

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [58条 計装設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。			
相違No.	相違理由		
①	【東海第二】 東海第二は、温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の2種類を使用		
②	【柏崎6/7】 島根2号炉は、BWR-5設計のため、低圧炉心スプレイ・ポンプを有する		
③	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度（2個）と新たに設置した格納容器内水素濃度（SA）（2個）を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器内水素濃度（SA）（2個）を重大事故等対処設備としている。島根2号炉は、設計基準事故対処設備の格納容器水素濃度（B系）（1個）を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし、新たに設置した格納容器水素濃度（SA）（1個）を重大事故等対処設備としている		
④	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7, 東海第二は、起動領域計装（SRNM）を設置しているが、島根2号炉は、中性子源領域計装（SRM）を採用している		
⑤	【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉補機冷却水系統流量と同じ流量である残留熱除去系熱交換器冷却水流量を残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータと整理している		
⑥	【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブプレッション・プール水位（SA）の重要代替監視パラメータとして整理している		
⑦	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内酸素濃度（2個）を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内酸素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器酸素濃度（SA）（2個）を重大事故等対処設備としている。島根2号炉は、設計基準事故対処設備の格納容器酸素濃度（B系）（1個）を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし、新たに設置した格納容器酸素濃度（SA）（1個）を重大事故等対処設備としている		
⑧	【東海第二】 島根2号炉は、熱電対の検出器、東海第二はガイドパルス式の検出器の水位・温度計を設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備としている		
⑨	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7, 東海第二は、常設ラインの原子炉注水、格納容器スプレイ、下部注水する各注水ラインに差圧式流量計を設置しているが、島根2号炉は、常設ラインである低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水、格納容器スプレイを行う各注水ラインの分岐前に超音波式流量計を設置している 【柏崎6/7, 東海第二】 東海第二は、常設、可搬ラインの原子炉注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置しており、柏崎6/7は、低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置していないが、島根2号炉は、常設ラインに低流量を測定できる超音波式流量計を設置し、可搬ラインの原子炉注水、原子炉格納容器下部注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置している		
⑩	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、代替循環冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから、その流量計を使用しているが、島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に原子炉注水及び格納容器スプレイラインに流量計を設置している		
⑪	【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損判断のため、ベDESTAL水温度（SA）を設置している		
⑫	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、RPV破損前に原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量の事前注水の把握のため、重大事故等対処設備としている		
⑬	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、格納容器内に直接測定する水素濃度計を設置しているが、島根2号炉は、サンプリング式の水素濃度計を設置している		
⑭	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系の温度を残留熱除去系熱交換器出口温度により確認する整理としている		
⑮	【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器フィルタベント系の運転時、事故収束時に使用するスクラバ容器温度を重大事故等対処設備としている		
⑯	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口水素濃度を可搬型で採用している		
⑰	【柏崎6/7】 島根2号炉は、金属フィルタの閉塞のリスクが極めて低いため、差圧計を設置しておらず、閉塞した場合においてもスクラバ容器圧力の上昇傾向により確認する整理としている		
⑱	【柏崎6/7】 島根2号炉は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定しているため、ベント中のpH監視は不要であることから自主対策設備としている		
⑲	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備としていない		
⑳	【東海第二】 東海第二は、残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータを緊急用海水系流量としているが、島根2号炉は、残留熱除去系熱交換器冷却水流量と整理している		
㉑	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、復水貯蔵槽を重大事故等時の水源として採用しているが、島根2号炉は、低圧原子炉代替注水槽を重大事故等時の水源として採用している		
㉒	【東海第二】 島根2号炉は、サブプレッション・プール水位（SA）の代替パラメータとして高圧原子炉代替注水流量を代替パラメータとしている		
㉓	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、代替循環冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから、その圧力計を使用しているが、島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に圧力計を設置している		
㉔	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、ガイドパルス式の検出器、柏崎6/7, 東海第二は熱電対の検出器を採用している		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 15 計装設備【58 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b> (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、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できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「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できる設備」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設備をいう。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にすること。(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の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、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>6. 4 計装設備(重大事故等対処設備)</p>	<p>3. 15 計装設備【58 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b> (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、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できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「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できる設備」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設備をいう。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にすること。(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の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.15.1 適合方針</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「<u>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要</u>」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「<u>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要</u>」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。</p> <p>計測範囲を第3.15-1表に、設計基準最大値等を第3.15-2表に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第3.15-1図、第3.15-2図及び第3.15-3図に示す。</p>	<p>6.4.1 概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、<u>添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」</u>のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、<u>添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」</u>のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。</p> <p>計測範囲を第6.4-1表に、設計基準最大値等を第6.4-2表に示す。</p> <p><u>計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第6.4-1図から第6.4-6図に示す。</u></p> <p>また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等</p>	<p>3.15.1 適合方針</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「<u>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要</u>」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「<u>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要</u>」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。</p> <p>計測範囲を第3.15-1表に、設計基準最大値等を第3.15-2表に示す。</p> <p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第3.15-1図、第3.15-2図及び第3.15-3図に示す。</u></p> <p>また、<u>電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違【柏崎6/7】 柏崎6/7は補助パラメータの記載なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 15. 1. 1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「<u>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要</u>」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</p> <p>計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 3.15-3 表に示す。</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>又は可搬型直流電源設備を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (3.14 電源設備)</li> <li>・可搬型代替交流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (3.14 電源設備)</li> </ul>	<p>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。重大事故等対処設備の補助パラメータの対象を第 6.4-4 表に示す。</p> <p>6.4.2 設計方針</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、<u>添付書類十の「第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要」</u>のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</p> <p>計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 6.4-3 表に示す。</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内常設直流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>又は<u>可搬型代替直流電源設備</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備 <u>(10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・可搬型代替交流電源設備 <u>(10.2 代替電源設備)</u></li> </ul>	<p>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。<u>重大事故等対処設備の補助パラメータの対象を第 3.15-4 表に示す。</u></p> <p>3.15.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「<u>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要</u>」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</p> <p>計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 3.15-3 表に示す。</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>又は<u>可搬型直流電源設備</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備 <u>(3.14 電源設備)</u></li> <li>・可搬型代替交流電源設備 <u>(3.14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2 号炉は単独申請であり、該当しない</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ <u>所内蓄電式直流電源設備</u> (3. 14 電源設備)</p> <p>・ <u>可搬型直流電源設備 (6号及び7号炉共用)</u> (3. 14 電源設備)</p> <p>常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, <u>所内蓄電式直流電源設備</u>及び可搬型直流源設備については, 「3. 14 電源設備」に記載する。</p> <p>また, 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合, 特に重要なパラメータとして, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については, 温度, 圧力, 水位及び流量に係るものについて, 乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。</p> <p>なお, 可搬型計測器による計測においては, 計測対象の選定を行う際の考え方として, 同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は, いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について, 複数のパラメータがある場合は, いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <p>・ 可搬型計測器</p>	<p>・ <u>所内常設直流電源設備</u> (10. 2 代替電源設備)</p> <p>・ <u>常設代替直流電源設備</u> (10. 2 代替電源設備)</p> <p>・ <u>可搬型代替直流電源設備</u> (10. 2 代替電源設備)</p> <p>・ <u>代替所内電気設備</u> (10. 2 代替電源設備)</p> <p>・ <u>燃料給油設備</u> (10. 2 代替電源設備)</p> <p>常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, <u>所内常設直流電源設備</u>, 常設代替直流電源設備, <u>可搬型代替直流電源設備</u>, <u>代替所内電気設備</u>及び<u>燃料給油設備</u>については, 「10. 2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>また, 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合, 特に重要なパラメータとして, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については, 温度, 圧力, 水位及び流量に係るものについて, 乾電池を電源とした可搬型計測器 (<u>原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位及び流量 (注水量) 計測用</u>) 及び可搬型計測器 (<u>原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力, 水位及び流量 (注水量) 計測用</u>) (以下「可搬型計測器」という。)) により計測できる設計とする。</p> <p>なお, 可搬型計測器による計測においては, 計測対象の選定を行う際の考え方として, 同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は, いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について, 複数のパラメータがある場合は, いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <p>・ <u>可搬型計測器 (原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位及び流量 (注水量) 計測用)</u></p>	<p>・ <u>所内常設蓄電式直流電源設備</u> (3. 14 電源設備)</p> <p>・ <u>常設代替直流電源設備</u> (3. 14 電源設備)</p> <p>・ <u>可搬型直流電源設備</u> (3. 14 電源設備)</p> <p>・ <u>代替所内電気設備</u> (3. 14 電源設備)</p> <p>常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, <u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>, <u>常設代替直流電源設備</u>, <u>可搬型直流電源設備</u>及び<u>代替所内電気設備</u>については, 「3. 14 電源設備」に記載する。</p> <p>また, 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合, 特に重要なパラメータとして, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については, 温度, 圧力, 水位及び流量に係るものについて, 乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。</p> <p>なお, 可搬型計測器による計測においては, 計測対象の選定を行う際の考え方として, 同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は, いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について, 複数のパラメータがある場合は, いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <p>・ 可搬型計測器</p>	<p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請であり, 該当しない</p> <p>・ 記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7は, 代替所内電気設備の記載なし</p> <p>・ 記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は常設代替交流電源設備の系統機能設備として燃料給油設備を整理</p> <p>・ 記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7は, 代替所内電気設備の記載なし</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は, 温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の2種類を使用 (以下, ①の相違)</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p><u>・安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置)</u></p> <p>計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 3.15-1 表及び第 3.15-2 表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第 3.15-3 表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 3.15-4 表に示す。</p> <p>3.15.1.1.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を</p>	<p>・可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用)</p> <p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p><u>・安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS データ表示装置)</u></p> <p>6.4.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共</p>	<p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p><u>・安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置)</u></p> <p>計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 3.15-1 表及び第 3.15-2 表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第 3.15-3 表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 3.15-4 表に示す。</p> <p>3.15.1.1.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>重大事故等対処設備の補助パラメータは、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共</p>	<p>①の相違</p> <p>・記載箇所の相違【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし ・記載方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」にて記載する。</p> <p>3.15.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、<u>チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.15.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、<u>6号及び7号炉で共用する設計とする。</u></p>	<p>通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については、「<u>10.2 代替電源設備</u>」にて記載する。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「<u>1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「<u>3.14 電源設備</u>」にて記載する。</p> <p>3.15.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに<u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、<u>電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.15.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、多重性を有するパラメータについて、電氣的分離により悪影響防止を図っている</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は共用しない設計としている。</p> <p>・記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、<u>6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>3.15.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li>・<u>格納容器内水素濃度</u></li> </ul>	<p>6.4.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> </ul>	<p><u>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>3.15.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>格納容器水素濃度 (B系)</u></li> </ul>	<p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は単独申請であるが、島根3号炉と廃炉プラントである島根1号炉を考慮して記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、BWR-5設計のため、低圧炉心スプレイ・ポンプを有する(以下、②の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度(2個)と新たに設置した格納容器内水素濃度(SA)(2個)を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器内</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域モニタ</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域モニタ</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域計装</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</u></li> <li>・ <u>中性子源領域計装</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li> </ul>	<p>水素濃度 (S A) (2 個) を重大事故等対処設備としている。島根 2 号炉は、設計基準事故対処設備の格納容器水素濃度 (B 系) (1 個) を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし、新たに設置した格納容器水素濃度 (S A) (1 個) を重大事故等対処設備としている (以下, ③の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二は、起動領域計装 (S R N M) を設置しているが、島根 2 号炉は、中性子源領域計装 (S R M) を採用している (以下, ④の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉補機冷却水系系統流量と同じ流量である残留熱除去系熱交換器冷却水流量を残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータと整理している (以下, ⑤の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉圧力容器温度</u></li> <li>・ 原子炉圧力 (SA)</li> <li>・ 原子炉水位 (SA)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>高圧代替注水系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u></li> <li>・ <u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u></li> <li>・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u></li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉圧力容器温度</u></li> <li>・ 原子炉圧力 (SA)</li> <li>・ <u>原子炉水位 (SA広帯域)</u></li> <li>・ <u>原子炉水位 (SA燃料域)</u></li> <li>・ <u>高圧代替注水系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u></li> <li>・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</u></li> <li>・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u></li> <li>・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)</u></li> <li>・ <u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</u></li> <li>・ <u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</u></li> <li>・ <u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u></li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u></li> <li>・ 原子炉圧力 (SA)</li> <li>・ <u>原子炉水位 (SA)</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>高圧原子炉代替注水流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>代替注水流量 (常設)</u></li> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水流量</u></li> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> <li>・ <u>格納容器代替スプレイ流量</u></li> <li>・ <u>ペDESTAL代替注水流量</u></li> <li>・ <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> </ul>	<p>島根2号炉は、熱電対の検出器、東海第二はガイドパルス式の検出器の水位・温度計を設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備としている(以下、⑧の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7, 東海第二は、常設ラインの原子炉注水、格納容器スプレイ、下部注水する各注水ラインに差圧式流量計を設置しているが、島根2号炉は、常設ラインである低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水、格納容器スプレイを行う各注水ラインの分岐前に超音波式流量計を設置している</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 東海第二は、常設、可搬ラインの原子炉注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置しており、柏崎6/7は、低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置していないが、島根2号</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u></li> <li>・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li>   <li>・ <u>格納容器下部水温</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水温度</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u></li> <li>・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>ペDESTAL温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u></li> </ul>	<p>炉は、常設ラインに低流量を測定できる超音波式流量計を設置し、可搬ラインの原子炉注水、<b>原子炉格納容器下部</b>注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置している（以下、⑨の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、代替循環冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから、その流量計を使用しているが、島根 2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に原子炉注水及び格納容器スプレイラインに流量計を設置している（以下、⑩の相違）</li> <li>・ 記載表現の相違</li> <li>【柏崎 6/7、東海第二】 柏崎 6/7、東海第二は、ドライウエル雰囲気温度にペDESTAL温度を含んだパラメータとしている</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損判断のため、ペDESTAL水温度 (SA) を設置している（以下、⑪の相違）</li> </ul>









柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li>   <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li>   <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉建物水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></li>   <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</u></li>   <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、系統の目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、代替循環冷却を復水補給水ポンプを經由して注水することから、その圧力計を使用しているが、島根 2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に圧力計を設置している (以下、③の相違)</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、ガイドパルス式の検出器、柏崎 6/7, 東海第二は熱電対の検出器を採用している (以下、④の相違)</li>   <li>・ 記載方針の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、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）等の計測用として6号炉、7号炉それぞれ1セット24個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として24個（6号及び7号炉共用）を含めて合計72個を分散して保管する。</p> <p>3.15.1.1.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度</li> <li>・ドライウエル雰囲気温度</li> </ul> <p>・サプレッション・チェンバ気体温度</p>	<p>なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、1セット20個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20個を含めて合計40個を分散して保管する。</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、1セット19個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として19個を含めて合計38個を分散して保管する。</p> <p>6.4.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度</li> <li>・ドライウエル雰囲気温度</li> </ul> <p>・格納容器下部水温</p> <p>・サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p>	<p>なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個保管する設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器は、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）等の計測用として1セット30個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として30個を含めて合計60個を保管する設計とする。</p> <p>3.15.1.1.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度（SA）</li> <li>・ドライウエル温度（SA）</li> <li>・ペDESTAL温度（SA）</li> </ul> <p>・ペDESTAL水温度（SA）</p> <p>・サプレッション・チェンバ温度（SA）</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 可搬型計測器の個数の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請であり、該当しない</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7，東海第二】 柏崎6/7，東海第二は、ドライウエル雰囲気温度にペDESTAL温度を含んだパラメータとしている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑪の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・<u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u></p> <p>・<u>格納容器下部水位</u></p> <p>・<u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></p> <p>・<u>起動領域モニタ</u></p> <p>・<u>平均出力領域モニタ</u></p> <p>なお、<u>起動領域モニタ</u>及び<u>平均出力領域モニタ</u>については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>原子炉圧力 (SA)</li> <li>原子炉水位 (広帯域)</li> <li>原子炉水位 (燃料域)</li> <li>原子炉水位 (SA)</li> </ul> <p>・<u>高圧代替注水系系統流量</u></p> <p>・<u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u></p> <p>・<u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u></p> <p>・<u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u></p> <p>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></p> <p>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></p> <p>・<u>残留熱除去系系統流量</u></p>	<p>・<u>サブプレッション・プール水温度</u></p> <p>・<u>格納容器下部水位</u></p> <p>・<u>起動領域計装</u></p> <p>・<u>平均出力領域計装</u></p> <p>なお、<u>起動領域計装</u>及び<u>平均出力領域計装</u>については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>原子炉圧力 (SA)</li> <li>原子炉水位 (広帯域)</li> <li>原子炉水位 (燃料域)</li> <li><u>原子炉水位 (SA広帯域)</u></li> <li><u>原子炉水位 (SA燃料域)</u></li> <li><u>高圧代替注水系系統流量</u></li> <li><u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u></li> <li><u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</u></li> <li><u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u></li> <li><u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)</u></li> <li><u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</u></li> <li><u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</u></li> <li><u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u></li> <li><u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li><u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li><u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li><u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul>	<p>・<u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u></p> <p>・<u>ドライウェル水位</u></p> <p>・<u>ベDESTAL水位</u></p> <p>・<u>中性子源領域計装</u></p> <p>・<u>平均出力領域計装</u></p> <p>なお、<u>中性子源領域計装</u>及び<u>平均出力領域計装</u>については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建物原子炉棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>原子炉圧力 (SA)</li> <li>原子炉水位 (広帯域)</li> <li>原子炉水位 (燃料域)</li> <li><u>原子炉水位 (SA)</u></li> <li><u>高圧原子炉代替注水流量</u></li> <li><u>低圧原子炉代替注水流量</u></li> <li><u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> <li><u>格納容器代替スプレイ流量</u></li> <li><u>ベDESTAL代替注水流量</u></li> <li><u>ベDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> <li><u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li><u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li><u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li><u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③, ⑬の相違, 設置場所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u></li> <li>・ <u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u></li>   <li>・ <u>格納容器内水素濃度</u></li>   <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u></li> <li>・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></li>   <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (7号炉)</u></li>   <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分Ⅲ)</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u></li> <li>・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル圧力</u></li> <li>・ <u>サプレッション・チェンバ圧力</u></li> <li>・ <u>サプレッション・プール水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (S A)</u></li>   <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u></li> <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></li>   <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li>   <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (A系)</u></li> <li>・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u></li> <li>・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル圧力 (S A)</u></li> <li>・ <u>サプレッション・チェンバ圧力 (S A)</u></li> <li>・ <u>サプレッション・プール水位 (S A)</u></li> <li>・ <u>格納容器水素濃度 (S A)</u></li>   <li>・ <u>格納容器水素濃度 (B系)</u></li>   <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)</u></li>   <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li>   <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>②の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑩の相違</li>   <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>③, ⑬の相違, 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>③の相違</li>   <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑭の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑰の相違</li>   <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑤の相違</li>   <li>・ 設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑳の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑥の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u></li>   <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外、タービン建屋内又は廃棄物処理建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</u></li>   <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建屋廃棄物処理棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建物水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></li> <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (B系)</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ (SA)</u></li> <li>・ <u>RCWサージタンク水位</u></li>   <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建物付属棟内及びその他の建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <li>・ <u>代替注水流量 (常設)</u></li>   <li>・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></li> </ul>	<p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧, ⑭の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 記載方針の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 記載方針の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違, 設置場所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑳の相違</p> <p>【東海第二】 設置場所の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置入口圧力</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置水素濃度</u></li> <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (6号炉)</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ, 7号炉)</u></li> <li>・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></li> <li>・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (B系)</u></li> <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u></li> <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u></li> <li>・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>スクラバ容器水位</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器圧力</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器温度</u></li> <li>・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)</u></li> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></li> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u></li> <li>・ <u>C-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>D-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑯の相違, 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑳の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違</li> <li>・ 記載箇所の相違 【東海第二】</li> <li>・ 記載方針の相違 【東海第二】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・<u>フィルタ装置圧力</u></li> <li>・<u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></li> </ul> <p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>代替淡水貯槽水位</u></li> <li>・<u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul> <p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設代替高圧電源装置置場（地下）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>西側淡水貯水設備水位</u></li> <li>・<u>緊急用M / C 電圧</u></li> <li>・<u>緊急用P / C 電圧</u></li> </ul> <p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用メタクラ電圧</u></li> <li>・<u>SAロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・<u>A-115V系直流盤母線電圧</u></li> <li>・<u>B-115V系直流盤母線電圧</u></li> <li>・<u>SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</u></li> <li>・<u>230V系直流盤（常用）母線電圧</u></li> <li>・<u>B1-115V系蓄電池（SA）電圧</u></li> <li>・<u>ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力</u></li> <li>・<u>N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力</u></li> <li>・<u>RCW熱交換器出口温度</u></li> <li>・<u>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に整理</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に整理</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に整理)</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u></li> </ul> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋屋上に設置し、想定さ</p>	<p>事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u></li> <li>・ <u>M / C 2 C 電圧</u></li> <li>・ <u>M / C 2 D 電圧</u></li> <li>・ <u>M / C HPCS 電圧</u></li> <li>・ <u>P / C 2 C 電圧</u></li> <li>・ <u>P / C 2 D 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 125V 主母線盤 2 A 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧</u></li> </ul> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)</u></li> <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></li> </ul>	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)</u></li> <li>・ <u>第 1 ベントフィルタ出口水素濃度</u></li> </ul>	<p>建物付属棟内及びその他の建物内に整理</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑲の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違, 設置場所の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>れる重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 表示装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>コントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>3.15.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> </ul>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) の SPDS データ収集サーバは、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送サーバは、<u>緊急時対策所</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>3.15.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設置場所の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器内水素濃度</u></li> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域モニタ</u></li> <li>・ <u>平均出力領域モニタ</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u></li> <li>・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域計装</u></li> <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)</u></li>   <li>・ <u>M/C 2C 電圧</u></li> <li>・ <u>M/C 2D 電圧</u></li> <li>・ <u>M/C HPCS 電圧</u></li> <li>・ <u>P/C 2C 電圧</u></li> <li>・ <u>P/C 2D 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 125V 主母線盤 2A 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 125V 主母線盤 2B 電圧</u></li> <li>・ <u>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧</u></li> <li>・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧</u></li> <li>・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系供給圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器水素濃度 (B系)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</u></li> <li>・ <u>中性子源領域計装</u></li> <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (B系)</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>C-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>D-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>A-115V 系直流盤母線電圧</u></li> <li>・ <u>B-115V 系直流盤母線電圧</u></li> <li>・ <u>230V 系直流盤 (常用) 母線電圧</u></li> <li>・ <u>B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧</u></li> <li>・ <u>N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力</u></li> <li>・ <u>RCWサージタンク水位</u></li> <li>・ <u>RCW熱交換器出口温度</u></li> </ul>	<p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑬の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・ 記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。<u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉圧力容器温度</u></li> <li>・原子炉圧力 (SA)</li> <li>・原子炉水位 (SA)</li> <li>・<u>高圧代替注水系系統流量</u></li> <li>・<u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u></li> <li>・<u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u></li> <li>・<u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u></li> <li>・<u>ドライウエル雰囲気温度</u></li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉圧力容器温度</u></li> <li>・原子炉圧力 (SA)</li> <li>・<u>原子炉水位 (SA広帯域)</u></li> <li>・<u>原子炉水位 (SA燃料域)</u></li> <li>・<u>高圧代替注水系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</u></li> <li>・<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u></li> <li>・<u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u></li> <li>・<u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u></li> <li>・<u>ドライウエル雰囲気温度</u></li> </ul>	<p>・<u>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</u></p> <p><u>格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器酸素濃度 (B系) を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>中性子源領域計装は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。中性子源領域計装は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u></li> <li>・原子炉圧力 (SA)</li> <li>・<u>原子炉水位 (SA)</u></li> <li>・<u>高圧原子炉代替注水流量</u></li> <li>・<u>代替注水流量 (常設)</u></li> <li>・<u>低圧原子炉代替注水流量</u></li> <li>・<u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> <li>・<u>格納容器代替スプレイ流量</u></li> <li>・<u>ペDESTAL代替注水流量</u></li> <li>・<u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> <li>・<u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u></li> <li>・<u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u></li> <li>・<u>ドライウエル温度 (SA)</u></li> <li>・<u>ペDESTAL温度 (SA)</u></li> </ul>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二は、ドライウエル雰囲気温度にペDESTAL温度を含んだパラメータと</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u></li> <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置入口圧力</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u></li>   <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></li>   <li>・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器下部水温</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水温度</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・プール水位</u></li> <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置圧力</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u></li>   <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></li>   <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u></li> <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u></li>   <li>・ <u>代替淡水貯槽水位</u></li> <li>・ <u>西側淡水貯水設備水位</u></li>   <li>・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u></li> <li>・ <u>ドライウエル水位</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u></li> <li>・ <u>ペDESTAL水位</u></li> <li>・ <u>格納容器水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>スクラバ容器水位</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器圧力</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器温度</u></li>   <li>・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></li> </ul>	<p>している</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑫の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑬, ⑭の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑮の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑯の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑲の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li> <li>・ <u>緊急用M/C電圧</u></li> <li>・ <u>緊急用P/C電圧</u></li> <li>・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉建物水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></li> <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)</u></li> <li>・ <u>緊急用メタクラ電圧</u></li> <li>・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>SA用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</u></li> <li>・ <u>ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 記載方針の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違，記載箇所 の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦, ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外</u>で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置で兼用するものであり、想定される重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に、弁操作により、サンプリングラインを格納容器圧力逃がし装置から耐圧強化ベント系に速やかに切り替えられる設計とする。</u><u>フィルタ装置水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に於いて、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち<u>データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置</u>は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち <u>SPDS 表示装置</u>は、付属の操作スイッチにより <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>で操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、<u>運転員等</u>が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p>	<p><u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>は、<u>中央制御室の制御盤</u>の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に於いて、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち<u>データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置</u>は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち <u>SPDSデータ表示装置</u>は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、<u>重大事故等対応要員</u>が携行して<u>屋外・屋内のアクセスルート</u>を通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p>	<p><u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。<u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>は、<u>原子炉建物付属棟内</u>で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。</u><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、車両による運搬、移動ができる設計とする</u>とともに、<u>接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</u><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に於いて、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち <u>SPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバ</u>は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち <u>SPDSデータ表示装置</u>は、付属の操作スイッチにより <u>緊急時対策所内</u>で操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、<u>運転員</u>が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、中央制御室で操作を行うが、島根2号炉は現場で操作を行う</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑩の相違 島根2号炉は、屋外及び中央制御室で操作が可能 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、耐圧強化ベントに切り替えて計測するが、島根2号炉は、切り替えて計測しない</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、現場運転員が対応するが、柏崎6/7は、中央制御室運転員又は現場運転員が対</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.15.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p>6.4.3 主要設備及び仕様</p> <p><u>計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第6.4-1表及び第6.4-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第6.4-4表に示す。</u></p> <p>6.4.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「<u>1.1.7.4 操作性及び試験・検査性</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p>3.15.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.4 操作性及び試験・検査性</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p>応するため、等が記載されている</p> <p>【東海第二】 東海第二は、屋外から中央制御室の移動があるが、島根2号炉は中央制御室からの移動のため屋外のアクセスルートは記載していない</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 柏崎6/7は補助パラメータの記載なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.15-1表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉压力容器温度            個 数 2            計測範囲 <u>0~350℃</u></p> <p>(2) 原子炉圧力            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 <u>3</u>            計測範囲 0~10MPa [gage]</p> <p>(3) 原子炉圧力 (SA)            個 数 1            計測範囲 0~11MPa [gage]</p> <p>(4) 原子炉水位 (広帯域)            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 <u>3</u>            計測範囲 <u>-3,200~3,500mm</u> *1</p> <p>(5) 原子炉水位 (燃料域)            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 2            計測範囲 <u>-4,000~1,300mm</u> *2</p> <p>(6) 原子炉水位 (SA)            個 数 <u>1</u>  <u>1</u>            計測範囲 <u>-3,200~3,500mm</u> *1  <u>-8,000~3,500mm</u> *1</p>	<p>第6.4-1表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉压力容器温度            個 数 <u>4</u>            計測範囲 0~500℃</p> <p>(2) 原子炉圧力            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 2            計測範囲 <u>0~10.5MPa [gage]</u></p> <p>(3) 原子炉圧力 (SA)            個 数 <u>2</u>            計測範囲 <u>0~10.5MPa [gage]</u></p> <p>(4) 原子炉水位 (広帯域)            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 2            計測範囲 <u>-3,800mm~1,500mm</u> *1</p> <p>(5) 原子炉水位 (燃料域)            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 2            計測範囲 <u>-3,800mm~1,300mm</u> *2</p> <p>(6) 原子炉水位 (SA広帯域)            個 数 <u>1</u>            計測範囲 <u>-3,800mm~1,500mm</u> *1</p> <p>(7) 原子炉水位 (SA燃料域)            個 数 <u>1</u>            計測範囲 <u>-3,800mm~1,300mm</u> *2</p>	<p>第3.15-1表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉压力容器温度 (SA)            個 数 <u>2</u>            計測範囲 <u>0~500℃</u></p> <p>(2) 原子炉圧力            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装系            個 数 <u>2</u>            計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(3) 原子炉圧力 (SA)            個 数 <u>1</u>            計測範囲 <u>0~11MPa [gage]</u></p> <p>(4) 原子炉水位 (広帯域)            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装系            個 数 <u>2</u>            計測範囲 <u>-400~150cm</u> *1</p> <p>(5) 原子炉水位 (燃料域)            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装系            個 数 2            計測範囲 <u>-800~-300cm</u> *1</p> <p>(6) 原子炉水位 (SA)            個 数 <u>1</u>            計測範囲 <u>-900~150cm</u> *1</p>	<p>・設備, 運用の相違  <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b>            ①~④の相違            設備設計の相違による設備仕様(個数, 計測範囲)の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(7) <u>高压代替注水系系統流量</u>            個 数 1            計測範囲 0～300m<sup>3</sup>/h</p> <p>(10) <u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u>            個 数 1            計測範囲 6号炉 0～200m<sup>3</sup>/h            7号炉 0～150m<sup>3</sup>/h</p> <p>(11) <u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u>            個 数 1            計測範囲 0～350m<sup>3</sup>/h</p> <p>(13) <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u>            個 数 1            計測範囲 6号炉 0～150m<sup>3</sup>/h            7号炉 0～100m<sup>3</sup>/h</p> <p>(8) <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 1            計測範囲 0～300m<sup>3</sup>/h</p>	<p>(8) <u>高压代替注水系系統流量</u>            個 数 1            計測範囲 0～50L/s</p> <p>(9) <u>低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u>            個 数 1            計測範囲 0～500m<sup>3</sup>/h</p> <p>(10) <u>低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</u>            個 数 1            計測範囲 0～80m<sup>3</sup>/h</p> <p>(11) <u>低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u>            個 数 1            計測範囲 0～300m<sup>3</sup>/h</p> <p>(12) <u>低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)</u>            個 数 1            計測範囲 0～80m<sup>3</sup>/h</p> <p>(18) <u>低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</u>            個 数 1            計測範囲 0～500m<sup>3</sup>/h</p> <p>(19) <u>低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</u>            個 数 1            計測範囲 0～500m<sup>3</sup>/h</p> <p>(20) <u>低压代替注水系格納容器下部注水流量</u>            個 数 1            計測範囲 0～200m<sup>3</sup>/h</p> <p>(14) <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装            個 数 1            計測範囲 0～50L/s</p>	<p>(7) <u>高压原子炉代替注水流量</u>            個 数 1            計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h</p> <p>(8) <u>代替注水流量 (常設)</u>            個 数 1            計測範囲 0～300m<sup>3</sup>/h</p> <p>(9) <u>低压原子炉代替注水流量</u>            個 数 2            計測範囲 0～200m<sup>3</sup>/h</p> <p>(10) <u>低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u>            個 数 2            計測範囲 0～50m<sup>3</sup>/h</p> <p>(11) <u>格納容器代替スプレイ流量</u>            個 数 2            計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h</p> <p>(12) <u>ペDESTAL代替注水流量</u>            個 数 2            計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h</p> <p>(13) <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u>            個 数 2            計測範囲 0～50m<sup>3</sup>/h</p> <p>(14) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・原子炉プラント・プロセス計装系            個 数 1            計測範囲 0～150m<sup>3</sup>/h</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(9) <u>高圧炉心注水系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1,000m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(12) <u>残留熱除去系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 0~1,500m<sup>3</sup>/h</p> <p>(14) <u>ドライウェル雰囲気温度</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~300℃</p>	<p>(15) <u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 <u>0~500L/s</u></p> <p>(16) <u>残留熱除去系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 <u>0~600L/s</u></p> <p>(17) <u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 <u>0~600L/s</u></p> <p>(13) <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~150m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(21) <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(22) <u>ドライウェル雰囲気温度</u> 個 数 <u>8</u> 計測範囲 0~300℃</p> <p>(25) <u>格納容器下部水温</u> <u>ペDESTAL床面高さ 0m 検知用<sup>*3</sup></u> 個 数 <u>5</u> 計測範囲 <u>0~500℃</u></p>	<p>(15) <u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(16) <u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 3 計測範囲 <u>0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(17) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> ・原子炉プラント・プロセス計装系 <u>個 数 1</u> <u>計測範囲 0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(18) <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> <u>個 数 1</u> <u>計測範囲 0~50m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(19) <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> <u>個 数 1</u> <u>計測範囲 0~150m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(20) <u>ドライウェル温度 (S A)</u> 個 数 <u>7</u> 計測範囲 0~300℃</p> <p>(21) <u>ペDESTAL温度 (S A)</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(22) <u>ペDESTAL水温度 (S A)</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二 は、ドライウェル雰囲気 温度にペDESTAL温度 を含んだパラメータと している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(15) サプレッション・チェンバ気体温度 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~300°C</u></p> <p>(16) サプレッション・チェンバ・プール水温度 個数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~200°C</u></p> <p>(17) 格納容器内圧力 (D/W) 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~1,000kPa[abs]</u></p> <p>(18) 格納容器内圧力 (S/C) 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~980.7kPa[abs]</u></p> <p>(19) サプレッション・チェンバ・プール水位 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>-6~11m</u> <u>(T.M.S.L. -7,150~+9,850mm) *3</u></p> <p>(20) 格納容器下部水位 個数 <u>3</u> 計測範囲 <u>+1m, +2m, +3m</u> <u>(T.M.S.L. -5,600mm, -4,600mm, -3,600mm) *3</u></p>	<p><u>ペDESTアル床面高さ+0.2m 検知用*3</u> 個数 <u>5</u> 計測範囲 <u>0~500°C</u></p> <p>(23) サプレッション・チェンバ雰囲気温度 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200°C</u></p> <p>(24) サプレッション・プール水温度 個数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~200°C</u></p> <p>(26) ドライウエル圧力 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~1MPa [abs]</u></p> <p>(27) サプレッション・チェンバ圧力 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~1MPa [abs]</u></p> <p>(28) サプレッション・プール水位 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>-1m~9m</u> <u>(EL. 2,030mm~12,030mm) *4</u></p> <p>(29) 格納容器下部水位 <u>ペDESTアル床面高さ+0.50m 検知用*3</u> 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>EL. 12,306mm</u> <u>ペDESTアル床面高さ+0.95m 検知用*3</u> 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>EL. 12,756mm</u> <u>ペDESTアル床面高さ+1.05m 検知用*3</u> 個数 <u>2</u></p>	<p>(23) サプレッション・チェンバ温度 (S A) 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200°C</u></p> <p>(24) サプレッション・プール水温度 (S A) 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200°C</u></p> <p>(25) ドライウエル圧力 (S A) 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1,000kPa [abs]</u></p> <p>(26) サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 個数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1,000kPa [abs]</u></p> <p>(27) サプレッション・プール水位 (S A) 個数 <u>1</u> 計測範囲 <u>-0.80~5.50m*2</u></p> <p>(28) ドライウエル水位 個数 <u>3</u> 計測範囲 <u>-3.0m*3, -1.0m*3, +1.0m*3</u></p> <p>(29) ペDESTアル水位 個数 <u>4</u> 計測範囲 <u>+0.1m*4, +1.2m*4, +2.4m*4,</u> <u>+2.4m*4</u></p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(21) <u>格納容器内水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 6号炉 0～30vol% 7号炉 0～20vol% / 0～100vol%</p> <p>(22) <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(23) <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <math>10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}</math></p> <p>(24) <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <math>10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}</math></p>	<p>計測範囲 <u>EL. 12, 856mm</u> <u>ペDESTアル床面高さ+2.25m 満水管理用※3</u> 個 数 2 計測範囲 <u>EL. 14, 056mm</u> <u>ペDESTアル床面高さ+2.75m 満水管理用※3</u> 個 数 2 計測範囲 <u>EL. 14, 556mm</u></p> <p>(30) <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(31) <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> <u>第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。</u></p> <p>(32) <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> <u>第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。</u></p>	<p>(30) <u>格納容器水素濃度 (B系)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 1 計測範囲 <u>0～5 vol% / 0～100vol%</u></p> <p>(31) <u>格納容器水素濃度 (SA)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 1 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(32) <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 2 計測範囲 <math>10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}</math></p> <p>(33) <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 2 計測範囲 <math>10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}</math></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(25) <u>起動領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数            <u>10</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>                    <u>0~40%又は0~125%</u>                     <u><math>(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(26) <u>平均出力領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数            <u>4</u><sup>*4</sup> 計測範囲        0~125%                     <math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>(27) <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        <u>0~200°C</u></p> <p>(28) <u>フィルタ装置水位</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~6,000mm</u></p> <p>(29) <u>フィルタ装置入口圧力</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p>	<p>(33) <u>起動領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9</math>                     <math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>                    <u>0~40%又は0~125%</u>                     <u><math>(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13}</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(34) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数            <u>2</u><sup>*5</sup> 計測範囲        0~125%                     <u><math>(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14}</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(41) <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~100°C</u></p> <p>(35) <u>フィルタ装置水位</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>180mm~5,500mm</u></p> <p>(36) <u>フィルタ装置圧力</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p> <p>(37) <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~300°C</p>	<p>(34) <u>中性子源領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系</p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>(35) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系</p> <p>個 数            <u>6</u><sup>*5</sup> 計測範囲        0~125%                     <u><math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(36) <u>スクラバ容器水位</u></p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span></p> <p>(37) <u>スクラバ容器圧力</u></p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        0~1 MPa [gage]</p> <p>(38) <u>スクラバ容器温度</u></p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <u>0~300°C</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(30) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>mSv/h</u></p> <p>(31) <u>フィルタ装置水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p> <p>(32) <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~50kPa</u></p> <p>(33) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>pH0~14</u></p> <p>(34) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>mSv/h</u></p> <p>(35) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(38) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> <u>第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</u></p> <p>(39) <u>フィルタ装置入口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p> <p>(40) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> <u>第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</u></p> <p>(42) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(39) <u>第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 <u>1</u> 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>Sv/h</u> <u>10<sup>-3</sup>~10<sup>4</sup>mSv/h</u></p> <p>(40) <u>第 1 ベントフィルタ出口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>1 (予備 1)</u> 計測範囲 <u>0~20vol% / 0~100vol%</u></p> <p>(41) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200℃</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(36) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(37) <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>6号炉 区分Ⅰ,Ⅱ 0~4,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>区分Ⅲ 0~3,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>7号炉 区分Ⅰ,Ⅱ 0~3,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>区分Ⅲ 0~2,000m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(38) <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>6号炉 0~2,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>7号炉 0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(40) <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~3.5MPa [gage]</u></p>	<p>(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(44) <u>残留熱除去系海水系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~550L/s</u></p> <p>(54) <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(45) <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~800m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(46) <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~50m<sup>3</sup>/h</u></p>	<p>(42) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200℃</u></p> <p>(43) <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(44) <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(41) <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>6号炉 0~16m</u> <u>7号炉 0~17m</u></p> <p>(42) <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 <u>0~2MPa [gage]</u></p> <p>(39) <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0~12MPa [gage]</p>	<p>(47) <u>代替淡水貯蔵水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~20m</u></p> <p>(48) <u>西側淡水貯水設備水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~6.5m</u></p> <p>(49) <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(50) <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p> <p>(52) <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(53) <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(55) <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(51) <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p>	<p>(45) <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~1,500m<sup>3</sup> (0~12,542mm)</u></p> <p>(46) <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(47) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(48) <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~12MPa [gage]</u></p> <p>(49) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p> <p>(50) <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~3MPa [gage]</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(43) <u>原子炉建屋水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <u>0~20vol%</u></p> <p>(44) <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <u>0~300℃</u></p> <p>(45) <u>格納容器内酸素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>6号炉 0~30vol%</u>                     <u>7号炉 0~10vol%/0~30vol%</u></p>	<p>(56) <u>原子炉建屋水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟6階</u> 個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~10vol%</u></p> <p><u>原子炉建屋原子炉棟2階, 地下1階</u> 個 数            <u>3</u> 計測範囲        <u>0~20vol%</u></p> <p>(57) <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <u>0~300℃</u></p>	<p>(51) <u>原子炉建物水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>1</u>                     <u>6</u> 計測範囲        <u>0~10vol%</u>                     <u>0~20vol%</u></p> <p>(52) <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~100℃</u></p> <p>(53) <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~400℃</u></p> <p>(54) <u>格納容器酸素濃度 (B系)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        <u>0~5vol%/0~25vol%</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(46) <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> 第 3. 11-1 表 <u>使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(47) <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u> 第 3. 11-1 表 <u>使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(48) <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> 第 3. 11-1 表 <u>使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(49) <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u> 第 3. 11-1 表 <u>使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(50) <u>安全パラメータ表示システム (SPDS)</u> 第 3. 19-1 表 <u>通信連絡を行うために必要な設備 (常設)</u>の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(58) <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~25vol%</u></p> <p>(59) <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</u> 第 4. 3-1 表 <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(60) <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u> 第 4. 3-1 表 <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(61) <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> 第 8. 1-2 表 <u>放射線管理設備 (重大事故等時)</u>の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(62) <u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u> 第 4. 3-1 表 <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(63) <u>安全パラメータ表示システム (SPDS)</u> 第 10. 12-2 表 <u>通信連絡を行うために必要な設備 (常設)</u>の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(64) <u>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)</u> 個 数 <u>20 (予備 20)</u></p> <p>(65) <u>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)</u> 個 数 <u>19 (予備 19)</u></p>	<p>(55) <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~25vol%</u></p> <p>(56) <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> 第 3. 11-1 表 <u>燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(57) <u>燃料プール水位 (SA)</u> 第 3. 11-1 表 <u>燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(58) <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> 第 3. 11-1 表 <u>燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(59) <u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)</u> 第 3. 11-1 表 <u>燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(60) <u>安全パラメータ表示システム (SPDS)</u> 第 3. 19-1 表 <u>通信連絡を行うために必要な設備 (固定型)</u>の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(61) <u>可搬型計測器</u> 個 数 <u>30 (予備 30)</u></p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,224cm)</p> <p>*2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)</p> <p>*3: T. M. S. L. = 東京湾平均海面</p> <p>*4: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。</p>	<p>※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)</p> <p>※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)</p> <p>※3 ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ</p> <p>※4 基準点は通常運転水位: EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)</p> <p>※5 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。</p>	<p>※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。</p> <p>※2: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。</p> <p>※3: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。</p> <p>※4: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。</p> <p>※5: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。</p>	

