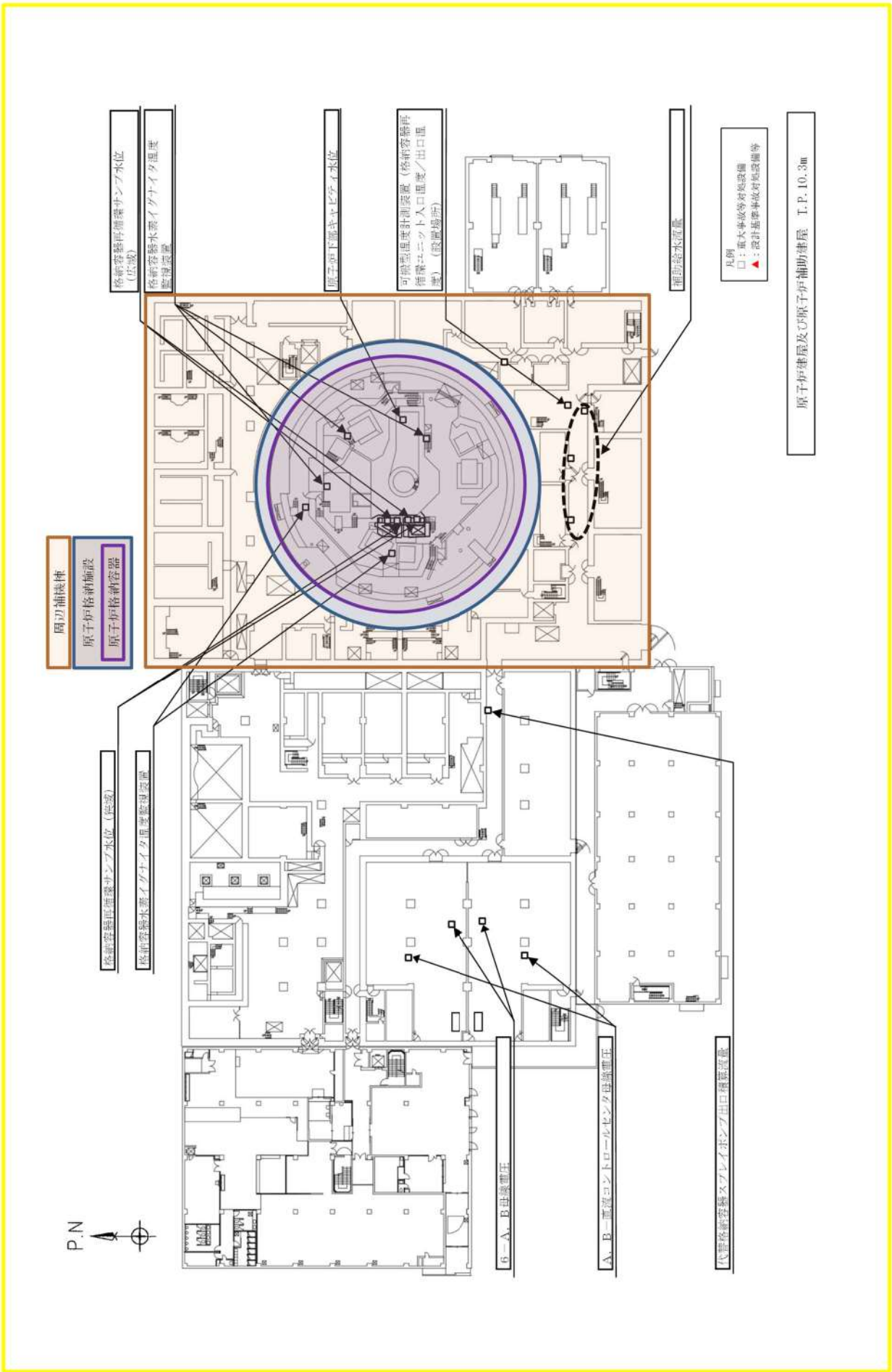
P.N



第1図 配置図 (1/9)



