

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】 常設注水及び可搬注水の流量計構成の相違（詳細はp3.15-86に記載） 【東海第二】 代替注水流量（常設）は、超音波式流量計を採用しており、崩壊熱相当の低流量の計測も可能な特徴を有しており、狭帯域用の流量計を設置する必要がない 【柏崎6/7】 島根2号炉は、崩壊熱相当に絞った低流量で原子炉注水又はベデスタル注水する必要があるため、崩壊熱相当の注水量を監視可能なよう狭帯域用の流量計を設置している		
⑩	【柏崎6/7】 島根2号炉は、東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である残留熱代替除去系を50条の重大事故等対処設備に整理しており流量計を記載しているが、柏崎6/7は流量計を記載していない		
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、ベデスタル水温度（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（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「<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（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、<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（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、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>, 代替所内電気設備及び<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>, 可搬型直流電源設備及び<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>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、<u>運転員の対応状況等</u>）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。</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 (S A) (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】 常設注水及び可搬注水の流量計構成の相違(詳細は p3. 15-86 に記載)</p> <p>【東海第二】 代替注水流量(常設)は、超音波式流量計を採用しており、崩壊熱相当の低流量の計測も可能な特徴を有しており、狭帯域用の流量計を設置する必要がない</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、崩壊熱相当に絞った低流量で原子炉注水又はペDESTAL注水するため、崩壊熱相当の注水量を監視可能なよう狭帯域用の流量計を設置している(以下、⑨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>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> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</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> <li>・ <u>サブプレッション・プール水位</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> <li>・ <u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル水位</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、東海第二の代替循環冷却系と同様な設備である残留熱代替除去系を 50 条の重大事故等対処設備に整理しており流量計を記載しているが、柏崎 6/7 は流量計を記載していない (以下、⑩の相違)</li>   <li>・ 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</li> <li>・ 設備の相違 【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>   <li>・ 設備の相違 【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熔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 (以下、⑫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>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>フィルタ装置水素濃度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 【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, サンプルリング式の水素濃度計を設置している (以下, ⑬の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【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 (以下, ⑭の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【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 (以下, ⑮の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【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</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>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></p> <p>・ <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></p> <p>・ <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></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 <u>6号炉、7号炉それぞれ 1 セット 24 個</u> (測定時の故障を想定した予備</p>	<p>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></p> <p>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></p> <p>・ <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></p> <p>・ <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></p> <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 <u>20 個</u> (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</p>	<p>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></p> <p>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></p> <p>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></p> <p>・ <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></p> <p>・ <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></p> <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、<u>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</u> (測定時の故障を想定した予備 1 個含む) 使用する。保</p>	<p>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)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・ 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)</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】 ⑩の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 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>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 <u>24 個 (6 号及び 7 号炉共用)</u> を含めて <u>合計 72 個</u> 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、「<u>2.3.3 環境条件等</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>・ <u>原子炉圧力容器温度</u></li> <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li> </ul> <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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>起動領域モニタ</u></li> <li>・ <u>平均出力領域モニタ</u></li> </ul>	<p>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>20 個</u> を含めて <u>合計 40 個</u> を分散して保管する。</p> <p>可搬型計測器 (<u>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</u>) は、<u>1 セット 19 個 (測定時の故障を想定した予備 1 個含む)</u> 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 <u>19 個</u> を含めて <u>合計 38 個</u> 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、「<u>1.1.7.3 環境条件等</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>・ <u>原子炉圧力容器温度</u></li> <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器下部水温</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>起動領域計装</u></li> <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> </ul>	<p>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 <u>30 個</u> を含めて <u>合計 60 個</u> 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、「<u>2.3.3 環境条件等</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>・ <u>原子炉圧力容器温度 (SA)</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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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>ドライウエル水位</u></li> <li>・ <u>ペDESTAL水位</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>中性子源領域計装</u></li> <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> </ul>	<p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>可搬型計測器の個数の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>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</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>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</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑪の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑫の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑬, ⑭の相違, 設置場所の相違</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>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> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>高压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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li><u>高压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> <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> </ul>	<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>高压代替注水系系統流量</u></li> <li><u>低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u></li> <li><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></li> <li><u>低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u></li> <li><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></li> <li><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></li> <li><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></li> <li><u>低压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>高压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>低压炉心スプレイ系系統流量</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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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 (SA)</u></li> </ul>	<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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>高压原子炉代替注水流量</u></li> <li><u>低压原子炉代替注水流量</u></li> <li><u>低压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>ベデスタル代替注水流量</u></li> <li><u>ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li><u>高压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>低压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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>ドライウエル圧力 (SA)</u></li> <li><u>サプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u></li> <li><u>サプレッション・プール水位 (SA)</u></li> <li><u>格納容器水素濃度 (SA)</u></li> </ul>	<p>④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <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> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨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】 ⑩の相違</li> <li>設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑬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
<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>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>   <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> </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>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>   <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> </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>   <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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭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】 ⑤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 【東海第二】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥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, 東海第二】 ⑦の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑦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>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>            <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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <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>            <li>・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <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> <ul style="list-style-type: none"> <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>            <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> </ul> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧, ⑭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>   <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>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違, 設置場所の相違</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮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】 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> </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>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>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> <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>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>⑱の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎6/7, 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>⑤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>⑳の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>㉑の相違</li>   <li>・ 記載箇所の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>・ 記載方針の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>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>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> </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、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に整理</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><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、原子炉建屋屋上に設置し、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>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></li> </ul> <p>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</u> 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。<u>データ伝送装置</u> 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 <u>緊急時対策支援</u></p>	<p>・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧</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>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</u> 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。<u>データ伝送装置</u> 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 <u>緊急時対策</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>安全パラメータ表示システム (SPDS) の <u>SPDS データ収集サーバ</u> 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。<u>SPDS データ収集サーバ</u> 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 <u>SPDS 伝</u></p>	<p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑲の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違, 設置場所の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 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
<p>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。</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、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。</p> <p>可搬型計測器は、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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>格納容器内水素濃度</u></li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</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>・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</u></li> <li>・<u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u></li> </ul>	<p>支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内に保管し、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> <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>・平均出力領域計装</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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系海水系系統流量</u></li> </ul>	<p>送サーバは、緊急時対策所に設置し、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、緊急時対策所に設置し、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、廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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> <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>・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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u></li> </ul>	<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】 ③, ⑬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】</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>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> <p style="margin-top: 20px;">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</u>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <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>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> <li>・ <u>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</u></li> </ul> <p style="margin-top: 20px;"><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 style="margin-top: 20px;"><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</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⑤の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】</li> <li>⑥の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】</li> <li>②の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑦の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】</li> <li>⑧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>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>③, ⑦の相違</li>   <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 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>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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li> </ul> <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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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> </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> <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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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> </ul>	<p>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。</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> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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> </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> </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> </ul>	<p>④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</li> <li>・ 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</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <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】</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>   <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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <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>代替淡水貯蔵槽水位</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>   <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> </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・低レンジ)</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>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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>③, ⑬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>⑮の相違</li>   <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑯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>⑱の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑲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>【柏崎 6/7】</li> <li>㉑の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>㉒の相違</li>   <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>㉓の相違</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>㉔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>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> </ul> <p><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></p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、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><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</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <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ボンベ圧力</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ボンベ圧力</u></li> </ul> <p><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></p> <p><u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、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></p>	<ul style="list-style-type: none"> <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> </ul> <p><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></p> <p><u>燃料プール監視カメラ用冷却設備は、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。燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内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><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。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</u></p>	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭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> <p>・設備の相違, 記載箇所の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦, ⑯の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑱の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳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>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。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。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>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。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>6.4.3 <u>主要設備及び仕様</u></p>	<p><u>するとともに、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。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。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>島根2号炉は、屋外及び中央制御室で操作が可能</p> <p>【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</p> <p>【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>

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>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。</p> <p>6.4.4 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>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、「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>【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</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 【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(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> <u>・原子炉プラント・プロセス計装系</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>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> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>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> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>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,</u> <u>-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        <u><math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math></u>                     <u><math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></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<sup>*4</sup></u> 計測範囲        <u>0~125%</u>                     <u><math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></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℃</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        <u>0~1MPa [gage]</u></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        <u><math>10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}</math></u>                     <u><math>(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></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<sup>*5</sup></u> 計測範囲        <u>0~125%</u>                     <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℃</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        <u>0~1MPa [gage]</u></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        <u>0~300℃</u></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        <u><math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math></u>                     <u><math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></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<sup>*5</sup></u> 計測範囲        <u>0~125%</u>                     <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        <u>0~1MPa [gage]</u></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℃</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 2 計測範囲 0~50kPa</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) 原子炉補機冷却水系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 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) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 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) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 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) 残留熱除去系海水系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~550L/s</u></p> <p>(54) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(45) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~800m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(46) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 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) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(44) 残留熱除去ポンプ出口圧力 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>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>代替淡水貯蔵槽水位</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> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉プラント・プロセス計装</u></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> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉プラント・プロセス計装系</u></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					
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1					
	原子炉圧力*2					
	原子炉圧力 (SA) *2					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) *1	3	0~10MPa [gauge]	最大値： 8.48MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。なお、主原気流が安全弁の自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。	1
	原子炉圧力 (SA) *2	1	0~11MPa [gauge]	最大値： 8.48MPa [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。	
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉圧力容器温度*1					
	原子炉水位 (広帯域) *2	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7		
	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、原子炉水位計測範囲 (レベル3~8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	
	原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7		
	1	1	-8000~3500mm*3			
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度*1					
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	格納容器内圧力 (S/C) *1					
	原子炉圧力*2					
	原子炉圧力 (SA) *2					
	格納容器内圧力 (S/C) *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) (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					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
	原子炉水位 (SA) *3					
	原子炉水位 (SA) *4					
	原子炉水位 (SA) *5					
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*2	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下	「①」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。	1
	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					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
	原子炉水位 (SA) *3					
	原子炉水位 (SA) *4					
	原子炉水位 (SA) *5					
	原子炉水位 (SA) *6					
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
	原子炉水位 (SA) *3					
	原子炉水位 (SA) *4					
	原子炉水位 (SA) *5					
	原子炉水位 (SA) *6					

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					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1					
	原子炉圧力*2					
	原子炉圧力 (SA) *2					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*2	2	0~10MPa [gauge]	最大値： 8.29MPa [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]) を包絡する範囲として設定。なお、安全弁の自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。	1
	原子炉圧力 (SA) *2	1	0~11MPa [gauge]	最大値： 8.29MPa [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。	
	原子炉水位 (広帯域) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
	原子炉水位 (SA) *3					
	原子炉水位 (SA) *4					
	原子炉水位 (SA) *5					
	原子炉水位 (SA) *6					

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原子炉圧力容器内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				「③」原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「④」原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「⑤」原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「⑥」原子炉圧力容器内の圧力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				「⑦」冷却水温度の確保 (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	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、主原水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絡されており、監視可能である。	
	原子炉圧力 (SA) *2	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) *1				「⑧」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				「⑩」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*2	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7	「⑪」原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1	
原子炉水位 (広帯域) *2	2	-4000~1300mm*3	-3200~3500mm*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。		
原子炉水位 (燃料域) *2	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7			
原子炉水位 (SA) *2	1	-8000~3500mm*3				
高圧代替注水系統流量*1						
低圧代替注水系統流量 (OR A 系代替注水流量) *1						
低圧代替注水系統流量 (OR B 系代替注水流量) *1						
原子炉隔離時冷却系統流量*1						
高圧炉心注水系統流量*1						
残留熱除去系系統流量*1						
原子炉圧力*1				「⑫」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 (SA) *1				「⑬」原子炉圧力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				「⑭」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) (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*5,6		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 (SA 広帯域) *2	1	-3, 800mm~1, 500mm*5,6	-3, 800mm~1, 400mm*5,6		
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2	1	-3, 800mm~1, 300mm*6	397mm~1, 300mm*6		
② 原子炉圧力容器内の温度	高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					
	高圧炉心注水系統流量*1					
	残留熱除去系系統流量*1					
	低圧炉心スプレイング系統流量*1					
原子炉圧力*1				「⑬」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				「⑭」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						

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
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-400~150cm*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。	1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-800~-300cm*3			
	原子炉水位 (SA) *2	1	-900~150cm*3			
④ 原子炉圧力容器内の温度	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 (換管域用) *1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量*1					
	高圧炉心スプレイング出口流量*1					
	残留熱除去ポンプ出口流量*1					
	低圧炉心スプレイング出口流量*1					
	残留熱除去系原子炉注水流量*1					
	原子炉圧力*1				「⑮」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 (SA) *1				「⑯」原子炉圧力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				「⑰」原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		

※1：重要監視パラメータ  
※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
※3：基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器最高レベルより 1.328m)  
※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面 (EL700)  
※7：原子炉圧力容器内の水位は 124 個あり、互換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：重大事故等時における格納容器内の温度は約 105℃/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。  
※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温度が設計値 (約 105℃/h (経過時間とともに低くなる)) を超える。  
※10：基準点は使用燃料棒燃料フラッシュ上端 (EL35818)。 ※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】  
①~⑭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 計測器種数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	高圧代替注水系統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統ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 (72m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量)	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統 (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。	
	復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量)	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統 (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。	
	残留熱除去系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系統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。	
	サブレーション・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 (燃料域) *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。	
⑤ 原子炉格納容器の注水量	復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—**	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
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系統の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *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 (S/C) *1				⑩本架の確保) を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				⑩原子炉格納容器内の圧力) を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル受温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	④原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。	
	サブレーション・チェンバ受温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブレーション・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	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。	
	格納容器内圧力 (D) *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 (S/C) *1				⑩本架の確保) 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) (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 計測器種数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0~50L/s	—**	常設高圧代替注水系統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統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に おける最大注水量 (375m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に おけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時に おける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時に おけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系統原子炉注水流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	—**	代替循環冷却系統による原子炉圧力容器への注水時に おける最大注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系統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統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	
代替淡水貯蔵水位*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原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。		
サブレーション・プール水位*1				⑩原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (広帯域) *1				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) *1				⑩原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (S.A.広帯域) *1				⑩原子炉圧力容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (S.A.燃料域) *1				⑩原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。		

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 計測器種数
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量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	—**	高圧原子炉代替注水系統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。	
	代替注水流量 (常設)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	低圧原子炉代替注水系統ポンプの最大注水量 (220m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流量	2	0~200m <sup>3</sup> /h	—**	大量送水を用いた低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) における最大注水量 (20m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、副溶熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	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量	1	0~50m <sup>3</sup> /h	—**	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (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: 基準点は或水分離器下部 (原子炉圧力容器等レベルより 1.328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・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、設計基準事故時は容量なし。  
 ※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は約 108S/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値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
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水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッジョン・チェンバ・プール水位*1				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
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)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—**	「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
	復水貯蔵槽水位 (SA) *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。	
	格納容器内圧力 (D) *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 (S/C) *1				「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。	
	格納容器下部水位*1				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル受温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッジョン・チェンバ受温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッジョン・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の限界圧力 (24・60MPa[gage]) におけるサブプレッジョン・チェンバ・プール水の飽和温度 (約106℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *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 (S/C) *1				「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 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 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 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に おける最大注水量 (110m <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 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 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 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。	
代替淡水貯蔵槽水位*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。		
サブプレッジョン・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				「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) *1				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA 広帯域) *1				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA 燃料域) *1				「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。		

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)	サブプレッジョン・プール水位 (SA) *1				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	1
	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				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *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 (SA) *1				「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。	

※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 (原子炉圧力容器ホールドアップレベルより1.328cm)。 ※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105v/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 (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。	
	西部淡水取水設備水位*1				⑩水源の確保 を監視するパラメータと同じ。	
	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*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。	
⑥ 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。	
	(水温計兼アンプリ付下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル範囲 0m) *7	-**	ベデスタル底部にドリフトが著した際の温度上昇又は高温度のドリフトが検出器に検出し指針値がダウンスケールすることを検知可能。	
	(水温計兼アンプリ付下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル範囲 +0.2m) *7	-**	ベデスタル床面 +0.2m 以上のドリフトを温度上昇又は高温度のドリフトと検出器の接点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。	
					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。	
					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。	
					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 原子炉格納容器への注水量	代替注水流 (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流	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流 (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流*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*1				⑩水源の確保 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部 (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 108sv/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トラック上端 (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	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	高圧代替注水系統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	高圧代替注水系統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統流量	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	高圧炉心注水系統流量	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量(72m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	復水供給水系統流量(RR A系代替注水流量)	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統(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。	
	復水供給水系統流量(RR B系代替注水流量)	0~350m <sup>3</sup> /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統(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。	
	残留熱除去系統流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系統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	復水供給水系統流量(RR B系代替注水流量)			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
	復水供給水系統流量(格納容器下部注水流量)	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統の最大注水量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	格納容器内圧力(D/W)※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(S/C)※1			⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位※1			⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度	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。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度※2	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の限界圧力(2P4:620kPa[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/W)※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(S/C)※1			⑩水源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(重大事故等対応設備)(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	低圧代替注水系統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
	低圧代替注水系統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。	
	代替循環冷却系統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。	
	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	—**	格納容器下部注水系統(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(90m <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。	
	代替循環冷却系統ポンプ吐出圧力※1				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系統原子炉注水流量※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				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位※1				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
④ 原子炉格納容器内の温度	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・プール水温度※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。	
	(水温計兼アプリア降下検知用)	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温のアプリアが検出器に接触し指定重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。	
	(水温計兼アプリア堆積検知用)	5	0~500℃(ベデスタル探面+0.2m)※7	—**	ベデスタル床面+0.2m以上のアプリア堆積を温度上昇又は高温のアプリア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				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール圧力※1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位※1				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・プール水温度※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。		
(水温計兼アプリア降下検知用)	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温のアプリアが検出器に接触し指定重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。		
(水温計兼アプリア堆積検知用)	5	0~500℃(ベデスタル探面+0.2m)※7	—**	ベデスタル床面+0.2m以上のアプリア堆積を温度上昇又は高温のアプリア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				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・チェンバ・プール圧力※1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		

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(重大事故等対応設備)(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圧力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(2P4:853kPa[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				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール圧力(SA)※1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位※1				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。	
	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圧力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(2P4:853kPa[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				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・チェンバ・プール圧力(SA)※1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		

※1: 重要代替監視パラメータ ※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(原子炉圧力容器昇レベリより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(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] 最小値: 177kPa[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]			
	ドライウエール雰囲気温度※1					
サブプレッション・チェンバース体内温度※1						
② 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	ウェットウエー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・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -2.59m を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	3	+1m~+2m~+3m (T.M.S.L.-5000mm~+6000mm, -3000mm) ※1	-※	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	
	取水給排水系流量 (DRB B 副代射注水流量) ※1					
	取水給排水系流量 (格納容器下部注水流量) ※1					
	復水貯蔵槽水位 (SA) ※1					
格納容器内圧力 (D/P) ※1						
格納容器内圧力 (S/C) ※1						
③ 原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度※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素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、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	-
	格納容器内水素濃度 (SA) ※2	2	0~100vol%			
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/P) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷後の判断値 (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)。	
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷後の判断値 (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	ドライウエール圧力※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			
	ドライウエール雰囲気温度※1						
サブプレッション・チェンバース内雰囲気温度※1							
② 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	-1m~+9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ※9	-0.5m~+0m (EL. 2, 530mm~3, 030mm) ※9	ウェットウエー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を水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位 (0.5m) を監視可能。)	1	
	格納容器下部水位	(高さ 1m 超検知用)	2	+1.05m ※7 (EL. 12, 856mm)	-※		炉心損傷後、原子炉圧力容器格納槽までの間に、ベデスタル床面から+1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。
		(高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用)	各 2	+0.50m, +0.95m ※7 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-※		ベデスタル床面から+0.2m 以上のベデスタル床面後、ベデスタル床面と水逆層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。
	格納容器下部水位	(潜水管理用)	各 2	+2.25m, +2.75m ※7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-※		ベデスタル床面+0.2m 以上のベデスタル床面後、ベデスタル床面と水逆層のベデスタル床面から+2.25m~+2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。
		低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1					
低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1							
低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1							
低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1							
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン用) ※1							
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン用) ※1							
低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1							
代替取水貯蔵水位※1							
西側取水貯蔵水位※1							
ドライウエール圧力※1							
サブプレッション・チェンバース圧力※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。							
「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。							
「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
「⑦原子炉格納容器内の水位」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) (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	ドライウエール圧力 (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]		
ドライウエール温度 (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						
「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: 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。

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] 最小値: 177kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2PA: 620kPa[gage]) を監視可能。	1
	ドライウエル蒸気温度※1	1	0~980.7kPa[abs]			
② 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・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -2.59m を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	3	+1m~+2m~+3m (T.M.S.L.-5000mm~+6000mm, -3000mm) ※1	-**	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	
	取水給排水系流量 (DRB B 副代替注水流量) ※1					
	取水給排水系流量 (格納容器下部注水流量) ※1					
	復水貯蔵槽水位 (SA) ※1					
	格納容器内圧力 (D/P) ※1					
	格納容器内圧力 (S/C) ※1					
	格納容器内圧力 (D/P) ※1					
	格納容器内圧力 (S/C) ※1					
	格納容器内圧力 (D/P) ※1					
③ 原子炉格納容器内の水位	格納容器内水素濃度※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素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、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	-
	格納容器内水素濃度 (SA) ※2	2	0~100vol%			
	格納容器内窒素放射線レベル (D/P) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷後の放射線 (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。)	
	格納容器内窒素放射線レベル (S/C) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷後の放射線 (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。)	

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。

⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

⑧原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

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・チェンバ圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下			
② 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ水位	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・チェンバ内のプール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動 (低下) 水位 (-0.5m) を監視可能。)	1	
	格納容器下部水位	高さ 1m 超検知用)	2	+1.05m ※7 (EL. 12, 856mm)	-**		炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間に、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。
		高さ 0.5m, 1.0m 未満 (検知用)	各 2	+0.50m, +0.95m ※7 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-**		ベデスタルの床面から+0.5m~+1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。
	格納容器下部水位	高さ 0.5m, 1.0m 未満 (検知用)	各 2	+2.25m, +2.75m ※7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-**		ベデスタルの床面から+0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタルの床面から+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。
		排水管理 (排水管理用)					
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸殺ライン用) ※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸殺ライン用) ※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸殺ライン用) ※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸殺ライン用) ※1						
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライン用) ※1						
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライン用) ※1							
低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1							
西側取水貯槽水位※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							

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。

⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

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
② 原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	3	-3.0m <sup>※5</sup> , -1.0m <sup>※5</sup> , +1.0m <sup>※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。 残留熱代替除去系による代替循環冷却運転時におけるベデスタル代替注水系 (可搬型) による注水の停止の判断基準 (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>※4</sup>	-0.5~0m <sup>※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。 (サブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	
③ 原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	+0.1m <sup>※6</sup> , +1.2m <sup>※6</sup> , +2.4m <sup>※6</sup> , +2.4m <sup>※6</sup>	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	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 (狭帯域用) ※1					
	格納容器代替スプレイ流量※1					
ベデスタル代替注水流量※1						
ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ※1						
低圧原子炉代替注水水位※1						

⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

⑥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: 基準点は取水貯槽器下端 (原子炉圧力容器器レベルより 1, 328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (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: 局部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 (EL.55518) ※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
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) *2	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 268kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2P4:620kPa[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]		
⑧ 原子炉格納容器内の温度						
サブレーション・チェンバースの気体温度*1						
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブレーション・チェンバース・プール水位	1	-6~+11kPa (T.M.S.L.-7150~+9550mm) *3	-2.59~+0m (T.M.S.L.-3740~+1150mm) *3	ウェットウェルベント操作可容許範囲 (ベントライン高さ+1m~9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・チェンバース・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低圧) 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) *3	-**	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から2m) があることを監視可能。	1
⑨ 原子炉格納容器内の圧力						
炉心損傷時の圧力 (D/W) *1						
炉心損傷時の圧力 (S/C) *1						
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量						
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量 *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放射線量が変動する可能性がある範囲 (0~38vol%) を監視可能。なお、6号炉については、格納容器内放射線量が30vol%を超えた場合においても、格納容器内放射線量 (SA) により把握可能。	-
	格納容器内放射線量 (SA) *2	2	0~100vol%	10Sv/h未満*10	炉心損傷時の放射線 (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)。	-
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量レベル (D/W) *2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷時の放射線 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
	格納容器内放射線量レベル (S/C) *2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷時の放射線 (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) (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
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量 (S/A)	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性がある範囲 (0~56.6vol%) を監視可能。	-
	格納容器内放射線量 (D/W) *2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷時の放射線 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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)。	-
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量レベル (D/W) *2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷時の放射線 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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)。	-
	格納容器内放射線量レベル (S/C) *2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷時の放射線 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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)。	-
⑩ 放射線の維持又は監視	起動領域計装*2	8	10 <sup>-1</sup> cps ~ 10 <sup>6</sup> cps (1.0×10 <sup>8</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>8</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 1.5×10 <sup>11</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。	-
	平均出力領域計装*2	2**	0~125% (1.0×10 <sup>12</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 1.0×10 <sup>14</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、設計基準時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び低下は急峻である。125%を超えた領域での指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-

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) (9/18)

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
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量 (B系) *2	1	0~5 vol% / 0~100vol%	0~2.0vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性がある範囲 (0~90.4vol%) を監視可能。	-
	格納容器内放射線量 (S/A) *2	1	0~100vol%	0~2.0vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性がある範囲 (0~90.4vol%) を監視可能。	-
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量モニタ (ドライウェル)	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	約10Sv/h未満*9	炉心損傷時の放射線 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
	格納容器内放射線量モニタ (サブレーション・チェンバース)	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>6</sup> Sv/h	約10Sv/h未満*9	炉心損傷時の放射線 (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)。	-

※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1.328cm) ※4: 基準点はサブレーション・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、設計基準時における格納容器内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。  
 ※9: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※10: 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
⑩ 本廠界の維持又は監視	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	$10^{-1} \sim 10^3$ (L: $0 \times 10^0 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% (L: $0 \times 10^0 \sim 2.0 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	1
	平均出力領域モニタ <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	$0 \sim 125\%$ (L: $2 \times 10^0 \sim 2.8 \times 10^4 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )		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%を超えた領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても原子炉停堆期間中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
⑪ 最終トリンの確保	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。 ⑦代替循環冷却における駆水移送ポンプの駆水使用温度 (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)	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	⑥原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水流量 (DR A 系代替注水流量)	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	⑥原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水流量 (DR B 系代替注水流量)	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	⑥原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量)	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	⑥原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (広帯域)	1	0~200℃	— <sup>※4</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。	1
	原子炉水位 (燃料線)	1	0~200℃	— <sup>※4</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。	1
	原子炉水位 (SA)	1	0~200℃	— <sup>※4</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。	1
	復水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	1	0~200℃	— <sup>※4</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。	1
	格納容器内圧力 (S/C)	1	0~200℃	— <sup>※4</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。	1
サブプレッション・チェンバ・プール水位 <sup>※1</sup>	1	0~200℃	— <sup>※4</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。	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) (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
⑩ 本廠界の維持又は監視	格納容器内水蒸気度 (S A)	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	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^6 \text{ Sv/h}$	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)。	—
⑪ 最終トリンの確保	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) <sup>※2</sup>	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^6 \text{ Sv/h}$	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	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ (L: $0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% (L: $0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約19倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
⑫ 本廠界の維持又は監視	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	2 <sup>※8</sup>	$0 \sim 125\%$ (L: $0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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%を超えた領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

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
⑩ 本廠界の維持又は監視	中性子源領域計装 <sup>※2</sup>	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ (L: $0 \times 10^0 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	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。	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、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>	$0 \sim 125\%$ (L: $2 \times 10^0 \sim 2.8 \times 10^4 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	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%を超えた領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

備考  
・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①~⑫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 計測器種別
① 水 境界の 維持又は 監視	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>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> )		原子炉の停止時から起動時及び起動時から定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> )	定格出力の 約10倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能 なお、設計基準事故時及び重大事故時、一時的に計測範囲を超える 并及び下側は急峻である。12%を超える領域でも運転監視上影響はな い。また、重大事故等時においても原子炉停堆電源トリップ等によ 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 最終 ヒート シリンク 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。 ⑦原子炉格納容器内の注水量」を監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 ⑨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 (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。	
	復水補給水系流量 (DR A 系代替注水流量) <sup>※2</sup>				⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	復水補給水系流量 (DR B 系代替注水流量) <sup>※2</sup>				⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) <sup>※2</sup>				⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	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>				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) <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 計測器種別
② 最終 ヒート シリンク 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。 ⑦原子炉格納容器内の注水量」を監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 ⑨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
	代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	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原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 ⑦最終ヒートシリンクの確保 (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出口温度 <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・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>				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>				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) <sup>※1</sup>				④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA 燃料域) <sup>※1</sup>				④水源の確保」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。	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 <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。		
ドライウエル雰囲気温度 <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。		
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 <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。		
フィルタ装置水位	2	180mm~5,400mm	- <sup>※8</sup>	④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 系統内機器におけるスクラビング水位の設定範囲及びベント 後のフィルタ装置機械設備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>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過剰が原因の異常状 態を監視可能。	1	
フィルタ装置スクラビング水流量 <sup>※2</sup>	1	0~300℃	- <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過剰が原因の異常状 態を監視可能。	1	
格納容器圧力過剰防止装置	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>-5</sup> Sv/h	- <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 れるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約 1×10 <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>※8</sup>	格納容器ベント実施時の放射線によるベントによる放射線 量率 (約 1×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。 格納容器の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) を超過することを監視可能。	-	
ドライウエル圧力 <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。		
サブプレッション・チェンバ圧力 <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。		
格納容器内水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>				⑥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 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 計測器種別
② 最終 ヒート シリンク 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 ⑦最終ヒートシリンクの確保 (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出口温度				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 <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	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 <sup>※2</sup>				⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・プール水位 (SA) <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>				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>				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) <sup>※1</sup>				④水源の確保」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力 <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	
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) <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	
	ドライウエル温度 (SA) <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 (SA) <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		

