

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、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有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「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も当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「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」とは、事業者が検討すべき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把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 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の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p> </div> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、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、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>	<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、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有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「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も当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「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」とは、事業者が検討すべき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把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 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の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p> </div> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、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、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等について説明する。</p>	<p>記載表現の相違 記載方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>1.15.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。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、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。</p> <p>なお、審査基準1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順において整理する。</p> <p>抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第1.15.1 図、第1.15.2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。</p> <p>さらに、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</p>	<p>1.15.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を把握することが重要である。</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として、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する。</p> <p>抽出されたパラメータ（以下「抽出パラメータ」という。）のうち、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把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する（第1.15-1 図）。</p> <p>※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視</p> <p>抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、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原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第1.15-4 表に整理する。また、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。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の「設置許可基準規則」第四十三条への適合方針のうち、(2)操作の確実性（「設置許可基準規則」第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）を越えた場合及び計器電源喪失により、主要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、主要パラメータを推定するために必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段及びその他想定する故障に対応する対応手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。機能喪失原因対策分析の結果を第1.15-2 図に示す。</p> <p>さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 以後、同様の内容は記載省略。 <p>記載方針の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は後段で説明（P4） <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> パラメータの位置付けに合わせ、選定フロー図と紐づけ。 <p>記載箇所の相違（P4）</p> <ul style="list-style-type: none"> 選定フローに沿って、ここで補助パラメータを説明。 <p>記載方針の相違</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>記載箇所の相違（P4）</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は前段で説明 <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 機能喪失原因対策分析を基に分析した内容と引用する図が分かるように記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、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（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第1.15.4表に整理する。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。</p> <p>※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 	<p>事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。</p> <p>※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、「設置許可基準規則」第五十八条及び「技術基準規則」第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>抽出パラメータは、審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いる全てのパラメータより抽出する。</p> <p>なお、審査基準1.16～1.19の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、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の直接的な手順ではないため、各々の手順において整理する。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも1つ以上保有）により計測するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 	<p>備考</p> <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は前段で説明（P3） <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・柏崎は前段で説明（P3） <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・審査基準1.16～1.19を対象にしていないことを分かるように記載。 <p>記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1 つ以上有するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> <p>また，主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。 主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要計器 重要監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。 常用計器 主要パラメータを計測する計器のうち，重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。 <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要代替計器 重要代替監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。 常用代替計器 代替パラメータを計測する計器のうち，重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。 <p>なお，主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は，重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため，主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。</p> <p>以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第1.15.2表に示す。あわせて，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能力を明確化するために，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範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。</p> <p>整理した結果を踏まえ，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</p>	<p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも1つ以上保有）により計測するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常用代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> <p>また，主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。 主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要計器 重要監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。 常用計器 主要パラメータを計測する計器のうち，重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。 <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要代替計器 重要代替監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。 常用代替計器 代替パラメータを計測する計器のうち，重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。 <p>重要計器及び重要代替計器の系統概要図を第1.15-3図に示す。</p> <p>以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第1.15-2表に示す。あわせて，設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために，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範囲，個数，耐震性及び電源設備からの給電元についても第1.15-2表に整理する。</p> <p>有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器の計測範囲，個数及び電源並びに代替パラメータを計測する重要代替計器を第1.15-5表に示す。</p> <p>整理した結果を踏まえ，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</p>	<p>備考</p> <p>記載表現の相違 運用の相違 ・東二は有効監視パラメータと差別化（玄海同様）。以下関連箇所を「※1」で表す。</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・東二は後段で説明（P6）</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。</p> <p>重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。</p> <p>a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第1.15.3表）。</p> <p>※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。</p> <p>他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器 <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 	<p>子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。</p> <p>重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。</p> <p>なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。</p> <p>監視機能及び計器電源の喪失原因と対応手段の検討及び審査基準、基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失の想定、重大事故等対処設備、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第1.15-1表に示す。</p> <p>a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された同一計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。なお、主要パラメータのうち、重要監視パラメータ及び有効監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する重要代替監視パラメータを第1.15-3表に示す。</p> <p>※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。</p> <p>他チャンネルによる計測に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器 <p>代替パラメータを計測する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 	<p>備考</p> <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・柏崎は前段で説明（P5） <p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は計器故障が疑われる場合も対応（玄海同様）。 <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、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ことから代替手段として有効である。</p> <p>b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。</p> <p>代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 <p>可搬型の計器による計測に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されてい</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータを計測する計器の故障時に、原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は、重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は、重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、重要計器及び重要代替計器を計測する代替手段として有効である。</p> <p>b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲（把握能力）を超えた場合は、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータにより推定する手段及び可搬型の計測器（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。）により計測する手段がある。</p> <p>代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 <p>可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータの値が計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要</p>	<p>備考</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・東二の可搬型計測器は、仕様毎に記載（玄海同様）。柏崎は温度計測用の1種類のため、仕様毎の記載はなし。以下関連箇所を「※2」で表す。</p> <p>記載方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>る。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、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ことから代替手段として有効である。</p> <p>c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。</p> <p>また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15.4図に示す。</p> <p>代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 <p>代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 <p>可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また以下の設備は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として</p>	<p>求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、重要代替計器を計測する代替手段として有効である。</p> <p>c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失するおそれがある場合に、代替電源（交流、直流）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から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。</p> <p>また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15-5図に示す。</p> <p>代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 <p>代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 <p>可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した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並びに可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。</p>	<p>備考</p> <p>記載表現の相違</p> <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は計器電源の喪失が疑われる場合から対応（玄海同様）。 <p>記載方針の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>位置付ける。あわせて，その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二代替交流電源設備 <p>耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直流給電車 <p>給電開始までに時間を要するが，給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。</p> <p>d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等時において，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記録する手段がある。</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記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS） <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，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表示装置により構成される。</p> <p>また，重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合は，パラメータを記録する手段がある。</p> <p>有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS） <p>なお，その他の記録として，警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。</p> <p>その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プロセス計算機 	<p>d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等時において，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等，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する手段がある。</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又は監視及び記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS） <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，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データ表示装置により構成される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・データ表示装置 <p>また，重大事故等時に有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータが使用できる場合は，パラメータを記録する手段がある。</p> <p>有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プロセス計算機 ・放射線管理計算機 ・記録計 <p>なお，その他の記録として運転日誌，警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。</p> <p>その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プロセス計算機 	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・要求条文に合わせ，計測又は監視を含めて記載。 <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付けて使用するため。以下，関連箇所を「※3」で表す。 <p>運用の相違（※1による）</p> <p>設備，運用の相違</p> <p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、監視が必要な時に現場に設置する計器、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は、記録用紙に記録する手順を整備する。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等対処設備として位置付ける。 これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができる。また、以下の設備は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プロセス計算機 <p>耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要となる監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>e. 手順等 上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」、「b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」、「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）、AM 設備別操作手順書及びアクシデントマネジメントの手引きに定める（第1.15.1表）。</p>	<p>重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、可搬型計測器によるパラメータの測定の値、複数の計測結果を使用し計算により推定するパラメータの値は、記録用紙に記録する手順を整備する。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等対処設備として位置付ける。 これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータを計測又は監視及び記録することができる。 また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プロセス計算機 ・放射線管理計算機 ・記録計 <p>耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要となる有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータの記録が可能なことから、安全パラメータ表示システム（SPDS）の代替手段として有効である。</p> <p>e. 手順等 上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。 これらの手順は、運転員等※4、重大事故等対応要員及び災害対策要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.15-1表）。</p> <p>※4 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</p>	<p>運用の相違 ・東二は現場記録がないため。 記載内容の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備、運用の相違</p> <p>設備、運用の相違</p> <p>運用、体制の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>1.15.2 重大事故等時の手順等</p> <p>1.15.2.1 監視機能喪失</p> <p>(1) 計器の故障</p> <p>主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する(第1.15.3表)。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合*1。</p> <p>※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合 ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合 ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合 ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合 <p>b. 操作手順</p> <p>計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。</p> <p>①運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。</p> <p>また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。</p> <p>②運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。</p> <p>③当該パラメータが計測範囲外、又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。</p> <p>④運転員は、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。</p> <p>⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータ</p>	<p>1.15.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.15.2.1 監視機能喪失時の手順</p> <p>(1) 計器故障時の手順</p> <p>主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合又は計器の故障が疑われる場合、当該パラメータを推定する手段を整備する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定方法を第1.15-3表に示す。</p> <p>a. 他チャンネルによる計測</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測手順の概要は以下のとおり。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を指示する。</p> <p>②運転員等は、主要パラメータの他チャンネルの重要計器の指示値を読み取る。</p> <p>③運転員等は、読み取った指示値が計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことを確認する。</p> <p>④運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。</p>	<p>備考</p> <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は計器故障が疑われる場合も対応（玄海同様）。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は他チャンネルによる計測と代替パラメータにより推定する手段（項目）を別けて記載。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は他チャンネルによる計測の手順のみを記載。後段で代替パラメータによる推定する手順を別けて記載（P12）。 <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は常用計器を確認するのは、重要代替計器による推定不可の場合に限る。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑥緊急時対策本部は，当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の計測及び推定は，中央制御室運転員1名で対応が可能である。 速やかに作業ができるように，推定手順を整備する。</p> <p>d. 代替パラメータでの推定方法 主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，代替パラメータによる推定を行う。</p> <p>計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，関連するパラメータを複数確認し，得られた情報の中から有効な情報を評価することで，発電用原子炉施設の状態を把握する。</p> <p>推定に当たっては，使用する計器が複数ある場合，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類，使用環境条件等，以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の計測は，中央制御室運転員等1名で対応が可能である。また，計測手順を整備するため，速やかに対応できる。</p> <p>b. 代替パラメータによる推定 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は，代替パラメータである重要代替計器又は常用代替計器による推定を行う。</p> <p>計器が故障するまでの原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，関連するパラメータを複数確認し，得られた情報の中から有効な情報を評価することで，原子炉施設の状態を把握する。</p> <p>推定に当たっては，推定に使用する計器が複数ある場合，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類及び使用環境条件を考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合。</p> <p>(b) 操作手順 主要パラメータの重要代替計器又は常用代替計器による推定手順の概要は以下のとおり。 ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。 ②運転員等は，主要パラメータの重要代替計器の指示値を読み取る。 ③運転員等は，読み取った指示値を発電長へ報告する。 ④発電長は，指示値が計測範囲外又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合は，常用代替計器の確認を運転員等に指示する。 ⑤発電長は，災害対策本部長へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。 ⑥災害対策本部長は，重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>運用の相違 ・東二は計器故障が疑われる場合も対応（玄海同様）。</p> <p>記載方針の相違 ・東二は不確かさを考慮する事項は，代替パラメータによる推定手順の説明の後に記載（P13～14）。</p> <p>記載方針の相違 ・東二は代替パラメータによる対応手段を個別に記載。</p> <p>運用の相違 ・東二は常用計器を確認するのは，重要代替計器による推定不可の場合に限る。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。</p> <p>・常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。</p>	<p>⑦重大事故等対応要員は、主要パラメータの推定結果を災害対策本部長へ報告する。 ⑧災害対策本部長は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の推定は、中央制御室運転員等1名で対応が可能である。また、推定手順を整備するため、速やかに対応できる。</p> <p>具体的な推定方法については、第1.15-3表に整理する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース ・水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース ・流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定するケース ・圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定するケース ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定するケース ・水素濃度が燃焼するおそれのある状態であるかを推定するケース ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース ・制御棒の位置指示により未臨界を推定するケース ・プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定するケース ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース ・デブリの冠水状態を温度により推定するケース <p>また、推定に当たっては、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。 ・自主対策設備である常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、常用代替計器で計測されるパラメータの値は、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との 	<p>備考</p> <p>記載箇所の相違 ・柏崎は後段で説明（P14）。柏崎との差異はそこで説明。</p> <p>記載内容の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>・重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。</p> <p>・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>・推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第1.15.3表に整理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定するケース ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定するケース ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定するケース ・必要なpHが確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定するケース <p>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース</p> <p>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定するケース</p> <p>・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定するケース</p> <ul style="list-style-type: none"> ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース 	<p>差異を評価し、信頼性を考慮した上で使用する。</p> <p>・重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等時と校正時の状態変化による影響を考慮する。</p> <p>・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>・推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p>具体的な推定方法については、第1.15-3表に整理する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース ・水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース ・流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定するケース ・プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定するケース <p>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定するケース</p> <p>・圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定するケース</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒の位置指示により未臨界を推定するケース ・水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定するケース ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース 	<p>記載方針の相違</p> <p>東二の推定方法を再喝（P13）。ただし、比較し易いように内容に合わせて記載順を変更。</p> <p>設備・運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二はフィルタ装置のpH計を自主対策設備の位置付けとしているため記載なし。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二はPCV圧力と注水量に相関性がないため。 <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二はRPVとPCVの圧力から水位を推定するケースを纏めて記載 <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は格納容器バイパスの監視を複数のパラメータを組み