第 3.15-2 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)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値：300℃*4	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、350℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2				重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [gauge]) を包括する範囲として設定。なお、主配管が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摂されており、監視可能である。	
	原子炉圧力 (SA) *2				最大値：8.48MPa [gauge]	
	原子炉水位 (燃料域) *1				最大値：8.48MPa [gauge]	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) *2	1	0~11MPa [gauge]	0~11MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	1
	原子炉水位 (広帯域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *2	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7	最大値：8.48MPa [gauge]	
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000~1300mm*3	-3680~4813mm*3,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位計範囲 (レベル3-8) 及び有効検出範囲まで監視可能。	
	原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*3	-4872~1650mm*3,7	最大値：8.48MPa [gauge]	
	原子炉水位 (SA) *1	1	-8000~3500mm*3			
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	1
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「②原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	

第 6.4-2 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) (1/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	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。	1
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *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。	
	原子炉水位 (燃料域) *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。	
	原子炉水位 (SA 広帯域) *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。	
	原子炉水位 (SA 燃料域) *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。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2				最大値：8.62MPa [gauge] 以下	
	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (広帯域) *1	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下	「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
	原子炉水位 (燃料域) *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。	
	原子炉水位 (SA 広帯域) *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。	
	原子炉水位 (SA 燃料域) *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。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2				最大値：8.62MPa [gauge] 以下	
	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) *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。	
	原子炉水位 (燃料域) *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。	
	原子炉水位 (SA 燃料域) *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。	

第 3.15-2 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) (1/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0~500℃	最大値：302℃	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℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *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。	
	原子炉水位 (燃料域) *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。	
	原子炉水位 (SA) *1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2				最大値：8.68MPa [gauge]	
	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~10MPa [gauge]	8.25MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gauge]) を包括する範囲として設定。なお、主配管が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摂されており、監視可能である。	
	原子炉水位 (燃料域) *1	1	0~11MPa [gauge]	8.25MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (広帯域) *1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (燃料域) *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。	
	原子炉水位 (SA) *1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1				「③最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器下部 (原子炉圧力容器レベルより 1.328km)				※ 4：基準点は炉プレッシャー・ブール通常水位 (EL5610)。	
	原子炉圧力容器底面 (EL10100)				※ 5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。	
	原子炉圧力容器上部 (燃料域) *1				※ 6：基準点は燃料域計表の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。	

備考  
 ・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

第 3.15-2 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)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における炉心冷却状態を把握し、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。	1
	原子炉圧力*				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力**	3	0~10MPa [range]	最大値： 8.48MPa [range]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [range]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気発生機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 (SA) **	1	0~11MPa [range]	最大値： 8.48MPa [range]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.02MPa [range]) の 1.2 倍 (10.34MPa [range]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉水位 (燃料域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉圧力容器温度*1				「②原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (広帯域) **	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	
原子炉水位 (燃料域) **	2	-4000~1300mm*3	-3680~4834mm*3,7			
原子炉水位 (SA) **	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7			
原子炉水位 (SA) **	1	-8000~3500mm*3				
② 原子炉圧力容器内の水位	高圧代替注水系統流量*1					
	復水補給水系統流量 (DR A 系代替注水流量) *1					
	復水補給水系統流量 (DR B 系代替注水流量) *1					
	原子炉隔離時冷却系統流量*1					
	高圧炉心注水系統流量*1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量*1					
	原子炉隔離時冷却系統流量*1					
	高圧炉心スプレイ系統流量*1					
	低圧炉心スプレイ系統流量*1					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力*1					
	高圧代替注水系統流量*1					
	低圧代替注水系統流量*1					
	低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) *1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量*1					
	原子炉隔離時冷却系統流量*1					
	高圧炉心スプレイ系統流量*1					
	低圧炉心スプレイ系統流量*1					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力*1					

第 6.4-2 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) (2/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
① 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3,800mm~1,500mm*5	-3,800mm~1,400mm*5		1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3,800mm~1,300mm*6	397mm~1,300mm*6	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能。	
	原子炉水位 (S A 広帯域) *2	1	-3,800mm~1,500mm*5	-3,800mm~1,400mm*5		
	原子炉水位 (S A 燃料域) *2	1	-3,800mm~1,300mm*6	397mm~1,300mm*6		
	高圧代替注水系統流量*1					
	低圧代替注水系統流量*1					
	低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) *1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量*1					
	原子炉隔離時冷却系統流量*1					
	高圧炉心スプレイ系統流量*1					
	低圧炉心スプレイ系統流量*1					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力*1					

「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。

「④原子炉圧力容器内の圧力」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。

第 3.15-2 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) (2/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
④ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-400~150cm*3			1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-800~300cm*3	-798~132cm*3	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	
	原子炉水位 (SA) *2	1	-900~150cm*3			
	高圧原子炉代替注水流量*1					
	代替注水流量 (常設) *1					
	低圧原子炉代替注水流量*1					
	低圧原子炉代替注水流量 (常設域用) *1					
	原子炉隔離時ポンプ出口流量*1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量*1					
	残留熱除去ポンプ出口流量*1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量*1					
	残留熱除去ポンプ出口流量*1					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) *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：基準点は低水分離器下流 (原子炉圧力容器シェルより 1.328m) ※4：基準点はサブプレッジョン・プール通水水位 (EL5010)。  
 ※5：基準点は格納容器底部 (EL10100) ※6：基準点はコリウシアンシーカド上表面 (EL6706) ※7：炉心出力調整計の検出器は 124 個であり、平均出力調整計の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時における炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。  
 ※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冷却水水位の値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は判断値は約 108V/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を適用する。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL5516) ※11：検出点は7箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器搭載
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (72m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR A系代替注水系)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)	1	0~350m <sup>3</sup> /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 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				⑩本架の確保 を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				⑨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) *1				⑨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) *1				⑨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 原子炉格納容器の注水量	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)				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。	1
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水系)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				⑩本架の確保 を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D) *1				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。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				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。	
	格納容器下部水位*1				⑨原子炉格納容器内の水位 を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル受取温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ受取温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール受取温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の限界圧力 (24~60MPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約166℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				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。	
格納容器内圧力 (S/C) *1				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。		

第 6.4-2 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) (3/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器搭載
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~50L/s	-**	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (38L/s) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /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における最大注水量 (375m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /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におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系原子炉注水流速	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	
代替淡水貯槽水位*1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ。		
西側淡水貯水設備水位*1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・プール水位*1				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。		
原子炉水位 (広帯域) *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。		
原子炉水位 (燃料域) *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。		
原子炉水位 (S.A.広帯域) *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。		
原子炉水位 (S.A.燃料域) *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。		

第 3.15-2 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) (3/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器搭載
④ 原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧原子炉代替注水流速	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	高圧原子炉代替注水系ポンプの最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	0~96m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,314m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水流速 (常設)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	低圧原子炉代替注水系ポンプの最大注水量 (230m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流速	2	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、副蓄熱器相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流速 (非常域用)	2	0~50m <sup>3</sup> /h	-**		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,314m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流速	1	0~50m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替除去系原子炉注水系ポンプの最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	

※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: 基準点は汽水分離器下端 (原子炉圧力容器等レベルより1.328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610) ※5: 基準点は格納容器底部 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706) ※7: 局部出力領域計算の検出器は124個であり、平均出力領域計算の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。 ※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圧力放熱材レベルの値を低下させないことにより、設計基準事故時における格納容器内圧力放熱材レベルの値を下回る。 ※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圧力放熱材レベルの値を低下させないことにより、設計基準事故時における格納容器内圧力放熱材レベルの値を下回る。 ※10: 基準点は使用済燃料ラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は7箇所。

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①~④の相違  
設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (72m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR A系代替注水流)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR B系代替注水流)	1	0~350m <sup>3</sup> /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 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*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。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑨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) *1				「⑨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 原子炉格納容器内の注水量	復水補給水系流量 (RR B系代替注水流)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—**	「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「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。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「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。	
	格納容器下部水位*1				「⑨原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル受潤気温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (300℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ固体温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (300℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の境界圧力 (設計: 600kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約 166℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「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。	
格納容器内圧力 (S/C) *1				「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。		

第 6.4-2 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) (3/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~50L/s	—**	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (38L/s) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	438L/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。	
	低圧代替注水系原子炉注水流 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /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における最大注水量 (375m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替隔離時冷却系原子炉注水流	2	0~150m <sup>3</sup> /h	—**	代替隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	
代替淡水貯槽水位*1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		
西側淡水貯水設備水位*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。		
サブプレッション・プール水位*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。		
原子炉水位 (広帯域) *1				「⑨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) *1				「⑨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 広帯域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA 燃料域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		

第 3.15-2 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) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位 (SA) *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。	1
	低圧原子炉代替注水槽水位*1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑨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) *1				「⑨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) *1				「⑨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 ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器基準レベルより 1.328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空囲気放射線レベルの値で判断する。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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型式
④ 原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (72m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR A系代替注水系)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)	1	0~350m <sup>3</sup> /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 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (95m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				⑨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) *1				⑨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) *1				⑨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 原子炉格納容器内の注水量	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	④原子炉格納容器への注水量 を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水系)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D) *1				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。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				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。	
	格納容器下部水位*1				⑨原子炉格納容器内の水位 を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の境界圧力 (24~620kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度 (約167℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				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。	
格納容器内圧力 (S/C) *1				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。		

第 6.4-2 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) (4/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型式
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	代替格納容器スプレイレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイレイ時における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (可搬ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	代替格納容器スプレイレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイレイ時における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系格納容器スプレイレイ流量	2	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	代替循環冷却系による格納容器スプレイレイ時における最大注水量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水系	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	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 (80m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替淡水貯槽水位*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水源の確保 を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力*1				④原子炉格納容器への注水量 を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ注水流量*1				④原子炉格納容器への注水量 を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水位*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。	
	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。	
④ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度 (104℃) 及び原子炉格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度*2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の境界圧力 (620kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約167℃) を監視可能。	
	格納容器下部水温	5	0~500℃ (ベデスタル床面 0m) *7	-**	ベデスタル底部にドリフトが落下した際の温度上昇又は高湿度のドリフトが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知可能。	
	格納容器下部水温	5	0~500℃ (ベデスタル床面 +0.2m) *7	-**	ベデスタル床面 +0.2m 以上のドリフト堆積を温度上昇又は高湿度のドリフトと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	
	ドライウエル圧力*1				⑨原子炉格納容器内の圧力 を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ圧力*1				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。	

第 3.15-2 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) (5/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型式
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	代替注水系 (常設)				④原子炉格納容器への注水量 を監視するパラメータと同じ	1
	格納容器代替スプレイレイ流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	ベデスタル代替注水系流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いたベデスタル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	ベデスタル代替注水系流量 (狭帯域用)	2	0~50m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替除去系格納容器スプレイレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイレイ流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替除去系格納容器スプレイレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水系水位*1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル圧力 (SA) *1				⑦原子炉格納容器内の圧力 を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) *1				⑦原子炉格納容器内の圧力 を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル水位*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	
	サブプレッション・プール水位 (SA) *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	
残留熱代替除去系原子炉注水流量*1				⑨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		
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力*1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ		

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下流 (原子炉格納容器レベルより 1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (E15610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底部 (E110100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (E16706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 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温度の値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約108V/h (経過時間とともに低くなる) 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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (E135518) ※11: 検出点は7箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
④ 原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量(72m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	復水供給水系流量(RR A系代替注水系)	1	0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR A系ライン)における最大注水量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	復水供給水系流量(RR B系代替注水系)	1	0~350m <sup>3</sup> /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR B系ライン)における最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(95m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	復水貯蔵槽水位(SA)※1			⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位※1			⑨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)※1			⑨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)※1			⑨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 原子炉格納容器内の注水量	復水供給水系流量(RR B系代替注水系)	1	0~150m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	
	復水貯蔵槽水位(SA)※1			⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力(D/P)※1			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。			
	格納容器内圧力(S/C)※1			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。			
	格納容器下部水位※1			⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。			
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		1
	サブプレッション・チェンバ・プール温度※2	1	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		
	サブプレッション・チェンバ・プール温度※2	3	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の限界圧力(24:620kPa[gage])におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。		1
	格納容器内圧力(D/P)※1			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
	格納容器内圧力(S/C)※1			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。			

第6.4-2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)(4/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	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(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	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(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量(250m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流	1	0~200m <sup>3</sup> /h	—**	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(80m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	代替淡水貯槽水位※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水源の確保を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1			⑨原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系ポンプ注水流※1			⑨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。		
	サブプレッション・プール水位※1			⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器下部水位※1			⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
④ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ・プール雰囲気温度※2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度(104℃)及び原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・プール温度※2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。	
	(水温計兼アプリア下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面)※7	—**	ベデスタル底部にアプリアが落下した際の温度上昇又は高直のアプリアが検出器に接触し指針値がダウンスケールすることを検知することによって検知可能。	
	(水温計兼アプリア下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面+0.2m)※7	—**	ベデスタル底部+0.2m以上のアプリア検出器を温度上昇又は高直のアプリアと検出器の接触による指針値ダウンスケールにより検知可能。	
	ドライウエル圧力※1			⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
	サブプレッション・チェンバ・プール圧力※1			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。		
	格納容器下部水位※1			⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール雰囲気温度※2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度(104℃)及び原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
サブプレッション・プール温度※2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。		
(水温計兼アプリア下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面)※7	—**	ベデスタル底部にアプリアが落下した際の温度上昇又は高直のアプリアが検出器に接触し指針値がダウンスケールすることを検知することによって検知可能。		
(水温計兼アプリア下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面+0.2m)※7	—**	ベデスタル底部+0.2m以上のアプリア検出器を温度上昇又は高直のアプリアと検出器の接触による指針値ダウンスケールにより検知可能。		
ドライウエル圧力※1			⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・チェンバ・プール圧力※1			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。			

第3.15-2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)(6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)※2	7	0~300℃	最大値:145℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
	ベデスタル温度(SA)※2	2	0~300℃	最大値:145℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	ベデスタル水温度(SA)	2	0~300℃	—**	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉格納容器の破損検知が可能。	
	サブプレッション・チェンバ温度(SA)※2	2	0~200℃	最大値:88℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度(SA)※2	2	0~200℃	最大値:88℃	原子炉格納容器の限界圧力(24:853kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約178℃)を監視可能。	
	ドライウエル圧力(SA)※1			⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
	サブプレッション・チェンバ・プール圧力(SA)※1			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。		
	格納容器下部水位※1			⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール雰囲気温度※2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度(104℃)及び原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
サブプレッション・プール温度※2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。		
(水温計兼アプリア下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面)※7	—**	ベデスタル底部にアプリアが落下した際の温度上昇又は高直のアプリアが検出器に接触し指針値がダウンスケールすることを検知することによって検知可能。		
(水温計兼アプリア下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面+0.2m)※7	—**	ベデスタル底部+0.2m以上のアプリア検出器を温度上昇又は高直のアプリアと検出器の接触による指針値ダウンスケールにより検知可能。		
ドライウエル圧力※1			⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・チェンバ・プール圧力※1			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 ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下端(原子炉格納容器熱レベリより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面(EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用される設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※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雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに低くなる)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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL55518)。 ※11: 検出点は7箇所。

備考  
 ・設備、運用の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (0/0) ※2	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 246kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2Pd: 620kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) ※2	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]		
② 原子炉格納容器内の温度						
ドライウエル周囲気温度※1						
サブプレッション・チェンバース体内温度※1						
③ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバース・プールの水位	1	-6~+11m (T.M.S.L.-7150~+9550mm) ※1	-2.59~+0m (T.M.S.L.-3740~+1150mm) ※1	ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン高さ+1m~+9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバース・プールの水位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。)	1
	格納容器下部水位	3	+1m~+2m~+3m (T.M.S.L.-5000mm~+6000mm, -3000mm) ※1	-※1	重大事故等時において、格納容器下部に液相炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	1
④ 原子炉格納容器内の圧力						
格納容器内圧力 (0/0) ※1						
格納容器内圧力 (S/C) ※1						
⑤ 原子炉格納容器内の温度	格納容器内水温濃度※2	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水温濃度が変動する可能性のある範囲 (0~38vol%) を監視可能。なお、6号炉については、格納容器内水温濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水温濃度 (SA) により把握可能。	-
	格納容器内水温濃度 (SA) ※2	2	0~100vol%	10Sv/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は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
⑥ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内空気放射線レベル (0/0) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/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は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
	格納容器内空気放射線レベル (S/C) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/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は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-

第 6.4-2 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) (5/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバース圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		1
② 原子炉格納容器内の温度						
サブプレッション・チェンバース周囲気温度※1						
③ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プールの水位	1	-1m~+9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ※9	-0.5m~+0m (EL. 2, 530mm~3, 030mm) ※9	ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン下層高さ+1.64m: 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・チェンバース内のプールの水位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 (-0.5m) を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	2	+1.05m※7 (EL. 12, 856mm)	-※8	炉心損傷後、原子炉圧力容器格納容器までの間に、ベデスタルの床面から+1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	1
④ 原子炉格納容器内の圧力	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (蒸気ライオン) ※1	各 2	+0.50m, +0.95m※7 (EL. 12, 300mm, 12, 750mm)	-※8	ベデスタル床面+0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタル床面水送機のベデスタル床面から+2.25m~+2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	1
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン) ※1	各 2	+2.25m, +2.75m※7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-※8	ベデスタル床面+0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタル床面水送機のベデスタル床面から+2.25m~+2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	1
⑤ 原子炉格納容器内の温度						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (蒸気ライオン) ※1						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (蒸気ライオン) ※1						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可稼ライオン) ※1						
低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン) ※1						
低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン) ※1						
低圧代替注水系統格納容器下部注水流量※1						
代替注水貯留水位※1						
西側淡水貯留水位※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※1						

第 3.15-2 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) (7/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0~1,000kPa [abs]	最大値: 32kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバース圧力 (SA) ※2	2	0~1,000kPa [abs]	最大値: 20kPa [gage]		
② 原子炉格納容器内の温度						
ドライウエル温度 (SA) ※1						
ベデスタル温度 (SA) ※1						
サブプレッション・チェンバース温度 (SA) ※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: 基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器等レベルより 1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 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 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は 7 箇所。

備考  
 ・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/P) ※2	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 246kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2Pa:620kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) ※2	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]		
② 原子炉格納容器内の温度						
③ 原子炉格納容器内の水位						
④ 原子炉格納容器内の水素濃度						
⑤ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑥ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑦ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑧ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑨ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑩ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑪ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑫ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑬ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑭ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑮ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑯ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑰ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑱ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑲ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑳ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉑ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉒ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉓ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉔ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉕ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉖ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉗ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉘ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉙ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉚ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉛ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉜ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉝ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉞ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉟ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊱ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊲ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊳ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊴ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊵ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊶ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊷ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊸ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊹ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊺ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊻ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊼ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊽ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊾ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊿ 原子炉格納容器内の放射線レベル						

第 6.4-2 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) (5/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (200kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		
② 原子炉格納容器内の温度						
③ 原子炉格納容器内の水位						
④ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑤ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑥ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑦ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑧ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑨ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑩ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑪ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑫ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑬ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑭ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑮ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑯ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑰ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑱ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑲ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
⑳ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉑ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉒ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉓ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉔ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉕ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉖ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉗ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉘ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉙ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉚ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉛ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉜ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉝ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉞ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㉟ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊱ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊲ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊳ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊴ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊵ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊶ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊷ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊸ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊹ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊺ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊻ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊼ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊽ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊾ 原子炉格納容器内の放射線レベル						
㊿ 原子炉格納容器内の放射線レベル						

第 3.15-2 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) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	-3.0m <sup>0.5</sup> , -1.0m <sup>0.5</sup> , +1.0m <sup>0.5</sup>	-※※	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。可搬型)の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断できる位置 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	1
	サブプレッション・プール水位 (SA) ※2	1	-0.80~5.50m <sup>0.4</sup>	-0.5~0m <sup>0.4</sup>	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。可搬型)の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断できる位置 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	1
② 原子炉格納容器内の放射線レベル	代替注水量 (常設) ※1					
	低圧原子炉代替注水量※1					
③ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替スプレイ流量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
④ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑤ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑥ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑦ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑧ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑨ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑩ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑪ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑫ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑬ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑭ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑮ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑯ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑰ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑱ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
⑲ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
⑳ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉑ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉒ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉓ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉔ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉕ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉖ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉗ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉘ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉙ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉚ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉛ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉜ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉝ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㉞ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㉟ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊱ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊲ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊳ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊴ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊵ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊶ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊷ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊸ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊹ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊺ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊻ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊼ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊽ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					
㊾ 原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器代替注水量※1					
	ベデスタル代替注水量 (常設) ※1					
㊿ 原子炉格納容器内の放射線レベル	低圧原子炉代替注水量※1					
	低圧原子炉代替注水量 (常設) ※1					

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

※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: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器層レベルより 1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止直後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は 7 箇所。





分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 木 障界 の 維持 又は 監視	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>3</sup> (1.0×10 <sup>2</sup> ~ 1.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~125% (1.0×10 <sup>2</sup> ~2.0×10 <sup>3</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の 約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	-
	平均出力領域モニタ <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	0~125% (1.2×10 <sup>2</sup> ~2.8×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		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時等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視用トリップ等に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用トリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	
② 木 障界 の 維持 又は 監視	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 <sup>※2</sup>	1	0~200℃	- <sup>※3</sup>	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。 ⑦代替循環冷却における駆動ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。	1
	復水補給水流量 (代替循環冷却)					
	復水補給水流量 (DR A系代替注水流量) <sup>※2</sup>				⑧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。	
	復水補給水流量 (DR B系代替注水流量) <sup>※2</sup>				⑨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。	
	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) <sup>※2</sup>					
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>				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) <sup>※1</sup>					
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>				⑪水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	復水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>				⑫原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S/C) <sup>※1</sup>				⑬原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
サブプレッション・チェンバ・プール水位 <sup>※1</sup>				⑭原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。		
格納容器下部水位 <sup>※1</sup>						
サブプレッション・チェンバ気体温度 <sup>※1</sup>						
ドライウエル雰囲気温度 <sup>※1</sup>						
原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>						

第6.4-2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) (6/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 木 障界 の 維持 又は 監視	格納容器内水蒸気度 (SA)	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度が変動する可能性のある範囲 (0~56.6vol%) を監視可能。	-
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) <sup>※2</sup>	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満 <sup>※10</sup>	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 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	
① 木 障界 の 維持 又は 監視	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) <sup>※2</sup>	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満 <sup>※10</sup>	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 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
	起動領域計装 <sup>※2</sup>	8	10 <sup>-1</sup> cps~10 <sup>6</sup> cps (1.0×10 <sup>3</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 1.0×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~125% (1.0×10 <sup>3</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 1.5×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	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超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	
① 木 障界 の 維持 又は 監視	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	2 <sup>※3</sup>	0~125% (1.0×10 <sup>2</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 1.0×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の 約21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時等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視用トリップ等に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用トリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-

第3.15-2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) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 木 障界 の 維持 又は 監視	中性子源領域計装 <sup>※2</sup>	4	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1.0×10 <sup>3</sup> ~ 1.0×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	-
	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	6 <sup>※7</sup>	0~125% (1.2×10 <sup>2</sup> ~ 2.8×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の 約21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時等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視用トリップ等に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用トリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	

※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：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器着レベルより1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9：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。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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。 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違  
 (柏崎6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑩ 最終ヒートシンクの確保	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1.0×10 <sup>0</sup> ~ 1.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~12% (1.0×10 <sup>0</sup> ~2.0×10 <sup>3</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の 約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	—
	平均出力領域モニタ <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	0~12% (1.2×10 <sup>0</sup> ~2.8×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		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時等、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。12%を超えた領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故等においても原子炉停炉措置がトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—
⑪ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 <sup>※2</sup>	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	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。	1
	復水補給水系統流量 (代替循環冷却)				代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。	
	復水補給水系統流量 (DR A 系代替注水流量) <sup>※2</sup>				⑥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。	
	復水補給水系統流量 (DR B 系代替注水流量) <sup>※2</sup>				⑥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。	
	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) <sup>※2</sup>				⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>				③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>					
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>				④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	復水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>				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。	
	格納容器内圧力 (S/C) <sup>※1</sup>				⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
サブプレッション・チェンバ・プール水位 <sup>※1</sup>				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。		
格納容器下部水位 <sup>※1</sup>				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。		
サブプレッション・チェンバ気体温度 <sup>※1</sup>				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウエール雰囲気温度 <sup>※1</sup>				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。		
原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>				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。		

第 6.4-2 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) (7/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
⑫ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 <sup>※2</sup>	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	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。	1	
	代替循環冷却系ポンプ入口流量	2	0~100℃	— <sup>※4</sup>	代替循環冷却時における代替循環冷却ポンプの最高使用温度 (80℃) を監視可能。		
	代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>				⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 <sup>※2</sup>				⑥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流量 <sup>※1</sup>				⑥最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去)」を監視するパラメータと同じ。		
	サブプレッション・プール水位 <sup>※1</sup>				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。		
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>						
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>						
	原子炉水位 (SA 広帯域) <sup>※1</sup>				③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (SA 燃料域) <sup>※1</sup>				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。		
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>				④水源の確保」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 <sup>※1</sup>				④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 <sup>※1</sup>				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。			
フィルタ装設水位	2	180mm~5,400mm	— <sup>※8</sup>	— <sup>※8</sup>	系統内機器におけるスクラッピング水位の設定範囲及びイベント後のフィルタ装設機絶縁棒材のための下降水位から上昇水位の範囲を監視可能。	1	
フィルタ装設圧力 <sup>※2</sup>	1	0~1MPa [gauge]	— <sup>※8</sup>	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過剰が異常の発生原因となることを監視可能。	1	
フィルタ装設スクラッピング水流量 <sup>※2</sup>	1	0~300℃	— <sup>※8</sup>	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過剰が異常の発生原因となることを監視可能。	1	
格納容器圧力過剰防止装置	フィルタ装設スクラッピング水流量 <sup>※2</sup>	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	— <sup>※8</sup>	— <sup>※8</sup>	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設出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を監視可能。	—
	フィルタ装設入口水蒸気量	2	10 <sup>-3</sup> msV/h~10 <sup>-10</sup> msV/h	— <sup>※8</sup>	— <sup>※8</sup>	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設出口の最大放射線量率 (約 5×10 <sup>3</sup> Sv/h) を監視可能。	—
格納容器内水蒸気量 (SA) <sup>※1</sup>	ドライウエール圧力 <sup>※1</sup>		0~100vol%	— <sup>※8</sup>	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント停止後の燃料によるベージを監視し、フィルタ装設の入口配管内に滞留する水蒸気量が可搬限界 (4vol%) を超過することを監視可能。	—
	格納容器内水蒸気量 (SA) <sup>※1</sup>				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。		

第 3.15-2 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) (11/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑫ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 (SA) <sup>※2</sup>				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。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度				⑥最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>				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。	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 <sup>※2</sup>				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>				③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>					
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>				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。	
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>				④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) <sup>※1</sup>				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。	
	ドライウエール温度 (SA) <sup>※1</sup>				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。	
原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>				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。		

