

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.4 計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4.1表及び第6.4.2表に、設計基準最大値等を第6.4.3表に示す。」</p> <p>計装設備（重大事故等対処設備）概略系統図を第6.4.1図から第6.4.4図に示す。</p> <p>6.4.2 設計方針</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</p>	<p>6. 計測制御系統施設</p> <p>6.4 計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（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発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4-1表に、設計基準最大値等を第6.4-3表に示す。</p> <p>計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図を第6.4-1図から第6.4-6図に示す。</p> <p>6.4.2 設計方針</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は重大事故等の対処に使用済燃料プール内及び運転停止中原子炉内の燃料損傷防止対策を含めているため「等」を記載（KKも同様）。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・表のタイトルを記載（KKと同様）。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」とし、また、「系統概要図」に統一。（KKは「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概要図等」と記載） <p>パラメータ分類名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海は「原子炉圧力容器」を原子炉容器に読み替えている。 <p>設計方式の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・KKは「計器故障時」と記載。東二は玄海同様、計器故障が疑

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第6.4.4表に示す。</p> <p>現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。</p> <p>具体的なパラメータは、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器水素濃度 ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA） ・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA） <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第6.4.3表に示す。</p> <p>可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（3号及び4号炉共用） ・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（3号及び4号炉共用） <p>全交流動力電源が喪失した場合、又は直流電源の喪失が想定される場合において、計測設備への代替電源設備として大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p>	<p>計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第6.4-4表に示す。</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、又は直流電源の喪失が想定される場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p>	<p>われる場合を含めた対応。</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海はループプラントのため「他ループの計器」を有するが、東二は炉型の違いから「他ループの計器」を有さないため（KKも同様）。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は可搬型計測器以外に、可搬型の重大事故等対処設備により計測する対象パラメータがないため、それに係る記載もない（KKも同様）。以下、関連箇所を備考欄へ「※1」で表す。 <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器は計器電源喪失時に使用する設備であることから、先に電源設備の設計方針を、続いて、可搬型計測器を説明する流れとしている（KKと同様）。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海の「計測する計器」の箇所を東二では、「6.4.1 概要」で「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備」と説明しているため、それを引用し記載（KKも同様）。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は全ての代替電源設を記載しておらず、電源喪失に伴い

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）</p> <p>・蓄電池（重大事故等対処用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>・直流電源用発電機（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>・可搬型直流変換器（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、記録できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（3号及び4号炉共用） ・SPDS データ表示装置（3号及び4号炉共用） 	<p>・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第6.4-3表に示す。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。また、同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用） ・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用） <p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、計測又は監視及び記録ができる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置） 	<p>使用する代替電源設備のみを記載。</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は直流及び交流電源負荷を有するため、玄海の「直流電源」だけでなく、直流も交流も含めて「代替電源設備」と記載（KKも同様）。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器は玄海同様に仕様毎に記載。一方、KKは温度計測用の1種類だけのため、可搬型計測器の後書きの括弧は記載がなく、「可搬型計測器」のみを記載している。 <p>記載表現の違い</p> <p>設備の相違（※1による）</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海はMCR側の伝送システムで記録を補完できるのに対し、東二はMCR側と緊対側の両方の

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（3号及び4号炉共用）</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。</p> <p>ディーゼル発電機については「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>6.4.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設及び可搬型の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重要監視パラメータの計測、重要監視パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替監視パラメータの計測における電源は、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置は他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立を図るとともに、重要監視パラメータ及び重要代替</p>	<p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>非常用ディーゼル発電機については、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>6.4.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは、重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計と</p>	<p>伝送装置が必要なため（KKも同様）。</p> <p>設備の相違（※1による）</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・東二は非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備に位置づけているため。</p> <p>設備の相違（※1による）</p> <p>・東二は可搬型の対象パラメータがないため、常設／可搬型を記載する必要がない（KKも同様）。</p> <p>記載表現、設備名称の相違</p> <p>・主語の記載は全体のトーンに合わせ記載（KKと同様）。</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・東二はDB施設と兼用し、同じ系統構成で使用するパラメータを有するため、全てにおいて独立して単独で使用する設計とはしないため（KKも同様に記載なし）。</p> <p>記載表現、記載名称の相違</p> <p>・東二は重要監視パラメータと</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互を分離し、独立を図ることで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。</p> <p>可搬型の格納容器水素濃度及び原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置並びに格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）並びに可搬型計測器は、通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>する。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においても、パラメータ相互を電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>データ表示装置は、重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>重要代替監視パラメータの全てを物理的に分離する設計とはしない（例えば、原子炉圧力と原子炉水位の検出配管は同一）ため、また以降で電氣的に分離することを記載（KKも同様）。なお、KKはパラメータ相互を「ヒューズ」で電氣的に分離をする記載があるが、東二はそれ以外にアイソレータによる分離もあるため、玄海同様の記載としている。</p> <p>設備の相違（※1による）</p> <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海は現場計測を必要とする可搬型のパラメータに続き、可搬型計測器を説明する流れ。東二は現場計測を必要とする可搬型パラメータが無いため、SPDS の後に可搬型計測器を説明（KKと同様）。 <p>以下、関連箇所を「※2」で表す。</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は中央制御室で監視するデータ表示装置（可搬型）を重大事故等対処設備に位置づけて使用するため。以下、関連箇所を備考欄へ「※3」で表す。

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.4.2.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、号炉の区分けなく記録することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。</p> <p>これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、3号炉及び4号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく記録できる設計とする。</p> <p>6.4.2.4 容量等</p> <p>基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材高温側温度（広域） ・ 1次冷却材低温側温度（広域） ・ 1次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ポンプ流量 ・ 余熱除去流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器再循環サンプル水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプル水位（狭域） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 	<p>6.4.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位（広帯域） ・ 原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 東二は共用を有さないため。 <p><玄海></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p><KKとの相違></p> <p>KKにあって東二にないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内水素濃度 ・ 格納容器内酸素濃度 <p>（東二は既設 CAMS を自主対策設備に位置づけて使用）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 <p>（東二は緊急用海水系の流量に相当）</p> <p>東二にあってKKにないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <p>（東二はLPCS系をSA設</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンク水位 ・ほう酸タンク水位 ・復水タンク水位 <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内温度（SA） ・AM用消火水積算流量 ・B格納容器スプレイ流量積算流量 ・AM用格納容器圧力 ・原子炉格納容器水位 ・原子炉下部キャビティ水位 ・アニュラス水素濃度 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA広帯域） ・原子炉水位（SA燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水温 ・ドライウエル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 	<p>備に位置づけているため)</p> <p><玄海></p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p><KKとの相違></p> <p>KKにあって東二にないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水pH（東二とは設備の相違） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） （KKはDB兼用とSA用に2台設定） <p>東二にあってKKにないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，代替循環冷却系ポンプ入口温度，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・格納容器下部水温（東二固有のMCCI/FCI対策のため） ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・常設高圧代替注水系ポンプ吐

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び十分に余裕のある個数を有する設計とする。</p> <p>可搬型の格納容器水素濃度の計測装置は、3号炉及び4号炉で同時に被災した場合においても、系統を切替えることにより共用して使用可能であるため、3号炉及び4号炉で1セット1個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計3個（3号及び4号炉共用）を保管する。</p> <p>可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計4個（3号及び4号炉共用）を保管する。</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット4個（測定時の故障を想定した3号炉及び4号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット4個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として4個の合計12個（3号及び4号炉共用）を保管する。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット9個（測定時の故障を想定した3号炉及び4号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット9個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として9個の合計27個（3号及び4号炉共用）を保管する。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット32個（測定時の故障を想定した3号炉及び4号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット32個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として32個の合計96個（3号及び4号炉共用）を保管する。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・格納容器内酸素濃度（SA） ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ容量を伝送できる設計とする。</p>	<p>出圧力、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内酸素濃度（SA）（既設CMASの代替計器） <p>設備の相違（※1による）</p> <p>記載箇所の相違（※2による）</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海は62条要求の発電所外を含めて記載。東二は58条要求に記録機能に必要な発電所内に留めた記載（KKと同様）。

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.4.2.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材高温側温度（広域） ・ 1次冷却材低温側温度（広域） ・ 1次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内温度（SA） ・ 格納容器再循環サンプル水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプル水位（狭域） ・ 原子炉格納容器水位 ・ 原子炉下部キャビティ水位 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 <p>なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉補助建屋内に設置</p>	<p>データ表示装置は、中央制御室の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの表示が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット20個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として20個を含めて合計40個を分散して保管する。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット18個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として18個を含めて合計36個を分散して保管する。</p> <p>6.4.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器温度 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水温 ・ 格納容器下部水位 ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 <p>なお、起動領域計装、平均出力領域計装については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原</p>	<p>設備の相違（※3による）</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・東二はMCR及び緊急時対策所に分散して保管することを記載（KKと同様）。</p> <p>設備の相違（※1による）</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設備名称相違</p> <p>設備の相違（※1による）</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ流量 ・ 余熱除去流量 	<p>子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備は、その環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ 原子炉水位 (SA 広帯域) ・ 原子炉水位 (SA 燃料域) ・ 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 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器内水素濃度 (SA) ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度 (SA) 	<p>記載表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 東二は IS-LOCA 時に使用する設備は限定されるため (KK は IS-LOCA に関する記載なし)。 なお、東二で IS-LOCA 時に監視する対象パラメータは以下の通りである。 ・ 技術的能力 1.3 「1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順」の判断基準に用いられるパラメータ ・ 有効性評価「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」における操作及び確認に用いられるパラメータ

