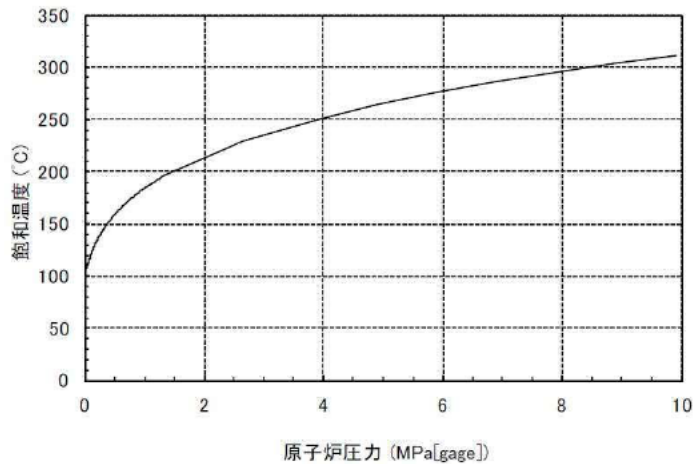


58-7

主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

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

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃以下
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800～1,500mm*1 －3,800～1,300mm*2	－3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	①原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	－3,800～1,500mm*1 －3,800～1,300mm*2	－3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	249℃以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料有効長頂部（T A F）以上の場合には、原子炉压力容器内の水蒸気が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位がT A Fに到達してからの経過時間より原子炉压力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 原子炉水位がT A F以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-1図を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		



第 58-7-1 図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

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

測定可能範囲：全範囲

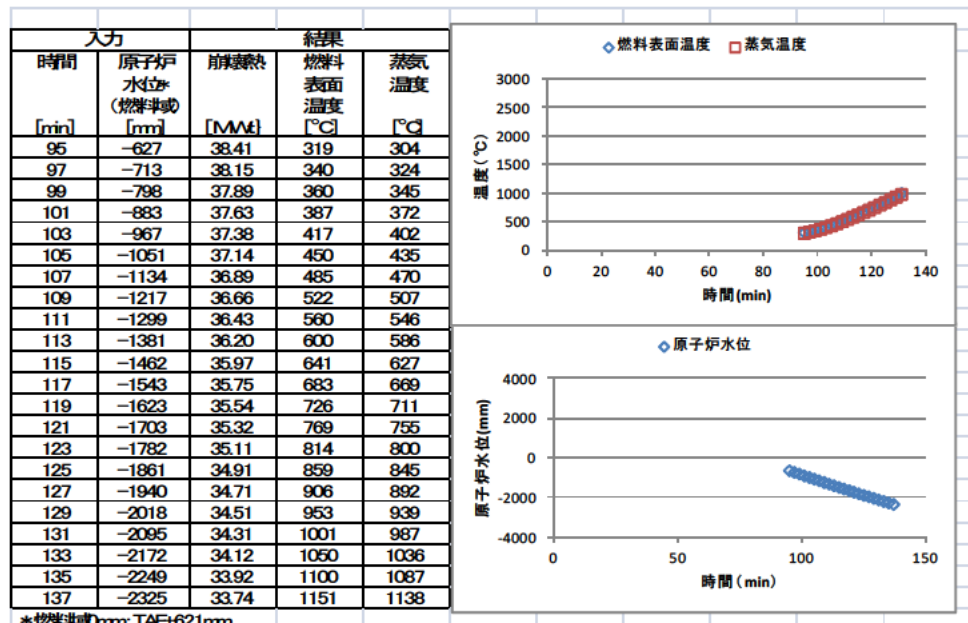
※推定概要

<推定方法>

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

<注意事項>

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



第 58-7-2 図 原子炉内燃料温度推定計算シート

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

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

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
代替パラメータ	①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（SA）の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	②原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃ 以下
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を行うことである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（SA）（原子炉圧力（SA））を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-3図を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。</p>		
	<p style="text-align: center;">原子炉圧力 (MPa[gage])</p>		
	図 58-7-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定		

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

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

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*2
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*1
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	②高圧代替注水系系統流量	0~50L/s	—
	②低圧代替注水系原子炉注水流量	0~500m <sup>3</sup> /h*3	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*3,*5	—
		0~300m <sup>3</sup> /h*4	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*4,*5	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s
	②高圧炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	438L/s
	②残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s
	②低圧炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	456L/s
	③原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③原子炉圧力（SA）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③サプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm） *3：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *4：可搬型設備による対応時に使用，*5：狭帯域流量			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）（原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定）、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p>		

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

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

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

- ② 原子炉圧力容器への注水流量

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

原子炉水位変化率 [mm/min]

= 原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m<sup>3</sup>/h]

/60 [min] /

原子炉圧力容器レベル換算：

推定可能範囲：全範囲



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

- ③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力

原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

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



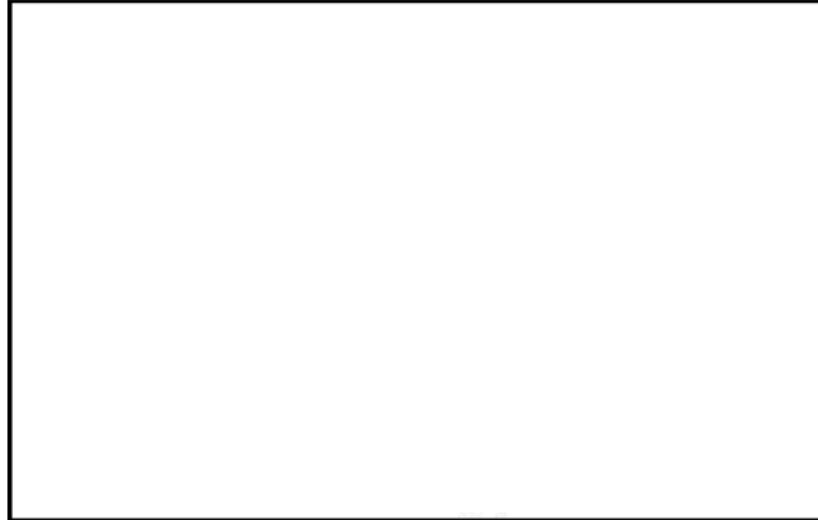
推定の評価	<p>① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水流量  原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力  原子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

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

項目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0~50L/s	—
	低压代替注水系原子炉注水流量	0~500m <sup>3</sup> /h*1	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*1,*3	—
		0~300m <sup>3</sup> /h*2	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*2,*3	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s
	高压炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	438L/s
	残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s
低压炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	456L/s	
代替 パラメータ	①サブプレッション・プール水位 （高压代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレイ系系統流量の代替）	-1~9m*4 (EL. 2,030~12,030mm)	-0.5~0m (EL. 2,530~3,030mm)
	①代替淡水貯槽水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0~20m	—
	①西側淡水貯水設備水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0~4.5m	—
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,500mm*5 -3,800~1,300mm*6	-3,800~1,400mm*5 448~1,300mm*6
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,500mm*5 -3,800~1,300mm*6	-3,800~1,400mm*5 448~1,300mm*6
	*1：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *2：可搬型設備による対応時に使用， *3：狭帯域流量 *4：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm） *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm） *6：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源であるサブプレッション・プール，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備並びに注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① サブプレッション・プール水位 サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。</p>		

原子炉圧力容器注水量 [m<sup>3</sup>/h]  
=  × 1 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量  
[cm/h]

サプレッション・プール水量レベル換算：



第 58-7-5 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

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



第 58-7-6 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

- ① 西側淡水貯水設備水位  
西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。
- ② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）
- (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。
  - (2) 第 58-7-7 図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

	<p>原子炉注水量 [m<sup>3</sup>/h]  = <input type="text"/> × 原子炉水位変化率 [mm/min] × 60 [min]  + 崩壊熱除去に必要な注水量 [m<sup>3</sup>/h]</p> <p>原子炉压力容器水量レベル換算： <input type="text"/></p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第 58-7-7 図 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する  水量の和を利用した注水量の推定</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① サプレッション・プール水位  サプレッション・プール水位による推定方法は、サプレッション・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位  代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位  西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）  原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p>

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（サプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差<sup>※1</sup>を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1：サプレッション・プール水位の誤差：±8cm，代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm，  
西側淡水貯水設備水位の誤差：±3cm

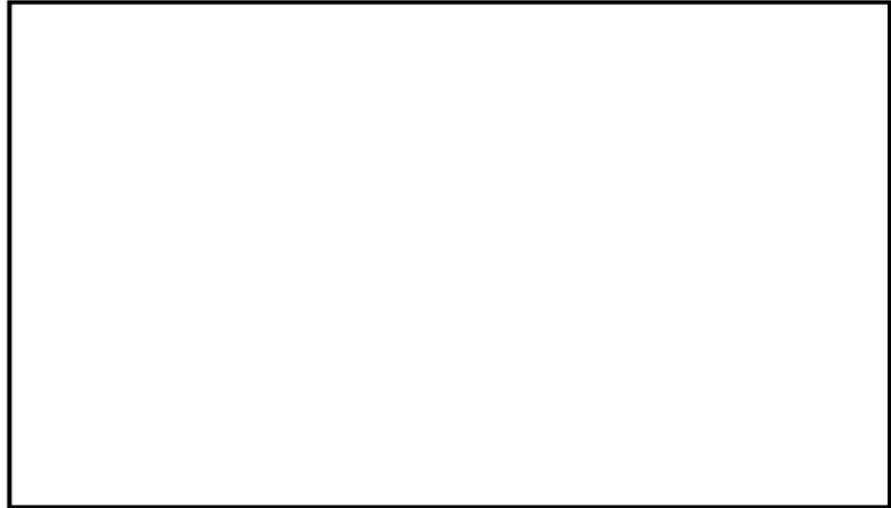
代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備によって原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差<sup>※2</sup>を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※2：原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm，  
原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（SA燃料域）の誤差：  
±41mm

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

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

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量	0～500m <sup>3</sup> /h*1	—
		0～500m <sup>3</sup> /h*2	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	0～200m <sup>3</sup> /h	—
代替 パラメータ	①代替淡水貯槽水位	0～20m	—
	①西側淡水貯水設備水位	0～4.5m	—
	②サプレッション・プール水位 （低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量の代替）	-1～9m*3 (EL. 2, 030～12, 030mm)	-0.5～0m (EL. 2, 530～3, 030mm)
	②格納容器下部水位 （低圧代替注水系格納容器下部注 水流量の代替）	+1.05m*4, *5 (EL. 12, 856mm)	—
		+0.50m, +0.95m*4, *6 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—
		+2.25m, +2.75m*4, *7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—
*1：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *2：可搬型設備による対応時に使用 *3：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm） *4：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ *5：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） *6：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満 水位計） *7：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計）			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位より注水量を推定する。また、注水先のサプレッション・プール水位又は格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて合わせて確認する。</p>		



第 58-7-8 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

- ① 西側淡水貯水設備水位  
西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて合わせて確認する。
- ② サプレッション・プール水位（低圧代替注水系格納容器スプレィ流量の代替）  
サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。

原子炉格納容器注水量 [m<sup>3</sup>/h]  
=  × 1 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・プール水量レベル換算：



第 58-7-9 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

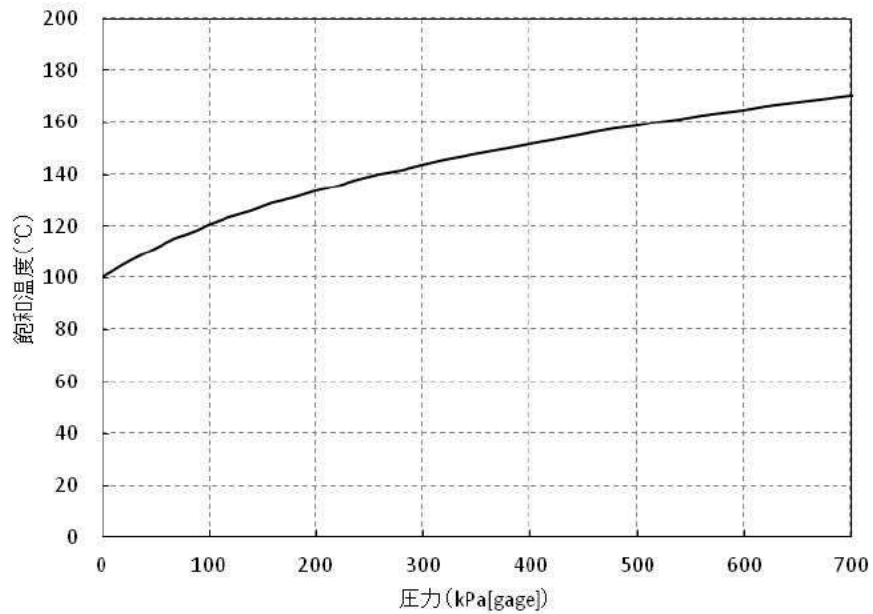
- ② 格納容器下部水位（低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替）  
ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、ペDESTAL（ドライウエル部）の平面積（約 30m<sup>2</sup>）

	と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。
推定の評価	<p>① 代替淡水貯槽水位  代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態による影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位  西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。  本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態による影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② サプレッション・プール水位  サプレッション・プール水位による推定方法は、他の系統からのサプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>② 格納容器下部水位  ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水目的は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り高さ（+1.05m）、RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ&lt;0.2mの場合）高さ（+0.5m、+0.95m）及びRPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）高さ（+2.25m、+2.75m）が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;  <b>原子炉</b>格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを把握することであり、代替パラメータ（代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差<sup>※1</sup>を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。  <b>※1</b>：代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm  西側淡水貯水設備水位の誤差：±3cm</p> <p>代替パラメータ（サプレッション・プール水位、格納容器下部水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差<sup>※2</sup>を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。  <b>※2</b>：サプレッション・プール水位の誤差：±8cm  格納容器下部水位の誤差：±10mm</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>



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

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	171℃以下
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	格納容器下部水温	0～500℃*1 (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) *2	—
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・プール水温度(サブプレ ッション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～200℃	104℃以下
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (サブプレッション・プール水温度の代替)	0～200℃	171℃以下
	②サブプレッション・チェンバ圧力(ドライ ウエル雰囲気温度, サブプレッション・チェ ンバ雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	*1: R P V破損及びデブリ落下・堆積検知(高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器) *2: ペDESTAL底面(コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm)からの高さ		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力、原子炉格納容器内温度(原子炉格納容器内の他の計測箇所)により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して第 58-7-10 図よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100～180℃</p>		



第 58-7-10 図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

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

推定の評価

- ① ドライウエル圧力  
 ドライウエル圧力による推定手順は, 原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし, 重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において, 事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの, その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから, 原子炉格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができる。
  - ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度, サプレッション・プール水温度  
 原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより, 原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。
  - ② サプレッション・チェンバ圧力  
 ドライウエル圧力と同様。
- <誤差による影響について>  
 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は, 原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することであり, 代替パラメータ (ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力) による推定は, 温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。(例えば, 原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa [gage] (飽和温度: 約

145℃) に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差±8.0kPa [gage] から温度に換算した場合は 145±2℃程度)

代替パラメータ (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度, サプレッション・プール水温度) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差<sup>※1</sup>を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1: サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差: ±2.0℃

サブプレッション・プール水温度の誤差: ±1.8℃

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

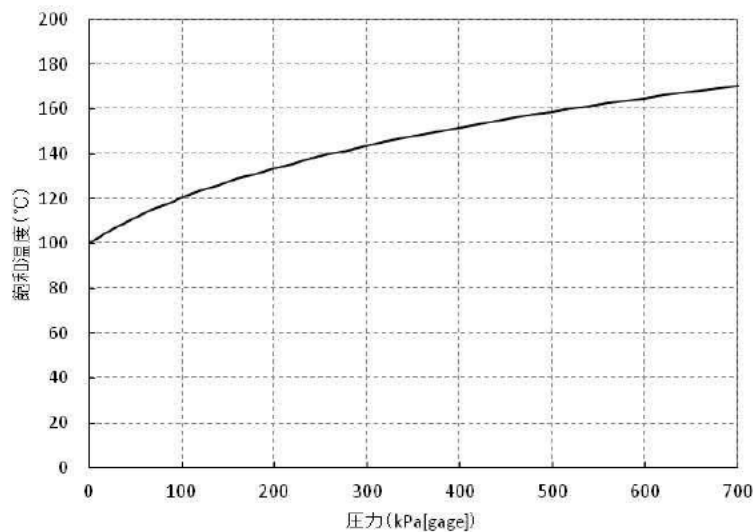
なお, 原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから, 原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず, 非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため, 本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器温度は低くなると推測される。

本推定方法は, このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり, 原子炉格納容器内の温度推移の把握, 除熱操作判断をする上で適用できる。

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

※：常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
代替パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①ドライウエル圧力 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	171℃以下
	②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	171℃以下
	③〔ドライウエル圧力〕※ （ドライウエル圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③〔サブプレッション・チェンバ圧力〕※ （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、原子炉格納容器内温度により原子炉格納容器内圧力を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する（サブプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウエル圧力にて推定）。</p> <p>② ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58-7-11 図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0～0.71MPa [gage]</p> <p>③ 〔ドライウエル圧力〕及び〔サブプレッション・チェンバ圧力〕 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，推定する。</p>		