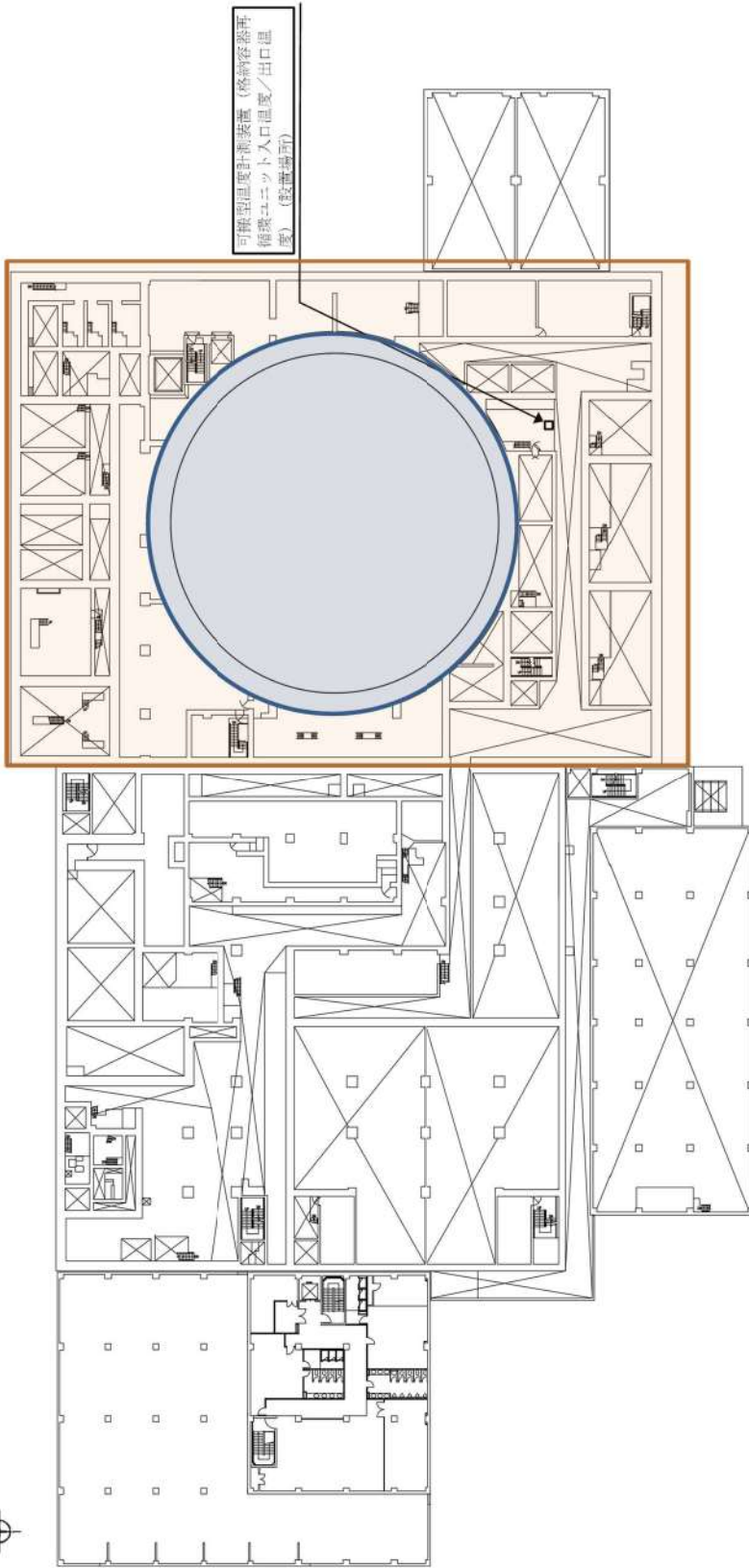
第1図 配置図 (2/9)



第1図 配置図 (3/9)