※1：重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下流 (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、設計基準事故時以降は値なし。  
 ※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
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 <sup>※2</sup>	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 [gauge]	-**	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>-6</sup> Sv/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>-6</sup> Sv/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要素によるバーge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水 pH	1	pH~14	-**	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>	⑩原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。				
	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>-6</sup> Sv/h	-**	重大事故等時の耐圧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4×10 <sup>-6</sup> Sv/h)を監視可能。
フィルタ装置水素濃度		1	①最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	-	①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>		⑩原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。				

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
格納容器 圧力逃がし装置 ①最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プールの水温度 <sup>※2</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。				
	代替循環冷却系ポンプ入口流量	2	0~100°C	-**	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度(80°C)を監視可能。	1
	代替循環冷却系原子炉注水流量 <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。				
	代替循環冷却系格納容器入ブレイク流量 <sup>※2</sup>	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	脱気加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 (脱気加熱除去) 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>	⑩原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (広帯域) <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>	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) <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原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
ドライウェル雰囲気温度 <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。					
サブプレッション・チェンバール雰囲気温度 <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。					
フィルタ装置水位	2	180mm~5,400mm	-**	系統内機器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]	-**	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流量 <sup>※2</sup>	1	0~300°C	-**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度(200°C)を監視可能。	1	
格納容器 圧力逃がし装置	フィルタ装置スクラハ流量 <sup>※2</sup>	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>-6</sup> Sv/h	-**	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約4×10 <sup>-6</sup> Sv/h)を監視可能。	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	10 <sup>-2</sup> mSv/h~10 <sup>-6</sup> mSv/h	-**	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約4×10 <sup>-6</sup> mSv/h)を監視可能。	-
フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	-**	格納容器ベント停止後の要素によるバーgeを実施し、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>	⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
サブプレッション・チェンバール圧力 <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。					
格納容器内水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>	⑩原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。					

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 フィルタベント系	スクラハ容器水位	8	[ ]	-**	系統内機器におけるスクラハ容器水位の範囲(1,700mm~1,900mm)及びフィルタ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]	-**	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	-**	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)	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h	-**	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約1.6×10 <sup>-6</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	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>-6</sup> mSv/h	-**	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約6.5×10 <sup>-6</sup> mSv/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%	-**	格納容器ベント停止後の要素によるバーgeを実施し、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					
	サブプレッション・チェンバール圧力 (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					
	格納容器水素濃度 (B系) <sup>※1</sup>	⑩原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ					
	格納容器水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>	⑩原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：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、設計基準事故時は直なし。  
 ※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]	-**	格納容器ベント装置時に、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	-**	格納容器ベント装置時に、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) **	⑧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。					
	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		⑩最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内水素濃度(SA) **	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。	-		
	⑪最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	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	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。		
		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。	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最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	3	0~300℃	最大値: 182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系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最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉補機冷却水系統流量*	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 I, II) 0~160m <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 I, II) 0~160m <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), 200m <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。	1
	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・チェンバ、プール水温度*				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	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最終ヒートシンクの確保	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最終ヒートシンクの確保	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。	1
②最終ヒートシンクの確保	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 (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。	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。	1
	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				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最終ヒートシンクの確保	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最終ヒートシンクの確保	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・プール水温度 (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 (原子炉圧力容器格納レベルより 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発生率の値で判断する。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
④格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (燃料域)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D)※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S)※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0~12MPa (6号炉) 0~11.5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~3.5MPa (6号炉) 0~3.5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
復水移送ポンプ吐出圧力※1	3	0~2MPa (6号炉) 0~2MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	3	0~2MPa (6号炉) 0~2MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
④水源の確保	原子炉水位 (広帯域)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (燃料域)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D)※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S)※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0~12MPa (6号炉) 0~11.5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~3.5MPa (6号炉) 0~3.5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
復水移送ポンプ吐出圧力※1	3	0~2MPa (6号炉) 0~2MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	3	0~2MPa (6号炉) 0~2MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器への注水量	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。		

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) (9/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	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格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (燃料域)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA)※2	1	0~16m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル圧力※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③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・チェンバ圧力※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※2	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※1	1	0~16MPa (6号炉) 0~15.7MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度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) (14/18)

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格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (燃料域)※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA)※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の水位	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の圧力	③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度 (SA)※1	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル温度 (SA)※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル圧力 (SA)※2	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③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・チェンバ圧力 (SA)※1	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力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	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※1	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA)※1	3	0~4MPa (6号炉) 0~5MPa (7号炉)	②原子炉圧力容器内の温度	③原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	

・設備、運用の相違  
**【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：基準点は炉心注水系ポンプ吐出圧力より1.325cm ※4：基準点はサブプレッション・プールの通常水位 (EL5610)  
 ※5：基準点は格納容器底部 (EL10100) ※6：基準点は炉心注水系ポンプ吐出圧力より1.325cm ※7：平均出力監視計の検出器は124個であり、平均出力監視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雰囲気温度監視は継続して行われる。  
 ※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雰囲気温度監視は継続して行われる。  
 ※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
④ 格納容器	原子炉水位 (広帯域) ※2	1	0 ~ 16m (6号炉) 0 ~ 15.7m (7号炉)	— ※	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 (SA) ※2	1	0 ~ 16m (6号炉) 0 ~ 15.7m (7号炉)	— ※	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
⑤ 格納容器バイパス	原子炉圧力 (SA) ※2	1	0 ~ 12MPa [eage]	— ※	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
	原子炉圧力 (広帯域) ※2	1	0 ~ 12MPa [eage]	— ※	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。	
⑥ 監視	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力	2	0 ~ 12MPa [eage]	— ※	高圧炉心注水系統の運転時における、高圧炉心注水系統の最高使用圧力 (約 11.5MPa [eage]) を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0 ~ 3.5MPa [eage]	— ※	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (約 3.5MPa [eage]) を監視可能。	
④ 水源の確保	原子炉圧力 (SA) ※1	1	0 ~ 16m (6号炉) 0 ~ 15.7m (7号炉)	— ※	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
	復水貯留槽水位 (SA)	1	0 ~ 15.5m (6号炉) 0 ~ 15.7m (7号炉)	— ※	復水貯留槽の底部からオーバーフローレベル (6号炉: 0 ~ 15.5m, 7号炉: 0 ~ 15.7m) を監視可能。	
	サブプレッシャントラップ水位	1	0 ~ 6.5m	— ※	⑤原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	高圧代替注水系統流量 ※1	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。	
	復水補給水系統流量 (DRB A系代替注水流量) ※1	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。	
	復水補給水系統流量 (DRB B系代替注水流量) ※1	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。	
	高圧炉心注水系統流量 ※1	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。	
	残留熱除去系系統流量 ※1	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。	
	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ※1	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。	
	原子炉水位 (広帯域) ※1	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。	

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) (10 / 11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 水源の確保	サブプレッシャントラップ水位	1	0 ~ 20m	— ※	⑤原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	1
	代替注水貯槽水位	1	0 ~ 6.5m	— ※	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	西側淡水貯槽水位	1	0 ~ 6.5m	— ※	⑤原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	高圧代替注水系統流量 ※1	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。	
	代替熱源冷却系原子炉注水流量 ※1	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。	
	高圧炉心注水系統流量 ※1	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。	
	残留熱除去系系統流量 ※1	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。	
	低圧炉心スプレイレイ系統流量 ※1	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。	
	常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力 ※1	1	0 ~ 10MPa [eage]	— ※	常設高圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (8.9MPa [eage]) を監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※1	1	0 ~ 10MPa [eage]	8.9MPa [eage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.9MPa [eage]) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力 ※1	1	0 ~ 10MPa [eage]	8.0MPa [eage]	高圧炉心スプレイレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.0MPa [eage]) を監視可能。	
	代替熱源冷却系ポンプ吐出圧力 ※1	2	0 ~ 5MPa [eage]	— ※	代替熱源冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [eage]) を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※1	3	0 ~ 4MPa [eage]	3.45MPa [eage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [eage]) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力 ※1	1	0 ~ 4MPa [eage]	3.79MPa [eage]	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.79MPa [eage]) を監視可能。	
	常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力 ※1	2	0 ~ 5MPa [eage]	— ※	常設低圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (3.19MPa [eage]) を監視可能。	

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) (16 / 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 水源の確保	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ※1	1	0 ~ 10MPa [eage]	最大値: 9.02MPa [eage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における、原子炉隔離時冷却系の最高使用圧力 (9.02MPa [eage]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力 ※1	1	0 ~ 12MPa [eage]	最大値: 8.93MPa [eage]	高圧炉心スプレイレイ系の運転時における、高圧炉心スプレイレイ系の最高使用圧力 (8.93MPa [eage]) を監視可能。	
(2 / 2)	残留熱除去ポンプ出口圧力 ※1	2	0 ~ 4 MPa [eage]	— ※	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
	低圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力 ※1	2	0 ~ 3 MPa [eage]	— ※	重大事故等時における、低圧炉心スプレイレイポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [eage]) を監視可能。	
④ 水源の確保	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ※1	2	0 ~ 3 MPa [eage]	— ※	重大事故等時における、残留熱代替注水ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [eage]) を監視可能。	1
	原子炉水位 (広帯域) ※1	1	— ※	— ※	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (燃料域) ※1	1	— ※	— ※	③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ	

※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 (原子炉圧力容器器壁レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッシャントラップ上表面 (EL6706)。  
 ※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: 高圧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	許容範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 ② 原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol% (6号炉) 0~20vol% (7号炉)	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的燃焼式水素計測器にて、水素濃度を可搬限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的燃焼式水素計測器 動向監視装置*	4	0~300°C (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	-**	重大事故等時に、静的燃焼式水素計測器が変動する可能性のある温度範囲を監視可能。	1
③ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量	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量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)* 格納容器内空気放射線レベル(S/C)* 格納容器内圧力(D/W)* 格納容器内圧力(S/C)*	1** 1** 1** 1**	T.M.S.L.20180~31170mm (6号炉) T.M.S.L.20180~31123mm (7号炉) 0~150°C T.M.S.L.23420~30420mm (6号炉) T.M.S.L.23373~30373mm (7号炉) 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (6号炉) 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (7号炉)	①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。 ②原子炉格納容器内の放射線量を監視するパラメータと同じ。 ③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。	重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲を監視可能。	1
④ 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)* 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)*** 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)* 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)	1 1 1** 1	10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (6号炉) 10 <sup>-7</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使用済燃料プールの温度を監視可能。 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。 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使用済燃料貯蔵トラック上までまでの範囲にわたり水位を監視可能。 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: 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: 異常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ケルトン下層(原子炉圧力容器頂部)より906cm。 \*6: 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器頂部)より1224cm。 \*7: 基準点は平均燃料棒長さ。 \*8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \*9: T.M.S.L.=東京湾平均海面  
 \*10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \*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トラック上層: EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より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) (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
① 原子炉建屋水素濃度 ② 原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的燃焼式水素計測器にて、水素濃度を可搬限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的燃焼式水素計測器 動向監視装置*	4	0~300°C (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	-**	重大事故等時に、静的燃焼式水素計測器が変動する可能性のある温度範囲を監視可能。	2
③ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量(SA)	2	0~300°C 0~25vol%	約 4.4vol%以下	重大事故等時に、静的燃焼式水素計測器が変動する可能性のある範囲(0~4.3vol%)を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)* 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)* ドライウェル圧力* サブプレッション・チェンバ圧力*	1 1 1 1	10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (6号炉) 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (7号炉)	①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。 ②原子炉格納容器内の放射線量を監視するパラメータと同じ。	重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲を監視可能。	1
④ 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)* 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)*** 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)* 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)	1 1 1 1	10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (6号炉) 10 <sup>-7</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使用済燃料プールの温度を監視可能。 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。 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使用済燃料貯蔵トラック上までまでの範囲にわたり水位を監視可能。 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: 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: 異常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ケルトン下層(原子炉圧力容器頂部)より906cm。 \*6: 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器頂部)より1224cm。 \*7: 基準点は平均燃料棒長さ。 \*8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \*9: T.M.S.L.=東京湾平均海面  
 \*10: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \*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トラック上層: EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より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
① 原子炉建屋水素濃度 ② 原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1 6	0~10vol% 0~20vol%	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的燃焼式水素計測器にて、水素濃度を可搬限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的燃焼式水素計測器 動向監視装置*	2 2	0~100°C 0~400°C	-**	重大事故等時に、静的燃焼式水素計測器が変動する可能性のある温度範囲を監視可能。	1 1
③ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量(SA)*** 格納容器内空気放射線モニタ(D/W)* 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)* ドライウェル圧力(SA)* サブプレッション・チェンバ圧力(SA)*	1 1 1 1	0~5vol% 0~25vol% 0~25vol% 0~25vol%	4.3vol%以下 4.3vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)を監視可能。 重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)を監視可能。 重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)を監視可能。 重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)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層(原子炉圧力容器頂部)より1,328cm。 \*4: 基準点はサブプレッション・プール液面水位(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(EL67000)。  
 \*7: 異常出力領域モニタの検出値は1.24個であり、平均出力領域モニタ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、設計基準事故時に値なし。  
 \*9: 中心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に中心損傷した場合は約108v/h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準では中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トラック上層(EL55518)。 \*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 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 監視装置内 の監視	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol% 0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	-**	重大事故等時に、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*	4	0~300°C	-**	重大事故等時に、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
② 原子炉格納容器内 の監視	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。	-
	格納容器内空気放射線レベル (D/W) ** 格納容器内空気放射線レベル (S/C) ** 格納容器内圧力 (D/W) ** 格納容器内圧力 (S/C) **	1** 1** 1** 1**	0~10vol% 0~10vol% 0~150°C	①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。 ②原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。		
③ 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** 1**	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付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ** 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** 1**	0~150°C 10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h (6号炉) 10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h (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。 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>-4</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h) にわたり監視可能。	-
④ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等時に、使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-

※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タート下端 (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 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 監視装置内 の監視	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時に、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*	4	0~300°C	-**	重大事故等時に、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
② 原子炉格納容器内 の監視	格納容器内酸素濃度 (SA)	2	0~25vol%	約 4.4vol%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 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線モニタ (D/W) ** 格納容器内空気放射線モニタ (S/C) ** ドライウェル圧力** サブプレッション・チェンバ圧力**	1** 1** 1** 1**	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h 10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h (7号炉) 約 4.4vol%以下	①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。 ②原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。		
③ 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	-4.300mm~-47.200mm (EL.35,075mm~46,577mm) **	-**	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) **	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
④ 燃料プールの監視	燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) **	1	10 <sup>-1</sup> Sv/h~10 <sup>8</sup> Sv/h	-**	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>-4</sup> mSv/h~2.4×10 <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**	1	0~150°C	-**	重大事故等時に、使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-

※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, B の 2 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タート下端 (原子炉圧力容器壁レベルより 1,340cm) ※6: 基準点は燃料棒頂部 (原子炉圧力容器壁レベルより 920cm)  
 ※7: ベダスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,500mm) 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 2 箇所 ※12: 検出器 8 箇所  
 ※13: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端: EL. 39,377mm (使用済燃料プール底面より 4,688mm)

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 計測器設置
① 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) **	1	-4.30~7.30m ** (EL.31218~42818)	6,982mm ** (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) **	1**	0~150°C	最大値: 65°C	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	1
② 燃料プールの監視	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) **	1	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	-**	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 **	1	0~150°C	-**	重大事故等時に、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トラック上端 (EL.35518) ※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は判断値は約 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直接計測する原子炉圧力を優先する。

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) 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 (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、原子炉スクラム後、原子炉水位が燃料棒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。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	③残留熱除去系熱交換器入口温度	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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 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。

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) 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。 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) ⑥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 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。

※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 (断震性又は断震検知等はないが、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 (断震性又は断震検知等はないが、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
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ①原子炉水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ④復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑤高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ⑥復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑦原子炉隔離時冷却系統流量 ⑧高圧炉心注水系統流量 ⑨残留熱除去系統流量 ⑩原子炉圧力 ⑪原子炉圧力 (SA) ⑫原子炉圧力 (燃料域)	①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、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。 ③高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑤原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ⑥高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑦高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量、高圧炉心注水系統流量、高圧炉心注水系統流量のうち機器動作状態による流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑧原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑨原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ⑩高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑪原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑫原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力容器内の水位	①原子炉水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ④復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑤高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ⑥復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑦原子炉隔離時冷却系統流量 ⑧高圧炉心注水系統流量 ⑨残留熱除去系統流量 ⑩原子炉圧力 ⑪原子炉圧力 (SA) ⑫原子炉圧力 (燃料域)	

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 (2/17)

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
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ①原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ④低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ⑤低圧代替注水系統流量 (可操ライン用) ⑥代替循環冷却系統流量 ⑦高圧炉心スプレイレイ系統流量 ⑧残留熱除去系統流量 ⑨低圧炉心スプレイレイ系統流量 ⑩原子炉圧力 ⑪原子炉圧力 (SA) ⑫サブプレッジョン・チェンバ圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可操ライン用)、代替循環冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイレイ系統流量のうち機器動作状態による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑤原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ⑥高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可操ライン用)、代替循環冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑦高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量、低圧炉心スプレイレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑧原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑨原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ⑩高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可操ライン用)、代替循環冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑪原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑫原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力容器内の水位	①原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ④低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ⑤低圧代替注水系統流量 (可操ライン用) ⑥代替循環冷却系統流量 ⑦高圧炉心スプレイレイ系統流量 ⑧残留熱除去系統流量 ⑨低圧炉心スプレイレイ系統流量 ⑩原子炉圧力 ⑪原子炉圧力 (SA) ⑫サブプレッジョン・チェンバ圧力	

※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 (3/16)

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
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ①原子炉水位 (SA) ②高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ④低圧原子炉代替注水流量 (常設) ⑤高圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑥原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ⑦高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量 ⑧残留熱除去ポンプ出口流量 ⑨低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量 ⑩残留熱除去系原子炉注水流量 ⑪原子炉圧力 ⑫サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	①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、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。 ③高圧原子炉代替注水流量、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)、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑤原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ⑥高圧原子炉代替注水流量、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)、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑦高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑧原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑨原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ⑩高圧原子炉代替注水流量、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)、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量、残留熱除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ⑪原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 ⑫原子炉圧力 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力容器内の水位	①原子炉水位 (SA) ②高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ④低圧原子炉代替注水流量 (常設) ⑤高圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑥原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ⑦高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量 ⑧残留熱除去ポンプ出口流量 ⑨低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量 ⑩残留熱除去系原子炉注水流量 ⑪原子炉圧力 ⑫サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	

※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。

備考

- 設備、運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ①～⑫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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	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。 ③復水補給水系流量 (RR A 系代替注水流、復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流) 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。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RR A 系代替注水流、復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流) 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。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	*代替隔離時冷却系系統流量は「最終ヒートシンクの確保」を参照	
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系系統流量	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原子炉隔離時冷却系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。 ③高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (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。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系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。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	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、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量 (格納容器下部注水流) 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・チェンバ・プール水位の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③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。 ④注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流) 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。
注水量	復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流) *	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復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②格納容器内圧力 (D/F) 又は格納容器内圧力 (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流量 (格納容器下部注水流) 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。
	残留熱除去系系統流量	*代替隔離時冷却系系統流量は「最終ヒートシンクの確保」を参照	

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 (4/17)

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイス系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	①高圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイス系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合は、高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイス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。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ④残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ⑤注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ⑥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。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥残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、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ③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。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
注水量	低圧炉心スプレイス系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	①低圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイス系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合は、低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイス系ポンプの注水特性を用いて、低圧炉心スプレイス系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [ ] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の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 (4/16)

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流	①サブプレッション・プール水位 (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高圧原子炉代替注水流の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流を推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。 ③代替注水流 (常設) の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水流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流槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流 (常設) を推定する。 ⑤低圧原子炉代替注水流、低圧原子炉代替注水流 (常設) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	低圧原子炉代替注水流	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①サブプレッション・プール水位 (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) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。 ③高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量を推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。 ⑤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、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ⑥注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系ポンプ出口流量を推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。 ⑦低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ⑧注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量を推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。 ⑨残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ⑩注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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)

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。
	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) を推定する。
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。
	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。
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注水先の格納容器内圧力 (D/F) 又は格納容器内圧力 (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。
	残留熱除去系統流量	*代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①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。

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。
	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代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系の注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系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の変化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。 ④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。
	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。
原子炉格納容器への注水量	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域) ベデスタル代替注水流量 (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) 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。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系の注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。

※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・チェンバ体温度を推定する。 ④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・チェンバ体温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	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、指示値の上昇又は異常によりRPV破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積物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。 <ベデスタル沸騰水注水判断基準> 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、ベデスタルの沸騰水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は異常により、RPV破損検知に用いる。 RPV破損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物の観点から、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、ベデスタルの沸騰水注水と判断する。

\*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況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 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ベデスタル温度 (SA)	①ドライウエル温度 (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ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ベデスタル温度 (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圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) 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 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	①ベデスタル温度 (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ベデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (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圧力 (SA) によりベデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にベデスタル温度 (SA) 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温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	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 (SA)	①サブプレッション・チェンバ温度 (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サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA)	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 (SA)	①サブプレッション・プール水温度 (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サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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 (SA) によりサブプレッション・プール水温度 (SA) 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*	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1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②ドライウエル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1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・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、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
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、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/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、真空破壊装置、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、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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)

(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
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	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/F) 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。 ③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 (ベントトライアン・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/F) 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代替冷却水貯槽水位 ⑨西側冷却水貯槽水位 ⑩ドライウェル圧力 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)、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)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン 狭帯域用) 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)、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッション・プール水位を推定する。 ②水源である代替冷却水貯槽水位又は西側冷却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、代替冷却水貯槽又は西側冷却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。 ③ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。 ④サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水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・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント東側判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m (ベントライオン下流から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを確信する。 ⑤ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。
	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代替冷却水貯槽水位 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の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替冷却水貯槽水位又は西側冷却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。なお、代替冷却水貯槽又は西側冷却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デブリーの少量落下時 (デブリー堆積高さ<0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部空室気温度 (常用計器監視パラメータ) により、デブリーが冠水されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※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 (断薬注又は断薬監視パラメータ) (断薬注又は断薬監視パラメータ) (断薬注又は断薬監視パラメータ) の状態を把握することが可能な計器を示す。

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	ドライウェル水位	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低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑤格納容器代替注水流量 (狭帯域用) ⑥ベドスタタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑦低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	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ェ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ドライウェ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 (狭帯域用)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量 (狭帯域用)、ベドスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態により、ドライウェル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ドライウェル水位を推定する。 ④水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ドライウェル水位を推定する。 ⑤水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ドライウェル水位を推定する。 ⑥水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ドライウェル水位を推定する。 ⑦水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ドライウェル水位を推定する。
	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格納容器代替注水流量 (狭帯域用) ④ベドスタタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑤低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑥「サブプレッション・プール水位」 <sup>※2</sup>	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)、格納容器代替注水流量 (狭帯域用)、ベドスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態により、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) の流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量 (狭帯域用)、ベドスタタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	ベドスタタル水位	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格納容器代替注水流量 ④低圧原子炉代替注水流量	①ベドスタタル水位の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ベドスタ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)、格納容器代替注水流量 (狭帯域用)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ベドスタ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) の流量により、ベドスタタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 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。

※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 (断薬注又は断薬監視パラメータ) の状態を把握することが可能な計器を示す。

・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 <sup>※1</sup>	
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。)	①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。 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) を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位 (SA)	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。	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、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	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。	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	①1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。	①1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。

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
		代替パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ② [格納容器内水素濃度] <sup>※1</sup>	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。
	格納容器内水素濃度	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。	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。
未臨界の維持又は監視	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。	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	①1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。	①1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。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
※2 [ ] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐震監視パラメータ (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器) 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
		代替パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] <sup>※2</sup>	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。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。	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。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] <sup>※2</sup>	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。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。	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。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。
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。	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。
	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)	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 (サブプレッション・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。	①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) 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。
未臨界の維持又は監視	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 [制御棒手動操作・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制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	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制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	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 [制御棒手動操作・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中性子源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制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	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中性子源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制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器) 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。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系] <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、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[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 [格納容器内放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (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放射線モニタ (常用代替監視パラメータ) により、放射線量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器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 (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。
未臨界の維持又は監視	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起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装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、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[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。

※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 (新機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 (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) ② [格納容器水素濃度 (A系)] <sup>*2</sup>	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。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] <sup>*2</sup>	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。 ②監視可能であれば格納容器水素濃度 (A系) (常用計器) により、水素濃度を推定する。 推定は、格納容器水素濃度 (B系) を優先する。
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 (ドライトウエル)	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 (ドライトウエル) 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。
未臨界の維持又は監視	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平均出力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、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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中性子源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、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[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。

※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 (耐環境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
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・チェンバ、プールの温度	①主要パラメータの他サブプレッジョン・チェンバ気体温度 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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	①復水補給水系温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換器評価からサブプレッジョン・チェンバ、プール水温度により推定する。
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	復水補給水系流量 (RR A 系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水系流量 (RR A 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位変化により復水補給水系流量 (RR A 系代替注水流量) を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ気体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。
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	①復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ②サブプレッジョン・チェンバ、プール水位 ②格納容器下部水位	推定は、復水補給水系流量 (RR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ、プール水位を優先する。 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ、プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 ②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、復水補給水系流量 (RR B 系代替注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ、プール水位を優先する。

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 (10/17)

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
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・プール水温度	①主要パラメータの他サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッジョン・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サブプレッジョン・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッジョン・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ③原子炉水位 (SA 燃料域) ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ④原子炉圧力容器温度	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて、代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位を優先する。
	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 ②サブプレッジョン・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気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。 推定は、ポンプの注水特性の関係より推定する代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を優先する。

※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 (10/16)

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
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッジョン・プール水温度 (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サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) 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。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換器評価からサブプレッジョン・プール水温度 (SA) により推定する。
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度 (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。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力 ②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (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。 推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力を優先する。

※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	
			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 (0/M)	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。	
	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	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 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。
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*	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 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。 推定は、同じ物理量であるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力を優先する。	
	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 (フィルタ装置出口放射線モニタ (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。	
	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。	
	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 ①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 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。
		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。
		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吐出圧力	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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、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*	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 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) ②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フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	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	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。	
	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水素濃度が故障した場合は、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吐出圧力	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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、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。	
	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：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
格納容器圧力逃かし装置 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/W) 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/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力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パ水 pi	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラパ水 pi 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。
	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、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 (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ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 [ ] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば常備用原子炉施設の試験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
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。
最終ヒートシンクの確保	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。
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	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 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。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	推定は、残留熱除去系系統流量を優先する。 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。
	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。

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 <sup>※1</sup>	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サブプレッション・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・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、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。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	推定は、残留熱除去系系統流量を優先する。 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ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※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
格納容器フィルタベント系	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。
	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フィルタベント系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	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)	①主要パラメータの他チャンネル 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、他チャンネルにより推定する。
最終ヒートシンクの確保	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水素濃度が故障した場合は、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	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	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。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系熱交換器冷却水流量	②残留熱除去系熱交換器冷却水流量を優先する。 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 (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*1	代替パラメータ推定方法
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②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。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位が監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
原子炉圧力	①原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	①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原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉圧力 (燃料域) ④原子炉圧力 (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 (広帯域)、原子炉圧力 (燃料域) により推定する。 ②原子炉圧力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。
格納容器内圧力 (D/W)	①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)]**	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、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	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。 ②(0/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]**	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) (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。 ②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、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。
	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力 (SA)	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]**	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力 (SA) 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) (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。 ②残部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。

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 (13/17)

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
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	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広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 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。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。
原子炉圧力	①原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉圧力 (広帯域) ④原子炉圧力 (燃料域) ⑤原子炉圧力 (SA広帯域) ⑥原子炉圧力 (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 (SA) 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) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チ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 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力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 (12/16)