第 58-7-11 図 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

- ① ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力  
**原子炉**格納容器内のドライウエル側又はサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより, **原子炉**格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。
- ② ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度  
 ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度による推定手順は, **原子炉**格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし, 重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において, 事象初期に一時的に**原子炉**格納容器内が過熱状態に至るものの, その後のほとんどの期間で**原子炉**格納容器内は飽和状態に維持されることから, **原子炉**格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。
- ③ [ドライウエル圧力] 及び [サプレッション・チェンバ圧力]  
 監視可能であれば常用計器で**原子炉**格納容器の圧力を計測することにより, **原子炉**格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

<誤差による影響について>

**原子炉**格納容器内の圧力を監視する目的は, **原子炉**格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することであり, 代替パラメータ (ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから, **原子炉**格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差<sup>\*1</sup>を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1: ドライウエル圧力の誤差:  $\pm 8\text{kPa}$ , サプレッション・チェンバ圧力の誤差:  $\pm 8\text{kPa}$

代替パラメータ (ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度) による推定は, 圧力に換算して**原子炉**格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。  
 (例えば, **原子炉**格納容器内圧力約  $0.31\text{MPa}$  [gage] (飽和温度: 約  $145^\circ\text{C}$ ) に対して, **原子炉**格納容器内の温度の誤差は, ドライウエル雰囲気温度で  $\pm 3.2^\circ\text{C}$ , サプレッション・チェンバ雰囲気温度で  $\pm 2.0^\circ\text{C}$ , それぞれの誤差から圧力に換算した場合は, ドライウエル圧力で  $0.31 \pm 0.03\text{MPa}$  [gage] 程度, サプレッション・チェンバ圧力で  $0.31 \pm 0.02\text{MPa}$  [gage] 程度。)

	<p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず、非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく、原子炉格納容器内の温度が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
--	--

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

※：常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サブプレッション・プール水位	-1~9m*1 (EL. 2, 030~12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~3, 030mm)
	格納容器下部水位	+1.05m*2, *3 (EL. 12, 756mm)	—
		+0.50m, +0.95m*2, *4 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—
		+2.25m, +2.75m*2, *5 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—
代替 パラメータ		0~500m <sup>3</sup> /h*6	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~80m <sup>3</sup> /h*6, 8	—
		0~300m <sup>3</sup> /h*7	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*7, 8	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m <sup>3</sup> /h*6	—
		0~500m <sup>3</sup> /h*7	—
	① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—
	② 代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	② 西側淡水貯水設備水位	0~4.5m	—
	③ ドライウェル圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
③ サプレッション・チェンバ圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	
④ [格納容器下部雰囲気温度] ※ (格納容器下部水位の代替)	0~500℃	—	
	*1：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm） *2：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ *3：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） *4：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計） *5：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計） *6：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *7：可搬型設備による対応時に使用 *8：狭帯域流量		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のサブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウェル部）水位を確認することである。		

原子炉格納容器内の主要パラメータであるサブプレッション・プール水位、格納容器下部水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。

- ・サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、サブプレッション・プールの水位を推定する。また、サブプレッション・チェンバとドライウエルの差圧によりサブプレッション・プールの水位を推定できる。
- ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定できる。また、デブリの冠水状態を格納容器下部雰囲気温度により推定できる。

推定方法は、以下のとおりである。

- ① 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し、注水先であるサブプレッション・プール水位又はペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて合わせて確認する。

- ・サブプレッション・プール水位

$$1 \text{ 時間あたりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]} \\ = \text{格納容器スプレイ流量 [m}^3/\text{h]} / \text{ } \boxed{\phantom{000000}}$$

$$\text{サブプレッション・プール水量レベル換算: } \boxed{\phantom{000000}}$$

推定方法



第 58-7-12 図 サブプレッション・プールの水位容量曲線

- ・格納容器下部水位

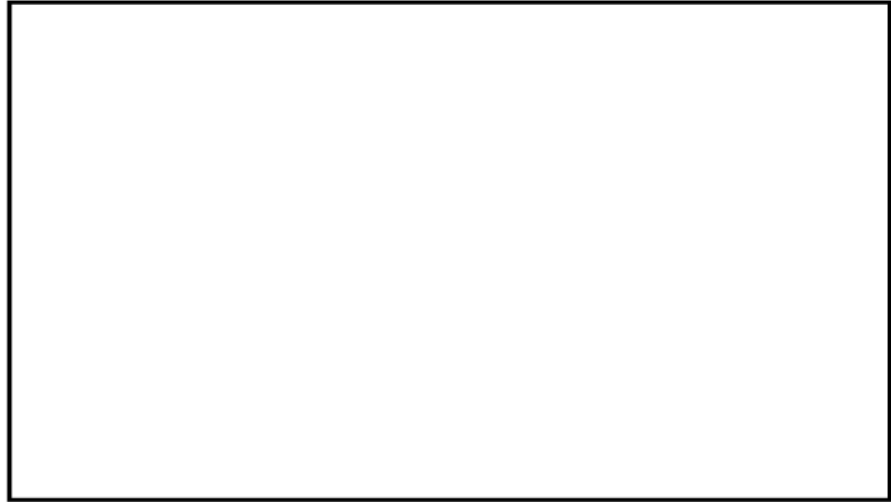
$$1 \text{ 時間あたりに換算したペDESTAL（ドライウエル部）水位の上昇量 [cm/h]} \\ = \text{格納容器下部注水量 [m}^3/\text{h]} / \text{ } \boxed{\phantom{000000}}$$

$$\text{ペDESTAL（ドライウエル部）水量レベル換算: } \boxed{\phantom{000000}}$$

- ② 代替淡水貯槽水位

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





第 58-7-13 図 代替淡水貯槽水位容量曲線

② 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて合わせて確認する。

<ベント判断基準>

サブプレッション・プール水位不明時は、代替パラメータ（低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定し、想定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m（ベントライン下端から-1.64m）の到達確認をもって、ベントを実施する。

③ ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力

ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から求める水頭圧力より原子炉格納容器内の水位を推定する。

$$h1 \approx P_s - P_d + 12.5m$$

h1：格納容器内水位、Ps：サブプレッション・チェンバ圧力、Pd：ドライウェル圧力

推定可能範囲：約 12.5～17.6m

④ 格納容器下部雰囲気温度

R P V破損後のデブリ少量落下時の注水の判断として、格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合、デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで、デブリの冠水状態を推定する。

推定の評価

① 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量による推定方法は、直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており、水位確認に適用できる。

② 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

② 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

<ベント判断基準>

ベント判断基準を目的とする場合は、代替パラメータ（低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する状況を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ない。

③ ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力

計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①、②（低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）で推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

④ 格納容器下部雰囲気温度

格納容器下部雰囲気温度は自主対策設備であるが、重大事故等時に計測が可能な場合は、格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合、デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで、デブリの冠水状態を推定可能である。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のサブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウェル部）水位を確認することである。

代替パラメータ（低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量）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、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量については、誤差 $\pm 4.0\text{m}^3/\text{h}$ から、サブプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約 $\pm 0.8\text{cm}/\text{h}$ であり、有効性評価における約28時間ベントを想定すると誤差は約 $\pm 0.09\text{m}$ 。低圧代替注水系格納容器下部注水流量については、誤差 $\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}$ から、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位に換算した場合の誤差は約 $\pm 0.05\text{m}/\text{h}$ であり、有効性評価における $100\text{m}^3/\text{h}$ 、約40分での水張りを想定すると誤差は約 $\pm 0.03\text{m}_0$ 。）

代替パラメータ（代替淡水貯槽水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替淡水貯槽水位の誤差 $\pm 16\text{cm}$ から注水量に換算した場合の誤差は約 $\pm 50.3\text{m}^3$ であり、サブプレッション・プール水位に換算すると約 $\pm 0.11\text{m}$ 、格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約 $\pm 1.68\text{m}_0$ 。）

代替パラメータ（西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力）による推定では、ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧の関係から推定するため、誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが、他の推定手段と合わせて原子炉格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の誤差 $\pm 8.0\text{kPa}[\text{gage}]$ から、原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差

	<p>は約±1.63m。) </p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--	--

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

※：常用代替監視パラメータ

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（S/A）	0～100vol%	4.0vol%以下
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②〔格納容器内水素濃度〕※	0～20vol% / 0～100vol%	4.0vol%以下
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燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することである。</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（S/A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の原子炉格納容器内圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</p> <p>原子炉格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG値（沸騰状態の場合G(H2)=0.4, G(O2)=0.2, 非沸騰状態の場合G(H2)=0.25, G(O2)=0.125）を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。</p> <p>① ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。</p> <p>ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、原子炉格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。</p> <p>なお、非常時運転手順書類において、原子炉格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力が [ ] 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。</p> <p>格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて代替循環冷却を使用する場合の原子炉格納容器内圧力の変化を第 58-7-14 図に示す。有効性評価の結果では、原子炉格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p>		

	<p>第 58-7-14 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)において代替循環冷却を使用する場合の原子炉格納容器内圧力変化</p> <p>② [格納容器内水素濃度] 常用計器で格納容器内水素濃度を計測することにより、推定する。</p>
推定の評価	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 保守的な G 値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の水素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素濃度把握の目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p>① ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の保守的な G 値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p>② [格納容器内水素濃度] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 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燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することであり、代替パラメータ(格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力)により原子炉格納容器内水素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合は格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。</p>		
推定の評価	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 同じ仕様の検出器で放射線量率を計測することにより、炉心損傷の推定に必要な情報を得ることができる。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt; 原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することであり、代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（未臨界の維持又は確認）

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	平均出力領域計装	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	[制御棒操作監視系] ※	全挿入～全引抜	—
代替 パラメータ	①平均出力領域計装 (起動領域計装, [制御棒操作監視系] ※の代替)	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	①起動領域計装 (平均出力領域計装, [制御棒操作監視系] ※の代替)	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	② [制御棒操作監視系] ※ (起動領域計装, 平均出力領域計装の代替)	全挿入～全引抜	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認することである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装（平均出力領域計装を推定する場合は起動領域計装にて推定）により推定する。</p> <p>制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 起動領域計装, 平均出力領域計装                      起動領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。                      平均出力領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域計装により推定する。</p> <p>② [制御棒操作監視系]                      全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>		
推定の評価	① 起動領域計装, 平均出力領域計装 起動領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。		

	<p>② [制御棒操作監視系]</p> <p>制御棒は、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ（起動領域計装、平均出力領域計装）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は、制御棒の位置からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--	---



(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（最終ヒートシンクの確保）

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	180～5,500mm	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	—
		10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	—
	代替循環冷却系		
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m <sup>3</sup> /h	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m <sup>3</sup> /h	—
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	249℃以下
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	249℃以下
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L/s	493L/s
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m <sup>3</sup> /h	—
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50m <sup>3</sup> /h	—	
代替 パラメータ	①ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	171℃以下
	①ドライウエル圧力 (格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系における主要パラメータの代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・チェンバ圧力 (格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系における主要パラメータの代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系における主要パラメータの代替)	0～500℃	302℃以下
	①サブプレッション・プール水温度 (残留熱除去系における主要パラメータの代替)	0～200℃	104℃以下

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクによる冷却状態を確認する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することである。</p> <p>なお、最終ヒートシンクによる冷却状態の確認は、プラントの状態を監視することで確認でき、単一パラメータで確認することは困難であるため、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの計測が困難となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータの計測が困難となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの計測が困難となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>&lt;格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>&lt;耐圧強化ベント系による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>耐圧強化ベント系による冷却において、主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>代替循環冷却系による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>&lt;残留熱除去系による冷却の場合&gt;</p> <p>① 原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度</p> <p>残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>

推定の評価	<p>&lt;格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力  ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができことから，最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを把握できる。また，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器内雰囲気温度の除熱が適切に行われていることを確認することができる。したがって，この推定の方法は，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;耐圧強化ベント系による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力  ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを把握できる。また，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器雰囲気温度の除熱が適切に行われていることを確認することができる。したがって，この推定の方法は，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;代替循環冷却系による冷却の場合&gt;</p> <p>① ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度  ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，格納容器雰囲気温度の除熱が適切に行われていることを確認することができることから，この推定方法は，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;残留熱除去系による冷却の場合&gt;</p> <p>① 原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度  原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，<b>原子炉</b>格納容器内の除熱が適切に行われていることを確認することができることから，この推定方法は，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>&lt;誤差による影響について&gt;</p> <p>最終ヒートシンクによる冷却状態の確認の目的は，原子炉圧力容器及び<b>原子炉</b>格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することであり，代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，原子炉圧力容器温度，サブプレッション・プール水温度）の低下傾向からの推定によって，除熱が適切に行われていることを把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上により，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

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

※：有効監視パラメータ

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

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

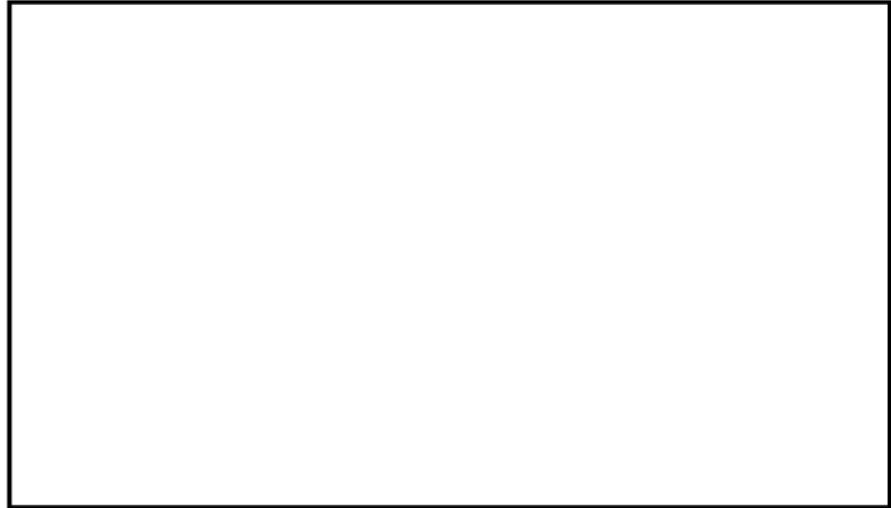
	<p>が発生したことを把握することであり、代替パラメータ（＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞による推定によって、<b>原子炉</b>格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--	--

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（水源の確保）

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サブプレッション・プール水位	-1~9m*1 (EL. 2, 030~12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~3, 030mm)
	代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	西側淡水貯蔵設備水位	0~4.5m	—
代替 パラメータ	①高圧代替注水系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	—
	①代替循環冷却系原子炉注水流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	—
	①原子炉隔離時冷却系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	40L/s
	①高圧炉心スプレイ系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500L/s	438L/s
	①残留熱除去系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	470L/s
	①低圧炉心スプレイ系系統流量 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	456L/s
	②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~10MPa [gage]	—
	②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~5MPa [gage]	—
	②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m <sup>3</sup> /h*2	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*2,4	—
		0~300m <sup>3</sup> /h*3	—
		0~80m <sup>3</sup> /h*3,4	—
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m <sup>3</sup> /h*2	—
		0~500m <sup>3</sup> /h*3	—
	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~200m <sup>3</sup> /h	—

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





第 58-7-15 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位  
注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。

③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力  
常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から，ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。

<西側淡水貯水設備水位>

① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量  
西側淡水貯水設備の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量から推定する。

② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位  
注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。

推定の評価	<p>&lt;サプレッション・プール水位&gt;</p> <p>① サプレッション・プールを水源とする注水系の流量 本推定方法の目的は，サプレッション・プールを水源とした注水系の運転時において，注水継続が可能であることを確認することであり，系統流量を確認し注水系が正常に動作していることを確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定できることから，適用可能である。</p> <p>② サプレッション・プールを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は，サプレッション・プールを水源とした注水系の運転時において，注水継続が可能であることを確認することであり，注水系ポンプの吐出圧力を確認し注水系ポンプが正常に動作していることを確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。</p> <p>&lt;代替淡水貯槽水位&gt;</p> <p>① 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量，格納容器スプレイ流量，格納容器下部流量） 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量，格納容器スプレイ流量，格納容器下部流量）</p>
-------	--

による推定方法は、直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラント状態に依存することなく適用可能である。

② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位

本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である代替淡水貯槽水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。

③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

本推定方法の目的は、常設低圧代替注水系ポンプの運転時において、注水継続が可能であることを確認することであり、ポンプの吐出圧力を確認しポンプが正常に動作していることを確認することで、必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。

<西側淡水貯水設備水位>

① 低圧代替注水系流量（原子炉注水流量，格納容器スプレイ流量，格納容器下部流量）  
低圧代替注水系流量（原子炉注水流量，格納容器スプレイ流量，格納容器下部流量）  
による推定方法は、直前まで判明していた西側淡水貯水設備水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラント状態に依存することなく適用可能である。

② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位

本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である西側淡水貯水設備水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。