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境影響を受けない原子炉周辺建屋内の区画に設置する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助給水流量 ・主蒸気ライン圧力 <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・B格納容器スプレイ流量積算流量 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ほう酸タンク水位 ・AM用消火水積算流量 <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンク水位 <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力 ・AM用格納容器圧力 ・復水タンク水位 ・アニュラス水素濃度 <p>可搬型の格納容器水素濃度の計測装置は、原子炉補助建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。</p> <p>可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置は、原子炉補助建屋内、4号炉の原子炉周辺建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備は、その環境影響を受けない原子炉建屋廃棄物処理棟内の区画に設置する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 	<p>備考</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・前述同様。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・KKは「原子炉建屋内の原子炉区域外，タービン建屋内又は廃棄物処理建屋内」に設置の計測設備を纏めて記載。東二は玄海同様に設置場所ごとに分けて記載。 <p>設備の相違（※1による）</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋及び3号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉及び4号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉及び4号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び4号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>SPDS データ表示装置は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p>可搬型の格納容器水素濃度の計測装置に使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。格納容器水素濃度の指示値は、</p>	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>データ表示装置は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所（計測場所）で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p>	<p>記載箇所の相違（※2による）</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違（※3による）</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・玄海は2種類の可搬型計測器を設計方針は同じでも、それぞれ分けて記載。東二は「可搬型計測器」について前述（P3）で呼び込んでいるため、纏めて記載する。</p> <p>設備の相違（※1による）</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>中央制御室にて確認できる設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度の計測装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、一般的に使用される工具を用いて、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度の計測装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。</p> <p>また、切替えに伴う配管の接続作業は、簡便な接続規格とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</p> <p>可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置の接続は、簡便な接続規格による接続とし、現場で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、弁操作等にて速やかに切替える設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、検出器と温度計本体の接続はプラグ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）の計装ケーブルの接続は、プラグ接続とし、現場で確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）の計装ケーブルの接続はプラグ接続とし、現場で確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置を使用したパラメータ記録を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。</p> <p>SPDS データ表示装置は、記録時においては、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として</p>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設として</p>	<p>記載箇所の相違（※2による）</p> <p>記載箇所の相違 先行PWRは「記録」に限定した言い方</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材高温側温度（広域） ・ 1次冷却材低温側温度（広域） ・ 1次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ポンプ流量 ・ 余熱除去流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ 燃料取替用水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 復水タンク水位 	<p>使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位（広帯域） ・ 原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 	<p>設備の相違 KKとの相違は「6.4.2.4 容量等」に記載の内容と同様</p>
<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内温度（SA） ・ AM用消火水積算流量 ・ B格納容器スプレイ流量積算流量 ・ AM用格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器水位 ・ 原子炉下部キャビティ水位 ・ アンユラス水素濃度 	<p>常設の重大事故等対象設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器温度 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（SA 広帯域） ・ 原子炉水位（SA 燃料域） ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 	<p>設備の相違 ・ KKとの相違は「6.4.2.4 容量等」に記載の内容と同様</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水温 ・ドライウエル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・格納容器内酸素濃度（SA） ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） <p>格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）及びフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また、中央制御室の制御盤にてスイッチによりサンプリング装置の操作が可能な設計とする。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また、中央制御室の制御盤にてスイッチにより弁開閉操作及び起動操作が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違（52条と記載を整合）</p> <p>設備の相違（54条と記載を整合）</p> <p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.4.3 主要設備及び仕様 計装設備の主要設備及び仕様を第 6.4.1 表及び第 6.4.2 表に示す。</p> <p>6.4.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ表示装置は、付属のスイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。 データ表示装置は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また、付属のスイッチにより中央制御室内で操作が可能な設計とする。 可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属のスイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>6.4.3 主要設備及び仕様 計装設備の主要設備及び仕様を第 6.4-1 表及び第 6.4-2 表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 6.4-5 表に示す。</p> <p>6.4.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ表示装置は、原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 可搬型計測器は、原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）ができる設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違（※3による）</p> <p>設備の相違 ・玄海はプラグ接続（工具不要）であるのに対し、東二はボルト・ネジにて接続（工具が必要）するため。</p> <p>記載表現の相違 ・玄海は2種類の可搬型計測器を設計方針は同じでも、それぞれ分けて記載。東二は「可搬型計測器」について前述（P3）で呼び込んでいるため、纏めて記載する。</p> <p>設計方針の相違 ・重大事故等対処設備に設定の補助パラメータを記載（KKと同様）。</p> <p>設備の相違（※1による）</p> <p>設備の相違</p>

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.4.1表 計装設備（常設）の設備仕様</p> <p>(1) 1次冷却材高温側温度（広域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 4 計測範囲 0～400℃</p> <p>(2) 1次冷却材低温側温度（広域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 4 計測範囲 0～400℃</p> <p>(3) 1次冷却材圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～21.0MPa [gage]</p> <p>(4) 加圧器水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(5) 原子炉容器水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1 計測範囲 0～100%</p>	<p>第6.4-1表 計装設備（常設）の設備仕様</p> <p>(1) 原子炉圧力容器温度 個 数 4 計測範囲 0～500℃</p> <p>(2) 原子炉圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～10.5MPa [gage]</p> <p>(3) 原子炉圧力（SA） 個 数 2 計測範囲 0～10.5MPa [gage]</p> <p>(4) 原子炉水位（広帯域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 -3,800～1,500mm</p> <p>(5) 原子炉水位（燃料域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 -3,800～1,300mm</p> <p>(6) 原子炉水位（SA広帯域） 個 数 1 計測範囲 -3,800～1,500mm</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
(6) 高圧注入ポンプ流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～400m ³ /h	(7) 原子炉水位（SA燃料域） 個 数 1 計測範囲 -3,800～1,300mm (8) 高圧代替注水系系統流量 個 数 1 計測範囲 0～50L/s	
(7) 余熱除去流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～1,300m ³ /h	(9) 低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系（常設） 個 数 1 計測範囲 0～500m ³ /h 低圧代替注水系（常設） 個 数 1 計測範囲 0～80m ³ /h 低圧代替注水系（可搬型） 個 数 1 計測範囲 0～300m ³ /h 低圧代替注水系（可搬型） 個 数 1 計測範囲 0～80m ³ /h	（補足） ・低圧代替注水系（常設）は、常設設備及び可搬型設備による対応時の両方で使用。低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型設備による対応時に使用。
(8) AM用消火水積算流量 個 数 1 計測範囲 0～200m ³ /h（積算：0～10,000m ³ ）		
(9) B格納容器スプレイ流量積算流量 個 数 1 計測範囲 0～1,700m ³ /h（積算：0～10,000m ³ ）		
(10) 格納容器内温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1 計測範囲 0～220℃	(10) 代替循環冷却系原子炉注水流量 個 数 1 計測範囲 0～150m ³ /h	
(11) 格納容器内温度（SA） 個 数 1 計測範囲 0～220℃	(11) 原子炉隔離時冷却系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1 計測範囲 0～50L/s	
(12) 格納容器圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備	(12) 高圧炉心スプレイ系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> 計装設備（重大事故等対処設備） 個数 2 計測範囲 -50～450kPa [gage] 	<ul style="list-style-type: none"> 計装設備（重大事故等対処設備） 個数 1 計測範囲 0～500L/s 	
<p>(13) AM用格納容器圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 0～1.5MPa [gage] 	<p>(13) 残留熱除去系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉プラント・プロセス計装 計装設備（重大事故等対処設備） 	
<p>(14) 格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> プロセス計装設備 計装設備（重大事故等対処設備） 	<ul style="list-style-type: none"> 個数 3 計測範囲 0～600L/s <p>(14) 低圧炉心スプレイ系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉プラント・プロセス計装 計装設備（重大事故等対処設備） 	
<p>(15) 格納容器再循環サンプ水位（狭域）</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> プロセス計装設備 計装設備（重大事故等対処設備） 	<ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 0～600L/s <p>(15) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量</p> <p>低圧代替注水系（常設）</p>	
<ul style="list-style-type: none"> 個数 2 計測範囲 0～100% <p>(16) 原子炉格納容器水位</p>	<ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 0～500m³/h <p>低圧代替注水系（可搬型）</p>	
<ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 ON-OFF <p>(17) 原子炉下部キャビティ水位</p>	<ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 0～500m³/h <p>(16) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量</p>	
<ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 ON-OFF <p>(18) 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 計装設備（重大事故等対処設備） 放射線管理設備（通常運転時等） 放射線管理設備（重大事故等時） 	<ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 0～200m³/h <p>(17) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p> <ul style="list-style-type: none"> 個数 1 計測範囲 0～300m³/h <p>(18) ドライウェル雰囲気気温度</p>	
<ul style="list-style-type: none"> 個数 2 	<ul style="list-style-type: none"> 個数 8 	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉	東海第二発電所	備考
<p>計測範囲 $10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</p> <p>(19) 格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・放射線管理設備（通常運転時等） ・放射線管理設備（重大事故等時） 個 数 2 計測範囲 $10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$</p> <p>(20) 出力領域中性子束 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 4（上部と下部の中性子束平均値） 計測範囲 0～120%</p> <p>(21) 中間領域中性子束 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$</p> <p>(22) 中性子源領域中性子束 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 $1 \sim 10^6 \text{cps}$</p> <p>(23) 蒸気発生器狭域水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 8</p>	<p>計測範囲 0～300℃</p> <p>(19) サプレッション・チェンバ雰囲気温度 個 数 2 計測範囲 0～200℃</p> <p>(20) サプレッション・プール水温度 個 数 3 計測範囲 0～200℃</p> <p>(21) 格納容器下部水温 ペDESTAL床面高さ 0m 検知用 個 数 5 計測範囲 0～500℃ ペDESTAL床面高さ+0.2m 検知用 個 数 5 計測範囲 0～500℃</p> <p>(22) ドライウエル圧力 個 数 1 計測範囲 0～1MPa [abs]</p> <p>(23) サプレッション・チェンバ圧力 個 数 1 計測範囲 0～1MPa [abs]</p> <p>(24) サプレッション・プール水位 個 数 1 計測範囲 -1～9m (EL. 2, 030～12, 030mm)</p> <p>(25) 格納容器下部水位 ペDESTAL床面高さ+1.05m 検知用 個 数 2 計測範囲 EL. 12, 856mm ペDESTAL床面高さ+0.50m 検知用 個 数 2</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>計測範囲 0～100%</p> <p>(24) 蒸気発生器広域水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個数 4 計測範囲 0～100%</p> <p>(25) 補助給水流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個数 4 計測範囲 0～210m³/h</p> <p>(26) 主蒸気ライン圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個数 8 計測範囲 0～9.5MPa [gage]</p> <p>(27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(28) 燃料取替用水タンク水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個数 2 計測範囲 0～100%</p>	<p>計測範囲 EL. 12, 306mm ペDESTAL床面高さ+0.95m 検知用 個数 2 計測範囲 EL. 12, 756mm ペDESTAL床面高さ+2.25m 満水管理用 個数 2 計測範囲 EL. 14, 056mm ペDESTAL床面高さ+2.75m 満水管理用 個数 2 計測範囲 EL. 14, 556mm</p> <p>(26) 格納容器内水素濃度（SA） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個数 1 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(27) 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・放射線管理設備（通常運転時等） ・放射線管理設備（重大事故等時） 個数 2 計測範囲 10⁻²～10⁵Sv/h</p> <p>(28) 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・放射線管理設備（通常運転時等） ・放射線管理設備（重大事故等時） 個数 2 計測範囲 10⁻²～10⁵Sv/h</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(29) ほう酸タンク水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(30) 復水タンク水位 兼用する設備は以下のとおり。 ・プロセス計装設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(31) アンユラス水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 0～20vol%</p>	<p>(29) 起動領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 8 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p> <p>(30) 平均出力領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(31) フィルタ装置水位 個 数 2 計測範囲 180～5,500mm</p> <p>(32) フィルタ装置圧力 個 数 1 計測範囲 0～1MPa [gage]</p> <p>(33) フィルタ装置スクラビング水温度 個 数 1 計測範囲 0～300℃</p> <p>(34) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・放射線管理設備（重大事故等時） ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 高レンジ 個 数 2</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ 低レンジ 個 数 1 計測範囲 $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</p> <p>(35) フィルタ装置入口水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(36) 耐圧強化ベント系放射線モニタ 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・放射線管理設備（重大事故等時） 個 数 1 計測範囲 $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</p> <p>(37) 代替循環冷却系ポンプ入口温度 個 数 1 計測範囲 0～100℃</p> <p>(38) 残留熱除去系熱交換器入口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～300℃</p> <p>(39) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～300℃</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>(40) 残留熱除去系海水系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 2 計測範囲 0～550L/s</p> <p>(41) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 個 数 1 計測範囲 0～800m³/h</p> <p>(42) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） 個 数 1 計測範囲 0～50m³/h</p> <p>(43) 代替淡水貯槽水位 個 数 1 計測範囲 0～20m</p> <p>(44) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個 数 1 計測範囲 0～10MPa [gage]</p> <p>(45) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個 数 2 計測範囲 0～5MPa [gage]</p> <p>(46) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 個 数 1 計測範囲 0～5MPa [gage]</p> <p>(47) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3 / 4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>計測範囲 0～10MPa [gage]</p> <p>(48) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1 計測範囲 0～10MPa [gage]</p> <p>(49) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 3 計測範囲 0～4MPa [gage]</p> <p>(50) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1 計測範囲 0～4MPa [gage]</p> <p>(51) 原子炉建屋水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 個 数 2*¹ 計測範囲 0～10vol% *1：原子炉建屋原子炉棟6階</p> <p>(52) 原子炉建屋水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 個 数 3*¹</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3 / 4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>計測範囲 0～20vol%</p> <p>*1：原子炉建屋原子炉棟2階，地下1階</p> <p>(53) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数 4</p> <p>計測範囲 0～300℃</p> <p>*1：2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</p> <p>(54) 格納容器内酸素濃度（SA） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～25vol%</p> <p>(55) 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 水位：1 温度：1（検出点2箇所）</p> <p>計測範囲 水位：-4,300～+7,200mm (EL. 35,077～46,577mm) 温度：0～120℃</p> <p>(56) 使用済燃料プール温度（SA）</p> <p>個 数 1（検出点8箇所）</p> <p>計測範囲 0～120℃</p> <p>(57) 使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>(32) 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（3号及び4号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計装設備（重大事故等対処設備） ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ・通信連絡設備（重大事故等時） <p>個 数 一式</p> <p>(33) SPDS データ表示装置（3号及び4号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計装設備（重大事故等対処設備） ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ・通信連絡設備（重大事故等時） <p>個 数 一式</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・計装設備（重大事故等対処設備） ・放射線管理設備（重大事故等時） <p>高レンジ</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</p> <p>低レンジ</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</p> <p>(58) 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を含む） 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・計装設備（重大事故等対処設備） <p>個 数 1</p> <p>(59) 安全パラメータ表示システム（SPDS） 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計装設備（重大事故等対処設備） ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ・通信連絡設備（重大事故等時） <p>データ伝送装置</p> <p>個 数 一式</p> <p>緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>個 数 一式</p> <p>SPDS データ表示装置</p> <p>個 数 一式</p>	