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
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②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。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
原子炉圧力	①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) 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) ③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) 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。
ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	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)	①ドライウエル温度 (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ドライウエル温度 (SA) 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 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (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、サブプレッション・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) 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ャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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
原子炉圧力容器内の状態	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。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉水位 (SA) の水位が監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA) ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉圧力 (燃料域) ④原子炉圧力 (SA) ⑤原子炉圧力 (SA) ⑥原子炉圧力 (SA)	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。
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 (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。 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
原子炉格納容器内の状態	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監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破砕装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	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、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。
原子炉格納容器内の状態	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原子炉圧力 (SA) 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、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。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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。

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
原子炉格納容器内の状態	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。
	ドライウエル圧力	①サブプレッジョン・チェンネル圧力 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・チェンネ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。
原子炉格納容器内の状態	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、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。
	原子炉隔離時冷却ポンプ吐出圧力	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原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却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。
原子炉格納容器内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 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。
	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。

\*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
原子炉建物内の状態	残留熱除去系ポンプ出口圧力	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出口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出口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、原子炉圧力 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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低圧炉心スプレイポンプ出口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低圧炉心スプレイポンプ出口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、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
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)	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残留熱除去系統流量 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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・プール水位から原子炉炉心注水系統流量 (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、プール水位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。
原子炉隔離後水素濃度	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原子炉隔離後水素濃度の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原子炉隔離後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。
原子炉格納容器内 の 水 源 の 確 保	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格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内空気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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で、事故後の原子炉格納容器内への空気の (循環) の流入有無を把握し、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高圧炉心スプレィ系系統流量 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高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	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・プール水位から原子炉炉心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、高圧炉心スプレィ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレィ系の高さ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、高圧炉心スプレィ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレィ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ポンプ停止監視装置 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。原子炉炉心注水系統への注水中に、ECC S系の配管破断などによりサブプレッション・プール水位が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常 (圧力低下、ハンチングなど) が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替注水貯槽水位	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 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水ポンプ吐出圧力	①代替注水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替注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、代替注水貯槽水位を推定する。なお、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注水貯槽水位を推定する。なお、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代替注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、水源である代替注水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替注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出口圧力	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出口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、代替注水貯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・プール水位	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高圧炉心スプレィポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレィポンプ出口流量 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出口圧力 ②高圧炉心スプレィポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレィポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッション・プール水位]**	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、原子炉炉心注水系統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、高圧炉心スプレィポンプ出口流量、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・プール水を水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレィポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレィポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口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。 ③監視可能であればサブプレッション・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・プール水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 ②高圧炉心注水系統流量 ②復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA)	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が確保されていることを推定する。 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) ①高圧炉心注水系統流量 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③ [サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サブプレッション・チェンバ・プールの水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・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、プールの水位を水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。
原子炉隔離水素濃度	原子炉隔離水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉隔離水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉隔離水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	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チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内空気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内空気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な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で、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 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 (常設ライン兼帯域用) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 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サブプレッション・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ション・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。
	原子炉隔離水素濃度	原子炉隔離水素濃度	①原子炉隔離水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉隔離水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内空気放射線モニタ (D/W) ②格納容器内空気放射線モニタ (S/C) ②ドラウイグセル圧力 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]**2	①格納容器内酸素濃度 (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格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内空気放射線モニタ (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ドラウイグセル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 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 (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サブプレッション・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。 ③監視可能であれば低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	サブプレッション・プール水位	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残留熱代替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・プールの水位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、残留熱代替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 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッション・プール水位]**2	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、残留熱代替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・プールの水位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、残留熱代替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、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力とを推定することにより、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。 ③監視可能であればサブプレッション・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・プールの水位を優先する。

\*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (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
水質の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (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復水貯蔵槽水位 (RR A系代替注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②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注水元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) 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・プールから原子炉格納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。
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の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原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
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) 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格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内空気放射線レベル (D/W) 又は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値を入力とした群集結果 (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り、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
水質の確保	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水流量 (常設ライン兼帯用) 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、西側淡水貯水設備水位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注水元の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	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原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
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原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

※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 (断定性又は断環境性等はないが、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
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャネル 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原子炉建屋水素濃度の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原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素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格納容器酸素濃度モニタ (ドライウエル) ②格納容器酸素濃度放射線モニタ (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) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] **	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格納容器酸素濃度放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 又は格納容器酸素濃度放射線モニタ (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値を入力とした群集結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (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により、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酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル) ②格納容器酸素濃度放射線モニタ (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) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] **	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格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度放射線モニタ (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値を入力とした群集結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (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により、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酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。  
※2 [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (断定性又は断環境性等はないが、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*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	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。
	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) 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、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。
	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) 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広域)、使用済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。 ③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水位・温度 (SA広域) 及び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) 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監視カメラ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)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

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

第 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温度 (SA) により使用済燃料貯蔵プールの温度を推定する。また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、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。
	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (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。
	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) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 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。
燃料プールの監視	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②燃料プール監視カメラ	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。 ②燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて燃料プールの状態を監視する。 ③燃料プール監視カメラにより、燃料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。

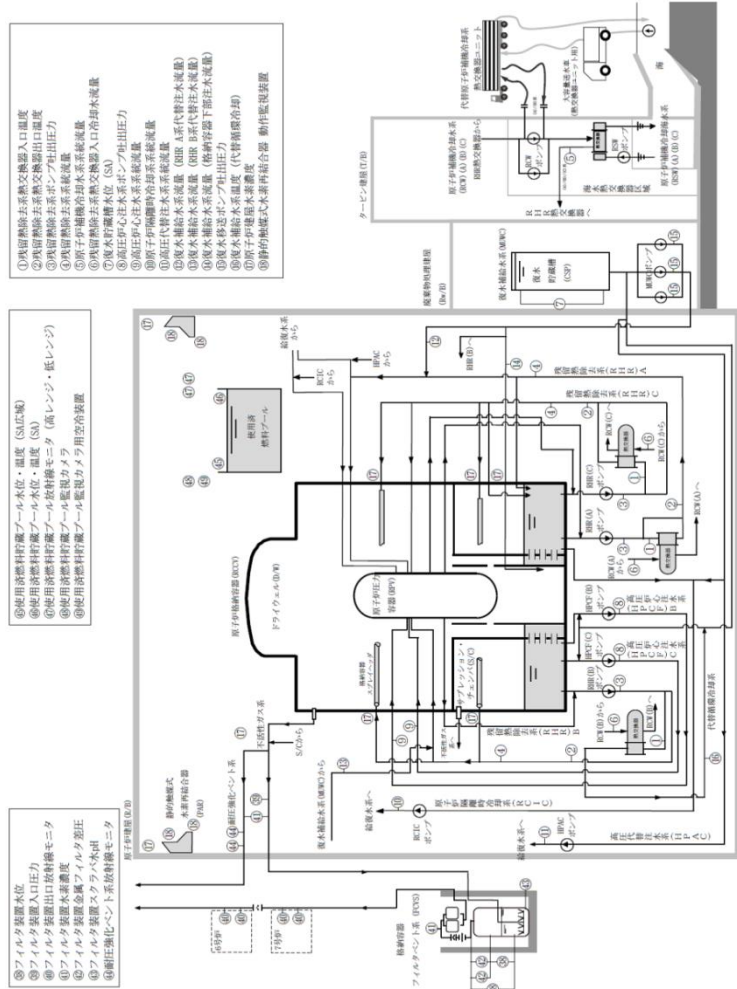
第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/16)

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	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。
	燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料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、燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・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燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 ③燃料プール監視カメラ (SA) を優先する。
燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。	

\*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。

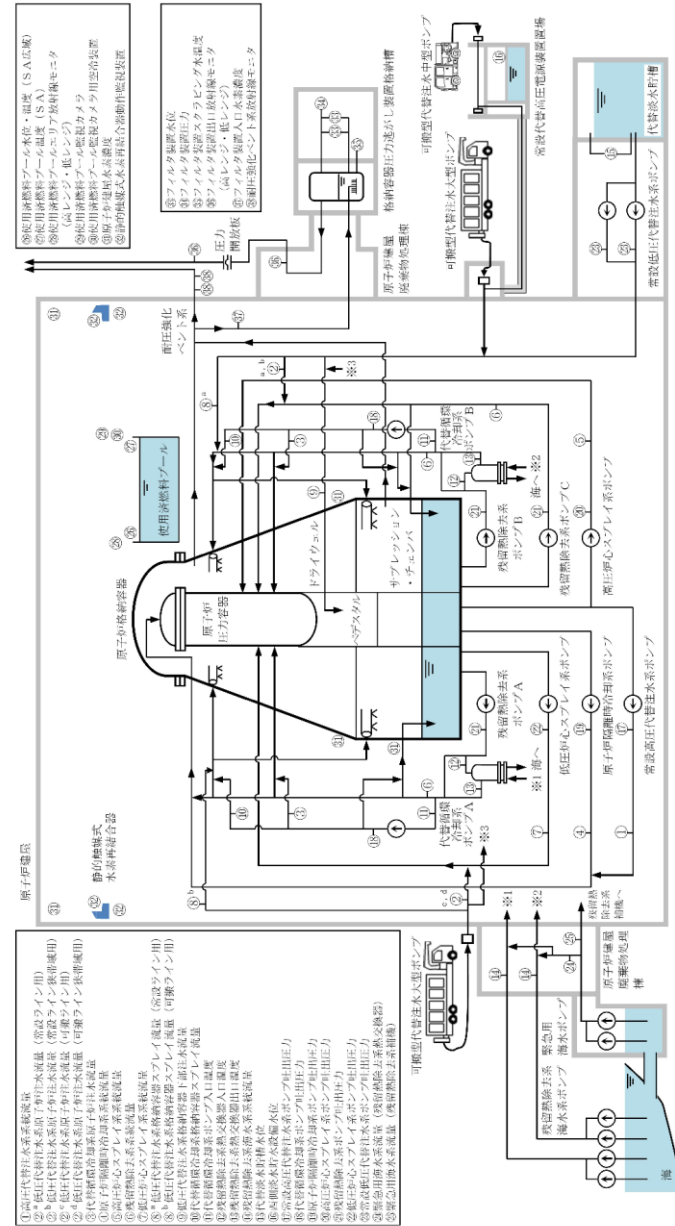
・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

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="290 331 780 1136"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="30">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>高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力</td></tr> <tr><td>高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力</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ボンベ出口圧力</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	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	ドレンタンク水位	遠隔空気駆動弁操作ボンベ出口圧力	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 1605 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圧窒素ボンベ圧力</td></tr> <tr><td>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</td></tr> <tr><td>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力</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圧窒素ボンベ圧力	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	<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="12">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>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 rowspan="4">その他</td><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> ガスボンベ圧力</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	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	その他	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力	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  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  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。  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。  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。  島根 2号炉は, 遠隔空気駆動弁操作ボンベを使用しないため, 遠隔空気駆動弁操作ボンベ出口圧力を補助パラメータとしていない。  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	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力																																																																												
		高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力																																																																												
		ドレンタンク水位																																																																												
		遠隔空気駆動弁操作ボンベ出口圧力																																																																												
		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圧窒素ボンベ圧力																																																																												
		非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力																																																																												
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力																																																																													
	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																																																																													
	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧																																																																													
	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧																																																																													
その他	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力																																																																													
	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力																																																																													
	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																																																																														



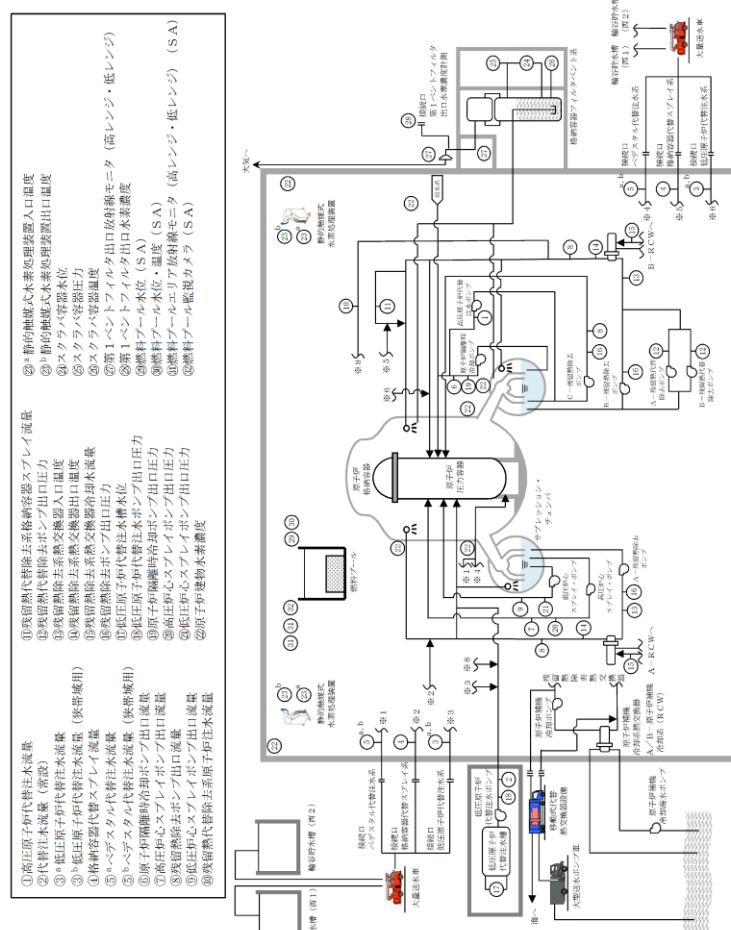
- ① 燃料棒燃料棒交換器入口流量
- ② 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ③ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ④ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑤ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑥ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑦ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑧ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑨ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑩ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑪ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑫ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑬ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑭ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑮ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑯ 燃料棒燃料棒交換器出口流量

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)



- ① 燃料棒燃料棒交換器入口流量
- ② 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ③ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ④ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑤ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑥ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑦ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑧ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑨ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑩ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑪ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑫ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑬ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑭ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑮ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑯ 燃料棒燃料棒交換器出口流量

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)



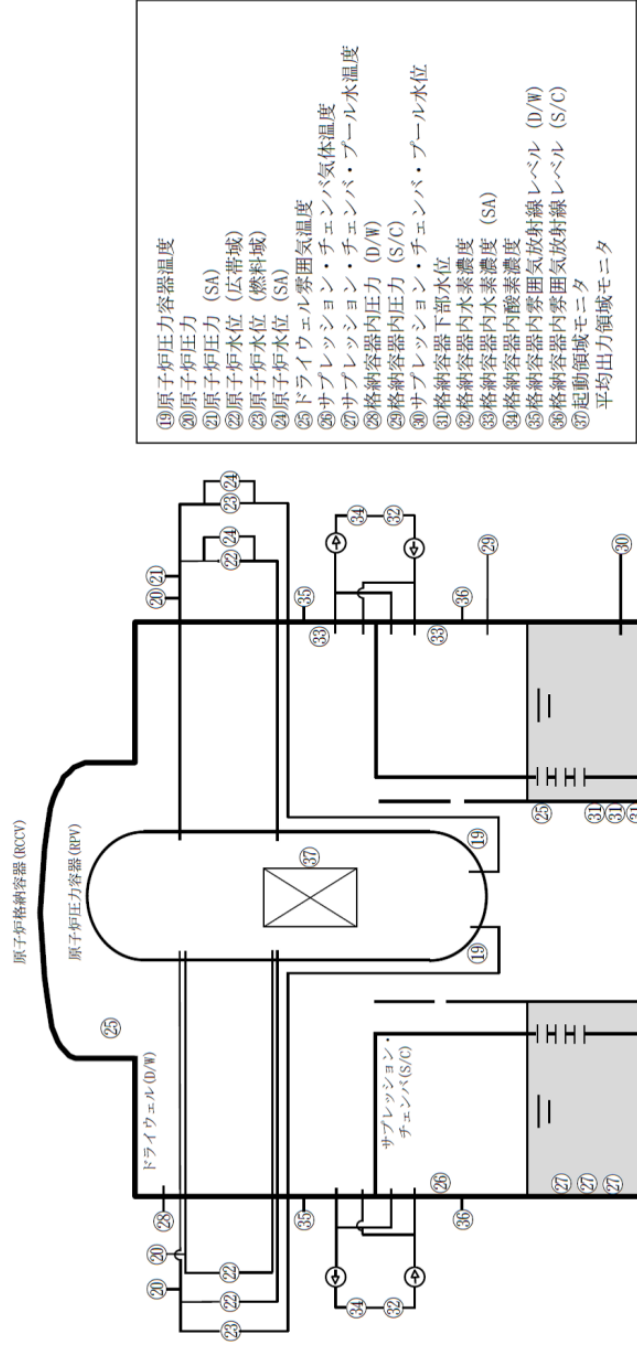
- ① 燃料棒燃料棒交換器入口流量
- ② 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ③ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ④ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑤ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑥ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑦ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑧ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑨ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑩ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑪ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑫ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑬ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑭ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑮ 燃料棒燃料棒交換器出口流量
- ⑯ 燃料棒燃料棒交換器出口流量

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)

備考

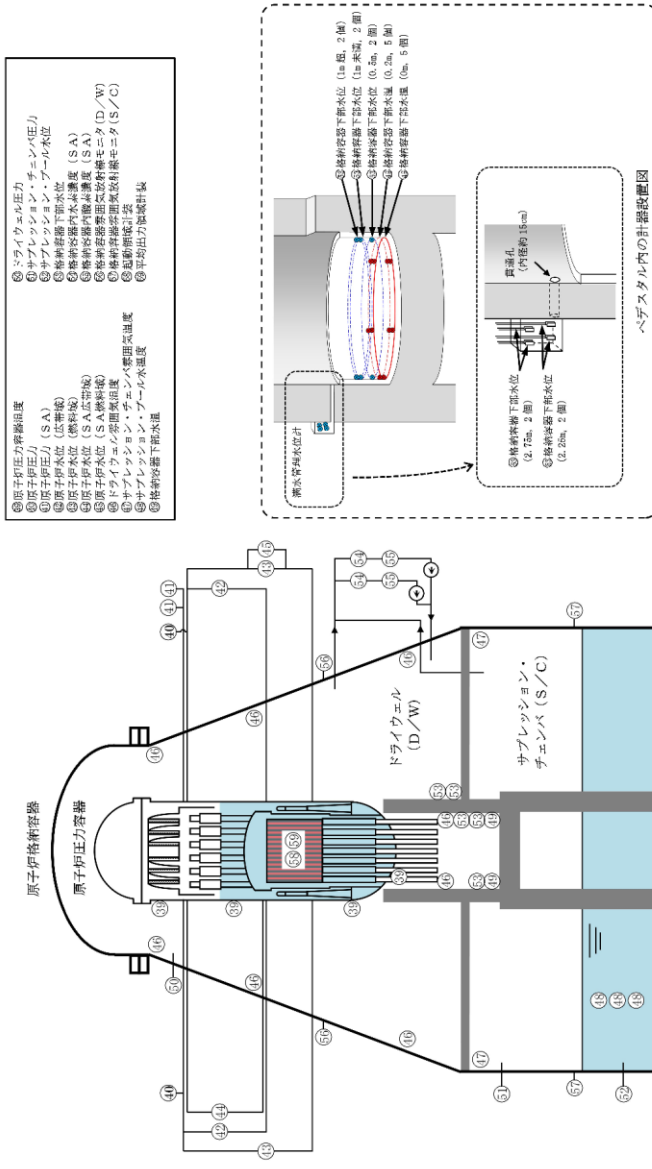
- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による系統構成の相違
- 常設注水流量計の相違  
＜原子炉注水, 格納容器スプレイ＞  
島根 2号炉では, 低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水および格納容器スプレイを切替えて実施するため, 流量計を注水ライン分岐前に 1 台設置している。東海第二は, 同時注水を行うため原子炉注水用と格納容器スプレイ用の流量計を注水ライン分岐後に 1 台ずつ設置している。柏崎 6/7 は, 原子炉注水と格納容器スプレイを切替えるラインと原子炉注水のみのラインがあり流量計は注水ライン分岐前の 1 台と原子炉注水用の 1 台の計 2 台を設置している。
- ＜ペDESTAL注水＞  
島根 2号炉では, 低圧原子炉代替注水ポンプによる格納容器下部への注水を格納容器スプレイにより行うため, 格納容器スプレイ流量計測と同一である。柏崎 6/7, 東海第二は, 格納

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
			容器下部への注水ラインがあるため、格納容器下部注水用の流量計を設置している

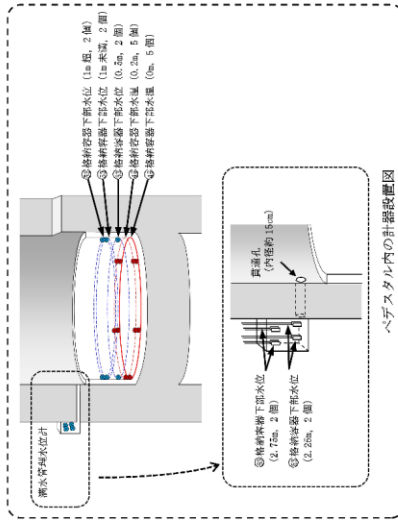


- ① 原子炉格納容器 (RCCV)
- ② 原子炉圧力容器 (RPV)
- ③ 原子炉圧力 (SA)
- ④ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑤ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑥ サブプレッション・チェンバ内部温度
- ⑦ サブプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑧ 格納容器内圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ サブプレッション・チェンバ・プールの水位
- ⑪ 格納容器下部水位
- ⑫ 格納容器内水素濃度
- ⑬ 格納容器内酸素濃度
- ⑭ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ⑮ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ⑯ 起動領域モニタ
- ⑰ 平均出力領域モニタ

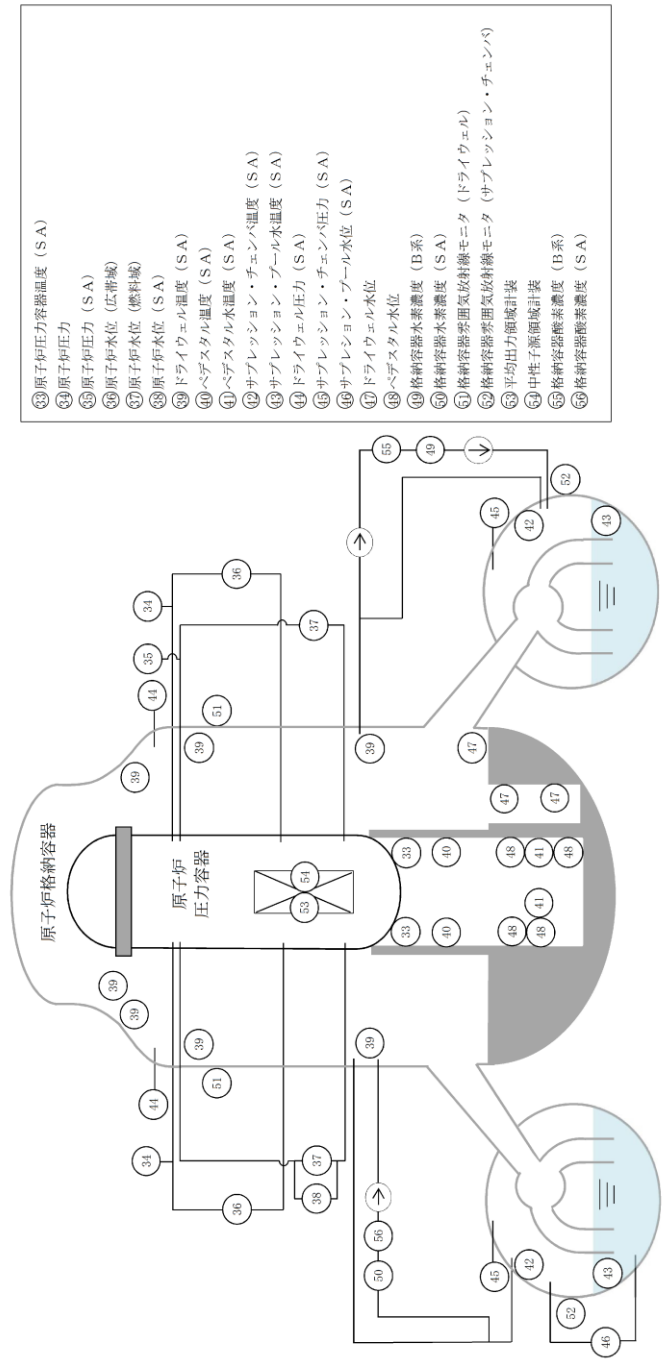
第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)



- ① 原子炉圧力 (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 (S/A)
- ⑤ 原子炉水位 (S/C)
- ⑥ サブプレッション・チェンバ内部温度
- ⑦ サブプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑧ 格納容器内圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ 格納容器下部水位
- ⑪ 格納容器内水素濃度
- ⑫ 格納容器内酸素濃度
- ⑬ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ⑭ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ⑮ 起動領域モニタ
- ⑯ 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)

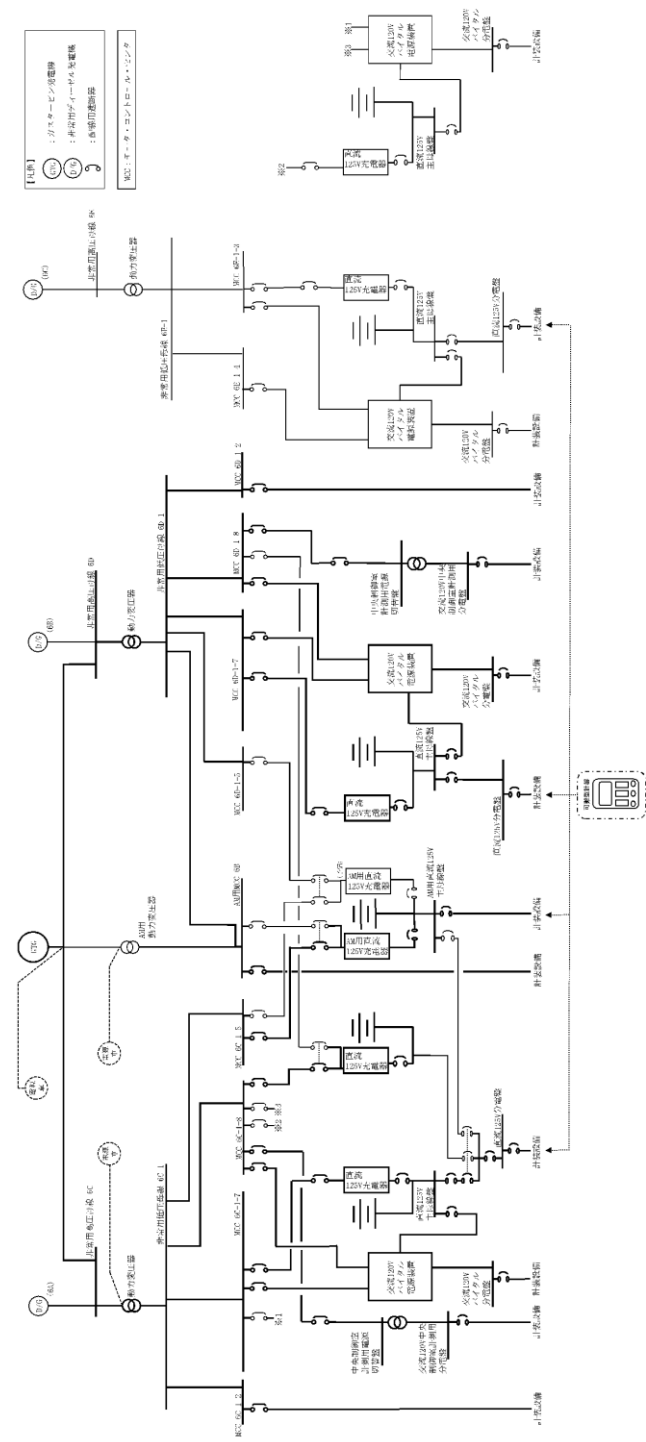


- ① 原子炉格納容器温度 (SA)
- ② 原子炉圧力 (SA)
- ③ 原子炉水位 (広帯域)
- ④ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑤ 原子炉水位 (SA)
- ⑥ ドライウエル温度 (SA)
- ⑦ ベドスタル温度 (SA)
- ⑧ ベドスタル温度 (SA)
- ⑨ サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
- ⑩ サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
- ⑪ サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ⑫ サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ⑬ ドライウエル水位
- ⑭ ベドスタル水位
- ⑮ 格納容器水素濃度 (B系)
- ⑯ 格納容器水素濃度 (SA)
- ⑰ 格納容器内部雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
- ⑱ 格納容器内部雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
- ⑲ 平均出力領域計装
- ⑳ 中性子源領域計装
- ㉑ 格納容器酸素濃度 (B系)
- ㉒ 格納容器酸素濃度 (SA)