P.N

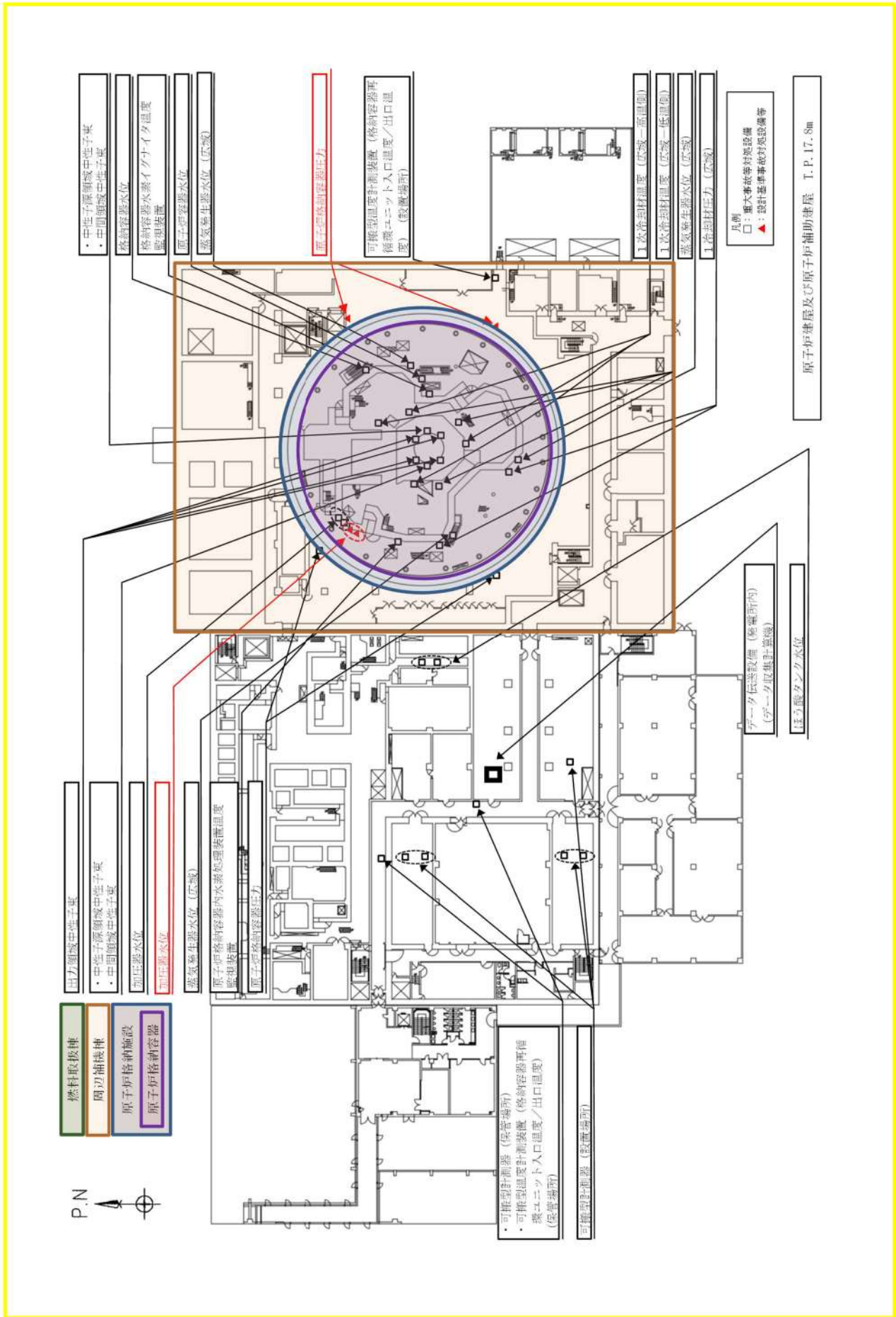
周辺補機棟
原子炉格納施設