玄海原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.4.2表 計装設備（可搬型）の設備仕様</p> <p>(1) 格納容器水素濃度（3号及び4号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 1（予備2） 計測範囲 0～20vol%</p> <p>(2) 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）（3号及び4号炉共用） 個 数 2（予備2） 計測範囲 0～1MPa [gage]</p> <p>(3) 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（3号及び4号炉共用） 個 数 一式*¹ *1 可搬型温度計測装置のうち可搬型の温度計本体は8個（予備4個）、3号炉の検出器は3個とする。</p> <p>(4) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（3号及び4号炉共用） 個 数 18（予備9）</p> <p>(5) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（3号及び4号炉共用） 個 数 64（予備32）</p>	<p>第6.4-2表 計装設備（可搬型）の設備仕様</p> <p>(1) データ表示装置 個 数 一式</p> <p>(2) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用） 個 数 20（予備20）</p> <p>(3) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用） 個 数 18（予備18）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉容器内の温度	1次冷却材高温側温度(広域) ^{*1}	4	0～400℃	最大値：約344℃	1次系最高使用温度(343℃)及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。 1次冷却材高温側温度(広域)で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材の温度が低く、炉心出口温度が350℃以上であれば炉心出口温度は350℃以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。	4
	1次冷却材低温側温度(広域)	4				
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力	2	0～21.0MPa [gage]	最大値：約17.9MPa [gage]	1次系最高使用圧力(17.16MPa [gage])の1.2倍(事故時の判断基準)である20.59MPa [gage]を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度(広域) ^{*1}					
	1次冷却材低温側温度(広域) ^{*2}					
原子炉容器内の水位	加圧器水位	2	0～100%	最大値：約91% 最小値：0%以下(注1)	原子炉容器上部に位置する加圧器上部隔壁上端近傍から下部隔壁上端までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を削減し、重大事故等時に同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位	1	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	加圧器の下部に位置し、加圧器水位の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。原子炉容器加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1・3 補正用
	1次冷却材高温側温度(広域) ^{*1}					
	1次冷却材低温側温度(広域) ^{*2}					
	1次冷却材圧力					
	加圧器水位 ^{*2}					
	原子炉容器水位 ^{*2}					
	燃料取扱用水タンク水位 ^{*2}					
	復水タンク水位 ^{*2}					
	原子炉容器への注水量					

原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様
 原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様
 原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様
 原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様
 原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様
 原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様
 水源の確保を監視するパラメータと同様

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

第6.4-3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/8）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	0～500℃	302℃*3	重大事故等時に、炉心損傷の判断基準である300℃を監視可能。	1
	原子炉圧力	*2				
	原子炉圧力(SA)	*2				
	原子炉水位(広帯域)	*2				
	原子炉水位(燃料域)	*2				
	原子炉水位(SA広帯域)	*2				
	原子炉水位(SA燃料域)	*2				
	残留熱除去系熱交換器入口温度	*2				
	原子炉圧力	*1				
	原子炉圧力(SA)	*1				
② 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域)	*2				
	原子炉水位(燃料域)	*2				
	原子炉水位(SA広帯域)	*2				
	原子炉水位(SA燃料域)	*2				
	高圧代替注水系原子炉注水流速	*2				
	代替注水系原子炉注水流速	*2				
	代替注水系原子炉注水流速	*2				
	高圧代替注水系原子炉注水流速	*2				
	残留熱除去系系統流量	*2				
	低圧炉心スプレイス系統流量	*2				

「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。
 「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。
 「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。
 「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。
 「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。
 「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。
 「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

① 原子炉圧力容器内の温度
 ② 原子炉圧力容器内の水位
 ③ 原子炉圧力容器内の水位
 ④ 原子炉圧力容器内の水位

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉格納容器 への注水量	B格納容器スプレイ流量 (積算値) ※1	1	0~1,700m ³ /h (0~10,000m ³)	- (注2)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの 最大流量(1,640m ³ /h)を監視可能。	1
	AM用消火水積算流量(積算値) ※1				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	
	高圧注入ポンプ流量 ※1				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	余熱除去流量 ※1				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度 ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度(SA) ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度(SA) ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度(SA) ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度(SA) ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度(SA) ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
原子炉格納容 器内の温度	格納容器内温度 ※1	1	0~220℃	最大値：約133℃ - (注2)	格納容器最高使用温度(144℃)及び重大事故等時 の格納容器最高温度(141℃)を超える温度を監視可能。	1
	格納容器内温度(SA) ※2	1			格納容器最高使用温度(144℃)を超える温度を監視可能。	1
	格納容器内温度(SA) ※2				格納容器最高使用温度(144℃)を超える温度を監視可能。	
	格納容器内温度(SA) ※2				格納容器最高使用温度(144℃)を超える温度を監視可能。	
原子炉格納容 器内の圧力	格納容器圧力	2	-50~ 450kPa [gauge]	最大値：約320kPa [gauge]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力(392kPa [gauge])を監視可能。重大事故等時の格納容器最高 圧力(444kPa [gauge])を監視可能。	1
	AM用格納容器圧力	1	0~1.5MPa [gauge]	- (注2)	重大事故等時の格納容器最高使用圧力(0.784MPa [gauge])以下を監視可能。	1
	格納容器内温度 ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器内温度(SA) ※2				原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同様	
原子炉格納容 器内の水位	格納容器再循環ポンプ水位(広域)	2	0~100%	100%	再循環可能水位(65%)を監視可能。重大事故等時 においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	格納容器再循環ポンプ水位(狭域)	2	0~100%	100%以上	格納容器再循環ポンプ上層(約10%)を監視可能。 狭域水位の100%は、広域水位の約60%に相当。重 大事故等時においても同計測範囲により事故対応が 可能。	2
	原子炉格納容器水位	1	ON-OFF	- (注2)	重大事故等時において、格納容器内への注水量の制 限レベルに達したことを監視可能。	1
	原子炉下部キャビティ水位	1	ON-OFF	- (注2)	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶 融炉心の堆積に必要な水量があることを監視可能。	1
	高圧注入ポンプ流量 ※2				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	
	余熱除去流量 ※2				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	
	AM用消火水積算流量(積算値) ※2				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	
	B格納容器スプレイ流量積算値(積算値) ※2				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器再循環ポンプ水位 ※2				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	
	格納容器再循環ポンプ水位 ※2				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様	

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

東海第二発電所

第6.4-3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/8）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
④ 原子炉圧力容 器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~50L/s	- ※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量(38L/s)を監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量(40L/s)を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量(438L/s)を監視可能。	
	[常設]	1	0~500m ³ /h ※7	- ※6	高圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水時に おける最大流量(470m ³ /h)を監視可能。	
	[常設]	1	0~80m ³ /h ※7, ※9	- ※6	高圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水時に おけるミニフロー調整時の最大流量(75m ³ /h)を監視可能。	
	[可搬型]	1	0~300m ³ /h ※8	- ※6	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水時 における可搬型代替注水系ポンプによる最大流量(268m ³ /h)を監視可能。	1
	[可搬型]	1	0~80m ³ /h ※8, ※9	- ※6	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水時 における可搬型代替注水系ポンプによるミニフロー調整 時の最大流量(75m ³ /h)を監視可能。	
	代替循環冷却系原子炉注水流 量	1	0~150m ³ /h	- ※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時にお ける最大流量(100m ³ /h)を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量(470L/s)を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量(456L/s)を監視可能。	
⑤ 原子炉格 納容器 への注水量	代替淡水貯槽水位	*2			「④水取の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブレーション・プール水位	*2			「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(広域)	*2				
	原子炉水位(狭域)	*2				
	原子炉水位(SA広域)	*2				
	原子炉水位(SA燃料域)	*2				
	低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量	1	0~500m ³ /h ※7	- ※6	低圧代替注水系(常設)による格納容器スプレイ時にお ける最大流量(449m ³ /h)を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容 器下部注水流 量	1	0~500m ³ /h ※8	- ※6	低圧代替注水系(可搬型)による格納容器スプレイ時にお ける可搬型代替注水系ポンプによる最大流量(349m ³ /h) を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容 器下部注水流 量	1	0~200m ³ /h	- ※6	低圧代替注水系(常設)による格納容器下部への注水時にお ける最大流量(168m ³ /h)を監視可能。	1
	代替淡水貯槽水位	*2			「④水取の確保」を監視するパラメータと同じ。	
サブレーション・プール水位	*2			「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
格納容器下部水位	*2					

