

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	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> <p style="text-align: center;">< 目 次 ></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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</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>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>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>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>e. 手順等</p> <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>(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合</p> <p>a. 代替パラメータによる推定</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>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</p> <p>a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電</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</p> <p>c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</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>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目 次 ></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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</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>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>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>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>e. 手順等</p> <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>(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合</p> <p>a. 代替パラメータによる推定</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>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</p> <p>a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電</p> <p>b. 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</p> <p>c. 可搬型代替直流電源設備からの給電</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</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>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	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; margin-top: 10px;"> <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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉压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; margin-top: 10px;"> <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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉压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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	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</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、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</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>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 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。 ・有効監視パラメータ 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>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。</p> <p>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況を把握するため、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況を把握する能力を明確</p>	<p>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 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。 ・常用代替監視パラメータ 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>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。</p> <p>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況を把握するため、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況を把握する能力を明確</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>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>(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>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>(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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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>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（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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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>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"> ・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"> ・所内常設直流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 <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、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、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。</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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>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</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。</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、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な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</p> <p>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</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データ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 ・記録計 <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>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、可搬型計測器により測定したパラメータの値、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</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。</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、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 ・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な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</p> <p>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</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>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。</p> <p>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>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</p>	<p>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。</p> <p>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>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^{※5}。</p> <p>※5 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運転員等は, 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運転員等は, 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, 発電長は, 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等に指示する。</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。なお, 常用代替計器が使用可能で</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二発電所	備考
<p>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 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。</p> <p>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> <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。 ・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。 ・重大事故等時に最も設置雰囲気の状態が厳しくなるのは、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。 ・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は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 	<p>あれば、併せて確認する。</p> <p>⑤発電長は、災害対策本部長代理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災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。</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代理へ報告する。</p> <p>⑧災害対策本部長代理は、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 上記の計測及び推定は、運転員等（当直運転員）1 名、重大事故等対応要員 1 名で対応が可能である。</p> <p>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> <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。 ・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。 ・重大事故等時に最も設置雰囲気の状態が厳しくなるのは、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。 ・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は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 	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・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>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 ・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 ・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 ・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 ・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 ・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 ・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 ・原子炉压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压力容器の満水状態を推定するケース <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>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。</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、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</p>	<p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・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>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、流量、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 ・原子炉压力容器破損後にペDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度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により推定するケース ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定するケース ・原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定するケース ・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 ・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 ・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 ・原子炉压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压力容器の満水状態を推定するケース <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>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。</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、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</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二発電所	備考
<p>により主要パラメータを計測する。</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の温度 <p>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> ・原子炉圧力容器内の圧力 <p>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> ・原子炉圧力容器内の水位 <p>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、</p> 	<p>により主要パラメータを計測する。</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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と水位である。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> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の温度 <p>原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～500℃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燃料有効長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の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は、300℃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> ・原子炉圧力容器内の圧力 <p>原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～10.5MPa[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> ・原子炉圧力容器内の水位 <p>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た－3,800mm～1,500mm及び燃料有効長頂部を基準とした－3,800mm～1,300mmであり、原子炉水位制御範囲(レベル3～8)及び燃料有効長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、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、高圧炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレー系系統流量のうち、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</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>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>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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>また、発電用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>・原子炉圧力容器への注水量</p> <p>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、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及び低圧炉心スプレイ系系統流量である。</p> <p>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注水量は、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。</p> <p>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注水量は、40L/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>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注水量は、438L/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。</p> <p>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注水量は、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。</p> <p>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</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二発電所	備考
<p>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、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</p> <p>・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。</p> <p>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。</p> <p>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> <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>原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は、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での流量測定が可能である。</p> <p>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注水量は、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での流量測定が可能である。</p> <p>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、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</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> <p>・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。</p> <p>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注水量は、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。</p> <p>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注水量は、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。</p> <p>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注水量は、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> <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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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。 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。 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。 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ブランク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。 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。 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。 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。 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>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 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 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） 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</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。 ①運転員等は、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。 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。 ②運転員等は、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ブランク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。 ③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、発電長は、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等に指示する。 ④運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。 ⑤発電長は、災害対策本部長代理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。 ⑥災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。 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代理へ報告する。 ⑧災害対策本部長代理は、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 上記の計測及び推定は、運転員等（当直運転員）1名、重大事故等対応要員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 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 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 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</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>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>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。 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>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。</p> <p>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>1.15-5図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理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>②災害対策本部長代理は、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乾電池と交換する。</p> <p>④重大事故等対応要員は、中央制御室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>⑤重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、記録用紙に記録する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、計測結果を災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑧災害対策本部長代理は、計測結果を発電長へ報告する。</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所要時間は約63分以内と想定する。2測定点以降は10分追加となる。</p> <p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> <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. 所内常設直流電源設備又は常設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た場合に、所内常設直流電源設備である125V系蓄電池A系、B系及び中性子モニタ用蓄電池A系、B系又は常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池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>なお、所内常設直流電源設備又は常設代替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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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。 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。 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>(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。</p>	<p>b. 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>c. 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>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。 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。 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>(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 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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。 ②災害対策本部長代理は、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。 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乾電池と交換する。 ④重大事故等対応要員は、中央制御室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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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。 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。 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 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。 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。 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。 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>⑤重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、記録用紙に記録する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、計測結果を災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑧災害対策本部長代理は、計測結果を発電長へ報告する。</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所要時間は63分以内と想定する。2測定点以降は10分追加となる。 円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</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、所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電される。 所内常設直流電源設備又は常設代替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電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。 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 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。 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。 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及び記録計により計測結果、警報等を記録する。 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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<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>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動状態であれば、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。 (b) 警報記録 プロセス計算機が稼動状態であれば、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。 (c) 事故時データ収集記録 プロセス計算機が稼動状態であれば、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>(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、非常用所内電源設備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、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>b. 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>c. プロセス計算機の記録 (a) 運転記録 プロセス計算機が稼動状態であれば、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。 (b) 警報記録 プロセス計算機が稼動状態であれば、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。 (c) 事故時データ収集記録 プロセス計算機が稼動状態であれば、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>	

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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	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>d. 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、中央制御室にてチャート用紙に自動で記録する。</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、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、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、運転員等 1 名で対応が可能である。また、記録計に記録されたチャート紙の交換は、中央制御室にて運転員等 1 名で対応が可能である。</p> <p>1.15.4 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, 1.18 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>	

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】

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											
対応手段, 対処設備, 手順書一覧				対応手段, 対処設備, 手順書一覧											
分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書						
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 対処設備	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 対処設備	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領					
			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	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 対処設備			重要代替計器	重大事故等 対処設備							
			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 対処設備		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	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	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	AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」			可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備						
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 対処設備	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」	計器電源喪失時	(交流)からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	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			(直流)からの給電	所内常設直流電源設備	常設代替直流電源設備		
			第二代替交流電源設備	可搬型代替直流電源設備											
		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 対処設備			可搬型代替直流電源設備	自主対策 設備			可搬型計測器	AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」	可搬型計測器による計測	可搬型代替直流電源設備	自主対策 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								
			可搬型計測器による計測	可搬型計測器			AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」							可搬型計測器	
-	-	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 対処設備	緊急時対策本部運営要領	-	-	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					
			プロセス計算機	自主対策 設備				プロセス計算機	自主対策 設備		-				
			プロセス計算機	自主対策 設備				記録計	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】

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	単位	計測範囲	設計基準	監視方法(計測設備の名称)	設置性	電源 ^{※1}	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 No.
① 原子 炉内 の 温 度	原子炉炉内温度	2	0～350℃	取入値：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。	—	AC 用 直流電源	熱電対	可	除
	原子炉炉内温度	1	0～350℃	取入値：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。	—	AC 用 直流電源	熱電対	可	除
	原子炉炉内温度	1	0～350℃	取入値：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。	—	AC 用 直流電源	熱電対	可	除
	原子炉炉内温度	1	0～350℃	取入値：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。	—	AC 用 直流電源	熱電対	可	除
	原子炉炉内温度	1	0～350℃	取入値：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。	—	AC 用 直流電源	熱電対	可	除

② 原子炉炉内温度の圧力を監視するパラメータと同じ。
③ 原子炉炉内温度の圧力を監視するパラメータと同じ。
④ 最終ヒートシフトの確保 (残留熱除去系) を監視するパラメータと同じ。
⑤ 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32 個ずつの信号が入力される。
⑥ 設計基準事故時に発生される原子炉炉内温度の最高圧力に対する圧力領域と温度。
⑦ 基準点は蒸気発生器スチームドラム(原子炉炉内温度)より 1221cm) であり、基準点は有効燃料棒上部(原子炉炉内温度)より 905cm)。
⑧ 炉内温度は、原子炉炉内温度の経過時間における格納容器内温度及び格納容器レベルの値を下回る。
⑨ 設計基準では炉内温度は、原子炉炉内温度の経過時間における格納容器内温度及び格納容器レベルの値を下回る。
⑩ 炉内温度は、原子炉炉内温度の経過時間における格納容器内温度及び格納容器レベルの値を下回る。
⑪ 検出点は 14 箇所。
⑫ 検出点は 8 箇所。
⑬ 管内直電流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AC 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）(1/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	単位	計測範囲	設計基準	監視方法(計測設備の名称)	設置性	電源 ^{※1}	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 No.
① 原子 炉内 の 温 度	原子炉炉内温度	4	0～500℃	302℃以下 ^{※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、500℃まで監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑬
	原子炉炉内温度	1	0～500℃	302℃以下 ^{※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、500℃まで監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑬
	原子炉炉内温度	1	0～500℃	302℃以下 ^{※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、500℃まで監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑬
	原子炉炉内温度	1	0～500℃	302℃以下 ^{※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、500℃まで監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑬
	原子炉炉内温度	1	0～500℃	302℃以下 ^{※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、500℃まで監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑬

② 原子炉炉内温度の圧力を監視するパラメータと同じ。
③ 原子炉炉内温度の圧力を監視するパラメータと同じ。
④ 最終ヒートシフトの確保 (残留熱除去系) を監視するパラメータと同じ。
⑤ 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32 個ずつの信号が入力される。
⑥ 設計基準事故時に発生される原子炉炉内温度の最高圧力に対する圧力領域と温度。
⑦ 基準点は蒸気発生器スチームドラム(原子炉炉内温度)より 1221cm) であり、基準点は有効燃料棒上部(原子炉炉内温度)より 905cm)。
⑧ 炉内温度は、原子炉炉内温度の経過時間における格納容器内温度及び格納容器レベルの値を下回る。
⑨ 設計基準では炉内温度は、原子炉炉内温度の経過時間における格納容器内温度及び格納容器レベルの値を下回る。
⑩ 炉内温度は、原子炉炉内温度の経過時間における格納容器内温度及び格納容器レベルの値を下回る。
⑪ 検出点は 14 箇所。
⑫ 検出点は 8 箇所。
⑬ 管内直電流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AC 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

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】

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	把握力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1}	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 ^{※1} 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広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA) ^{※1}	3 1	0～0MPa [Leagc] 0～1MPa [Leagc]	最大値： 8.43MPa [Leagc] 最大値： 8.43MPa [Leagc]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高 圧力 (8.92MPa [Leagc]) を包絡する範囲として 設定。なお、主蒸気凝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。 原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [Leagc]) の 1.2 倍 (10.34MPa [Leagc]) を監視 可能。	S — (Ss)	区分 I、II、III 直流電源 AM用 直流電源	弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器	可 可	② ③

「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：冠蒸出力領域モニタの検出値は 256 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：基準点は蒸気凝縮器スケルトン下端 (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)
※7：水位は炉心部から発生する蒸汽下流 (原子炉圧力容器等レベルを下限とする) である。有効燃料棒部を下限とするはなし。
※8：重大事故等時に発生する設備のため、設計基準事故時は検出し、 ※9：T、K、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燃料容器内空間放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷した場合は約 18sv/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：炉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）（1/16）

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	把握力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
① 原子 炉 圧 力 容 器 内 の 温 度	原子炉圧力 ^{※1} 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広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}	4	0～500℃	302℃以下 ^{※4}	把握力 (計測範囲の考え方) 重大事故等時における炉心温度の冷却状態 を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、500℃まで監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	③
② 原子 炉 圧 力 容 器 内 の 圧 力	原子炉圧力 (SA) ^{※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広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}	2 2	0～10.5MPa [Leagc] 0～10.5MPa [Leagc]	8.62MPa [Leagc] 8.62MPa [Leagc]	「①最終ヒートシートの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。 原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [Leagc]) の 1.2 倍 (10.34MPa [Leagc]) を 監視可能。 原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [Leagc]) を 監視可能。	S — (Ss)	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器	可 可	④ ⑤

「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原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「④原子炉圧力容器内の温度」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：平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A、C、E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※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：基準点は蒸気凝縮器スケルトン下端 (原子炉圧力容器等レベルより 1,340cm)。 ※6：基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器等レベルより 920cm)
※7：ベドスタル底面 (ニコリウムシールド上表面；EL.11,800mm) からの高さ。
※8：重大事故等時に発生する設備のため、設計基準事故時は検出し、 ※9：基準点は通常運転水位；EL.3,030mm (サブプレッショントラップ底面より 7,030mm)
※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における燃料容器内空間放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷した場合の判断値は約 90sv/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：蓄電池 (新内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備) からの給電により計測可能な計器は、区分 I、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。
※12：検出点 8箇所。 ※13：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端；EL.39,377mm (使用済燃料プール底面より 4,688mm)

東海第二発電所

備考

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】

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	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	可動型計測器			
重要代替監視パラメータ	原子炉水位 (広領域) *1	3	-3200～3500mm*1	-6772～1650mm*1	把握能力(計測範囲の考え方) ②原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。 ③原子炉压力容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。 ④原子炉压力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 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。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-1000～1300mm*1	-3680～1819mm*1						区分Ⅰ、Ⅱ 直流通電	差圧式水位 他出力器	可
	原子炉水位 (S/A 広帯域) *3	1	-3200～3500mm*1	-6772～1650mm*1						緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可
③ 原子炉压力容器内の水位	高圧代替注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧代替注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧冷却水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧冷却水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧炉心注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧炉心注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧炉心注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧炉心注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧炉心注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧炉心注水系統流量*1	1	-8000～3500mm*1			—	AM用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			

①原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。

②原子炉压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。

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。

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。

⑥原子炉格納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。

※1: 重要代替監視パラメータ *1、*2、*3: 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: 原出力機器モニタの検出器は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: 設計基準時に想定される原子炉压力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5: 基準点は基準点機器スカート下部(原子炉压力容器の最高圧力より1224mm)。*6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉压力容器レベルより905mm)
 ※6: 基準点は炉心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回る。
 ※7: 水位は炉心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回る。
 ※8: 重大事故等時に使用可能な設備の稼働時間における稼働可能な値。
 ※9: T.S.S.L. - 緊急用平均流量
 ※10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における稼働可能な値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約185t/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※11: 設計基準では炉心損傷は8段階
 ※12: 炉心損傷は8段階
 ※13: 炉心損傷は8段階
 ※14: 炉心損傷は8段階

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) (2/16)

分類	重要監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*1	検出器の種類	可動型計測器			
重要代替監視パラメータ	原子炉水位 (広領域) *2	2	-3,800mm～1,500mm*5	-3,800mm～1,400mm*5	把握能力(計測範囲の考え方) ③原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。 ④原子炉压力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3,800mm～1,300mm*6	397mm～1,300mm*6						区分Ⅰ、Ⅱ 直流通電	差圧式水位 他出力器	可
	原子炉水位 (S/A広帯域) *2	1	-3,800mm～1,500mm*7	-3,800mm～1,400mm*5						緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可
	原子炉水位 (S/A燃料域) *2	1	-3,800mm～1,300mm*6	397mm～1,300mm*6						緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可
③ 原子炉压力容器内の水位	高圧代替注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧代替注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧冷却水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧冷却水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧炉心注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧炉心注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧炉心注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧炉心注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	高圧炉心注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			
	低圧炉心注水系統流量*1	1	-3,800mm～1,300mm*6			—	緊急用 直流通電	差圧式水位 他出力器	可			

③原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。

④原子炉压力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

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。

⑥原子炉格納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。

⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

※1: 重要代替監視パラメータ *1、*2、*3: 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: 原出力機器モニタの検出器は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: 設計基準時に想定される原子炉压力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5: 基準点は基準点機器スカート下部(原子炉压力容器の最高圧力より1224mm)。*6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉压力容器レベルより905mm)
 ※6: 基準点は炉心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回る。
 ※7: 水位は炉心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回る。
 ※8: 重大事故等時に使用可能な設備の稼働時間における稼働可能な値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約185t/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※9: T.S.S.L. - 緊急用平均流量
 ※10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における稼働可能な値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約185t/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※11: 設計基準では炉心損傷は8段階
 ※12: 炉心損傷は8段階
 ※13: 炉心損傷は8段階
 ※14: 炉心損傷は8段階

備考

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】

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	種数	計測範囲	設計基準	監視性	把持能力(計測範囲の考え方)	電源 ^{※1,3}	可搬型 計測器
① 原子力 圧力 容器 へ の 注 水 量	重要代替監視パラメータ 高圧代替注水系統流量	1	0～300t/h	-**	-	高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 1182m ³ /h を監視可能。	AM 用 直流電源	可 搬型 計測器
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300t/h	0～182t/h	S	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 1182m ³ /h を監視可能。	区分Ⅰ 直流電源	可
	高圧炉心注水系統流量	2	0～1000t/h	0～727t/h	S	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 1727m ³ /h を監視可能。	区分Ⅱ,Ⅲ 直流電源	可
②	復水供給水系統流量 (BWR A 系代替注水流量)	1	0～300m 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 (BWR A 系ライン)における最大注水量 (90m ³ /h)を監視可能。	AM 用 直流電源	可
	復水供給水系統流量 (BWR B 系代替注水流量)	1	0～350t/h	-**	-	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (BWR B 系ライン)における最大注水量 (200m ³ /h)を監視可能。	AM 用 直流電源	可
	残留熱除去系統流量	3	0～1500t/h	0～951t/h	S	残留熱除去系ポンプの最大注水量(951m ³ /h) を監視可能。	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	可

①②③④⑤⑥⑦

「③水車の確保」を監視するパラメータと同じ。
「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。
「⑤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: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:局部出力領域モニタの検出器は26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:基準点は蒸気飽和器スカート下端(原子炉圧力容器の最高圧力より124cm)。 ※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:基準点は蒸気飽和器スカート下端(原子炉圧力容器の最高圧力より124cm)。 ※8:T.U.S.L. =東京湾平均海面
※8:重大事故等時に使用するボイドを感ずるため、設計基準事故時は異なる。 ※9:T.U.S.L. =東京湾平均海面
※10:重大事故等は、原子炉停止直後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後以降に発生した場合の判断は約105%/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:抽出点は14箇所。 ※12:抽出点は8箇所
※13:炉内普通電流電圧計測器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）（3/16）

分類	重要監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	監視性	把持能力(計測範囲の考え方)	電源 ^{※1,4}	可搬型 計測器
① 原子 力 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	重要代替監視パラメータ 高圧代替注水系統流量	1	0～500/s	-**	-	常設高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (38m ³ /s)を監視可能。	緊急用 直流電源	可
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～500/s	40L/s	S	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s)を監視可能。	区分Ⅰ 直流電源	可
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0～500L/s	438L/s	S	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (438L/s)を監視可能。	区分Ⅲ 交流電源	可
②	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用)	1	0～500m ³ /h	-**	-	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容 器への注水時における最小フロー調整時の 最大注水量(75m ³ /h)を監視可能。	緊急用 直流電源	可
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用)	1	0～80m ³ /h	-**	-	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容 器への注水時における最小フロー調整時の 最大注水量(75m ³ /h)を監視可能。	緊急用 直流電源	可
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0～300m ³ /h	-**	-	低圧代替注水系(可搬)による原子炉圧力 容器への注水時における最大注水量(110m ³ /h)を監視可能。	緊急用 直流電源	可
③	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0～80m ³ /h	-**	-	低圧代替注水系(可搬)による原子炉圧力 容器への注水時における最小フロー調整時 の最大注水量(75m ³ /h)を監視可能。	緊急用 直流電源	可
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	0～1500m ³ /h	-**	-	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への 注水時における最大注水量(100m ³ /h)を監 視可能。	緊急用 直流電源	可
	残留熱除去系系統流量	3	0～600L/s	470L/s	S	残留熱除去系ポンプの最大注水量(470L/s) を監視可能。	区分Ⅰ,Ⅱ 交流電源	可
④	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0～600L/s	450L/s	S	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (450L/s)を監視可能。	区分Ⅰ,Ⅱ 交流電源	可

※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:平均出力領域計装A～Eの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
※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:基準点は蒸気飽和器スカート下端(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm)。 ※6:基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器等レベルより920cm)
※7:ベテラス底面(コリウムシート上表面;EL.11,800mm)からの高さ。
※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は異なる。 ※9:基準点は通常運転水位;EL.3,030mm(中プレッシャー・チェンネル底部より7,030mm)
※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空気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後以降に発生した場合の判断は約90%/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:抽出点2箇所。 ※12:抽出点8箇所。 ※13:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端;EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)
※14:蓄電池(新内蔵直流電圧計測器及び重要代替監視電圧計測器)からの給電により計測可能な計器は、区分Ⅰ、Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

備考

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】

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	種別	計測範囲	計装基準	把握能力(計測範囲の表え方)	制動性	電源 ^{※13}	検出器の 検出 可	第 1.15.3 項 No.	
④ 原子力 発電 機 へ の 注 水 量	重要代替監視パラメータ 高圧代替注水系統流量	1	0~300t/h	-**	高圧代替注水ポンプの最大注水量 1182m ³ /h を監視可能。	(S)	AP 用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量	1	0~300t/h	0~182t/h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 1182m ³ /h を監視可能。	S	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727t/h	高圧炉心注水ポンプの最大注水量 1727m ³ /h を監視可能。	S	区分 II、III 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	⑨ 復水供給系流量 (RR A 系代替注水流量)	1	0~300m 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 (RR A 系ライン)における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	-	AP 用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	復水供給系流量 (RR B 系代替注水流量)	1	0~350m ³ /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR B 系ライン)における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	-	AP 用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	復水供給系流量 (RR C 系代替注水流量)	1	0~350m ³ /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR C 系ライン)における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	-	AP 用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	⑨ 廃炉除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~951t/h	廃炉除去系ポンプの最大注水量(951m 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	⑩	
	⑨ 復水貯蔵槽水位 (SA) **	⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・プール水位、 プール水位 **	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。								
	原子炉水位 (広帯域) **	⑩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) **	⑩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) **	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代替監視パラメータのうち、平均出力領域モニタの各チャンネルには、02 個平つの信号入力される。
 ※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より 124cm)。 ※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）
 ※5：基準点は蒸気発生器スカーレット下端（原子炉圧力容器等レベルより 124cm)。 ※6：基準点は有効燃料棒頂部を下方することはない。
 ※7：基準点は蒸気発生器スカーレット下端（原子炉圧力容器等レベルより 124cm)。 ※6：基準点は有効燃料棒頂部を下方することはない。
 ※8：重大事故発生時に使用する設備のため、設計基準事故時には破損しない。 ※9：T.U.S.L. = 東京電力平均値
 ※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 105Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる。）である。
 ※9：設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下方。
 ※11：検出点は 14 箇所。 ※12：検出点は 8 箇所
 ※13：炉内常設直流電源設備からの給電により計測可能な計装は、AP 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）（4/16）

分類	重要監視パラメータ	種別	計測範囲	計装基準	把握能力(計測範囲の表え方)	制動性	電源 ^{※14}	検出器の 検出 可	第 1.15-3 項 No.	
④ 原子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	重要代替監視パラメータ 代噴淡水貯槽水位**	⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯槽水位*1	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。								
	サプレッション・プール水位*1	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。								
	原子炉水位 (広帯域) **	⑩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) **	⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (S.A.広帯域) **	⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	⑨ 低圧代替注水系統格納容器スプレ イ流量 (高設ライン用) *1	1	0~500m ³ /h	-**	代噴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注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	-	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	低圧代替注水系統格納容器スプレ イ流量 (可搬ライン用) *1	1	0~500m ³ /h	-**	代噴格納容器スプレイ冷却系(可搬)によ る格納容器スプレイ時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	-	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	低圧代替注水系統格納容器下部 注水流量	1	0~200m ³ /h	-**	格納容器下部注水系(常設又は可搬)によ る格納容器下部注水時における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	-	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑩	
	代噴淡水貯槽水位*1	⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯槽水位*1	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。								
	サプレッション・プール水位*1 格納容器下部水位*1	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。								

※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 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A、C、E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 ※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レット下端（原子炉圧力容器等レベルより 1,340cm)。 ※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 920cm）
 ※7 ベアスタル底面（コリウムシールド上表面；EL.11,806mm）からの高さ。 ※9 基準点は通常運転水位；EL.3,030mm（サブプレッショントラップ底面より 7,030mm）
 ※8 重大事故発生時に使用する設備のため、設計基準事故時には破損しない。 ※9 基準点は通常運転水位；EL.3,030mm（サブプレッショントラップ底面より 7,030mm）
 ※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放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/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、この値を下方。
 ※11 検出点 2 箇所。 ※12 検出点 8 箇所。 ※13 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端；EL.39,377mm（使用済燃料プール底面より 4,688mm）
 ※14 蓄電池（炉内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計装は、区分 I、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

備考

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】

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 監視範囲	計測範囲	設計基準	監視力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 検出器 種類	重要型 計測器 図 No.
⑤ 原子炉格納容器下部注水 (格納容器下部注水流量)	0~150m ³ /h(6号炉) 0~100m ³ /h(7号炉)	- **	-	排水移送ポンプを用いた格納容器下部注水の最大注水率(90m ³ /h)を監視可能。 【⑧原子炉圧力容器への注水率】を監視するパラメータと同じ。	-	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	第1.15.3 図 No.
	排水移送ポンプを用いた格納容器下部注水の最大注水率(90m ³ /h)を監視可能。 【⑧原子炉圧力容器への注水率】を監視するパラメータと同じ。							
格納容器内圧力 (D/P用)*1				【⑩水素の確保】を監視するパラメータと同じ。				
格納容器内圧力 (S/C)*1				【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**1				【⑧原子炉格納容器内の水位】を監視するパラメータと同じ。				
⑥ 原子炉格納容器内圧力 (D/P用)*1		最大値：138℃ 0~300℃		原子炉格納容器の最高温度(200℃)を監視可能。	-	AM用 直流電源	熱電対	可
原子炉格納容器内圧力 (S/C)*1		最大値：138℃ 0~300℃		原子炉格納容器の最高温度(200℃)を監視可能。	-	AM用 直流電源	熱電対	可
原子炉格納容器内圧力 (D/P用)*1		最大値：95℃ 0~200℃		原子炉格納容器の最高温度(204.42049℃(S/C))と見られるサプレッション・チャン・ブローラの温度(約166℃)を監視可能。	-	AM用 直流電源	測温抵抗体	可
格納容器内圧力 (S/C)*1				【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。				

*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のうち、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号入力力がある。
 *2：同等出力領域モニタの検出器は20個あり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号入力力がある。
 *3：設計基準事項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：設計基準事項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フールド下流(原子炉圧力容器等レベルより1246cm)。*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9055cm)
 *6：基準点は蒸気発生器スカフールド下流(原子炉圧力容器等レベルより1246cm)。*7：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより9055cm)
 *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、設計基準事項時に発生する炉心部内圧力及び燃料棒レベルの値で判断する。原子炉停止直後には約105Sv/h(経年時間は低くなる)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。
 *9：T.E.S.L.=東海第二平均車
 *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圧力及び燃料棒レベルの値で判断する。
 *11：検出器は14個あり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：検出器は8箇所あり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *13：炉内蒸気発生器電源設備からの発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) (4/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ 監視範囲	計測範囲	設計基準	監視力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源**1	検出器の 検出器 種類	重要型 計測器 図 No.
④ 原子炉注水 注水流量 への	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ 監視範囲			【⑩水素の確保】を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位*1 西側淡水貯槽水位*1 サプレッション・プール水位*1 原子炉水位 (広領域) *1 原子炉水位 (燃料域) *1 原子炉水位 (S.A.広領域) *1 原子炉水位 (S.A.燃料域) *1			【⑩水素の確保】を監視するパラメータと同じ。				
⑤ 原子炉格納容器下部注水 注水流量 への	代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可動ライン用)	0~500m ³ /h 0~500m ³ /h	- ** - **	代替格納容器スプレイ流量系(常設)による格納容器スプレイ時における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。 代替格納容器スプレイ時における最大注水量(150m ³ /h)を監視可能。	- (Ss) -	緊急用 直流電源 緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器 差圧式流量 検出器	可 可
	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	- **	格納容器下部注水系(常設又は可動型)による格納容器下部注水時における最大注水量(90m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可
	代替淡水貯槽水位*1 西側淡水貯槽水位*1 サプレッション・プール水位*1 格納容器下部水位*1			【⑩水素の確保】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及び重要監視パラメータのうち、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号入力力がある。
 *2：同等出力領域モニタの検出器は20個あり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号入力力がある。
 *3：設計基準事項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：設計基準事項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フールド下流(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm)。*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920cm)
 *6：基準点は蒸気発生器スカフールド下流(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm)。*7：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより920cm)
 *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、設計基準事項時に発生する炉心部内圧力及び燃料棒レベルの値で判断する。原子炉停止直後には約105Sv/h(経年時間は低くなる)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。
 *9：T.E.S.L.=東海第二平均車
 *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圧力及び燃料棒レベルの値で判断する。
 *11：検出器は14個あり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：検出器は8箇所あり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *13：炉内蒸気発生器電源設備からの発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／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】

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 (但し重要代替監視パラメータは 原液循環系冷却水流量) (格納容器下部注水流量) (格納容器下部注水流量) 格納容器下部注水水位 (S/A) *	計測範囲	設計基準	監視能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 **	検出器の 検出器 検出器	計測器 計測器
⑥ 原子炉格納容器内の温度	0 ~ 150m ³ /h (6号炉) 0 ~ 100m ³ /h (7号炉)	0 ~ 300°C	- **	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。	-	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	第1.15.3 図No.
格納容器下部注水水位 *		0 ~ 240°C		④ 原子炉の熱伝導率を監視するパラメータと同じ。				
格納容器内圧力 (D/P) *				① 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) *				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。				
⑥ 原子炉格納容器内の温度	最大値：138°C 最大値：138°C	0 ~ 300°C		③ 原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	-	AM用 直流電源	熱電対	可
原子炉格納容器内の温度	最大値：138°C	0 ~ 300°C		③ 原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	-	AM用 直流電源	熱電対	可
原子炉格納容器内の温度	最大値：95°C	0 ~ 240°C		③ 原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	-	AM用 直流電源	測温抵抗体	可

*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: 平均出力領域モニタの検出器は240°Cであり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信保入力力がある。
 *4: 設計基準時想定状態では格納容器内の最高圧力は約132kPaである。 *6: 基準点は格納容器レベルより905mm
 *5: 基準点は格納容器レベルより1246mmである。 *7: 格納容器内の最高圧力は約132kPaである。
 *8: 基準点は格納容器レベルより1246mmである。 *9: T.H.S.L.=最高平均温度
 *9: 水位は炉心底部から発生するボイドを念頭に、有燃燃料棒の位置を考慮して決定する。 *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圧力及び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最高値は約105kPa/h (経過時間とともに判断値は低くなる) である。
 *11: 検出器は14個あり、 *12: 検出器は8箇所
 *13: 炉内蓄電池式直流電源設備からの発電により計測可能な計装は、AM用直流電源及び区分1直流電源を電源とした計装である。