<誤差による影響について>

水源を確認する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを把握することであり、代替パラメータ（サプレッション・プールを水源とする系統流量及びポンプ吐出圧力、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位を水源とする低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力並びに原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位）による推定は、注水設備のパラメータ又は注水先の水位のパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建屋内の水素濃度）

項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 6 階）	0～10vol%	—
	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）	0～20vol%	—
代替パラメータ	① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	—
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は， <b>原子炉格納容器</b> からの水素漏えいを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置により推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおり<b>である</b>。</p> <p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器に導入された水素濃度とそのときの静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度との関係）により推定する。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 500px; height: 200px; margin: 10px auto;"></div> <p>第 58-7-16 図 静的触媒式水素再結合器の入口／出口の差温度と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 40K となる。 水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 170K となる。</p>		
推定の評価	<p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合器で処理された場合，発熱反応が生じ，装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度を推定することができることから，原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p>		

<誤差による影響について>

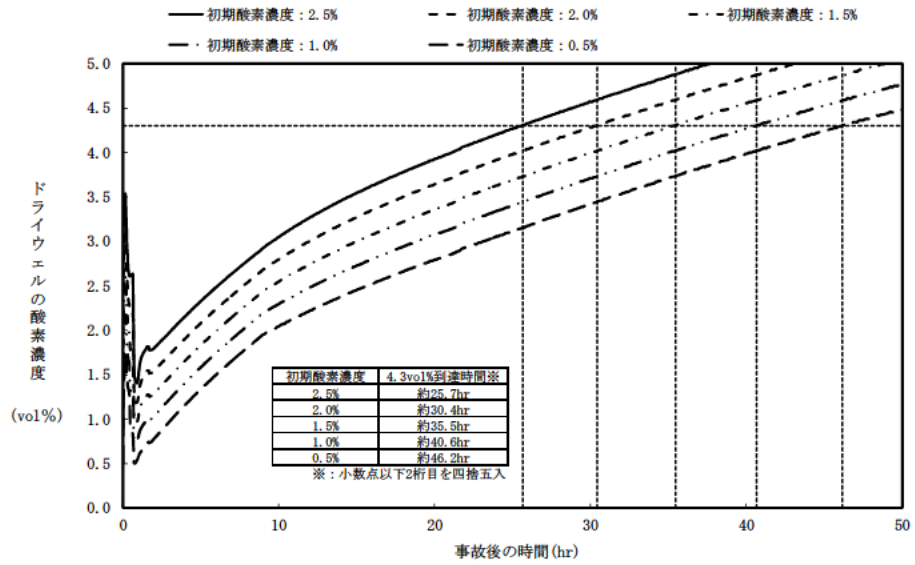
原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無並びに入口及び出口の差温度から、水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計の誤差 $\pm 3.2^{\circ}\text{C}$ から温度差として最大 $6.4^{\circ}\text{C}$ 程度の誤差。）

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

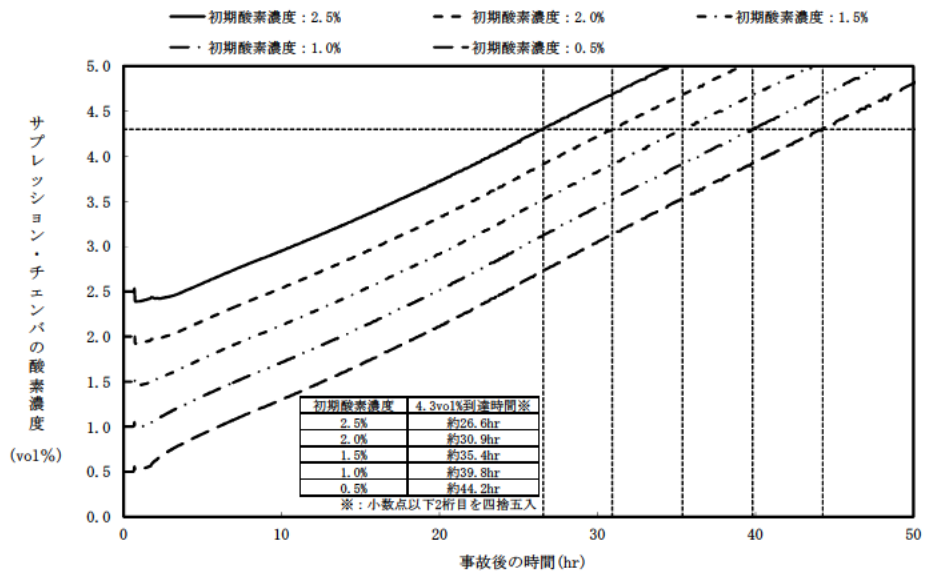
(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の酸素濃度）

※：常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度（S/A）	0～25vol%	5.0vol%以下
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①ドライウェル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②〔格納容器内酸素濃度〕※	0～10vol% / 0～30vol%	5.0vol%以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度（S/A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の原子炉格納容器内圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</p> <p>原子炉格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、第58-7-17図及び第58-7-18図に示す、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG値（沸騰状態の場合G(H2)=0.4, G(O2)=0.2, 非沸騰状態の場合G(H2)=0.25, G(O2)=0.125）を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。</p>		



第 58-7-17 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」  
 において代替循環冷却を使用する場合のドライウエルの酸素濃度変化  
 （原子炉格納容器内への窒素供給なし）



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

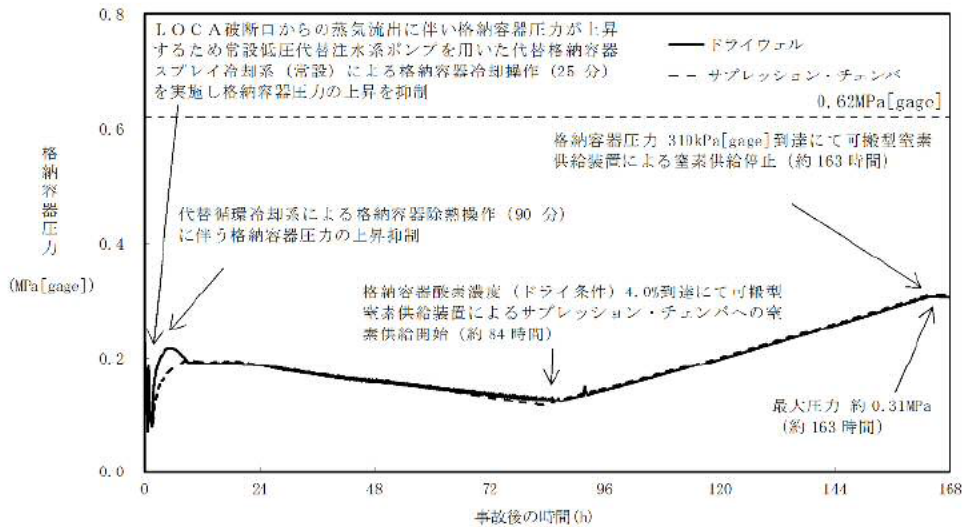
① ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力

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

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

なお，事故時操作手順において，原子炉格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で，ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が [ ] 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

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



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

① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内の水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

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

< 誤差による影響について >

原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することであり、代替パラメータ (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力) により原子炉格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差\*1を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1: 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の誤差:  
 $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ Sv/h}$ , N: -2~5

格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の誤差:  
 $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ Sv/h}$ , N: -2~5

ドライウェル圧力:  $\pm 8 \text{ kPa}$

サブプレッション・チェンバ圧力:  $\pm 8 \text{ kPa}$

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

推定の評価

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（使用済燃料プールの監視）

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	-4,300～+7,200mm *1 (EL. 35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)
		0～120℃	66℃以下
	使用済燃料プール温度（SA）	0～120℃	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料プール温度（SA） (使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラの代替)	0～120℃	—
	①使用済燃料プール水位・温度（SA広域） (使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラの代替)	-4,300～+7,200mm *1 (EL. 35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)
		0～120℃	66℃以下
	①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プール監視カメラの代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	
	②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替)	—	—
*1：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータの計測等が困難になった場合、下記のとおり推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</li> <li>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</li> </ul>		



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

推定方法は、以下のとおりである。

<使用済燃料プール水位・温度（SA広域）>

- ① 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位／放射線量の関係を利用して第58-7-18図より、必要な水位が確保されていることを推定する。

- ② 使用済燃料プール監視カメラ

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

<使用済燃料燃料プール温度（SA）>

- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）

使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。

- ② 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。

<使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）>

- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）により水位／放射線量率の関係を利用して第58-7-20図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

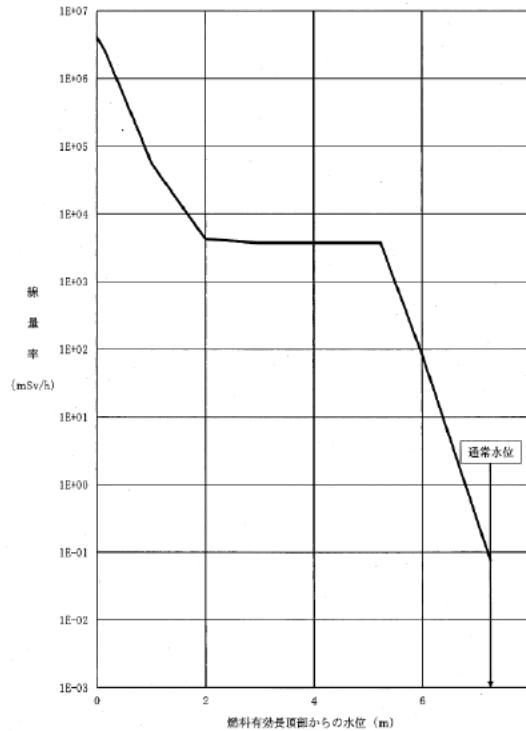
- ② 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。

<使用済燃料プール監視カメラ>

- ① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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



第 58-7-20 図 水位と放射線量率の関係

推定の評価

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

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

<誤差による影響について>

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

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

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

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>*17</sup>
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内	±4.9℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±91kPa
原子炉圧力 (S A)	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±84kPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,500mm <sup>*1</sup>	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,300mm <sup>*2</sup>	2	原子炉建屋原子炉棟 2階	±44mm
原子炉水位 (S A広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,500mm <sup>*1</sup>	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±43mm
原子炉水位 (S A燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800~1,300mm <sup>*2</sup>	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±41mm
高压代替注水系系統流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.4L/s
低压代替注水系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~500m <sup>3</sup> /h <sup>*3</sup>	各1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m <sup>3</sup> /h
		0~80m <sup>3</sup> /h <sup>*3, *5</sup>			±0.7m <sup>3</sup> /h
		0~300m <sup>3</sup> /h <sup>*4</sup>	各1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±2.4m <sup>3</sup> /h
		0~80m <sup>3</sup> /h <sup>*4, *5</sup>			±0.7m <sup>3</sup> /h
代替循環冷却系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地上2階	±1.6m <sup>3</sup> /h
原子炉隔離時冷却系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
高压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.3L/s
残留熱除去系系統流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~500m <sup>3</sup> /h <sup>*3</sup>	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.0m <sup>3</sup> /h
		0~500m <sup>3</sup> /h <sup>*4</sup>	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m <sup>3</sup> /h
低压代替注水系格納容器 下部注水流量	差圧式 流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±1.6m <sup>3</sup> /h
代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~300m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±3.2m <sup>3</sup> /h
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	8	原子炉格納容器内	±3.2℃
サブプレッション・チェン バ雰囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (2/4)

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

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 <sup>*17</sup>
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ mSv/h}$ N: -2~5
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋付属棟 3 階	$\pm 2.1 \text{ vol}\%$
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ mSv/h}$ N: -2~5
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0~100°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 2.0^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟 1 階	$\pm 3.1^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 3.1^\circ\text{C}$
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0~550L/s	2	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 4.8 \text{ L/s}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 6.4 \text{ m}^3/\text{h}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 0.4 \text{ m}^3/\text{h}$
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20m	1	常設低圧代替注水系格納槽内	$\pm 16 \text{ cm}$
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0~4.5m	1	常設代替高圧電源装置置場 (地下)	$\pm 3 \text{ cm}$
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 80 \text{ kPa}$
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系格納槽内	$\pm 40 \text{ kPa}$
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 40 \text{ kPa}$
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86 \text{ kPa}$
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86 \text{ kPa}$
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 35 \text{ kPa}$
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 35 \text{ kPa}$

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

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

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

※2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)

※3: 可搬型設備による対応時に使用

※4: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用

※5: 狭帯域流量

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

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

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

※9: R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

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

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

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

※13: 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

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

※15: 検出点 2 箇所

※16: 検出点 8 箇所

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

58-8

可搬型計測器について

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

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

※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数



第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	0~500m <sup>3</sup> /h*4	0~500m <sup>3</sup> /h*4	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0~500m <sup>3</sup> /h*5	0~500m <sup>3</sup> /h*5	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	0~200m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	-
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3	1	測温抵抗体	中央制御室	
	格納容器下部水温	0~500℃*7 (ペダスタル床面0m, +0.2m)*8	-200~500℃*1	各5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数(4個×2高さ分)を設定する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	-1~9m*9 (EL. 2, 030~12, 030mm)	-1~9m*9 (EL. 2, 030~12, 030mm)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-
	格納容器下部水位	+1.05m*8, *10 (EL. 12, 856mm)	+1.05m*8, *10 (EL. 12, 856mm)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		+0.50m, +0.95m*8, *11 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	+0.50m, +0.95m*8, *11 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各2				
+2.25m, +2.75m*8, *12 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	+2.25m, +2.75m*8, *12 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各2						
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	0~100vol%	-	1	*19	熱伝導式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	-	2	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	-	2	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。

※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は確認	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6$ cps ( $1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9$ cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13}$ cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	—	8	*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0~125% ( $1.2 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14}$ cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) *13	—	2*14	*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンク の確保	フィルタ装置水位	180~5,500mm	180~5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	0~350℃ *1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	—	2	*19	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	0~350℃ *1	2	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~300m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃ *1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃ *1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	0~550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m <sup>3</sup> /h	0~800m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h	1	差圧式流量検出器		中央制御室		

※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 ※1	必要個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	0~20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	西側淡水貯水設備水位	0~4.5m	0~4.5m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	—
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	—	2	*19	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~20vol%	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4*15	2	熱電対	中央制御室	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酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	0~25vol%	—	1	*19	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	-4,300~+7,200mm *16 (EL. 35,077~46,577mm)	—	1	*19	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	-200~500℃*1	1*17	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料プール温度 (SA)	0~120℃	0~350℃*1	1*18		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料エリアプール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	—	1				
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	1	*19	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

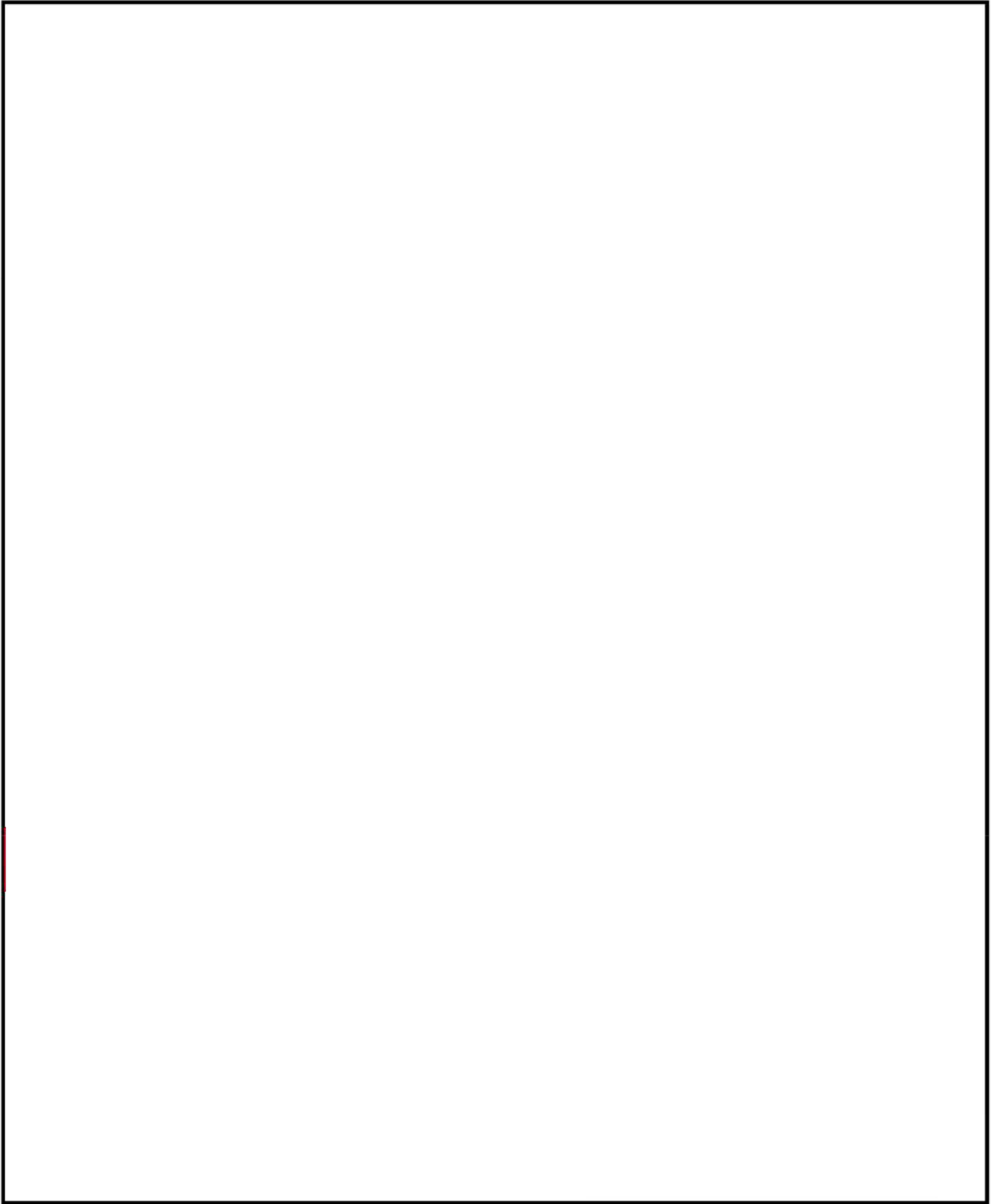
※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数