※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: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器基準レベルより 1.328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5510)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 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。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
格納容器 耐圧強化 シールド 系	フィルタ装置水位 <sup>※2</sup>	2	0~6000mm	— <sup>※</sup>	スクラハノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1	
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [gauge]	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge]) が監視可能。	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約7×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。	—	
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント停止後の要素によるバージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントトラウトライの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%) 未満であることを監視可能。	—	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0~50kPa	— <sup>※</sup>	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧が監視可能。	1	
	フィルタ装置スクラハ水 pH	1	pH~14	— <sup>※</sup>	フィルタ装置スクラハ水のpH (pH~14) が監視可能。	—	
	格納容器内圧力 (D/W) <sup>※1</sup>	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。					—
	格納容器内圧力 (S/C) <sup>※1</sup>						
	格納容器内水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>						
	耐圧強化シールド系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	重大事故等時の耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約4×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。	—
	フィルタ装置水素濃度	1		⑧最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置) を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>			⑨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。			

⑧最終ヒートシンクの確保

第6.4-2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) (7/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
代 替 機 構 系	サブプレッジョン・プールの水位 <sup>※2</sup>	2	0~100°C	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。		1
	代替機機構冷却系ポンプ入口流量	2	0~100°C	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。		1
	代替機機構冷却系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	2	0~100°C	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。		1
	代替機機構冷却系格納容器入口流量 <sup>※2</sup>	2	0~100°C	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。		1
	格納容器冷却系格納容器入口流量 <sup>※2</sup>	2	0~100°C	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。		1
	格納容器冷却系格納容器出口流量 <sup>※2</sup>	2	0~100°C	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。		1
	格納容器冷却系格納容器入口圧力 <sup>※1</sup>	2	0~100°C	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。		1
	格納容器冷却系格納容器出口圧力 <sup>※1</sup>	2	0~100°C	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。		1
	格納容器冷却系格納容器入口温度 <sup>※1</sup>	2	0~100°C	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。		1
	格納容器冷却系格納容器出口温度 <sup>※1</sup>	2	0~100°C	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。		1
格 納 容 器 耐 圧 強 化 シ ー ル ド 系	フィルタ装置水位	2	180mm~5,500mm	— <sup>※</sup>	系統機構におけるスクラハノズル水位の設定範囲及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	1
	フィルタ装置圧力 <sup>※2</sup>	1	0~1MPa [gauge]	— <sup>※</sup>	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。	1
	フィルタ装置スクラハ水位 <sup>※2</sup>	1	0~1MPa [gauge]	— <sup>※</sup>	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。	1
	フィルタ装置スクラハ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約7×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。	—
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント停止後の要素によるバージを考慮し、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(4vol%) 未満であることを監視可能。	—
	ドライウェル圧力 <sup>※1</sup>	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、ドライウェル圧力を監視するパラメータと同じ。	—
	サブプレッジョン・プール水位 <sup>※1</sup>	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、サブプレッジョン・プール水位を監視するパラメータと同じ。	—
	ドライウェル水位 <sup>※1</sup>	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、ドライウェル水位を監視するパラメータと同じ。	—
	ドライウェル圧力 <sup>※1</sup>	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、ドライウェル圧力を監視するパラメータと同じ。	—
	ドライウェル水位 <sup>※1</sup>	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、ドライウェル水位を監視するパラメータと同じ。	—

⑩最終ヒートシンクの確保

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
格 納 容 器 耐 圧 強 化 シ ー ル ド 系	スクラハ容器水位	8		— <sup>※</sup>	系統機構におけるスクラハ容器水位の範囲(1,700mm~1,900mm)及びスクラハ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	1	
	スクラハ容器圧力	4	0~1MPa [gauge]	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力(0.853MPa [gauge]) が監視可能。	1	
	スクラハ容器温度	4	0~300°C	— <sup>※</sup>	格納容器フィルタベント系の最高使用温度(200°C)を計測可能な範囲とする。	1	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約1.6×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-4</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約6.5×10 <sup>-4</sup> Sv/h) を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0~20vol% / 0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント停止後の要素によるバージを考慮し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%) 未満であることを監視可能。	—	
	ドライウェル圧力 (SA) <sup>※1</sup>	⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					—
	サブプレッジョン・プール圧力 (SA) <sup>※1</sup>						
	格納容器水素濃度 (B系) <sup>※1</sup>						
		格納容器水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>	⑨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				
	格納容器水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>						

※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：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器等レベルより1,328mm) ※4：基準点はサブプレッジョン・プール通常水位 (EL5610) ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706) ※7：局部出力領域計測の検出器は124個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時における格納容器内内部気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では心損傷しないことから、この値を下回る。 ※9：基準点は使用済燃料貯蔵タンク上端 (EL35518) ※10：基準点は7箇所。

備考  
・設備、運用の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
①~④の相違  
設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
(柏崎6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
格納容器圧力逃がし装置 ①最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位**	2	0~6000mm	—**	スクラハノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1	
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa[gage]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa[gage])を監視可能。	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—**	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約7×10 <sup>5</sup> mSv/h)を監視可能。	—	
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	—**	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。	—	
	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上限差圧が監視可能。	1	
	フィルタ装置スクラハノズル水 pH	1	pH~14	—**	フィルタ装置スクラハノズルのpH(pH~14)が監視可能。	—	
	格納容器内圧力(D/W) **	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。					
	格納容器内圧力(S/C) **						
	格納容器内水素濃度(SA) **						
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—**	重大事故等時の耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約4×10 <sup>5</sup> mSv/h)を監視可能。	—
フィルタ装置水素濃度		1	⑧最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内水素濃度(SA) **	⑨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。					

第6.4-2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) (8/11)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h	—**	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約9×10 <sup>4</sup> mSv/h)を監視可能。	—	
	残留熱除去系熱交換器入口温度**	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度(182℃)を監視可能。	1	
残留熱除去系	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、残留熱除去系系統水の最高温度(182℃)を監視可能。	1	
	残留熱除去系系統流量		④原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系海水系系統流量*1	2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量(493L/s)を監視可能。	1	
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)*1	1	0~800m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)*1	1	0~50m <sup>3</sup> /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)の最大流量(40m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	原子炉圧力容器温度*1	①原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
サブプレッション・プール水温度*1	⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	④水源の確保を監視するパラメータと同じ。					

・設備、運用の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
②最終ヒートシnkの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	3	0~300℃	最大値: 182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (182℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0~300℃	最大値: 182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (182℃) を監視可能。	1
②最終ヒートシnkの確保	残留熱除去系系統流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉補機冷却水系統流量*	3	0~400m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II) 0~300m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)	0~220m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II) 0~170m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)	原子炉補機冷却水系統中間冷却ポンプの最大流量 (220m <sup>3</sup> /h) (6号炉区分 I, II), 170m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 III), 260m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 I, II), 160m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III) を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (60m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*	3	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	0~120m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度*				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。	
	サブプレッション・プールの水温*				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。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*				⑩水漏の確保」を監視するパラメータと同じ。	

第 6.4-2 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) (8/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
②最終ヒートシnkの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> msv/h~10 <sup>-5</sup> msv/h	—**	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約 9×10 <sup>-4</sup> msv/h) を監視可能。	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度**	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1
②最終ヒートシnkの確保	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、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系系統流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系海水系統流量*1	2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。	
②最終ヒートシnkの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) *1	1	0~800m <sup>3</sup> /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (650m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) *1	1	0~50m <sup>3</sup> /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度*1				①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水温*1				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1				⑩水漏の確保」を監視するパラメータと同じ。	

第 3.15-2 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) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
②最終ヒートシnkの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (116℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
②最終ヒートシnkの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1				①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水温 (SA) *1				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量*1	2	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1,218m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1				⑩格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。	

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器容レベルより 1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は 7 箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)













(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol% 0~10vol% (7号炉)**	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合器にて、水素濃度を可搬限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0~300°C	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1
⑤ 原子炉格納容器内の放射線濃度 監視範囲内	格納容器内放射線濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)**	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.9vol%)を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線レベル(D/W)*1 格納容器内空気放射線レベル(S/C)*1 格納容器内圧力(D/W)*1 格納容器内圧力(S/C)*1	-	-	-	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力)を監視するパラメータと同じ。	-
⑥ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)**	1**11	T.M.S.L.20180~31170mm (6号炉)** T.M.S.L.20180~31120mm (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部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)**	1**12	0~150°C T.M.S.L.23420~30420mm (6号炉)** T.M.S.L.23373~30373mm (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の温度を監視可能。	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)**	1	10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h (6号炉) 10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h (7号炉)**	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲(5×10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h)にわたり監視可能。	-
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ**	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-

\*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値は0.8個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。  
 \*4: 設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する動向温度。  
 \*5: 基準点は蒸気乾飽蒸気スカー卜下端(原子炉圧力容器壁レベルより1224cm) \*6: 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器壁レベルより906cm) \*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。 \*8: 重大事故時に使用する状態のため、設計基準事故時値なし。 \*9: T.M.S.L.=東京湾平均海面

第 6.4-2 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) (U/U)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可搬限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0~300°C	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	2
	格納容器内放射線濃度(SA)	2	0~25vol%	約4.4vol%以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)*1 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)*1 ドライウエル圧力*1 サブプレッション・チェンバ圧力*1	-	-	-	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力)を監視するパラメータと同じ。	-
⑤ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)**	1	0~150°C (EL.35,077mm~46,577mm) *11, *12	-**	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部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
	使用済燃料プール温度(SA)**	1	0~120°C	66°C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。	1
	使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)**	1	10 <sup>-4</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> Sv/h 10 <sup>-4</sup> mSv/h~10 <sup>6</sup> mSv/h	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲(1.0×10 <sup>-4</sup> mSv/h~2.4×10 <sup>6</sup> mSv/h)にわたり監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-

\*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: 平均出力領域計測 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計測の 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動向温度。  
 \*5: 基準点は蒸気乾飽蒸気スカー卜下端(原子炉圧力容器壁レベルより1,340cm) \*6: 基準点は燃料有長頂部(原子炉圧力容器壁レベルより920cm)  
 \*7: ベグスタル底面(コリウムシールド上表面: EL.11,500cm)からの高さ。  
 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時値なし。  
 \*9: 基準点は通常運転水位: EL.3,400mm(サブプレッション・チェンバ底面より7,020mm)  
 \*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。原子炉停止直後に併発した場合は判断値は約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: 検出点 8 箇所 \*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)

第 3.15-2 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) (17/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	1 6	0~10vol% 0~20vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可搬限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素再結合器入口風速*1 静的触媒式水素再結合器出口風速*1	2 2	0~100°C 0~400°C	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度を監視可能。	1 1
⑤ 原子炉格納容器内の放射線濃度 監視範囲内	格納容器内放射線濃度(D系)**	1	0~5vol% 0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線濃率が変動する可能性のある範囲(0~3.0vol%)を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線モニタ(ドライウエル)*1 格納容器内空気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)*1 ドライウエル圧力(SA)*1 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)*1	1	0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の放射線濃率が変動する可能性のある範囲(0~3.0vol%)を監視可能。	-

\*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: 基準点は気水分離器下段(原子炉圧力容器壁レベルより1,328cm) \*4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。  
 \*5: 基準点は格納容器底面(EL10100) \*6: 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。  
 \*7: 局所出力領域計測の検出器は124個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時値なし。  
 \*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放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に併発した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに低くなる)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。  
 \*10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518) \*11: 検出点は7箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内 の	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol% <sup>※</sup>	— <sup>※</sup>	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋の水素濃度を可搬限界である 4vol%未満に低減する)。	—
	静的燃焼式水素再結合器 動作監視装置 <sup>※1</sup>	4	0~300°C	— <sup>※</sup>	重大事故等時において、静的燃焼式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1
⑤ 原子炉格納容器内 の	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	4.9vol%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のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	—
	格納容器内窒素放射線レベル (D/W) <sup>※1</sup> 格納容器内窒素放射線レベル (S/C) <sup>※1</sup> 格納容器内圧力 (D/W) <sup>※1</sup> 格納容器内圧力 (S/C) <sup>※1</sup>	—	—	—	④原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。 ⑤原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。	—
⑥ 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)) <sup>※2</sup>	1 <sup>※11</sup>	T.M.S.L. 20180~31170mm (6号炉) <sup>※</sup> T.M.S.L. 20180~31120mm (7号炉) <sup>※</sup>	—	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) <sup>※2</sup>	1 <sup>※12</sup>	0~150°C T.M.S.L. 23420~30420mm (6号炉) <sup>※</sup> T.M.S.L. 23373~30373mm (7号炉) <sup>※</sup>	—	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。	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) <sup>※2</sup>	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h (7号炉)	— <sup>※</sup>	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 <sup>-3</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ <sup>※2</sup>	1	—	— <sup>※</sup>	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—
	⑦ 原子炉格納容器内の放射線モニタ (D/W) <sup>※1</sup> ⑧ 原子炉格納容器内の放射線モニタ (S/C) <sup>※1</sup> ⑨ サプレッション・チェンバール圧力 <sup>※1</sup>	—	—	—	④原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。 ⑦原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。 ⑨原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。	—
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (狭域) <sup>※2</sup>	1	—4.30mm <sup>※10</sup> ~+7.200mm (EL.35.075m~+4.577mm) <sup>※13</sup>	—	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部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) <sup>※2</sup>	1 <sup>※11</sup>	0~120°C	66°C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。	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) <sup>※2</sup>	1	10 <sup>-3</sup> Sv/h~10 <sup>3</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	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 <sup>-3</sup> mSv/h~2.4×10 <sup>3</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ <sup>※2</sup>	1	—	— <sup>※</sup>	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ <sup>※2</sup>	1	—	— <sup>※</sup>	重大事故等時において使用済燃料プールの状況を監視可能。	—

※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: 局所出力領域計表の検出器は288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動作温度。  
 ※5: 基準点は蒸気乾飽蒸気スカート下端 (原子炉圧力容器壁レベルより1224cm) ※6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器壁レベルより905cm) ※7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。 ※8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時値なし。 ※9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

第 6.4-2 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) (U/U)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内 の	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	— <sup>※</sup>	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可搬限界である 4vol%未満に低減する)。	—
	静的燃焼式水素再結合器 動作監視装置 <sup>※1</sup>	4	0~300°C	— <sup>※</sup>	重大事故等時において、静的燃焼式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	2
⑤ 原子炉格納容器内の	格納容器内酸素濃度 (SA)	2	0~25vol%	約 4.4vol%以下	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。	—
	格納容器内窒素放射線モニタ (D/W) <sup>※1</sup> 格納容器内窒素放射線モニタ (S/C) <sup>※1</sup> サプレッション・チェンバール圧力 <sup>※1</sup>	—	—	—	④原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。 ⑤原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。 ⑨原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。	—
⑥ 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)) <sup>※2</sup>	1	—4.30mm <sup>※10</sup> ~+7.200mm (EL.35.075m~+4.577mm) <sup>※13</sup>	—	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部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) <sup>※2</sup>	1 <sup>※11</sup>	0~120°C	66°C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。	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) <sup>※2</sup>	1	10 <sup>-3</sup> Sv/h~10 <sup>3</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	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 <sup>-3</sup> mSv/h~2.4×10 <sup>3</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	—
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ <sup>※2</sup>	1	—	— <sup>※</sup>	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—

※1: 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: 局所出力領域計表 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計表の 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動作温度。  
 ※5: 基準点は蒸気乾飽蒸気スカート下端 (原子炉圧力容器壁レベルより 1,340cm) ※6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器壁レベルより 920cm)  
 ※7: ベグスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11.800m) 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. 3.400mm (サブプレッション・チェンバール底面より 7,027mm)  
 ※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: 検出器 8 箇所 ※12: 検出器 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)

第 3.15-2 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) (18/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
⑥ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) <sup>※2</sup>	1	-4.30~7.30mm <sup>※10</sup> (EL.31218~42818)	6,982mm <sup>※10</sup> (EL.42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
	燃料プール水位・温度 (SA) <sup>※2</sup>	1 <sup>※11</sup>	-1,000~6,710mm <sup>※10</sup> (EL.34518~42228)	6,982mm <sup>※10</sup> (EL.42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
⑦ 燃料プールの監視	燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) <sup>※2</sup>	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	— <sup>※</sup>	重大事故等時により変動する可能性のある放射線量の範囲 (10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	—
	燃料プール監視カメラ <sup>※2</sup>	1	—	— <sup>※</sup>	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	—

※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: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器壁レベルより 1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL.5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL.10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL.6706) ※7: 局所出力領域計表の検出器は 124 個であり、平均出力領域計表の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 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 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL.34518) ※11: 検出器は 7 箇所。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①~④の相違  
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(つづき)</p> <p>*10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</p> <p>*11: 検出点は14箇所, *12: 検出点は8箇所</p>			<p>・設備, 運用の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>①~⑭の相違</p> <p>設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違</p> <p>(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)</p>



第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	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。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、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 (断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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉圧力容器温度 (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原子炉圧力容器温度 (SA) 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の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	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。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、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 (断震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①～④の相違  
 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ④原子炉水位 (広帯域) ⑤原子炉水位 (燃料域) ⑥原子炉水位 (SA) ⑦残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③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。 ④残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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) 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	①原子炉圧力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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 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原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) 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	①原子炉圧力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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

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

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	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) 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 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/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 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

・設備、運用の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 ①～④の相違  
 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
 (柏崎6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)















分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	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)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) * 復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量)	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)	①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②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、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器への注水量	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)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去系統流量	①サブプレッション・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プールの水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) * 復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) *	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/F) ③格納容器内圧力 (S/C) ④格納容器下部水位	①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ③注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧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 (可搬ライン用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡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。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器下新注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系統格納容器下新注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡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。 ②注水先の格納容器下部水位により低圧代替注水系統格納容器下新注水流量を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [ ] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ②ドライウエル水位 ②サブプレッション・プール水位 ②ベデスタル水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッション・プール水位 ①ベデスタル水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の変化により注水量を推定する。
ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①ベデスタル水位 ①ドライウエル水位	①ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。

※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 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①～④の相違  
 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度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/W) 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ンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ体温度]*②	①サブプレッション・チェンバ体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・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ体温度 (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・チェンバ内にあるサブプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。
	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*②	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。推定は、真空破装置、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。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッション・チェンバ体温度 ③[格納容器内圧力 (S/C)]*②	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 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、真空破装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ体温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ体温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ体温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度を推定する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の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。 <RPV破損判断基準> ベデスタル監視に温度計を設置し、指示値の上昇又は暴落によりRPV破損検知に用い デブリの落下、燃料装荷の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、RPV破損を判断する。 <ベデスタル排水注水判断基準> ベデスタル監視から、0.2mの高さに温度計を設置し、0.2m以上のデブリ堆積層を検知し、ベデスタルの排水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は暴落により、RPV破損検知に用いる。 デブリの落下、燃料装荷の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積後の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接 触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合に、ベデスタルの排水注水可否を判断する。

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位のを示す。

\*2: [ ] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (断続性又は断続性等はないが、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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②ベデスタル温度 (S/A)	①ドライウエル温度 (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ベデスタル温度 (S/A) の監視が不可能となった場合には、ベデスタル温度 (S/A) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (S/A) によりドライウエル温度 (S/A) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) により、上記③と同様にドライウエル温度 (S/A) 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。
	ベデスタル温度 (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (S/A)	①ベデスタル温度 (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ベデスタル温度 (S/A) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (S/A) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (S/A) によりベデスタル温度 (S/A) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) により、上記③と同様にベデスタル温度 (S/A) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 (S/A)	①サブプレッション・チェンバ温度 (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サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度 (S/A) によりサブプレッション・チェンバ温度 (S/A) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) によりサブプレッション・チェンバ温度 (S/A) 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。
	サブプレッション・プール水温度 (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	①サブプレッション・プール水温度 (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サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) によりサブプレッション・プール水温度 (S/A) 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のを示す。

\*2: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (断続性又は断続性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チヤンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	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、他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) 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。
	サブプレッジョン・チェンバ体温度	①サブプレッジョン・チェンバ気 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッジョン・チェンバ気体温度]*2	①サブプレッジョン・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度によりサブプレッジョン・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッジョン・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。推定は、サブプレッジョン・チェンバ内にあるサブプレッジョン・チェンバ、プール水温度を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッジョン・チェンバ気体温度	①サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度のIチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ気体温度によりサブプレッジョン・チェンバ、プール水温度を推定する。
	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。推定は、真空破装置、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。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッジョン・チェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力 (S/C)]*2	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバ気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 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、真空破装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

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

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) のIチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA)、ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) のIチヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 [ ] は有効監視パラメータ又は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。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①～④の相違  
 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	①復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ④「サブプレッション・チェンバ・プール水位」 <sup>※2</sup>	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プ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、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記①、②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可否判断 (ベントライオン高さ: 9.1m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。 ③格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位 (SA)	推定は、注水先に近い復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) を優先する。 ①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水流量 (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、復水貯蔵槽の補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。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	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 (SA)	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器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。
	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	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 (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。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン狭帯域用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン) ④低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン狭帯域用) ⑤低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライオン) ⑥低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン) ⑦低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ⑧代替除水貯槽水位 ⑨西側除水貯槽水位 ⑩ドライウエル圧力 ⑪サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン狭帯域用) を優先する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライオン) を優先する。 ③水源である代替除水貯槽水位又は西側除水貯槽水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。なお、代替除水貯槽又は西側除水貯槽設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④ドライウエル圧力 (ベントライオン下流から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを凍結する。 ⑤ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替除水貯槽水位 ④「格納容器下部空室気温度」 <sup>※2</sup>	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (可稼ライオン) を優先する。 ③水源である代替除水貯槽水位又は西側除水貯槽水位の変化により、格納容器下部注水流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (可稼ライオン) を推定する。 ④ドライウエル圧力 (ベントライオン下流から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを凍結する。 ⑤ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。

※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 (断薬性又は断薬性ではないが、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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ④格納容器代替スプレイ流量 ⑤ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑥低圧原子炉代替注水流量	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にドラワイエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ④水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。 ⑤低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。
	サブプレッション・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③格納容器代替スプレイ流量 ④ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑤低圧原子炉代替注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	ベデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ③格納容器代替スプレイ流量 ④ベデスタル代替注水流量 ⑤低圧原子炉代替注水流量	推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。 ①ベデスタル水位の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ベデスタル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量により、ベデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。 ④低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (断薬性又は断薬性ではないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)







分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	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	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線レベル (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、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉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。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未境界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未境界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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] <sup>*2</sup>	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起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未境界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	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	格納容器内雰囲気放射線モニタ (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] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線 (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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (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格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (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。
未境界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器雰囲気放射線モニタ (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格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (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。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器雰囲気放射線モニタ (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格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (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。
	[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

<sup>\*1</sup> 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
<sup>\*2</sup> [ ] 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は異なるが、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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	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	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉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。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉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。
	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①中性子源領域計装の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中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未境界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未境界の維持又は監視	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未境界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する中性子源領域計装を優先する。

<sup>\*1</sup> 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
<sup>\*2</sup> [ ] 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は異なるが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)







分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の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。	
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (0/M) ②格納容器内圧力 (S/C)	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 (0/M) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置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ンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。	
	フィルタ装置水素濃度	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 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の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逃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。	
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①フィルタ装置金属フィルタ差圧の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。	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。	
耐圧強化ベント系	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	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。	
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	
	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サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ③残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ③残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を優先する。	
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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。	

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の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。	
	フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・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。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。	
	フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータ (放射線モニタ (高レンジ) ) の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) 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。	
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口水素濃度	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 (SA)	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃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。	

※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。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の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。	
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の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スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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。	
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器水素濃度 (B系) ③格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 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。 ①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口放射線モニタにより推定する。 ②格納容器水素濃度 (B系) ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。	
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	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 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系ポンプ出口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、残留熱除去系ポンプ出口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。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①～④の相違  
 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の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。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/M) ①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/M) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置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ンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。
	フィルタ装置水素濃度	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 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の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逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①フィルタ装置金属フィルタ差圧の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。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	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。
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレーション・チェンバ・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・チェンバ・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系	①残留熱除去系熱交換器出口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ①残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 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推定する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系	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	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サブレーション・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	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残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 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。 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	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推定する。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ推定方法	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の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。	①フィルタ装置水位の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。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (0/M)	①格納容器内圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (0/M) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。	①フィルタ装置水位の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。
	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ンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。	①フィルタ装置出口放射線モニタの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。
	フィルタ装置水素濃度	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 (SA)	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、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内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逃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。	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、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内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逃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。
耐圧強化ベント系	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の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。	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の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。
	フィルタ装置スクラパ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラパ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラパ水の希釈状況により推定する。	①フィルタ装置スクラパ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラパ水の希釈状況により推定する。
残留熱除去系	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	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。	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。
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量が確保されていることを推定する。	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量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残留熱除去系系統流量	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、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度を用いて、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残留熱除去系系統流量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・チェンバ・プール水温度を用いて、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。	

最終ヒートシンクの確保

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ推定方法	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系	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	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。	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サブプレッション・プール水温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	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残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プール水温度を用いて、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) が確保されていることを推定する。	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、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プール水温度を用いて、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 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残留熱除去系系統流量	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、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度を用いて、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残留熱除去系系統流量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・チェンバ・プール水温度を用いて、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。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) が確保されていることを推定する。	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) が確保されていることを推定する。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ推定方法	代替パラメータ推定方法
格納容器 フィルタ ベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラパ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラパ容器水位の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。	①スクラパ容器水位の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。
	スクラパ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラパ容器圧力の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スクラパ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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スクラパ容器圧力の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スクラパ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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。
	スクラパ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラパ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	①スクラパ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口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フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口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フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) 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 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	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 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	①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 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることを推定する。	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることを推定する。
残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口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出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。	①残留熱除去系ポンプ出口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出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口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。

・設備、運用の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 ①～④の相違  
 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)











(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域)、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。 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	①原子炉水位 (広帯域) ①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (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	①原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②原子炉圧力から原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力から原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	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、他チャンネルにより推定する。 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
原子炉建屋内の状態	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)] <sup>※2</sup>	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば、真空破砕装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①高圧炉心注水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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②[エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態	格納容器内圧力 (D/W)	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①原子炉圧力 (D/W) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②[エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②[エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の状態	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力	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、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
	ドライウエル圧力	①サブプレッジョン・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③[ドライウエル圧力] <sup>※2</sup>	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。
格納容器バイパスの監視	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。
	原子炉降圧時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①原子炉降圧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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①低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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ]により格納容器バイパスの発生を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②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、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①低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 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低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、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉電源水素濃度	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却水系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	①高圧代替注水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ①復水移送ポンプ吐出圧力 ②(サブプレッション・チェンバ・プール水位)**	①サブプレッション・チェンバ・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、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・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・プールから原子炉炉心容器へ注水する復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ、プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) 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・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉電源水素濃度	原子炉電源水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉電源水素濃度の1チャンネルが取得した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉電源水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的熱媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内酸素濃度	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レベル (D/W) ②格納容器内空気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが取得した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内空気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした計算結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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によって、事故後の原子炉格納容器内への空気の (酸素) の侵入有無を把握し、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。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	サブプレッション・プール水位	①高圧代替注水系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ②常設高圧代替注水ポンプ吐出圧力 ②小容量循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	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・プールから原子炉炉心容器へ注水する高圧代替注水系統、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 ③ポンプ停止制御装置 <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。原子炉炉心容器への注水中に、ECC S系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常 (圧力低下、ハンチングなど) が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替冷却水貯槽水位	①低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (S.A.広帯域) ②原子炉水位 (S.A.燃料域) ②サブプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水ポンプ吐出圧力	①代替冷却水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替冷却水貯槽を水源とする常設低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプの注水量から、代替冷却水貯槽水位を推定する。なお、代替冷却水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉炉心水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替冷却水貯槽水位を推定する。なお、代替冷却水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③代替冷却水貯槽を水源とする常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替冷却水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替冷却水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水貯槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッション・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力	①低圧原子炉代替注水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水貯槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水貯槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水貯槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③低圧原子炉代替注水貯槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、低圧原子炉代替注水貯槽を水源とするポンプの代替注水流量 (常設) を優先する。
	サブプレッション・プール水位 (SA)	①高圧代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉炉心容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 推定は、サブプレッション・プール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 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系統流量 (RR C系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (SA)	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。
	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	①高圧代替注水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系統流量 (RR C系代替注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ③[復水貯蔵槽水位]**	①サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッジョン・チェンバ・プールから原子炉炉内圧力容器へ注水する復水補給水流量 (RR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ、プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
原子炉隔離時冷却系統内での監視	原子炉隔離時冷却系統内での監視	①主要パラメータの他チャンネル ②静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉隔離時冷却系統内の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原子炉隔離時冷却系統内の1チャンネルが故障した場合は、静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的熱媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内酸濃度	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レベル (D/W) ②格納容器内空気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸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 (D/W) 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、初期酸濃度と保守的な6値を入力とした詳細結果 (解析結果) により格納容器内酸濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸霧) の流入有無を把握し、水素酸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。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	西側液水貯水設備水位	①低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (常設ライン別室用) 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下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッジョン・チェンバ・プール水位	①西側液水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側液水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から、西側液水貯水設備水位を推定する。なお、西側液水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・プール水位の水位変化により西側液水貯水設備水位を推定する。なお、西側液水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側液水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉隔離時冷却系統内での監視	①主要パラメータの他チャンネル ②静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉隔離時冷却系統内の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原子炉隔離時冷却系統内の1チャンネルが故障した場合は、静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的熱媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉隔離時冷却系統内での監視	格納容器内酸濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル (D/W) ②格納容器内空気放射線モニタ (S/C) ②ドラウイウエル圧力 ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 ③ [格納容器内酸濃度]**	①格納容器内酸濃度 (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格納容器内酸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、初期酸濃度と保守的な6値を入力とした詳細結果 (解析結果) により格納容器内酸濃度を推定する。 ③ドラウイウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸霧) の流入有無を把握し、水素酸濃度の可能性を推定する。 ④監視可能であれば格納容器内酸濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸濃度を推定する。 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 (耐震性又は動環境等はないが、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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握する。 推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量 (常設) を優先する。
	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 推定は、サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※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 (耐震性又は動環境等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

備考

- ・設備、運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ①～④の相違
- 設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違
- (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水素の監視 設備	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系統流量 ④原子炉心注水系統流量 ⑤復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ⑥原子炉水位 (広帯域) ⑦原子炉水位 (SA) ⑧原子炉水位 (SA)	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ③残留熱除去系統流量 ④残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ⑤サブプレッション・チェンバ・プール水位**	①サブプレッション・チェンバ・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、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・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・プールから原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
原子炉電源水素濃度	原子炉電源水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉電源水素濃度の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原子炉電源水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内空気放射線レベル (D/W) ③格納容器内空気放射線レベル (S/C) ④格納容器内圧力 (D/W) ⑤格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内空気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした詳細結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水素の監視 設備	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (常設ライン別室用) 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下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料棒) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料棒) ②サブプレッション・チェンバ・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉電源水素濃度	原子炉電源水素濃度	①原子炉電源水素濃度の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原子炉電源水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内空気放射線モニタ (D/W) ②格納容器内空気放射線モニタ (S/C) ②ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力 ③ [格納容器内酸素濃度]**	①格納容器内酸素濃度 (SA) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内空気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした詳細結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ④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。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の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原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器内空気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器内空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器内空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした詳細結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度 (B系) を推定する。 ③ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器内空気放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器内空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器内空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした詳細結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度 (SA) を推定する。 ③ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) 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況を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (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) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ①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) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。	

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
\*2: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能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 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 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) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、同じ物理量である使用済燃料貯蔵プール水位・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放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、同じ物理量である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。推定は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
\*2: [ ] は有効監視パラメータ又は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 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料貯蔵プール水位 (SA)	①燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA)	①燃料貯蔵プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により燃料貯蔵プール水位を推定する。 ②燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料貯蔵プール水位を推定する。 ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA) により、燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、燃料貯蔵プール水位 (SA) を優先する。
	燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①燃料貯蔵プール水位 (SA) ②燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA)	①燃料貯蔵プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料貯蔵プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料貯蔵プールの状態を判断した後、燃料貯蔵プールの水位を推定する。 ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA) により、燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、燃料貯蔵プール水位 (SA) を優先する。
	燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料貯蔵プール水位 (SA) ①燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②燃料貯蔵プール監視カメラ (SA)	①燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料貯蔵プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②燃料貯蔵プール監視カメラ (SA) により、燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、燃料貯蔵プールの状態を監視する。

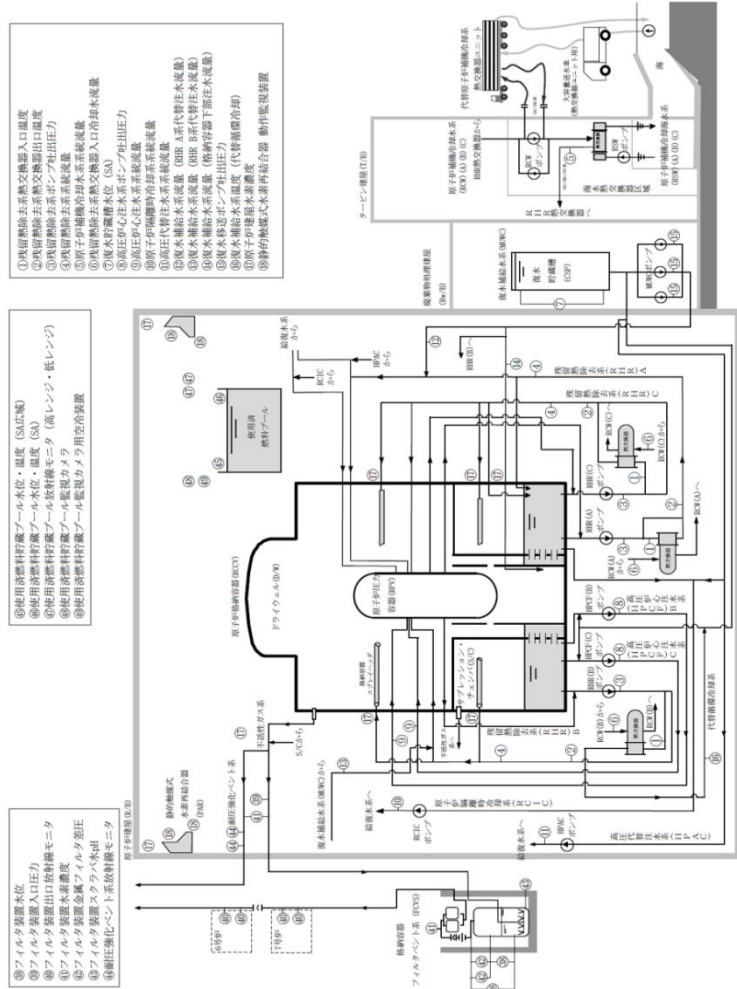
\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