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース</p> <p>・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース</p> <p>・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択 主要パラメータを計測する計器が故障した場合の，対応手段の優先順位を以下に示す。 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合に，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。 他チャンネルの重要計器の故障により，計測することが困難となった場合は，他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。 主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第1.15.3表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。</p> <p>(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合 原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15.2表に示す。</p>	<p>・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース</p> <p>・デブリの冠水状態を温度により推定するケース</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択 主要パラメータを計測する計器が故障した場合の，対応手段の優先順位を以下に示す。 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合に，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。 他チャンネルの重要計器の故障により，計測することが困難となった場合は，他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。 主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は，第1.15-3表にて定める優先順位にて重要代替計器を優先し，次に常用代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。</p> <p>(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また，推定するために必要な代替パラメータについては，複数のパラメータの中から確からしさを考慮し，第1.15-3表に優先順位を定める。</p> <p>これらのパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度と水位であり，その他のパラメータは計測範囲を超えない。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可</p>	<p>合わせてプラント状態及び冷却材漏えい事象を監視するため関連パラメータを記載。</p> <p>運用の相違</p> <p>・東二は「水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定するケース」に纏めて記載。</p> <p>設備の相違</p> <p>・柏崎はヒートサーモ式 S F P 水位計を多重化しているため。</p> <p>・東二は R P V 破損後のペダスタル内水位管理に温度計で冠水状態を推定する手段を設定。</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・東二は代替パラメータの優先順位を具体的に記載。</p> <p>記載表現の相違 記載内容の相違</p> <p>・東二は計測範囲を超えた場合の推定方法と優先順位を表と紐づけて説明。</p> <p>設備の相違</p> <p>・東二は計測範囲を超えるのは R P V 温度・水位で，柏崎はそ</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>・原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～350℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。</p> <p>また、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（350℃以上）場合は炉心損傷状態と推定して対応する。</p> <p>・原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～11MPa[gage]である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準として、-8000mm～3500mmであり、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び有効燃料棒底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、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）、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p>	<p>搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表、第 1.15-6 表に示す。</p> <p>・原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の温度を計測する原子炉圧力容器温度の計測範囲は、0～500℃である。重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合がある。その場合、重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合であり、計測範囲内で判断可能である。</p> <p>なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</p> <p>・原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の圧力を計測する原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）の計測範囲は、0～10.5MPa[gage]である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa[gage]）の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A広帯域）の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準に-3,800mm～1,500mmである。また、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A燃料域）の計測範囲については、燃料有効長頂部を基準に-3,800mm～1,300mmである。</p> <p>炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル3～8（蒸気乾燥器スカート下端を基準に 300～1,400mm）及び燃料有効長底部まで監視可能であり、原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉水位は計測範囲を超える場合がある。その場合、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推</p>	<p>れ以外に、復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）と復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）が対象。</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・東二は計器名称を記載。（以下同様）</p> <p>設備の相違 運用の相違</p> <p>・東二は有効性評価で説明している R P V 破損判断を補足。</p> <p>運用の相違</p> <p>・東二は計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器で計測。</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違 設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器への注水量 原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、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)、残留熱除去系系統流量である。 高圧代替注水系系統流量の計測範囲は、0～300m³/hとしており、計測対象である高圧代替注水ポンプの最大注水量は、182m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、0～300m³/hとしており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量は、182m³/hであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 高圧炉心注水系系統流量の計測範囲は、0～1000m³/hとしており、計測対象である高圧炉心注水ポンプの最大注水量は、727m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)の計測範囲は、0～200m³/h(6号炉)、0～150m³/h(7号炉)としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は300m³/hであるため、計器の計測範囲を超える場合がある。 復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)の計測範囲を超えた場合、低圧代替注水系使用時においては、水源である復水貯蔵槽の水位または注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。代替循環冷却系使用時においては、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の計測範囲は、0～350m³/hとしており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、300m³/hであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～1500m³/hとしており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大注水量は、954m³/hであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p>	<p>定することが可能である。</p> <p>また、原子炉の満水確認は、原子炉圧力又は原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <p>原子炉冷却材喪失(大破断LOCA)又は炉心損傷後において原子炉水位不明と判断した場合は、事象進展に応じ、原子炉水位LOまでの水位回復判断を原子炉注水流量と必要注水時間により、また、損傷炉心の冷却維持判断を崩壊熱相当以上の原子炉注水流量により、さらに、損傷炉心の冷却失敗判断に原子炉圧力容器温度(下鏡部)を用いて、原子炉水位を推定する。</p> <p>・原子炉圧力容器への注水量 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高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である。 高圧代替注水系系統流量の計測範囲は、0～50L/sとしており、計測対象である常設高圧代替注水系ポンプの最大流量は38L/sであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 低圧代替注水系(常設)による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、0～500m³/h(狭帯域は0～80m³/h)としており、計測対象である低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は378m³/h(狭帯域は75m³/h)であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 低圧代替注水系(可搬型)による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、0～300m³/h(狭帯域は0～80m³/h)としており、計測対象である低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は110m³/h(狭帯域は75m³/h)であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は、0～150m³/hとしており、計測対象である代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は100m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、0～50L/sとしており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量は40L/sであるため、計器の計測範囲での流量測定が可能である。 高圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～500L/sとしており、計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は438L/sであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。 残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～600L/sとしており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大流量は470L/sであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p>	<p>設備の相違</p> <p>運用の相違 ・東二は有効性評価で説明している原子炉水位不明時の対応を補足。</p> <p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器への注水量 原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、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(格納容器下部注水流量)である。 格納容器スプレイに用いる復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の計測範囲は、0～350m³/h としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、300m³/h であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。 格納容器下部注水に用いる復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の計測範囲は、0～150m³/h (6号炉)、0～100m³/h (7号炉) としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、300m³/h であるため、計器の計測範囲を超える場合がある。 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の計測範囲を超えた場合、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 <p>a. 代替パラメータによる推定 重大事故等時において、計器の計測範囲を超過した場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は、以下のとおり。</p> <p>①運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。</p>	<p>る。</p> <p>低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～600L/s としており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は 456L/s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器への注水量 原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、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である。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大流量は 300m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大流量は 130m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。 格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は、0～200m³/h としており、計測対象である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時における最大流量は 80m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。 <p>a. 代替パラメータによる推定 重大事故等時において、原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合に、重要代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う。また、原子炉水位不明と判断した場合は、あらかじめ設定した判断パラメータにより推定を行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えて、指示値が確認できない場合。また、原子炉水位不明と判断した場合。</p> <p>(b) 操作手順 原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合の推定手順の概要は以下のとおり。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。 ②運転員等は、原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から指示</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載内容の相違 運用の相違</p> <p>設備の相違 運用の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。</p> <p>②運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。</p> <p>③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。</p> <p>④運転員は、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。</p> <p>⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑥緊急時対策本部は、当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。</p> <p>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合、可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順（現場での計測の場合）</p> <p>可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.5図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。</p>	<p>値を読み取る。</p> <p>③運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。</p> <p>④発電長は、災害対策本部長へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑤災害対策本部長は、重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、主要パラメータの推定結果を災害対策本部長へ報告する。</p> <p>⑦災害対策本部長は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>原子炉水位不明と判断した場合の推定手順の概要は以下のとおり。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に事象進展に応じて設定した、判断パラメータによる計測を指示する。</p> <p>②運転員等は、あらかじめ設定した判断パラメータの指示値を読み取る。</p> <p>③運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の推定は、中央制御室運転員等1名で対応が可能である。また、推定手順を整備するため、速やかに対応できる。</p> <p>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>重大事故等時において、原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で、重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に、重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータの可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。あわせて、可搬型計測器によるパラメータの監視においては、計測範囲、測定場所を明確にするとともに、換算表等を定めた手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等時に、原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定が困難となった場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型計測器による計測手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15-6図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。</p>	<p>備考</p> <p>運用の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>運用の相違</p> <p>・東二は計測範囲を超えた場合の対応手段は、他チャンネルにより計測する手段又は代替パラメータにより推定する手段で対応することとしており、前段で計測範囲を超えないと言っている(P15)パラメータを可搬型計測器で計測する手順には設定していない。</p> <p>運用の相違</p> <p>・東二は可搬型計測器を重大事</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>②現場運転員C及びDは、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階又はタービン建屋地下中2階（6号炉）のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、結果を中央制御室運転員A及びBに報告する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、現場運転員C及びDからの計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の現場対応は1測定点当たり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約18分で可能である。また、中央制御室での計測の場合、中央制御室運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約10分で可能である。</p> <p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>	<p>②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。</p> <p>③重大事故等対応要員は、必要な資機材を携帯し、中央制御室まで移動する。移動後、中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備の乾電池と交換する。</p> <p>④重大事故等対応要員は、可搬型計測器を手順に定められた端子台に接続し、測定を開始する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示された計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算し、換算結果を記録用紙に記録する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、計測結果を発電長に報告する。その後、災害対策本部長へ報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作対応は1測定点当たり、重大事故等対応要員2名にて実施し、作業開始を判断してから計測するまでの所要時間は63分以内と想定する。</p> <p>重大事故等対応要員が中央制御室までの移動に要する時間を53分とし、可搬型計測器1測定点当たり10分としている。2測定点以降、連続で接続する場合は10分追加時間となる。</p> <p>円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保するとともに、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択 原子炉圧力容器内の温度及び水位が計器の計測範囲を超えて、監視機能が喪失した場合の対応手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度が計器の計測範囲を超えた場合は、他チャンネルにより、原子炉圧力容器内の温度を計測する。他チャンネルも同様に計測範囲を超えた場合は、代替パラメータにより推定する。</p> <p>原子炉圧力容器温度が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ代替パラメータにより推定できない場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。なお、可搬型計測器による計測においては、原子炉圧力容器破損の徴候検知及び損傷炉心の冷却失敗を判断する原子炉圧力容器温度（下鏡部）を優先する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計器の計測範囲を超えた場合は、原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から、原子炉水位を推定する。</p> <p>原子炉水位不明時は、原子炉圧力容器内が満水状態であることを、原子炉圧力又は原子炉圧</p>	<p>故等対応要員にて計測。</p> <p>運用の相違 ・東二は緊急時対策所からの移動時間が必要なため、計測開始までの所要時間を要する。</p> <p>記載方針の相違 ・東二は他の対応手段に合わせ、優先順位を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失 全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により、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する。</p> <p>a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電 全交流動力電源喪失が発生した場合に、所内蓄電式直流電源設備からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 なお、所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第1.15.2表に示す。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電 全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電 全交流動力電源喪失が発生し、直流電源が枯渇するおそれがある場合に、可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、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、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p> <p>なお、可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15.2表に示す。</p>	<p>力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。また、事象進展に応じた判断パラメータにより、原子炉水位を推定する。</p> <p>1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失 全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失するおそれがある場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電する。さらに、計器電源が喪失した場合に、可搬型計測器により、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する。</p> <p>a. 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の給電 全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>b. 可搬型代替直流電源設備からの給電 全交流動力電源喪失が発生し、直流電源が枯渇するおそれがある場合に、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の給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、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、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p> <p>なお、可搬型計測器により計測可能なパラメータについて第1.15-2表、第1.15-6表に示す。</p>	<p>備考</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>設備・運用の相違</p> <p>・東二は最初から計器電源として期待している所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備を代替電源の位置付けで記載しない。</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合。</p> <p>(b) 操作手順（現場での計測の場合） 可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.5図に示す。 ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。 ②現場運転員C及びDは、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。 ③現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階又はタービン建屋地下中2階（6号炉）のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。 ④現場運転員C及びDは、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、結果を中央制御室運転員A及びBに報告する。 ⑤中央制御室運転員A及びBは、現場運転員C及びDからの計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の現場対応は1測定点当たり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約18分で可能である。また、中央制御室での計測の場合、中央制御室運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約10分で可能である。 円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択 全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により、計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。 全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。 所内蓄電式直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。 常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困</p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 計器電源が喪失するおそれがあり、中央制御室でのパラメータ監視が困難となる場合。</p> <p>(b) 操作手順 「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」と同様。</p> <p>(c) 操作の成立性 「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」と同様。</p> <p>d. 重大事故等時の対応手段の選択 全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。 全交流動力電源喪失が発生した場合は、代替電源（交流）の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計測可能な計器に給電する。なお、常設代替交流電源設備を優先して給電する。 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の給電が困難となった場合で、直流</p>	<p>運用の相違</p> <p>記載方針の相違 ・東二は前段と同一の可搬型計測器による操作手順は繰り返し記載しない。</p> <p>記載方針の相違 ・同上</p> <p>設備・運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。</p> <p>代替電源(交流, 直流)からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により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する。</p> <p>1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ(使用した計測結果を含む)の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p> <p>主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備であるプロセス計算機により計測結果、警報等を記録する。</p> <p>有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第1.15.5表に示す。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合。</p> <p>(2) 操作手順 重大事故等が発生し、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結果を記録する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、常時記録であり、非常用電源又は代替電源から給電可能で、14日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア(記録媒体)に保存する。</p>	<p>電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）の可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。</p> <p>代替電源（交流, 直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により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する。</p> <p>1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。安全パラメータ表示システム（SPDS）に記録されたパラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p> <p>主要パラメータのうち記録可能なパラメータについて、自主対策設備であるプロセス計算機、放射線管理計算機及び記録計により計測結果、警報等を記録する。</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計測結果並びに有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータのうち記録可能なパラメータの計測結果の記録について整理し、第1.15-6表に示す。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合。</p> <p>(2) 操作手順 重大事故等が発生し、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結果を記録する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録 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、非常用所内電源である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、2週間分（1分周期）の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する手順の概要は以下のとおり。系統概要図を第1.15-4図に示す。</p> <p>①災害対策要員は、安全パラメータ表示システム（SPDS）に記録されたパラメータの計測結果を、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量を超える前に、緊急時対策所建屋</p>	<p>備考</p> <p>記載方針の相違</p> <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は手順1.15において現場で監視するパラメータがないため記載していない。 <p>設備・運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は自主対策設備に放射線管理計算機及び記録計を設定 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は有効監視パラメータ以外の記録手段を表にまとめ記載。 <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 具体的な操作手順を記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>b. 現場指示計の記録 現場運転員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。</p> <p>c. 可搬型計測器の記録 中央制御室運転員は、「1.15.2.1(2)b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。</p> <p>d. プロセス計算機の記録 (a) 発電日誌 プロセス計算機が稼働状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(b) 警報記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。 プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(c) 事故時データ収集記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。</p>	<p>内で定期的にメディア（記録媒体）に保存し、保管する。 ②災害対策要員は、メディア（記憶媒体）に保存したのに合わせ、パラメータの計測結果を緊急時対策所で印刷し、記録を保存する。</p> <p>b. 代替パラメータの記録 重大事故等対応要員は、「1.15.2.1(1) b. 代替パラメータによる推定」又は「1.15.2.2(1) a. 代替パラメータによる推定」で得られた複数の代替パラメータの計測結果を使用し計算により推定したパラメータの値を記録用紙に記録する。</p> <p>c. 可搬型計測器の記録 重大事故等対応要員は、「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。</p> <p>d. プロセス計算機の記録 (a) 運転記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(b) 警報記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。 また、プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(c) 事故時データ収集記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。</p> <p>e. 放射線管理計算機による記録 放射線管理計算機が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を任意で記録し、緊</p>	<p>備考</p> <p>運用の相違 ・東二は現場確認による記録はない。</p> <p>記載方針の相違 ・代替パラメータによる記録手順を記載。</p> <p>運用の相違</p> <p>運用の相違 ・東二は記録計を自主対策設備の位置付けで設定。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(3) 操作の成立性</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14日間）を超える前に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にて緊急時対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。</p> <p>現場指示計及び可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、運転員1名にて対応が可能である。</p> <p>プロセス計算機による記録のうち、事故時データ収集記録の帳票印刷は、中央制御室内での端末操作であるため、運転員1名で対応が可能である。</p> <p>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>審査基準1.9, 1.10, 1.14については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 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手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>急時対策所にて手動で帳票印刷する。</p> <p>f. 記録計による記録</p> <p>記録計が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を自動で記録し、中央制御室にてチャート用紙に印字する。</p> <p>(3) 操作の成立性</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量（2週間分）を超える前に、緊急時対策所にて災害対策要員2名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。</p> <p>可搬型計測器の記録は、中央制御室での記録用紙への記録であり、重大事故等対応要員2名にて対応が可能である。</p> <p>プロセス計算機による記録は、自動で帳票印刷されるため、中央制御室にて運転員等1名で対応が可能である。</p> <p>1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>審査基準1.9, 1.10, 1.11, 1.14, 1.19については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 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手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>使用済燃料プールの監視に関する手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>備考</p> <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は記録計を自主対策設備の位置付けで設定。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 記録対象を具体的に記載 <p>運用の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二はSF P監視装置の手順と紐づけ。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二はSPDSの手順と紐づけ。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉					東海第二発電所					備考	
第1.15.1表 事故時に必要な計装に関する手順					第1.15-1表 事故時に必要な計装に関する手順					設備・運用の相違	
対応手段, 対応設備, 手順書一覧					対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)						
分類	機能喪失を想定する重大事故等対応設備	対応手段	対応設備	手順書	分類	機能喪失を想定する対応設備 ^{*1}	対応手段	対応設備	整備する手順書 ^{*2}		
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対応設備	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」	計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ^{*3}	重大事故等 対応設備	-	
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策 設備				主要パラメータの他チャンネルの常用計器 ^{*3}	自主対策 設備		
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対応設備			重要代替計器	重大事故等 対応設備			
			常用代替計器	自主対策 設備			常用代替計器	自主対策 設備			
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対応設備		アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」	計器の計測範囲を超えた場合 (把握能力)	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対応設備	AM設備別操作 手順書 重大事故等対策 要領
			常用代替計器	自主対策 設備					常用代替計器	自主対策 設備	
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対応設備			可搬型計測器	重大事故等 対応設備			
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	可搬型代替交流電源設備	常設代替交流電源設備 ^{*1} ・常設代替高圧電源装置	重大事故等 対応設備	非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース) 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅱ(停止時微候ベース) 「停止時電源復旧」 AM設備別操作 手順書 重大事故等対策 要領	
			可搬型代替交流電源設備	自主対策 設備				可搬型代替交流電源設備 ^{*1} ・可搬型代替低圧電源車			
			第二代替交流電源設備	自主対策 設備				可搬型代替直流電源設備 ^{*4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器			
		代替電源(直流)からの給電	所内蓄電式直流電源設備	重大事故等 対応設備	可搬型代替直流電源設備		可搬型代替直流電源設備 ^{*4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器				
			可搬型直流電源設備	自主対策 設備							
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	自主対策 設備							
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対応設備	可搬型計測器	重大事故等 対応設備							
		パラメータ記録	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, SPDS表示装置)	重大事故等 対応設備	緊急時対策本部運営要領		可搬型計測器	可搬型計測器			
			プロセス計算機	自主対策 設備							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																				
	<p>対応手段，対応設備，手順書一覧 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1418 380 2386 806"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する 対処設備※1</th> <th>対応 手段</th> <th>対応設備</th> <th>整備する手順書※2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">-</td> <td rowspan="3">-</td> <td>重大事故等時の パラメータ記録</td> <td>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，SPD Sデータ表示装置)</td> <td>重大事故等 対処設備 重大事故等対策 要領</td> </tr> <tr> <td>重大事故等時の パラメータ記録</td> <td>プロセス計算機</td> <td rowspan="2">自主 対策</td> </tr> <tr> <td>放射線管理計算機</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>記録計</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備は「全交流動力電源喪失」を対象とし、また、重大事故等対処設備は「計器故障時」、「計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合」及び「全交流動力電源喪失及び直流電源喪失」を対象とする。 ※2：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。 ※3：他チャンネルの計器がある場合。 ※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ■：自主的に整備する対応手段を示す。</p>	分類	機能喪失を想定する 対処設備※1	対応 手段	対応設備	整備する手順書※2	-	-	重大事故等時の パラメータ記録	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，SPD Sデータ表示装置)	重大事故等 対処設備 重大事故等対策 要領	重大事故等時の パラメータ記録	プロセス計算機	自主 対策	放射線管理計算機	-			記録計			
分類	機能喪失を想定する 対処設備※1	対応 手段	対応設備	整備する手順書※2																		
-	-	重大事故等時の パラメータ記録	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，SPD Sデータ表示装置)	重大事故等 対処設備 重大事故等対策 要領																		
		重大事故等時の パラメータ記録	プロセス計算機	自主 対策																		
		放射線管理計算機	-																			
		記録計																				

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考						
第1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/17）										
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源 ^{*13}	検出器の 種類	可搬型 計測器 型式	第1.15-3 図No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値：300℃ ^{*4}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、350℃までを監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑧
	原子炉圧力 ^{*1}				「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) ^{*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) ^{*1}									
	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{*1}				「⑩最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。					
<p>*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ</p> <p>*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、52個ずつの信号が入力される。</p> <p>*4：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>*5：基準点は蒸気発生器スカート下端（原子炉圧力容器着床レベルより1224cm）。 *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器着床レベルより905cm）</p> <p>*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。</p> <p>*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は観なし。 *9：T.H.S.L. = 東京湾平均海面</p> <p>*10：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蒸気放熱による格納容器内蒸気放熱レベルの値で判断する。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>*11：検出点は14箇所。 *12：検出点は8箇所</p> <p>*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分1直流電源を電源とした計器である。</p>										
第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/13）										
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 型式	第1.15-3 図No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ^{*1}	4	0～500℃	300℃以下 ^{*3}	重大事故等時における炉心温度の判断基準は300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知（300℃）に於いて500℃まで監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	I	⑩
	原子炉圧力 ^{*2}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力 (SA) ^{*2}									
	原子炉水位 (広帯域) ^{*2}									
	原子炉水位 (燃料域) ^{*2}									
	原子炉水位 (SA 広帯域) ^{*2}									
	原子炉水位 (SA 燃料域) ^{*2}									
	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{*2}				「⑩最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。					
② 原子炉圧力容器内の圧力	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。	S	区分I、II 直流電源 ^{*22}	炉内圧力 検出器	I	⑪
	原子炉圧力 (SA) ^{*2}	2	0～10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ^{*22}	炉内圧力 検出器		⑫
	原子炉水位 (広帯域) ^{*2}									
	原子炉水位 (燃料域) ^{*2}									
	原子炉水位 (SA 広帯域) ^{*2}									
	原子炉水位 (SA 燃料域) ^{*2}									
	原子炉圧力容器温度 ^{*2}				「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。					

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力**	3	0~10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	②
	原子炉圧力(SA)**	1	0~11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa[gage])の1.2倍(10.34MPa[gage])を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	②
	原子炉水位(広帯域)*1									
	原子炉水位(燃料域)*1									
	原子炉水位(SA)*1									
	原子炉圧力容器温度*1									

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。

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。

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾機スカー卜下流端(原子炉圧力容器サレベルより1224cm)、*6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器サレベルより905cm)
 *7：水位は炉心室から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒下流端を下限としている。
 *8：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。*9：T.M.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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空同気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測電圧	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位(広帯域)	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	把強能力(計測範囲の考え方) 炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位割 御範囲レベル③~⑧(300~1,400mm ※4)及び 燃料有長成長域⑨まで監視可能。	Ss機能 維持	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	④
	原子炉水位(燃料域)	2	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		④
	原子炉水位(SA広帯域)	1	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		④
	原子炉水位(SA燃料域)	1	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		④
	高压代替注水系統流量	※2								
	低圧代替注水系統原子炉注水流量	※2								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2								
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2								
	高压炉心スプレイス系系統流量	※2								
	残留熱除去系系統流量	※2								
	低圧炉心スプレイス系系統流量	※2								
	原子炉圧力	※2								
	原子炉圧力(SA)	※2								
	サブプレッシャ・チェンバ圧力	※2								

④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

③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・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (広帯域) **	3	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,†	原子炉水位を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3～8)及び有効燃料棒底部まで監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	②
	原子炉水位 (燃料域) **	2	-1000～1300mm*6	-3680～4843mm*6,†		区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	②	
④ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA) **	1	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,†	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	— (SS)	AM 用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	②
	高圧代替注水系系統流量*1	1	-8000～3500mm*5			AM 用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	②	

④ 原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

② 原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

⑦ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

④ 原子炉圧力容器内の水位

高圧代替注水系系統流量*1
 復水補給水系流量
 (RHR A 系代替注水系流量) *1
 復水補給水系流量
 (RHR B 系代替注水系流量) *1
 原子炉隔離時冷却系系統流量*1
 高圧炉心注水系系統流量*1
 残留熱除去系系統流量*1
 原子炉圧力*1
 原子炉圧力 (SA) *1