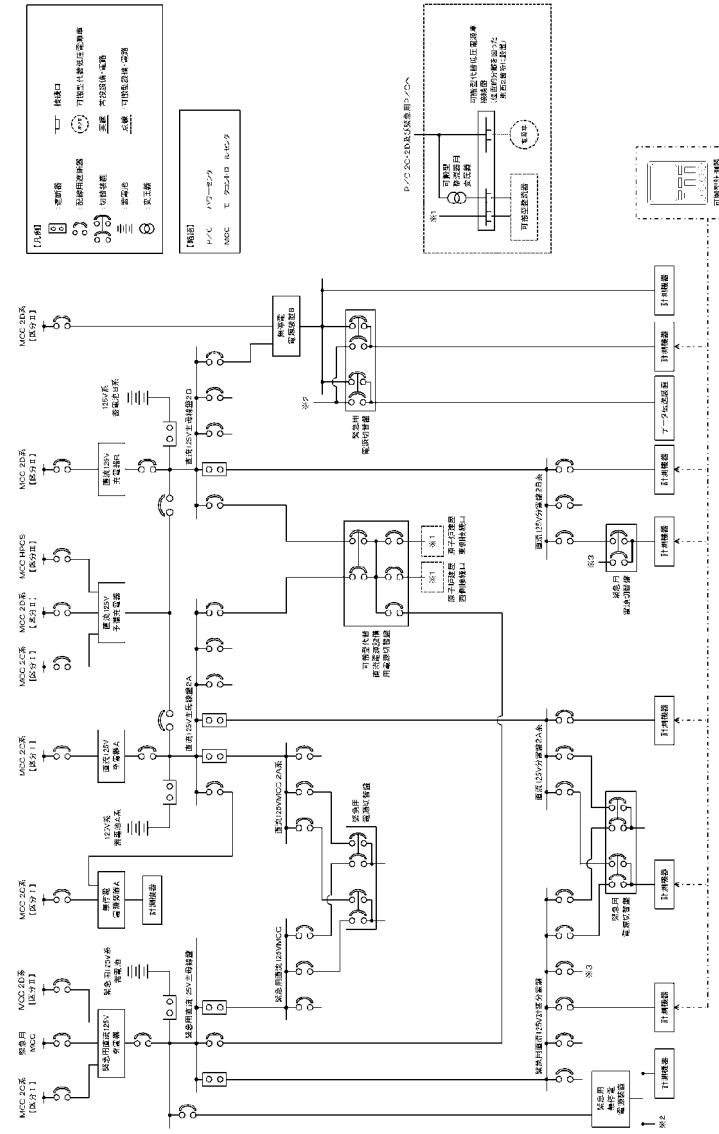
第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その2)

備考  
・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

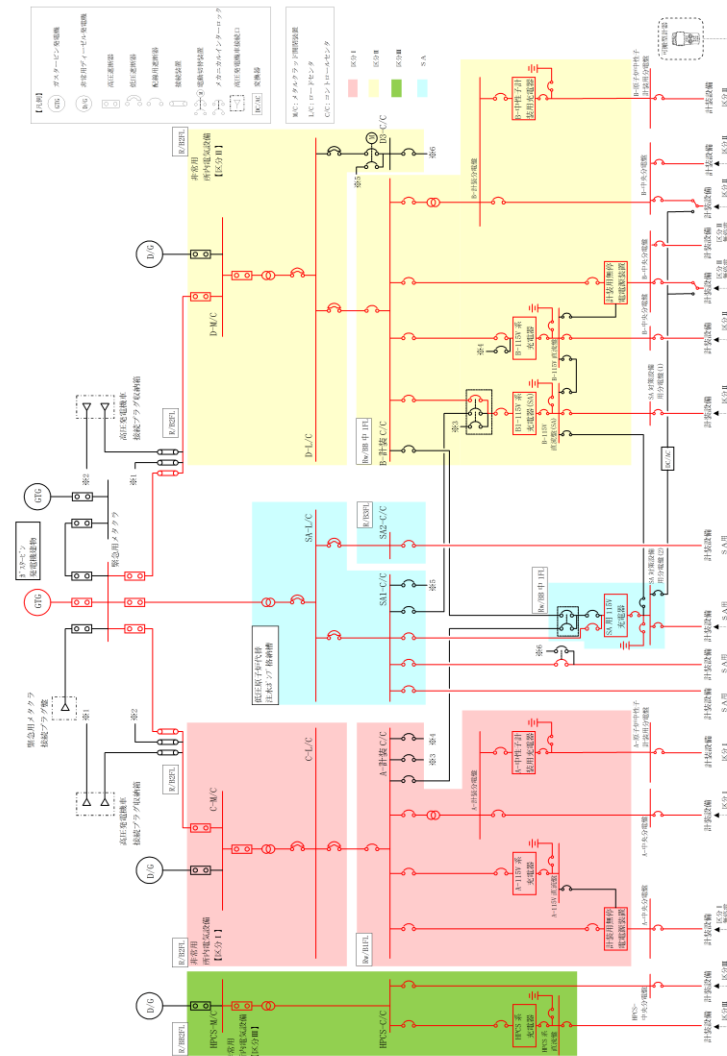




第 3.15-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6号炉)

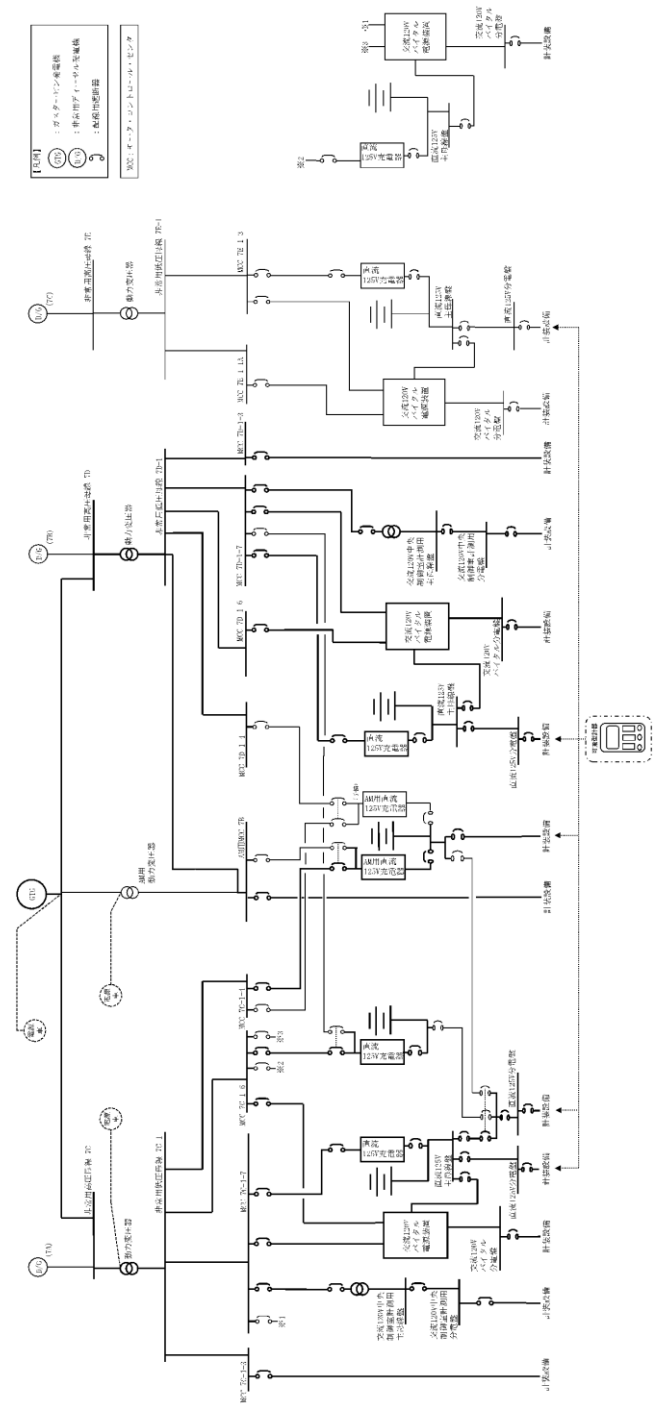


第 6.4-3 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (3)  
(計器電源喪失時使用する設備)

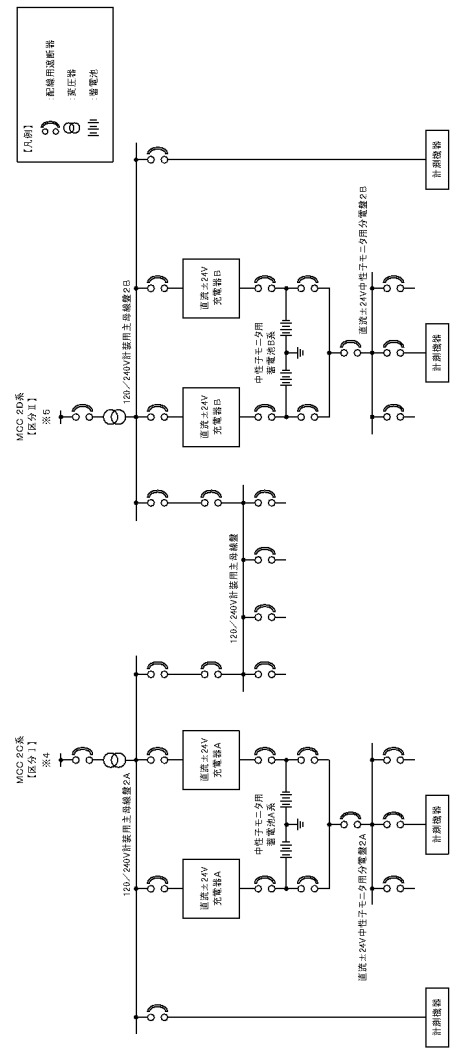


第 3.15-2 図 計装設備単線結線図

・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)

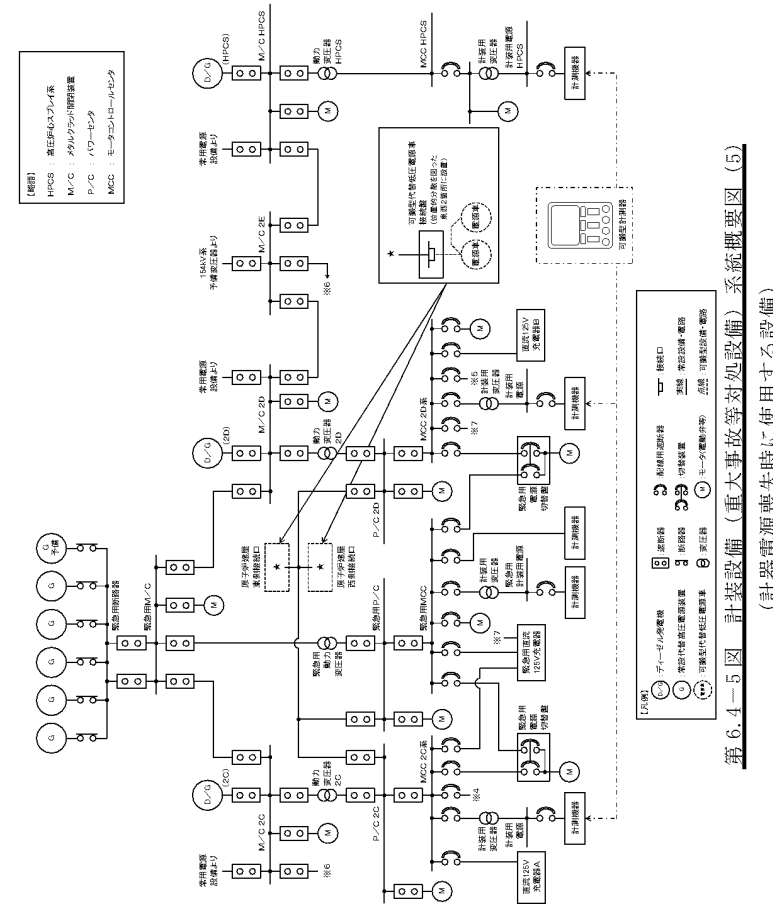
- ・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2 号炉は単独申請であり、該当なし
- 【東海第二】  
設備設計の相違による電源構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

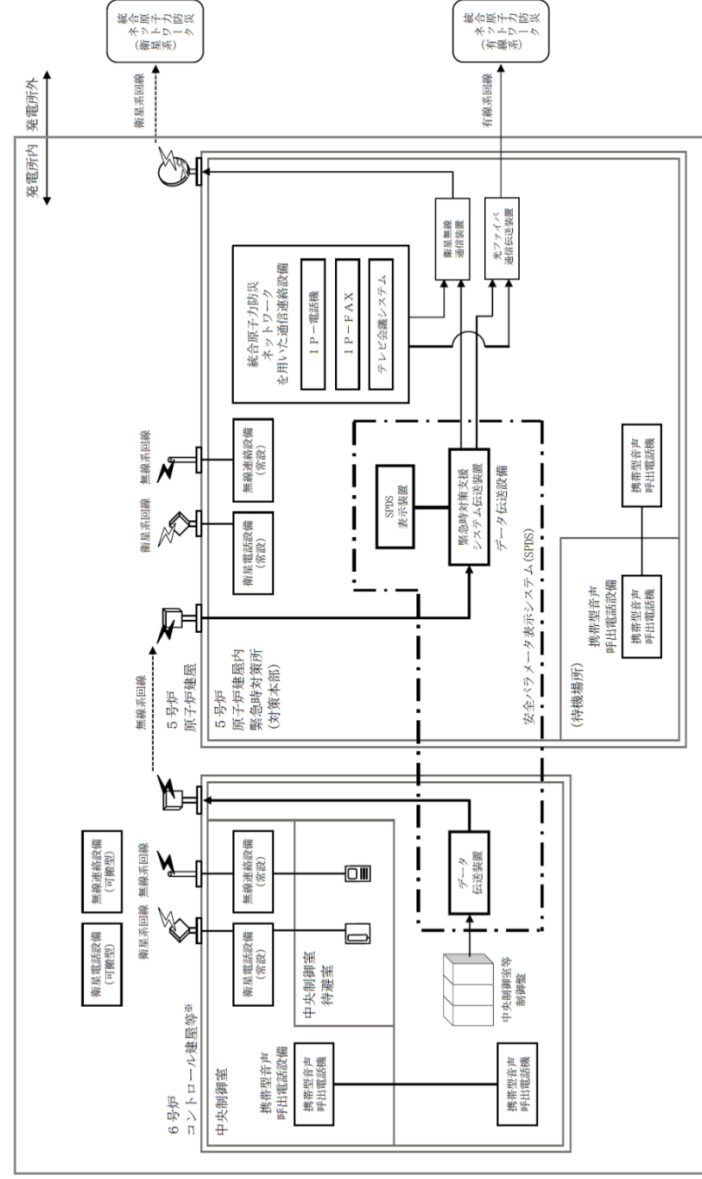
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

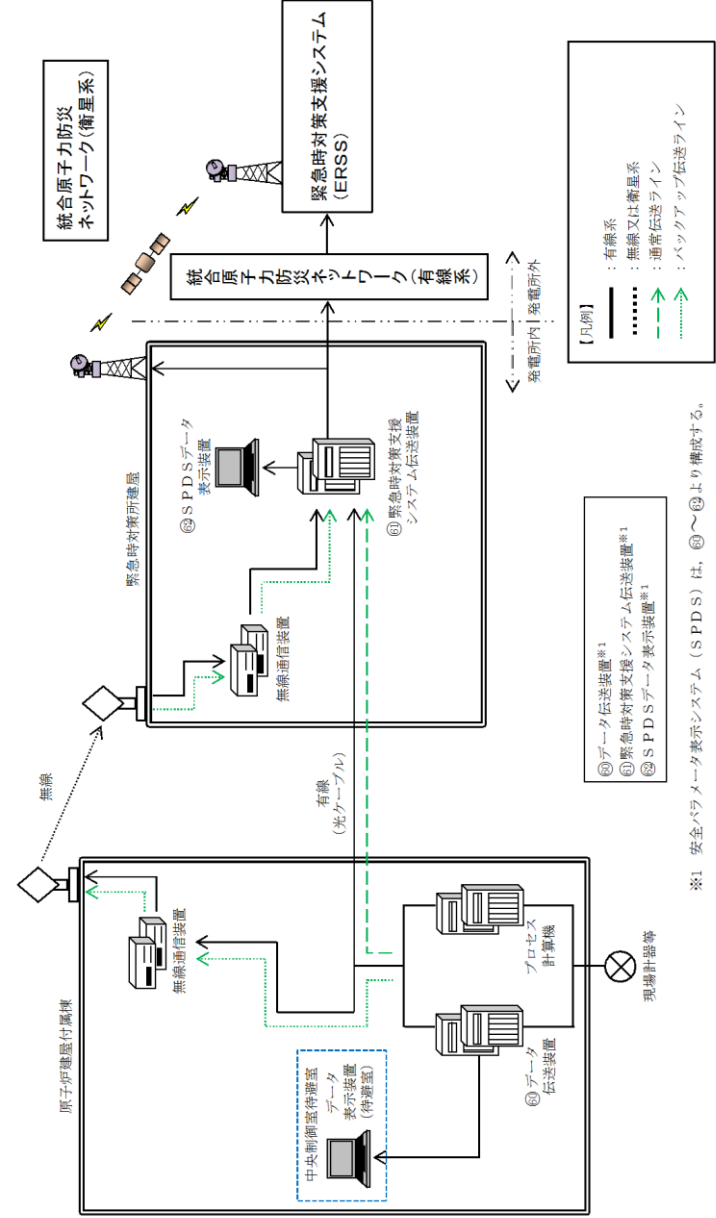
備考



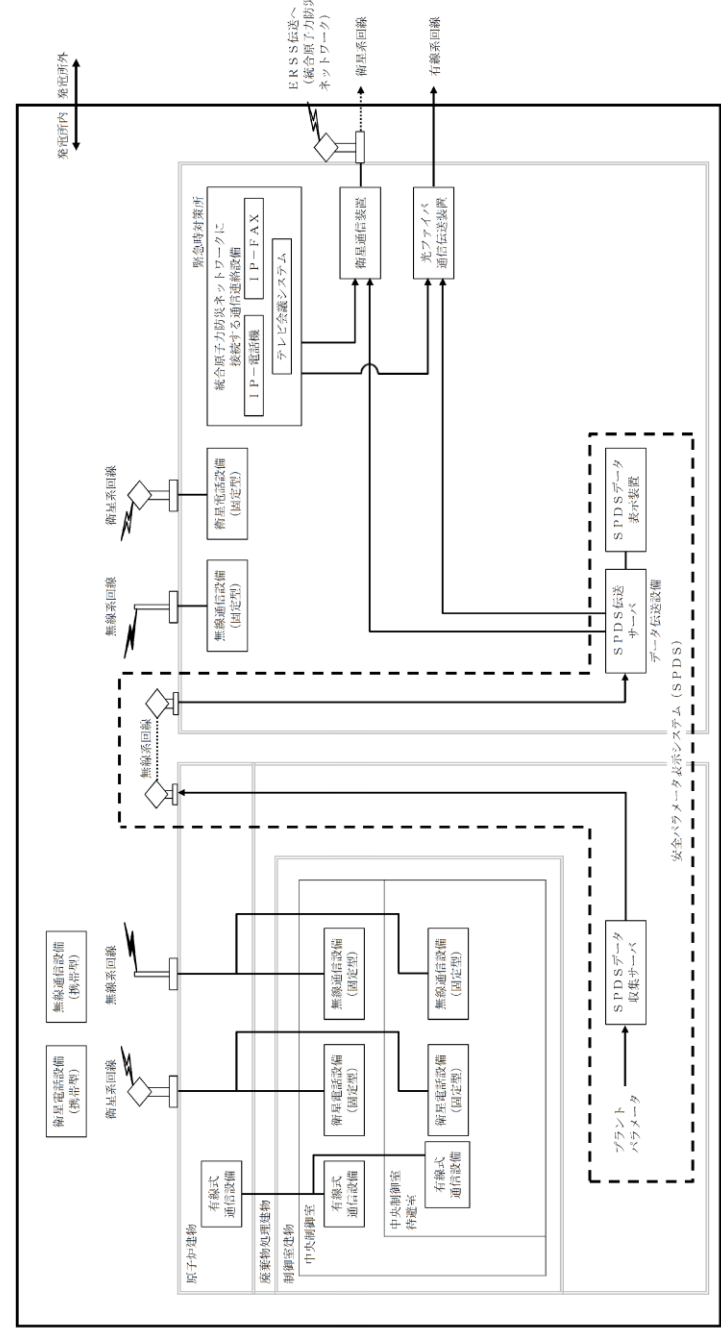
・設備の相違  
**【東海第二】**  
 設備設計の相違による電源構成の相違



※: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）

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="368 447 2318 898"> <thead> <tr> <th data-bbox="368 447 531 506">相違No.</th> <th data-bbox="531 447 2318 506">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="368 506 531 564">①</td> <td data-bbox="531 506 2318 564">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="368 564 531 623">②</td> <td data-bbox="531 564 2318 623">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="368 623 531 682">③</td> <td data-bbox="531 623 2318 682">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="368 682 531 741">④</td> <td data-bbox="531 682 2318 741">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="368 741 531 800">⑤</td> <td data-bbox="531 741 2318 800">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="368 800 531 858">⑥</td> <td data-bbox="531 800 2318 858">島根2号炉は、重大事故等対処設備として原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を設置する</td> </tr> <tr> <td data-bbox="368 858 531 898">⑦</td> <td data-bbox="531 858 2318 898">島根2号炉は電路となる代替所内電気設備を明確に記載</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原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を設置する	⑦	島根2号炉は電路となる代替所内電気設備を明確に記載
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原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を設置する																		
⑦	島根2号炉は電路となる代替所内電気設備を明確に記載																		

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>3.16 <u>原子炉制御室</u></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 <u>運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59条】</u></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>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、可搬型蓄電池内蔵型照明、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)、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)、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。</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>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 設置許可基準規則第59条への適合方針</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>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を設置する設計とする。</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>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 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。</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、LEDライト(三脚タイプ)、チャコール・フィルタ・プースタ・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、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。</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</p> <p>【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>

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、非常用交流電源設備に加えて、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 (空気ポンベ) (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>本系統の流路として、<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 (空気ポンベ)</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> <li>・ <u>代替所内電気設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul> <p>本系統の流路として、<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> <li>・ 記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</li> </ul> <p>島根 2号炉は電路となる代替所内電気設備を明確に記載 (以下, 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>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> <li>・ <u>代替所内電気設備 (3. 14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>・ 設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b> 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> ⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b> 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> ⑤の相違</p> <p>・ 記載方針の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b> 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>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>・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> </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中央制御室照明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を使用する。</u>  <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>・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> </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中央制御室照明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>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u></li> <li>・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</li> </ul> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></p> <p>・<u>代替所内電気設備 (3.14 電源設備)</u></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非常用照明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>LEDライト (三脚タイプ)</u></li> <li>・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</li> </ul> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></p> <p>・<u>代替所内電気設備 (3.14 電源設備)</u></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            ・記載方針の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>            ⑦の相違</p> <p>・設備の相違  <b>【東海第二】</b>            ⑤の相違            ・記載方針の相違  <b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>            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>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>コントロール建屋と中央制御室との間が陽圧化に必要な差圧が確保できていること</u>, 及び<u>コントロール建屋と中央制御室待避室との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていること</u>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) 及び衛星電話設備 (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. <u>中央制御室差圧計</u>, <u>待避室差圧計</u>, <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</u>を把握するため, <u>中央制御室差圧計及び待避室差圧計</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, <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>・<u>中央制御室差圧計</u></li> <li>・<u>待避室差圧計</u></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, <u>可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備</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) 及び衛星電話設備 (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 ・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 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ・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【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2 号炉は、重大事故等対処設備として原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を設置する（以下、⑥の相違）</li> <li>・設備の相違【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【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【柏崎 6/7】</li> <li>⑥の相違</li> <li>・操作判断基準の相違【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、フィルタ装置、配管及び弁並びに主排気筒 (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><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> <li>・<u>代替所内電気設備 (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、後置ガス処置装置、配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気管</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>島根 2 号炉は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放に加え、次の条件が全て成立した場合に閉止する。</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、漏えい箇所の隔離又は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> <li>・記載方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7, 東海第二】</li> <li>⑦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>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>原子炉建屋ブローアウトパネルについては、「3.24 原子炉格納施設」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><b>(4) ブローアウトパネル強制開放装置</b></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><b>(5) 非常用照明</b></p> <p>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。</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、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備については、「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については、「3.24 原子炉建物原子炉棟」にて記載する。</u></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><b>(4) 非常用照明</b></p> <p>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。</p>	<p>備考</p> <p>・自主対策設備の相違</p> <p>【東海第二】 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</p> <p>【東海第二】 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>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。</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, 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は, 遮断器により, 中央制御室の非常用照明と電氣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。</u></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), 中央制御室差圧計, 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><u>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>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 号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設</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 号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設</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本の合計50本を保管する。</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>可搬型蓄電池内蔵型照明は、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1セット3台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット3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、中央制御室内とコントロール建屋、中央制御室待避室内とコントロール建屋の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを1セット2個使用する。</p> <p>保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2個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個(6号及び7号炉共用)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、1セット3個使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット3個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1個(6号及び7号炉共用)の合計4個を保管する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系排風機は、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、原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに、主排気筒(内筒)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>待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する設計とする。</p> <p>LEDライト(三脚タイプ)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2個使用する。保有数は、2個に加えて、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個の合計3個を保管する設計とする。</p> <p>中央制御室差圧計は、中央制御室の正圧化された室内と外気との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。</p> <p>待避室差圧計は、中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。</p> <p>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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、各2個使用する。保有数は、各2個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各1個の合計各3個を保管する設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系排気ファンは、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、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管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】 島根2号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設</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 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），<u>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）</u>，<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>，<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>，<u>差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u>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。</p> <p>中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，<u>コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内</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> <p>中央制御室待避室遮蔽（可搬型），<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>データ表示装置（待避室）</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>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，<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> <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 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，<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>，<u>中央制御室差圧計</u>，<u>待避室差圧計</u>，<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</u>は，<u>制御室建物内</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> <p><u>再循環用ファン</u>，<u>チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン</u>，<u>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（空気ボンベ）</u>は<u>廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内</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> <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>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> <p>中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），<u>プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</u>，<u>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>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，<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> <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 【東海第二】 島根 2 号炉は環境条件等について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，②，③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】 ⑥の相違</p> <p>・設備及び設備の設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，②，③の相違 島根 2 号炉の中央制御室差圧計及び待避室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>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>中央制御室差圧計</u>、<u>待避室差圧計</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>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、<u>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弁は、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</p> <p>【東海第二】</p> <p>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</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>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】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②、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、東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・構成の相違</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>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><u>差圧計</u> 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</u>、指示を監視することが可能な設計とする。</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><u>差圧計及び酸素濃度・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、<u>屋内のアクセスルート</u>を確保できる設計とし、<u>設置場所にて固定できる設計とする。</u></p> <p>また、中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンベ) 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</u>、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。</p> <p><u>LEDライト (三脚タイプ) の電源ケーブルの接続は</u>、<u>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><u>中央制御室差圧計及び待避室差圧計</u> は、<u>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>また、中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンベ) 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>島根 2 号炉は SGT のダンプについて記載</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 号炉の中央制御室差圧計及び待避室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 号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設</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 号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設</p>

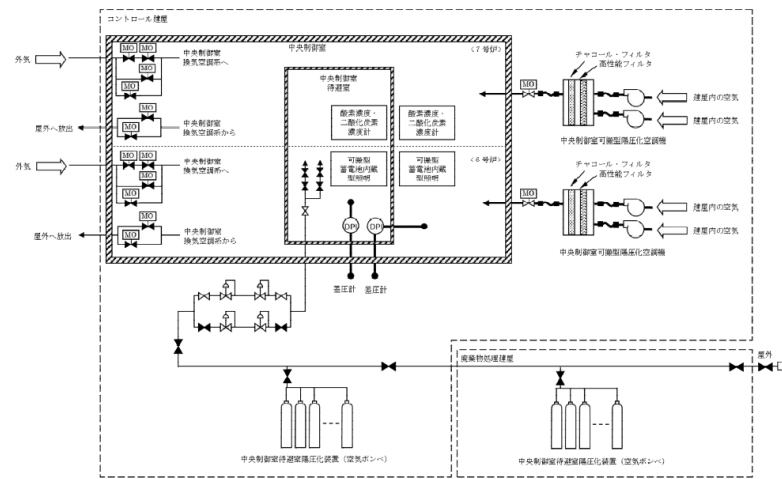
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），<u>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）</u>は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機</u>，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ），<u>データ表示装置（待避室）</u>，<u>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>LEDライト（三脚タイプ）</u>，<u>中央制御室差圧計</u>，<u>待避室差圧計</u>，<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，<u>発電用原子炉の停止中に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>