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

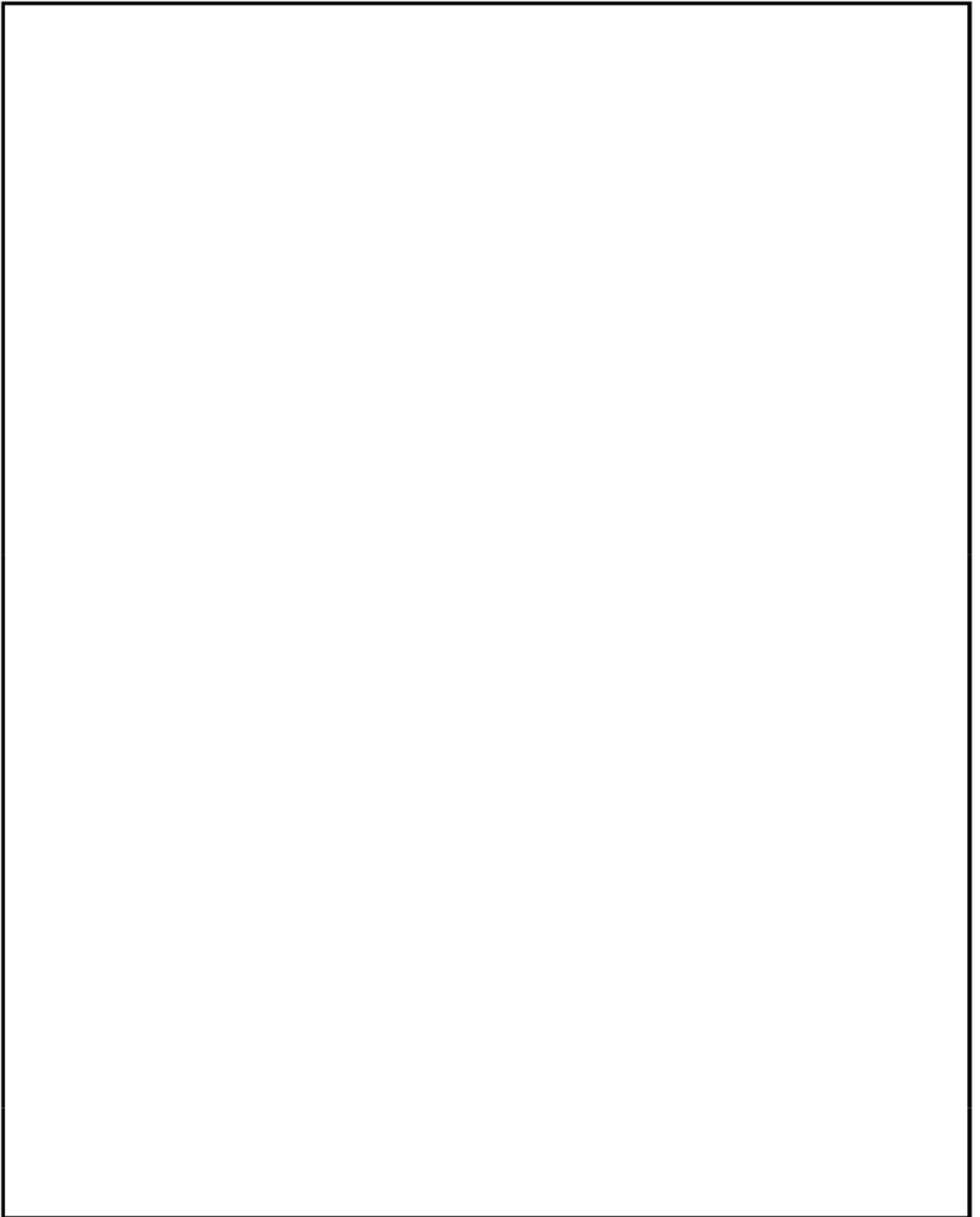
：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

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

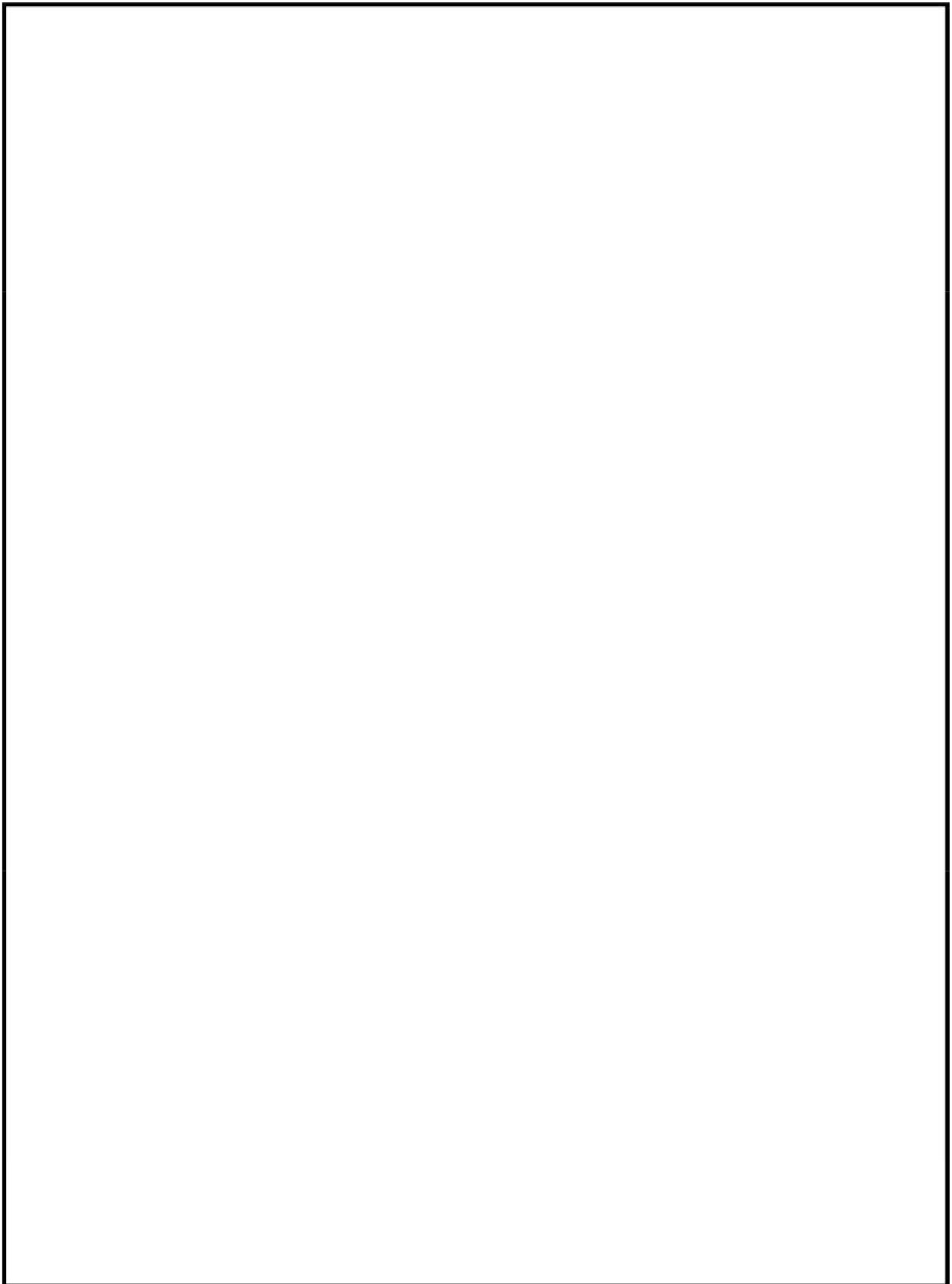
	：温度，圧力・水位・流量計測用
	：圧力・水位・流量計測用



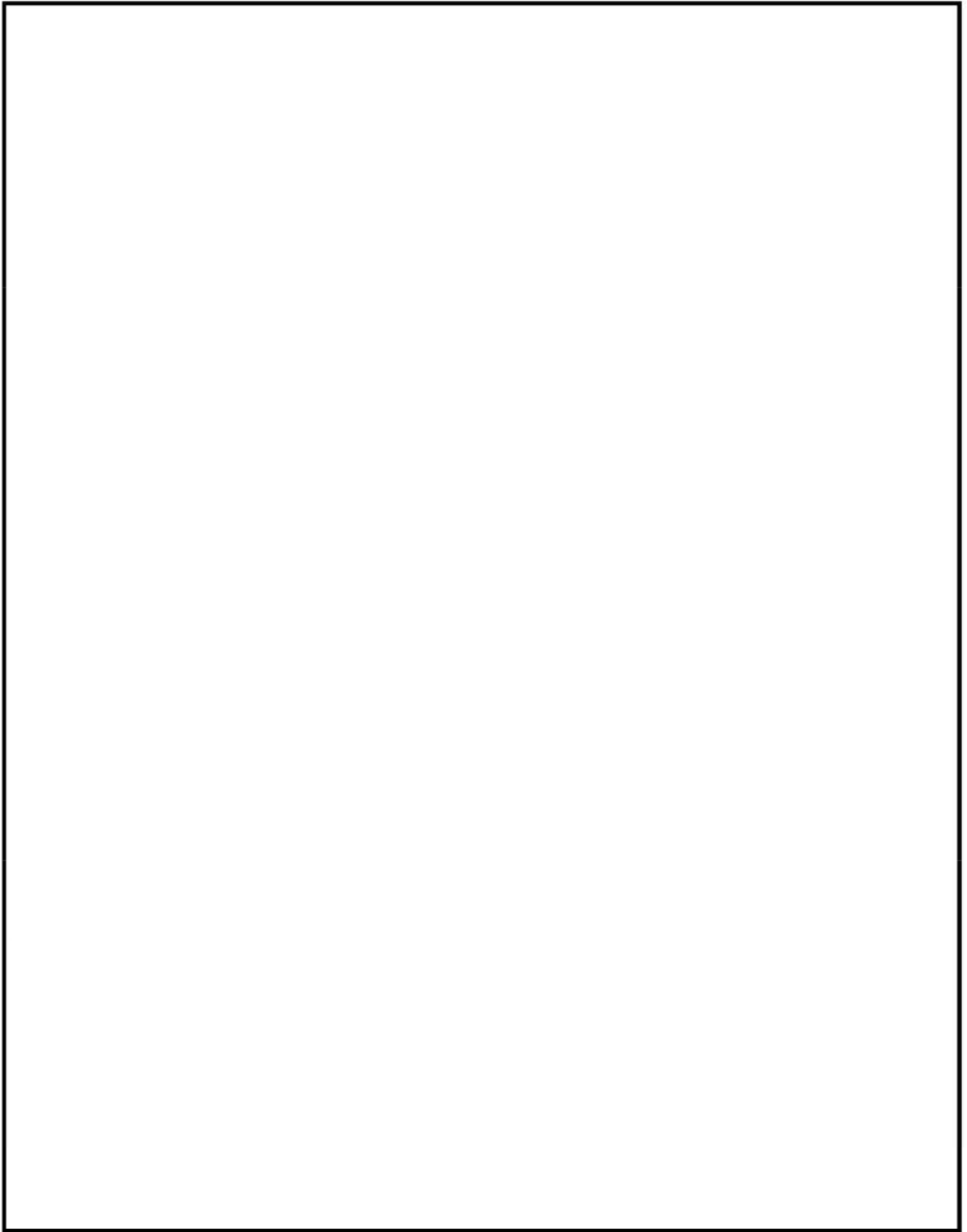
第 58-8-4 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (1/4)



第 58-8-3 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (2/4)



第 58-8-2 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (3/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (4/4)



58-9

主要パラメータの耐環境性について

## 計装設備の耐環境性について

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

### 1. 原子炉格納容器内

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については、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大圧力、温度、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

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

第 58-9-1 表 原子炉格納容器内の耐環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 : 200℃	0.62MPa [gage]	

第 58-9-2 表 原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上

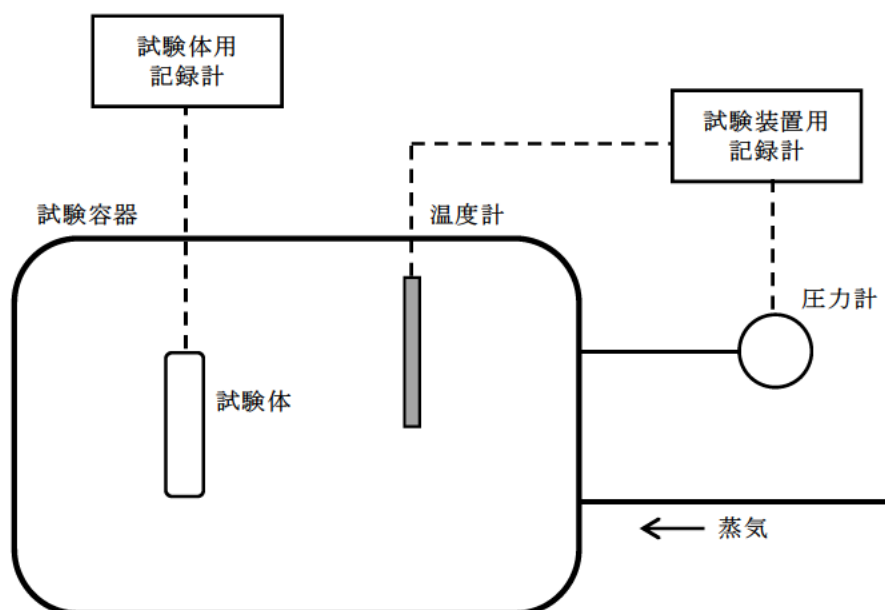
2. 原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内，屋外  
原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内及び屋外  
に設置の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては，それ  
ぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

## 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、原子炉格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」である。次項以降において、重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

## 2. 試験方法

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。



試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

第 58-9-1 図 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境性評価試験結果

重大事故等時模擬試験の結果、圧力 0.62MPa [gage] 以上、温度 200℃以上 (短期 (5 分間) 235℃)、積算線量  以上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重大事故シーケンスの最高値を上回っていることから、計器の健全性に問題はない。

第 58-9-3 表 原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上

(参考) 第 58-9-4 表 耐環境条件<sup>※1, 4, 5</sup>

設置場所	類型化区分	環境条件				備考
		環境温度	環境圧力	湿度	放射線	
原子炉格納容器内	A	200℃ (5分間は 235℃を考 慮)	0.62MPa [gage]	蒸気	640kGy (168hour) 又はそれ以 下	
原子炉建屋原子炉棟内 <sup>※2</sup>	B	使用済燃料 プール沸騰 時：100℃又 はそれ以下  IS-LOCA 以 外の事象： オペレーテ ィングフロ アを除き 65.6℃又は それ以下 <sup>※3</sup>	6.9kPa [gage] 又はそれ以 下	従来設計と 同等 (100% RH) <sup>※6</sup> 又は それ以下	従来設計と 同等 (1.7kGy) <sup>※7</sup> 又はそれ 以下	
原子炉建屋の原子炉棟外 及びその他の建屋	C	通常状態に おける設計 値と同等 (40℃) <sup>※8</sup>	大気圧	通常状態に おける設計 値と同等 (90% RH) <sup>※8</sup>	設置場所及び 格納容器圧力 逃がし装置の 使用可否によ るため個別評 価 (3Gy (168hour))	
屋外	D	外気温 (最大 約 38.4℃)	大気圧	通常状態に おける設計 値と同等	設置場所及び 格納容器圧力 逃がし装置の 使用可否によ るため個別評 価 (3Gy (168hour))	

- ※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 運転中の事故においては使用済燃料プール冷却の復旧を考慮する。
- ※3 使用済燃料プールの水温上昇による原子炉建屋原子炉棟6階の温度上昇は個別に評価する。
- ※4 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。
- ※5 炉心損傷の有無や格納容器圧力逃がし装置の使用可否、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に評価する。
- ※6 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。
- ※7 従来設計値は非常状態における一般階の設計値の一例を示す。
- ※8 従来設計値は通常状態における原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の設計値の一例を示す。

