

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）、中間領域計装（IRM）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p3.15-87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>【設置許可基準規則】 (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること</p>	<p>6. 4 計装設備(重大事故等対処設備)</p>	<p>3. 15 計装設備【58 条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.15.1 適合方針</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）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"> ・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) ・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>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"> ・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) 	<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"> ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備) 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【柏崎 6/7】 島根 2号炉は単独申請であり、該当しない

柏崎刈羽原子力発電所 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><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></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</p> <p>・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"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>高圧炉心注水系系統流量</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>残留熱除去系系統流量</u> <u>格納容器内水素濃度</u> 	<p>6.4.2.3 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>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u> <u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>残留熱除去系系統流量</u> 	<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"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u> <u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> <u>格納容器水素濃度 (B系)</u> 	<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"> 設備の相違 <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"> 設備の相違 <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度(2個)と新たに設置した格納容器内水素濃度(SA)(2個)を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器内</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> ・ <u>起動領域モニタ</u> ・ <u>平均出力領域モニタ</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> ・ <u>起動領域計装</u> ・ <u>平均出力領域計装</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u> ・ <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> ・ <u>中性子源領域計装</u> ・ <u>中間領域計装</u> ・ <u>平均出力領域計装</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> 	<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), 中間領域計装 (I 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</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"> ・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>格納容器内酸素濃度</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心スプレィポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレィポンプ出口圧力</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (B系)</u> ・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> 	<p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, サプレッション・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 (以下, ⑥の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 <p>【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 (以下, ⑦の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (SA) ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> 	<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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ 原子炉圧力 (SA) ・ <u>原子炉水位 (SA広帯域)</u> ・ <u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u> ・ <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> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u> ・ <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> ・ <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> ・ <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> ・ <u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u> 	<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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u> ・ 原子炉圧力 (SA) ・ <u>原子炉水位 (SA)</u> ・ <u>高圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>代替注水流量 (常設)</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>格納容器代替スプレイ流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u> 	<p>【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 (以下、⑧の相違)</p> <p>・ 設備の相違</p> <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. 15-87 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"> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u> ・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ・ <u>格納容器下部水温</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度</u> ・ <u>ドライウエル圧力</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> ・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル温度 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL温度 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル水位</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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) ・ 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 ・ 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) ・ 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)

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・ <u>格納容器下部水位</u> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> ・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置入口圧力</u> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> ・ <u>フィルタ装置水素濃度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器下部水位</u> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置圧力</u> ・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> ・ <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>フィルタ装置入口水素濃度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ペDESTAL水位</u> ・ <u>格納容器水素濃度 (SA)</u> ・ <u>スクラバ容器水位</u> ・ <u>スクラバ容器圧力</u> ・ <u>スクラバ容器温度</u> ・ <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> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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, サンプリング式の水素濃度計を設置している (以下, ⑬の相違) ・ 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) ・ 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) ・ 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

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> ・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> 		<p>ている (以下, ⑯の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【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 (以下, ⑰の相違) ・ 設備の相違 【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 (以下, ⑱の相違) ・ 設備の相違 【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 (以下, ⑲の相違) ・ 設備の相違 【東海第二】 東海第二は, 残留熱除去系熱交換器出口温度

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> ・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替淡水貯蔵水位</u> ・ <u>西側淡水貯水設備水位</u> ・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>原子炉建物水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u> 	<p>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（以下、⑳の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【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（以下、㉑の相違） ・ 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、 suppression・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（以下、㉒の相違） ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ㉓の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、代替循環冷却を復水補給水ポンプを經由して注水することから、その圧力計を使用しているが、島根2

柏崎刈羽原子力発電所 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なたデータ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なたデータ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なたデータ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</u> (6 号及び 7 号炉共用) 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、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器下部水位</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>起動領域モニタ</u> 	<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</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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器下部水温</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器下部水位</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>起動領域計装</u> 	<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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル温度 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL温度 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル水位</u> ・ <u>ペDESTAL水位</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>中性子源領域計装</u> ・ <u>中間領域計装</u> 	<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>・ <u>平均出力領域モニタ</u> 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"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ 原子炉水位 (SA) <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> ・ <u>高圧炉心注水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系系統流量</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u> ・ <u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u> 	<p>・ <u>平均出力領域計装</u> 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"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ <u>原子炉水位 (SA広帯域)</u> ・ <u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u> ・ <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> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u> ・ <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> ・ <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> ・ <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> ・ <u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> ・ <u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系系統流量</u> ・ <u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドライウエル圧力</u> ・ <u>サプレッション・チェンバ圧力</u> ・ <u>サプレッション・プール水位</u> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> 	<p>・ <u>平均出力領域計装</u> なお、<u>中性子源領域計装</u>、<u>中間領域計装</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"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ <u>原子炉水位 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>格納容器代替スプレイ流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u> ・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> ・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> ・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u> ・ <u>サプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u> ・ <u>サプレッション・プール水位 (SA)</u> ・ <u>格納容器水素濃度 (SA)</u> 	<p>④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑬の相違, 設置場

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・ <u>格納容器内水素濃度</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> ・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (7号炉)</u> ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分Ⅲ)</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> ・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u> ・ <u>格納容器内酸素濃度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (A系)</u> ・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u> ・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器水素濃度 (B系)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u> ・ <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> ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> ・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>原子炉建物水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u> ・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (B系)</u> 	<p>所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ・ 設備の相違 【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
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u> ・ <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> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</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、<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。 ・ <u>フィルタ装置入口圧力</u> ・ <u>フィルタ装置水素濃度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</u> ・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u> ・ <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> ・ <u>使用済燃料プール監視カメラ</u> ・ <u>非常用窒素供給系供給圧力</u> ・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</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、<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。 ・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>燃料プール水位 (SA)</u> ・ <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> ・ <u>燃料プール監視カメラ (SA)</u> ・ <u>RCWサージタンク水位</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、<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。 ・ <u>代替注水流量 (常設)</u> ・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>スクラバ容器水位</u> ・ <u>スクラバ容器圧力</u> ・ <u>スクラバ容器温度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ⑦の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧, ⑭の相違 ・ 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 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違, 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑳の相違 【東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑯の相違, 設置場所の相違

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
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (6号炉)</u> ・ <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> ・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> ・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <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>残留熱除去系海水系系統流量 (B系)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> ・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u> ・ <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u> ・ <u>C-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>D-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>緊急用メタクラ電圧</u> ・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>A-115V系直流盤母線電圧</u> ・ <u>B-115V系直流盤母線電圧</u> ・ <u>SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</u> ・ <u>230V系直流盤(常用)母線電圧</u> ・ <u>B1-115V系蓄電池(SA)電圧</u> ・ <u>ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力</u> ・ <u>N₂ガスボンベ圧力</u> ・ <u>RCW熱交換器出口温度</u> 	<p>相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑳の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ㉑の相違 ・ 記載箇所の相違 【東海第二】 ・ 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

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・<u>フィルタ装置水位</u> ・<u>フィルタ装置圧力</u> ・<u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> <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"> ・<u>代替淡水貯槽水位</u> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> <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"> ・<u>西側淡水貯水設備水位</u> ・<u>緊急用M / C 電圧</u> ・<u>緊急用P / C 電圧</u> <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"> ・<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u> ・<u>M / C 2 C 電圧</u> ・<u>M / C 2 D 電圧</u> ・<u>M / C HPCS 電圧</u> ・<u>P / C 2 C 電圧</u> ・<u>P / C 2 D 電圧</u> ・<u>直流 125V 主母線盤 2 A 電圧</u> ・<u>直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</u> ・<u>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 ・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) ・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

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> ・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> <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"> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧</u> ・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧</u> <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"> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p>	<p>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"> ・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)</u> ・ <u>第1ベントフィルタ出口水素濃度</u> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のSPDSデータ収集サーバは、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑲の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違, 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違

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
<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、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"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心注水系統流量 ・残留熱除去系系統流量 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ・格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ・起動領域モニタ <ul style="list-style-type: none"> ・平均出力領域モニタ ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所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"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ・格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ・起動領域計装 <ul style="list-style-type: none"> ・平均出力領域計装 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送サーバは、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"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器水素濃度 (B系) ・格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ・格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) ・中性子源領域計装 ・中間領域計装 ・平均出力領域計装 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 	<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>

柏崎刈羽原子力発電所 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"> ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> ・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>格納容器内酸素濃度</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> <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</u>及び<u>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"> ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u> ・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)</u> ・ <u>M / C 2 C 電圧</u> ・ <u>M / C 2 D 電圧</u> ・ <u>M / C HPCS 電圧</u> ・ <u>P / C 2 C 電圧</u> ・ <u>P / C 2 D 電圧</u> ・ <u>直流 125V 主母線盤 2 A 電圧</u> ・ <u>直流 125V 主母線盤 2 B 電圧</u> ・ <u>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧</u> ・ <u>直流 ±24V 中性子モニター用分電盤 2 A 電圧</u> ・ <u>直流 ±24V 中性子モニター用分電盤 2 B 電圧</u> ・ <u>非常用窒素供給系供給圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> ・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (B系)</u> ・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>C-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>D-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>A-115V 系直流盤母線電圧</u> ・ <u>B-115V 系直流盤母線電圧</u> ・ <u>230V 系直流盤 (常用) 母線電圧</u> ・ <u>B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧</u> ・ <u>N₂ガスポンベ圧力</u> ・ <u>RCWサージタンク水位</u> ・ <u>RCW熱交換器出口温度</u> ・ <u>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</u> <p style="margin-top: 20px;">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。<u>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>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・ 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 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦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
<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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (SA) <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u> ・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u> ・ <u>格納容器下部水位</u> 	<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"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ 原子炉圧力 (SA) ・ <u>原子炉水位 (SA広帯域)</u> ・ <u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u> ・ <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> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u> ・ <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> ・ <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> ・ <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> ・ <u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器下部水温</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度</u> ・ <u>ドライウエル圧力</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>サブプレッション・プール水位</u> ・ <u>格納容器下部水位</u> 	<p><u>中性子源領域計装及び中間領域計装は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。中性子源領域計装及び中間領域計装は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u> ・ 原子炉圧力 (SA) ・ <u>原子炉水位 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>代替注水流量 (常設)</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>格納容器代替スプレイ流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> ・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル温度 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL温度 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル水位</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL水位</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】④の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】⑨の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違【柏崎 6/7】⑩の相違 ・ 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 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違【柏崎 6/7】⑪の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】⑫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
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> ・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置入口圧力</u> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> ・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> ・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> ・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> ・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置圧力</u> ・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> ・ <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>フィルタ装置入口水素濃度</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> ・ <u>代替淡水貯槽水位</u> ・ <u>西側淡水貯水設備水位</u> ・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器水素濃度 (SA)</u> ・ <u>スクラバ容器水位</u> ・ <u>スクラバ容器圧力</u> ・ <u>スクラバ容器温度</u> ・ <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> ・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>原子炉建物水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑬の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑯の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑲の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉓の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉔の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉕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
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u> ・ <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> ・ <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><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>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u> ・ <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> ・ <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> ・ <u>緊急用M/C電圧</u> ・ <u>緊急用P/C電圧</u> ・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u> ・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</u> <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"> ・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>燃料プール水位 (SA)</u> ・ <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> ・ <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> ・ <u>緊急用メタクラ電圧</u> ・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>SA用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</u> ・ <u>ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力</u> <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>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違 ・ 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 ・ 設備の相違, 記載箇所の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦, ⑯の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 東海第二は, 中央制御室で操作を行うが, 島根 2号炉は現場で操作を行う

柏崎刈羽原子力発電所 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>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おいて耐圧強化ベント系を使用する際に、弁操作により、サンプリングラインを格納容器圧力逃がし装置から耐圧強化ベント系に速やかに切り替えられる設計とする。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><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>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑩の相違 島根2号炉は、屋外及び中央制御室で操作が可能 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、耐圧強化ベントに切り替えて計測するが、島根2号炉は、切り替えて計測しない</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、現場運転員が対応するが、柏崎6/7は、中央制御室運転員又は現場運転員が対応するため、等が記載されている 【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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.15.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p>6.4.3 主要設備及び仕様</p> <p><u>計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第6.4-1表及び第6.4-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第6.4-4表に示す。</u></p> <p>6.4.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「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>トは記載していない</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</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 0～300m³/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 0～200m³/h 7号炉 0～150m³/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 0～350m³/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 0～150m³/h 7号炉 0～100m³/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 0～300m³/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 0～500m³/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 0～80m³/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 0～300m³/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 0～80m³/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 0～500m³/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 0～500m³/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 0～200m³/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 0～150m³/h</p> <p>(8) <u>代替注水流量 (常設)</u> 個 数 1 計測範囲 0～300m³/h</p> <p>(9) <u>低压原子炉代替注水流量</u> 個 数 2 計測範囲 0～200m³/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 0～50m³/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 0～150m³/h</p> <p>(12) <u>ペDESTAL代替注水流量</u> 個 数 2 計測範囲 0～150m³/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 0～50m³/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 0～150m³/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>0~1,000m³/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 0~1,500m³/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>0~150m³/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>0~300m³/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^{*3}</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>0~1,500m³/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>0~1,500m³/h</u></p> <p>(17) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> ・原子炉プラント・プロセス計装系 <u>個 数 1</u> <u>計測範囲 0~1,500m³/h</u></p> <p>(18) <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> <u>個 数 1</u> <u>計測範囲 0~50m³/h</u></p> <p>(19) <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> <u>個 数 1</u> <u>計測範囲 0~150m³/h</u></p> <p>(20) <u>ドライウェル温度 (SA)</u> 個 数 <u>7</u> 計測範囲 0~300℃</p> <p>(21) <u>ペDESTAL温度 (SA)</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(22) <u>ペDESTAL水温度 (SA)</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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</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>(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 $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p> <p>0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</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 $10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p> <p>0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p>	<p>(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 $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p> <p>(35) <u>中間領域計装</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>8</u> 計測範囲 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p>	
<p>(26) <u>平均出力領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数 <u>4</u>^{*4} 計測範囲 0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p>	<p>(34) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数 <u>2</u>^{*5} 計測範囲 0~125% $(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p>	<p>(36) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系</p> <p>個 数 <u>6</u>^{*5} 計測範囲 0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$</p>	
<p>(27) <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></p> <p>個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~200°C</u></p>	<p>(41) <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></p> <p>個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~100°C</u></p>		
<p>(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>(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>(37) <u>スクラバ容器水位</u></p> <p>個 数 <u>8</u> 計測範囲 </p>	
<p>(29) <u>フィルタ装置入口圧力</u></p> <p>個 数 <u>1</u> 計測範囲 0~1MPa [gage]</p>	<p>(36) <u>フィルタ装置圧力</u></p> <p>個 数 <u>1</u> 計測範囲 0~1MPa [gage]</p>	<p>(38) <u>スクラバ容器圧力</u></p> <p>個 数 <u>4</u> 計測範囲 0~1MPa [gage]</p>	
	<p>(37) <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></p> <p>個 数 <u>1</u> 計測範囲 0~300°C</p>	<p>(39) <u>スクラバ容器温度</u></p> <p>個 数 <u>4</u> 計測範囲 <u>0~300°C</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(30) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 <u>10⁻²~10⁵mSv/h</u></p> <p>(31) <u>フィルタ装置水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p> <p>(32) <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~50kPa</u></p> <p>(33) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>pH0~14</u></p> <p>(34) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>10⁻²~10⁵mSv/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>(40) <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>10⁻²~10⁵Sv/h</u> <u>10⁻³~10⁴mSv/h</u></p> <p>(41) <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>(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 0~4,000m³/h</u> <u>区分III 0~3,000m³/h</u> <u>7号炉 区分I, II 0~3,000m³/h</u> <u>区分III 0~2,000m³/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 0~2,000m³/h</u> <u>7号炉 0~1,500m³/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>0~800m³/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>0~50m³/h</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・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200℃</u></p> <p>(44) 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>0~1,500m³/h</u></p> <p>(45) 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>(46) <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>0～1,500m³ (0～12,542mm)</u></p> <p>(47) <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>(48) <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>(49) <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>(50) <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>(51) <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>(52) <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>(53) <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>(54) <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>(55) <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) の主要機器仕様</u>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) の主要機器仕様</u>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) の主要機器仕様</u>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>(56) <u>格納容器酸素濃度 (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>1</u> 計測範囲 <u>0~25vol%</u></p> <p>(57) <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>(58) <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>(59) <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>(60) <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>(61) <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) の主要機器仕様</u>に記載する。</p> <p>(62) <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]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機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摂されており、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		
	原子炉水位 (SA) *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) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
	原子炉水位 (SA) *1					
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	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	1
	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下		
	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) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉水位 (SA) *2					
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					
	原子炉圧力*2					
	原子炉圧力 (SA) *2					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *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) (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 (SA)	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]) を包括する範囲として設定。なお、蒸気発生機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摂されており、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) *1					
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1					
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					
	原子炉水位 (SA) *1					

*1: 重要代替監視パラメータ *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 基準点は炉心温度下流 (原子炉圧力容器管径レベルより1.328m) *4: 基準点は炉心温度下流 (原子炉圧力容器管径レベルより1.328m) *5: 基準点は炉心温度下流 (原子炉圧力容器管径レベルより1.328m) *6: 基準点は炉心温度下流 (原子炉圧力容器管径レベルより1.328m)
 *7: 島根出力調整計装の検出値は124個であり、平均出力調整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、設計基準事故時の検出値は14個又は17個の信号が入力される。
 *9: 炉心温度は原子炉停止後の経過時間における格納容器内平均放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心温度は約108℃/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温度が低下しないことから、この値を下回る。
 *10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EJ.51518)。 *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)

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水位を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「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]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機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含されており、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水位を監視するパラメータと同じ。		
原子炉圧力容器温度*1				「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。		
原子炉水位 (広帯域) *2	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	
原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000~1300mm*3	-3680~483mm*3,7			
原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7			
原子炉水位 (SA) *2	1	-8000~3500mm*3				
③ 原子炉圧力容器内の水位	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系統流量*1					
	高圧炉心スプレイング系統流量*1					
	低圧炉心スプレイング系統流量*1					
	原子炉圧力*3				「⑫」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				「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。	
	サブプレッション・チェンバ圧力*1					

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
④ 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	-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		
	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系統流量*1					
	高圧炉心スプレイング系統流量*1					
	低圧炉心スプレイング系統流量*1					
	原子炉圧力*3				「⑭」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				「⑮」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*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
⑥ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-400~150cm*8,9			1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-800~-300cm*8,9	-798~132cm*8,9	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	
	原子炉水位 (SA) *2	1	-900~150cm*8,9			
	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 (常設) *1					
	低圧原子炉代替注水流量 (可搬用) *1					
	原子炉隔離時冷却系出口流量*1					
	高圧炉心スプレイング出口流量*1					
	残留熱除去系ポンプ出口流量*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				「⑯」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				「⑰」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 (SA) *1				「⑱」原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	

※1：重要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 (原子炉圧力容器上部レベルより 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：基準点はコリウムレベルと基準 (EL700)
 ※7：原子炉圧力容器の検出限は 124 個であり、互換出力調整計の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時刻時は健全。
 ※9：炉心温度は原子炉停止後の経過時間における格納容器内温度を指し、格納容器内温度は約 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温度は約 105℃/h (経過時間とともに低くなる) である。
 ※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。

・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 ³ /h	—**	高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~72m ³ /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 (72m ³ /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 ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR A系ライン) における最大注水量 (90m ³ /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 ³ /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 ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~95m ³ /h	残留熱除去系統ポンプの最大注水量 (96m ³ /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				⑩本架の確保) を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				⑨原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				⑨原子炉圧力容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (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。	
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 ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /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 ³ /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本架の確保) 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。	
	サブプレッション・チェンバ・プール受温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の限界圧力 (24・60MPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約 166℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				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 ³ /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における最大注水量 (375m ³ /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型ライン用)	1	0~80m ³ /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におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型ライン用)	1	0~300m ³ /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における最大注水量 (110m ³ /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型ライン用)	1	0~80m ³ /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におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系統原子炉注水流量	2	0~150m ³ /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における最大注水量 (100m ³ /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水源の確保) を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・プール水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (広帯域) *1				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				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 (S.A.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 (S.A.燃料域) *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。		

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 ³ /h	—**	高圧原子炉代替注水系統ポンプの最大注水量 (96m ³ /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 ³ /h	0~96m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (96m ³ /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 ³ /h	0~1,314m ³ /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視可能。	
	代替注水流量 (常設)	1	0~300m ³ /h	—**	低圧原子炉代替注水系統ポンプの最大注水量 (220m ³ /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流量	2	0~200m ³ /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 ³ /h) を監視可能。また、副溶熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0~50m ³ /h	—**		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0~1,500m ³ /h	0~1,380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m ³ /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 ³ /h	0~1,314m ³ /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0~50m ³ /h	—**	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m ³ /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 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~72m ³ /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (72m ³ /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 ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR A系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)	1	0~350m ³ /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR B系ライン) における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~95m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (96m ³ /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				「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 ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /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 ³ /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 (24~200kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約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 ³ /h	—**	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に おける最大注水量 (375m ³ /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 ³ /h	—**	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時に おける最大注水量 (110m ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /h) を監視可能。	
	代替隔離時冷却系原子炉注水流	2	0~150m ³ /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 ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	
代替淡水貯槽水位*1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		
西側淡水貯水設備水位*1				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・プール水位*1				「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。		
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。		

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位 (SA) *1				「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ション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 105Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型式
④ 原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	-**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~72m ³ /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量(72m ³ /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 ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR A系ライン)における最大注水量(90m ³ /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 ³ /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR B系ライン)における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~95m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(95m ³ /h)を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位(SA)*1				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(広帯域)*1				⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(SA)*1				⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	復水補給水系流量(RR B系代替注水系)	1	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	-**	④原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水系流量(格納容器下部注水系)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m ³ /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/P)*1				⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力(S/C)*1				⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の境界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*2	1	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の境界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の境界圧力(24~620kPa[gage])におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。	
	格納容器内圧力(D/P)*1				⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	

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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /h)を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水系	1	0~200m ³ /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 ³ /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量*1				④原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
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・プール水温度*2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の境界圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。	
	(水温計兼サブプリアダプタ下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面0m)*7	-**	ベデスタル底部にサブプリアダプタが着下した際の温度上昇又は高温度の検出を監視可能。	
	(水温計兼サブプリアダプタ下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル探面+0.2m)*7	-**	ベデスタル床面+0.2m以上のサブプリアダプタ検出を監視可能。	
	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。	
	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。	
	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。	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイレイ流量	1	0~150m ³ /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 ³ /h)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)(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	代替注水系(常設)				④原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ	1
	格納容器代替スプレイレイ流量	2	0~150m ³ /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 ³ /h)を監視可能。	
	ベデスタル代替注水系流量	2	0~150m ³ /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 ³ /h)を監視可能。	
	ベデスタル代替注水系流量(狭帯域用)	2	0~50m ³ /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 ³ /h)を監視可能。	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイレイ流量	1	0~150m ³ /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 ³ /h)を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水水位*1				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル圧力(SA)*1				⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)*1				⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	
	ドライウエル水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・プール水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	

※1: 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(EL5610)
 ※5: 基準点は格納容器底部(EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は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が値を下回る。
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端(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 原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。		
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~72m ³ /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量(72m ³ /h)を監視可能。		
	復水供給水系流量(RR A系代替注水系流量)	1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR A系ライン)における最大注水量(90m ³ /h)を監視可能。		
	復水供給水系流量(RR B系代替注水系流量)	1	0~350m ³ /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR B系ライン)における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。		
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~95m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(95m ³ /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	復水供給水系流量(RR B系代替注水系流量)				「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	
	復水供給水系流量(格納容器下部注水系流量)	1	0~150m ³ /h(6号炉) 0~100m ³ /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m ³ /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/W)※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				「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。		
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		1
	サブプレッション・チェンバ・プール温度※2	1	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		
	サブプレッション・チェンバ・プール温度※2	3	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の限界圧力(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。		1
	格納容器内圧力(D/W)※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。		1
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)(4/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
⑥ 原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	1	0~500m ³ /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 ³ /h)を監視可能。	1	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	1	0~500m ³ /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 ³ /h)を監視可能。		
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0~300m ³ /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 ³ /h)を監視可能。		
	低圧代替注水系格納容器下部注水系流量	1	0~200m ³ /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 ³ /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吐出圧力※1				「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。		
	代替循環冷却系ポンプ注水量※1				「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。		
	サブプレッション・プールの水位※1				「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。		
	格納容器下部水位※1				「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。		
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・プールの温度※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。		
	格納容器下部水温	5	0~500℃ (ペデスタル床面)※7	—**	ペデスタル床面にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指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。		4
	格納容器下部水温	5	0~500℃ (ペデスタル床面+0.2m)※7	—**	ペデスタル床面+0.2m以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接点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				「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。		1
	サブプレッション・チェンバ・プールの圧力※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3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
④ 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	
	ペデスタル温度(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。		
	ペデスタル水温(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・プールの温度(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				「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。		1
	サブプレッション・チェンバ・プールの圧力(SA)※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。		

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器容室レベルより1,328cm)。 ※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: 268kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2Pd: 620kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) ※2	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]		
	ドライウエル雰囲気温度※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	ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン高さ+1m~+9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバース・プール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	-※1	重大事故等時において、格納容器下部に液相炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	1
	取水給排水系流量 (DRB B 副代射注水流量) ※1					
③ 原子炉格納容器内の圧力						
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						
④ 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%	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 ⁻² ~10 ³ 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	ドライウエル圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1	
	サブプレッション・チェンバース圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		1	
	ドライウエル雰囲気温度※1						
サブプレッション・チェンバース内温度※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	ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン下層高さ -1.64m: 通常水位+6.5m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバース内のプール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)	-※8	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)	-※8	ベデスタル床面から +0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタル床面水位が維持されていることの確認が可能。	1
③ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器下部水位	各 2	+2.25m, +2.75m ※7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-※8	ベデスタル床面から +0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタル床面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 (蒸気ライオン蒸気冷却用) ※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸気ライオン蒸気冷却用) ※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン用) ※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (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 (常設ライオン用) ※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						
	代替冷却貯槽水位※1						
④ 原子炉格納容器内の圧力							
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・チェンバース圧力※1							
⑤ 原子炉格納容器内の水位							
「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
「⑤原子炉格納容器への注水流量」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圧力」を監視するパラメータと同じ。							
「⑧原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0~1,000kPa [abs]	最大値: 32kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバース圧力 (SA) ※2	2	0~1,000kPa [abs]	最大値: 20kPa [gage]		
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。

・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~+950mm) ※3	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~+1150mm) ※3	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.-500mm,-600mm,-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
③ 原子炉格納容器内の圧力						
排水供給水系統量 (DRB B 駆動機注水流量) ※1						
排水供給水系統量 (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						
④ 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%	10Sv/h未満※10	炉心損傷後、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 (D/P) ※2	2	10 ⁻² ~10 ³ Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-
	格納容器内窒素放射線レベル (S/C) ※2	2	10 ⁻² ~10 ³ Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-

⑤ 原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

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 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

⑧ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

⑨ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

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 (200kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		
② 原子炉格納容器内の水位						
	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	2	+1.05m ※7 (EL.12,856mm)	-**	炉心損傷後、原子炉停止直後までの間に、ベデスタルの床面から+1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	1
③ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器下部水位	各 2	+0.50m,+0.95m ※7 (EL.12,306mm,12,756mm)	-**	デブリ落下後、ベデスタル床面+0.2m 以上のデブリ堆積量の間、ベデスタル床面から+0.5m~+1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	1
	格納容器下部水位	各 2	+2.25m,+2.75m ※7 (EL.14,056mm,14,556mm)	-**	ベデスタル床面+0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタル床面下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。	
④ 原子炉格納容器内の水位						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (蒸気ライオン) ※1						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (蒸気ライオン) ※1 (狭帯域用) ※1						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライオン) ※1						
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライオン) ※1 (狭帯域用) ※1						
低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライオン) ※1						
低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライオン) ※1						
低圧代替注水系統格納容器下部注水流量※1 (代替淡水貯槽水位) ※1						
西側淡水貯槽水位※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						
⑤ 原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
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 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 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 計測器数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル水位	3	-3.0m ^{※5} , -1.0m ^{※5} , +1.0m ^{※5}	-**	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系統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 ^{※4}	-0.5~0m ^{※4}	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 について監視可能。)	
② 原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	+0.1m ^{※6} , +1.2m ^{※6} , +2.4m ^{※6} , +2.4m ^{※6}	-**	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流量※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 (原子炉注水流量) ※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 (原子炉注水容器蓄レベルより 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名チャンネルには 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窒素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.5518) ※11: 検出点は 7 箇所。

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

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
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 (2P4:630kPa[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						
⑨ 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) *3	-**	重大事故等時において、格納容器下部に液相炉心の冷却に必要な水深 (底部から2m) があることを監視可能。	1
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量						
炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。						
炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。						
炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。						
⑪ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線量 (D/W) *2						
格納容器内放射線量 (S/C) *2						
格納容器内放射線量 (D/W) *2						
格納容器内放射線量 (S/C) *2						
⑫ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線量 (D/W) *2						
格納容器内放射線量 (S/C) *2						
⑬ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線量 (D/W) *2						
格納容器内放射線量 (S/C) *2						
⑭ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線量 (D/W) *2						
格納容器内放射線量 (S/C) *2						

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
⑯ 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%1	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のある範囲 (0~56.6vol%) を監視可能。	-
	格納容器内放射線量 (D/W) *2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁶ Sv/h	90Sv/h未滿*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約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)。	-
⑰ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量 (D/W) *2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁶ Sv/h	90Sv/h未滿*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約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 (S/C) *2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁶ Sv/h	90Sv/h未滿*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約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)。	-
⑱ 原子炉格納容器内の放射線量	起動領域計装*2	8	10 ⁻¹ cps~10 ⁶ cps (1.0×10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、起動領域計装によって監視可能。	-
	平均出力領域計装*2	2**	0~125% (1.0×10 ¹² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約 19 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、設計基準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ことからのため、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
⑲ 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	0~5vol% 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のある範囲 (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のある範囲 (0~90.4vol%) を監視可能。	-
⑳ 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 ⁻² ~10 ⁶ Sv/h	約 10Sv/h未滿*9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
	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 ⁻² ~10 ⁶ Sv/h	約 10Sv/h未滿*9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-

※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: 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】
 ①~⑭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)

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑩ 床 境界の 維持又は 監視	起動領域モニタ ^{※2}	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ $0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^6 \sim 2.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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 ^{※2}	4 ^{※3}	$0 \sim 125\%$ $(1.2 \times 10^6 \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約 10 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時等時、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再始動前トリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1
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 ^{※2}					
	復水補給水温度 (代替循環冷却)	1	0 ~ 200°C	— ^{※4}	代替循環冷却における復水移送ポンプの最高使用温度 (85°C) に余裕を見込んだ設定とする。	
	復水補給水流量 (RIR A 系代替注水流量) ^{※2}				⑩原子炉圧力容器への注水量) を監視するパラメータと同じ。	
	復水補給水流量 (RIR B 系代替注水流量) ^{※2}				⑩原子炉圧力容器への注水量) を監視するパラメータと同じ。	
	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) ^{※2}				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 (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 (燃料棒) ^{※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原子炉圧力容器内の水位) 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}				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。	
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※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。	
	格納容器下部水位 ^{※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。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位 ^{※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 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 の水 蒸 度	格納容器内水蒸度 (SA)	2	0 ~ 100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水蒸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) ^{※2}	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^6 \text{ Sv/h}$	90Sv/h 未満 ^{※10}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 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)。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※2}	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^6 \text{ Sv/h}$	90Sv/h 未満 ^{※10}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 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)。	—
⑪ 床 境界の 維持又は 監視	起動領域計装 ^{※2}	8	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ $0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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。	—
	平均出力領域計装 ^{※2}	2 ^{※8}	$0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	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始動前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 床 境界の 維持又は 監視	中性子源領域計装 ^{※2}	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^6 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	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、中間領域計装、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	中間領域計装 ^{※2}	8	$0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^6 \sim 1.5 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間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。	—
⑪ 床 境界の 維持又は 監視	平均出力領域計装 ^{※2}	6 ^{※7}	$0 \sim 125\%$ $(1.2 \times 10^6 \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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始動前トリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 基準点は気水分離器下流 (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 (E15610)。
 ※5: 基準点は格納容器底面 (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 個の検出器が入れられる。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には減衰し、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始動前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。
 ※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 (E135518) ※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)

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 本機界の維持又は監視	起動領域モニタ ^{※2}	10	$10^{-4} \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ $1.0 \times 10^4 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ $0 \sim 40\text{K}$ 又は $0 \sim 125\text{K}$ $(1.0 \times 10^6 \sim 2.0 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域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 ^{※2}	4 ^{※3}	$0 \sim 125\text{K}$ $(1.2 \times 10^6 \sim 2.8 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能 なお、設計基準事故時及び重大事故時等時、一時的に計測範囲を超える 并及び下側は急峻である。125Kを超える領域でも運転監視上影響はない。 また、重大事故時においても原子炉停炉措置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・プール水温度 ^{※2}	1	0 ~ 200°C	- ^{※4}	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。 ⑥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°C) に余裕を見込んだ設定とする。	1	
	復水補給水系流量 (代替循環冷却)	4 ^{※2}		⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	復水補給水系流量 (DR A 系代替注水量)	4 ^{※2}		⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	復水補給水系流量 (DR B 系代替注水量)	4 ^{※2}		⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水量)	4 ^{※2}		⑥原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}						
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}						
	原子炉水位 (SA) ^{※1}						
	復水移送ポンプ吐出圧力 ^{※1}				⑥水の確保」を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※1}				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 ^{※1}				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 ^{※1}				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 ^{※1}				⑥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 ^{※1}				⑥原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉圧力容器温度 ^{※1}				⑥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 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
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 ^{※2}	1	0 ~ 100°C	- ^{※4}	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。 ⑥代替循環冷却における駆水移送ポンプの駆水使用温度 (80°C) を監視可能。	1
	代替循環冷却系原子炉注水量 ^{※2}	2	0 ~ 100°C	- ^{※4}	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。	
③ 格納容器圧力過剰防止装置	代替循環冷却系原子炉注水量 ^{※2}	2	0 ~ 100°C	- ^{※4}	⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1}	2	10 ~ 120°C	- ^{※4}	⑥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。	
	サブプレッション・プール水位 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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 (燃料域) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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 (SA 広帯域) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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 (SA 燃料域) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	原子炉圧力容器温度 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	原子炉圧力容器温度 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	格納容器内水温度 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/18)