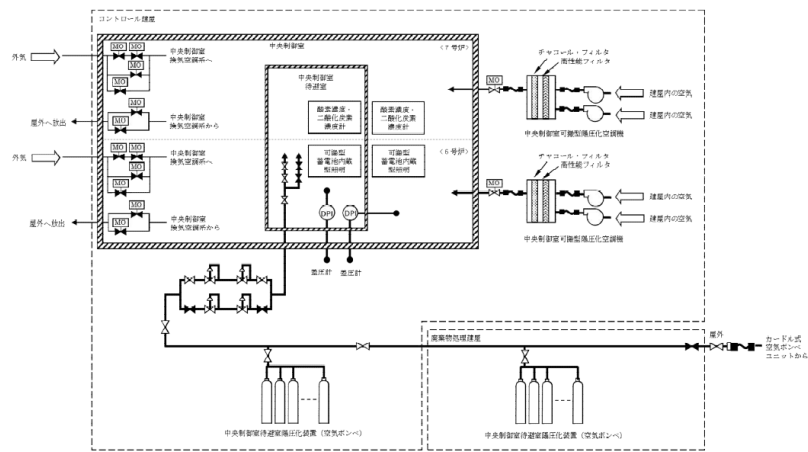
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.16-1表 中央制御室(重大事故等時)(常設)の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室遮蔽(6号及び7号炉共用)</u>  厚さ <input type="text"/> mm 以上  材料 コンクリート</p> <p>b. <u>中央制御室待避室遮蔽(常設)(6号及び7号炉共用)</u>  厚さ コンクリート <input type="text"/> mm 以上  鉛 <input 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>f. <u>中央制御室差圧計</u>  <u>個数 1</u></p> <p>g. <u>待避室差圧計</u>  <u>個数 1</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号炉の中央制御室差圧計及び待避室は常設</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>

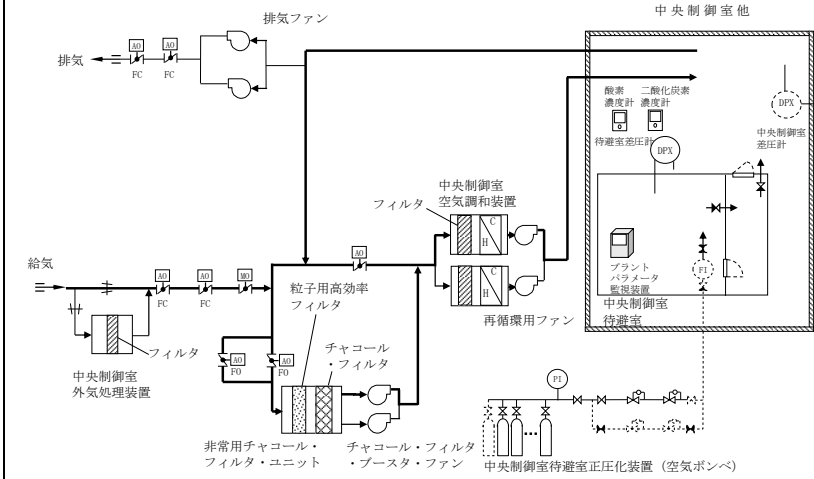
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>第3.16-2 表 中央制御室 (重大事故等時) (可搬型) の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (6 号及び7 号炉共用)</u></p> <p>(a) <u>フィルタユニット</u></p> <p>台数 <u>2 (予備1)</u></p> <p><u>よう素除去効率 99.9%以上</u></p> <p><u>粒子除去効率 99.9%以上</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><u>容量 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 (空気ポンペ) (6 号及び7 号炉共用)</u></p> <p>(a) <u>空気ポンペ</u></p> <p>本数 <u>174 (予備 20 以上)</u></p> <p>容量 <u>約47 L/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 (空気ポンペ)</u></p> <p>(a) <u>空気ポンペ</u></p> <p>本数 <u>15 (予備 35 以上)</u></p> <p>容量 <u>約50 L/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ペ必要本数・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 号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設</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>



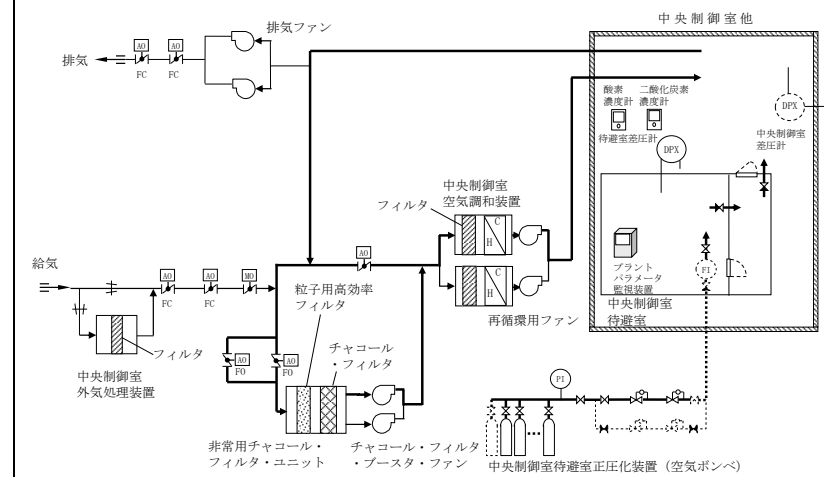
第3.16-1 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図  
 (居住性を確保するための設備(中央制御室可搬型陽圧化空調機))



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(空気ポンプ)))

・設備の相違  
 【柏崎 6/7】

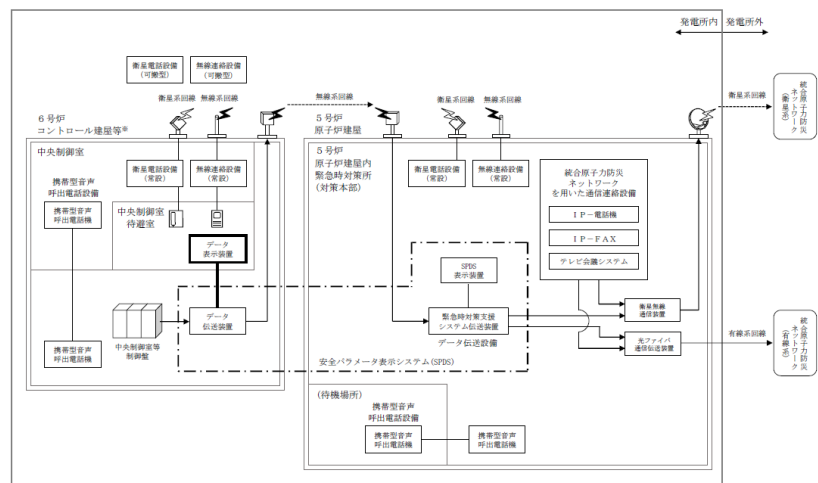
・設備の相違  
 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

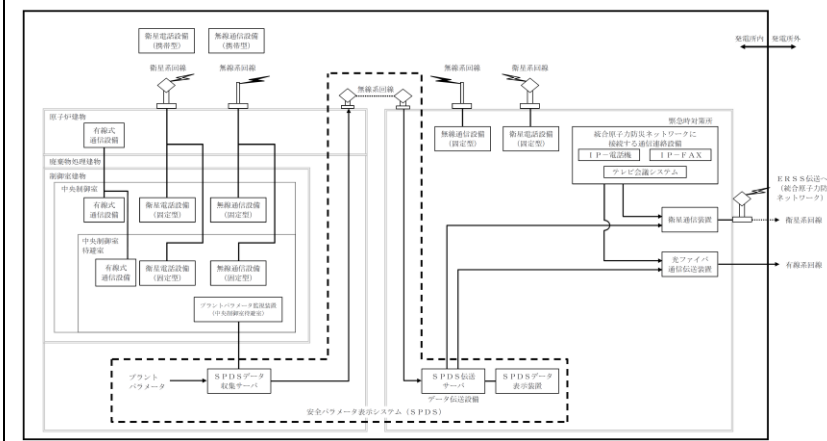
東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

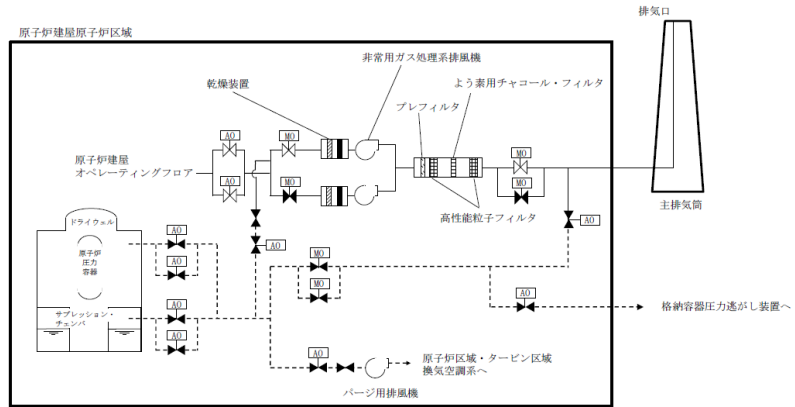


第 6.10-4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（通信連絡設備等）

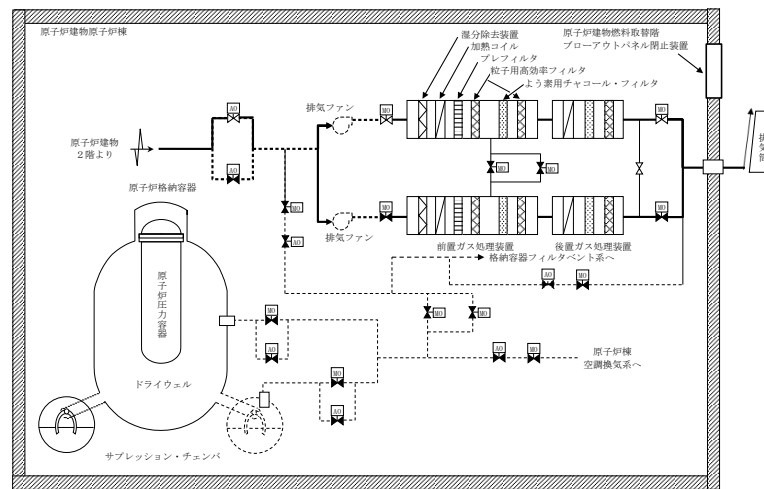


第 3.16-3 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（居住性を確保するための設備（プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型））

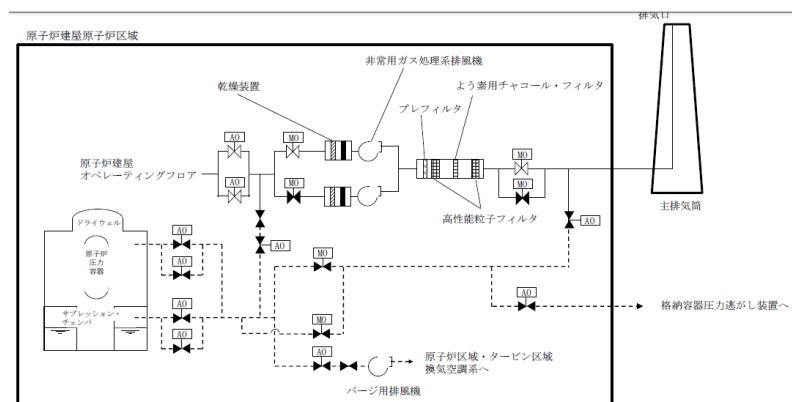
・設備の相違【柏崎 6/7】設置する設備の相違



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))



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)

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

・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 [60条 監視測定設備]

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="225 436 2433 688"> <thead> <tr> <th data-bbox="225 436 421 499">相違No.</th> <th data-bbox="421 436 2433 499">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="225 499 421 562">①</td> <td data-bbox="421 499 2433 562">島根2号炉のモニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続</td> </tr> <tr> <td data-bbox="225 562 421 625">②</td> <td data-bbox="421 562 2433 625">島根2号炉のモニタリング・ポストは、常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）から給電可能</td> </tr> <tr> <td data-bbox="225 625 421 688">③</td> <td data-bbox="421 625 2433 688">島根2号炉は、他号炉と設備を共用しない</td> </tr> </tbody> </table>				相違No.	相違理由	①	島根2号炉のモニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続	②	島根2号炉のモニタリング・ポストは、常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）から給電可能	③	島根2号炉は、他号炉と設備を共用しない
相違No.	相違理由										
①	島根2号炉のモニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続										
②	島根2号炉のモニタリング・ポストは、常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）から給電可能										
③	島根2号炉は、他号炉と設備を共用しない										

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>3.17 監視測定設備【60条】</p> <p>【設置許可基準規則】</p> <p>(監視測定設備)</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺(工場等の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備(モニタリングポスト等)が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>		<p>3.17 監視測定設備【60条】</p> <p>【設置許可基準規則】</p> <p>(監視測定設備)</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺(工場等の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備(モニタリングポスト等)が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</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>3.17.1 適合方針</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。</p> <p>放射線管理設備（重大事故等時）の保管、設置又は使用場所の概要図を第3.17-1 図から第3.17-5 図に示す。</p>	<p>8.1.2 重大事故等時</p> <p>8.1.2.1 概要</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。</p> <p>放射線管理設備（重大事故等時）の保管、設置又は使用場所の概要図を第8.1-2 図から第8.1-4 図に示す。</p>	<p>3.17.1 適合方針</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。</p> <p>放射線管理設備（重大事故等時）の保管、設置又は使用場所の概要図を第3.17-1 図から第3.17-4 図に示す。</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>3.17.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a. <u>可搬型モニタリングポスト</u>による放射線量の測定及び代替測定</p> <p>モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、<u>可搬型モニタリングポスト</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型モニタリングポスト</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p>また、<u>可搬型モニタリングポスト</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所付近等において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。</p> <p><u>可搬型モニタリングポスト</u>の指示値は、無線により伝送し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。<u>可搬型モニタリングポスト</u>で測定した放射線量は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p><u>可搬型モニタリングポスト</u>の電源は、蓄電池を使用する設計とする。</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>可搬型モニタリングポスト</u></li> </ul>	<p>8.1.2.2 設計方針</p> <p>(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a. <u>可搬型モニタリング・ポスト</u>による放射線量の測定及び代替測定</p> <p>モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、<u>可搬型モニタリング・ポスト</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>は、重大事故等が発生した場合に、<u>周辺監視区域境界</u>付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な台数を保管する。</p> <p>また、<u>可搬型モニタリング・ポスト</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急対策所付近等において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。<u>可搬型モニタリング・ポスト</u>で測定した放射線量は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>の電源は、<u>外部バッテリー</u>を使用する設計とする。</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>可搬型モニタリング・ポスト</u></li> </ul>	<p>3.17.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a. <u>可搬式モニタリング・ポスト</u>による放射線量の測定及び代替測定</p> <p>モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>を使用する。</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト</u>は、重大事故等が発生した場合に、<u>発電所敷地境界</u>付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p>また、<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト</u>の指示値は、衛星系回線により伝送し、<u>緊急時対策所</u>で監視できる設計とする。<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>で測定した放射線量は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト</u>の電源は、<u>蓄電池</u>を使用する設計とする。</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>可搬式モニタリング・ポスト</u></li> </ul>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉の可搬式モニタリング・ポストは、左記場所以外には設置しない</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>b. <u>可搬型放射線計測器</u>による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプラ, <u>よう素測定装置</u>又は <u>GM 計数装置</u>が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として, <u>可搬型放射線計測器</u> (ダスト・よう素サンプラの代替として <u>可搬型ダスト・よう素サンプラ</u>, <u>よう素測定装置</u>の代替として <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>GM 計数装置</u>の代替として <u>GM 汚染サーベイメータ</u>) を使用する。</p> <p><u>可搬型放射線計測器</u>は, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中)を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし, 放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p><u>可搬型放射線計測器</u>のうち <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>及び <u>GM 汚染サーベイメータ</u>の電源は, 乾電池を使用する設計とし, <u>可搬型ダスト・よう素サンプラ</u>の電源は, 蓄電池を使用する設計とする。</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>可搬型放射線計測器</u> (<u>可搬型ダスト・よう素サンプラ</u>, <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>GM 汚染サーベイメータ</u>)</li> </ul> <p>c. <u>可搬型放射線計測器</u>等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として, <u>可搬型放射線計測器</u>及び<u>小型船舶</u>(海上モニタリング用)を使用する。</p> <p><u>可搬型放射線計測器</u>は, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を監視し, 及び測定し,</p>	<p>b. <u>可搬型放射能測定装置</u>による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプラ, <u>よう素測定装置</u>又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として, <u>可搬型放射能測定装置</u> (ダスト・よう素サンプラの代替として <u>可搬型ダスト・よう素サンプラ</u>, <u>よう素測定装置</u>の代替として <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>ダストモニタ</u>の代替として <u>β線サーベイメータ</u>及び <u>ZnS シンチレーションサーベイメータ</u>) を使用する。</p> <p><u>可搬型放射能測定装置</u>は, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中)を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし, 放射能観測車を代替し得る十分な台数を保管する。</p> <p><u>可搬型放射能測定装置</u>のうち <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>β線サーベイメータ</u>及び <u>ZnS シンチレーションサーベイメータ</u>の電源は, 乾電池を使用する設計とし, <u>可搬型ダスト・よう素サンプラ</u>の電源は, <u>外部バッテリー</u>を使用する設計とする。</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>可搬型放射能測定装置</u> (<u>可搬型ダスト・よう素サンプラ</u>, <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>β線サーベイメータ</u>及び <u>ZnS シンチレーションサーベイメータ</u>)</li> </ul> <p>c. <u>可搬型放射能測定装置</u>等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として, <u>可搬型放射能測定装置</u>, <u>電離箱サーベイメータ</u>及び<u>小型船舶</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型放射能測定装置</u>及び<u>電離箱サーベイメータ</u>は, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び</p>	<p>b. <u>放射能測定装置</u>による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンプラ, <u>よう素モニタ</u>又は<u>ダストモニタ</u>が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として, <u>放射能測定装置</u> (ダスト・よう素サンプラの代替として <u>可搬式ダスト・よう素サンプラ</u>, <u>よう素モニタ</u>の代替として <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>ダストモニタ</u>の代替として <u>GM汚染サーベイメータ</u>) を使用する。</p> <p><u>放射能測定装置</u>は, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中)を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし, 放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p><u>放射能測定装置</u>のうち <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>及び <u>GM汚染サーベイメータ</u>の電源は, 乾電池を使用する設計とし, <u>可搬式ダスト・よう素サンプラ</u>の電源は, <u>蓄電池</u>を使用する設計とする。</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>放射能測定装置</u> (<u>可搬式ダスト・よう素サンプラ</u>, <u>NaI シンチレーションサーベイメータ</u>, <u>GM汚染サーベイメータ</u>)</li> </ul> <p>c. <u>放射能測定装置</u>等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として, <u>放射能測定装置</u>及び<u>小型船舶</u>を使用する。</p> <p><u>放射能測定装置</u>は, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中, 水中, 土壌中)及び放射線量を監視し, 及び測定し, 並び</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の放射能観測車に搭載しているダストモニタは, β線測定用であるため, その代替としてGM汚染サーベイメータを使用</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>並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。</p> <p>発電所の周辺海域においては、<u>小型船舶（海上モニタリング用）</u>を用いる設計とする。</p> <p><u>可搬型放射線計測器のうちNaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。</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>可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）</u></li> <li>・<u>小型船舶（海上モニタリング用）</u></li> </ul> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p> <p>(2) 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備</p> <p>a. <u>可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定</u> 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、<u>可搬型気象観測装置</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型気象観測装置</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とし、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p><u>可搬型気象観測装置</u>の指示値は、<u>無線</u>により伝送し、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>で監視できる設計とする。</p> <p><u>可搬型気象観測装置</u>で測定した風向、風速その他の気象条件は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p><u>可搬型気象観測装置</u>の電源は、蓄電池を使用する設計と</p>	<p>放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。</p> <p>発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。</p> <p><u>可搬型放射能測定装置のうちNaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ並びに電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は、外部バッテリーを使用する設計とする。</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>可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）</u></li> <li>・<u>電離箱サーベイメータ</u></li> <li>・小型船舶</li> </ul> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p> <p>(2) 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備</p> <p>a. <u>可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定</u> 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、<u>可搬型気象観測設備</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型気象観測設備</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とし、気象観測設備を代替し得る十分な台数を保管する。</p> <p><u>可搬型気象観測設備</u>の指示値は、<u>衛星系回線</u>により伝送し、<u>緊急時対策所</u>で監視できる設計とする。</p> <p><u>可搬型気象観測設備</u>で測定した風向、風速その他の気象条件は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p><u>可搬型気象観測設備</u>の電源は、<u>外部バッテリー</u>を使用す</p>	<p>にその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。</p> <p>発電所の周辺海域においては、<u>小型船舶</u>を用いる設計とする。</p> <p><u>放射能測定装置のうちNaIシンチレーション・サーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、α・β線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬式ダスト・よう素サンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。</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>放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、α・β線サーベイメータ、電離箱サーベイメータ）</u></li> <li>・<u>小型船舶</u></li> </ul> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p> <p>(2) 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備</p> <p>a. <u>可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定</u> 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、<u>可搬式気象観測装置</u>を使用する。</p> <p><u>可搬式気象観測装置</u>は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とし、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p><u>可搬式気象観測装置</u>の指示値は、<u>衛星系回線</u>により伝送し、<u>緊急時対策所</u>で監視できる設計とする。</p> <p><u>可搬式気象観測装置</u>で測定した風向、風速その他の気象条件は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p><u>可搬式気象観測装置</u>の電源は、<u>蓄電池</u>を使用する設計と</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>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>可搬型気象観測装置</u></li> </ul> <p>(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <p>モニタリング・ポストは、<u>常用所内電源</u>に接続しており、<u>常用所内電源が喪失した場合は、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機から給電できる設計とする。</u>モニタリング・ポスト用発電機は、<u>定期的に燃料を給油すること</u>で、<u>モニタリング・ポストでの監視、及び測定、並びに記録を継続できる設計とする。</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>モニタリング・ポスト用発電機</u></li> </ul> <p>放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様を第3.17-1表に示す。</p>	<p>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>可搬型気象観測設備</u></li> </ul> <p>(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <p>モニタリング・ポストは、<u>非常用交流電源設備</u>に接続しており、<u>非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備及び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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> </ul> <p><u>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。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気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。</u></p>	<p>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>可搬式気象観測装置</u></li> </ul> <p>(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <p>モニタリング・ポストは、<u>非常用所内電源</u>に接続しており、<u>非常用所内電源が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とし、モニタリング・ポストでの監視、及び測定、並びに記録を継続できる設計とする。</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>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul> <p>放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様を第3.17-1表に示す。</p> <p><u>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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉のモニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続（以下、①の相違）</p> <p>島根2号炉のモニタリング・ポストは、常設代替交流電源設備(3.14電源設備)から給電可能（以下、②の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 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>3.17.1.2 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>可搬型モニタリングポスト</u>は, 屋外のモニタリング・ポストと離れた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外の高台保管場所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。</p> <p><u>可搬型放射線計測器</u>は, 屋外に保管する放射能観測車と離れた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管することで, 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。</p> <p><u>小型船舶 (海上モニタリング用)</u>は, 予備と分散して屋外の高台保管場所に保管することで, 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。</p> <p><u>可搬型気象観測装置</u>は, 屋外の気象観測設備と離れた屋外の高台保管場所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。</p> <p><u>モニタリング・ポスト用発電機</u>は, 常用所内電源設備と離れた屋外のモニタリング・ポスト2, 5, 8周辺エリアに設置することで, 共通要因によって同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>3.17.1.3 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><u>可搬型モニタリングポスト</u>, <u>可搬型放射線計測器</u>, <u>小型船舶 (海上モニタリング用)</u>及び<u>可搬型気象観測装置</u>は, 他の設備から独立して単独で使用可能とし, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>モニタリング・ポスト用発電機</u>は, 通常時は遮断器により切り離し, 重大事故等時に遮断器を投入することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>8.1.2.2.1 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><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>は, 屋外のモニタリング・ポストと離れた緊急時対策所建屋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。</p> <p><u>可搬型放射能測定装置</u>は, 屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所建屋内に保管することで, 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。</p> <p><u>小型船舶</u>は, 予備と分散して屋外の可搬型重大事故等対処設備保管場所に保管することで, 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。</p> <p><u>可搬型気象観測設備</u>は, 屋外の気象観測設備と離れた緊急時対策所建屋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。</p> <p>8.1.2.2.2 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><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>, <u>可搬型放射能測定装置</u>, <u>電離箱サーベイ・メータ</u>, <u>小型船舶</u>及び<u>可搬型気象観測設備</u>は, 他の設備から独立して単独で使用可能とし, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>3.17.1.2 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>可搬式モニタリング・ポスト</u>は, 屋外のモニタリング・ポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリア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。</p> <p><u>放射能測定装置</u>は, 屋内に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所内に保管することで, 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。</p> <p><u>小型船舶</u>は, 予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで, 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。</p> <p><u>可搬式気象観測装置</u>は, 屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリア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。</p> <p>3.17.1.3 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><u>可搬式モニタリング・ポスト</u>, <u>放射能測定装置</u>, <u>小型船舶</u>及び<u>可搬式気象観測装置</u>は, 他の設備から独立して単独で使用可能とし, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①, ②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>3.17.1.4 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>モニタリング・ポスト用発電機は, モニタリング・ポストに給電する設備であるため, モニタリング・ポストと同様に6号及び7号炉で共用することで, 操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とする。</u></p> <p>3.17.1.5 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>可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測器は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう, 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型モニタリングポストの保有数は, 6号及び7号炉共用で, モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての9台, 発電所海側等での監視・測定のための5台, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の加圧判断用としての1台と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)を保管する。</u></p>	<p>8.1.2.2.3 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><u>可搬型モニタリング・ポスト, 可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう, 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型モニタリング・ポストの保有数は, モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての4台, 発電所海側等での監視・測定のための5台, 緊急時対策所の加圧判断用としての1台と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。</u></p>	<p>3.17.1.4 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>3.17.1.5 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>可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう, 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。</u></p> <p><u>可搬式モニタリング・ポストの保有数は, モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての6台, 発電所海側での監視・測定のための3台, 緊急時対策所の正圧化判断用としての1台と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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は, 他号炉と設備を共用しない(以下, ③の相違)</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉の可搬式モニタリング・ポストは, 最大10台使用し, 左記場所以外には設置しない</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>可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で2台と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）を保管する。可搬型放射線計測器のうちZnSシンチレーションサーベイメータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で1台と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）を保管する。</u></p> <p><u>小型船舶（海上モニタリング用）は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で1台と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）を保管する。</u></p> <p><u>可搬型気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型気象観測装置の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で1台と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）を保管する。</u></p> <p><u>モニタリング・ポスト用発電機は、常用所内電源復旧までの期間、モニタリング・ポスト3台に必要な電力を供給できる容量を有するものを6号及び7号炉共用で3台設置する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型モニタリングポスト、可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。</u></p>	<p><u>可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータ）の保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な台数として2台と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台を保管する。電離箱サーベイメータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な台数として1台と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台を保管する。</u></p> <p><u>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な艇数として1艇と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艇を保管する。</u></p> <p><u>可搬型気象観測設備は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型気象観測設備の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な台数として1台と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台を保管する。</u></p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト、可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測設備の電源は、外部バッテリー又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。</u></p>	<p><u>放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として2台と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台を保管する。放射能測定装置のうちα・β線サーベイメータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として1台と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台を保管する。</u></p> <p><u>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として1台と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台を保管する。</u></p> <p><u>可搬式気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬式気象観測装置の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として1台と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台を保管する。</u></p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト、可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、α・β線サーベイメータ、電離箱サーベイメータ及び可搬式気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p>