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/4）

分類	重要監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 台数
原子炉内の 容器内 の放射線 量率	格納容器内放射線量率 ^{*1}	1	0~20vol%	— (注3)	重大事故等時に、変動範囲(0~13vol%)を監視可能。	—
	格納容器内放射線量率 ^{*2}	2	10 ³ ~10 ⁴ μSv/h	原子炉格納容器内の放射線量率(注3)	格納容器内高レベル放射線モニタ(高レベル)は、炉心損傷判断の種である10 ⁴ μSv/hを超過する放射線量率を監視可能。低レベルと高レベルの計測範囲はオーバーラップするように設定。	—
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	4 ^(注4)	0~120% (3.3×10 ⁶ ~1.2×10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約41倍 設計基準事故 [削除] 飛出し ^(注4)	設計基準事故時、事故初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超過するが、負のドップラー反応度係数効果により抑制され高レベルに低下する。また、重大事故等時においても計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時の変動範囲0~100%に対し、0~120%を監視可能。 [中間領域中性子束]及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	—
	中間領域中性子束	2	10 ¹¹ ~5×10 ¹³ A (1.3×10 ⁶ ~6.6×10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	通常運転時の変動範囲10 ¹¹ ~10 ¹³ Aに対し、10 ¹¹ ~5×10 ¹³ Aを監視可能。	—
	中性子源領域中性子束	2	1~10 ⁷ cps (10 ¹ ~10 ⁷ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	通常運転時の変動範囲1~10 ⁷ cpsに対し、1~10 ⁷ cpsを監視可能。	—
	1次冷却材高温側温度(広域) ^{*2}	—	—	—	—	—
最終ヒート シンク の確保	1次冷却材低温側温度(広域) ^{*2}	—	—	—	—	—
	ほうげんタンク水位 ^{*2}	—	—	—	—	—
	蒸気発生器減水水位	8	0~100%	最大値：100%以上 ^(注5) 最小値：0%以下 ^(注5)	水分分離器下流から伝熱管上流まで監視可能。[蒸気発生器減水水位]と相まって、重大事故等時に発生する蒸気発生器水位の変動を把握できる。	4
	蒸気発生器減水水位	4	0~100%	最大値：100%以上 ^(注5) 最小値：0%以下 ^(注5)	水分分離器下流から管束付直まで監視可能。重大事故等時に発生する蒸気発生器水位の変動を把握できる。(注5)	4
	補助給水流量	4	0~210m ³ /h	46.7m ³ /h	補助給水流量(46.7m ³ /h)を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	主蒸気ライン圧力	8	0~9.5MPa [gauge]	最大値：約8.5MPa [gauge]	2次系最高使用圧力(8.17MPa [gauge])を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	原子炉補給冷却水ノズル水位 ^{*1}	2	0~100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時においても計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補給冷却水ノズル圧力(SA) ^{*2}	1	0~1MPa [gauge]	— (注3)	原子炉補給冷却水ノズル圧力の加圧日標0.3MPa [gauge]を監視可能。	—
	格納容器再循環モニタ入口温度/出口温度(SA) ^(注3)	3	0~200℃	— (注3)	格納容器最高冷却水使用温度(114℃)及び重大事故等時の格納容器最高温度(144℃)を超える温度を監視可能。	3
	1次冷却材高温側温度(広域) ^{*2}	—	—	—	—	—
	1次冷却材低温側温度(広域) ^{*2}	—	—	—	—	—
	格納容器内温度 ^{*2}	—	—	—	—	—
格納容器内温度(SA) ^{*2}	—	—	—	—	—	
格納容器圧力 ^{*2}	—	—	—	—	—	
復水タンク水位 ^{*2}	—	—	—	—	—	

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

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

分類	重要監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 台数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	*1	0~300℃	136℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	*1	0~200℃	136℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	*1	0~500℃*10 (ベデスタル 床面0m*11)	88℃	格納容器の限界圧力(820kPa [gauge])におけるサブプレッション・プール水の飽和温度(約167℃)を監視可能。	1
	ドライウエル圧力	*1	0~500℃*10 (ベデスタル 床面+0.2m*11)	—*6	ベデスタル底部にデブリが落下した際に水温上昇や高温のデブリが接触し指が破損がタウンスケールすることによってデブリ落下を検知可能。	4
	サブプレッション・チェンバ圧力	*1	0~1MPa [abs]	250kPa [gauge]	格納容器の限界圧力(620kPa [gauge])を監視可能。	1
	ドライウエル雰囲気温度	*2	—	196kPa [gauge]	—	—
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	*2	—	—	—	—
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	*2	—	—	「⑦」原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	—
	サブプレッション・プール水位	*2	—	—	—	—
	高水位(高さ1m超検知用)	*2	—	—	—	—
	高水位(高さ0.5m, 1.0m未満検知用)	*2	—	—	—	—
	高水位(高さ0.5m, 1.0m未満検知用)	*2	—	—	—	—
	高水位(高さ0.5m, 1.0m未満検知用)	*2	—	—	—	—
	高水位(高さ0.5m, 1.0m未満検知用)	*2	—	—	—	—

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/4）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
格納容器バイパス の監視	1次冷却材圧力			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様		
	蒸気発生器熱域水位			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	蒸気発生器熱域水位			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	主蒸気ライン圧力			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	1次冷却材高温側温度 (広域) ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	1次冷却材低温側温度 (広域) ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	補助給水流量 ※2	2	0 ~ 100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時に際しても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	燃料取扱用タンク水位 ※1	2	0 ~ 100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時に際しても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	復水タンク水位 ※1	2	0 ~ 100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時に際しても同計測範囲により事故対応が可能。	1
水源の確保	高圧注入ポンプ流量 ※2			原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様		
	全熱除去流量 ※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様		
	A) 用消火水種算流量 (積算値) ※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様		
	B) 格納容器スプレッドレイ流量種算流量 (積算値) ※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様		
	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	出力領域中性子束 ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	中間領域中性子束 ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	中性子源領域中性子束 ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		
	補助給水流量 ※2	2	0 ~ 20vol%	3.3vol%以下	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時に際しても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	A) ニュートロン素濃度 ※2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様		

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 (注1) 計測範囲を一時的に超えるが、この場合は原子炉格納容器水位により水位を監視する。また、
 1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度(広域)によって原子炉の冷却状態を監視する。
 (注2) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は動作しない。
 (注3) 炉心損傷判断の値は10⁵msv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 (注4) 120%定格出力を超えるのは短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視に影響しない。
 (注5) 上部と下部の中性子束平均値。
 (注6) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

玄海原子力発電所 3/4号炉

東海第二発電所

備考

第6.4-3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/8）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
③ 原子炉格納容器内放射線モニタ	格納容器内水素濃度 (Sa)	*1	0 ~ 100vol%	3.3vol%以下	重大事故等時に際して、格納容器内の水素濃度の可能性を把握する上で、水素濃度の可濃度(4vol%)を監視可能。	1
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	*2				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	*2				
	サブレーション・チェンバ圧力	*2				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	*1	10 ⁻³ ~ 10 ³ Sv/h	10Sv/h未満 *16	炉心損傷の初期から炉心損傷した場合は約10Sv/hを把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	*1	10 ⁻² ~ 10 ³ Sv/h	10Sv/h未満 *16	炉心損傷の初期から炉心損傷した場合は約10Sv/hを把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1
④ 未境界の維持又は確認	起動領域計装	*1	10 ⁻¹ ~ 10 ⁶ cps (1.0 × 10 ³ ~ 1.0 × 10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0 ~ 40%又は0 ~ 125% (1.0 × 10 ⁸ ~ 1.5 × 10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超え、負の反応度及びバードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないこと。また、125%を一時的に超える計測範囲を計測する必要はない。また、重大事故等時に際しても原子炉再稼働ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応可能。	1
	平均出力領域計装	*1	0 ~ 125% (1.0 × 10 ¹² ~ 1.0 × 10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約19倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超え、負の反応度及びバードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないこと。また、125%を一時的に超える計測範囲を計測する必要はない。また、重大事故等時に際しても原子炉再稼働ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応可能。	1

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉		東海第二発電所					備考
		第6.4-3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/8）					
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
	<格納容器圧力速がし装置>						
	フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	—*6		1	
	フィルタ装置圧力	1	0～1MPa [gage]	—*6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力速がし装置の最高使用圧力（0.62MPa [gage]）を監視可能。	1	
	フィルタ装置スクラビング水温度	1	0～300℃	—*6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力速がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	2	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	—*6	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約5×10 ⁴ Sv/h）を監視可能。	—*22	
	フィルタ装置入口水素濃度	1	10 ⁻³ ～10 ⁴ msv/h	—*6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約7×10 ⁵ msv/h）を監視可能。	—*22	
	耐圧強化ベント系	2	0～100vol%	—*6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約7×10 ⁵ msv/h）を監視可能。	—*22	
	<耐圧強化ベント系>						
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	1	10 ⁻³ ～10 ⁴ msv/h	—*6	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約4×10 ³ msv/h）を監視可能。	—*22	
	<代替循環冷却系>						
	サブレーション・プール水温度	*1			「⑩原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	1	0～100℃	—*6	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度（77℃）を監視可能。	1	
	代替循環冷却系原子炉注水流量				「⑩原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	0～300m ³ /h	—*6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大流量（250m ³ /h）を監視可能。	1	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所				備考
第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6／8）						
分 類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個 数	計 測 範 囲	設 計 基 準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
④ 最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保 （ 2 ／ 2）	<残留熱除去系>					
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0～300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	245℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系系統流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系海水系系統流量	2	0～550l/s	493l/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493l/s）を監視可能。	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	0～800m ³ /h	—*6	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（660m ³ /h）を監視可能。	1
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	0～50m ³ /h	—*6	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。	
	ドライウエル雰囲気温度	*2			⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	*2				
	ドライウエル圧力	*2			⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバール圧力	*2				
	原子炉圧力容器温度	*2			①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位（広帯域）	*1				
原子炉水位（燃料域）	*1					
原子炉水位（SA広帯域）	*1					
原子炉水位（SA燃料域）	*1					
原子炉圧力	*1					
原子炉圧力（SA）	*1					
ドライウエル雰囲気温度	*1			⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウエル圧力	*1			⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所				備考	
第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/8）							
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
④ 水源の確保	サブレーション・プール水位	1	0～20m	—*6	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 代替淡水貯槽の底槽より上の水位計検出点からポンプアセス トライン配管下端（0～19m）を監視可能。	1	
	代替淡水貯槽水位	*2					
	高圧代替注水系統流量	*2					
	代替循環冷却系原子炉注水流量	*2					
	原子炉隔離時冷却系統流量	*2					
	高圧炉心スプレイン系系統流量	*2					
	残留熱除去系統流量	*2					
	低圧炉心スプレイン系系統流量	*2					
	常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	*2	1	0～10MPa [gauge]	—*6	高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力（6.90MPa [gauge]）を監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	*2	1	0～10MPa [gauge]	5.98MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（5.98MPa [gauge]）を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイン系ポンプ吐出圧力	*2	1	0～10MPa [gauge]	7.24MPa [gauge]	高圧炉心スプレイン系ポンプ吐出圧力（7.24MPa [gauge]）を監視可能。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	*2	1	0～5MPa [gauge]	—*6	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（3.45MPa [gauge]）を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	*2	3	0～4MPa [gauge]	2.30MPa [gauge]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（2.30MPa [gauge]）を監視可能。	
	低圧炉心スプレイン系ポンプ吐出圧力	*2	1	0～4MPa [gauge]	2.53MPa [gauge]	低圧炉心スプレイン系ポンプ吐出圧力（2.53MPa [gauge]）を監視可能。	1
	常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	*2	2	0～5MPa [gauge]	—*6	常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力（3.50MPa [gauge]）を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量	*2					
	低圧代替注水系統格納容器スプレイン流量	*2					
低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	*2						
④ の原子炉建屋建屋内部	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol%	—*6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能。	—*22	
		3	0～20vol%			—*22	
	蓄的触媒式水素再結合器動作監視装置	*2	0～300℃	—*6	重大事故等時において、蓄的触媒式水素再結合器の最高使用温度（300℃）を監視可能。	2	
		*18					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所		備考		
第6.4-3表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/8）						
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 搭載
④原子 力 機 器 内 の 格 納 容 器 内 の 酸 素 濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0～25vol%	4.4vol%以下	重大事故等時に、格納容器内の酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	— *22
	格納容器内気放熱線モニタ (D/W)	*2				
	格納容器内気放熱線モニタ (S/C)	*2				
	ドライウエール圧力	*2				
④使用 済 燃 料 プ ール の 監 視	サブプレッション・チェンバ圧力	*2				
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	*1	-4,300～+7,200mm *19 (EL.35,077～46,577mm)	-6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範囲にわたる水位を監視可能。	— *22
	使用済燃料プール温度 (SA)	*1	0～120℃	66℃	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。	1
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	*1	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	66℃	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。	— *22
	使用済燃料プール監視カメラ	*1	—	— *6	重大事故等時に、使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	— *22
<p>【④原子力機器容器内の圧力】を監視するパラメータと同じ。</p> <p>【④原子力機器容器内の圧力】を監視するパラメータと同じ。</p>						
<p>*1：分類のうち、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとして使用する。 *2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 *3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高出力に対する飽和温度。 *4：基準点は蒸気放熱器スカー卜下端 (ベッセルゼロレベルより1,340cm)、 *5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより915cm) *6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *7：常設設備による反応時及び可搬型設備による反応時の両方で使用。 *8：可搬型設備による対応時に使用。 *9：放射線計測 *10：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器)、 *11：ベグスタル底面 (コリウムシールド上表面) からの高さ *12：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) *13：R P V破損前までの水位管理 (高さ1m未満水位計) *15：R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2mの場合) (過水管理水位計) *16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内気放熱線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h (経過時間とともに値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 *17：平均出力監視計装A～Fの6チャンネルのうち、A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個、B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。 *18：2個の静荷型式水素再結合型に対して、出入口に1個ずつ設置 *19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より4,688mm) *20：検出点2箇所 *21：検出点8箇所 *22：全交差動力電源喪失時、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装監視装置 (水位・温度 (SA広域)、監視カメラ) に於いて常設代替交差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。</p>						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）	① 1次冷却材低温側温度（広域） ② 【炉心出口温度】*1	1次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1次冷却材低温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故発端において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることとを考慮する。また、使用可能であれば【炉心出口温度】により、温度を推定する。
	1次冷却材低温側温度（広域）	① 1次冷却材高温側温度（広域） ② 【炉心出口温度】*1	1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故発端において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることとを考慮する。また、使用可能であれば【炉心出口温度】により、温度を推定する。
	【炉心出口温度】*1	① 1次冷却材高温側温度（広域） ② 1次冷却材低温側温度（広域）	【炉心出口温度】の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、1次冷却材高温側温度（広域）を優先する。1次冷却材高温側温度（広域）と【炉心出口温度】の関係は、炉心状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において1次冷却材高温側温度（広域）の方がやや低めの値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、1次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することとが可能である。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ／※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チヤンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ④ 原子炉水位 (広帯域) ⑤ 原子炉水位 (燃料域) ⑥ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑦ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑧ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チヤンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ④ 原子炉水位 (燃料域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑦ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チヤンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ④ 原子炉水位 (燃料域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA燃料域) ⑦ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力 (SA) の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。