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) (5/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ ドライウエール雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 *2 サブプレッション・プールの温度 *2 格納容器下部注水 格納容器下部注水 温度 ドライウエール圧力 *1	計測範囲	設計基準	監視能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 *14	検出器の 検出器 検出器	計測器 計測器
⑥ 原子炉格納容器内の温度	0 ~ 300°C	171°C以下	104°C以下	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	熱電対	可
原子炉格納容器内の温度	0 ~ 200°C	104°C以下	104°C以下	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	熱電対	可
原子炉格納容器内の温度	0 ~ 500°C (水温度計兼アブリ蒸干検知用) (ベドスタル床面 0m) *7	0 ~ 500°C	- *8	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可
原子炉格納容器内の温度	0 ~ 500°C (水温度計兼アブリ蒸干検知用)	0 ~ 500°C	- *8	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可
原子炉格納容器内の温度	0 ~ 500°C (床面 + 0.2m) *7	0 ~ 500°C	- *8	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可
原子炉格納容器内の温度	0 ~ 1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	279kPa [gage] 以下	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可
原子炉格納容器内の温度	0 ~ 1MPa [abs]	279kPa [abs]	279kPa [abs]	④ 原子炉格納容器内の最高圧力は約104°Cを監視するパラメータと同じ。	-	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可

*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: 平均出力領域モニタの検出器は240°Cであり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信保入力力がある。
 *4: 設計基準時想定状態では格納容器内の最高圧力は約132kPaである。 *6: 基準点は格納容器レベルより905mm
 *5: 基準点は格納容器レベルより1246mmである。 *7: 格納容器内の最高圧力は約132kPaである。
 *8: 基準点は格納容器レベルより1246mmである。 *9: T.H.S.L.=最高平均温度
 *9: 水位は炉心底部から発生するボイドを念頭に、有燃燃料棒の位置を考慮して決定する。 *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圧力及び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最高値は約105kPa/h (経過時間とともに判断値は低くなる) である。
 *11: 検出器は14個あり、 *12: 検出器は8箇所
 *13: 炉内蓄電池式直流電源設備からの発電により計測可能な計装は、AM用直流電源及び区分1直流電源を電源とした計装である。

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】

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	信頼性	電源**	検出器の 検出 調整器	第 1.15.3 図 No.
② 原子炉格納容器内圧力 (D/F) *	1 0~1000kPa [abs]	1	0~1000kPa [abs]	最大値：240kPa [gage] 原子炉格納容器の限界圧力 (244±20kPa [gage]) を監視可能。	— (SS)	AM 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可
③ 原子炉格納容器下部水温	1 0~500.2kPa [abs]	1	0~500.2kPa [abs]	最大値：177kPa [gage]	— (SS)	AM 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可
④ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエール雰囲気温度*1 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度*1							

「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。

*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及び重要代替監視パラメータ
*3：原子炉格納容器内の温度の検出器は 24 個あり、平均出力領域モニタの各チャネルには、52 個ずつの信号入力される。
*4：設計基準時風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：設計基準時風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。
*6：車庫点は有効燃料棒上端 (原子炉圧力容器レベルより 905mm)
*7：車庫点は蒸気発生器から発生するボイドを管で下回っているため、有効燃料棒上端を下回ることはない。
*8：重大事故等時に発生するボイドのため、設計基準時事故時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。原子炉停止直後に発生した場合の最高値は約 185sv/h (経過時間とともに単断値は低くなる) であり、設計基準時では発生しないことからこの値を下回る。
*9：車庫点は炉心損傷した状態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。原子炉停止直後に発生した場合の最高値は約 905sv/h (経過時間とともに単断値は低くなる) であり、設計基準時では発生しないことからこの値を下回る。
*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雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に発生した場合の最高値は約 185sv/h (経過時間とともに単断値は低くなる) であり、設計基準時では発生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：炉内常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

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) (5/16)

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	信頼性	電源*1,4	検出器の 種類	第 1.15-3 図 No.
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエール雰囲気温度*2 サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度*3	8 2	0~300℃ 0~200℃	171℃以下 104℃以下	— (SS) — (SS)	緊急用 直流電源	熱電対	可 可
⑦ 原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温*2 (水温計兼デブリ落下検知用)*7 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)*7	3 5 5	0~200℃ 0~500℃ (ベデスタル床面 0m)*7 0~500℃ (ベデスタル床面+0.2m)*7	104℃以下 —*8 —*8	— (SS) — (SS) — (SS)	緊急用 直流電源	熱電対 測温抵抗体 測温抵抗体	可 可 可
⑧ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエール圧力*1				— (SS)	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可

「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

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	信頼性	電源	検出器の 種類	第 1.15-3 図 No.
④ 原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力*1 ドライウエール圧力*2	1 1	0~1MPa [abs] 0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下 279kPa [gage] 以下	— (SS) — (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可 可
⑤ 原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度*1	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可

「⑤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及び重要代替監視パラメータ
*3：原子炉格納容器内の温度の検出器は 24 個あり、平均出力領域モニタの各チャネルには、52 個ずつの信号入力される。
*4：設計基準時風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：設計基準時風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。
*6：車庫点は蒸気発生器から発生するボイドを管で下回っているため、有効燃料棒上端を下回ることはない。
*7：ベデスタル床面 (コリウムシールド上表面：EL.11,806mm) からの高さ。
*8：重大事故等時に発生するボイドのため、設計基準時事故時における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に発生した場合の最高値は約 905sv/h (経過時間とともに単断値は低くなる) であり、設計基準時では発生しないことからこの値を下回る。
*9：車庫点は炉心損傷した状態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。原子炉停止直後に発生した場合の最高値は約 185sv/h (経過時間とともに単断値は低くなる) であり、設計基準時では発生しないことからこの値を下回る。
*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雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に発生した場合の最高値は約 185sv/h (経過時間とともに単断値は低くなる) であり、設計基準時では発生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：炉内常電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、区分 1、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

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】

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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	監視範囲の考え方	耐震性	電源**	検出器の 検出 機能	非線形 計測器 図 No.
⑤ 原子 炉格 納器 内の 水位	サブプレッショントラップ プール水位	-6 ~ 13m (T.M.S.L. -7150 ~ +8570mm) **	-2.59 ~ 0m (T.M.S.L. -3740 ~ -1150mm) **	把持部方(計測範囲の考え方) クエクトラフェルベント操作可否監視(ベン トライン高 9.7m) を把握できる範囲 を監視可能。 (サブプレッショントラップ、チェンバールを水源 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)。	— (SS)	AM 用 直流電源	差圧式水位 検出器	可
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600mm, ** -1600mm, -3600mm) **	— **	重大事故等時において、原子炉格納容器下部 に溶解からの冷却に必要な水(底部から +2m)があることを監視可能。	— (SS)	AM 用 直流電源	電極式水位 検出器	可

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。

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。

※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: 同出力炉心モニタの検出器は24個あり、平均出力炉心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ウルトラップ(原子炉圧力容器の最高圧力)より 1246cm)、※6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器レベルより 9055cm)。
※7: 水位は炉心蒸気発生器から発生するボイド(原子炉圧力容器を下降しているため、有効燃料棒上端)を基準としている。
※8: 重大事故等時に使用される設備のため、設計基準事故時における格納容器内空気を冷却するための設備は破損しないこと、かつ、この値を下回る。
※9: 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冷却するための設備は破損しないこと、かつ、この値を下回る。
※10: 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: 炉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 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) (6/16)

東海第二発電所

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把持部方(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 検出 機能	非線形 計測器 図 No.
⑧ 原子 炉格 納器 内の 水位	サブプレッショントラップ プール水位	-1m ~ 9m (EL. 2, 030mm ** 12, 030mm) **	-0.5m ~ 0m (EL. 2, 530mm ** 3, 030mm) **	クエクトラフェルベント操作可否監視(ベン トライン下端高さ -1.6m; 通常水位 + 6.5m) を把握できる範囲を監視可能。(サブ プレッショントラップ内のフェルベントを水源 とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定 される変動(低下)水位 (-0.5m) を監視 可能)。	— (SS)	緊急用 直流電源	差圧式水位 検出器	可
	格納容器下部水位	+1.05m, 1.0m 未満(保 用)	+1.05m ** +0.50m, +0.95m (EL. 12, 306mm, 12, 766mm) **	— **	炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間 に、ベテスタル床面から +1m を超える高さ でアブリ床面までの間、ベテスタル床面か ら +0.5m 以上 +1m の範囲に水位が維持され ることを監視可能。以上のサブプレッ ショントラップの水位は、炉心損傷後、 ベテスタル床面から +2.5m 以上 +2.75m から +2.95m 以上 +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)	緊急用 直流電源	電極式水位 検出器
⑨ 原子 炉格 納器 内の 水位	低圧代替注水系原子炉注水流 量(常設ライン用) **	各 2 +2.25m, 2.75m (EL. 14, 056mm, 14, 556mm) **	— **	「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。	— (SS)	緊急用 直流電源	電極式水位 検出器	可
	低圧代替注水系原子炉注水流 量(常設ライン用) **	— **	— **	「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。	— (SS)	緊急用 直流電源	電極式水位 検出器	可
	低圧代替注水系格納容器スプレ イ速度(可搬ライン用) **	— **	— **	「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。	— (SS)	緊急用 直流電源	電極式水位 検出器	可
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ速度(可搬ライン用) **	— **	— **	「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。	— (SS)	緊急用 直流電源	電極式水位 検出器	可

※1: 重要監視パラメータ、※2: 重要代替監視パラメータ
※3: 平均出力監視計 A~E の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力監視計の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※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ウルトラップ(原子炉圧力容器の最高圧力)より 1,340cm)、※6: 基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器レベルより 920cm)。
※7: ベテスタル床面(コリウラム上表面; EL. 11, 806mm) からの高さ。
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時における格納容器空気を冷却するための設備は破損しないこと、かつ、この値を下回る。
※9: 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冷却するための設備は破損しないこと、かつ、この値を下回る。
※10: 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 2 箇所、※12: 検出点は 8 箇所、※13: 炉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、区分 I、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。
※14: 蓄電池(新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、区分 I、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

備考

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】

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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握方法(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 機能	計測型 計測器
⑧ 原子炉格納容器内圧力	サブプレッション・チェンバール水水位	-6 ~ 11m (T.M.S.L. = 7150 ~ +8570mm) **	-2.59 ~ 6m (T.M.S.L. = 3740 ~ -1150mm) **	クエクトロフェルペンチ操作可能範囲(ペントライン高 8 ~ 1m) 9.1m を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ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、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位(底部から +4m)があることを監視可能。	— (SS)	AM 用 直流電源	差圧式水位 検出器	⑤
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. = 5600mm) **	— **	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位(底部から +4m)があることを監視可能。	— (SS)	AM 用 直流電源	電極式水位 検出器	⑤
	復水供給本高流量 (RIB B 系圧力注水流量) **							
⑨ 格納容器内圧力	格納容器上置注水流量 **							
⑩ 格納容器内圧力 (S/C) **	復水貯蔵槽水位 (SA) **							

⑧ 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。
⑨ ⑩ 水源の確保を監視するパラメータと同じ。
⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗ ㉘ ㉙ ㉚ ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿

※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: 平均出力監視パラメータ。 ※4: 設計基準時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する範囲温度。 ※5: 設計基準時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する範囲温度。 ※6: 基準点は最高燃焼率から発生するポイゾン濃度を下回るため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※7: 水位は炉心底部から発生する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※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の放射線レベルの値を下回る。 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。 ※13: 炉内蓄積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) (7/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握方法(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 機能	計測型 計測器
⑧ 原子炉格納容器内圧力	代替淡水貯槽水位**			「⑩ 水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	— (SS)	電源**	熱伝導式 水素検出器	⑤
	西側淡水貯水設備水位**				— (SS)	電源**	熱伝導式 水素検出器	⑤
	ドライウェル圧力**				— (SS)	電源**	熱伝導式 水素検出器	⑤
⑨ 原子炉格納容器内圧力	サブプレッション・チェンバール圧力**	0 ~ 100vo1%	約 3.3vo1% 以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が増加する可能性があるため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※6: 基準点は最高燃焼率から発生するポイゾン濃度を下回るため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※7: 水位は炉心底部から発生する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※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の放射線レベルの値を下回る。 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。 ※13: 炉内蓄積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。	— (SS)	電源**	熱伝導式 水素検出器	⑤
	格納容器素明気放熱モニタ (D/W)**	2 10 ⁻² Sv/h ~ 10 ⁵ Sv/h	約 3.3vo1% 以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が増加する可能性があるため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※6: 基準点は最高燃焼率から発生するポイゾン濃度を下回るため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※7: 水位は炉心底部から発生する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※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の放射線レベルの値を下回る。 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。 ※13: 炉内蓄積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。	— (SS)	電源**	熱伝導式 水素検出器	⑤
	格納容器素明気放熱モニタ (S/C)**	2 10 ⁻² Sv/h ~ 10 ⁵ Sv/h	約 3.3vo1% 以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が増加する可能性があるため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※6: 基準点は最高燃焼率から発生するポイゾン濃度を下回るため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※7: 水位は炉心底部から発生する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※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の放射線レベルの値を下回る。 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。 ※13: 炉内蓄積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。	— (SS)	電源**	熱伝導式 水素検出器	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: 平均出力監視パラメータ。 ※4: 設計基準時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する範囲温度。 ※5: 設計基準時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する範囲温度。 ※6: 基準点は最高燃焼率から発生するポイゾン濃度を下回るため、有燃燃料棒束をより 905mm。 ※7: 水位は炉心底部から発生する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は低下しない。 ※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の放射線レベルの値を下回る。 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。 ※13: 炉内蓄積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。

備考

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】

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)	制動性	電源 ^{※13}	検出器の種類	可搬型計測器 図 No.
⑧ 原子炉格納容器内水蒸気濃度 ^{※1}	0~20vol% (6号炉)	2	0~20vol%/0~107vol%(7号炉)	0~6、2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水蒸気濃度が変動する可能性がある範囲(0~38vol%)を計測可能な範囲とする。	S	計装：ゾーン 区分Ⅰ、Ⅱ計測用交流電源	熱伝導式 水蒸気検出器	-
	0~100vol%								
⑨ 原子炉格納容器内空気が放熱線レベル(0/F)	10 ² ~10 ⁵ Sv/h	2	10 ² ~10 ⁵ Sv/h	105Sv/h未満 ^{※10}	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105Sv/h)を把握する上で監視可能な範囲とする。	S	区分Ⅰ 計測用交流電源	電線箱	-
	10 ² ~10 ⁵ Sv/h								
⑩ 原子炉格納容器内空気が放熱線レベル(S/F)	10 ² ~10 ⁵ Sv/h	2	10 ² ~10 ⁵ Sv/h	105Sv/h未満 ^{※10}	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105Sv/h)を把握する上で監視可能な範囲とする。	S	区分Ⅰ 計測用交流電源	電線箱	-
	10 ² ~10 ⁵ Sv/h								

※11：抽出点は14箇所。 ※12：抽出点は8箇所。 ※13：炉内普通交流電源と直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。
 ※3：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：設計基準は事故時発生する原子炉格納容器の最高圧力に対する飽和蒸気圧。 ※5：基準点は有効熱発生率(原子炉圧力容器等レベルより905cm)。
 ※6：基準点は炉心損傷発生から発生するポイント下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 ※7：基準点は炉心損傷発生から発生するポイント下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 ※8：炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※9：炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※10：炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※11：抽出点は14箇所。 ※12：抽出点は8箇所。 ※13：炉内普通交流電源と直流電源及び区分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）（7/16）

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)	制動性	電源 ^{※14}	検出器の種類	可搬型計測器 図 No.
⑪ 原子炉格納容器内水蒸気濃度 ^{※1}	代替淡水貯槽水位 ^{※1}	2	0~100vol%	約3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水蒸気濃度が変動する可能性がある範囲(0~56.6vol%)を監視可能。	-	計器、ポンプ リソフ装置； 緊急用 交流電源	熱伝導式 水蒸気検出器	-
	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}								
	ドライウェル圧力 ^{※1}								
⑫ 原子炉格納容器内空気が放熱線モニタ(D/W) ^{※2}	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	2	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h未満 ^{※10}	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90Sv/h)を把握する上で監視可能な範囲とする。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用交流電源	イオン チェンバ	-
	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h								
⑬ 原子炉格納容器内空気が放熱線モニタ(S/C) ^{※2}	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	2	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h未満 ^{※10}	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90Sv/h)を把握する上で監視可能な範囲とする。	S	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用交流電源	イオン チェンバ	-
	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h								

※14：炉内普通交流電源と直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。
 ※3：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：設計基準は事故時発生する原子炉格納容器の最高圧力に対する飽和蒸気圧。 ※5：基準点は炉心損傷発生から発生するポイント下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 ※6：基準点は炉心損傷発生から発生するポイント下端(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 ※7：基準点は炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※8：炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※9：炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※10：炉心損傷発生時に使用する設備のため、設計基準値は約105Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※11：抽出点は14箇所。 ※12：抽出点は8箇所。 ※13：炉内普通交流電源と直流電源及び区分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

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】

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	閾値	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の表え方)	設置材料	電源 ^{9,10}	検出器の 種類	可搬型 計測器 区画 No.
④ 未 備 保 持 又 は 監 視	起動領域モニタ ¹	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^{-1} \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^0 \sim 2.0 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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越えた場合は、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	1 *3	0~125% ($1.2 \times 10^3 \sim 2.4 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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越えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を越えた領域でその表示に基づき警報を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視は可能である。また、重大事故等時には原子炉再稼働が完了するまで、現状の計測範囲でも監視可能。	S	区分 I, II, III, IV バイタル交流 電源	核分裂 電離箱	—

*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: 局所出力領域モニタの検出器は2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ワード下流(原子炉圧力容器レベルより1224cm)、*6: 基準点は有効燃料棒レベルより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、有効燃料棒部を下回ることはない。
 *8: 重大事故等時に使用する記録のための、設計基準事故時には異なる。*9: T.S.S.L. = 東海第二平均面
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における燃料管内部空泡気液相線レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷は約108V/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による。*11: 検出器は8箇所
 *12: 検出器は14箇所、*13: 炉内蓄電池本流直電流電源設備からの発電により計測可能な電源とした計器である。
 *14: 蓄電池(新内蓄電池本流直電流電源設備)からの発電により計測可能な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）（8/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	閾値	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の表え方)	設置材料	電源 ^{9,14}	検出器の 種類	可搬型 計測器 区画 No.
④ 未 備 保 持 又 は 監 視	起動領域計装 ²	8	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 19 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、起動領域計装が測定できる範囲を越えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 中性子 モニタ用 直電電源	核分裂 電離箱	⑤
	平均出力領域計装 ³	2*3	0~125% ($1.0 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $1.0 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	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越えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を越えた領域でその表示に基づき警報を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視は可能である。また、重大事故等時には原子炉再稼働が完了するまで、現状の計測範囲でも監視可能。	S	区分 I, II 原子炉保護系 交流電源 区分 I, II 直電電源	核分裂 電離箱	—

*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: 平均出力領域計装1~4の6チャンネルのうち、A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個、B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 *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ワード下流(原子炉圧力容器レベルより11340cm)、*6: 基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器レベルより920cm)
 *7: ベンチル底面(コリウール上表面: EL.11,800mm)からの高さ。
 *8: 重大事故等時に使用する記録のための、設計基準事故時には異なる。*9: 基準点は正常運転水位: EL.3,030mm(サブプレッジョン・チェンバ底部より7,030mm)
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における燃料管内部空泡気液相線モニタの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷は約90SV/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による。*11: 検出器は8箇所、*12: 検出器は14箇所、*13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)
 *14: 蓄電池(新内蓄電池本流直電流電源設備)からの発電により計測可能な電源は、区分 I, II 直電流電源及び緊急用直電流電源と電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

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】

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 サブレンジョン・チェンバ プール水温度**	計測範囲	設計基準	監視方法(計測機器の考え方)	電源**	検出器の 構造 詳細	第 1.15.3 節参照 図 No.
	復水補給水系温度(代替循環冷却) 1	0~200℃	-**	代替循環冷却における復水ポンプの 最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設計 (SS)	AM 用 直流電源	熱電対	可
	復水補給水系温度(代替循環冷却) 2	0~200℃	-**	「⑩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。			
	復水補給水系温度 (BWR A 系注水注水流量)**			「⑩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。			
	復水補給水系温度 (BWR B 系注水注水流量)**			「⑩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。			
	復水補給水系温度 (格納容器下部注水流量)**			「⑩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。			
	原子炉水位(広帯域)**			「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。			
	原子炉水位(燃料域)**			「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。			
	原子炉水位(SA)**			「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。			
	格納容器内圧力(S/D)**			「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。			
	サブレンジョン・チェンバ 気体温度**			「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。			
	ドライウエール雰囲気温度**			「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。			
	原子炉圧力容器温度**			「⑩原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			

⑩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: 原子炉出力領域モニタの検出器は90分間であり、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: 設計出力領域モニタの検出器は90分間であり、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。
 ※5: 基準点は最高使用温度(80℃)を監視可能。
 ※6: 基準点は最高使用温度(80℃)を監視可能。
 ※7: 基準点は最高使用温度(80℃)を監視可能。
 ※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冷却水温度を監視する。原子炉停止直後に中心損傷した場合の判断値は約180S/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準値は14階層。 ※9: 検出器は8箇所。
 ※10: 中心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内冷却水温度を監視する。原子炉停止直後に中心損傷した場合の判断値は約180S/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準値は14階層。 ※11: 検出器は8箇所。
 ※12: 蓄電池(所内設置直流電源設備)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。
 ※13: 蓄電池(所内設置直流電源設備)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

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）（9/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ サブレンジョン・チェンバ プール水温度**	計測範囲	設計基準	監視方法(計測機器の考え方)	電源**14	検出器の 構造 詳細	第 1.15-3 節参照 図 No.
	代替循環冷却系原子炉注水流量*1	0~100℃	-**	代替循環冷却における代替循環冷却系ポン プの最高使用温度(80℃)を監視可能。	緊急用 直流電源	熱電対	可
	代替循環冷却系原子炉注水流量*2	0~300m ³ /h	-**	代替循環冷却系ポンプ系による格納容器ス トレイ時に おける最大注水量(250m ³ /h)を監視可能。	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可
	代替循環冷却系原子炉注水流量*3			「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。			
	残留熱除去系熱交換器出口温度*3			「④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。			
	ドライウエール雰囲気温度*1			「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。			
	サブレンジョン・チェンバ 雰囲気温度*1			「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。			

④最終ヒートシンクの確保
 ※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
 ※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のうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 ※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 基準点は蒸気発生器スカパー下流(原子炉圧力容器レベルより 1.340cm)。
 ※5 基準点は蒸気発生器スカパー下流(原子炉圧力容器レベルより 1.340cm)。
 ※6 基準点は蒸気発生器スカパー下流(原子炉圧力容器レベルより 1.340cm)。
 ※7 ベダスタル底面(コリウムシールド上表面; EL. 11, 806mm)からの高さ。
 ※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冷却水温度を監視する。原子炉停止直後に中心損傷した場合の判断値は約 90S/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準値は 14 階層。 ※9 基準点は最高使用温度(80℃)を監視可能。
 ※10 中心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内冷却水温度を監視する。原子炉停止直後に中心損傷した場合の判断値は約 90S/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準値は 14 階層。 ※11 検出器は 8 箇所。 ※12 蓄電池(所内設置直流電源設備)からの給電により計測可能な計器は、区分 1、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。
 ※13 蓄電池(所内設置直流電源設備)からの給電により計測可能な計器は、区分 1、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

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】

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）(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)	信頼性	電源*15	検出器の種類	可搬型計測器 設置可能	第1.15.3 図No.
格納容器内水素濃度	フィルタ装置水位*1	2	0~600mm	-**	スクラバタンクの上部計測範囲がゼロ位置で、フィルタ装置監視範囲のみの上限(約220mm)を、約50mmを監視可能。	(Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑬
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [range]	-**	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力が過剰し装置内の最高圧力(0.62MPa [range])が監視可能。	(Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
格納容器出口放射線モニタ	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁵ Sv/h	-**	格納容器ペント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大検出値(約1×10 ⁻⁵ Sv/h)を監視可能。	(Ss)	AM用 直流電源	電離箱	-	⑮
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0~50kPa	-**	格納容器ペント停止時の装置によるパーティクルを捕捉し、フィルタ装置及び圧縮機化ベンジライシの装置内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(1vol%)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1 バイタル交流 電源	熱伝導式 水素検出器	-	⑯
格納容器内圧力	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0~50kPa	-**	フィルタ装置金属フィルタの圧差を監視可能。	(Ss)	AM用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	⑰
	フィルタ装置スクラバ水位 pH	1	pH0~14	-**	フィルタ装置スクラバ水の pH(pH0~14)が監視可能。	(Ss)	AM用 直流電源	pH検出器	-	⑱
「①原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										
⑩原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。										

*1: 格納容器内水素濃度は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとして監視するパラメータと同じ。
 *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々チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *3: 格納容器出口放射線モニタの検出器は208個であり、平均出力放射線モニタの各々チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準値は格納容器出口放射線モニタの最高圧力に対する飽和程度。
 *5: 基準値は蒸気発生器スカーター下流(原子炉圧力容器等レベルより1324mm)。
 *6: 基準値は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより605mm)。
 *7: 単位は知覚可能なレベルを含むこと。有効燃料棒部を「下回ることはない」。
 *8: 単位は放射線モニタに使用する設備の検出限界値を指す。設計基準値は放射線モニタの検出限界値を指す。
 *9: 設計基準値は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *10: 検出器は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *11: 検出器は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *12: 検出器は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *13: 原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。

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）(10/16)

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)	信頼性	電源*14	検出器の種類	可搬型計測器 設置可能	第1.15-3 図No.
格納容器圧力過剰防止装置	フィルタ装置水位	2	180mm~5,500mm	-**	系統稼働時に計測するスクラバタンク水位の検出範囲、及びペント後のフィルタ装置監視範囲の間の範囲を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑳
	フィルタ装置スクラバ水位	1	0~1MPa [range]	-**	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力が過剰し装置の最高使用圧力(0.62MPa [range])を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉑
格納容器出口放射線モニタ	フィルタ装置スクラバ水位	1	0~300℃	-**	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力が過剰し装置の最高使用圧力(200℃)を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	㉒
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁻⁵ Sv/h	-**	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力が過剰し装置の最高使用圧力(200℃)を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	電離箱	-	㉓
格納容器出口放射線モニタ	フィルタ装置出口放射線モニタ	1	10 ⁻² mSv/h~10 ⁻⁵ mSv/h	-**	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力が過剰し装置の最高使用圧力(200℃)を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	電離箱	-	㉔
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	-**	格納容器ペント停止後の装置によるパーティクルを捕捉し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(1vol%)未満であることを監視可能。	(Ss)	計器、サンプリング装置：緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	-	㉕
「①原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										
⑩原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。										

*1: 格納容器内水素濃度は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとして監視するパラメータと同じ。
 *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々チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *3: 格納容器出口放射線モニタの検出器は208個であり、平均出力放射線モニタの各々チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準値は格納容器出口放射線モニタの最高圧力に対する飽和程度。
 *5: 基準値は蒸気発生器スカーター下流(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm)。
 *6: 基準値は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器等レベルより920mm)。
 *7: ベンチスター底面(コリウムシールド上表面：EL.11,800mm)からの高さ。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準値は格納容器出口放射線モニタの検出限界値を指す。
 *9: 基準値は通常運転水位：EL.3,030mm(サプレッション・チェンバースタイル)より7,030mm)。
 *10: 検出器は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *11: 検出器は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *12: 検出器は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値を下回る。
 *13: 基準値は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm(使用済燃料プール底面より4,688mm)。
 *14: 蓄電池(新内筒直流電源設備及び常設代替直流電源設備)からの給電により計測可能な計器は、区分1、II直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

⑩は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視設備 (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 ^{※14}	検出器の種類	可搬型計測器 計測器	第 1.15-3 図 No.
① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	副圧強化ベンチ系統放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁸ Sv/h	-**	重大事故等時の排気ラインの副圧強化ベンチ系統放射線モニタ設置位置における最大線量当量率(約4×10 ⁻⁸ Sv/h)を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	電線箱	-	図
	フィルタ装置本線濃度	1			「副圧強化ベンチ」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}				「副圧強化ベンチ」の確保 (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: 局所出力領域モニタの検出器は 24 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: 設計基準事項に規定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する耐震強度。
 ※5: 基準点は蒸気発生器から発生するボイド下流(原子炉圧力容器の最高圧力より 1224mm)。 ※6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器レベルより 9055mm)。
 ※7: 基準点は蒸気発生器から発生するボイド下流(原子炉圧力容器の最高圧力より 1224mm)。 ※8: 基準点は蒸気発生器から発生するボイド下流(原子炉圧力容器の最高圧力より 1224mm)。 ※9: T.M.S.L. = 東海第二炉内。
 ※10: 副圧強化ベンチに使用される設備の経過時間における格納容器内空気の放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に副圧強化ベンチの副圧強化ベンチの値で判断する。
 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。
 ※13: 炉内蒸気直流通過設備からの蒸気により計測可能な計器は、AM 用直流通過設備及び炉内蒸気直流通過設備とした計器である。

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設備 (10/16)

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 ^{※14}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図 No.
① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	フィルタ装置水水位	2	180mm~5,500mm	-**	系統稼働時におけるスクラッピング水位の設定範囲(スクラッピング水位)及びベント後のフィルタ装置設置位置の最大水位から上限水位を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑬
	フィルタ装置圧力 ^{※2}	1	0~1MPa [gauge]	-**	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 [gauge])を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	フィルタ装置スクラッピング 温度 ^{※2}	1	0~300℃	-**	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)	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑮
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ、低レンジ)	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁻⁸ Sv/h	-**	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放射線量率(約5×10 ⁻⁸ Sv/h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-	⑯
		1	10 ⁻² mSv/h~10 ⁻⁸ mSv/h	-**	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放射線量率(約7×10 ⁻⁸ mSv/h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源		-	
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	-**	格納容器ベント停止後の蒸気によるパーセント濃し、フィルタ装置の入口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	- (Ss)	計器、サンプリング装置; 緊急用直流通過設備	熱伝導式 水素検出器	-	
ドライウェル圧力 ^{※1}										
サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}										
格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1}										
耐圧強化ベンチ系統放射線モニタ	2	10 ⁻² mSv/h~10 ⁻⁸ mSv/h	-**		重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベンチ系統放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約9×10 ⁻⁸ mSv/h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-	⑳

※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: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 ※4: 設計基準事項に規定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する耐震強度。
 ※5: 基準点は蒸気発生器スカート下流(原子炉圧力容器レベルより 1,340cm)。 ※6: 基準点は燃料棒上端(原子炉圧力容器レベルより 920cm)。
 ※7: ベンチシステム底面(コリウムシールド上表面: EL. 11,800mm)からの高さ。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事項は炉心損傷、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放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に副圧強化ベンチの副圧強化ベンチの値で判断する。
 ※9: 基準点は蒸気発生器から発生するボイド下流(原子炉圧力容器の最高圧力より 1224mm)。 ※10: 副圧強化ベンチに使用される設備の経過時間における格納容器内空気の放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に副圧強化ベンチの副圧強化ベンチの値で判断する。
 ※11: 検出点は 14 箇所。 ※12: 検出点は 8 箇所。 ※13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL. 39,377mm(使用済燃料プール底部より 4,688mm))。 ※14: 蓄電池(炉内蒸気直流通過設備)からの給電により計測可能な計器は、区分 1、II 直流通過設備及び緊急用直流通過設備とした計器である。