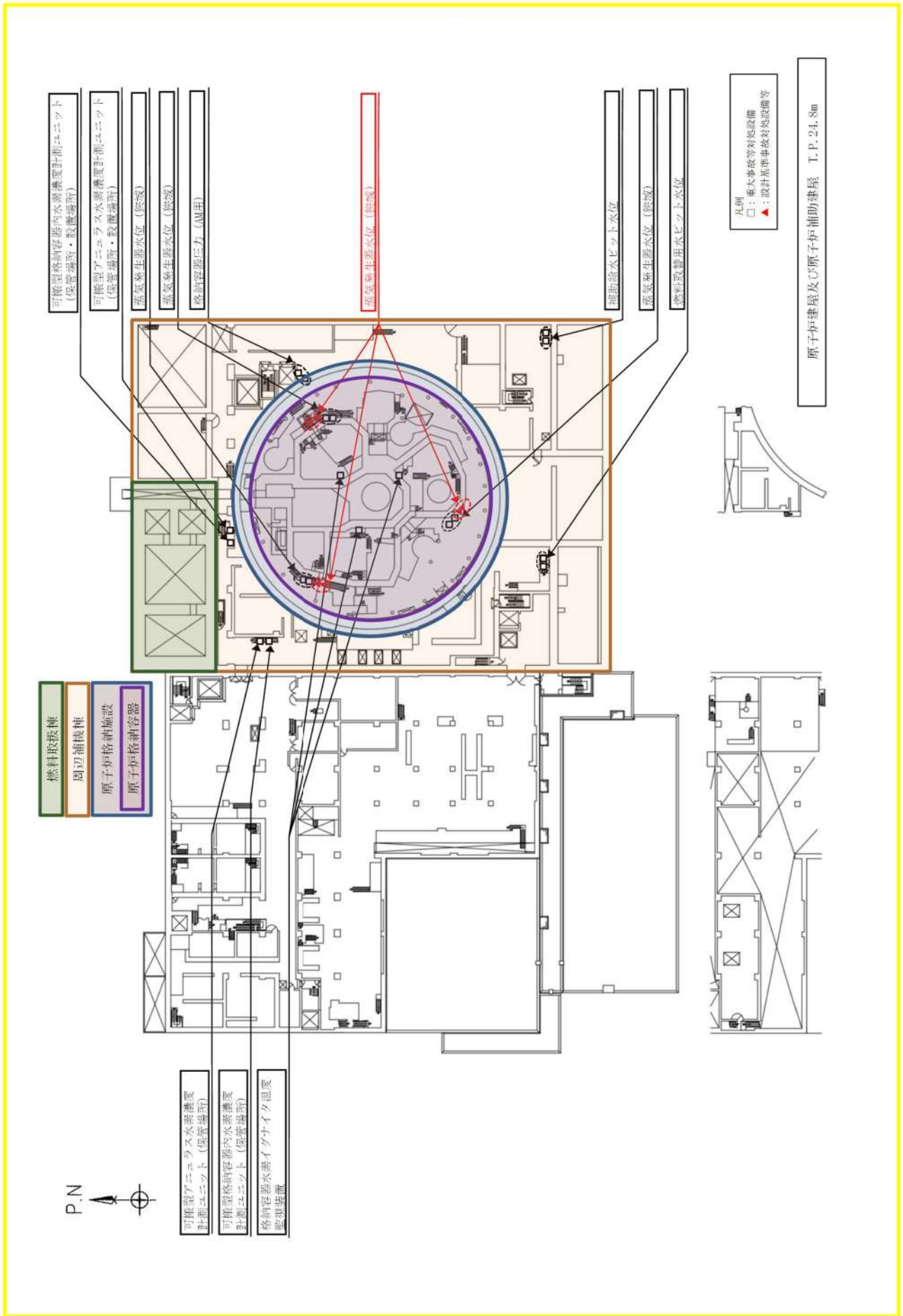
凡例
□：重大事故等対応設備
▲：設計基準非事故対応設備等

原子炉建屋及び原子炉補助建屋 