格納容器内圧力 (S/C) *1

*1: 重要監視パラメータ、*2: 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52 個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準は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。
 *5: 基準点は蒸気乾飽器スカーター下流 (原子炉圧力容器常レベルより 1224cm)、*6: 基準点は有効燃料棒上部 (原子炉圧力容器常レベルより 905cm)
 *7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時は値なし。 *9: T.U.S.L. = 東京湾平均海面
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止直後の最高時間における格納容器内蒸気放熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は 14 箇所、*12: 検出点は 8 箇所
 *13: 所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM 用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	*1	0～50L/s	—※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①
	原子炉隔離時冷却系系統流量	*1	0～50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器	1	④
④ 原子炉圧力容器内の水位	高圧炉心スプレイス系系統流量	*1	0～500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイス系ポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分Ⅲ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑤
	低圧代替注水系 原子炉注水量	*1	0～500m ³ /h ※7	—※6	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に最大流量 (378m ³ /h) を監視可能。 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。 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最大流量 (110m ³ /h) を監視可能。 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最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
④ 原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流	*1	0～80m ³ /h ※7, ※9	—※6	代替循環冷却系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時に最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	③
	残留熱除去系系統流量	*1	0～600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑥
④ 原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイス系系統流量	*1	0～600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイス系ポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。	S	区分Ⅰ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑦
	代替注水貯槽水位	*2			「④」水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
④ 原子炉圧力容器への注水量	西側淡水貯水設備水位	*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。					
	サブレーション・プール水位	*2								
④ 原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (広帯域)	*2			「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。					
	原子炉水位 (燃料域)	*2								
④ 原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (SA 広帯域)	*2			「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。					
	原子炉水位 (SA 燃料域)	*2								

備考

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15.3 図 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0～300m ³ /h	-**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)を監視可能。	- (5s)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	①
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m ³ /h	0～182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑩
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m ³ /h	0～727m ³ /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅱ、Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	③
	復水供給水系流量 (RHR A系代替注水系)	1	0～200m ³ /h(6号炉) 0～150m ³ /h(7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RHR A系ライイン)における最大注水量 (90m ³ /h)を監視可能。	- (5s)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑧
	復水供給水系流量 (RHR B系代替注水系)	1	0～350m ³ /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RHR B系ライイン)における最大注水量 (300m ³ /h)を監視可能。	- (5s)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑧
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(954m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1									
	サブプレッション・チェンバ、 プール水位*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) *1									
						「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				

*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は高気圧機器スカート下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 *6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8：重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時のため、設計基準事故時の値で判断する。 *9：T.U.S.L. = 東京湾平均海面
 *10：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蒸気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h(経過時間は約105v/h(経過時間は約105v/h)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。
 *11：検出点は14箇所。 *12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑤ 原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライイン用)	*1	0～500m ³ /h *7	-*6	代替格納容器スプレイ流量(常設)による 格納容器スプレイ時における最大流量 (300m ³ /h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22、*23	差圧式流量 検出器	1	⑧
	低圧代替注水系格納容器下膨注水量	*1	0～500m ³ /h *8	-*6	代替格納容器スプレイ流量(可搬型)によ る格納容器スプレイ時における最大流量 (130m ³ /h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式流量 検出器	1	⑧
	低圧代替注水系格納容器下膨注水量	*1	0～200m ³ /h	-*6	格納容器下膨注水量(常設又は可搬型)によ る格納容器下膨注水量時における最大流量 (80m ³ /h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	差圧式流量 検出器	1	⑧
	代替淡水貯槽水位	*2								
	西側淡水貯水設備水位	*2								
	サブプレッション・プール水位	*2								
	格納容器下部水位	*2								
	ドラウワイエル蒸気温度	8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22、*23	熱電対	1	⑩
	サブプレッション・チェンバ蒸気温度	2	0～200℃	171℃以下		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22、*23	熱電対	1	⑩
	サブプレッション・プール水温度	3	0～200℃	101℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(6204Pa[legul]) 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。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	測温 抵抗体	1	⑩
	(水温計兼デブリ落下検知用)	*1	0～500℃ *10 (ヘッドスタル床面 0m) *11	-*6	原子炉格納容器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 値がタウンスケールすることを検知すること でデブリ落下を検知可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	測温 抵抗体	4	⑩
	格納容器下部水温	*1	0～500℃ *10 (ヘッドスタル床面 +0.2m) *11	-*6	ヘッドスタル床面 0.2m 以上のデブリ堆積を温 度上昇又は高温のデブリと検出器の接触によ る指示がタウンスケールにより検知可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	測温 抵抗体	4	⑩
	ドラウワイエル圧力	*2								
サブプレッション・チェンバ圧力	*2									

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の種類	可搬型計測器 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑥ 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流速)	1	0~150m ³ /h(6分毎) 0~100m ³ /h(7分毎)	-**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m ³ /h)を監視可能。	-	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥
	復水貯蔵槽水位 (SA) **	1			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
⑥ 原子炉格納容器内の温度	格納容器内圧力 (D/W) **				「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器内圧力 (S/C) **				「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器下部水位 **				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	-	AM用 直流電源	熱電対	可	⑥
	サブプレッション・チェンバ 気体温度**	1	0~300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	-	AM用 直流電源	熱電対	可	⑥
	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度**	3	0~200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の限界圧力(2MPa:620kPa [gauge])におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度(約166℃)を監視可能。	-	AM用 直流電源	測温抵抗体	可	⑥

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4: 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。
 *5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下部(原子炉圧力容器の最高圧力より1224cm)、*6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8: 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。*9: T.M.S.L. = 東京湾平均海面
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後には炉心損傷は約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。
 *11: 検出点は14箇所、*12: 検出点は8箇所
 *13: 所内蓄電池直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分1直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑦ 原子炉格納容器内の雰囲気温度	ドライウエル圧力	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gauge] 以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	⑦
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gauge] 以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	⑦
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウエル雰囲気温度	※2			「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。					
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	※2			「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。					
	サブプレッション・プール水位	※1	-1~9m ※12 (EL. 2, 030~ 12, 030mm) +1.05m ※11, ※13 (EL. 12, 856mm) +0.50m, +0.95m ※11, ※14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)		ウエットウエルベント操作可谷判断(ベントライン下端高さ-1.64m: 運営水位+6.5m)を把握できる範囲を監視可能。 炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間に、ベデスタタル床面から1mを超える高さまでのサブプレッション・チェンバ床面から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。 ベデスタタル床面0.2m以上のサブプレッション・チェンバ床面から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。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑧
	格納容器下部水位 (高さ1m 超検知用)	※1				Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知 用)	※1				Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器	1	⑧
⑧ 原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (満水管理 用)	※1	+2.25m, +2.75m ※11, ※15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)		ベデスタタル床面0.2m以上のサブプレッション・チェンバ床面から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。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流速	※2			「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	※2			「④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 下部注水流速	※2			「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	代替淡水貯槽水位	※2			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	西側淡水貯水設備水位	※2			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
ドライウエル圧力	※2				「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
サブプレッション・チェンバ圧力	※2				「⑩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・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑦ 原子 炉 格 納 容 器 内 の 圧 力	格納容器内圧力 (D/W) *3	1	0~1000kPa [abs]	最大値：246kPa [gauge]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd:620kPa [gauge])を監視可能。	-	AM 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑧
	格納容器内圧力 (S/C) *3	1	0~980.7kPa [abs]	最大値：177kPa [gauge]						
ドライウエル蒸気温度*1 サプレッション・チェンバ 気体温度*1										

⑧原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

*1：重要代替監視パラメータ及び重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *2：重要監視パラメータ及び重要監視パラメータの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの最高圧力に対する飽和温度。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器蒸気レベルより1224cm）。*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器蒸気レベルより905cm）
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒上端を下げている。
 *8：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。*9：T.H.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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蒸気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）である。
 *11：検出点は14箇所。*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑨ 原子 水 蒸 機 格 納 容 器 内 の	格納容器内水蒸機度 (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蒸機度 が変動する可能性のある範囲(0~56.6vol%) を監視可能。	Ss 機能 維持	計器、サンプ リソング装置； 緊急用 交流電源	熱伝導式 水蒸機度計	-	⑩
	格納容器内蒸気放熱線モニタ (D/W)	※2								
	格納容器内蒸気放熱線モニタ (S/C)	※2								
	ドライウエル圧力	※2								
サプレッション・チェンバ内圧力										
⑪ 原子 炉 格 納 容 器 内 の	格納容器内蒸気放熱線モニタ (D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^3$ 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 傷した場合に約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）。	Ss 機能 維持	区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-	⑪
	格納容器内蒸気放熱線モニタ (S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^3$ Sv/h	10Sv/h未満 ※16						

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。

⑪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・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*12	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.	第 1.15.3 図 No.
⑧ 原子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	サブプレッジョン・チェンバ プール水位	1	-6～11m (T.M.S.L.-7150～ +3850mm) *5	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～ -1150mm) *5	ウエットウェルレベル動作可否判断(ベン トライン高さ-1m: 9.1m)を把握できる範囲 を監視可能。 (サブプレッジョン・チェンバ、プールを水源 とする非常用炉心冷却系の起動時に想定さ れる変動(低下)水位:-2.59mを監視可能。) 重大事故等時において、原子炉格納容器下層 に溶融炉心の冷却に必要な水深(底部から +2m)があることを監視可能。	— (5s)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㊸
	格納容器下部水位 復水補給水系流量 (RHR, B系代替注水流量) *1 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) *1 復水貯蔵槽水位 (SA) *1	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -1600mm, -3600mm) *5	— *5	「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。 「⑩水源の確保」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。	— (5s)	AM用 直流電源	電極式水位 検出器	可	⑩

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力調整モニタの検出器は208個であり、平均出力調整モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器器レベルより1224cm)、*6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器器レベルより905cm)
 *7：水位は炉心室から発生するポイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8：重大事故等時は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空同気放射線レベルの値で判断する。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。
 *9：T.M.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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空同気放射線レベルの値で判断する。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。
 *11：検出器は14箇所、*12：検出器は8箇所
 *13：所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.
⑩ 未 動 具 の 維 持 又 は 確 認	起動傾域計表	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0$ $\times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^3 \sim 1.5$ $\times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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、起動傾域計表が測定できる範囲を越え た場合は、平均出力傾域計表によって監視可 能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電離箱	—※24	㊸
	平均出力傾域計表	2 ※17	0～125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0$ $\times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約19倍	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%を越えた 傾域とその指示に基づき操作を伴うものでな いことから、現状の計測範囲でも運転監視上 影響はない。また、緊急停止失敗時において も原子炉再循環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 応が可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 原子炉 保護系 交流電源 区分Ⅰ、Ⅱ 直流電源	核分裂 電離箱	—※24

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.
㉑ 原子炉格納容器内 水素濃度 の	格納容器内水素濃度**	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% / 0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	重大事故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(0~38vol%)を計測可能な範囲とする。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度(SA)により把握可能。	S	計器、サンプリング装置： 区分Ⅰ、Ⅱ計測用交流電源	熱伝導式 水素検出器	㉑
	格納容器内水素濃度(SA)**	2	0~100vol%			-	AM用 直流電源	水素吸蔵 材料式水素 検出器	㉑
㉒ 原子炉格納容器内 放射線量 の	格納容器内空囲気放射線レベル(D/W)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満**	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合約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)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ計測用 交流電源	電離箱	㉒
	格納容器内空囲気放射線レベル(S/C)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満**	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合約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)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ計測用 交流電源	電離箱	㉒

*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は20%個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾燥機スカーレット下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 *6：基準点は有効燃料棒先端(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいないため、有効燃料棒先端を下限としている。
 *8：重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時のみならず、格納容器内空囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は低くなる)であり、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空囲気放射線レベルの値を下回る。
 *9：T.U.S.L.=東京湾平均海面
 *10：炉心損傷は、炉心損傷し損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所。 *12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
＜格納容器圧力逃がし装置＞											
㉑ 最終ヒートシンクの確保(1/2)	フィルタ装置水位	2	180~5,500mm	~※6	系統待機時におけるスクラッピング水位の設定値及びベント後の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	㉑	
	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。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㉑	
	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。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	熱電対	1	㉑	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	放射線モニタ	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 ⁵ Sv/h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	~※24	㉑
			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 ⁴ mSv/h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22		~※24	
	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発生によるパージ実施し、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。	Ss 機能 維持	計器、サンプリング装置： 緊急用 交流電源 ※22	熱伝導式 水素検出器	~※24	㉑	
＜副圧強化ベント系＞											
	副圧強化ベント系放射線モニタ	※1	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	~※6	副圧強化ベント実施時に、想定される放射線量の最大値(約4×10 ³ mSv/h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	~※24	㉑	
＜代替種属冷却系＞											
	サブプレッション・プール水温度	「㉑原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	代替種属冷却系ポンプ入口温度	2	0~100℃	~※6	代替種属冷却時における代替種属冷却系ポンプ入口の最高使用温度(80℃)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	熱電対	1	㉑	
	代替種属冷却系原子炉注水流量	「㉑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。									
	代替種属冷却系格納容器スプレ イ流量	2	0~300m ³ /h	~※6	代替種属冷却系による格納容器スプレイにおける最大流量(250m ³ /h)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	㉑	

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15.3 図 No.
④ 未 臨 界 の 維持 又は 監視	起動領域モニタ* 1</td <td>10</td> <td>10⁻¹~10⁴ s⁻¹ (1.0×10¹~1.0× 10⁴ cm⁻²・s⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10⁰~2.0×10¹ cm⁻²・s⁻¹)</td> <td>定格出力の 約 10 倍</td> <td>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、起動領域モニタが測定できる範囲を超 えた場合は、平均出力領域モニタによって監 視可能。</td> <td>S</td> <td>区分 I、II、 III、IV バイタル交流 電源</td> <td>核分裂 電離箱</td> <td>-</td> <td></td>	10	10 ⁻¹ ~10 ⁴ s ⁻¹ (1.0×10 ¹ ~1.0× 10 ⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁰ ~2.0×10 ¹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の 約 10 倍	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、起動領域モニタが測定できる範囲を超 えた場合は、平均出力領域モニタによって監 視可能。	S	区分 I、II、 III、IV バイタル交流 電源	核分裂 電離箱	-	
	平均出力領域モニタ* 2</td <td>4 *3</td> <td>0~125% (1.2×10¹²~2.8× 10¹⁴ cm⁻²・s⁻¹)</td> <td>定格出力の 約 10 倍</td> <td>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 ないことから、現状の計測範囲でも運転監視 に影響はない。また、重大事故等時において も原子炉再循環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 対応が可能。</td> <td>S</td> <td>区分 I、II、 III、IV バイタル交流 電源</td> <td>核分裂 電離箱</td> <td>-</td> <td>⑤</td>	4 *3	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8× 10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の 約 10 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 ないことから、現状の計測範囲でも運転監視 に影響はない。また、重大事故等時において も原子炉再循環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 対応が可能。	S	区分 I、II、 III、IV バイタル交流 電源	核分裂 電離箱	-	⑤

*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカーレット下端（原子炉圧力容器等レベルより1224cm）、*6：基準点は有効燃料棒先端（原子炉圧力容器等レベルより805cm）
 *7：水位は炉心面から発生するボイドを含んでいないため、有効燃料棒先端部を下回ることはない。
 *8：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。
 *9：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
 *10：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空気を放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105 Sv/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。
 *11：検出点は14箇所。 *12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
④ 最 終 ヒ 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℃以下	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。	S ₂ 機能 維持	区分 I、II 計測用 交流電源	熱電対	1	⑫	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	249℃以下	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。	S ₂ 機能 維持	区分 I、II 計測用 交流電源	熱電対	1	⑬	
	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。						
	残留熱除去系排水系統流量		1	0~550L/s	403L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去 系排水ポンプの最大流量(493L/s)を監視 可能。	S ₂ 機能 維持	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑭
			1				S	区分 II 計測用 交流電源			
	緊急用排水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)	*1	1	0~800m ³ /h	—*6	緊急用排水系の運転時における、緊急用排水 系流量(残留熱除去系熱交換器)の最大流量 (650m ³ /h)を監視可能。	S ₂ 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	⑮
	緊急用排水系統流量 (残留熱除去系補機)	*1	1	0~50m ³ /h	—*6	緊急用排水系の運転時における、緊急用排水 系流量(残留熱除去系補機)の最大流量 (40m ³ /h)を監視可能。	S ₂ 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	⑯
	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。					
	ドライウェル圧力	*2				④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッション・チェンバ圧力	*2				④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル雰囲気温度	*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 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。						

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/17）

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)	検出器の 種類	電源*13	可搬型 計測器	第1.15.3 図No.
⑩最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・チェンバ・プール水温度*2	1	0~200℃	-**	「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。 代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。	熱電対	AM用 直流電線	可	⑩
	復水補給水系温度(代替循環冷却)								
	復水補給水系流量 (RRR-A系代替注水流量)*2								
	復水補給水系流量 (RRR-B系代替注水流量)*2								
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)*2								
	原子炉水位(広帯域)*1								
	原子炉水位(燃料域)*1								
	原子炉水位(SA)*1								
	復水移送ポンプ吐出圧力*1								
	格納容器内圧力(S/C)*1								
サブプレッジョン・チェンバ・プール水位*1									
格納容器下部水位*1									
サブプレッジョン・チェンバ 気体温度*1									
ドライウエール空間気温度*1									
原子炉圧力容器温度*1									

*1：重要代替監視パラメータ。*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾燥機スカー卜下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)、*6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は観なし。*9：T.U.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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蒸気放熱レベルの値で判断する。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。
 *11：検出点は14箇所。*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分1直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	検出器の 種類	電源	可搬型 計測器 台数	第1.15-3 図No.
⑬格納容器監視バスの監視	原子炉水位(広帯域)								
	原子炉水位(燃料域)								
	原子炉水位(SA広帯域)								
	原子炉水位(SA燃料域)								
	原子炉圧力								
	原子炉圧力(SA)								
	ドライウエール空間気温度								
ドライウエール圧力									

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の種類	可搬型計測器 第1.15.3 図No.
② 格納容器 圧力 差圧 の 検出	フィルタ装置水位**	2	0～6000mm	—**	メタラジノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	③
	フィルタ装置入口圧力	1	0～1MPa [gauge]	—**	格納容器ベント突端時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge])が監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	③
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻⁴ ～10 ⁻⁵ Sv/h	—**	格納容器ベント突端時に、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 Sv/h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	電離箱	④
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0～50kPa	—**	格納容器ベント停止後の異常によるバージョンを反映し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントライン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。	— (Ss)	計器：AM用 直流電源 サンプリング 装置：区分Ⅰ バイタル交流 電源	熱伝導式 水素検出器	④
	フィルタ装置スクラパ水pH	1	pH0～14	—**	フィルタ装置金属フィルタの上層差圧を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式圧力 検出器	②
	格納容器内圧力 (D/P) **1				フィルタ装置スクラパ水のpH(pH0～14)が監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	pH検出器	⑤
	格納容器内圧力 (S/C) **1								
	格納容器内水素濃度 (SA) **1								