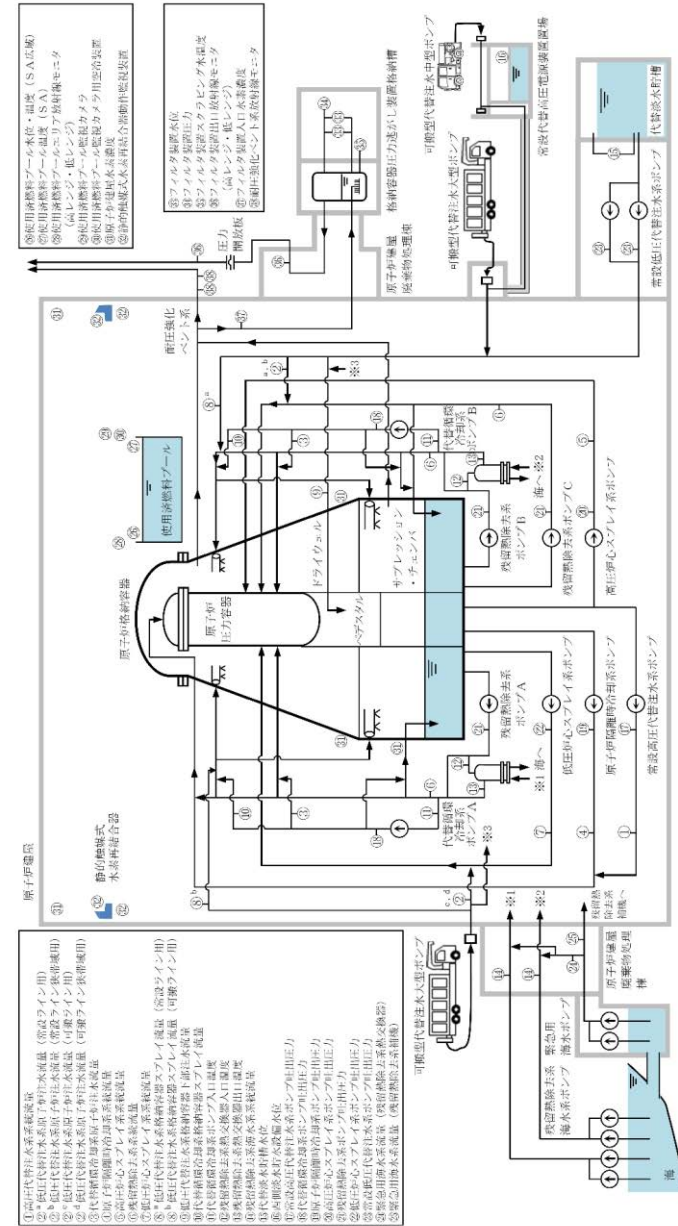
・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
<p>第 3.15-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="290 331 777 1136"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="28">電源</td><td>M/C C 電圧</td></tr> <tr><td>M/C D 電圧</td></tr> <tr><td>M/C E 電圧</td></tr> <tr><td>P/C C-1 電圧</td></tr> <tr><td>P/C D-1 電圧</td></tr> <tr><td>P/C E-1 電圧</td></tr> <tr><td>P/C C-1 電圧 (他号炉)</td></tr> <tr><td>P/C D-1 電圧 (他号炉)</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 A 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 B 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 C 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電圧</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機周波数</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電力</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)</td></tr> <tr><td>第一 GTG 発電機電圧</td></tr> <tr><td>第一 GTG 発電機周波数</td></tr> <tr><td>電源車電圧</td></tr> <tr><td>電源車周波数</td></tr> <tr><td rowspan="5">その他</td><td>高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力</td></tr> <tr><td>高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力</td></tr> <tr><td>ドレンタンク水位</td></tr> <tr><td>遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力</td></tr> <tr><td>RCW サージタンク水位</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度</td></tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源	M/C C 電圧	M/C D 電圧	M/C E 電圧	P/C C-1 電圧	P/C D-1 電圧	P/C E-1 電圧	P/C C-1 電圧 (他号炉)	P/C D-1 電圧 (他号炉)	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流 125V 主母線盤 B 電圧	直流 125V 主母線盤 C 電圧	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	非常用 D/G 発電機電圧	非常用 D/G 発電機周波数	非常用 D/G 発電機電力	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)	非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)	第一 GTG 発電機電圧	第一 GTG 発電機周波数	電源車電圧	電源車周波数	その他	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力	ドレンタンク水位	遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力	RCW サージタンク水位	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	<p>第 6.4-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1047 331 1602 1024"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="18">電源</td><td>M/C 2C 電圧</td></tr> <tr><td>M/C 2D 電圧</td></tr> <tr><td>M/C HPCS 電圧</td></tr> <tr><td>P/C 2C 電圧</td></tr> <tr><td>P/C 2D 電圧</td></tr> <tr><td>緊急用 M/C 電圧</td></tr> <tr><td>緊急用 P/C 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 2A 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 2B 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧</td></tr> <tr><td>直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧</td></tr> <tr><td>直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧</td></tr> <tr><td>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td></tr> <tr><td rowspan="3">その他</td><td>非常用窒素供給系供給圧力</td></tr> <tr><td>非常用窒素供給系高压窒素ポンプ圧力</td></tr> <tr><td>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</td></tr> <tr><td>非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンプ圧力</td></tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源	M/C 2C 電圧	M/C 2D 電圧	M/C HPCS 電圧	P/C 2C 電圧	P/C 2D 電圧	緊急用 M/C 電圧	緊急用 P/C 電圧	直流 125V 主母線盤 2A 電圧	直流 125V 主母線盤 2B 電圧	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	その他	非常用窒素供給系供給圧力	非常用窒素供給系高压窒素ポンプ圧力	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンプ圧力	<p>第 3.15-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1736 289 2499 934"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="10">電源関係</td><td>C-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>HPCS-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>C-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>緊急用メタクラ電圧</td></tr> <tr><td>SAロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧</td></tr> <tr><td>A-115V 系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td>B-115V 系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td rowspan="5">その他</td><td>230V 系直流盤 (常用) 母線電圧</td></tr> <tr><td>SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>ADS 用 N<sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力</td></tr> <tr><td>N<sub>2</sub> ガスポンプ圧力</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</td></tr> <tr><td>RCW 熱交換器出口温度</td></tr> <tr><td>RCW サージタンク水位</td></tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源関係	C-メタクラ母線電圧	D-メタクラ母線電圧	HPCS-メタクラ母線電圧	C-ロードセンタ母線電圧	D-ロードセンタ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	SAロードセンタ母線電圧	B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧	A-115V 系直流盤母線電圧	B-115V 系直流盤母線電圧	その他	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	N <sub>2</sub> ガスポンプ圧力	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	RCW 熱交換器出口温度	RCW サージタンク水位	<p>・設備、運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 に記載している非常用 D/G 発電機, 第一 GTG 発電機, 電源車の電源関係のパラメータについて, 島根 2 号炉は各母線電圧を着手の判断としている。</p> <p>島根 2 号炉は, 号炉間電力融通による給電は自主設備としている。</p> <p>柏崎 6/7 は, 格納容器圧力逃がし装置の機能維持のため, ドレンタンクの排水操作を行うが, 島根 2 号炉は不要なため, ドレンタンク水位を補助パラメータとしていない。</p> <p>島根 2 号炉は, 遠隔空気駆動弁操作ポンプを使用しないため, 遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力を補助パラメータとしていない。</p> <p>島根 2 号炉は, 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力を低圧炉心スプレイ系の着手の判断基準としている。</p>
分類	補助パラメータ																																																																													
電源	M/C C 電圧																																																																													
	M/C D 電圧																																																																													
	M/C E 電圧																																																																													
	P/C C-1 電圧																																																																													
	P/C D-1 電圧																																																																													
	P/C E-1 電圧																																																																													
	P/C C-1 電圧 (他号炉)																																																																													
	P/C D-1 電圧 (他号炉)																																																																													
	直流 125V 主母線盤 A 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 C 電圧																																																																													
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧																																																																													
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																																																													
	非常用 D/G 発電機電圧																																																																													
	非常用 D/G 発電機周波数																																																																													
	非常用 D/G 発電機電力																																																																													
	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)																																																																													
	非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)																																																																													
	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)																																																																													
	第一 GTG 発電機電圧																																																																													
	第一 GTG 発電機周波数																																																																													
	電源車電圧																																																																													
	電源車周波数																																																																													
	その他	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力																																																																												
		高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力																																																																												
		ドレンタンク水位																																																																												
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力																																																																												
		RCW サージタンク水位																																																																												
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度																																																																														
分類	補助パラメータ																																																																													
電源	M/C 2C 電圧																																																																													
	M/C 2D 電圧																																																																													
	M/C HPCS 電圧																																																																													
	P/C 2C 電圧																																																																													
	P/C 2D 電圧																																																																													
	緊急用 M/C 電圧																																																																													
	緊急用 P/C 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 2A 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 2B 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧																																																																													
	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧																																																																													
	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧																																																																													
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																																																													
	その他	非常用窒素供給系供給圧力																																																																												
		非常用窒素供給系高压窒素ポンプ圧力																																																																												
		非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力																																																																												
	非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンプ圧力																																																																													
	分類	補助パラメータ																																																																												
電源関係	C-メタクラ母線電圧																																																																													
	D-メタクラ母線電圧																																																																													
	HPCS-メタクラ母線電圧																																																																													
	C-ロードセンタ母線電圧																																																																													
	D-ロードセンタ母線電圧																																																																													
	緊急用メタクラ電圧																																																																													
	SAロードセンタ母線電圧																																																																													
	B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧																																																																													
	A-115V 系直流盤母線電圧																																																																													
	B-115V 系直流盤母線電圧																																																																													
その他	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧																																																																													
	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧																																																																													
	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力																																																																													
	N <sub>2</sub> ガスポンプ圧力																																																																													
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力																																																																													
RCW 熱交換器出口温度																																																																														
RCW サージタンク水位																																																																														

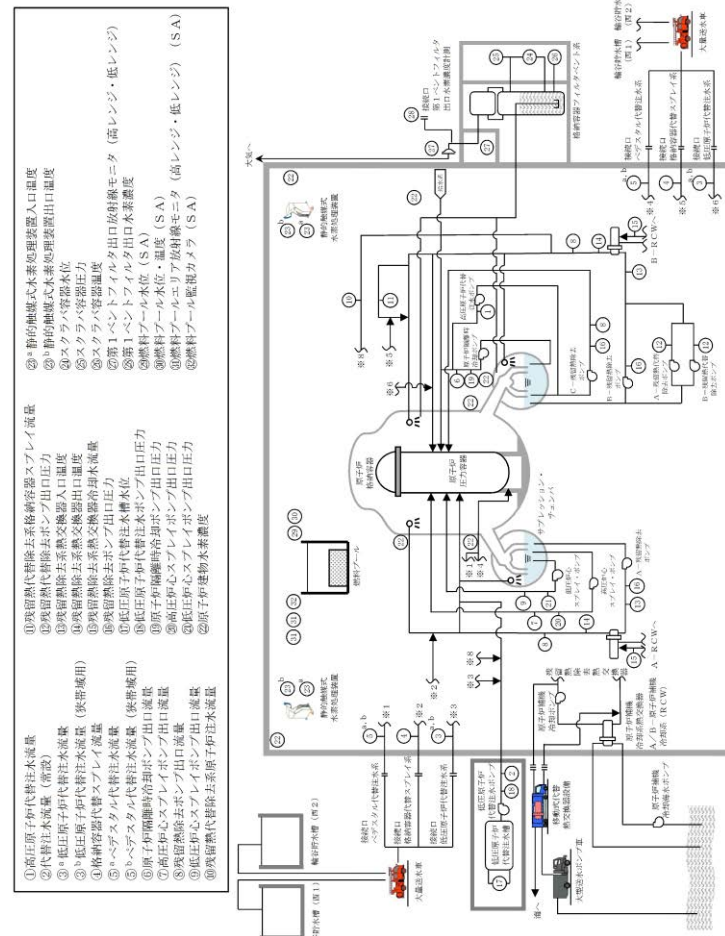




第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その1)

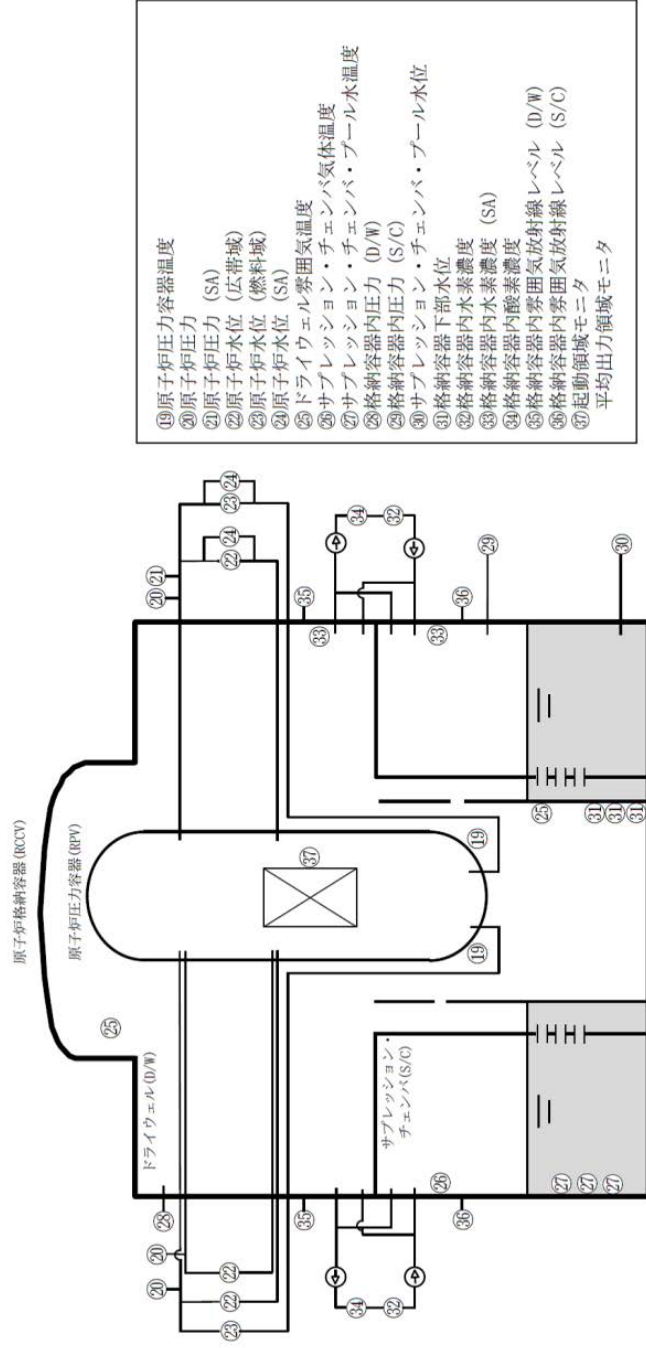


第 6.4-1 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1) (監視機能喪失時に使用する設備)



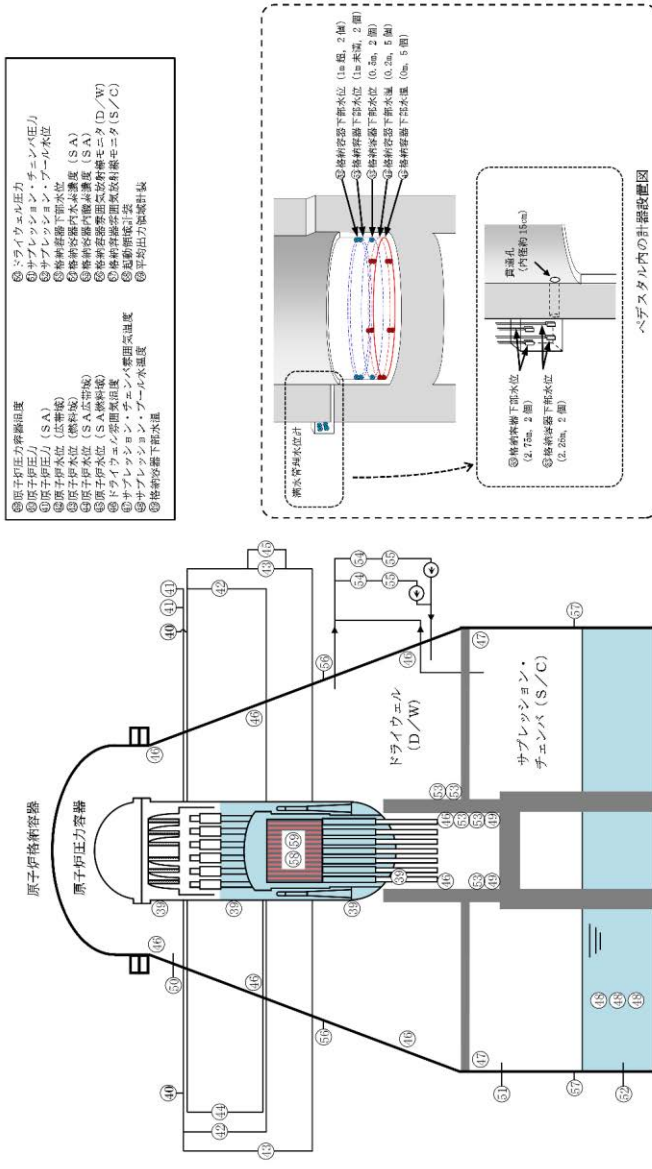
第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その1)

・設備の相違  
 【柏崎6/7, 東海第二】  
 設備設計の相違による系統構成の相違

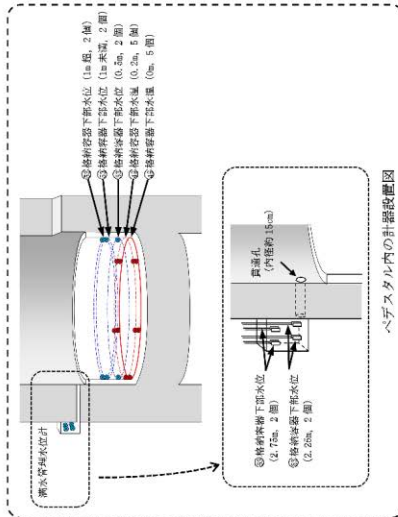


- ①9 原子炉格納容器温度
- ②0 原子炉圧力
- ②1 原子炉圧力 (広帯域)
- ②2 原子炉水位 (燃料域)
- ②3 原子炉水位 (燃料域)
- ②4 サブプレッション・チェンバ気体温度
- ②5 サブプレッション・チェンバ・プールの水位
- ②6 格納容器内圧力 (D/W)
- ②7 格納容器内圧力 (S/C)
- ③0 格納容器下部水位
- ③1 格納容器内水素濃度 (SA)
- ③2 格納容器内酸濃度
- ③3 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ③4 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ③7 起動領域モニタ
- 平均出力領域モニタ

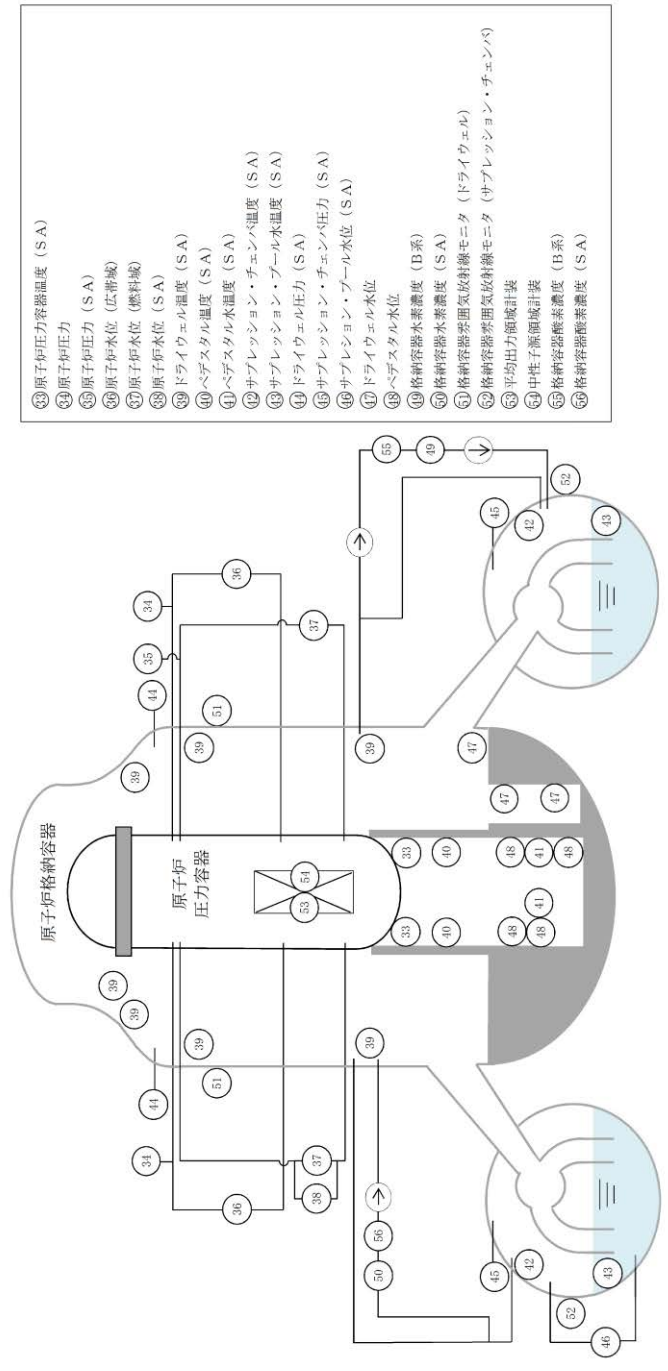
第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)



- ④3 原子炉格納容器温度
- ④4 原子炉圧力 (SA)
- ④5 原子炉水位 (広帯域)
- ④6 原子炉水位 (燃料域)
- ④7 原子炉水位 (燃料域)
- ④8 サブプレッション・チェンバ気体温度
- ④9 サブプレッション・チェンバ・プールの水位
- ④0 格納容器内圧力 (D/W)
- ④1 格納容器内圧力 (S/C)
- ④2 格納容器下部水位
- ④3 格納容器内水素濃度 (SA)
- ④4 格納容器内酸濃度
- ④5 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ④6 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ④7 起動領域モニタ
- 平均出力領域モニタ



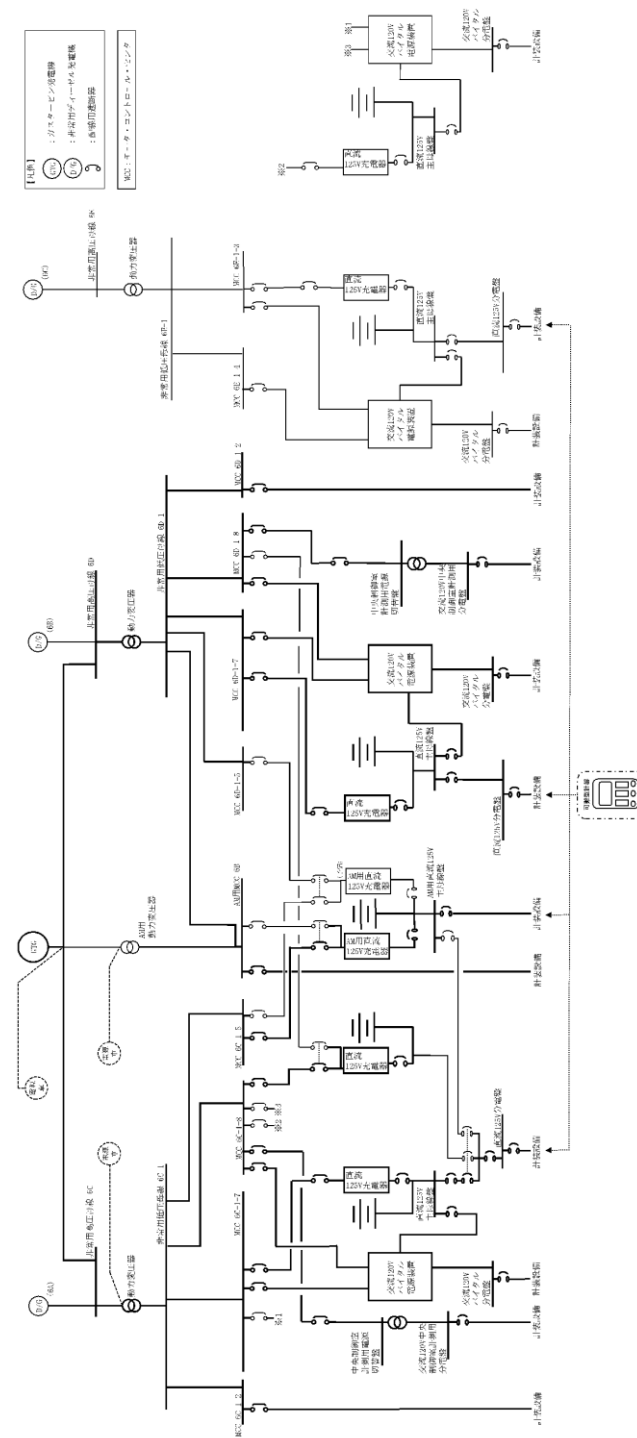
第6.4-2図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)  
(監視機能喪失時に使用する設備)



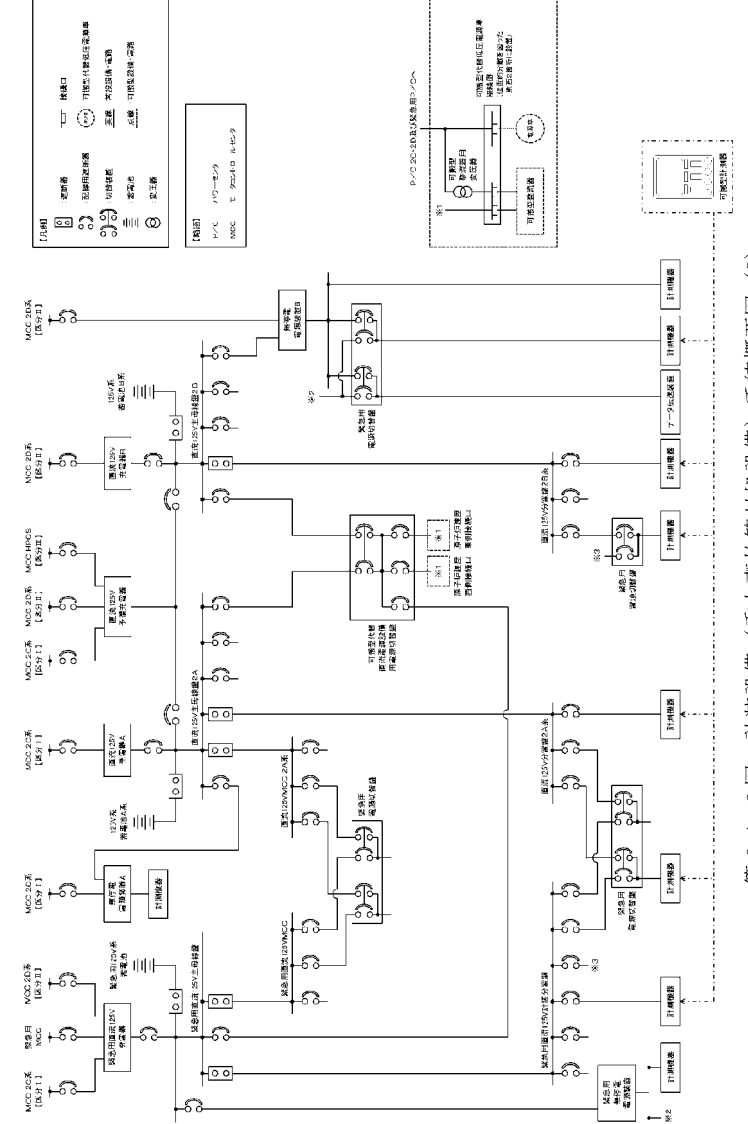
- ③1 原子炉格納容器温度 (SA)
- ③2 原子炉圧力 (SA)
- ③3 原子炉水位 (広帯域)
- ③4 原子炉水位 (燃料域)
- ③5 原子炉水位 (燃料域)
- ③6 サブプレッション・チェンバ気体温度 (SA)
- ③7 サブプレッション・チェンバ・プールの水位 (SA)
- ③8 格納容器内圧力 (D/W)
- ③9 格納容器内圧力 (S/C)
- ④0 格納容器下部水位
- ④1 格納容器内水素濃度 (SA)
- ④2 格納容器内酸濃度
- ④3 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ④4 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ④5 起動領域モニタ
- 平均出力領域モニタ

第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その2)

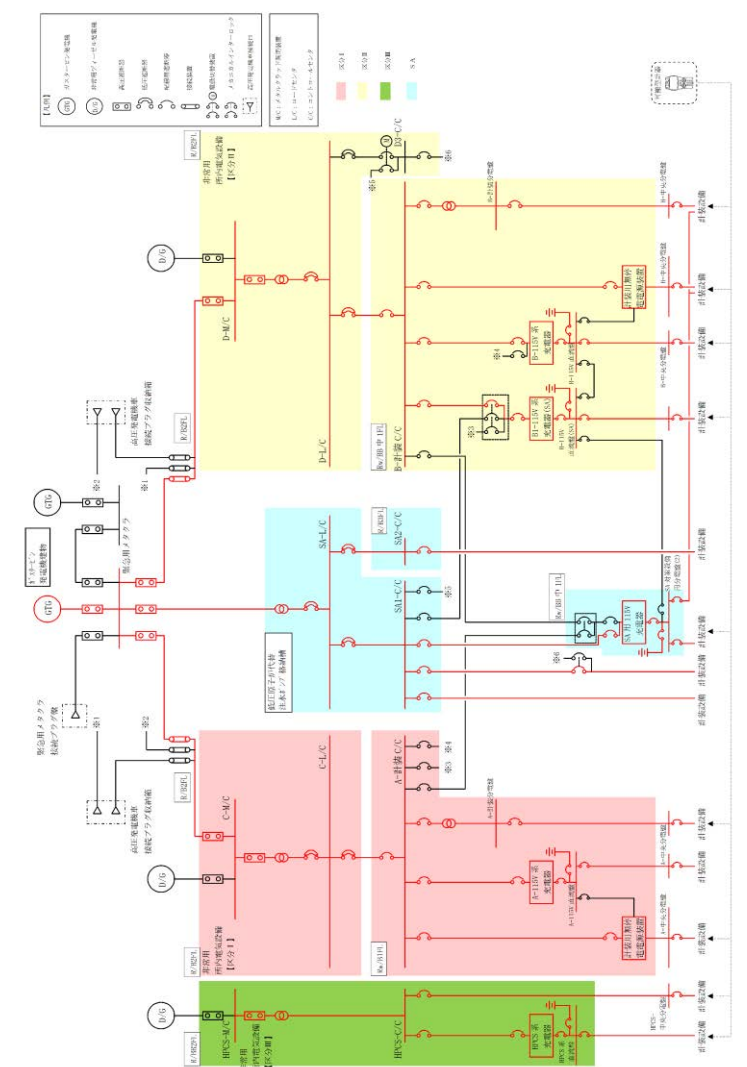
・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による  
系統構成の相違



第 3.15-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6号炉)



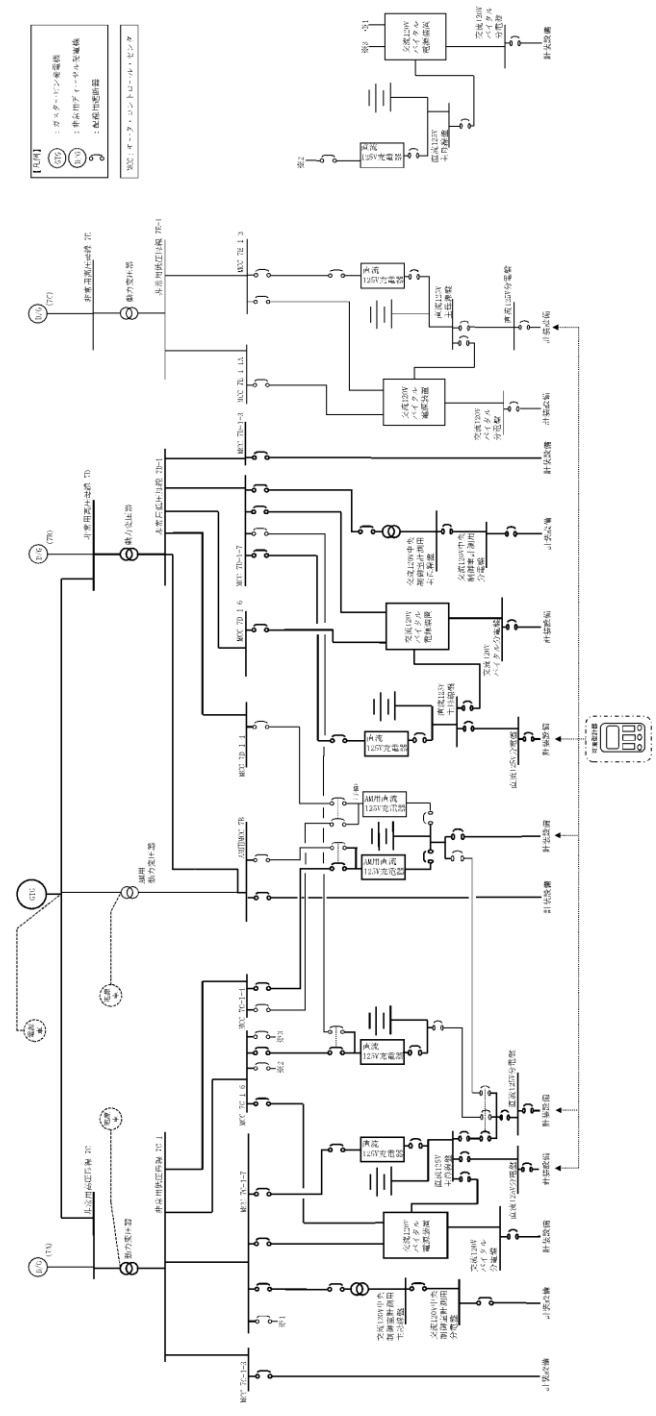
第 6.4-3 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (3)  
(計器電源喪失時に使用する設備)



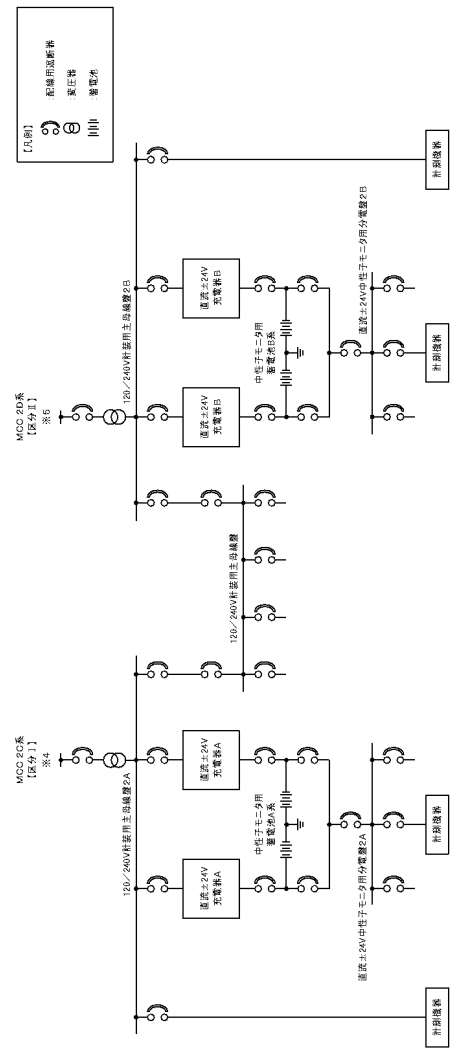
第 3.15-2 図 計装設備単線結線図

・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による電源構成の相違





第 3.15-2 図 (2) 計装設備単線結線図 (7号炉)