T.P.10.3m（中間床）

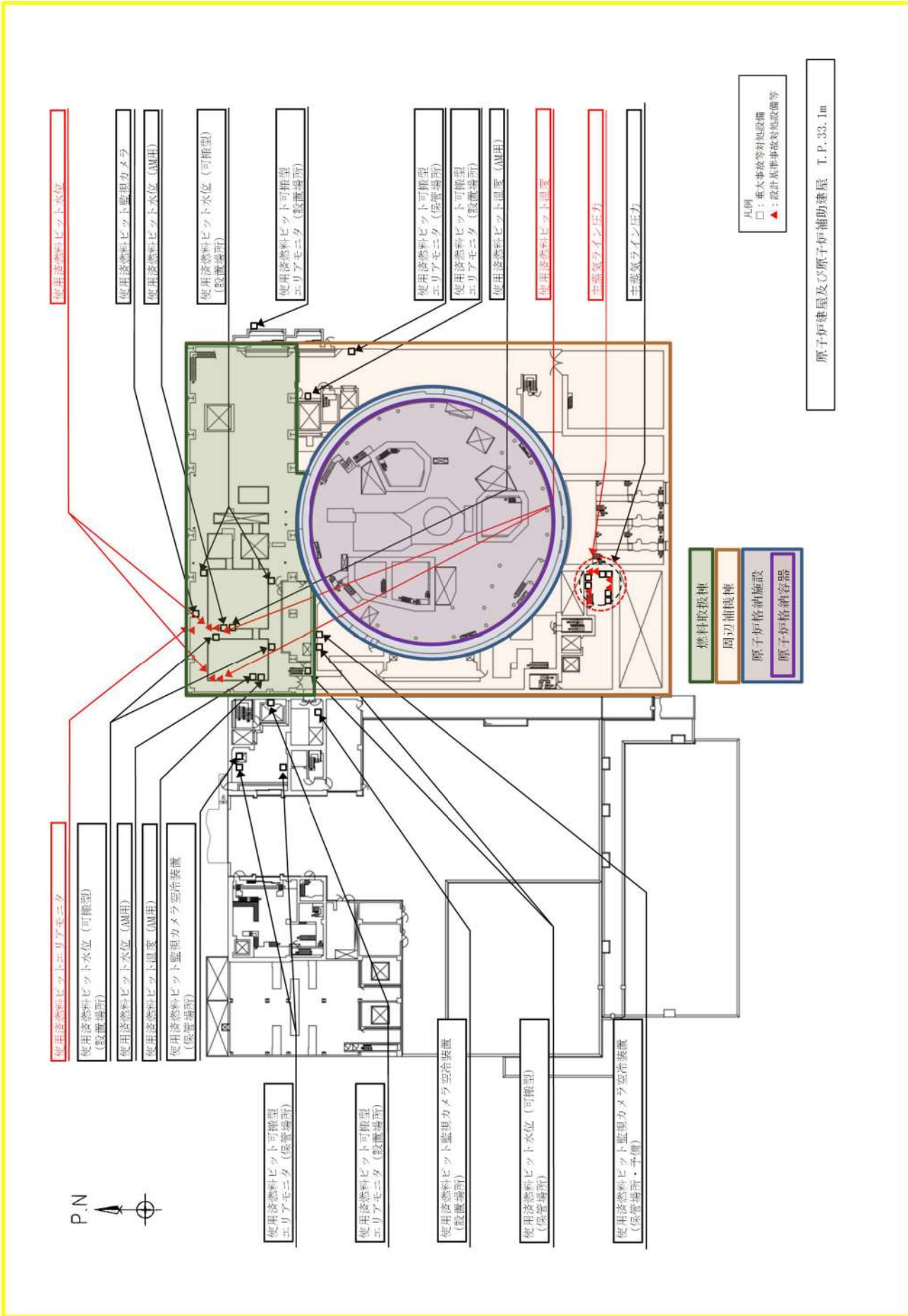
第1図 配置図（4/9）