東海第二発電所

備考

□ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

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】

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	監視位置	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{9,14}	検出器の 検出 機能	可搬型 計測器 図 No.
① 残留熱除去系 入口流量	残留熱除去系熱交換器 入口流量 ¹¹	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温度(182℃)を監視可能。	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温度(182℃)を監視可能。	C (SS)	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	熱電対	①
	残留熱除去系熱交換器 出口流量	3	0～300℃	最大値：142℃	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温度(182℃)を監視可能。	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温度(182℃)を監視可能。	C (SS)	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	熱電対	②
	残留熱除去系系水流量									
⑤ 原子炉冷却水 系	原子炉冷却水 系流量 ¹¹	3	0～3000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ、Ⅱ) 0～3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ、7号 炉区分Ⅰ、Ⅱ) 0～2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0～2300m 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。 原子炉冷却水ポンプの最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	原子炉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。 原子炉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	⑤
	残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量 ¹¹	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(冷却原子炉循環冷却水ポンプ)の最大流量(1700m ³ /h)を監視可能。	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(冷却原子炉循環冷却水ポンプ)の最大流量(1700m 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	⑥
⑥ 原子炉圧力 容器	原子炉圧力容器温度 ¹¹				⑩原子炉圧力容器内の温度1を監視するパラメータと同じ。	⑩原子炉圧力容器内の温度1を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・プールの温度 ¹¹				⑩原子炉格納容器内の温度1を監視するパラメータと同じ。	⑩原子炉格納容器内の温度1を監視するパラメータと同じ。				
⑦ 残留熱除去系 ポンプ	残留熱除去系ポンプ 出力流量 ¹¹				⑩格納容器レベルの監視1を監視するパラメータと同じ。	⑩格納容器レベルの監視1を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系ポンプ 出力流量 ¹¹				⑩格納容器レベルの監視1を監視するパラメータと同じ。	⑩格納容器レベルの監視1を監視するパラメータと同じ。				

※11: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:平均出力領域モータの検出器は24個であり、平均出力領域モー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ケール下端(原子炉圧力容器寄レベルより1224cm)、※6:基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器寄レベルより905cm)
 ※7:基準点は蒸気発生器スケール下端(原子炉圧力容器寄レベルより1224cm)、※8:有効燃料棒上端(原子炉圧力容器寄レベルより905cm)
 ※8:重大事故等時に使用する設備の稼働時間における格納容器内空気乾燥器レベルの値で判断する。原子炉が停止直後に炉心損傷した場合の再断層は約168sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※9:設計基準では炉心損傷しないことからの値を下回る。
 ※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空気乾燥器レベルの値で判断する。原子炉が停止直後に炉心損傷した場合の再断層は約168sv/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:炉内蓄熱式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、M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) (11/16)

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 ^{9,14}	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.
② 残留熱除去系 熱交換器	残留熱除去系熱交換器入口温度 ¹²	2	0～300℃	182℃以下	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温度(182℃)を監視可能。	C (SS)	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	⑫
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	182℃以下	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温度(182℃)を監視可能。	C (SS)	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用 交流電源	熱電対	⑬
④ 残留熱除去系 ポンプ	残留熱除去系系水流量	2	0～550l/s	493l/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最大流量(493l/s)を監視可能。	C (SS)	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑩
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)※1	1	0～800m ³ /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)の最大流量(650m ³ /h)を監視可能。	—	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑮
⑤ 原子炉圧力 容器	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)※1	1	0～50m ³ /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)の最大流量(40m ³ /h)を監視可能。	—	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	⑮
	原子炉圧力容器温度 ¹¹				⑩原子炉圧力容器内の温度1を監視するパラメータと同じ。				
⑥ サブプレッ ション・プ ール	サブプレッション・プールの温度 ¹¹				⑩原子炉格納容器内の温度1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 ¹¹				⑩水頭確保1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のうち、A、Bの2チャンネルを対象。平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※3:平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルを対象。平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※4:設計基準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ケール下端(原子炉圧力容器寄レベルより1,340cm)、※6:基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器寄レベルより920cm)
 ※7:ベドスタル底面(コリウムシールド上表面:EL.11,800mm)からの高さ。
 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時は炉心損傷しないことからの値を下回る。
 ※9:基準点は通常運転水位:EL.3,030mm(サブプレッション・チェンネル底部より7,030mm)
 ※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空気乾燥器レベルの値で判断する。原子炉が停止直後に炉心損傷した場合の再断層は約90sv/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2箇所、※12:検出点は8箇所、※13:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端:EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)
 ※14:蓄電池(新内筒直流電源設備及び常設代替直流電源設備)からの給電により計測可能な計器は、区分Ⅰ、Ⅱ直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

備考

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】

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	計装仕様	監視範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1}	検出器の 位置	検出器 の種類	検出器 の位置	重要監視 区画 ^{※2}
	炉水貯蔵槽水位 (SA)	0~15.5m(6号炉) 0~15.72m(7号炉)	0~15m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.72m(7号炉)	把持能力(計測範囲の考え方) 東水貯蔵槽の底部からオーバフローレベル へ(6号炉：0~15.52m, 7号炉：0~15.70m) を監視可能。	— (SS)	AC用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	可	第 1.15.3 図 No.
	サブプレッショントラップ レベル水位				「③原子炉圧力容器への注水量」及び「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。						
	高圧冷却水注水系統流量 ^{※1} 炉水補給本系統流量 ^{※1} (炉水 A 系代替注水流量) ^{※1} 炉水補給本系統流量 ^{※1} (炉水 B 系代替注水流量) ^{※1} 原子炉冷却時冷卻系系統流量 ^{※1} 高圧炉心注水系統流量 ^{※1} 残留熱除去系統流量 ^{※1} (残熱除去系流量) ^{※1} 炉水補給本系統流量 ^{※1} 炉水貯蔵槽水位 (SA) ^{※1}			— ^{※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。 「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。	— (SS)	AC用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	可	

※1：重要代替監視パラメータ及び重要監視パラメータは、平均出力領域モニタの各チャンネルには、B2 個守りの信号が入力される。
 ※2：重要監視パラメータは、平均出力領域モニタの各チャンネルには、B2 個守りの信号が入力される。
 ※3：重要監視パラメータは、平均出力領域モニタの各チャンネルには、B2 個守りの信号が入力される。
 ※4：設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する耐震性。
 ※5：設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する耐震性。
 ※6：基準点は高気圧領域モニタの下部(原子炉圧力容器の最高圧力より 122cm)。*6：基準点は高気圧領域モニタの下部(原子炉圧力容器の最高圧力より 905cm)
 ※7：水位は炉心から発生するボイドを含むため、有効燃料積存量を下回ることはない。
 ※8：重大事故等時に発生するボイドを含むため、有効燃料積存量を下回ることはない。
 ※9：T.U.S.L. *東海第二炉内
 ※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空間気相熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後から中心損傷した場合の判断値は約 185V/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：炉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、AC 用直流電源及び区別 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

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）（13/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計装仕様	監視範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1}	検出器の 種類	検出器 の位置	重要監視 区画 ^{※2}
	サブプレッショントラップ レベル水位				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	代替冷却貯槽水位	— ^{※8}	0~20m	— ^{※8}	代替冷却貯槽の底部より上の水位計検出点から ポンプ戻り配管レベル(0~20m)を監視可能。 西側冷却貯槽水位	— (SS)	緊急用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑮
	高圧代替注水系統流量 ^{※1} 炉水補給本系統流量 ^{※1} (炉水 A 系代替注水流量) ^{※1} 炉水補給本系統流量 ^{※1} (炉水 B 系代替注水流量) ^{※1} 原子炉冷却時冷卻系系統流量 ^{※1} 高圧炉心注水系統流量 ^{※1} 残留熱除去系系統流量 ^{※1} (残熱除去系流量) ^{※1} 炉水補給本系統流量 ^{※1} 炉水貯蔵槽水位 (SA) ^{※1}			— ^{※8}	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑯

「④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。

⑮ 水源の確保

1	0~10MPa [gauge]	— ^{※8}	常設高圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (8.90MPa [gauge]) を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑰
1	0~10MPa [gauge]	8.90MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.90MPa [gauge]) を監視可能。	C (SS)	区分 I 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱
1	0~10MPa [gauge]	8.01MPa [gauge]	高圧炉心スプレィ系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.01MPa [gauge]) を監視可能。	C (SS)	区分 III 計測用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉑
2	0~5MPa [gauge]	— ^{※8}	代替炉内冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑲
3	0~4MPa [gauge]	3.45MPa [gauge]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.70MPa [gauge]) を監視可能。	C (SS)	区分 I-II 計測用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉒
1	0~4MPa [gauge]	3.70MPa [gauge]	低圧炉心スプレィ系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.70MPa [gauge]) を監視可能。	C (SS)	区分 I 計測用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉓
2	0~5MPa [gauge]	— ^{※8}	常設低圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (3.1MPa [gauge]) を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉔

※1：重要代替監視パラメータ及び重要監視パラメータは、平均出力領域モニタの各チャンネルには、B2 個守りの信号が入力される。
 ※2：重要監視パラメータは、平均出力領域モニタの各チャンネルには、B2 個守りの信号が入力される。
 ※3：重要監視パラメータは、平均出力領域モニタの各チャンネルには、B2 個守りの信号が入力される。
 ※4：設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する耐震性。
 ※5：設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する耐震性。
 ※6：基準点は高気圧領域モニタの下部(原子炉圧力容器の最高圧力より 122cm)。*6：基準点は高気圧領域モニタの下部(原子炉圧力容器の最高圧力より 905cm)
 ※7：水位は炉心から発生するボイドを含むため、有効燃料積存量を下回ることはない。
 ※8：重大事故等時に発生するボイドを含むため、有効燃料積存量を下回ることはない。
 ※9：T.U.S.L. *東海第二炉内
 ※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空間気相熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後から中心損傷した場合の判断値は約 185V/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：炉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、区別 I、II 直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

備考

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】

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	制数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	前設性	電源+16	検出器の 種類	可搬型 計測器	注記
	炉水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.7m(7号炉)	取水貯蔵槽の底部からローローレベ ル(0号炉：0~15.52m, 7号炉：0~15.76m) を監視可能。	— (SS)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑦
	サブプレッショントラチェンバ、 プール水位				「⑩原子炉圧力容器への注水量」及び「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。					
	高圧供給注水系統流量+1									
	炉水補給本系流量									
	(RHR A系代替注水流量) *1									
	炉水補給本系流量									
	(RHR B系代替注水流量) *1									
	原子炉循環時炉内系放流流量 *1									
	高圧炉心注水系統流量+1									
	炉水補給本系流量 (燃料容器上注注水流量) *1									
	原子炉水位 (広帯域) *1									
	原子炉水位 (燃料域) *1									
	炉水補給ポンプ吐出圧力+1	3	0~2MPa[range]	- *1	重大事故等時に於ける、炉水補給本系の最高 吐出圧力(約 1.7MPa[range])を監視可能。 「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。	— (SS)	AM用 直流電源	物仕圧力 検出器	可	⑧

*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: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ *4: 同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ンネルには、B2個ずつの信号が入力される。
 *5: 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。
 *6: 基準点は高気圧領域スケール下部(原子炉圧力容器の最高圧力より122cm)。*6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器キャベレルより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ボイドのため、設計基準事故時は値なし。 *9: T.U.S.L. *東海第二平均面
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における燃料容器内空間気相熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後には炉心損傷した場合の判断値は約185V/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: 炉内常設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）（14/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	制数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	前設性	電源+14	検出器の 種類	可搬型 計測器	注記
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) *1				把握能力(計測範囲の考え方)	— (SS)	電源+14			⑧
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン後部域用) *1									
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) *1									
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン後部域用) *1									
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ 流量(常設ライン用) *1									
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ 流量(可搬ライン用) *1									
	低圧代替注水系統格納容器 下部注水流量 *1									
	原子炉水位 (広帯域) *1									
	原子炉水位 (燃料域) *1									
	原子炉水位 (S.A.広帯域) *1									
	原子炉水位 (S.A.燃料域) *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: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ *4: 同出力領域計装A~Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象、平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 *5: 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。
 *6: 基準点は高気圧領域スケール下部(原子炉圧力容器の最高圧力より1,340cm)。 *6: 基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器キャベレルより920cm)
 *7: ベンダスタ底面(コリウムシールド上表面: EL.11,806mm)からの高さ。
 *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: 基準点は通常運転水位: EL.3,030mm(サブプレッショントラチェンバ底面より7,030mm)
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における燃料容器内空間気相熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後には炉心損傷した場合の判断値は約90S/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2箇所。 *12: 検出点8箇所。 *13: 検出点は8箇所。 *14: 炉内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、区分1、II直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。
 *15: 蓄電池(炉内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備)からの給電により計測可能な計器は、区分1、II直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

「⑩原子炉圧力容器への注水量」及び「⑩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原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

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】

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	動特性	電源**	検出器の種類	非標準型計測器
⑤ 原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	—**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する二重検出可能な(なお、静的燃焼式水素再燃装置にて、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)。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—
	静的燃焼式水素再燃装置動作監視装置*	0～300℃	—**	重大事故等時において、静的燃焼式水素再燃装置の作動時に想定される温度を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可
⑥ 格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0～3vol%(6号炉) 0～10vol%(0～30vol% (7号炉))	4.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性がある範囲(0～4.3vol%)を計測可能な範囲とする。	S	計器、サブアラーム、アラーム、計測用交流電源	熱気風式 酸素検出器	—
	格納容器内酸素濃度 レベル化(D/V)**							
格納容器内の	格納容器内酸素濃度 レベル化(S/C)**							
	格納容器内圧力(D/P)**							
格納容器内圧力(S/C)**								

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。

⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

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。

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。

※1:重要監視パラメータ。 ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ。 ※3:重要監視パラメータの検出器は20個である。平均出力減速モニタの各チャンネルには、32個ずつの信号が入力される。
 ※4:設計基準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:基準点は蒸気発生器スクリーン下端(原子炉格納容器レベルより1221cm)。 ※6:基準点は有効燃料棒上端(原子炉格納容器レベルより905cm)
 ※7:水位は炉心部から発生するボイドを管で検出するため、有効燃料棒上端を下回ることはない。
 ※8:重大事故等時に使用する記録のため、設計基準時事故は検出し、 ※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酸素濃度レベルの値を下回る。
 ※11:設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。
 ※12:検出点は14箇所、 ※13:検出点は8箇所
 ※14:炉内蒸気直流水素濃度計からの検出により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分1直流水素濃度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）（15/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	動特性	電源*1,4	検出器の種類	非標準型計測器
⑤ 原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～10vol%	—**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する二重検出可能な(なお、静的燃焼式水素再燃装置にて、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)。	— (Ss)	緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	—
	静的燃焼式水素再燃装置動作監視装置*	0～20vol%	—**	重大事故等時に想定される温度を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—
	格納容器内酸素濃度(S/A)	0～300℃	—**	重大事故等時に想定される温度範囲を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可
	格納容器内酸素濃度モニタ(D/V/W)*1	約4.4vol%以下	—**	重大事故等時に想定される温度範囲を監視可能。	— (Ss)	計器、サブアラーム、アラーム、計測用交流電源	熱気風式 酸素検出器	—
格納容器内の	格納容器内酸素濃度モニタ(S/C/W)*1							
	格納容器内酸素濃度モニタ(S/C/W)*1							
格納容器内の	ドライウェル圧力*1							
サプレッション・チェンバ圧力*1								

⑦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。

⑧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 重要監視パラメータ。 ※2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3 平均出力減速計装A～Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力減速計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。

※4 設計基準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 基準点は蒸気発生器スクリーン下端(原子炉格納容器レベルより1,340cm)。 ※6 基準点は燃料有効長頂部(原子炉格納容器レベルより920cm)

※7 ベツスタル底面(コリウムシールド上表面:EL.11,806mm)からの高さ。

※8 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時事故は検出し、 ※9 基準点は通常運転水位:EL.3,030mm(サブプレッション・チェンバ底面より7,030mm)

※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酸素濃度モニタの値を下回る。

※11 検出点2箇所、 ※12 検出点8箇所、 ※13 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端:EL.39,377mm(使用済燃料プール底面より4,688mm)

※14 蓄電池(炉内蒸気直流水素濃度計及び常設代替直流電源設備)からの検出により計測可能な計器は、区分1、II直流水素濃度を電源とした計器である。

備考

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】

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）

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	把握範囲(計測範囲の考え方)	信頼性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器	第1.15.3 図No.
⑥ 使用済燃料プール水位 ・温度 (S)広域* <td>使用済燃料プール水位</td> <td>1**</td> <td>T.M.S.L.20180~ 3117mm(6号炉)** T.M.S.L.20180~ 31125mm(7号炉)**</td> <td>T.M.S.L.31395mm (6号炉)** T.M.S.L.31390mm (7号炉)**</td> <td>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層まででの水位を監視可能。</td> <td>C (SS)</td> <td>区分I 直流電源</td> <td>熱電対</td> <td>可</td> <td>⑤</td>	使用済燃料プール水位	1**	T.M.S.L.20180~ 3117mm(6号炉)** T.M.S.L.20180~ 31125mm(7号炉)**	T.M.S.L.31395mm (6号炉)** T.M.S.L.31390mm (7号炉)**	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層まででの水位を監視可能。	C (SS)	区分I 直流電源	熱電対	可	⑤
	使用済燃料プール温度 (高レンジ)**	1**	0~150℃	最大値: 65℃	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
⑦ 使用済燃料プール 放射線モニタ (高レンジ)**	使用済燃料プール放射線モニタ	1	10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁸ Sv/h (6号炉)	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線量の範囲 (5×10 ⁻⁸ ~10 ⁻⁸ Sv/h) における監視可能。	- (SS)	AM用 直流電源	電線箱	-	⑥
	使用済燃料プール放射線モニタ	1	0~120℃	-**	重大事故等時に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)	カメラ;区分I バイパス 交流電源 空冷装置;区分I計測用 交流電源	赤外線カメラ	-	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: 設計基準事項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: 設計基準事項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: 基準点は最高放射線モニタ下層(原子炉圧力容器レベルより1246mm)。 ※6: 基準点は有効燃料体積上部(原子炉圧力容器レベルより905mm)
 ※7: 基準点は炉心層から算出されるボイド率を含み、有効燃料体積を下限とする。 ※8: T.M.S.L.=東京電力平均値
 ※8: 重大事故等時に使用する設備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185Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※9: 設計基準では炉心損傷は低く、設計基準事項時に使用する設備の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値を下回る。
 ※10: 炉心損傷は14箇所。 ※11: 検出器は8箇所
 ※11: 検出器は14箇所。 ※12: 検出器は8箇所
 ※13: 炉内蒸気式直電機設備からの検電により計測可能な計器は、炉内直電機及び区分I直電機電源と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）（16/16）

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	把握範囲(計測範囲の考え方)	信頼性	電源*14	検出器の 種類	可搬型 計測器	第1.15-3 図No.
① 使用済燃料 プール 放射線モニタ (高レンジ)**	使用済燃料プール温度 (S A) **	1	-4,300mm~+7,200mm (EL.35,077mm) ※13	+6,818mm (EL.46,195mm) ※13	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底層まででの水位を監視可能。	C (SS)	区分II 直流電源 緊急電源	ワイヤレス 式水位 検出器	-	⑤
	使用済燃料プール温度 (高レンジ)**	1**	0~120℃	65℃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を監視可能。	- (SS)	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	可	⑦
② 使用済燃料 プール 放射線モニタ (高レンジ)**	使用済燃料プール温度 (S A) **	1	0~120℃	-**	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を監視可能。	- (SS)	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑦
	使用済燃料プール放射線モニタ	1	10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁸ Sv/h (6号炉)	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線量の範囲 (1.0×10 ⁻⁸ ~msv/h~2.4×10 ⁻⁸ msv/h) における監視可能。	- (SS)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-	⑤
③ 使用済燃料 プール 放射線モニタ (高レンジ)**	使用済燃料プール温度 (S A) **	1	0~120℃	-**	重大事故等時に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)	カメラ;緊急用 直流電源;緊急 用電源	赤外線 カメラ	-	⑤
	使用済燃料プール放射線モニタ	1	0~120℃	-**	重大事故等時ににおいて使用済燃料プールの温度を監視可能。	- (SS)	カメラ;緊急用 直流電源;緊急 用電源	赤外線 カメラ	-	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: 設計基準事項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: 設計基準事項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: 基準点は最高放射線モニタ下層(原子炉圧力容器レベルより1246mm)。 ※6: 基準点は有効燃料体積上部(原子炉圧力容器レベルより905mm)
 ※7: 基準点は炉心層から算出されるボイド率を含み、有効燃料体積を下限とする。 ※8: T.M.S.L.=東京電力平均値
 ※8: 重大事故等時に使用する設備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185Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)である。
 ※9: 設計基準では炉心損傷は低く、設計基準事項時に使用する設備の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値を下回る。
 ※10: 炉心損傷は14箇所。 ※11: 検出器は8箇所
 ※11: 検出器は14箇所。 ※12: 検出器は8箇所
 ※13: 炉内蒸気式直電機設備からの検電により計測可能な計器は、炉内直電機及び区分I直電機電源と電源とした計器である。
 ※14: 炉内蒸気式直電機設備からの検電により計測可能な計器は、炉内直電機及び区分I直電機電源と電源とした計器である。

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 (1/15)

- 【推定ケース】
- ケース1 : 同一物理量(温度、圧力、水位、放射線量、水素濃度及び中性子束)により推定する。
 - ケース2 : 水位を注水原若しくは注水先の水位変化又は注水流量及び吐出圧力により推定する。
 - ケース3 : 流量を注水原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 : 必要流量が確保されていることを、フィードバック水位の水位変化により推定する。
 - ケース6 : 圧力は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
 - ケース7 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース8 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース9 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース10 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース11 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース12 : エリア放射線モニタの傾向監視により放射線量推定を推定する。
 - ケース13 : 放射線量推定を放射線モニタの傾向監視により推定する。
 - ケース14 : エリア放射線モニタの傾向監視により放射線量推定を推定する。
 - ケース15 : 使用済燃料プールの水位又は必要な水素濃度が確保されていることを推定する。

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
原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チェンネル	ケース1	① 原子炉圧力容器温度の1チェンネルが故障した場合、他チェンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の間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流量により推定する。 推定は、主要パラメータの他チェンネルを優先する。
		② 原子炉圧力	ケース6	
		③ 残留熱除去系熱交換器入口流量	ケース1	

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

*1: [] には有効監視パラメータ又は推定監視パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] には有効監視パラメータ又は推定監視パラメータの番号は優先順位を示す。

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 (1/20)

- 【推定ケース】
- ケース1 : 同一物理量(温度、圧力、水位、流量、放射線量、水素濃度及び中性子束)により推定する。
 - ケース2 : 水位を注水原若しくは注水先の水位変化又は注水流量及び吐出圧力により推定する。
 - ケース3 : 流量を注水原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 : 必要流量が確保されていることを、フィードバック水位の水位変化により推定する。
 - ケース6 : 圧力は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
 - ケース7 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース8 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース9 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース10 : 注水流量を注水元の圧力から注水材料の圧力(S/C)の差圧により推定する。
 - ケース11 : エリア放射線モニタの傾向監視により放射線量推定を推定する。
 - ケース12 : エリア放射線モニタの傾向監視により放射線量推定を推定する。
 - ケース13 : 放射線量推定を放射線モニタの傾向監視により推定する。
 - ケース14 : エリア放射線モニタの傾向監視により放射線量推定を推定する。
 - ケース15 : 使用済燃料プールの水位又は必要な水素濃度が確保されていることを推定する。

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
原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力容器温度	① 主要パラメータの他チェンネル	ケース1	① 原子炉圧力容器温度の1チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の間係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料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流量により推定する。 推定は、主要パラメータの他チェンネルを優先する。
		② 原子炉圧力	ケース6	
		③ 残留熱除去系熱交換器入口流量	ケース1	

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

*1: [] には有効監視パラメータ又は推定監視パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] には有効監視パラメータ又は推定監視パラメータの番号は優先順位を示す。

東海第二発電所

備考

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】

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
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、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。
	原子炉圧力	③ 原子炉水位 (広帯域) ④ 原子炉水位 (燃料域)	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態を推定すること、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	⑤ 原子炉圧力容器温度	ケース 1	⑤ 原子炉圧力容器温度が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。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	① 原子炉水位 (広帯域) 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は、他チャンネルにより推定する。
	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 原子炉圧力容器温度	ケース 2	③ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、低圧補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) により推定する。 ④ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、低圧補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) により推定する。 ⑤ 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こと、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。
	原子炉水位 (燃料域)	⑥ 高圧熱除去系統流量 ⑦ 低圧熱除去系統流量	ケース 15	⑥ 原子炉圧力容器への注水により高圧熱除去系統より注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と熱交換器内圧力 (S/C) の変化から原子炉圧力容器の過熱を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (燃料域)	⑧ 原子炉圧力 (SA)	ケース 1	⑧ 原子炉圧力 (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。
	原子炉水位 (燃料域)	⑨ 原子炉水位 (燃料域)	ケース 2	⑨ 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	⑩ 原子炉水位 (燃料域)	ケース 2	⑩ 原子炉水位 (燃料域) 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：[] には有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの番号が記されていないが、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 (2/20)

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。
	原子炉圧力	③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態と想定すること、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力	ケース 1	① 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。
	原子炉圧力	③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑥ 原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態と想定すること、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	⑦ 原子炉圧力容器温度	ケース 1	⑦ 原子炉圧力容器温度が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。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] には有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの番号が記されていないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器]を示す。

備考

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】

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*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圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの熱中性子率 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 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 5	① 原子炉圧力の 1 チェンネルが故障した場合、他のチェ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蒸気/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、主要パラメータの熱中性子率を優先する。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの熱中性子率 ② 原子炉圧力 (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 5	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蒸気/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、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの熱中性子率 ② 原子炉水位 (SA) ③ 原子炉圧力 (広帯域) ④ 原子炉圧力 (燃料域) ⑤ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 5	① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の 1 チェンネルが故障した場合は、他のチェ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。 ③ 高圧代替注水系統流量 (RR A 系代替注水流量)、低圧代替注水流量 (RR B 系代替注水流量)、高圧代替注水流量 (RR C 系代替注水流量)、低圧代替注水流量 (RR D 系代替注水流量)、高圧冷却時炉冷却系統流量、低圧冷却時炉冷却系統流量、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、継続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。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの熱中性子率 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉圧力 (燃料域) ④ 原子炉圧力 (SA) ⑤ 原子炉圧力容器温度	ケース 15	① 原子炉圧力 (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 (RR A 系代替注水流量)、低圧代替注水流量 (RR B 系代替注水流量)、高圧冷却時炉冷却系統流量、低圧冷却時炉冷却系統流量、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、継続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 (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。 ④ 高圧代替注水系統流量 (RR A 系代替注水流量)、低圧代替注水流量 (RR B 系代替注水流量)、高圧冷却時炉冷却系統流量、低圧冷却時炉冷却系統流量、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、継続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。 ⑤ 原子炉圧力 (SA) と高圧代替注水系統流量 (RR A 系代替注水流量) の関係から原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、主要パラメータの熱中性子率を優先する。

*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の番号は優先順位を示す。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 (4/20)

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水位	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 (管設ライン用) ④ 低圧代替注水系統流量 (管設ライン後部域用) ⑤ 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ⑥ 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン後部域用) ⑦ 代替補償冷却系統流量 ⑧ 原子炉隔離時炉冷却系統流量 ⑨ 高圧炉心スプレイス系統流量 ⑩ 残留熱除去系系統流量	ケース 1 ケース 2	① 原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (管設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (管設ライン後部域用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン後部域用)、代替補償冷却系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量のうち機器動作状態にある流量より、継続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 (SA) とサブプレッジョン・チェンパ圧力の差圧から原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
	原子炉圧力 (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 (管設ライン用) ④ 低圧代替注水系統流量 (管設ライン後部域用) ⑤ 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ⑥ 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン後部域用) ⑦ 代替補償冷却系統流量 ⑧ 原子炉隔離時炉冷却系統流量 ⑨ 高圧炉心スプレイス系統流量 ⑩ 残留熱除去系系統流量	ケース 15	① 原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (管設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (管設ライン後部域用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン後部域用)、代替補償冷却系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量、高圧炉心スプレイス系統流量のうち機器動作状態にある流量より、継続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 (SA) とサブプレッジョン・チェンパ圧力の差圧から原子炉圧力容器内の水位を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

*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の番号は優先順位を示す。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／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】

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 (3/15)

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	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 高圧代替注水系統流量の監視が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体積変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水供給本系統流量 (HTR A 系) 低圧代替注水系統流量 (HTR B 系) 復水供給冷却系流量 (HTR B 系) 注水流量 (HTR B 系) * 代替循環冷却系運転時は「東谷ヒートシンクの確保」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 復水供給本系統流量 (HTR A 系) 及び低圧代替注水系統流量 (HTR B 系) の監視が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体積変化により復水供給本系統流量 (HTR A 系) を推定する。推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉隔離時冷却系流量	原子炉隔離時冷却系流量	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 原子炉隔離時冷却系流量の監視が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体積変化により原子炉隔離時冷却系流量を推定する。推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧中心注水系統流量	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 高圧中心注水系統流量の監視が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体積変化により高圧中心注水系統流量を推定する。推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系統流量	① サプレッション・チェンバ、プールの水位 ② 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA)	ケース 3	① 残留熱除去系統流量の監視が可能となった場合は、水源であるサプレッション・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体積変化により残留熱除去系統流量を推定する。推定は、水源であるサプレッション・チェンバ、プールの水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は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機能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

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 (5/20)

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA) ⑤ 常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	ケース 3	① 高圧代替注水系統流量の監視が可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の体積変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量の監視が可能となった場合は、常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系統ポンプの注水特性を用いて、高圧代替注水系統流量を確保されていることを推定する。
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン兼帯域用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可兼ライン用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可兼ライン兼帯域用)	① 代普通貯槽水位 ② 西側淡水貯槽水位 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 原子炉水位 (SA)	ケース 3	① 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン兼帯域用)、低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可兼ライン用) の監視が可能となった場合は、水源である代普通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。なお、代普通貯槽水位又は西側淡水貯槽水位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体積変化により低圧代替注水系統原子炉注水流量を推定する。推定は、監視悪化の影響が小さい代普通貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。
代替循環冷却系原子炉注水流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA) ⑤ 原子炉水位 (SA) ⑥ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	ケース 3	① 代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の体積変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて、代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の機能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】

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 (3/15)

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
原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系統流量	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)	ケース 3	① 高圧代替注水系統流量の監視が可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水流量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水供給水系統流量 (DIR A 系) 復水供給水系統流量 (DIR B 系) 復水供給水系統流量 (広帯域) 復水供給水系統流量 (燃料域) 注水系統流量	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 復水供給水系統流量 (DIR A 系) 復水供給水系統流量 (DIR B 系) 復水供給水系統流量 (広帯域) 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) の変化により注水流量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により復水供給水系統流量 (DIR A 系) 復水供給水系統流量 (DIR B 系) 復水供給水系統流量 (広帯域) を推定する。 推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉隔離時冷却系統流量	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 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) の変化により注水流量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系統流量を推定する。 推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系統流量	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 復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水源である高圧炉心注水系統流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、監視悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
残置熱除去系統流量	残置熱除去系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA)	ケース 3	① 残置熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位 (燃料域) の水位変化により注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により残置熱除去系統流量を推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位 (燃料域) を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐震監視性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の機能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

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 (6/20)

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
原子炉隔離時冷却系統流量	原子炉隔離時冷却系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	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、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系統流量を推定する。 ③ 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、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて、原子炉隔離時冷却系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	高圧炉心スプレイ系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 3 ケース 7	① 高圧炉心スプレイ系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系統流量を推定する。 ③ 高圧炉心スプレイ系統流量の監視が不可能となった場合は、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、高圧炉心スプレイ系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
残置熱除去系統流量	残置熱除去系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥ 残置熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 3 ケース 7	① 残置熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により残置熱除去系統流量を推定する。 ③ 残置熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、残置熱除去系ポンプ吐出圧力から残置熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残置熱除去系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧炉心スプレイ系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 3 ケース 7	① 低圧炉心スプレイ系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水流量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系統流量を推定する。 ③ 低圧炉心スプレイ系統流量の監視が不可能となった場合は、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、低圧炉心スプレイ系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。

*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐震監視性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の機能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】