①の原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

②の原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気発生器スカー卜下層（原子炉圧力容器の最高圧力より1224cm）、*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器の最高圧力より905cm）
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒上端を下限としている。
 *8：重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。*9：T.M.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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蒸気放射線レベルの値で判断する。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。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器 第1.15-3 図No.
④ 水 流 の 確 保 体 制 (1/2)	サブプレッション・プール水位				①原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代巻淡水貯槽水位	※1	0～20m	—※6	代巻淡水貯槽の底面より上の水位計検出点からポンプアストライン配管下端(0～19m)を監視可能。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22,※23	差圧式水位 検出器	⑬
	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。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22,※23	電波式水位 検出器	⑭
	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							
	低圧炉心スプレレイ系系統流量	※2							
	常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa [gauge]	—※6	常設高圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力(8.96MPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22,※23	弾性圧力 検出器
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。	Ss機能 維持	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力 検出器	⑱
高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa [gauge]	8.01MPa [gauge]	高圧炉心スプレレイ系ポンプ運転時の吐出圧力(8.01MPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	区分Ⅲ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器	⑳
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。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22,※23	弾性圧力 検出器	㉑
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	3	0～4MPa [gauge]	3.45MPa [gauge]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力(3.45MPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器	㉒
低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～4MPa [gauge]	3.79MPa [gauge]	低圧炉心スプレレイ系ポンプ運転時の吐出圧力(3.79MPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	区分Ⅰ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器	㉓
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運転時の吐出圧力(3.14MPa [gauge])を監視可能。	Ss機能 維持	緊急用 直流電源 ※22,※23	弾性圧力 検出器	㉔

①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。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.
⑫ 最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻³ ~10 ² mSv/h	—**5	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大線量当量率(約4×10 ⁻³ mSv/h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	電離箱	⑭
	フィルタ装置水素濃度	1			「⑩最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内水素濃度 (SA) *1				「⑩原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。				

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：原子出力調整モニタの検出器は208個であり、平均出力調整モニタの各子チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気発生器スカーポート下流（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）、*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒上端を通過することはない。
 *8：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、*9：T.M.S.L. =東京湾平均海面
 *10：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蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分1直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.
⑩ 水源の確保 (2 / 2)	低圧代替注水系原子炉注水流量※2								
	低圧代替注水系格納容器スフレイ流量	※2							
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	※2							
	原子炉水位(広帯域)	※2							
	原子炉水位(燃料域)	※2							
	原子炉水位(SA広帯域)	※2							
⑪ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉水位(SA燃料域)	※2							
	原子炉建屋水素濃度※1	2	0~10vol%	—※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界(水素濃度:4vol%)を監視可能。	Ss機能維持 Ss機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	—※24
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2	0~20vol%				緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—※24
	格納容器内酸素濃度(SA)※1	4 ※18	0~300℃	—※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の最高使用温度(300℃)を監視可能。	Ss機能維持 Ss機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	2
	格納容器内酸素濃度(SA)※1	1	0~25vol%	5.0vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水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。	Ss機能維持 Ss機能維持	緊急用 直流電源	磁気式 酸素検出器	—※24
⑫ 原子炉格納容器内の酸素濃度	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							
	サブレンジション・チエンバ圧力	※2							

「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。
 「⑤原子炉圧力容器への注水量」及び「⑥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。
 「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。
 「⑫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・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
② 最終 ヒート シンク の確保	残留熱除去系熱交換器 入口温度*	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	①
	残留熱除去系熱交換器 出口温度	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	②
③ 最終 ヒート シンク の確保	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。					
	原子炉補機冷却水系 系統流量*	3	0～4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0～3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0～2500m ³ /h (7号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0～2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0～2200m ³ /h (6号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0～1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0～2500m ³ /h (7号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0～1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却水ポンプの最大流量(2200m ³ /h(6号炉区分Ⅰ,Ⅱ),1700m ³ /h(6号炉区分Ⅲ),2600m ³ /h(7号炉区分Ⅰ,Ⅱ),1600m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	③
	残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量*	3	0～2000m ³ /h(6号炉) 0～1500m ³ /h(7号炉)	0～1200m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量(1200m ³ /h)を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(470m ³ /h)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	原子炉圧力容器温度*				「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。					
	サブプレッショ・チェンバ、 プール水温度*				「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。					
	残留熱除去系ポンプ 吐出圧力*				「④格納容器パイプスの監視」を監視するパラメータと同じ。					

*1：重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：平均出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾飽機スカー卜下流(原子炉圧力容器系レベルより1224cm)。*6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器系レベルより905cm)
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8：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。*9：T.H.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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空同放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後炉心損傷した場合は判断値は約105V/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。
 *11：検出点は14箇所。*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑤ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)	1	-4,300～+7,200mm ※19 (EL.35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下流(UL.35,097mm)までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。	Ss 機能 維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパル ス式水位 検出器 測温 抵抗体	-※24	⑤
	使用済燃料プール温度(S.A)	1	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	I	⑥
⑥ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度(S.A)	1	0～120℃	※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-※24	⑦
	使用済燃料プール監視カメラ	1	10 ⁻² ～10 ⁴ Sv/h 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。 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。	Ss 機能 維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	赤外線 カメラ	-※24	⑧

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※4：基準点は蒸気乾飽機スカー卜下流(ベッセルセルレベルより1,340cm)。 ※5：基準点は燃料有効長頂部(ベッセルセルレベルより915cm)。
 ※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：基準流量。
 ※10：R.P.V.破損及びアプリア落下・堆積検知(高さ0m,0.2m位置水温計東アプリア検知器)。 ※11：ベデスタル底面(コリウムシールド上表面；EL.11,806mm)からの高さ。
 ※12：基準点は通常運転水位EL.3,030mm(サブプレッショ・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水位計)。
 ※14：R.P.V.破損後の水位管理(アプリア堆積高さ<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(アプリア堆積高さ≥0.2mの場合)(満水管理水位計)。
 ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器系同放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後炉心損傷した場合の判断値は約105V/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※17：平均出力領域計装A～Fの6チャネルのうち、A,Bの2チャネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャネルにはそれぞれ21個、B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※18：2個の節的飽和式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)。
 ※20：検出点2箇所。 ※21：検出点8箇所。
 ※22：I設置許可基準規則」第47条、48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故等対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用炉内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、「3.14 電源設備(「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第58-10に整理している。
 ※23：「設置許可基準規則」第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、真正代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水流量に対して常設炉内電源設備を結集して電源を受電できる設計とする。電源については、常設代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水流量に對して常設炉内電源設備を結集して電源を受電できる設計とする。また、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備(「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文中に「設置許可基準規則」第58-10に整理している。
 ※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源停止時は、水素・酸素濃度監視装置、放熱監視装置、炉内格納容器及び使用済燃料プール監視装置(水位・温度(S.A.広域)、監視カメラ)に対して常設代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水流量に對して常設炉内電源設備を結集して電源を受電できる設計とする。

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対応設備）（14/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
原子炉圧力容器内の状態	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)*2									
	原子炉圧力									
③格納容器格納容器内の状態	原子炉圧力(SA)*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。					
	原子炉圧力容器温度*1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル雰囲気温度*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。					
	格納容器内圧力(D/W)*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。					
原子炉建屋内部の状態	格納容器内圧力(S/C)*1									
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0~12MPa[Gaige]	最大値:11.8MPa[Gaige]	高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系系統の最高使用圧力(約11.8MPa[Gaige])を監視可能。	B (Ss)	区分Ⅱ、Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑧
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~3.5MPa[Gaige]	最大値:3.5MPa[Gaige]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力(約3.5MPa[Gaige])を監視可能。	B (Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③
	原子炉圧力*1				「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。					

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気発生器スカート下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)、*6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより805cm)
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8：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。*9：T.H.S.L.=東京湾平均海面
 *10：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蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.	
④ 水 源 の 確 保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉：0~15.52m、7号炉：0~15.76m)を監視可能。	— (5s)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑦	
	サブレーション・チェンバ、 プール水位				「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。						
	高圧代替注水系統流量*1										
	復水補給水系統流量 (ROR A系代替注水流量)*1										
	復水補給水系統流量 (ROR B系代替注水流量)*1										
	原子炉隔離時冷却系統流量*1										
	高圧炉心注水系統流量*1										
	残留熱除去系統流量*1										
	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量)*1										
	原子炉水位 (広帯域)*1										
	原子炉水位 (SA)*1										
	復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0~2MPa[gage]	—*7		重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力(約1.7MPa[gage])を監視可能。	— (5s)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑧
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1					「③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。					

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾機ドラフト下機（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）、*6：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより405cm）
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 *8：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。 *9：T.U.S.L. =東京湾平均海面
 *10：炉心損傷は、原子炉停止直後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所
 *13：所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16/17）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所		備考	
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)	補償性	電源*	検出器の種類	可搬型計測器 第 1.15.3 図 No.
⑬ 原子炉建屋内の 燃焼性(水素濃度)	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol%	—**	重大事故等時に於いて、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	— (S)	AM用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	⑰
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置**	4	0~300℃	—**	重大事故等時に於いて、静的触媒式水素再結合器の作動時に想定される温度を監視可能。	— (S)	AM用 直流電源	熱電対	⑱
⑭ 原子炉格納容器内の 燃焼性(水素濃度)	格納容器内燃焼性	2	0~36vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃焼性(水素濃度)が変動する可能性のある範囲(0~4.9vol%)を計測可能な範囲とする。	S	計器、サンプ リング装置: 区分Ⅰ、Ⅱ計 測用交流電源	熱磁気風式 燃焼検出器	⑳
	格納容器内蒸気放射線 レベル (D/W) **								
	格納容器内蒸気放射線 レベル (S/C) **								
	格納容器内圧力 (D/W) **								
	格納容器内圧力 (S/C) **								
<p>⑰ 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。</p> <p>⑱ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。</p> <p>*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ *3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する飽和温度。 *5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)、*6: 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器等レベルより905cm) *7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時は値なし。*9: T.R.S.L. =東京湾平均海面 *10: 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蒸気放射線レベルの値で判断する。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。 *11: 検出点は14箇所、*12: 検出点は8箇所 *13: 所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。</p>									
								設備・運用の相違	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				備考		
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15.3 図 No.
⑦ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) **	1*11	T.M.S.L. 20180 ~ 31170mm (6号炉)*9 T.M.S.L. 20180 ~ 31125mm (7号炉)*9	T.M.S.L. 31395mm (6号炉)*9 T.M.S.L. 31390mm (7号炉)*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (Ss)	区分 I 直流電源	熱電対	可	⑤
			0 ~ 150℃	最大値：66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑥
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) **	1	T.M.S.L. 23420 ~ 30420mm (6号炉)*9 T.M.S.L. 23373 ~ 30373mm (7号炉)*9	T.M.S.L. 31395mm (6号炉)*9 T.M.S.L. 31390mm (7号炉)*9	重大事故等により変動する可能性のある放射線モニタの範囲 (5×10 ⁻⁷ ~ 10 ⁷ mSv/h) において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	電離箱	-	⑦
			0 ~ 150℃	最大値：66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	- (Ss)	カメラ；区分 I バイタル交流電源；区分 I 計測用交流電源	赤外線カメラ	-	⑧
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ**	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	- (Ss)				

*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの最高圧力に対する飽和温度。
 *4：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。
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカーフト下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）。 *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）
 *7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒上端を下限としている。 *8：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。 *9：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
 *10：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蒸気放熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間は低くなる）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。
 *11：検出器は14箇所。 *12：検出器は8箇所
 *13：所内蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/15)

- 【推定ケース】
- ケース 1 : 同一物理量(温度、圧力、水位、放射線量率、水蒸気度及び中性子束)により推定する。
 - ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
 - ケース 3 : 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
 - ケース 4 : 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定する。
 - ケース 5 : 必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定する。
 - ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
 - ケース 7 : 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
 - ケース 8 : 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース 9 : 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
 - ケース 10 : 水蒸気度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
 - ケース 11 : エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
 - ケース 12 : 原子炉格納容器への空気(酸素)の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
 - ケース 13 : 原子炉格納容器内の水位を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水蒸気度が確保されていることを推定する。
 - ケース 14 : 使用済燃料プールの水位又は必要な水蒸気度が確保されていることを推定する。
 - ケース 15 : 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、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、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、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力		
		②原子炉水位(SA)	ケース 6	
		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)	ケース 1	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度		

※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重要監視パラメータの常用計器(副露性又は耐露露性等はないが、監視可能であれば常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。

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの認識による影響を考慮する。

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

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

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの認識による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、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、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、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力	ケース 6	
		②原子炉水位(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)	ケース 1	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度		

※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(副露性又は耐露露性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				備考
第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)								
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法	推定ケース	代替パラメータ推定方法	備考	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、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の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。	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、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の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。	設備・運用の相違	
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	①原子炉圧力 (SA) の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。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の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。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の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。				
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ャンネル ②原子炉水位 (SA)	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域) 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) により推定する。 ②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) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷卻系系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。	ケース 1	①原子炉水位 (SA) 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) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷卻系系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) 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 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ④復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ⑤原子炉隔離時冷卻系系統流量 ⑥高圧炉心注水系統流量 ⑦残留熱除去系系統流量	ケース 1 ケース 2 ケース 15	①原子炉水位 (SA) 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) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷卻系系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。				
*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重要監視パラメータの常用計器 (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。								
第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)								
分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	推定ケース	代替パラメータ推定方法	備考	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、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の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。	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、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の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。		
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	①原子炉圧力 (SA) の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。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の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。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の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。				
※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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所			備考
原子炉圧力容器への注水量	主要パラメータ 高圧代替注水系統流量	代替パラメータ*1 ①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	推定ケース ケース3	代替パラメータ推定方法 ①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量 (SA) を優先する。	設備・運用の相違	
	原子炉隔離時冷却系統流量 *代替循環冷却系統流量は「最終ヒートシフトの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①原子炉隔離時冷却系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 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統流量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量 (SA) を優先する。		
	原子炉隔離時冷却系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量 (SA) を優先する。		
	残留熱除去系統流量	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・チェンバ・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量 (SA) 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重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。						
原子炉圧力容器内の水位	主要パラメータ 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	代替パラメータ*1 ①主要パラメータの他チェンネル ②原子炉水位 (SA, 広帯域) ③原子炉水位 (SA, 燃料域) ④高圧代替注水系統流量 ⑤低圧代替注水系統流量 ⑥代替循環冷却系統流量 ⑦原子炉隔離時冷却系統流量 ⑧高圧炉心スプレイ系統流量 ⑨残留熱除去系統流量 ⑩低圧炉心スプレイ系統流量 ⑪原子炉圧力 ⑫原子炉圧力 (SA) ⑬サブプレッジョン・チェンバ圧力	推定ケース ケース1 ケース2 ケース4	代替パラメータ推定方法 ①原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、代替循環冷却系統流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイ系統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、耐震熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ④サブプレッジョン・チェンバ圧力 ⑤原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。		
	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原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ④低圧代替注水系統流量 ⑤代替循環冷却系統流量 ⑥原子炉隔離時冷却系統流量 ⑦高圧炉心スプレイ系統流量 ⑧残留熱除去系統流量 ⑨低圧炉心スプレイ系統流量 ⑩原子炉圧力 ⑪原子炉圧力 (SA) ⑫サブプレッジョン・チェンバ圧力	ケース1 ケース2 ケース4	①原子炉水位 (SA, 広帯域) 又は原子炉水位 (SA, 燃料域) の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、代替循環冷却系統流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイ系統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、耐震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。 ②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) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ③サブプレッジョン・チェンバ圧力 ④原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。		
※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重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)。 復水補給水系統流量(格納容器下部注水流量) *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 3	①復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②格納容器内圧力 (D/F)	ケース 7	②注水先の格納容器内圧力 (D/F) 又は格納容器内圧力 (S/C) より復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。
		③格納容器下部水位	ケース 3	③注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエール空開気温度 サブプレッジョン・チェンバース温度	①主要パラメータの他、他チャネル	ケース 1	①ドライウエール空開気温度の監視が不可能となった場合は、他チャネルにより推定する。
		②格納容器内圧力 (D/F)	ケース 6	②ドライウエール空開気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/F) により、上記②と同様にドライウエール空開気温度を推定する。
		③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	③格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッジョン・チェンバース温度を推定する。
サブプレッジョン・チェンバース温度	サブプレッジョン・チェンバース温度	①サブプレッジョン・チェンバース温度	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッジョン・チェンバース温度を推定する。
		②格納容器内圧力 (S/C)	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッジョン・チェンバース温度を推定する。
		③[サブプレッジョン・チェンバース温度] *2	ケース 1	③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバース温度(常用計器)により、温度を推定する。推定は、サブプレッジョン・チェンバースにあるサブプレッジョン・チェンバース温度を優先する。
サブプレッジョン・チェンバース温度	サブプレッジョン・チェンバース温度	①主要パラメータの他、他チャネル	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
		②サブプレッジョン・チェンバース温度	ケース 1	②サブプレッジョン・チェンバース温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース温度によりサブプレッジョン・チェンバース温度を推定する。

*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重要監視パラメータ(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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉出力調整器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系統流量	①サブプレッジョン・プール水位	ケース 3	①高圧代替注水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ジョン・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 (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統流量を推定する。
原子炉出力調整器への注水量 (1/2)	低圧代替注水系統流量	①代替注水貯槽水位	ケース 3	①低圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯槽水位又は冷却水貯槽水位の変化により注水量を推定する。
		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低圧代替注水系統流量を推定する。
代替循環冷却系原子炉注水流量	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他、他チャネル	ケース 1	①代替循環冷却系原子炉注水流量の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合)
		②サブプレッジョン・プール水位	ケース 3	②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。
代替循環冷却系原子炉注水流量	代替循環冷却系原子炉注水流量	③原子炉水位 (燃料域)		③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。
		④原子炉水位 (SA広帯域)		④注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。
代替循環冷却系原子炉注水流量	代替循環冷却系原子炉注水流量	⑤原子炉水位 (SA燃料域)		⑤注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。
		⑥原子炉水位 (SA燃料域)		⑥注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。
		②ドライウエール雰囲気気温度	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエール雰囲気気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する (推定可能範囲：101～1122.7kPa[abs])。
		③[格納容器内圧力 (D/W)]**	ケース 1	③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器)により、圧力を推定する。推定は、真空破砕装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W)	ケース 1	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。
		②サブプレッジョン・チェンバ氣體温度	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバ氣體温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する (推定可能範囲：101～1122.7kPa[abs])。
		③[格納容器内圧力 (S/C)]**	ケース 1	③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器)により、圧力を推定する。推定は、真空破砕装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) 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重要監視パラメータ (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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2 / 2)	高圧炉心スプレイス系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位	ケース 3	①高圧炉心スプレイス系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイス系統流量を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域)		
残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル	②原子炉水位 (燃料域)	ケース 1 ケース 3	推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッジョン・プール水位を優先する。 ①残留熱除去系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・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。
		③原子炉水位 (S.A.広帯域)		
低圧炉心スプレイス系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位	④原子炉水位 (S.A.燃料域)	ケース 3	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①低圧炉心スプレイス系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイス系統流量を推定する。
		②原子炉水位 (燃料域)		
		③原子炉水位 (S.A.広帯域)		推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッジョン・プール水位を優先する。
		④原子炉水位 (S.A.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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	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・チェンバ・プールの水位	①復水補給水系流量 (RRR B系代替注水流量)	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	ケース 2	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (RRR B系代替注水流量) の注水量により、サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W)
		②格納容器内圧力 (S/C)	②格納容器内圧力 (S/C)	ケース 8	①格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッジョン・チェンバ・プールの水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 (常用計器) を優先する。推定は、注水に近い復水補給水系流量 (RRR B系代替注水流量) を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャネル	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	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、復水補給水系流量 (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水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	ケース 2	③格納容器内圧力 (S/C) の他チャネルにより推定する。 ④格納容器内圧力 (S/C) の他チャネルにより推定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャネル	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	①格納容器内水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定する。
		②格納容器内水素濃度	②格納容器内水素濃度	ケース 1	③格納容器内水素濃度 (SA) の他チャネルにより推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