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (1/6)

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

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (2/6)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階,3階
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	A	短期(5分間)：235℃ 長期：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	A	短期(5分間)：235℃ 長期：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	A	短期(5分間)：235℃ 長期：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
格納容器下部水温	測温抵抗体	A	短期(5分間)：235℃ 長期：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟4階
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟1階
サブプレッション・プール水位	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階



(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (3/6)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
格納容器下部水位	電極式水位検出器	A	短期 (5 分間): 235℃ 長期: 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認済 取付箇所: 原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオンチェンバ	B	※1	※1	※1	※1	※1: 評価中 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階 (配管ペネトレーション内)
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオンチェンバ	B	※1	※1	※1	※1	※1: 評価中 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 (サンドクッションエリア)
起動領域計装	核分裂電離箱	A	—※1	—※1	—※1	—※1	※1: 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仕様を満足する。 取付箇所: 原子炉格納容器内
平均出力領域計装	核分裂電離箱	A	—※1	—※1	—※1	—※1	
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置スクラッピング水温度	熱電対	C	短期 (5 分間): 235℃ 長期: 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 格納容器圧力逃がし装置格納槽内

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (4/6)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ (高レンジ用)	C	※1	※1	※1	※1	※1: 評価中 取付箇所: 原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
	イオンチェンバ (高レンジ用)	D	※1	※1	※1	※1	※1: 評価中 取付箇所: 屋外 (原子炉建屋南側外壁面)
	イオンチェンバ (低レンジ用)	C	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	C					※1: メーカー仕様値 取付箇所: 原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	D	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 屋外 (原子炉建屋東側外壁面)
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 1 階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (5/6)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：常設低圧代替注水系格納槽内
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	C	15~70℃※1	-0.1~4MPa※1	5~95%RH ※1	-※2	※1：メーカー仕様値 ※2：放射性物質を内包する建屋とは隣接せず、地下設置のため放射線の影響を受けない。 取付箇所：常設代替高圧電源装置置場（地下）
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：常設低圧代替注水系格納槽内
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	1 蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟6階
	熱伝導式水素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	耐環境性試験により健全性を確認 ※1：蒸気環境での機能要求はないため、圧力の影響を考慮する必要はない。 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (6/6)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 6 階
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 3 階
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	ガイドパルス式水位検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 ※1：飽和蒸気下で健全性確認済 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 6 階
	测温抵抗体						
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	B	100℃	水頭圧	蒸気	—※1	※1：検出器の構成材料は無機物で構成されているため問題ない。 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 6 階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ (高レンジ用)	B	※1	※1	※1	※1	※1：評価中 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 6 階
	イオンチェンバ (低レンジ用)	B	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 6 階
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	B	≤50℃※1	耐圧防爆構造 (Exd II CT6)	防水※2 (IP65：噴流水に対する簿防護)	<input type="text"/>	※1：耐環境試験にて <input type="text"/> で機能維持確認済み。雰囲気温度 100℃環境で使用も想定し、空気による冷却等により <input type="text"/> 以下に維持することで、耐環境性向上を図る。 ※2：防止仕様であり問題ない。 ※3：ある値以上水位が低下し、空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料プール水位 (SA 広域) を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。 取付箇所：原子炉建屋 原子炉棟 6 階

58-10

パラメータの抽出について

## 1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備について

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（第 58-10-1 表参照）。

## 2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

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



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

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

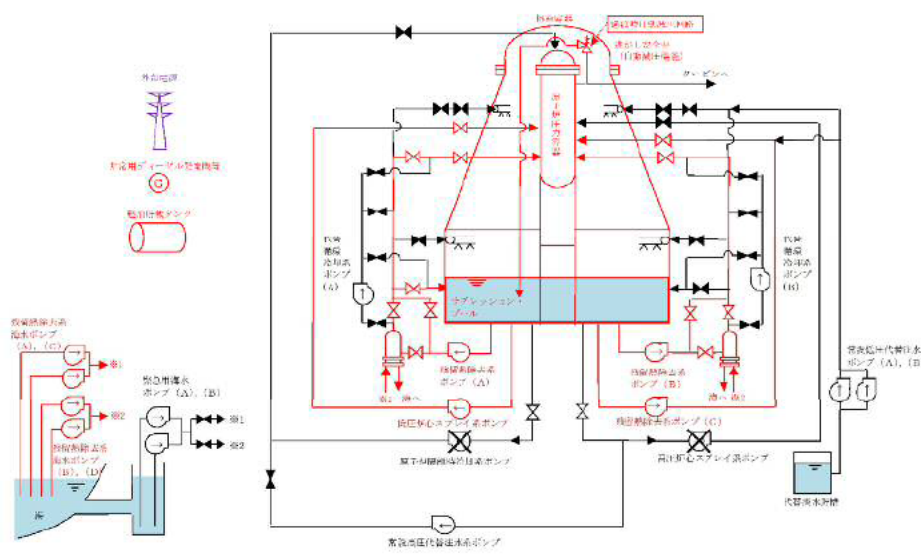
※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備



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

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

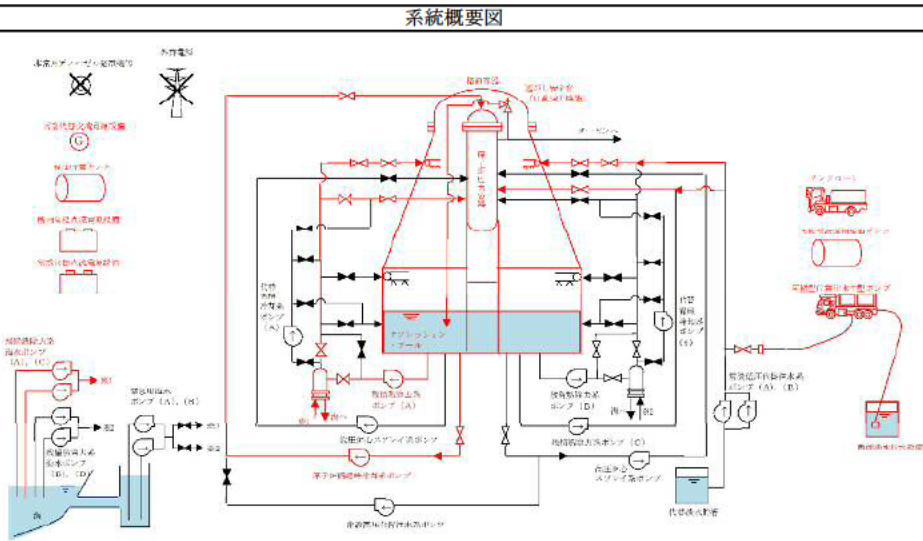
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/28）

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

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期T B）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系海水ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・プール（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替交流電源設備	57条
		125V系蓄電池 A系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池 B系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

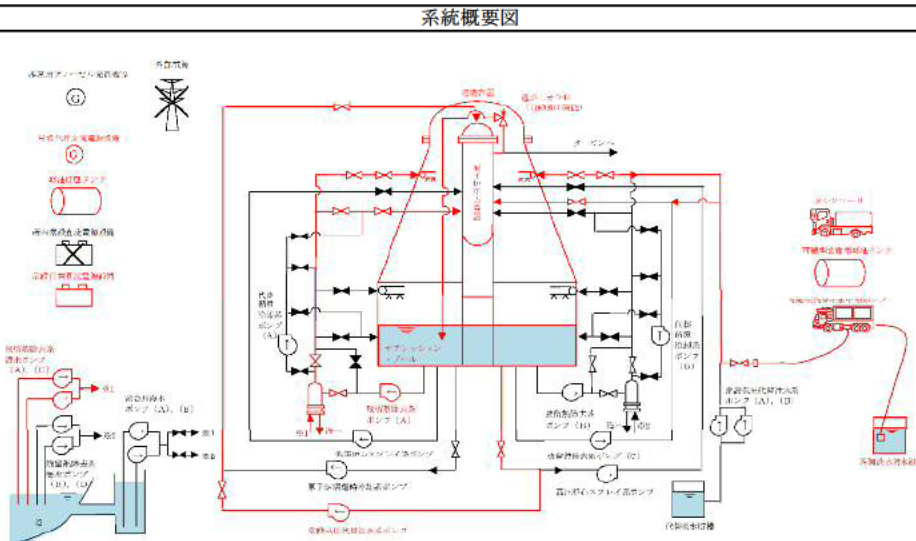


第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/28）

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		常設高圧代替注水系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条, 49条（流路）
		残留熱除去系海水ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・プール（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）		
常設代替交流電源設備	57条		
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）		

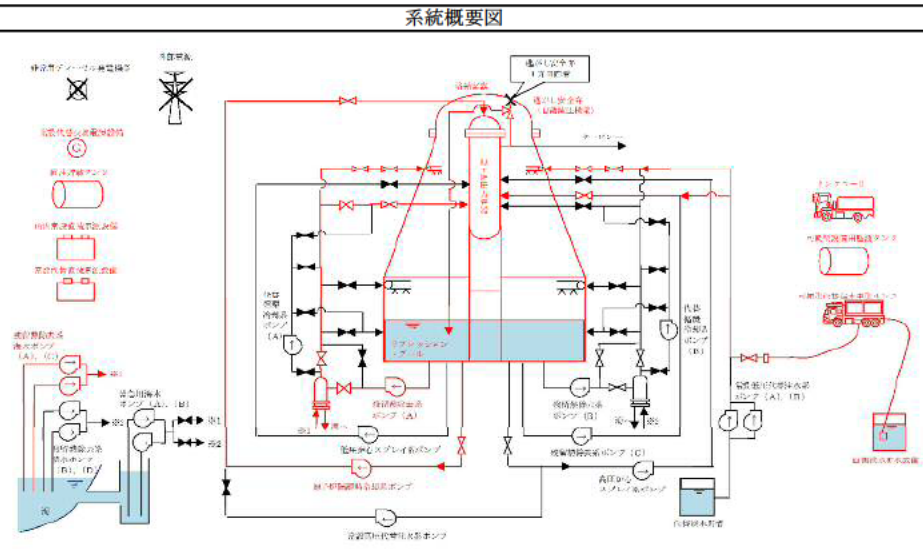


第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/28）

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失（TBP）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条, 49条（流路）
		残留熱除去系海水ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・プール（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替交流電源設備	57条
		125V系蓄電池 A系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池 B系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）



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

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



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

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

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合） （つづき）	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		高圧炉心スプレィ系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧炉心スプレィ系配管（高圧流注水路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレィ系弁（高圧流注水路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレィ系スパーチャ（高圧流注水路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条、47条（注入先）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条、49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系（C）弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレィ冷却系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレィ冷却系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレィヘッダ（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条、49条（ベント元、注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・プール（水源）	45条、47条、49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条、49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		常設代替交流電源設備※1	57条
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレィ系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）

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

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

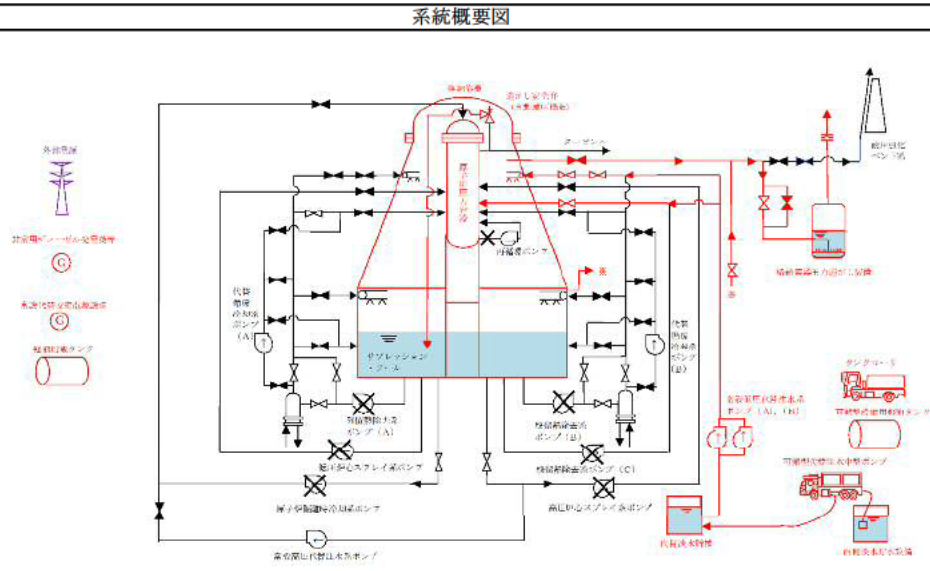
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） （つづき）	原子炉圧力, 原子炉圧力（S/A）	58条（原子炉状態確認）
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	58条（代替注水設備の運転確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却）， 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）， 58条（水源確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）， 49条（格納容器の冷却）， 58条（格納容器状態確認）
		ドライウエル雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）， 49条（格納容器の冷却）， 58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却）， 58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）， 58条（格納容器状態確認）

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

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

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

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



58-10-18

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOCA時注水機能喪失 (つづき)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条（炉心損傷有無判断）
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条 （格納容器状態確認）

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

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

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



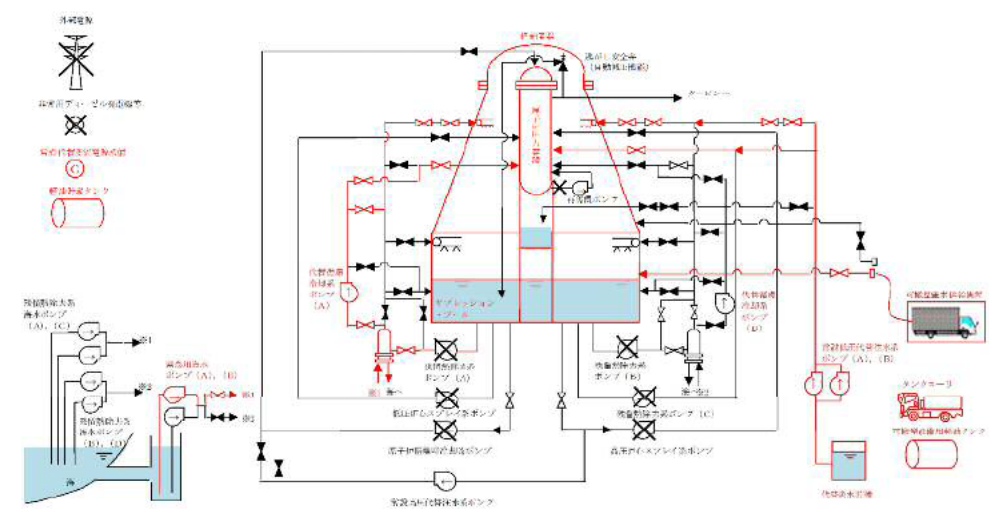
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類		
2.8	津波浸水による注水機能喪失	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)		
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条		
		系統概要図		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）		
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）		
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）		
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）		
		残留熱除去系配管（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）		
		残留熱除去系弁（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）		
		残留熱除去系熱交換器（低压注水系）（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）		
		残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）		
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）		
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）		
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）		
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）		
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）		
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）		
		低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）		
		低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）		
		残留熱除去系（C）配管（低压代替注水流路）	47条（流路）		
		残留熱除去系（C）弁（低压代替注水流路）	47条（流路）		
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）		
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）		
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）		
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）		
		残留熱除去系スプレイヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）		
		格納容器	49条（注入先）		
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）		
可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）				
サプレッション・プール（水源）	45条, 47条, 49条（水源）				
西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）				
タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）				
常設代替交流電源設備	57条				
125V系蓄電池 A系（電源）	57条（直流電源）				
125V系蓄電池 B系（電源）	57条（直流電源）				
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）				

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

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

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

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

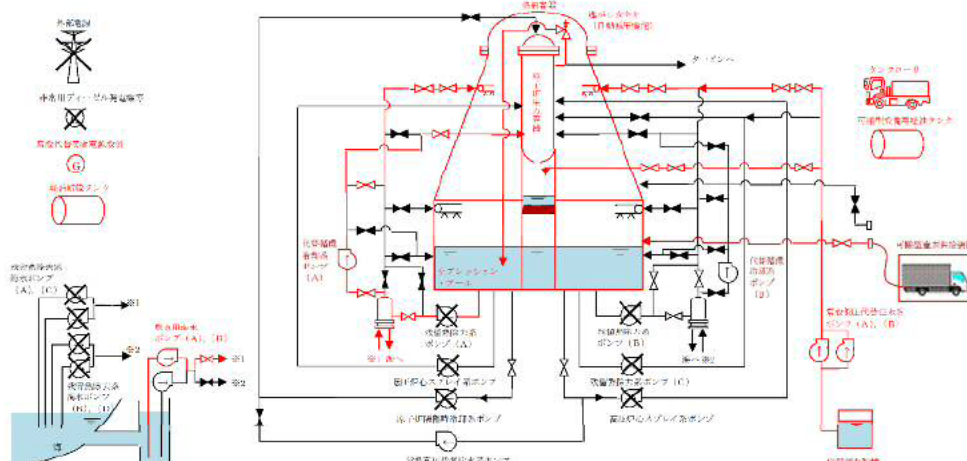
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/28）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器加圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合） （つづき）	ドライウエル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		代替循環冷却系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		格納容器内酸水素濃度（SA）	58条（格納容器水素濃度確認）
		格納容器内酸素濃度（SA）	58条（格納容器酸素濃度確認）