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

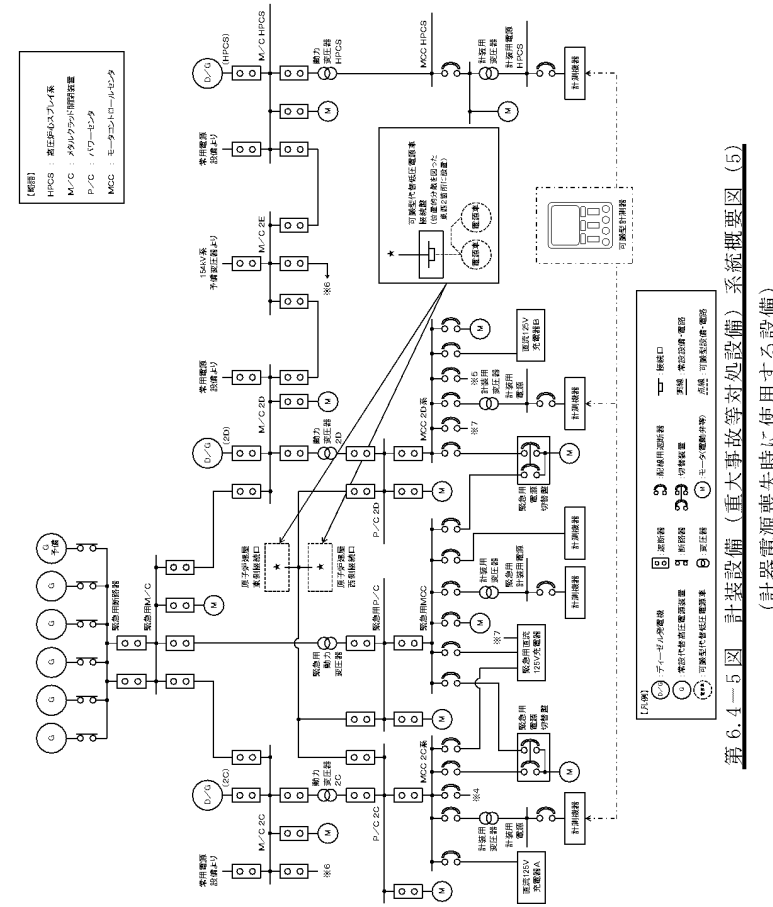
- ・設備の相違  
**【柏崎 6/7】**  
 島根 2号炉は単独申請であり、該当なし  
**【東海第二】**  
 設備設計の相違による電源構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

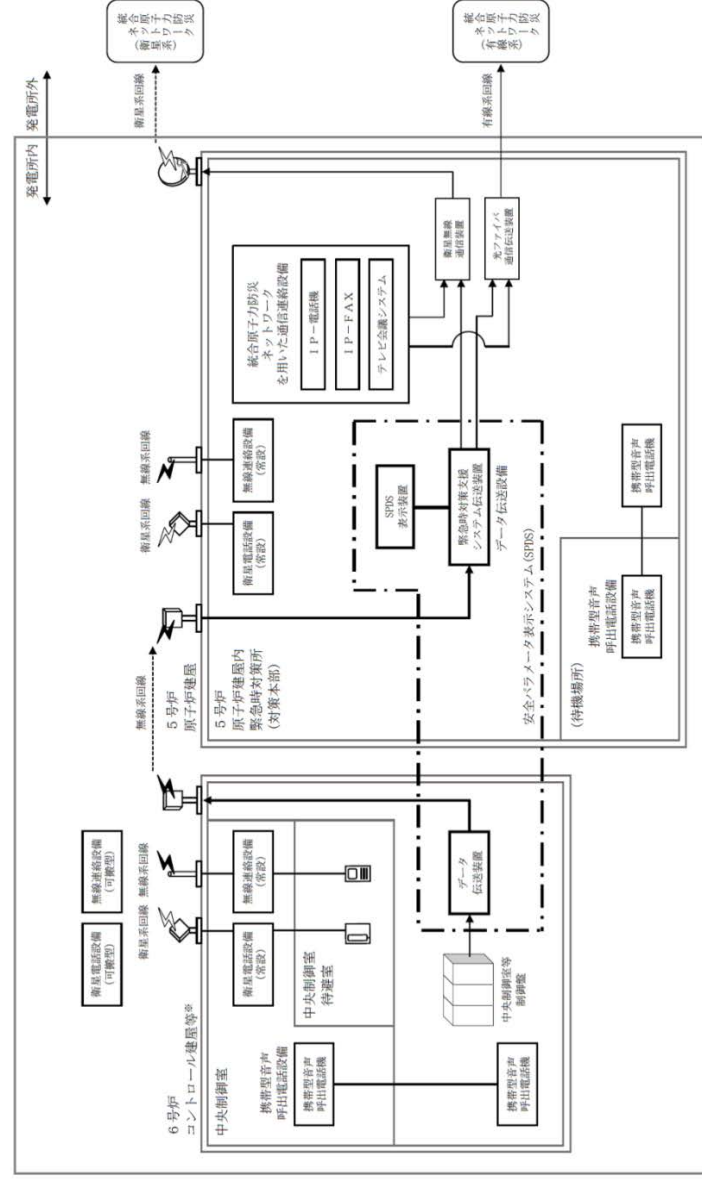
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

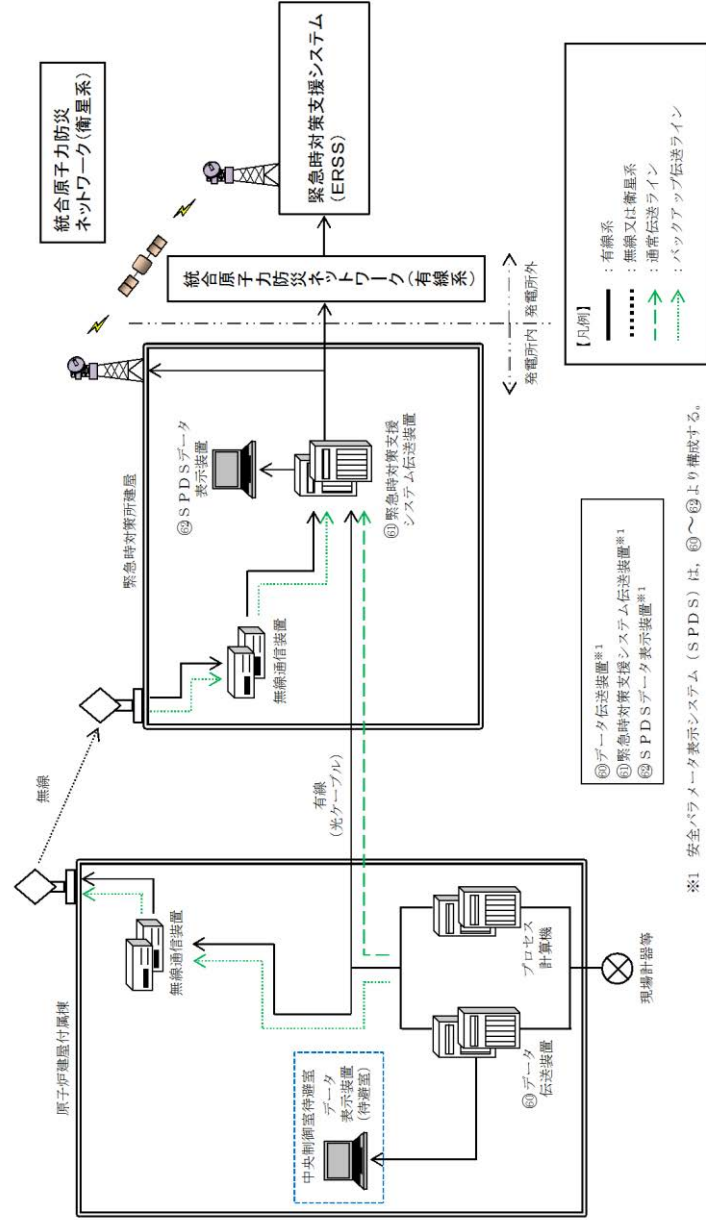
備考



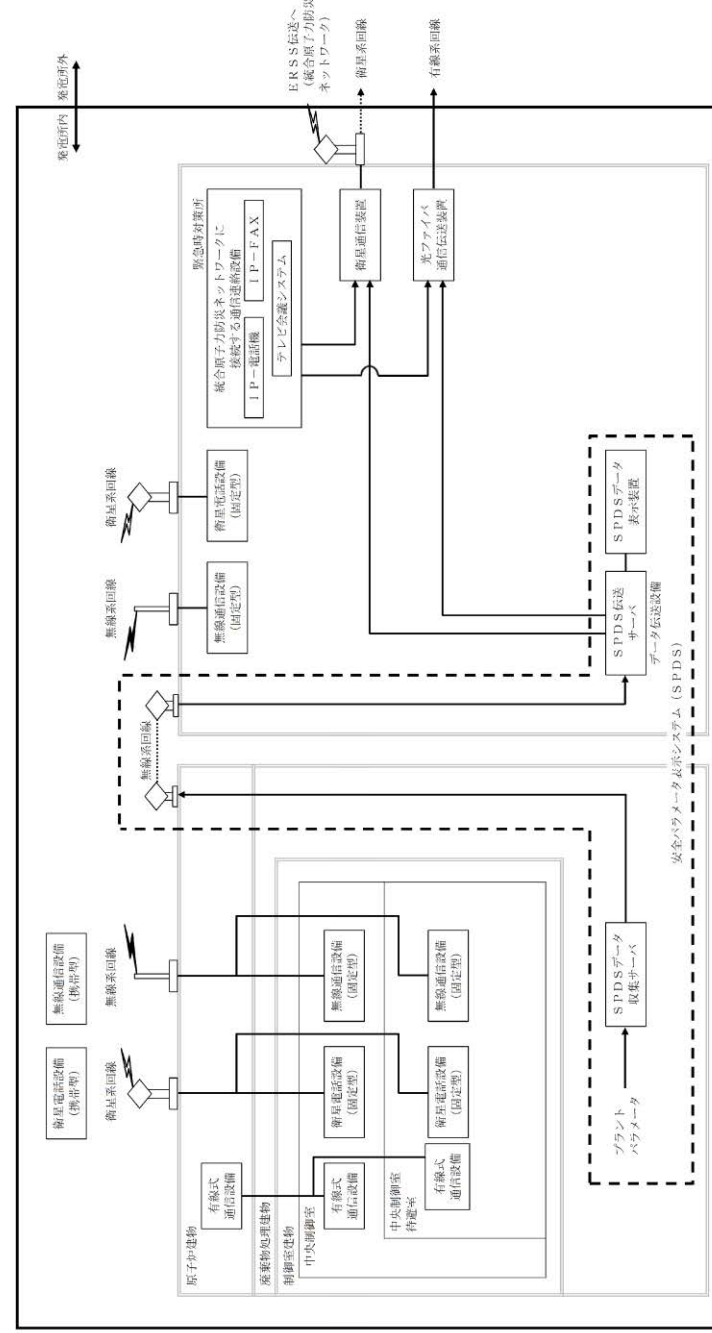
・設備の相違  
**【東海第二】**  
 設備設計の相違による電源構成の相違



※:7号炉も同様  
第3.15-3図 安全パラメータ表示システムによる記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)



※1: 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、③〜⑥より構成する。  
第6.4-6図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (6) (パラメータ記録時に使用する設備)



第3.15-3図 安全パラメータ表示システム (SPDS) による記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)

・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による  
系統構成の相違



実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p> <table border="1" data-bbox="335 451 2303 846"> <thead> <tr> <th data-bbox="335 451 501 510">相違No.</th> <th data-bbox="507 451 2303 510">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="335 514 501 569">①</td> <td data-bbox="507 514 2303 569">島根 2 号炉の中央制御室待避室は常設の遮蔽で居住性を確保する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="335 573 501 627">②</td> <td data-bbox="507 573 2303 627">島根 2 号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は一体型ではない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="335 632 501 686">③</td> <td data-bbox="507 632 2303 686">島根 2 号炉は常設空調を用いて正圧化，系統隔離運転いずれも実施可能。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="335 690 501 745">④</td> <td data-bbox="507 690 2303 745">島根 2 号炉は外気を給気して正圧化を実施する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="335 749 501 804">⑤</td> <td data-bbox="507 749 2303 804">島根 2 号炉は重大事故等時の電源として可搬型代替交流電源設備を記載</td> </tr> <tr> <td data-bbox="335 808 501 846">⑥</td> <td data-bbox="507 808 2303 846">島根 2 号炉は重大事故等対処設備としてブローアウトパネル閉止装置を設置する。</td> </tr> </tbody> </table>				相違No.	相違理由	①	島根 2 号炉の中央制御室待避室は常設の遮蔽で居住性を確保する。	②	島根 2 号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は一体型ではない。	③	島根 2 号炉は常設空調を用いて正圧化，系統隔離運転いずれも実施可能。	④	島根 2 号炉は外気を給気して正圧化を実施する。	⑤	島根 2 号炉は重大事故等時の電源として可搬型代替交流電源設備を記載	⑥	島根 2 号炉は重大事故等対処設備としてブローアウトパネル閉止装置を設置する。
相違No.	相違理由																
①	島根 2 号炉の中央制御室待避室は常設の遮蔽で居住性を確保する。																
②	島根 2 号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は一体型ではない。																
③	島根 2 号炉は常設空調を用いて正圧化，系統隔離運転いずれも実施可能。																
④	島根 2 号炉は外気を給気して正圧化を実施する。																
⑤	島根 2 号炉は重大事故等時の電源として可搬型代替交流電源設備を記載																
⑥	島根 2 号炉は重大事故等対処設備としてブローアウトパネル閉止装置を設置する。																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.16 原子炉制御室</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第59条に規定する「運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」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設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状</p>	<p>3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」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設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状</p>	<p>3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」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設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>況下において、原子炉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区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れいする空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等(BWRの場合)又はアニユラス空気再循環設備等(PWRの場合)を設置すること。</p> <p>e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、現場において、人力により容易かつ確実に閉止操作ができること。</p>	<p>況下において、原子炉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区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等(BWRの場合)又はアニユラス空気再循環設備等(PWRの場合)を設置すること。</p> <p>e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>況下において、原子炉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区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れいする空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等(BWRの場合)又はアニユラス空気再循環設備等(PWRの場合)を設置すること。</p> <p>e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において、人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の中央制御室待避室は常設の遮蔽で居住性を確保する。 (以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は一体型ではない。 (以下、②の相違)</p>
<p>3.16.1 適合方針</p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>中央制御室の系統概要図を第3.16-1図から第3.16-4図に示す。</p> <p>3.16.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまるための設備として、<u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>、<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>、<u>中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)</u>、<u>中央制御室遮蔽</u>、<u>中央制御室待避室遮蔽(常設)</u>、<u>中央制御室待避室遮蔽(可搬型)</u>、<u>差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u>を設置する設計とする。</p>	<p>3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備</p> <p>3.16.1 <u>設置許可基準規則第59条への適合方針</u></p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>3.16.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p><u>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の設備として、可搬型照明(SA)、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、中央制御室待避室空気ボンベユニット(空気ボンベ)、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>を設置する設計とする。</p>	<p>3.16 <u>運転員が原子炉制御室にとどまるための設備</u></p> <p>3.16.1 適合方針</p> <p>中央制御室には、炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>中央制御室の系統概要図を第3.16-1図から第3.16-4図に示す。</p> <p>3.16.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p><u>重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまるための設備として、LEDライト(三脚タイプ)、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、再循環用ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置(空気ボンベ)、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>を設置する設計とする。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. 換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、<u>中央制御室及び中央制御室待避室の運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室可搬型陽圧化空調機を使用する。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室を陽圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）で陽圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、<u>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）</u>の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>は、全交流動力電源喪失時においても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可能な設計とする。</p>	<p>a. 換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した<u>中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファン</u>からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、<u>中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式</u>とすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>また、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、<u>中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンペ）</u>の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p><u>中央制御室換気系は、外部との遮断が長期にわたり、室内の環境条件が悪化した場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファン</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>a. 換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、<u>中央制御室換気系</u>は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、<u>非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した外気を取り込み中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、<u>中央制御室換気系は外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</u></p> <p>中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、<u>中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）</u>の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備する。</p> <p><u>再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン</u>は、<u>非常用交流電源設備に加えて</u>、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は常設空調を用いて正圧化, 系統隔離運転いずれも実施可能。 (以下, ③の相違)</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は外気を給気して正圧化を実施する (以下, ④の相違)</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉はベントによるブルーム通過中には系統隔離運転を行う。</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①, ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は重大事故</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ) (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>中央制御室遮蔽 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>中央制御室待避室遮蔽 (常設) (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>中央制御室待避室遮蔽 (可搬型) (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> <li>・ <u>可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> </ul> <p>本システムの流路として、<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト</u>、<u>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)</u>、<u>中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁)</u> 及び <u>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 非常用外気取入ダンパ、MCR 排気ダンパ)</u> を重大事故等対処設備として使用する。</p>		<p><u>源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>再循環用ファン</u></li> <li>・ <u>チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン</u></li> <li>・ <u>非常用チャコール・フィルタ・ユニット</u></li> <li>・ <u>中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)</u></li> <li>・ <u>中央制御室遮蔽 (1号及び2号炉共用)</u></li> <li>・ <u>中央制御室待避室遮蔽</u></li> <li>・ <u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・ <u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul> <p>本システムの流路として、<u>中央制御室換気系ダクト</u>、<u>中央制御室待避室正圧化装置 (配管・弁)</u> 及び <u>中央制御室換気系弁 (中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁)</u> を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>等時の電源として可搬型代替交流電源設備を記載 (以下、⑤の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</li> <li>・ 申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>b. 通信連絡設備</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、<u>5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備 (常設)</u> を使用する。</p> <p><u>無線連絡設備 (常設) 及び衛星電話設備 (常設)</u> は、全交流動力電源喪失時においても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可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>無線連絡設備 (常設) (3. 19 通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>衛星電話設備 (常設) (3. 19 通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (6 号及び7 号炉共用) (3. 14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (6 号及び7 号炉共用) (3. 14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>b. 通信連絡設備</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、<u>緊急時対策所と通信連絡を行うため、衛星電話設備 (可搬型) (待避室)</u> を使用する。</p> <p><u>衛星電話設備 (可搬型) (待避室)</u> は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>b. 通信連絡設備</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、<u>緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型)</u> を使用する。</p> <p><u>無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型)</u> は、全交流動力電源喪失時においても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可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>無線通信設備 (固定型) (3. 19 通信連絡を行うために必要な設備)</u></li> <li>・<u>衛星電話設備 (固定型) (3. 19 通信連絡を行うために必要な設備)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は無線通信設備 (固定型) を設ける。</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は無線通信設備 (固定型) を設ける。</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>⑤の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. <u>データ表示装置 (待避室)</u>            炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために<u>データ表示装置 (待避室)</u>を設置する。</p> <p><u>データ表示装置 (待避室)</u>は、全交流動力電源喪失時においても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可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>データ表示装置 (待避室)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> </ul> <p>d. 中央制御室の照明を確保する設備            想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である<u>中央制御室照明</u>が使用できない場合の重大事故等対処設備として、<u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>を使用する。  <u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>は、全交流動力電源喪失時においても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可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型蓄電池内蔵型照明 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>c. <u>データ表示装置 (待避室)</u>            炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために<u>データ表示装置 (待避室)</u>を設置する。</p> <p><u>データ表示装置 (待避室)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>d. 中央制御室の照明を確保する設備            想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である<u>中央制御室照明</u>が使用できない場合の重大事故等対処設備として、<u>可搬型照明 (S.A)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>c. <u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u>            炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために<u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u>を設置する。</p> <p><u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備<u>又は可搬型代替交流電源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul> <p>d. 中央制御室の照明を確保する設備            想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である<u>非常用照明</u>が使用できない場合の重大事故等対処設備として、<u>LEDライト (三脚タイプ)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備<u>又は可搬型代替交流電源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>LEDライト (三脚タイプ)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            ⑤の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            ⑤の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            ⑤の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. 差圧計, <u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u></p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として, <u>コントロール建屋</u>と中央制御室との間が<u>陽圧化</u>に必要な差圧が確保できていること, 及び<u>コントロール建屋</u>と中央制御室待避室との間が<u>陽圧化</u>に必要な差圧を確保できていることを把握するため, 差圧計を使用する。</p> <p>また, 中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため, <u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・差圧計</li> <li>・<u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u></li> </ul> <p>その他, 設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については, 「3. 14 電源設備」にて記載する。</p> <p><u>無線連絡設備 (常設)</u> 及び<u>衛星電話設備 (常設)</u> については, 「3. 19 通信連絡設備」にて記載する。</p>	<p>e. <u>中央制御室待避室差圧計</u>, 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として, 中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため, <u>中央制御室待避室差圧計</u>を使用する。</p> <p>また, 中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため, 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。</p>	<p>e. 差圧計, <u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u></p> <p>炉心の著しい損傷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重大事故等対処設備として, <u>外気と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていること,</u> 及び<u>中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため, 差圧計を使用する。</u></p> <p>また, 中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため, <u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・差圧計</li> <li>・<u>酸素濃度計</u></li> <li>・<u>二酸化炭素濃度計</u></li> </ul> <p>その他, 設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>非常用交流電源設備, 常設代替交流電源設備及び<u>可搬型代替交流電源設備</u>については, 「3. 14 電源設備」にて記載する。</p> <p><u>無線通信設備 (固定型)</u> 及び<u>衛星電話設備 (固定型)</u> については, 「3. 19 通信連絡を行うために必要な設備」にて記載する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 制御室内の正圧化を行う。</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は無線通信設備 (固定型) を設ける。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷等が発生し、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、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、<u>乾電池内蔵型照明</u>により確保できる設計とする。</p> <p>(3) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系を使用する。</p> <p>非常用ガス処理系は、<u>非常用ガス処理系排風機</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>非常用ガス処理系排風機</u>により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに、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た放射性物質を含む気体を<u>主排気筒（内筒）</u>から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。</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<u>原子炉建屋ブローアウトパネル</u>は、閉状態を維持できる、<u>又は開放時に容易かつ確実に再閉止</u>できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。</p>	<p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p><u>重大事故等</u>が発生し、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、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、<u>可搬型照明（S A）</u>により確保できる設計とする。</p> <p>(3) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、<u>原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置</u>を使用する。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、<u>非常用ガス処理系排風機</u>、<u>非常用ガス再循環系排風機</u>、配管・弁類及び計測制御装置等で構成し、<u>非常用ガス処理系排風機</u>により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を<u>非常用ガス処理系排気筒</u>から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。</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<u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル</u>は、閉状態を維持できる、<u>又は開放時に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止</u>できる設計とする。また、<u>ブローアウトパネル閉止装置</u>は現場において、人力により操作できる設計とする。</p>	<p>(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p><u>重大事故等</u>が発生し、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、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、<u>チェンジングエリア用照明</u>により確保できる設計とする。</p> <p>(3) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、<u>非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</u>を使用する。</p> <p>非常用ガス処理系は、<u>非常用ガス処理系排気ファン</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>非常用ガス処理系排気ファン</u>により原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を<u>排気筒に沿わせて設ける排気管</u>から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。</p> <p>原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル</u>は、閉状態を維持できる設計とする。また、<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止</u>できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、<u>中央制御室からの遠隔操作又は</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2号炉は、重大事故等対処設備としてブローアウトパネル閉止装置を設置する。</li> <li>(以下、⑥の相違)</li> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根 2号炉には、非常用ガス再循環系はない</li> <li>・記載方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>島根 2号炉は非常用ガス処理系排気管の設置状況を詳細に記載</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑥の相違</li> <li>・操作判断基準の相違</li> <li>【東海第二】</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>非常用ガス処理系は、<u>非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>非常用ガス処理系排風機</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (6 号及び7 号炉共用) (3. 14 電源設備)</u></li> </ul> <p>本系統の流路として、非常用ガス処理系の<u>乾燥装置</u>、<u>フィルタ装置</u>、配管及び弁並びに<u>主排気筒 (内筒)</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準対象施設である<u>原子炉建屋原子炉区域</u>を重大事故対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>中央制御室 (重大事故等時) の主要設備及び仕様を第3. 16-1 表及び第3. 16-2 表に示す。</p> <p>非常用交流電源設備については、「3. 14 電源設備」にて記載</p>	<p><u>原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p>	<p>現場において人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、<u>非常用交流電源設備に加えて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可能な設計とする。</u></p> <p><u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、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可能な設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>非常用ガス処理系排気ファン</u></li> <li>・<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u></li> </ul> <p>本系統の流路として、非常用ガス処理系の<u>前置ガス処理装置</u>、<u>後置ガス処置装置</u>、配管及び弁並びに<u>排気管</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準対象施設である<u>原子炉建物原子炉棟</u>を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>中央制御室 (重大事故等時) の主要設備及び仕様を第3. 16-1 表及び第3. 16-2 表に示す。</p> <p>非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替</p>	<p>島根 2 号炉の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作は次の条件が全て成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況において、漏えい箇所の隔離及び原子炉圧力容器の減圧が完了していること</li> <li>○非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な状況であること</li> <li>○当直副長が炉心損傷を判断していること</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑤の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑤, ⑥の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑤, ⑥の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>する。</p> <p>常設代替交流電源設備については、「3.14 電源設備」にて記載する。</p> <p><u>原子炉建屋ブローアウトパネル</u>については、「3.24 <u>原子炉格納施設</u>」にて記載する。</p>	<p>なお、チェンジングエリア用資機材については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」の「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等【解釈】1a)」を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が中央制御室にとどまるために、自主対策設備として以下の設備を設置する。</p> <p><u>(4) ブローアウトパネル強制開放装置</u></p> <p><u>原子炉建屋内側から、油圧ジャッキにより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装置を設置する。油圧配管は、屋内に敷設し、屋外に設置する油圧発生装置と接続する。また、開放機構を原子炉建屋内に設置し、ブローアウトパネル閉止装置及び竜巻飛来物防護対策の防護ネットとの干渉を回避する設計とする。</u></p> <p><u>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が生じた場合の手段として有効である。</u></p> <p><u>(5) 非常用照明</u></p> <p><u>非常用照明は、耐震性は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が可能であるため、照明を確保する手段として有効である。</u></p>	<p>交流電源設備については、「3.14 電源設備」にて記載する。</p> <p><u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル</u>については、「3.24 <u>原子炉建物原子炉棟</u>」にて記載する。</p> <p>なお、チェンジングエリア用資機材については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」の「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等【解釈】1a)」を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が中央制御室にとどまるために、自主対策設備として以下の設備を設置する。</p> <p><u>(4) 非常用照明</u></p> <p><u>非常用照明は、耐震性は確保されていないが、全交流動力電源喪失時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給電が可能であるため、照明を確保する手段として有効である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・自主対策設備の相違【東海第二】</p> <p>島根2号炉はブローアウトパネル閉止装置を原子炉建物原子炉棟内に設置し、ブローアウトパネルの開閉状態に関わらず閉止動作が可能であるため、ブローアウトパネル閉止装置の関連設備として強制開放装置は設置ない</p> <p>・設備の相違【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 1 多様性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機は, 中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ) は, コントロール建屋に保管し, 中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は, 中央制御室内及び中央制御室待避室内に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明は, 遮断器を設けることで中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電气的分離を図る設計とする。</u></p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明は, 中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>データ表示装置 (待避室) は, 計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電气的分離を図る設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</u></p>		<p>3. 16. 1. 1. 1 多様性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>中央制御室換気系及び非常用ガス処理系は, 多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>再循環用ファン, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン, 非常用ガス処理系排気ファン及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。</u></p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ) は, 遮断器を設けることで中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電气的分離を図る設計とする。</u></p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ) は, 中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) は, 計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電气的分離を図る設計とする。</u></p>	<p>・記載構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 多様性, 位置的分散について記載。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の中央制御室換気系はDB兼SA設備であり電源による多様性を有している。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違。空気ポンペが代替するDB設備及び他のSA設備は無い</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は, 防止設備ではなく代替するDB設備がないため, 多様性及び位置的分散の要求事項は該当せず, 記載しない。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>電源設備の多様性, 位置的分散については, 「3.14 電源設備」に記載する。</p>		<p>電源設備の多様性, 位置的分散については, 「3.14 電源設備」に記載する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽 (常設) は, <u>コントロール建屋と一体のコンクリート構造物とし, 倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室待避室遮蔽 (可搬型), 中央制御室可搬型陽圧化空調機, 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ), データ表示装置 (待避室), 酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び可搬型蓄電池内蔵型照明</u>は, 他の設備から独立して使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>は, 遮断器により, 中央制御室の非常用照明と電気的に分離することで, 中央制御室の非常用照明に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機, 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ), 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</u>は, 固定により, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は, 設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で, 重大事故等対処設備として使用することにより, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>		<p>3. 16. 1. 1. 2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は, <u>制御室建物と一体のコンクリート構造物とし, 倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室待避室遮蔽は制御室建物内に設置し, 倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>再循環用ファン, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン, 中央制御室待避室正圧化装置 (空気ボンベ), プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室), 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及びLEDライト (三脚タイプ)</u>は, 他の設備から独立して使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</u>は, 他の設備から独立して使用することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ)</u>は, 遮断器により, 中央制御室の非常用照明と電気的に分離することで, 中央制御室の非常用照明に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>中央制御室待避室正圧化装置 (空気ボンベ), LEDライト (三脚タイプ), 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>は, 固定により, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は, 設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で, 重大事故等対処設備として使用することにより, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>・記載構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は悪影響防止について記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の中央制御室待避室遮蔽はコンクリート構造でない。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ①, ②の相違 島根 2 号炉の差圧計は常設。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ②の相違 島根 2 号炉の差圧計は常設。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.16.1.1.3 容量等 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機は、想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため、運転員の放射線被ばくを防止するとともに中央制御室内の換気に必要な容量を確保できる設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは、想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため、運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットは、必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉それぞれ1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計3台を保管する設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロワユニットは、必要な容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、6号及び7号炉それぞれ1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台(6号及び7号炉共用)の合計6台を保管する設計とする。</u></p> <p>中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンベ)は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を陽圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを1セット174本使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット174本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20本以上(6号及び7号炉共用)の合計194本以上を保管する。</p> <p><u>データ表示装置(待避室)は、中央制御室待避室に待避中の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの伝送及び表示が可能な設計とする。</u></p>		<p>3.16.1.1.3 容量等 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</u></p> <p><u>非常用チャコール・フィルタ・ユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</u></p> <p>中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ)は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを15本使用する。保有数は、15本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として35本以上の合計50本以上を保管する。</p> <p><u>プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)は、中央制御室待避室に待避中の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの表示が可能なものを1台使用する。保管数は、1台に加えて、故障時及び保守点検による</u></p>	<p>・記載構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は容量等について記載 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の中央制御室換気系の再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットはDB設備としての仕様にてSA設備として使用可能</p> <p>・運用及び設備の相違 【柏崎6/7】 待避室内の容積及び待避要員数の相違に伴うポンベ必要本数の相違。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを<u>1セット3台</u>使用する。保有数は、<u>6号及び7号炉共用で1セット3台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>1台 (6号及び7号炉共用)</u>の合計4台を保管する設計とする。</p> <p>差圧計は、中央制御室内と<u>コントロール建屋</u>、中央制御室待避室内と<u>コントロール建屋</u>の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを<u>1セット2個</u>使用する。</p> <p>保有数は、<u>6号及び7号炉共用で1セット2個</u>に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>1個 (6号及び7号炉共用)</u>の合計3個を保管する設計とする。</p> <p>酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、<u>1セット3個</u>使用する。保有数は、<u>6号及び7号炉共用で1セット3個</u>に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として<u>1個 (6号及び7号炉共用)</u>の合計4個を保管する設計とする。</p> <p><u>非常用ガス処理系排風機</u>は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>を負圧に維持するとともに、<u>主排気筒 (内筒)</u>を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>		<p><u>待機除外時のバックアップ用</u>として<u>1台の合計2台</u>を保管する設計とする。</p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ)</u>は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを<u>2個</u>使用する。保有数は、<u>2個</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>1個の合計3個</u>を保管する設計とする。</p> <p>差圧計は、中央制御室内と<u>外気</u>、中央制御室待避室内と<u>中央制御室内</u>の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できる設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、<u>各2個</u>使用する。保有数は、<u>各2個</u>に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>各1個の合計各3個</u>を保管する設計とする。</p> <p><u>非常用ガス処理系排気ファン</u>は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、<u>原子炉建物原子炉棟内</u>を負圧に維持するとともに、<u>排気筒に沿わせて設ける排気管</u>を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 制御室の容積の相違に伴う照明台数の相違</p> <p>・設備の相違、申請号炉数の相違 【柏崎6/7】 ④の相違、島根2号炉の差圧計は常設</p> <p>・申請号炉数の相違 【柏崎6/7】 測定場所の相違に伴う濃度計台数の相違</p> <p>・記載方針の装置 【柏崎6/7】 島根2号炉は非常用ガス処理系排気管の設置状況を詳細に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，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），中央制御室可搬型陽圧化空調機，データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ），データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系排風機は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。</p>		<p>3. 16. 1. 1. 4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），LEDライト（三脚タイプ），差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，制御室建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブスタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），LEDライト（三脚タイプ），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系排気ファンは，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>・記載構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は環境条件等について記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①，②，③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・設備及び設備の設置場所の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①，②，③の相違</p> <p>島根 2 号炉の差圧計は常設のため接続を伴わない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，<u>中央制御室待避室遮蔽（常設）</u>は，<u>コントロール建屋と一体構造とし，重大事故等時において，特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）</u>は，<u>中央制御室待避室の均圧室内の壁面に固定して保管することで，重大事故等時において，特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>，<u>中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）</u>，<u>データ表示装置（待避室）</u>，<u>差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u>は，通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>は，通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>は，<u>付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。</u></p> <p>中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）は，重大事故等時において，現場での弁操作により，通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室換気空調系給排気隔離弁は，電源供給ができない場合においても，現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</p>		<p><u>3. 16. 1. 1. 5 操作性の確保</u></p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽は，<u>制御室建物と一体構造とし，重大事故等時において，特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室待避室遮蔽は，中央制御室内に設置されており，重大事故等時において，特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。</u></p> <p>中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ），<u>プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</u>，<u>差圧計</u>，<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>は，通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p><u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，電源供給ができない場合においても，現場において人力による操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>LEDライト（三脚タイプ）</u>は，通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p><u>中央制御室換気系は，中央制御室の操作スイッチにより中央制御室で操作可能な設計とする。</u></p> <p>中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は，重大事故等時において，現場での弁操作により，通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。</p> <p><u>中央制御室換気系弁の運転モード切替に使用する空気作動弁は，駆動源（空気）が喪失した場合又は，電源供給ができない場合においても，現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系の起動に使用する空気作動ダンパは，駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり，現場での人力による操作が不要な構造とする。</u></p>	<p>・記載構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は操作性の確保について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の中央制御室待避室遮蔽はコンクリート構造でない。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②，③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ③の相違</p> <p>・構成の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はSGTのダ</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>データ表示装置 (待避室)</u> は、通常は、操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u> は、全交流動力電源喪失時に、内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。</p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u> は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p>差圧計は、<u>汎用の接続コネクタを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、指示を監視することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u> は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>差圧計及び<u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u> は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>、<u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>、<u>差圧計</u>、<u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u> は、屋内のアクセスルートを確認できる設計とし、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室待避室<u>陽圧化装置 (空気ポンペ)</u> は、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>		<p><u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u> は、<u>汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。</u></p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ) の電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。</u></p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ)</u> は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p>差圧計は、<u>中央制御室及び中央制御室待避室に設置し、操作を必要とせず、直ちに指示を監視することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ)</u>、<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u> は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u> は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p><u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u> は、屋内のアクセスルートを確認できる設計とし、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室待避室<u>正圧化装置 (空気ポンペ)</u> は、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>ンパについて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は常時使用状態とはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉の差圧計は常設のため接続を伴わない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉の差圧計は常設。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②, ③の相違</p> <p>島根 2 号炉の差圧計は常設。</p>