分類	重要監視パラメータ・重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数
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) ^{※2}	1	0 ~ 100°C	- ^{※4}	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。 ⑥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。	
	残留熱除去系原子炉注水量 ^{※2}	2	0 ~ 100°C	- ^{※4}	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 ^{※2}	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^{-4} \text{ Sv/h}$	- ^{※4}	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) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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 (燃料域) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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 (SA) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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・チェンバ温度 (SA) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	ドライウエル温度 (SA) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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。	
	原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※1}	1	0 ~ 100%	- ^{※4}	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: 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個の倍音が入力される。
 ※8: 重大事故時等に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
格納容器 耐圧強化 シフト系	フィルタ装置水位 ^{※2}	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 ⁻² ~10 ⁻⁶ 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 ⁻⁶ 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 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) ^{※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。					—
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※1}						
	格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1}						
	耐圧強化シフト系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁶ 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 ⁻⁶ Sv/h) を監視可能。	—
	フィルタ装置水素濃度	1		⑧最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置) を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1}			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) (7/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
代 替 機 冷 却 系	サブプレッション・プールの水位 ^{※2}	2	0~100°C	⑩原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。		1
	代替機冷却系ポンプ入口流量	— [※]		代替機冷却系ポンプにおける代替機冷却系ポンプの最高使用温度(80°C) を監視可能。		
	代替機冷却系原子炉注水流量 ^{※2}	— [※]		⑪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。		
	代替機冷却系格納容器入ブレイク流量 ^{※2}	— [※]		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。		
	脱気加熱除去系熱交換器出口流量 ^{※1}	— [※]		⑬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・プールの水位 ^{※1}	— [※]		⑭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}	— [※]		⑮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}	— [※]		⑯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}	— [※]		⑰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}	— [※]		⑱原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
代替機冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※1}	— [※]		⑲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 ^{※1}	— [※]		⑳原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・プール雰囲気温度 ^{※1}	— [※]		㉑原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
フィルタ装置水位	2	180mm~5,400mm	— [※]	系統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 ^{※2}	1	0~1MPa [gauge]	— [※]	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力(0.62MPa [gauge]) を監視可能。	1	
フィルタ装置スクラハノズル流量 ^{※2}	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	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁶ 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 ⁻⁶ Sv/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 ^{※1}	— [※]			⑳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・プール圧力 ^{※1}	— [※]			㉑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) ^{※1}	— [※]			㉒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	スクラハノズル水位	8		— [※]	系統機器におけるスクラハノズル水位の範囲(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	
	スクラハノズル圧力	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	
	スクラハノズル温度	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)	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁶ 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 ⁻⁶ Sv/h) を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁶ Sv/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 ⁻⁶ Sv/h) を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0~20vol% / 0~100vol%	— [※]	格納容器ベント停止後の要素によるバージを実施し、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) ^{※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・プール圧力 (SA) ^{※1}						
	格納容器水素濃度 (B系) ^{※1}						
	格納容器水素濃度 (SA) ^{※1}	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					

※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、設計基準事故時には直なし。
 ※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]	-**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa[gage])を監視可能。	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ msv/h	-**	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約7×10 ⁵ msv/h)を監視可能。	-	
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	-**	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。	-	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0~50kPa	-**	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧が監視可能。	1	
	フィルタ装置スクラハノズル水 pH	1	pH~14	-**	フィルタ装置スクラハノズルのpH(pH~14)が監視可能。	-	
	格納容器内圧力(D/W) **	⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器内圧力(S/C) **						
	格納容器内水素濃度(SA) **						
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ 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 ⁵ msv/h)を監視可能。	-
フィルタ装置水素濃度		1	⑧最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)を監視するパラメータと同じ。				
格納容器内水素濃度(SA) **		⑨原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。					

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/11)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数					
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² msv/h~10 ⁵ 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 ⁴ msv/h)を監視可能。	-					
	残留熱除去系熱交換器入口温度**	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度(182℃)を監視可能。	1					
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度(182℃)を監視可能。	1					
	残留熱除去系系統流量	④原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。									
	残留熱除去系海水系系統流量*1							2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量(493L/s)を監視可能。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)*1							1	0~800m ³ /h	-**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)の最大流量(650m ³ /h)を監視可能。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)*1	1	0~50m ³ /h	-**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)の最大流量(40m ³ /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	④水源の確保を監視するパラメータと同じ。									

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 計測器種数
②最終トリプティングの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	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
③最終トリプティングの確保	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 ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~300m ³ /h (6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~200m ³ /h (7号炉区分 III)	0~220m ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~170m ³ /h (6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~260m ³ /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 ³ /h (6号炉区分 I, II), 170m ³ /h (6号炉区分 III), 260m ³ /h (7号炉区分 I, II), 160m ³ /h (7号炉区分 III))を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量(60m ³ /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 ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	0~120m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量(120m ³ /h)を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(70m ³ /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・ブール水温度*				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 計測器種数
②最終トリプティングの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² msv/h~10 ⁵ 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 ⁴ 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
③最終トリプティングの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	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、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量(493L/s)を監視可能。	1
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)*1	1	0~800m ³ /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(650m ³ /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 ³ /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残置熱除去系補機)の最大流量(40m ³ /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・ブール水温度*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水源の確保」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 計測器種数
②最終トリプティングの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	2	0~200℃	185℃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使用温度(185℃)を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~200℃	185℃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使用温度(185℃)を監視可能。	1
③最終トリプティングの確保	残留熱除去ポンプ出口流量				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・ブール水温度(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 ³ /h	0~1,218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量(1,218m ³ /h)を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口圧力*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(原子炉圧力容器器レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・ブール通常水位(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、設計基準事故時は破なし。
 ※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)

(つづき)

Table with 6 columns: 分類, 重要監視パラメータ, 個数, 計測範囲, 設計基準, 把握能力. Includes rows for reactor pressure, temperature, and flow monitoring.

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)

Table with 6 columns: 分類, 重要監視パラメータ, 個数, 計測範囲, 設計基準, 把握能力. Includes rows for containment pressure, temperature, and radiation monitoring.

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)

Table with 6 columns: 分類, 重要監視パラメータ, 個数, 計測範囲, 設計基準, 把握能力. Includes rows for reactor pressure, temperature, and containment monitoring.

※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 (原子炉圧力容器基準レベルより1,328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610) ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706) ※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。 ※8: 重大事故等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。 ※9: 炉心損傷は炉心損傷燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※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】 ①～⑭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)

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 水 源 の 確 保 (1 / 2)	原子炉水位 (広帯域) ※2				③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。 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原子炉圧力容器内の温度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を監視するパラメータと同じ。 ⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (SA) ※2					
② 格 納 容 器 内 の 圧 力	原子炉圧力 ※2				④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉圧力 (SA) ※2					
③ 残 留 熱 除 去 系	原子炉圧力容器温度 ※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。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉圧力容器温度 ※2					
④ 格 納 容 器 内 の 圧 力	原子炉圧力 (D) ※2				④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉圧力 (S) ※2					
⑤ 格 納 容 器 内 の 圧 力	原子炉圧力 (D) ※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。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉圧力 (S) ※1					
⑥ 水 源 の 確 保	原子炉圧力 (SA) ※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。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉圧力 (SA) ※2					
⑦ 水 源 の 確 保	原子炉圧力 (SA) ※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。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉圧力 (SA) ※2					

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
① 水 源 の 確 保	サブレーション・プール水位 ※2				④原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	代替低圧貯槽水位	1	0~20m	— ※8		
② 格 納 容 器 内 の 圧 力	西側低圧貯槽水位	1	0~6.5m	— ※8	④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	高圧代替貯水系統流量 ※1					
③ 残 留 熱 除 去 系	高圧代替貯水系統流量 ※2				④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 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。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	高圧代替貯水系統流量 ※1					
④ 水 源 の 確 保	高圧代替貯水系統流量 ※3				④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	高圧代替貯水系統流量 ※4					
⑤ 格 納 容 器 内 の 圧 力	高圧代替貯水系統流量 ※5				④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	高圧代替貯水系統流量 ※6					
⑥ 水 源 の 確 保	高圧代替貯水系統流量 ※7				④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。 ⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	1
	高圧代替貯水系統流量 ※8					

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) (15 / 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 水 源 の 確 保 (1 / 2)	低圧原子炉代替貯水槽水位	1	0 ~ 1, 500mm ³ (0 ~ 12. 542mm)	— ※8	低圧原子炉代替貯水槽の底部から上端 (0 ~ 1, 495mm ³) を監視可能である。	1
	サブレーション・プール水位 (SA) ※2				④原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ 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	1
高圧原子炉代替貯水流量 ※1						
② 格 納 容 器 内 の 圧 力	代替注水流量 (常設) ※1				④原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ※1					
③ 残 留 熱 除 去 系	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ※1				④原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	1
	残留熱除去ポンプ出口流量 ※1					
④ 水 源 の 確 保	低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ※1				④原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ ⑤原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	1
	残留熱除去ポンプ出口流量 ※1					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器蓄レベルより 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表面 (EL6706)。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 108Sv/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)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017. 12. 20 版)

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 格納容器 監視パラメータ監視	原子炉圧力(広帯域) ^{※2}				③原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(SA) ^{※2}				②原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※2}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※2}				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。	
② 格納容器 監視パラメータ監視	原子炉圧力(SA) ^{※1}				①原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				②原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				③原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※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。	
③ 水素発生 監視パラメータ監視	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa [gauge]	最大値: 11.5MPa [gauge]	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 [gauge])を監視可能。	1
	残留熱除去系統ポンプ吐出圧力	3	0～3.5MPa [gauge]	最大値: 3.5MPa [gauge]	残留熱除去系統の運転時における、残留熱除去系統の最高使用圧力(約3.5MPa [gauge])を監視可能。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				②原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				④原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑪原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑫原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑬原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
④ 水素発生 監視パラメータ監視	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力 ^{※1}	1	0～16m (6 分炉) 0～15.7m (7 分炉)	—**	高圧炉心注水系統の運転時における、復水補給水系統の最高使用圧力(約1.7MPa [gauge])を監視可能。	1
	残留熱除去系統ポンプ吐出圧力 ^{※1}	1	0～6.5m	—**	残留熱除去系統の運転時における、復水補給水系統の最高使用圧力(約1.7MPa [gauge])を監視可能。	1
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				②原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				③原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑪原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑫原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑬原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

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
① 水素発生 監視パラメータ監視	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力 ^{※1}	1	0～20m	—**	高圧炉心注水系統の運転時における、復水補給水系統の最高使用圧力(約20m)	1
	残留熱除去系統ポンプ吐出圧力 ^{※1}	1	0～6.5m	—**	残留熱除去系統の運転時における、復水補給水系統の最高使用圧力(約6.5m)	1
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				②原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				③原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑨原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(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。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑪原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑫原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力(SA) ^{※1}				⑬原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	

島根原子力発電所 2号炉

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
① 水素発生 監視パラメータ監視	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0～10MPa [gauge]	最大値: 9.02MPa [gauge]	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統の最高使用圧力(9.02MPa [gauge])を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0～12MPa [gauge]	最大値: 8.93MPa [gauge]	高圧炉心スプレイ系の運転時における、高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力(8.93MPa [gauge])を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1}					
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0～4MPa [gauge]	—**	重大事故等時における、低圧炉心スプレイポンプの最高使用圧力(3.92MPa [gauge])を監視可能。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0～3MPa [gauge]	—**	重大事故等時における、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力(2.5MPa [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}					③格納容器バイパスの監視を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端(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(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、設計基準事故時には断水。
 ※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燃比を監視する場合に断水。断水時間は約105h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準断水時間未満で断水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】
 ①～⑬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	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(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	4	0~300°C	-**	重大事故等時において、静的燃焼式水素計測器が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) *1 格納容器内空気放射線レベル(S/C) *1 格納容器内圧力(D/W) *1 格納容器内圧力(S/C) *1				①原子炉格納容器内の放射線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を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) *2	1 *11	T.M.S.L.20180~31170mm (6号炉) ** T.M.S.L.20180~31123mm (7号炉) **		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *2	1 *12	T.M.S.L.23420~30420mm (6号炉) ** T.M.S.L.23373~30373mm (7号炉) **		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *2	1	10 ⁻⁴ ~10 ⁶ Sv/h (6号炉) 10 ⁻⁴ ~10 ⁶ Sv/h (7号炉)	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線量の範囲(5×10 ⁻⁴ ~10 ⁶ Sv/h)にわたり監視可能。	-
	使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ *2	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-
	④ 重要代替監視パラメータ *2					
	⑤ 重要代替監視パラメータ *2					
	⑥ 重要代替監視パラメータ *2					
	⑦ 重要代替監視パラメータ *2					
	⑧ 重要代替監視パラメータ *2					
	⑨ 重要代替監視パラメータ *2					

*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%未満であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾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: 本点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、設計基準事故時に値なし。 *9: T.M.S.L.=東京湾平均海面

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
	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度					
① 原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(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	静的燃焼式水素計測器	4	0~300°C	-**	重大事故等時において、静的燃焼式水素計測器が動作時に想定される温度範囲を監視可能。	2
	格納容器内放射線量	格納容器内放射線量	2	0~30vol%	約 4.4vol%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(0~4.3vol%)を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線レベル(D/W) *1 格納容器内空気放射線レベル(S/C) *1 格納容器内圧力(D/W) *1 格納容器内圧力(S/C) *1					①原子炉格納容器内の放射線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を監視するパラメータと同じ。	
② 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) *2	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *2	1	約 4.3vol%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上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *2	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *2	1 *11	0~120°C	66°C以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
	使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *2	使用済燃料貯蔵プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *2	1	10 ⁻⁴ ~10 ⁶ Sv/h	10 ⁻⁴ ~10 ⁶ Sv/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(5×10 ⁻⁴ ~10 ⁶ Sv/h)にわたり監視可能。	-
	使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ *2	使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ *2	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-
	③ 重要代替監視パラメータ *2						
	④ 重要代替監視パラメータ *2						
	⑤ 重要代替監視パラメータ *2						
	⑥ 重要代替監視パラメータ *2						
	⑦ 重要代替監視パラメータ *2						
	⑧ 重要代替監視パラメータ *2						
⑨ 重要代替監視パラメータ *2							

*1: 重要代替監視パラメータ *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力領域計測 A-F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが異常。平均出力領域計測の A, C, B チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気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: 本点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、設計基準事故時に値なし。 *9: T.M.S.L.=東京湾平均海面
 *10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内部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 検出点 8 箇所 *12 検出点 8 箇所 *13 基準点は使用済燃料貯蔵プール上層: 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	原子炉建屋水素濃度	1 6	0~10vol% 0~20vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(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	2 2	0~100°C 0~400°C	-**	重大事故等時において、静的燃焼式水素計測器が動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1 1	
② 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器放射線量 (B系) *2	1	0~5vol% 0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)を監視可能。	-	
	格納容器放射線量 (SA) *2	1	0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)を監視可能。	-	
	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) *1 格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) *1 ドライウエル圧力 (SA) *1 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) *1					①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を監視するパラメータと同じ	
	③ 重要代替監視パラメータ *2						
	④ 重要代替監視パラメータ *2						

*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(原子炉圧力容器レベルより 1,328cm)。 *4: 基準点はサブプレッション・プール満水水位 (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: 局所出力領域計測の検出器は 124 個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 *8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。
 *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部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 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *10: 基準点は使用済燃料貯蔵プール上層 (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 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 監視装置内の 静電絶縁式水素再結合部	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol% [※]	-※	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静電絶縁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)。	-
	静電絶縁式水素再結合部 動作監視装置 ^{※1}	4	0~300°C	-※	重大事故等時において、静電絶縁式水素再結合部作動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 燃料棒束内の 燃料棒束温度	格納容器内燃料棒束温度	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燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	-
	格納容器内燃料棒束温度	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燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	-
③ 原子炉格納容器内 燃料棒束内の 燃料棒束温度	格納容器内燃料棒束温度 (D/W) ^{※1}	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
	格納容器内燃料棒束温度 (S/C) ^{※1}	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
④ 原子炉格納容器内 燃料棒束内の 燃料棒束温度	格納容器内圧力 (D/W) ^{※1}	1	0~150°C	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※1}	1	0~150°C	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
⑤ 使用済燃料棒束 プールの監視	使用済燃料棒束プール監視カメラ ^{※2}	1	-	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
	使用済燃料棒束プール監視カメラ ^{※2}	1	-	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/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：局所出力領域計装の検出器は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：基準点は蒸気飽和蒸気スカー卜下端 (原子炉圧力容器壁レベルより122cm) ※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：水位は炉心面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 静電絶縁式水素再結合部	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-※	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静電絶縁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)。	-
	静電絶縁式水素再結合部 動作監視装置 ^{※1}	4	0~300°C	-※	重大事故等時において、静電絶縁式水素再結合部作動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 燃料棒束内の 燃料棒束温度	格納容器内燃料棒束温度 (S/A)	2	0~25vol%	約 4.4vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
	格納容器内燃料棒束温度 (D/W) ^{※1}	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
③ 原子炉格納容器内 燃料棒束内の 燃料棒束温度	格納容器内燃料棒束温度 (S/C) ^{※1}	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
	格納容器内燃料棒束温度 (S/C) ^{※1}	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
④ 使用済燃料棒束 プールの監視	使用済燃料棒束プール監視カメラ ^{※2}	1	-	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h) を監視可能。	-
	使用済燃料棒束プール監視カメラ ^{※2}	1	-	-	重大事故等時に原子炉格納容器内の燃料棒束温度が変動する可能性のある範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/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：局所出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する動作温度。
 ※5：基準点は蒸気飽和蒸気スカー卜下端 (原子炉圧力容器壁レベルより 1340cm) ※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. 11.806m) からの高さ。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時値なし。
 ※9：基準点は通常運転水位: EL. 3.020m (サブプレッジョン・チェンネル) 底面より 7.020m
 ※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棒束ラック上端: EL. 39.377m (使用済燃料棒束プール底面より 4.688m)

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 燃料棒束 プールの監視	燃料棒束温度 (SA) ※2	1	-4.30~7.30mm ^{※10} (EL.31218~42818)	6.982mm ^{※10} (EL.42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料棒束温度から底部付近までの範囲を監視可能。	-
	燃料棒束温度 (SA) ※2	1	-1.000~6.710mm ^{※10} (EL.34518~42228)	6.982mm ^{※10} (EL.42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料棒束温度から使用済燃料棒束ラック上端付近までの範囲を監視可能。	1
② 燃料棒束 プールの監視	燃料棒束温度 (SA) ※2	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棒束温度を監視可能。	-
	燃料棒束温度 (SA) ※2	1	10 ⁻¹ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時により変動する可能性のある燃料棒束温度を監視可能。	1
③ 燃料棒束 プールの監視	燃料棒束温度 (SA) ※2	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時により変動する可能性のある燃料棒束温度を監視可能。	-
	燃料棒束温度 (SA) ※2	1	10 ⁻³ ~10 ⁻⁸ mSv/h	-	重大事故等時により変動する可能性のある燃料棒束温度を監視可能。	-

※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：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ジョン・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：局所出力領域計装の検出器は 124 個あり、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モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 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棒束ラック上端 (EL.34518) ※11：検出器は 7 箇所。

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(つづき)</p> <p>*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内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>【柏崎 6/7, 東海第二】</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 ^{※1}	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) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違

(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	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。 ④残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ⑤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。 ④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	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 ③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 ^{※1}	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。 ④残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ⑤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。 ④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) ⑥原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 ③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 (断震性又は断震性は無いが、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 (2/17)

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
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) 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。 ④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。 ③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	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。 ④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 (断震性又は断震性は無いが、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) *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高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 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) *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
	原子炉圧力容器への注水量	①高圧貯蔵槽水位 (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サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④高圧高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ①高圧貯蔵槽水位 (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サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④高圧高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
原子炉圧力容器への注水量	高圧貯蔵槽水位 (SA)	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉圧力容器への注水量	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/17)

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	高圧代替注水系統流量	①サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④高圧高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 ③高圧高圧代替注水系統ポンプの注水特性を用いて、代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位を優先する。
	原子炉圧力容器への注水量	①高圧貯蔵槽水位 (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サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④高圧高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ①高圧貯蔵槽水位 (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サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④高圧高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
原子炉圧力容器への注水量	高圧貯蔵槽水位 (SA)	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉圧力容器への注水量	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (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 (4/17)

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	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ①低圧原子炉代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 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。 ①低圧原子炉代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)
	原子炉圧力容器への注水量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④高圧高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 ③高圧高圧代替注水系統ポンプの注水特性を用いて、代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	高圧貯蔵槽水位 (SA)	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉圧力容器への注水量	①高圧貯蔵槽水位 (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貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧貯蔵槽水位 (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。

・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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③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。 ④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。 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。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統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
注水量	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格納容器内圧力 (D/F) ③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。 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	高圧炉心スプレイレイ系系統流量	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高圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力	①高圧炉心スプレイレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の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レイ系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、高圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイレイ系ポンプの注水特性を用いて、高圧炉心スプレイレイ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	低圧炉心スプレイレイ系系統流量	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低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力	①低圧炉心スプレイレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の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レイ系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイレイ系ポンプの注水特性を用いて、低圧炉心スプレイレイ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 (4/17)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

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

※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 (5/17)

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	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ②ドライウエル水位 ②サブプレッション・プール水位 ②ベデスタル水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッション・プール水位 ①ベデスタル水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル水位の変化により注水量を推定する。
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・プールの温度 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・プールの温度を推定する。 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・プールの温度を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ・プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ体温度	①サブプレッション・チェンバ・プールの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ体温度によりサブプレッション・チェンバ・プールの温度を推定する。
	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・プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プールの温度 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・プールの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プールの温度によりサブプレッション・チェンバ・プールの温度を推定する。 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・プールの温度を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの温度 (常用計器) により、温度を推定する。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。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ体温度	①サブプレッション・プールの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プールの温度によりサブプレッション・プールの温度を推定する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 <RPV破損判断基準> ベデスタル監視に温度計を設置し、指示値の上昇又は暴落によりRPV破損検知に用いる。 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。 <ベデスタル排水注水判断基準> ベデスタル監視から、0.2mの高さに温度計を設置し、0.2m以上のデブリ堆積層を検知し、ベデスタルの排水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は暴落により、RPV破損検知に用いる。 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、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、ベデスタルの排水注水可否を判断する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位のを示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (断続性又は断続性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状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 (6/17)

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) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (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ベデスタル温度 (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) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (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・プールの温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力 (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・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールの温度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。
	サブプレッション・プールの温度 (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・チェンバ体温度	①サブプレッション・プールの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プールの温度によりサブプレッション・プールの温度を推定する。

*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 (7/17)

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 (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 ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・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」 ^{※2}	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。 ④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。 ⑤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 ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (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) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン 狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン 狭帯域用) を優先する。 ②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莫進判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m (ベントトライアン下淵から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 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」 ^{※2}	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライオン) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可稼ライオン) を優先する。 ③水源である代替冷却水貯槽水位又は西側冷却水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、代替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「格納容器下部空室気温度」 ^{※2} により、格納容器下部水位を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (断薬注又は断薬監視パラメータ) (断薬注又は断薬監視等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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 (8/17)

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)、ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態により、代替注水流量、ベドスタル代替注水流量 (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」 ^{※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、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)、ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態により、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) 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。 ④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	サブプレッション・プール水位	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 (狭帯域用) ④ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑤低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	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、他チャンネルにより推定する。 ②ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、代替注水流量 (常設)、格納容器代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) 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。
	ベドスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ③格納容器代替注水流量 (狭帯域用) ④ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑤低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①ベドスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、代替注水流量 (常設)、格納容器代替注水流量 (狭帯域用) を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ベドスタル代替注水流量 (狭帯域用) 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 (断薬性又は断薬監視等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違

(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
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」*2	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格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内水位 (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) 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格納容器内圧力 (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。 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	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、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。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 (9/17)

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」*2	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。 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。
制御室監視	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。
	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「制御室操作監視系」*2	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制御室操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制操作挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室操作監視系を推定する。 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「制御室操作監視系」*2	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起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制操作挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室操作監視系を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
制御室監視	制御室操作監視系	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御室操作監視系 (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 (新異常又は耐障害性等はないが、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 (9/17)

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)」*2	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。推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	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)」*2	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モニタ (サブプレッション・チェンバ)	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」*2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・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」*2	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、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。

*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 (耐障害性又は耐障害性等はないが、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
原子炉格納容器内放射線量率	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[エア放線モニタ] ^{*2}	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[エア放線モニタ] ^{*2}	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。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系] ^{*2}	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系] ^{*2}	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒操作監視系] ^{*2}	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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。

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 ^{*1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線量率	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] ^{*2}	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) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系] ^{*2}	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。
未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③[制御棒操作監視系] ^{*2}	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、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。
	[制御棒操作監視系] ^{*2}	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 (簡便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 (9/17)

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)] ^{*2}	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。 推定は、格納容器水素濃度 (SA) を優先する。
	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)] ^{*2}	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 [エア放線モニタ] ^{*2}	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、エア放線モニタ (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 [エア放線モニタ] ^{*2}	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、エア放線モニタ (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。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータ推定方法
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] ^{*2}	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] ^{*2}	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] ^{*2}	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] ^{*2}	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] ^{*2}	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	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。

(つづき)

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 ^{*1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内水素濃度] ^{*2}	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。 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。
未臨界の維持又は監視	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。
	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系] ^{*2}	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。
未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③[制御棒操作監視系] ^{*2}	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] ^{*2}	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 (厳密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 (10/17)

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
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中間領域計装 ③[制御棒手動操作・監視系] ^{*2}	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中間領域計装の監視が不可能となった場合は、中間領域計装、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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	中間領域計装	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] ^{*2}	①中間領域計装の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、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。 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[制御棒手動操作・監視系] ^{*2}	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、中間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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	[制御棒手動操作・監視系] ^{*2}	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装	①制御棒手動操作・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中間領域計装により推定する。 ③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 (厳密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
サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① 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、プール水温度の監視が不可能となった場合は、他サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度により推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 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、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。
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 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。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 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の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。
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 (広帯域)	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の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 サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	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 (燃料域)	① 原子炉水位 (燃料域)	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 (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、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	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。
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	① 原子炉水位 (燃料域)	① 原子炉水位 (燃料域)	① 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。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 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流量を推定する。
代替循環冷却系	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	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、注水先の格納容器下部注水流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ、プール水位を優先する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 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、注水先の格納容器内圧力 (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
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	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、他サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度により推定する。	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。
	② 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	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。
代替循環冷却ポンプ入口流量	① 代替循環冷却ポンプ入口流量	① 代替循環冷却ポンプ入口流量	① 代替循環冷却ポンプ入口流量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流量により代替循環冷却ポンプ入口流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプの注水流量を推定する。
代替循環冷却ポンプ注水流量	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① 代替循環冷却ポンプ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流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプの注水流量を推定する。
代替循環冷却ポンプ注水流量	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① 代替循環冷却ポンプ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流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプの注水流量を推定する。
代替循環冷却ポンプ注水流量	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① 代替循環冷却ポンプ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流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプの注水流量を推定する。
代替循環冷却ポンプ注水流量	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	① 代替循環冷却ポンプ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流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度	② 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプの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 (耐震性又は耐震等級等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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 (11/17)

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
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)	① サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	① 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、他サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) により推定する。
	② 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)	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。
残留熱除去系熱交換器出口流量	① サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	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流量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。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	② 注水先の原子炉水位の水位変化により注水流量を推定する。
残留熱代替除去系原子炉注水流量	① サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	① サブプレッジョン・プール水温度 (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) の変化により注水流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	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ポンプの注水流量を推定する。
残留熱代替除去系	① サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	① サブプレッジョン・プール水温度 (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、注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去ポンプの注水流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	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ポンプの注水流量を推定する。
残留熱代替除去系	① サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	① サブプレッジョン・プール水温度 (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、注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去ポンプの注水流量を推定する。
	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	② サブプレッジョン・チェンバ、プール水温度 (SA)	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ポンプの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重要監視パラメータ (耐震性又は耐震等級等はないが、監視可能であれば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
格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/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。
耐圧強化系	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 (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	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凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
残留熱除去系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	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。
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原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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*1	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。
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 (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 (12/17)

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
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。
残留熱除去系	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。
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になった場合は、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出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違

(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ推定方法	代替パラメータ推定方法
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。	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) 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 (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。	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。	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。	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	①フィルタ装置金属フィルタ差圧	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濃度によるスクラバ水の希釈状況により推定する。	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濃度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。	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格納容器内水素濃度 (SA)	①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耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・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、サブプレッジョン・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入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ②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 (12/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ推定方法	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・プールの水温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・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、サブプレッジョン・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。
	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統流量 ②緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)	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統流量 ②緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系統流量 (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統流量又は緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系統流量 (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状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータ推定方法
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	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・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 ^{*1}	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統流量 ②緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系統流量 (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統流量又は緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系統流量 (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 (12/17)

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
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ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ・プール圧力 (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、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ・プール圧力 (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。 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。
	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	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出口流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系ポンプ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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉炉内圧力容器内の状態	原子炉炉水位 (広帯域) 原子炉炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉水位 (SA)	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (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原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉水位 (SA) により推定する。 ③原子炉炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) により推定する。 ④原子炉炉水位 (SA) の他チャンネルを優先する。
	原子炉炉圧力容器内の状態	①原子炉炉水位 (広帯域) ①原子炉炉水位 (燃料域) ②原子炉炉圧力 (SA) ③原子炉炉圧力 (広帯域) ③原子炉炉圧力 (燃料域) ④原子炉炉水位 (SA) ④原子炉炉圧力容器温度	①原子炉炉圧力の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原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉炉水位から原子炉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炉圧力容器内の圧力を推定する。 ④原子炉炉水位 (SA) の他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	原子炉炉格納容器内の状態	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉圧力 (SA) ③[原子炉炉圧力 (SA)]**	①原子炉炉圧力 (SA) 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原子炉炉圧力 (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原子炉炉圧力容器内の圧力を推定する。 ③原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネルを優先する。
	原子炉炉格納容器内の状態	①原子炉炉圧力 (SA) ②[原子炉炉圧力 (SA)]**	①原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ②原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ③原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ④原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ⑤原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ⑥原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) 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 (13/17)

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
原子炉炉圧力容器内の状態	原子炉炉水位 (広帯域) 原子炉炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉水位 (SA広帯域) ②原子炉炉水位 (SA燃料域)	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (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原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉水位 (SA広帯域)、原子炉炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③原子炉炉水位 (SA) の他チャンネルを優先する。
	原子炉炉圧力	①原子炉炉水位 (広帯域) ①原子炉炉水位 (燃料域)	①原子炉炉水位 (SA広帯域)、原子炉炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉圧力 (SA) ③原子炉炉水位 (広帯域) ③原子炉炉水位 (燃料域) ④原子炉炉水位 (SA広帯域) ④原子炉炉水位 (SA燃料域) ⑤原子炉炉圧力容器温度	①原子炉炉圧力の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原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉炉水位から原子炉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炉圧力容器内の圧力を推定する。 ④原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネルを優先する。
	原子炉炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉圧力 (SA) ③原子炉炉水位 (広帯域) ③原子炉炉水位 (燃料域) ④原子炉炉水位 (SA広帯域) ④原子炉炉水位 (SA燃料域) ⑤原子炉炉圧力容器温度	①原子炉炉圧力 (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原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉炉水位から原子炉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炉圧力容器内の圧力を推定する。 ④原子炉炉圧力 (SA) 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 (副露性又は副露監視パラメータ) 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 (13/17)

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
原子炉炉圧力容器内の状態	原子炉炉水位 (広帯域) 原子炉炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉水位 (SA)	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (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原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉水位 (SA) により推定する。 ③原子炉炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉炉圧力	①原子炉炉水位 (広帯域) ①原子炉炉水位 (燃料域) ②主要パラメータの他チャンネル ③原子炉炉水位 (SA) ③原子炉炉水位 (燃料域) ④原子炉炉水位 (SA) ④原子炉炉圧力容器温度 (SA) ⑤原子炉炉圧力 (SA)	①原子炉炉圧力の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原子炉炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉炉水位から原子炉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炉圧力容器内の圧力を推定する。 ④原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	原子炉炉格納容器内の状態	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉圧力 (SA) ③[原子炉炉圧力 (SA)]**	①原子炉炉圧力 (SA) 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原子炉炉圧力 (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原子炉炉圧力容器内の圧力を推定する。 ③原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネルを優先する。
	原子炉炉格納容器内の状態	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉炉圧力 (SA) ③[原子炉炉圧力 (SA)]**	①原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ②原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ③原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ④原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。 ⑤原子炉炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉炉圧力 (SA) の他チャンネル (有効監視パラメータ) により推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (副露性又は副露監視パラメータ) 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	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (DR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (DR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却水系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (DR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (DR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 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注水先の原子炉炉心水位の水位変化により復水貯蔵槽水位の吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることとを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (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 ①高圧補給水系統流量 (DR 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、原子炉隔離時冷却水系統へ注水する復水補給水系統流量 (DR 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する復水補給水系統流量 (DR 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。推定は、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チェンネル 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ェンネル ②静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ②原子炉建屋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ェンネルを優先する。
原子炉隔離時冷却水系統内の	①高圧代替注水系統流量 ①代替隔離時冷却水系統流量 ①原子炉隔離時冷却水系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水ポンプ吐出圧力 ②代替隔離時冷却水ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却水ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①高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 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) 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、代替隔離時冷却水系統、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系統ポンプ、代替隔離時冷却水ポンプ、原子炉隔離時冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止監視基準> サプレッション・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。
水源の確保	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 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) 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稼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注水先の原子炉炉心水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替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。