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

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
3. 2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
		逃がし安全弁 (自動減圧機能)	46条
系統概要図		緊急用海水ポンプ	50条 (ポンプ)
		緊急用海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		緊急用海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系熱交換器 (緊急用海水系流路) (代替循環冷却流路)	50条 (熱交換器)
		常設低圧代替注水系ポンプ	49条, 51条 (ポンプ)
		代替格納容器スプレ冷却系配管 (代替格納容器スプレ冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレ冷却系弁 (代替格納容器スプレ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレ冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレ冷却流路)	49条 (流路)
		原子炉圧力容器	50条 (注入先)
		残留熱除去系スプレヘッダ (代替格納容器スプレ冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	49条, 51条 (注入先)
		代替循環冷却系ポンプ	50条 (ポンプ)
		代替循環冷却系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		代替循環冷却系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系スプレヘッダ (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		格納容器下部注水系配管 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		格納容器下部注水系弁 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		低圧代替注水系配管 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (格納容器下部注水流路)	51条 (流路)
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ (可搬型窒素供給装置給油)	57条 (燃料輸送)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		サブプレッション・プール (水源)	56条 (水源)
		代替淡水貯槽 (水源)	56条 (水源)
		常設代替交流電源設備	57条
		平均出力領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)
		起動領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条 (高圧注水機能喪失を確認)
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)	58条 (原子炉状態確認)
		原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)			
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)
		格納容器下部水温	58条 (格納容器状態確認)

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

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	—
3.4	水素燃焼	—	—
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—
4.1	想定事故1 (使用済燃料プール)	可搬型代替注水中型ポンプ	54条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		代替燃料プール注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		代替燃料プール注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		使用済燃料プール	54条 (注入先)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		タンクローリ (可搬型代替注水中型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)
		西側淡水貯水設備 (水源)	56条 (水源)
		常設代替交流電源設備	57条
		非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条
		残留熱除去系系統流量	58条 (SFP冷却機能喪失を確認)
		使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	54条 (SFP状態確認)
		使用済燃料プール温度 (SA)	54条 (SFP状態確認)
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	54条 (SFP上部空間線量確認)
使用済燃料プール監視カメラ	54条 (SFP状態確認)		
4.2	想定事故2 (使用済燃料プール)	可搬型代替注水中型ポンプ	54条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		代替燃料プール注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		代替燃料プール注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		使用済燃料プール	54条 (注入先)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		タンクローリ (可搬型代替注水中型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)
		西側淡水貯水設備 (水源)	56条 (水源)
		常設代替交流電源設備	57条
		非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張 (SFP冷却機能喪失を確認)
		使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	54条 (SFP状態確認)
		使用済燃料プール温度 (SA)	54条 (SFP状態確認)
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	54条 (SFP上部空間線量確認)
使用済燃料プール監視カメラ	54条 (SFP状態確認)		



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

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

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

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

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

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)	外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
系統概要図		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条（熱交換器）
		残留熱除去系海水ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（残留熱除去系海水流路）	48条（熱交換器）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		格納容器	47条（注入先）
		サブプレッション・プール（水源）	56条（水源）
		5.4	反応度の誤投入 (運転停止中の原子炉)
		原子炉スクラム機能（原子炉周期短）	DB（解析上使用を仮定）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

<別紙 目次>

- 別紙 1 重要監視パラメータの設定個数の考え方について
- 別紙 2 サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
- 別紙 3 ペDESTAL内（注）に設置する計器について
- 別紙 4 原子炉水位の推定手段について
- 別紙 5 R P V破損判断について

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

1. 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

第 1.15-1 図「重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー」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。

以 上

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/6)

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

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/6)

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

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 (3/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	-1~9m (EL. 2,030~+12,030mm)	1	ウェットウェルベント操作可否判断(ベントライン下端高さ-1.64m:通常水位+6.5m)を把握可能な水位計を新規に1個設置する。
	格納容器下部水位	+1.05m (EL. 12,856mm)	2	R P V破損前の水位管理のため、原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための高さを検知する。約180°間隔で計2個(予備1個含む)設置し、1個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。
		+0.50m, +0.95m (EL. 12,306mm, 12,756mm)	各2	R P V破損後の水位管理のため、デブリの少量落下時(堆積高さ0.2m未満)にペDESTAL水位を0.5m~1mの範囲に維持するため、水位0.5m, 1mを検知する。それぞれの水位計を約180°間隔で計2個(予備1個含む)設置し、1個以上が水位0.5m未満を検知した場合に注水開始を判断する。また、水位1m到達を検知した場合はペDESTAL注水停止を判断する。
		+2.25m, +2.75m (EL. 14,056mm, 14,556mm)	各2	R P V破損後の水管理のため、デブリ大量落下時(堆積高さ0.2m以上)にペDESTAL水位を2.25m~2.75mの範囲に維持するため、水位2.25m, 2.75mを検知する。ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m及び2.75mの各高さに2個の水位計(予備1個含む)を設置し、1個以上が2.25m未満を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	0~100vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を監視するため、D/W, S/C運転切替(サンプリング式)により計測可能な水素濃度計を新規に設置する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	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D/W及びS/Cそれぞれ2個設定する。なお、過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ、計器電源を交流から直流電源(区分I, II又は緊急用直流電源)仕様の計器へ変更する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	



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 (4/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	8	原子炉出力を監視可能な既設の起動領域計装全8チャンネルを設定する。
	平均出力領域計装	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	2	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域計装を全6チャンネルのうち、2チャンネルを設定する。局部出力領域計装(LPRM)の検出器は、炉内43箇所に万遍なく配置されており、その各々の集合体に4個の独立した検出器が軸方向に等間隔に配置し、計172(43×4)個から構成されている。このため、1チャンネルでも未臨界確認は可能であるが、単一故障を想定し、パラメータの監視機能喪失を防ぐため、A系1チャンネル、B系1チャンネル、計2チャンネル設定する。
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	フィルタ装置水位	180~5,500mm	2	系統運転時において、計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係る「フィルタ装置水位」と、除去性能が保持されていることを監視する「フィルタ装置出口放射線モニタ」の高レンジを対象に2個設置する。その他の計器は、直接それに当たらないため単一設計とする。なお、フィルタ装置入口水素濃度は、単一故障にした場合、代替パラメータの設定が他にできないため2個設定する。
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	1	
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	2	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	耐圧強化ベント時に想定される排気ラインの放射線量を監視可能な放射線モニタを新規に1個設置する。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	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。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	$0 \sim 300 \text{ m}^3/\text{h}$	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。	
残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	2	系統流量を監視可能な既設流量計を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 (5/6)

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 (2/2)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	西側淡水貯水設備水位	0~4.5m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	3	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を3個設定する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器フランジ面からの水素漏えいがほぼ均一に拡散する南北の壁面天井付近に、新規に2個設置する。
		0~20vol%	3	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器から局所的に水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺に、それぞれ1個、合計3個を新規に設置する。 ・原子炉建屋原子炉棟2階 D/W所員用エアロック ・原子炉建屋原子炉棟2階 機器ハッチ及びCRD搬出用ハッチ ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 S/Cアクセスハッチ
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	4	GOTHIC解析の結果に基づき、PAR24台のうち、東西の壁に設置する2台のPARを代表して、出入口に1個ずつ、合計4個を新規に設置する。

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 (6/6)

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

※1: 検出点2箇所, ※2: 検出点8箇所

## サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

## 1. はじめに

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

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

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

## 2. 評価結果

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

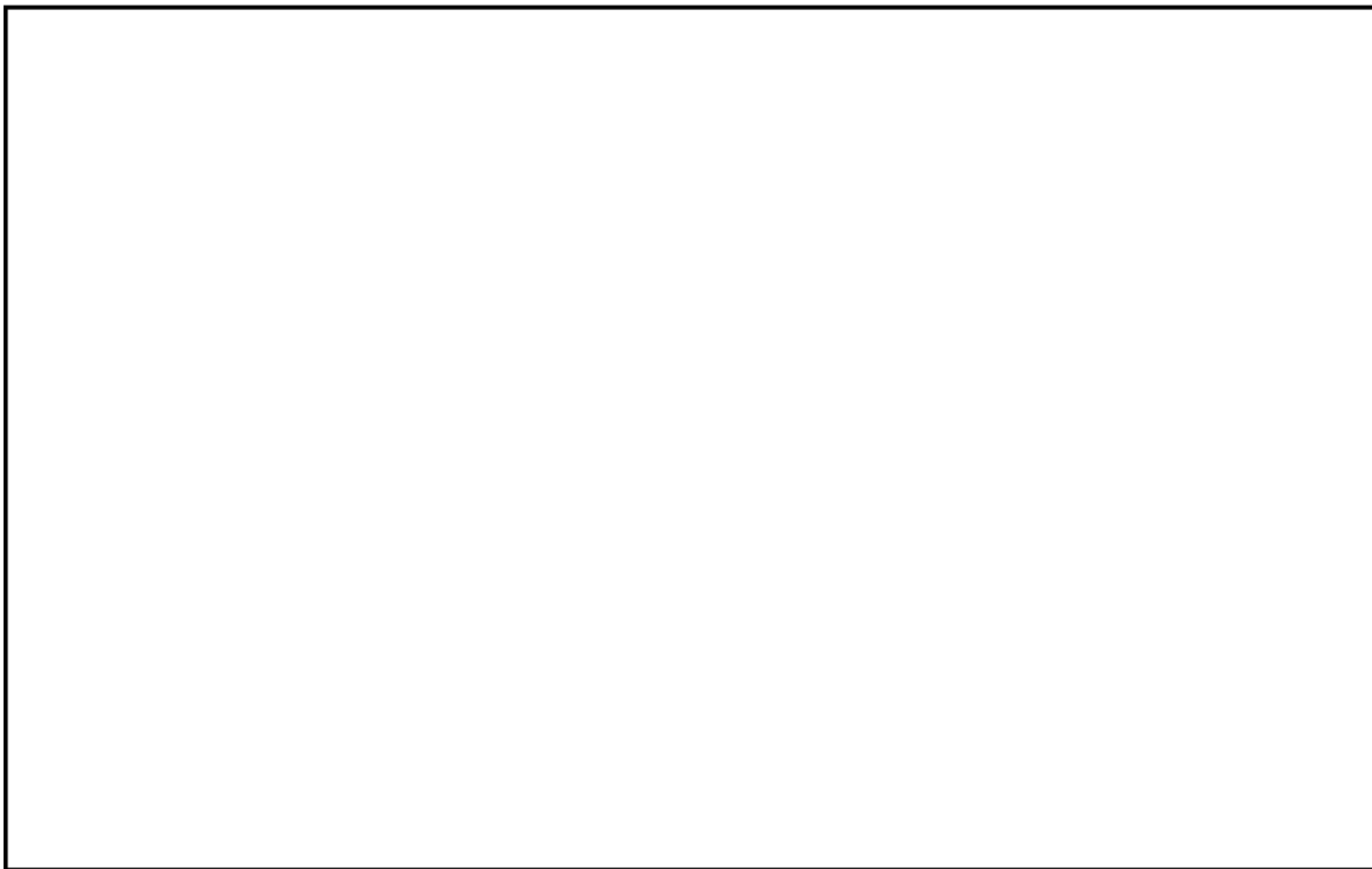
した場合、通常運転時から水面下に設置しているサプレッション・プール水温度計は水面以下となる状態が継続する。また、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計は、通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位を形成すること及び事故時に当該部への注水を行うことにより水没する。これらの重大事故等時に使用する計装設備は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上（格納容器の限界温度・圧力である 200℃, 2Pd の蒸気条件下での健全性確保）を図る設計としている。

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

第1表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

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

※1 表中の丸数字は第1図の丸数字に対応する。



第 1 図 原子炉格納容器内の計装設備の配置

ペDESTAL内に設置する計器について

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

## (1) R P V破損前までの水位管理

## ①格納容器下部水位計（1m超）

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

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

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

## (2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第2表）

## ②格納容器下部水温計（0m）

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

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個



含む) 設置し, R P V 破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V 破損を判断する。

### ③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から 0.2m の高さに测温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し, ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。

また, 指示値の上昇又は喪失により, R P V 破損検知に用いる。

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

また, R P V 破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V 破損を判断する。

## (3) R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合)

### ④格納容器下部水位計 (0.5m)

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

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

### ⑤格納容器下部水位計 (1m 未満)

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し, デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満) においてペDESTAL水位

を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

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

#### ⑥格納容器下部雰囲気温度計

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

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

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

#### ⑦格納容器下部水位計（2.25m, 2.75m）

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

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

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に、測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物

で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペNETREーションボックス内にてペNETREーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

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

- ・各計器の検出部及び MI ケーブルには金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）し、ペDESTAL内構造物等に付着したデブリの輻射熱から保護する設計とする。
- ・各計器の MI ケーブルは、第 5 図に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。

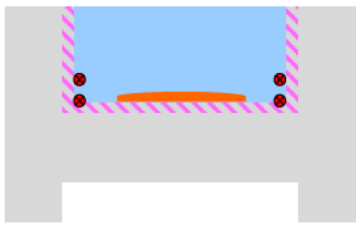
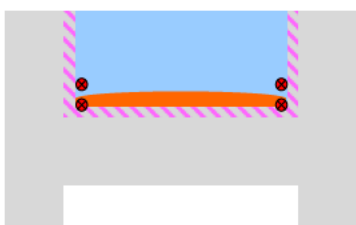
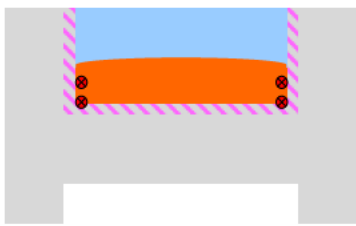
なお、ペDESTAL内の検出器・MI ケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