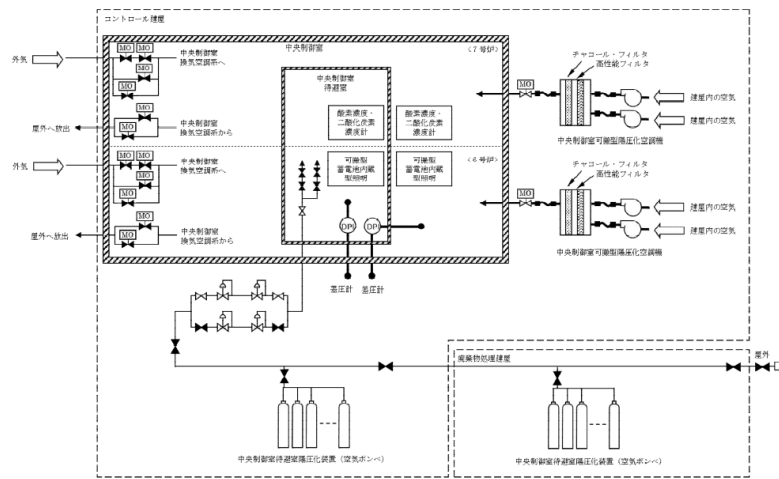
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），<u>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）</u>は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ），<u>データ表示装置（待避室）</u>，<u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>，差圧計及び<u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u>は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>は，発電用原子炉の<u>運転中又は停止中に分解又は取替え</u>が可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p>また，非常用ガス処理系<u>排風機</u>は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p>		<p>3. 16. 1. 1. 6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室待避室<u>正圧化装置（空気ポンベ）</u>，<u>プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</u>，<u>LEDライト（三脚タイプ）</u>，差圧計，<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット</u>は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，<u>系統隔離運転モード及び加圧運転モードによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン</u>は，発電用原子炉の停止中に<u>分解</u>が可能な設計とする。</p> <p><u>非常用チャコール・フィルタ・ユニット</u>は，発電用原子炉の運転中又は停止中に<u>差圧確認が可能な設計とする。</u>また，<u>非常用チャコール・フィルタ・ユニット</u>は，発電用原子炉の停止中に<u>内部確認を行えるように，点検口を設ける設計とし，性能の確認を行えるように，フィルタを取り出すことが可能な設計とする。</u></p> <p>非常用ガス処理系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p>また，非常用ガス処理系<u>排気ファン</u>は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</u>は，<u>発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</u>また，<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</u>は，<u>発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>・記載構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は試験検査について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②，③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.16-1表 中央制御室(重大事故等時)(常設)の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室遮蔽(6号及び7号炉共用)</u>  厚さ <input type="text"/> mm 以上  材料 コンクリート</p> <p>b. <u>中央制御室待避室遮蔽(常設)(6号及び7号炉共用)</u>  厚さ コンクリート <input type="text"/> mm 以上  鉛 <input type="text"/> mm 以上  材料 <u>コンクリート及び鉛</u></p> <p>c. <u>無線連絡設備(常設)(6号及び7号炉共用)</u>  第3.19-1表 通信連絡を行うために必要な設備(常設)の主要機器仕様に記載する。</p> <p>d. <u>衛星電話設備(常設)(6号及び7号炉共用)</u>  第3.19-1表 通信連絡を行うために必要な設備(常設)の主要機器仕様に記載する。</p> <p>e. <u>データ表示装置(待避室)</u>  <u>個数 2</u></p>		<p>第3.16-1表 中央制御室(重大事故等時)(常設)の設備の主要機器仕様(1/2)</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室遮蔽(1号及び2号炉共用)</u>  厚さ <input type="text"/> mm 以上  材料 コンクリート</p> <p>b. <u>中央制御室待避室遮蔽</u>  厚さ 鉛 <input type="text"/> mm相当以上</p> <p>材料 <u>鉛及び鋼板</u></p> <p>c. <u>中央制御室換気系</u>  <u>(a) 非常用チャコール・フィルタ・ユニット</u>  <u>基数 1</u>  <u>よう素除去効率 95%以上(相対湿度70%以下において)</u>  <u>粒子除去効率 99.9%以上(0.3μm粒子に対して)</u>  <u>(b) 再循環用ファン</u>  <u>台数 1(予備1)</u>  <u>容量 約120,000m<sup>3</sup>/h/台</u>  <u>(c) チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン</u>  <u>台数 1(予備1)</u>  <u>容量 約32,000m<sup>3</sup>/h/台</u></p> <p>d. <u>無線通信設備(固定型)</u>  第3.19-1表 通信連絡を行うために必要な設備(固定型)の主要機器仕様に記載する。</p> <p>e. <u>衛星電話設備(固定型)</u>  第3.19-1表 通信連絡を行うために必要な設備(固定型)の主要機器仕様に記載する。</p> <p><u>f. 差圧計</u>  <u>個数 2</u></p>	<p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  島根2号炉の待避室遮蔽は鉛等により遮蔽性能を確保する。</p> <p>・設備及び運用の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  ③の相違</p> <p>・設備の相違  【柏崎6/7】  島根2号炉のプラントパラメータ監視装置は可搬。  島根2号炉の差圧計は常設。</p>

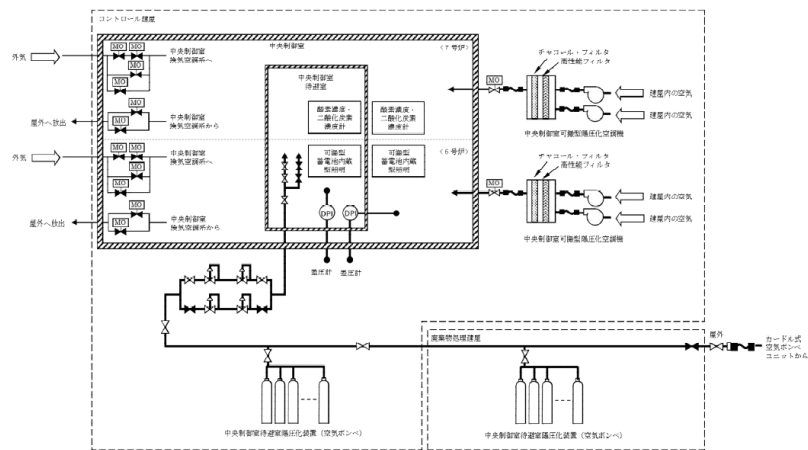


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>a. 非常用ガス処理系</p> <p>(a) 非常用ガス処理系排風機</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系</li> </ul> <p>基数 1 (予備1)</p> <p>系統設計流量 約2,000m<sup>3</sup>/h</p> <p>(原子炉区域内空気を 1 日に 0.5 回換気できる量)</p> <p>b. 原子炉建屋ブローアウト閉止装置</p> <p>個数 1</p>		<p>第3.16-1表 中央制御室(重大事故等時)(常設)の設備の主要機器仕様(2/2)</p> <p>(2) 運転員の被ばくを低減するための設備</p> <p>a. 非常用ガス処理系</p> <p>(a) 非常用ガス処理系排気ファン</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系</li> </ul> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>系統設計流量 約4,400m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>(原子炉建物原子炉棟内空気を 1日に1回換気できる量)</p> <p>b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</p> <p>個数 2</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設計の相違に伴う設備仕様の相違。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p>

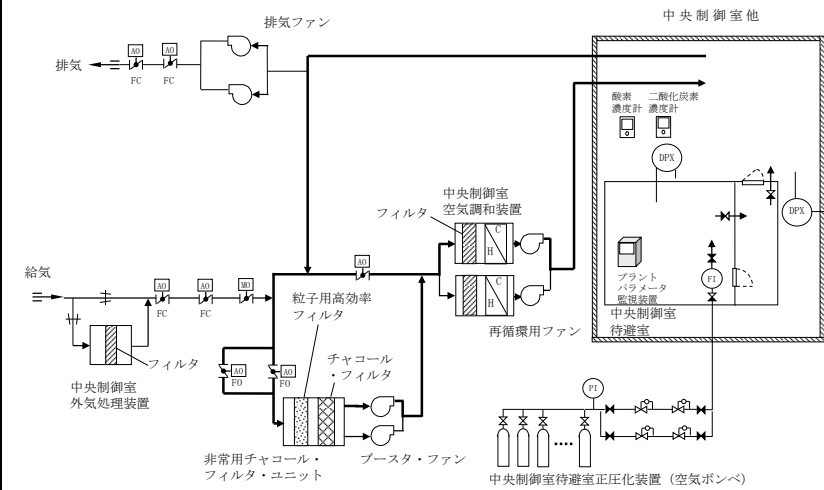
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.16-2表 中央制御室(重大事故等時)(可搬型)の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室可搬型陽圧化空調機(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>(a) <u>フィルタユニット</u></p> <p>台数 <u>2(予備1)</u></p> <p>よう素除去効率 <u>99.9%以上</u></p> <p>粒子除去効率 <u>99.9%以上</u></p> <p>(b) <u>ブロワユニット</u></p> <p>台数 <u>4(予備2)</u></p> <p>容量 <u>約1,500m<sup>3</sup>/h(1台当たり)</u></p> <p>b. <u>中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンベ)(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>(a) <u>空気ポンベ</u></p> <p>本数 <u>174(予備20以上)</u></p> <p>容量 <u>約47L/本</u></p> <p>充填圧力 <u>約15MPa[gage]</u></p> <p>c. <u>中央制御室待避室遮蔽(可搬型)(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>厚さ <input type="text" value=""/> mm 以上</p> <p>材料 <u>鉛</u></p> <p>d. <u>可搬型蓄電池内蔵型照明(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>個数 <u>3(予備1)</u></p> <p>e. <u>差圧計(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>個数 <u>2(予備1)</u></p> <p>f. <u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>個数 <u>3(予備1)</u></p>		<p>第3.16-2表 中央制御室(重大事故等時)(可搬型)の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンベ)</u></p> <p>(a) <u>空気ポンベ</u></p> <p>本数 <u>15(予備35以上)</u></p> <p>容量 <u>約50L/本</u></p> <p>充填圧力 <u>約20MPa[gage]</u></p> <p>b. <u>LEDライト(三脚タイプ)</u></p> <p>個数 <u>2(予備1)</u></p> <p>c. <u>酸素濃度計</u></p> <p>個数 <u>2(予備1)</u></p> <p>d. <u>二酸化炭素濃度計</u></p> <p>個数 <u>2(予備1)</u></p> <p>e. <u>プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)</u></p> <p>個数 <u>1(予備1)</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>待避室内の容積及び待避要員数の相違に伴うポンベ必要本数・容量・圧力の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・申請号炉数の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の差圧計は常設。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉のプラントパラメータ監視装置は可搬。</p>



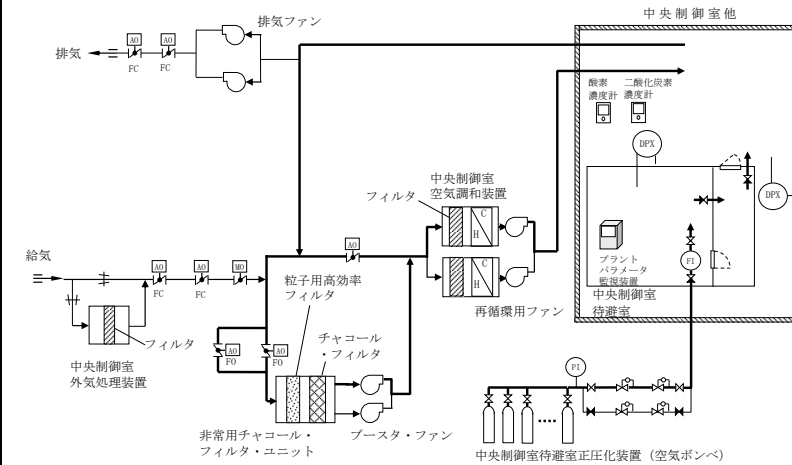
第3.16-1 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図  
(居住性を確保するための設備（中央制御室可搬型陽圧化空調機）)



第3.16-2 図 中央制御室（重大事故等時）系統概略図  
(居住性を確保するための設備（中央制御室待避室陽圧化装置）)



第3.16-1 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図  
(居住性を確保するための設備（中央制御室換気系）)



第3.16-2 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図  
(居住性を確保するための設備（中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ））)

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

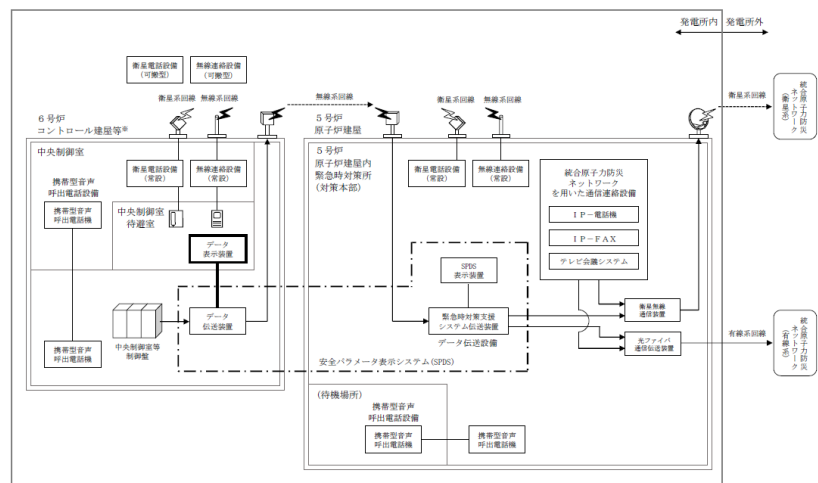
・設備の相違  
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

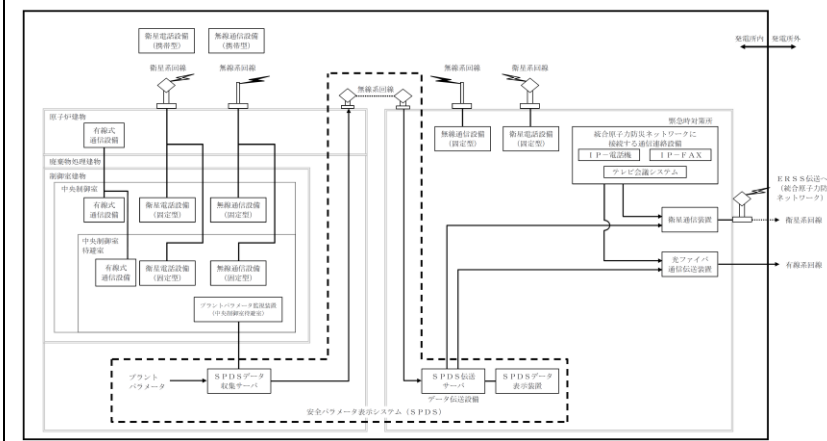
東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第 6.10-4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（通信連絡設備等）



第 3.16-3 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（居住性を確保するための設備（プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型））

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
設置する設備の相違

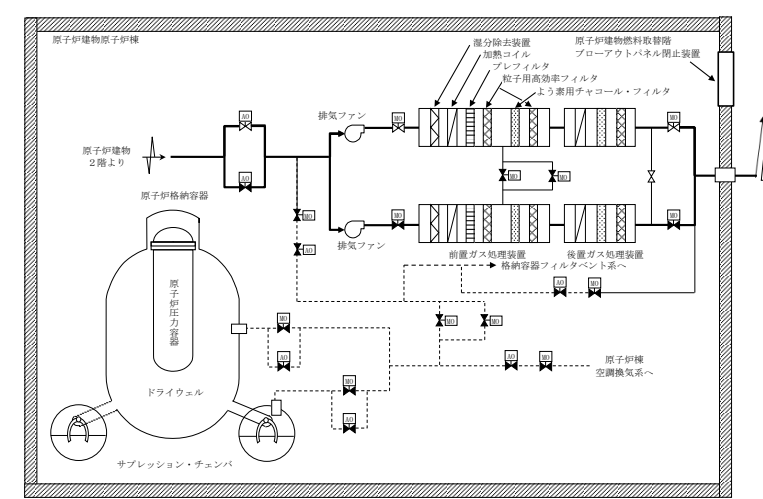
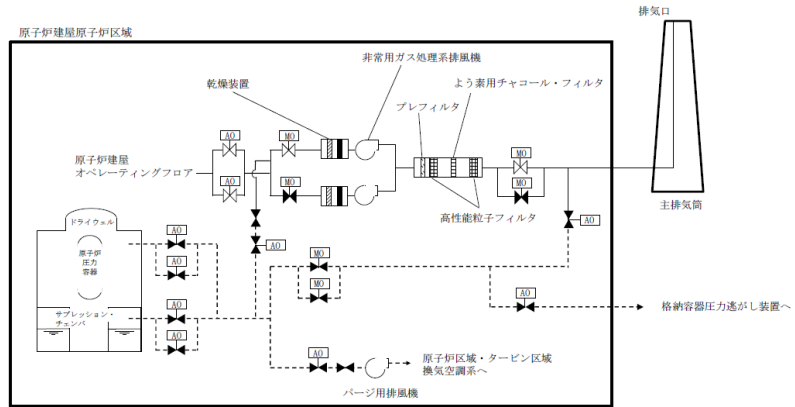


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

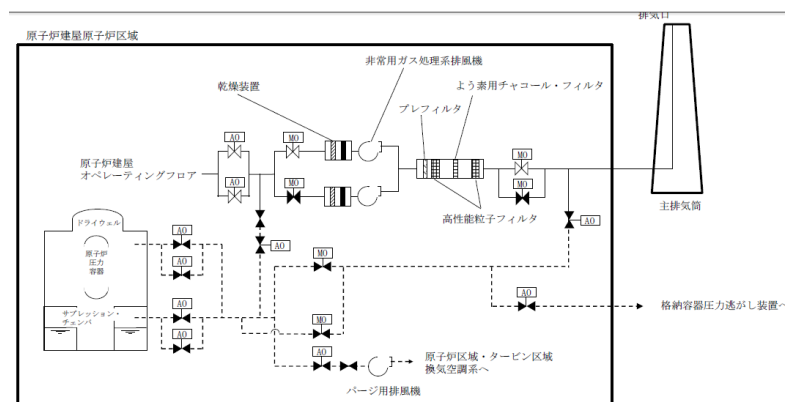
備考



第 3.16-3 図(1) 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図  
(運転員の被ばくを低減するための設備 (非常用ガス処理系)) (6号炉)

第 3.16-4 図 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図  
(運転員の被ばくを低減するための設備 (非常用ガス処理系, 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置))

・設備の相違  
【柏崎 6/7】



第3.16-3 図(2) 中央制御室 (重大事故等時) 系統概要図  
(運転員の被ばくを低減するための設備 (非常用ガス処理系))  
(7号炉)

・申請号炉数の相違  
【柏崎 6/7】

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [61条 緊急時対策所]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉の緊急時対策所は、敷地高さEL50mの高台に新規設置している		
②	島根2号炉は単号炉申請		
③	島根2号炉は、新設の緊急時対策所であり、緊急時対策所遮蔽と換気空調設備の機能により、気密性及び居住性を確保可能な設計としている		
④	島根2号炉では、プルーム通過後は、屋外に設置する緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（可搬型設備）にて、緊急時対策所を正圧化する（島根2号炉は屋外設置であり、操作も緊急時対策所内から実施するため、設置場所の換気不要）		
⑤	島根2号炉では、緊急時対策所から発電所内の必要な箇所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所内）として、無線通信設備、衛星電話設備を設置・保管する		
⑥	島根2号炉の緊急時対策所用発電機（可搬型設備）は、1台で必要な負荷に給電可能な設計のものを2台1セットとし、予備を含めて4台配備しており、燃料給油時には、隣接して配備する予備機と切り替えて使用する。故障時及び保守点検による待機除外時においては、予備機と入れ替える		
⑦	島根2号炉の緊急時対策所用発電機への燃料補給は、緊急時対策所専用の燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより実施する。（当該設備により、プルーム通過前に燃料補給を行うことで、発電機は18時間以上連続運転可能となるため、プルーム通過の10時間は燃料補給不要）		
Empty content for the rest of the table body			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.18 緊急時対策所【61条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b> (緊急時対策所)</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を</p>		<p>3.18 緊急時対策所【61条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b> (緊急時対策所)</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができ、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所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、緊急時対策所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区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>		<p>除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所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、緊急時対策所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区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.18.1 適合方針</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所の系統概要図を第 3.18-1 図から第 3.18-4 図に示す。</p> <p>3.18.1.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>緊急時対策所として、対策本部と待機場所から構成する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を 5 号炉原子炉建屋内に設置する。</u></p> <p>5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を損なわない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「2.1.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「2.1.3 重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。</p> <p>また、<u>5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。</p>	<p>10. <u>その他発電用原子炉の附属施設</u></p> <p>10.9 <u>緊急時対策所</u></p> <p>10.9.2 <u>重大事故等時</u></p> <p>10.9.2.1 <u>概要</u></p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所の系統概要図を第10.9-1 図から第10.9-6 図に示す。</p> <p>10.9.2.2 <u>設計方針</u></p> <p><u>緊急時対策所として、災害対策本部室及び宿泊・休憩室から構成する緊急時対策所を緊急時対策所建屋内に設置する。</u></p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対し、機能を損なわない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「<u>1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計</u>」、<u>「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」</u>及び<u>「1.4.3 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する耐津波設計」</u>に基づく設計とする。</p> <p><u>敷地に遡上する津波に対して、緊急時対策所は敷地高さ T.P.+23m 以上に設置する設計としており、敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない。</u></p> <p>また、緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。</p>	<p>3.18.1 適合方針</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所の系統概要図を第 3.18-1 図及び第 3.18-2 図に示す。</p> <p>3.18.1.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>緊急時対策所を、敷地高さ EL.50m の高台に設置する。</u></p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対し、機能を損なわない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては、「<u>2.1.2 重大事故等対処施設の耐震設計</u>」及び<u>「2.1.3 重大事故等対処施設の耐津波設計」</u>に基づく設計とする。</p> <p>また、<u>緊急時対策所</u>の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>島根 2 号炉の緊急時対策所は、敷地高さ EL50m の高台に新規設置している（以下、①の相違）</p> <p>・評価内容の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉では、事故シーケンスとして津波特有の事故シーケンスを選定していないため記載していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所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、対策要員が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを設ける。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p>	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、緊急時対策所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、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタを設ける。</p> <p>緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p>	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、緊急時対策所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、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設ける。</p> <p>緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、新設の緊急時対策所であり、緊急時対策所遮蔽と換気空調設備の機能により、気密性及び居住性を確保可能な設計としている(以下、③の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. 緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所換気空調設備</p> <p><u>緊急時対策所遮蔽として, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽を設ける。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽は, 重大事故が発生した場合において, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって, 対策本部にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽及び室内遮蔽は, 待機場所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって, 待機場所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所換気空調設備として, 対策本部には, 可搬型陽圧化空調機, 可搬型外気取入送風機, 陽圧化装置(空気ポンプ), 二酸化炭素吸収装置及び差圧計を設け, 待機場所には, 可搬型陽圧化空調機, 陽圧化装置(空気ポンプ)及び差圧計を設ける。</u></p> <p>対策本部の可搬型陽圧化空調機は, 仮設ダクトを用いて高気密室を陽圧化し, 放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また, 陽圧化装置(空気ポンプ)は, 放射性雲通過時において, 高気密室を陽圧化し, 希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は, 高気密室が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。</p>	<p>a. 緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所非常用換気設備</p> <p>緊急時対策所遮蔽は, 重大事故が発生した場合において, 緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所非常用換気設備の機能とあいまって, 緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所には, 緊急時対策所非常用換気設備として, 緊急時対策所非常用送風機, 緊急時対策所非常用フィルタ装置を設ける。また, 緊急時対策所等の加圧のために, 緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計を設ける。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機は, 緊急時対策所建屋を正圧化し, 放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また, 緊急時対策所加圧設備は, プルーム通過時において, 緊急時対策所等を正圧化し, 希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。緊急時対策所用差圧計は, 緊急時対策所等が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は, プルーム通過後の緊急時対策所建屋内を換気できる設計とする。</p>	<p>a. 緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所換気空調設備</p> <p>緊急時対策所遮蔽は, 重大事故等が発生した場合において, 緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって, 緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調設備として, 緊急時対策所空気浄化送風機, 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット, 緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)及び差圧計を設ける。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは, 可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し, 放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また, 緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)は, プルーム通過時において, 緊急時対策所を正圧化し, 希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は, 緊急時対策所が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは, プルーム通過後の緊急時対策所内を正圧化できる設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では, プルーム通過後は, 屋外に設置する緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット(可搬型設備)にて, 緊急時対策所を正圧化する(島根2号炉は屋外設置であり, 操作も緊急時対策所内から実施するため, 設置場所の換気不要)(以下, ④の相違) ①及び③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>二酸化炭素吸収装置は、高気密室内の二酸化炭素を除去することにより、対策要員の窒息を防止する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型外気取入送風機は、放射性雲通過後の5号炉原子炉建屋内を換気できる設計とする。</u></p> <p><u>待機場所の可搬型陽圧化空調機は、仮設ダクトを用いて待機場所を陽圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、陽圧化装置(空気ポンプ)は、放射性雲通過時において、待機場所を陽圧化することにより、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は、待機場所が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンプ)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>差圧計(対策本部)(6号及び7号炉共用)</u></li> </ul>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急時対策所遮蔽(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・<u>緊急時対策所非常用送風機(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・<u>緊急時対策所加圧設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・<u>緊急時対策所非常用フィルタ装置(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・<u>緊急時対策所用差圧計(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> </ul>	<p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急時対策所遮蔽</u></li> <li>・<u>緊急時対策所空気浄化送風機</u></li> <li>・<u>緊急時対策所空気浄化フィルタユニット</u></li> <li>・<u>緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)</u></li> <li>・<u>差圧計</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③及び④の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は単号炉申請(以下, ②の相違)</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③及び④の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ②の相違</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンプ)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>差圧計(待機場所)(6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>本システムの流路として、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト</u>、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置(配管・弁)</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。</p> <p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>酸素濃度計(対策本部)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>二酸化炭素濃度計(対策本部)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>酸素濃度計(待機場所)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>二酸化炭素濃度計(待機場所)(6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>c. 放射線量の測定設備</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置</u>による加圧判断のために使用する<u>可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト</u>を保管する設計とする。</p> <p>具体的な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>可搬型エリアモニタ(対策本部)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>可搬型エリアモニタ(待機場所)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>可搬型モニタリングポスト(6号及び7号炉共用)(8.1放射線管理設備)</u></li> </ul>	<p>本システムの流路として、<u>緊急時対策所非常用換気設備ダクト</u>、<u>緊急時対策所加圧設備(配管・弁)</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>酸素濃度計(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・ <u>二酸化炭素濃度計(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> </ul> <p>c. 放射線量の測定設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに<u>緊急時対策所加圧設備</u>による加圧判断のために使用する<u>緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポスト</u>を保管する設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>緊急時対策所エリアモニタ</u></li> <li>・ <u>可搬型モニタリング・ポスト(8.1放射線管理設備)</u></li> </ul>	<p>本システムの流路として、<u>緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト</u>、<u>緊急時対策所空気浄化装置(配管・弁)</u>、<u>緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁</u>及び<u>緊急時対策所正圧化装置(配管・弁)</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。</p> <p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>酸素濃度計</u></li> <li>・ <u>二酸化炭素濃度計</u></li> </ul> <p>c. 放射線量の測定設備</p> <p>室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに<u>緊急時対策所正圧化装置</u>による<u>正圧化判断</u>のために使用する<u>可搬式エリア放射線モニタ</u>を<u>緊急時対策所に保管する設計</u>とするとともに、<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>を第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とする。</p> <p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>可搬式エリア放射線モニタ</u></li> <li>・ <u>可搬式モニタリング・ポスト(8.1放射線管理設備)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違【柏崎6/7】①の相違</li> <li>・ 設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】②の相違</li> <li>・ 設備の相違【柏崎6/7】②の相違</li> <li>・ 設備の相違【柏崎6/7】①の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備</p> <p>a. 必要な情報を把握できる設備</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、<u>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</u>で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する。</p> <p>安全パラメータ表示システム(SPDS)は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>において把握できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全パラメータ表示システム(SPDS)(<u>緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は6号及び7号炉共用</u>) (10.12 通信連絡設備)</li> </ul> <p>b. 通信連絡設備</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、<u>無線連絡設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備</u>を設置及び保管する。<u>対策本部と待機場所との間で必要な通信連絡を行うための設備として携帯型音声呼出電話設備を保管する。</u></p>	<p>(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備</p> <p>a. 必要な情報を把握できる設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、<u>安全パラメータ表示システム(SPDS)</u>を設置する。</p> <p>安全パラメータ表示システム(SPDS)は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに<u>緊急時対策所</u>において把握できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全パラメータ表示システム(SPDS) (10.12 通信連絡設備)</li> </ul> <p>b. 通信連絡設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、<u>衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</u>を設置又は保管する。</p>	<p>(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備</p> <p>a. 必要な情報を把握できる設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、<u>SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置</u>で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する。</p> <p>安全パラメータ表示システム(SPDS)は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに<u>緊急時対策所</u>において把握できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全パラメータ表示システム(SPDS) (<u>SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置</u>) (10.11 通信連絡設備)</li> </ul> <p>b. 通信連絡設備</p> <p><u>緊急時対策所</u>には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として、<u>無線通信設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</u>を設置又は保管する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉では、緊急時対策所から発電所内の必要な箇所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備(発電所内)として、無線通信設備、衛星電話設備を設置・保管する(以下、⑤の相違) (携帯型音声呼出電話設備は使用しない)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合において対策要員を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に円滑かつ安全に収容することができるよう、5号炉原子炉建屋の屋内外と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉中央制御室との間で通話を行うことができる5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>衛星電話設備(6号及び7号炉共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>無線連絡設備(6号及び7号炉共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(6号及び7号炉共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>携帯型音声呼出電話設備(6号及び7号炉共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン(6号及び7号炉共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> </ul>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>衛星電話設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>無線連絡設備(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>携行型有線通話装置(10.12通信連絡設備)</u></li> <li>・<u>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)(10.12通信連絡設備)</u></li> </ul>	<p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(10.11通信連絡設備)</li> <li>・無線通信設備(10.11通信連絡設備)</li> <li>・<u>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(10.11通信連絡設備)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違【柏崎6/7】⑤の相違</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】②の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑤の相違</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】②の相違</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】②及び⑤の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 代替電源設備からの給電</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、2台を1セットとして使用することに加え、予備を<u>3台</u>保管することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ(4kL)により補給できる設計とする。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、放射性雲が通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。</p>	<p>(3) 代替電源設備からの給電</p> <p>緊急時対策所は、<u>常用電源設備からの給電</u>が喪失した場合に、<u>代替電源設備からの給電</u>が可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、<u>2台設置</u>することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機の燃料は、<u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ</u>により補給できる設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、<u>プルーム通過時</u>において、燃料を<u>自動で補給し運転できる設計とする。</u></p>	<p>(3) 代替交流電源設備からの給電</p> <p>緊急時対策所は、<u>全交流動力電源</u>が喪失した場合に、<u>代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、<u>燃料給油時の切替え</u>を考慮して、<u>2台を1セットとして使用することに加え</u>、<u>予備機を2台保管</u>することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機の燃料は、<u>燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリ</u>により給油できる設計とする。なお、<u>緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時</u>において、<u>燃料を給油せずに運転できる設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリは、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</u></p> <p><u>緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉の緊急時対策所用発電機(可搬型設備)は、1台に必要な負荷に給電可能な設計のものを予備を含めて4台配備しており、燃料給油時には、隣接して配備する予備機と切り替えて使用する</p> <p>故障時及び保守点検による待機除外時においては、予備機と入れ替える(以下、⑥の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉の発電機は、プルーム通過前に燃料給油することで、18時間以上連続運転可能となるため、プルームが通過する10時間は燃料補給不要</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉はタンクローリの台数及びタンクからの燃料給油運用について記載</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>負荷変圧器 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>交流分電盤 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>可搬ケーブル (6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>燃料補給設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備)</u></li> </ul> <p><u>可搬型モニタリングポスト</u>については、「8.1 放射線管理設備」に記載する。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) , 衛星電話設備, 無線連絡設備, <u>携帯音声呼出電話設備</u>, <u>原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備</u>及び<u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</u>については、「10.12 通信連絡設備」に記載する。</p> <p><u>燃料補給設備</u>については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様を第3.18-1表に示す。</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>緊急時対策所用発電機 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・ <u>緊急時対策所用発電機給油ポンプ (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> </ul> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) , 衛星電話設備, 無線連絡設備, <u>携行型有線通話装置</u>及び<u>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</u>については、「10.12 通信連絡設備」に記載する。</p>	<p>主要な設備は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>緊急時対策所用発電機</u></li> <li>・ <u>可搬ケーブル</u></li> <li>・ <u>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤</u></li> <li>・ <u>緊急時対策所 低圧母線盤</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u></li> <li>・ <u>タンクローリ</u></li> </ul> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト</u>については、「8.1 放射線管理設備」に記載する。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) , 衛星電話設備, 無線通信設備及び<u>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</u>については、「10.11 通信連絡設備」に記載する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様を第3.18-1表に示す。</p>	<p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>【東海第二】 ②及び設備構成の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉の緊急時対策所用発電機への燃料給油は、緊急時対策所専用の燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより実施する (当該設備により、プルーム通過前に燃料給油を行うことで、発電機は18時間以上連続運転可能となるため、プルーム通過の10時間は燃料給油不要) (以下、⑦の相違)</p> <p>②の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑦の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.18.1.1.1 多様性, 多重性, 独立性及び位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部は, 中央制御室から独立した5号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽並びに換気空調設備として, 可搬型陽圧化空調機, 陽圧化装置(空気ポンベ), 二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機, 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し, 換気空調設備の電源を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。待機場所は, 中央制御室から独立した5号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設備として, 可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置(空気ポンベ), 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し, 換気空調設備の電源を5号原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。</u>これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所, 対策本部の遮蔽, 高気密室, 可搬型陽圧化空調機, 陽圧化装置(空気ポンベ), 二酸化炭素吸収装置, 可搬型外気取入送風機, 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の遮蔽, 室内遮蔽, 可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置(空気ポンベ), 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは, 中央制御室とは離れた5号炉原子炉建屋に保管及び設置することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は, 6号及び7号炉原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは離れた建屋の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は, 中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>10.9.2.2.1 多重性, 多様性, 独立性及び位置的分散</p> <p>基本方針については, 「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所は, 中央制御室から独立した緊急時対策所建屋と一体の遮蔽及び非常用換気設備として, 緊急時対策所非常用送風機, 緊急時対策所非常用フィルタ装置, 緊急時対策所加圧設備, 緊急時対策所用差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタを有し, 非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。</u></p> <p>これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所, 緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所非常用送風機, 緊急時対策所非常用フィルタ装置, 緊急時対策所用差圧計, 緊急時対策所用発電機, 緊急時対策所加圧設備, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは, 中央制御室とは離れた緊急時対策所建屋に保管又は設置することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は, 1台で緊急時対策所建屋内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2台設置することで, 多重性を有する設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機, 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは, 原子炉建屋付棟内に設置する非常用交流電源設備とは離れた緊急時対策所建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機は, 中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>3.18.1.1.1 多様性, 多重性, 独立性及び位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所は, 中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として, 緊急時対策所空気浄化送風機, 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット, 緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ), 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し, 換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。</u></p> <p>これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所, 緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所空気浄化送風機, 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット, 緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ), 差圧計, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは, 中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機は, 2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機は, 中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・島根2号炉は, 「3.18.1.1.4 容量等」にて記載 【東海第二】</p> <p>・島根2号炉は, 後段にて燃料タンク及びタンクローリの位置的分散について記載 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、2台を1セットとして使用することに加え、予備を3台保管することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>3.18.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は、5号炉原子炉建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。待機場所の室内遮蔽は、建屋床面に設置する鋼構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>対策本部の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンベ）及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンベ）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、2台設置することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、外部からの支援がなくとも、1基で緊急時対策所用発電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを2基設置することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1台で緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供給できるポンプ容量を有するものを2台設置することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>10.9.2.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>緊急時対策所の遮蔽は、緊急時対策所建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、2台を1セットとして使用することに加え、予備機を2台保管することで、多重性を有する設計とする。</p> <p>燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク並びに原子炉建物及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクは原子炉建物及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>3.18.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・東海第二は前段にて貯蔵タンク及び給油ポンプの位置的分散を記載 【東海第二】</p> <p>・島根2号炉は、「3.18.1.1.4 容量等」にて燃料タンク及びタンクローリの容量について記載 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①及び④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>対策本部の二酸化炭素吸収装置、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、<u>対策本部の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）は、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>対策本部の可搬型陽圧化空調機、可搬型外気取入送風機及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p><u>緊急時対策所の緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、<u>緊急時対策所の緊急時対策所加圧設備用空気ポンプは、固縛等を実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機は、通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p><u>緊急時対策所の差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリア放射線モニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、<u>緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）は、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所空気浄化送風機は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機、可搬ケーブル及び緊急時対策所発電機接続プラグ盤は、通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機は、輪留めによる固定等を行い保管し、可搬ケーブルは固縛等を実施して屋外（緊急時対策所南側）に保管し、緊急時対策所発電機接続プラグ盤は屋外（緊急時対策所北側）に設置することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>燃料補給設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリは輪留め等による固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①及び③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二の送風機及びフィルタ装置は常設 【柏崎6/7】 ①、③及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 保管方法の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備であるタンクローリについて記載</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.18.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は, 事故対応において6号及び7号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため, 対策本部及び待機場所を共用化し, 事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所換気空調設備, 重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。共用により必要な情報(相互のプラント状況, 運転員の対応状況等)を共用・考慮しながら, 総合的な管理(事故処置を含む。)を行うことで, 安全性の向上が図れることから, 6号及び7号炉で共用する設計とする。各設備は, 共用により悪影響を及ぼさないよう, 号炉の区分けなく使用できる設計とする。</u></p> <p>3.18.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え, 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として, 対策本部に最大86名, 待機場所に最大98名を収容することで, 合計184名を収容できる設計とする。また, 対策要員等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。</u></p>	<p>10.9.2.2.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所は, 事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため, 緊急時対策所を共用化し, 事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所非常用換気設備を設置する。共用により, 必要な情報(相互のプラント状況, 運転員の対応状況等)を共有・考慮しながら, 総合的な管理(事故処置を含む。)を行うことで, 安全性の向上が図れることから, 東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用する設計とする。各設備は, 共用により悪影響を及ぼさないよう, 発電所の区分けなく使用できる設計とする。</u></p> <p>10.9.2.2.4 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え, 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員と廃止措置中の東海発電所の事故が同時に発生した場合に対処する対策要員として, 緊急時対策所に最大100名を収容できる設計とする。また, 対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。</u></p>	<p>3.18.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽, 緊急時対策所換気空調設備, 重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>3.18.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え, 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として, 最大150名を収容できる設計とする。また, 対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり, 重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉の緊急時対策所収容可能人数について記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>対策本部の可搬型陽圧化空調機は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、<u>高気密室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計2台を保管する設計とする。</u></p> <p><u>対策本部の可搬型外気取入送風機は、必要な換気容量を有するもの1セット2台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計3台を保管する。</u></p> <p>対策本部の陽圧化装置(空気ポンベ)は、重大事故時において対策本部の居住性を確保するため、<u>高気密室を陽圧化し、高気密室内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、123本を保管する。</u></p> <p><u>対策本部の二酸化炭素吸収装置は、重大事故時に陽圧化装置(空気ポンベ)により高気密室を陽圧化する場合において、対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止できる処理容量を有する設計とする。保有数は、6号及び7号炉共用で1台</u></p>	<p>緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は、<u>東海発電所及び東海第二発電所共用で緊急時対策所非常用送風機1台、緊急時対策所非常用フィルタ装置1基で1セットに加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット(東海発電所及び東海第二発電所共用)の合計2セットを設置する。</u></p> <p>緊急時対策所非常用フィルタ装置は、<u>身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策所建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。</u></p> <p>緊急時対策所加圧設備は、重大事故時において緊急時対策所の居住性を確保するため、<u>緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する。</u></p>	<p>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、<u>対策要員</u>の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、<u>緊急時対策所内</u>の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は、<u>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットそれぞれで1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する設計とする。</u></p> <p>緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ)は、重大事故等時において<u>緊急時対策所</u>の居住性を確保するため、<u>緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、540本を保管する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は送風機とフィルタが個別の設備</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は予備台数を2台としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7と島根2号炉では、正圧化バウンダリ体積および収容人数が違うため 島根2号炉は具体的本数を示している</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計2台を設置する設計とする。</u></p> <p><u>待機場所の可搬型陽圧化空調機は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、待機場所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計3台を保管する設計とする。</u></p>			<p>・設備の相違  <b>【柏崎6/7】</b>            ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>待機場所の陽圧化装置(空気ポンベ)は、重大事故時において待機場所の居住性を確保するため、待機場所を陽圧化し、待機場所へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、1,792本を保管する。</u></p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、<u>高気密室及び待機場所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用)の合計3台を保管する。</u></p> <p><u>差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用)の合計3台を保管する。</u></p> <p><u>可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内及び待機場所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用)の合計3台を保管する。</u></p>	<p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、東海発電所及び東海第二発電所共用で、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個(東海発電所及び東海第二発電所共用)のそれぞれ合計2個を保管する。</p> <p><u>緊急時対策所用差圧計は、緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、1台使用する。保有数は東海発電所及び東海第二発電所共用で1台を設置する。</u></p> <p>緊急時対策所エリアモニタは、重大事故時において、緊急時対策所の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを、1台使用する。保有数は1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p>	<p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、<u>緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。保有数は、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。</u></p> <p><u>差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを1台設置する。</u></p> <p><u>可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等時において、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1個使用する。保有数は、1個に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の差圧計は常設</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①及び②の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、補給時の切替を考慮し、2台を1セットとして使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として3台の合計5台を保管する。</p> <p>3.18.1.1.5 環境条件等 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は5号炉原子炉建屋と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 対策本部の高気密室、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンベ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ、待機場所の室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンベ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、5号炉原子炉建屋内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンベ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ及び負荷変圧器の操作は、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台使用する。保有数は、多重性確保のための1台を加えた合計2台を設置する。また、東海発電所及び東海第二発電所で共用する。</p> <p>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、東海発電所及び東海第二発電所共用で、外部からの支援がなくとも、緊急時対策所用発電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有する設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機給油ポンプは、東海発電所及び東海第二発電所共用で、緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を給油できるポンプ容量を有する設計とする。</p> <p>10.9.2.2.5 環境条件等 基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。 緊急時対策所の遮蔽は、緊急時対策所建屋と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所建屋内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタの操作は、緊急時対策所内で可能な設計とする。</p>	<p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替を考慮して、2台を1セットとして使用する。保有数は、1セット2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として2台の合計4台を保管する。</p> <p>タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は、1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>3.18.1.1.5 環境条件等 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とし、緊急時対策所内で操作可能な設計とする。 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。設置場所で操作可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 ②の相違 東海第二の給油ポンプは常設設備 島根2号炉のタンクローリは可搬型設備</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備構成及び保管場所の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・設備及び保管場所の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、屋外に保管し、設置場所で操作可能</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で操作可能な設計とする。</u></p> <p>3.18.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p><u>対策本部の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置(空気ポンベ)、二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機及び差圧計並びに待機場所の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置(空気ポンベ)、及び差圧計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型陽圧化空調機は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>10.9.2.2.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</u></p> <p>緊急時対策所非常用送風機は、緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p><u>差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所 低圧母線盤は、緊急時対策所内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策所内で操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬ケーブルは、屋外に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用発電機は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所及び緊急時対策所内で可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用燃料地下タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所用燃料地下タンクの系統構成に必要な操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件等を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p>3.18.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ)及び差圧計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</u></p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機は、緊急時対策所内の操作スイッチにより、緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</p>	<p>・設備及び保管場所の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は屋内に保管及び設置し、設置場所内で操作可能</p> <p>・設備及び保管場所の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は屋外に保管し、設置場所及び緊急時対策所内で操作可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑦の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二の給油ポンプは常設設備</p> <p>島根2号炉のタンクローリは可搬型設備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①, ③及び④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は緊急時対策内の操作盤から操作し、柏崎6/7は設備に付属のスイッチにより操作する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>可搬型陽圧化空調機は、対策本部又は待機場所近傍に保管することで、速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。可搬型陽圧化空調機と接続口との接続は簡便な接続とし、一般的な工具を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。</u></p> <p><u>陽圧化装置（空気ポンベ）は、対策本部又は待機場所近傍に保管し、設置場所及び対策本部内又は待機場所内での弁の手動操作により、速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。</u></p> <p><u>二酸化炭素吸収装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型外気取入送風機は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。可搬型外気取入送風機は、人力により持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型外気取入送風機と仮設ダクトの接続については、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続することができる設計とする。</u></p> <p><u>差圧計の接続は、簡便な接続とし、容易かつ確実に接続でき、指示を監視できる設計とする。差圧計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とする。</u></p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型エリアモニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。可搬型エリアモニタは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。緊急時対策所エリアモニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。緊急時対策所エリアモニタは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</u></p>	<p><u>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所近傍に保管することで、速やかに緊急時対策所を正圧化できる設計とする。緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットと接続口との接続は簡便な接続とし、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）は、緊急時対策所近傍に保管し、設置場所及び緊急時対策所内での弁の手動操作により、速やかに緊急時対策所を正圧化できる設計とする。</u></p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬式エリア放射線モニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬式エリア放射線モニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。可搬式エリア放射線モニタは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は接続に工具を使用しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の差圧計は常設であり、接続等不要</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、<u>負荷変圧器</u>、<u>交流分電盤及び可搬ケーブル</u>は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、付属の操作スイッチにより、設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。</p> <p><u>負荷変圧器</u>は遮断器を切替えることにより、給電の切替えが可能な設計とする。可搬ケーブルは、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p>3.18.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p><u>対策本部の遮蔽並びに待機場所の遮蔽及び室内遮蔽</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>対策本部の高気密室</u>、<u>可搬型陽圧化空調機</u>、<u>可搬型外気取入送風機</u>、<u>陽圧化装置（空気ボンベ）及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる設計とする。</p>	<p>緊急時対策所用発電機、<u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプ</u>は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用発電機給油ポンプ</u>は、緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>10.9.2.3 主要設備及び仕様</p> <p><u>緊急時対策所の主要機器仕様を第10.9-2表に示す。</u></p> <p>10.9.2.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所の遮蔽</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所非常用送風機</u>、<u>緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用差圧計</u>、<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる設計とする。</p>	<p>緊急時対策所用発電機、<u>可搬ケーブル</u>、<u>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及びタンクローリ</u>は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、付属の操作スイッチ及び<u>遠隔スイッチ</u>により、設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所 低圧母線盤</u>は、遮断器を切替えることにより、給電の切替えが可能な設計とする。</p> <p>可搬ケーブルは、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u>は、<u>タンクローリへの燃料補給のための系統構成を行う際に、設置場所での必要な手動操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリ</u>は、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留め等による固定が可能な設計とする。</u></p> <p>3.18.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所遮蔽</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所空気浄化送風機</u>、<u>緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>差圧計</u>、<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる設計とする。</p>	<p>・島根2号炉は、燃料タンクについて後段で記載</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は設置場所及び緊急時対策所内で操作可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二の給油ポンプは常設設備</p> <p>島根2号炉のタンクローリは可搬型設備</p> <p>・東海第二は貯蔵タンクについて上段に記載</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①、③及び④の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>可搬型エリアモニタ</u>は、校正用線源による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブル</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p><u>緊急時対策所エリアモニタ</u>は、校正用線源による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう、マンホールを設ける設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用発電機給油ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p><u>可搬式エリア放射線モニタ</u>は、校正用線源による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用発電機、可搬ケーブル、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及び緊急時対策所 低圧母線盤</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認並びに停止中に内部の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう、マンホールを設ける設計とする。</p> <p><u>タンクローリ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観確認及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、<u>分解又は取替えが可能な設計とする。また、タンクローリは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑦の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二の給油ポンプは常設設備 島根 2号炉のタンクローリは可搬型設備</p>

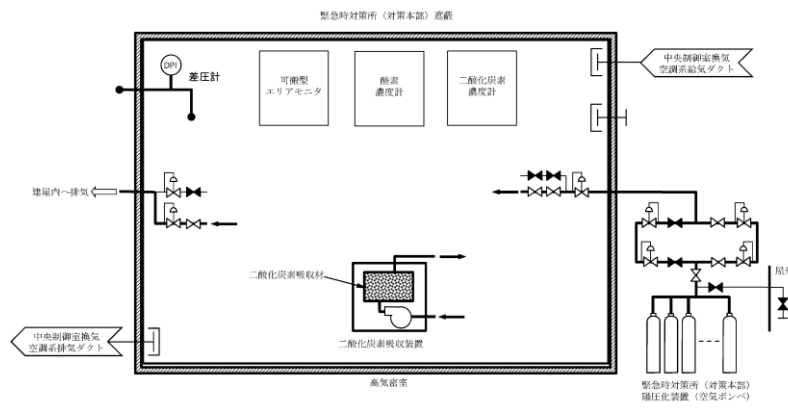
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.18-1表 緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様</p> <p>(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)</p> <p>a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室(6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 1</p> <p>b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽(6号及び7号炉共用)</p> <p>厚さ <input type="text"/> mm 以上</p> <p>材料 コンクリート</p> <p>c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 1(予備1)</p> <p>容量 600m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>効率 高性能フィルタ 99.9%以上</p> <p>活性炭フィルタ 99.9%以上</p> <p>d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機(6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 2(予備1)</p> <p>風量 600m<sup>3</sup>/h/台</p>	<p>第10.9-2表 緊急時対策所(重大事故等時)主要機器仕様</p> <p>(1) 緊急時対策所</p> <p>a. 緊急時対策所遮蔽(東海発電所及び東海第二発電所共用)</p> <p>第8.3-4表 遮蔽設備(重大事故等時)の設備に記載する。</p> <p>b. 緊急時対策所非常用換気設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)</p> <p>(a) 緊急時対策所非常用送風機(東海発電所及び東海第二発電所共用)</p> <p>第8.2-2表 換気空調設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(b) 緊急時対策所非常用フィルタ装置(東海発電所及び東海第二発電所共用)</p> <p>第8.2-2表 換気空調設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>第3.18-1表 緊急時対策所(重大事故等時)の主要機器仕様</p> <p>(1) 緊急時対策所</p> <p>個数 1</p> <p>(2) 緊急時対策所遮蔽</p> <p>厚さ <input type="text"/> mm</p> <p>材質 コンクリート</p> <p>(3) 緊急時対策所空気浄化送風機</p> <p>台数 1(予備2)</p> <p>容量 1,500m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>(4) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット</p> <p>型式 横型</p> <p>基数 1(予備2)</p> <p>容量 1,500m<sup>3</sup>/h/基</p> <p>効率 単体除去効率 99.97%以上(0.15μm粒子) /</p> <p>95%以上(有機よう素),</p> <p>99%以上(無機よう素)</p> <p>総合除去効率 99.99%以上(0.7μm粒子) /</p> <p>99.75%以上(有機よう素),</p> <p>99.99%以上(無機よう素)</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備の使用目的は同様だが,設計条件等が異なるため仕様が相違している</p> <p>また,島根2号炉は送風機とフィルタが個別の設備</p> <p>・東海第二は別の表へ仕様を記載</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 <u>123</u>  容量 <u>47L/本</u>  充填圧力 <u>15MPa</u></p>	<p>c. <u>緊急時対策所加圧設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  第 8.2-3 表 換気空調設備(重大事故等時)(可搬型)設備仕様に記載する。</p>	<p>(5) <u>緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ)</u>  本数 <u>454本(予備86本)</u>  容量 <u>50L/本</u>  充填圧力 約 <u>20MPa</u></p>	<p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  ②の相違  ・設備の相違  【柏崎6/7】  設備の使用目的は同様だが, 設計条件等が異なるため仕様が相違している  ・東海第二は別の表へ仕様を記載  【東海第二】</p>
<p>f. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 <u>1(予備1)</u>  風量 <input type="text"/> <u>m<sup>3</sup>/h/台</u>  吸収剤能力 <input type="text"/> <u>m<sup>3</sup>/kg</u></p>	<p>d. <u>緊急時対策所用差圧計(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  第 8.2-2 表 換気空調設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(6) <u>差圧計</u>  個数 <u>1</u></p>	<p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  ②の相違  ・設備の相違  【柏崎6/7】  設備の使用目的は同様だが, 設計条件等が異なるため仕様が相違している  ・東海第二は別の表へ仕様を記載  【東海第二】</p>
<p>g. <u>差圧計(対策本部)</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 <u>1(予備1※1)</u></p>	<p>e. <u>酸素濃度計(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  兼用する設備は以下のとおり。  ・<u>酸素濃度計(通常運転時)</u>  個数 <u>1(予備1)</u>  測定範囲 <u>0.0~40.0vol%</u></p>	<p>(7) <u>酸素濃度計</u>  個数 <u>1(予備1)</u>  測定範囲 <u>0.0~25.0vol%</u></p>	<p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  ②の相違  ・設備の相違  【柏崎6/7】  設備の使用目的は同様だが, 設計条件等が異なるため仕様が相違している  ・東海第二は別の表へ仕様を記載  【東海第二】</p>
<p>h. <u>酸素濃度計(対策本部)</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 <u>1(予備1※1)</u>  測定範囲 <u>0~100%</u></p>			<p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  設備の使用目的は同様だが, 設計条件等が異なるため仕様が相違している</p>

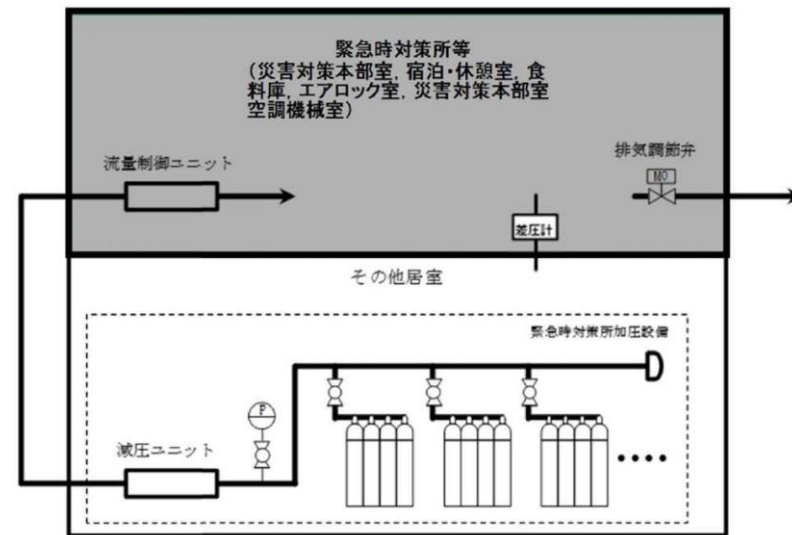
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>i. <u>二酸化炭素濃度計 (対策本部) (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>個数 1 (予備 1※1) 測定範囲 0~10,000ppm</p> <p>j. <u>可搬型エリアモニタ (対策本部) (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>種類 半導体 計測範囲 0.001~99.9mSv/h 個数 1 (予備 1※1) ※1 「待機場所」と兼用</p> <p>(2) <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所)</u></p> <p>a. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽 (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>厚さ <input type="text"/> mm 以上 材料 コンクリート</p> <p>b. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽 (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>厚さ コンクリート <input type="text"/> mm 相当以上 材料 鉄, 鉛等</p> <p>c. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機 (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>台数 2 (予備 1) 容量 600m<sup>3</sup>/h/台 効率 高性能フィルタ 99.9%以上 活性炭フィルタ 99.9%以上</p> <p>d. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ) (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>台数 1,792 容量 47L/本 充填圧力 15MPa</p>	<p>f. <u>二酸化炭素濃度計 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>二酸化炭素濃度計 (通常運転時)</u></p> <p>個数 1 (予備 1) 測定範囲 0.0~5.0vol%</p> <p>g. <u>緊急時対策所エリアモニタ</u></p> <p>第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>h. <u>可搬型モニタリング・ポスト</u></p> <p>第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(8) <u>二酸化炭素濃度計</u></p> <p>個数 1 (予備 1) 測定範囲 0~10,000ppm</p> <p>(9) <u>可搬式エリア放射線モニタ</u></p> <p>種類 半導体 計測範囲 0.001~999.9mSv/h 個数 1 (予備 1)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 設備の使用目的は同様だが, 設計条件等が異なるため仕様が相違している</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ②の相違 設備仕様 (計測範囲) の相違</p> <p>・東海第二は別の表へ仕様を記載</p> <p>【東海第二】 ・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p>



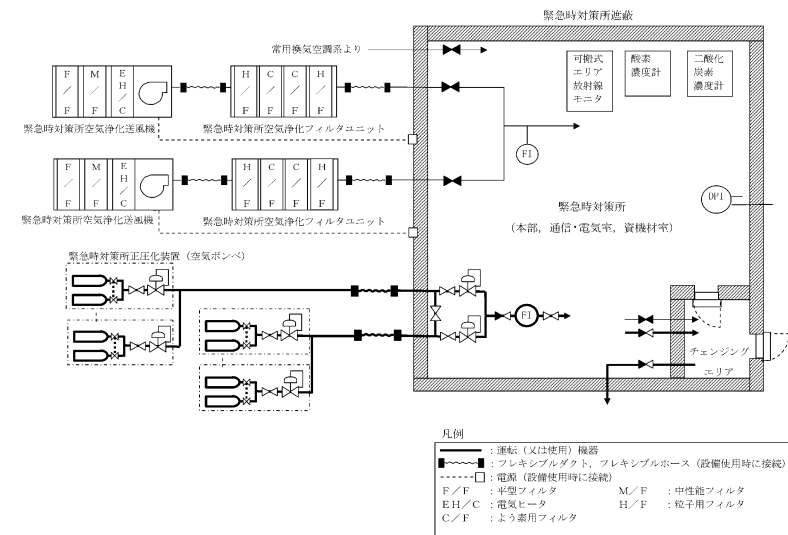
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. <u>差圧計 (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>個数 1 (予備 1※2)</u></p> <p>f. <u>酸素濃度計 (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>個数 1 (予備 1※2)</u>  <u>測定範囲 0~100%</u></p> <p>g. <u>二酸化炭素濃度計 (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>個数 1 (予備 1※2)</u>  <u>測定範囲 0~10,000ppm</u></p> <p>h. <u>可搬型エリアモニタ (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>種類 半導体</u>  <u>計測範囲 0.001~99.9mSv/h</u>  <u>個数 1 (予備 1※2)</u></p> <p>※1 「待機場所」と兼用  ※2 「対策本部」と兼用</p>			<p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  ①の相違</p>
<p>(3) <u>電源設備</u></p> <p>a. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用)</u>  <u>エンジン</u>  <u>個数 2 (予備 3)</u>  <u>使用燃料 軽油</u></p> <p><u>発電機</u>  <u>個数 2 (予備 3)</u>  <u>種類 横軸回転界磁 3 相同期発電機</u>  <u>容量 約 200kVA/台</u>  <u>力率 0.8</u>  <u>電圧 440V</u>  <u>周波数 50Hz</u></p>	<p>(2) <u>緊急時対策所用発電機 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  <u>エンジン</u>  <u>台数 2</u>  <u>使用燃料 軽油</u></p> <p><u>発電機</u>  <u>種類 3 相同期発電機 (両軸受け式)</u>  <u>台数 2</u>  <u>容量 約 1,725kVA/台</u>  <u>力率 0.8</u>  <u>電圧 6,600V</u>  <u>周波数 50Hz</u></p> <p>(3) <u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  <u>基数 2</u>  <u>容量 約 75kL/基</u>  <u>使用燃料 軽油</u></p> <p>(4) <u>緊急時対策所用発電機給油ポンプ (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  <u>台数 2</u>  <u>容量 約 1.3m<sup>3</sup>/h (1台あたり)</u></p>	<p>(10) <u>緊急時対策所用発電機</u>  <u>機関</u>  <u>個数 2 (予備 2)</u>  <u>使用燃料 軽油</u></p> <p><u>発電機</u>  <u>個数 2 (予備 2)</u>  <u>種類 横軸回転界磁 三相同期発電機</u>  <u>容量 約 220kVA/台</u>  <u>力率 0.8</u>  <u>電圧 210V</u>  <u>周波数 60Hz</u></p> <p>(11) <u>タンクローリ</u>  <u>個数 1 (予備 1)</u>  <u>容量 3.0m<sup>3</sup>/台</u></p> <p>(12) <u>緊急時対策所用燃料地下タンク</u>  <u>個数 1</u>  <u>容量 約 45m<sup>3</sup></u></p>	<p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  ②の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  ⑥の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  ⑦の相違</p> <p><b>【東海第二】</b>  ②の相違  東海第二の給油ポンプは常設設備  島根 2号炉のタンクローリは可搬型設備</p>



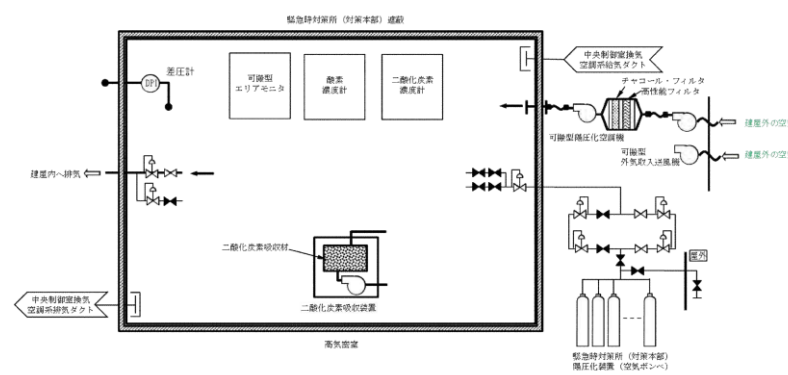
第 3.18-1 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 系統概略図  
(陽圧化装置 (空気ポンペ) (対策本部))



第 10.9-3 図 緊急時対策所 系統概要図(3)  
(居住性の確保)



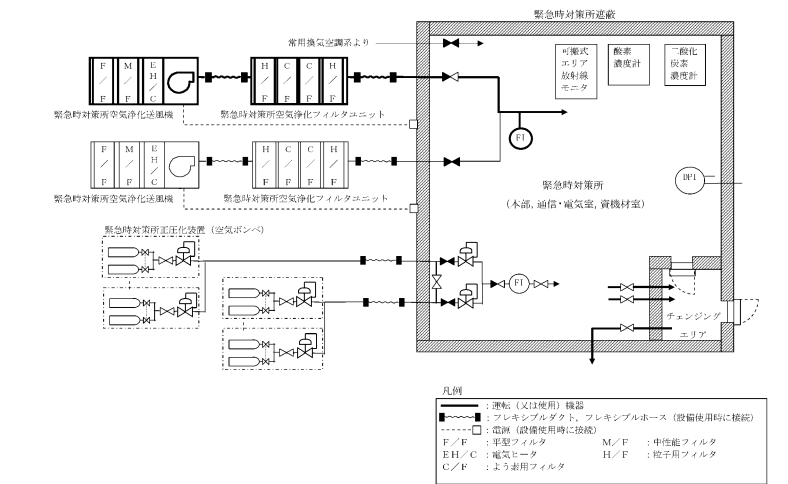
第 3.18-1 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 概略系統図  
(緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) )



第 3.18-2 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 系統概略図  
(可搬型陽圧化空調機 (対策本部))



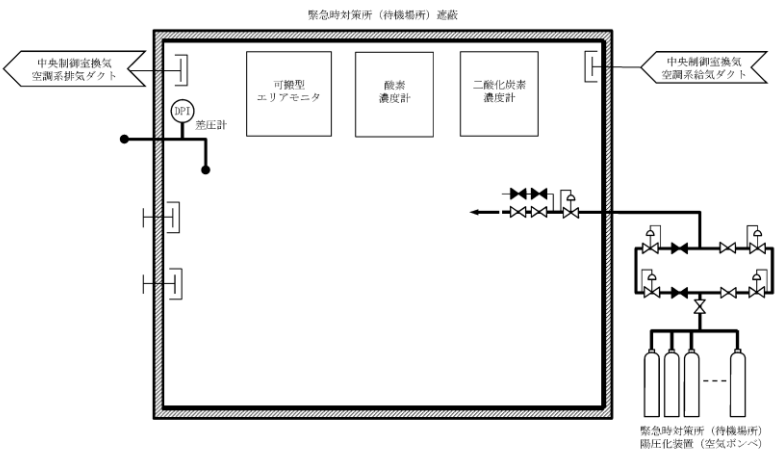

第 10.9-1 図 緊急時対策所 系統概要図(1)  
(居住性の確保)

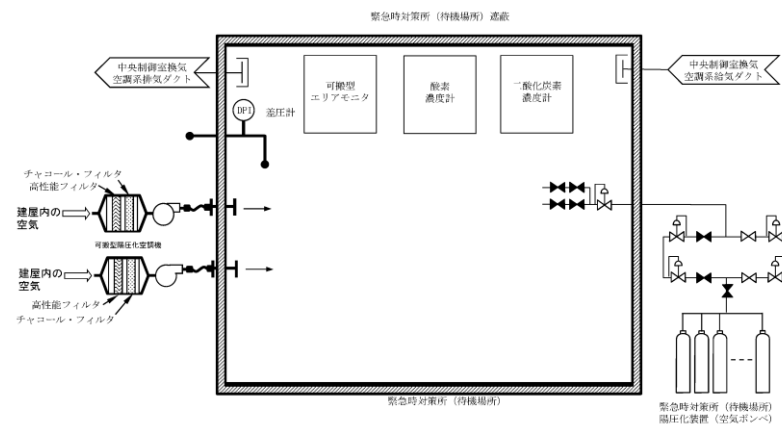


第 3.18-2 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 概略系統図  
(緊急時対策所空気浄化送風機, フィルタユニット)

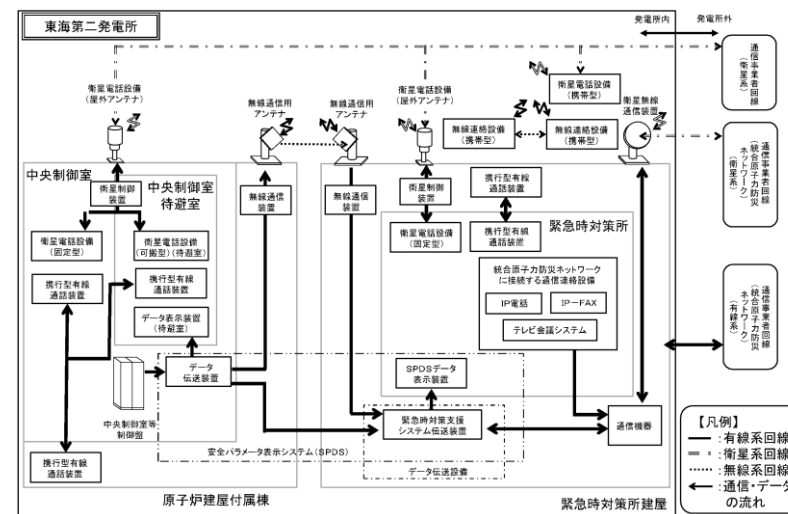
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="192 1333 875 1407">第 3.18-3 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 系統概略図 (陽圧化装置 (空気ポンプ) (待機場所))</p>	 <p data-bbox="1053 703 1587 787">第 10.9-2 図 緊急時対策所 系統概要図(2) (居住性の確保)</p>		<p data-bbox="2537 1375 2700 1459">・設備の相違 【柏崎 6/7】</p>



第 3.18-4 図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図  
（可搬型陽圧化空調機（待機場所））