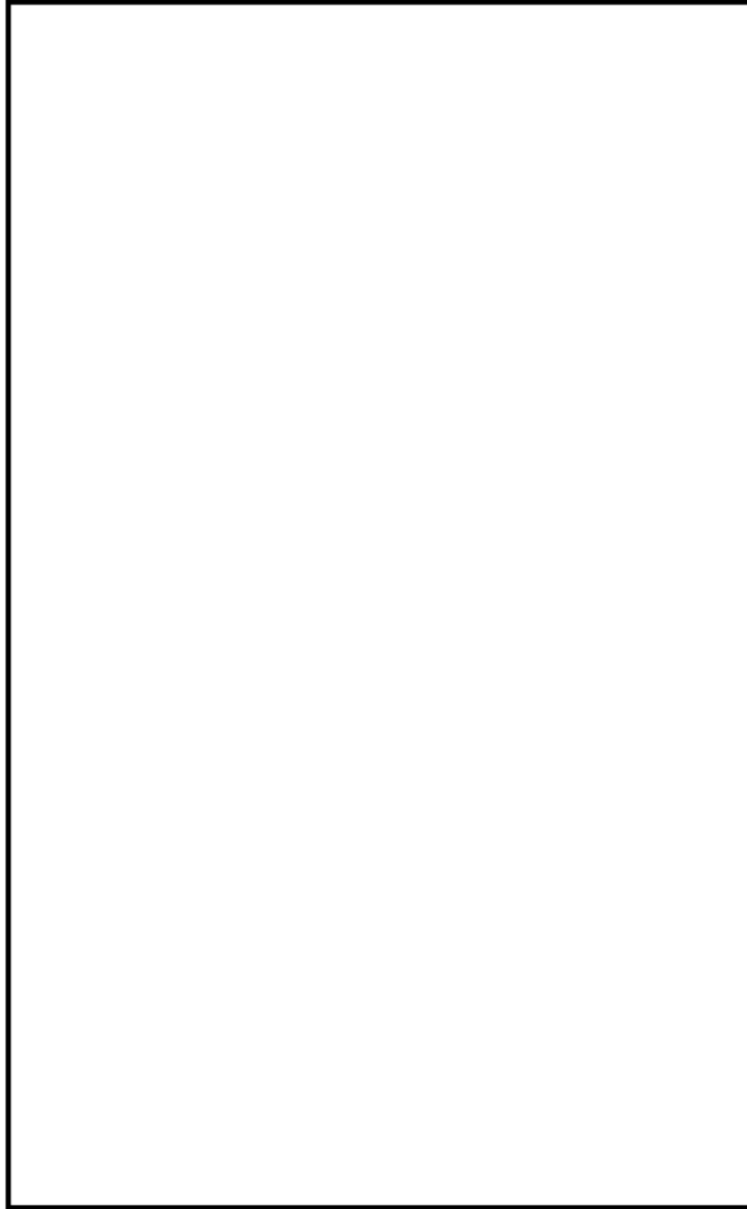


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.17.1.6 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>可搬型モニタリングポスト</u>は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び屋外</u>に保管し、並びに屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。<u>可搬型モニタリングポスト</u>の操作は、重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型放射線計測器</u>は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管し、及び屋内又は屋外で使用し、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>可搬型放射線計測器</u>の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。</p> <p><u>小型船舶(海上モニタリング用)</u>は、<u>屋外</u>に保管し、及び屋外で使用し、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、<u>小型船舶(海上モニタリング用)</u>は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。<u>小型船舶(海上モニタリング用)</u>の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型気象観測装置</u>は、<u>屋外</u>に保管し、及び屋外に設置し、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>可搬型気象観測装置</u>の操作は、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><u>モニタリング・ポスト用発電機</u>は、<u>屋外</u>に設置し、<u>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><u>モニタリング・ポスト用発電機</u>の操作は、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>3.17.1.7 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><u>可搬型モニタリングポスト</u>及び<u>可搬型気象観測装置</u>は、<u>屋内及び屋外</u>のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。<u>可搬型モニタリングポスト</u>及び<u>可搬型気象観測装置</u>は、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</p>	<p>8.1.2.2.4 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><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に保管し、及び屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>の操作は、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><u>可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ</u>は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に保管し、及び屋内又は屋外で使用し、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>可搬型放射能測定装置</u>の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。</p> <p><u>小型船舶</u>は、<u>屋外</u>に保管し、及び屋外で使用し、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、<u>小型船舶</u>は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。<u>小型船舶</u>の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型気象観測設備</u>は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に保管し、及び屋外に設置し、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>可搬型気象観測設備</u>の操作は、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>8.1.2.2.5 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><u>可搬型モニタリング・ポスト</u>及び<u>可搬型気象観測設備</u>は、<u>屋内及び屋外</u>のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。<u>可搬型モニタリング・ポスト</u>及び<u>可搬型気象観測設備</u>は、測定器と外部バッテリーを簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</p>	<p>3.17.1.6 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>可搬式モニタリング・ポスト</u>は、<u>第1保管エリア及び第4保管エリア</u>に保管し、並びに屋外に設置し、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>可搬式モニタリング・ポスト</u>の操作は、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><u>放射能測定装置</u>は、<u>緊急時対策所内</u>に保管し、並びに屋内又は屋外で使用し、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>放射能測定装置</u>の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。</p> <p><u>小型船舶</u>は、<u>第1保管エリア及び第4保管エリア</u>に保管し、並びに屋外で使用し、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、<u>小型船舶</u>は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。<u>小型船舶</u>の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。</p> <p><u>可搬式気象観測装置</u>は、<u>第1保管エリア及び第4保管エリア</u>に保管し、並びに屋外に設置し、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>可搬式気象観測装置</u>の操作は、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>3.17.1.7 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><u>可搬式モニタリング・ポスト</u>及び<u>可搬式気象観測装置</u>は、<u>屋外</u>のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>及び<u>可搬式気象観測装置</u>は、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉の可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の設置には、屋内アクセスルートを通行しない</p>

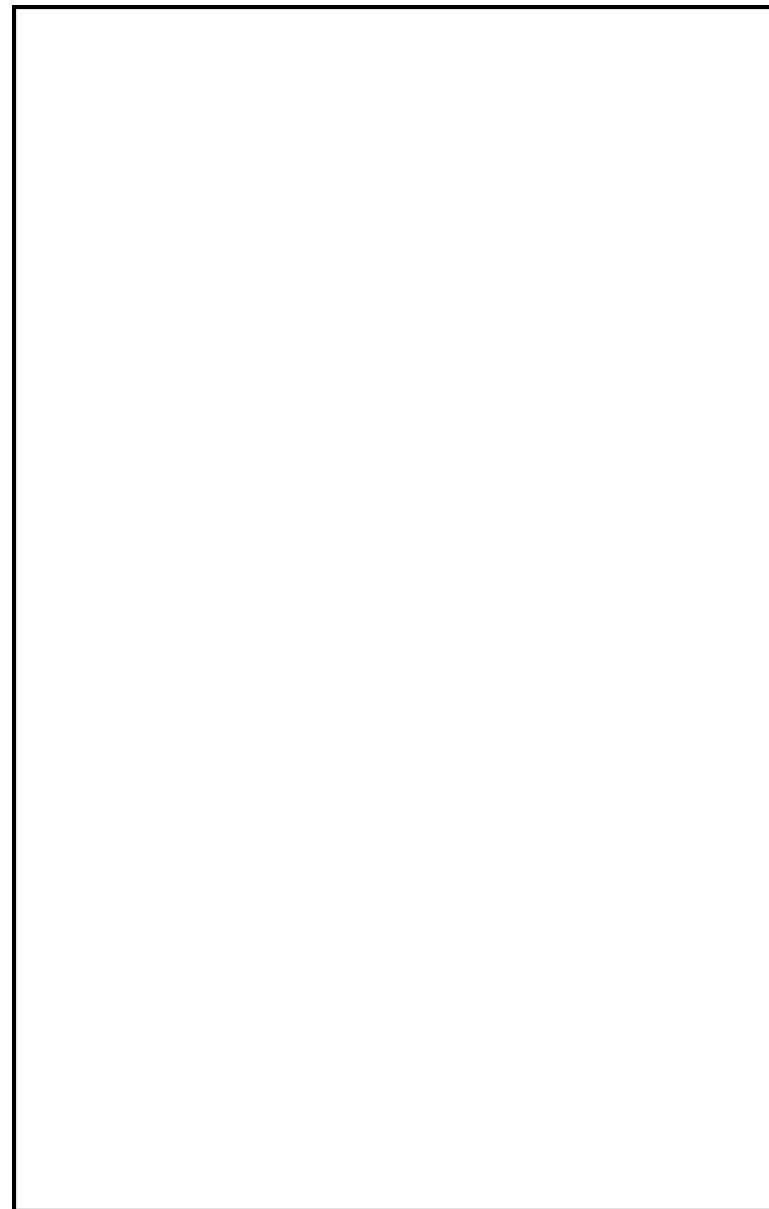
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>可搬型放射線計測器</u>は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能な設計とする。<u>可搬型放射線計測器</u>は、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</p> <p><u>小型船舶（海上モニタリング用）</u>は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる設計とする。<u>小型船舶（海上モニタリング用）</u>は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる設計とする。</p> <p><u>モニタリング・ポスト用発電機</u>は、設置場所において、<u>操作スイッチにより操作ができるとともに、遮断器操作により通常時に使用する系統からの切り替え操作ができる設計とする。</u></p> <p>3.17.1.8 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>可搬型モニタリングポスト</u>、<u>可搬型放射線計測器のうちNaIシンチレーションサーベイメータ</u>、<u>GM汚染サーベイメータ</u>、<u>ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ並びに可搬型気象観測装置</u>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（特性確認）及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶（海上モニタリング用）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。</p> <p><u>モニタリング・ポスト用発電機</u>は、<u>発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬負荷による機能・性能の確認（特性確認）ができる設計とする。また、分解検査が可能な設計とする。</u></p>	<p><u>可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ</u>は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能な設計とする。<u>可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ</u>は、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</p> <p>小型船舶は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる設計とする。</p> <p>8.1.2.3 主要設備及び仕様</p> <p><u>放射線管理設備の主要設備及び仕様を第8.1-2表に示す。</u></p> <p>8.1.2.4 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>可搬型モニタリング・ポスト</u>、<u>可搬型放射能測定装置のうちNaIシンチレーションサーベイ・メータ</u>、<u>β線サーベイ・メータ</u>、<u>ZnSシンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ並びに可搬型気象観測設備</u>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（特性確認）及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>可搬型放射能測定装置のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。</p>	<p><u>放射能測定装置</u>は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能な設計とする。<u>放射能測定装置</u>は、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</p> <p>小型船舶は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる設計とする。</p> <p>3.17.1.8 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>可搬式モニタリング・ポスト</u>、<u>放射能測定装置のうちNaIシンチレーション・サーベイ・メータ</u>、<u>GM汚染サーベイ・メータ</u>、<u>α・β線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ並びに可搬式気象観測装置</u>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（特性確認）及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。</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3.17-1表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様</p> <p>(1) 環境モニタリング設備</p> <p>a. 固定式モニタリング設備</p> <p>(a) モニタリング・ポスト用発電機（6号及び7号炉共用）</p> <p>ディーゼルエンジン</p> <table border="0"> <tr><td>個 数</td><td>3</td></tr> <tr><td>使用燃料</td><td>軽油</td></tr> </table> <p>発電機</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>3 相同期発電機</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約40kVA/台</td></tr> <tr><td>力 率</td><td>0.8</td></tr> <tr><td>電 圧</td><td>460V</td></tr> <tr><td>周波数</td><td>50Hz</td></tr> </table> <p>b. 移動式モニタリング設備</p> <p>(a) 可搬型モニタリングポスト（6号及び7号炉共用）</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>NaI (Tl) シンチレーション半導体</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>10~10<sup>9</sup>nGy/h</td></tr> <tr><td>個 数</td><td>15 (予備1)</td></tr> <tr><td>伝送方法</td><td>無線</td></tr> </table> <p>(b) 可搬型放射線計測器（6号及び7号炉共用）</p> <p>(b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ</p> <table border="0"> <tr><td>個 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table> <p>(b-2) NaI シンチレーションサーベイメータ</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>NaI (Tl) シンチレーション</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>0.1~30μGy/h</td></tr> <tr><td>個 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table> <p>(b-3) GM 汚染サーベイメータ</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>GM管</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>0~100kmin<sup>-1</sup></td></tr> <tr><td>個 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table>	個 数	3	使用燃料	軽油	種 類	3 相同期発電機	容 量	約40kVA/台	力 率	0.8	電 圧	460V	周波数	50Hz	種 類	NaI (Tl) シンチレーション半導体	計測範囲	10~10 <sup>9</sup> nGy/h	個 数	15 (予備1)	伝送方法	無線	個 数	2 (予備1)	種 類	NaI (Tl) シンチレーション	計測範囲	0.1~30μGy/h	個 数	2 (予備1)	種 類	GM管	計測範囲	0~100kmin <sup>-1</sup>	個 数	2 (予備1)	<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</p> <p>(1) 環境モニタリング設備</p> <p>a. 移動式モニタリング設備</p> <p>(a) 可搬型モニタリング・ポスト</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・緊急時対策所（重大事故等時）</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>NaI (Tl) シンチレーション式検出器半導体式検出器</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>B.G. ~10<sup>9</sup>nGy/h</td></tr> <tr><td>台 数</td><td>10 (予備2)</td></tr> <tr><td>伝送方法</td><td>衛星系回線</td></tr> </table> <p>(b) 可搬型放射能測定装置</p> <p>(b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ</p> <table border="0"> <tr><td>台 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table> <p>(b-2) NaI シンチレーションサーベイメータ</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>NaI (Tl) シンチレーション式検出器</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>B.G. ~30μGy/h</td></tr> <tr><td>台 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table> <p>(b-3) β線サーベイメータ</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>GM管式検出器</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>B.G. ~99.9kmin<sup>-1</sup></td></tr> <tr><td>台 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table>	種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器半導体式検出器	計測範囲	B.G. ~10 <sup>9</sup> nGy/h	台 数	10 (予備2)	伝送方法	衛星系回線	台 数	2 (予備1)	種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器	計測範囲	B.G. ~30μGy/h	台 数	2 (予備1)	種 類	GM管式検出器	計測範囲	B.G. ~99.9kmin <sup>-1</sup>	台 数	2 (予備1)	<p>第3.17-1表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様</p> <p>(1) 環境モニタリング設備</p> <p>a. 移動式モニタリング設備</p> <p>(a) 可搬式モニタリング・ポスト</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>NaI (Tl) シンチレーション半導体</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>10~10<sup>9</sup>nGy/h</td></tr> <tr><td>個 数</td><td>10 (予備2)</td></tr> <tr><td>伝送方法</td><td>衛星系回線</td></tr> </table> <p>(b) 放射能測定装置</p> <p>(b-1) 可搬式ダスト・よう素サンプラ</p> <table border="0"> <tr><td>個 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table> <p>(b-2) NaI シンチレーションサーベイメータ</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>NaI (Tl) シンチレーション</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>0~30ks<sup>-1</sup></td></tr> <tr><td>個 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table> <p>(b-3) GM汚染サーベイメータ</p> <table border="0"> <tr><td>種 類</td><td>GM管</td></tr> <tr><td>計測範囲</td><td>0~100kmin<sup>-1</sup></td></tr> <tr><td>個 数</td><td>2 (予備1)</td></tr> </table>	種 類	NaI (Tl) シンチレーション半導体	計測範囲	10~10 <sup>9</sup> nGy/h	個 数	10 (予備2)	伝送方法	衛星系回線	個 数	2 (予備1)	種 類	NaI (Tl) シンチレーション	計測範囲	0~30ks <sup>-1</sup>	個 数	2 (予備1)	種 類	GM管	計測範囲	0~100kmin <sup>-1</sup>	個 数	2 (予備1)	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・運用の相違</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>島根2号炉の可搬式モニタリング・ポストは、最大10台使用</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p>
個 数	3																																																																																		
使用燃料	軽油																																																																																		
種 類	3 相同期発電機																																																																																		
容 量	約40kVA/台																																																																																		
力 率	0.8																																																																																		
電 圧	460V																																																																																		
周波数	50Hz																																																																																		
種 類	NaI (Tl) シンチレーション半導体																																																																																		
計測範囲	10~10 <sup>9</sup> nGy/h																																																																																		
個 数	15 (予備1)																																																																																		
伝送方法	無線																																																																																		
個 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	NaI (Tl) シンチレーション																																																																																		
計測範囲	0.1~30μGy/h																																																																																		
個 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	GM管																																																																																		
計測範囲	0~100kmin <sup>-1</sup>																																																																																		
個 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器半導体式検出器																																																																																		
計測範囲	B.G. ~10 <sup>9</sup> nGy/h																																																																																		
台 数	10 (予備2)																																																																																		
伝送方法	衛星系回線																																																																																		
台 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	NaI (Tl) シンチレーション式検出器																																																																																		
計測範囲	B.G. ~30μGy/h																																																																																		
台 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	GM管式検出器																																																																																		
計測範囲	B.G. ~99.9kmin <sup>-1</sup>																																																																																		
台 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	NaI (Tl) シンチレーション半導体																																																																																		
計測範囲	10~10 <sup>9</sup> nGy/h																																																																																		
個 数	10 (予備2)																																																																																		
伝送方法	衛星系回線																																																																																		
個 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	NaI (Tl) シンチレーション																																																																																		
計測範囲	0~30ks <sup>-1</sup>																																																																																		
個 数	2 (予備1)																																																																																		
種 類	GM管																																																																																		
計測範囲	0~100kmin <sup>-1</sup>																																																																																		
個 数	2 (予備1)																																																																																		

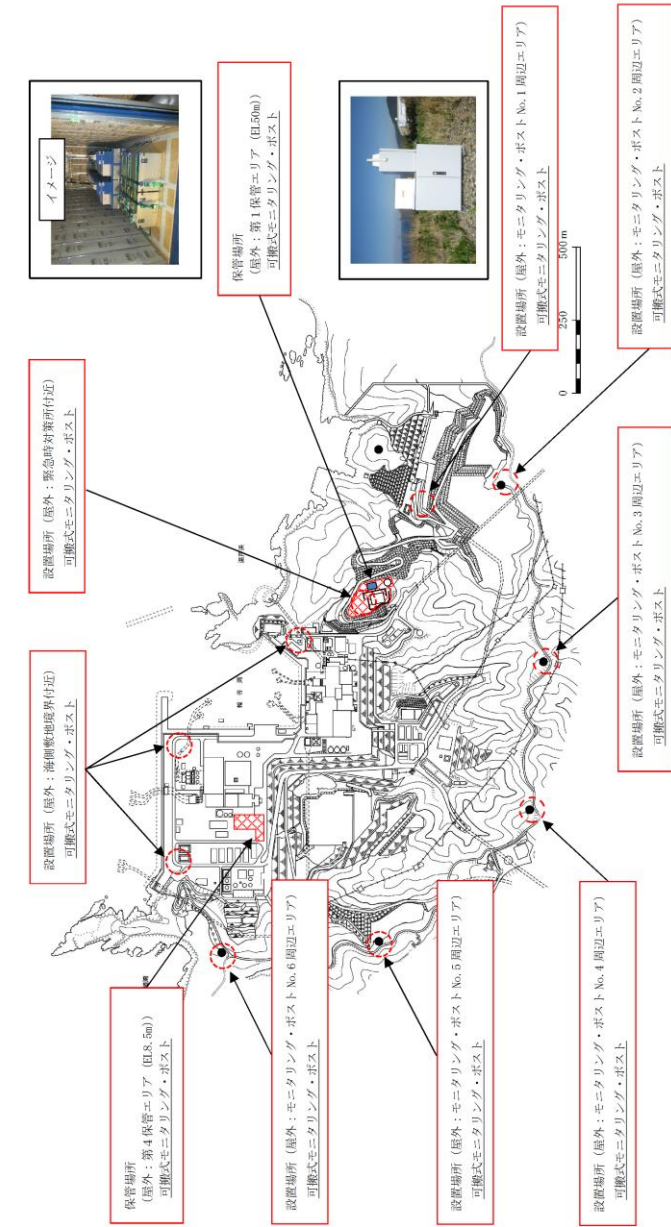
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b-4) <u>ZnS シンチレーションサーベイメータ</u>  種類 ZnS (Ag) シンチレーション  計測範囲 0~100kmin<sup>-1</sup>  個数 1 (予備1)</p> <p>(b-5) <u>電離箱サーベイメータ</u>  種類 電離箱  計測範囲 0.001~<u>1000</u>mSv/h  個数 2 (予備1)</p> <p><u>c. 小型船舶 (海上モニタリング用) (6号及び7号炉共用)</u>  個数 1 (予備1)</p> <p><u>d. 可搬型気象観測装置 (6号及び7号炉共用)</u>  観測項目 風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量  個数 1 (予備1)  伝送方法 無線</p>	<p>(b-4) <u>ZnS シンチレーションサーベイ・メータ</u>  種類 ZnS (Ag) シンチレーション式検出器  計測範囲 B.G. ~99.9kmin<sup>-1</sup>  台数 <u>2</u> (予備1)</p> <p>b. <u>電離箱サーベイ・メータ</u>  種類 電離箱式検出器  計測範囲 0.001 mSv/h~<u>1000</u>mSv/h  台数 <u>1</u> (予備1)</p> <p><u>c. 小型船舶</u>  艇数 1 (予備1)</p> <p><u>d. 可搬型気象観測設備</u>  観測項目 風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量  台数 1 (予備1)  伝送方法 衛星系回線</p>	<p>(b-4) <u>α・β線サーベイ・メータ</u>  種類 ZnS (Ag) シンチレーション  プラスチックシンチレーション  計測範囲 0~100kmin<sup>-1</sup>  個数 <u>1</u> (予備1)</p> <p>(b-5) <u>電離箱サーベイ・メータ</u>  種類 電離箱  計測範囲 0.001~<u>300</u>mSv/h  個数 <u>2</u> (予備1)</p> <p>b. <u>小型船舶</u>  個数 1 (予備1)</p> <p><u>c. 可搬式気象観測装置</u>  観測項目 風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量  個数 1 (予備1)  伝送方法 衛星系回線</p>	<p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  設備仕様(検出器の種類)の相違</p> <p>・運用の相違  【東海第二】  島根2号炉の放射能測定装置(α・β線サーベイ・メータ)は, 最大1台使用する</p> <p>・設備の相違  【柏崎6/7, 東海第二】  設備仕様(計測範囲)および配備数量の相違</p> <p>・運用の相違  【柏崎6/7】  ③の相違</p>



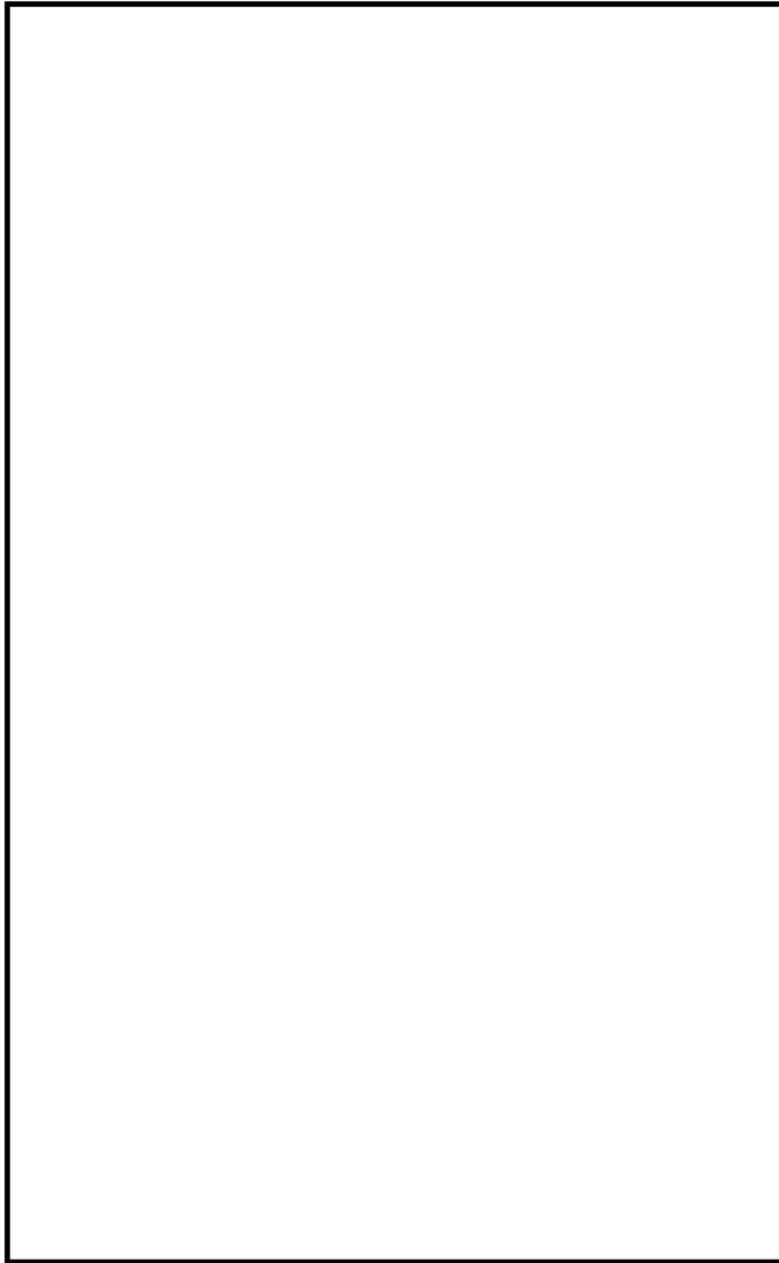
第 3.17-1 図 可搬型モニタリングポストの保管場所及び設置場所図



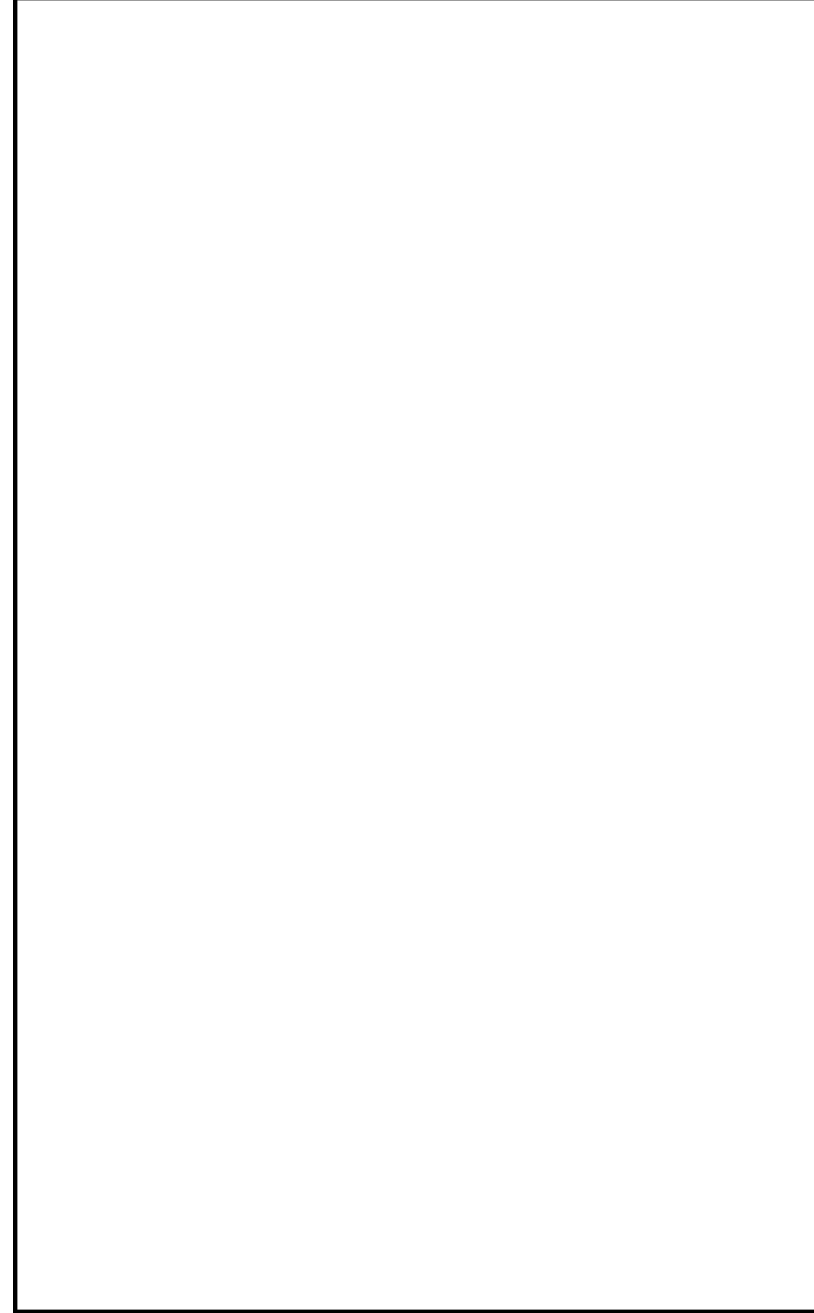
第 8.1-2 図 可搬型モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所