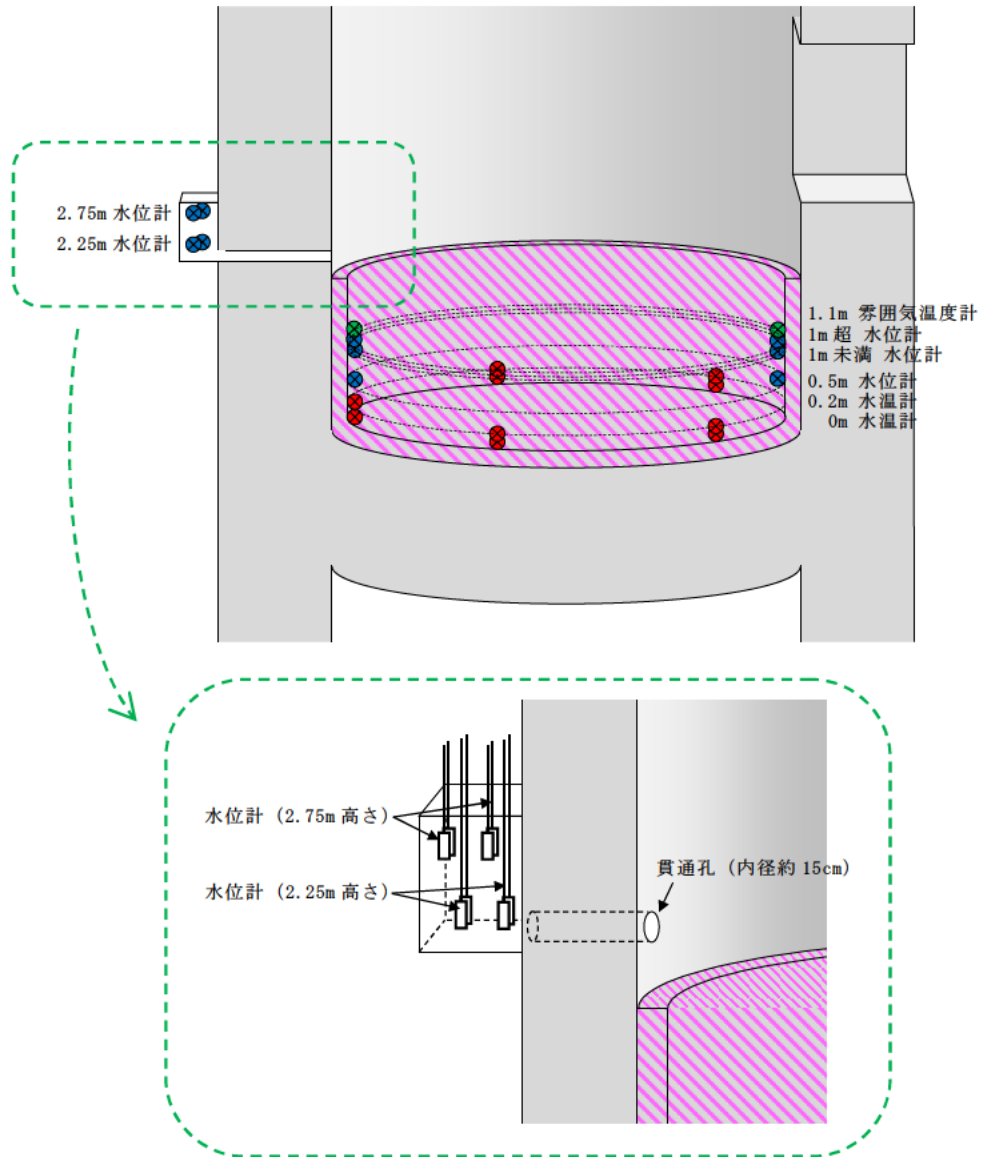
第1表 ペデスタル内計器の概要

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

※1：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL11,806mm）からの高さ

第2表 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

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

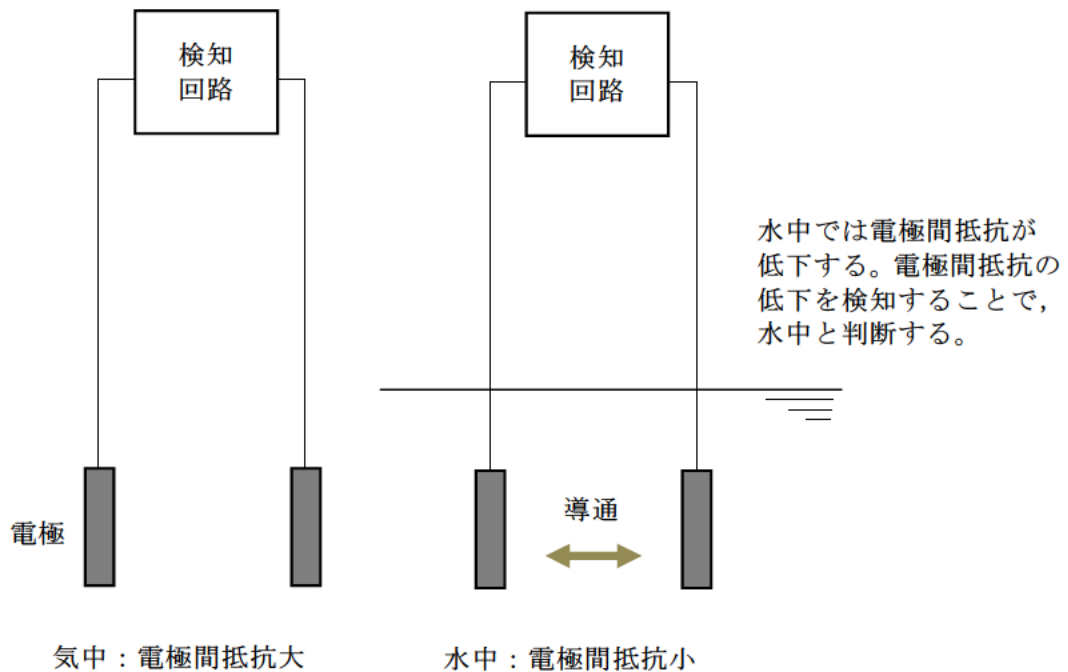


第 1 図 ペDESTAL内の計器設置図

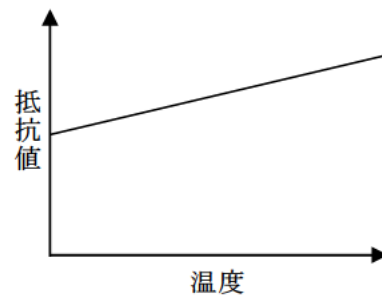
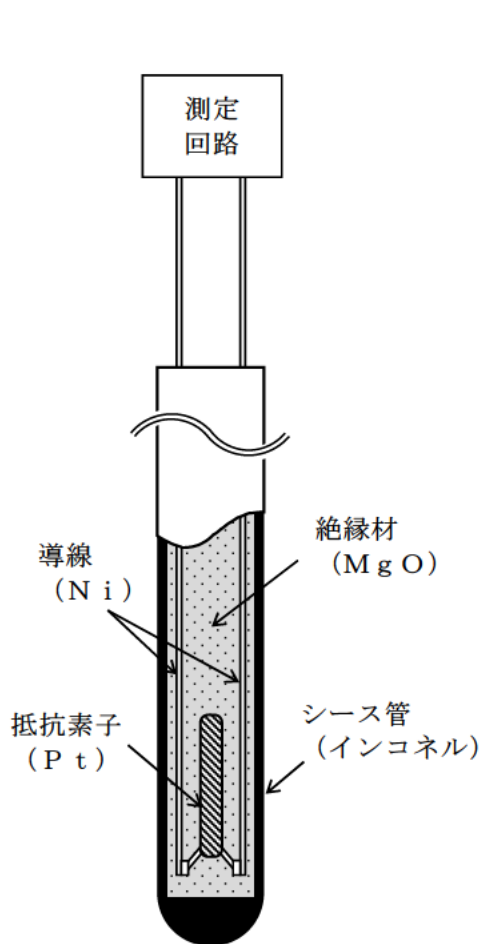
第3表 検出部の仕様等

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

※2：検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない



第2図 電極式水位計の動作原理



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

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオースケールとなる。

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

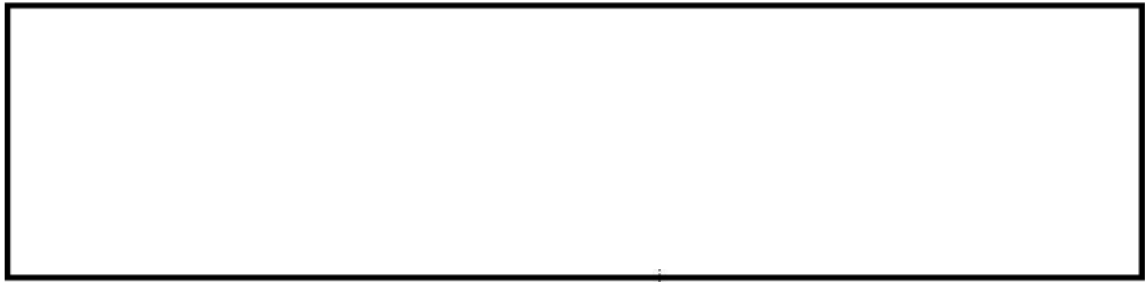
- ・シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

测温抵抗体構成材料の融点

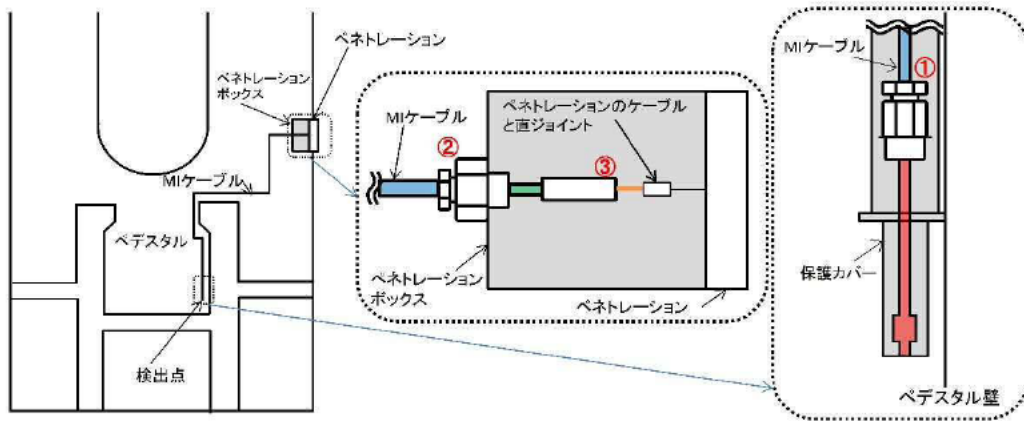
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370℃～ 1,425℃
導線	Ni	1,455℃
抵抗素子	Pt	1,768℃
絶縁材	MgO*	約 2,800℃

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

第3図 测温抵抗体式温度計の動作原理



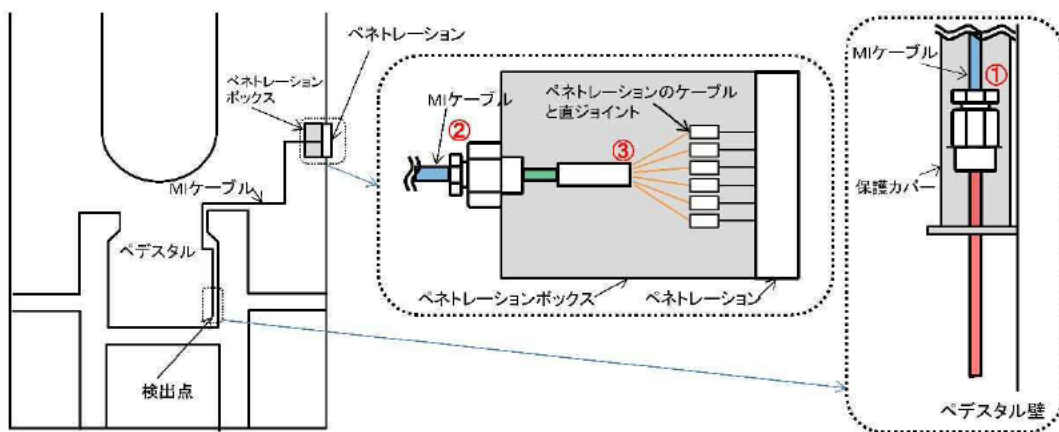
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図



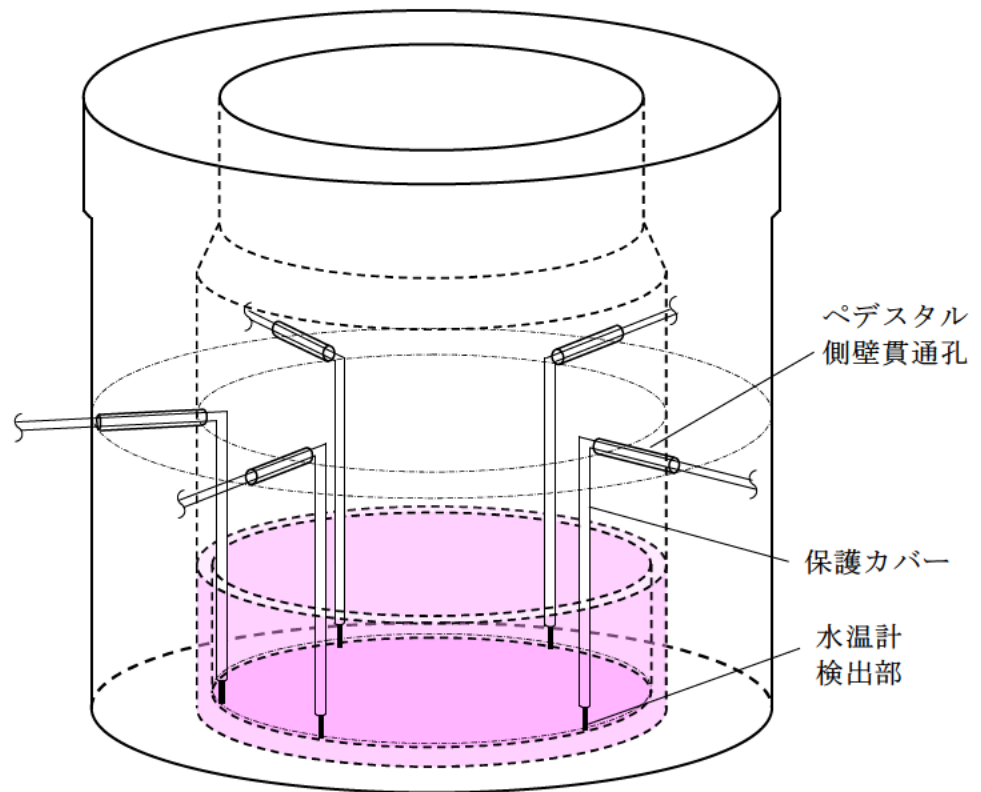
格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

第 4 図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図





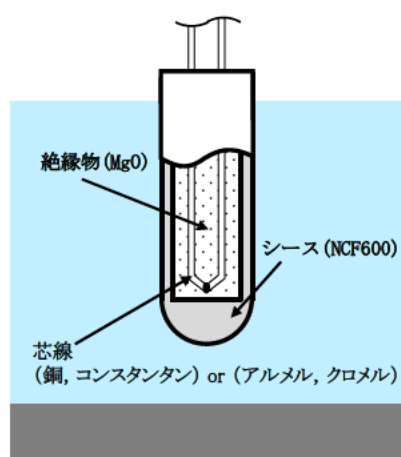
図は格納容器下部水温計（0m）の場合のイメージ

第5図 ペDESTAL内検出器及びケーブル（MIケーブル）設置概略図

## 格納容器下部水温計の測定原理とデブリ検知性について

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

熱電対の構造図、仕様、構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

## 熱電対仕様

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

## 熱電対構成材料の融点

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

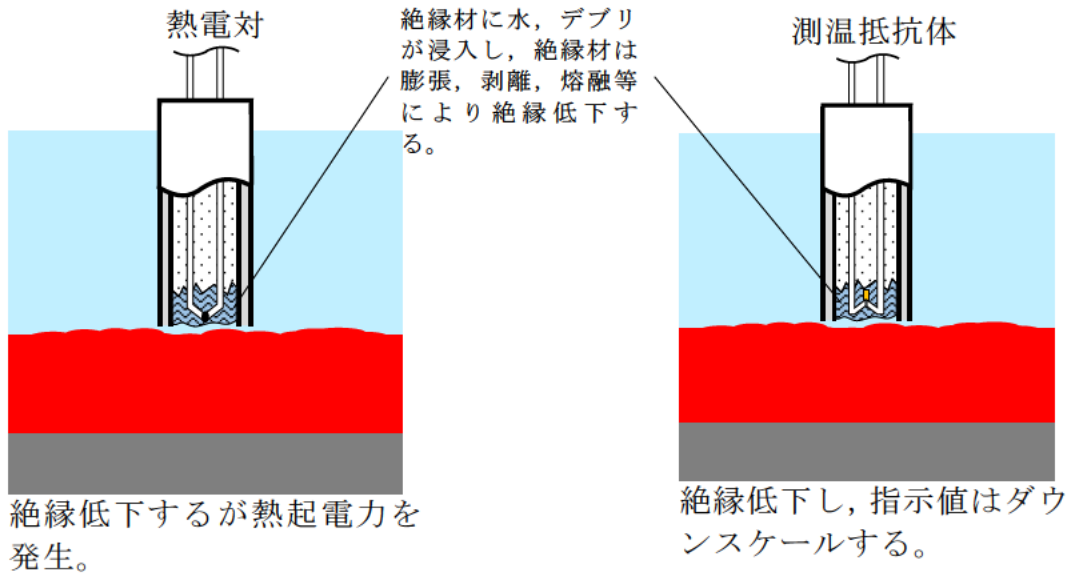
## (1) 耐環境性

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

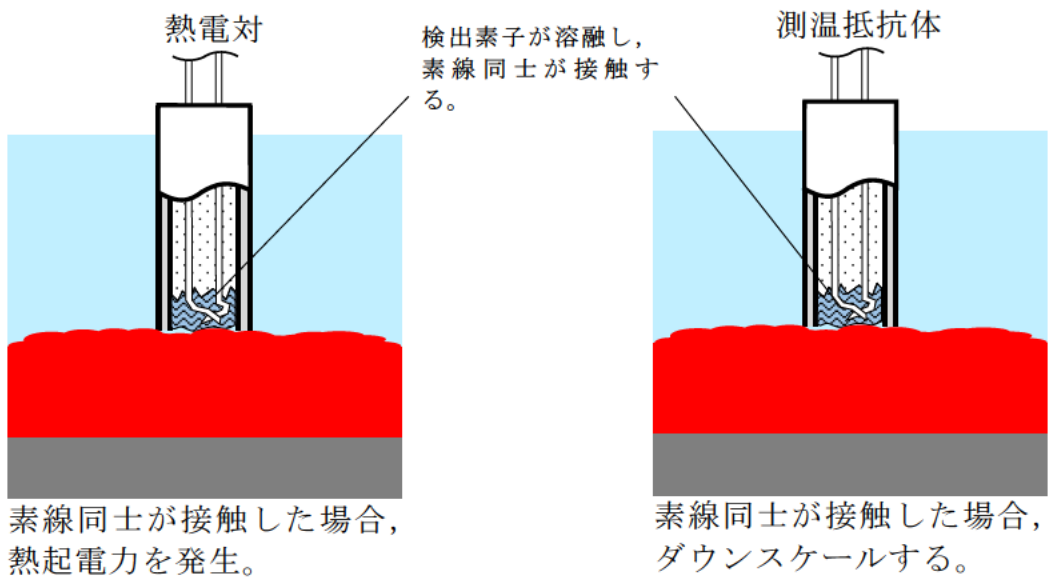
## (2) デブリと水温計の接触により発生する現象

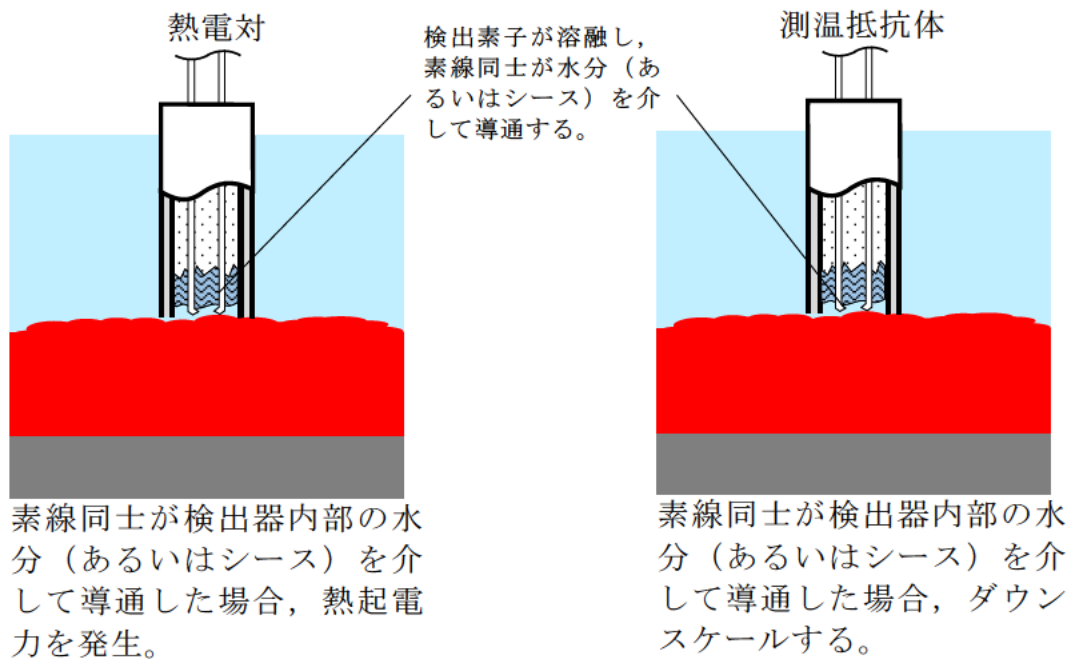
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