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

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉		東海第二発電所		備考
第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/13)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力	①【加圧器圧力】*1 ①【蓄圧タンク圧力】*2 ②1次冷却材高温側温度(広域) ③1次冷却材低温側温度(広域)	①1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度(広域)又は1次冷却材低温側温度(広域)により、圧力を推定する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は、使用可能で計画範囲内であれば、【加圧器圧力】にて推定する。なお、蓄圧タンク注水圧力により推定する。 ②【加圧器圧力】の計測が困難となった場合は、計測範囲が広い1次冷却材圧力により推定する。	
	【加圧器圧力】*1	①1次冷却材圧力	①1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、水位を推定する。また、1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度(広域)により、原子炉容器内の水位が炉心で冠水状態を監視することにより、原子炉容器内の水位を推定する。また、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。 ②運転停止中におけるミッドロープ運転時において、【燃料取扱用RCS水位】の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度(広域)及び1次冷却材低温側温度(広域)の傾向監視、又は【余熱除去ポンプ出口圧力】の傾向監視により、水位変化を推定する。	
原子炉容器内の水位	加圧器水位	①原子炉容器水位	①原子炉容器水位	
	【燃料取扱用RCS水位】*2	②1次冷却材圧力 ②1次冷却材高温側温度(広域) ①1次冷却材高温側温度(広域) ①1次冷却材低温側温度(広域) ②【余熱除去ポンプ出口圧力】*2	②1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、水位を推定する。また、1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度(広域)により、原子炉容器内の水位が炉心で冠水状態を監視することにより、原子炉容器内の水位を推定する。また、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。 ③運転停止中におけるミッドロープ運転時において、【燃料取扱用RCS水位】の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度(広域)及び1次冷却材低温側温度(広域)の傾向監視、又は【余熱除去ポンプ出口圧力】の傾向監視により、水位変化を推定する。	
番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。				
第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/14)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ③低圧代替注水系統流量 ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量	①原子炉水位(広帯域・燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位により推定する。 ②原子炉水位(広帯域・燃料域)により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、前表熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	①原子炉水位(広帯域) ②高圧代替注水系統流量 ②低圧代替注水系統流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量	①原子炉水位(SA広帯域・SA燃料域)の監視が不可能となった場合には、原子炉水位(広帯域・燃料域)により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、前表熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位(広帯域・燃料域)を優先する。	
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 *2：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/13)		玄海原子力発電所 3/4号炉	東海第二発電所	備考
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ	
	高圧注入ポンプ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器再循環サンプ水位 (広域) ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。	
原子炉容器への注水量	余熱除去流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器再循環サンプ水位 (広域) ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替注水系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。	
	AM用消火水積算流量	①B余熱除去流量 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器再循環サンプ水位 (広域) ⑤格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替注水系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。	
	【充てん水流量】※2	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器再循環サンプ水位 (広域) ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替注水系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。	
	【蓄圧タンク圧力】※2 【蓄圧タンク水位】※2	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低側温度 (広域) ①1次冷却材高側温度 (広域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替注水系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ/※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/14)		東海第二発電所	備考	
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ	
	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。	
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替注水系原子炉注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替注水系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替注水系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水系原子炉注水流量を推定する。	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。	
	高圧炉心スプレレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧炉心スプレレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレレイ系系統流量を推定する。	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	B 格納容器スプレイ流量積算流量	①燃料取替用水タンク水位	・ B 格納容器スプレイ流量積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
	AM用消火水積算流量	①【A 格納容器スプレイ流量】*2	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		②燃料取替用水タンク水位	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
	高圧注入ポンプ流量	①燃料取替用水タンク水位	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
	余熱除去流量	①燃料取替用水タンク水位	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
	【格納容器スプレイ流量】*2	格納容器スプレイの場合	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
①燃料取替用水タンク水位		・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。	
【充てん水流量】*2	再循環運転の場合	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。	
	①格納容器圧力	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。	
		②格納容器内温度 (SA)	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		①燃料取替用水タンク水位	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。
		②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・ AM用消火水格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位、注水先を推定する。水位は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源であることを優先する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャネル	①残留熱除去系系統流量の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合)
		②サブプレッション・プール水位	②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。
		③原子炉水位 (広帯域)	③注水先の原子炉水位の変化により注水量を推定する。
		③原子炉水位 (燃料域)	③注水先の原子炉水位の変化により注水量を推定する。
		③原子炉水位 (SA 広帯域)	③注水先の原子炉水位の変化により注水量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。
		②原子炉水位 (燃料域)	②注水先の原子炉水位の変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。
		②原子炉水位 (SA 広帯域)	②注水先の原子炉水位の変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。
		②原子炉水位 (SA 燃料域)	②注水先の原子炉水位の変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。
		②原子炉水位 (SA 燃料域)	②注水先の原子炉水位の変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。
原子炉格納容器下部注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。
		②サブプレッション・プール水位	②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量を推定する。
原子炉格納容器下部注水量	低圧代替注水系統格納容器下部注水量	①代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系統格納容器下部注水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の変化により注水量を推定する。
		②格納容器下部注水量	②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水量を推定する。

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

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
	原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	① 格納容器内温度 (SA) ② 格納容器圧力 ③ AM用格納容器圧力
格納容器内温度 (SA)		① 格納容器内温度 ② 格納容器圧力 ③ AM用格納容器圧力	格納容器内温度の計測が困難となつた場合は、同じ原子炉格納容器内温度を優先して推定する。格納容器内温度が飽和状態にある場合は、格納容器内温度を優先して推定する。AM用格納容器内温度が飽和状態にある場合は、格納容器内温度を優先して推定する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	① AM用格納容器圧力 ② 格納容器内温度 ③ 格納容器内温度 (SA)	格納容器圧力の計測が困難となつた場合は、同じ原子炉格納容器内圧力を優先して推定する。格納容器内圧力が飽和状態にある場合は、格納容器内圧力を優先して推定する。AM用格納容器内圧力が飽和状態にある場合は、格納容器内圧力を優先して推定する。
	AM用格納容器圧力	① 格納容器圧力 ② 格納容器内温度 ③ 格納容器内温度 (SA)	AM用格納容器圧力の計測が困難となつた場合は、同じ原子炉格納容器内圧力を優先して推定する。格納容器内圧力が飽和状態にある場合は、格納容器内圧力を優先して推定する。AM用格納容器内圧力が飽和状態にある場合は、格納容器内圧力を優先して推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐震境界性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐震境界性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気気温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② ドライウエル圧力 ③ サプレッション・チェンバ圧力
サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度		① 主要パラメータの他チャンネル ② サプレッション・プールの水温度 ③ サプレッション・チェンバ圧力	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① サプレッション・チェンバ雰囲気気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② サプレッション・チェンバ雰囲気気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・プールの水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気気温度を推定する。 ③ 飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気気温度を推定する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・プールの水温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② サプレッション・チェンバ圧力 ③ サプレッション・チェンバ圧力	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① サプレッション・プールの水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度によりサブプレッション・プールの水温度を推定する。 ③ 飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プールの水温度を推定する。
	格納容器下部水温	① 主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

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

玄海原子力発電所 3/4号炉

東海第二発電所

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 ④B格納容器スプレッドレイ流量積算流量 ⑤【格納容器スプレッドレイ流量】*2 ⑥高圧注込去流量 ⑦AM用消防水積算流量 ⑧【充てん水流量】*2 ⑨燃料取替用水タンク水位 ⑩復水タンク水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位、注水量のB格納容器スプレッドレイ流量積算流量等の積算値、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位の変動により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係を優先する。なお、監視が可能な格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先する。また、注水量に及ぼる原子炉下部キャビティ水位により確認する。なお、注水量に及ぼる原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注込及び格納容器スプレッドレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）との相関関係により、水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①B格納容器スプレッドレイ流量積算流量 ②【格納容器スプレッドレイ流量】*2 ③高圧注込去流量 ④余熱除去流量 ⑤AM用消防水積算流量 ⑥燃料取替用水タンク水位 ⑦復水タンク水位	原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水量のB格納容器スプレッドレイ流量積算流量等の積算値、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位の変動により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係を優先する。なお、注水量に及ぼる原子炉下部キャビティ水位により確認する。なお、注水量に及ぼる原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注込及び格納容器スプレッドレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ/※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又はは常用代替監視パラメータを示す。

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③【ドライウエル圧力】*2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により、圧力を推定する。推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・プールの水温度 ③【サブプレッション・チェンバ圧力】*2	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの水温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により、圧力を推定する。推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