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	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量(可稼ライン用)・ 低圧代替注水系統格納容器下部注水量 *代替格納容器冷却系統時は「最終ヒートポンピングの確保」を参照	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量(可稼ライン用) ②格納容器内圧力 (D/P) ③格納容器下部水位	ケース 3 ケース 7 ケース 3	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量(可稼ライン用)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。なお、低圧代替注水系統格納容器内圧力 (D/P) 又は格納容器下部注水量 (D/P) により注水量を推定する。 ②注水量は格納容器内圧力 (D/P) 又は格納容器内圧力 (S/C) より復元格納容器下部注水量を推定する。 ③注水量は格納容器下部水位の変化により復元格納容器下部注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復元格納容器水位 (SA) を優先する。
	原子炉格納容器内の温度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内圧力 (D/P) ③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1 ケース 6 ケース 1 ケース 6 ケース 1 ケース 6 ケース 1 ケース 1	①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、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/圧力の関係を適用して格納容器内圧力 (D/P) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) 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。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①サブプレッション・チェンバール温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバール温度によりサブプレッション・チェンバール温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を適用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバール温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバール温度(常用計器)により、温度を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバール内にあるサブプレッション・チェンバール、プールの温度を優先する。 ①サブプレッション・チェンバール・プールの温度の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サブプレッション・チェンバール・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・チェンバール温度によりサブプレッション・チェンバール温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	原子炉格納容器内の注水量	①サブプレッション・チェンバール・プールの温度 ②サブプレッション・チェンバール・プールの温度	③「サブプレッション・チェンバール温度」*2 ④主要パラメータの他チャネル ⑤サブプレッション・チェンバール温度	ケース 1 ケース 1

*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 (耐震性又は耐震環境性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働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 (7/20)

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	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量(可稼ライン用)・ 低圧代替注水系統格納容器下部注水量 *代替格納容器冷却系統時は「最終ヒートポンピングの確保」を参照	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量(可稼ライン用) ②格納容器内圧力 (D/P) ③格納容器下部水位	ケース 3 ケース 7 ケース 3	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量(可稼ライン用)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。なお、低圧代替注水系統格納容器内圧力 (D/P) 又は格納容器下部注水量 (D/P) により注水量を推定する。 ②注水量は格納容器内圧力 (D/P) 又は格納容器内圧力 (S/C) より復元格納容器下部注水量を推定する。 ③注水量は格納容器下部水位の変化により復元格納容器下部注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復元格納容器水位 (SA) を優先する。
	原子炉格納容器内の温度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内圧力 (D/P) ③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1 ケース 6 ケース 1 ケース 6 ケース 1 ケース 6 ケース 1 ケース 6 ケース 1	①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、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/圧力の関係を適用してドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) 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。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①サブプレッション・チェンバール温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバール温度によりサブプレッション・チェンバール温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を適用してサブプレッション・チェンバール温度を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバール内にあるサブプレッション・チェンバール、プールの温度を優先する。 ①サブプレッション・チェンバール・プールの温度の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サブプレッション・チェンバール・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・チェンバール温度によりサブプレッション・チェンバール温度を推定する。 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 (耐震性又は耐震環境性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働を把握することが可能な計器) を示す。

備考

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】

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
原子力発電所格納容器への注水流量	①復水補給水流量(田原B系代替注水流量)・格納容器下部注水流量	①復水行階積水位 (SA)	ケース 3	①復水補給水流量 (田原 B 系代替注水流量)、復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、本項である復水行階積水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水行階積の過給状態も考慮した上で注水量を推定する。
	②格納容器内圧力 (D/P)	②格納容器内圧力 (D/P)	ケース 7	②注水流量/格納容器内圧力 (D/P) 又は格納容器内圧力 (S/C) より復水補給水流量 (田原 B 系代替注水流量) を推定する。
	*代替格納容器内圧力 (D/P) は最終モニタリングの確保を参照	③格納容器下部水位	ケース 3	③注水流量/格納容器下部水位の変化により復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。監視感化の影響が小さい復水行階積水位 (SA) を優先する。
原子力発電所格納容器内の温度	①ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	①ドライウェル雰囲気温度のチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。
	②サプレッション・チェンバ体温度	②格納容器内圧力 (D/P)	ケース 6	②ドライウェ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格納容器内圧力 (D/P) によりドライウェル雰囲気温度を推定する。
	③格納容器内圧力 (S/C)	③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 6	③格納容器内圧力 (D/P) 又は格納容器内圧力 (S/C) より復水補給水流量 (田原 B 系代替注水流量) を推定する。
原子力発電所格納容器内の湿度	①サプレッション・チェンバ湿度	①サプレッション・チェンバ・プールの本湿度	ケース 1	①サプレッション・チェンバ湿度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ湿度/湿度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサプレッション・チェンバ湿度を推定する。
	②サプレッション・チェンバ・プールの湿度	②サプレッション・チェンバ・プールの湿度	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) によりサプレッション・チェンバ湿度を推定する。
	③サプレッション・チェンバ・プールの湿度	③[サプレッション・チェンバ湿度] *2	ケース 1	③サプレッション・チェンバ・プールの湿度の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。

*1: [] は有効監視パラメータの番号は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働を把握することが可能な計器) 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性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働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 (8/20)

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
原子力発電所格納容器内の温度	①サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	①サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、他チヤンネルにより推定する。
	②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プールの湿度を推定する。
格納容器下部水温度	①主要パラメータの他チヤンネル	①主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	①格納容器下部水温度の 1 チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。

※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性能等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働を把握することが可能な計器) を示す。

備考

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】

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 ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内圧力	①格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力が監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) による推定とする。
		②ドライウエル蒸気温度	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエルの蒸気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：101~112.7kPa[abs])。
		③格納容器内圧力 (D/P) ^{**}	ケース 1	③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/P) (常用計器)により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、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	①格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/P)	ケース 1	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力が監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/P) により推定する。
		②サブプレッション・チェンバース温度	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバース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：101~112.7kPa[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、真空破壊装置、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/P) 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：[] は有線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 (9/20)

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
原子炉格納容器内圧力	①ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバース圧力	ケース 1	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバース圧力により推定する。
		②ドライウエル蒸気温度	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエルの蒸気温度によりドライウエル圧力を推定する。
		③ [ドライウエル圧力] ^{**}	ケース 1	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・チェンバース圧力を優先する。
サブプレッション・チェンバースの圧力	①ドライウエル圧力	①ドライウエル圧力	ケース 1	①サブプレッション・チェンバース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サブプレッション・チェンバース蒸気温度	ケース 6	②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバース蒸気温度によりサブプレッション・チェンバース圧力を推定する。
		③ [サブプレッション・チェンバース圧力] ^{**}	ケース 1	③監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力 (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：[] は有線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。

東海第二発電所

備考

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】

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	代替パラメータ測定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・チェンバール水位	①低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 ②復水行機構水位 (SA)	ケース 2	①サブプレッジョン・チェンバール水位の監視が不明な場合は、低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量)の注水量により、サブプレッジョン・チェンバール水位を推定する。 ②水源である復水行機構水位の变化は、サブプレッジョン・チェンバール水位を推定する。なお、復水行機構水位の变化から算出した水量が全てサブプレッジョン・チェンバール水位に到達している場合は、復水行機構水位の注水量を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差を推定することから間接的に、サブプレッジョン・チェンバール水位を推定する。 ④「サブプレッジョン・チェンバール水位 (常用計器)」により、水位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チェンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の監視が不明な場合は、他チェンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不明な場合は、復水行機構水位 (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水源である復水行機構水位の变化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水行機構の注給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④「格納容器内水素濃度 (SA)」の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度により推定する。
	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チェンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	①格納容器内水素濃度の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 ②「格納容器内水素濃度 (SA)」の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度により推定する。
	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チェンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	①格納容器内水素濃度の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 ②「格納容器内水素濃度 (SA)」の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度により推定する。

*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 (耐震性又は耐震環境等ではないが、監視可能であれば発電用原子炉運転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 (10/20)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ測定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水位	①低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (可搬ライオン用) ③サブプレッジョン・チェンバール水位	ケース 2	①サブプレッジョン・プール水位の監視が不明な場合は、低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (可搬ライオン用) 及び低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (サブプレッジョン・チェンバール水位) の注水量により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 ②水源である代替注水系統(国B)系代替注水流量 (常設ライン用) 及び低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (可搬ライオン用) 並びに低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (サブプレッジョン・チェンバール水位) の注水量により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。 ③「サブプレッジョン・チェンバール水位 (常用計器)」により、水位を推定する。
	格納容器下部水位	①低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (可搬ライオン用) ③サブプレッジョン・チェンバール水位	ケース 1	①格納容器下部水位の監視が不明な場合は、他チェンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不明な場合は、復水行機構水位 (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水源である復水行機構水位の变化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水行機構の注給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④「格納容器内水素濃度 (SA)」の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度により推定する。
	格納容器内水素濃度	①低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (可搬ライオン用) ③サブプレッジョン・チェンバール水位	ケース 1	①格納容器内水素濃度の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 ②「格納容器内水素濃度 (SA)」の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度により推定する。
	格納容器内水素濃度	①低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系統(国B)系代替注水流量 (可搬ライオン用) ③サブプレッジョン・チェンバール水位	ケース 1	①格納容器内水素濃度の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 ②「格納容器内水素濃度 (SA)」の監視が不明な場合は、格納容器内水素濃度により推定する。

*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 (耐震性又は耐震環境等ではないが、監視可能であれば発電用原子炉運転の状況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】

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	
		① 格納容器内圧力 (D/W) ② 格納容器内圧力 (S/C)	③ 格納容器内圧力 (D/W) ④ 格納容器内圧力 (S/C)		① サプレッション・チェンバール水位を推定する (RWS 系代注水流量) の注水量により、サプレッション・チェンバール水位を推定する。 ② 水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サプレッション・チェンバール水位を推定する。 ③ 格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサプレッション・チェンバール水位を推定する。 ④ 監視可能な復水供給水流量 (RWS 系代注水流量) を優先する。	① 格納容器下部水位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。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水供給水流量 (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、復水貯蔵槽の供給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ④ 格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) 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。 ⑤ 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。 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水位	サプレッション・チェンバール水位	① 格納容器内圧力 (D/W) ② 格納容器内圧力 (S/C)	③ 格納容器内圧力 (D/W) ④ 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 2 ケース 8	① サプレッション・チェンバール水位を推定する (RWS 系代注水流量) の注水量により、サプレッション・チェンバール水位を推定する。 ② 水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サプレッション・チェンバール水位を推定する。 ③ 格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサプレッション・チェンバール水位を推定する。 ④ 監視可能な復水供給水流量 (RWS 系代注水流量) を優先する。	① 格納容器下部水位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。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水供給水流量 (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、復水貯蔵槽の供給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ④ 格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) 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。 ⑤ 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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル	② 復水供給水流量 (格納容器下部注水流量) ③ 復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 1 ケース 2	① 格納容器下部水位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。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水供給水流量 (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、復水貯蔵槽の供給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ④ 格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) 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。 ⑤ 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。 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ンネル	② 格納容器内水素濃度	ケース 1	① 格納容器内水素濃度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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	① 格納容器内水素濃度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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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。 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機能を喪失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

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 (11/20)

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	
		① 主要パラメータの他チャンネル	② 低圧代注水系統格納容器下部注水流量 ③ 代注水貯槽水位 ④ 西側淡水貯水設備水位		① 格納容器上部水位の 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、低圧代注水系統格納容器下部注水流量により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代注水貯槽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。なお、代注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④ デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部雰囲気温度 (常用代替監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。	
原子炉格納容器内の水位	格納容器上部水位	① 主要パラメータの他チャンネル	② 低圧代注水系統格納容器下部注水流量 ③ 代注水貯槽水位 ④ 西側淡水貯水設備水位	ケース 1 ケース 2 ケース 5	① 格納容器上部水位の 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、低圧代注水系統格納容器下部注水流量により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代注水貯槽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。なお、代注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④ デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部雰囲気温度 (常用代替監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。	① 格納容器上部水位の 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、低圧代注水系統格納容器下部注水流量により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代注水貯槽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。なお、代注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④ デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部雰囲気温度 (常用代替監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル	② [格納容器内水素濃度] *2	ケース 1 ケース 1	① 格納容器内水素濃度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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ② 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ③ 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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	① 格納容器内水素濃度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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ② 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ③ 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。 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放射線量率	格納容器空門気放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル	② 格納容器空門気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	① 格納容器空門気放射線モニタ (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。 ② 格納容器空門気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	① 格納容器空門気放射線モニタ (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。 ② 格納容器空門気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器空門気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル	② 格納容器空門気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	① 格納容器空門気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (D/W) により推定する。 ② 格納容器空門気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	① 格納容器空門気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (D/W) により推定する。 ② 格納容器空門気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チ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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の機能を喪失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】

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)

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
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空囲気放射線レベル (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル**2 ② [ニア]放射線モニタ**2	ケース 1	① 格納容器内空囲気放射線レベル (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 監視可能であれば、ニア放射線モニタ (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。
	格納容器内空囲気放射線レベル (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [ニア]放射線モニタ**2	ケース 1	① 格納容器内空囲気放射線レベル (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、ニア放射線モニタ (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。
	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、平均出力領域モニタにより推定する。 ② 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、制御棒状態の推定を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器内空囲気放射線モニタ	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、制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御棒状態の推定を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	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を優先する。 推定は、平均出力領域モニタを優先する。
	[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を優先する。 推定は、平均出力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 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) 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 (11/20)

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
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ③ 西側淡水貯槽水位 ④ [格納容器下部空囲気温度]**2	ケース 1 ケース 2 ケース 5	① 格納容器下部水位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。 ② 格納容器下部水位により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代替注水貯槽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。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④ デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部空囲気温度 (常用代替監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [格納容器内水素濃度]**2	ケース 1 ケース 1	① 格納容器内水素濃度 (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 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。
	格納容器空囲気放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器空囲気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器空囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器空囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器空囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器空囲気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器空囲気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	① 格納容器空囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器空囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器空囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チ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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐震監視パラメータ) 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

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】

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)

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 力 機 組 内 の 計 装 機 器 名	格納容器内空間気体放射線レベル (D/P)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エネルギー放射線モニタ] ^{**}	ケース 1	① 格納容器内空間気体放射線レベル (D/P) 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される。 ② 監視可能であれば、エネルギー放射線モニタ (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。
	格納容器内空間気体放射線レベル (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エネルギー放射線モニタ] ^{**}	ケース 1	① 格納容器内空間気体放射線レベル (S/C) 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 監視可能であれば、エネルギー放射線モニタ (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。
主 機 界 の 計 装 機 器 名	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 [制御操作監視系] ^{**}	ケース 1	① 起動領域モニタの 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 同制御操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御体が挿入状態にあることが確認できる場合は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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 [制御操作監視系] ^{**}	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 同制御操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御体が挿入状態にあることが確認できる場合は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未 機 界 の 計 装 機 器 名	[制御操作監視系] ^{**} 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、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監視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 (12/20)

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
未 機 界 の 計 装 機 器 名	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 [制御操作監視系] ^{**}	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 平均出力領域計装 (有効監視パラメータ) により全制御体が挿入状態にあることが確認できる場合は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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 [制御操作監視系] ^{**}	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 (有効監視パラメータ) により全制御体が挿入状態にあることが確認できる場合は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未 機 界 の 計 装 機 器 名	[制御操作監視系] ^{**} 2	① 起動領域計装 ② 平均出力領域計装	ケース 9	① 制御操作監視系 (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、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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を監視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

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】

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)

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
格納容器圧力逃がし装置	① サプレッション・チェンバ・プールの水温度	① 主要パラメータの他チェンバ・プール ② サプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1	① サプレッション・チェンバ・プールの水温度の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 サプレッション・チェンバ・プールの水温度の監視が可能となった場合は、サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プールの水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チェンバ・プールの水温度を優先する。
	① 原子炉水位 (広帯域)	① サプレッション・チェンバ・プールの水温度	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、熱交換器ユニットの熱交換器評価からサプレッション・チェンバ・プールの水温度により推定する。
	① 原子炉水位 (狭帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	ケース 3	① 原子炉水位 (広帯域)の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 原子炉水位 (SA)	② 原子炉圧力容器流量	ケース 4	① 原子炉水位 (SA)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評価からサプレッション・チェンバ・プールの水温度により推定する。
格納容器下部注水	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	ケース 4	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器内の流量計である復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) 又は格納容器下部注水流量計である復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位から復水移送ポンプの注水流量より、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。 ② 代替降冷却系による冷却において、原子炉格納容器側への注水流量 (RRR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ・プールの水温度、ドラワイエル蒸気温度、サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	ケース 4	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器内の流量計である復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) 又は格納容器下部注水流量計である復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位から復水移送ポンプの注水流量より、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。 ② 代替降冷却系による冷却において、原子炉格納容器側への注水流量 (RRR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ・プールの水温度、ドラワイエル蒸気温度、サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 格納容器内圧力 (S/C)	① 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 7	① 格納容器内圧力 (S/C)の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 ② 格納容器下部注水流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水流量 (RRR 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C) の差により推定する。
	② 格納容器下部水位	② 格納容器下部水位	ケース 3	① 格納容器下部注水流量 (RRR 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C) の差により推定する。
格納容器内圧力逃がし装置	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	ケース 4	① 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器内の流量計である復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) 又は格納容器下部注水流量計である復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位から復水移送ポンプの注水流量より、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。 ② 代替降冷却系による冷却において、原子炉格納容器側への注水流量 (RRR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ・プールの水温度、ドラワイエル蒸気温度、サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 原子炉水位 (広帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	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、熱交換器ユニットの熱交換器評価からサプレッション・チェンバ・プールの水温度により推定する。
	① 原子炉水位 (狭帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	ケース 3	① 原子炉水位 (広帯域)の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 原子炉水位 (SA)	② 原子炉圧力容器流量	ケース 4	① 原子炉水位 (SA)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評価からサプレッション・チェンバ・プールの水温度により推定する。

*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時計器 (副露性又は副露感特性等はないが、監視可能であれば発電所原子炉施設の機能を制御することは可能な計器) 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 (13/20)

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
格納容器圧力逃がし装置	① サプレッション・プールの水温度	① 主要パラメータの他チェンバ・プール ② サプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1	① サプレッション・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、他チェンバ・プールにより推定する。 ② サプレッション・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・プールの水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チェンバ・プールの水温度を優先する。
	① 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出口温度	ケース 1	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、残留熱除去系熱交換器出口温度によりサプレッション・プールの水温度を推定する。
	① 代替降冷却系格納容器スプレイン流量	① 代替降冷却系格納容器スプレイン流量	ケース 4	① 代替降冷却系格納容器スプレイン流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替降冷却系原子炉注水流量から格納容器スプレイン流量を推定する。 ② 代替降冷却系による冷却において、代替降冷却系格納容器スプレイン流量の監視が不可能となった場合は、サプレッション・プールの水温度、ドラワイエル蒸気温度、サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 主要パラメータの他チェンバ・プールの水温度	① 主要パラメータの他チェンバ・プールの水温度	ケース 1	① 主要パラメータの他チェンバ・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、他チェンバ・プールにより推定する。
格納容器圧力逃がし装置	① ドライウェル圧力	① ドライウェル圧力	ケース 1	① ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は、ドラワイエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	① サプレッション・チェンバ圧力	① サプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	① サプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	① フィルタ装置スクラビング水温度	① フィルタ装置スクラビング水温度	ケース 6	① 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、他チェンバ・プールの水温度により推定する。
	① 原子炉水位 (広帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	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、熱交換器ユニットの熱交換器評価からサプレッション・チェンバ・プールの水温度により推定する。
格納容器圧力逃がし装置	① 原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (SA)	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、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 原子炉水位 (狭帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	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、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 原子炉水位 (広帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	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、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシフトンクが確保されていることを推定する。
	① 原子炉水位 (SA)	② 原子炉圧力容器流量	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、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシフト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の常時計器 (副露性又は副露感特性等はないが、監視可能であれば発電所原子炉施設の機能を制御することは可能な計器) 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】

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)

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
格納容器圧力連動装置	①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、他チヤンネルにより推定する。
	②格納容器入口圧力	②格納容器入口圧力 (IWR) ③格納容器出口圧力 (SIC)	ケース 1	②フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合は、格納容器入口圧力 (IWR) 又は格納容器出口圧力 (SIC) の傾向監視により格納容器圧力変化の傾向を推定する。
	③フィルタ装置出口放射線モニタ	③主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	③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。
	④フィルタ装置水素濃度	④主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	④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増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。
	⑤フィルタ装置金属フィルタ差正	⑤主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	⑤フィルタ装置金属フィルタ差正の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。
	⑥フィルタ装置スクラバ水 pH	⑥フィルタ装置水位	ケース 5	⑥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パンチオンガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水希釈率を推定することにより推定する。
	⑦圧力強化ポンプ系放射線モニタ	⑦主要パラメータの他チヤンネル	ケース 1	⑦圧力強化ポンプ系放射線モニタの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。
副格納容器圧力連動装置	⑧格納容器内水素濃度	⑧格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	⑧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副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（耐震性又は耐震監視等はないが、監視可能であれば格納容器用原子炉施設の状態を監視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

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 (13/20)

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
代替格納容器冷却系	①サブプレッショントラップ入口温度	①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッショントラップ入口温度	ケース 1	①サブプレッショントラップ入口温度の監視が不可能となった場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②サブプレッショントラップ入口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ラップ入口温度によりサブプレッショントラップ入口温度を推定する。
	②代替格納容器冷却系ポンプ入口温度	②代替格納容器冷却系ポンプ入口温度	ケース 1	②代替格納容器冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替格納容器冷却系ポンプ入口温度を推定する。
最終トランク監視	③代替格納容器冷却系ポンプ入口流量	③代替格納容器冷却系ポンプ入口流量	ケース 4	③代替格納容器冷却系ポンプ入口流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替格納容器冷却系ポンプ入口流量から格納容器冷却系ポンプ入口流量を推定する。
	④代替格納容器冷却系ポンプ入口温度	④代替格納容器冷却系ポンプ入口温度	ケース 1	④代替格納容器冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替格納容器冷却系ポンプ入口流量から格納容器冷却系ポンプ入口温度を推定する。
格納容器圧力連動装置	①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。
	②ドラウワエール圧力	②ドラウワエール圧力	ケース 1	②ドラウワエール圧力の監視が不可能となった場合は、ドラウワエール又はサブプレッショントラップ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	③サブプレッショントラップ圧力	③サブプレッショントラップ圧力	ケース 6	③サブプレッショントラップ圧力の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替格納容器冷却系ポンプ入口温度を推定する。
	④フィルタ装置スクラバ水温度	④フィルタ装置スクラバ水温度	ケース 6	④フィルタ装置スクラバ水温度の監視が不可能となった場合は、スクラバ水温度により推定する。
	⑤フィルタ装置スクラバ水 pH	⑤フィルタ装置スクラバ水 pH	ケース 6	⑤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、スクラバ水 pH により推定する。
	⑥格納容器内水素濃度	⑥格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	⑥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副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、監視可能であれば格納容器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／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】

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)

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
最終ヒートシンク確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャネル等	ケース1	①フィルタ装置水位の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。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (LIC) ②格納容器内圧力 (LIC)	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 (LIC) 又は格納容器内圧力 (LIC) の傾向変化により格納容器圧力変化の健全性を推定する。
	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ャネル	ケース1	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。
	フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャネル等 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チャネルが故障した場合は、他チャ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増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。
	フィルタ装置急降フィルタ系正	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①フィルタ装置急降フィルタの他チャネルを優先する。
副圧降下ベント系	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推定する。
	副圧降下ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①副圧降下ベント系放射線モニタの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。
最終ヒートシンク確保	フィルタ装置水素濃度	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副圧降下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: [] は有効監視パラメータの常用計器 (信頼性は重要監視パラメータとは重要監視パラメータの常用計器 (信頼性は重要監視パラメータとは重要監視パラメータの常用計器) を示す。
※2: [] は有効監視パラメータの常用計器 (信頼性は重要監視パラメータとは重要監視パラメータの常用計器) 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 (14/20)

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
副圧降下ベント系	副圧降下ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①副圧降下ベント系放射線モニタの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。
	残留熱除去系熱交換器入口圧力	①原子炉圧力容器温度 ②サブプレッショントラップ水温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッショントラップ水温度により副圧降下ベント系放射線モニタが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンク確保	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残留熱除去系海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ③緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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、残留熱除去系熱交換器の熱交換器評価値から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 又は緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 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残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系系統流量を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1 代替パラメータの優先度は優先順位を示す。
※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (信頼性は重要監視パラメータとは重要監視パラメータの常用計器) 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

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終トリプティングの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度 ② サプレッション・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可能な場合は、原子炉圧力容器温度、サプレッション・プール水温度により最終トリプティング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	ケース 1	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器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。
	残留熱除去系系統流量	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 4	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、最終トリプティングが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
	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 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、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量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最優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常時計器（断続性又は断続監視等はないが、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 (14/20)

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
最終トリプティングの確保	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ャンネル	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。
	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 サプレッション・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、サプレッション・プール水温度により最終トリプティングが確保されていることを推定する。
最終トリプティングの確保	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 残留熱除去系排水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)	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、残留熱除去系熱交換器の熱交換器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 残留熱除去系排水系統流量又は緊急用排水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用排水系統流量 (残留熱除去系補機) により、最終トリプティングが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
	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 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量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最優先順位を示す
※2 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (断続性又は断続監視等はないが、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。

東海第二発電所

備考

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】

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 (11/15)

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 原子炉水位 (広帯域)	① 主要パラメータの他チャンネル	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) の使用が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。
	② 原子炉水位 (燃料域)	② 原子炉水位 (SA)		
原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (広帯域)	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。
	② 原子炉水位 (燃料域)	② 原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力	① 原子炉圧力	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飽和状態にあると想定することによって、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。
	② 原子炉圧力 (SA)	② 原子炉圧力 (広帯域)		
原子炉圧力 (SA)	① 原子炉圧力 (SA)	① 原子炉圧力 (広帯域)	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 原子炉水位から原子炉圧力容器内飽和状態にあると想定することによって、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。
	② 原子炉圧力 (燃料域)	② 原子炉圧力 (SA)		
原子炉圧力容器内の状態監視	① 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力容器温度	ケース 6	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	② 原子炉圧力容器温度	② 原子炉圧力容器温度		

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] に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、監視可能であれば高信頼度原子炉施設の状態を監視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 (15/20)

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 原子炉水位 (広帯域)	① 主要パラメータの他チャンネル	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は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (燃料域)、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 (SA) により推定する。
	② 原子炉水位 (燃料域)	② 原子炉水位 (SA)		
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) 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 (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)	② 原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力	① 原子炉圧力	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飽和状態にあると想定することによって、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。
	② 原子炉圧力 (SA)	② 原子炉圧力 (広帯域)		
原子炉圧力容器内の状態監視	① 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力容器温度	ケース 6	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	② 原子炉圧力容器温度	② 原子炉圧力容器温度		

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] に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。

東海第二発電所

備考

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】

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 (12/15)

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状態	ドライウエル蒸気温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内圧力 (D/P)	ケース 1 ケース 6	① ドライウエル蒸気温度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。 ② ドライウエル蒸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格納容器内圧力 (D/P) によりドライウエルの蒸気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内圧力 (D/P)	① 格納容器内圧力 (S/C) ② ドライウエル蒸気温度	ケース 1 ケース 6	① 格納容器内圧力 (D/P) 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 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格納容器内圧力 (D/P) を推定する。 ③ 監視可能であれば格納容器内圧力 (D/P) (常用計器) により、圧力を推定する。
	格納容器内圧力 (D/P)	① 格納容器内圧力 (S/C) ② ドライウエル蒸気温度	ケース 1	推定は、真空破壊装置、減速孔及び弁閉鎖管を介して測定される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
原子炉格納容器内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ② エリア放射線モニタ**	ケース 1 ケース 12	① 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S/A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② エリア放射線モニタ**
	格納容器内圧力 (D/P)	① 原子炉圧力 (S) ② エリア放射線モニタ**	ケース 1 ケース 12	① 原子炉圧力 (S) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② エリア放射線モニタ**
原子炉格納容器内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 (S) ② エリア放射線モニタ**	ケース 1 ケース 12	① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S/A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② エリア放射線モニタ**
	格納容器内圧力 (D/P)	① 原子炉圧力 (S) ② エリア放射線モニタ**	ケース 1 ケース 12	① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S/A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② エリア放射線モニタ**

*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の番号は重要監視パラメータの常用計器 (信頼性又は信頼感度) を指すが、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 (16/20)

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状態	ドライウエル蒸気温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② ドライウエル圧力	ケース 1 ケース 6	① ドライウエル蒸気温度のト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 ドライウエル蒸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蒸気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル圧力	① サプレッション・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]**	ケース 1 ケース 6 ケース 1	① サプレッション・チェンバ圧力により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。 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、ベント管を介して測定されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ]**	ケース 1 ケース 12	① 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]**
原子炉格納容器内の状態	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ]**	ケース 1 ケース 12	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]**
	格納容器内圧力 (D/P)	① 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ]**	ケース 1 ケース 12	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]**
原子炉格納容器内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ]**	ケース 1 ケース 12	① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]**
	格納容器内圧力 (D/P)	① 原子炉圧力 (S.A) ② [エリア放射線モニタ]**	ケース 1 ケース 12	① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) の低下により格納容器内圧力の発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]**

*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の番号は重要監視パラメータの常用計器 (信頼性又は信頼感度) を指すが、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。

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】

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*	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復本補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) ①復本補給水系統流量 (RHR B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 ①復本補給水系統 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (圧力室) ②原子炉水位 (燃料室) ②復本貯蔵槽水位 (圧力室) ②復本貯蔵槽水位 (燃料室) ③[復水貯蔵槽水位] *2	ケース 2	①復本貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復本貯蔵槽水位とすると、圧力室も考慮して水位を推定する。 ②最も劣悪な原子炉水位の水位変化により復本貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復本貯蔵槽の構造状況も考慮して水位を推定する。 ③最も劣悪な原子炉水位と復本貯蔵槽水位の吐出圧力から復本貯蔵槽水位が推定されていることを把握することにより、水量である復本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本貯蔵槽水位 (常用容量) により、水位を推定する。 推定は、復本貯蔵槽水位とするとポンプの注水量を推定する。
	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	①復本補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) ①復本補給水系統流量 (RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	ケース 2 ケース 1	①サブプレッション・チェンバ・プールの監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉冷却容器へ注水する復本補給水流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水流量から推定する。また、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プールから原子炉冷却容器へ注水する復本補給水流量 (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流量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールの水位を本報とすると、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復本貯蔵槽水位、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復本貯蔵槽水位、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復本貯蔵槽水位と経過時間より算出した注水流量から推定することにより、水量を把握していることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの水位 (常用容量) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールの注水量とするとポンプの注水量を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐震域性等はないが、監視可能であれば緊急用原子炉保護の機能を担担することが可能な計器) を示す。

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 (17/20)

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
水 源 の 確 保	サブプレッション・プール水位	①高圧代替注水系統流量 ①代替熱源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高圧炉心スプレレイ系系統流量 ①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ポンプ吐出圧力 ②代替熱源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高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・プールから原子炉冷却容器へ注水する高圧代替注水系、代替熱源冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレレイ系の流量と経過時間より算出した注水流量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ内の水量を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替熱源冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水量であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止判断基準> サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉冷却容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水位が流出し、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、サブプレッション・チェンバ内の水量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重要監視パラメータ (耐震性又は耐震域性等はないが、監視可能であれば緊急用原子炉保護の機能を担担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】

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 ^{*1}	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 水素濃度 格納容器内	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、静的無電式水素再結合器 動作監視装置 (静的無電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。
	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、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、格納容器内空気放射線レベル(0/F)又は格納容器内空気放射線レベル(S/C)にて中心損傷を判断した後、初期酸素濃度と修正的ならびに格納容器内空気放射線レベル(0/F) (静電結果) (静電結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。
原子炉建屋酸素濃度 格納容器内	原子炉建屋酸素濃度	② 格納容器内空気放射線レベル(0/F) ② 格納容器内空気放射線レベル(S/C)	ケース 10	① 格納容器内圧力(0/F)又は事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入自燃を把握し、水素濃度の可能性を推定する。 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	② 格納容器内圧力(S/C)	ケース 13	

*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

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 (19/20)