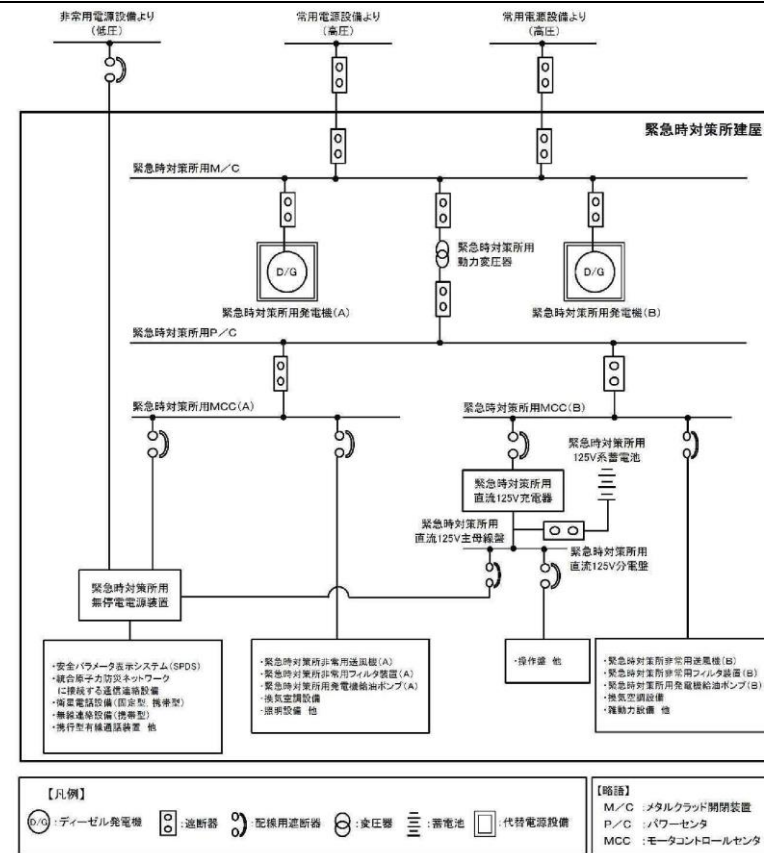
第 10.9-4 図 緊急時対策所 系統概要図(4)  
（必要な情報の把握及び通信連絡）

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

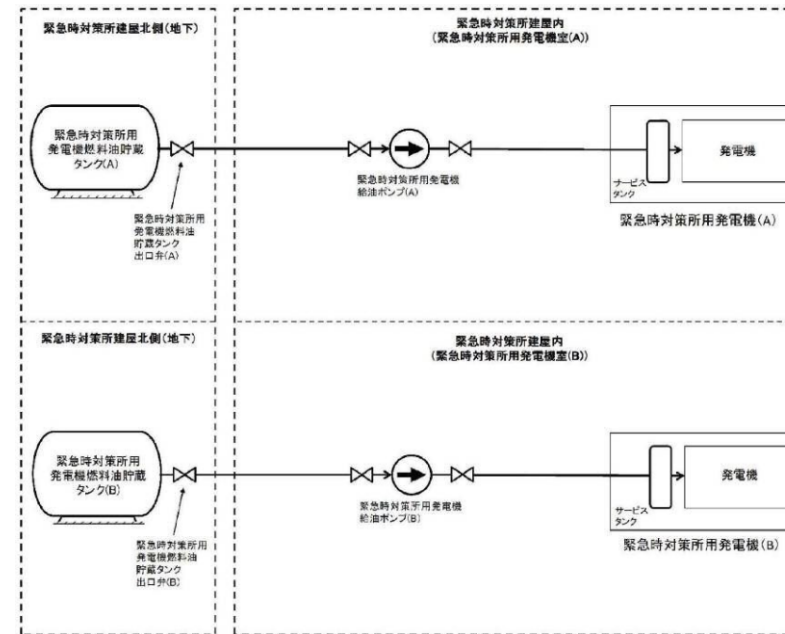
・島根 2 号炉は、添付資料「第 3.18-1 図」にて記載  
【東海第二】



・島根2号炉は、添付資料「第3.18-2図」にて記載  
【東海第二】



第 10.9-5 図 緊急時対策所 系統概要図(5)  
(代替電源設備からの給電)



第 10.9-6 図 緊急時対策所 系統概要図(6)  
(代替電源設備からの給電)

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）  
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [62条 通信連絡を行うために必要な設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
-------------------------------------	-------------------------	--------------	----

まとめ資料比較表 [62条(本文)審査説明資料]

比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。

相違No.	相違理由
①	島根は重大事故等対処設備として無線通信設備の固定型と携帯型を使用する
②	島根は有線式通信設備を中央制御室～現場（屋内）で使用し緊急時対策所で使用しないため、緊急時対策所からの呼び出し装置は設けていない
③	島根は衛星電話設備及び無線通信設備を使用する
④	島根は単独申請であり、該当なし
⑤	島根は緊急時対策所の電気設備及び燃料設備を61条で記載
⑥	島根は非常用交流電源設備を設計基準拡張として使用する
⑦	島根はSPDS伝送サーバから本社へ伝送する
⑧	島根は非常用交流電源設備、充電器（蓄電池等を含む。）、無停電電源装置（充電器等を含む。）の中から電源供給する
⑨	島根の重大事故等に対処する要員は、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊で構成し、重大事故等に対処する

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (通信連絡を行うために必要な設備)</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置またはこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> </div> <p>3. 19. 1 適合方針  重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。  通信連絡設備の系統概要図を第3. 19-1 図に示す。</p> <p>3. 19. 1. 1 重大事故等対処設備  (1) 発電所内の通信連絡を行うための設備  重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。</p>	<p>10. 12. 2 重大事故等時</p> <p>10. 12. 2. 1 概要  重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。  通信連絡設備の系統概要図を第 10. 12-1 図に示す。</p> <p>10. 12. 2. 2 設計方針  (1) 発電所内の通信連絡を行うための設備  重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（発電所内）、<u>緊急時対策所</u>へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる<u>データ伝送設備（発電所内）</u>及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信設備（<u>発電所内</u>）として、<u>通信連絡設備（発電所内）</u>を設ける。</p>	<p>3. 19 通信連絡を行うために必要な設備【62 条】</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (通信連絡を行うために必要な設備)</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> </div> <p>3. 19. 1 適合方針  重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。  通信連絡設備の系統概要図を第 3. 19-1 図に示す。</p> <p>3. 19. 1. 1 重大事故等対処設備  (1) 発電所内の通信連絡を行うための設備  重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）、<u>緊急時対策所</u>へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（<u>発電所内</u>）を設ける。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、<u>無線連絡設備</u>、<u>携帯型音声呼出電話設備</u>及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置又は保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管する設計とする。</p> <p><u>携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は、<u>中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>また、衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。</p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置する設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、</p>	<p>a. 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（発電所内）として、衛星電話設備、<u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）</u>及び<u>携行型有線通話装置</u>を設置又は保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p><u>携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、<u>全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備</u></p>	<p>a. 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、<u>無線通信設備</u>及び<u>有線式通信設備</u>を設置又は保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は、<u>緊急時対策所内</u>に保管する設計とする。</p> <p><u>有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は、<u>中央制御室及び緊急時対策所内</u>に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p><u>また、衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、<u>全交流動力電源が喪失した場合において</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根は<b>重大事故等対処設備</b>として無線通信設備の固定型と携帯型を使用する</p> <p>（以下、①の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根は有線式通信設備を中央制御室～現場（屋内）で使用し緊急時対策所で使用しない<b>ため、緊急時対策所からの呼び出し装置は設けていない</b></p> <p>（以下、②の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根は衛星電話設備及び無線通信設備を使用する</p> <p>（以下、③の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替電源設備であ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可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備及び無線連絡設備のうち5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備(常設)及び無線連絡設備(常設)は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び携帯型音声呼出電話設備は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を用いるものについては、別の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、<u>中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。</u>また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(常設) <u>(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・衛星電話設備(可搬型) <u>(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・無線連絡設備(常設) <u>(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・無線連絡設備(可搬型) <u>(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機) <u>(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用)</u></li> </ul>	<p>又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備(固定型)は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型)及び携行型有線通話装置は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を用いるものについては、ほかの端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、<u>中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。</u>また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(固定型) <u>(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・衛星電話設備(携帯型) <u>(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u></li> <li>・無線連絡設備(携帯型)</li> <li>・携行型有線通話装置</li> </ul>	<p>も、代替電源設備であ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可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備及び無線通信設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備(固定型)及び無線通信設備(固定型)は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)、無線通信設備のうち無線通信設備(携帯型)及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、<u>緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。</u>また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備(固定型)</li> <li>・衛星電話設備(携帯型)</li> <li>・無線通信設備(固定型)</li> <li>・無線通信設備(携帯型)</li> <li>・有線式通信設備(有線式通信機)</li> </ul>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根は単独申請であり、該当なし (以下、④の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・<u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>・常設代替交流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (3.14 電源設備)</p> <p>・可搬型代替交流電源設備 <u>(6号及び7号炉共用)</u> (3.14 電源設備)</p> <p>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用)</u> (3.18 緊急時対策所)</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を<u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u>として使用する。</p> <p>b. <u>安全パラメータ表示システム (SPDS)</u>  <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する設計とする。</u>  安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち<u>データ伝送装置は、コントロール建屋内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。</u></p>	<p>・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・<u>緊急時対策所用代替電源設備 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> (10.9 緊急時対策所)</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u> (10.2 代替電源設備)</p> <p>・<u>燃料給油設備</u> (10.2 代替電源設備)</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を<u>重大事故等対処設備</u>として使用する。</p> <p>緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための<u>データ伝送設備 (発電所内)</u>として、<u>データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成するSPDS</u>を設置する設計とする。  <u>SPDSのうちデータ伝送装置は、中央制御室内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所建屋内に設置する設計とする。</u></p>	<p>・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</p> <p>・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</p> <p>・緊急時対策所用発電機 (3.18 緊急時対策所)</p> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を<u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u>として使用する。</p> <p>b. <u>安全パラメータ表示システム (SPDS)</u>  <u>緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する設計とする。</u>  安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち<u>SPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  ②の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  ④の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  ④の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>  ④の相違</p> <p>・記載の適正化  <b>【東海第二】</b>  島根は緊急時対策所の電気設備及び燃料設備を 61 条で記載 (以下, ⑤の相違)</p> <p>・記載の適正化  <b>【東海第二】</b>  ⑤の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>  島根は非常用交流電源設備を設計基準拡張として使用する (以下, ⑥の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替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可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置) (緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置は6号及び7号炉共用)</li> <li>常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</li> <li>可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</li> <li>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.18 緊急時対策所)</li> </ul> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所内)</p> <p>重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所内) は、「(1) a. 通信連絡設備 (発電所内)」と同じである。</p>	<p>SPDSのうちデータ伝送装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替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可能な設計とする。</p> <p>SPDSのうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SPDS</li> </ul> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡 (発電所内)</p> <p>重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信設備 (発電所内) は、「(1) a. 通信連絡設備 (発電所内)」と同じである。</p>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDSデータ収集サーバは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替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可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置)</li> <li>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</li> <li>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</li> <li>緊急時対策所用発電機 (3.18 緊急時対策所)</li> </ul> <p>その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所内)</p> <p>重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所内) は、「(1) a. 通信連絡設備 (発電所内)」と同じである。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備の相違【柏崎 6/7】④の相違</li> <li>設備の相違【柏崎 6/7】④の相違</li> <li>設備の相違【柏崎 6/7】④の相違</li> <li>設備の相違【柏崎 6/7】④の相違</li> <li>設備の相違【東海第二】⑥の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 発電所外との通信連絡を行うための設備</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。</p> <p>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備（常設）<u>（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）</u></li> <li>・衛星電話設備（可搬型）<u>（6号及び7号炉共用）</u></li> <li>・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）<u>（6号及び7号炉共用）</u></li> <li>・常設代替交流電源設備<u>（6号及び7号炉共用）</u>（3.14 電源設備）</li> <li>・可搬型代替交流電源設備<u>（6号及び7号炉共用）</u>（3.14 電源設備）</li> </ul>	<p>(2) <u>発電所外（社内外）</u>との通信連絡を行うための設備</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（<u>発電所外</u>）及び計測等を行った特に重要なパラメータを<u>発電所外（社内外）</u>の必要場所で共有するための通信設備（<u>発電所外</u>）として、<u>通信連絡設備（発電所外）</u>を設ける。</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（<u>発電所外</u>）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。</p> <p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備（固定型）<u>（東海発電所及び東海第二発電所共用）</u></li> <li>・衛星電話設備（携帯型）<u>（東海発電所及び東海第二発電所共用）</u></li> <li>・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）<u>（東海発電所及び東海第二発電所共用）</u></li> <li>・データ伝送設備</li> <li>・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</li> <li>・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</li> </ul>	<p>(2) <u>発電所外</u>との通信連絡を行うための設備</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（<u>発電所外</u>）、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを<u>発電所外</u>の必要場所で共有するための通信連絡設備（<u>発電所外</u>）を設ける。</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（<u>発電所外</u>）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備は、「(1) a. 通信連絡設備（発電所内）」と同じである。</p> <p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置する設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備（固定型）</li> <li>・衛星電話設備（携帯型）</li> <li>・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）</li> <li>・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）</li> <li>・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）</li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根はSPDS伝送サーバから本社へ伝送する</p> <p>（以下、⑦の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6号及び7号炉共用)</u> (3. 18 緊急時対策所)</p> <p>その他, 設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を<u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u>として使用する。</p> <p>b. データ伝送設備</p> <p>重大事故等が発生した場合において, 発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送できる設備として, <u>緊急時対策支援システム伝送装置</u>で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備は, <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置する設計とする。なお, データ伝送設備を構成する<u>緊急時対策支援システム伝送装置</u>は, 「(1)b. 安全パラメータ表示システム (SPDS)」と同じである。</p> <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所外)</p> <p>重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所外) は, 「(2) a. 通信連絡設備 (発電所外)」と同じである。</p> <p>緊急時対策支援システム (ERSS) 等へのデータ伝送の機能に係る設備及び<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム (SPDS), データ伝送設備, 無線連絡設備, <u>携帯型音声呼出電話設備</u>, <u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</u>, 衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については, 固縛又は転倒防止処置を講じる等, 基準地震動による地震力に対し, 機能喪失しない設計とする。</p> <p>通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第3. 19-1</p>	<p>・<u>代替所内電気設備 (10. 2 代替電源設備)</u></p> <p>・<u>燃料給油設備 (10. 2 代替電源設備)</u></p> <p>・<u>緊急時対策所用代替電源設備 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> (10. 9 緊急時対策所)</p> <p>その他, 設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を<u>重大事故等対処設備</u>として使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において, 発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム (ERSS) へ必要なデータを伝送できる<u>データ伝送設備 (発電所外)</u>として, <u>緊急時対策支援システム伝送装置</u>で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備は, <u>緊急時対策所建屋内</u>に設置する設計とする。なお, データ伝送設備を構成する緊急時対策支援システム伝送装置は, 「(1) a. 通信連絡設備 (発電所内)」と同じである。</p> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外 (社内外) の必要な場所で共有する通信設備 (発電所外)</p> <p>重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外 (社内外) の必要な場所で共有する通信設備 (発電所外) は, 「(2) a. 通信連絡設備 (発電所外)」と同じである。</p> <p><u>重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備</u>, <u>緊急時対策支援システム (ERSS) へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備</u>としての, SPDS, データ伝送設備, 衛星電話設備, <u>無線連絡設備のうち無線連絡設備 (携帯型)</u>, <u>携行型有線通話装置</u>及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については, 固縛又は転倒防止措置を講じる等, 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対し, 機能喪失しない設計とする。</p>	<p>・<u>緊急時対策所用発電機</u> (3. 18 緊急時対策所)</p> <p>その他, 設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を<u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u>として使用する。</p> <p>b. データ伝送設備</p> <p>重大事故等が発生した場合において, 発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送できる設備として, <u>SPDS伝送サーバ</u>で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備は, <u>緊急時対策所内</u>に設置する設計とする。なお, データ伝送設備を構成する<u>SPDS伝送サーバ</u>は, 「(1)b. 安全パラメータ表示システム (SPDS)」と同じである。</p> <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所外)</p> <p>重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備 (発電所外) は, 「(2) a. 通信連絡設備 (発電所外)」と同じである。</p> <p>緊急時対策支援システム (ERSS) 等へのデータ伝送の機能に係る設備及び<u>緊急時対策所</u>の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム (SPDS), データ伝送設備, <u>無線通信設備</u>, <u>衛星電話設備</u>及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については, 固縛又は転倒防止処置を講じる等, 基準地震動による地震力に対し, 機能喪失しない設計とする。</p> <p><u>通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第3. 19-1表</u></p>	<p>④の相違</p> <p>・記載の適正化 【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・記載の適正化 【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・記載箇所の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>表及び第3.19-2表に示す。非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備については、「3.18 緊急時対策所」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用する。非常用交流電源設備については「3.14電源設備」にて記載する。</p>	<p>非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。</p> <p>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>緊急時対策所用代替電源設備については、「10.9 緊急時対策所」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用する。</p>	<p>及び第3.19-2表に示す。非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。</p> <p>緊急時対策所用発電機については、「3.18 緊急時対策所」に記載する。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用する。非常用交流電源設備については「3.14電源設備」にて記載する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 19. 1. 1. 1 多様性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)の電源は, 送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで, 非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>また, <u>無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)は, 中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで, 送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>携帯型音声呼出電話設備の電源は, 送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池等を使用することで, 非常用交流電源設備及び充電器(蓄電池)からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>また, <u>携帯型音声呼出電話設備は, 中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで, 送受話器及び電力保安</u></p>	<p>10. 12. 2. 2. 1 多様性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「<u>1. 1. 7. 1</u> 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は, 送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して多様性を有する設計とする。また, <u>衛星電話設備(固定型)は, 中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで, 送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></u></p> <p><u>携行型有線通話装置の電源は, 送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器(ページング)及び電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS端末及びFAX)に対して多様性を有する設計とする。また, <u>携行型有線通話装置は, 中央制御室及び緊急時対策所内に保管することで, 送受話器(ページング)及び電力保安通</u></u></p>	<p>3. 19. 1. 1. 1 多様性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「<u>2. 3. 1</u> 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)の電源は, 所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, <u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで, 非常用交流電源設備又は充電器(蓄電池等を含む。)</u>からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>また, <u>無線通信設備(固定型)及び衛星電話設備(固定型)は, 中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで, 所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>有線式通信設備の電源は, 所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 乾電池を使用することで, 非常用交流電源設備又は充電器(蓄電池等を含む。)</u>からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>また, <u>有線式通信設備は, 中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで, 所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・記載の適正化</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根は常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備によりプラント側の通信連絡設備に電源供給し, 緊急時対策所用発電機から緊急時対策所の通信連絡設備に電源供給可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根は非常用交流電源設備, 充電器(蓄電池等を含む。), 無停電電源装置(充電器等を含む。)の中から電源供給する(以下, ⑧の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根は乾電池を使用する</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>また、5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の電源は、テレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び乾電池からの給電により使用するテレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）に対して多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）に対して多様性を有する設計とする。また、衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備及び携帯型有線通話装置は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末</u></p>	<p>備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また、無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>無線通信設備、衛星電話設備及び有線式通信設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の電源は、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、及び専用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・記載の適正化 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・記載の適正化 【柏崎 6/7】 設計基準対象施設として電力保安通信用電話設備及び局線加入電話設備を記載 ・設備の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>コントロール建屋及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」及び「3.18 緊急時対策所」にて記載する。</p> <p>3.19.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)、衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)、携帯型音声呼出電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、他の設備から独立した系統構成で使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>及びFAX)、加入電話設備(加入電話及び加入FAX)、テレビ会議システム(社内)及び専用電話設備(専用電話(ホットライン)(地方公共団体向))に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>中央制御室及び緊急時対策所建屋内に設置するSPDS及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>電源設備のうち多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」及び「10.9 緊急時対策所」にて記載する。</p> <p>10.12.2.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、SPDS及びデータ伝送設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型)、衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)及び携行型有線通話装置は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置(充電器等を含む。)若しくは充電器(蓄電池等を含む。)に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」及び「3.18 緊急時対策所」にて記載する。</p> <p>3.19.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)、衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>無線通信設備のうち無線通信設備(携帯型)及び衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違。また有線式通信設備を記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 19. 1. 1. 3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2. 3. 1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設），5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。</u></p> <p>また，<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設），5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p>	<p>10. 12. 2. 2. 3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「<u>1. 1. 7. 1</u> 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，同一の端末を使用することにより，端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ，安全性の向上が図れることから，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。</u></p> <p>また，<u>これらの通信連絡設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。</u></p>	<p>3. 19. 1. 1. 3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「<u>2. 3. 1</u> 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>中央制御室，廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員，<u>緊急時対策要員及び自衛消防隊</u>の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上を図る設計とする。</u></p> <p>また，<u>中央制御室，廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根はSPDSを1号炉，2号炉の区分けなく使用する</p> <p>・体制の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根の重大事故等に対処する要員は，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊で構成し，重大事故等に対処する</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>②，④の相違</p>
<p>3. 19. 1. 1. 4 容量等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。</p> <p>携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，<u>6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）を保管する設計とする。</u></p>	<p>10. 12. 2. 2. 4 容量等</p> <p>基本方針については、「<u>1. 1. 7. 2</u> 容量等」に示す。</p> <p>携行型有線通話装置は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。</p>	<p>3. 19. 1. 1. 4 容量等</p> <p>基本方針については、「<u>2. 3. 2</u> 容量等」に示す。</p> <p>有線式通信設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建物内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)</u>は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)</u>は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、<u>6号及び7号炉</u>で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式(<u>6号及び7号炉共用</u>)を保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、<u>6号及び7号炉</u>で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式(<u>6号及び7号炉共用</u>)を保管する設計とする。</p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</u>は、対策要員が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と屋外のアクセスを円滑かつ安全に行うことができるようにするため、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内にそれぞれ設置する設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム(SPDS)は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p>	<p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型)</u>は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、<u>東海発電所及び東海第二発電所</u>で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式(東海発電所及び東海第二発電所)を保管する設計とする。</p> <p>SPDSは、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p>	<p><u>無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)</u>は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p><u>無線通信設備のうち無線通信設備(携帯型)</u>は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とする。</p> <p><u>安全パラメータ表示システム(SPDS)</u>は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 19. 1. 1. 5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>携帯型音声呼出電話設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、設置場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、コントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS表示装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p>10. 12. 2. 2. 5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1. 1. 7. 3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>携行型有線通話装置は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>SPDSのうちデータ伝送装置は、中央制御室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</u></p> <p><u>SPDSのうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</u></p> <p><u>SPDSのうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p>3. 19. 1. 1. 5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>SPDSデータ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバは、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>3.19.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(常設)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>無線連絡設備のうち無線連絡設備(常設)は、中央制御室待避室で使用する場合、<u>切替スイッチを操作することにより、速やかに切り替えられる</u>設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(可搬型)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(可搬型)及び携帯型音声呼出電話設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>携帯型音声呼出電話設備は、端末である携帯型音声呼出電話機と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。</p> <p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</u></p>	<p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>10.12.2.2.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)、無線連絡設備のうち無線連絡設備(携帯型)及び携行型有線通話装置は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>携行型有線通話装置は、端末である携行型有線通話装置と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。</p>	<p>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で操作可能な設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>3.19.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)、無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>衛星電話設備のうち衛星電話設備(固定型)、無線通信設備のうち無線通信設備(固定型)は、中央制御室待避室で使用する場合同じ系統構成で重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</u></p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備(携帯型)、無線通信設備のうち無線通信設備(携帯型)及び有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>有線式通信設備は、端末である有線式通信機と中継コード及び専用接続端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違。 島根は衛星電話設備、無線通信設備共に先に使用した端末が優先される</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンのうち5号炉原子炉建屋屋外に設置するインターフォンは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉中央制御室内に設置するインターフォンは、一般的な電話機と同様の構造を有し、受話器部分を持ち上げることで5号炉原子炉建屋屋外のインターフォンと通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送設備は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDS表示装置は、付属の操作スイッチにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</p> <p>3.19.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、安全パラメータ表示システム (SPDS)、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>SPDS及びデータ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>SPDSのうちデータ伝送装置、SPDSのうち緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送設備は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。</p> <p>SPDSのうちSPDSデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</p> <p>10.12.2.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>無線連絡設備のうち無線連絡設備 (携帯型)、衛星電話設備、携行型有線通話装置、SPDS、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p><u>安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDSデータ収集サーバ、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDS伝送サーバ及びデータ伝送設備は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDSデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</u></p> <p>3.19.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>無線通信設備、衛星電話設備、有線式通信設備、安全パラメータ表示システム (SPDS)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p>

10.12.2.3 主要設備及び仕様  
通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第10.12-2表及び第10.12-3表に示す。

第10.12-1表 通信連絡設備の一覧表

通信種別	主要設備	箇所	通信距離	
警報装置 (発電所内)	遠征装置 (ロープウェイ)	東室内部内電線、変電所		
	遠征装置 (ロープウェイ)	東室内部内電線、変電所		
	電力保安装置用通信設備	保安監視機 *1 P H S 機主 *2 P A S	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機) P H S 機主 (保安監視用内電線、保安監視機) P A S (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機内)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
ア・フ制込設備 (発電所内)	電力保安装置用通信設備	保安監視機 *1 P H S 機主 *2 P A S	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機) P H S 機主 (保安監視用内電線、保安監視機) P A S (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機内)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機外)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機外)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
保安監視機 (機内)	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
保安監視機 (機外)	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	保安監視機	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
ア・フ制込設備 (発電所外)	電力保安装置用通信設備	保安監視機 *1 P H S 機主 *2 P A S	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機) P H S 機主 (保安監視用内電線、保安監視機) P A S (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機内)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機外)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	
	通信装置 (機外)	保安監視機	保安監視機 (保安監視用内電線、保安監視機)	

・記載箇所の相違  
**【東海第二】**  
 島根は補足説明資料  
 62-2 に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.19-1 表 通信連絡を行うために必要な設備(常設)の主要機器仕様</p> <p>(1) 無線連絡設備  <u>無線連絡設備(常設)(6号及び7号炉共用)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・緊急時対策所(通常運転時等)            ・緊急時対策所(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 無線系回線            個数 一式</p> <p><u>無線連絡設備(常設)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・中央制御室(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 無線系回線            個数 一式</p> <p>(2) 衛星電話設備  <u>衛星電話設備(常設)(6号及び7号炉共用)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・緊急時対策所(通常運転時等)            ・緊急時対策所(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 衛星系回線            個数 一式</p> <p><u>衛星電話設備(常設)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・中央制御室(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 衛星系回線            個数 一式</p>	<p>第10.12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備(常設)の主要機器仕様</p> <p>(1) 衛星電話設備  <u>衛星電話設備(固定型)(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・緊急時対策所(通常運転時等)            ・緊急時対策所(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 衛星系回線            個数 一式</p>	<p>第3.19-1 表 通信連絡を行うために必要な設備(固定型)の主要機器仕様</p> <p>(1) 無線通信設備  <u>無線通信設備(固定型)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・緊急時対策所(通常運転時等)            ・緊急時対策所(重大事故等時)</p> <p>・中央制御室(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 無線系回線            個数 一式</p> <p>(2) 衛星電話設備  <u>衛星電話設備(固定型)</u>            兼用する設備は以下のとおり。            ・緊急時対策所(通常運転時等)            ・緊急時対策所(重大事故等時)</p> <p>・中央制御室(重大事故等時)            ・通信連絡設備(通常運転時等)            使用回線 衛星系回線            個数 一式</p>	<p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            ①の相違  <b>【柏崎6/7】</b>            ④の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b>            ④の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            島根は中央制御室にも衛星電話設備を設置する</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>計装設備 (重大事故等対処設備)</li> <li>緊急時対策所 (通常運転時等)</li> <li>緊急時対策所 (重大事故等時)</li> <li>通信連絡設備 (通常運転時等)</li> </ul> <p>a. <u>データ伝送装置</u> 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個数 一式</p> <p>b. <u>緊急時対策支援システム伝送装置 (6号及び7号炉共用)</u> 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個数 一式</p> <p>c. <u>SPDS表示装置 (6号及び7号炉共用)</u> 個数 一式</p> <p>(4) <u>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (6号及び7号炉共用)</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所 (通常運転時等)</li> <li>緊急時対策所 (重大事故等時)</li> <li>通信連絡設備 (通常運転時等)</li> </ul> <p>a. <u>テレビ会議システム (6号及び7号炉共用)</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>b. <u>IP-電話機 (6号及び7号炉共用)</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>c. <u>IP-FAX (6号及び7号炉共用)</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p>	<p>(2) SPDS 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>計装設備 (重大事故等対処設備)</li> <li>緊急時対策所 (通常運転時等)</li> <li>緊急時対策所 (重大事故等時)</li> <li>通信連絡設備 (通常運転時等)</li> </ul> <p>a. <u>データ伝送装置</u> 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個数 一式</p> <p>b. <u>緊急時対策支援システム伝送装置</u> 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個数 一式</p> <p>c. <u>SPDSデータ表示装置</u> 個数 一式</p> <p>(3) <u>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所 (通常運転時等)</li> <li>緊急時対策所 (重大事故等時)</li> <li>通信連絡設備 (通常運転時等)</li> </ul> <p>a. <u>テレビ会議システム (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>b. <u>IP電話 (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> 使用回線 有線系回線又は衛星系回線 個数 一式</p> <p>c. <u>IP-FAX (東海発電所及び東海第二発電所共用)</u> 使用回線 有線系回線又は衛星系回線 個数 一式</p>	<p>(3) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>計装設備 (重大事故等対処設備)</li> <li>緊急時対策所 (通常運転時等)</li> <li>緊急時対策所 (重大事故等時)</li> <li>通信連絡設備 (通常運転時等)</li> </ul> <p>a. <u>SPDSデータ収集サーバ</u> 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個数 一式</p> <p>b. <u>SPDS伝送サーバ</u> 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個数 一式</p> <p>c. <u>SPDSデータ表示装置</u> 個数 一式</p> <p>(4) <u>統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所 (通常運転時等)</li> <li>緊急時対策所 (重大事故等時)</li> <li>通信連絡設備 (通常運転時等)</li> </ul> <p>a. <u>テレビ会議システム</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>b. <u>IP-電話機</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>c. <u>IP-FAX</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) <u>データ伝送設備 (6号及び7号炉共用)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>a. <u>緊急時対策支援システム伝送装置 (6号及び7号炉共用)</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>(6) <u>5号炉屋外緊急連絡用インターフォン (6号及び7号炉共用)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所 (重大事故等時)</p> <p>a. <u>インターフォン</u> 使用回線 有線系回線 個数 一式</p> <p>第3.19-2 表 通信連絡を行うために必要な設備 (可搬型) の主要機器仕様</p> <p>(1) <u>携帯型音声呼出電話設備 (6号及び7号炉共用)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所 (通常運転時等) ・緊急時対策所 (重大事故等時)</p> <p>・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>a. <u>携帯型音声呼出電話機 (6号及び7号炉共用)</u> 使用回線 有線系回線 個数 一式</p> <p>(2) <u>携帯型音声呼出電話設備</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>a. <u>携帯型音声呼出電話機</u> 使用回線 有線系回線 個数 一式</p>	<p>(4) データ伝送設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>a. 緊急時対策支援システム伝送装置 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>第10.12-3表 通信連絡を行うために必要な設備 (可搬型) の主要機器仕様</p> <p>(1) <u>携行型有線通話装置</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所 (通常運転時等) ・緊急時対策所 (重大事故等時)</p> <p>・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>使用回線 有線系回線 個数 一式</p>	<p>(5) データ伝送設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>a. <u>SPDS伝送サーバ</u> 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個数 一式</p> <p>第3.19-2 表 通信連絡を行うために必要な設備 (可搬型) の主要機器仕様</p> <p>(1) <u>有線式通信設備</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・通信連絡設備 (通常運転時等)</p> <p>a. <u>有線式通信機</u> 使用回線 有線系回線 個数 一式</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②, ④の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 無線連絡設備</p> <p><u>無線連絡設備(可搬型)</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所(通常運転時等)</li> <li>・緊急時対策所(重大事故等時)</li> <li>・通信連絡設備(通常運転時等)</li> </ul> <p>使用回線 無線系回線 個数 一式</p> <p>(4) 衛星電話設備</p> <p><u>衛星電話設備(可搬型)</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所(通常運転時等)</li> <li>・緊急時対策所(重大事故等時)</li> <li>・通信連絡設備(通常運転時等)</li> </ul> <p>使用回線 衛星系回線 個数 一式</p>	<p>(2) 無線連絡設備</p> <p>無線連絡設備(携帯型)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所(通常運転時等)</li> <li>・緊急時対策所(重大事故等時)</li> <li>・通信連絡設備(通常運転時等)</li> </ul> <p>使用回線 無線系回線 個数 一式</p> <p>(3) 衛星電話設備</p> <p>衛星電話設備(携帯型) (東海発電所及び東海第二発電所共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所(通常運転時等)</li> <li>・緊急時対策所(重大事故等時)</li> <li>・通信連絡設備(通常運転時等)</li> </ul> <p>使用回線 衛星系回線 個数 一式</p>	<p>(2) 無線通信設備</p> <p><u>無線通信設備(携帯型)</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所(通常運転時等)</li> <li>・緊急時対策所(重大事故等時)</li> <li>・通信連絡設備(通常運転時等)</li> </ul> <p>使用回線 無線系回線 個数 一式</p> <p>(3) 衛星電話設備</p> <p>衛星電話設備(携帯型)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所(通常運転時等)</li> <li>・緊急時対策所(重大事故等時)</li> <li>・通信連絡設備(通常運転時等)</li> </ul> <p>使用回線 衛星系回線 個数 一式</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b> ④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b> ④の相違</p>
<p>この図は、柏崎刈羽原子力発電所の6号炉と7号炉の通信連絡設備の概略系統図を示しています。図には、無線連絡設備（携帯型）と衛星電話設備（携帯型）の設置場所、使用回線（無線系回線と衛星系回線）の接続状況、および緊急時対策所や通信連絡設備との連携が示されています。また、原子炉建屋内や緊急時対策所での設備配置も詳細に描かれています。</p>	<p>この図は、東海第二発電所の通信連絡設備の系統概要図を示しています。無線連絡設備（携帯型）と衛星電話設備（携帯型）の設置場所、使用回線（無線系回線と衛星系回線）の接続状況、および緊急時対策所や通信連絡設備との連携が示されています。また、原子炉建屋内や緊急時対策所での設備配置も詳細に描かれています。</p>	<p>この図は、島根原子力発電所2号炉の通信連絡設備の概略系統図を示しています。無線通信設備（携帯型）と衛星電話設備（携帯型）の設置場所、使用回線（無線系回線と衛星系回線）の接続状況、および緊急時対策所や通信連絡設備との連携が示されています。また、原子炉建屋内や緊急時対策所での設備配置も詳細に描かれています。</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b> ③の相違</p>
<p>第3.19-1図 通信連絡設備概略系統図</p>	<p>第10.12-1図 通信連絡設備系統概要図</p>	<p>第3.19-1図 通信連絡設備概略系統図</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b> ③の相違</p>