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代替隔離時冷却水系統流量 ①原子炉隔離時冷却水系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水ポンプ吐出圧力 ②代替隔離時冷却水ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却水ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・プール水位から原子炉炉心注水する高圧代替注水系統、代替隔離時冷却水系統、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系統ポンプ、代替隔離時冷却水ポンプ、原子炉隔離時冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止監視基準> サプレッション・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 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ①低圧代替注水系統流量 (可稼ライン用) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) 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稼型代替注水ポンプの注水量から、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注水先の原子炉炉心水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替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 (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	低圧原子炉代替注水貯槽水位 ①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッション・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力	①代替注水貯槽水位 ①高圧原子炉代替注水流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 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] *2	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注水先の原子炉炉心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水位を推定することにより、水源である低圧原子炉代替注水貯槽水位が確保されていることを推定する。推定は、低圧原子炉代替注水貯槽 (常設) を優先する。 ④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、原子炉炉心注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却水ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ⑤サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却水ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力とを推定する。 ⑥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・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	サプレッション・プール水位	①高圧原子炉代替注水流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 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] *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、原子炉炉心注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却水ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・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統ポンプ、代替隔離時冷却水ポンプ、原子炉隔離時冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止監視基準> サプレッション・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。

※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
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系流量 (OR A系代替注水流速) ①復水補給水系流量 (OR B系代替注水流速) ①原子炉隔離時冷却水系系流量 ①高圧炉心注水系系流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流速) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	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注水先の原子炉炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①高圧代替注水系系流量 (OR A系代替注水流速) ①復水補給水系流量 (OR B系代替注水流速) ①残留熱除去水系系流量 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]*2	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流量 (OR B系代替注水流速) 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水位へ注水する復水補給水系流量 (OR A系代替注水流速) 又は残留熱除去系系流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋水素濃度	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。
原子炉建屋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) により炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なり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の (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	西側液水貯水設備水位	①低圧代替注水系系原子炉注水流速 (常設ライン用) ①低圧代替注水系系原子炉注水流速 (常設ライン緊急域用) ①低圧代替注水系系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系系格納容器下部注水流速 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。
原子炉建屋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ドレイクウエル圧力 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]**2	①格納容器内酸素濃度 (SA) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内空気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なり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ドレイクウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気の (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ④監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は動環境性等はないが、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 (15/17)

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	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流速 (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速 (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速 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速 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 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、原子炉炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流速、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速と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、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・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は動環境性等はないが、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	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原子炉隔離冷却水系統流量 ①高圧中心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	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 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復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	①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 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・チェンバの水位容積曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・チェンバの水位容積曲線を用いて、サブプレッション・プール水位の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、水源である復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 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 原子炉格納容器内の酸素濃度	①原子炉建屋水素濃度 ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (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。
	①原子炉建屋水素濃度 ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (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、格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) 又は格納容器内酸素濃度放射線レベル (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値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 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	①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 (常設ライン緊急域用) 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・チェンバ・プール水位	①西側液水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側液水貯水設備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。
	①原子炉建屋水素濃度 ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (S/C) ②ドライウエール圧力 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/出口の温度差により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉建屋水素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度	①原子炉建屋水素濃度 ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (S/C) ②ドライウエール圧力 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/出口の温度差により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	①原子炉建屋水素濃度 ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) ②格納容器内酸素濃度放射線レベル (S/C) ②ドライウエール圧力 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、格納容器内酸素濃度放射線レベル (D/W) 又は格納容器内酸素濃度放射線レベル (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値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③ドライウエー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 (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
原子炉建屋水素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度	①原子炉建屋水素濃度 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。
	①格納容器酸素濃度 (B系) ①格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエール) 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ドライウエール圧力 (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)] **2	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 (ドライウエール) 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ドライウエール圧力 (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)] **2	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 (ドライウエール) 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値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ③ドライウエール圧力 (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酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
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 (ドライウエール) 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ドライウエール圧力 (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)] **2	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 (ドライウエール) 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ドライウエール圧力 (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)] **2	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 (ドライウエール) 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値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ③ドライウエール圧力 (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酸素濃度 (A系) (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。

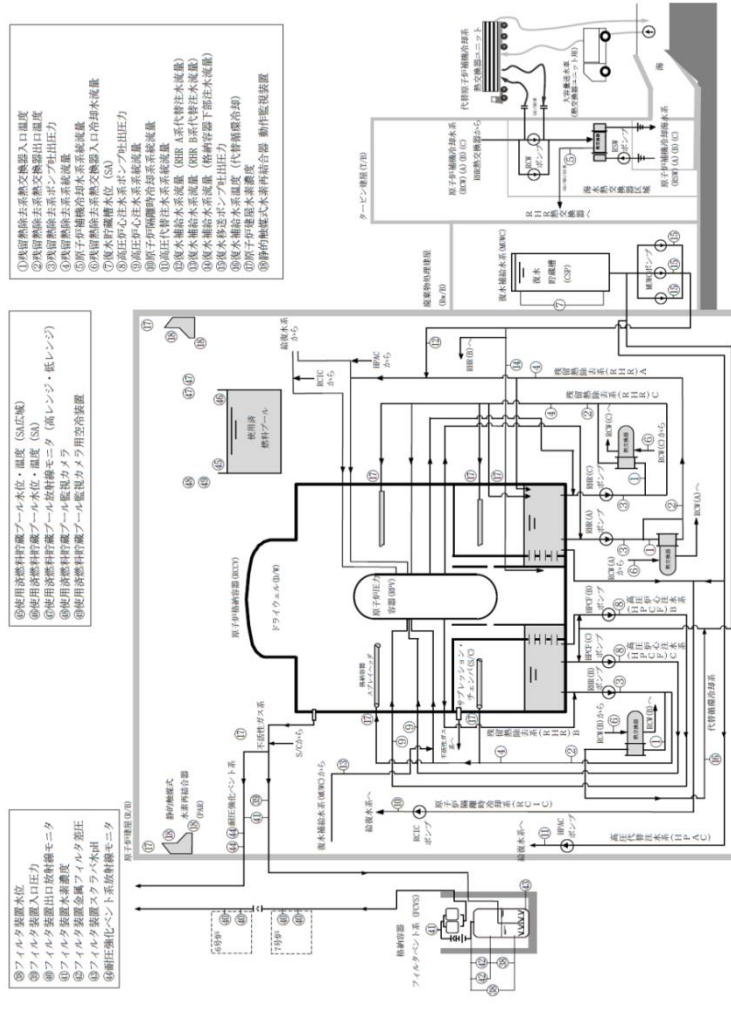
※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

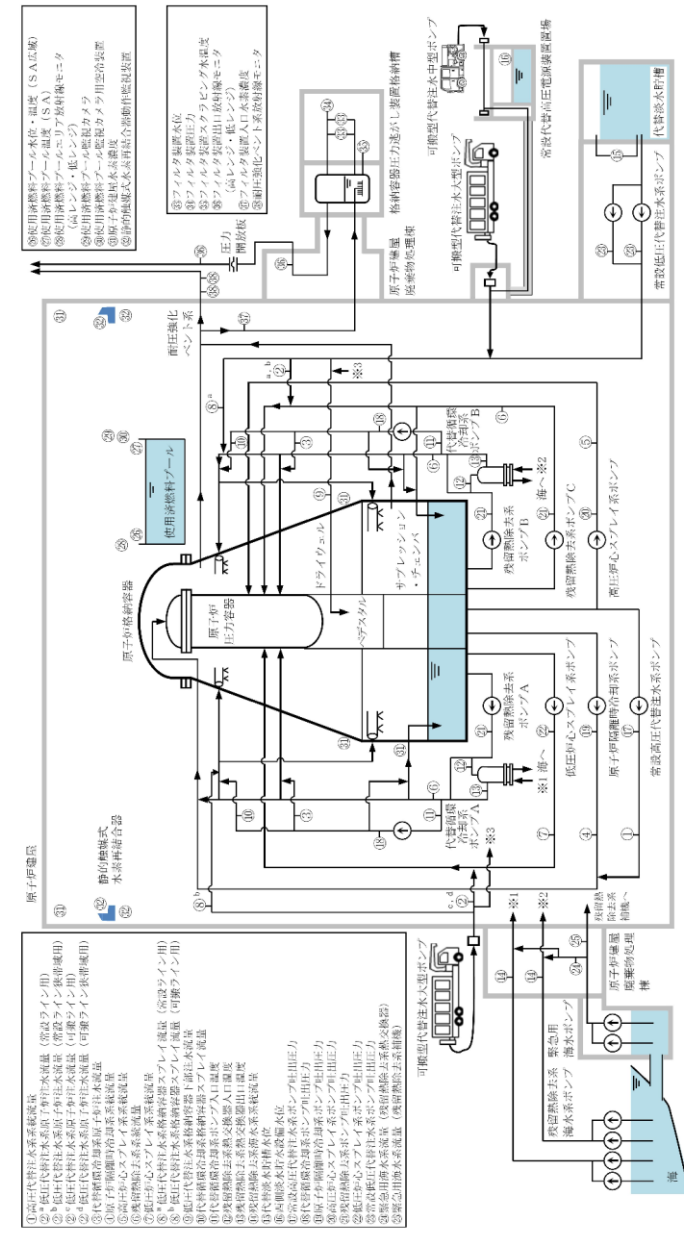
・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違

(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

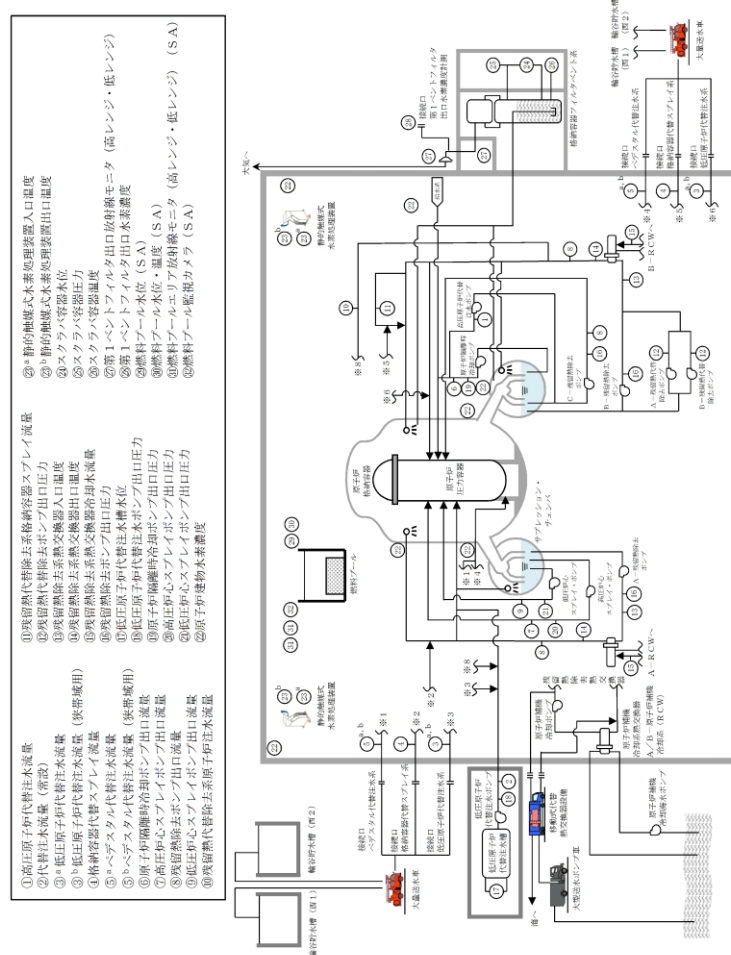
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
<p>第 3.15-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="290 289 780 1087"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="27">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 1602 1024"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="17">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="10">電源関係</td><td>C-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>HPCS-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>C-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>緊急用メタクラ電圧</td></tr> <tr><td>SAロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧</td></tr> <tr><td>A-115V 系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td>B-115V 系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td rowspan="5">その他</td><td>230V 系直流盤 (常用) 母線電圧</td></tr> <tr><td>SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>ADS 用 N₂ ガス減圧弁二次側圧力</td></tr> <tr><td>N₂ 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	その他	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	ADS 用 N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	N ₂ 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 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 に記載している非常用 D/G 発電機, 第一 GTG 発電機, 電源車の電源関係のパラメータについて, 島根 2号炉は各母線電圧を着手の判断としている。 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																																																																													
その他	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧																																																																													
	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧																																																																													
	ADS 用 N ₂ ガス減圧弁二次側圧力																																																																													
	N ₂ 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																																																																														



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



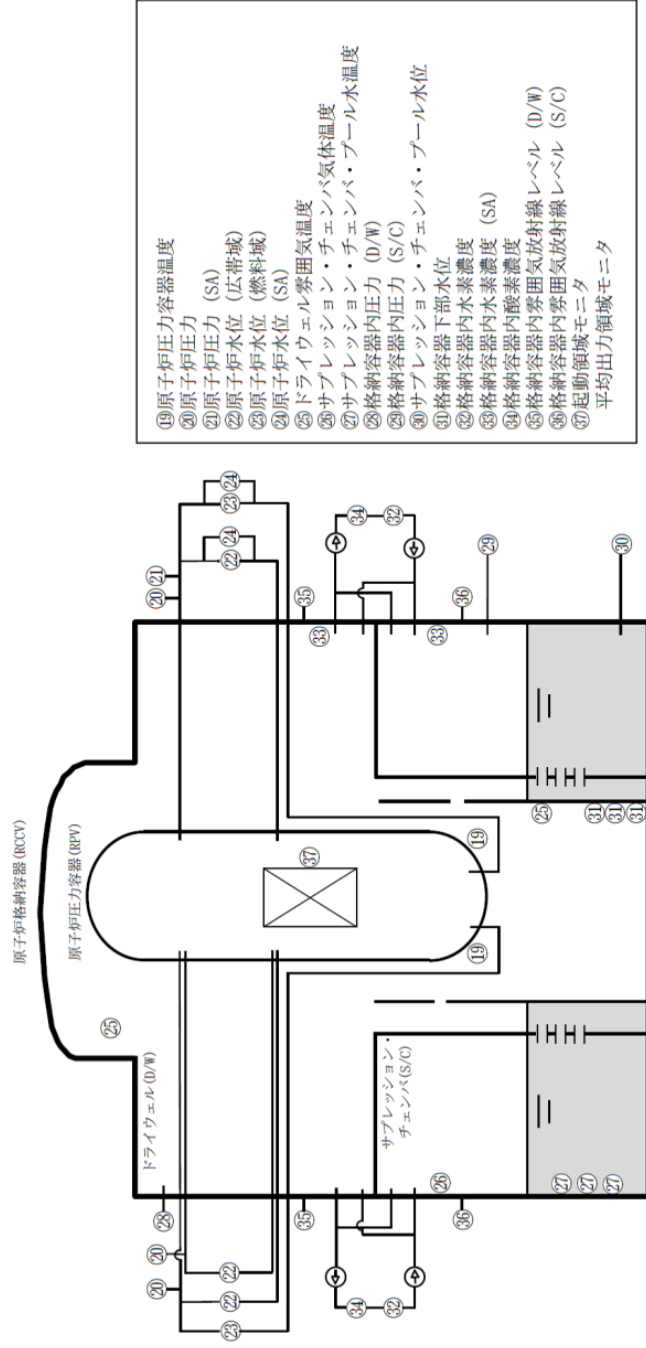
第 6.4-1 図 計装設備(重大事故等対処設備) 系統概要図(1) (監視機能喪失時に使用する設備)



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

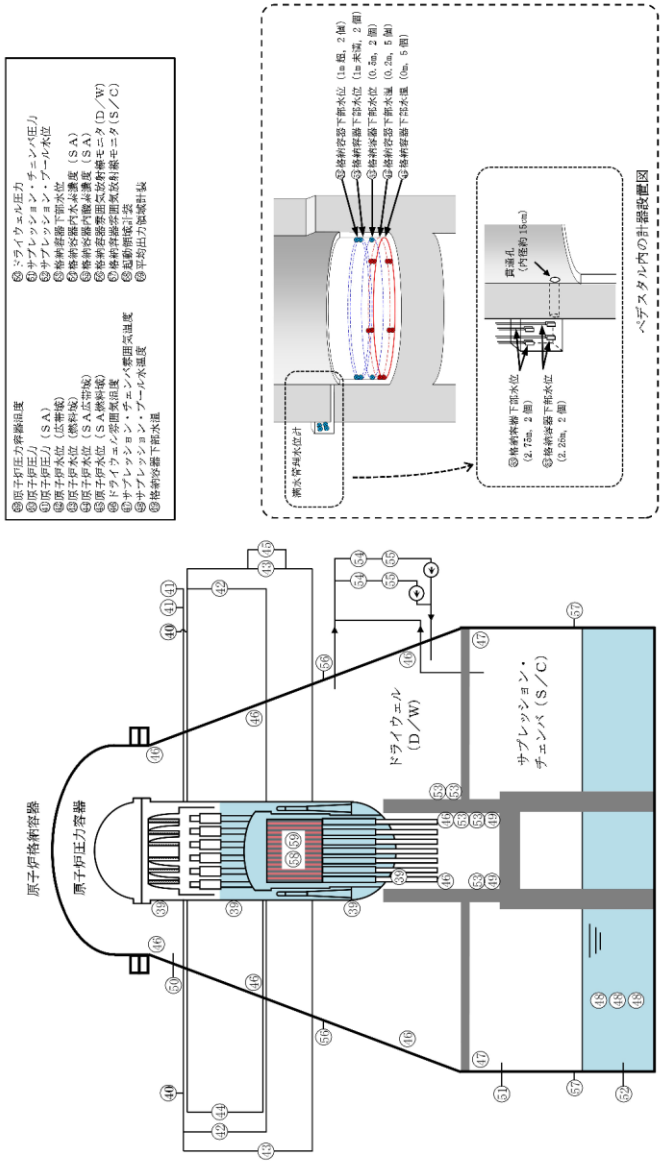
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 設備設計の相違による系統構成の相違
 常設注水流量計の相違
 <原子炉注水, 格納容器スプレイ>
 島根2号炉では, 低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水および格納容器スプレイを切替えて実施するため, 流量計を注水ライン分岐前に1台設置している。東海第二は, 同時注水を行うため原子炉注水用と格納容器スプレイ用の流量計を注水ライン分岐後に1台ずつ設置している。柏崎6/7は, 原子炉注水と格納容器スプレイを切替えるラインと原子炉注水のみのラインがあり流量計は注水ライン分岐前の1台と原子炉注水用の1台の計2台を設置している。
 <ペDESTAL注水>
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



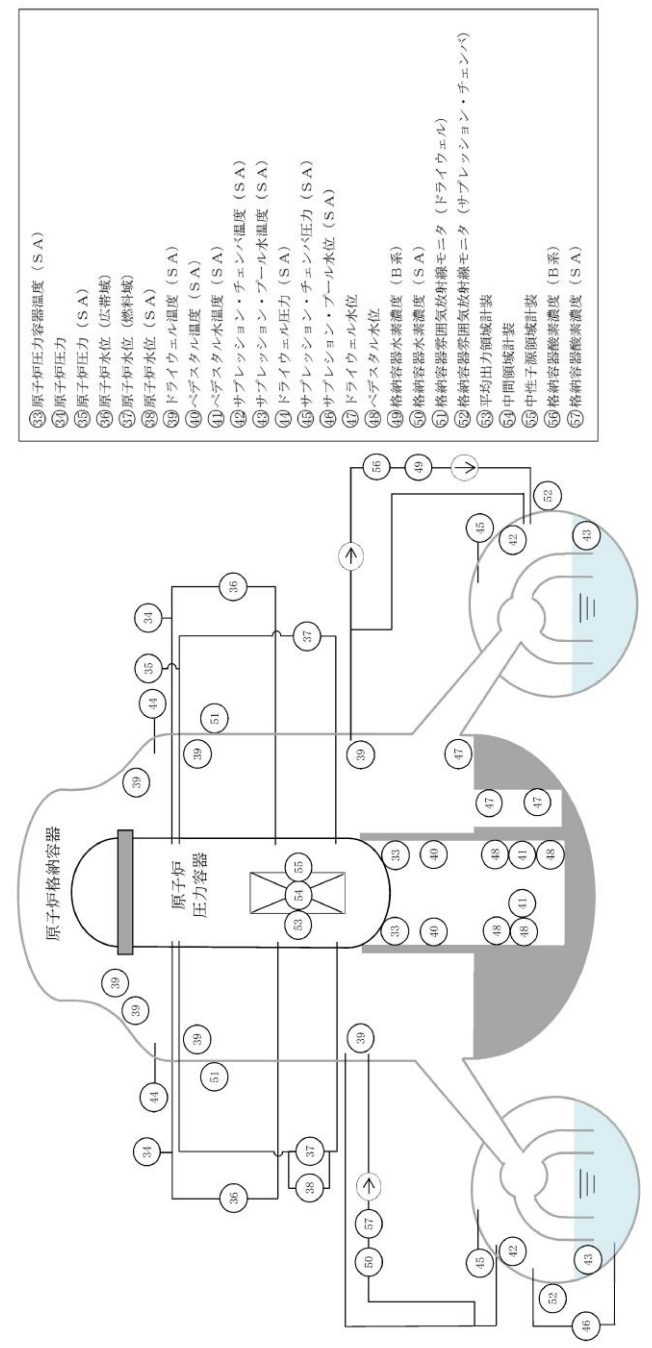
- ①9 原子炉圧力容器温度
- ②0 原子炉圧力 (SA)
- ②1 原子炉圧力 (広帯域)
- ②2 原子炉水位 (燃料域)
- ②3 原子炉水位 (燃料域)
- ②4 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ②5 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ②6 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ②7 格納容器内圧力 (D/W)
- ②8 格納容器内圧力 (S/C)
- ②9 サプレッション・チェンバ・プールの水位
- ③0 格納容器下部水位
- ③1 格納容器内水素濃度 (SA)
- ③2 格納容器内酸濃度
- ③3 格納容器内酸濃度
- ③4 格納容器内酸濃度
- ③5 格納容器内酸濃度
- ③6 格納容器内酸濃度
- ③7 起動領域モニタ
- 平均出力領域モニタ

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



- ③1 原子炉圧力容器温度
- ③2 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③3 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③4 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③5 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③6 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③7 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③8 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ③9 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④0 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④1 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④2 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④3 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④4 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④5 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④6 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④7 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④8 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④9 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤0 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤1 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤2 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤3 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤4 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤5 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤6 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤7 サプレッション・チェンバ・プールの温度

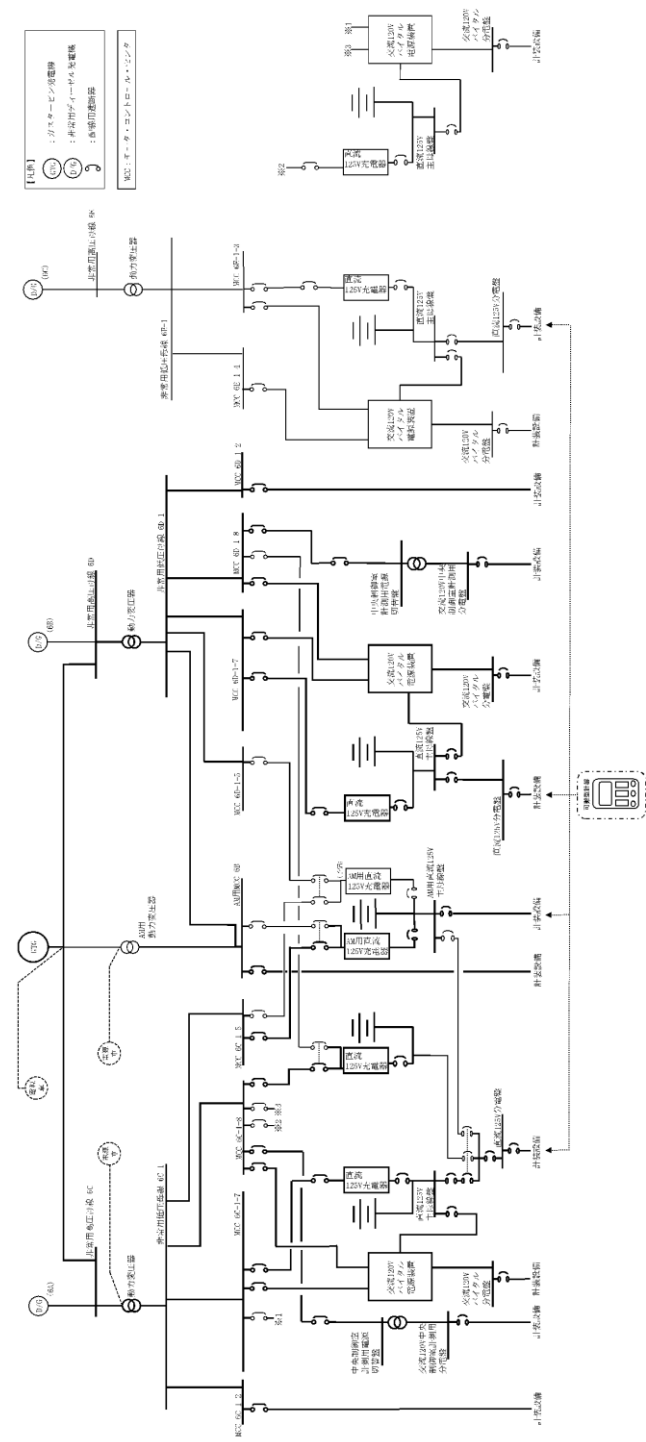
第6.4-2 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)
(監視機能喪失時に使用する設備)



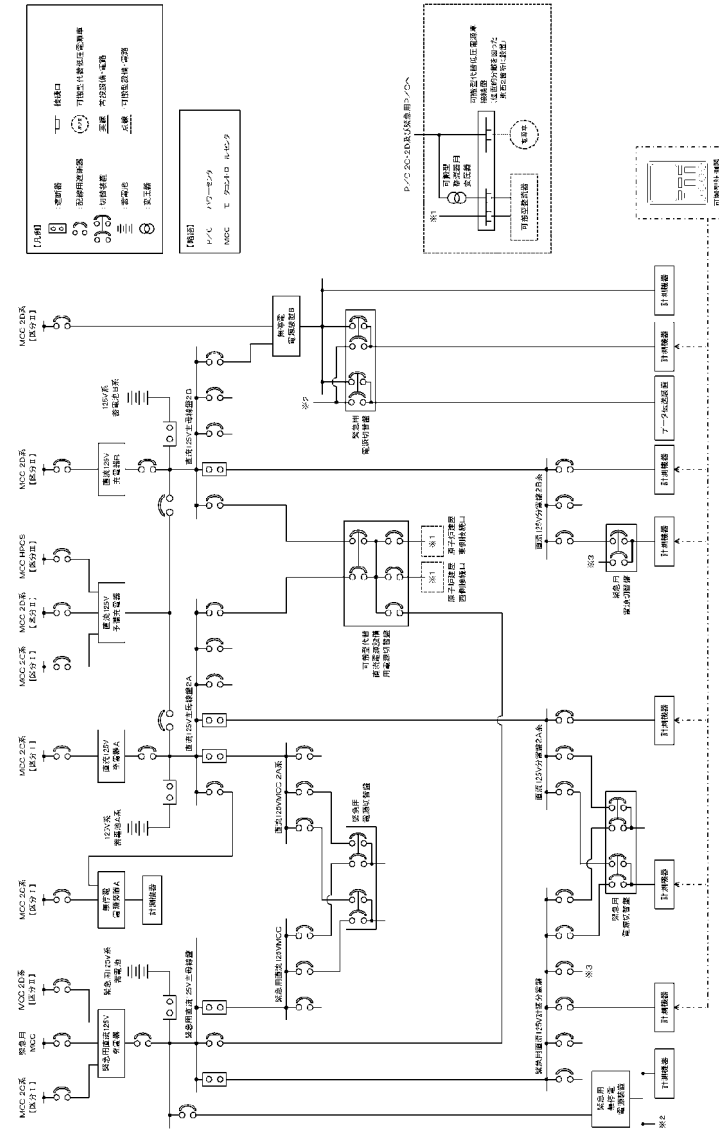
- ③8 原子炉圧力容器温度 (SA)
- ③9 原子炉圧力 (SA)
- ④0 原子炉水位 (広帯域)
- ④1 原子炉水位 (燃料域)
- ④2 原子炉水位 (燃料域)
- ④3 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④4 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④5 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④6 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④7 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④8 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ④9 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤0 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤1 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤2 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤3 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤4 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤5 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤6 サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑤7 サプレッション・チェンバ・プールの温度

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)

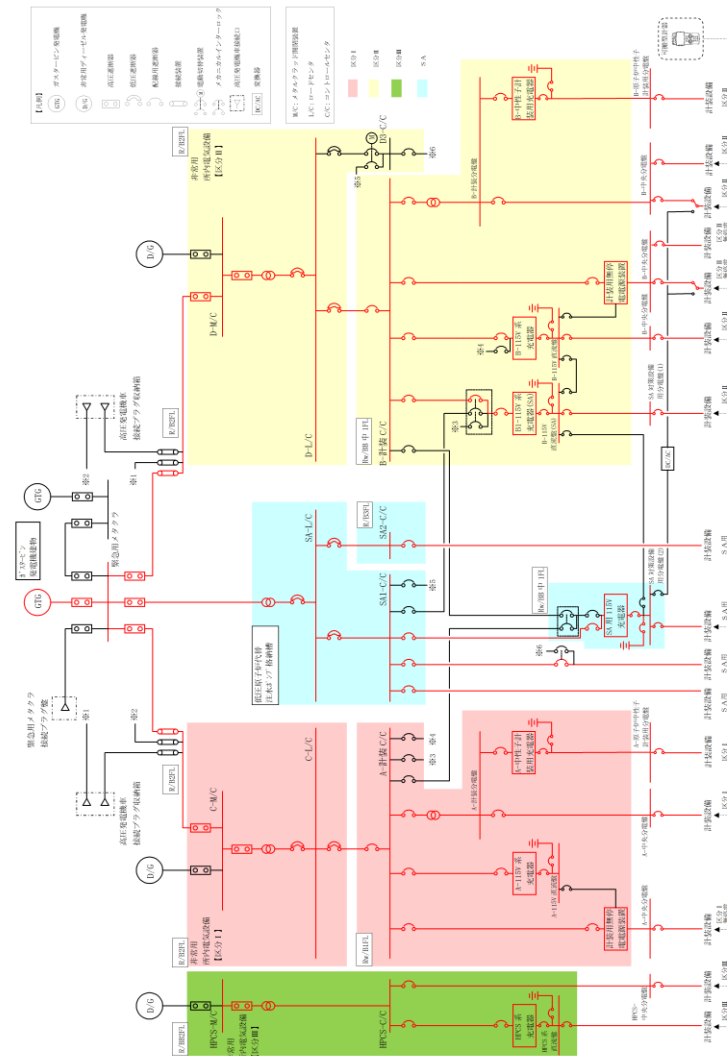
備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
設備設計の相違による
系統構成の相違



第 3.15-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6号炉)

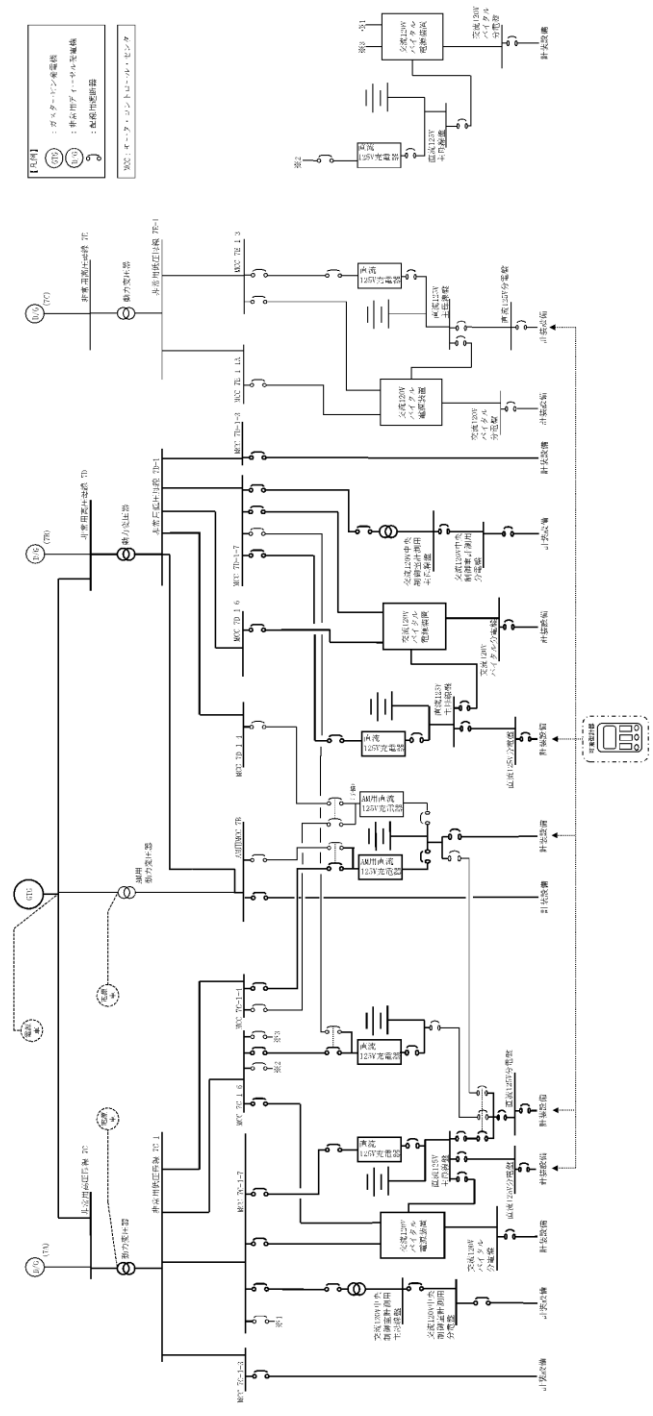


第 6.4-3 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (3)
(計器電源喪失時に使用する設備)