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

玄海原子力発電所 3/4号炉

東海第二発電所

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉		東海第二発電所		備考																											
<p>第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/13)</p> <table border="1"> <tr> <th>分類</th> <th>主要パラメータ</th> <th>代替パラメータ</th> <th>代替パラメータ推定方法</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>①主要パラメータの予備監視装置</td> <td>①低圧代替注水系原子炉注水流量</td> <td rowspan="2"> 可搬型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合、予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置により、格納容器水素濃度を推定する。 ・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認し、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを確かを確認する。具体的には、全静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度が格納容器内の温度と同等であれば、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、程度式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により、原子炉格納容器内の水素濃度の推定は、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報と合わせて推定する。 ・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器圧力により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを推定する。具体的には、格納容器圧力が最高使用圧力近傍である場合は、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したより推定するための関係を用いて推定することを考慮する。 ・使用可能であれば多様性拡張設備であるガス分析計により【ガス分析計】による水素濃度を推定し、水素濃度を推定する。 </td> </tr> <tr> <td>③【ガス分析計による水素濃度】*</td> <td></td> </tr> </table>	分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度	①主要パラメータの予備監視装置	①低圧代替注水系原子炉注水流量	可搬型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合、予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置により、格納容器水素濃度を推定する。 ・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認し、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを確かを確認する。具体的には、全静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度が格納容器内の温度と同等であれば、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、程度式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により、原子炉格納容器内の水素濃度の推定は、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報と合わせて推定する。 ・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器圧力により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを推定する。具体的には、格納容器圧力が最高使用圧力近傍である場合は、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したより推定するための関係を用いて推定することを考慮する。 ・使用可能であれば多様性拡張設備であるガス分析計により【ガス分析計】による水素濃度を推定し、水素濃度を推定する。	③【ガス分析計による水素濃度】*		<p>番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ/※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。</p>	<p>第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/14)</p> <table border="1"> <tr> <th>分類</th> <th>主要パラメータ</th> <th>代替パラメータ *1</th> <th>代替パラメータ推定方法</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水位</td> <td>サブプレッジョン・プール水位</td> <td>①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量</td> <td rowspan="2"> ①サブプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合には、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及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位の変化により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 <ペント判断基準> サプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッジョン・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ことから、推定した値からペント突過判断基準であるサブプレッジョン・プール通常水位+6.5m (ペントライン) 下端から-1.64m) の到達確認をもって、ペントを実施する。 ③ドライウエル圧力とサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッジョン・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 </td> </tr> <tr> <td>格納容器下部水位</td> <td>②代替淡水貯槽水位</td> <td>①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。 </td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td>①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッジョン・チェンバ圧力 ② [格納容器内水素濃度] *2</td> <td> ①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により、水素濃度を推定する。 </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td> 推定は、重要代替計器を優先する。 ※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性が低い) が、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。 </td> </tr> </table>	分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法	原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①サブプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合には、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及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位の変化により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 <ペント判断基準> サプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッジョン・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ことから、推定した値からペント突過判断基準であるサブプレッジョン・プール通常水位+6.5m (ペントライン) 下端から-1.64m) の到達確認をもって、ペントを実施する。 ③ドライウエル圧力とサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッジョン・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。	格納容器下部水位	②代替淡水貯槽水位	①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッジョン・チェンバ圧力 ② [格納容器内水素濃度] *2	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により、水素濃度を推定する。			推定は、重要代替計器を優先する。 ※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性が低い) が、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。	<p>備考</p>
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法																												
原子炉格納容器内の水素濃度	①主要パラメータの予備監視装置	①低圧代替注水系原子炉注水流量	可搬型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合、予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置により、格納容器水素濃度を推定する。 ・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認し、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを確かを確認する。具体的には、全静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度が格納容器内の温度と同等であれば、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、程度式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により、原子炉格納容器内の水素濃度の推定は、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報と合わせて推定する。 ・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器圧力により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを推定する。具体的には、格納容器圧力が最高使用圧力近傍である場合は、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したより推定するための関係を用いて推定することを考慮する。 ・使用可能であれば多様性拡張設備であるガス分析計により【ガス分析計】による水素濃度を推定し、水素濃度を推定する。																												
	③【ガス分析計による水素濃度】*																														
分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法																												
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①サブプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合には、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及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位の変化により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 <ペント判断基準> サプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッジョン・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ことから、推定した値からペント突過判断基準であるサブプレッジョン・プール通常水位+6.5m (ペントライン) 下端から-1.64m) の到達確認をもって、ペントを実施する。 ③ドライウエル圧力とサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッジョン・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。																												
	格納容器下部水位	②代替淡水貯槽水位		①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。																											
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッジョン・チェンバ圧力 ② [格納容器内水素濃度] *2	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により、水素濃度を推定する。																												
			推定は、重要代替計器を優先する。 ※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性が低い) が、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。																												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉		東海第二発電所		備考
原子炉格納容器内の放射線量率	分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
	格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 ② 【炉内計装区域エアモニタ】*2	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 ② 【可搬型エアモニタ】*1	格納容器内高レンジ(低レンジ)の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)及び【格納容器入口エアモニタ】及び【炉内計装区域エアモニタ】の計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。 格納容器内高レンジ(高レンジ)の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)が上限値を超過することにより、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。 ・【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇している場合は、炉心損傷が生じていると推定する。但し、【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇していないことをもって炉心が健全であるとの推定はせず、現象の進展状況や他のパラメータを確認し安全側の判断を行う。 ・【格納容器入口エアモニタ】、【炉内計装区域エアモニタ】、【格納容器内高レンジエアモニタ】及び【格納容器ガスモニタ】の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 【格納容器じんかいモニタ】*2 【格納容器ガスモニタ】*2	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 ② 【可搬型エアモニタ】*1	格納容器内高レンジ(高レンジ)の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)が上限値を超過することにより、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。 ・【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇している場合は、炉心損傷が生じていると推定する。但し、【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇していないことをもって炉心が健全であるとの推定はせず、現象の進展状況や他のパラメータを確認し安全側の判断を行う。 ・【格納容器入口エアモニタ】、【炉内計装区域エアモニタ】、【格納容器内高レンジエアモニタ】及び【格納容器ガスモニタ】の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性 耐環境性が低いパラメータ / ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

玄海原子力発電所 3/4号炉		東海第二発電所		備考
原子炉格納容器内の放射線量率	分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
	格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 ② 【炉内計装区域エアモニタ】*2	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 ② 【可搬型エアモニタ】*1	格納容器内高レンジ(低レンジ)の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)及び【格納容器入口エアモニタ】及び【炉内計装区域エアモニタ】の計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。 格納容器内高レンジ(高レンジ)の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)が上限値を超過することにより、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。 ・【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇している場合は、炉心損傷が生じていると推定する。但し、【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇していないことをもって炉心が健全であるとの推定はせず、現象の進展状況や他のパラメータを確認し安全側の判断を行う。 ・【格納容器入口エアモニタ】、【炉内計装区域エアモニタ】、【格納容器内高レンジエアモニタ】及び【格納容器ガスモニタ】の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 【格納容器じんかいモニタ】*2 【格納容器ガスモニタ】*2	① 格納容器内高レンジエアモニタ 【格納容器入口エアモニタ】*2 ② 【可搬型エアモニタ】*1	格納容器内高レンジ(高レンジ)の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)が上限値を超過することにより、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。 ・【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇している場合は、炉心損傷が生じていると推定する。但し、【モニタリングポスト】又は【可搬型エアモニタ】が数倍から1桁以上上昇していないことをもって炉心が健全であるとの推定はせず、現象の進展状況や他のパラメータを確認し安全側の判断を行う。 ・【格納容器入口エアモニタ】、【炉内計装区域エアモニタ】、【格納容器内高レンジエアモニタ】及び【格納容器ガスモニタ】の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエアモニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内高レンジエアモニタ (S/C)	① 格納容器内高レンジエアモニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内高レンジエアモニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、格納容器内高レンジエアモニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内高レンジエアモニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内高レンジエアモニタ (D/W)	① 格納容器内高レンジエアモニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内高レンジエアモニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器内高レンジエアモニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	起動領域計装	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域計装 ③ 【制御棒操作監視系】*2	① 起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域計装の監視が不可能となった場合には、平均出力領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未監視状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未境界の維持又は確認	平均出力領域計装	① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域計装 ③ 【制御棒操作監視系】*2	① 平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域計装の監視が不可能となった場合には、起動領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未監視状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	【制御棒操作監視系】	① 起動領域計装 ② 平均出力領域計装	① 制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合には、起動領域計装により推定する。 ② 平均出力領域計装により推定する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 *2：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性が低い）が、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器を示す。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束	出力領域中性子束	① 中間領域中性子束 ② 1次冷却材高温側温度（広域） ③ 1次冷却材低温側温度（広域） ④ ほう酸タンク水位	出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。
	中間領域中性子束	① 出力領域中性子束 ② ほう酸タンク水位	出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。出力領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。
	中性子源領域中性子束	① ほう酸タンク水位	ほう酸タンク水位の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。ほう酸タンク水位の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。
本臨界の維持又は監視	中性子源領域中性子束	① 中間領域中性子束 ② ほう酸タンク水位	中間領域中性子束の推定は、ほう酸タンク水位の推定と同一と見做す。ほう酸タンク水位の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。
	【中間領域起動率】※ ²	① 中間領域中性子束 ② 中性子源領域起動率※ ²	中間領域中性子束の推定は、中性子源領域起動率※ ² の推定と同一と見做す。中性子源領域起動率※ ² の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。
	【中性子源領域起動率】※ ²	① 中性子源領域中性子束 ② 中間領域中性子束 ③ ほう酸タンク水位	中性子源領域中性子束の推定は、中間領域中性子束の推定と同一と見做す。中間領域中性子束の推定は、ほう酸タンク水位の推定と同一と見做す。ほう酸タンク水位の推定は、中性子源領域起動率※ ² の推定と同一と見做す。
	【ほう酸急速注入ライン流量】※ ²	① ほう酸タンク水位	ほう酸タンク水位の推定は、ほう酸急速注入ライン流量の推定と同一と見做す。ほう酸急速注入ライン流量の推定は、ほう酸タンク水位の推定と同一と見做す。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※¹：耐震性 耐環境性が低いパラメータ/※²：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※ ¹	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	① 主要パラメータ (フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度) の他チヤンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ③ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ④ ドライウエル圧力 ⑤ サプレッション・チェンバ圧力	① 主要パラメータのうち、フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の1チヤンネルが故障した場合、他チヤンネルにより推定する。 ② 格納容器圧力逃がし装置スクラビング水温、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ、低レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・チェンバ圧力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。 なお、フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合には、フィルタ装置内は飽和状態であるため、スクラビング水温からフィルタ装置圧力を推定する。 フィルタ装置スクラビング水温の監視が不可能となった場合には、優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合には、フィルタ装置内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温を推定する。
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	① ドライウエル雰囲気温度 ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	① 耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力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。
<代替循環冷却系> サプレッション・プール水温 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	① 主要パラメータ (サプレッション・プール水温) の他チヤンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度	① 主要パラメータのうち、サプレッション・プール水温の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ② 代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量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、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・チェンバ圧力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。	

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

玄海原子力発電所 3/4号炉

東海第二発電所

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉		東海第二発電所		備考
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ	
	蒸気発生器狭域水位	蒸気発生器狭域水位 ① 1次冷却材低側側温度（広域） ② 1次冷却材高側側温度（広域）	蒸気発生器狭域水位 ① 蒸気発生器狭域水位 ② 1次冷却材低側側温度（広域） ② 1次冷却材高側側温度（広域）	
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器広域水位	蒸気発生器広域水位 ① 復水タンク水位 ② 蒸気発生器狭域水位 ③ 蒸気発生器広域水位	蒸気発生器広域水位 ① 蒸気発生器狭域水位 ② 1次冷却材低側側温度（広域） ② 1次冷却材高側側温度（広域）	
	補助給水流量	補助給水流量 ① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器狭域水位 ③ 蒸気発生器広域水位 ④ 補助給水流量	補助給水流量 ① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器狭域水位 ③ 蒸気発生器広域水位 ④ 補助給水流量	
	主蒸気ライン圧力	主蒸気ライン圧力 ① 1次冷却材低側側温度（広域） ② 1次冷却材高側側温度（広域）	主蒸気ライン圧力 ① 1次冷却材低側側温度（広域） ② 1次冷却材高側側温度（広域）	
	【主蒸気流量】*2	【主蒸気流量】*2 ① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器狭域水位 ③ 蒸気発生器広域水位 ④ 補助給水流量	【主蒸気流量】*2 ① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器狭域水位 ③ 蒸気発生器広域水位 ④ 補助給水流量	
番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※1：耐震性、耐環境性が低い又はは常用代替監視パラメータを示す。 ※2：【 】：有効監視パラメータを示す。				
第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（10/13）		第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（10/14）		
分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ	
最終ヒートシンクの確保（2/2）	＜残留熱除去系＞ 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量（残留熱除去緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	＜残留熱除去系＞*1 ① 主要パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量）の他、チャネル ② 原子炉圧力容器温度 ② ドライアイウエル雰囲気温度 ② サブプレッション・ブール水温度 ② サブプレッション・ブール水温度	代替パラメータ推定方法 ① 主要パラメータのうち、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系海水系系統流量の1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② 残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライアイウエル雰囲気温度、サブプレッション・ブ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確認する。 推定は、主要パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系海水系系統流量）の他	
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。 *2：【 】は有効監視パラメータ又はは常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシートの確保	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①格納容器再循環モニタ入口温度/出口温度 (SA)	原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環モニタ入口温度/出口温度 (SA) の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシートの確保が確保されているかを推定する。この場合は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環モニタ入口温度/出口温度 (SA) 用）を接続し推定する。
	【AM】用原子炉補機冷却水サージタンク圧力 ^{#1}	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA)	【AM】用原子炉補機冷却水サージタンク圧力の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) により計測する。この場合は、可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) の計測装置を接続し計測する。
	【A、B】格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1}	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	【A、B】格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1} 及び格納容器再循環モニタ出口海水排出ライン圧力 ^{#1} 及び格納容器再循環モニタ出口海水排出ライン圧力 ^{#1} の計測が困難となった場合は、格納容器内温度、格納容器圧力、最終ヒートシートの格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1} を推定する。
	【A、B】格納容器再循環モニタ出口海水排出ライン圧力 ^{#1}	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	【A、B】格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1} 及び格納容器再循環モニタ出口海水排出ライン圧力 ^{#1} の計測が困難となった場合は、格納容器内温度、格納容器圧力、最終ヒートシートの格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1} を推定する。
	格納容器再循環モニタ入口温度/出口温度 (SA)	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	【A、B】格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1} 及び格納容器再循環モニタ出口海水排出ライン圧力 ^{#1} の計測が困難となった場合は、格納容器内温度、格納容器圧力、最終ヒートシートの格納容器再循環モニタ冷却水流量 ^{#1} を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性・耐環境性が低いパラメータ/※2：耐震性・耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

玄海原子力発電所 3/4号炉

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域・燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)、原子炉圧力 (SA 広帯域・SA 燃料域) の他チヤンネル) ②ドライウエル炉内温度 ②ドライウエル炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	①主要パラメータのうち、原子炉水位 (広帯域・燃料域)、原子炉水位 (SA) の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域・燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)、原子炉圧力 (SA)、原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル炉内温度、ドライウエル炉圧力、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域・燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)、原子炉圧力 (SA)) の他チヤンネルを優先する。
	ドライウエル炉内温度 ドライウエル炉圧力	①主要パラメータ (ドライウエル炉内温度) の他チヤンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①主要パラメータのうち、ドライウエル炉内温度の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル炉内温度、ドライウエル炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域・燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)、原子炉圧力 (SA)、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、主要パラメータ (ドライウエル炉内温度) の他チヤンネルを優先する。
【エリア放射線モニタ】	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA 広帯域) ①原子炉水位 (SA 燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①ドライウエル炉内温度 ①ドライウエル炉圧力	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域・燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)、原子炉圧力 (SA)、ドライウエル炉内温度、ドライウエル炉圧力により格納容器バイパスの発生を推定する。	

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

東海第二発電所

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第6.4.4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/13)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	1次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※1 ②蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライオン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位（広域） ③1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位を推定する。また、蒸気発生器破損を推定し、蒸気発生器狭域水位が低下する場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）または1次冷却材高温側温度（広域）または1次冷却材低温側温度（広域）を推定する。この推定は、原子炉冷却材圧力と原子炉冷却材温度との相違を考慮して行われる。 蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位を推定する。また、蒸気発生器破損を推定し、蒸気発生器狭域水位が低下する場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）または1次冷却材高温側温度（広域）または1次冷却材低温側温度（広域）を推定する。この推定は、原子炉冷却材圧力と原子炉冷却材温度との相違を考慮して行われる。
	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライオン圧力 ②補助給水流量 ①蒸気発生器狭域水位	蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位を推定する。また、蒸気発生器破損を推定し、蒸気発生器狭域水位が低下する場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）または1次冷却材高温側温度（広域）または1次冷却材低温側温度（広域）を推定する。この推定は、原子炉冷却材圧力と原子炉冷却材温度との相違を考慮して行われる。
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器狭域水位 ①補助給水流量 ①加圧器水位	主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位を推定する。また、蒸気発生器破損を推定し、蒸気発生器狭域水位が低下する場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）または1次冷却材高温側温度（広域）または1次冷却材低温側温度（広域）を推定する。この推定は、原子炉冷却材圧力と原子炉冷却材温度との相違を考慮して行われる。
	【復水器排気ガスモニタ】※2 【蒸気発生器プロダクタンスモニタ】※2 【高感度型主蒸気管モニタ】※2	①主蒸気ライン圧力 ①補助給水流量	【復水器排気ガスモニタ】※2、【蒸気発生器プロダクタンスモニタ】※2、【蒸気発生器モニタ】※2の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力を推定する。また、蒸気発生器破損を推定し、主蒸気ライン圧力が低下する場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）または1次冷却材高温側温度（広域）または1次冷却材低温側温度（広域）を推定する。この推定は、原子炉冷却材圧力と原子炉冷却材温度との相違を考慮して行われる。
	【排気筒ガスモニタ】※1 【安全補給器排気ガスモニタ】※3 【補助建屋サンプ水位】※2 【冷却除去ポンプ出口圧力】※2	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	【排気筒ガスモニタ】※1、【安全補給器排気ガスモニタ】※3、【補助建屋サンプ水位】※2、【冷却除去ポンプ出口圧力】※2の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力を推定する。また、蒸気発生器破損を推定し、1次冷却材圧力が低下する場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）または1次冷却材高温側温度（広域）または1次冷却材低温側温度（広域）を推定する。この推定は、原子炉冷却材圧力と原子炉冷却材温度との相違を考慮して行われる。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ/※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/14)

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

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

玄海原子力発電所 3/4号炉

東海第二発電所

備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

第 6.4.4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/13)		代替パラメータ推定方法
分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①格納容器再循環ポンプ水位(広域) ②B格納容器サンプスレイ流量積算流量 ②【格納容器サンプスレイ流量】※2 ②高圧注入ポンプ流量 ②余熱除去流量 ※2 ②【充てん水流量】※2 ②AM用消火水積算流量
	ほう酸タンク水位	①【ほう酸急速注入ライン流量】※2 ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束
	復水タンク水位	①補助給水流量 ①AM用消火水積算流量
アニユラス部の水素濃度		①主要パラメータの予備
	アニユラス水素濃度	②格納容器水素濃度 ②格納容器内高レシエンジ(高レシエンジ) ②【排気筒高レシエンジガスモニタ】※1

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1：耐震性、耐環境中性子束監視パラメータ/ ※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
 【 】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/14)		代替パラメータ推定方法
分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器動作監視装置
	格納容器内酸素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブレンジオン・チェンバ圧力 ②【格納容器内酸素濃度】※2
原子炉格納容器内の酸素濃度		①原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、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入口/出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサブレンジオン・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気が(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内酸素濃度(常用計器)により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器を優先する。

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

東海第二発電所		備考

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所		備考																	
	<p style="text-align: center;">第6.4-4表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/14)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">分類</th> <th style="width: 30%;">主要パラメータ</th> <th style="width: 30%;">代替パラメータ *1</th> <th style="width: 25%;">代替パラメータ推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;">使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)</td> <td>①使用済燃料プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。 また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度 (SA)</td> <td>①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②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) ③使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 ②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) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ③使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td>①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、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) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>		分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。 また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②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) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 ②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) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。	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) ②使用済燃料プール温度 (SA) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。	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) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、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) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。	<p style="color: green;">東二は58条対象に使用済燃料プール内の燃料損傷防止対策を含む</p>
分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法																	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。 また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。																	
	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②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) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 ②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) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。																	
	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) ②使用済燃料プール温度 (SA) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。																	
	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) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、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) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。																	
<p>*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。 *2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。</p>																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	東海第二発電所	備考																		
	<p style="text-align: center;">第 6.4-5 表 重大事故等対処設備に活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">分類</th> <th style="text-align: center;">補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10" style="text-align: center;">電源関係</td> <td>M / C 2 C 電圧</td> </tr> <tr> <td>M / C 2 D 電圧</td> </tr> <tr> <td>P / C 2 C 電圧</td> </tr> <tr> <td>P / C 2 D 電圧</td> </tr> <tr> <td>緊急用 M / C 電圧</td> </tr> <tr> <td>緊急用 P / C 電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 A 電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="1">補機関係</td> <td>ほう酸水注入ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">その他</td> <td>高圧窒素ガス供給系供給圧力</td> </tr> <tr> <td>窒素ガスポンベ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスポンベ出口圧力</td> </tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源関係	M / C 2 C 電圧	M / C 2 D 電圧	P / C 2 C 電圧	P / C 2 D 電圧	緊急用 M / C 電圧	緊急用 P / C 電圧	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流 125V 主母線盤 B 電圧	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	補機関係	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	その他	高圧窒素ガス供給系供給圧力	窒素ガスポンベ出口圧力	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスポンベ出口圧力	<p>手順の着手判断基準に用いる補助パラメータを重大事故等対処設備に設定（KKと同様）</p>
分類	補助パラメータ																			
電源関係	M / C 2 C 電圧																			
	M / C 2 D 電圧																			
	P / C 2 C 電圧																			
	P / C 2 D 電圧																			
	緊急用 M / C 電圧																			
	緊急用 P / C 電圧																			
	直流 125V 主母線盤 A 電圧																			
	直流 125V 主母線盤 B 電圧																			
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧																			
	補機関係	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力																		
その他	高圧窒素ガス供給系供給圧力																			
	窒素ガスポンベ出口圧力																			
	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスポンベ出口圧力																			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