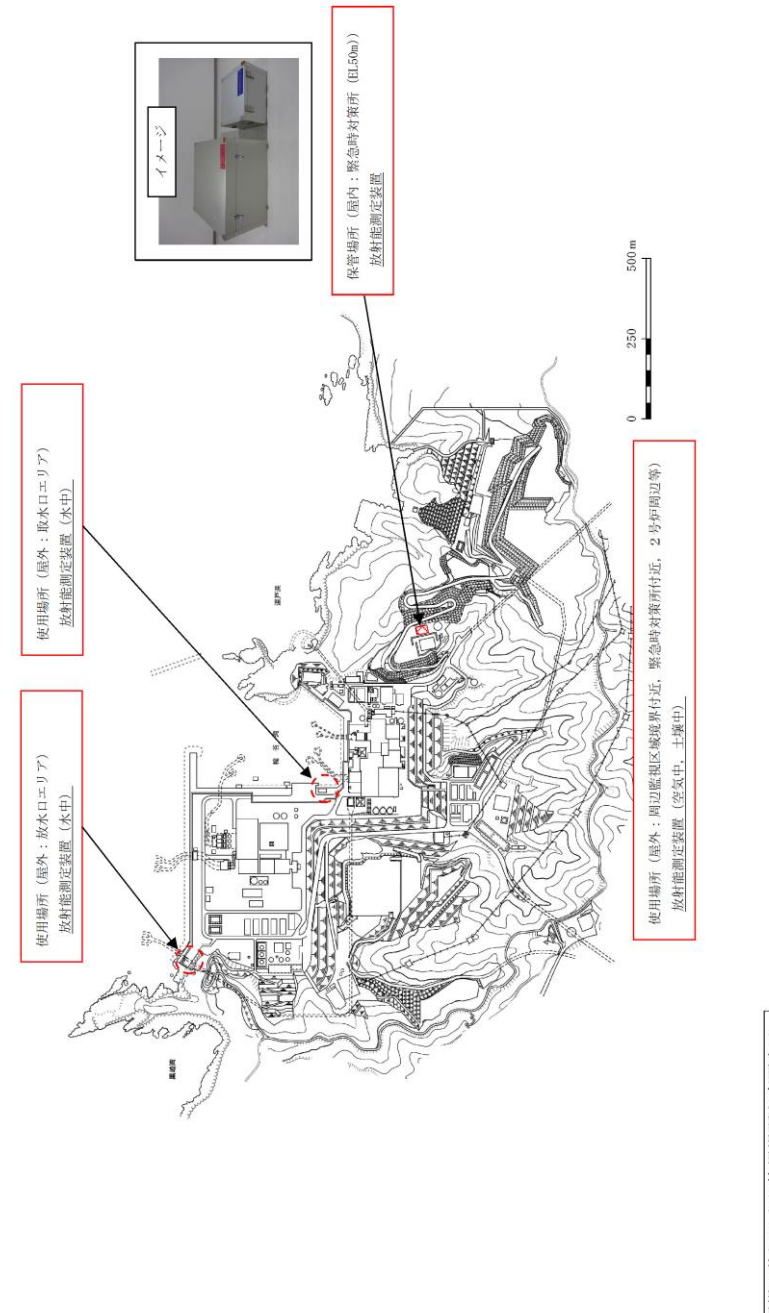
第 3.17-1 図 可搬式モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所図



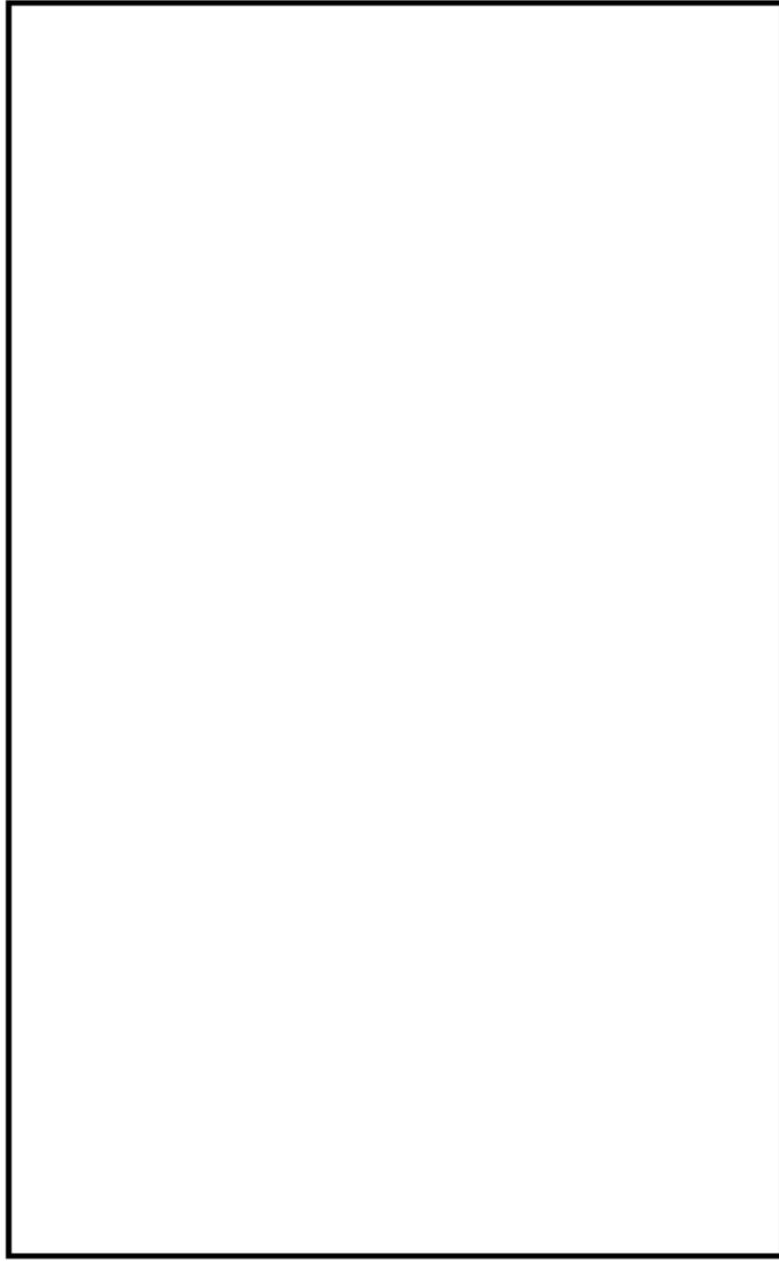
第 3. 17-2 図 放射能測定装置の保管場所及び使用場所図



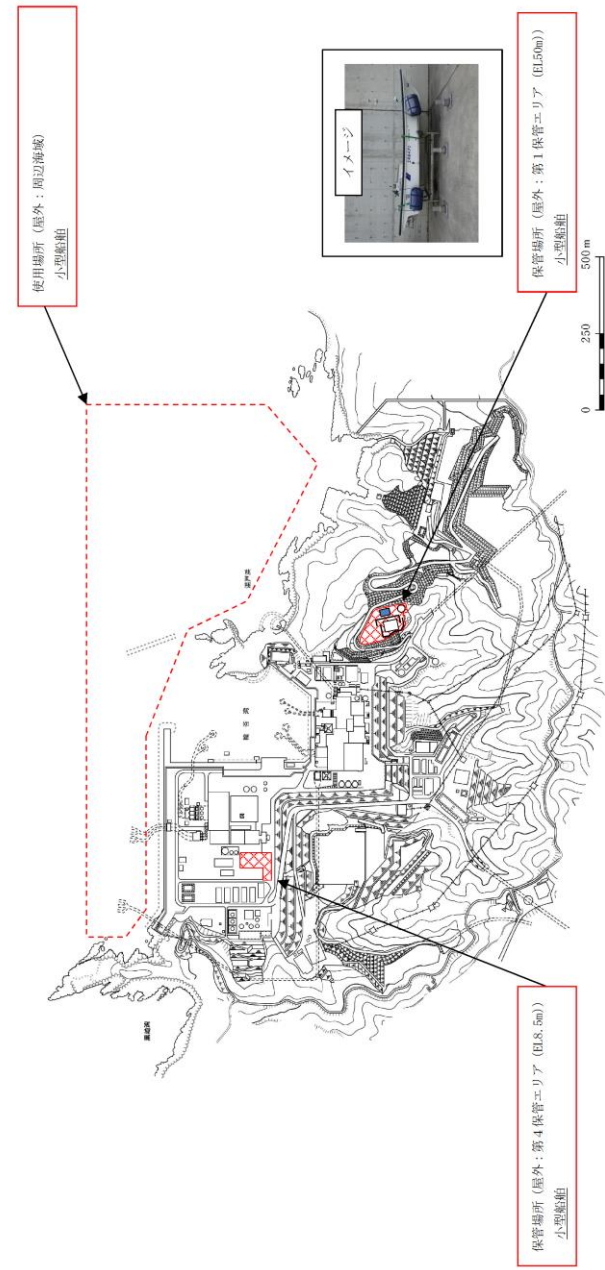
第 8. 1-3 図 可搬型放射能測定装置等の保管場所及び設置場所



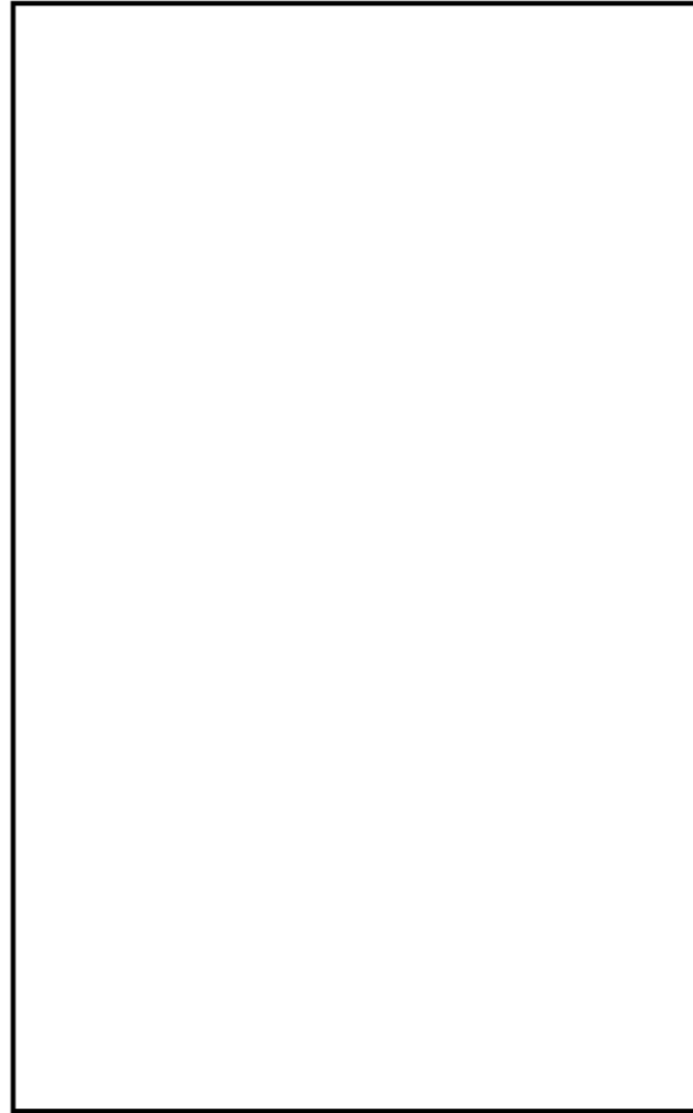
第 3. 17-2 図 放射能測定装置の保管場所及び使用場所図



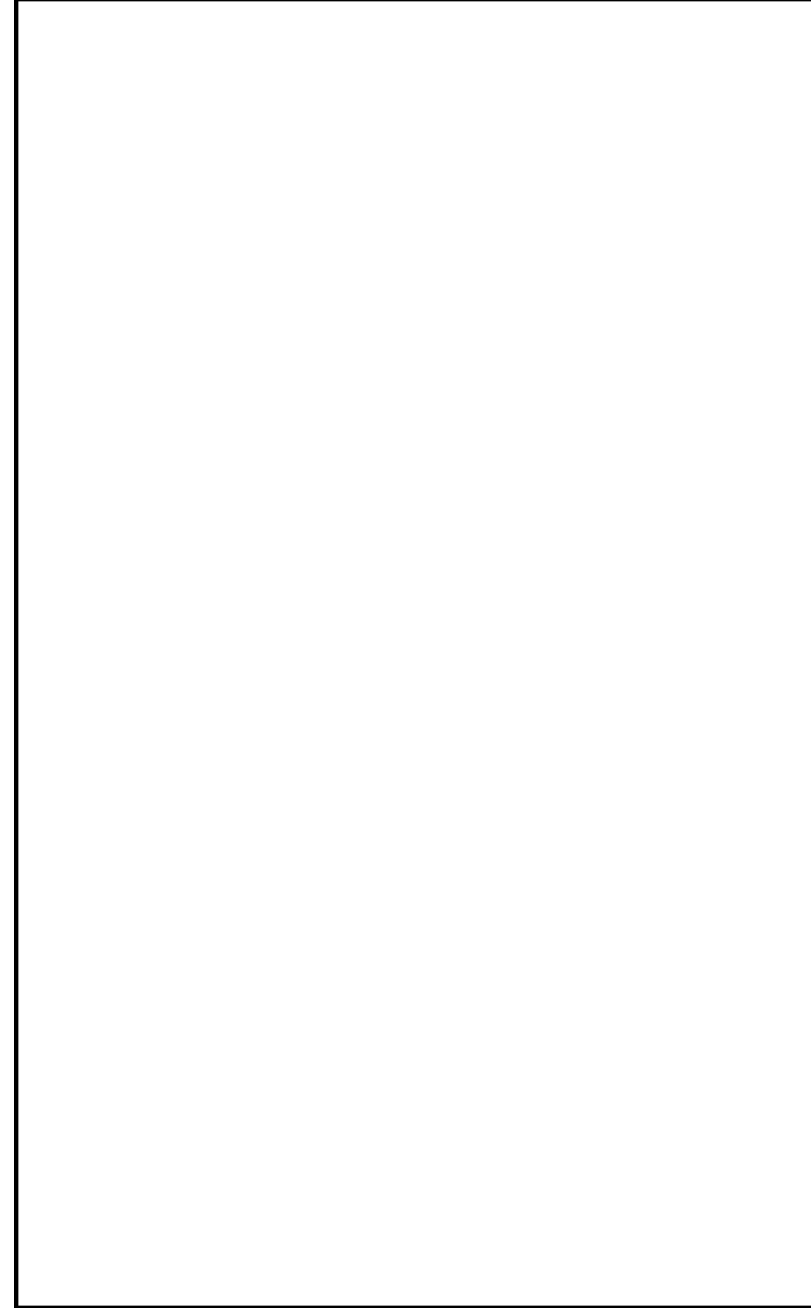
第 3.17-3 図 小型船舶の保管場所図及び使用場所



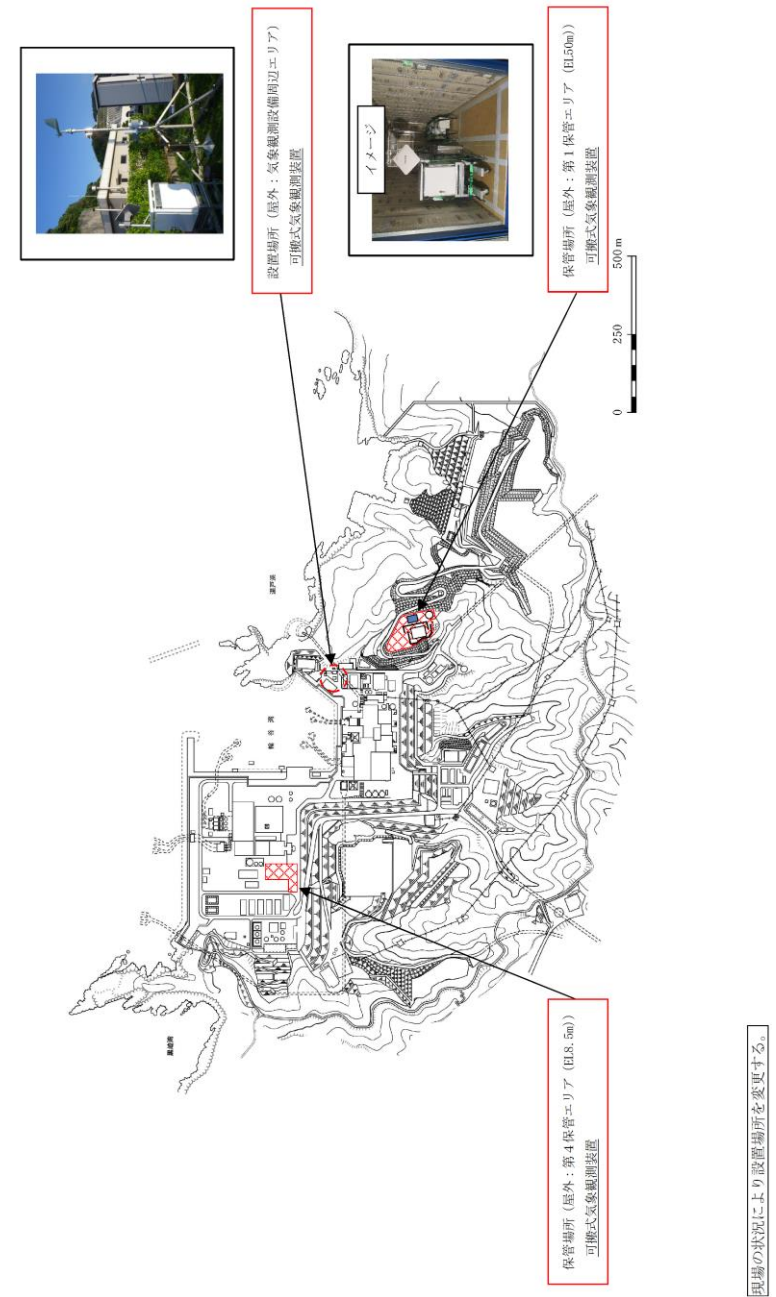
第 3.17-3 図 小型船舶の保管場所及び使用場所図



第 3. 17-4 図 可搬式気象観測装置の保管場所及び設置場所図



第 8. 1-4 図 可搬型気象観測設備の保管場所及び設置場所



第 3. 17-4 図 可搬式気象観測装置の保管場所及び設置場所図



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
<div data-bbox="172 260 902 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="172 1465 902 1499" data-label="Caption"> <p>第 3.17-5 図 モニタリング・ポスト用発電機の設置場所図</p> </div>			

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、合計2台配備しており、多重性を有している。また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）		

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るよう、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るよう、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、5 号炉原子炉建屋内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>10. その他発電用原子炉の附属施設</p> <p>10.9 緊急時対策所</p> <p>10.9.2 重大事故等時</p> <p>10.9.2.1 概要</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 設計方針</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Ss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、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、<u>「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「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S s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、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>・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>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, <u>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>緊急時対策所換気空調設備として, <u>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, <u>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。</u>また, <u>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。</u>差圧計は, <u>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。</u></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, <u>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。</u>また, <u>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。</u></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, <u>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。</u>緊急時対策所用差圧計は, <u>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。</u></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, <u>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。</u></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, <u>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。</u></p> <p>緊急時対策所換気空調設備として, <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(空気ポンプ)及び差圧計を設ける。</u></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, <u>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。</u>また, <u>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。</u>差圧計は, <u>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。</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>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。</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】 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> <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】 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) (有線式通信設備は使用しない)</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>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>・<u>無線通信設備(10.11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(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, 東海第二】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、<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、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。</u></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が喪失した場合に、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></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>プルーム通過時において、燃料を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>全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流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。</u></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を考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。</u></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、プルーム通過時において、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、合計2台配備しており、多重性を有している。また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、<u>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。</u></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><u>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。</u></p> <p><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）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、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>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台設置することで、多重性を有する設計とする。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、<u>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。</u></p> <p>緊急時対策所用発電機給油ポンプは、<u>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。</u></p> <p>10.9.2.2.2 悪影響防止</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>緊急時対策所の遮蔽は、<u>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。</u></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、<u>燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。</u></p> <p><u>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ank並びに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ank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。</u></p> <p><u>燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクは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。</u></p> <p>3.18.1.1.2 悪影響防止</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>緊急時対策所遮蔽は、<u>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。</u></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。</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(空気ポンプ)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(空気ポンプ)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、<u>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、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、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>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、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(空気ポンプ)は、重大事故等時において<u>緊急時対策所の居住性を確保するため、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】</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 【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><u>待機場所の陽圧化装置(空気ポンプ)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。</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、補給時の切替えを考慮し、<u>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。</u></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。 <u>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。</u> <u>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。</u></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、<u>東海発電所及び東海第二発電所で共用する。</u></p> <p><u>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。</u> <u>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。</u></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、<u>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。</u> <u>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。</u> <u>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。</u></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を考慮して、合計2台を使用する。保有数は、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台を保管する。</u></p> <p><u>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。</u> <u>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。</u></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、<u>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。</u> <u>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。</u> <u>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。</u> <u>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。</u></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>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>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<u>及び遠隔スイッチ</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>・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>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>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>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>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①、③及び④の相違</p>



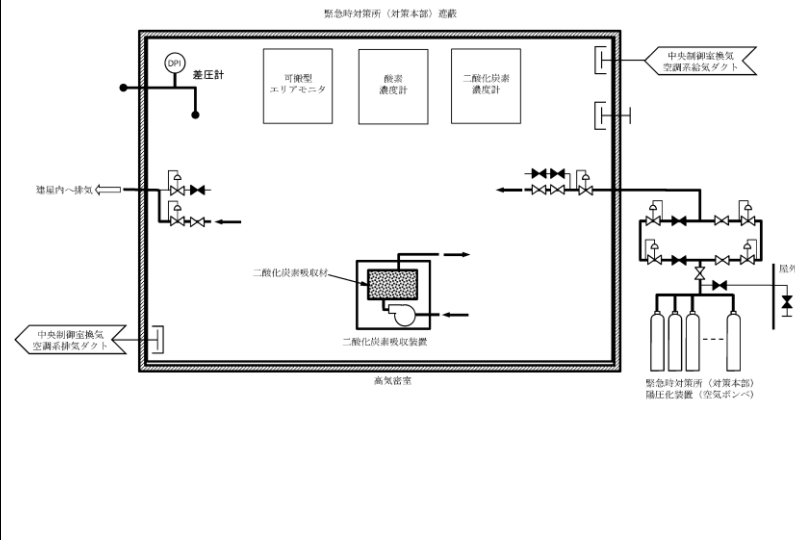
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>可搬型エリアモニタ</u>は、校正用線源による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブル</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p><u>緊急時対策所エリアモニタ</u>は、校正用線源による機能・性能の確認(特性の確認)及び校正ができる設計とする。</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>

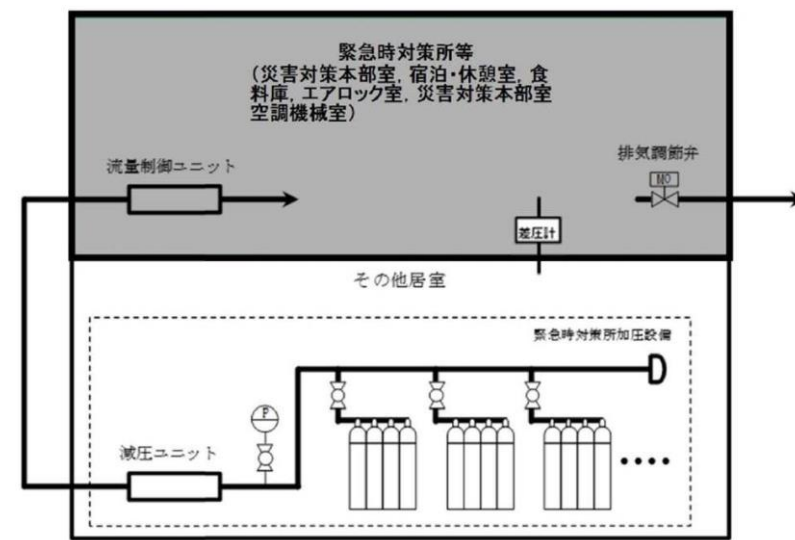
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンベ)</u> (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 <u>123</u>  容量 <u>47L/本</u>  充填圧力 <u>15MPa</u></p>	<p>c. <u>緊急時対策所加圧設備(東海発電所及び東海第二発電所共用)</u>  第8.2-3表 換気空調設備(重大事故等時)(可搬型)設備仕様に記載する。</p>	<p>(5) <u>緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ)</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 【柏崎6/7, 東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【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 【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 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p>

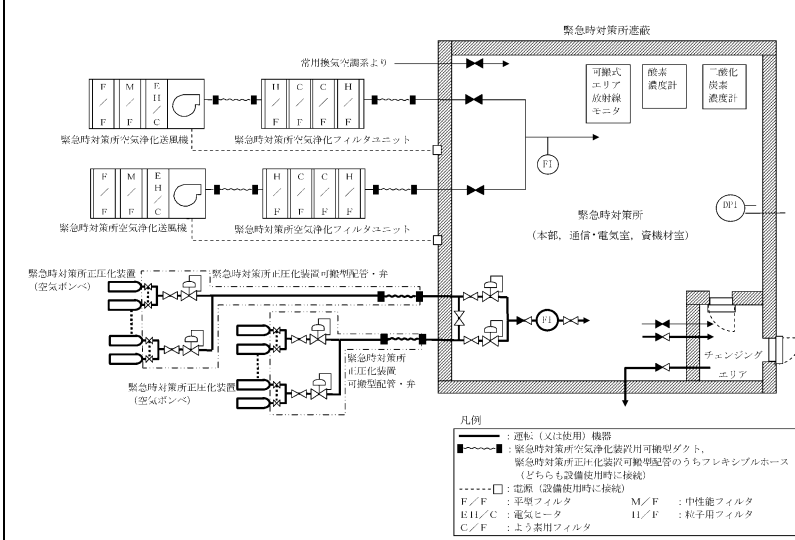
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. <u>差圧計 (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>個数 1 (予備1※2)</u></p> <p>f. <u>酸素濃度計 (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>個数 1 (予備1※2)</u>  <u>測定範囲 0~100%</u></p> <p>g. <u>二酸化炭素濃度計 (待機場所) (6号及び7号炉共用)</u>  <u>個数 1 (予備1※2)</u>  <u>測定範囲 0~10,000ppm</u></p> <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></p> <p><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台当たり)</u></p>	<p>(10) <u>緊急時対策所用発電機</u></p> <p><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 約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>基数 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>



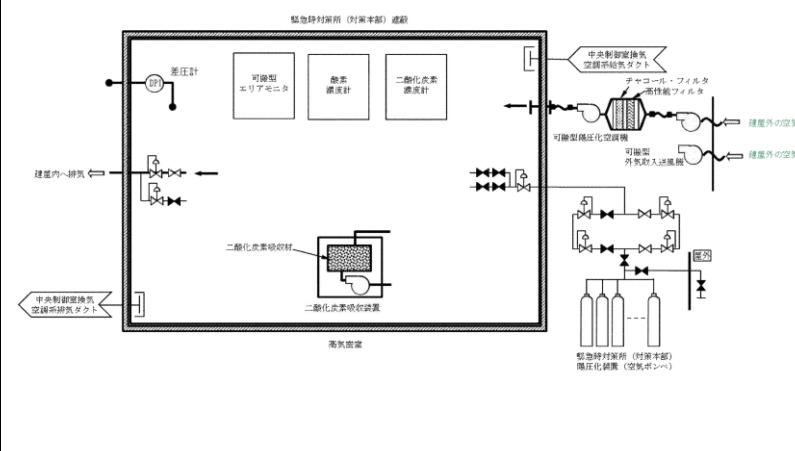
第 3.18-1 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 系統概略図  
(陽圧化装置 (空気ポンペ) (対策本部))



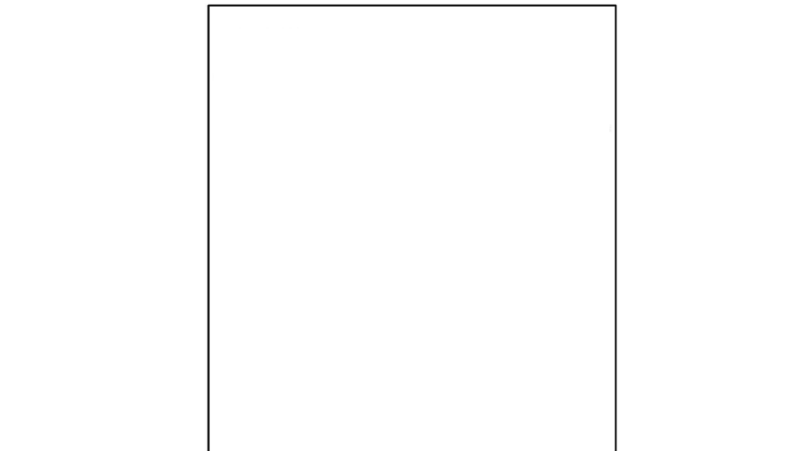
第 10.9-3 図 緊急時対策所 系統概要図(3)  
(居住性の確保)



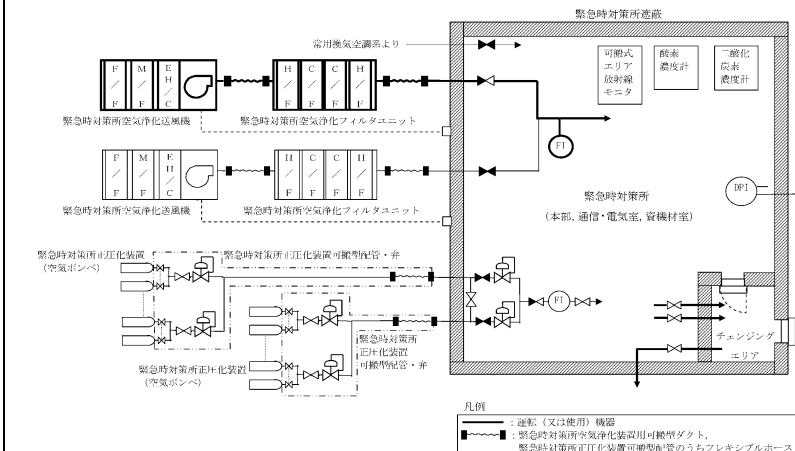
第 3.18-1 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 概略系統図  
(緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) )