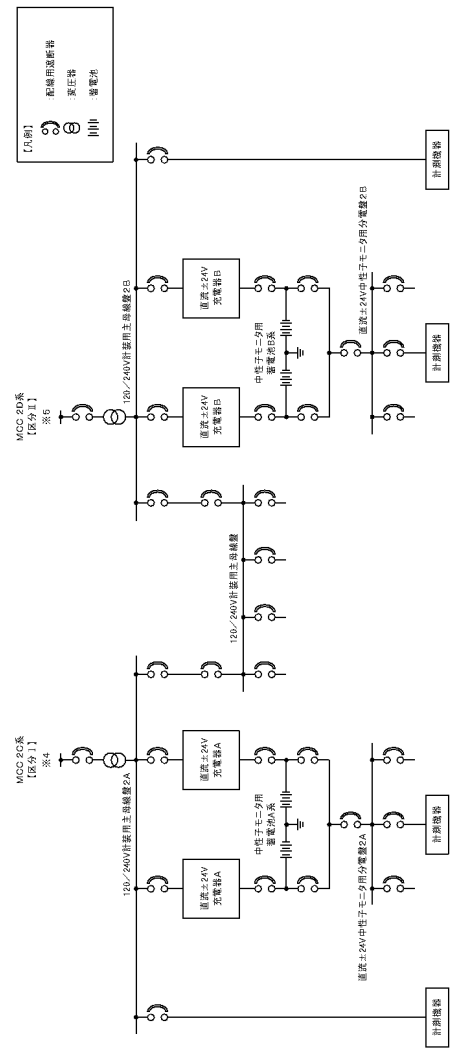


第 3.15-2 図 計装設備単線結線図

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

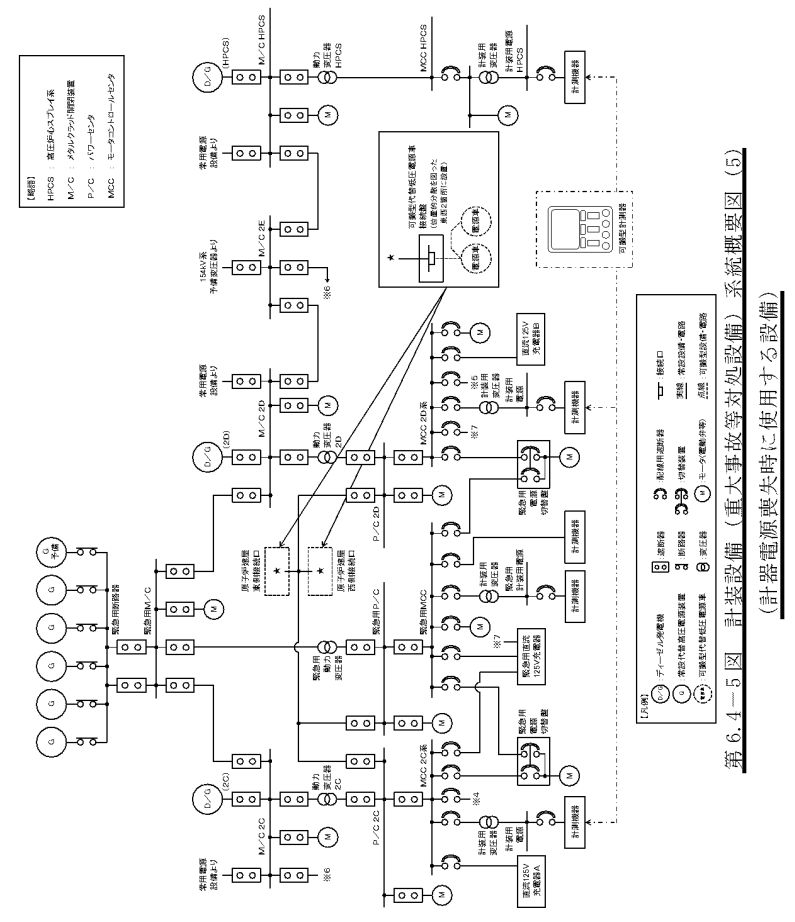


第 3.15-2 図 (2) 計装設備単線結線図 (7 号炉)

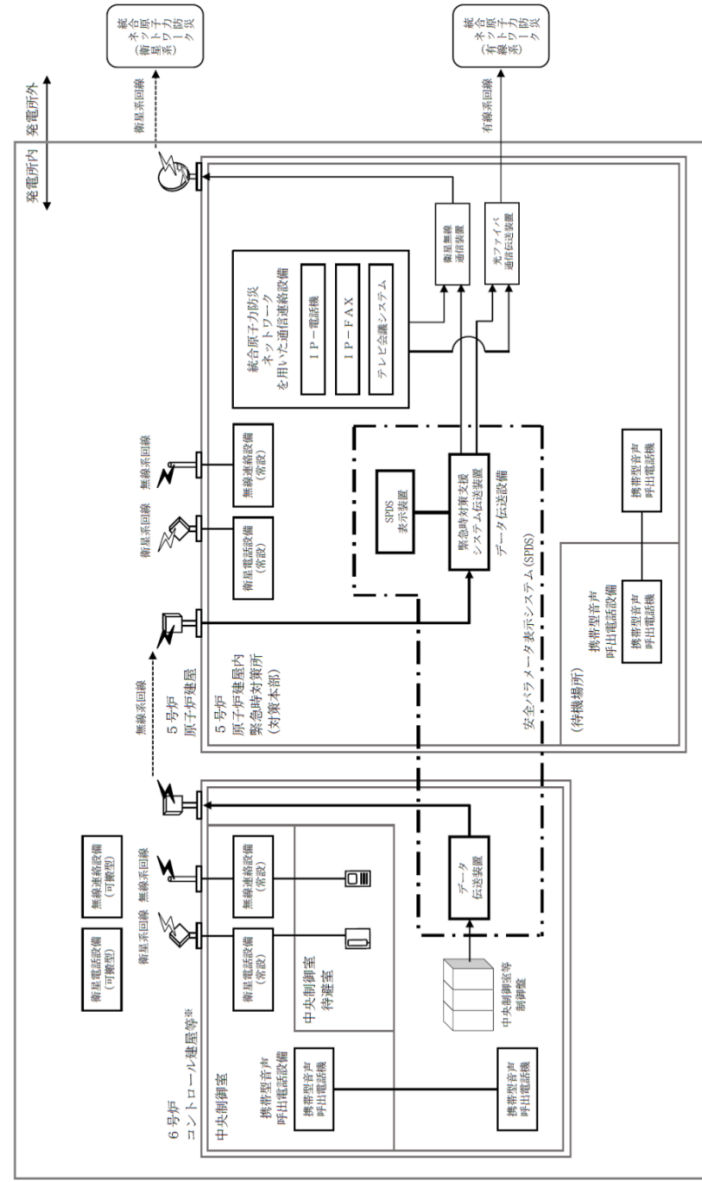


第 6.4-4 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (4)
(計器電源喪失時に使用する設備)

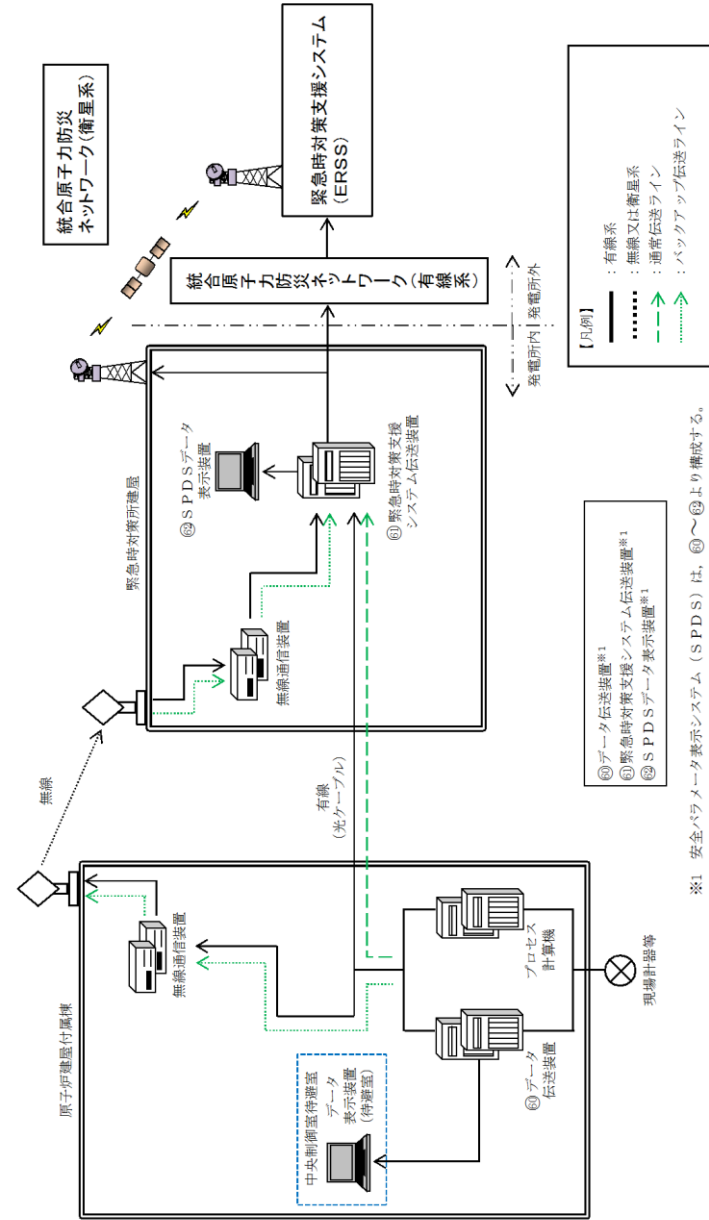
- ・設備の相違
- 【柏崎 6/7】
島根 2 号炉は単独申請であり，該当なし
- 【東海第二】
設備設計の相違による電源構成の相違



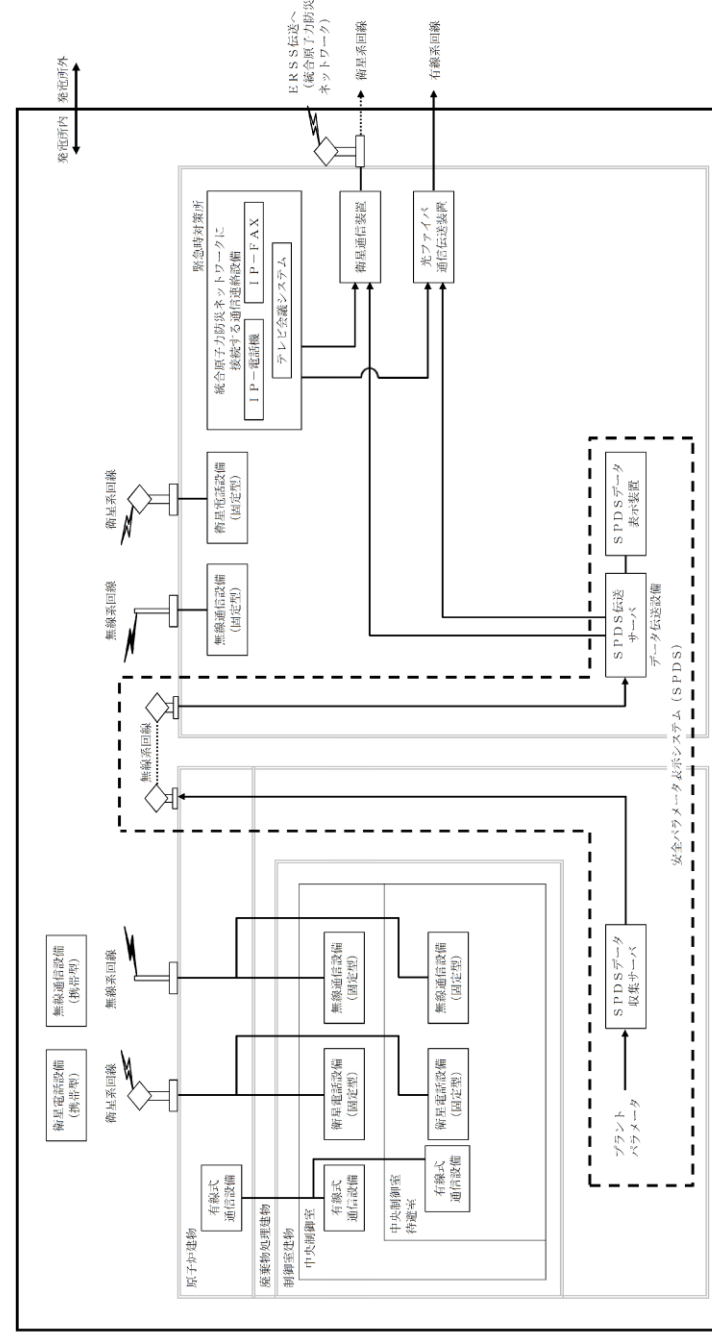
・設備の相違
【東海第二】
 設備設計の相違による電源構成の相違



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)



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>【設置許可基準規則】 (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>【設置許可基準規則】 (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 交代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>【設置許可基準規則】 (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 交代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え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え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え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 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"> ・ <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> ・ <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> ・ <u>中央制御室遮蔽 (6号及び7号炉共用)</u> ・ <u>中央制御室待避室遮蔽 (常設) (6号及び7号炉共用)</u> ・ <u>中央制御室待避室遮蔽 (可搬型) (6号及び7号炉共用)</u> ・ <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> ・ <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> <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"> ・ <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</u> ・ <u>中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンベ)</u> ・ <u>中央制御室遮蔽 (1号及び2号炉共用)</u> ・ <u>中央制御室待避室遮蔽</u> ・ <u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u> ・ <u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u> ・ <u>代替所内電気設備 (3.14 電源設備)</u> <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"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・ 申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・ 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】 <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"> ・ <u>無線連絡設備 (常設) (3. 19 通信連絡設備)</u> ・ <u>衛星電話設備 (常設) (3. 19 通信連絡設備)</u> ・ <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> ・ <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> 	<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"> ・ <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> ・ <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> ・ <u>常設代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u> ・ <u>可搬型代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u> ・ <u>代替所内電気設備 (3. 14 電源設備)</u> 	<p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 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>【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 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>【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・ 記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 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"> ・<u>データ表示装置 (待避室)</u> ・<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> ・<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> <p>d. 中央制御室の照明を確保する設備 想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である<u>中央制御室照明</u>が使用できない場合の重大事故等対処設備として、<u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>を使用する。 <u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型蓄電池内蔵型照明 (6号及び7号炉共用)</u> ・<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> ・<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> 	<p>c. <u>データ表示装置 (待避室)</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために<u>データ表示装置 (待避室)</u>を設置する。</p> <p><u>データ表示装置 (待避室)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>d. 中央制御室の照明を確保する設備 想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である<u>中央制御室照明</u>が使用できない場合の重大事故等対処設備として、<u>可搬型照明 (S A)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	<p>c. <u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために<u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u>を設置する。</p> <p><u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u>は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備<u>又は可搬型代替交流電源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u> ・<u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u> <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<u>又は可搬型代替交流電源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>LEDライト (三脚タイプ)</u> ・<u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u> <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 【東海第二】 ⑤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</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</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"> ・差圧計 ・<u>酸素濃度・二酸化炭素濃度計</u> <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"> ・<u>中央制御室差圧計</u> ・<u>待避室差圧計</u> ・<u>酸素濃度計</u> ・<u>二酸化炭素濃度計</u> <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】</p> <p>②の相違</p> <p>・運用の相違【東海第二】</p> <p>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】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・記載方針の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑦の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】</p> <p>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"> ・設備の相違【柏崎 6/7】 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） ・設備の相違【東海第二】 島根 2号炉には、非常用ガス再循環系はない ・記載方針の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 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 ・設備の相違【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・操作判断基準の相違【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>非常用ガス処理系は、<u>非常用交流電源設備に加えて</u>、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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用ガス処理系排風機</u> ・<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> <p>本系統の流路として、非常用ガス処理系の<u>乾燥装置</u>、<u>フィルタ装置</u>、<u>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>を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故等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</u>は、<u>非常用交流電源設備に加えて</u>、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>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</u>からの給電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、常設代替交流電源設備<u>又は可搬型代替交流電源設備</u>からの給電が可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>非常用ガス処理系排気ファン</u> ・<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> ・<u>常設代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)</u> ・<u>代替所内電気設備 (3. 14 電源設備)</u> <p>本系統の流路として、非常用ガス処理系の<u>前置ガス処理装置</u>、<u>後置ガス処置装置</u>、<u>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、設計基準事故等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"> ○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 ○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 ○当直副長が炉心損傷を判断していること <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤, ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤, ⑥の相違 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦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
<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>(4) ブローアウトパネル強制開放装置</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>(5) 非常用照明</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>(4) 非常用照明</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】</p> <p>島根2号炉はブローアウトパネル閉止装置を原子炉建物原子炉棟内に設置し、ブローアウトパネルの開閉状態に関わらず閉止動作が可能であるため、ブローアウトパネル閉止装置の関連設備として強制開放装置は設置ない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 16. 1. 1. 1 多様性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機は, 中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ) は, コントロール建屋に保管し, 中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は, 中央制御室内及び中央制御室待避室内に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明は, 遮断器を設けることで中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 電气的分離を図る設計とする。</u></p> <p>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】 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】 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】 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】 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. 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>・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個使用する。保管数は、1個に加えて、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個の合計2個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</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），<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</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，<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</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は環境条件等について記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①，②，③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・設備及び設備の設置場所の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①，②，③の相違</p> <p>島根 2 号炉の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 【東海第二】 島根2号炉は操作性の確保について記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の中央制御室待避室遮蔽はコンクリート構造でない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②、③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ③の相違</p> <p>・構成の相違 【柏崎6/7】</p>

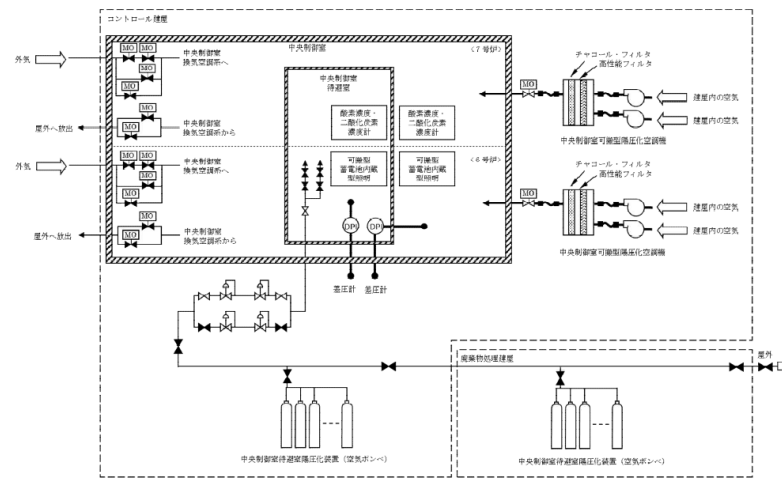
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>データ表示装置 (待避室)</u> は、通常は、操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u> は、全交流動力電源喪失時に、内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。</p> <p><u>可搬型蓄電池内蔵型照明</u> は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</p> <p><u>差圧計</u> は、<u>汎用の接続コネクタを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し</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、<u>中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンベ)</u> は、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>		<p><u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u> は、<u>汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し</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、<u>中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンベ)</u> は、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>島根 2 号炉は SGT のダンプについて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 <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"> ・設備の相違 <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"> ・設備の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <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"> ・設備の相違 <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>

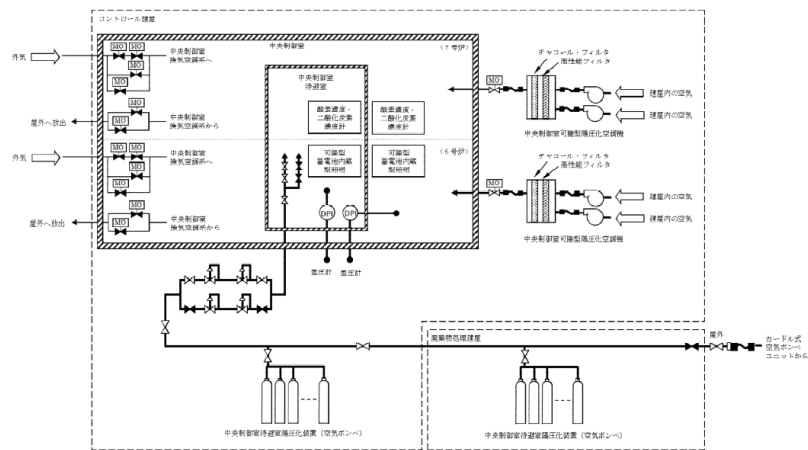
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第3.16-1表 中央制御室(重大事故等時)(常設)の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室遮蔽(6号及び7号炉共用)</u> 厚さ <input type="text"/> mm 以上 材料 コンクリート</p> <p>b. <u>中央制御室待避室遮蔽(常設)(6号及び7号炉共用)</u> 厚さ コンクリート <input type="text"/> mm 以上 鉛 <input type="text"/> 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120,000m³/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32,000m³/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"> ・非常用ガス処理系 <p>基数 1 (予備1)</p> <p>系統設計流量 約2,000m³/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"> ・非常用ガス処理系 <p>台数 1 (予備1)</p> <p>系統設計流量 約4,400m³/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>

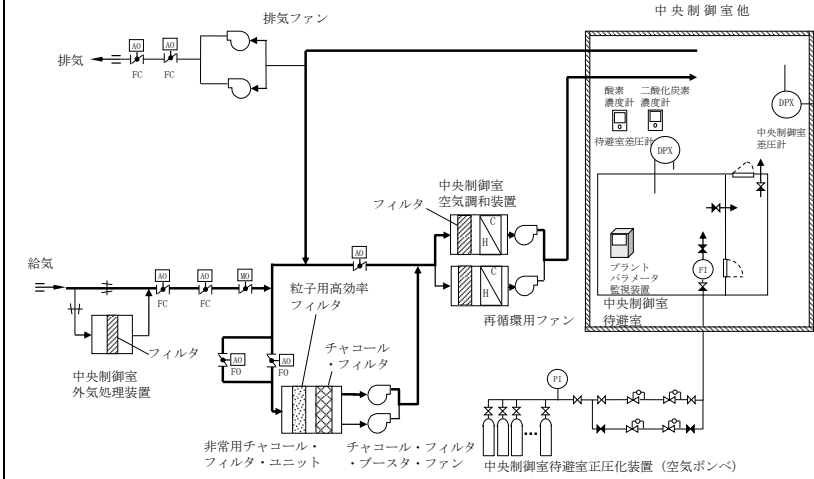
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>第3. 16-2 表 中央制御室 (重大事故等時) (可搬型) の設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 居住性を確保するための設備</p> <p>a. <u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (6 号及び7 号炉共用)</u></p> <p>(a) <u>フィルタユニット</u></p> <p>台数 <u>2 (予備1)</u></p> <p><u>よう素除去効率 99. 9%以上</u></p> <p><u>粒子除去効率 99. 9%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, 500m³/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50L/本</u></p> <p>充填圧力 <u>約20MPa[gage]</u></p> <p>b. <u>LEDライト (三脚タイプ)</u></p> <p>個数 <u>2 (予備1)</u></p> <p>c. <u>酸素濃度計</u></p> <p>個数 <u>2 (予備1)</u></p> <p>d. <u>二酸化炭素濃度計</u></p> <p>個数 <u>2 (予備1)</u></p> <p>e. <u>プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)</u></p> <p>個数 <u>1 (予備1)</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>待避室内の容積及び待避要員数の相違に伴うポンペ必要本数・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>



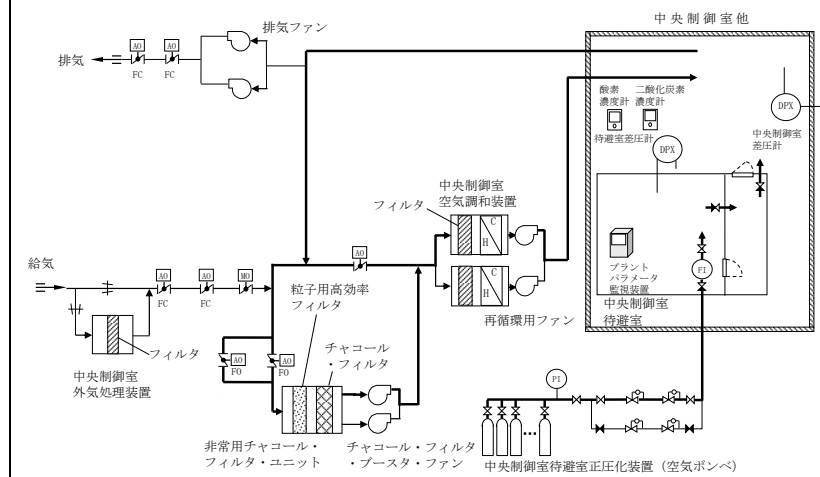
第3.16-1 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図
(居住性を確保するための設備(中央制御室可搬型陽圧化空調機))



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（空気ポンベ））)

・設備の相違
【柏崎 6/7】

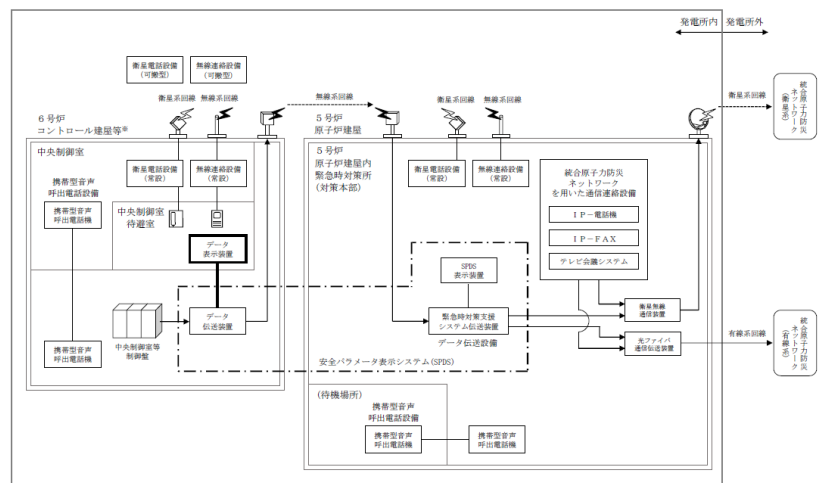
・設備の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

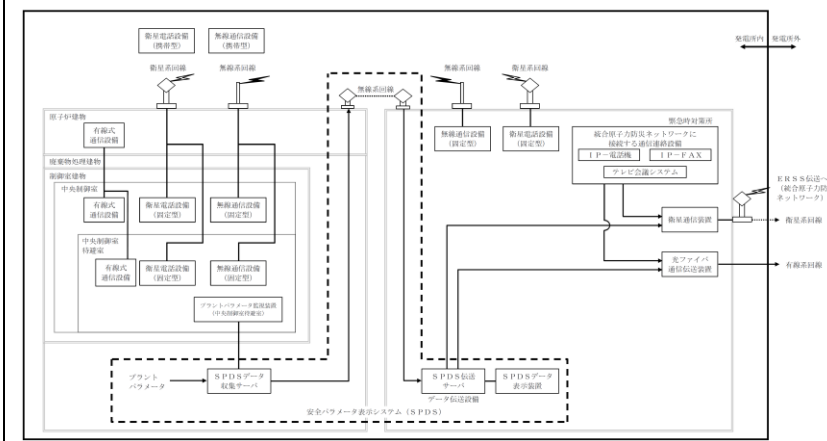
東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

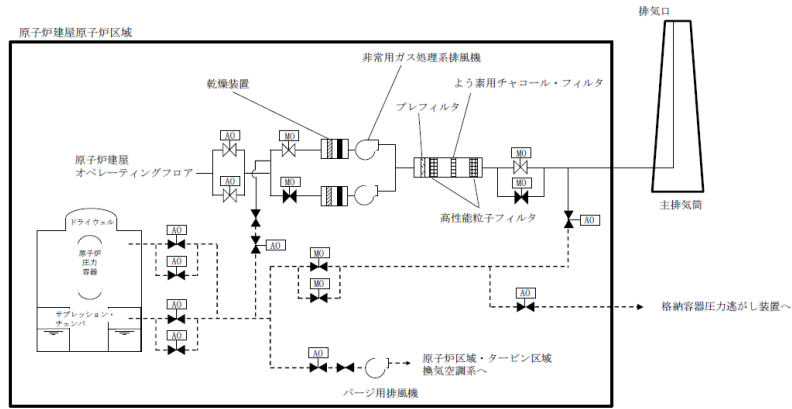


第 6.10-4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（通信連絡設備等）

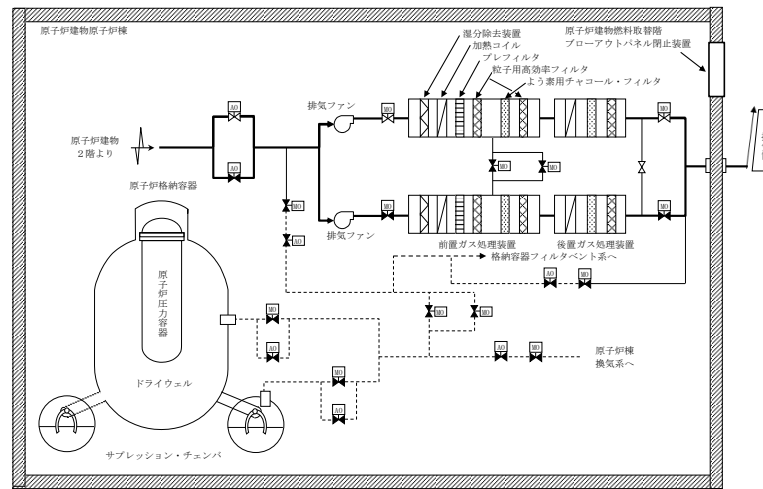


第 3.16-3 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図
 （居住性を確保するための設備（プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型））

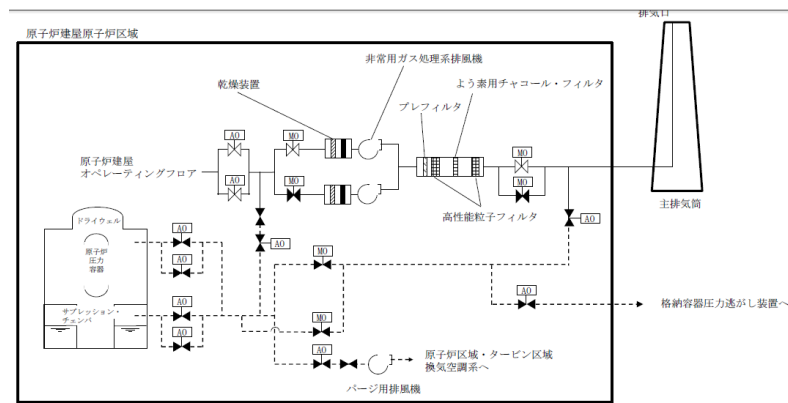
・設備の相違
 【柏崎 6/7】
 設置する設備の相違



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〔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"> 原子炉压力容器(通常運転時) <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"> 原子炉压力容器(通常運転時) <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 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"> ・一次格納施設 <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] 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℃ サブプレッション・チェンバ 104℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td></td> </tr> <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℃	材 料		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"> ・一次格納施設 <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] 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℃ サブプレッション・チェンバ 104℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））</td> </tr> </table>	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℃	材 料			炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））	<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℃																										
材 料																											
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℃																										
材 料																											
	炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））																										

柏崎刈羽原子力発電所 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><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"> ・使用済燃料プール（通常運転時等） (1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式) (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 		<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"> ・燃料プール（通常運転時等） (1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式) (2) 貯蔵能力 全炉心の約630%相当分 	<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><u>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</u>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><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、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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></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><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、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><u>非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽</u>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><u>取水口、取水管及び取水槽</u>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><u>取水口、取水管及び取水槽</u>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><u>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。</u></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, ブ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, ブ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, ブ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, ブ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, ブ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, ブ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)																		

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〔45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 添付資料〕