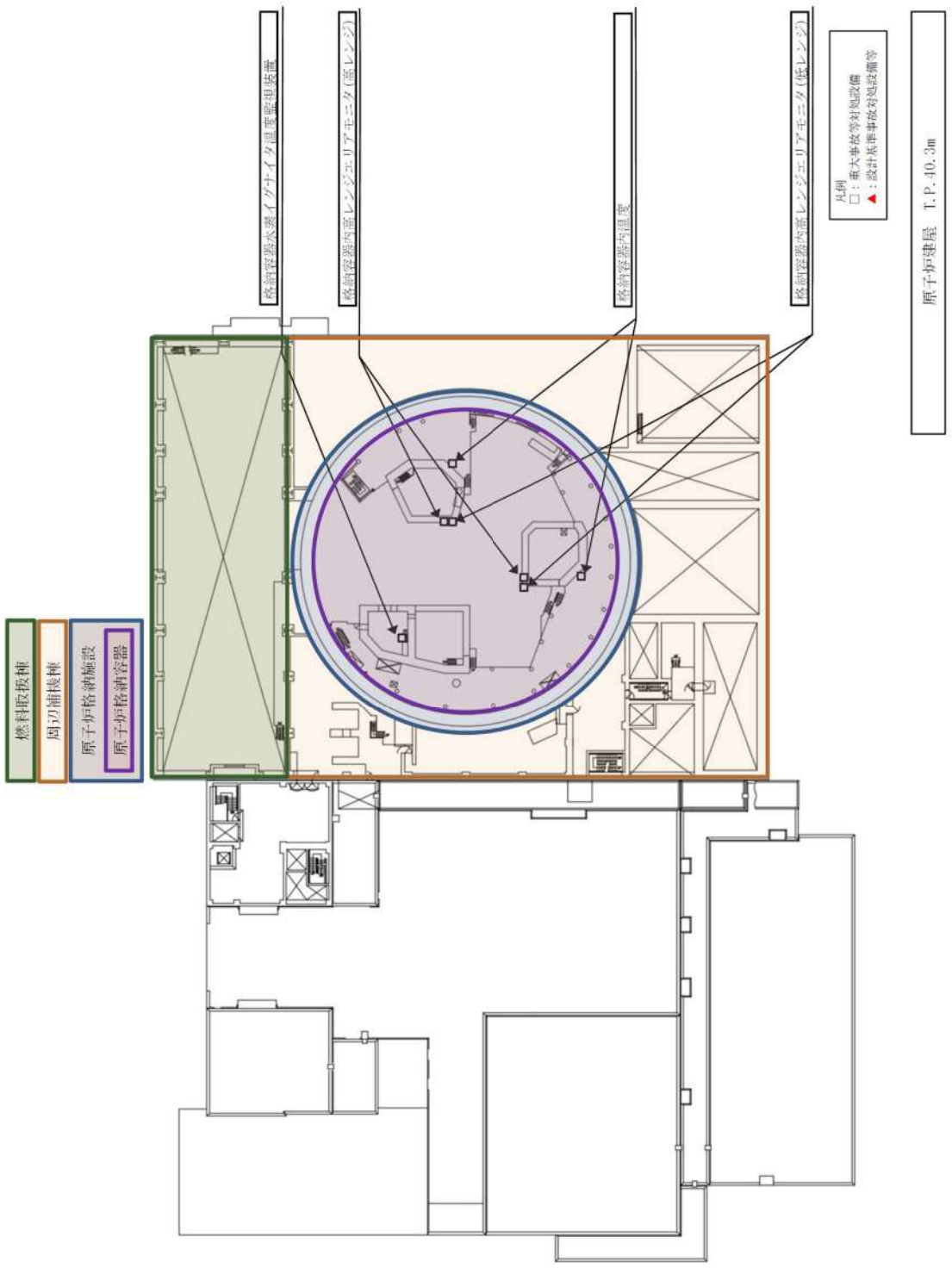
第1図 配置図 (5/9)



第1図 配置図 (6/9)

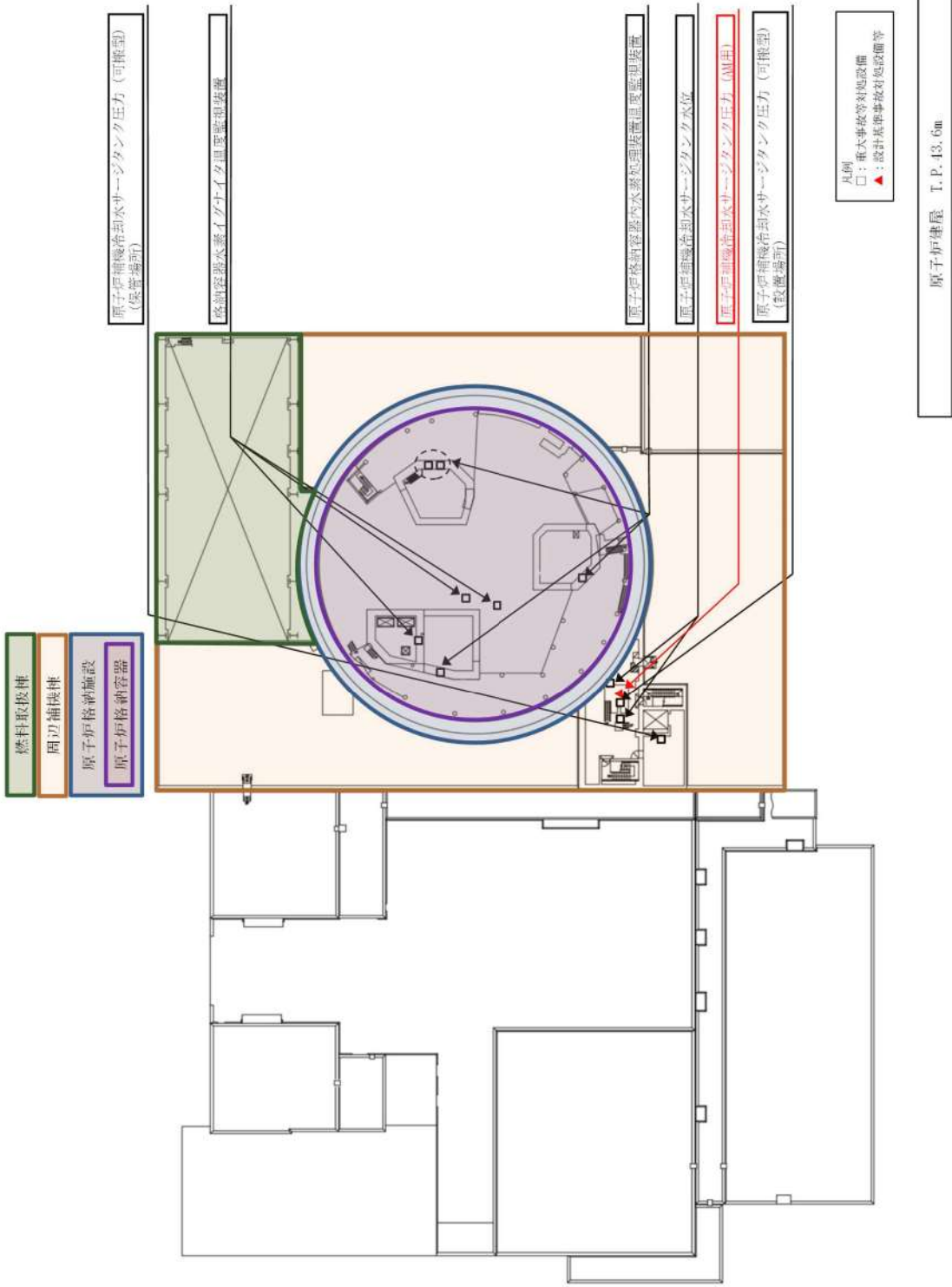


第1図 配置図 (7/9)



P.N
↑

第1図 配置図 (8/9)



- 燃料取扱棟
- 西口補機棟
- 原子炉格納施設
- 原子炉格納容器

原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)
(保管場所)

格納容器水蒸イグナイター温度監視装置

原子炉格納容器水蒸処理装置温度監視装置

原子炉補機冷却水サージタンク水位

原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)

原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)
(設置場所)

凡例
□：重大事故等対応設備
▲：設計基準事故対応設備等

原子炉建屋 I.P. 43.6m

第1図 配置図 (9/9)