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))



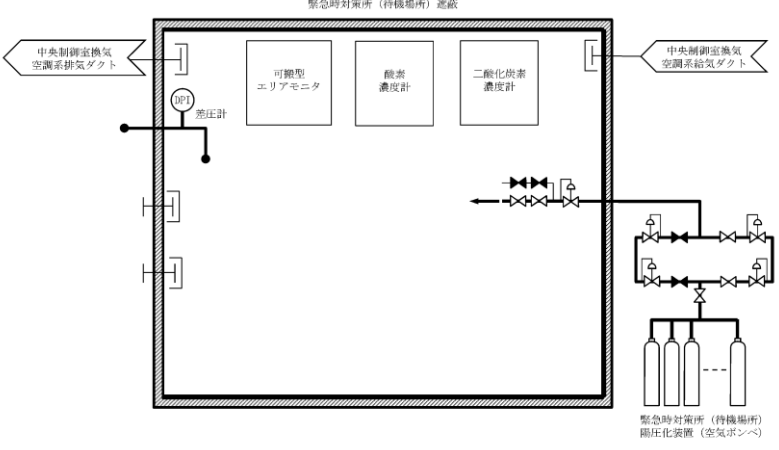

第 10.9-1 図 緊急時対策所 系統概要図(1)  
(居住性の確保)

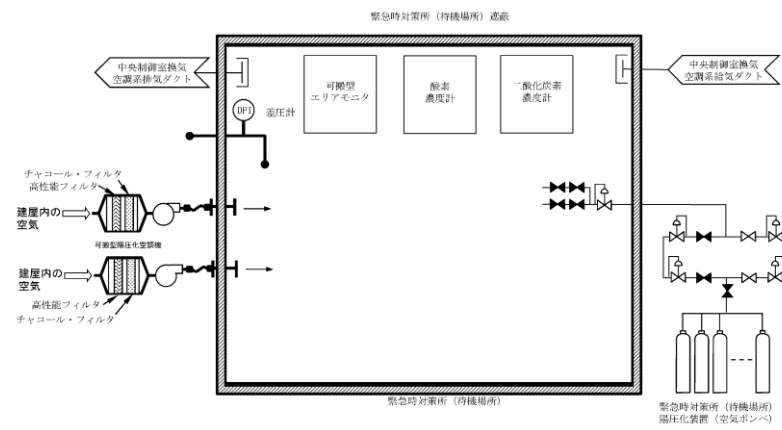


第 3.18-2 図 緊急時対策所 (重大事故等時) 概略系統図  
(緊急時対策所空気浄化送風機, フィルタユニット)

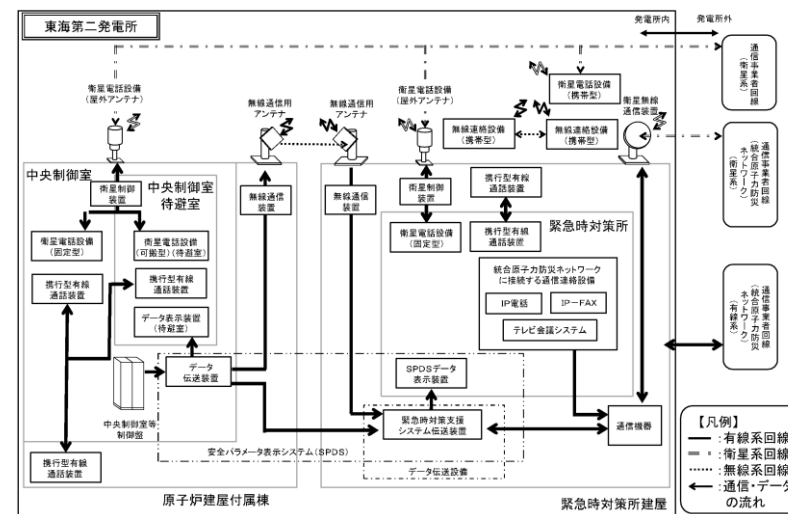
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

・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 1417">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 1333 2700 1417">・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))



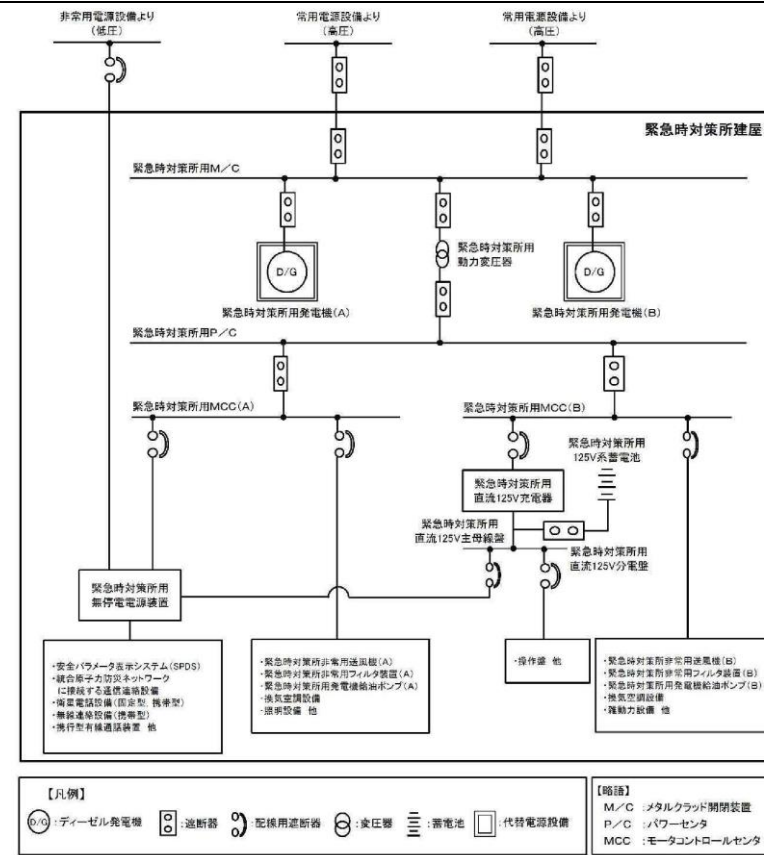
第 10.9-4 図 緊急時対策所 系統概要図(4)  
(必要な情報の把握及び通信連絡)

・設備の相違  
【柏崎 6/7】

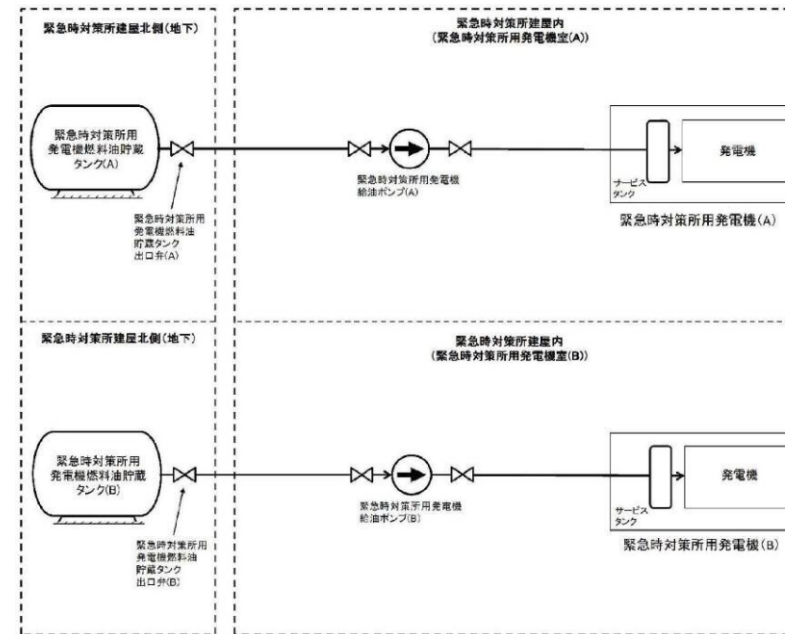
・島根 2号炉は、添付資料「第 3.18-1 図」にて記載  
【東海第二】



・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2号炉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2号炉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2号炉は衛星電話設備及び無線通信設備を使用する
④	島根2号炉は単独申請であり、該当なし
⑤	島根2号炉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2号炉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2号炉はSPDS伝送サーバから本社へ伝送する
⑧	島根2号炉は非常用交流電源設備、充電器（蓄電池）、無停電電源装置（充電器等を含む。）の中から電源供給する

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、<u>衛星電話設備、無線連絡設備、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</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（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、<u>衛星電話設備、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</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、<u>緊急時対策所内</u>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、<u>衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備</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、<u>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</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉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 （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2号炉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 （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2号炉は衛星電話設備及び無線通信設備を使用する （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2号炉は単独申請であり、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重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>b. 安全パラメータ表示システム (SPDS)  <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) のうちデータ伝送装置は、<u>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重大事故等対処設備として使用する。</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重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 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SPDSデータ収集サーバは、<u>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 2 号炉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 2 号炉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> <p>・ SPDS</p> <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>	<p>備考</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-電話機及び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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>島根2号炉はSPDS伝送サーバから本社へ伝送する</li> <li>（以下、⑦の相違）</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】</li> <li>④の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】</li> <li>④の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7，東海第二】</li> <li>④の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>④の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】</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>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, <u>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)</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>, <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</u>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, <u>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</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>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 (3. 18 緊急時対策所)</u></p> <p>その他, <u>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)</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. <u>安全パラメータ表示システム (SPDS)</u>」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<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, 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 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等</u>」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 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等</u>」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, 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)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)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>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2号炉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2号炉は非常用交流電源設備, 充電器(蓄電池), 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2号炉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充電器（蓄電池）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。)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>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><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，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. 3 共用の禁止</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><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>10. 12. 2. 2. 4 容量等</p> <p>基本方針については、「<u>1. 1. 7. 2 容量等</u>」に示す。</p> <p><u>携帯型有線通話装置は，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。</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 多様性，位置的分散，悪影響防止等</u>」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，緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）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>3. 19. 1. 1. 4 容量等</p> <p>基本方針については、「<u>2. 3. 2 容量等</u>」に示す。</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。</u></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>島根 2 号炉は S P D S 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>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉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>【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>②，④の相違</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><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、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切り替え操作をすることなく使用できる設計とする。</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2号炉は衛星電話設備、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</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>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	
無線設備 (発電所内)	送受信機 (トランスパ)	東海第二発電所、愛宕島		
	送受信機 (トランスパ)	東海第二発電所、愛宕島		
	電力用変圧器用送受信機	送受信機 *1 P H S 機主 *2 P A S	送受信機 *1 P H S 機主 *2 P A S *3 東海第二発電所、愛宕島	
	通信機用送受信機	送受信機	東海第二発電所、愛宕島	
	無線機用送受信機 (機主型) *4	送受信機	東海第二発電所、愛宕島	
有線設備 (発電所内)	ケーブル	ケーブル設備 送受信機用ケーブル *1 ケーブル *2	東海第二発電所、愛宕島	
	電力用変圧器用送受信機	送受信機 *1 P H S 機主 *2 P A S	送受信機 *1 P H S 機主 *2 P A S *3 東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (有線機主型送受信機)
	通信機用送受信機 (機主型) *4	送受信機	東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (機主型送受信機)
	無線機用送受信機 (機主型) *4	送受信機	東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (機主型送受信機)
	有線機用送受信機	有線機	東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (有線機主型送受信機)
無線設備 (発電所外)	送受信機	有線機	東海第二発電所、愛宕島	
	電力用変圧器用送受信機	有線機 *1 P H S 機主 *2 P A S	有線機 *1 P H S 機主 *2 P A S *3 東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (有線機主型送受信機)
	通信機用送受信機 (機主型) *4	有線機	有線機 *1 P H S 機主 *2 P A S *3 東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (有線機主型送受信機)
	無線機用送受信機 (機主型) *4	有線機	有線機 *1 P H S 機主 *2 P A S *3 東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (有線機主型送受信機)
	有線機用送受信機	有線機	有線機 *1 P H S 機主 *2 P A S *3 東海第二発電所、愛宕島	有線設備 (有線機主型送受信機)

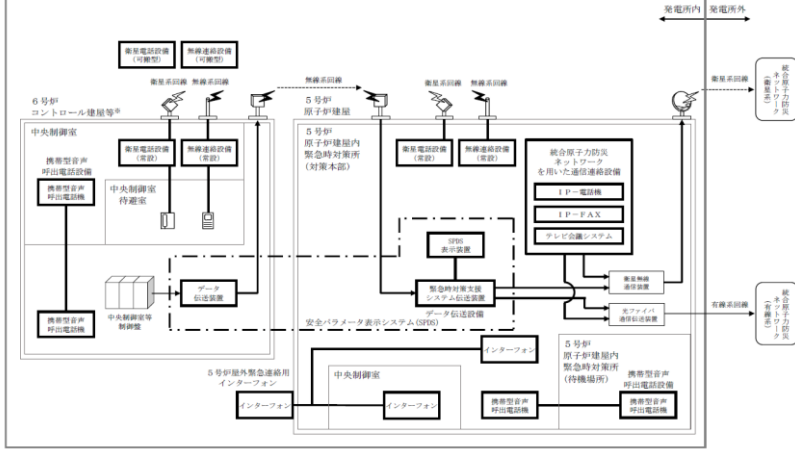
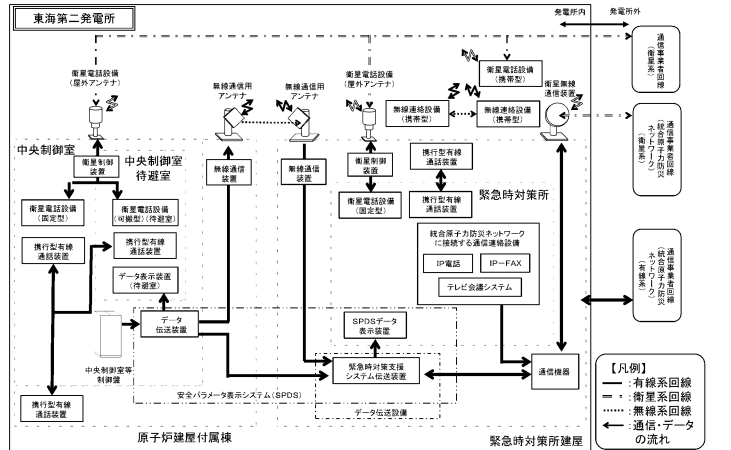
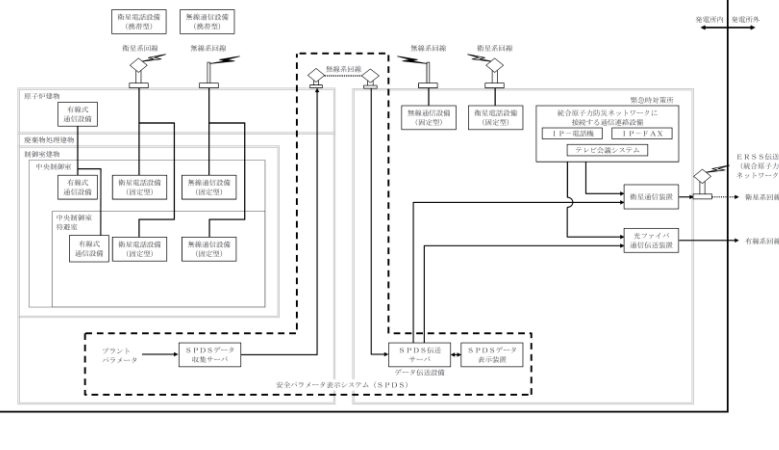
注1：送受信機は、電機内蔵型である。  
 注2：送受信機は、機主型である。

・記載箇所の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は補足説明資料 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 2 号炉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(重大事故時等)</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>(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(重大事故時等)</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>(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(重大事故時等)</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>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ④の相違</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(重大事故時等)</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>(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(重大事故時等)</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>(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(重大事故時等)</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>【柏崎6/7, 東海第二】 ④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>【東海第二】 ③の相違</p>

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 [原子炉压力容器]

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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.20 原子炉压力容器</p> <p>3.20.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉压力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。</p> <p>また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。</p> <p>原子炉压力容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.20-1表に示す。</p> <p>3.20.1.1 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>原子炉压力容器は、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>3.20.1.2 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>原子炉压力容器は、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> <p>重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p> <p>3.20.1.3 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>原子炉压力容器は、通常の系統構成により、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が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p>	<div data-bbox="1020 411 1626 520" style="border: 1px solid black; padding: 10px; display: inline-block;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.20 原子炉压力容器</p> <p>3.20.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉压力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。</p> <p>また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。</p> <p>原子炉压力容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.20-1表に示す。</p> <p>3.20.1.1 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>原子炉压力容器は、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>3.20.1.2 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>原子炉压力容器は、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> <p>重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p> <p>3.20.1.3 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>原子炉压力容器は、通常の系統構成により、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が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>第3.20-1表 原子炉压力容器(重大事故等時)主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器(通常運転時)</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8.62MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>母 材</td> </tr> <tr> <td></td> <td>JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内 張</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ステンレス鋼及び高ニッケル合金</td> </tr> </table>	最高使用圧力	8.62MPa[gage]	最高使用温度	302℃	材 料	母 材		JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)		内 張		ステンレス鋼及び高ニッケル合金		<p>第3.20-1表 原子炉压力容器(重大事故等時)主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器(通常運転時)</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8.62MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>母 材</td> </tr> <tr> <td></td> <td>JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内 張</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ステンレス鋼及び高ニッケル合金</td> </tr> </table>	最高使用圧力	8.62MPa[gage]	最高使用温度	302℃	材 料	母 材		JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)		内 張		ステンレス鋼及び高ニッケル合金	
最高使用圧力	8.62MPa[gage]																										
最高使用温度	302℃																										
材 料	母 材																										
	JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)																										
	内 張																										
	ステンレス鋼及び高ニッケル合金																										
最高使用圧力	8.62MPa[gage]																										
最高使用温度	302℃																										
材 料	母 材																										
	JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板2種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)																										
	内 張																										
	ステンレス鋼及び高ニッケル合金																										

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 [原子炉格納容器]

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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.21 原子炉格納容器</p> <p>3.21.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉格納容器は、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の最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流並びに<u>ドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損</u>を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.21-1表に示す。</p> <p>3.21.1.1 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>原子炉格納容器は、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>3.21.1.2 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>原子炉格納容器は、<u>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。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p>	<div data-bbox="1032 342 1635 453" style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.21 原子炉格納容器</p> <p>3.21.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉格納容器は、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の最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流及び<u>ドライウエルの外圧による破損</u>を防止することができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.21-1表に示す。</p> <p>3.21.1.1 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>原子炉格納容器は、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>3.21.1.2 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>原子炉格納容器は、<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。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、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>・炉型の違い</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の格納容器型式はMark-I改であり、ABWRの柏崎6/7とは格納容器の構造が異なる</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水，ドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内へのスプレイ並びに原子炉格納容器下部への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。</p> <p>3.21.1.3 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>原子炉格納容器は，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が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.21-1表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・一次格納施設</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>形 式</td> <td>圧力抑制形</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>310kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>ドライウエル 171℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ 104℃</td> </tr> </table> <p>材 料</p> <table border="0"> <tr> <td>本 体</td> <td>鉄筋コンクリート</td> </tr> <tr> <td>鋼製ライナ</td> <td>炭素鋼及びステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル・ヘッド</td> <td>炭素鋼</td> </tr> </table>	形 式	圧力抑制形	最高使用圧力	310kPa[gage]		約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）	最高使用温度	ドライウエル 171℃		サブプレッション・チェンバ 104℃	本 体	鉄筋コンクリート	鋼製ライナ	炭素鋼及びステンレス鋼	ドライウエル・ヘッド	炭素鋼		<p>重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水，ドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内へのスプレイ並びに原子炉格納容器下部への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。</p> <p>3.21.1.3 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>原子炉格納容器は，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が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.21-1表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・一次格納施設</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>形 式</td> <td>圧力抑制形</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>ドライウエル 171℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ 104℃</td> </tr> </table> <p>材 料</p> <p>炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））</p>	形 式	圧力抑制形	最高使用圧力	427kPa[gage]		約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）	最高使用温度	ドライウエル 171℃		サブプレッション・チェンバ 104℃	<p>・設備の相違</p>
形 式	圧力抑制形																												
最高使用圧力	310kPa[gage]																												
	約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）																												
最高使用温度	ドライウエル 171℃																												
	サブプレッション・チェンバ 104℃																												
本 体	鉄筋コンクリート																												
鋼製ライナ	炭素鋼及びステンレス鋼																												
ドライウエル・ヘッド	炭素鋼																												
形 式	圧力抑制形																												
最高使用圧力	427kPa[gage]																												
	約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）																												
最高使用温度	ドライウエル 171℃																												
	サブプレッション・チェンバ 104℃																												

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>3.22 燃料貯蔵設備</p> <p>3.22.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>使用済燃料プール</u>は、<u>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）</u>及び<u>燃料プール冷却浄化系</u>の有する<u>使用済燃料プール</u>の冷却機能喪失又は<u>残留熱除去系ポンプ</u>による<u>使用済燃料プール</u>への補給機能が喪失し、又は<u>使用済燃料プール水</u>の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、<u>使用済燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>使用済燃料プール</u>ディフューザ配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、<u>ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔</u>を設ける設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>の冷却機能喪失又は注水機能が喪失し、又は<u>使用済燃料プール</u>からの水の漏えいその他の要因により<u>使用済燃料プール</u>の水位が低下した場合及び<u>使用済燃料プール</u>からの大量の水の漏えいその他の要因により<u>使用済燃料プール</u>の水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラック形状により臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>（重大事故等時）の主要仕様を第3.22-1表に示す。</p> <p>3.22.1.1 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><u>使用済燃料プール</u>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>3.22.1.2 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>使用済燃料プール</u>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> <p><u>燃料プール代替注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.22 燃料貯蔵設備</p> <p>3.22.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>燃料プール</u>は、<u>残留熱除去系（燃料プール冷却）</u>及び<u>燃料プール冷却系</u>の有する<u>燃料プール</u>の冷却機能喪失又は<u>残留熱除去ポンプ</u>による<u>燃料プール</u>への補給機能が喪失し、又は<u>燃料プール水</u>の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、<u>燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>燃料プール</u>戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、<u>燃料プール</u>戻りラインの逆止弁に<u>サイフォンブレイク配管</u>を設ける設計とする。</p> <p><u>燃料プール</u>の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は<u>燃料プール</u>からの水の漏えいその他の要因により<u>燃料プール</u>の水位が低下した場合及び<u>燃料プール</u>からの大量の水の漏えいその他の要因により<u>燃料プール</u>の水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール</u>（重大事故等時）の主要仕様を第3.22-1表に示す。</p> <p>3.22.1.1 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><u>燃料プール</u>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>3.22.1.2 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>燃料プール</u>は、<u>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> <p><u>燃料プール</u>スプレイ系による<u>燃料プール</u>への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、配管に穴を設けてサイフォンブレイクを行う構造であるが、島根2号炉は、逆止弁のボンネットにサイフォンブレイク配管を設置する構造としている</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>3.22.1.3 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>使用済燃料プール</u>は、漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.22-1表 使用済燃料プール（重大事故等時）主要仕様</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プール（通常運転時等）</li> <li>(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)</li> <li>(2) 貯蔵能力 6号炉：6号炉全炉心の約390%相当分 7号炉：7号炉全炉心の約390%相当分</li> </ul>		<p>3.22.1.3 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>燃料プール</u>は、漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.22-1表 燃料プール（重大事故等時）主要仕様</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール（通常運転時等）</li> <li>(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)</li> <li>(2) 貯蔵能力 全炉心の約630%相当分</li> </ul>	<p>・設備の相違</p>

まとめ資料比較表 [非常用取水設備]

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)

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. 12 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	島根 2号炉は引き波時において、貯留堰を設置しなくても取水可能な設計とする

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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.23 非常用取水設備</p> <p>3.23.1 重大事故等対処設備</p> <p>非常用取水設備のスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は、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の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第3.23-1表に示す。</p> <p>3.23.1.1 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>スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.23.1.2 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>非常用取水設備である海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、共用により他号炉の海水取水箇所も使用する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。</p> <p>これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。なお、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、重大事故等時のみ6号及び7号炉共用とする。</p> <p>3.23.1.3 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>スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.23 非常用取水設備</p> <p>3.23.1 重大事故等対処設備</p> <p>非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第3.23-1表に示す。</p> <p>3.23.1.1 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>取水口、取水管及び取水槽は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.23.1.2 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>取水口、取水管及び取水槽は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>取水口及び取水管は、鋼製構造物であり、海水中に設置するため、電気防食等により腐食を防止する設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は引き波時において、貯留堰を設置しなくても取水可能な設計とする（以下、①の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備仕様の相違</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 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>スクリーン室, 取水路, 補機冷却用海水取水路, 補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰</u>は, コンクリート構造物であり, 常時海水を通水するため, 腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。</p> <p>3.23.1.4 試験検査 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>スクリーン室, 取水路, 補機冷却用海水取水路, 補機冷却用海水取水槽</u>は, 外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>海水貯留堰</u>は, <u>機能・性能の確認が可能な設計とする。</u></p>		<p><u>取水槽</u>は, コンクリート構造物であり, 常時海水を通水するため, 腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。</p> <p>3.23.1.3 試験検査 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>取水口, 取水管及び取水槽</u>は, 外観の確認が可能な設計とする。</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>



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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
<p><u>第3.23-1 表 非常用取水設備 (重大事故等時) 主要仕様</u></p> <p>(1) 海水貯留堰 (重大事故等時のみ6号及び7号炉共用) 兼用する設備は以下のとおり。 ・浸水防護設備 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>貯留堰</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(2) スクリーン室 (重大事故等時のみ6号及び7号炉共用, 既設) 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(3) 取水路 (重大事故等時のみ6号及び7号炉共用, 既設) 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(4) 補機冷却用海水取水路</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> </tr> </table> <p>(5) 補機冷却用海水取水槽</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> </tr> </table>	種 類	貯留堰	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	1	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	1		<p><u>第3.23-1 表 非常用取水設備 (重大事故等時) 主要仕様</u></p> <p>(1) 取水口</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鋼製円筒管</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(2) 取水管</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鋼管</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(3) 取水槽</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート取水槽</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> </tr> </table>	種 類	鋼製円筒管	個 数	2	種 類	鋼管	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート取水槽	個 数	1	<p>・設備の相違</p>
種 類	貯留堰																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	1																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	1																																		
種 類	鋼製円筒管																																		
個 数	2																																		
種 類	鋼管																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート取水槽																																		
個 数	1																																		

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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.24 原子炉建屋原子炉区域</p> <p>3.24.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉区域は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。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>また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉区域の圧力が上昇し、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域(重大事故等時)の主要仕様を第3.24-1表に示す。</p> <p>3.24.1.1 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>原子炉区域は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.24.1.2 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>原子炉区域は、想定される重大事故等時における原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3.24.1.3 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>原子炉建屋ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とする。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.24 原子炉建物原子炉棟</p> <p>3.24.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。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原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。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>また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(重大事故等時)の主要仕様を第3.24-1表に示す。</p> <p>3.24.1.1 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>原子炉建物原子炉棟は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.24.1.2 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>原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3.24.1.3 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>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とする。</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. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>3.24.1.4 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>原子炉区域は、発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.24-1表 原子炉建屋原子炉区域(重大事故等時)主要仕様</u></p> <table border="0"> <tr> <td>構造</td> <td>鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, プローアウトパネル付き)</td> </tr> <tr> <td>形状</td> <td>直方体</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>たて横 約56m×約59m 全高 約58m</td> </tr> <tr> <td>気密度</td> <td>建物内空間容積の50%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)</td> </tr> </table>	構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, プローアウトパネル付き)	形状	直方体	寸法	たて横 約56m×約59m 全高 約58m	気密度	建物内空間容積の50%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)		<p>3.24.1.4 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>原子炉建物原子炉棟は、発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.24-1表 原子炉建物原子炉棟(重大事故等時)主要仕様</u></p> <table border="0"> <tr> <td>構造</td> <td>鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, プローアウトパネル付き)</td> </tr> <tr> <td>形状</td> <td>直方体</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>たて横 約52m×約52m 全高 約62m</td> </tr> <tr> <td>気密度</td> <td>建物内空間容積の100%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)</td> </tr> </table>	構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, プローアウトパネル付き)	形状	直方体	寸法	たて横 約52m×約52m 全高 約62m	気密度	建物内空間容積の100%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)	<p>・設備の相違</p>
構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, プローアウトパネル付き)																		
形状	直方体																		
寸法	たて横 約56m×約59m 全高 約58m																		
気密度	建物内空間容積の50%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)																		
構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, プローアウトパネル付き)																		
形状	直方体																		
寸法	たて横 約52m×約52m 全高 約62m																		
気密度	建物内空間容積の100%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)																		