柏崎刈羽原子力発電所 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号炉の高圧原子炉代替注水系は、第一水源であるサプレッション・チェンバを使用する（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系も同様）		
②	東海第二は、逃がし安全弁によるRCPBの圧力上昇抑制を45条設備として整理しているが、島根2号炉は46条設備として整理		
③	電源系統構成の相違		
④	島根2号炉は常設代替直流電源設備への給電のための設備を主要な設備として個別に記載していない		
⑤	ECCS構成設備の相違 【ABWR】低圧注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系 【BWR5】低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系		
⑥	島根2号炉の手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」に記載		
⑦	島根2号炉の高圧原子炉代替注水系はS/Cを水源とした循環運転であり、水源は枯渇しないため、S/Cへの海水補給は行わない		
⑧	島根2号炉は、柏崎6/7と同様に系統構成に必要な弁は流路として整理しており、主要設備として個別に記載していない		
⑨	島根2号炉は「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」にて記載		
⑩	島根2号炉は、「原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁」を新設せず、高圧原子炉代替注水系への蒸気供給を確保するために原子炉隔離時冷却系への蒸気供給を隔離する必要がある場合は、既設の原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁にて対応を行う		
⑪	RCICタービン蒸気入口弁は通常時閉であり、運転中及び停止中のRCIC機能検査時に当該弁を全開及び全閉操作を行う		
⑫	島根2号炉におけるDB設備との共通要因故障を防止するための設計としては東海第二と同様		
⑬	島根2号炉は中央制御室で必要な監視パラメータの計測、監視が可能		
⑭	島根2号炉は、排水を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却ポンプを水没させずに継続して運転可能である		

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>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>【45条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却す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45条に規定する「発電用原子炉を冷却す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>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※:原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>【45条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却す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45条に規定する「発電用原子炉を冷却す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>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※:原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>【45条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却す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45条に規定する「発電用原子炉を冷却す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>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※:原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</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>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。</p> <p>(1) <u>高圧代替注水系の設置</u>（設置許可基準規則解釈の第1項(1)）</p> <p>設計基準事故対処設備である<u>高圧炉心注水系</u>及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として<u>高圧代替注水系</u>を使用する。</p> <p><u>高圧代替注水系</u>は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>よりも高所に配置された<u>高圧代替注水系ポンプ</u>を用い、<u>復水貯蔵槽</u>を水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水し炉心を冷却できる設計とする。また、<u>高圧代替注水系ポンプ</u>は、原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉蒸気を弁操作で<u>高圧代替注水系ポンプ駆動用タービン</u>に供給することで起動可能な設計とする。</p>	<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために<u>必要な重大事故等対処設備</u>を設置する。</p> <p>3.2.1.1 <u>重大事故等対処設備</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。</u></p> <p>(1) <u>フロントライン系故障時に用いる設備</u></p> <p>a. <u>高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</u>（設置許可基準規則解釈の第1項(1)）</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである常設高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</u></p>	<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、<u>炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。</u></p> <p>(1) <u>高圧原子炉代替注水系の設置</u>（設置許可基準規則解釈の第1項(1)）</p> <p><u>設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、重大事故防止設備として高圧原子炉代替注水系を使用する。</u></p> <p><u>高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却ポンプと異なる区画に配置された高圧原子炉代替注水ポンプを用い、サプレッション・チェンバを水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水し炉心を冷却できる設計とする。また、高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉蒸気を弁操作で高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンに供給することで起動可能な設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉はまとめ資料本文3.2.1.1項にて記載</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、3.2.1.1項にて同様の記載をしている</p> <p>・SA水源の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の高圧原子炉代替注水系は、第一水源であるサプレッション・チェンバを使用する（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系も同様）（以下、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>また、<u>高圧代替注水系</u>は、全交流動力電源喪失及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</p> <p>これにより、<u>高圧代替注水系</u>は、原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や、原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作により起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し、同等以上の効果を有する設計とする。</p> <p>(2) <u>高圧代替注水系の現場操作による運転</u>（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b))</p> <p><u>高圧代替注水系</u>は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</p>	<p>また、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</u></p> <p><u>高圧代替注水系</u>は、<u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</u></p> <p>b. <u>高圧代替注水系による原子炉注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）</u>（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b))</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を現場操作により起動させて使用する。</u></p> <p><u>高圧代替注水系</u>は、<u>全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまで</u></p>	<p>また、<u>高圧原子炉代替注水系</u>は、<u>全交流動力電源喪失及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</u></p> <p>これにより、<u>高圧原子炉代替注水系</u>は、<u>原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や、原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作により起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し、同等以上の効果を有する設計とする。</u></p> <p>(2) <u>高圧原子炉代替注水系の現場操作による運転</u>（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b))</p> <p><u>高圧原子炉代替注水系</u>は、<u>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、逃がし安全弁による RCPB の圧力上昇抑制を 45 条設備として整理しているが、島根 2 号炉は 46 条設備として整理（以下、②の相違）</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は常設代替直流電源設備への給電のための設備を主要な設備として個別に記載していない（以下、④の相違）</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は可搬直流電源設備による電源供給も想定しており、設備を明確に記載</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉はまとめ資料本文 3.2.1.1 (1) 項にて記載</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>なお、人力による措置が容易に行えるよう、<u>高压代替注水系は機械式ガバナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし、弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。</u>本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>なお、人力による措置が容易に行えるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンペ等）を用いた弁の操作により、<u>高压代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備</u>」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合方針として、可搬型直流電源設備による給電も可能な設計とする。</p> <p>(3) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、起動及び運転継続ができる設計とする。</p>	<p>の期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</p> <p>なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</p> <p>また、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</u></p> <p>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. <u>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水（現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動）</u>（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））</p> <p><u>全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高压代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系は、<u>全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</u></p>	<p>なお、人力による措置が容易に行えるよう、<u>高压原子炉代替注水系は機械式ガバナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし、弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。</u>本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>なお、人力による措置が容易に行えるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンペ等）を用いた弁の操作により、<u>高压原子炉代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備</u>」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）は不要とするが、<u>設置許可基準規則第57条への適合方針として、可搬型直流電源設備による給電も可能な設計とする。</u></p> <p>(3) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系は、<u>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより、起動及び運転継続ができる設計とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉はまとめ資料本文3.2.1.1(2)a項にて記載</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>なお、人力による措置が容易に行えるよう、本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系は常設直流電源系統喪失時にタービンランド部より蒸気が漏えいするが、蒸気漏えいによる劣悪な作業環境状態を回避するために、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのはポンプ起動時のみとし、ポンプ起動後については原子炉隔離時冷却系ポンプ室から退室し、原子炉建屋地下1階に設置した原子炉隔離時冷却系過酷事故蒸気止め弁の開度調整により制御可能な運用とする。</u>なお、ポンプ起動時は<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に入室するが、その後速やかに退室するため蒸気漏えいによる環境温度の急激な上昇はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより現場操作が可能な運用とする。</u></p> <p><u>高圧代替注水系の人力による現場操作に加え、高圧代替注水系とは別系統の原子炉隔離時冷却系についても人力による現場操作をできるように整備しておくことで、人力による措置の容易性が拡充されるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a)）は不要とする。</u></p>	<p>なお、人力による措置は<u>容易に行える設計とする。</u></p> <p>b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブレーション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p>	<p>なお、人力による措置が容易に行えるよう、本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>また、<u>原子炉隔離時冷却系は常設直流電源系統喪失時にタービンランド部より蒸気が漏えいするが、蒸気漏えいによる劣悪な作業環境状態を回避するために、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのはポンプ起動時のみとし、ポンプ起動後については原子炉隔離時冷却系ポンプ室から退室し、原子炉建物原子炉棟中1階に設置した蒸気外側隔離弁の開度調整により制御可能な運用とする。</u>なお、<u>ポンプ起動時は原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に入室するが、その後速やかに退室するため蒸気漏えいによる環境温度の急激な上昇はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより現場操作が可能な運用とする。</u></p> <p><u>高圧原子炉代替注水系の人力による現場操作に加え、高圧原子炉代替注水系とは別系統の原子炉隔離時冷却系についても人力による現場操作をできるように整備しておくことで、人力による措置の容易性が拡充されるため、「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a)）は不要とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、3.2.1(7)項にて記載</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>その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故時等においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。</p> <p>(4) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は，<u>冷却材喪失事故時において，低圧注水系，高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して，炉心を冷却する機能を有する。</u></p>	<p>(3) <u>監視及び制御に用いる設備</u> 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として，<u>原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）は，原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。</u> <u>具体的な設備は，以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉水位（広帯域）</u> ・<u>原子炉水位（燃料域）</u> ・<u>原子炉水位（SA広帯域）</u> ・<u>原子炉水位（SA燃料域）</u> ・<u>原子炉圧力</u> ・<u>原子炉圧力（SA）</u> ・<u>高圧代替注水系系統流量</u> ・<u>サプレッション・プール水位</u> <p>なお，計装設備については，「3.15 電源設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>(4) <u>事象進展抑制のために用いる設備</u> a. <u>ほう酸水注入系による進展抑制</u> 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として，<u>ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプにより，ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで，重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-4-3)</p> <p>その他，設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等時において健全であれば，以下の設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(5) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は，原子炉停止後，<u>何らかの原因で給水が停止した場合等に，発電用原子炉からの蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ，発電用原子炉に</u></p>	<p>その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。</p> <p>(4) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は，<u>原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に，原子炉水位を維持するため，原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより，サプレ</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は 3.2.1 (6) 項にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は 3.2.1 (8) 項にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ECCS 構成設備の相違</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>本系統は、<u>原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で</u>作動を開始し、<u>復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。</u>また、<u>原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。</u></p> <p>(5) <u>高圧炉心注水系</u> <u>高圧炉心注水系は、冷却材喪失事故時において、低圧注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。</u></p> <p>本系統は、<u>原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で</u>作動を開始し、<u>復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。</u></p> <p>また、<u>原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。</u></p>	<p><u>注水し水位を維持する設計とする。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系の水源としては、<u>通常はサプレッション・チェンバを使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も利用することが可能な設計とする。</u>原子炉隔離時冷却系は、<u>中央制御室でのスイッチ操作による起動又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号によって自動起動する設計とする。</u></p> <p>(6) <u>高圧炉心スプレイ系</u> <u>高圧炉心スプレイ系は、冷却材喪失事故時に、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する設計とする。</u></p> <p><u>高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号又はドライウェル圧力高信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を、炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する設計とする。</u></p> <p>また、<u>原子炉水位高信号でスプレイを自動的に停止する設計とする。</u></p> <p><u>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発</u></p>	<p><u>ッション・プール水を炉心に注入することを目的とする。</u></p> <p>原子炉隔離時冷却系の水源としては、<u>サプレッション・チェンバを使用することが可能な設計とする。</u>原子炉隔離時冷却系は、<u>中央制御室でのスイッチ操作による起動又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号によって自動起動する設計とする。</u></p> <p>(5) <u>高圧炉心スプレイ系</u> <u>高圧炉心スプレイ系は、大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系と連携し、中小破断事故時には単独で炉心を冷却する機能を有する。</u></p> <p>本系統は、<u>原子炉水位低（レベル1H）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・プール水を炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する。</u></p> <p>また、<u>原子炉水位高（レベル8）信号で注水を自動的に停止する。</u></p>	<p>【ABWR】 低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系</p> <p>【BWR5】 低圧注水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系（以下、⑤の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p> <p>・SA 水源の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2号炉の HPCS ポンプは、LOCA 時において ADS と連携しない</p> <p>・SA 水源の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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>また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として、以下を整備する。</p> <p>(6) 監視及び制御に用いる設備 「<u>高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</u>」及び「<u>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</u>」により原子炉圧力容器を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、<u>原子炉水位</u>、<u>原子炉圧力</u>、<u>高圧代替注水系系統流量</u>、<u>復水貯蔵槽水位</u>を使用する。</p>	<p><u>電用原子炉を冷却するために必要な設備として、原子炉冷却系の過圧防止機能である逃がし安全弁（安全弁機能）を設ける。</u></p> <p>また、<u>技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として以下の「高圧代替注水系による原子炉注水」及び「全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」手順については、「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への適合状況について」の「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。</u></p> <p>① <u>高圧代替注水系による原子炉注水</u> 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>② <u>全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</u> 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統喪失時の原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動及び b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p>	<p><u>また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として、以下を整備する。</u></p> <p>(6) <u>監視及び制御に用いる設備</u> 「<u>高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</u>」及び「<u>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却</u>」により原子炉圧力容器を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、<u>原子炉水位（広帯域）</u>、<u>原子炉水位（燃料域）</u>、<u>原子炉水位（SA）</u>、<u>原子炉圧力</u>、<u>原子炉圧力（SA）</u>、<u>高圧原子炉</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉の手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」にて記載（以下、⑥の相違）</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二の監視及び制御の手順等については、3.2.1.1 (3) 項にて記載</p> <p>・SA水源の相違 【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>原子炉水位は発電用原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、<u>高压代替注水系系統流量</u>、<u>復水貯蔵槽水位</u>は原子炉圧力容器へ注水するための<u>高压代替注水系</u>及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉水位 (広帯域, 燃料域, SA)</u> (3. 15 計装設備【58 条】) ・原子炉圧力 (3. 15 計装設備【58 条】) ・原子炉圧力 (SA) (3. 15 計装設備【58 条】) ・<u>高压代替注水系系統流量</u> (3. 15 計装設備【58 条】) ・<u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> (3. 15 計装設備【58 条】) <p>また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。</p> <p>(7) 復旧手段の整備</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を<u>所内蓄電式直流電源設備</u>により給電している場合は、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備 (常設又は可搬型)、可搬型直流電源設備及び自主対策設備である直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。</p> <p>なお、電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として以下を整備する。</p> <p>(7) 復旧手段の整備</p> <p>全交流動力電源の喪失により<u>所内常設直流電源設備のうち直流 125V 充電器が機能喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低压電源車により所内常設直流電源設備のうち直流 125V 充電器に給電又は可搬型代替直流電源設備により給電し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する手段を整備する。</u></p> <p>なお、電源設備については、「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p><u>また、手順については、「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</u></p>	<p><u>代替注水流量, サプレッション・プール水位 (SA) を使用する。</u></p> <p><u>原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA) は発電用原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), 高压原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位 (SA) は原子炉圧力容器へ注水するための高压原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認できる設計とする。</u></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"> ・<u>原子炉水位 (広帯域) (3. 15 計装設備【58 条】)</u> ・<u>原子炉水位 (燃料域) (3. 15 計装設備【58 条】)</u> ・<u>原子炉水位 (SA) (3. 15 計装設備【58 条】)</u> ・<u>原子炉圧力 (3. 15 計装設備【58 条】)</u> ・<u>原子炉圧力 (SA) (3. 15 計装設備 (58 条))</u> ・<u>高压原子炉代替注水流量 (3. 15 計装設備【58 条】)</u> ・<u>サプレッション・プール水位 (SA) (3. 15 計装設備【58 条】)</u> <p>また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。</p> <p>(7) 復旧手段の整備</p> <p>全交流動力電源が喪失し、<u>原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備 (常設又は可搬型)、可搬型直流電源設備及び自主対策設備である直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。</u></p> <p>なお、電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>①の相違</p> <p>・ SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・ SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・ 資料構成の相違 【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>また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための手段として、以下を整備する。</p> <p>(8) ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用し、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として、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の給電により、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。常設代替交流電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(9) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器への注水を継続させる場合）</p> <p>高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、「(8)ほ</p>	<p><u>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」の「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。</u></p> <p><u>① 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧</u></p> <p><u>1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.2サポート系故障時の対応手順 (2)復旧 a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</u></p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として以下を整備する。</p> <p>(8) 純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）</p> <p>純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給する設計とする。ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は、耐</p>	<p>また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための手段として、以下を整備する。</p> <p>(8) ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用し、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、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の給電により、ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。常設代替交流電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(9) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器への注水を継続させる場合）</p> <p>高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場</p>	<p>⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二の重大事故等の進展抑制手段については、3.2.1.1 (4) 項にて記載</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>う酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続するために、<u>復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給する手順を整備する。</u>これらの整備により、重大事故等の進展抑制のために、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続する。</p> <p>(10) <u>制御棒駆動系による進展抑制</u> <u>高圧炉心注水系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のために、<u>原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動水ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>(11) <u>高圧炉心注水系緊急注水の整備</u> <u>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、重大事故等の進展抑制のために、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p><u>また、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。</u></p> <p>(12) <u>高圧代替注水系の海水の利用</u> <u>高圧代替注水系の水源である復水貯蔵槽の淡水が枯渇した場合において、防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給を行う設計とする。なお、海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p>	<p><u>震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ほう酸水貯蔵タンクに純水を補給することができ、ほう酸水注入系による発電用原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</u></p> <p>(9) <u>制御棒駆動水圧系による原子炉注水</u> <u>原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による発電用原子炉への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のため、冷却水として原子炉補機冷却系を確保し、自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水ポンプによる発電用原子炉への注水を実施する。</u> <u>制御棒駆動水ポンプにより発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できない。また、制御棒駆動水ポンプ等は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展抑制のための手段として有効である。</u></p>	<p>合、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続するために、<u>復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給する手順を整備する。</u>これらの整備により、重大事故等の進展抑制のために、「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて、原子炉圧力容器への注水を継続する。</p> <p>(10) <u>制御棒駆動水圧系による進展抑制</u> <u>高圧炉心スプレイ系</u>、<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系</u>による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のために、<u>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 電源系統構成の相違 （以下、③の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の高圧原子炉代替注水系はS/Cを水源とした循環運転であり、水源は枯渇しないため、S/Cへの海水補給は行わない（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>3.2.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.2.2.1 高压代替注水系の設置</p> <p>3.2.2.1.1 設備概要</p> <p>高压代替注水系は、設計基準事故対処設備である高压炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器を冷却すること及び、原子炉水位を維持することを目的として使用する。</p> <p>本系統は、蒸気タービン駆動ポンプである高压代替注水系ポンプ1台、電源設備（常設代替直流電源設備）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽、注水流路である高压代替注水系（注水系）、高压炉心注水系、残留熱除去系（7号炉のみ）の配管及び弁、復水補給水系の配管、並びに給水系の配管、弁及びスパーージャ、蒸気流路である高压代替注水系（蒸気系）、主蒸気系、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、注水先である原子炉圧力容器から構成される。</p> <p>高压代替注水系の系統概要図を図3.2-1に、重大事故等対処設備一覧を表3.2-1に示す。</p> <p>本系統は、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって、</p>	<p>3.2.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.2.2.1 高压代替注水系</p> <p>3.2.2.1.1 設備概要</p> <p>高压代替注水系は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため発電用原子炉を冷却すること及び原子炉水位を維持することを目的として設置するものである。</p> <p>高压代替注水系は、ポンプ1台（蒸気タービン駆動）、電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）、水源であるサプレッション・チェンバ、注水流路である高压炉心スプレイ系配管・弁、高压代替注水系配管・弁及び原子炉隔離時冷却系配管・弁、蒸气流路である原子炉隔離時冷却系配管・弁、主蒸気系配管・弁及び高压代替注水系配管・弁、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するために必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。</p> <p>高压代替注水系の系統概要図を第3.2-1図に重大事故等対処設備一覧を表3.2-1表に示す。</p> <p>高压代替注水系は、全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から給電し、中央制御室からのスイッチ操作によって、</p>	<p>3.2.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.2.2.1 高压原子炉代替注水系の設置</p> <p>3.2.2.1.1 設備概要</p> <p>高压原子炉代替注水系は、設計基準事故対処設備である高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器を冷却すること及び、原子炉水位を維持することを目的として使用する。</p> <p>本系統は、蒸気タービン駆動ポンプである高压原子炉代替注水系ポンプ1台、電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備）、計測制御装置及び、水源であるサプレッション・チェンバ、注水流路である高压原子炉代替注水系（注水系）、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、残留熱除去系の配管・弁・ストレーナ、原子炉浄化系の配管、並びに給水系の配管、弁及びスパーージャ、蒸气流路である高压原子炉代替注水系（蒸気系）、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、並びに主蒸気系の配管、注水先である原子炉圧力容器から構成される。</p> <p>高压原子炉代替注水系の系統概要図を図3.2-1に、重大事故等対処設備一覧を表3.2-1に示す。</p> <p>本系統は、全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって、</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は可搬直流電源設備による電源供給も想定しており、設備を明確に記載 【東海第二】 ④の相違 ・SA水源の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 系統構成の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ②の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ④の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は可搬直流電源設備による電源供給も想定しており、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><u>復水貯蔵槽</u>を水源に、給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>仮に、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、<u>高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作</u>により高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに蒸気を導く。</p> <p>高圧代替注水系排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流し、サブプレッション・チェンバへ放出する。</p> <p>高圧代替注水系ポンプ吸込ラインは、<u>高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し</u>、<u>復水貯蔵槽</u>の水が供給される。</p> <p>高圧代替注水系ポンプ吐出ラインは、給水系等を経由して原子炉圧力容器へつながる。なお、<u>高圧代替注水系ポンプ吐出ライン</u>にはサブプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。</p> <p>水源である復水貯蔵槽は、<u>枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</u></p> <p>本系統の操作に当たっては、中央制御室又は現場で高圧代替注水系タービン止め弁及び高圧代替注水系注入弁の開操作をすることで本系統を起動させ、運転を行う。</p>	<p><u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源として、<u>原子炉隔離時冷却系を介して発電用原子炉へ注水可能な設計とする。</u></p> <p>中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合でも、現場での高圧代替注水系タービン止め弁の人力による操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたって高圧注水系の運転を継続できる設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンへの蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから分岐し、<u>高圧代替注水系タービン止め弁の開操作により</u>、<u>常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンに蒸気を導く設計とする。</u></p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンの排気は、原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインに合流し、サブプレッション・チェンバへ放出する設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプの吸込ラインは、<u>サブプレッション・チェンバを水源とする高圧炉心スプレイ系から分岐してポンプに供給する設計とする。</u></p> <p>常設高圧代替注水系ポンプの吐出ラインは、<u>原子炉隔離時冷却系の原子炉への注水配管に接続する設計とし</u>、<u>吐出ラインには、サブプレッション・チェンバに戻るテストラインを設ける設計とする。</u></p> <p>高圧代替注水系は、中央制御室又は現場で高圧代替注水系タービン止め弁、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の開操作をすることで運転を行う設計とする。</p>	<p><u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源に、<u>給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</u></p> <p>仮に、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備が機能しない場合でも、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、<u>発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。</u></p> <p>高圧原子炉代替注水系蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、<u>RCIC HPACタービン蒸気入口弁の開操作により高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンに蒸気を導く。</u></p> <p>高圧原子炉代替注水系排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流し、サブプレッション・チェンバへ放出する。</p> <p>高圧原子炉代替注水ポンプ吸込ラインは、<u>残留熱除去ポンプ吸込ラインから分岐し</u>、<u>サブプレッション・チェンバのプール水が供給される。</u></p> <p>高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインは、<u>給水系等を経由して原子炉圧力容器へつながる。なお、高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインにはサブプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。</u></p> <p>本系統の操作に当たっては、中央制御室又は現場で<u>RCIC HPACタービン蒸気入口弁及びHPAC注水弁の開操作をすることで本系統を起動させ、運転を行う。</u></p>	<p>・SA水源の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は可搬型直流電源設備による電源供給も想定しており、設備を明確に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・SA水源の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 系統構成の相違</p>

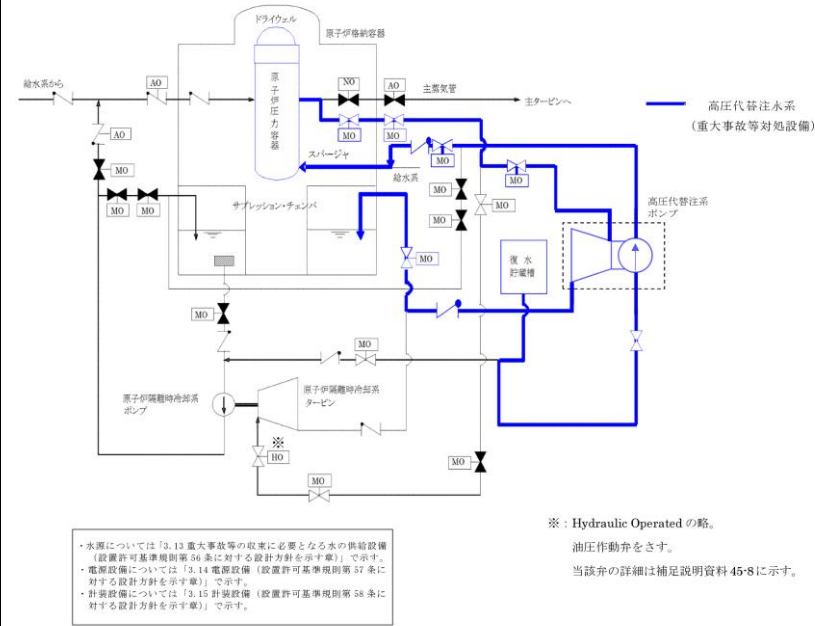
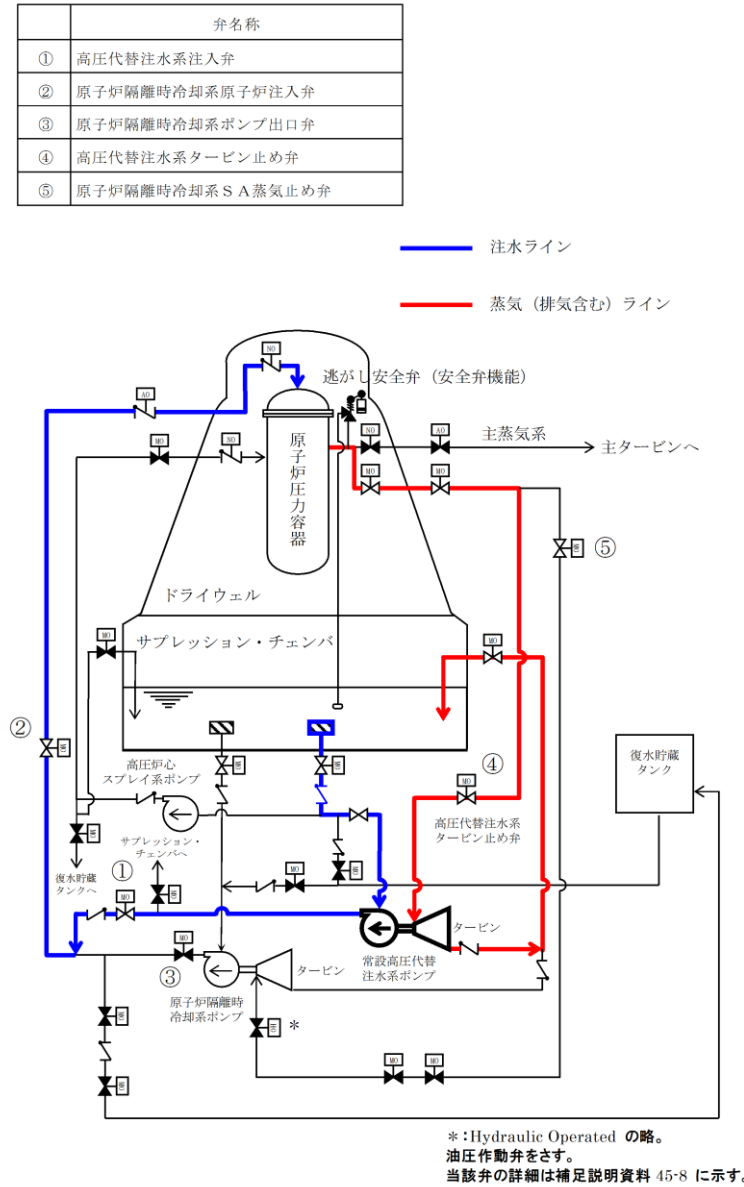


図 3.2-1 高圧代替注水系 系統概要図



第 3.2-1 図 高圧代替注水系系統概要図

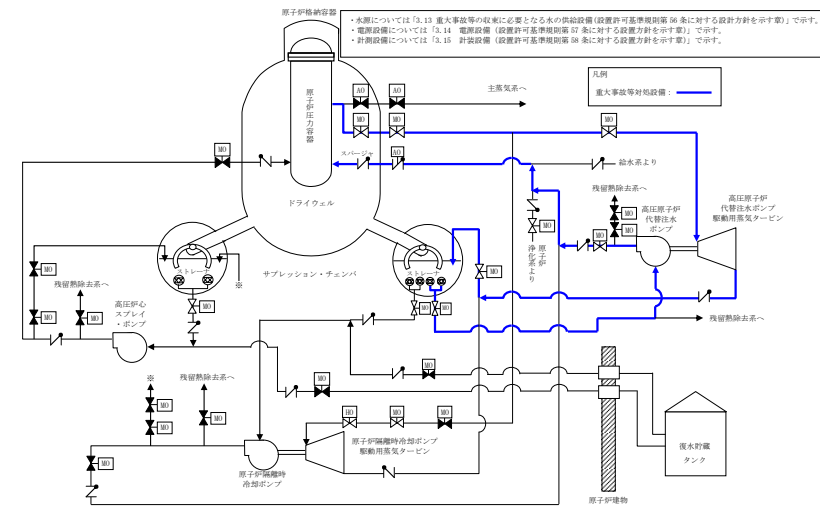


図 3.2-1 高圧原子炉代替注水系 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
表 3.2-1 高圧代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧	第 3.2-1 表 高圧代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧	表 3.2-1 高圧原子炉代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧	・記載方針の相違																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>高圧代替注水系ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※1}</td> <td>復水貯蔵槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系) 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁(7号炉のみ)【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>原子炉圧力容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※2}</td> <td>常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※3}</td> <td>高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	高圧代替注水系ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】	流路	蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系) 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁(7号炉のみ)【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】	電源設備 ^{※2}	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】	計装設備 ^{※3}	高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】	<p style="text-align: center;">(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>常設高圧代替注水系ポンプ【常設】 高圧代替注水系タービン止め弁【常設】 逃がし安全弁(安全弁機能)【常設】</td> </tr> <tr> <td>付属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁【常設】 主蒸気系配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系)配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・スプレイノズル【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>原子炉圧力容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*2} (燃料給油設備含む)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ【常設】 高圧代替注水系タービン止め弁【常設】 逃がし安全弁(安全弁機能)【常設】	付属設備	—	水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁【常設】 主蒸気系配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系)配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・スプレイノズル【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】	関連設備	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	電源設備 ^{*2} (燃料給油設備含む)		<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>高圧原子炉代替注水系ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>蒸気系 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 注水系 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>原子炉圧力容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※2} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替直流電源設備 SA用115V系充電器盤【常設】 SA用115V系蓄電池【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※3}</td> <td>高圧原子炉代替注水系流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】 可搬型計測器【可搬型】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	高圧原子炉代替注水系ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	蒸気系 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 注水系 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】	電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	常設代替直流電源設備 SA用115V系充電器盤【常設】 SA用115V系蓄電池【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】	計装設備 ^{※3}	高圧原子炉代替注水系流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】 可搬型計測器【可搬型】	<p>【東海第二】 島根2号炉は、柏崎6/7と同様に系統構成に必要な弁は流路として整理しており、主要設備として個別に記載していない(以下、⑧の相違)</p>
設備区分	設備名																																																		
主要設備	高圧代替注水系ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】																																																		
流路	蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系) 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁(7号炉のみ)【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】																																																		
注水先	原子炉圧力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{※2}	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】																																																		
計装設備 ^{※3}	高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ【常設】 高圧代替注水系タービン止め弁【常設】 逃がし安全弁(安全弁機能)【常設】																																																		
付属設備	—																																																		
水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	蒸気系 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁【常設】 主蒸気系配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系(注水系)配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・スプレイノズル【常設】																																																		
注水先	原子炉圧力容器【常設】																																																		
関連設備	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																																																		
電源設備 ^{*2} (燃料給油設備含む)																																																			
設備区分	設備名																																																		
主要設備	高圧原子炉代替注水系ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	蒸気系 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 注水系 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】																																																		
注水先	原子炉圧力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	常設代替直流電源設備 SA用115V系充電器盤【常設】 SA用115V系蓄電池【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】																																																		
計装設備 ^{※3}	高圧原子炉代替注水系流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】 可搬型計測器【可搬型】																																																		
<p>※1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2: 単線結線図を補足説明資料45-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p style="text-align: center;">(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>関連設備</td> <td>計装設備^{*3} 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。 *2: 電源設備については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 *3: 計装設備については、「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	関連設備	計装設備 ^{*3} 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】	<p>※1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2: 単線結線図を補足資料47-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>																																													
設備区分	設備名																																																		
関連設備	計装設備 ^{*3} 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>3.2.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。 (1) <u>高压代替注水系ポンプ</u></p> <p>種類 : ターボ形</p> <p>容量 : <u>182m³/h/台</u> 全揚程 : <u>958m</u> 最高使用圧力 : 吸込側 <u>1.37MPa[gage]</u> / 吐出側 <u>11.8MPa[gage]</u> 最高使用温度 : <u>77℃</u> 個数 : 1 取付箇所 : <u>原子炉建屋地下2階</u></p>	<p>3.2.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器仕様を以下に示す。 (1) <u>常設高压代替注水系ポンプ</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u></p> <table border="0"> <tr><td>型 式</td><td>ターボ形</td></tr> <tr><td>台 数</td><td>1</td></tr> <tr><td>容 量</td><td><u>約 136.7m³/h</u></td></tr> <tr><td>全 揚 程</td><td><u>約 900m</u></td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td><u>10.7MPa [gage]</u></td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>120℃</td></tr> <tr><td>取 付 箇 所</td><td><u>原子炉建屋原子炉棟地下2階</u></td></tr> </table> <p>(2) <u>高压代替注水系タービン止め弁</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u></p> <table border="0"> <tr><td>型 式</td><td><u>電気作動</u></td></tr> <tr><td>個 数</td><td><u>1</u></td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td><u>8.62MPa[gage]</u></td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td><u>302℃</u></td></tr> <tr><td>材 料</td><td><u>炭素鋼</u></td></tr> </table> <p>(3) <u>サプレッション・チェンバ</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉格納施設</u> <u>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> <u>・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> <u>・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> <u>・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> <u>・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u> <u>・重大事故等の収束に必要な水の供給設備</u></p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td><u>1</u></td></tr> </table>	型 式	ターボ形	台 数	1	容 量	<u>約 136.7m³/h</u>	全 揚 程	<u>約 900m</u>	最高使用圧力	<u>10.7MPa [gage]</u>	最高使用温度	120℃	取 付 箇 所	<u>原子炉建屋原子炉棟地下2階</u>	型 式	<u>電気作動</u>	個 数	<u>1</u>	最高使用圧力	<u>8.62MPa[gage]</u>	最高使用温度	<u>302℃</u>	材 料	<u>炭素鋼</u>	基 数	<u>1</u>	<p>3.2.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。 (1) <u>高压原子炉代替注水ポンプ</u></p> <p>種類 : ターボ形</p> <p>容量 : <u>75m³/h/台</u> 全揚程 : <u>918m</u> 最高使用圧力 : 吸込側 <u>1.37MPa[gage]</u> / 吐出側 <u>11.3MPa[gage]</u> 最高使用温度 : <u>120℃</u> 個数 : 1 取付箇所 : <u>原子炉建物原子炉棟地下2階</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、まとめ資料本文第3.2-1表にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設計仕様の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備」にて記載(以下、⑨の相違)</p>
型 式	ターボ形																												
台 数	1																												
容 量	<u>約 136.7m³/h</u>																												
全 揚 程	<u>約 900m</u>																												
最高使用圧力	<u>10.7MPa [gage]</u>																												
最高使用温度	120℃																												
取 付 箇 所	<u>原子炉建屋原子炉棟地下2階</u>																												
型 式	<u>電気作動</u>																												
個 数	<u>1</u>																												
最高使用圧力	<u>8.62MPa[gage]</u>																												
最高使用温度	<u>302℃</u>																												
材 料	<u>炭素鋼</u>																												
基 数	<u>1</u>																												