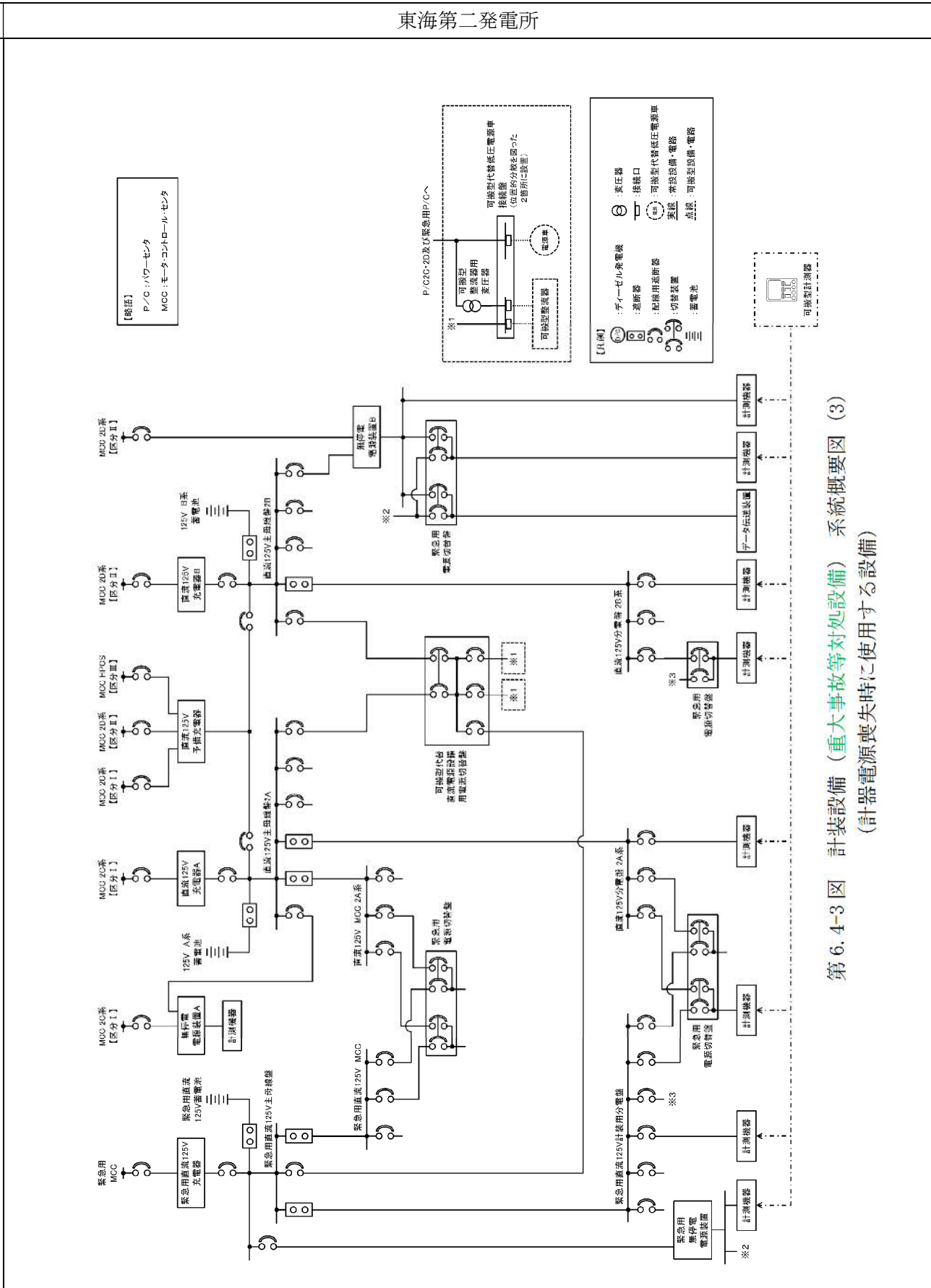
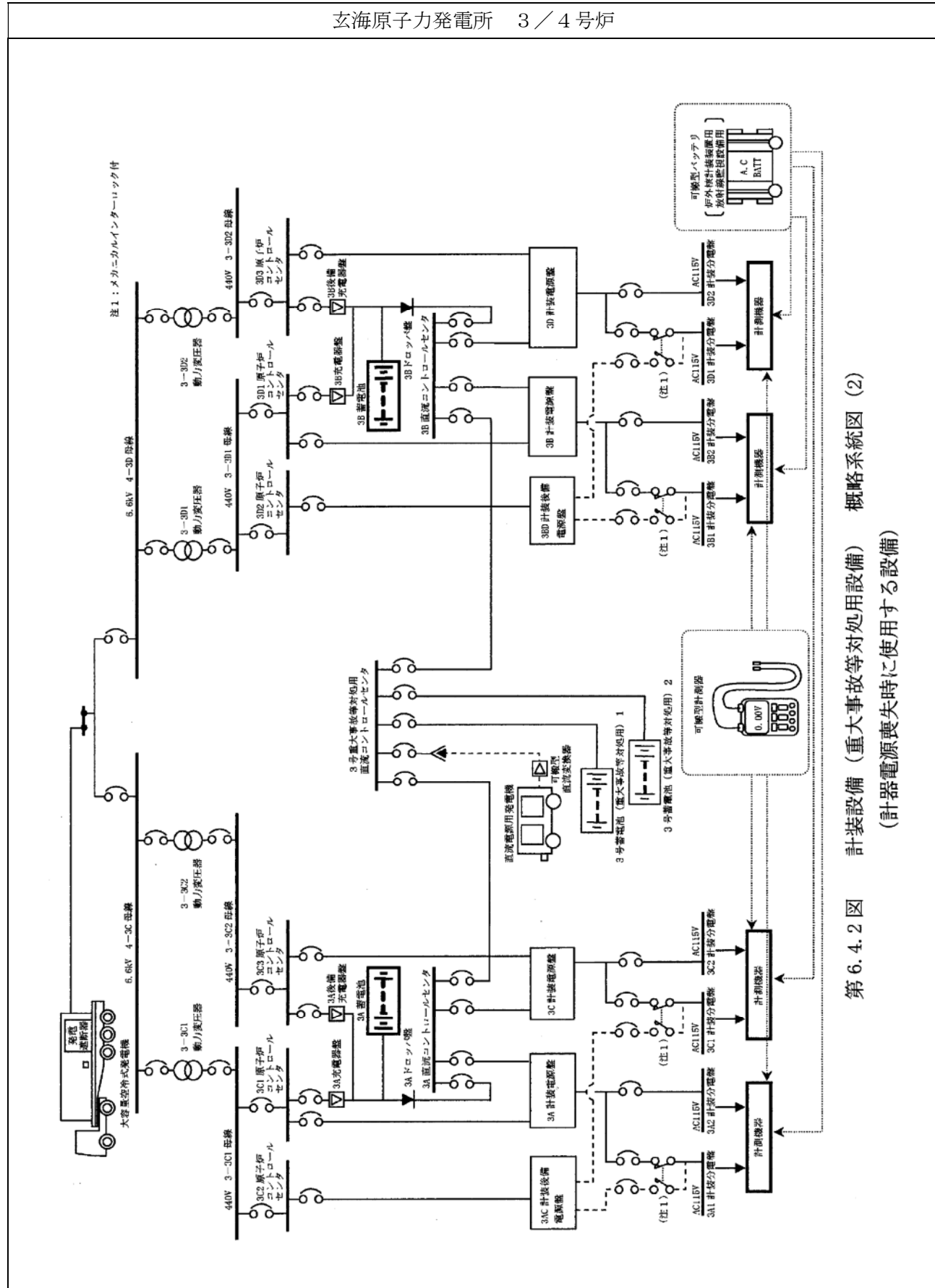
玄海原子力発電所 3/4号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.4.1図 計装設備（重大事故等対処設備）（監視機能喪失時に使用する設備）</p>	<p>第6.4-1図 計装設備（重大事故等対処設備）（監視機能喪失時に使用する設備）</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」と記載）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>原子炉格納容器 原子炉圧力容器 ドライウェル (D/W) サブプレッション・チモムバ (S/C)</p> <p>④原子炉圧力容器温度 ⑤原子炉圧力 (SA) ⑥原子炉水位 (圧差検) ⑦原子炉水位 (燃料検) ⑧原子炉水位 (燃料検) ⑨原子炉水位 (SA 燃料検) ⑩原子炉水位 (SA 燃料検) ⑪ドライウェル雰囲気温度 ⑫サブプレッション・チモムバ雰囲気温度 ⑬格納容器下部水位</p> <p>⑭ドライウェル圧力 ⑮サブプレッション・チモムバ水位 ⑯格納容器下部水位 ⑰格納容器内水素濃度 (SA) ⑱格納容器内水素濃度 (SA) ⑲格納容器内水素濃度 (SA) ⑳格納容器内水素濃度 (SA) ㉑格納容器内水素濃度 (SA) ㉒格納容器内水素濃度 (SA) ㉓格納容器内水素濃度 (SA) ㉔格納容器内水素濃度 (SA) ㉕平均出力算出計</p> <p>①格納容器下部水位 (1m 縦、2 層) ②格納容器下部水位 (0.5m、2 層) ③格納容器下部水位 (0.2m、5 層) ④格納容器下部水位 (0m、5 層) ⑤格納容器上部水位 (2.25m、2 層) ⑥格納容器上部水位 (2.5m、2 層) ⑦貫通孔 (内径約15mm)</p> <p>ペダスタル内の計器設置図</p>	<p>備考</p> <p>記載表現の相違 ・東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」と記載)</p>

第 6.4-2 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)
 (監視機能喪失時に使用する設備)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応



備考

東二は計測機器の電源を、直流・交流両方から給電。

記載表現の相違

- 東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」と記載)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>Figure 6.4-4: System overview diagram of meter power source equipment for major accident response. The diagram illustrates the power supply configuration from MCC systems to meter busbars, including circuit breakers, fuses, and DC power sources.</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」と記載)

第 6.4-4 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（4）
 （計器電源喪失時に使用する設備）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>【凡例】 (G)：ディーゼル発電機 □：接続口 計測機器 計測機器 (C)：常設代替用電源設備 緊急用電源 (M)：モーター(電動機等) 点検・可搬型設備・電路</p> <p>【詳細】 HPCS：高圧炉心スプレイス系 M/C：メタルクランプ閉閉装置 P/O：パワーセンタ MCC：モータ・コントロール・センタ</p> <p>第6.4-5 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（5） （計器電源喪失時に使用する設備）</p>	<p>備考</p> <p>記載表現の相違 ・東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」と記載）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3/4号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.4.3図 計装設備（重大事故等対処用設備）概略系統図（3） （パラメータ記録時に使用する設備）</p>	<p>第6.4-6図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（6） （パラメータ記録時に使用する設備）</p> <p>【凡例】 有線系 無線又は衛星系 通常伝送ライン バックアップ伝送ライン</p> <p>*1：安全パラメータ表示システム（SPDS）は、⑥～⑧より構成する。</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は基準規則の設備名を引用し「重大事故等対処設備」と記載）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="178 378 1113 1722"> </div>	<p>第 6. 4. 4 図 計装設備（重大事故等対処用設備）概略系統図（4） （パラメータ記録時に使用する設備）</p>	<p>備考</p>