*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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

分類		主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器サブレイ流量	①代替注水貯槽水位	①代替注水貯槽水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注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注水先のサブプレッジョン・プールの水位の変化により低圧代替注水系格納容器サブレイ流量を推定する。
		②西側淡水貯槽水位	②西側淡水貯槽水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注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格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、西側淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャネル	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	①ドライウエル雰囲気温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッジョン・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。
		②ドライウエル圧力	②ドライウエル圧力	ケース 6	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャネル	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プールの温度によりサブプレッジョン・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ジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度を推定する。
		②サブプレッジョン・チェンバ圧力	②サブプレッジョン・チェンバ圧力	ケース 6	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

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

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース
原子炉格納容器内の放射線レベル (D/R)	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/R)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*1	ケース 1
		①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/R) 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監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*1	ケース 1
		①格納容器内雰囲気放射線レベル (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監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	ケース 1 ケース 9
		①起動領域モニタの 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起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 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、未臨界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。	
未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	ケース 1 ケース 9
		①平均出力領域モニタの 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平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 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、未臨界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。	
未臨界の維持又は監視	[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	ケース 9
		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は、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。	

*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重要監視パラメータの常用計器 (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。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/16)

東海第二発電所			
分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース
原子炉格納容器内の温度 (2 / 2)	サブプレッション・プール水温	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ蒸気温度	ケース 1
		①格納容器下部水温 ②サブプレッション・プール水温の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ蒸気温度によりサブプレッション・プール水温を推定する。 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ドライウエル蒸気温度 ③ [ドライウエル圧力] ※2	ケース 1 ケース 6 ケース 1
		①サブプレッション・チェンバ正圧力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蒸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、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。	
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ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ蒸気温度 ③ [サブプレッション・チェンバ圧力] ※2	ケース 1 ケース 6 ケース 1
		①サブプレッション・チェンバ正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ション・チェンバ蒸気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、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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

主要パラメータ		代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
分類	サブプレッショントン・チェンバ、プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッショントン・チェンバ気体温度	ケース 1	①サブプレッショントン・チェンバ、プールの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サブプレッショントン・チェンバ、プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッショントン・チェンバ気体温度によりサブプレッショントン・チェンバ、プールの温度を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	復水補給水系統温度 (代替循環冷却)	①サブプレッショントン・チェンバ、プールの温度	ケース 1	①復水補給水系統温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換器温度からサブプレッショントン・チェンバ、プールの温度により推定する。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (標準域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 3 ケース 4	①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位及び水位変化により復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水量)	①サブプレッショントン・チェンバ、プールの温度 ①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (標準域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 4	①復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量) 又は格納容器下部側の流量計である復水補給水系統流量 (格納容器下部注水量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッショントン・チェンバ、プールの注水量より注水量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、サブプレッショントン・チェンバ、プールの注水量を推定する。 ③原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (標準域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 4	①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッショントン・チェンバ、プールの注水量より注水量を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (標準域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 4	①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッショントン・チェンバ、プールの注水量より注水量を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

*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重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状況を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

主要パラメータ		代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
分類	サブプレッショントン・プールの水位	①低圧代替注水系統原子炉注水量 ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系統格納容器下部注水量 ②代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位	ケース 2 ケース 4	①サブプレッショントン・プールの水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系統原子炉注水量、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系統格納容器下部注水量により、サブプレッショントン・プールの水位を推定する。 ②代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッショントン・プールの水位を推定する。 ③西側淡水貯水設備水位は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水脈の水位変化から算出した水量が全てサブプレッショントン・プールの後に行き着く場合を想定しており、サブプレッショントン・プールの水位の計測目的から考え、と風管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トン・プール通常水位+6.5m (ベントライン下層から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 ④ドライウエル圧力とサブプレッショントン・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッショントン・プールの水位を推定する。
	原子炉格納容器内の水位	①低圧代替注水系統原子炉注水量 ①低圧代替注水系統格納容器下部注水量 ②代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位	ケース 1 ケース 2 ケース 2 ケース 1 2	①格納容器下部水位の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、低圧代替注水系統格納容器下部注水量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③西側淡水貯水設備水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。 ④「格納容器下部空回気流量」※2を格納容器下部空回気流量により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：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重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状況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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

主要パラメータ		代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	① 主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	① フィルタ装置水位の 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。	
	フィルタ装置入口圧力	① 格納容器内圧力 (D/W) ① 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	① フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力速がし表裏を推定する。	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	① 主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	① フィルタ装置出口放射線モニタの 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。	
	フィルタ装置水素濃度	① 主要パラメータの他チヤンネル ② 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	① フィルタ装置水素濃度の 1 チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ② フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力速がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	① 主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	① フィルタ装置金属フィルタ差圧の 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。	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	① フィルタ装置水位	ケース 5	① フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	① 主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	① 耐圧強化ベント系放射線モニタの 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。	
	耐圧強化ベント系	① 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	① フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) 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重要監視パラメータの常用計器（副費性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば常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。				

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/16)

主要パラメータ		代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	① 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) ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チエンバ圧力	ケース 7	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、初期燃焼濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果（解倍結果）により推定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	② [格納容器内水素濃度] ※2	ケース 1	① ドライウエル圧力又はサプレッション・チエンバ圧力により、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（常用代替格納容器内水素濃度）により、水素濃度を推定する。
原子炉格納容器内放射線モニタ	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)	ケース 1	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・チエンバ圧力を優先する。
	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)	ケース 1	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。 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（副費性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。				

備考
 設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（10/15）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
残留熱除去系 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッショ・チェンバ・プール水温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッショ・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	ケース1 ケース4	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース4	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系系統流量が確保されていることから推定する。

*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重要監視パラメータの常用計器（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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（10/16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
起動領域計装 平均出力領域計装 制御棒操作監視系	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	ケース1 ケース9	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。
	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	ケース1 ケース9	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]		ケース9	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。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
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)	① 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域)、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) により推定する。
	原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	① 原子炉水位 (SA) の水位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) により推定する。
原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA)	ケース 1	① 原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。
	③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA)	③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA)	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	③ 原子炉圧力容器温度	③ 原子炉圧力容器温度	ケース 6	③ 原子炉圧力容器温度を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力 (SA)	① 原子炉圧力	① 原子炉圧力	ケース 1	① 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。
	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)	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)	ケース 6	② 原子炉水位から原子炉圧力容器内の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、原子炉圧力を優先する。

*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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視等はないが、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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	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) の他チャンネル ② ドライウエル雰囲気温度 ③ サプレッション・チェンバースクランピング圧力 ④ ドライウエル圧力 ⑤ サプレッション・チェンバースクランピング圧力	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 格納容器圧力逃がし装置による冷却において、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)、ドライウエル雰囲気温度、スクランピング圧力又はサプレッション・チェンバースクランピング圧力又はサプレッション・チェンバースクランピング圧力により最終ヒートシンクの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は、フィルタ装置内は飽和状態であるため、スクランピング水温度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度の監視が不可能となった場合は、優先して予備検出素子により計測する。予備値の監視が不可能な場合は、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ンピング水温度を推定する。	ケース 1 ケース 10	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 格納容器圧力逃がし装置による冷却において、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)、ドライウエル雰囲気温度、スクランピング圧力又はサプレッション・チェンバースクランピング圧力又はサプレッション・チェンバースクランピング圧力により最終ヒートシンクの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は、フィルタ装置内は飽和状態であるため、スクランピング水温度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度の監視が不可能となった場合は、優先して予備検出素子により計測する。予備値の監視が不可能な場合は、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ンピング水温度を推定する。
	<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・チェンバースクランピング圧力 ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバースクランピング圧力	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・チェンバースクランピング圧力、サプレッション・チェンバースクランピング圧力により最終ヒートシンクの確保されていることを推定する。	ケース 10

※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 (耐震性又は耐震監視等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ②復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位] ※2	ケース 2	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送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、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッジョン・チェンバ・プール水位] ※2	ケース 1 ケース 2	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッジョン・チェンバ・プールから原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位を水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系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・チェンバ・プールの水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッジョン・チェンバ・プール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重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

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

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

設備・運用の相違

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定（14/15）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合物 動作監視装置（静的触媒式水素再結合物入口/出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 静的触媒式水素再結合物 動作監視装置	ケース 11	
格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素放射線レベル (B/W) 又は格納容器内酸素放射線レベル (S/C) にて相対損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。
		② 格納容器内酸素放射線レベル (D/W)	ケース 10	② 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、原子炉格納容器内圧力が正常であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
		② 格納容器内圧力 (D/W) ② 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 13	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 *2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐震等級等はないが、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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

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

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

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 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する (推定可能範囲：有効燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 約 6m)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)により、水位・温度を推定する (推定可能範囲：有効燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 約 6m)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する (推定可能範囲：有効燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 約 6m)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA) 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重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能な場合は原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

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

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能な場合は原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

東海第二発電所

備考

設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																						
	<p style="text-align: center;">第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/16)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">分類</th> <th style="width: 25%;">主要パラメータ</th> <th style="width: 25%;">代替パラメータ ※1</th> <th style="width: 15%;">推定ケース</th> <th style="width: 20%;">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>ケース111</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 (S A) 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 (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) ③使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>ケース111</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。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (S A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 (S A広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ③使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>ケース111</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) 及び使用済燃料プール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。 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 (S A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 (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>ケース111</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 style="font-size: small;">※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 (耐震性又は耐震後性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。</p>	分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	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	ケース111	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 (S A) 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 (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) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース111	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。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (S A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 (S A広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース111	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) 及び使用済燃料プール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。 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 (S A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 (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)	ケース111	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 style="color: red;">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	推定ケース	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	ケース111	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 (S A) 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 (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) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース111	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。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (S A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 (S A広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース111	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) 及び使用済燃料プール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。 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 (S A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 (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)	ケース111	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。																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																												
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 表 補助パラメータ (1/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="20">電源関係</td> <td>500kV 母線電圧</td> <td>500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C C 電圧*1</td> <td rowspan="4">非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C D 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>M/C E 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C C-1 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C D-1 電圧*1</td> <td rowspan="4">非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>P/C E-1 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C C-1 電圧(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>P/C D-1 電圧(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>AM 用 MCC B 電圧</td> <td>AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 A 電圧*1</td> <td rowspan="10">直流電源の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 B 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 C 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 D 電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1</td> </tr> <tr> <td>AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電圧*1</td> <td rowspan="6">非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機周波数*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電力*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>第一 GTG 発電機電圧*1</td> <td rowspan="10">代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>第一 GTG 発電機周波数*1</td> </tr> <tr> <td>第一 GTG 発電機電力</td> </tr> <tr> <td>第二 GTG 発電機電圧</td> </tr> <tr> <td>第二 GTG 発電機周波数</td> </tr> <tr> <td>第二 GTG 発電機電力</td> </tr> <tr> <td>電源車電圧*1</td> </tr> <tr> <td>電源車周波数*1</td> </tr> <tr> <td>直流給電車電圧</td> </tr> <tr> <td>荒浜側緊急用 M/C 電圧</td> <td rowspan="2">緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>大浜側緊急用 M/C 電圧</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク油面</td> <td rowspan="4">燃料の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>燃料ディタンク油面</td> </tr> <tr> <td>タンクローリー油タンクレベル</td> </tr> <tr> <td>各機器油タンクレベル</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1：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。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	電源関係	500kV 母線電圧	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ	M/C C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	M/C D 電圧*1	M/C E 電圧*1	P/C C-1 電圧*1	P/C D-1 電圧*1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	P/C E-1 電圧*1	P/C C-1 電圧(他号炉)*1	P/C D-1 電圧(他号炉)*1	AM 用 MCC B 電圧	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	直流 125V 主母線盤 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流 125V 主母線盤 B 電圧*1	直流 125V 主母線盤 C 電圧*1	直流 125V 主母線盤 D 電圧	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1	非常用 D/G 発電機電圧*1	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	非常用 D/G 発電機周波数*1	非常用 D/G 発電機電力*1	非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1	非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1	非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1	第一 GTG 発電機電圧*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	第一 GTG 発電機周波数*1	第一 GTG 発電機電力	第二 GTG 発電機電圧	第二 GTG 発電機周波数	第二 GTG 発電機電力	電源車電圧*1	電源車周波数*1	直流給電車電圧	荒浜側緊急用 M/C 電圧	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	大浜側緊急用 M/C 電圧	軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ	燃料ディタンク油面	タンクローリー油タンクレベル	各機器油タンクレベル	<p style="text-align: center;">第 1.15-4 表 補助パラメータ (1/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="20">電源関係</td> <td>275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧</td> <td>東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>154kV 原子力 1 号線電圧</td> <td>原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C 2 C 電圧 ※1</td> <td rowspan="4">非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C 2 D 電圧 ※1</td> </tr> <tr> <td>M/C HPCS 電圧 ※1</td> </tr> <tr> <td>M/C 2 E 電圧</td> </tr> <tr> <td>P/C 2 C 電圧 ※1</td> <td rowspan="2">非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>P/C 2 D 電圧 ※1</td> </tr> <tr> <td>緊急用 M/C 電圧 ※1</td> <td>緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>緊急用 P/C 電圧 ※1</td> <td>緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>125V 系蓄電池 A 系電圧 ※1</td> <td rowspan="3">直流電源の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>125V 系蓄電池 B 系電圧</td> </tr> <tr> <td>緊急用 125V 系蓄電池電圧 ※1</td> </tr> <tr> <td>HPCS D/G 電圧</td> <td rowspan="3">非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置発電機電圧</td> <td rowspan="2">代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替低圧電源車発電機電圧</td> </tr> <tr> <td>可搬型整流器電圧</td> <td rowspan="6">燃料の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油ディタンクレベル</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油ディタンクレベル</td> </tr> <tr> <td>燃料油サービスタンクレベル (常設代替高圧電源装置)</td> </tr> <tr> <td>可搬型設備用軽油タンク油面</td> </tr> <tr> <td>軽油貯蔵タンクレベル</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1：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（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	電源関係	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	M/C 2 C 電圧 ※1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	M/C 2 D 電圧 ※1	M/C HPCS 電圧 ※1	M/C 2 E 電圧	P/C 2 C 電圧 ※1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	P/C 2 D 電圧 ※1	緊急用 M/C 電圧 ※1	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	緊急用 P/C 電圧 ※1	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	125V 系蓄電池 A 系電圧 ※1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	125V 系蓄電池 B 系電圧	緊急用 125V 系蓄電池電圧 ※1	HPCS D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	可搬型整流器電圧	燃料の確保状態を確認するパラメータ	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油ディタンクレベル	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油ディタンクレベル	燃料油サービスタンクレベル (常設代替高圧電源装置)	可搬型設備用軽油タンク油面	軽油貯蔵タンクレベル	<p style="color: red;">設備・運用の相違</p>
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																												
電源関係	500kV 母線電圧	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	M/C C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	M/C D 電圧*1																																																																																													
	M/C E 電圧*1																																																																																													
	P/C C-1 電圧*1																																																																																													
	P/C D-1 電圧*1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	P/C E-1 電圧*1																																																																																													
	P/C C-1 電圧(他号炉)*1																																																																																													
	P/C D-1 電圧(他号炉)*1																																																																																													
	AM 用 MCC B 電圧	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	直流 125V 主母線盤 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	直流 125V 主母線盤 B 電圧*1																																																																																													
	直流 125V 主母線盤 C 電圧*1																																																																																													
	直流 125V 主母線盤 D 電圧																																																																																													
	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧																																																																																													
	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧																																																																																													
	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧																																																																																													
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1																																																																																													
	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧																																																																																													
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1																																																																																													
非常用 D/G 発電機電圧*1	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ																																																																																													
非常用 D/G 発電機周波数*1																																																																																														
非常用 D/G 発電機電力*1																																																																																														
非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1																																																																																														
非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1																																																																																														
非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1																																																																																														
第一 GTG 発電機電圧*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ																																																																																													
第一 GTG 発電機周波数*1																																																																																														
第一 GTG 発電機電力																																																																																														
第二 GTG 発電機電圧																																																																																														
第二 GTG 発電機周波数																																																																																														
第二 GTG 発電機電力																																																																																														
電源車電圧*1																																																																																														
電源車周波数*1																																																																																														
直流給電車電圧																																																																																														
荒浜側緊急用 M/C 電圧		緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
大浜側緊急用 M/C 電圧																																																																																														
軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ																																																																																													
燃料ディタンク油面																																																																																														
タンクローリー油タンクレベル																																																																																														
各機器油タンクレベル																																																																																														
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																												
電源関係	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	M/C 2 C 電圧 ※1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	M/C 2 D 電圧 ※1																																																																																													
	M/C HPCS 電圧 ※1																																																																																													
	M/C 2 E 電圧																																																																																													
	P/C 2 C 電圧 ※1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	P/C 2 D 電圧 ※1																																																																																													
	緊急用 M/C 電圧 ※1	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	緊急用 P/C 電圧 ※1	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	125V 系蓄電池 A 系電圧 ※1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ																																																																																												
	125V 系蓄電池 B 系電圧																																																																																													
	緊急用 125V 系蓄電池電圧 ※1																																																																																													
	HPCS D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ																																																																																												
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力																																																																																													
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力																																																																																													
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ																																																																																												
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧																																																																																													
	可搬型整流器電圧	燃料の確保状態を確認するパラメータ																																																																																												
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油ディタンクレベル																																																																																													
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油ディタンクレベル																																																																																														
燃料油サービスタンクレベル (常設代替高圧電源装置)																																																																																														
可搬型設備用軽油タンク油面																																																																																														
軽油貯蔵タンクレベル																																																																																														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																															
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 表 補助パラメータ (2/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">補機関係</td> <td>高压代替注水系ポンプ吸込圧力</td> <td rowspan="5">高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン排気圧力</td> </tr> <tr> <td>可搬式原子炉水位計</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</td> <td rowspan="5">原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン回転速度</td> </tr> <tr> <td>可搬型回転計</td> <td></td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> <td>復水移送系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> <td>ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ吐出圧力</td> <td>可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>大容量送水車吐出圧力</td> <td>大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系系統流量</td> <td>サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水タンク液位</td> <td rowspan="2">ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">その他</td> <td>制御棒駆動系充てん水ライン圧力</td> <td>制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動系系統流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力^{*1}</td> <td rowspan="3">主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>SRV 緊急時強制操作用窒素ガス圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ドライウェルサンプ水位</td> <td rowspan="4">原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>RHR ポンプ室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>RCIC 機器室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>RCIC ポンプ室雰囲気温度</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1：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。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	補機関係	高压代替注水系ポンプ吸込圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高压代替注水系ポンプ吐出圧力	高压代替注水系タービン入口圧力	高压代替注水系タービン排気圧力	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	可搬型回転計		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッションプール浄化系系統流量	サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ	ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	その他	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	制御棒駆動系系統流量		高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ^{*1}	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{*1}	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ出口圧力	SRV 緊急時強制操作用窒素ガス圧力		ドライウェルサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	RHR ポンプ室雰囲気温度	RCIC 機器室雰囲気温度	RCIC ポンプ室雰囲気温度	<p style="text-align: center;">第 1.15-4 表 補助パラメータ (2/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">補機関係</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク液位</td> <td rowspan="3">ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ※1</td> </tr> <tr> <td>局所出力領域計装</td> </tr> <tr> <td>常設高压代替注水系ポンプ入口圧力</td> <td rowspan="4">高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン排気圧力</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系流量（格納容器頂部）</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系系統流量（使用済燃料プール）</td> <td>低压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系出口放射線モニタ</td> <td>耐圧強化ベント系による運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>計器用空気系系統圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）</td> <td>緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="15">その他</td> <td>制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧</td> <td rowspan="3">制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動水圧系系統流量</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動系冷却水ライン流量</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（狭帯域）</td> <td>原子炉の水位を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系供給圧力 ※1</td> <td rowspan="4">逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系高压窒素ポンベ圧力 ※1</td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ※1</td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベ圧力 ※1</td> </tr> <tr> <td>主蒸気流量</td> <td>原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>給水流量</td> <td rowspan="5">給復水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>給水系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>復水器真空度</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動給水ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>電動駆動給水ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>消火系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> <td>消火系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> <td rowspan="2">補給水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1：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（計器）については、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ※1	局所出力領域計装	常設高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高压代替注水系タービン入口圧力	高压代替注水系タービン排気圧力	低压代替注水系流量（格納容器頂部）	低压代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	低压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系による運転状態を確認するパラメータ	計器用空気系系統圧力		緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度		その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	制御棒駆動水圧系系統流量	制御棒駆動系冷却水ライン流量	原子炉水位（狭帯域）	原子炉の水位を確認するパラメータ	非常用窒素供給系供給圧力 ※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	非常用窒素供給系高压窒素ポンベ圧力 ※1	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ※1	非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベ圧力 ※1	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	復水器真空度	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力	電動駆動給水ポンプ吐出圧力	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	<p style="color: red;">設備・運用の相違</p>
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																															
補機関係	高压代替注水系ポンプ吸込圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	高压代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																																																
	高压代替注水系タービン入口圧力																																																																																																
	高压代替注水系タービン排気圧力																																																																																																
	可搬式原子炉水位計																																																																																																
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力																																																																																																
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力																																																																																																
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力																																																																																																
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度																																																																																																
可搬型回転計																																																																																																	
復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
サブプレッションプール浄化系系統流量	サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
ほう酸水注入ポンプ出口圧力																																																																																																	
その他	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	制御棒駆動系系統流量																																																																																																
	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ^{*1}	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{*1}																																																																																																
	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンベ出口圧力																																																																																																
	SRV 緊急時強制操作用窒素ガス圧力																																																																																																
	ドライウェルサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ																																																																																															
	RHR ポンプ室雰囲気温度																																																																																																
	RCIC 機器室雰囲気温度																																																																																																
	RCIC ポンプ室雰囲気温度																																																																																																
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																															
補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ※1																																																																																																
	局所出力領域計装																																																																																																
	常設高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	高压代替注水系タービン入口圧力																																																																																																
	高压代替注水系タービン排気圧力																																																																																																
	低压代替注水系流量（格納容器頂部）																																																																																																
	低压代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	低压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系による運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	計器用空気系系統圧力																																																																																																
緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度																																																																																																	
その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	制御棒駆動水圧系系統流量																																																																																																
	制御棒駆動系冷却水ライン流量																																																																																																
	原子炉水位（狭帯域）	原子炉の水位を確認するパラメータ																																																																																															
	非常用窒素供給系供給圧力 ※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ																																																																																															
	非常用窒素供給系高压窒素ポンベ圧力 ※1																																																																																																
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ※1																																																																																																
	非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベ圧力 ※1																																																																																																
	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ																																																																																															
	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																																
	復水器真空度																																																																																																
	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力																																																																																																
	電動駆動給水ポンプ吐出圧力																																																																																																
	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																															
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 表 補助パラメータ (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="28">その他</td> <td>ドレン移送ライン圧力</td> <td rowspan="4">フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ドレンタンク水位^{*1}</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置ドレン移送流量</td> </tr> <tr> <td>遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>薬液タンク水位</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>サプレッションプール水 pH</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量</td> <td rowspan="8">可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ブロワ吸込ガス流量</td> </tr> <tr> <td>ブロワ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td>加熱管内ガス温度</td> </tr> <tr> <td>加熱管出口ガス温度</td> </tr> <tr> <td>加熱管表面温度</td> </tr> <tr> <td>再結合器内ガス温度</td> </tr> <tr> <td>再結合器表面温度</td> </tr> <tr> <td>復水器器内圧力</td> <td rowspan="3">給復水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>給水流量</td> </tr> <tr> <td>RFP 吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>RCW サージタンク水位^{*1}</td> <td rowspan="5">原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度^{*1}</td> </tr> <tr> <td>代替 RCW ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td>代替 RCW ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>代替 RCW ユニット入口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力</td> <td rowspan="2">原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>代替 RSW ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールエリア雰囲気温度</td> <td rowspan="4">使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>プロセス放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>スキマサージタンク水位</td> </tr> <tr> <td>FPC ポンプ吐出流量</td> </tr> <tr> <td>純水タンク水位</td> <td rowspan="6">代替水源の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>純水移送ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td>淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td>防火水槽</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</td> <td>屋外の放射線量を確認するパラメータ</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>*1：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。</small></p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	その他	ドレン移送ライン圧力	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ	ドレンタンク水位 ^{*1}	フィルタ装置ドレン移送流量	遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力 ^{*1}	薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ	サプレッションプール水 pH	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	ブロワ吸込ガス流量	ブロワ吸込圧力	加熱管内ガス温度	加熱管出口ガス温度	加熱管表面温度	再結合器内ガス温度	再結合器表面温度	復水器器内圧力	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	給水流量	RFP 吐出ヘッド圧力	RCW サージタンク水位 ^{*1}	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 ^{*1}	代替 RCW ポンプ吸込圧力	代替 RCW ポンプ吐出圧力	代替 RCW ユニット入口温度	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ	代替 RSW ポンプ出口圧力	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	プロセス放射線モニタ	スキマサージタンク水位	FPC ポンプ吐出流量	純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	純水移送ポンプ吐出圧力	ろ過水タンク水位	淡水貯水池	防火水槽	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ	<p style="text-align: center;">第 1.15-4 表 補助パラメータ (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="28">その他</td> <td>原子炉冷却材浄化系系統流量</td> <td rowspan="3">原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ出口流量</td> <td>代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室差圧</td> <td rowspan="2">第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>空気ポンプユニット空気供給流量</td> </tr> <tr> <td>薬液タンク圧力</td> <td rowspan="2">サプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>薬液タンク液位</td> </tr> <tr> <td>制御棒位置指示</td> <td>溶融炉心の微候を検知するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量</td> <td rowspan="8">可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス再循環系空気流量</td> <td rowspan="2">原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系空気流量</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度</td> <td rowspan="4">使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>スキマサージタンク水位</td> </tr> <tr> <td>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</td> <td rowspan="2">原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</td> <td>原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高所淡水池</td> <td rowspan="8">代替水源の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>北側淡水池</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>純水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>多目的タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原水タンク水位</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※1：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（計器）については、重大事故等対処設備とする。</small></p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	その他	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	代替循環冷却系ポンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ	空気ポンプユニット空気供給流量	薬液タンク圧力	サプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ	薬液タンク液位	制御棒位置指示	溶融炉心の微候を検知するパラメータ	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	非常用ガス処理系空気流量	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	スキマサージタンク水位	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	モニタリング・ポスト	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ	高所淡水池	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	北側淡水池	復水貯蔵タンク水位	ろ過水貯蔵タンク水位	純水貯蔵タンク水位	多目的タンク水位	原水タンク水位	<p style="color: red;">設備・運用の相違</p>
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																															
その他	ドレン移送ライン圧力	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	ドレンタンク水位 ^{*1}																																																																																																
	フィルタ装置ドレン移送流量																																																																																																
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力 ^{*1}																																																																																																
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ																																																																																															
	サプレッションプール水 pH																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	ブロワ吸込ガス流量																																																																																																
	ブロワ吸込圧力																																																																																																
	加熱管内ガス温度																																																																																																
	加熱管出口ガス温度																																																																																																
	加熱管表面温度																																																																																																
	再結合器内ガス温度																																																																																																
	再結合器表面温度																																																																																																
	復水器器内圧力	給復水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	給水流量																																																																																																
	RFP 吐出ヘッド圧力																																																																																																
	RCW サージタンク水位 ^{*1}	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 ^{*1}																																																																																																
	代替 RCW ポンプ吸込圧力																																																																																																
	代替 RCW ポンプ吐出圧力																																																																																																
	代替 RCW ユニット入口温度																																																																																																
	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	代替 RSW ポンプ出口圧力																																																																																																
	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ																																																																																															
	プロセス放射線モニタ																																																																																																
	スキマサージタンク水位																																																																																																
	FPC ポンプ吐出流量																																																																																																
純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ																																																																																																
純水移送ポンプ吐出圧力																																																																																																	
ろ過水タンク水位																																																																																																	
淡水貯水池																																																																																																	
防火水槽																																																																																																	
モニタリング・ポスト		屋外の放射線量を確認するパラメータ																																																																																															
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																															
その他	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度																																																																																																
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度																																																																																																
	代替循環冷却系ポンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ																																																																																															
	空気ポンプユニット空気供給流量																																																																																																
	薬液タンク圧力	サプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ																																																																																															
	薬液タンク液位																																																																																																
	制御棒位置指示	溶融炉心の微候を検知するパラメータ																																																																																															
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度																																																																																																
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度																																																																																																
	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	非常用ガス処理系空気流量																																																																																																
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ																																																																																															
	スキマサージタンク水位																																																																																																
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ																																																																																																
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ																																																																																																
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																																
	モニタリング・ポスト	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ																																																																																															
	高所淡水池	代替水源の確保状態を確認するパラメータ																																																																																															
	北側淡水池																																																																																																
復水貯蔵タンク水位																																																																																																	
ろ過水貯蔵タンク水位																																																																																																	
純水貯蔵タンク水位																																																																																																	
多目的タンク水位																																																																																																	
原水タンク水位																																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																						
	<p>第 1.15-5 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（自主対策設備）</p> <table border="1" data-bbox="1409 409 2398 1333"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ</th> <th>重要代替計器</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力 ※2</td> <td>—</td> <td>0～500kPa[abs]</td> <td>1</td> <td>区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力 ※2</td> <td>—</td> <td>0～500kPa[abs]</td> <td>1</td> <td>所内バイタル交流電源</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器下部雰囲気温度 ※2</td> <td>—</td> <td>0～500℃</td> <td>2</td> <td>緊急用直流電源</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>格納容器内酸素濃度 ※2</td> <td>—</td> <td>0～20vol% / 0～100vol%</td> <td>2</td> <td>区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源</td> </tr> <tr> <td>未臨界の維持又は確認</td> <td>制御棒操作監視系 ※1</td> <td>起動領域計装 平均出力領域計装</td> <td>00～48 (制御棒位置指示)</td> <td>185</td> <td>所内バイタル交流電源</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">格納容器バイパスの監視</td> <td rowspan="7">エアリア放射線モニタ ※1</td> <td>原子炉水位（広帯域）</td> <td rowspan="7">10⁻⁴～10⁰mSv/h 10⁻³～10¹mSv/h 10⁻²～10²mSv/h 10⁰～10⁴mSv/h</td> <td rowspan="7">13 6 1 1</td> <td rowspan="7">区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（燃料域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA広帯域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA燃料域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>格納容器内酸素濃度 ※2</td> <td>—</td> <td>0～10vol% / 0～30vol%</td> <td>2</td> <td>区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。</p>	分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ※2	—	0～500kPa[abs]	1	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	—	0～500kPa[abs]	1	所内バイタル交流電源	原子炉格納容器内の水位	格納容器下部雰囲気温度 ※2	—	0～500℃	2	緊急用直流電源	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0～20vol% / 0～100vol%	2	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源	未臨界の維持又は確認	制御棒操作監視系 ※1	起動領域計装 平均出力領域計装	00～48 (制御棒位置指示)	185	所内バイタル交流電源	格納容器バイパスの監視	エアリア放射線モニタ ※1	原子炉水位（広帯域）	10 ⁻⁴ ～10 ⁰ mSv/h 10 ⁻³ ～10 ¹ mSv/h 10 ⁻² ～10 ² mSv/h 10 ⁰ ～10 ⁴ mSv/h	13 6 1 1	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源	原子炉水位（燃料域）	原子炉水位（SA広帯域）	原子炉水位（SA燃料域）	原子炉圧力	原子炉圧力（SA）	ドライウェル雰囲気温度	ドライウェル圧力	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0～10vol% / 0～30vol%	2	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は常用計器及び常用代替計器について整理。
分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源																																																			
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ※2	—	0～500kPa[abs]	1	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源																																																			
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	—	0～500kPa[abs]	1	所内バイタル交流電源																																																			
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部雰囲気温度 ※2	—	0～500℃	2	緊急用直流電源																																																			
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0～20vol% / 0～100vol%	2	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源																																																			
未臨界の維持又は確認	制御棒操作監視系 ※1	起動領域計装 平均出力領域計装	00～48 (制御棒位置指示)	185	所内バイタル交流電源																																																			
格納容器バイパスの監視	エアリア放射線モニタ ※1	原子炉水位（広帯域）	10 ⁻⁴ ～10 ⁰ mSv/h 10 ⁻³ ～10 ¹ mSv/h 10 ⁻² ～10 ² mSv/h 10 ⁰ ～10 ⁴ mSv/h	13 6 1 1	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源																																																			
		原子炉水位（燃料域）																																																						
		原子炉水位（SA広帯域）																																																						
		原子炉水位（SA燃料域）																																																						
		原子炉圧力																																																						
		原子炉圧力（SA）																																																						
		ドライウェル雰囲気温度																																																						
ドライウェル圧力																																																								
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0～10vol% / 0～30vol%	2	区分Ⅰ、Ⅱ計装用交流電源																																																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																																																																
<p>第 1.15.5 表 有効監視パラメータ(自主対策設備)の監視・記録について</p> <table border="1" data-bbox="213 388 1172 697"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="3">可搬型計測器での対応</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">要否理由</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td rowspan="2">エリア放射線モニタ</td> <td rowspan="2">否</td> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">可搬型計測器での計測対象外。</td> <td rowspan="2">中央制御室記録計</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパスの監視</td> </tr> <tr> <td>未臨界の維持又は監視</td> <td>制御棒操作監視系</td> <td>否</td> <td>-</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録		計測		要否理由	記録先	備考	可否	要否	原子炉格納容器内の放射線量率	エリア放射線モニタ	否	-	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	-	格納容器バイパスの監視	未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	-	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ表示システム (SPDS)	-	<p>第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (1/6)</p> <table border="1" data-bbox="1418 403 2365 1696"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="3">可搬型計測器での対応</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">要否理由</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td colspan="5">原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA) ※2</td> <td colspan="5"></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域) ※2</td> <td colspan="5" rowspan="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。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域) ※2</td> <td colspan="5">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。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2</td> <td colspan="5"></td> </tr> <tr> <td rowspan="7">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域) ※2</td> <td colspan="5" rowspan="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。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器温度 ※2</td> <td colspan="5">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。</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系系統流量 ※1</td> <td colspan="5" rowspan="7">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。</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉即時冷却系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="3">原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA) ※2</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェーン圧力 ※2</td> <td colspan="5">原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">原子炉圧力容器への注水量 (1/2)</td> <td>高圧代替注水系系統流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉即時冷却系系統流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系系統流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>-</td> <td>SPDS</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。</p>	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録		計測		要否理由	記録先	備考	可否	要否	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	-	SPDS	-	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					原子炉圧力 (SA) ※2						原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					原子炉水位 (燃料域) ※2	原子炉水位 (SA広帯域) ※2	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。					残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2						原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	-	SPDS	-	原子炉圧力 (SA)	可	要	-	SPDS	-	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					原子炉水位 (燃料域) ※2	原子炉水位 (SA広帯域) ※2	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	原子炉圧力容器温度 ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。					原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	可	要	-	SPDS	-	原子炉水位 (燃料域)	可	要	-	SPDS	-	原子炉水位 (SA広帯域)	可	要	-	SPDS	-	原子炉水位 (SA燃料域)	可	要	-	SPDS	-	高圧代替注水系系統流量 ※1	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。					低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2	原子炉即時冷却系系統流量 ※2	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2	残留熱除去系系統流量 ※2	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力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	サブプレッション・チェーン圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量 ※1	可	要	-	SPDS	-	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1	可	要	-	SPDS	-	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1	可	要	-	SPDS	-	原子炉即時冷却系系統流量 ※1	可	要	-	SPDS	-	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	-	SPDS	-	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は全てのパラメータを対象に監視・記録について整理。
分類			パラメータ	可搬型計測器での対応			記録																																																																																																																																																																																											
				計測		要否理由	記録先	備考																																																																																																																																																																																										
	可否	要否																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器内の放射線量率	エリア放射線モニタ	否	-	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	-																																																																																																																																																																																												
格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																																																																		
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	-	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ表示システム (SPDS)	-																																																																																																																																																																																												
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録																																																																																																																																																																																													
		計測		要否理由	記録先	備考																																																																																																																																																																																												
		可否	要否																																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																																																																
	原子炉圧力 (SA) ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																																																																
	原子炉水位 (燃料域) ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2																																																																																																																																																																																																	
原子炉水位 (SA燃料域) ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																																																																	
残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2																																																																																																																																																																																																		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉圧力 (SA)	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																																																																
	原子炉水位 (燃料域) ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉圧力容器温度 ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (燃料域)	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (SA広帯域)	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉水位 (SA燃料域)	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	高圧代替注水系系統流量 ※1	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																																																																
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2																																																																																																																																																																																																	
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉即時冷却系系統流量 ※2																																																																																																																																																																																																	
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2																																																																																																																																																																																																	
	残留熱除去系系統流量 ※2																																																																																																																																																																																																	
	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2																																																																																																																																																																																																	
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力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																																																																																																																																																																																																	
	サブプレッション・チェーン圧力 ※2						原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ																																																																																																																																																																																											
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量 ※1	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	原子炉即時冷却系系統流量 ※1	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	-	SPDS	-																																																																																																																																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																	
第1.15-6表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータの監視・記録について（2/6）		記載方針の相違 ・東二は全てのパラメータを対象に監視・記録について整理。																																																																																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="3">可搬型計測器での対応</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">要否理由</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉圧力容器への注水量（2/2）</td> <td>残留熱除去系系統流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位 ※2</td> <td colspan="5">原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽水位 ※2</td> <td colspan="5">水源の確保を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>西側淡水貯水設備水位 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="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。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（広帯域） ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（燃料域） ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA広帯域） ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA燃料域） ※2</td> <td colspan="5"></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器への注水量</td> <td>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽水位 ※2</td> <td colspan="5">水源の確保を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>西側淡水貯水設備水位 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="3">原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位 ※2</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部水位 ※2</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部水温 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル圧力 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="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。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力 ※2</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル雰囲気温度 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="2">原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2</td> </tr> <tr> <td>[ドライウエル圧力]</td> <td>可</td> <td>否</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>プロセス計算機記録計</td> <td>プロセス計算機にて警報を記録する。</td> </tr> <tr> <td>[サブプレッション・チェンバ圧力]</td> <td>可</td> <td>否</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>プロセス計算機記録計</td> <td>プロセス計算機にて警報を記録する。</td> </tr> </tbody> </table>		分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録		計測		要否理由	記録先	備考	可否	要否	原子炉圧力容器への注水量（2/2）	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。					西側淡水貯水設備水位 ※2	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（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						原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ※1	可	要	—	SPDS	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。					西側淡水貯水設備水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					サブプレッション・プール水位 ※2	格納容器下部水位 ※2	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—	サブプレッション・プール水温度	可	要	—	SPDS	—	格納容器下部水温 ※1	可	要	—	SPDS	—	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	—	SPDS	—	サブプレッション・チェンバ圧力	可	要	—	SPDS	—	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2	[ドライウエル圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。	[サブプレッション・チェンバ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。	
分類	パラメータ			可搬型計測器での対応			記録																																																																																																																																												
				計測		要否理由	記録先	備考																																																																																																																																											
		可否	要否																																																																																																																																																
原子炉圧力容器への注水量（2/2）	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																	
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																	
	西側淡水貯水設備水位 ※2	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（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																																																																																																																																																			
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ※1	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																	
	西側淡水貯水設備水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																	
	サブプレッション・プール水位 ※2																																																																																																																																																		
	格納容器下部水位 ※2																																																																																																																																																		
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	サブプレッション・プール水温度	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	格納容器下部水温 ※1	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																	
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2																																																																																																																																																		
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	サブプレッション・チェンバ圧力	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																													
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																																	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2																																																																																																																																																		
	[ドライウエル圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。																																																																																																																																													
	[サブプレッション・チェンバ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。																																																																																																																																													
※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。																																																																																																																																																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																
	<p>第1.15-6表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (3/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="3">可搬型計測器での対応</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">要否理由</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可</th> <th>否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉格納容器内の水位</td> <td>サブプレッション・プール水位 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部水位 ※1</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽水位 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">水源の確保を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>西側淡水貯水設備水位 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">水源の確保を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>[格納容器下部雰囲気温度]</td> <td>可</td> <td>否</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">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) ※1</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した水素進展解析の水素・酸素濃度変化と実際の格納容器内圧力挙動から推定)</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力 ※2</td> <td></td> <td></td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>[格納容器内水素濃度]</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>プロセス計算機記録計</td> <td>プロセス計算機にて警報を記録する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">未臨界の維持</td> <td>起動領域計装</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>代替パラメータである平均出力領域計装、制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域計装</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>代替パラメータである起動領域計装、制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[制御棒操作監視系]</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>プロセス計算機</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視値について、「要否理由」欄へ記載する。</p>	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録		計測		要否理由	記録先	備考	可	否	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	可	要	—	SPDS	—	格納容器下部水位 ※1	可	要	—	SPDS	—	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2			原子炉圧力容器への注水量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			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			原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。			代替淡水貯槽水位 ※2			水源の確保を監視するパラメータと同じ。			西側淡水貯水設備水位 ※2			水源の確保を監視するパラメータと同じ。			ドライウェル圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			サブプレッション・チェンバ圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			[格納容器下部雰囲気温度]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した水素進展解析の水素・酸素濃度変化と実際の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2			原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2			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。			ドライウェル圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			サブプレッション・チェンバ圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			[格納容器内水素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。	SPDS	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。	SPDS	—	未臨界の維持	起動領域計装	否	—	代替パラメータである平均出力領域計装、制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—	平均出力領域計装	否	—	代替パラメータである起動領域計装、制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—	[制御棒操作監視系]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 東二は全てのパラメータを対象に監視・記録について整理。
分類	パラメータ			可搬型計測器での対応			記録																																																																																																																																											
				計測		要否理由	記録先	備考																																																																																																																																										
		可	否																																																																																																																																															
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	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																												
	格納容器下部水位 ※1	可	要	—	SPDS	—																																																																																																																																												
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2			原子炉圧力容器への注水量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			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			原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	代替淡水貯槽水位 ※2			水源の確保を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	西側淡水貯水設備水位 ※2			水源の確保を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	ドライウェル圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	[格納容器下部雰囲気温度]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—																																																																																																																																												
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した水素進展解析の水素・酸素濃度変化と実際の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—																																																																																																																																												
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2			原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2			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。																																																																																																																																														
	ドライウェル圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																																																																														
	[格納容器内水素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。																																																																																																																																												
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。	SPDS	—																																																																																																																																												
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。	SPDS	—																																																																																																																																												
未臨界の維持	起動領域計装	否	—	代替パラメータである平均出力領域計装、制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—																																																																																																																																												
	平均出力領域計装	否	—	代替パラメータである起動領域計装、制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—																																																																																																																																												
	[制御棒操作監視系]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—																																																																																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所					備考
第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ 又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (4/6)						
最終ヒートシンクの確保						
						記載方針の相違 ・東二は全てのパラメータを対象に監視・記録について整理。
	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録	
			計測	要否理由	記録先	備考
			可否	要否		
		フィルタ装置水位	可	要	—	SPDS
		フィルタ装置圧力 ※1	可	要	—	SPDS
		フィルタ装置スクラビング水温度 ※1	可	要	—	SPDS
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは、事象発生 19 時間後 (炉心損傷している場合) のベント時であり、それまでに可搬型代替直流電源設備 (250 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS
		フィルタ装置入口水素濃度	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは、ベント後、事故収束以降のため、それまでに常設代替交流電源設備 (92 分以内) 又は可搬型代替交流電源設備 (180 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS
		耐圧強化ベント系放射線モニタ	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは、事象発生 28 時間後 (炉心損傷していない場合) のベント時であり、それまでに可搬型代替直流電源設備 (250 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS
		サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	可	要	—	SPDS
		代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。			
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	可	要	—	SPDS
		残留熱除去系熱交換器入口温度	可	要	—	SPDS
		残留熱除去系熱交換器出口温度	可	要	—	SPDS
		残留熱除去系系統流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。			
		残留熱除去系海水系統流量	可	要	—	SPDS
		緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1	可	要	—	SPDS
		緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機) ※1	可	要	—	SPDS
		原子炉圧力容器温度 ※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
		ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
		ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			
		サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。
 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																									
第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ 又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (5/6)																																																																																											
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="3" style="width: 5%;">分類</th> <th rowspan="3" style="width: 20%;">パラメータ</th> <th colspan="3" style="width: 30%;">可搬型計測器での対応</th> <th colspan="2" style="width: 25%;">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">要否理由</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> </table>			分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録		計測		要否理由	記録先	備考	可否	要否																																																																											
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録																																																																																						
		計測			要否理由	記録先	備考																																																																																				
		可否	要否																																																																																								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td rowspan="8" style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">格納容器 バイパスの監視</td> <td style="width: 20%;">原子炉水位 (広帯域)</td> <td colspan="5" rowspan="4" style="text-align: center;">原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td colspan="5" rowspan="2" style="text-align: center;">原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル雰囲気温度</td> <td colspan="5" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td colspan="5" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>[エリア放射線モニタ]</td> <td style="text-align: center;">否</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">可搬型計測器での計測対象外</td> <td style="text-align: center;">放射線管理計算機 記録計</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> </table>			格納容器 バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					原子炉圧力 (SA)	ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					ドライウェル圧力	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					[エリア放射線モニタ]	否	-	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機 記録計	-																																																						
格納容器 バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	原子炉水位 (燃料域)																																																																																										
	原子炉水位 (SA広帯域)																																																																																										
	原子炉水位 (SA燃料域)																																																																																										
	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	原子炉圧力 (SA)																																																																																										
	ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	ドライウェル圧力	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
[エリア放射線モニタ]	否	-	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機 記録計	-																																																																																						
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td rowspan="20" style="width: 5%; text-align: center; vertical-align: middle;">水源の確保</td> <td style="width: 20%;">サブプレッション・プール水位</td> <td colspan="5" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽水位 ※1</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>西側淡水貯槽設備水位 ※1</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系系統流量 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="7" style="text-align: center;">原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系原子炉注水流量</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイ系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系系統流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系原子炉注水流量 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="3" style="text-align: center;">原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域) ※2</td> <td colspan="5" rowspan="4" style="text-align: center;">原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域) ※2</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域) ※2</td> </tr> <tr> <td>常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2</td> <td style="text-align: center;">可</td> <td style="text-align: center;">要</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">SPDS</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> </table>			水源の確保	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					代替淡水貯槽水位 ※1	可	要	-	SPDS	-	西側淡水貯槽設備水位 ※1	可	要	-	SPDS	-	高压代替注水系系統流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。					代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2	残留熱除去系系統流量 ※2	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。					低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					原子炉水位 (燃料域) ※2	原子炉水位 (SA広帯域) ※2	原子炉水位 (SA燃料域) ※2	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-
水源の確保	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	代替淡水貯槽水位 ※1	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	西側淡水貯槽設備水位 ※1	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	高压代替注水系系統流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	代替循環冷却系原子炉注水流量																																																																																										
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2																																																																																										
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2																																																																																										
	残留熱除去系系統流量 ※2																																																																																										
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2																																																																																										
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2						可	要	-	SPDS	-																																																																																
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可		要	-	SPDS	-																																																																																				
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※2																																																																																										
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2																																																																																										
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。																																																																																									
	原子炉水位 (燃料域) ※2																																																																																										
原子炉水位 (SA広帯域) ※2																																																																																											
原子炉水位 (SA燃料域) ※2																																																																																											
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	-	SPDS	-																																																																																						
<p>※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視態について、「要否理由」欄へ記載する。</p>																																																																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

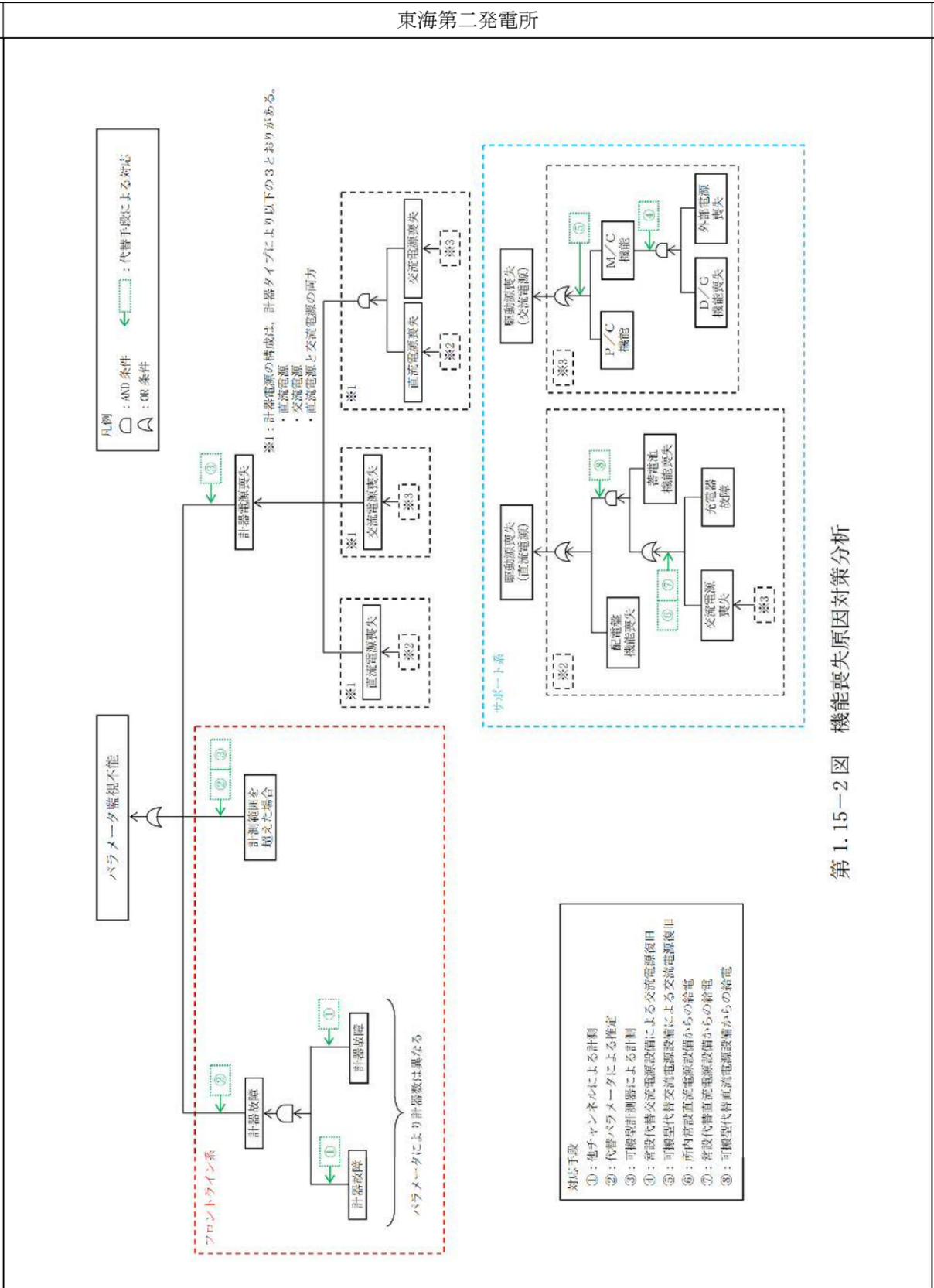
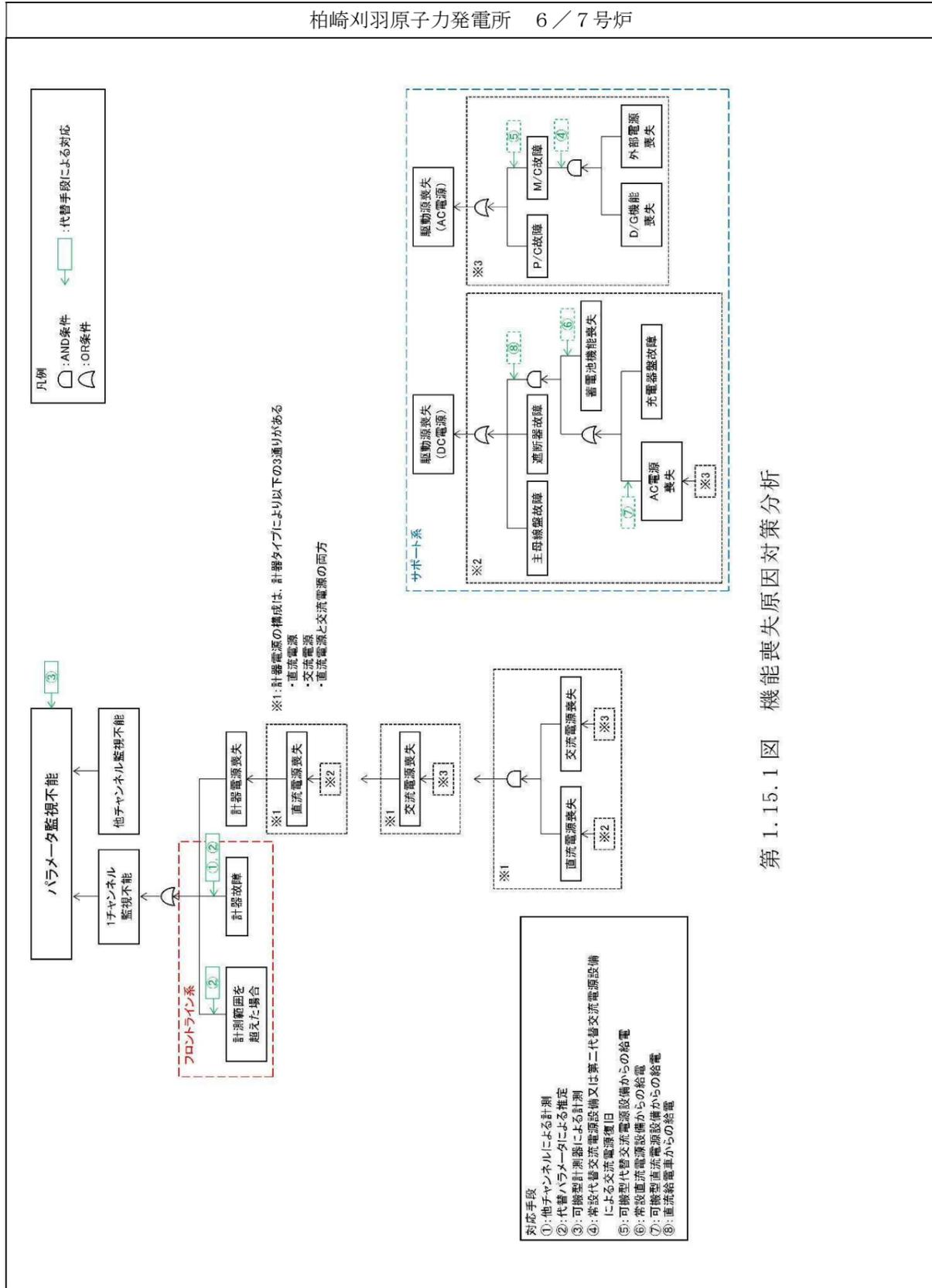
【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																				
	<p>第1.15-6表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータの監視・記録について(6/6)</p> <table border="1" data-bbox="1409 399 2389 1312"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="2">可搬型計測器での対応</th> <th rowspan="3">要否理由</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋内の水素濃度</td> <td>原子炉建屋水素濃度 ※1</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>代替パラメータである静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて原子炉建屋水素濃度を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ※2</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>格納容器内酸素濃度 (SA) ※1</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した事象進展解析の水素・酸素濃度変化と実測の格納容器内圧力挙動から推定)</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2</td> <td colspan="5" rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量を監視するパラメータと同じ。</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力 ※2</td> <td colspan="5" rowspan="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。</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力 ※2</td> </tr> <tr> <td>[格納容器内酸素濃度]</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>プロセス計算機記録計</td> <td>プロセス計算機にて警報を記録する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位 (SA広域)</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度 (SA広域)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度 (SA)</td> <td>可</td> <td>要</td> <td>—</td> <td>SPDS</td> <td>—</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>否</td> <td>—</td> <td>代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。</td> <td>SPDS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。</td> <td>監視モニター表示端末</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。 []：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。 □：可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。</p>	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録		計測		記録先	備考	可否	要否	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	否	—	代替パラメータである静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて原子炉建屋水素濃度を推定可能。	SPDS	—	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ※2	可	要	—	SPDS	—	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した事象進展解析の水素・酸素濃度変化と実測の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量を監視するパラメータと同じ。					格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2	ドライウェル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	[格納容器内酸素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (SA広域)	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	SPDS	—	使用済燃料プール温度 (SA広域)	可	要	—	SPDS	—	使用済燃料プール温度 (SA)	可	要	—	SPDS	—	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)	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	SPDS	—	使用済燃料プール監視カメラ	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	監視モニター表示端末	—	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は全てのパラメータを対象に監視・記録について整理。
分類	パラメータ			可搬型計測器での対応			要否理由	記録																																																																														
				計測				記録先	備考																																																																													
		可否	要否																																																																																			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	否	—	代替パラメータである静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて原子炉建屋水素濃度を推定可能。	SPDS	—																																																																																
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ※2	可	要	—	SPDS	—																																																																																
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した事象進展解析の水素・酸素濃度変化と実測の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—																																																																																
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量を監視するパラメータと同じ。																																																																																				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2																																																																																					
	ドライウェル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。																																																																																				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2																																																																																					
	[格納容器内酸素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。																																																																																
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (SA広域)	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	SPDS	—																																																																																
	使用済燃料プール温度 (SA広域)	可	要	—	SPDS	—																																																																																
	使用済燃料プール温度 (SA)	可	要	—	SPDS	—																																																																																
	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)	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	SPDS	—																																																																																
	使用済燃料プール監視カメラ	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	監視モニター表示端末	—																																																																																

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

記載方針の相違
 設備・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																					
<p style="text-align: center;">凡例：フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり</p> <p style="text-align: center;">フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">故障想定機器</th> <th style="width: 10%;">故障要因1</th> <th style="width: 10%;">故障要因2</th> <th style="width: 10%;">故障要因3</th> <th style="width: 10%;">故障要因4</th> <th style="width: 10%;">故障要因5</th> <th style="width: 10%;">故障要因6</th> <th style="width: 10%;">故障要因7</th> <th style="width: 10%;">故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>他チャンネル監視不能</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">パラメータ監視不能</td> <td>計測範囲を超えた場合</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>計器本体故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>1チャンネル監視不能</td> <td></td> <td>交流電源喪失(以降, 1.14と同様)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>計器電源喪失</td> <td>過流電源喪失(以降, 1.14と同様)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 本資料は、「機能喪失原因別分析」を基に、設計並事故対応設備の機能が喪失する原因を軸に右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因別分析」を論議することとする。</p> <p style="text-align: center;">第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）</p>	故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	他チャンネル監視不能									パラメータ監視不能	計測範囲を超えた場合								計器本体故障									1チャンネル監視不能		交流電源喪失(以降, 1.14と同様)								計器電源喪失	過流電源喪失(以降, 1.14と同様)							<p style="text-align: center;">記載方針の相違</p>
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8																																															
他チャンネル監視不能																																																							
パラメータ監視不能	計測範囲を超えた場合																																																						
	計器本体故障																																																						
	1チャンネル監視不能		交流電源喪失(以降, 1.14と同様)																																																				
		計器電源喪失	過流電源喪失(以降, 1.14と同様)																																																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器出口温度 ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ④残留熱除去系系統流量 ⑤原子炉補給冷却水系統流量 ⑥原子炉補給冷却水入口冷媒水流量 ⑦原子炉補給冷却水入口圧力 ⑧高圧炉心注水系統流量 ⑨原子炉隔離時冷却系統流量 ⑩原子炉隔離時冷却系統流量 ⑪高圧炉心注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ⑫高圧炉心注水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑬高圧炉心注水系統流量 (格納容器下部注水流量) ⑭原子炉隔離時冷却系統流量 (格納容器下部注水流量) ⑮原子炉隔離時冷却系統流量 (代替循環冷却) ⑯原子炉隔離時冷却系統流量 (代替循環冷却) ⑰静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>⑮使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ⑯使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ⑰使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ⑱使用済燃料貯蔵プール監視カメラ ⑲使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</p> <p>⑮フィルタ装置水位 ⑯フィルタ装置入口圧力 ⑰フィルタ装置出口放射線モニタ ⑱フィルタ装置金属フィルタ差圧 ⑲フィルタ装置スクラフバクpl ⑲耐圧強化ベント系放射線モニタ</p>	<p>①高圧代替注水系統流量 ②高圧代替注水系統原子炉注水流量 ③代替循環冷却系統流量 ④原子炉隔離時冷却系統流量 ⑤高圧炉心注水系統流量 ⑥残留熱除去系系統流量 ⑦残留熱除去系系統流量 ⑧原子炉隔離時冷却系統流量 ⑨原子炉隔離時冷却系統流量 ⑩原子炉隔離時冷却系統流量 ⑪原子炉隔離時冷却系統流量 ⑫原子炉隔離時冷却系統流量 ⑬原子炉隔離時冷却系統流量 ⑭原子炉隔離時冷却系統流量 ⑮原子炉隔離時冷却系統流量 ⑯原子炉隔離時冷却系統流量 ⑰原子炉隔離時冷却系統流量 ⑱原子炉隔離時冷却系統流量 ⑲原子炉隔離時冷却系統流量 ⑳原子炉隔離時冷却系統流量</p> <p>⑮使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ⑯使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ⑰使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ⑱使用済燃料貯蔵プール監視カメラ ⑲使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</p> <p>⑮フィルタ装置水位 ⑯フィルタ装置入口圧力 ⑰フィルタ装置出口放射線モニタ ⑱フィルタ装置金属フィルタ差圧 ⑲フィルタ装置スクラフバクpl ⑲耐圧強化ベント系放射線モニタ</p>	<p>設備の相違</p>

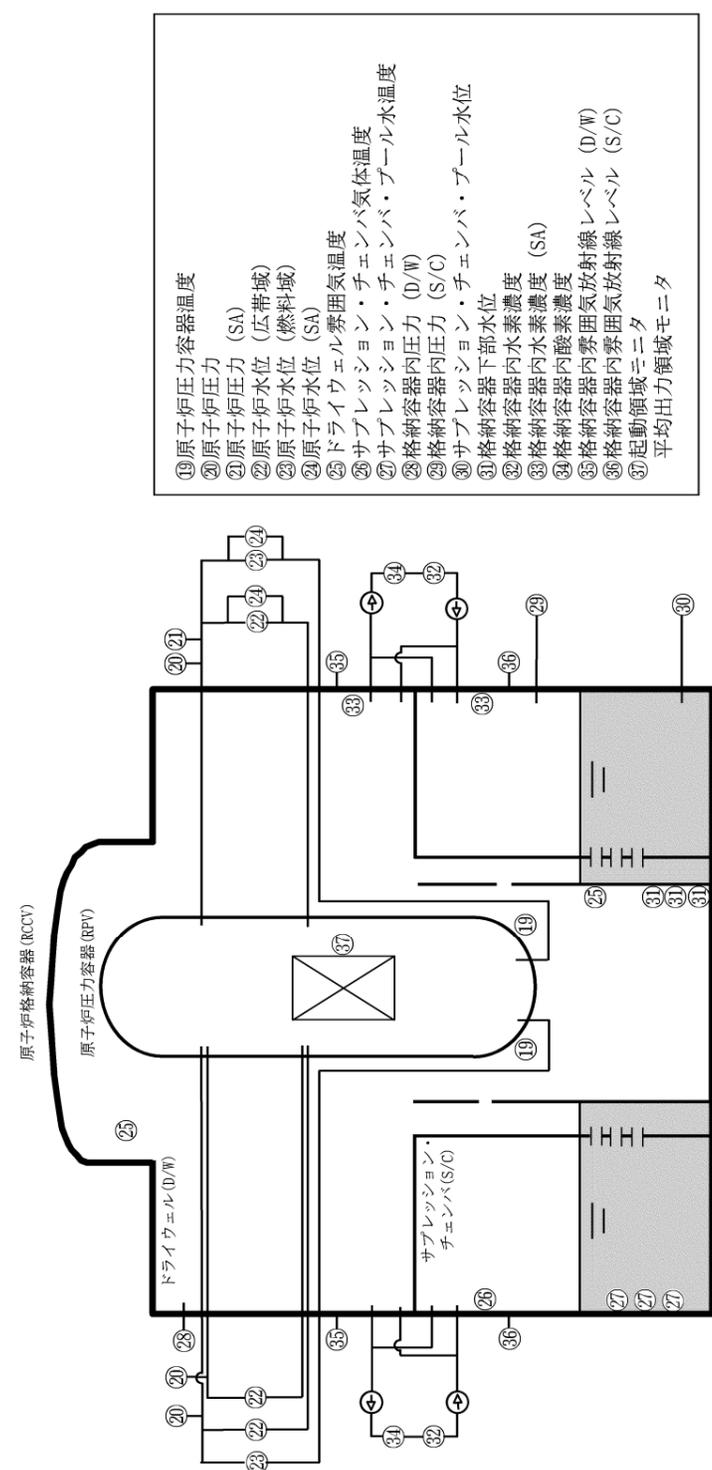
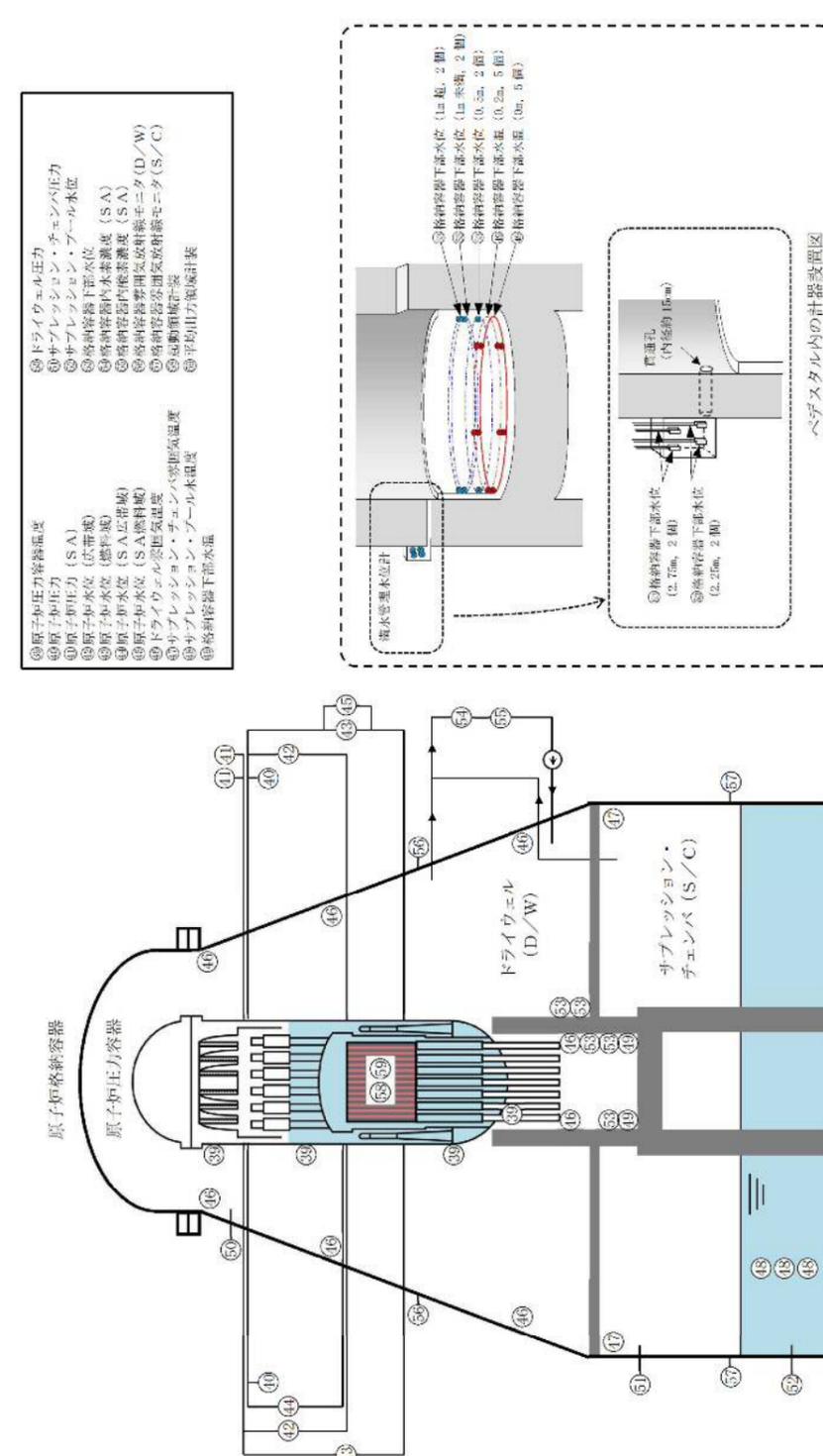
第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (1/3)

第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>①原子炉圧力容器温度 ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉圧力 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥ドライウェル雰囲気温度 ⑦サブレーション・チェンバ・プールの気体温度 ⑧サブレーション・チェンバ・プールの水位 (D/W) ⑨格納容器内圧力 (S/C) ⑩サブレーション・チェンバ・プールの水位 ⑪格納容器下部水位 ⑫格納容器内水素濃度 ⑬格納容器内酸素濃度 (SA) ⑭格納容器内酸素濃度 ⑮格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ⑯格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ⑰起動領域モニタ 平均出力領域モニタ</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 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥ドライウェル雰囲気温度 ⑦サブレーション・チェンバ・プールの気体温度 ⑧サブレーション・チェンバ・プールの水位 (D/W) ⑨格納容器内圧力 (S/C) ⑩サブレーション・チェンバ・プールの水位 ⑪格納容器下部水位 ⑫格納容器内水素濃度 ⑬格納容器内酸素濃度 (SA) ⑭格納容器内酸素濃度 ⑮格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ⑯格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ⑰起動領域モニタ 平均出力領域モニタ</p>	<p>設備の相違</p>
<p>第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (2/3)</p>		<p>第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対応設備) の系統概要図 (2/2)</p>

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 1.15.4 図 6号炉 計器の電源構成図</p>	<p>第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流) (1/3)</p>	<p>設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

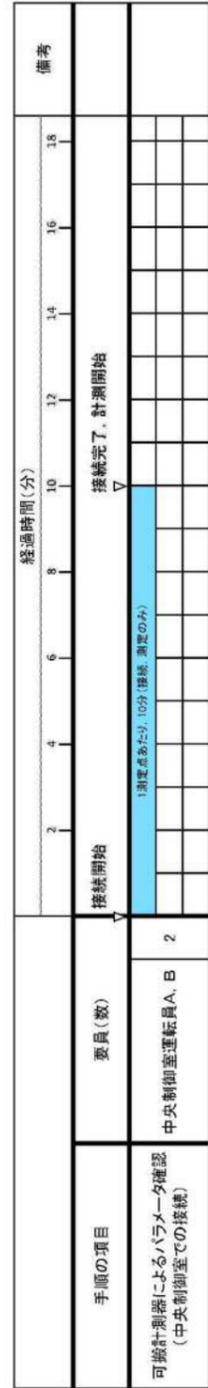
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 図 7号炉 計器の電源構成図</p>	<p style="text-align: center;">第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流) (2/3)</p>	<p>設備の相違</p>

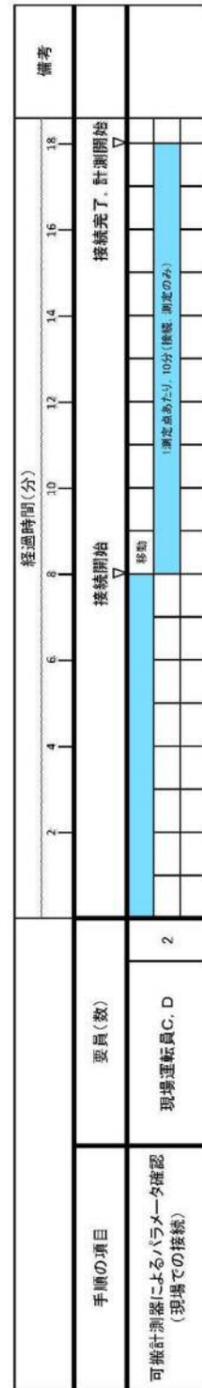
【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉



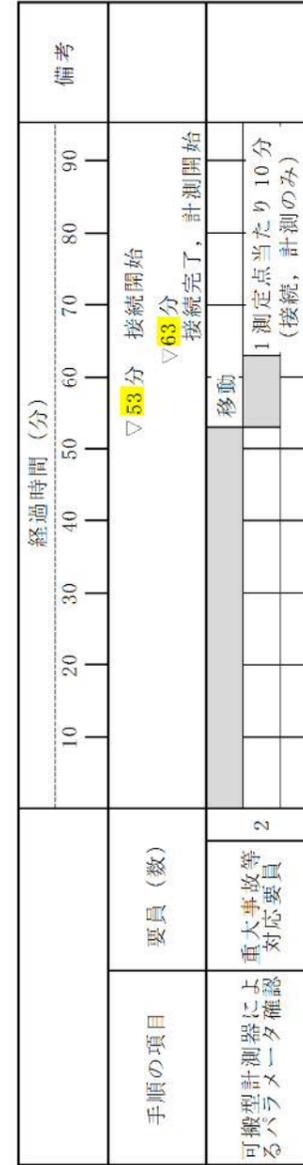
中央制御室での可搬型計測器接続



現場での可搬型計測器接続

第 1.15.5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

東海第二発電所



第 1.15-6 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

備考

設備・運用・体制の相違