柏崎刈羽原子力発電所 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、水源については「3. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	<p>容 量 約 3,400m³ (サプレッション・チェンバ・プール水量を示す。)</p> <p>最高使用圧力 310kPa[gage] 最高使用温度 104℃ 材 料 炭素鋼 取 付 箇 所 格納容器内</p> <p>(4) 逃がし安全弁 兼用する設備は以下のとおり。 ・主蒸気系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>型 式 バネ式 (アクチュエータ付) 個 数 18</p> <p>(安全弁機能)</p> <table border="1" data-bbox="1032 894 1694 1119"> <thead> <tr> <th>吹出圧力 MPa [gage]</th> <th>弁個数</th> <th>容量/個 t/h (吹出し圧力×1.03において)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>7.79</td><td>2</td><td>385.2</td></tr> <tr><td>8.10</td><td>4</td><td>400.5</td></tr> <tr><td>8.17</td><td>4</td><td>403.9</td></tr> <tr><td>8.24</td><td>4</td><td>407.2</td></tr> <tr><td>8.31</td><td>4</td><td>410.6</td></tr> </tbody> </table> <p>(逃がし弁機能)</p> <table border="1" data-bbox="1032 1220 1694 1472"> <thead> <tr> <th>吹出圧力 MPa [gage]</th> <th>弁個数</th> <th>容量/個 t/h (吹出し圧力において)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>7.37</td><td>2</td><td>354.6</td></tr> <tr><td>7.44</td><td>4</td><td>357.8</td></tr> <tr><td>7.51</td><td>4</td><td>361.1</td></tr> <tr><td>7.58</td><td>4</td><td>364.3</td></tr> <tr><td>7.65</td><td>4</td><td>367.6</td></tr> </tbody> </table>	吹出圧力 MPa [gage]	弁個数	容量/個 t/h (吹出し圧力×1.03において)	7.79	2	385.2	8.10	4	400.5	8.17	4	403.9	8.24	4	407.2	8.31	4	410.6	吹出圧力 MPa [gage]	弁個数	容量/個 t/h (吹出し圧力において)	7.37	2	354.6	7.44	4	357.8	7.51	4	361.1	7.58	4	364.3	7.65	4	367.6	<p>なお、水源については「3. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
吹出圧力 MPa [gage]	弁個数	容量/個 t/h (吹出し圧力×1.03において)																																					
7.79	2	385.2																																					
8.10	4	400.5																																					
8.17	4	403.9																																					
8.24	4	407.2																																					
8.31	4	410.6																																					
吹出圧力 MPa [gage]	弁個数	容量/個 t/h (吹出し圧力において)																																					
7.37	2	354.6																																					
7.44	4	357.8																																					
7.51	4	361.1																																					
7.58	4	364.3																																					
7.65	4	367.6																																					

柏崎刈羽原子力発電所 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>3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-2に示す設計とする。</u></p> <p>(45-3, 45-4)</p>	<p>3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプ及び高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、第3.2-2表に示す設計とする。</u></p> <p><u>常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>高圧代替注水系タービン止め弁は、放射線量が高くなるおそれのない場所を選定し設置するとともに、駆動部に手動操作ハンドルを設けることで、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合に、設置場所において人力により容易に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>逃がし安全弁(安全弁機能)は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時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。</u></p> <p>(45-3-2~5, 8)</p>	<p>3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.2.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから、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の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-2に示す設計とする。</u></p> <p>(45-3, 45-4)</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</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 align="center">表 3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>考慮する外的事象</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）・積雪</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、<u>高圧代替注水系ポンプ</u>は、表 3.2-3 に示す操作対象弁を操作することで起動・停止し、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。</p> <p>(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>高圧代替注水系</u>を運転する場合は、原子炉隔離時冷却系側に蒸気が流入していないことを確認した後、<u>高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁</u>を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。</p> <p>なお、<u>原子炉隔離時冷却系タービン止め弁</u>が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で<u>高圧代替注水系側</u>へ蒸気供給ができない状況においては、<u>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁</u>を開操作することで、<u>高圧代替注水系側</u>へ蒸気供給を行うことができる。</p>	考慮する外的事象	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す）。	風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p align="center">第 3.2-2 表 想定する環境条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は、「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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。 <u>高圧代替注水系の運転のため操作が必要な機器を第3.2-3表に示す。</u> <u>高圧代替注水系</u>を運転する場合は、<u>高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u>を開にする。その後、<u>高圧代替注水系タービン止め弁</u>を開とし、<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u>を起動し、<u>高圧代替注水系による原子炉注水を行う。</u></p> <p>なお、<u>R C I Cタービン止め弁</u>が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で<u>高圧代替注水系側</u>へ十分な蒸気供給ができない状況への対応についても、<u>原子炉隔離時冷却系 S A蒸気止め弁</u>を開操作することで、<u>高圧代替注水系側</u>へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は、「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p align="center">表 3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>考慮する外的事象</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）・積雪</td> <td>原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、<u>高圧原子炉代替注水ポンプ</u>は、表 3.2-3 に示す操作対象弁を操作することで起動・停止し、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。</p> <p>(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>高圧原子炉代替注水系</u>を運転する場合は、<u>原子炉隔離時冷却系側に蒸気が流入していないことを確認した後、HP A C注水弁及びR C I C H P A Cタービン蒸気入口弁</u>を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。</p> <p>なお、<u>原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁</u>が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で<u>高圧原子炉代替注水系側</u>へ蒸気供給ができない状況においては、<u>原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁</u>を開操作することで、<u>高圧原子炉代替注水系側</u>へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。</p>	考慮する外的事象	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す）。	風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>・設計方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は柏崎 6/7 と同様に、S A 事象と重畳する自然現象の規模を検討し、環境条件として地震、風（台風）、凍結、降水、積雪を考慮することとしている</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉は、「原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁」を新設せず、高圧原子炉代替注</p>
考慮する外的事象	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す）。																																														
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は、「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。																																														
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																														
考慮する外的事象	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す）。																																														
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>高圧代替注水系ポンプは、<u>高圧代替注水系注入弁を開操作することで起動することから</u>、ポンプ自体の起動操作は不要である。</p> <p>以上のことから、<u>高圧代替注水系の操作に必要な機器を表 3.2-3 に示す。</u></p> <p>表に示すとおり、<u>高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の操作は</u>、いずれも中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。</p> <p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>ただし、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、<u>高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁を現場で人力により手動操作することで</u>、操作可能な設計とする。</p> <p>いずれの操作弁も手動ハンドルが設置されており、現場での手動操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、設置場所である<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、十分な操作空間を確保し、確実に手動操作可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(45-3, 45-4)</p>	<p>常設高圧代替注水系ポンプは、<u>高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで起動し</u>、ポンプ自体の起動操作が不要な設計とする。</p> <p>高圧代替注水系注入弁、<u>原子炉隔離時冷却系 SA 蒸気止め弁</u>、<u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の操作は</u>、いずれも中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>中央制御室に設置する操作盤の操作器、表示器及び銘板は、<u>操作者の操作・監視性・識別性を考慮しており</u>、また、<u>十分な操作空間を確保することで確実に操作できる設計とする。</u></p> <p>電源喪失により中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合であっても、<u>高圧代替注水系注入弁</u>、<u>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</u>、<u>高圧代替注水系タービン止め弁を現場で人力により確実に操作が可能とすることで高圧代替注水系の運転ができる設計とする。</u></p> <p>弁の現場操作を可能とするため、<u>操作弁駆動部に手動ハンドルを設け</u>、<u>想定される重大事故等が発生した場合の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内</u>の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、<u>設置場所に十分な操作空間を確保し</u>、<u>確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-4-2)</p>	<p>高圧原子炉代替注水ポンプは、<u>HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を開操作することで起動し</u>、ポンプ自体の起動操作が不要な設計とする。</p> <p>以上のことから、<u>高圧原子炉代替注水系の操作に必要な機器を表 3.2-3 に示す。</u></p> <p>表に示すとおり、<u>HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁の操作は</u>、いずれも中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。</p> <p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については弁番号を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>ただし、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、<u>HPAC注水弁とRCIC HPACタービン蒸気入口弁を現場で人力により手動操作することで</u>、操作可能な設計とする。</p> <p>いずれの操作弁も手動ハンドルを設置し、現場での手動操作は、<u>想定される重大事故等が発生した場合において</u>、設置場所である<u>原子炉建物原子炉棟内</u>の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、十分な操作空間を確保し、<u>確実に手動操作可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-3, 45-4)</p>	<p>水系への蒸気供給を確保するために原子炉隔離時冷却系への蒸気供給を隔離する必要がある場合は、既設の原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁にて対応を行う（以下、⑩の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</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 align="center">表 3.2-3 操作対象機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高压代替注水系注入弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地下1階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高压代替注水系タービン止め弁</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>弁開→弁閉</td> <td>原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁*</td> <td>弁開→弁閉</td> <td>原子炉建屋地下1階</td> <td>手動操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。</p>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	高压代替注水系注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋地下1階	手動操作	高压代替注水系タービン止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	手動操作	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁*	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階	手動操作	<p align="center">第 3.2-3 表 操作対象機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高压代替注水系注入弁</td> <td rowspan="2">全閉→全開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</td> <td rowspan="2">全閉→全開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟4階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高压代替注水系タービン止め弁</td> <td rowspan="2">全閉→全開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉隔離時冷却系 SA蒸気止め弁*</td> <td rowspan="2">全閉→全開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟2階</td> <td>手動操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>*原子炉隔離時冷却系を運転中にRCIC蒸気供給弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。</p>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	高压代替注水系注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ	原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ	原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作	高压代替注水系タービン止め弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ	原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作	原子炉隔離時冷却系 SA蒸気止め弁*	全閉→全開	中央制御室	スイッチ	原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作	<p align="center">表 3.2-3 操作対象機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">HPAC注水弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物原子炉棟地下1階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">RCIC HPACタービン蒸気入口弁</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>弁開→弁閉</td> <td>原子炉建物原子炉棟地下2階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁*</td> <td>弁開→弁閉</td> <td>原子炉建物原子炉棟地下2階</td> <td>手動操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。</p>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	HPAC注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建物原子炉棟地下1階	手動操作	RCIC HPACタービン蒸気入口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟地下2階	手動操作	原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁*	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟地下2階	手動操作	<p>・設備の相違</p>
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																						
高压代替注水系注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																						
		原子炉建屋地下1階	手動操作																																																																						
高压代替注水系タービン止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																						
	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	手動操作																																																																						
原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁*	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階	手動操作																																																																						
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																						
高压代替注水系注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ																																																																						
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作																																																																						
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ																																																																						
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作																																																																						
高压代替注水系タービン止め弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ																																																																						
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作																																																																						
原子炉隔離時冷却系 SA蒸気止め弁*	全閉→全開	中央制御室	スイッチ																																																																						
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作																																																																						
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																						
HPAC注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																						
		原子炉建物原子炉棟地下1階	手動操作																																																																						
RCIC HPACタービン蒸気入口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																						
	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟地下2階	手動操作																																																																						
原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁*	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟地下2階	手動操作																																																																						
<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高压代替注水系は表 3.2-4 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、停止中にポンプ分解検査及び外観検査が可能な設計とする。</p> <p>高压代替注水系には、<u>高压代替注水系ポンプ吐出ラインからサブプレッション・チェンバにつながるテストラインを設置し、発電用原子炉の運転中に原子炉蒸気を用いて高压代替注水系ポンプ駆動用タービンを駆動させ、復水貯蔵槽</u></p>	<p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高压代替注水系は、<u>第3.2-4表に示すように、発電用原子炉の運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>常設高压代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてケーシングカバー及びタービンカバーを取り外し、ポンプ及びタービンの部品（主軸、軸受、羽根車及びタービン等）の点検が可能な設計とする。弁については、弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、常設高压代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設置し、原子炉運転中又は原子炉停止中に、サブプレッション・チェンバを水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異</u></p>	<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高压原子炉代替注水系は表 3.2-4 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、停止中にポンプ分解検査及び外観検査が可能な設計とする。</p> <p>高压原子炉代替注水系には、<u>高压原子炉代替注水ポンプ吐出ラインからサブプレッション・チェンバにつながるテストラインを設置し、発電用原子炉の運転中に原子炉蒸気を用いて高压原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンを</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は、4段落下にて記載</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>の水をサプレッション・チェンバへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉の停止中においても所内蒸気による機能・性能試験も可能となるよう、<u>高圧代替注水系蒸気供給ラインに所内蒸気供給ラインを設け、高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに所内蒸気を供給可能な設計とする。</u></p> <p><u>高圧代替注水系を運転するために必要な操作対象弁（高圧代替注水系注入弁、高圧代替注水系タービン止め弁）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認可能な構成とすることで、弁動作試験が可能な設計とする。</u></p> <p><u>一方で、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁については、発電用原子炉の運転中に開閉試験を行った場合に、閉状態で動作不能になるリスクを踏まえて、停止中のみ弁動作試験を実施する。</u></p> <p>また、<u>高圧代替注水系ポンプは、ケーシングカバー及びタービンカバーの取り外しが可能な構造とし、停止中にポンプ及びタービンの部品（主軸、軸受、羽根車及びタービン等）の分解検査による内部確認が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-5)</p>	<p><u>音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。</u></p> <p>弁については、<u>原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。</u>ポンプ及び系統配管・弁については、<u>機能・性能検査等に合わせて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-5-2, 3)</p>	<p><u>駆動させ、サプレッション・チェンバのプール水をサプレッション・チェンバへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、発電用原子炉の停止中においても所内蒸気による機能・性能試験も可能となるよう、高圧原子炉代替注水系蒸気供給ラインに所内蒸気供給ラインを設け、高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンに所内蒸気を供給可能な設計とする。</u></p> <p><u>高圧原子炉代替注水系を運転するために必要な操作対象弁（HPAC注水弁、RCIC HPACタービン蒸気入口弁）及び原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認可能な構成とすることで、弁動作試験が可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>高圧原子炉代替注水ポンプは、ケーシングカバー及びタービンカバーの取り外しが可能な構造とし、停止中にポンプ及びタービンの部品（主軸、軸受、羽根車及びタービン等）の分解検査による内部確認が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-5)</p>	<p>・SA水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁は通常時閉であり、運転中及び停止中のRCIC機能検査時に当該弁を全開及び全閉操作を行う（以下、①の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、4段落上にて記載</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 style="text-align: center;"><u>表 3.2-4 高压代替注水系の試験及び検査</u></p> <table border="1" data-bbox="201 247 914 466"> <thead> <tr> <th>プラント状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中</td> <td>機能・性能確認</td> <td>運転性能の確認, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能の確認, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解点検</td> <td>ポンプ及びタービン部品の表面状態を, 試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>外観点検</td> <td>ポンプ外観の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高压代替注水系は, 原子炉隔離時冷却系と共用する<u>高压代替注水系蒸気供給ライン</u>, <u>高压炉心注水系</u>と共用する<u>高压代替注水系ポンプ吸込ライン</u>, 給水系 (7号炉は残留熱除去系を含む) と共用する<u>高压代替注水系ポンプ吐出ライン</u>以外については, 重大事故防止設備の目的のみに使用されるため, 本来の用途以外の用途には使用しない。</p> <p>本来の用途以外の用途として<u>高压代替注水系</u>に使用する原子炉隔離時冷却系, <u>高压炉心注水系</u>及び給水系 (7号炉は残留熱除去系を含む) の配管ラインについては, 通常時の隔離された系統構成から<u>高压代替注水系</u>に切り替えるた</p>	プラント状態	項目	内容	運転中	機能・性能確認	運転性能の確認, 漏えいの確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	停止中	機能・性能試験	運転性能の確認, 漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解点検	ポンプ及びタービン部品の表面状態を, 試験及び目視により確認	外観点検	ポンプ外観の確認	<p style="text-align: center;"><u>第 3.2-4 表 高压代替注水系の試験検査</u></p> <table border="1" data-bbox="955 256 1685 592"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>ポンプ運転性能確認, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>ポンプ運転性能確認, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>ポンプ又は弁の部品の表面状態について, 浸透探傷試験及び目視により確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) <u>切替え</u>の容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性 <u>について</u>」に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>高压代替注水系は, 本来の用途として使用する。</u></p>	原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について, 浸透探傷試験及び目視により確認	<p style="text-align: center;"><u>表 3.2-4 高压原子炉代替注水系の試験及び検査</u></p> <table border="1" data-bbox="1786 247 2499 466"> <thead> <tr> <th>プラント状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中</td> <td>機能・性能確認</td> <td>運転性能の確認, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能の確認, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>分解点検</td> <td>ポンプ及びタービン部品の表面状態を, 試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>外観点検</td> <td>ポンプ外観の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) <u>切り替え</u>の容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高压原子炉代替注水系は, 原子炉隔離時冷却系と共用する<u>高压原子炉代替注水系蒸気供給ライン</u>, <u>残留熱除去系と共用する高压原子炉代替注水ポンプ吸込ライン</u>, 給水系及び原子炉浄化系と共用する<u>高压原子炉代替注水ポンプ吐出ライン</u>以外については, 重大事故防止設備の目的のみに使用されるため, 本来の用途以外の用途には使用しない。</p> <p>本来の用途以外の用途として<u>高压原子炉代替注水系</u>に使用する原子炉隔離時冷却系, <u>残留熱除去系</u>, <u>原子炉浄化系</u>及び給水系の配管ラインについては, 通常時の隔離された系統構成から<u>高压原子炉代替注水系</u>に切り替えるために表</p>	プラント状態	項目	内容	運転中	機能・性能確認	運転性能の確認, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認	機能・性能試験	運転性能の確認, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認	停止中	分解点検	ポンプ及びタービン部品の表面状態を, 試験及び目視により確認	外観点検	ポンプ外観の確認	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は, 柏崎と同様に流路として他系統を経由する箇所 <u>の切り替えについて記載</u></p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p>
プラント状態	項目	内容																																														
運転中	機能・性能確認	運転性能の確認, 漏えいの確認																																														
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																																														
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認, 漏えいの確認																																														
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																																														
	分解点検	ポンプ及びタービン部品の表面状態を, 試験及び目視により確認																																														
	外観点検	ポンプ外観の確認																																														
原子炉の状態	項目	内容																																														
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認																																														
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																																														
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認																																														
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																																														
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について, 浸透探傷試験及び目視により確認																																														
プラント状態	項目	内容																																														
運転中	機能・性能確認	運転性能の確認, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認																																														
	機能・性能試験	運転性能の確認, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認																																														
停止中	分解点検	ポンプ及びタービン部品の表面状態を, 試験及び目視により確認																																														
	外観点検	ポンプ外観の確認																																														

柏崎刈羽原子力発電所 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>めに表 3. 2-3 で示す弁操作を行う。</p> <p>原子炉隔離時冷却系と共用する<u>高压代替注水系蒸気供給ライン</u>については、通常時の隔離された系統構成から<u>高压代替注水系タービン止め弁</u>を開操作することで、原子炉隔離時冷却系から<u>高压代替注水系側</u>への蒸気供給に切り替えることができる。</p> <p>また、給水系 (<u>7号炉は残留熱除去系を含む</u>) と共用する<u>高压代替注水系ポンプ吐出ライン</u>については、通常時の隔離された系統構成から<u>高压代替注水系注入弁</u>を開操作することで、<u>高压代替注水系</u>の流路に切り替えることができる。これらの切替え操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とし、操作弁も2弁と最小限の弁操作とする系統構成とすることで、図 3. 2-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。</p> <p>なお、<u>高压炉心注水系</u>のポンプ吸込ラインについては、弁操作で切り替えなくとも<u>復水貯蔵槽</u>の水を吸込可能な系統設計とする。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系タービン止め弁</u>が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で<u>高压代替注水系側</u>へ蒸気供給ができない状況においては、<u>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁</u>を開操作することで、<u>高压代替注水系側</u>へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、<u>高压代替注水系注入弁</u>及び<u>高压代替注水系タービン止め弁</u>を現場で手動弁操作することにより、図 3. 2-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能とする。</p> <p style="text-align: right;">45-4)</p>	<p style="text-align: center;">(45-4-2)</p>	<p>3. 2-3 で示す弁操作を行う。</p> <p>原子炉隔離時冷却系と共用する<u>高压原子炉代替注水系蒸気供給ライン</u>については、通常時の隔離された系統構成から<u>R C I C H P A Cタービン蒸気入口弁</u>を開操作することで、原子炉隔離時冷却系から<u>高压原子炉代替注水系側</u>への蒸気供給に切り替えることができる。</p> <p>また、原子炉浄化系及び給水系と共用する<u>高压原子炉代替注水ポンプ吐出ライン</u>については、通常時の隔離された系統構成から<u>H P A C注水弁</u>を開操作することで、<u>高压原子炉代替注水系</u>の流路に切り替えることができる。これらの切替え操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とし、操作弁も2弁と最小限の弁操作とする系統構成とすることで、図 3. 2-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。</p> <p>なお、<u>残留熱除去系</u>のポンプ吸込ラインについては、弁操作で切り替えなくとも<u>サブプレッション・チェンバ</u>のプール水を吸込可能な系統設計とする。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁</u>が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で<u>高压原子炉代替注水系側</u>へ蒸気供給ができない状況においては、<u>原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁</u>を開操作することで、<u>高压原子炉代替注水系側</u>へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。</p> <p>また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても<u>H P A C注水弁</u>及び<u>R C I C H P A Cタービン蒸気入口弁</u>を現場で手動弁操作することにより、図 3. 2-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能とする。</p> <p style="text-align: right;">(45-4)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p>

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70		
中央制御室からの 高圧代替注水系起動	中央制御室運転員 A, B	2	15分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始												

図 3.2-2 中央制御室からの高圧代替注水系起動のタイムチャート*

*：「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の1.2で示すタイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140								
現場手動操作による 高圧代替注水系起動	中央制御室運転員 A	1	40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始													
	現場運転員 C, D	2	運転手動操作	原子炉水位監視	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	
	現場運転員 E, F	2	運転手動操作	原子炉水位監視	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	

図 3.2-3 現場手動操作による高圧代替注水系起動のタイムチャート*

*：「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の1.2で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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。

高圧代替注水系は、通常時は高圧代替注水系タービン止め弁を閉運用とすることで原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから隔離し、高圧代替注水系注入弁を閉運用することで6号炉においては給水系の注水ライン、7号炉においては残留熱除去系の注水ラインから隔離する構成としており、原子炉隔離時冷却系に対して悪影響を及ぼさない設計

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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。

高圧代替注水系は、第3.2-5表に示すとおり、通常待機時は、高圧代替注水系タービン止め弁を閉とすることで、原子炉隔離時冷却系の蒸気ラインから隔離するとともに、高圧代替注水系注入弁を閉とすることで、原子炉隔離時冷却系の注水ラインから隔離する設計としており、重大事故等時に高圧代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70		
中央制御室からの 高圧代替注水系起動	中央制御室運転員 A	1	15分 中央制御室からの高圧代替注水系起動												

図 3.2-2 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート*

*：「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の1.2で示すタイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140							
現場手動操作による 高圧代替注水系起動	現場運転員 A, B	2	35分 現場手動操作による高圧代替注水系起動												
	現場運転員 C, D	2	運転手動操作	原子炉水位監視	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	運転手動操作	

図 3.2-3 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート*

*：「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の1.2で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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。

高圧原子炉代替注水系は、通常時はRCIC HPACタービン蒸気入口弁を閉運用とすることで原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから隔離し、HPAC注水弁を閉運用することで給水系の注水ラインから隔離する構成としており、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

・運用の相違

・運用の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7】
系統構成の相違

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
<p>とする。</p> <p>また、<u>高圧代替注水系は、高圧炉心注水系(B)及び(C)に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで、相互に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、<u>高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するために、高圧代替注水系タービン止め弁及び高圧代替注水系注入弁に自動開閉インターロックを設けない設計とし、高圧代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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>他系統との隔離弁を表3.2-5に示す。</p> <p>なお、<u>高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。</u></p> <p>また、<u>高圧代替注水系の蒸気系配管及び弁は、高圧の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度をもたせた設計とする。</u></p> <p>また、<u>高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-3, 45-4, 45-7)</p>	<p><u>通常待機時の系統構成から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>また、<u>高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系に対し独立した注水ラインを有する設計とすることで、相互に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系運転時に、高圧代替注水系タービン止め弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するため、高圧代替注水系タービン止め弁に自動開インターロックを設けない設計とし、高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。</u></p> <p>また、<u>常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式であり、タービン翼は、鍛造品の削り出し加工により製造するものを適用することで、破損により飛散することがない設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-4-2, 45-7-2~9)</p>	<p>また、<u>高圧原子炉代替注水系は、高圧炉心スプレイ系に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで、相互に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、<u>高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するために、RCIC HPA Cタービン蒸気入口弁及びHPAC注水弁に自動開閉インターロックを設けない設計とし、高圧原子炉代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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>他系統との隔離弁を表3.2-5に示す。</u></p> <p>なお、<u>高圧原子炉代替注水系と原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。</u></p> <p>また、<u>高圧原子炉代替注水系の蒸気系配管及び弁は、高圧の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度をもたせた設計とする。</u></p> <p>また、<u>高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-3, 45-4, 45-5, 45-7)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、3段落上にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、2段落前にて記載</p> <p>・記載方針の相違 【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 style="text-align: center;"><u>表 3.2-5 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1" data-bbox="222 247 917 409"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>機器名称</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>給水系 (6号炉) 残留熱除去系 (7号炉)</td> <td>高压代替注水系注入弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>高压代替注水系タービン止め弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>高压代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を表 3.2-6 に示す。</p> <p><u>このうち、高压代替注水系注入弁、高压代替注水系タービン止め弁は、中央制御室で操作するため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p>また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合については、<u>高压代替注水系注入弁及び高压代替注水系タービン止め弁を原子炉建屋内の設置場所で人力により手動操作を行うが、高压代替注水系は事象初期に操作するものであり、操作位置の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-3)</p>	取合系統	機器名称	駆動方式	動作	給水系 (6号炉) 残留熱除去系 (7号炉)	高压代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系タービン止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	<p style="text-align: center;"><u>第 3.2-5 表 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1" data-bbox="952 262 1700 457"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>高压代替注水系注入弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常待機時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>高压代替注水系タービン止め弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常待機時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>高压代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を<u>第3.2-6表</u>に示す。</p> <p><u>高压代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系 SA 蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高压代替注水系タービン止め弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。</u></p> <p>また、仮に<u>電源が喪失し</u>、中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、<u>高压代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系 SA 蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高压代替注水系タービン止め弁を原子炉建屋原子炉棟内の現場で人力により手動操作を行うことから、操作場所の放射線量が高ならないよう考慮した場所に設置する設計とする。</u>第3.2-6表に設置場所と操作方法を、第3.2-4図に系統上の現場操作弁の配置を示す。</p> <p style="text-align: right;">(45-3-4~5, 45-4-2)</p>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系注入弁	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉	原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系タービン止め弁	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉	<p style="text-align: center;"><u>表 3.2-5 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1" data-bbox="1801 247 2502 382"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>機器名称</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉浄化系</td> <td>HPAC注水弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系</td> <td>RCIC HPACタービン蒸気入口弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>高压原子炉代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を<u>表 3.2-6</u>に示す。</p> <p><u>このうち、HPAC注水弁、RCIC HPACタービン蒸気入口弁は、中央制御室で操作可能とすることにより、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。</u></p> <p>また、仮に、<u>電源設備が全て喪失し</u>、中央制御室からの遠隔操作ができない場合については、<u>HPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を原子炉建物原子炉棟内の設置場所で人力により手動操作を行うが、高压原子炉代替注水系は事象初期に操作するものであり、操作位置の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-3)</p>	取合系統	機器名称	駆動方式	動作	原子炉浄化系	HPAC注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	原子炉隔離時冷却系	RCIC HPACタービン蒸気入口弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p>
取合系統	機器名称	駆動方式	動作																																				
給水系 (6号炉) 残留熱除去系 (7号炉)	高压代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																				
原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系タービン止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																				
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																				
原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系注入弁	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉																																				
原子炉隔離時冷却系	高压代替注水系タービン止め弁	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉																																				
取合系統	機器名称	駆動方式	動作																																				
原子炉浄化系	HPAC注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																				
原子炉隔離時冷却系	RCIC HPACタービン蒸気入口弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																				

表 3.2-6 操作対象機器設置場所

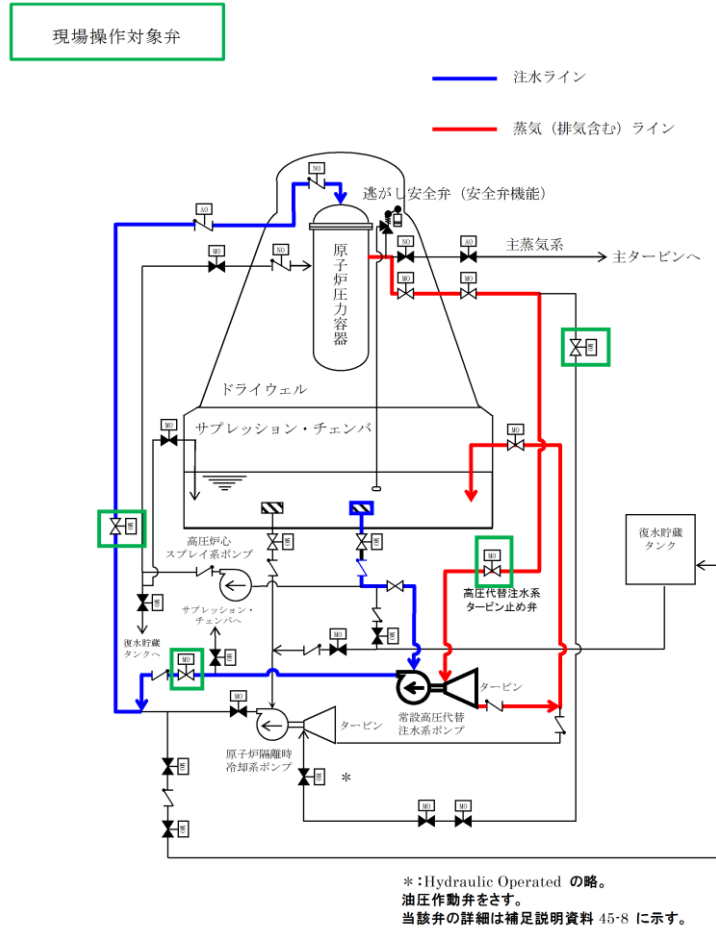
機器名称	設置場所	操作場所
高圧代替注水系 注入弁	原子炉建屋地下1階	中央制御室
		原子炉建屋地下1階
高圧代替注水系 タービン止め弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	中央制御室
		原子炉建屋地下1階(6号炉)
		原子炉建屋地上1階(7号炉)
原子炉隔離時冷 却系過酷事故時 蒸気止め弁*	原子炉建屋地下1階	原子炉建屋地下1階

※原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

第 3.2-6 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高圧代替注水系注入弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室
		原子炉建屋原子炉棟地下2階
原子炉隔離時冷却系原 子炉注入弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
		原子炉建屋原子炉棟4階
高圧代替注水系ター ビン止め弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
		原子炉建屋原子炉棟地下1階
原子炉隔離時冷却系 S A蒸気止め弁*	原子炉建屋原子炉棟2階	中央制御室
		原子炉建屋原子炉棟2階

*原子炉隔離時冷却系を運転中にRCIC蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。



第 3.2-4 図 高圧代替注水系の現場操作弁の配置

表 3.2-6 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
HPAC注水弁	原子炉建物原子炉棟地 下1階	中央制御室
		原子炉建物原子炉棟地 下1階
RCIC HPACタービン 蒸気入口弁	原子炉建物原子炉棟地 下2階	中央制御室
		原子炉建物原子炉棟地 下2階
原子炉隔離時冷却系タービン 蒸気入口弁※	原子炉建物原子炉棟地 下2階	原子炉建物原子炉棟地 下2階

※：原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン主塞止弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

・設備の相違

・資料構成の相違
【東海第二】
島根 2号炉は 3.2.3
項にて記載

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>3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>高圧代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。<u>高圧代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止30分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量114m³/h以上とし、設計基準事故対処設備の原子炉隔離時冷却系注水流量182m³/hにあわせて182m³/hを公称値とする。</u>なお、安全解析において、<u>高圧代替注水系注水流量が182m³/hの20%減である約146m³/hとした場合でも炉心損傷を防止することを確認しているため、注水流量の最小値は約146m³/hとする。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器に注水する場合の<u>高圧代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源(復水貯蔵槽)と注水先(原子炉圧力容器)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、高圧代替注水系ポンプ1台運転で注水流量182m³/h達成可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	<p>3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>高圧代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。<u>常設高圧代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量136.7m³/hとし、ポンプ容量として約136.7m³/hの容量で設計する。</u></p> <p>また、原子炉に注水する場合の<u>常設高圧代替注水系ポンプの揚程は、136.7m³/hで注水を実施する場合の圧損(水源(代替淡水貯槽)と注水先(格納容器)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損)を考慮した要求値が894mであることから、約900mの揚程を確保可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-6-2~4)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設重大事故等対処設備の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件(重大事故等に対処するための必要な機能)を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を</u></p>	<p>3.2.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>高圧原子炉代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間、原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。<u>高圧原子炉代替注水系ポンプの容量は、事象発生から60分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量70m³/h以上とし、設計基準事故対処設備の原子炉隔離時冷却系注水流量93m³/hにあわせて93m³/hを公称値とする。</u>なお、安全解析において、<u>高圧原子炉代替注水系注水流量が93m³/hの20%減である約75m³/hとした場合でも炉心損傷を防止することを確認しているため、注水流量の最小値は約75m³/hとする。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器に注水する場合の<u>高圧原子炉代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源(サブプレッション・チェンバ)と注水先(原子炉圧力容器)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、高圧原子炉代替注水系ポンプ1台運転で注水流量75m³/hを達成可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(45-6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違</p> <p>・SA水源の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(ii) 適合性</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>高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは, 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。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高圧代替注水系は, 高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 表3.2-7に示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</p> <p>ポンプについては, 地震, 津波, 溢水及び火災に対して, 高圧炉心注水系ポンプ(B)及び(C), 原子炉隔離時冷却系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように, 異なる階に位置的分散された原子炉建屋地下2階に配置する設計とする。</p>	<p>及ぼさない場合は, 共用できる設計とする。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。</p> <p>高圧代替注水系の各機器については, 一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。</p> <p>高圧代替注水系は, 高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し, 第3.2-7表に示すとおり多様性を有し位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは, 原子炉建屋原子炉棟に設置するが, 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ポンプとは異なる区画に設置することで, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>水源としては, サプレッション・チェンバのプール水を使用し, 原子炉隔離時冷却系と吸い込み口を分離配置することで位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>(ii) 適合性</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>高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプは, 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。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>高圧原子炉代替注水系は, 高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系, 原子炉隔離時冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 表3.2-7に示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</p> <p>ポンプについては, 地震, 津波, 溢水及び火災に対して, 高圧炉心スプレイ・ポンプ, 原子炉隔離時冷却ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように, 異なる区画に位置的分散された原子炉建物原子炉棟地下2階に配置する設計とする。</p> <p>水源としては, サプレッション・チェンバのプール水を使用し, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系と吸い込み口を分離配置することで位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉のHPACは, RCIC及びHPCSと吸い込み口を分離する</p>

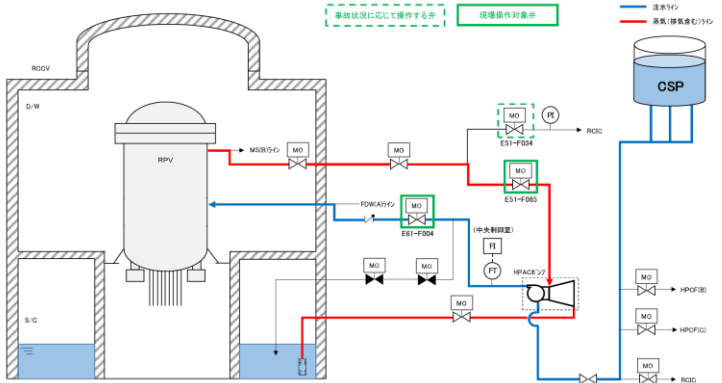
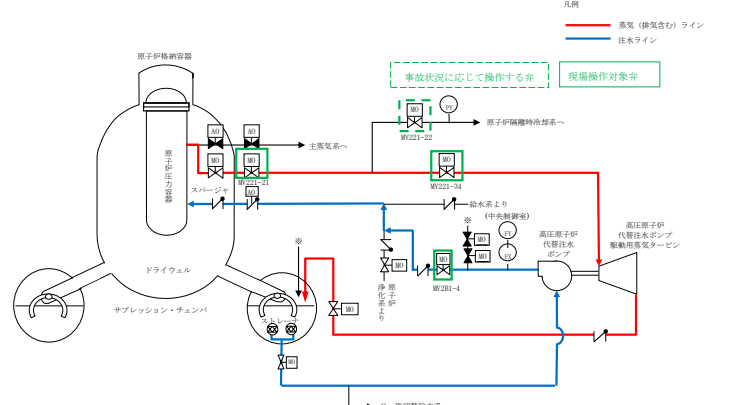
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>高圧代替注水系のサポート系として、冷却水は自己冷却とすることで高圧炉心注水系ポンプ(B)及び(C)、原子炉隔離時冷却系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>ポンプ駆動源については、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、タービン駆動とすることで電動機駆動ポンプを使用する高圧炉心注水系に対して多様性を確保する設計とする。</p> <p>なお、タービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系(B)及び(C)、原子炉隔離時冷却系と異なる常設代替直流電源設備(AM用125V蓄電池)により電源供給する設計とし、同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁はハンドルを設けており手動操作可能であるため、現場で人力により手動操作することで、ポンプ起動可能であり、高圧炉心注水系と原子炉隔離時冷却系の電源と同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>上記のとおり、高圧代替注水系は高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系と位置的分散され、可能な限り多様性を図った設計とする。</p> <p>(45-2, 45-3, 45-4, 45-7)</p>	<p>常設高圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水を自己冷却とすることで原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ)と同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。</p> <p>駆動源については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の駆動源(電動機)と異なるタービン駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>流路については、サブプレッション・チェンバから原子炉圧力容器へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。また、サブプレッション・チェンバから原子炉圧力容器へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は、高圧代替注水系と異なった流路とし、高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、原子炉隔離時冷却系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常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車又は緊急用125V系蓄電池により給電できる多様性を有する設計とする。</p> <p>また、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁は手動操作ハンドルを設けており、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、現場で容易に人力により手動操作することでポンプの起動が可能で設計とし、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し多様性を有する設計とする。</p>	<p>高圧原子炉代替注水系のサポート系として、冷却水は自己冷却とすることで高圧炉心スプレイ・ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>ポンプ駆動源については、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、タービン駆動とすることで電動機駆動ポンプを使用する高圧炉心スプレイ系に対して多様性を確保する設計とする。</p> <p>なお、タービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系と異なる常設代替直流電源設備(SA用115V系蓄電池)により電源供給する設計とし、同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>また、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、HPAC注水弁とR C I C HPACタービン蒸気入口弁はハンドルを設けており手動操作可能であるため、現場で人力により手動操作することで、ポンプ起動可能であり、高圧炉心スプレイ系と原子炉隔離時冷却系の電源と同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>上記のとおり、高圧原子炉代替注水系は高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系と位置的分散され、可能な限り多様性を図った設計とする。</p> <p>(45-2, 45-3, 45-4, 45-7)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は柏崎6/7と同様に、表3.2-6に基づく多様性及び位置的分散について記載する整理としており、流路に関しては記載しない 設備の相違 【東海第二】 ③の相違及び④の相違 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 系統構成の相違 記載方針の相違 【東海第二】


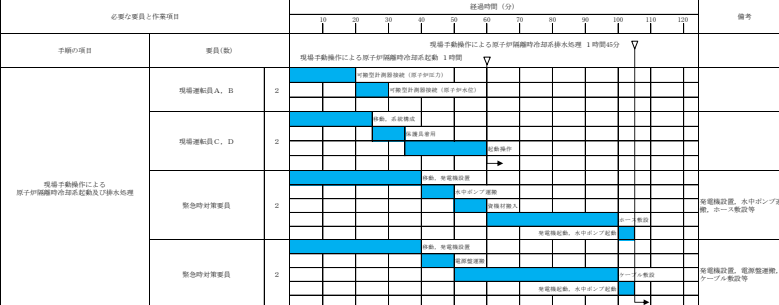
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>電源設備の多様性及び位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。</u></p> <p><u>高压代替注水系は、第3.2-8表 で示すとおり、地震、津波、火災及び溢水による共通要因故障を防止するために、独立性を確保する設計とする。</u></p> <p><u>逃がし安全弁（安全弁機能）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</u></p> <p><u>逃がし安全弁（安全弁機能）の多様性及び位置的分散を除く設置許可基準規則第43条への適合方針については、「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針」のうち、逃がし安全弁に係る記載と同じであるが、逃がし安全弁（安全弁機能）は、手動操作等はないことから「(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）」「(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）」は適用しない。</u></p> <p><u>容量については、「3.3.2.1.2 主要設備の仕様」に記載のとおりである。</u></p>		<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、電源設備を57条で記載する整理としている</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉におけるDB設備との共通要因故障を防止するための設計としては東海第二と同様（以下、⑫の相違）</p> <p>・設備の相違 【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>3.2.3 <u>高圧代替注水系の現場操作の整備</u></p> <p>全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，<u>高圧代替注水系</u>について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。</p> <p>なお，操作手順等の詳細については，「<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</u>」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。</p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p>全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失により中央制御室からの遠隔操作ができない場合に，現場での手動操作により<u>高圧代替注水系</u>を起動し，原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p><u>また，高圧代替注水系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。</u></p> <p>(2) <u>操作場所（7号炉の例）</u></p> <p>・<u>原子炉建屋 地上1階，地下1階，地下2階（管理区域）</u></p> <p>(3) <u>必要要員数及び時間</u></p> <p><u>高圧代替注水系現場起動のうち，現場での高圧代替注水系の系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。</u></p>	<p>3.2.2.2 <u>高圧代替注水系の現場操作の整備</u></p> <p>全交流電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定し，<u>中央制御室からの遠隔操作ができない場合に</u>，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び十分な期間の運転継続に必要な設備を整備する</p> <p>なお，操作手順等の詳細については，「<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</u>」の「<u>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</u>」の以下の項目で示す。</p> <p>a. <u>全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水</u></p> <p>1.2.2 <u>重大事故等発生時の手順</u> 1.2.2.1 <u>フロントライン系故障時の対応手順</u> (1) <u>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</u> b. <u>現場手動操作による高圧代替注水系起動</u></p>	<p>3.2.3 <u>高圧原子炉代替注水系の現場操作の整備</u></p> <p>全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，<u>高圧原子炉代替注水系</u>について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。</p> <p>なお，操作手順等の詳細については，「<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</u>」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。</p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失により中央制御室からの遠隔操作ができない場合に，現場での手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>(2) <u>操作場所</u></p> <p>・<u>原子炉建物原子炉棟地下1階，地下2階（管理区域）</u></p> <p>(3) <u>必要要員数及び時間</u></p> <p><u>高圧原子炉代替注水系現場起動のうち，現場での高圧原子炉代替注水系の系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」にて記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は中央制御室で必要な監視パラメータの計測，監視が可能（以下，⑬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>・必要要員数 : <u>2名</u> (現場運転員 <u>2名</u>) ・想定時間 : <u>40分</u> (実績時間 : <u>35分</u>)</p> <p>また、現場での高圧代替注水系現場起動のうち、現場での可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。</p> <p>・必要要員数 : <u>2名</u> (現場運転員 <u>2名</u>) ・想定時間 : <u>40分</u> (実績時間 : <u>37分</u>)</p> <p>高圧代替注水系現場起動のタイムチャートを図 3.2-4 に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に実施する。</p> <table border="1" data-bbox="192 903 890 1081"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">現場手動操作による高圧代替注水系起動</td> <td>中央制御室運転員 A</td> <td>1</td> <td>40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始</td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C, D</td> <td>2</td> <td>原子炉水位監視</td> </tr> <tr> <td>現場運転員 E, F</td> <td>2</td> <td>可搬式原子炉水位計の接続</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 3.2-4 現場手動操作による高圧代替注水系起動のタイムチャート*</p> <p>* : 「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の 1.2 で示すタイムチャート</p> <p>(4) 操作の成立性について</p> <ul style="list-style-type: none"> 作業環境 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明を操作エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。</u> 移動経路 : <u>バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、</u> 	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	現場手動操作による高圧代替注水系起動	中央制御室運転員 A	1	40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始	現場運転員 C, D	2	原子炉水位監視	現場運転員 E, F	2	可搬式原子炉水位計の接続		<p>・必要要員数: <u>4名</u> (現場運転員 <u>4名</u>) ・想定時間: <u>35分</u> (実績時間: <u>16分</u>)</p> <p>高圧原子炉代替注水系現場起動のタイムチャートを図 3.2-4 に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に実施する。</p> <table border="1" data-bbox="1765 945 2478 1081"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動</td> <td>中央制御室運転員 A, B</td> <td>2</td> <td>40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始</td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C, D</td> <td>2</td> <td>原子炉水位監視</td> </tr> <tr> <td>現場運転員 E, F</td> <td>2</td> <td>可搬式原子炉水位計の接続</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 3.2-4 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート*</p> <p>* : 「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の 1.2 で示すタイムチャート</p> <p>(4) 操作の成立性について</p> <p>作業環境 : <u>常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。</u></p> <p>移動経路 : <u>電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携</u></p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	中央制御室運転員 A, B	2	40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始	現場運転員 C, D	2	原子炉水位監視	現場運転員 E, F	2	可搬式原子炉水位計の接続	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 設備設計の相違による運用の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・運用の相違</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																												
現場手動操作による高圧代替注水系起動	中央制御室運転員 A	1	40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始																												
	現場運転員 C, D	2	原子炉水位監視																												
	現場運転員 E, F	2	可搬式原子炉水位計の接続																												
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																												
現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	中央制御室運転員 A, B	2	40分 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始																												
	現場運転員 C, D	2	原子炉水位監視																												
	現場運転員 E, F	2	可搬式原子炉水位計の接続																												

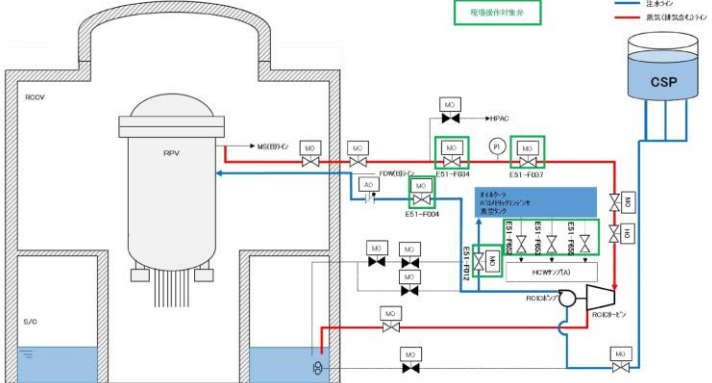
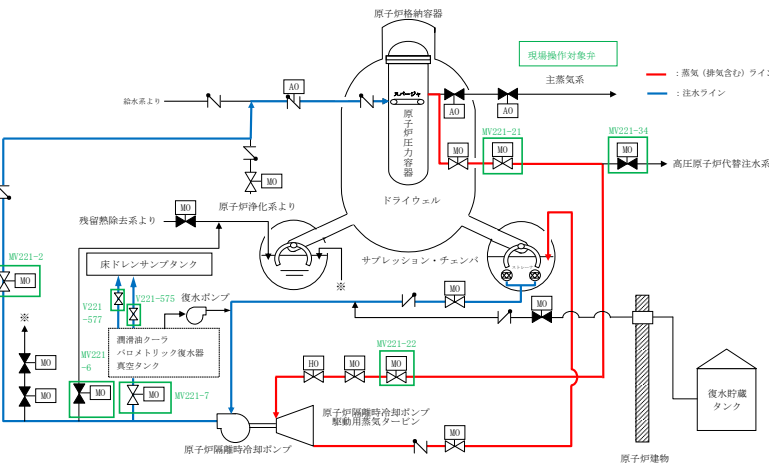
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ツドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>・操作性：通常の弁操作であり，<u>操作性に支障はない。</u></p> <p>・連絡手段：<u>通信連絡設備（送受信器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。</u></p> <p>(5) 人力操作対象弁について (7号炉の例) <u>高圧代替注水系の人力による現場起動に当たっては，プラント通常運転状態から，図3.2-5で示す高圧代替注水系注入弁を開操作した後に，高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり，これら2弁は手動ハンドルが設置されている。</u></p> <p>(6) 運転継続について <u>高圧代替注水系ポンプを人力操作で起動した後は，可搬式原子炉水位計を監視し，原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように，L-8に到達した場合は高圧代替注水系を停止し，L-3に到達した場合は高圧代替注水系を起動する操作を行う。</u> <u>また，復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は，代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。</u></p> <p>以上の運転操作で，原子炉圧力容器が低圧になるまでの間，<u>高圧代替注水系を運転することが可能であり，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。</u></p>		<p><u>行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p>操作性：<u>電動弁の手動ハンドルによる現場操作については，操作に工具等は必要とせず，手動弁と同様な操作であるため，容易に操作可能である。</u> <u>操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p>連絡手段：<u>有線式通信設備，所内通信連絡設備，電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。</u></p> <p>(5) 人力操作対象弁について <u>高圧原子炉代替注水系の人力による現場起動に当たっては，プラント通常運転状態から，図3.2-5で示すHPAC注水弁及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁を開操作した後に，蒸気外側隔離弁の開閉操作で起動停止可能な設計とし，これら3弁は手動ハンドルを設置する。</u></p> <p>(6) 運転継続について <u>高圧原子炉代替注水ポンプを人力操作で起動した後は，原子炉水位計を監視し，原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように，L-8に到達した場合は高圧原子炉代替注水系を停止し，L-3に到達した場合は高圧原子炉代替注水系を起動する操作を行う。</u></p> <p><u>以上の運転操作で，原子炉圧力容器が低圧になるまでの間，高圧原子炉代替注水系を運転することが可能であり，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。</u></p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 ⑬の相違</p> <p>・SA水源の相違 【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
			備考
<p>図 3.2-5 高压代替注水系 (HPAC) の現場操作 (7 号炉の例) について</p>		<p>図 3.2-5 高压原子炉代替注水系 (HPAC) の現場操作について</p>	<p>・設備の相違</p>
<p>3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備</p>		<p>3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備</p>	<p>・資料構成の相違</p>
<p>全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系について，現場での人力による弁の操作でシステムの起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。</p>		<p>全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系について，現場での人力による弁の操作でシステムの起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。</p>	<p>【東海第二】 東海第二は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」にて記載</p>
<p>なお，操作手順等の詳細については，「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」への適合状況について（個別手順）の 1.2 に示す。</p>		<p>なお，操作手順等の詳細については，「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」への適合状況について（個別手順）の 1.2 に示す。</p>	
<p>(1) 操作概要</p>		<p>(1) 操作概要</p>	
<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，中央制御室からの操作により <u>高压代替注水系</u> を起動できない場合，かつ現場での弁の手動操作により <u>高压代替注水系</u> を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>		<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，中央制御室からの操作により <u>高压原子炉代替注水系</u> を起動できない場合，かつ現場での弁の手動操作により <u>高压原子炉代替注水系</u> を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により <u>原子炉隔離時冷却系</u> を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>	
<p>また，<u>原子炉隔離時冷却系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。</u></p>			<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p>
<p>(2) 操作場所 (7 号炉の例)</p>		<p>(2) 操作場所</p>	
<p>・<u>原子炉建屋 地上 1 階，地下 1 階，地下 3 階 (管理区域)</u></p>		<p>・<u>原子炉建物原子炉棟 1 階，地下 2 階 (管理区域)</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>(3) 必要要員数及び時間</p> <p>原子炉隔離時冷却系現場起動のうち、現場での原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 必要要員数 : 2名 (現場運転員2名) 想定時間 : <u>90分</u> (実績時間 : <u>80分</u>) <p>また、<u>原子炉隔離時冷却系現場起動のうち、現場での可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>必要要員数 : 2名 (現場運転員2名)</u> <u>想定時間目安 : 40分 (実績時間 : 37分)</u> <p>原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャートを図3.2-6に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に操作を行う。</p> 		<p>(3) 必要要員数及び時間</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系現場起動のうち、現場での原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>必要要員数: 4名 (現場運転員4名)</u> <u>想定時間: 1時間 (実績時間: 41分)</u> <p><u>原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャートを図3.2-6に示す。本操作は、放射線量が上昇する前に操作を行う。</u></p> 	<p>• 運用の相違 【柏崎6/7】 設備設計の相違による運用の相違</p> <p>• 運用の相違 【柏崎6/7】 ⑬の相違</p>
<p>図3.2-6 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理のタイムチャート*</p> <p>*: 「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の1.2で示すタイムチャート</p> <p>(4) 操作の成立性について</p> <ul style="list-style-type: none"> 作業環境: <u>バッテリー内蔵型LED照明</u>を作業エリアに配備しており、<u>建屋内常用照明消灯時における作業性を確保</u>している。また、懐中電灯を<u>バックアップとして</u>携行している。 直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部より蒸気が漏えい 		<p>図3.2-6 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動のタイムチャート*</p> <p>*: 「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の1.2で示すタイムチャート</p> <p>(4) 操作の成立性について</p> <p><u>作業環境</u> : 常用照明消灯時においても、<u>電源内蔵型照明</u>を作業エリアに配備している。また、<u>ヘッドライト又は懐中電灯</u>を携行している。</p> <p><u>直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転</u>するとタービングランド部から蒸気が漏えい</p>	<p>• 運用の相違</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>することから、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室</u>に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないもの</u>と考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動経路：<u>バッテリー内蔵型LED照明</u>をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・操作性：<u>通常の弁操作であり、操作性に支障はない。</u> <p>・連絡手段：<u>通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></p> <p>(5) <u>人力操作対象弁について(7号炉の例)</u> 原子炉隔離時冷却系の人力による現場起動に当たっては、プラント通常運転状態から、図3.2-7で示す<u>原子炉隔離時冷却系注入弁の開操作、及びポンプ冷却水の流路確保のため、原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁、原子炉隔離時冷却系その他ドレン弁を開操作した後に、原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり、これら7弁は手動ハンドルが設置されている。</u></p>		<p>するため、<u>RCICポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。</u> <u>したがって、RCICポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。</u></p> <p><u>移動経路</u>：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。 <u>また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p><u>操作性</u>：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、容易に操作可能である。 <u>操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。</u></p> <p><u>連絡手段</u>：有線式通信設備、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</p> <p>(5) <u>人力操作対象弁について</u> <u>原子炉隔離時冷却系の人力による現場起動に当たっては、プラント通常運転状態から、図3.2-7で示すRCIC注水弁、RCICポンプミニマムフロー弁及びRCICタービン蒸気入口弁の開操作及びポンプ冷却水流量確保のため、復水器冷却水入口弁その他ドレン弁2弁を開操作した後に、蒸気外側隔離弁の開閉操作で起動停止可能な設計とし、これら7弁は手動ハンドルを設置する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 ・運用の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の高圧原子炉代替注水系はSA水源としてS/Cを使用する操作を行う ・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違

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
<p>(6) 運転継続について</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプを人力操作で起動した後は、可搬式原子炉水位計を監視し、原子炉水位を所定の水位 (L-3 ~L-8) に維持するように、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整を行う。</u></p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ起動後、排水がポンプ室床面に溢水することが想定されるが、ポンプ本体が水没する前に、排水を移送することで運転継続可能とする。</u></p> <p>なお、運転継続に必要な<u>原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整及び排水処理についてはポンプ室外での運転操作であり、操作時に原子炉隔離時冷却系タービンからの蒸気漏えいの影響がない場所での操作運用とする。</u></p> <p><u>また、復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は、代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。</u></p> <p>以上の運転操作で、原子炉圧力容器が低圧になるまでの間、原子炉隔離時冷却系を運転することが可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。</p>		<p>(6) 運転継続について</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプを人力操作で起動した後は、タービン回転数、原子炉圧力及び原子炉水位等を確認し、原子炉水位をL 3 ~L 8 に維持するように、蒸気外側隔離弁の開度調整を行う。</u></p> <p>なお、運転継続に必要な蒸気外側隔離弁の開度調整は<u>ポンプ室外での運転操作であり、操作時に原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンからの蒸気漏えいの影響がない場所での操作運用とする。</u></p> <p><u>以上の運転操作で、原子炉圧力容器が低圧になるまでの間、原子炉隔離時冷却系を運転することが可能であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は原子炉水位を中央制御室にて監視し、有線式通信機により現場運転員に連絡する</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、排水を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系ポンプを水没させずに継続して運転可能である (以下、⑭の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違及び⑭の相違</p> <p>・SA 水源の相違 【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
			備考
<p>図 3.2-7 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の現場操作 (7号炉の例) について</p>		<p>図 3.2-7 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) の現場操作について</p>	<p>・設備の相違</p>
<p>3.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p>	<p>3.2.3 設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備</p>	<p>3.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p>	
<p>3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系</p>	
<p>3.2.5.1.1 設備概要</p>	<p>3.2.3.1.1 設備概要</p>	<p>3.2.5.1.1 設備概要</p>	
<p>原子炉隔離時冷却系は、<u>非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、</u>低圧注水系、高圧炉心注水系、<u>原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。</u></p>	<p>原子炉隔離時冷却系は、<u>原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ、サブプレッション・チェンバ又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を発電用原子炉に注水し水位を維持する。</u></p>	<p>原子炉隔離時冷却系は、<u>原子炉停止後何らかの原因で復水・給水が停止した場合に、原子炉水位を維持するため、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サブプレッション・プール水を炉心に注入することを目的とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p>
<p>原子炉隔離時冷却系は、<u>蒸気駆動タービン1台、タービン駆動ポンプ1台、配管、弁類、ストレナ及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、低圧注水系、高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。</u></p>	<p>原子炉隔離時冷却系は、<u>タービン駆動ポンプ1台、蒸気駆動タービン1台、配管・弁等からなり、ドライウェル内側の隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動することで、外部電源を必要としない設計とする。</u></p>	<p>原子炉隔離時冷却系の系統構成は、<u>ポンプ、蒸気駆動タービン、配管、弁類及び計測制御装置からなり、ドライウェル内側の主蒸気隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p>
<p>本系統は、<u>原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。</u></p>	<p>原子炉隔離時冷却系は、<u>中央制御室からのスイッチ操作又は原子炉水位異常低下信号によって起動する。</u></p>	<p>原子炉停止後、<u>原子炉が何らかの原因で熱除去源としての復水器から隔離されると、炉心崩壊熱により発生した蒸気は、逃がし安全弁を通してサブプレッション・プール水中に流入する。復水・給水系が停止したことにより原子炉水位は低下し、原子炉水位低の信号で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位の回復を図る。この系統は、原子炉水位低の信号による自動起動のほかに、中央制御室又は中央制御室外原子炉停止装置からの手動操作によっても運転が可能である。</u></p>	<p>・SA水源の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p>
<p>水源は、<u>第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが、復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか、サブプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサブプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わる。</u></p>	<p>原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、<u>中央制御室から操作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ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能となる設計とする。</u></p>		
<p>なお、本系統は、<u>給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常</u></p>			

低下を防止し水位を維持する機能も併せ持っている。

本システムの系統概要図を図3.2-8に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-8に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

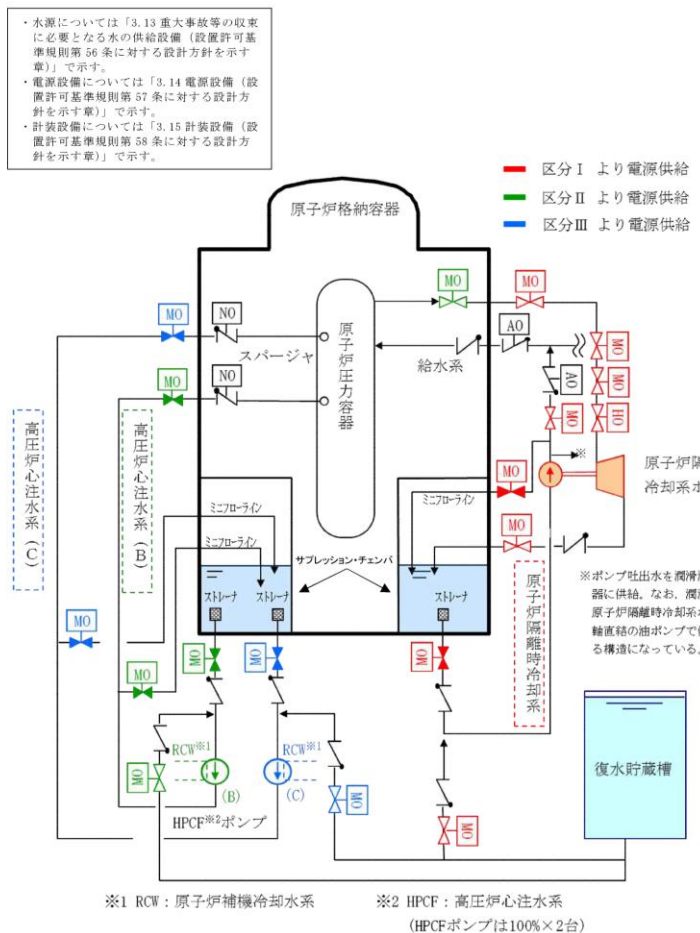
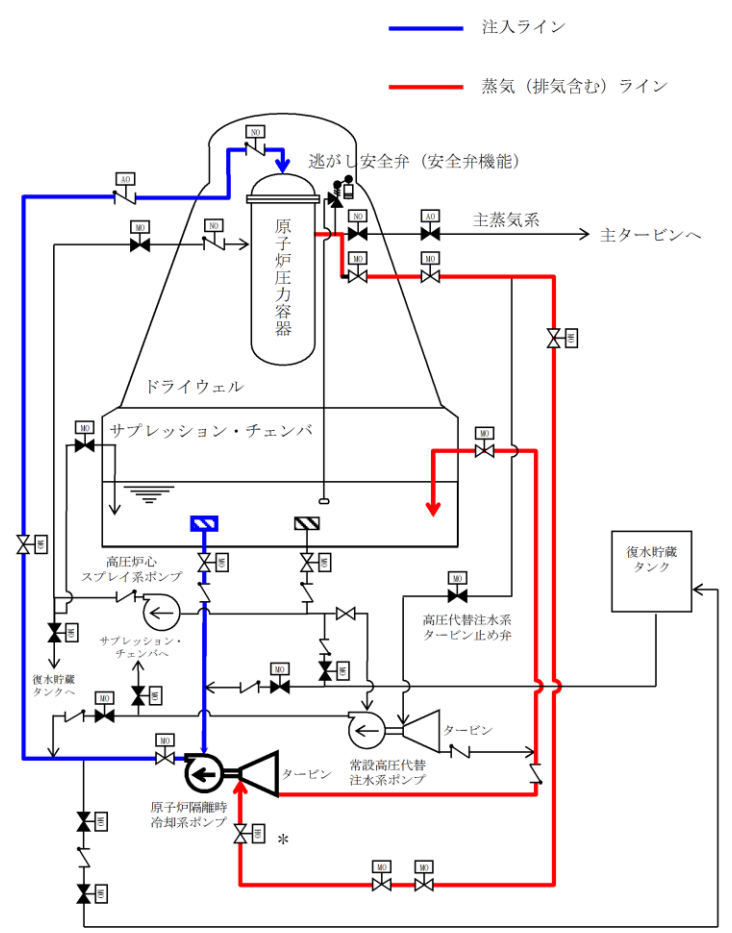


図3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

本システムの系統概要図を第3.2-5図に、重大事故等対処設備一覧を表3.2-9表に示す。

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等時において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。



第3.2-5図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

本システムの系統概要図を図3.2-8に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-8に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