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



- ② デブリが検出素子に接触し，熔融する。





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

### (3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

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

### (4) まとめ

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

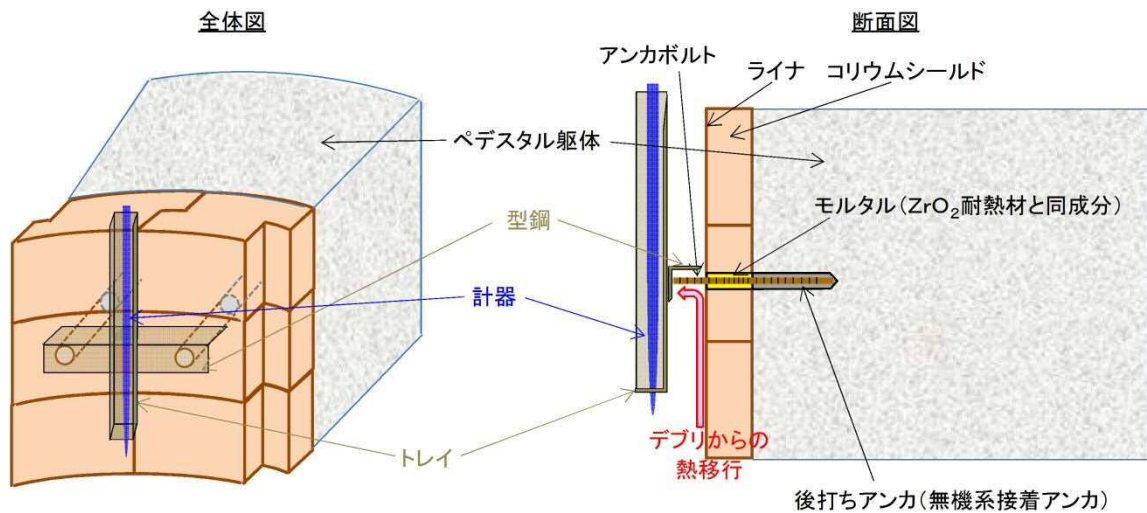
合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

## ペDESTAL内計器の設置方法について

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

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

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



第1図 ペDESTAL内計器の設置概念図

## 原子炉水位不明時の対応について

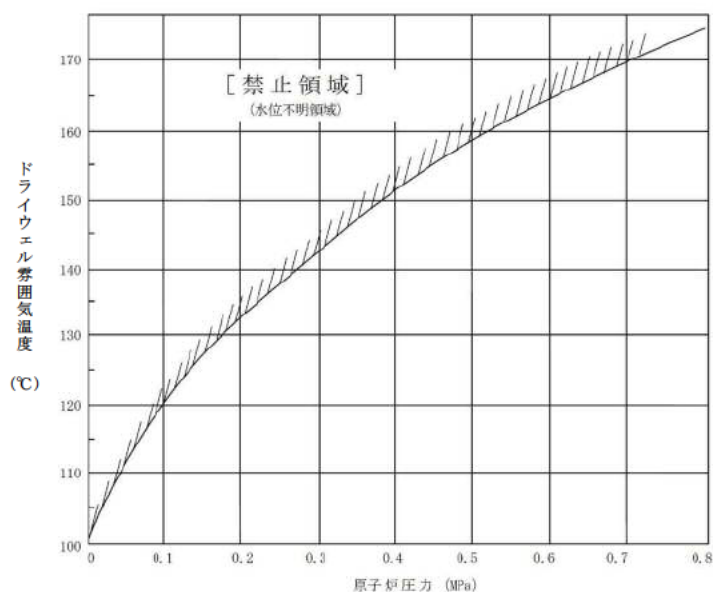
## 1. 概要

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

## 2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

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



第1図 水位不明判断曲線

3. 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」  
における水位不明時の対応について

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

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

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

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

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



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

第1表 水位不明時の必要注水時間（L0CA）

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

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

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

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

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

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

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

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

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

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

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

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

第3表 パラメータ推移

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

## R P V 破損判断について

## 1. R P V 破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、熔融炉心が原子炉压力容器の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後 R P V が破損することとなるが、リロケーション後の R P V 破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V 破損後は、ペDESTAL にデブリが落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL 水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL 注水を実施するために、速やかに R P V 破損を判断する必要がある。

このため、R P V 破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、R P V 破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降の R P V 破損に至るまでの間は R P V 破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、R P V 破損判断の迅速性向上を図ることとする。

## 2. 個別パラメータ設定の考え方（第1表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

① R P V破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V破損の誤検知防止）（別添1）

② デブリの落下挙動の不確かさ<sup>\*</sup>を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の迅速な判断）

<sup>\*</sup>原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、CRDハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V破損判断の迅速性を確保する。

### 【破損徴候パラメータ】

- ・原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・R P V下鏡部温度（第1図）が「300℃到達」

### 【破損判断パラメータ】

- ・ペDESTAL水温の「上昇」又は「指示値喪失」

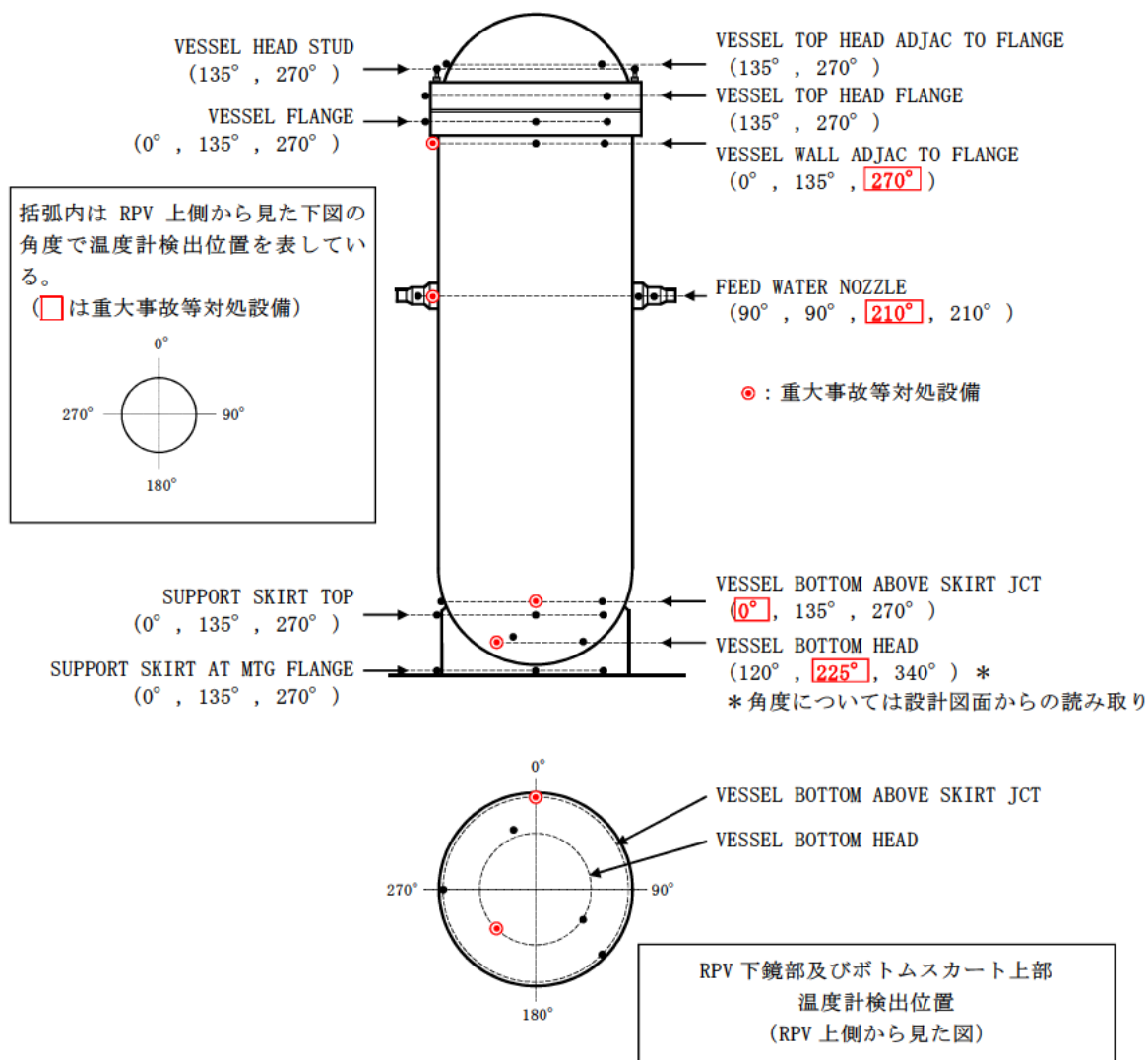
なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは、“原子炉圧力の低下” “ドライウェル圧力の上昇” “ペDESTAL雰囲気

温度の上昇” “ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，デブリ少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，R P V破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため，R P V破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペデスタル水温に係る計装設備を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第1表 過渡事象及びLOCA時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
<b>【破損徴候パラメータ】</b>	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により、リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており、熔融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより、リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり、破損徴候パラメータとして設定可能。なお、RPV内が300℃到達の状態は、逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており、RPV内が過熱状態であることを意味するため、リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
<b>【破損判断パラメータ】</b>	
ペDESTAL水温	<ul style="list-style-type: none"> <li>RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降、ペDESTAL水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり、RPV破損の誤検知の恐れはない。</li> <li>少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさを考慮しても、ペDESTAL水温計の上昇又は指示値喪失により、RPV破損の迅速な判断が可能。</li> </ul>
<b>【従来の破損判断パラメータ等】</b>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>ドライウェル圧力</li> <li>ドライウェル雰囲気温度</li> <li>ペDESTAL雰囲気温度、等</li> </ul>	以下の理由により、破損判断パラメータとして設定しない （ <ul style="list-style-type: none"> <li>LOCA事象のリロケーション時等、RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。）                又は  <li>少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさを考慮した場合、変化幅が小さい。</li> </li></ul> ）





第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部、中部、下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

なお、東海第二発電所では下部炉心支持板で炉心を支えており、炉心損傷が進んで下部炉心支持板が崩壊すれば、全量の溶融炉心が下部プレナムに落下するとともに、下鏡部の温度が上昇し、いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には、下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると、RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが、東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし、RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図 RPV 温度計検出位置

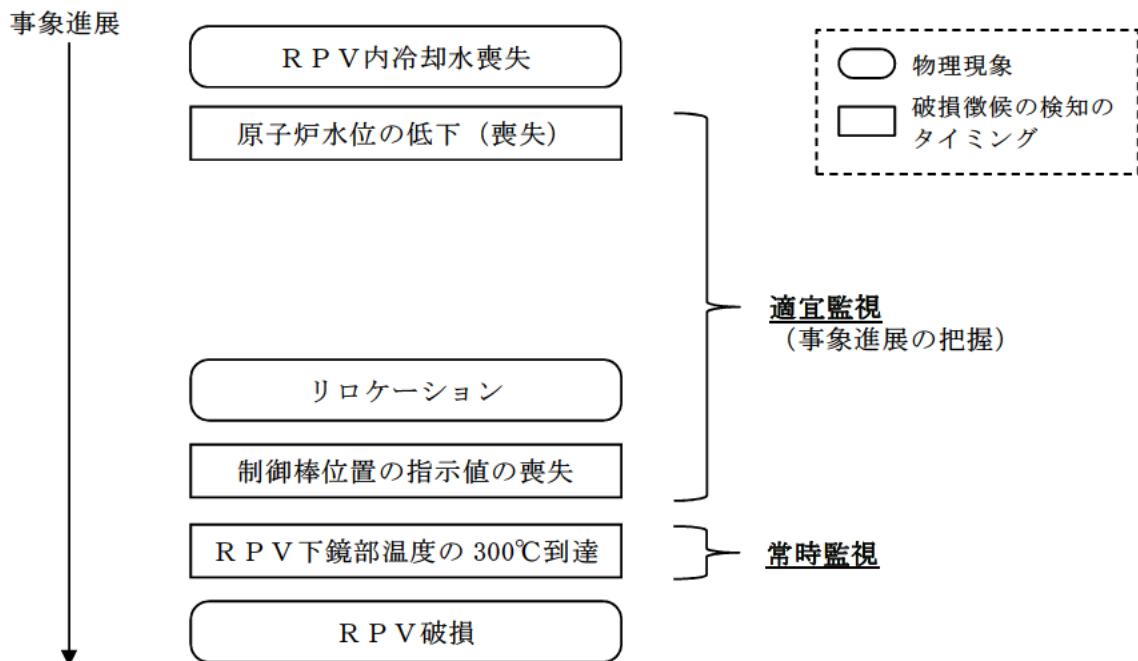
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、R P V破損の徴候及びR P V破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり、事故発生後は、R P V内冷却水喪失、炉心損傷、リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが、その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知され、その後R P Vが破損することとなる。

そこで、“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では、機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが、“R P V下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図 R P V破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から、“ペデスタル水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に、R P V破損を判断することとする。

なお、ペデスタル水温を計測する測温抵抗体式温度計については、水温上昇そのものを検知するほか、測温部に高温のデブリが接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また、デブリとの反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（MgO）の溶融等が発生すると、導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより、温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については、重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが、このうち設計基準対象施設の計器については、重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により、重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また、重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり、かつ位置的に分散して2箇所を設置することから、重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より、重大事故等対処設備の計器が300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータであるペデスタル水温を常時監視することを基本とする。ただし、重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し、設計基準対象施設の計器が1つでも300℃に到達するような場合には、万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から、R P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである

ペDESTAL水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

#### (4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、S B O時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

#### 4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損してデブリがペDESTALに落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3.に示す“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、R P V破損から7分後にペDESTALへの注水を開始する設定としている。

なお、ペDESTAL水プールの水位を1mとした場合、RPV破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約19分間、事象進展の早い大破断LOCA事象の場合で約14分間であり、RPV破損から7分後にペDESTALへの注水を開始することでデブリの冷却は維持される\*。

\*格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり、デブリからの崩壊熱による蒸散量より多いため、デブリ露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約12分間（19分-7分）、大破断LOCA事象の場合で約7分間（14分-7分）である。

## 事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

## 1. はじめに

R P V 破損は“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

別紙 5 3. (1) に記載のとおり、R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300°C 到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断の可能性について整理する。

## 2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

## (1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

## (2) L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

### 3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，ペDESTAL水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することはなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁 作動	R P V破損	判 断
<b>【破損判断パラメータ】</b>			
ペDESTAL水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、ペDESTAL水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
<b>【従来の破損判断パラメータの例】</b>			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS / P経路で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS / P経路で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL内にデブリが落下する前に有意な変化はない

第2表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（L O C A）

パラメータ	破断口からの 蒸気流出	R P V破損	判 断
<b>【破損判断パラメータ】</b>			
ペDESTAL水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、ペDESTAL水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
<b>【従来の破損判断パラメータの例】</b>			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペDESTAL雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる