

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>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重大事故等対処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10-1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10-1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>また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、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パラメータについては、重大事故等対処設備とする。補助パラメータの対象を第6.4-5表に示す。</p> <p>計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第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>重大事故等に対処するために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の有効な情報を把握するための設備として以下の重大事故等対処設備（監視機能喪失時に使用する設備、計器電源喪失時に使用する設備及びパラメータ記録時に使用する設備）を設ける。</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p>	<p>備考</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は重大事故等時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（柏崎も同様）。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・表のタイトルを記載（柏崎と同様）。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備の補助パラメータを定義付けし、後段の表と紐づけた内容を追記。 <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。（柏崎は「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>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・他の条文に合わせ設計方針の序文を追記（玄海、柏崎は記載なし）。

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>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>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>	<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10-1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>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>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"> ・柏崎は「計器故障時」と記載。東二は玄海同様、計器故障が疑われる場合を含めた対応。 <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」を有さないため記載なし（柏崎も同様）。 <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（柏崎も同様）。 <p>以下、関連箇所を「※1」で表す。</p> <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（柏崎も同様）。 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海の「計測する計器」を、東二は「計測する設備」と記載（前段（6.4.1 概要）で「重要

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）（3号及び4号炉共用）</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）（3号及び4号炉共用）</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> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備） ・蓄電池（重大事故等対処用）（10.2 代替電源設備） ・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） ・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>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>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である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備） ・可搬型整流器（10.2 代替電源設備） <p>常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器については、「10.2 代替電源設備」に示す。</p> <p>また、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）及び可搬型計測器（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）（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） ・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） 	<p>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）（柏崎も同様）。</p> <p>設備の相違，記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は全ての代替電源設備を記載しておらず，電源喪失に伴い使用する代替電源設備のみを記載（常設代替直流電源設備である緊急用直流125V系蓄電池は，最初から計器電源として期待しているため）。 <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（柏崎も同様）。 ・なお，温度，圧力，水位及び流量のうち可搬型計測器で計測できないパラメータを下記に示す。 ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）・・・演算処理装置を要するため。 <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。（柏崎は温度計測用の1種類のため，可搬型計測器の後の括弧書きはなく，「可搬型計測器」のみ記載）

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>(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な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なパラメータは、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な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） ・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>(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な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又は監視及び記録ができる設計とする。パラメータを計測又は監視及び記録するための設備として、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データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）並びにデータ表示装置を設ける。</p> <p>重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、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） ・データ表示装置 <p>なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置の電源は、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。</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及びSPDSデータ表示装置の電源は、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・玄海は記録手段に記録用紙（現場記録）と記録計（有効監視パラメータ）を有するため「原則」と記載。東二は重大事故等の対応に必要なパラメータの記録はSPDSのため「原則」の記載は不要（柏崎と同様）。 <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伝送装置が必要なため（柏崎も同様）。 <p>設備の相違（※1による）</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二はMCR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「※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>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>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2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系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及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設であるとともに、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、位置的分散を考慮すべき対象の設計基準対象施設はないことから、「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、位置的分散の設計方針は適用しない。</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、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器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又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測装置について、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電気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>設備名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・期待するDGを全て記載。 <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・DG（設計基準事故対処設備）とSPDS（設計基準対象施設）両方を指して設計基準対象施設と記載。 <p>設備の相違（※1による）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は可搬型の対象パラメータがないため、「常設及び可搬型」を記載する必要がない（柏崎も同様）。 <p>記載表現、設備名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主語の記載は全体のトーンに合わせ記載（柏崎も同様）。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二はDBの原子炉圧力と原子炉水位の検出配管を兼用し、同じ系統構成で使用するため（柏崎もこの記載はない）。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は多重性を有するフィルタ装置水位の検出配管を兼用しているため、チャンネル相互を物理的に分離できないため、電気的に分離することで、他の設備へ影響を及ぼさない設計

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と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>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） 	<p>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と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、通常待機時に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>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） 	<p>とする。</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いため、SPDSの後に可搬型計測器を説明（柏崎と同様）。 <p>以下、関連箇所を「※2」で表す。</p> <p>設備の相違（※3による）</p> <p>柏崎と大筋の記載内容は同じ。</p> <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> <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
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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>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 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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>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 	<p>< 柏崎との相違 ></p> <p>柏崎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（柏崎は既設CAMSをSA設備に，東二は自主対策設備に位置づけているため） ・ 原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（東二の緊急用海水系の流量に相当するため） <p>東二にあって柏崎にないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（東二は当該ばらめ一たをサプレッション・プール水（水源）の代替パラメータに設定しているため） ・ 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（柏崎はLPCS系がないため） <p>< 玄海 ></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p>< 柏崎との相違 ></p> <p>柏崎にあって東二にないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下

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"> ・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 ・西側淡水貯水設備水位 ・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>部注水流量），復水補給水系温度（代替循環冷却系）</p> <p>（東二の常設低圧代替注水系及び代替循環冷却系の流量に相当するため）</p> <p>・フィルタ装置入口圧力（東二は、フィルタ装置の通気状態をフィルタ装置圧力により監視するため）、フィルタ装置金属フィルタ差圧（東二は、金属フィルタの閉塞状態をフィルタ装置圧力及びフィルタ装置出口放射線モニタにより監視するため）、フィルタ装置スクラバ水pH（東二のpH計は、系統運転時及び事故収束時にフィルタ性能が維持可能で、系統待機時以外は監視する必要がないことから、自主対策設備に位置づけているため）</p> <p>・復水貯蔵槽水位（SA）、復水移送ポンプ吐出圧力（東二は復水貯蔵タンクをSA設備に位置づけていないため）</p> <p>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）（東二のSFP水位はプール上端付近から底部まで測定可能な使用済燃料プール水位・温度（SA広域）のみを設置。柏崎は測定範囲の異なる使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域）及び使用済燃料プール水位（SA）を設置）</p> <p>東二にあって柏崎にないパラメータ</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>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</p>		<ul style="list-style-type: none"> ・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ー流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレー流量，代替循環冷却系ポンプ入口温度，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 （系統・設備の違い） ・格納容器下部水温（東二固有のMCCI／FCI対策のため） ・フィルタ装置圧力，フィルタ装置スクラビング水温度（フィルタ装置の構造上の違い） ・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）（東二固有の遡上津波対策のため） ・代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位（東二固有の水源対策のため） ・格納容器内酸素濃度（SA） （既設CAMSの代替として新規に設置するため） ・使用済燃料プール温度（SA） （緊急安全対策で設置の温度計を設定しているため） <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>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>	<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量を伝送することができる設計とする。</p> <p>データ表示装置は、中央制御室の運転員等が、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を表示することができる設計とする。</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、1セット20個（測定時の故障を想定した1個を含む）を使用する。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、1セット19個（測定時の故障を想定した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19個を含めて合計38個を分散して保管する。</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条の記録要求に必要な発電所内に留めた記載（柏崎と同様）。 <p>設備の相違（※3による）</p> <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器の配備数は、「N＋予備1」を基本とし、さらに、大規模損壊を想定し、MCRと緊急時対策所に分散・保管するため、「N＋予備1」×2とする。この考え方は、玄海・柏崎と同様。

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>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。</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 	<p>設備の相違（※1による） 記載表現の相違 設備の相違</p> <p>設備の相違 ・当該パラメータは、重大事故等時初期に未臨界確認に使用するPCV内環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>設備の相違（※1による） 記載表現の相違 設備の相違 ・東二は環境条件をIS-LOCA時に限定せず、SA事象を考慮して設定しているため、記載は不要（柏崎もIS-LOCAに関する記</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>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"> ・ 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（S A） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 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（S A） ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 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）のうち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。</p>	<p>載はなし。</p> <p>設備の相違（※1による） 記載表現の相違 設備の相違 ・前述の IS-LOCA 時の環境条件</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>・補助給水流量</p> <p>・主蒸気ライン圧力</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>・B格納容器スプレイ流量積算流量</p> <p>・原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>・ほう酸タンク水位</p> <p>・AM用消火水積算流量</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、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> <p>・燃料取替用水タンク水位</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>・格納容器圧力</p> <p>・AM用格納容器圧力</p> <p>・復水タンク水位</p> <p>・アニュラス水素濃度</p> <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</p>	<p>・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</p> <p>・フィルタ装置入口水素濃度</p> <p>・残留熱除去系海水系系統流量</p> <p>・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</p> <p>・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）</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、格納容器圧力逃がし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> <p>・フィルタ装置水位</p> <p>・フィルタ装置圧力</p> <p>・フィルタ装置スクラビング水温度</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、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> <p>・代替淡水貯槽水位</p> <p>・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</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、常設代替高圧電源装置置場に設置し、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>・西側淡水貯水設備水位</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、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> <p>・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）</p> <p>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</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>・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）のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</p>	<p>設定の考え方と同様。</p> <p>設備の相違（※1による） 記載表現の相違</p> <p>・柏崎は「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> <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>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、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、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 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>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。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</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、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</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。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所（監視場所）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建屋内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所（監視場所）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建屋内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、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 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</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違（※3による）</p> <p>記載方針の相違 ・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。以下、関連箇所を「※4」で表す。</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"> ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水温 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器下部水位 ・ 格納容器内水素濃度（S A） ・ フィルタ装置水位 ・ フィルタ装置圧力 ・ フィルタ装置スクラビング水温度 ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 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 ・ 西側淡水貯水設備水位 ・ 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（S A） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 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（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びに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監視及びスイッチでの操作が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違（52条と記載を整合）</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>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。</p>	<p>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）のうち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のスイッチにより弁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>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。</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、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。</p> <p>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。</p> <p>データ表示装置の通信ケーブルの接続は、コネクタ接続により、容易かつ確実に接続できる設計とし、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。</p> <p>可搬型計測器は、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。</p> <p>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。</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、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）を第6.4-3表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4-4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。</p>	<p>設備の相違（54条と記載を整合）</p> <p>設備の相違 記載内容の相違 ・東二は玄海と違い、記録に限定した記載ではなく、監視・計測・記録する設備として記載。</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違（※3による）</p> <p>記載方針の相違 ・前述のSPDSに合わせ、最初に設計基準対象施設との関係を追記（柏崎と同様）。 ・記載方針の相違（※4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）のため（柏崎と同様）。</p> <p>設計方針の相違 ・重大事故等対処設備に補助パラメータを記載（柏崎と同様）。</p> <p>記載内容の相違 ・各表を紐づけて記載（柏崎と同様）。</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
<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。</p> <p>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。</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、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>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</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。</p> <p>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。</p> <p>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）及び校正ができる設計とする。</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 0MPa [gage] ～10.5MPa [gage]</p> <p>(3) 原子炉圧力（SA） 個 数 2 計測範囲 0MPa [gage] ～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 -3,800mm～1,500mm</p>	<p>記載箇所の相違（※2による） 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>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） <p>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。</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） <p>個 数 1 計測範囲 0～100%</p> <p>(6) 高圧注入ポンプ流量 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） <p>個 数 2 計測範囲 0～400m³/h</p> <p>(7) 余熱除去流量 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） <p>個 数 2 計測範囲 0～1,300m³/h</p> <p>(8) AM用消火水積算流量 個 数 1 計測範囲 0～200m³/h（積算：0～10,000m³）</p> <p>(9) B格納容器スプレイ流量積算流量 個 数 1 計測範囲 0～1,700m³/h（積算：0～10,000m³）</p> <p>(10) 格納容器内温度 兼用する設備は以下のとおり。</p>	<p>(5) 原子炉水位（燃料域） 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>個 数 2 計測範囲 -3,800mm～1,300mm</p> <p>(6) 原子炉水位（SA広帯域） 個 数 1 計測範囲 -3,800mm～1,500mm</p> <p>(7) 原子炉水位（SA燃料域） 個 数 1 計測範囲 -3,800mm～1,300mm</p> <p>(8) 高圧代替注水系系統流量 個 数 1 計測範囲 0L/s～50L/s</p> <p>(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 0m³/h～500m³/h 低圧代替注水系（常設） 個 数 1 計測範囲 0m³/h～80m³/h 低圧代替注水系（可搬型） 個 数 1 計測範囲 0m³/h～300m³/h 低圧代替注水系（可搬型） 個 数 1 計測範囲 0m³/h～80m³/h</p> <p>(10) 代替循環冷却系原子炉注水流量 個 数 2 計測範囲 0m³/h～150m³/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>・プロセス計装設備</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～220℃</p> <p>(11) 格納容器内温度（SA）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～220℃</p> <p>(12) 格納容器圧力</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・プロセス計装設備</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 -50～450kPa [gage]</p> <p>(13) AM用格納容器圧力</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～1.5MPa [gage]</p> <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> <p>・プロセス計装設備</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～100%</p> <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> <p>・プロセス計装設備</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～100%</p> <p>(16) 原子炉格納容器水位</p> <p>個 数 1</p>	<p>(11) 原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0L/s～50L/s</p> <p>(12) 高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> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0L/s～500L/s</p> <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> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 0L/s～600L/s</p> <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> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>・計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0L/s～600L/s</p> <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> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0m³/h～500m³/h</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0m³/h～500m³/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>計測範囲 ON-OFF</p> <p>(17) 原子炉下部キャビティ水位 個 数 1 計測範囲 ON-OFF</p> <p>(18) 格納容器内高レンジエリアモニタ（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（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 $10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</p> <p>(19) 格納容器内高レンジエリアモニタ（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>(16) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 個 数 1 計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 200\text{m}^3/\text{h}$</p> <p>(17) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 個 数 2 計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 300\text{m}^3/\text{h}$</p> <p>(18) ドライウェル雰囲気温度 個 数 8 計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 300^\circ\text{C}$</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 $0^\circ\text{C} \sim 200^\circ\text{C}$</p> <p>(20) サプレッション・プール水温度 個 数 3 計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 200^\circ\text{C}$</p> <p>(21) 格納容器下部水温 ペDESTAL床面高さ 0m 検知用^{※1} 個 数 5 計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 500^\circ\text{C}$ ペDESTAL床面高さ+0.2m 検知用^{※1} 個 数 5 計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 500^\circ\text{C}$ ※1 基準点は、ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面： EL. 11, 806mm）からの高さ</p> <p>(22) ドライウェル圧力 個 数 1 計測範囲 $0\text{MPa} [\text{abs}] \sim 1\text{MPa} [\text{abs}]$</p> <p>(23) サプレッション・チェンバ圧力</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
(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 1～10 ⁶ cps	個 数 1 計測範囲 0MPa [abs] ～1MPa [abs]	
(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 計測範囲 0～100%	(24) サプレッション・プール水位 個 数 1 計測範囲 -1m～9m (EL. 2, 030～12, 030mm)	
(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%	(25) 格納容器下部水位 ペDESTAL床面高さ+0.50m 検知用 ^{※1} 個 数 2 計測範囲 EL. 12, 306mm ペDESTAL床面高さ+0.95m 検知用 ^{※1} 個 数 2 計測範囲 EL. 12, 756mm ペDESTAL床面高さ+1.05m 検知用 ^{※1} 個 数 2 計測範囲 EL. 12, 856mm ペDESTAL床面高さ+2.25m 満水管理用 ^{※1} 個 数 2 計測範囲 EL. 14, 056mm ペDESTAL床面高さ+2.75m 満水管理用 ^{※1} 個 数 2 計測範囲 EL. 14, 556mm	
(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 0～210m ³ /h	※1 基準点は、ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ	
(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]	(26) 格納容器内水素濃度（S A） 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 0vol%～100vol%	
(27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位	(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	

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>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） <p>個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(28) 燃料取替用水タンク水位</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） <p>個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(29) ほう酸タンク水位</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） <p>個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(30) 復水タンク水位</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） <p>個 数 2 計測範囲 0～100%</p> <p>(31) アンユラス水素濃度</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） ・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>個 数 2 計測範囲 0～20vol%</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） <p>個 数 2 計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$</p> <p>(28) 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</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） ・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） <p>個 数 2 計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$</p> <p>(29) 起動領域計装</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>個 数 8 計測範囲 $10^{-1}\text{cps}\sim 10^6\text{cps}$ $(1.0\times 10^3\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^9\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$ 0%～40%又は0%～125% $(1.0\times 10^8\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.5\times 10^{13}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$</p> <p>(30) 平均出力領域計装</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>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</p> <p>個 数 2 計測範囲 180mm～5,500mm</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
	<p>(32) フィルタ装置圧力 個 数 1 計測範囲 0MPa [gage] ～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 計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$ 低レンジ 個 数 1 計測範囲 $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$</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 0vol%～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 $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$</p> <p>(37) 代替循環冷却系ポンプ入口温度 個 数 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>(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> <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 0L/s～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 0m³/h～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 0m³/h～50m³/h</p> <p>(43) 代替淡水貯槽水位 個 数 1 計測範囲 0m～20m</p> <p>(44) 西側淡水貯水設備水位</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>個 数 1 計測範囲 0m～4.5m</p> <p>(45) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個 数 1 計測範囲 0MPa [gage] ～10MPa [gage]</p> <p>(46) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個 数 2 計測範囲 0MPa [gage] ～5MPa [gage]</p> <p>(47) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 個 数 2 計測範囲 0MPa [gage] ～5MPa [gage]</p> <p>(48) 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 計測範囲 0MPa [gage] ～10MPa [gage]</p> <p>(49) 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 0MPa [gage] ～10MPa [gage]</p> <p>(50) 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 0MPa [gage] ～4MPa [gage]</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>(51) 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 0MPa [gage] ～4MPa [gage]</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 2^{*2} 計測範囲 0vol%～10vol% ※2 原子炉建屋原子炉棟 6 階</p> <p>(53) 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^{*3} 計測範囲 0vol%～20vol% ※3 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階</p> <p>(54) 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 個 数 4（2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個設置） 計測範囲 0℃～300℃</p> <p>(55) 格納容器内酸素濃度（S A） 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 0vol%～25vol%</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。 ・計装設備（重大事故等対処設備）</p>	<p>(56) 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） 個 数 水位：1 温度：1（検出点2箇所） 計測範囲 水位：-4,300～+7,200mm（EL. 35,077～46,577mm） 温度：0℃～120℃</p> <p>(57) 使用済燃料プール温度（SA） 個 数 1（検出点8箇所） 計測範囲 0℃～120℃</p> <p>(58) 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 ・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） 高レンジ 個 数 1 計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$ 低レンジ 個 数 1 計測範囲 $10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$</p> <p>(59) 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。 ・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） 個 数 1</p> <p>(60) 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。 ・計装設備（重大事故等対処設備）</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>・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） 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。 ・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） 個 数 一式</p> <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>・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） データ伝送装置 個 数 一式 緊急時対策支援システム伝送装置 個 数 一式 SPDS データ表示装置 個 数 一式</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>	

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
(4) 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）（3号及び4号炉共用） 個 数 18（予備9）	(2) 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） 個 数 20（予備20）	
(5) 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）（3号及び4号炉共用） 個 数 64（予備32）	(3) 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） 個 数 19（予備19）	

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）	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次冷却材高温側温度（広域）が低い値を示す傾向にあるため、炉心出口温度は350℃以上と推定できるとある。	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 [gauge]	最大値：約17.9MPa [gauge]	1次系最高使用圧力（17.16MPa [gauge]）の1.2倍（事故時の判断基準）である20.59MPa [gauge]を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度（広域）※ 1次冷却材低温側温度（広域）※				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	加圧器水位	2	0～100%	最大値：約91% 最小値：0%以下（注1）	原子炉容器上部に設置する加圧器上部隔壁上端近傍から下部隔壁までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保水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ほぼ等しいが、容器底部から原子炉容器水位までの原子炉容器水位を監視可能。原子炉容器内の水位及び保水が監視可能であり、事故対応が可能。	1・3 補正用
原子炉容器への注水量	1次冷却材高温側温度（広域）※ 1次冷却材低温側温度（広域）※				原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様	
	1次冷却材圧力※ 高圧注入ポンプ流量※ 余熱除去流量※ AM用消防水計算流量（標準値）※ 1次冷却材高温側温度（広域）※ 1次冷却材低温側温度（広域）※	2 2 2 1	0～400m ³ /h 0～1.300m ³ /h 0～290m ³ /h 0～10,000m ³	320m ³ /h 1,250m ³ /h -	高圧注入ポンプの最大流量（320m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。 余熱除去ポンプの最大流量（1,250m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。 AM用消防水計算流量において、常設電動注入ポンプによる原子炉容器への注流量（30m ³ /h）を監視可能。	2 2 1
	1次冷却材圧力※ 加圧器水位※ 原子炉容器水位※ 格納容器内水位（広域）※ 燃料貯蔵タンク水位※ 後タンク水位※				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 原子炉格納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。

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）（1/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	※1 4	0～500℃	302℃以下※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は300℃以上であり、また、損傷炉心の炉心失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知（300℃）に対して500℃まで監視可能。	1
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力（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				
② 原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度	※2			「③最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力	2	0～10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gauge]）の1.2倍（10.34MPa [gauge]）を監視可能。	1
	原子炉圧力（SA）	2	0～10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge]以下		
	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				

備考

設備の相違

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

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格納容器スプレッドレイ流積算流量（積算値）※1	1	0～1,700m ³ /h (0～10,000m ³)	- (注2)	重大事故等時に於いて、格納容器スプレッド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	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 常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水量（140m ³ /h）を監視可能。）	-	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	
原子炉格納容器内の注水量	高圧注入ポンプ流量※1					
	全熱除去流量※1					
	格納容器内温度※2					
	格納容器内温度 (SA) ※2					
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3)	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（144℃）を超える温度を監視可能。	1
	格納容器内温度 (SA) ※2	1				
	AM用格納容器圧力※2					
	AM用格納容器圧力※2					
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	2	-50～450kPa [gage]	最大値：約320kPa [gage]	設計基準時の格納容器最高使用圧力（392kPa [gage]）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（444kPa [gage]）を監視可能。	1
	AM用格納容器圧力※2	1	0～1.5MPa [gage]	- (注2)	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.784MPa [gage]）以下）を監視可能。	1
	格納容器内温度※2					
	格納容器内温度 (SA) ※2					
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%	所循環可能水位（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端（約100%）を監視可能。狭域水位の100%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	
	原子炉格納容器水位	1	ON-OFF	- (注3)	重大事故等時に於いて、格納容器内への注入量の制御レベルに達したことを監視可能。	1
	原子炉下貯キャビティ水位	1	ON-OFF	- (注2)	重大事故等時に於いて、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	
原子炉格納容器内の注水量	高圧注入ポンプ流量※2					
	全熱除去流量※2					
	AM用消火水積算流量（積算値）※2					
	B格納容器スプレッドレイ流積算流量（積算値）※2					
原子炉格納容器内の注水量	燃料貯蔵用タンク水位※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。

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 / 11）

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

④原子炉圧力容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。
 「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。
 「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
 「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

備考

設備の相違

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 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 計測器 個数
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度※1	1	0～20vol%	—(※2)	重大事故等時において、変動範囲(0～13vol%)を監視可能。	—
	格納容器圧力※2	2	10 ⁵ ～10 ⁶ μSv/h	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様	格納容器内高レンジエアリアモニタ(高レンジ)は、炉心損傷判断の値である10 ⁵ μSv/hを超え放射線量を監視可能。低レンジと高レンジの計測範囲はオーバーラップするように設定	—
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リアモニタ(低レンジ)	2	10 ⁵ ～10 ⁶ mSv/h	10 ⁵ mSv/h以下(※3)	格納容器内高レンジエアリアモニタ(高レンジ)は、炉心損傷判断の値である10 ⁵ μSv/hを超え放射線量を監視可能。低レンジと高レンジの計測範囲はオーバーラップするように設定	—
	格納容器内高レンジエアリアモニタ(高レンジ)	2	10 ⁵ ～10 ⁶ mSv/h	—	設計基準等故障、現象初報は中性子が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反速度常速効果により抑制され急激に低下する。現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	—
出力領域中性子束	出力領域中性子束	4(※4)	0～120% (3.3×10 ¹⁰ ～1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約4.1倍 設計基準事故 「制御棒飛び出し」 (※4)	「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 ¹⁰ A (1.3×10 ¹⁰ ～6.6×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	通常運転時の変動範囲10 ¹¹ ～約10 ¹⁰ Aに対し、10 ¹¹ ～5×10 ¹⁰ Aを監視可能。	—
中性子源領域中性子束	中性子源領域中性子束	2	1～10 ¹⁰ cps (10 ¹¹ ～10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	通常運転時の変動範囲1～10 ¹⁰ cpsに対し、1～10 ¹⁰ cpsを監視可能。	—
	1次冷却材高温側温度(広域)※2	2	—	—	—	—
未臨界の維持又は監視	1次冷却材低温側温度(広域)※2	2	—	—	—	—
	ほう酸タンク水位※2	2	—	—	—	—
最終ヒート シンク の 確 保	蒸気発生器減水水位	8	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下(※5)	水源の確保を監視するパラメータと同様	—
	蒸気発生器広域水位	4	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%以下(※5)	—	4
	補助給水流量	4	0～210m ³ /h	46.7m ³ /h	—	4
	主蒸気ライン圧力	8	0～9.5MPa [gauge]	最大値：約8.5MPa [gauge]	—	4
	原子炉補機冷却水ポンプの水位※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同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補機冷却水ポンプの圧力(SA)※2	1	0～1MPa [gauge]	—(※3)	原子炉補機冷却水ポンプの加圧目標0.3MPa [gauge]を監視可能。	—
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SI)※2	3(※9)	0～200℃	—(※3)	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(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	2	—	—	—	—
	1次冷却材低温側温度(広域)※2	2	—	—	—	—
	格納容器内温度※2	2	—	—	—	—
	格納容器内温度(SA)※2	2	—	—	—	—
	格納容器圧力※2	2	—	—	—	—
復水タンク水位※3	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）（3/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 計測器 個数
高圧代替注水系統流量	高圧代替注水系統流量	※1	0～50L/s	—※6	常設高圧代替注水系統ポンプの最大流量(38L/s)を監視可能。	—
	原子炉隔離時冷却系統流量	※1	0～50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大流量(40L/s)を監視可能。	1
高圧炉心スプレイス系統流量	高圧炉心スプレイス系統流量	※1	0～500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイス系統ポンプの最大流量(438L/s)を監視可能。	—
	(常設ライン用)	※1	0～500m ³ /h※7	—※6	—	—
低圧代替注水系統原子炉注水流量	(常設ライン用)	※1	0～80m ³ /h※7,※9	—※6	—	—
	(可搬ライン用)	※1	0～300m ³ /h※8	—※6	—	—
代替循環冷却系原子炉注水流量	(可搬ライン用)	※1	0～80m ³ /h※8,※9	—※6	—	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※1	0～150m ³ /h	—※6	—	—
残留熱除去系統流量	残留熱除去系統流量	※1	0～600L/s	470L/s	—	—
	低圧炉心スプレイス系統流量	※1	0～600L/s	456L/s	—	—
代替淡水貯槽水位	代替淡水貯槽水位	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—
	西側淡水貯水設備水位	※2	—	—	「①水源の確保」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	サブレーション・プール水位	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—
	原子炉水位(広帯域)	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—
原子炉水位(燃料載)	原子炉水位(燃料載)	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—
	原子炉水位(SA広帯域)	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—
原子炉水位(SA燃料載)	原子炉水位(SA燃料載)	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—
	原子炉水位(SA燃料載)	※2	—	—	「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	—

① 原子炉圧力容器への注水量

設備の相違

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)	可検型 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	
	蒸気発生器凝縮水水位				最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様	
	蒸気発生器広域水位				最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様	
	予蒸気ライン圧力				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	
	加圧器水位 ※3				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。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	燃料取替用水タンク水位 ※1	2	0 ~ 100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
水源の確保	ほう酸タンク水位 ※1	2	0 ~ 100%	100%	変動範囲0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	復水タンク水位 ※1					
	高圧注入ポンプ流量 ※2					
	余熱除去流量 ※2					
	AW用消防水積算流量 (積算値) ※3					
	B格納容器スプレッド流量 (積算値) ※3					
	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) ※2					
	出力領域中性子束 ※3					
	中間領域中性子束 ※2					
	中性子源領域中性子束 ※2					
アニコラス節の水 素濃度	補助給水流量 ※2	2 (計10)	0 ~ 20% ± 1%	— (注2)	重大事故等時において、変動範囲 (0~1vol%) を監視可能。	—
	アニコラス水素濃度					
	格納容器水素濃度 ※2					
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ※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。
 (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、設計基準事故時では値なし。
 (注3) 炉心損傷判断の値は10msv/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期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視に影響はない。
 (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。

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）（4/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可検型 計測器 個数
⑤ 原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレッド流量 (常設ライン用)	※1	0 ~ 500m ³ /h ※7	— ※6	代替格納容器スプレッド流量 (常設) による格納容器スプレッド流量 (300m ³ /h) を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器下部注水流速 (可搬ライン用)	※1	0 ~ 500m ³ /h ※8	— ※6	代替格納容器スプレッド流量 (可搬型) による格納容器スプレッド流量 (130m ³ /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流速	※1	0 ~ 200m ³ /h	— ※6	格納容器下部注水系 (常設又は可搬型) による格納容器下部注水流速における最大流量 (80m ³ /h) を監視可能。	
	代替淡水貯槽水位	※2				
	西側淡水貯槽水位	※2				
	サブプレッション・プール水位	※2				
	格納容器下部水位	※2				
	ドライウエル雰囲気温度	8	0 ~ 300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	0 ~ 200℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約 167℃) を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度	3	0 ~ 200℃	104℃以下	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することを確認可能。	
⑥ 原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温度 (水温計兼デブリ落下検知用)	※1	0 ~ 500℃ ※10 (ペデスタル床面0m) ※11	— ※6	ペデスタル床面 0.2m 以上のデブリ蒸積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	4
	格納容器下部水温度 (水温計兼デブリ堆積検知用)	※1	0 ~ 500℃ ※10 (ペデスタル床面+0.2m) ※11	— ※6	ペデスタル床面 0.2m 以上のデブリ蒸積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	
	ドライウエル圧力	※2				
	サブプレッション・チェンバース圧力	※2				

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「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。

設備の相違

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）（5／11）								
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数		
⑦ 原子 の炉 格納 容器 内	ドライウエル圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa[gage]以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])を監視可能。	1		
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa[gage]以下		1		
	ドライウエル雰囲気温度	※2						
	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	※1	-1～9m※12 (EL.2,030～12,030mm)	-0.5～0m (EL.2,530～3,030mm)	クエットウェルレベル操作可判断(ペントライン下端 高さ-1.64m:通常水位+6.5m)を把握できる範囲を監視 可能。	1		
	格納容器下部水位	※1 (高さ1m超 検知用)	+1.05m※11,※13 (EL.12,856mm)	-※6	炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間に、ベデスタ ル床面から1mを超える高さまでの事前注水されたこと の検知が可能。	1		
		※1 (高さ 0.5m,1.0m 未満検知 用)	+0.50m,+0.95m ※11,※14 (EL.12,306mm, 12,756mm)	-※6	デブリ落下後、ベデスタル床面0.2m以上のデブリ堆積 までの間、ベデスタル床面から0.5m～1mの範囲に水位 が維持されていることの確認が可能。			
	※1 (清水管理 用)	+2.25m,+2.75m ※11,※15 (EL.14,056mm, 14,556mm)	-※6	ベデスタル床面0.2m以上のデブリ堆積後、ベデスタル 清水近傍のベデスタル床面から2.25m～2.75mの範囲に 水位が維持されていることの確認が可能。				
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2			①原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量	※2			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じ。			
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	※2						
	代替淡水貯槽水位	※2			「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	西側淡水貯水設備水位	※2						
	ドライウエル圧力	※2						
サブプレッション・チェンバ圧力	※2				②原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
							設備の相違	

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）（6／11）						
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
④ 原子 の放射線 濃度	格納容器内水素濃度 (S/A)	※1	0～100vol%	4.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～56.6vol%) を監視可能。	—
	格納容器内放射線モニタ (D/W)	※2				
	格納容器内放射線モニタ (S/C)	※2				
	ドライウエル圧力	※2				
⑤ 原子 の放射線 濃度	サブプレッジョン・チェンバイン圧力	※2				
	格納容器内放射線モニタ (D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h未満※16	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 10Sv/h を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—
	格納容器内放射線モニタ (S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h未満※16	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 10Sv/h を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—
	起動領域計装	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の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、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
⑥ 本臨界の維持又は確認	平均出力領域計装	※17	$0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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るが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び低下は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないこと、また、緊急停止失敗時においても原子炉再循環がサブ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が可能。	—
					「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。	
					「⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。	

設備の相違

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（重大事故等対応設備）（7/11）						
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
	＜格納容器圧力逃がし装置＞					
	フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	—※6	系統停機時におけるスクラッピング水位の設定範囲及びベント後の下限水位から上張水位の範囲を監視可能。	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、格納容器圧力逃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ッピング水温度	※1	0～300℃	—※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃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	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※6	格納容器ベント実施時に、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 5×10^3 Sv/h）を監視可能。	—
	フィルタ装置入口水素濃度	1	$10^{-3} \sim 10^4$ 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 7×10^3 mSv/h）を監視可能。	—
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	—※6	格納容器ベント停止後の露素によるページを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	—
	＜耐圧強化ベント系＞					
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※6	耐圧強化ベント実施時に、想定される非気ライインの最大線量当量率（約 4×10^3 mSv/h）を監視可能。	—
	＜代替循環冷却系＞					
	サブレーション・プール水温度	「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。				
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	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（80℃）を監視可能。	1
	代替循環冷却系原子炉注水流量	「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。				
	代替循環冷却系格納容器スプレインイ流量	2	0～300m ³ /h	—※6	代替循環冷却系による格納容器スプレインイ時における最大流量（250m ³ /h）を監視可能。	1
						設備の相違

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表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/11）</p>							
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	
⑫ 最終ヒートシンクの確保（2／2）	<残留蒸除去系>						
	残留蒸除去系熱交換器入口温度	2	0～300℃	249℃以下	残留蒸除去系の運転時における、残留蒸除去系熱交換器入口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	1	
	残留蒸除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	249℃以下	残留蒸除去系の運転時における、残留蒸除去系熱交換器出口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	1	
	残留蒸除去系系統流量				「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。		
	残留蒸除去系海水系統流量	2	0～550L/s	493L/s	残留蒸除去系の運転時における、残留蒸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（残留蒸除去系熱交換器）	※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（残留蒸除去系熱交換器）の最大流量（850m ³ /h）を監視可能。	1	
	緊急用海水系流量（残留蒸除去系補機）	※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（残留蒸除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。		
	原子炉圧力容器温度	※2			「④原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	ドライウエル雰囲気温度	※2			「④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・チェンバーステンション温度	※2			「④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
⑬ 格納容器ベイバスの監視	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・チェンバーステンション	※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。		
	原子炉水位（広帯域）				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位（燃料域）				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位（S.A.広帯域）				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位（S.A.燃料域）				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉圧力				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウエル雰囲気温度				「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				「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。			
設備の相違							

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）（9／11）							
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	許容範囲	設計基準	把握能力（許容範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
④ 水 類 の 確 保 (1 / 2)	サブレーション・プール水位		「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。				
	代替淡水貯槽水位	※1	0～20m	—※6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプステートライン配管下端（0～19m）を監視可能。	1	
	西側淡水貯水設備水位	※1	0～4.5m	—※6	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m上から水槽上端+5mまで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	1	
	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系統流量	※2					
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※2					
	残熱除去系系統流量	※2					
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※2					
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa [gauge]	—※6	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [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]	8.96MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gauge]）を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa [gauge]	8.01MPa [gauge]	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa [gauge]）を監視可能。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa [gauge]	—※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gauge]）を監視可能。	
	残熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	3	0～4MPa [gauge]	3.45MPa [gauge]	残熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gauge]）を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～4MPa [gauge]	3.79MPa [gauge]	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa [gauge]）を監視可能。	1
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa [gauge]	—※6	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.44MPa [gauge]）を監視可能。		
低圧代替注水系原子炉注水流量	※2						
低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	※2						
低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	※2						
「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。							
設備の相違							

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）（10／11）							
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
④ 2 2 2 確 保	原子炉水位（広帯域）	※2			【③原子炉圧力容器内の水位】を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位（燃料域）	※2					
	原子炉水位（SA広帯域）	※2					
	原子炉水位（SA燃料域）	※2					
⑤ 原 子 炉 建 屋 内 の	原子炉建屋水素濃度	※1	0～10vol% 0～20vol%	—※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能。	— —	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2	0～300℃	—※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の最高使用温度（300℃）を監視可能。	2	
	格納容器内酸素濃度（SA）	※1	0～25vol%	5.0vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度の可能性を把握する上で、酸素濃度の可燃限界（5vol%）を監視可能。	—	
⑥ 原 子 炉 格 納 容 器 内	格納容器空気放射線モニタ（D/W）	※2	【⑧原子炉格納容器内の放射線量率】を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器空気放射線モニタ（S/C）	※2					
	ドライウエール圧力	※2	【⑨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・チェンバース圧力	※2					
備考							
設備の相違							

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）（11／11）						
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（S/A 広域）	1	-4,300～+7,200mm ※19 (EL.35,077～46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上端から使用済燃料ラック下端(EL.35,097mm)までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
		1 ※20	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。	1
	使用済燃料プールの温度（S/A）	1 ※21	0～120℃	※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。	1
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	※6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率(3.0mSv/h以下)を監視可能。	1
	使用済燃料プール監視カメラ	1	—	※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	1
<p>※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。</p> <p>※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。</p> <p>※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）。 ※5：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）。</p> <p>※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準運事故時は値なし。 ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。</p> <p>※10：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m,0.2m位置水温計兼デブリ検知器）。 ※11：ベデスタル底面（コリウムシールド上表面；EL.11,806mm）からの高さ。</p> <p>※12：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレンジ・チェンバ底面より7,030mm）。 ※13：R P V破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）。</p> <p>※14：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m,1.0m未満水位計）。 ※15：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（潜水管理水位計）。</p> <p>※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穿通気放射線モニタの値を判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</p> <p>※17：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個、B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。</p> <p>※18：2個の静的角式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置。</p> <p>※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面より4,688mm）。</p> <p>※20：検出点2箇所。 ※21：検出点8箇所。</p>						
					設備の相違	

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 (2/13)

分類	代替パラメータ		代替パラメータ推定方法
	主要パラメータ	代替パラメータ	
原子炉容器内の圧力	① 加圧器圧力【*1】	① 1次冷却材圧力	・ 1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。推定は、1次冷却材高温側温度(広域)を優先することとする。また、使用可能な計測範囲内であれば、【加圧器圧力】にて推定する。なお、蓄圧タンク注入中は【蓄圧タンク圧力】により推定する。 ・ 【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圧力を推定する。
	② 1次冷却材高温側温度(広域)	② 1次冷却材高温側温度(広域)	
原子炉容器内の水位	【加圧器圧力】*1	① 原子炉容器水位	・ 加圧器水位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上で冠水状態であるかを推定する。また、推定は、原子炉容器内の水位を直接計測しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。 ・ 運転停止中におけるミッドレベル運転時において、【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】*2の傾向監視により、水位変化を推定する。
	① 1次冷却材高温側温度(広域)	② 1次冷却材圧力	
	① 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 【余熱除去ポンプ出口圧力】*2	② 1次冷却材低温側温度(広域)	

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	代替パラメータ		代替パラメータ推定方法
	主要パラメータ	代替パラメータ*1	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域)	① 主要パラメータの他チェンネル	① 原子炉水位(広帯域)又は原子炉水位(燃料域)の1チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ② 原子炉水位(広帯域)又は原子炉水位(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位(SA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統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンネルの差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑤ 原子炉圧力容器の他チェンネルを優先する。
	原子炉水位(燃料域)	② 原子炉水位(SA燃料域)	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域)	① 原子炉水位(広帯域)	① 原子炉水位(SA燃料域)又は原子炉水位(SA燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位(広帯域)又は原子炉水位(燃料域)により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、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統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンネルの差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
	原子炉水位(燃料域)	② 原子炉水位(SA燃料域)	

※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。

設備・運用の相違

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
原子炉容器への注水量	高圧注入ポンプ流量	①燃料取替用水タタクンク水位 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サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ④原子炉水位（S A 広帯域） ⑤原子炉水位（S A 燃料域）	設備・運用の相違
	余熱除去流量	①燃料取替用水タタクンク水位 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サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ④原子炉水位（S A 広帯域） ⑤原子炉水位（S A 燃料域）	
AM 用消火水積算流量	AM 用消火水積算流量	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低温側温度（広域） ①1次冷却材高温側温度（広域）	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ④原子炉水位（S A 広帯域） ⑤原子炉水位（S A 燃料域）	設備・運用の相違
	【充てん水流量】 ^{*2}	①燃料取替用水タタクンク水位 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サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ④原子炉水位（S A 広帯域） ⑤原子炉水位（S A 燃料域）	

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又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)

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
高圧代替注水系系統流量	①サプレッション・プール水位	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 ③注水先の環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	②原子炉水位（広帯域）	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。	
低圧代替注水系系原炉注水流量	①代替淡水貯槽水位	①代替注水系系原炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により注水流量を推定する。	①代替注水系系原炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により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系原炉注水流量を推定する。 ③注水先の環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	②原子炉水位（燃料域）	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系原炉注水流量を推定する。	
代替循環冷却系原炉注水流量	①主要パラメータの他手ヤンネル	①代替循環冷却系原炉注水流量の1手ヤンネルが故障した場合は、他手ヤンネルにより推定する。（他系統が運転状態の場合）	①代替循環冷却系原炉注水流量の1手ヤンネルが故障した場合は、他手ヤンネルにより推定する。（他系統が運転状態の場合） ②代替循環冷却系原炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原炉注水流量を推定する。
	②サブプレッション・プール水位	②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原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	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。
	②原子炉水位（燃料域）	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。	
高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。
	②原子炉水位（燃料域）	②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。	

※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、監視可能であれば常用代替監視パラメータ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 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・AM用消火水積算流量の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば【A格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・高圧注入ポンプ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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・【格納容器スプレイ流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・【格納容器スプレイ流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。
	AM用消火水積算流量	①【A格納容器スプレイ流量】※2 ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・AM用消火水積算流量の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば【A格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・高圧注入ポンプ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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・【格納容器スプレイ流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。
	高圧注入ポンプ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・高圧注入ポンプ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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・【格納容器スプレイ流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。
	余熱除去流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・余熱除去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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。 ・【格納容器スプレイ流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。
	【格納容器スプレイ流量】※2	格納容器スプレイの場合 ①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	・【格納容器スプレイ流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。
	【充てん水流量】※2	再循環運転の場合 ①格納容器圧力 ②格納容器内温度 ③格納容器内温度 (SA)	・【充てん水流量】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、注水先格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源を優先する。

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ヤンネル ②サブレーション・プール水位 ③原子炉水位 (広書域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域)	①残留熱除去系系統流量の1チ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。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広書域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA広帯域) ⑤原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さいサブレーション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②サブレーション・プール水位	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は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先のサブレーション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。
	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西側淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系統格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。

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

玄海原子力発電所 3/4号炉

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

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 ③AM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 ③AM用格納容器圧力	格納容器内温度 (SA) の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内温度 (SA) を優先して推定する。格納容器内温度 (SA) は、格納容器内温度 (SA) を優先して推定する。なお、格納容器内温度 (SA) を優先して推定する場合は、格納容器内温度 (SA) 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	①AM用格納容器圧力 ②格納容器内温度 ②格納容器内温度 (SA)	格納容器圧力の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内圧力を優先して推定する。格納容器内圧力は、格納容器内圧力を優先して推定する。なお、格納容器内圧力を優先して推定する場合は、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 ②格納容器内温度 (SA)	AM用格納容器圧力の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内圧力を優先して推定する。格納容器内圧力は、格納容器内圧力を優先して推定する。なお、格納容器内圧力を優先して推定する場合は、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（5/14）

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温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チヤンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度		①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の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サブプレッション・プール水温度/圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 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・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
サブプレッション・プール水温度		①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の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サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
格納容器下部水温	①主要パラメータの他チヤンネル	①格納容器下部水温の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。 ＜RPV破損判断基準＞ デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、RPV破損を判断する。 ＜ベデスタル満水注水判断基準＞ デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、ベデスタル満水注水を判断する。	

※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

設備・運用の相違

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	格納容器再循環サブ水位（広域）	①格納容器再循環サブ水位（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格納容器サブレイレイ流量積算流量 ⑤【格納容器サブレイレイ流量】※2 ⑥高圧注入ポンプ流量 ⑦余熱除去流量※2 ⑧AM用消火水積算流量 ⑨燃料取替用水タンク水位 ⑩復水タンク水位	格納容器再循環サブ水位（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格納容器サブレイ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を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができて格納容器再循環サブ水位（狭域）を優先する。なお、格納容器再循環サブレイレイ水位を推定する場合は、原子炉格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により推定する。また、注水量に由来する原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器サブレイ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。
	格納容器再循環サブ水位（狭域）	①格納容器再循環サブ水位（広域） ②B格納容器サブレイレイ流量積算流量 ③【格納容器サブレイレイ流量】※2 ④高圧注入ポンプ流量 ⑤余熱除去流量 ⑥【充てん水流量】※2 ⑦AM用消火水積算流量 ⑧燃料取替用水タンク水位 ⑨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格納容器サブレイ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水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。なお、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器サブレイレイでの注水量の相関関係により推定する。
原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サブ水位（広域） ②B格納容器サブレイレイ流量積算流量 ③【格納容器サブレイレイ流量】※2 ④高圧注入ポンプ流量 ⑤余熱除去流量 ⑥【充てん水流量】※2 ⑦AM用消火水積算流量 ⑧燃料取替用水タンク水位 ⑨復水タンク水位	原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サブレイレイ流量積算流量、注水量のB格納容器サブレイ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水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サブレイレイ（広域）を優先する。なお、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器サブレイ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※1	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サブプレッジョン・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は、サブプレッジョン・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（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ペント管を介して均圧されるサブプレッジョン・チェンバ圧力を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度 ③【サブプレッジョン・チェンバ圧力】※2	①サブプレッジョン・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、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ジョン・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッジョン・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ジョン・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ペ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

設備・運用の相違

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 (7/13)

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素濃度	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ②電気式水素燃焼装置動作監視装置 ②格納容器圧力	格納容器水素濃度	<p>可憐型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合、予備の可憐型格納容器水素濃度計測装置により、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上界値及び電気式水素燃焼装置の動作監視装置の温度指示上界値により確認し、原子炉格納容器内の水素濃度が定格範囲内での静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度が定格範囲内温度と同程度であれば、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。なお、動作監視装置の温度指示上界値が定格範囲内の水素濃度より低いと推定はせず、他の複数の情報と合わせて推定する。</p> <p>・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器圧力に上り、原子炉格納容器内の水素濃度が定格範囲内水素濃度の範囲であるかを評価し、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上界値が定格範囲内水素濃度より高いと推定する。また、原子炉格納容器内の水素濃度が定格範囲内水素濃度の範囲内である場合は、格納容器圧力が最高使用圧力付近である場合は、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たにより推定する。相関係数を用いて推定することを考慮する。</p> <p>・使用可能な水素濃度を推定し、水素濃度を推定する。</p> <p>③【ガス分析計による水素濃度】※1</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。

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)

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	サブプレッション・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ッド流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯槽水位 ③ドライウェル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・プール水位 ①低圧代替注水系格納容器スプレッド流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯槽水位 ③ドライウェル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	<p>①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、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ッド流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量により、サブプレッション・プール水位を推定する。</p> <p>②水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。</p> <p>サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、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ション・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考え、保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m（ベントライン下端から-1.64m）の到達確認をもって、ベントを実施する。</p> <p>③ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。</p> <p>推定は、注水先に近い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ッド流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。</p>
格納容器下部水位	①主要パラメータの他チェンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯槽水位 ④【格納容器下部雰囲気温度】※2	①格納容器下部水位の1チェンネルが故障した場合は、他チェン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又は西側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。 ④デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ<0.2m）、デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。	<p>①格納容器下部水位の1チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。</p> <p>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。</p> <p>③水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。</p> <p>④デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ<0.2m）、デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータの他チェンネルを優先する。</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。

備考
 設備・運用の相違

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 (8/13)

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放射線量率	格納容器内高レングスモニタ (低レングス)	① 格納容器内高レングスモニタ (高レングス) ② 【格納容器入口エアモニタ】※2 ③ 【炉内計装区域エアモニタ】※2	格納容器内高レングスモニタ (高レングス) の計測が困難となつた場合は、格納容器内高レングスモニタ (高レングス) の指示放射線量率を傾視することにより、炉内計装区域エアモニタの放射線量率を推定する。なお、格納容器内高レングスモニタ及び【炉内計装区域エアモニタ】の計測範囲より低く、【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。
	格納容器内高レングスモニタ (高レングス)	① 格納容器内高レングスモニタ (低レングス) ① 【モニタリングポスト】※2 ② 【可搬型エアモニタ】※1	格納容器内高レングスモニタ (高レングス) の計測が困難となつた場合は、格納容器内高レングスモニタ (低レングス) が上限値を超えることにより、炉心損傷のおおそげな発生か否かを推定する。 ・【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桁上昇していない場合は、炉心損傷が生じていないと推定する。 ・【格納容器入口エアモニタ】、【炉内計装区域エアモニタ】、【格納容器じんあいモニタ】及び【格納容器ガスマモニタ】の計測が困難となつた場合は、計測範囲内であれば格納容器内高レングスモニタ (低レングス) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	【格納容器入口エアモニタ】※2 【炉内計装区域エアモニタ】※2 【格納容器じんあいモニタ】※2 【格納容器ガスマモニタ】※2	① 格納容器内高レングスモニタ (低レングス)	格納容器内高レングスモニタ (低レングス) の計測が困難となつた場合は、格納容器内高レングスモニタ (低レングス) が上限値を超えることにより、炉心損傷のおおそげな発生か否かを推定する。

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 (8/14)

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放射線量率	格納容器内水素濃度 (SA)	① 格納容器内水素濃度 (D/W) ① 格納容器内放射線モニタ (S/C) ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・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は、格納容器内放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期水素濃度と保守的な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プレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素濃度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 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器内放射線モニタ (D/W)、格納容器内放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	格納容器内放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チヤンネル ② 格納容器内放射線モニタ (S/C)	① 格納容器内放射線モニタ (D/W) 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 格納容器内放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (S/C) により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チヤンネル ② 格納容器内放射線モニタ (D/W)	① 格納容器内放射線モニタ (S/C) 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 格納容器内放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (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。

設備・運用の相違

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
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク水位	① 格納容器再循環ユニット入口温度/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、格納容器再循環ユニット入口温度/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ンク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（格納容器再循環ユニット入口温度/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の計測装置を接続し計測する。
	【A、B】格納容器再循環ユニット冷却水流量 ^{※1}	① 格納容器内温度 ① 格納容器圧力 (SA)	・ 【A、B】格納容器再循環ユニット冷却水流量、【A、B】格納容器再循環ユニット出口排水排出ライン圧力 ^{※1} 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 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) 及び格納容器内温度、格納容器圧力 (SA) を確保されているかを推定する。
	【A、B】格納容器再循環ユニット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 (SA)	
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)	① 格納容器内温度 ① 格納容器圧力 (SA)	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※2：【 】は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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。

設備・運用の相違

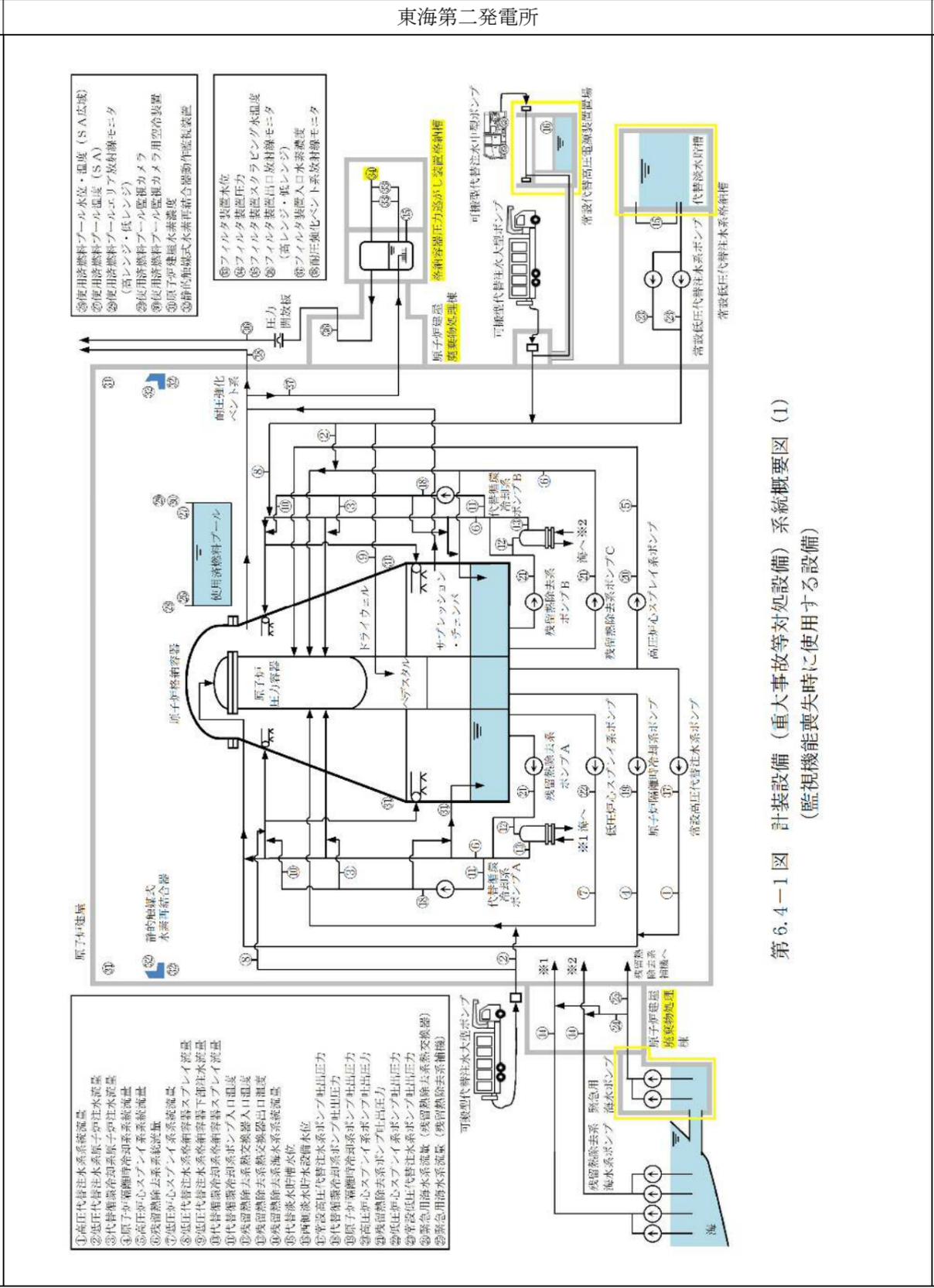
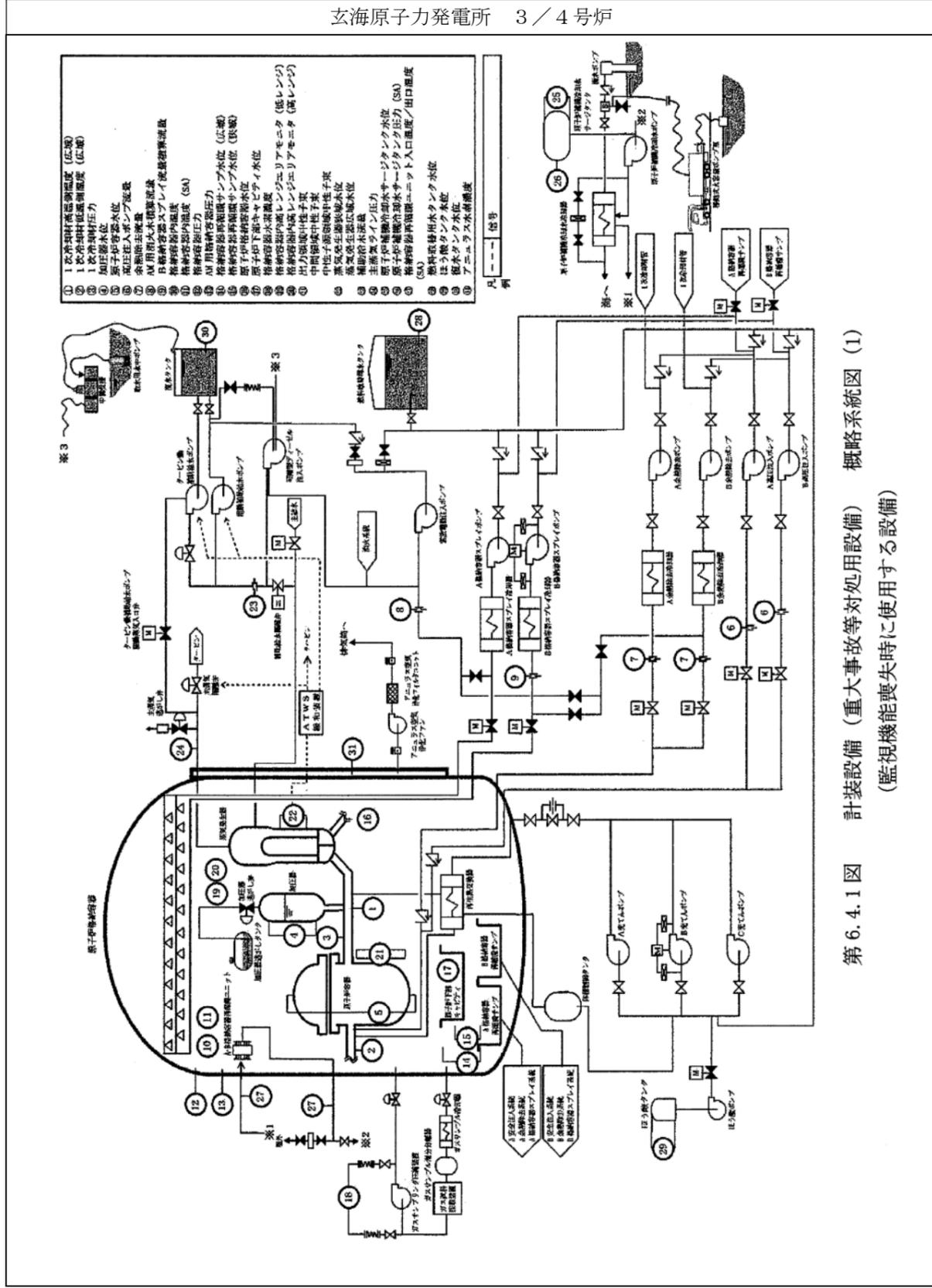
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

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 (S A 広域)</td> <td>①使用済燃料プール温度 (S A) 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 (S A 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (S A) 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。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度 (S A)</td> <td>①使用済燃料プール水位・温度 (S A 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) ②使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>①使用済燃料プール温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 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。</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 (S A 広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ②使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量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 (S A) 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。</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 (S A 広域) ①使用済燃料プール温度 (S A) 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は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、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> <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>		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 (S A 広域)	①使用済燃料プール温度 (S A) 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 (S A 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (S A) 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。	使用済燃料プール温度 (S A)	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 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) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 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。	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 (S A 広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ②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は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量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 (S A) 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。	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 (S A 広域) ①使用済燃料プール温度 (S A) 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は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、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>設備・運用の相違</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 (S A 広域)	①使用済燃料プール温度 (S A) 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 (S A 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (S A) 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。																	
	使用済燃料プール温度 (S A)	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 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) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 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。																	
	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 (S A 広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ②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は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量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 (S A) 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。																	
	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 (S A 広域) ①使用済燃料プール温度 (S A) 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は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、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。																	

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6.4-5表 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</p> <table border="1" data-bbox="1507 472 2309 1287"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">電源関係</td> <td>M/C 2C電圧</td> </tr> <tr> <td>M/C 2D電圧</td> </tr> <tr> <td>M/C HPCS電圧</td> </tr> <tr> <td>P/C 2C電圧</td> </tr> <tr> <td>P/C 2D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>125V系蓄電池A系電圧</td> </tr> <tr> <td>125V系蓄電池A系電圧</td> </tr> <tr> <td>緊急用125V系蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>補機関係</td> <td>ほう酸水注入ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">その他</td> <td>非常用窒素供給系供給圧力</td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力</td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</td> </tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源関係	M/C 2C電圧	M/C 2D電圧	M/C HPCS電圧	P/C 2C電圧	P/C 2D電圧	緊急用M/C電圧	緊急用P/C電圧	125V系蓄電池A系電圧	125V系蓄電池A系電圧	緊急用125V系蓄電池電圧	補機関係	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	その他	非常用窒素供給系供給圧力	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力	<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（柏崎と同様）</p>
分類	補助パラメータ																					
電源関係	M/C 2C電圧																					
	M/C 2D電圧																					
	M/C HPCS電圧																					
	P/C 2C電圧																					
	P/C 2D電圧																					
	緊急用M/C電圧																					
	緊急用P/C電圧																					
	125V系蓄電池A系電圧																					
	125V系蓄電池A系電圧																					
	緊急用125V系蓄電池電圧																					
補機関係	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力																					
その他	非常用窒素供給系供給圧力																					
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力																					
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力																					
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力																					

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



備考

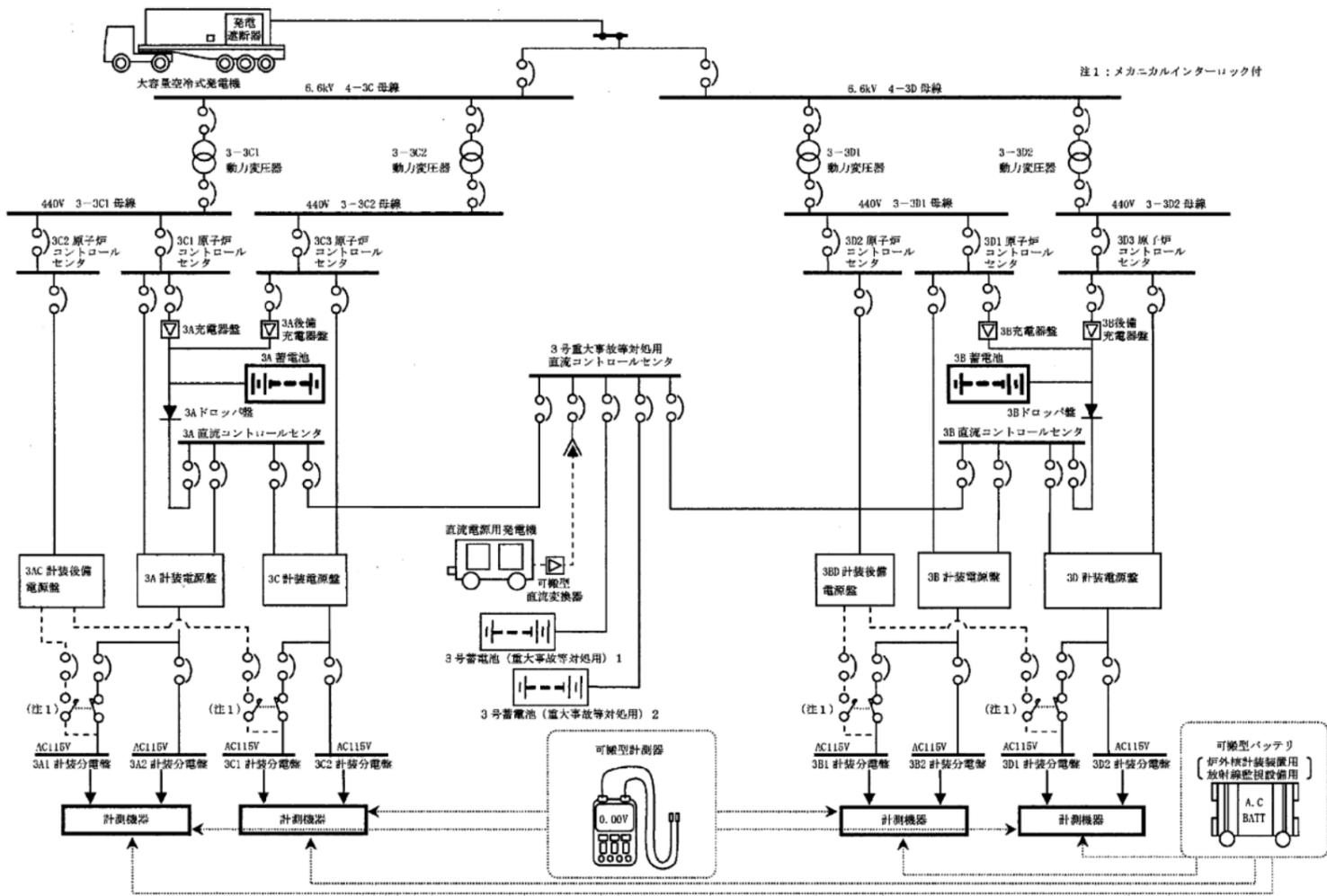
設備・運用の相違

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）

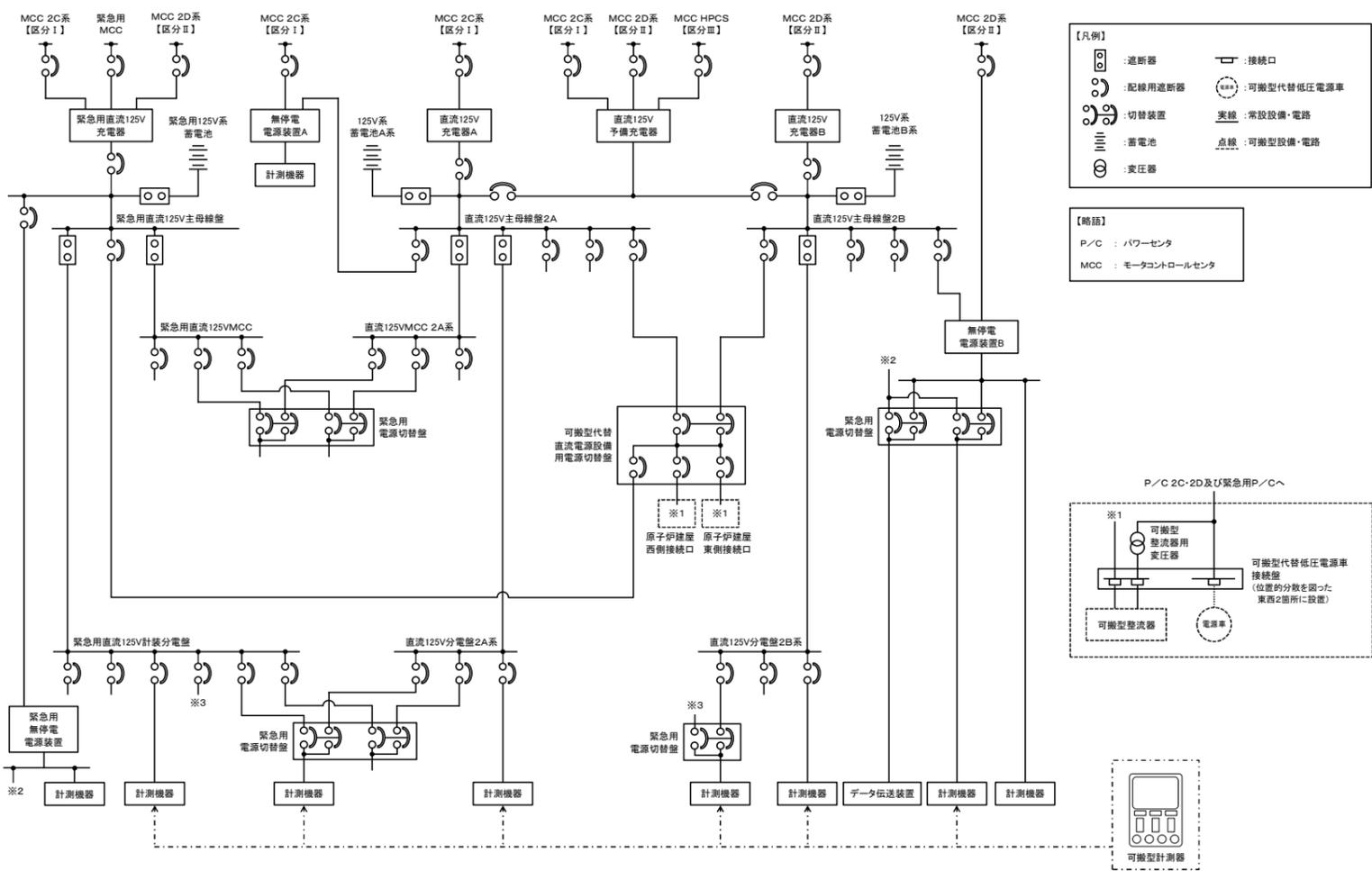
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

玄海原子力発電所 3／4号炉	東海第二発電所	備考
	<p>原子炉格納容器 原子炉圧力容器 ドライウェル (D/W) サブコールド (S/C)</p> <p>① 原子炉圧力容器温度 ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (液相域) ④ 原子炉水位 (SA液相域) ⑤ 原子炉水位 (SA蒸相域) ⑥ ドライウェル蒸気温度 ⑦ サブコールド・チェンバーストーム下水温度 ⑧ 蒸気発生器下水温度</p> <p>⑨ ドライウェル圧力 ⑩ サブコールド・チェンバーストーム圧力 ⑪ 蒸気発生器下水温度 ⑫ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑬ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑭ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑮ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑯ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑰ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑱ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑲ 蒸気発生器内圧温度 (SA) ⑳ 蒸気発生器内圧温度 (SA)</p> <p>⑳ 蒸気発生器下水温度 (11m, 2層) ㉑ 蒸気発生器下水温度 (11m, 2層) ㉒ 蒸気発生器下水温度 (0.2m, 2層) ㉓ 蒸気発生器下水温度 (0.2m, 5層) ㉔ 蒸気発生器下水温度 (0.2m, 5層) ㉕ 蒸気発生器下水温度 (0m, 5層)</p> <p>⑳ 蒸気発生器下水水位 (2.75m, 2層) ㉑ 蒸気発生器下水水位 (2.25m, 2層)</p> <p>ベアスタル内の計器設置図</p>	<p>設備・運用の相違</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）



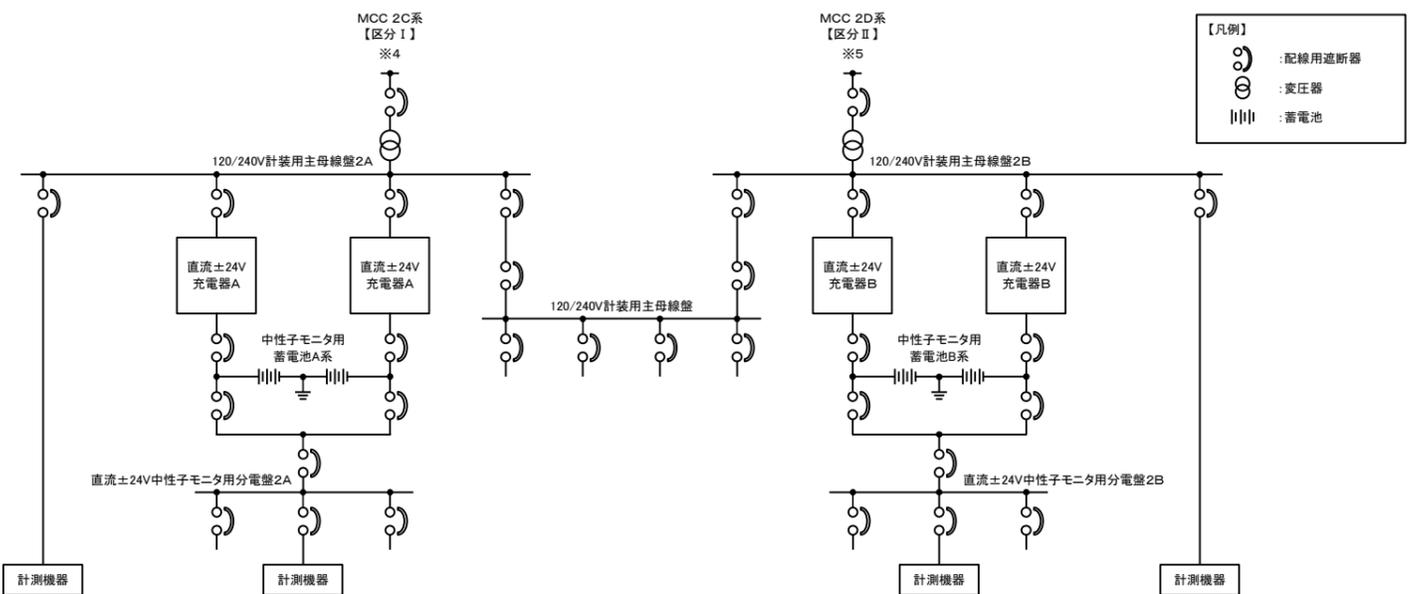
第 6.4.2 図 計装設備（重大事故等対処用設備）概略系統図（2）
（計器電源喪失時に使用する設備）



第 6.4-3 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（3）
（計器電源喪失時に使用する設備）

設備・運用の相違
・東二は計測機器の電源を、直
流・交流両方から給電。

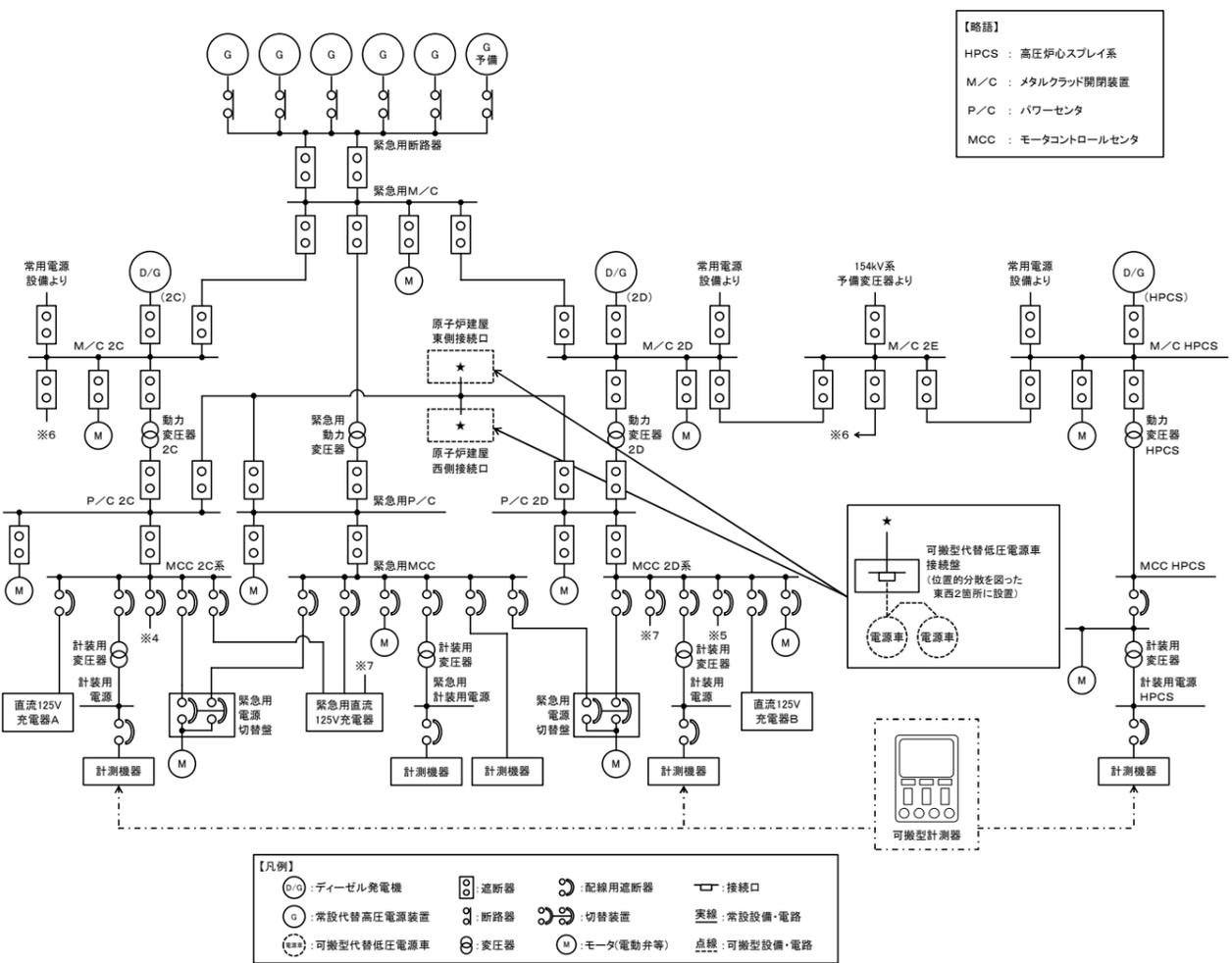
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
黄色ハッチ：ヒアリングメニュー対応



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）

備考
設備・運用の相違

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

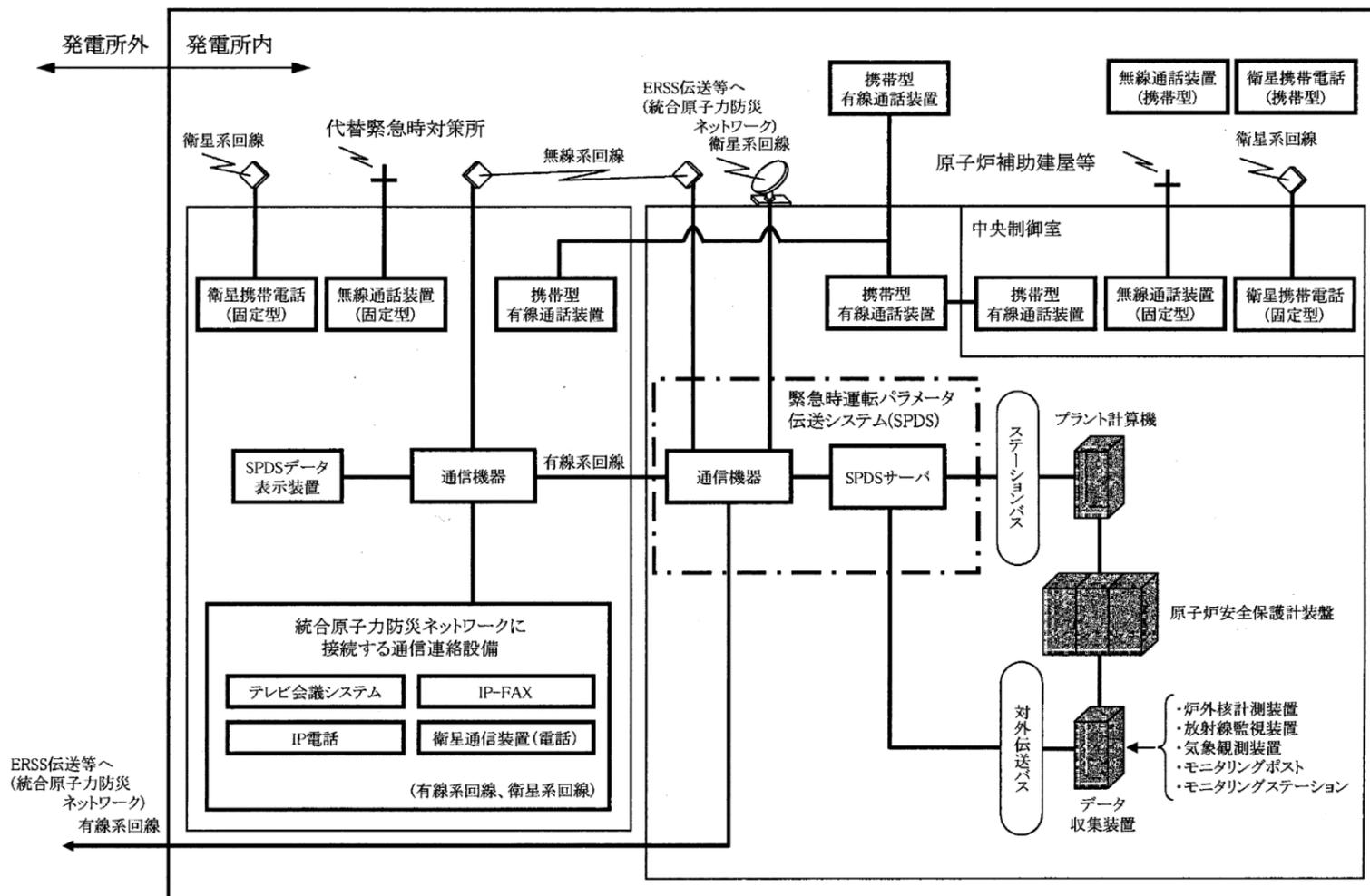


第 6.4-5 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（5）
 （計器電源喪失時に使用する設備）

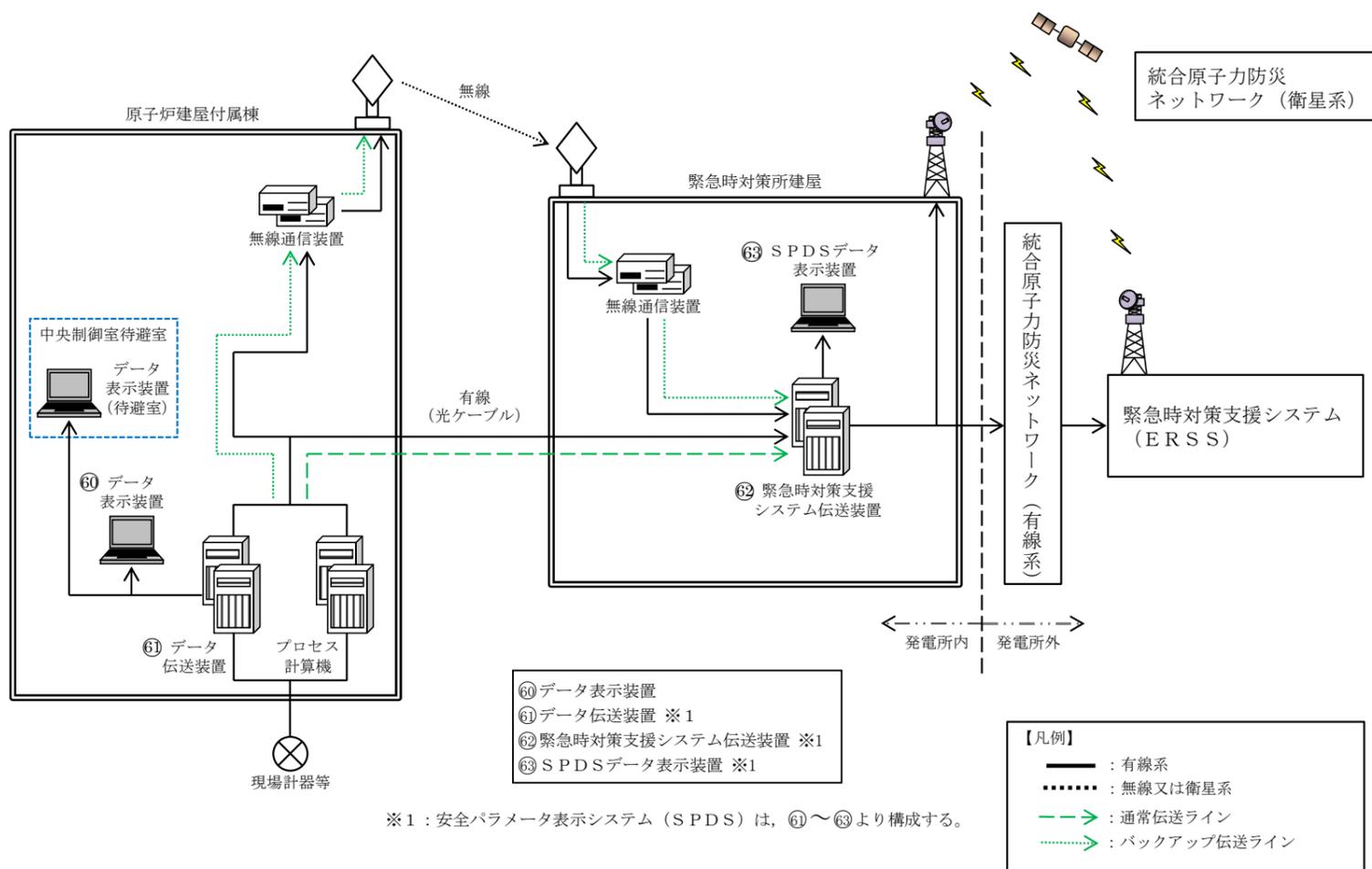
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングメニュー対応

設備・運用の相違

備考



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）



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）

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