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
原子炉建屋水素濃度 水素濃度 格納容器内	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 静的無電式水素再結合器動作監視装置	ケース 1 ケース 11	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、静的無電式水素再結合器動作監視装置 (静的無電式水素再結合器入口/出口の温度差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。
	格納容器内酸素濃度 (S A)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内空気放射線モニタ (D/W) ② ドライウェル圧力 ② サプレッション・チェンバ圧力 ③ [格納容器内酸素濃度] ^{*2}	ケース 1 ケース 10 ケース 13 ケース 1	① 格納容器内酸素濃度 (S A) 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 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器内空気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて中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) により格納容器内酸素濃度 (S A) を推定する。 ② ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素濃度の可能性を推定する。 ③ 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。 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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

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】

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 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 4	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が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全長 + 約 0m)。 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) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を推定する。
	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の放射線モニタ (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 4	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が可能となった場合は、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全長 + 約 0m)。 ②使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を推定する。
	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の放射線モニタ (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 4	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) の監視が可能となった場合は、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全長 + 約 0m)。 ②使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を推定する。

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

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 (20/20)

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 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) の監視が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。また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) により、水位・温度と放射線量の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 指定は、温度の場合は同じ 監視 である使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) (高レンジ、低レンジ) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール温度 (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の放射線モニタ (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温度 (SA) の監視が可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 指定は、同じ 監視 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の放射線モニタ (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) の監視が可能となった場合は、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全長 + 約 0m)。 ②使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ、低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を推定する。

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

備考

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】

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="2">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="3">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></td> <td>P/C C-1 電圧^{*1}</td> <td rowspan="6">非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C D-1 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C E-1 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C C-1 電圧(他号炉)^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C D-1 電圧(他号炉)^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <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></td> <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></td> <td>直流 125V 主母線盤 B 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 主母線盤 C 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 主母線盤 D 電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用 D/G 発電機電圧^{*1}</td> <td rowspan="5">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></td> <td>非常用 D/G 発電機周波数^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用 D/G 発電機電力^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用 D/G 発電機電力(他号炉)^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <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></td> <td>第一 GTG 発電機周波数^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>第一 GTG 発電機電力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>第二 GTG 発電機電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>第二 GTG 発電機周波数</td> </tr> <tr> <td></td> <td>第二 GTG 発電機電力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電源車電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電源車周波数^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流給電車電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流給電車電流</td> </tr> <tr> <td></td> <td>緊急側緊急用 M/C 電圧</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></td> <td>大浜側緊急用 M/C 電圧</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <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></td> <td>燃料デイクタンク油面</td> </tr> <tr> <td></td> <td>タンクローリ油タンクレベル</td> </tr> <tr> <td></td> <td>各機器出タンクレベル</td> </tr> </tbody> </table>	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}	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ		P/C D-1 電圧 ^{*1}		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		直流給電車電流		緊急側緊急用 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		燃料デイクタンク油面		タンクローリ油タンクレベル		各機器出タンクレベル	<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="2">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></td> <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></td> <td>M/C 2 D 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>M/C HPCS 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>M/C 2 E 電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>M/C 2 B-2 電圧</td> <td rowspan="3">非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C 2 C 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C 2 D 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>P/C 2 B-2 電圧</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <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></td> <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></td> <td>直流 125V 主母線盤 2 A 電圧^{*1}</td> <td rowspan="6">直流電源の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 主母線盤 2 B 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>緊急用直流 125V 主母線盤電圧^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2 C・2 D D/G 発電機電圧</td> <td rowspan="5">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></td> <td>2 C・2 D D/G 発電機電力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2 C・2 D D/G 発電機周波数</td> </tr> <tr> <td></td> <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></td> <td>HPCS D/G 発電機電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>HPCS D/G 発電機電力</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>HPCS D/G 発電機周波数</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <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> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>DG SW 海水流量</td> <td>非常用ディーゼル発電機海水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>常設代替高圧電源装置発電機電圧</td> <td rowspan="6">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></td> <td>常設代替高圧電源装置発電機電力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>常設代替高圧電源装置発電機周波数</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型代替低圧電源車発電機電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型代替低圧電源車発電機電力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型代替低圧電源車発電機周波数</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型整流器電圧</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型整流器電流</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	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		M/C 2 B-2 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ		P/C 2 C 電圧 ^{*1}		P/C 2 D 電圧 ^{*1}		P/C 2 B-2 電圧			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		直流 125V 主母線盤 2 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 2 B 電圧 ^{*1}		直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧 ^{*1}		直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧 ^{*1}		直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧 ^{*1}		緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{*1}		2 C・2 D D/G 発電機電圧	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 D/G 発電機電力		2 C・2 D D/G 発電機周波数		2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力		HPCS D/G 発電機電圧		HPCS D/G 発電機電力			HPCS D/G 発電機周波数			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力			DG SW 海水流量	非常用ディーゼル発電機海水系の運転状態を確認するパラメータ		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		常設代替高圧電源装置発電機電力		常設代替高圧電源装置発電機周波数		可搬型代替低圧電源車発電機電圧		可搬型代替低圧電源車発電機電力		可搬型代替低圧電源車発電機周波数		可搬型整流器電圧			可搬型整流器電流		
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}	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																																																				
	P/C D-1 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	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																																																																																																																																																																																					
	直流給電車電流																																																																																																																																																																																					
	緊急側緊急用 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																																																																																																																																																																																				
	燃料デイクタンク油面																																																																																																																																																																																					
	タンクローリ油タンクレベル																																																																																																																																																																																					
	各機器出タンクレベル																																																																																																																																																																																					
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																																																																																																																																																																																					
	M/C 2 B-2 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																																																				
	P/C 2 C 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	P/C 2 D 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	P/C 2 B-2 電圧																																																																																																																																																																																					
	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																																																																																																																																																																																				
	直流 125V 主母線盤 2 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 2 B 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{*1}																																																																																																																																																																																					
	2 C・2 D D/G 発電機電圧	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 D/G 発電機電力																																																																																																																																																																																					
	2 C・2 D D/G 発電機周波数																																																																																																																																																																																					
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力																																																																																																																																																																																					
	HPCS D/G 発電機電圧																																																																																																																																																																																					
	HPCS D/G 発電機電力																																																																																																																																																																																					
	HPCS D/G 発電機周波数																																																																																																																																																																																					
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力																																																																																																																																																																																					
	DG SW 海水流量	非常用ディーゼル発電機海水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																																																				
	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																																																																																																																																																																																				
	常設代替高圧電源装置発電機電力																																																																																																																																																																																					
	常設代替高圧電源装置発電機周波数																																																																																																																																																																																					
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧																																																																																																																																																																																					
	可搬型代替低圧電源車発電機電力																																																																																																																																																																																					
	可搬型代替低圧電源車発電機周波数																																																																																																																																																																																					
	可搬型整流器電圧																																																																																																																																																																																					
	可搬型整流器電流																																																																																																																																																																																					
<p>*1：重大事故等対応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、重大事故等対応設備とする。</p>	<p>*1：重大事故等対応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、重大事故等対応設備とする。</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】

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="14">補機関係</td> <td>高圧代替注水系ポンプ吸込圧力</td> <td rowspan="4">高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧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> <td rowspan="8">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吸込圧力</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> </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="11">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 rowspan="4">主蒸気過し安全弁の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力</td> <td rowspan="5">原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ドワイエルサンブ水位</td> </tr> <tr> <td>照床ポンプ室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>RCTC 機器室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>RCTC 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	高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	高圧代替注水系タービン入口圧力	高圧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吸込圧力	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	主蒸気過し安全弁の運転状態を確認するパラメータ	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ^{*1}	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力 ^{*1}	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンプ出口圧力	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	ドワイエルサンブ水位	照床ポンプ室雰囲気温度	RCTC 機器室雰囲気温度	RCTC 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="4">電源関係</td> <td>緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧</td> <td rowspan="3">緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力</td> </tr> <tr> <td>2C・2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル</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>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル</td> </tr> <tr> <td>可搬型設備用軽油タンクレベル</td> </tr> <tr> <td>軽油貯蔵タンクレベル</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">補機関係</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク液位</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吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>局所出力領域計装</td> <td rowspan="4">高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水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入口圧力</td> <td rowspan="3">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吸込圧力</td> </tr> <tr> <td>可搬型回転計</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器頂部流量（常設ライン用）</td> <td rowspan="4">低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器頂部流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系出口放射線モニタ</td> <td>耐圧強化ベント系の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 rowspan="2">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>緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度</td> <td rowspan="8">原子炉の水位を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>その他</td> </tr> <tr> <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 rowspan="5">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>非常用窒素供給系供給圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ圧力^{*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圧窒素ポンプ圧力^{*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> </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	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力	2C・2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	可搬型設備用軽油タンクレベル	軽油貯蔵タンクレベル	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	局所出力領域計装	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	高圧代替注水系タービン入口圧力	高圧代替注水系タービン排気圧力	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吸込圧力	可搬型回転計	低圧代替注水系格納容器頂部流量（常設ライン用）	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	低圧代替注水系格納容器頂部流量（可搬ライン用）	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系の運転状態を確認するパラメータ	計器用空気系系統圧力	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度	原子炉の水位を確認するパラメータ	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）	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	非常用窒素供給系供給圧力 ^{*1}	非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ圧力 ^{*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圧窒素ポンプ圧力 ^{*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	
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	高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																																																
	高圧代替注水系タービン入口圧力																																																																																																
	高圧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吸込圧力																																																																																																
	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	主蒸気過し安全弁の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ^{*1}																																																																																																
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力 ^{*1}																																																																																																
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンプ出口圧力																																																																																																
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ																																																																																															
	ドワイエルサンブ水位																																																																																																
	照床ポンプ室雰囲気温度																																																																																																
	RCTC 機器室雰囲気温度																																																																																																
	RCTC 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																																																																																														
電源関係	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電圧	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機周波数																																																																																																
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機電力																																																																																																
	2C・2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ																																																																																															
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル																																																																																																	
可搬型設備用軽油タンクレベル																																																																																																	
軽油貯蔵タンクレベル																																																																																																	
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																																																																																																
	局所出力領域計装	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力																																																																																																
	高圧代替注水系タービン入口圧力																																																																																																
	高圧代替注水系タービン排気圧力																																																																																																
	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吸込圧力																																																																																																
	可搬型回転計																																																																																																
	低圧代替注水系格納容器頂部流量（常設ライン用）	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
	低圧代替注水系格納容器頂部流量（可搬ライン用）																																																																																																
	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）																																																																																																
	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）																																																																																																
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
計器用空気系系統圧力	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）																																																																																																	
代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度	原子炉の水位を確認するパラメータ																																																																																																
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）		逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ																																																																																															
非常用窒素供給系供給圧力 ^{*1}																																																																																																	
非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ圧力 ^{*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圧窒素ポンプ圧力 ^{*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																																																																																																

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】

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="20">その他</td> <td>ドレン移送ライン圧力</td> <td rowspan="4">フィルタバ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用ボンプ出口圧力^{*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>サブ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="10">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>ブロウ吸込ガス流量</td> </tr> <tr> <td>ブロウ吸込圧力</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>復水器内圧力</td> <td rowspan="4">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>BFP 吐出ヘッダ圧力</td> </tr> <tr> <td>RCW サージタンク水位^{*1}</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> <td rowspan="4">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>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 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="3">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 PSW 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> </tr> <tr> <td>プロセス放射線モニタ</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>FPC ポンプ吐出流量</td> </tr> <tr> <td>純水タンク水位</td> <td rowspan="5">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 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	その他	ドレン移送ライン圧力	フィルタバ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用ボンプ出口圧力 ^{*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	サブ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	ブロウ吸込ガス流量	ブロウ吸込圧力	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	BFP 吐出ヘッダ圧力	RCW サージタンク水位 ^{*1}	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 ^{*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	代替 RCW ポンプ吸込圧力	代替 RCW ポンプ吐出圧力	代替 RCW 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 PSW ポンプ出口圧力	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	プロセス放射線モニタ	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	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="30">その他</td> <td>給水流量</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>給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力</td> </tr> <tr> <td>復水器真空度</td> </tr> <tr> <td>消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力</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ダ圧力</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ダ圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系系統流量</td> <td rowspan="4">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> </tr> <tr> <td>第二弁操作室差圧</td> <td>第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>空気ボンベユニット空気供給流量</td> <td rowspan="2">サブプレッション・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>薬液タンク圧力</td> </tr> <tr> <td>薬液タンク液位</td> <td rowspan="2">溶融炉心の徴候を検知するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>制御棒位置指示</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量</td> <td rowspan="10">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ウ吸込ガス流量</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力</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ダ圧力</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</td> <td>屋外の放射線量率を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵タンク水位</td> <td rowspan="5">代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ</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 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	その他	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ダ圧力	復水器真空度	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	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ダ圧力	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ダ圧力	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	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ	空気ボンベユニット空気供給流量	サブプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ	薬液タンク圧力	薬液タンク液位	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ	制御棒位置指示	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ウ吸込ガス流量	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力	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ダ圧力	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量率を確認するパラメータ	復水貯蔵タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	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	
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	フィルタバ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用ボンプ出口圧力 ^{*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																																																																																																					
	サブ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																																																																																																					
	ブロウ吸込ガス流量																																																																																																						
	ブロウ吸込圧力																																																																																																						
	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																																																																																																						
	BFP 吐出ヘッダ圧力																																																																																																						
	RCW サージタンク水位 ^{*1}																																																																																																						
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 ^{*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																																																																																																					
	代替 RCW ポンプ吸込圧力																																																																																																						
代替 RCW ポンプ吐出圧力																																																																																																							
代替 RCW 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 PSW ポンプ出口圧力																																																																																																							
使用済燃料プールエリア雰囲気温度																																																																																																							
プロセス放射線モニタ	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																																																																																																							
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	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ダ圧力																																																																																																						
	復水器真空度																																																																																																						
	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	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ダ圧力	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ダ圧力																																																																																																						
	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																																																																																																						
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の正圧化を確認するパラメータ																																																																																																					
	空気ボンベユニット空気供給流量	サブプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ																																																																																																					
	薬液タンク圧力																																																																																																						
	薬液タンク液位	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ																																																																																																					
	制御棒位置指示																																																																																																						
	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ウ吸込ガス流量																																																																																																						
	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力																																																																																																						
	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ダ圧力																																																																																																							
モニタリング・ポスト	屋外の放射線量率を確認するパラメータ																																																																																																						
復水貯蔵タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ																																																																																																						
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】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				備考
第 1.15.5 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				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				
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録		備考	
		計測			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		要否理由	記録		備考	
		計測			記録先	備考		
		可否	要否					
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。	プロセス計算機	—		
格納容器バイパスの監視	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, 中央制御室記録計	—		

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】

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1.15.1図 機能喪失原因対策分析</p> <p>対応手段 ①：他チャンネルによる計測 ②：代替パラメータによる計測 ③：可搬型計測器による計測 ④：常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備 ⑤：可搬型代替交流電源設備からの給電 ⑥：常設可搬型交流電源設備からの給電 ⑦：可搬型可搬型交流電源設備からの給電 ⑧：可搬型可搬型交流電源設備からの給電</p>	<p>第1.15-1図 機能喪失原因対策分析</p> <p>対応手段 ①：他チャンネルによる計測 ②：代替パラメータによる計測 ③：可搬型計測器による計測 ④：常設代替交流電源設備による交流電源復旧 ⑤：所内常設直流電源設備による交流電源復旧 ⑥：所内常設直流電源設備からの給電 ⑦：常設代替直流電源設備からの給電 ⑧：可搬型代替直流電源設備からの給電</p>	<p>備考</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】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																								
<div style="text-align: center;"> <p>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> </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" 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</th> <th style="text-align: center;">故障要因3</th> <th style="text-align: center;">故障要因4</th> <th style="text-align: center;">故障要因5</th> <th style="text-align: center;">故障要因6</th> <th style="text-align: center;">故障要因7</th> <th style="text-align: center;">故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">故障想定機器</td> <td style="text-align: center;">故障要因1 他チャンネル監視不能</td> <td style="text-align: center;">故障要因2</td> <td style="text-align: center;">故障要因3</td> <td style="text-align: center;">故障要因4</td> <td style="text-align: center;">故障要因5</td> <td style="text-align: center;">故障要因6</td> <td style="text-align: center;">故障要因8</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">パラメータ監視不能</td> <td style="text-align: center;">計測範囲を超えた場合 計器本体故障 チャンネル監視不能</td> <td style="text-align: center;">計器電源喪失(以降、1.14と同様) 計器電源喪失(以降、1.14と同様)</td> <td style="text-align: center;">計器電源喪失(以降、1.14と同様) 計器電源喪失(以降、1.14と同様)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 本資料は、「機組喪失原因対策分析」を基に、「稼働中事故対策要綱」の機組の機組が喪失する箇所を抽出している。すなわち、機組の機組が喪失することにより、当該機組の左側に影響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、A39条件、0E条件については記載していないため、必要に応じて「機組喪失原因対策分析」を参照することとする。</p>	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		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	故障想定機器	故障要因1 他チャンネル監視不能	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8	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 チャンネル監視不能	計器電源喪失(以降、1.14と同様) 計器電源喪失(以降、1.14と同様)	計器電源喪失(以降、1.14と同様) 計器電源喪失(以降、1.14と同様)						
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		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																			
故障想定機器	故障要因1 他チャンネル監視不能	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8																			
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 チャンネル監視不能	計器電源喪失(以降、1.14と同様) 計器電源喪失(以降、1.14と同様)	計器電源喪失(以降、1.14と同様) 計器電源喪失(以降、1.14と同様)																							

第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）

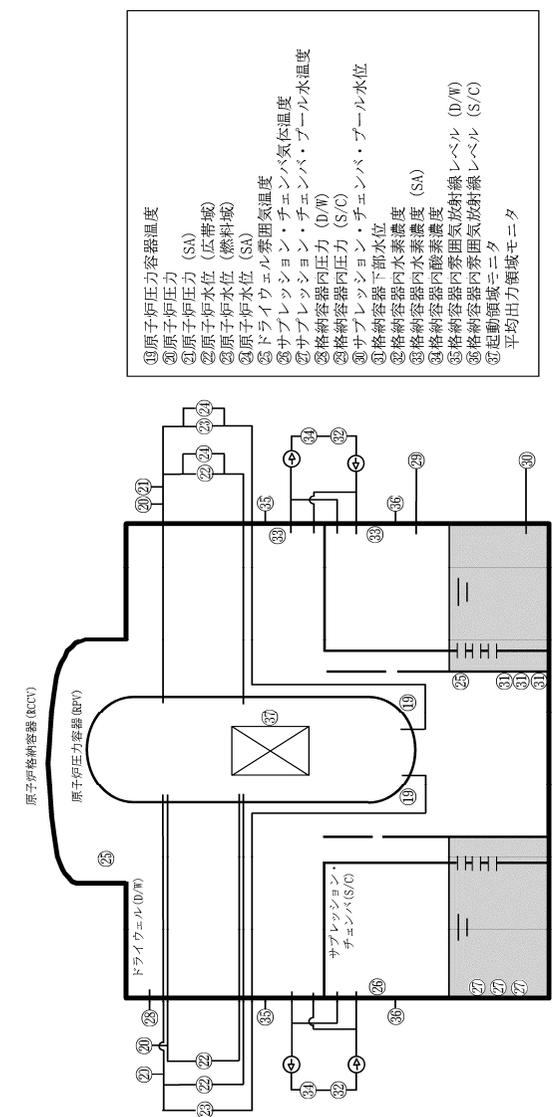
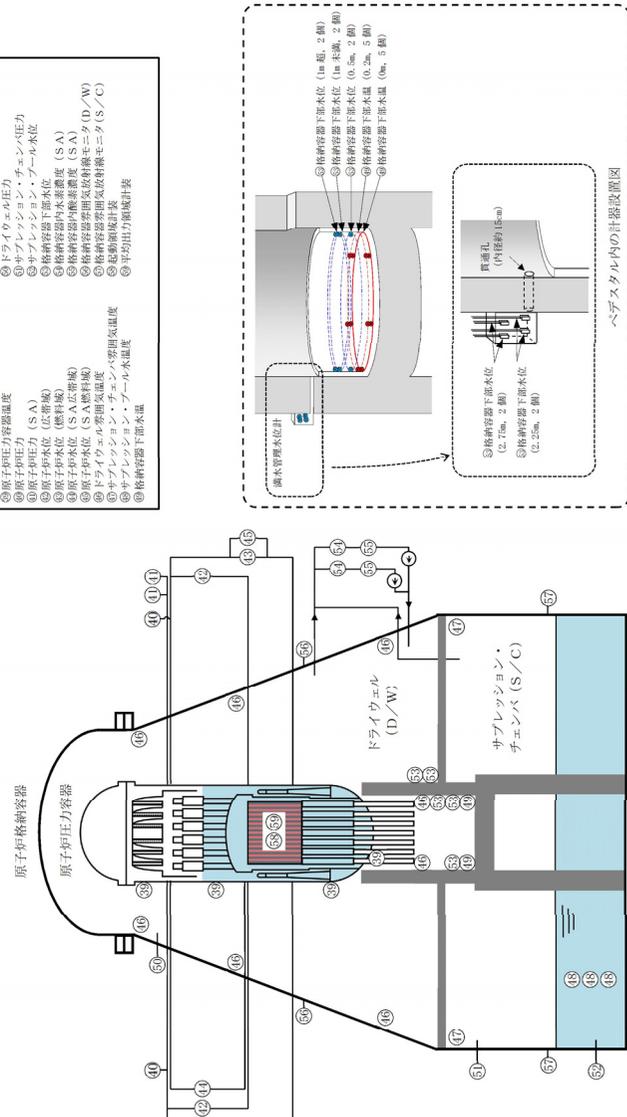
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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1.15.2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</p> <p>※1 当該重大事故等に対応するために各技術的能力が用いられる、以下に示すパラメータ ・技術的能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保 ・計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保 ・計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保 ・計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保</p> <p>※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p> <p>※3 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p> <p>※4 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p> <p>※5 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p>	<p>第1.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</p> <p>※1 当該重大事故等に対応するために各技術的能力が用いられる、以下に示すパラメータ ・技術的能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保 ・計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保 ・計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保 ・計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保</p> <p>※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p> <p>※3 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p> <p>※4 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p> <p>※5 重大事故等対応設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力に必要と見做すし、且設備計装監視期間（第14-15条）の計装能力の中間基準及び確保を確保する必要があるパラメータである。</p>	<p>備考</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】

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 (CCV)</p> <p>原子炉格納容器 (RPV)</p> <p>ドライウエール (D/W)</p> <p>サブプレッション・チェンバ (S/C)</p> <p>①原子炉圧力容器温度 ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (線形域) ⑤ドライウエール雰囲気温度 ⑥サブプレッション・チェンバ・プールの温度 ⑦サブプレッション・チェンバ内圧力 (D/W) ⑧格納容器内圧力 (S/C) ⑨格納容器下部水位 ⑩格納容器内水素濃度 (SA) ⑪格納容器内酸素濃度 (SA) ⑫格納容器内放射線レベル (D/W) ⑬格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ⑭起動領域モニタ ⑮平均出力領域モニタ</p>	 <p>原子炉格納容器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>ドライウエール (D/W)</p> <p>サブプレッション・チェンバ (S/C)</p> <p>①原子炉圧力容器温度 ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (線形域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥ドライウエール雰囲気温度 ⑦サブプレッション・チェンバ・プールの温度 ⑧格納容器温度 ⑨ドライウエール圧力 ⑩サブプレッション・プールの水位 ⑪格納容器内水素濃度 (SA) ⑫格納容器内酸素濃度 (SA) ⑬格納容器内放射線レベル (D/W) ⑭サブプレッション・チェンバ内放射線レベル (S/C) ⑮起動領域計装 ⑯平均出力領域計装</p> <p>①格納容器下部水位 (1m超、2脚) ②格納容器下部水位 (1m未満、2脚) ③格納容器下部水位 (0.5m、2脚) ④格納容器下部水位 (0.2m、5脚) ⑤格納容器下部水温 (0m、3脚)</p> <p>①格納容器下部水位 (2.75m、2脚) ②格納容器下部水位 (2.25m、2脚)</p> <p>貫通孔 (内径約15mm)</p> <p>ベテスタル内の計器設置図</p>	<p>備考</p>

第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

第 1.15-3 図 主要設備 系統概要図 (2/3)

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】

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1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (3/3)</p> <p>※：7号炉も同様</p>	<p>第1.15-3 図 主要設備 系統概要図 (3/3)</p> <p>※1 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、⑩～⑬より構成する。</p>	<p>備考</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】

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 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流電源) (1/3)</p>	<p>備考</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】

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 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流電源) (2/3)</p>	<p>備考</p>

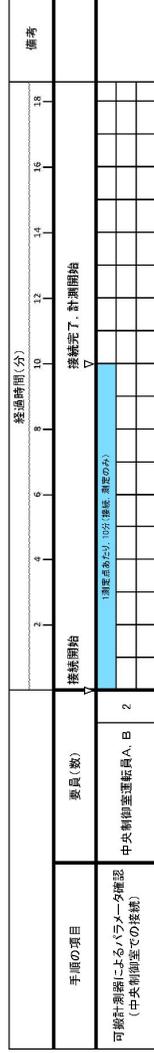
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

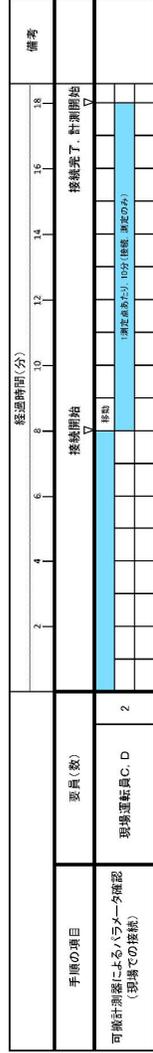
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>【説明】</p> <ul style="list-style-type: none"> HPCS : 高圧炉心スレーブ系 M/G : ナトリウム回路閉鎖装置 P/C : ハワールセンタ MCC : モータコントロールセンタ <p>【凡例】</p> <ul style="list-style-type: none"> ①: ディーゼル発電機 ②: 遮断器 ③: 変圧器 ④: チェンネル変電機 ⑤: 可搬型代替低圧電源車 ⑥: 常設代替高圧電源装置 ⑦: 切替装置 ⑧: 緊急停止装置 ⑨: 緊急停止装置 ⑩: 緊急停止装置 ⑪: 緊急停止装置 ⑫: 緊急停止装置 ⑬: 緊急停止装置 ⑭: 緊急停止装置 ⑮: 緊急停止装置 ⑯: 緊急停止装置 ⑰: 緊急停止装置 ⑱: 緊急停止装置 ⑲: 緊急停止装置 ⑳: 緊急停止装置 ㉑: 緊急停止装置 ㉒: 緊急停止装置 ㉓: 緊急停止装置 ㉔: 緊急停止装置 ㉕: 緊急停止装置 ㉖: 緊急停止装置 ㉗: 緊急停止装置 ㉘: 緊急停止装置 ㉙: 緊急停止装置 ㉚: 緊急停止装置 ㉛: 緊急停止装置 ㉜: 緊急停止装置 ㉝: 緊急停止装置 ㉞: 緊急停止装置 ㉟: 緊急停止装置 ㊱: 緊急停止装置 ㊲: 緊急停止装置 ㊳: 緊急停止装置 ㊴: 緊急停止装置 ㊵: 緊急停止装置 ㊶: 緊急停止装置 ㊷: 緊急停止装置 ㊸: 緊急停止装置 ㊹: 緊急停止装置 ㊺: 緊急停止装置 ㊻: 緊急停止装置 ㊼: 緊急停止装置 ㊽: 緊急停止装置 ㊾: 緊急停止装置 ㊿: 緊急停止装置 <p>第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (交流電源) (3/3)</p>	備考

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉



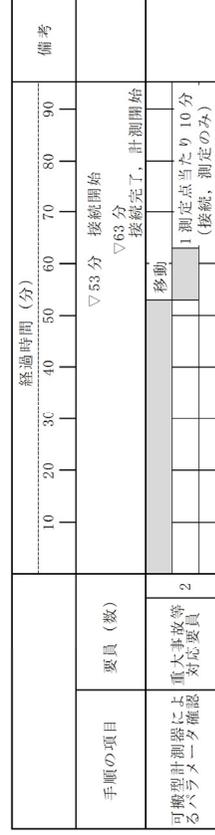
中央制御室での可搬型計器接続



現場での可搬型計器接続

第 1.15.5 図 可搬型計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 1.15-5 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

備考

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 < 目次 ></p> <p>1.16.1 対応手段と設備の選定 (1) 対応手段と設備の選定の考え方 (2) 対応手段と設備の選定の結果 a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備 (a) 対応手段 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.16.2 重大事故等時の手順 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順 b. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順 c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順 (2) 中央制御室待避室の準備手順 a. 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化手順 b. カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順 (3) 中央制御室の照明を確保する手順 (4) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順 (6) 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 (7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順 (8) その他の放射線防護措置等に関する手順等 a. 炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順 b. 放射線防護に関する教育等 c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化 (9) その他の手順項目について考慮する手順 (10) 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 < 目次 ></p> <p>1.16.1 対応手段と設備の選定 (1) 対応手段と設備の選定の考え方 (2) 対応手段と設備の選定の結果 a. 重大事故等時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備 (a) 対応手段 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.16.2 重大事故等時の手順 1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順 b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順 (2) 中央制御室待避室の準備手順 (3) 中央制御室の照明を確保する手順 (4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順 (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順 (6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順 (7) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータ等の監視手順 (8) 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順 (9) その他の放射線防護措置等に関する手順等 a. 炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順 b. 放射線防護に関する教育等 c. 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化 (10) その他の手順項目について考慮する手順 (11) 重大事故等時の対応手段の選択</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>(11)現場操作のアクセス性</p> <p>(12)操作の成立性</p> <p>1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等</p> <p>(1)チェンジングエリアの設置及び運用手順</p> <p>1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等</p> <p>(1)非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p> <p>a. 非常用ガス処理系起動手順</p> <p>b. 非常用ガス処理系停止手順</p> <p>c. 原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順</p> <p>(2)現場操作のアクセス性</p>	<p>(12) 操作の成立性</p> <p>1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等</p> <p>(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順</p> <p>1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等</p> <p>(1) 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p> <p>a. 原子炉建屋ガス処理系起動手順</p> <p>(a) 交流動力電源が正常な場合の運転手順</p> <p>(b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順</p> <p>b. 原子炉建屋ガス処理系停止手順</p> <p>c. 原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順</p> <p>d. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどま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】 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどま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】 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.16.1 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>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と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、設計基準事故対処設備、設計基準対象施設、自主対策設備^{*1}の他に資機材^{*2}を用いた対応手段を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で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>※2 資機材：防護具及びチェンジングエリア設管用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。</p> <p>また、選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条（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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、設計基準事故対処設備、設計基準対象施設、自主対策設備と資機材を以下に示す。</p> <p>なお、重大事故等対処設備、重大事故等対処施設及び資機材と整備する手順についての関係を第1.16-1表に示す。</p> <p>a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等時に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。</p> <p>中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロウユニット） ・中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト 	<p>1.16.1 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>重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と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、設計基準事故対処設備、設計基準対象施設、自主対策設備^{*1}の他に資機材^{*2}を用いた対応手段を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で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>※2 資機材：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア設管用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。</p> <p>また、選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条（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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、設計基準事故対処設備、設計基準対象施設、自主対策設備と資機材を以下に示す。</p> <p>なお、重大事故等対処設備、重大事故等対処施設及び資機材と整備する手順についての関係を第1.16-1表に示す。</p> <p>a. 重大事故等時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等時に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。</p> <p>中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系 空気調和機ファン ・中央制御室換気系 フィルタ系ファン 	

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備 考
<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調系給排気隔離弁 (MCR外気取入ダンプ, MCR排気ダンプ, MCR非常用外気取入ダンプ) ・中央制御室換気空調系ダクト (MCR外気取入ダクト, MCR排気ダクト) ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンベ) ・中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁) ・可搬型蓄電池内蔵型照明 ・差圧計 ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計 ・無線連絡設備 (常設) ・無線連絡設備 (常設) (屋外アンテナ) ・衛星電話設備 (常設) ・衛星電話設備 (常設) (屋外アンテナ) ・データ表示装置 (待避室) ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・非常用照明 ・カードル式空気ポンベユニット ・乾電池内蔵型照明 <p>中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。</p> <p>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・乾電池内蔵型照明 ・非常用照明 ・防護具及びチェンジングエリア設営用資機材 <p>原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然に防止する手</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系 フィルタユニット ・中央制御室換気系 ダクト・ダンプ ・中央制御室換気系 給気隔離弁 ・中央制御室換気系 排気隔離弁 ・中央制御室換気系 排煙装置隔離弁 ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット (空気ポンベ) ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット (配管・弁) ・可搬型照明 (S A) ・中央制御室待避室差圧計 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・衛星電話設備 (可搬型) (待避室) ・衛星電話設備 (屋外アンテナ) ・衛星制御装置 ・衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 ・データ表示装置 (待避室) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・非常用交流電源設備 ・非常用照明 <p>中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。</p> <p>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明 (S A) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・防護具及びチェンジングエリア設営用資機材 <p>原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>段がある。</p> <p>運転員等の被ばくを未然に防止するための設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・非常用ガス処理系乾燥装置 ・非常用ガス処理系配管・弁 ・主排気筒（内筒） ・非常用ガス処理系排気流量 ・原子炉建屋外気差圧 ・原子炉建屋原子炉区域 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>中央制御室の居住性を確保する設備及び運転員の被ばく線量を低減する設備のうち中央制御室遮蔽，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロワユニット），中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ，MCR排気ダンパ，MCR非常用外気取入ダンパ），中央制御室換気空調系ダクト（MCR外気取入ダクト，MCR排気ダクト），中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ，配管・弁），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，無線連絡設備（常設），無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ），衛星電話設備（常設），衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ），データ表示装置（待避室），非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系フィルタ装置，非常用ガス処理系乾燥装置，非常用ガス処理系配管・弁，主排気筒（内筒），非常用ガス処理系排気流量，原子炉建屋外気差圧及び原子炉建屋原子炉区域は重大事故等対処設備と位置付ける。</p>	<p>に防止する手段がある。</p> <p>運転員等の被ばくを未然に防止するための設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系 排風機 ・非常用ガス再循環系 排風機 ・非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン ・非常用ガス処理系排気筒 ・原子炉建屋原子炉棟 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・ブローアウトパネル強制開放装置 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>中央制御室の居住性の確保する設備及び運転員の被ばく線量を低減する設備のうち中央制御室遮蔽，中央制御室換気系 空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系 フィルタユニット，中央制御室換気系ダクト・ダンパ，中央制御室換気系 給気隔離弁，中央制御室換気系 排気隔離弁，中央制御室換気系 排煙装置隔離弁，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室 空気ポンベユニット（空気ポンベ），中央制御室待避室 空気ポンベユニット（配管・弁），可搬型照明（S A），中央制御室待避室差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，衛星電話設備（可搬型）（待避室），衛星電話設備（屋外アンテナ），衛星制御装置・衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路，データ表示装置（待避室），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，非常用交流電源設備，非常用ガス処理系 排風機，非常用ガス再循環系 排風機，非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン，非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン，非常用ガス処理系排気筒，原子炉建屋原子炉棟，ブローアウトパネル閉止装置，ブローアウトパネル開閉状態表示及びブローアウトパネ</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>以上の設備により、重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため、以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせてその理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用照明 <p>非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため、可搬型蓄電池内蔵型照明の代替設備として有効である。</p> ・カードル式空気ポンプユニット <p>カードル式空気ポンプユニットの準備操作は、参集した緊急時対策要員によって実施すること、さらには空気の供給開始までに時間を要するが、仮に6号及び7号炉の格納容器ベントのタイミングのずれを考慮した場合でも、中央制御室待避室に必要な空気量を供給する際に有効である。</p> ・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、事故対応時に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p> <p>なお、乾電池内蔵型照明、防護具及びチェンジングエリア設営用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。</p> <p>b. 手順等</p> <p>上記のa.により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.16.2表、第1.16.3表）。</p> <p>これらの手順は、運転員及び復旧班要員^{※3}の対応として全交流動力電源喪失の対応手順等に定める。また、保安班要員^{※4}の対応として汚染の持ち込みを防止するための手順に定める。</p> <p>※3 復旧班要員：緊急時対策要員のうち応急復旧計画の立案と措置、電源機能等喪失時の措置を行う要員をいう。</p> <p>※4 保安班要員：緊急時対策要員のうち所内外の放射線・放射能の状況把握、被</p>	<p>ル閉止装置開閉状態表示は重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の設備により、重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため、以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせてその理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用照明 <p>非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため、照明を確保する手段として有効である。</p> ・ブローアウトパネル強制開放装置 <p>状況に応じて必要な箇所全てを開放するまでに時間を要するが、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する必要性が生じた場合の手段として有効である。</p> <p>なお、防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア設営用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。</p> <p>b. 手順等</p> <p>上記のa.により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.16-2表、第1.16-3表）。</p> <p>これらの手順は、運転員等^{※3}及び重大事故等対応要員の対応とし、「非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース）」、「AM設備別運転手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.16-1表）</p> <p>※3 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>	

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ばく・汚染管理を行う要員をいう。</p> <p>1.16.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.16.2.1 居住性を確保するための手順等</p> <p>重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な設備として、6号及び7号炉中央制御室換気空調系に外気との隔離を行うための隔離ダンパをそれぞれ設置する。また、中央制御室可搬型陽圧化空調機を設置し、放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給することで、中央制御室空調パウンダリ全体を陽圧化する。</p> <p>さらに、格納容器圧力逃がし装置を使用した際のブルームの影響による運転員の被ばくを低減させるための設備として、中央制御室パウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は遮蔽及び中央制御室陽圧化装置により、居住性を確保する設計とする。中央制御室、中央制御室待避室の陽圧化パウンダリ構成をする。中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化パウンダリ構成を第1.16.2図に示す。</p> <p>なお、重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。</p> <p>中央制御室待避室を使用する場合、居住性確保の観点より、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の18%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室内に設置する給気弁・排気弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。</p> <p>中央制御室待避室への酸素ガスの供給は空気ボンベで行い、6号及び7号炉の格納容器圧力逃がし装置を時間差で使用した場合においても基準値を逸脱することはない設計となっている。</p> <p>なお、これらの運用解除については、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。</p> <p>さらに、運転員の被ばく低減のため、緊急時対策所本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交替体制を整備する。</p>	<p>1.16.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.16.2.1 居住性を確保するための手順等</p> <p>重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な設備として、中央制御室換気系を設置する。</p> <p>中央制御室換気系は、外気との隔離を行うための隔離弁を設置するとともに、中央制御室換気系 フィルタ系ファンを設置し、中央制御室換気系 フィルタユニットを通る閉回路循環運転により放射性物質を取り除いた後の空気を中央制御室へ供給することで、中央制御室内の空気を清浄に保つ。</p> <p>さらに、格納容器圧力逃がし装置を使用した際のブルームの影響による運転員等の被ばくを低減させるための設備として、中央制御室パウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は遮蔽及び中央制御室待避室 空気ポンベユニット（空気ボンベ）により、居住性を確保する設計とする。中央制御室待避室の正圧化パウンダリ構成を第1.16-5図に示す。</p> <p>なお、重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く原子炉格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員等の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、原子炉格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重量を考慮）シナリオを選定する。</p> <p>中央制御室待避室を使用する場合、居住性確保の観点より、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。</p> <p>中央制御室待避室への酸素の供給は空気ボンベで行い、基準値を逸脱することはない設計となっている。</p> <p>なお、これらの運用解除については、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。</p> <p>さらに、運転員の被ばく低減のため、緊急時対策所本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交替体制を整備する。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等</p> <p>環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気空調系再循環運転モードの使用、又は中央制御室内を中央制御室可搬型陽圧化空調機で加圧を行い、隣接区域からの放射性物質のインリークを防止する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により受電し、系統構成実施後に中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する。</p> <p>中央制御室換気空調系再循環運転モードは、重大事故等時の炉心損傷前の段階において、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する設備ではあるが、設計基準事故対処設備であることから、本事項では重大事故対処設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機の使用手順を示す。</p> <p>a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順</p> <p>炉心損傷時に、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて、放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>中央制御室換気空調系の運転モードにより、使用する手順書を選定する。</p> <p>・中央制御室換気空調系が通常運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。</p> <p>中央制御室換気空調系概要図を第1.16.1図に、中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を第1.16.3図に、6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第1.16.4図に、7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第1.16.5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中央制御室換気空調系の停止・隔離、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。</p> <p>② 中央制御室運転員Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系排風機を停止し、中央制御室換気空調系送風機を停止する。中央制御室換気空調</p>	<p>(1) 中央制御室換気系の運転手順等</p> <p>環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行い中央制御室の空気を清浄に保つ。</p> <p>全交流動力電源喪失により閉回路循環運転が停止した場合は、常設代替交流電源設備により受電し、手動で起動する手順に着手する。</p> <p>a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順</p> <p>重大事故等時に、交流動力電源が正常な場合において、中央制御室換気系は原子炉水位低（レベル3）、ドライウェル圧力高、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高の何れかの隔離信号により自動的に閉回路循環運転となるため、閉回路循環運転状態を確認するための手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室換気系の電源が、外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で隔離信号の発信を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>自動起動した中央制御室換気系の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>中央制御室換気系概要図を第1.16-1図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室換気系の自動起動の確認を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁並びに排煙装置隔離弁が閉していること及び中央制御室換気系空調機ファン並びに中央制御室換気系フィルタファンが運転していることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し、中央制御室換気系が自動起動したことを確認するまで6分以内で対応可能である。</p> <p>b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順</p> <p>全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で閉回路循環運転に切り替わらない場合に、手動で起動し閉回路循環運転に切り替える手順を整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時には、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によりMCC 2C系又はMCC 2D系が受電されたことを確認した後、中央制御室換気系を起動</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>系送風機停止後に、換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。</p> <p>③ 中央制御室運転員 Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系給気隔離弁（MCR外気取入ダンパ、MCR排気ダンパ）を閉操作し、中央制御室を換気隔離する。</p> <p>④ 現場運転員E及びFは、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニット、中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。</p> <p>⑤ 当直副長は、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう、現場運転員E及びFに中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。</p> <p>⑥ 現場運転員E及びFは、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は、起動時に調整後は再調整不要。）</p> <p>・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。</p> <p>中央制御室換気空調系概要図を第 1.16.1図に、中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を第 1.16.3図に、6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.4図に、7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.5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中央制御室換気空調系隔離の確認、中央制御室換気空調系の停止、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。</p> <p>② 中央制御室運転員 Bは、中央制御室にて中央制御室の換気空調系が隔離されていることを確認する。</p> <p>③ 中央制御室運転員 Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系再循環送風機を停止し、中央制御室換気空調系送風機を停止する。</p> <p>中央制御室換気空調系送風機停止後に、換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。</p>	<p>する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室換気系が自動で閉回路循環運転に切り替わらない場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからMCC 2C又はMCC 2Dが受電完了した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>全交流動力電源喪失により中央制御室換気系が停止している場合に、中央制御室換気系を再起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第1.16-1図に、タイムチャートを第1.16-2図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室換気系の起動の準備を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉していることを確認する。なお、中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉していないことを確認した場合、運転員等は中央制御室にて、中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁を閉にし、発電長に報告する。</p> <p>③ 発電長は、中央制御室換気系の起動を指示する。</p> <p>④ 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系空調機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンを起動し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し、中央制御室換気系空調機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動まで6分以内で対応可能である。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④ 現場運転員 E及び Fは、コントロール建屋計測制御電源盤区域 (B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット、中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。</p> <p>⑤ 当直副長は、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう、現場運転員 E及び Fに中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。</p> <p>⑥ 現場運転員 E及び Fは、コントロール建屋計測制御電源盤区域 (B)送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は、起動時に調整後は再調整不要。）</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室換気空調系の停止、隔離操作は、6号及び7号炉の中央制御室運転員各2名（操作者及び確認者）の合計4名で実施し、約10分に対応可能である。また、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は、6号及び7号炉の現場運転員各2名の合計4名で実施し、約30分に対応可能である。</p> <p>b. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止して復旧の見込みがない場合は、中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順を整備する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止した場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により中央制御室可搬型陽圧化空調機の電源を受電し、起動を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し、復旧の見込みがない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気空調系概要図を第1.16.1図に、中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を第1.16.3図に、6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第1.16.4図に、7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>置を第 1.16.5図に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作を指示する。全交流動力電源喪失が原因で再循環運転モードが停止している場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による非常用母線（AM用 MCC含む）の受電操作が完了していることを確認し、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作を指示する。 ② 中央制御室運転員 Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系送風機、再循環送風機の停止を確認する。 ③ 中央制御室運転員 Bは、中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ、MCR排気ダンパ）を閉確認し、中央制御室の換気隔離を確認する。 ④ 現場運転員 E及び Fは、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロフユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット、中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。 ⑤ 当直副長は、現場運転員 E及び Fに中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう、中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。 ⑥ 現場運転員 E及び Fは、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し、中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は、起動時に調整後は再調整不要。） <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室換気空調系再循環運転モード停止による中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電後に実施する。換気空調系の停止、隔離確認は、6号及び7号炉の中央制御室運転員各2名（操作者及び確認者）の合計4名で実施し、約10分に対応可能である。また、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動操作は、6号及び7号炉の現場運転員各2名の合計4名で実施し、約30分に対応可能である。</p> <p>中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時に炉心損傷を判断した場合は、速やかに中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する必要があるが、炉心損傷を判断していない場合は、原子炉及び使用済燃料プールの安全確保を優先的に対応し、</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>酸素ガス及び二酸化炭素ガスが許容濃度に到達する前までに実施する。</p> <p>なお、中央制御室換気空調系給排気隔離弁については、全交流動力電源喪失等により中央制御室から当該弁を閉操作できない場合、現場閉操作は、6号及び7号炉の現場運転員各2名の合計4名で実施し、約30分に対応可能である。（全交流動力電源喪失等発生時に中央制御室内放射線量が上昇した場合に、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電を待たずして中央制御室を換気隔離する。）</p> <p>全交流動力電源喪失+直流電源喪失においても、非常用電源の復電手順は異なるが、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順は変わらない。</p> <p>現場操作については、円滑に操作ができるように移動経路を確保し、可搬型照明を整備する。</p> <p>c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順</p> <p>中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合、中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切り替えを実施する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合。</p> <p>(b) 操作手順及び(c)操作の成立性</p> <p>操作手順及び操作の成立性は、中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え操作であるので1.16.2.1(1)a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順の「中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要」と同様である。</p> <p>(2) 中央制御室待避室の準備手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。</p> <p>a. 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化手順</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p>	<p>(2) 中央制御室待避室の準備手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンプユニットにより加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <p>① 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サブプレッション・プール水位指示</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>炉心損傷を判断した場合^{※1}で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化を実施した場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>中央制御室待避室の陽圧化設備による加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室陽圧化装置の概要を第1.16.6図に示す。</p> <p>①当直副長は、炉心損傷時の中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、現場運転員E及びFに中央制御室待避室の加圧準備を指示する。</p> <p>②現場運転員E及びFは、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、コントロール建屋1階通路、廃棄物処理建屋1階通路に設置した中央制御室陽圧化装置空気ポンベ元弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。</p> <p>③当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約30分前、又は現場運転員C及びDに格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員C及びDが現場へ移動開始した時に、現場運転員E又はFに中央制御室待避室の加圧を指示する。</p> <p>④現場運転員E又はFは、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ポンベ空気給気第一、第二弁を開操作し、中央制御室待避室の陽圧化を開始する。（第1.16.6図中央制御室待避室陽圧化装置概要）</p>	<p>値が通常水位+6.4m^{※2}に到達した場合</p> <p>② 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、かつ原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合で、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、速やかに中央制御室待避室の加圧を行えるよう設定している。なお、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.4mから+6.5mに到達するまでは評価上約20分である。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>中央制御室待避室の中央制御室待避室空気ポンベユニットによる加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図を第1.16-5図に、中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室空気ポンベユニットの概要図を第1.16-6図に示す。タイムチャートを第1.16-4図に示す。</p> <p>① 発電長は、炉心損傷時の中央制御室換気系による閉回路循環運転後に、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気ポンベ集合弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。（第1.16-6図 中央制御室待避室空気ポンベユニット概要図）</p> <p>③ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約20分前、運転員等に中央制御室待避室の加圧を指示する。</p> <p>④ 運転員等は、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気供給差圧調整弁前後弁を開操作した後に、中央制御室待避室内の空気供給差圧調整弁の調整開操作を実施し、中央制御室待避室の加圧を開始する。（第1.16-6図 中央制御室待避室空気ポンベユニット概要図）</p> <p>⑤ 発電長は、運転員等に中央制御室待避室の圧力を中央制御室より正圧に維持するよう指示する。</p> <p>⑥ 運転員等は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>⑤当直副長は、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。</p> <p>⑥現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動後に実施し、現場運転員 2 名で約 30 分に対応可能である。(6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の現場運転員が中央制御室待避室の加圧準備操作を行う。)</p> <p>中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時）、運転員 1 名にて 5 分以内に対応可能である。(6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の中央制御室運転員が中央制御室待避室の加圧操作を行う。)</p> <p>b. カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}で、中央制御室待避室陽圧化装置を使用できない場合、又は 6 号及び 7 号炉の同時でない原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。</p> <p>※ 1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧手順の概要は以下のとおり。</p> <p>[カードル式空気ポンプユニットの準備操作]</p>	<p>を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した中央制御室待避室空気ポンプユニットの空気供給差圧調整弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室より正圧に維持する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室換気系起動後に実施し、運転員等 1 名で 5 分以内に対応可能である。</p> <p>中央制御室待避室の加圧操作は、発電長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 20 分前）、運転員等 1 名にて 5 分以内に対応可能である。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に中央制御室待避室の陽圧化のためのカードル式空気ポンベユニットの準備を依頼する。</p> <p>②緊急時対策本部は、緊急時対策要員にカードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。</p> <p>③緊急時対策要員は、廃棄物処理建屋近傍へカードル式空気ポンベユニットを移動させる。</p> <p>④緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニット 5 台をホースにて接続し、更に中央制御室待避室陽圧化装置（配管）と接続するため、廃棄物処理建屋接続口へホースを接続する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットのボンベ元弁を開操作し、カードル式空気ポンベユニット建屋接続外弁を開操作する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットの準備完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。</p> <p>[中央制御室待避室の陽圧化]</p> <p>①当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧を指示する。</p> <p>②現場運転員 E 及び F は、廃棄物処理建屋 1 階にてカードル式空気ポンベユニット建屋接続内弁を開操作する。</p> <p>③中央制御室運転員は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ポンベ空気給気第一、第二弁を開操作することで、中央制御室待避室の加圧を開始する。</p> <p>④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の加圧準備操作は、緊急時対策要員 7 名で実施し、約 150 分で対応可能である。</p> <p>中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時)、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名の合計 3 名で実施し、約 20 分で対応可能である。</p> <p>カードル式空気ポンベユニットの準備操作は、参集した緊急時対策要員によって行う。なお、中央制御室待避室が建屋内の空気ポンベによって陽圧化されている時に、カードル式空気ポンベユニットによる空気の供給を開始した場合も、空気ポンベの下流側に設置されている圧力調整ユニットにより系統圧力が制御されているため、中央制御室待避室に影響がでることはない。</p> <p>(3) 中央制御室の照明を確保する手順</p> <p>中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>全交流動力電源喪失時の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置手順の概要は以下のとおり。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室の照明を確保するため、可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯の確認、可搬型蓄電池内蔵型照明の設置を指示する。</p> <p>② 中央制御室運転員 B は、可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯を確認の上、可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し、中央制御室の照明を確保する。</p> <p>③ 当直副長は、代替交流電源設備による非常用母線の受電操作が完了していることを確認し、中央制御室運転員に非常用照明の点灯確認を指示する。</p> <p>④ 中央制御室運転員 B は、中央制御室にて非常用照明の点灯を確認する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯操作は、代替常設交流電源受電準備完了後に 6 号及び 7 号炉の中央制御室運転員各 1 名の合計 2 名で実施し、約 15 分で対応可能である。</p>	<p>東海第二</p> <p>(3) 中央制御室の照明を確保する手順</p> <p>中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明（SA）により照明を確保する手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>全交流動力電源喪失時の可搬型照明（SA）の設置手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-3 図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室の照明を確保するため、可搬型照明（SA）の点灯確認、可搬型照明（SA）の設置を指示する。</p> <p>② 運転員等は、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による点灯を確認の上、可搬型照明（SA）を設置し、中央制御室の照明を確保する。なお、常設代替交流電源設備による給電再開後においても非常用照明が使用できない場合は、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より可搬型照明（SA）へ給電するため、可搬型照明（SA）を緊急用コンセントに接続しておく。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の可搬型照明（SA）の設置・点灯操作は、運転員等 1 名で実施し、30 分以内で対応可能である。</p>	<p>備考</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(4) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順</p> <p>中央制御室の居住性の観点から、中央制御室内の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定及び管理を行う手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断</p> <p>中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等、中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧操作を実施していない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を指示する。</p> <p>② 現場運転員C及びDは、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を開始する。</p> <p>③ 当直副長は、中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を適宜確認し、酸素濃度が許容濃度の18%を下回る、又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は、MCR 非常用外気取入ダンパの開閉を現場運転員に指示する。</p> <p>④ 現場運転員は、MCR 非常用外気取入ダンパを開閉操作し、酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度調整を行う。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室の対応は、6号及び7号炉現場運転員の8名うち2名で実施し、MCR 非常用外気取入ダンパの手動開操作まで行った場合でも約10分で対応可能である。</p> <p>(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順</p> <p>中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順を整備する。</p>	<p>(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順</p> <p>中央制御室の居住性の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>中央制御室換気系が閉回路循環運転で運転中等、中央制御室換気系給気隔離弁、排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が全閉の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する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、運転員等に中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。</p> <p>② 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。</p> <p>③ 運転員等は、中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し、酸素濃度が許容濃度の19%を下回る、又は二酸化炭素濃度が0.5%を超え上昇している場合は、災害対策本部と換気のタイミングを協議により決定し、二酸化炭素濃度が許容濃度の1%を超えるまでに、中央制御室にて外気取入れによる換気を行い、酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室の対応は、運転員等1名で行い、中央制御室換気系給気隔離弁及び排気隔離弁の開操作まで行った場合でも10分以内で対応可能である。</p> <p>(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順</p> <p>中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室に可搬型照明（S A）を設置する手順を整備する。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>a. 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>b. 操作手順 中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室待避室の照明の設置を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 B は、可搬型蓄電池内蔵型照明をあらかじめ定められた場所に設置し、中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉圧力容器への注水を実施後に6号及び7号炉の中央制御室運転員各1名の合計2名で実施し、中央制御室待避室データ表示装置の起動操作と併せて約10分に対応可能である。</p> <p>(6) 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素ガス及び二酸化炭素ガス濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 運転員が中央制御室待避室へ待避した場合。</p> <p>b. 操作手順 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を測定・管理する手順の</p>	<p>a. 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合。</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>b. 操作手順 中央制御室待避室に可搬型照明（SA）を設置する手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-4図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型照明（SA）の点灯確認、可搬型照明（SA）の設置を指示する。</p> <p>② 運転員等は、可搬型照明（SA）をあらかじめ定められた場所に設置し、中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。なお、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による給電再開後は、常設代替交流電源より可搬型照明（SA）へ給電するため、可搬型照明（SA）を緊急用コンセントに接続しておく。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、第一弁の開操作を実施後に運転員等1名で実施し、15分以内に対応可能である。</p> <p>(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順 中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 中央制御室待避室へ待避した場合。</p> <p>b. 操作手順 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>概要は以下のとおり。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を指示する。</p> <p>② 現場運転員 C 及び D は、酸素濃度・二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を開始する。</p> <p>③ 現場運転員 C 及び D は、中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を適宜確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 18%を下回る、又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 0.5%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持しながら、中央制御室待避室給・排気弁を開閉操作し、酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度調整を行う。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室待避室の対応は、運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に 6 号及び 7 号炉現場運転員 8 名のうち 2 名で行うことが可能である。</p> <p>酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度調整が必要となった場合は、酸素濃度・二酸化炭素濃度計確認後、5 分以内に調整開始が可能である。</p> <p>(7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順</p> <p>運転員が中央制御室待避室に待避後も、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>中央制御室待避室にて、中央制御室待避室データ表示装置を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置に関するデータ伝送の概要を第 1.16.7 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、中央制御室運転員に中央制御室待避室データ表示装置の起動、パラメータ監視を指示する。</p>	<p>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、運転員等に中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。</p> <p>② 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。</p> <p>③ 運転員等は、中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回る、又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに、中央制御室待避室圧力を中央制御室に対して正圧に維持しながら、中央制御室待避室空気ポンプユニットの空気供給差圧調整弁を操作し、酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室待避室の対応は、運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に運転員等 1 名で行うことが可能である。</p> <p>酸素及び二酸化炭素の濃度調整が必要となった場合は、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計確認後、10 分以内に調整開始が可能である。</p> <p>(7) データ表示装置 (待避室) によるプラントパラメータ等の監視手順</p> <p>運転員等が中央制御室待避室に待避後も、データ表示装置 (待避室) にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合。</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>中央制御室待避室にて、データ表示装置 (待避室) を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置 (待避室) に関するデータ伝送の概要を第 1.16-7 図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にデータ表示装置 (待避室) の起動、パラメータ監視を指示する。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>② 中央制御室運転員は、中央制御室待避室データ表示装置を電源に接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行う。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉圧力容器への注水実施後に6号及び7号炉の中央制御室運転員各1名の合計2名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と併せて約10分に対応可能である。</p> <p>(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等</p> <p>a. 炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順</p> <p>炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マ</p>	<p>② 運転員等は、データ表示装置（待避室）を設置し、電源及びネットワークケーブルに接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行う。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、第一弁開操作の実施後に運転員等1名で実施し、15分以内に対応可能である。</p> <p>(8) 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順</p> <p>運転員等が中央制御室待避室に待避後も、衛星電話設備（可搬型）（待避室）にて発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるように手順を整備する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合、</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合、</p> <p>b. 操作手順</p> <p>中央制御室待避室に衛星電話設備（可搬型）（待避室）を設置する手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-4図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置を指示する。</p> <p>② 運転員等は、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を衛星制御装置に接続し、電源を「入」操作し、通信連絡準備を行う。</p> <p>③ 通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、第一弁開操作の実施後に運転員等1名で行い、5分以内に対応可能である。</p> <p>(9) その他の放射線防護措置等に関する手順等</p> <p>a. 炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順</p> <p>炉心損傷の判断後に運転員等が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスクを着用する手順を整備する。なお、中央制御室</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>スク）を着用する手順を整備する。なお、中央制御室の被ばく評価において、事故後1日目の滞在時は、電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから、事故後1日目の滞在時は電動ファン付き全面マスクを着用する。ただし、いずれの期間においても空気中の放射性物質の濃度が推定できる場合は、空気中の放射性物質の濃度に応じて、着用する全面マスク等を決定する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき炉心損傷の直後に中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、運転員に電動ファン付き全面マスクの着用を指示する。</p> <p>② 運転員は、電動ファン付き全面マスクの使用前点検を行い、異常がある場合は予備品と交換する。運転員は、電動ファン付き全面マスクを着用しリークチェックを行う。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>全交流動力電源喪失時においても、可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明を設置し、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備から給電することで照明を確保できるため、全面マスク等の装着は対応可能である。</p> <p>b. 放射線防護に関する教育等</p> <p>定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスク着用</p>	<p>の被ばく評価において、中央制御室換気系又は原子炉建屋ガス処理系の機能喪失時は、全面マスクを着用するとして評価していることから、中央制御室換気系又は原子炉建屋ガス処理系の復旧までは全面マスクを着用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合※1で、中央制御室換気系又は原子炉建屋ガス処理系が機能喪失した状態で中央制御室に滞在する場合 ・炉心損傷を判断した場合※1で、その後現場作業等を行う場合 <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する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、炉心損傷の直後に中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、運転員等に全面マスクの着用を指示する。</p> <p>② 運転員等は、全面マスクの使用前点検を行い、異常がある場合は予備品と交換する。運転員等は、全面マスクを着用しリークチェックを行う。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>全交流動力電源喪失時においても、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備より受電可能な可搬型照明（SA）を設置することで照明を確保できるため、全面マスクの装着は対応可能である。</p> <p>b. 放射線防護に関する教育等</p> <p>定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスク着用</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>関して習熟している。</p> <p>また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。</p> <p>c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化</p> <p>炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備する。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。</p> <p>(9) その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電後の原子炉圧力容器への注水手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による中央制御室の電源へ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>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>中央制御室、屋内現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(10) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>中央制御室の照明は、設計基準対象施設である非常用照明を優先して使用する。</p> <p>非常用照明が使用できない場合は、可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し、照明を確保する。常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば、非常用照明へ給電を行い、引き続き中央制御室の照明を確保する。</p> <p>(11) 現場操作のアクセス性</p>	<p>関して習熟している。</p> <p>また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。</p> <p>c. 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化</p> <p>炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員等の交替要員体制を整備する。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員等について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばく低減を図る。</p> <p>(10) その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>代替交流電源設備からの受電後の原子炉圧力容器への注水手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>代替交流電源設備による中央制御室の電源へ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>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>中央制御室、緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(11) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択フローチャートを第1.16-10図に示す。中央制御室の照明は、設計基準対象施設である非常用照明を優先して使用する。</p> <p>非常用照明が使用できない場合は、可搬型照明（SA）を設置し、照明を確保する。代替交流電源設備からの給電開始後においても非常用照明が使用できない場合は、可搬型照明（SA）を代替交流電源設備からの給電に切り替え、引き続き照明を確保する。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動時の以下の操作である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットの仮設ダクトでの接続操作 中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口の仮設ダクトでの接続操作 中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作 全交流動力電源喪失時に中央制御室を陽圧化するための中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ、MCR 排気ダンパ）の手動閉操作 <p>上記操作は、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室での操作のため当該個所へのアクセスルートを図1.16.9～図1.16.11に示す。</p> <p>中央制御室待避室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは、陽圧化装置の準備のうち以下の操作である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室陽圧化装置空気ボンベ元弁の手動開操作 カードル式空気ボンベユニット建屋接続内弁の手動開操作 <p>上記操作は、コントロール建屋1階通路と廃棄物処理建屋1階通路での操作のため、当該個所へのアクセスルートについても図1.16.9～図1.16.11に示す。</p> <p>上記の現場操作が必要な個所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。</p> <p>(12)操作の成立性</p> <p>中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保のための設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室陽圧化装置の使用又は準備は、炉心損傷の確認が起因となっており、当該操作は運転員の被ばく防護の観点から、事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、炉心損傷が起こるシーケンスである「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の事象発生から300分のタイムチャート（図1.16.13）で作業の全体像と必要な要員数を示し、それぞれ個別の運転員のタイムチャート（図1.16.14～図1.16.15）で作業項目の成立性を確認した。</p>	<p>(12) 操作の成立性</p> <p>中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保のための設備である中央制御室換気系、中央制御室待避室空気ボンベユニットの使用又は準備は、炉心損傷の確認が起因となっており、当該操作は運転員等の被ばく防護の観点から、事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、炉心損傷が起こるシーケンスである「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を含む雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）の事象発生から150分、50時間のタイムチャート（図1.16-8図、図1.16-9図）で作業の全体像と必要な要員数を示し、作業項目の成立性を確認した。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等</p> <p>(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順</p> <p>中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。</p> <p>チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、運転員等が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、乾電池内蔵型照明を設置する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>当直副長が、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷^{※1}を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16.15図に示す。</p> <p>① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。</p> <p>② 保安班は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、乾電</p>	<p>1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等</p> <p>(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順</p> <p>中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。</p> <p>チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリア、中央制御室への汚染の流入を防止するためのクリーンエリアを設け、運転員等が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、可搬型照明（SA）を設置する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象が発生したと判断した場合</p> <p>b. 操作手順</p> <p>チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-11図に示す。</p> <p>① 災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。</p> <p>② 重大事故等対応要員は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されて</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>池内蔵型照明を設置し、照明を確保する。</p> <p>③ 保安班は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、エアータントを展開し、床・壁等を養生シート及びテープを用い、隙間なく養生する。</p> <p>④ 保安班は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。</p> <p>⑤ 保安班は、簡易シャワー等を設置する。</p> <p>⑥ 保安班は、脱衣回収箱、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の対応は、保安班 2 名で行い、作業開始から約 60 分に対応可能である。</p> <p>1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等</p> <p>(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p> <p>a. 非常用ガス処理系起動手順</p> <p>原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然に防ぐために非常用ガス処理系を起動する手順を整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用ガス処理系の電源を確保する。</p> <p>常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低 (L-3) 及び原子炉区域・タービン区域換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合又は、原子炉区域・タービン区域換気空調系が全停している場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>非常用ガス処理系を起動する手順は以下の通り。非常用ガス処理系の概要図</p>	<p>いない場合、可搬型照明 (SA) を設置し、照明を確保する。</p> <p>③ 重大事故等対応要員は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、テナントハウスを展開し、床・壁等を養生シート及びテープを用い、隙間なく養生する。</p> <p>④ 重大事故等対応要員は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。</p> <p>⑤ 重大事故等対応要員は、簡易シャワー等を設置する。</p> <p>⑥ 重大事故等対応要員は、脱衣収納袋、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の対応は、重大事故等対応要員 2 名で行い、作業開始から 170 分以内に対応可能である。</p> <p>1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等</p> <p>(1) 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p> <p>a. 原子炉建屋ガス処理系起動手順</p> <p>原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然に防ぐために原子炉建屋ガス処理系を起動する手順を整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失により原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により原子炉建屋ガス処理系の電源を確保する。</p> <p>常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 交流動力電源が正常な場合の運転手順</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位低 (レベル3)、ドライウエル圧力高、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高のいずれかの信号が発生した場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>原子炉建屋ガス処理系を起動する手順は以下のとおり。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系の概要図を第1.16-12図に、タイムチャートを第</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>を第 1.16.8 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、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動準備を開始するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウェル圧力高、原子炉水位低（L-3）及び原子炉区域・タービン区域換気空調系全停）による非常用ガス処理系排風機が起動によって、非常用ガス処理系入口隔離弁及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁が全開、非常用ガス処理系乾燥装置入口弁が調整開となることを確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、非常用ガス処理系の運転が開始されたことを非常用ガス処理系排気流量指示値の上昇及び原子炉建屋外気差圧指示値が負圧であることにより確認し当直副長に報告するとともに、原子炉建屋外気差圧指示値を規定値で維持する。非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合は、中央制御室からの操作により閉止する。</p> <p>(c)操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の起動まで 5 分以内で対応可能である。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止操作については、中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて 10 分以内で対応可能である。</p>	<p>1.16-13図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系 A 系及び B 系の自動起動の確認を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室にて、隔離信号により非常用ガス処理系排風機（A）及び（B）並びに非常用ガス再循環系排風機（A）及び（B）が起動したことを確認するとともに、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。</p> <p>③ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁及び中央制御室換気系排煙装置隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。</p> <p>④ 運転員等は、中央制御室にて、発電長に原子炉建屋ガス処理系 A 系及び B 系が自動起動したことを報告する。</p> <p>⑤ 発電長は、環境へのガス放出量の増大、フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し、運転員等に原子炉建屋ガス処理系 A 系又は B 系の停止を指示する。</p> <p>⑥ 運転員等は、中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）又は（B）若しくは非常用ガス再循環系排風機（A）又は（B）を停止し、発電長に報告する。</p> <p>⑦ 発電長は、運転員等に原子炉建屋換気系が隔離され全停していることを確認するように指示する。</p> <p>⑧ 運転員等は、中央制御室にて原子炉建屋換気系が隔離され全停していることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系の起動まで6分以内で対応可能である。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止操作については、運転員等1名にて17分以内で対応可能である。</p> <p>(b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順</p> <p>全交流動力電源喪失等により原子炉建屋ガス処理系が自動起動しない場合</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>に原子炉建屋ガス処理系を手動で起動する手順を整備する。</p> <p>全交流動力電源喪失時には、原子炉建屋ガス処理系が停止中であるため、代替交流電源設備によりMCC 2C系又はMCC 2D系が受電されたことを確認した後、原子炉建屋ガス処理系を起動する。</p> <p>なお、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合は、「1.16.2.3 (1) c. 原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い閉止を行う。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失等により、原子炉建屋ガス処理系が自動起動せず、原子炉建屋換気系が全停している場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからMCC 2C又はMCC 2Dが受電完了した場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>全交流動力電源喪失により原子炉建屋ガス処理系が停止している場合に、原子炉建屋ガス処理系A系を再起動する手順の概要は以下のとおり。（原子炉建屋ガス処理系B系の起動手順も同様。）原子炉建屋ガス処理系概要図を第1.16-12図に、タイムチャートを第1.16-14図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動の準備を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室にて原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止を確認し、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を実施するために必要な排風機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</p> <p>③ 運転員等は、中央制御室にて非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。</p> <p>なお、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合又は非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は、中央制御室にて系統構成を実施</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 非常用ガス処理系停止手順</p> <p>非常用ガス処理系が運転中に、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。</p> <p>また、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合についても、原子炉格納容器ベント時の系統構成のため、非常用ガス処理系を停止する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が、1.3vol%に到達した場合、又は耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>非常用ガス処理系を停止する手順は以下の通り。非常用ガス処理系の概要図を第1.16.8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、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、非常用ガス処理系排風機のコントロールスイッチを「切保持」とし、非常用ガス処理系排風機が停止、非常用ガス処理系乾燥装置入口弁が全開となることを確認する。</p>	<p>する。</p> <p>④ 運転員等は、中央制御室にて発電長に原子炉建屋ガス処理系の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑤ 発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。</p> <p>⑥ 運転員等は、中央制御室にて非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は中央制御室の運転員等1名にて作業を実施し、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動までの所要時間を5分以内で対応可能である。</p> <p>b. 原子炉建屋ガス処理系停止手順</p> <p>原子炉建屋ガス処理系が運転中に、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。</p> <p>また、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合についても、原子炉格納容器ベント時の系統構成のため、非常用ガス処理系を停止する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が、2.0vol%に到達した場合、又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>原子炉建屋ガス処理系を停止する手順は以下のとおり。原子炉建屋ガス処理系の概要図を第1.16-12図に、タイムチャートを第1.16-15図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。</p> <p>② 運転員等は、非常用ガス処理系排風機のコントロールスイッチを「切保持」とし、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機が停止、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁が全開となることを確認する。</p> <p>③ 運転員等は、原子炉建屋ガス処理系の停止操作が完了したことを発電長に報告する。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>③中央制御室運転員 A 及び B は、非常用ガス処理系入口隔離弁及び非常ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、非常用ガス処理系の停止操作が完了したことを当直副長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで 5 分以内で対応可能である。</p> <p>c. 原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順</p> <p>原子炉建屋原子炉区域は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルが非常用ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。</p> <p>【中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健全な場合。</p> <p>(b) 操作手順 中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-16 図に示す。</p> <p>① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員 A 及び B に、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作を指示する。</p> <p>② 中央制御室運転員 B は、操作スイッチにより原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作を実施する。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで5分以内で対応可能である。</p> <p>c. 原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順 原子炉建屋原子炉棟は、重大事故等時においても、原子炉建屋ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。</p> <p>【原子炉建屋ガス処理系が運転していない場合の中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止手順】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健全な場合で原子炉建屋ガス処理系が運転していない場合。</p> <p>(b) 操作手順 中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-16 図に示す。</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、原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止操作を指示する。</p> <p>② 運転員等は、ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止操作を実施する。</p> <p>【原子炉建屋ガス処理系が運転している場合の中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止手順】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で交流動力電源が健全な場合で原子炉建屋ガス処理系が運転している場合。</p> <p>(b) 操作手順 中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-16 図に示す。</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、原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止操作を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室にて原子炉建屋ガス処理系の運転を停止する。</p> <p>③ 運転員等は、ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作まで10分以内で対応可能である。</p> <p>【現場での原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で全交流動力電源が喪失及び炉心が健全であることを確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場での原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する手順は以下のとおり。 （運転員が実施する場合）</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に、原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作を指示する。 ② 現場運転員 C, D, E 及び F は、原子炉建屋原子炉区域内の開放状態の原子炉建屋ブローアウトパネルへ移動後、牽引装置等を操作し、原子炉建屋ブローアウトパネルを引き上げる。 ③ 現場運転員 C, D, E 及び F は、原子炉建屋ブローアウトパネルの引き上げ後に原子炉建屋ブローアウトパネルを原子炉建屋に固定する。 （緊急時対策要員が実施する場合） ④ 当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作を依頼する。 ⑤ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作を指示する。 ⑥ 緊急時対策要員は、原子炉建屋原子炉区域内の開放状態の原子炉建屋ブローアウトパネルへ移動後、牽引装置等を操作し、原子炉建屋ブローアウトパネルを引き上げる。 ⑦ 緊急時対策要員は、原子炉建屋ブローアウトパネルの引き上げ後に原子炉建屋ブローアウトパネルを原子炉建屋に固定する。 ⑧ 緊急時対策要員は、原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止操作完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。 	<p>側ブローアウトパネル部閉止操作を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室の運転員等1名にて作業を実施した場合、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが、10箇所全て開放した場合に全ての開口部を閉止するまで17分以内で対応可能である。なお、遠隔操作による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部の閉止操作を行い、その後に原子炉建屋ガス処理系を手動で起動するまで22分以内で対応可能である。</p> <p>【現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で全交流動力電源が喪失及び炉心が健全であることを確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-17図に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止部操作を依頼する。 ② 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止部操作を指示する。 ③ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋原子炉棟の開放状態の原子炉建屋外側ブローアウトパネルへ移動後、人力でのブローアウトパネル閉止装置の操作により、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部の閉止を行う。 ④ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止操作完了を災害対策本部長代理経由で発電長へ報告する。 <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は重大事故等対応要員2名で実施し、作業開始を判断してから原子炉建屋外側ブローアウトパネル1枚あたり40分以内で対応可能である。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員又は緊急時対策要員4名で実施し、作業開始を判断してから原子炉建屋ブローアウトパネル1枚あたり約10時間で対応可能である。</p> <p>(2) 現場操作のアクセス性 被ばく線量の低減のための操作のうち現場操作が必要なものは、原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止のうち以下の操作である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場での原子炉建屋ブローアウトパネル閉止操作 <p>上記操作は、原子炉建屋4階通路と原子炉建屋1階MSトンネル室での操作のため、当該箇所へのアクセスルートを図1.16.9～図1.16.12に示す。</p> <p>上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。</p>	<p>d. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 ブローアウトパネル閉止装置による閉止を行うために原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を行う必要があると判断した場合。</p> <p>(b) 操作手順 現場においてのブローアウトパネル強制開放装置の操作手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-18図に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を、災害対策本部長代理に依頼する。 ② 災害対策本部長代理は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を、重大事故等対応要員に指示する。 ③ 重大事故等対応要員は、現場（二次格納施設外）にてブローアウトパネル強制開放装置の操作により、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を行う。 ④ 重大事故等対応要員は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を確認した後、災害対策本部長代理経由で発電長に報告する。 <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は重大事故等対応要員2名にて作業を実施し、1箇所を開放する</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>まで50分に対応可能である。 その後にブローアウトパネル閉止装置による閉止を現場において人力で行う場合、閉止まで60分以内に対応可能である。</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考				
第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対処設備，手順書一覧（1/2）		第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対処設備，手順書一覧（1/3）						
機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備				
—	居住性の確保	中央制御室遮蔽	—	中央制御室 中央制御室待避室	重大事故等 対処施設等	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「電源供給回復」等		
		<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室可搬型隔山空気調和機（ファンユニット・ブローユニット） 中央制御室可搬型隔山空気調和機用取付ダクト 中央制御室換気空調系統排気機離弁（MCR 外気吸入ダクト、MCR 排気ダクト） 中央制御室換気空調系統排気機離弁（MCR 非常用外気吸入ダクト） 中央制御室換気空調系統ダクト（MCR 外気吸入ダクト、MCR 排気ダクト） 	AM設備別操作手順書 可搬型隔山空気調和機による中央制御室遮 止化			重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） 「停止時電源復旧」	
		可搬型蓄電池内照型照明	—				中央制御室遮蔽 中央制御室待避室遮蔽	AM設備別操作手順書 中央制御室の照明確保 中央制御室待避室の照明確保、データ表 示装置起動、通信設備使用
		遮断計	—	中央制御室換気系 中央制御室換気系 中央制御室換気系 中央制御室換気系 中央制御室換気系	空気調和機ファン フィルタ系ファン フィルタユニット ダクト・ダンパ 給気隔離弁 排気隔離弁 排煙装置隔離弁		重大事故等 対策要領	
		中央制御室待避室遮蔽（常設） 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	重大事故等 対処設備	—	—	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	重大事故等 対処設備	AM設備別操作 手順書
		<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室待避室隔山化装置（空気を引） 中央制御室待避室隔山化装置（風管・弁） 		AM設備別操作手順書 空気を引による中央制御室待避室隔山 化と換気操作				
		常設代替交流電源設備 ※1		—				
		<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡設備（常設） 無線連絡設備（常設）（無線アンテナ） 		AM設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表 示装置起動、通信設備使用				
		<ul style="list-style-type: none"> 音声伝達設備（常設） 音声伝達設備（常設）（無線アンテナ） 		AM設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表 示装置起動、通信設備使用				
		データ表示装置（待避室）		AM設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表 示装置起動、通信設備使用				
		酸素濃度・二酸化炭素濃度計		AM設備別操作手順書 空気を引による中央制御室待避室隔山 化と換気操作				
		非常用照明		対 応 手 段	—			
		乾電池内蔵型照明		音 聲 伝 達	AM設備別操作手順書 中央制御室の照明確保 中央制御室待避室の照明確保、データ表 示装置起動、通信設備使用			
カード内蔵式空気ポンプユニット	自 動 操 作	多様なハード対応要領 カード内蔵式空気ポンプユニットによる隔 止化						
第二代機交流電源設備 ※1	—							

※1手順は1.14 電源の確保に関する手順等にて規定する。

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																																
<p>対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="181 339 347 411">機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th data-bbox="347 339 392 411">対応手段</th> <th data-bbox="392 339 678 411">対処設備</th> <th data-bbox="678 339 934 411">手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="181 411 347 627">—</td> <td data-bbox="347 411 392 627">汚染の付着防止</td> <td data-bbox="392 411 678 483">転写機内線形検出機 (チェンジングエリア)</td> <td data-bbox="678 411 934 483">緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 483 347 563">—</td> <td data-bbox="347 483 392 563"></td> <td data-bbox="392 483 678 563">非常用照明</td> <td data-bbox="678 483 934 563">緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 563 347 627">—</td> <td data-bbox="347 563 392 627"></td> <td data-bbox="392 563 678 627">防護具及びチェンジングエリア設置用資機材</td> <td data-bbox="678 563 934 627">緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 627 347 1007">—</td> <td data-bbox="347 627 392 1007">被ばく危険の低減</td> <td data-bbox="392 627 678 855"> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理装置 ・非常用ガス処理装置フィルタ増設 ・非常用ガス処理装置監視器 ・非常用ガス処理装置配管・弁 ・主排気筒方向筒 ・非常用ガス処理装置監視器 ・原子炉冷却系配管 ・原子炉冷却系配管 </td> <td data-bbox="678 627 934 855"> AM設備別操作手順書 SGTsによるR/B異田維持及び放射性物質除去 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 855 347 927">—</td> <td data-bbox="347 855 392 927"></td> <td data-bbox="392 855 678 927"> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ※1 ・常設代替交流電源設備 ※1 </td> <td data-bbox="678 855 934 927">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 927 347 1007">—</td> <td data-bbox="347 927 392 1007"></td> <td data-bbox="392 927 678 1007">第二代替交流電源設備 ※1</td> <td data-bbox="678 927 934 1007">自注対策</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	—	汚染の付着防止	転写機内線形検出機 (チェンジングエリア)	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	—		非常用照明	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	—		防護具及びチェンジングエリア設置用資機材	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	—	被ばく危険の低減	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理装置 ・非常用ガス処理装置フィルタ増設 ・非常用ガス処理装置監視器 ・非常用ガス処理装置配管・弁 ・主排気筒方向筒 ・非常用ガス処理装置監視器 ・原子炉冷却系配管 ・原子炉冷却系配管 	AM設備別操作手順書 SGTsによるR/B異田維持及び放射性物質除去	—		<ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ※1 ・常設代替交流電源設備 ※1 	—	—		第二代替交流電源設備 ※1	自注対策	<p>第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処施設と整備する手順</p> <p>対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1025 403 1126 467">機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th data-bbox="1126 403 1160 467">対応手段</th> <th data-bbox="1160 403 1552 467">対処設備</th> <th data-bbox="1552 403 1619 467">処置</th> <th data-bbox="1619 403 1709 467">手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1025 467 1126 571">—</td> <td data-bbox="1126 467 1160 571"></td> <td data-bbox="1160 467 1552 571">可搬型照明 (SA)</td> <td data-bbox="1552 467 1619 571">処置重設等大備対</td> <td data-bbox="1619 467 1709 571">AM設備別操作手順書</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 571 1126 635">—</td> <td data-bbox="1126 571 1160 635"></td> <td data-bbox="1160 571 1552 635">非常用照明</td> <td data-bbox="1552 571 1619 635">策自設主備対</td> <td data-bbox="1619 571 1709 635">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1025 635 1126 866">—</td> <td data-bbox="1126 635 1160 866">居住性の確保</td> <td data-bbox="1160 635 1552 866"> データ表示装置 (待避室) 中央制御室待避室 (空気ポンベユニット (空気ポンベ)) 衛星電話設備 (可搬型) (待避室) 中央制御室待避室差圧計 衛星電話設備 (屋外アンテナ) 衛星制御装置 衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 中央制御室待避室 (空気ポンベユニット (配管・弁)) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1 </td> <td data-bbox="1552 635 1619 866">重大事故等対処設備</td> <td data-bbox="1619 635 1709 866"> AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	処置	手順書	—		可搬型照明 (SA)	処置重設等大備対	AM設備別操作手順書	—		非常用照明	策自設主備対	—	—	居住性の確保	データ表示装置 (待避室) 中央制御室待避室 (空気ポンベユニット (空気ポンベ)) 衛星電話設備 (可搬型) (待避室) 中央制御室待避室差圧計 衛星電話設備 (屋外アンテナ) 衛星制御装置 衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 中央制御室待避室 (空気ポンベユニット (配管・弁)) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																															
—	汚染の付着防止	転写機内線形検出機 (チェンジングエリア)	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用																																															
—		非常用照明	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用																																															
—		防護具及びチェンジングエリア設置用資機材	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用																																															
—	被ばく危険の低減	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理装置 ・非常用ガス処理装置フィルタ増設 ・非常用ガス処理装置監視器 ・非常用ガス処理装置配管・弁 ・主排気筒方向筒 ・非常用ガス処理装置監視器 ・原子炉冷却系配管 ・原子炉冷却系配管 	AM設備別操作手順書 SGTsによるR/B異田維持及び放射性物質除去																																															
—		<ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ※1 ・常設代替交流電源設備 ※1 	—																																															
—		第二代替交流電源設備 ※1	自注対策																																															
機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	処置	手順書																																														
—		可搬型照明 (SA)	処置重設等大備対	AM設備別操作手順書																																														
—		非常用照明	策自設主備対	—																																														
—	居住性の確保	データ表示装置 (待避室) 中央制御室待避室 (空気ポンベユニット (空気ポンベ)) 衛星電話設備 (可搬型) (待避室) 中央制御室待避室差圧計 衛星電話設備 (屋外アンテナ) 衛星制御装置 衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 中央制御室待避室 (空気ポンベユニット (配管・弁)) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																														

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考								
第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧 (3/3)										
機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1178 379 1541 451">対処設備</th> <th data-bbox="1541 379 1704 451">手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1178 451 1541 667"> 可搬型照明 (S A) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 </td> <td data-bbox="1541 451 1704 667"> 重大事故等対処設備 重大事故等対策要領 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 667 1541 986"> 防護具 (全面マスク等) 及びチェンジングエリア用資機材※2 </td> <td data-bbox="1541 667 1704 986"> 資機材 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (復旧ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時復旧ベース) 「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 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1178 986 1541 1337"> 非常用ガス処理系 排風機 非常用ガス再循環系 排風機 非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン 非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン 原子炉建屋原子炉棟 非常用ガス処理系排気筒 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 常設代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1 </td> <td data-bbox="1541 986 1704 1337"> 被ばく線量の低減 策自設主備対 </td> </tr> </tbody> </table>	対処設備	手順書	可搬型照明 (S A) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備 重大事故等対策要領	防護具 (全面マスク等) 及びチェンジングエリア用資機材※2	資機材 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (復旧ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時復旧ベース) 「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	非常用ガス処理系 排風機 非常用ガス再循環系 排風機 非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン 非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン 原子炉建屋原子炉棟 非常用ガス処理系排気筒 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 常設代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	被ばく線量の低減 策自設主備対
対処設備	手順書									
可搬型照明 (S A) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備 重大事故等対策要領									
防護具 (全面マスク等) 及びチェンジングエリア用資機材※2	資機材 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (復旧ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時復旧ベース) 「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									
非常用ガス処理系 排風機 非常用ガス再循環系 排風機 非常用ガス処理系 配管・弁・フィルタトレイン 非常用ガス再循環系 配管・弁・フィルタトレイン 原子炉建屋原子炉棟 非常用ガス処理系排気筒 ブローアウトパネル閉止装置 ブローアウトパネル開閉状態表示 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 常設代替交流電源設備※1 非常用交流電源設備※1	被ばく線量の低減 策自設主備対									
※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※2 防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a)項を満足するための資機材 (放射線防護措置)										

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		
第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器		
監視計器一覧 (1/2)		
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
AM設備別操作手順書 可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	判断基準 原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器温度内の温度	格納容器内空気放射線レベル(D/W, S/C)
		原子炉圧力容器温度 M/C 6D電圧 M/C 7D電圧 P/C 6D電圧 P/C 7D電圧 AM用MCC
AM設備別操作手順書 空気ポンプによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作	判断基準 中央制御室待避室陽圧化機能の確保	中央制御室差圧 a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順
		格納容器内圧力(D/W, S/C) 陽圧化空気ポンプ圧力
AM設備別操作手順書 中央制御室の照明確保	判断基準 電源(喪失)	中央制御室待避室差圧 陽圧化空気ポンプ圧力
		M/C 6C電圧 M/C 6D電圧 P/C 6C電圧 P/C 6D電圧 M/C 7C電圧 M/C 7D電圧 P/C 7C電圧 P/C 7D電圧
AM設備別操作手順書 中央制御室の照明確保	操作 可搬型蓄電池内照度計設置 乾電池内照度計設置	—
		—

東海第二		
第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器		
監視計器一覧 (1/3)		
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
非常時運転手順書II (微候ベース) 「電源供給回復」等 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	判断基準 信号 電源(確保)	原子炉水位 ドライウェル圧力 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2C電圧 P/C 2D電圧
		操作 中央制御室換気系の運転
中央制御室換気系による居住性の確保 a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順	操作 中央制御室換気系の運転	—
非常時運転手順書II (微候ベース) 「電源供給回復」等 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	判断基準 電源(確保)	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2C電圧 P/C 2D電圧
		操作 中央制御室換気系の運転
中央制御室換気系による居住性の確保 b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順	操作 中央制御室換気系の運転	—
AM設備別操作手順書 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準 信号 電源(確保)	原子炉水位 ドライウェル圧力 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2C電圧 P/C 2D電圧
		操作 中央制御室内の環境監視
AM設備別操作手順書 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理	判断基準 中央制御室内の環境監視	中央制御室待避室差圧計
AM設備別操作手順書 中央制御室の照明確保	操作 中央制御室待避室内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
AM設備別操作手順書 中央制御室の照明確保	判断基準 電源(喪失)	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2C電圧 P/C 2D電圧
		操作 可搬型照明(SA)の設置

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

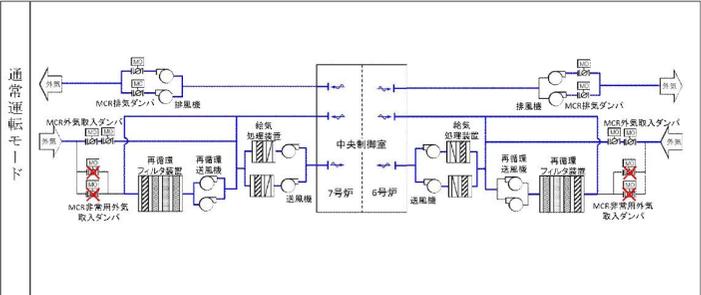
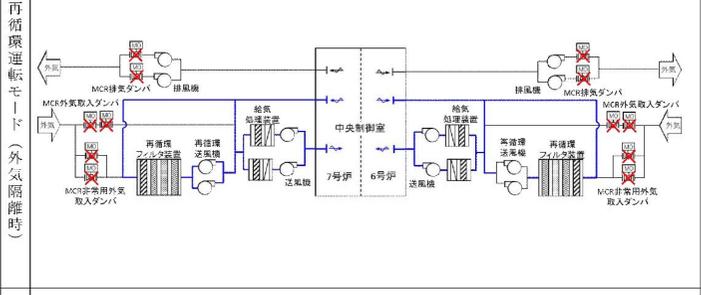
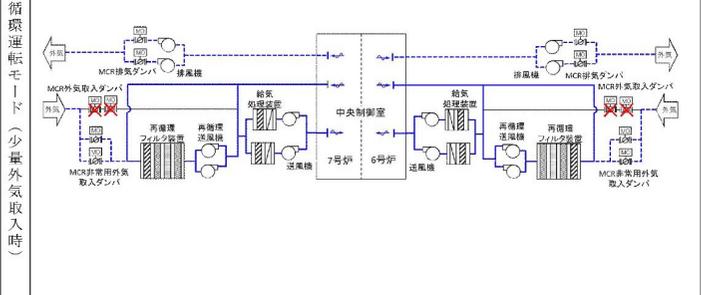
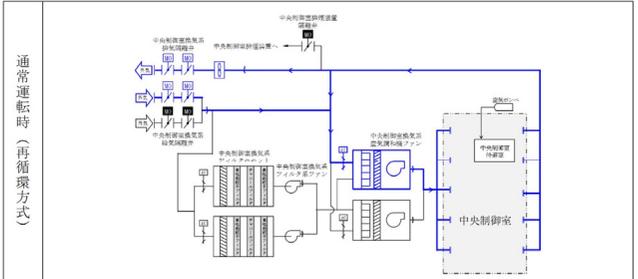
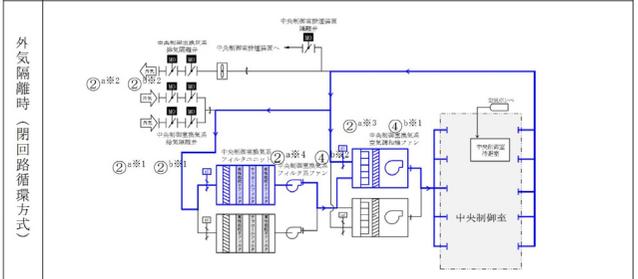
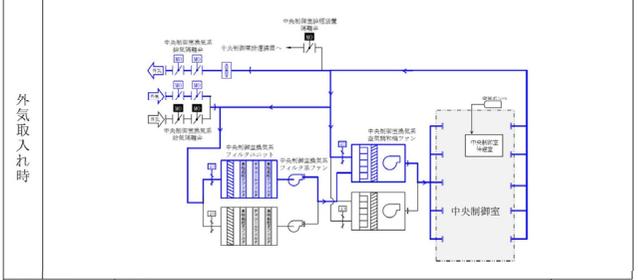
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)			東海第二			備考	
監視計器一覧 (2/2)			第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器				
監視計器一覧 (2/3)			監視計器一覧 (2/3)				
手順書		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)				
AM設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	中央制御室待避室の準備	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	操作	可搬型装置室内監視機設置	—			原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度
		収電室内緊急照明の設置	—			原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位
AM設備別操作手順書 中央制御室による中央制御室待避室稼働化と換気操作	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	操作	判断基準	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S/A)
	操作	中央制御室内の燃焼監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度			中央制御室待避室の加圧	中央制御室待避室差圧計
緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)	操作	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位			原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度			可搬型照明 (S/A) の設置	—
	チェンジングエリアの設置	GMP汚染サーベイメータ	プラントパラメータの監視			—	
AM設備別操作手順書 SATSによる炉内GMP維持及び放射線物質除去	判断基準	以下のいずれかの発生 ・原子炉区域換気放射線高 ・燃料取扱エリア放射線高 ・ドライウェル圧力高 ・原子炉水位低(L-3) ・原子炉区域・タービン区域換気空調異常	放射線モニタ 格納容器内圧力 (D/W, S/C) 原子炉水位	操作	判断基準	衛星電話装置 (可搬型) (待避室) による通信連絡	—
		原子炉区域・タービン区域換気空調異常	—			重大事故等対策要領	—
AM設備別操作手順書 原子炉建屋内の水素濃度上昇に伴うSATSの停止	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	操作	判断基準	チェンジングエリアの設置	GMP汚染サーベイメータ
		非常用ガス処理系起動	非常用ガス処理系起動 原子炉建屋外気質計			電源 (確保)	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2C電圧 P/C 2D電圧
AM設備別操作手順書 原子炉建屋内の水素濃度上昇に伴うSATSの停止	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	操作	判断基準	非常用ガス処理系運転状態	非常用ガス処理系流量 原子炉建屋負圧
		非常用ガス処理系停止	非常用ガス処理系停止 原子炉建屋外気質計			非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量
AM設備別操作手順書 原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止 多様なヘッド対応手順 原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W, S/C)	操作	判断基準	原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	—
		電源 (健全)	M/C 6C電圧			—	
			M/C 6B電圧 P/C 6C電圧 D/C 6B電圧 M/C 7C電圧 M/C 7D電圧 P/C 7C電圧 D/C 7D電圧			—	
操作	原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止	—	—	—	—	—	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二		備考	
第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器				
監視計器一覧 (3/3)				
	手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「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	判断 基準	原子炉建屋外側ブローアウト パネルの開放	ブローアウトパネル開閉状態表示
	原子炉建屋外側ブローアウト パネルの閉止による居住 性の確保 a. 遠隔操作の場合の手順	操作	原子炉建屋外側ブローアウト パネルの閉止	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表 示
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「電源供給回復」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「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	判断 基準	原子炉建屋外側ブローアウト パネルの開放	ブローアウトパネル開閉状態表示
	原子炉建屋外側ブローアウト パネルの閉止による居住 性の確保 b. 現場において人力によ る操作が必要な場合の手 順	操作	原子炉建屋外側ブローアウト パネルの閉止	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表 示

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																																													
<p>第1.16.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>号</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td> <td rowspan="7">6 号 炉</td> <td>中央制御室可搬型臨圧化空調機プロジェクト</td> <td>AM用モータコントロールセンタ 6B</td> </tr> <tr> <td>可搬型蓄電池内蔵型照明</td> <td>モータコントロールセンタ 6D-1-8</td> </tr> <tr> <td>可搬型空気浄化装置</td> <td>モータコントロールセンタ 6D-1-7</td> </tr> <tr> <td>MCR 外気取入ダンパ</td> <td>モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7</td> </tr> <tr> <td>MCR 非常用外気取入ダンパ</td> <td>モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7</td> </tr> <tr> <td>MCR 排気ダンパ</td> <td>モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>モータコントロールセンタ 6C-1-3, 6D-1-3</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">7 号 炉</td> <td>中央制御室可搬型臨圧化空調機プロジェクト</td> <td>AM用モータコントロールセンタ 7B</td> </tr> <tr> <td>可搬型蓄電池内蔵型照明</td> <td>モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7C-1-7, 7D-1-6, 7D-1-7</td> </tr> <tr> <td>MCR 外気取入ダンパ</td> <td>モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6</td> </tr> <tr> <td>MCR 非常用外気取入ダンパ</td> <td>モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6</td> </tr> <tr> <td>MCR 排気ダンパ</td> <td>モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>モータコントロールセンタ 7C-1-3, 7D-1-3</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	号	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	6 号 炉	中央制御室可搬型臨圧化空調機プロジェクト	AM用モータコントロールセンタ 6B	可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8	可搬型空気浄化装置	モータコントロールセンタ 6D-1-7	MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7	MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7	MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7	非常用ガス処理系	モータコントロールセンタ 6C-1-3, 6D-1-3	7 号 炉	中央制御室可搬型臨圧化空調機プロジェクト	AM用モータコントロールセンタ 7B	可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7C-1-7, 7D-1-6, 7D-1-7	MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6	MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6	MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6	非常用ガス処理系	モータコントロールセンタ 7C-1-3, 7D-1-3	<p>第1.16-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</td> <td>中央制御室換気系 空気調和機ファン</td> <td>A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室換気系 フィルタ系ファン</td> <td>A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室換気系 給気隔離弁</td> <td>A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室換気系 排気隔離弁</td> <td>A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室換気系 排煙装置隔離弁</td> <td>A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 排風機</td> <td>A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス再循環系 排風機</td> <td>A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系 A0 弁用制御電源</td> <td>A系：125V A系蓄電池 B系：125V B系蓄電池</td> </tr> <tr> <td>可搬型照明 (SA)</td> <td>緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネル閉止装置</td> <td>緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネル開閉状態表示</td> <td>緊急用 125V 系蓄電池</td> </tr> <tr> <td>ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示</td> <td>緊急用 125V 系蓄電池</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気系 空気調和機ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系	中央制御室換気系 給気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系	中央制御室換気系 排気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系	中央制御室換気系 排煙装置隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系	非常用ガス処理系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系	非常用ガス再循環系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系	原子炉建屋ガス処理系 A0 弁用制御電源	A系：125V A系蓄電池 B系：125V B系蓄電池	可搬型照明 (SA)	緊急用MCC	ブローアウトパネル閉止装置	緊急用MCC	ブローアウトパネル開閉状態表示	緊急用 125V 系蓄電池	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	緊急用 125V 系蓄電池	
対象条文	号	供給対象設備	給電元 給電母線																																																												
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	6 号 炉	中央制御室可搬型臨圧化空調機プロジェクト	AM用モータコントロールセンタ 6B																																																												
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8																																																												
		可搬型空気浄化装置	モータコントロールセンタ 6D-1-7																																																												
		MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7																																																												
		MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7																																																												
		MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7																																																												
		非常用ガス処理系	モータコントロールセンタ 6C-1-3, 6D-1-3																																																												
	7 号 炉	中央制御室可搬型臨圧化空調機プロジェクト	AM用モータコントロールセンタ 7B																																																												
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7C-1-7, 7D-1-6, 7D-1-7																																																												
		MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6																																																												
		MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6																																																												
		MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6																																																												
		非常用ガス処理系	モータコントロールセンタ 7C-1-3, 7D-1-3																																																												
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																																													
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気系 空気調和機ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系																																																													
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系																																																													
	中央制御室換気系 給気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系																																																													
	中央制御室換気系 排気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系																																																													
	中央制御室換気系 排煙装置隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系																																																													
	非常用ガス処理系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系																																																													
	非常用ガス再循環系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系																																																													
	原子炉建屋ガス処理系 A0 弁用制御電源	A系：125V A系蓄電池 B系：125V B系蓄電池																																																													
	可搬型照明 (SA)	緊急用MCC																																																													
	ブローアウトパネル閉止装置	緊急用MCC																																																													
	ブローアウトパネル開閉状態表示	緊急用 125V 系蓄電池																																																													
	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	緊急用 125V 系蓄電池																																																													

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考										
<p>通常運転モード</p>  <p>再循環運転モード (外気隔離時)</p>  <p>再循環運転モード (少量外気取入時)</p>  <p>第 1.16.1 図 運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図 (1/2)</p>	<p>通常運転時 (再循環方式)</p>  <p>外気隔離時 (閉回路循環方式)</p>  <p>外気取入れ時</p>  <table border="1" data-bbox="1030 1189 1579 1276"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②a※1 ②b※1</td> <td>中央制御室換気系給気隔離弁</td> </tr> <tr> <td>②a※2 ②b※2</td> <td>中央制御室換気系排気隔離弁</td> </tr> <tr> <td>②a※3 ④b※1</td> <td>中央制御室換気系空調と機ファン</td> </tr> <tr> <td>②a※4 ④b※2</td> <td>中央制御室換気系フィルタ系ファン</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例①aは交流動力電源が正常な場合の手順、bは全交流動力電源が喪失した場合を示す。 ※1 同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。</p> <p>第 1.16-1 図 中央制御室換気系概要図 (A系運転時)</p>	操作手順	名称	②a※1 ②b※1	中央制御室換気系給気隔離弁	②a※2 ②b※2	中央制御室換気系排気隔離弁	②a※3 ④b※1	中央制御室換気系空調と機ファン	②a※4 ④b※2	中央制御室換気系フィルタ系ファン	<p>備考</p>
操作手順	名称											
②a※1 ②b※1	中央制御室換気系給気隔離弁											
②a※2 ②b※2	中央制御室換気系排気隔離弁											
②a※3 ④b※1	中央制御室換気系空調と機ファン											
②a※4 ④b※2	中央制御室換気系フィルタ系ファン											

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二										備考
<p>第 1.16.14 図 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シーケンス (中央制御室運転員)</p>		<p>第 1.16-2 図 中央制御室換気系による居住性の確保タイムチャート (全交流動力電源が喪失した場合)</p>										
		<p>第 1.16-3 図 中央制御室の照明の確保のタイムチャート</p>										
<p>第 1.16-4 図 中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート</p>		<p>第 1.16-4 図 中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート</p>										

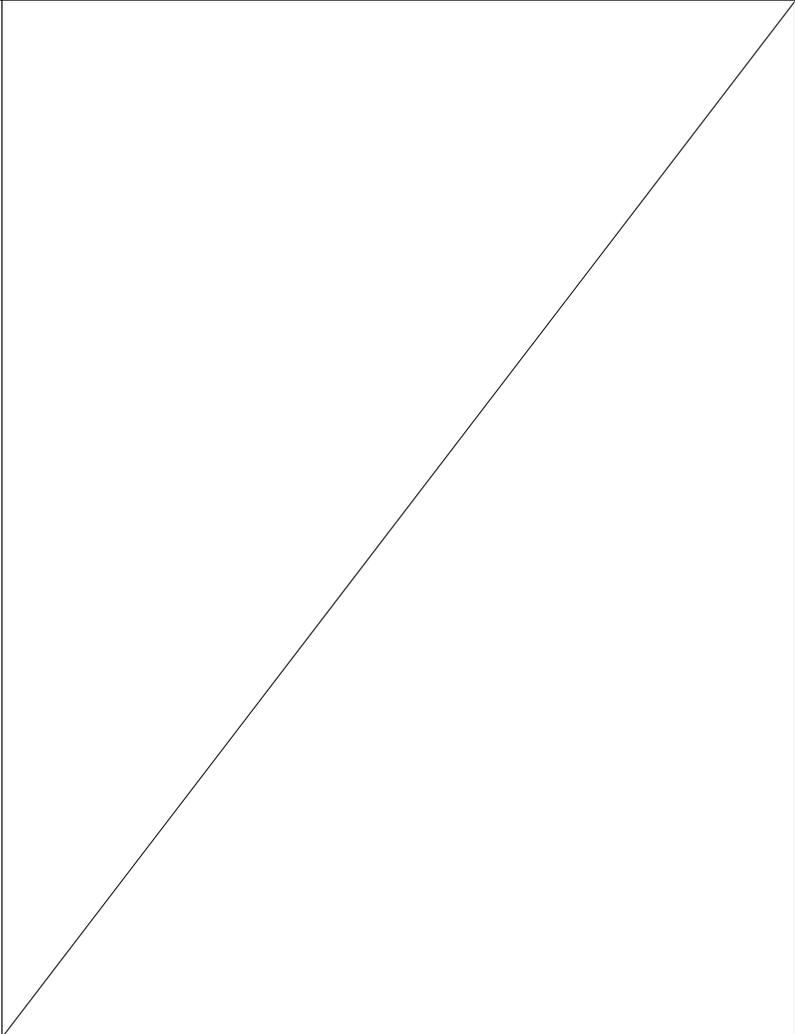
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>第 1.16.15 図 「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナシス (現場運転員)</p>	(This area is currently blank in the provided image.)	

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="188 373 815 791" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="188 807 779 831">第 1.16.2 図 中央制御室, 中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図</p> <div data-bbox="188 912 815 1347" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="277 1358 725 1382">第 1.16.3 図 中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成図</p>	<div data-bbox="1106 368 1603 1238" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1155 1262 1603 1286">第 1.16-5 図 中央制御室待避室正圧化バウンダリ構成図</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="185 336 815 1211" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="846 467 875 1102" style="text-align: center;">第1.16.4図 6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

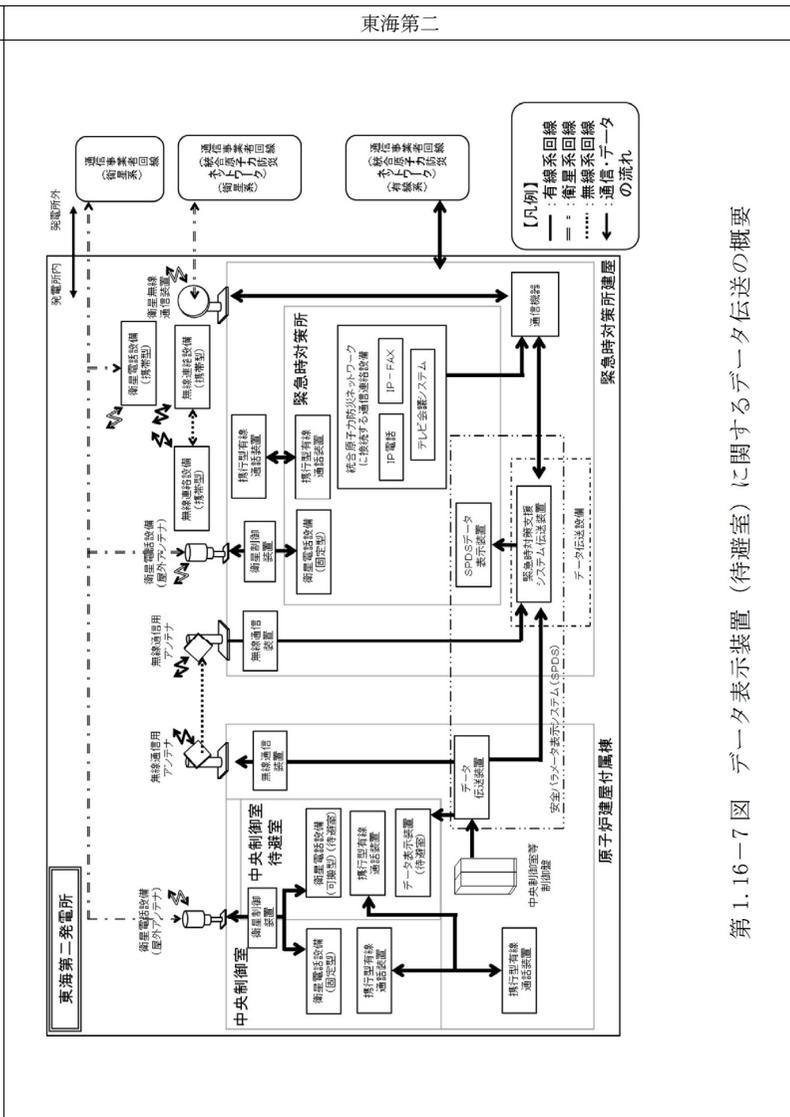
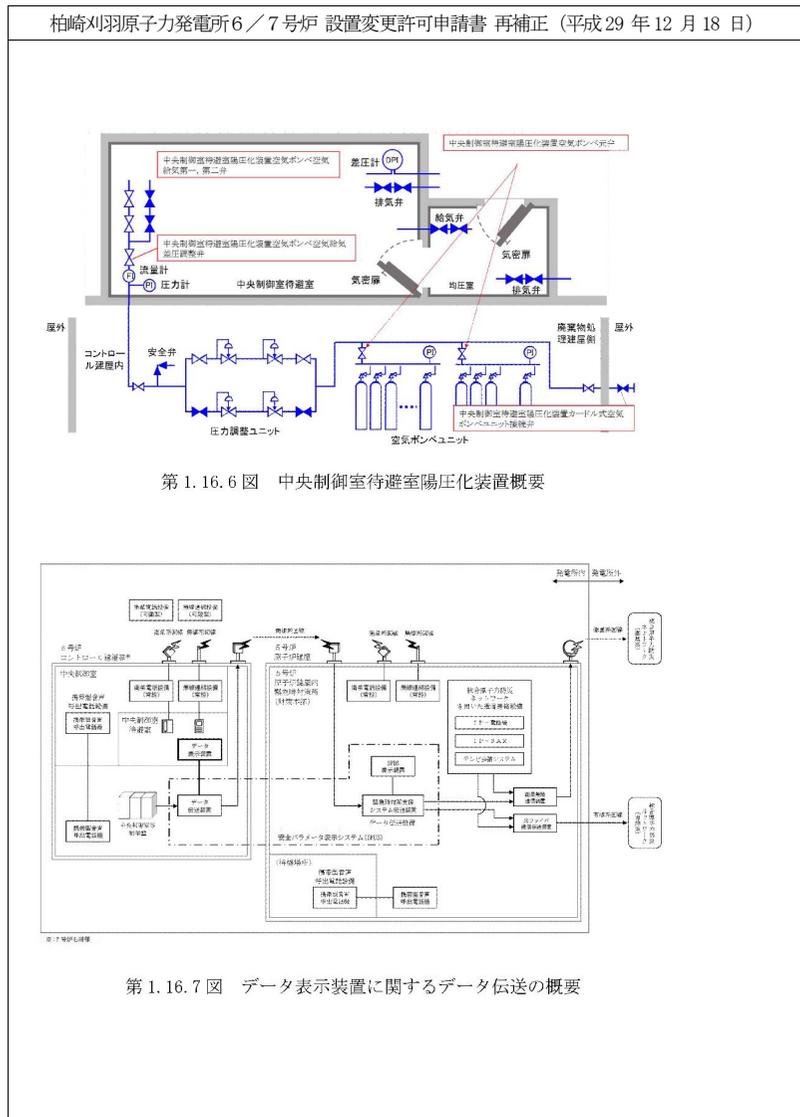
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="181 339 801 1334" style="border: 1px solid black; height: 623px; width: 277px;"></div> <div data-bbox="810 544 846 1137" style="display: inline-block; vertical-align: middle;"> 第1.16.5図 7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図 </div>		

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考										
<div style="display: flex; flex-direction: column;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> (重大事故等発生時、ブルーム通過前及びブルーム通過後) </div> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> (重大事故等発生時、ブルーム通過中) </div>	<div style="display: flex; flex-direction: column;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 東海第二 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>空気ポンプ集合弁</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>空気ポンプ圧調整弁前後弁</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>空気調整弁圧調整弁</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>中央制御室待避室圧計</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>記載例○※1: ※1:同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象欄を示す。</p> <p>第1.16-6図 □中央制御室待避室空気ポンプユニット概要図</p> </div>	操作手順	名称	①	空気ポンプ集合弁	②	空気ポンプ圧調整弁前後弁	③	空気調整弁圧調整弁	④	中央制御室待避室圧計	備考
操作手順	名称											
①	空気ポンプ集合弁											
②	空気ポンプ圧調整弁前後弁											
③	空気調整弁圧調整弁											
④	中央制御室待避室圧計											

第1.16.1図 運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図(2/2)

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】



備考

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)

第 1.16.13 図 「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流流動力電源喪失」 シーケンス

東海第二

第 1.16-8 図 「蒸気炉圧力・温度による構造的負荷(燃料棒通孔・蒸気発生機)」の作業と所要時間(代替電源の構成を共用できない場合)

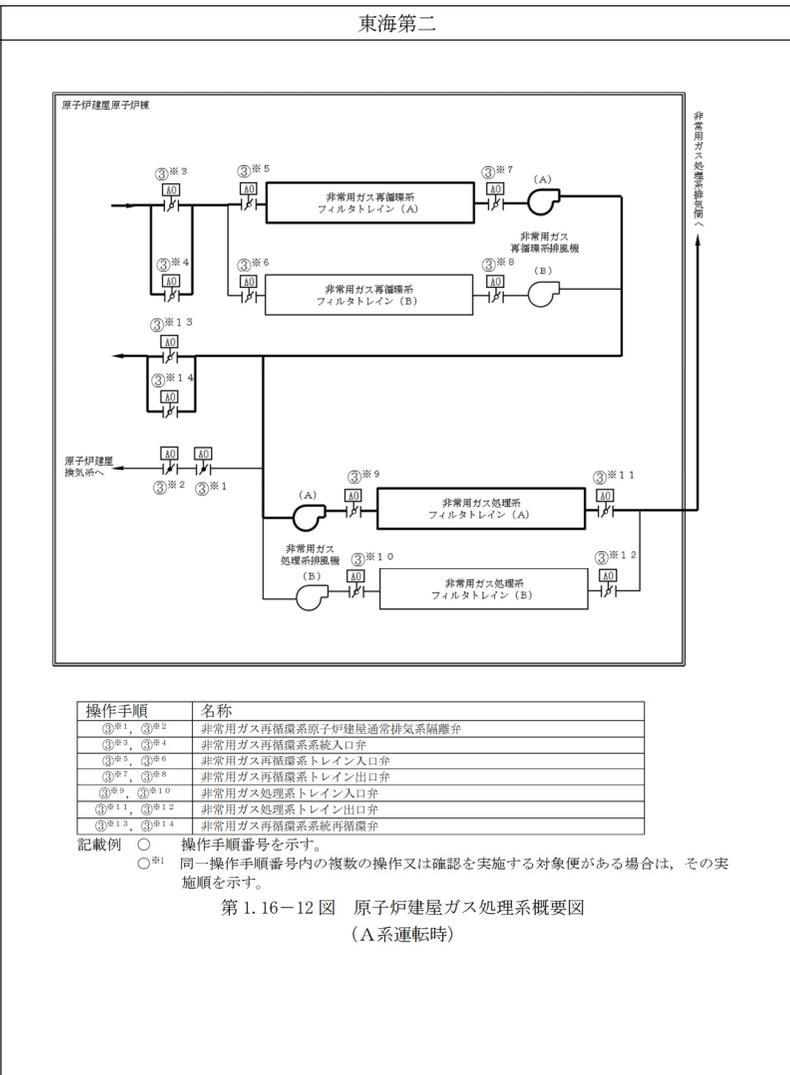
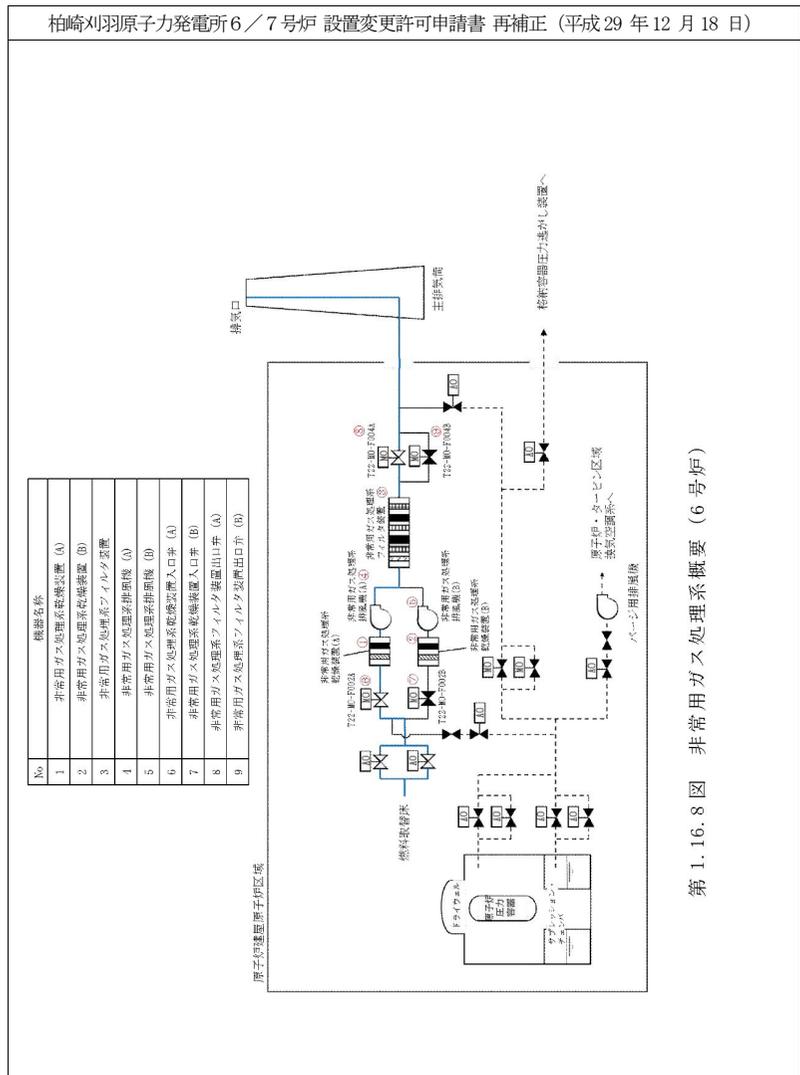
備考

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
	<pre> graph TD Start([全交流動力電源喪失]) --> D1{代替交流電源設備 給電可能} D1 -- No --> A1[可搬型照明(SA) 【内蔵蓄電池給電】] D1 -- Yes --> D2{非常用照明 使用可能} D2 -- No --> A2[可搬型照明(SA) 【代替交流電源設備給電】] D2 -- Yes --> A3[非常用照明 【代替交流電源設備給電】] A1 --> Start </pre> <p>第 1.16-10 図 対応手段選択フローチャート</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)			東海第二													備考																																																																																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員</th> <th colspan="6">経過時間 (分)</th> </tr> <tr> <th>0</th> <th>10</th> <th>20</th> <th>30</th> <th>40</th> <th>50</th> <th>60</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>チェンジングエリア設置手順</td> <td>保安班 2名</td> <td colspan="2">▽設置指示</td> <td colspan="4">チェンジングエリア設置完了</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="2">資機材準備</td> <td colspan="4">エリア設置</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			手順の項目	要員	経過時間 (分)						0	10	20	30	40	50	60	チェンジングエリア設置手順	保安班 2名	▽設置指示		チェンジングエリア設置完了							資機材準備		エリア設置					<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員 (名)</th> <th colspan="13">経過時間 (分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>0</th> <th>20</th> <th>40</th> <th>60</th> <th>80</th> <th>100</th> <th>120</th> <th>140</th> <th>160</th> <th>180</th> <th>200</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">チェンジングエリアの設置及び運用</td> <td rowspan="5">重大事故専任要員 1名</td> <td>▽運転開始</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>監視操作員脱出から中央制御室チェンジングエリア設置まで0.5分</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>▽チェンジングエリア初期運用開始</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>▽チェンジングエリア設置完了 (170分)</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>チェンジングエリア稼働</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table>													手順の項目	要員 (名)	経過時間 (分)													備考	0	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	チェンジングエリアの設置及び運用	重大事故専任要員 1名	▽運転開始																監視操作員脱出から中央制御室チェンジングエリア設置まで0.5分																▽チェンジングエリア初期運用開始																▽チェンジングエリア設置完了 (170分)																チェンジングエリア稼働																
手順の項目	要員	経過時間 (分)																																																																																																																																																												
		0	10	20	30	40	50	60																																																																																																																																																						
チェンジングエリア設置手順	保安班 2名	▽設置指示		チェンジングエリア設置完了																																																																																																																																																										
		資機材準備		エリア設置																																																																																																																																																										
手順の項目	要員 (名)	経過時間 (分)													備考																																																																																																																																															
		0	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200																																																																																																																																																		
チェンジングエリアの設置及び運用	重大事故専任要員 1名	▽運転開始																																																																																																																																																												
		監視操作員脱出から中央制御室チェンジングエリア設置まで0.5分																																																																																																																																																												
		▽チェンジングエリア初期運用開始																																																																																																																																																												
		▽チェンジングエリア設置完了 (170分)																																																																																																																																																												
		チェンジングエリア稼働																																																																																																																																																												
第1.16.16図 中央制御室チェンジングエリア設営			第1.16-11 図□中央制御室チェンジングエリア設置□タイムチャート																																																																																																																																																											

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】



備考

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																																																														
	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間 (分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="10">▽6分 原子炉建屋ガス処理系の起動</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (自動起動信号が来た場合)</td> <td>運転員等 (中央制御室) 1</td> <td colspan="10">自動起動確認</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			経過時間 (分)										備考	手順の項目	実施箇所・必要要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				▽6分 原子炉建屋ガス処理系の起動											原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (自動起動信号が来た場合)	運転員等 (中央制御室) 1	自動起動確認																																					
			経過時間 (分)										備考																																																																			
	手順の項目	実施箇所・必要要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																																																																				
			▽6分 原子炉建屋ガス処理系の起動																																																																													
	原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (自動起動信号が来た場合)	運転員等 (中央制御室) 1	自動起動確認																																																																													
<p>第 1.16-13 図 原子炉建屋ガス処理系 (交流電源が正常な場合) 運転のタイムチャート</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間 (分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="10">▽交流電源確保</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="10">▽5分 原子炉建屋ガス処理系の起動の確認</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (自動起動の場合)</td> <td>運転員等 (中央制御室) 1</td> <td colspan="10">手動起動操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			経過時間 (分)										備考	手順の項目	実施箇所・必要要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				▽交流電源確保													▽5分 原子炉建屋ガス処理系の起動の確認											原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (自動起動の場合)	運転員等 (中央制御室) 1	手動起動操作																								
		経過時間 (分)										備考																																																																				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																																																																					
		▽交流電源確保																																																																														
		▽5分 原子炉建屋ガス処理系の起動の確認																																																																														
原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (自動起動の場合)	運転員等 (中央制御室) 1	手動起動操作																																																																														
<p>第 1.16-14 図 原子炉建屋ガス処理系 (全交流動力電源が喪失した場合) 運転のタイムチャート</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間 (分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="10">▽5分 原子炉建屋ガス処理系の停止の確認</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="10">手動停止操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (緊急の場合)</td> <td>運転員等 (中央制御室) 1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			経過時間 (分)										備考	手順の項目	実施箇所・必要要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				▽5分 原子炉建屋ガス処理系の停止の確認													手動停止操作											原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (緊急の場合)	運転員等 (中央制御室) 1																									
		経過時間 (分)										備考																																																																				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																																																																					
		▽5分 原子炉建屋ガス処理系の停止の確認																																																																														
		手動停止操作																																																																														
原子炉建屋ガス処理系による居住性の確認 (緊急の場合)	運転員等 (中央制御室) 1																																																																															
<p>第 1.16-15 図 原子炉建屋ガス処理系停止のタイムチャート</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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二										備考
手順の項目 実施箇所・必要要員数		経過時間 (分)										備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18		
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放した際の閉止手順 (遠隔操作の場合)		原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止										原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放した際の閉止手順 (現場においての人力による操作)		原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止										原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放した際の閉止手順 (現場においての人力による操作)		原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止										原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止

第 1.16-16 図 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合の閉止 (遠隔操作の場合) のタイムチャート

手順の項目		経過時間 (分)										備考
実施箇所・必要要員数		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放した際の閉止手順 (現場においての人力による操作)		原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止										原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止

第 1.16-17 図 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合の閉止 (現場において人力による操作が必要な場合) のタイムチャート

手順の項目		経過時間 (分)										備考
実施箇所・必要要員数		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放した際の閉止手順 (現場においての人力による操作)		原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止										原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止

第 1.16-18 図 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放のタイムチャート

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																				
<div style="display: flex; align-items: flex-start;"> <table border="1" style="margin-right: 20px;"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>機器名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>非常用ガス処理系乾燥装置 (A)</td></tr> <tr><td>2</td><td>非常用ガス処理系乾燥装置 (B)</td></tr> <tr><td>3</td><td>非常用ガス処理系フィルタ装置</td></tr> <tr><td>4</td><td>非常用ガス処理系排風機 (A)</td></tr> <tr><td>5</td><td>非常用ガス処理系排風機 (B)</td></tr> <tr><td>6</td><td>非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)</td></tr> <tr><td>7</td><td>非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)</td></tr> <tr><td>8</td><td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)</td></tr> <tr><td>9</td><td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)</td></tr> </tbody> </table> </div> <p style="text-align: center;">第 1.16.8 図 非常用ガス処理系概要 (7号炉)</p>	No.	機器名称	1	非常用ガス処理系乾燥装置 (A)	2	非常用ガス処理系乾燥装置 (B)	3	非常用ガス処理系フィルタ装置	4	非常用ガス処理系排風機 (A)	5	非常用ガス処理系排風機 (B)	6	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)	7	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)	8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)	9	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)	<div style="display: flex; align-items: center; justify-content: center;"> </div>	
No.	機器名称																					
1	非常用ガス処理系乾燥装置 (A)																					
2	非常用ガス処理系乾燥装置 (B)																					
3	非常用ガス処理系フィルタ装置																					
4	非常用ガス処理系排風機 (A)																					
5	非常用ガス処理系排風機 (B)																					
6	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)																					
7	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)																					
8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)																					
9	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)																					

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
 <p data-bbox="768 627 792 1058">第1.16.9図 現場操作アクセスルート (建屋2階)</p>	/	

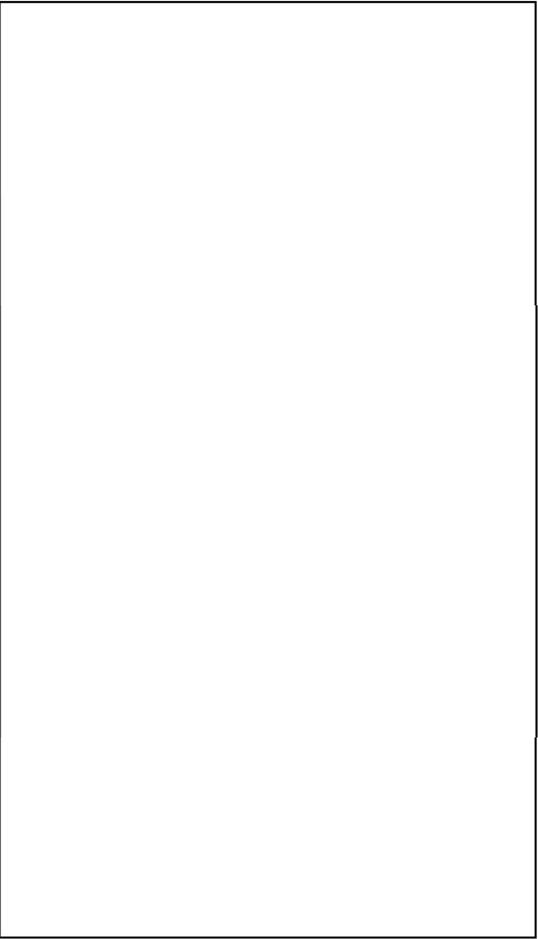
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="197 379 734 1305" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="748 632 775 1059" style="position: absolute; right: 10px; top: 50%; transform: translateY(-50%);"> 第1.16.10図 現場操作アクセスルート (建屋1階) </div>		

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="206 352 801 1362" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="808 608 837 1118" style="position: absolute; right: 10px; top: 50%; transform: translateY(-50%);"> 第 1.16.11 図 現場操作アクセスルート (建屋地下1階) </div>		

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：1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
 <p data-bbox="770 628 797 1066">第1.16.12図 現場操作アクセスルート (建屋4階)</p>	/	