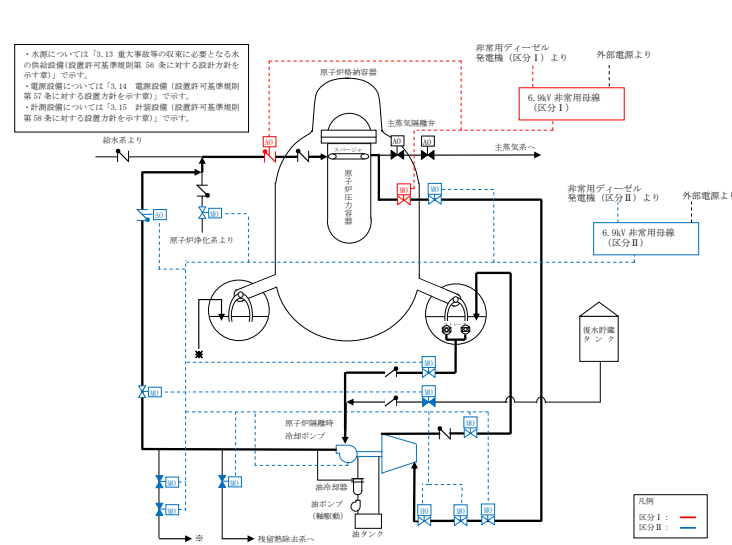


図3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
表 3.2-8 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備 (設計)	第 3.2-9 表 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備	表 3.2-8 原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備 (設計)	・設備の相違																																																
基準拡張) 一覧	一覧	基準拡張) 一覧																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※1}</td> <td>復水貯蔵槽【常設】 サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉隔離時冷却系 配管・弁・ストレーナ【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>原子炉压力容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※2}</td> <td>所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※3}</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】 サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	原子炉隔離時冷却系 配管・弁・ストレーナ【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】	注入先	原子炉压力容器【常設】	電源設備 ^{※2}	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】 逃がし安全弁(安全弁機能)【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>蒸気系 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ【常設】</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>原子炉压力容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※2} (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 所内常設直流電源設備 125V系蓄電池A系【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※3}</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】 逃がし安全弁(安全弁機能)【常設】	附属設備	—	水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ【常設】	注入先	原子炉压力容器【常設】	電源設備 ^{※2} (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 所内常設直流電源設備 125V系蓄電池A系【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>蒸気系 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>原子炉压力容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※2}</td> <td>所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池(SA)【常設】 230V系蓄電池(RCIC)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器(SA)【常設】 230V系充電器(RCIC)【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※3}</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】	注入先	原子炉压力容器【常設】	電源設備 ^{※2}	所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池(SA)【常設】 230V系蓄電池(RCIC)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器(SA)【常設】 230V系充電器(RCIC)【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】	
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】 サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	原子炉隔離時冷却系 配管・弁・ストレーナ【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 復水補給水系 配管【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】																																																		
注入先	原子炉压力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{※2}	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																																																		
計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 復水貯蔵槽水位(SA)【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】 逃がし安全弁(安全弁機能)【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ【常設】																																																		
注入先	原子炉压力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{※2} (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 所内常設直流電源設備 125V系蓄電池A系【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																																																		
計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉浄化系 配管【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】																																																		
注入先	原子炉压力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{※2}	所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池(SA)【常設】 230V系蓄電池(RCIC)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器(SA)【常設】 230V系充電器(RCIC)【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																																																		
計装設備 ^{※3}	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】																																																		
<p>※1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2: 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>※1: 水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2: 電源設備については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3: 計装制御設備については、「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>※1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2: 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>																																																	
<p>3.2.5.1.2 主要設備の仕様</p> <p>主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u></p>	<p>3.2.3.1.2 主要設備の仕様</p> <p>主要設備の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉隔離時冷却系</u> ・<u>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u> <table border="1"> <thead> <tr> <th>型 式</th> <th>横置多段うず巻き形</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>台 数</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table>	型 式	横置多段うず巻き形	台 数	1	<p>3.2.5.1.2 主要設備の仕様</p> <p>主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設備仕様の相違</p>																																												
型 式	横置多段うず巻き形																																																		
台 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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>容量 : <u>約 190m³/h/台</u> 全揚程 : <u>約 190m~約 900m</u> 個数 : 1</p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建屋地下 3 階</u></p> <p>なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>容 量 : <u>約 142m³/h</u> 全 揚 程 : <u>約 869m~約 186m</u></p> <p><u>最高使用圧力</u> : <u>10.35MPa [gage]</u> <u>最高使用温度</u> : <u>77℃</u> 材 料 : <u>炭素鋼</u></p> <p>(2) <u>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉格納施設</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u> ・<u>重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</u> <p><u>基 数</u> : <u>1</u> <u>容 量</u> : <u>約3,400m³</u> (サプレッション・チェンバ・ プール水量を示す。)</p> <p><u>最高使用圧力</u> : <u>310kPa [gage]</u> <u>最高使用温度</u> : <u>104℃</u> 材 料 : <u>炭素鋼</u></p>	<p>容量 : <u>約 100m³/h/台</u> 全揚程 : <u>約 120m~約 900m</u> 個数 : <u>1</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建物原子炉棟地下 2 階</u></p> <p>なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違 【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>3.2.5.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>については、設計基準事故対処設備として使用する場合同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての<u>原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性又は多重性</u>、位置的分散については、<u>非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）及び非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））</u>が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合同様に表3.2-9に示す設計である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</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>3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、<u>多様性及び位置的分散</u>を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>については、設計基準事故対処設備として使用する場合同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。</p> <p>重大事故等対処設備としての<u>原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性及び位置的分散</u>については、<u>非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源</u>が使用可能な場合において、設計基準事故対処設備として使用する場合同様に表3.2-10に示す設計である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、二以上の原子炉施設において共用しない設計である。</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p>	<p>3.2.5.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、<u>多様性、位置的分散</u>を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>については、設計基準事故対処設備として使用する場合同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての<u>原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性又は多重性</u>、位置的分散については、<u>非常用交流電源設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）及び非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））</u>が使用可能な場合において、設計基準対象施設として使用する場合同様に表3.2-9に示す設計である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</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>	

柏崎刈羽原子力発電所 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 3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性及び位置的分散性、位置的分散</p> <table border="1" data-bbox="163 289 914 724"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</th> </tr> <tr> <th>高圧炉心注水系</th> <th>原子炉隔離時冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ</td> <td>高圧炉心注水系ポンプ (B) (C) 原子炉建屋地下3階</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建屋地下3階</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ</td> <td>復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ</td> </tr> <tr> <td>駆動用空気</td> <td>不要</td> <td>不要</td> </tr> <tr> <td>潤滑方式</td> <td>水潤滑</td> <td>軸直結ポンプによる油潤滑</td> </tr> <tr> <td>冷却水</td> <td>原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系</td> <td>自己冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動電源</td> <td>非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)</td> <td>非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋 地上1階</td> <td>コントロール建屋 地下1階及び地下中2階</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、<u>設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており</u>、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、<u>原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから</u>、想定される重大事故等が発生した場合における<u>原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し</u>、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.2-10 に示す設計である。</p>	項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ (B) (C) 原子炉建屋地下3階	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建屋地下3階	水源	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	駆動用空気	不要	不要	潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑	冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	自己冷却	駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))	原子炉建屋 地上1階	コントロール建屋 地下1階及び地下中2階	<p>第 3.2-10 表 重大事故等対処設備の多様性及び位置的分散</p> <table border="1" data-bbox="958 321 1694 898"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>高圧炉心スプレイ系</th> <th>原子炉隔離時冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ</td> <td>高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉建屋原子炉棟 地下2階</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (別区画)</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> </tr> <tr> <td>駆動用空気</td> <td>不要</td> <td>不要</td> </tr> <tr> <td>潤滑油</td> <td>不要 (内包油)</td> <td>不要 (内包油)</td> </tr> <tr> <td>冷却水</td> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 用海水系</td> <td>自己冷却</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</td> <td>所内常設直流電源</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、<u>設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており</u>、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、<u>原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから</u>、想定される重大事故等が発生した場合における<u>原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し</u>、その機能を有効に発揮することができるよう、<u>第3.2-11表</u>に示す設計である。</p>	項目	重大事故等対処設備		高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (別区画)	水源	サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ	駆動用空気	不要	不要	潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)	冷却水	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 用海水系	自己冷却	電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源	<p>表 3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性及び位置的分散性、位置的分散</p> <table border="1" data-bbox="1748 289 2499 741"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</th> </tr> <tr> <th>高圧炉心スプレイ系</th> <th>原子炉隔離時冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ</td> <td>高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉建物原子炉棟地下2階</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建物原子炉棟地下2階</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> </tr> <tr> <td>駆動用空気</td> <td>不要</td> <td>不要</td> </tr> <tr> <td>潤滑方式</td> <td>水潤滑</td> <td>軸直結ポンプによる油潤滑</td> </tr> <tr> <td>冷却水</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系及び 高圧炉心スプレイ補機海水系</td> <td>自己冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動電源</td> <td>非常用交流電源設備 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機)</td> <td>非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物付属棟 地下2階</td> <td>廃棄物処理建物 地下中1階</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプについては、<u>原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから</u>、想定される重大事故等が発生した場合における<u>原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し</u>、その機能を有効に発揮することができるよう、<u>表 3.2-10</u> に示す設計である。</p>	項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	ポンプ	高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉建物原子炉棟地下2階	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建物原子炉棟地下2階	水源	サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ	駆動用空気	不要	不要	潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑	冷却水	高圧炉心スプレイ補機冷却系及び 高圧炉心スプレイ補機海水系	自己冷却	駆動電源	非常用交流電源設備 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機)	非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))	原子炉建物付属棟 地下2階	廃棄物処理建物 地下中1階	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑤の相違</p>
項目		重大事故等対処設備（設計基準拡張）																																																																										
	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系																																																																										
ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ (B) (C) 原子炉建屋地下3階	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建屋地下3階																																																																										
水源	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ																																																																										
駆動用空気	不要	不要																																																																										
潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑																																																																										
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	自己冷却																																																																										
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))																																																																										
	原子炉建屋 地上1階	コントロール建屋 地下1階及び地下中2階																																																																										
項目	重大事故等対処設備																																																																											
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系																																																																										
ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建屋原子炉棟 地下2階 (別区画)																																																																										
水源	サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ																																																																										
駆動用空気	不要	不要																																																																										
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)																																																																										
冷却水	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 用海水系	自己冷却																																																																										
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源																																																																										
項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）																																																																											
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系																																																																										
ポンプ	高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉建物原子炉棟地下2階	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉建物原子炉棟地下2階																																																																										
水源	サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ																																																																										
駆動用空気	不要	不要																																																																										
潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑																																																																										
冷却水	高圧炉心スプレイ補機冷却系及び 高圧炉心スプレイ補機海水系	自己冷却																																																																										
駆動電源	非常用交流電源設備 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機)	非常用直流電源設備 (蓄電池 (非常用))																																																																										
	原子炉建物付属棟 地下2階	廃棄物処理建物 地下中1階																																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 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 align="center"><u>表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）・積雪</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、原子炉隔離時冷却系は想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系については、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においても使用する設計である。また、原子炉隔離時冷却系については、テストラインにより系統の機能・性能試験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設計である。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能設計である。</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>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。	風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p align="center"><u>第 3.2-11 表 想定する環境条件</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は、「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、原子炉隔離時冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系については、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においても使用する設計である。また、原子炉隔離時冷却系については、テストラインにより系統の機能・性能試験が可能設計である。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系ポンプ</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能設計である。</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>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は、「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す）。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p align="center"><u>表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）・積雪</td> <td>原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、原子炉隔離時冷却系は<u>想定される重大事故等時において</u>、中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉隔離時冷却系については、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においても使用する設計である。また、原子炉隔離時冷却系については、テストラインにより系統の機能・性能試験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設計である。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却ポンプ</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能設計である。</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>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。	風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。																																														
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は、「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す）。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。																																														
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。																																														
風（台風）・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.2.5.2 高圧炉心注水系</p> <p>3.2.5.2.1 設備概要</p> <p>高圧炉心注水系は、非常用炉心冷却系の1つである。</p> <p>非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の<u>重大な損傷</u>を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、<u>低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系</u>で構成する。</p> <p>高圧炉心注水系は、電動機駆動ポンプ2台、<u>スパージャ、配管、弁類、ストレーナ及び計測制御装置</u>からなり、<u>冷却材喪失事故時には、低圧注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。</u></p> <p>本系統は、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、<u>復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集集体上に注水することによって炉心を冷却する。</u></p> <p>また、原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。<u>この系は、中央制御室外原子炉停止装置からの手動操作によっても運転が可能である。</u></p> <p>水源は、<u>第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが、復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか、サプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わるようになっている。</u></p> <p>本系統の系統概要図を図3.2-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-11に示す。</p> <p>本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。</p>	<p>3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>3.2.3.2.1 設備概要</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。</p> <p>非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の<u>重大な損傷</u>を防止し、ジルコニウム-水反応を抑え、崩壊熱を長期にわたり除去する機能を持ち、<u>低圧注水系、低圧スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系</u>で構成する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系の構成は、電動機駆動ポンプ1台、<u>スパージャ、配管、弁等</u>からなり、<u>専用の母線及びディーゼル発電機により作動する。</u></p> <p>高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号又はドライウェル圧力高信号により自動起動する。水源としては、<u>サプレッション・チェンバのプール水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も使用可能な系統となっている。</u></p> <p>高圧炉心スプレイ系の系統概要図を第3.2-6図に、重大事故等対処設備一覧を第3.2-12表に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、<u>設計基準事故対処設備</u>であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備と位置付ける。</p>	<p>3.2.5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>3.2.5.2.1 設備概要</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。</p> <p>非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の<u>大破損</u>を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、<u>低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系</u>で構成する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、電動機駆動ポンプ1台、<u>スパージャ配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置</u>からなり、<u>大破断事故時には低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系と連携し、中小破断事故時には単独で炉心を冷却する機能を有する。</u></p> <p>本系統は、原子炉水位低（レベル1H）又は格納容器圧力高の信号で作動を開始し、<u>サプレッション・プール水を炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集集体上にスプレイすることによって炉心を冷却する。</u></p> <p>また、原子炉水位高（レベル8）信号でスプレイを自動的に停止する。</p> <p>本系統の系統概要図を図3.2-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.2-11に示す。</p> <p>本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉のHPCSポンプは、LOCA時においてADSと連携しない</p> <p>・SA水源の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・SA水源の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p>

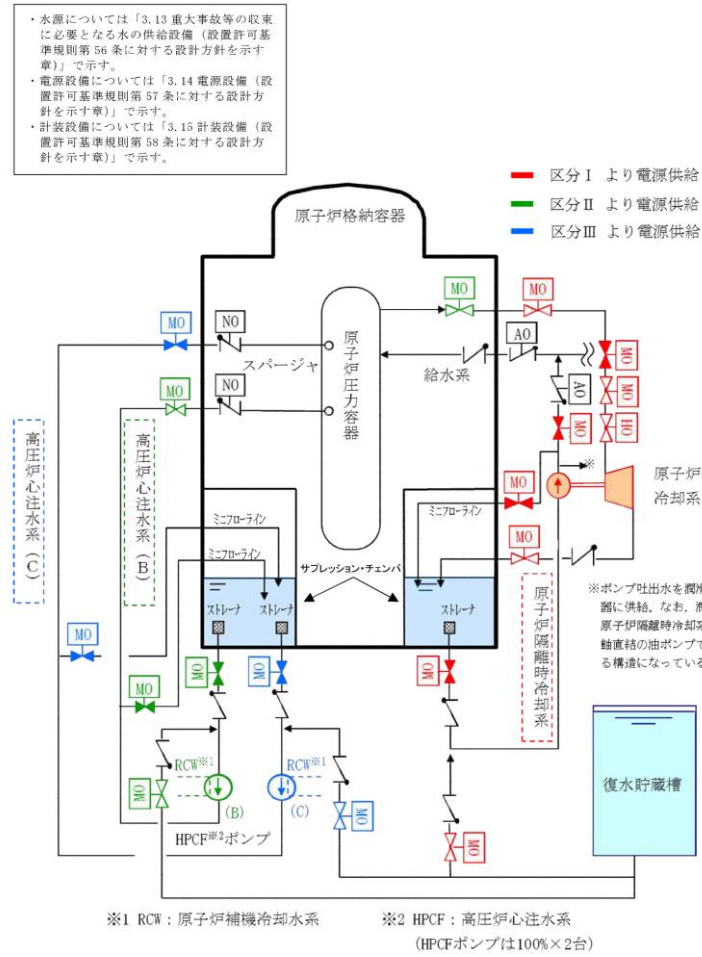
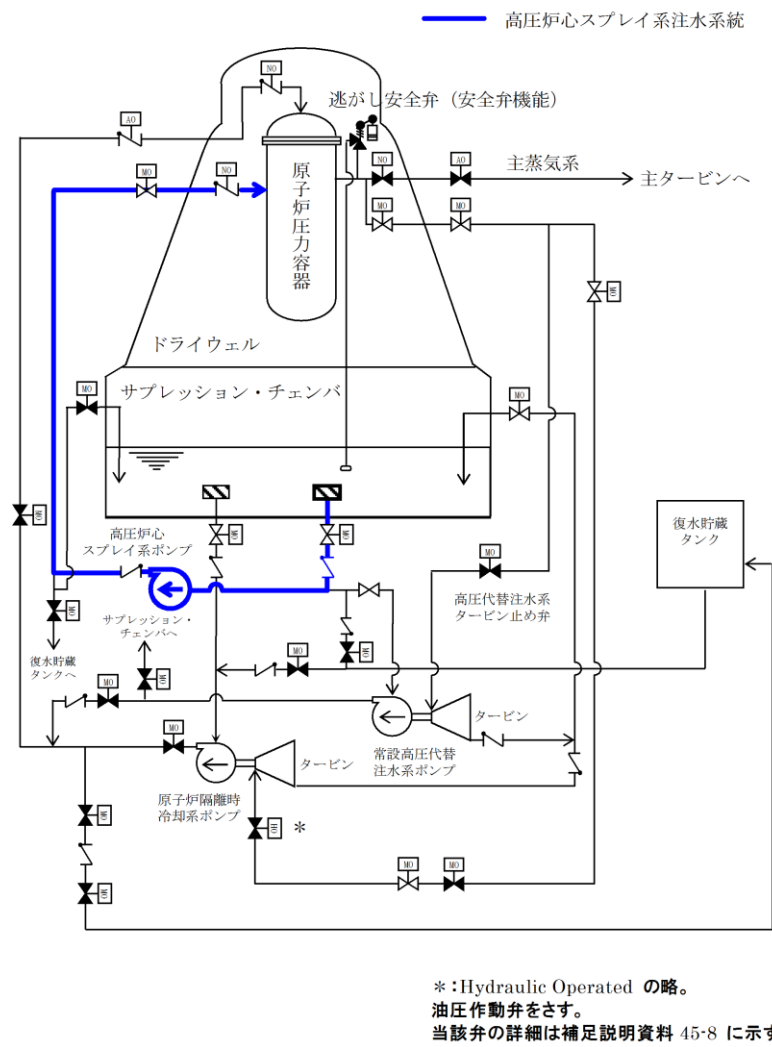


図 3.2-9 高圧炉心注水系 系統概要図



第 3.2-6 図 高圧炉心スプレイ系 系統概要図

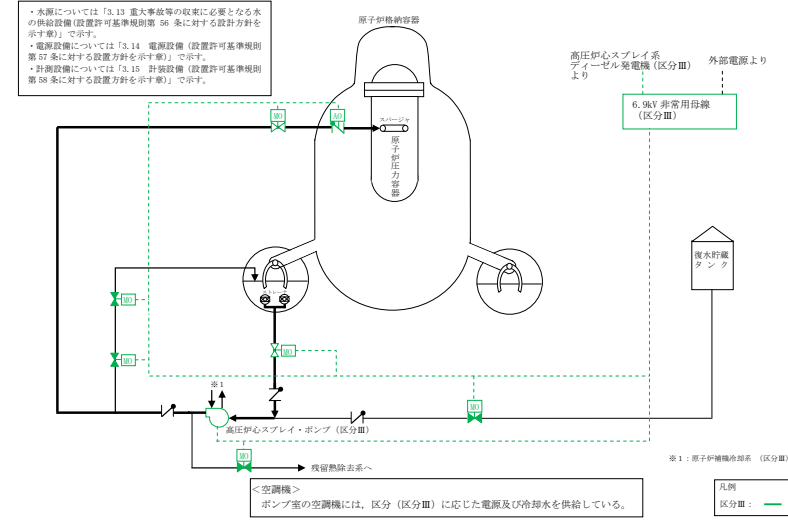


図 3.2-9 高圧炉心スプレイ系 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
<p>表 3.2-11 高圧炉心注水系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧</p> <table border="1"> <tr><td>設備区分</td><td>設備名</td></tr> <tr><td>主要設備</td><td>高圧炉心注水系ポンプ【常設】</td></tr> <tr><td>附属設備</td><td>—</td></tr> <tr><td>水源^{*1}</td><td>復水貯蔵槽【常設】 サブプレッション・チェンバ【常設】</td></tr> <tr><td>流路</td><td>高圧炉心注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 復水補給水系配管【常設】</td></tr> <tr><td>注水先</td><td>原子炉圧力容器【常設】</td></tr> <tr><td>電源設備^{*1}</td><td>非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】</td></tr> <tr><td>計装設備^{*3}</td><td>高圧炉心注入系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】</td></tr> </table> <p>※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。 ※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。 ※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	高圧炉心注水系ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{*1}	復水貯蔵槽【常設】 サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	高圧炉心注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 復水補給水系配管【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】	電源設備 ^{*1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】	計装設備 ^{*3}	高圧炉心注入系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】	<p>第 3.2-12 表 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備一覧</p> <table border="1"> <tr><td>設備区分</td><td>設備名</td></tr> <tr><td>主要設備</td><td>高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 逃がし安全弁（安全弁機能）【常設】</td></tr> <tr><td>付属設備</td><td>—</td></tr> <tr><td>水源^{*1}</td><td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td></tr> <tr><td>流路</td><td>高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】</td></tr> <tr><td>注水先</td><td>原子炉圧力容器【常設】</td></tr> <tr><td>電源設備^{*2} （燃料給油設備含む）</td><td>非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】</td></tr> <tr><td>計装設備^{*3}</td><td>高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】</td></tr> </table> <p>※1：水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。 ※2：電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。 ※3：計装制御設備については、「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 逃がし安全弁（安全弁機能）【常設】	付属設備	—	水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】	電源設備 ^{*2} （燃料給油設備含む）	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】	計装設備 ^{*3}	高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】	<p>表 3.2-11 高圧炉心スプレイ系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧</p> <table border="1"> <tr><td>設備区分</td><td>設備名</td></tr> <tr><td>主要設備</td><td>高圧炉心スプレイ・ポンプ【常設】</td></tr> <tr><td>附属設備</td><td>—</td></tr> <tr><td>水源^{*1}</td><td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td></tr> <tr><td>流路</td><td>高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】</td></tr> <tr><td>注水先</td><td>原子炉圧力容器【常設】</td></tr> <tr><td>電源設備^{*2}</td><td>非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】</td></tr> <tr><td>計装設備^{*3}</td><td>高圧炉心スプレイポンプ出口流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 サブプレッション・プール水位（SA）【常設】</td></tr> </table> <p>※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。 ※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。 ※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	高圧炉心スプレイ・ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】	電源設備 ^{*2}	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】	計装設備 ^{*3}	高圧炉心スプレイポンプ出口流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 サブプレッション・プール水位（SA）【常設】	<p>・設備の相違</p>
設備区分	設備名																																																		
主要設備	高圧炉心注水系ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{*1}	復水貯蔵槽【常設】 サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	高圧炉心注水系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 復水補給水系配管【常設】																																																		
注水先	原子炉圧力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{*1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】																																																		
計装設備 ^{*3}	高圧炉心注入系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 逃がし安全弁（安全弁機能）【常設】																																																		
付属設備	—																																																		
水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】																																																		
注水先	原子炉圧力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{*2} （燃料給油設備含む）	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】																																																		
計装設備 ^{*3}	高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	高圧炉心スプレイ・ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】																																																		
注水先	原子炉圧力容器【常設】																																																		
電源設備 ^{*2}	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】																																																		
計装設備 ^{*3}	高圧炉心スプレイポンプ出口流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 サブプレッション・プール水位（SA）【常設】																																																		
<p>3.2.5.2.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>高圧炉心注水系ポンプ</u></p> <p>容量：約 180m³/h/台～約 730m³/h/台 全揚程：約 890m～約 190m 個数：2</p>	<p>3.2.3.2.2 主要設備の仕様 主要設備の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>非常用炉心冷却系</u></p> <table border="1"> <tr><td>型 式</td><td>多段たて形式</td></tr> <tr><td>台 数</td><td>1</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 1,440t/h</td></tr> <tr><td>全 揚 程</td><td>約 257m</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>10.69MPa [gage]</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>100℃</td></tr> </table>	型 式	多段たて形式	台 数	1	容 量	約 1,440t/h	全 揚 程	約 257m	最高使用圧力	10.69MPa [gage]	最高使用温度	100℃	<p>3.2.5.2.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>高圧炉心スプレイ・ポンプ</u></p> <p>容量：約 320m³/h～約 1050m³/h 全揚程：約 890m～約 260m 個数：1</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 設備仕様の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備仕様の相違</p>																																				
型 式	多段たて形式																																																		
台 数	1																																																		
容 量	約 1,440t/h																																																		
全 揚 程	約 257m																																																		
最高使用圧力	10.69MPa [gage]																																																		
最高使用温度	100℃																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>取付箇所：<u>原子炉建屋地下3階</u></p> <p>なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>3.2.5.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針 <u>高圧炉心注水系</u>は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。 <u>高圧炉心注水系ポンプ</u>については、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においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。 <u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心注水系ポンプの多様性又は多重性、位置的分散</u>については、<u>非常用ディーゼル発電機</u>及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計</p>	<p style="text-align: center;"><u>材 料</u> <u>鋳鋼</u></p> <p>(2) <u>サブプレッション・チェンバ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉格納施設</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u> ・<u>重大事故等の収束に必要となる水の供給設備</u></p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;"><u>基 数</u></td> <td style="text-align: center;"><u>1</u></td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;"><u>容 量</u></td> <td style="text-align: center;"><u>約3,400m³</u> (<u>サブプレッション・チェンバ・プール水量を示す。</u>)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;"><u>最高使用圧力</u></td> <td style="text-align: center;"><u>310kPa[gage]</u></td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;"><u>最高使用温度</u></td> <td style="text-align: center;"><u>104℃</u></td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;"><u>材 料</u></td> <td style="text-align: center;"><u>炭素鋼</u></td> </tr> </table> <p>3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針 高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。 高圧炉心スプレイ系ポンプは、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においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。 <u>重大事故等対処設備としての高圧炉心スプレイ系ポンプの多様性及び位置的分散</u>については、<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準事</p>	<u>基 数</u>	<u>1</u>	<u>容 量</u>	<u>約3,400m³</u> (<u>サブプレッション・チェンバ・プール水量を示す。</u>)	<u>最高使用圧力</u>	<u>310kPa[gage]</u>	<u>最高使用温度</u>	<u>104℃</u>	<u>材 料</u>	<u>炭素鋼</u>	<p>取付箇所：<u>原子炉建物原子炉棟地下2階</u></p> <p>なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>3.2.5.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針 高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（<u>設計基準拡張</u>）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。 <u>高圧炉心スプレイ・ポンプ</u>については、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においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。 <u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心スプレイ・ポンプの多様性又は多重性、位置的分散</u>については、<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>及び常設直流電源が使用可能な場</p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
<u>基 数</u>	<u>1</u>												
<u>容 量</u>	<u>約3,400m³</u> (<u>サブプレッション・チェンバ・プール水量を示す。</u>)												
<u>最高使用圧力</u>	<u>310kPa[gage]</u>												
<u>最高使用温度</u>	<u>104℃</u>												
<u>材 料</u>	<u>炭素鋼</u>												

柏崎刈羽原子力発電所 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>基準対象施設として使用する場合と同様に表3.2-9に示す設計である。</p> <p>高圧炉心注水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</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>高圧炉心注水系ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>高圧炉心注水系ポンプについては、原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-12に示す設計である。</p>	<p>対処設備として使用する場合と同様に第3.2-10表に示す設計である。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、二以上の原子炉施設において共用しない。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等時の収束に必要な容量に対して十分である。</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.2-13表に示す設計である。</p>	<p>合において、設計基準対象施設として使用する場合と同様に表3.2-9に示す設計である。</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</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>高圧炉心スプレイ・ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>高圧炉心スプレイ・ポンプについては、原子炉建物原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.2-12に示す設計である。</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p>																																												
<p>表3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件</p>	<p>第3.2-13表 想定する環境条件</p>	<p>表3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件</p>																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は、「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は、「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は、「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。																																														
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉建物原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>高圧炉心注水系</u>は中央制御室にて操作可能な設計である。<u>高圧炉心注水系</u>の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</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>高圧炉心注水系</u>については、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においても使用する設計である。</p> <p>また、<u>高圧炉心注水系</u>については、テストラインにより系統の機能・性能試験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設計である。</p> <p><u>高圧炉心注水系ポンプ</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能設計である。</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>また、<u>高圧炉心スプレイ系</u>は、中央制御室にて操作可能な設計である。<u>高圧炉心スプレイ系</u>の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</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>高圧炉心スプレイ系</u>には、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においても使用する設計とする。</p> <p>また、<u>高圧炉心スプレイ系</u>は、テストラインにより系統の機能・性能試験が可能設計である。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系ポンプ</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能設計である。</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>また、<u>高圧炉心スプレイ系</u>は中央制御室にて操作可能な設計である。<u>高圧炉心スプレイ系</u>の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</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>高圧炉心スプレイ系</u>については、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時においても使用する設計である。</p> <p>また、<u>高圧炉心スプレイ系</u>については、テストラインにより系統の機能・性能試験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設計である。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ・ポンプ</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能設計である。</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>	

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
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号炉の耐圧強化ベントラインは、新規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。 なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁（第1弁及び第2弁）の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保 ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保 		
②	島根2号炉は、重大事故等時に可搬設備である原子炉補機代替冷却系により対応する設計とするが、東海第二は常設設備である緊急用海水系により対応する設計としている		
③	島根2号炉では使用時に自動で燃料補給が可能な常設代替電源設備を使用する		
④	柏崎6/7が2号炉分を合わせて記載していることによる台数の相違		
⑤	島根2号炉は、柏崎と同様、ストレーナを流路として位置付けている		
⑥	設置許可基準規則第22条解釈と同様に、残留熱除去系は、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備としない。なお、島根2号炉では、残留熱除去を47条及び49条にて記載する整理としている		
⑦	島根2号炉は、柏崎6/7と同様、SA事象と重畳する自然現象の規模を検討し、環境条件として地震、風（台風）、凍結、降水、積雪を考慮することとしている		
⑧	島根2号炉の第4保管エリアはEL8.5mであるが、防波壁の内側であり基準津波が防波壁を超えないため、津波の影響を受けない場所と記載している		
⑨	島根2号炉は、RCW/RSW系の2系統及びHPCW/HPSW系を1系統設置する		
⑩	島根2号炉は、2区分のうち1区分を予備とする		

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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送す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48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送す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) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条<u>1</u>b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送す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48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送す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) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送す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48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送す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) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条<u>3</u>b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</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>3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するための設備として、<u>代替原子炉補機冷却系</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>及び<u>耐圧強化ベント系</u>を設ける。</p>	<p>3.5 <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u></p> <p>3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備</u>を設置する。</p>	<p>3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するための設備として、<u>原子炉補機代替冷却系</u>、<u>格納容器フィルタベント系</u>を設ける。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている</p> <p>・ベント弁（第1弁及び</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>3.5.1.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び緊急用海水系を設ける。</u></p>		<p>第2弁)の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保 (以下, ①の相違) <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、まとめ資料本文 3.5.1.1 項にて記載</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【東海第二】 島根2号炉は重大事故等時に可搬設備である原子炉補機代替冷却系により対応する設計とするが、東海第二は常設設備である緊急用海水系により対応する設計としている (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>(1) <u>代替原子炉補機冷却系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c))</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>代替原子炉補機冷却系</u>を使用する。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>は、津波の影響を受けない高台に配備した可搬型の<u>熱交換器ユニット</u>、<u>大容量送水車</u>(<u>熱交換器ユニット用</u>)等で構成する。</p> <p>また、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。</p> <p>当該設備は、設計基準事故対処設備である<u>原子炉補機冷却系</u>に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。(代替原子炉補機冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。)</p>	<p>(1) <u>フロントライン系故障時に用いる設備</u></p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c), d))</p> <p><u>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</u></p> <p><u>本系統の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器</u></p>	<p>(1) <u>原子炉補機代替冷却系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c))</p> <p><u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉補機代替冷却系を使用する。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系は、津波の影響を受けない場所に配備した可搬型の移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等で構成する。</u></p> <p><u>また、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。</u></p> <p>当該設備は、設計基準事故対処設備である<u>原子炉補機冷却系</u>(<u>原子炉補機海水系を含む。</u>)に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。(原子炉補機代替冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。)</p> <p>(2) <u>格納容器フィルタベント系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d))</p> <p><u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系を使用する。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、3.5.1.1(2) a項にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p>
<p>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d))</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する。</p>	<p>(1) <u>フロントライン系故障時に用いる設備</u></p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c), d))</p> <p><u>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</u></p> <p><u>本系統の詳細については、「第五十条 原子炉格納容器</u></p>	<p>(1) <u>原子炉補機代替冷却系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c))</p> <p><u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉補機代替冷却系を使用する。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系は、津波の影響を受けない場所に配備した可搬型の移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等で構成する。</u></p> <p><u>また、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。</u></p> <p>当該設備は、設計基準事故対処設備である<u>原子炉補機冷却系</u>(<u>原子炉補機海水系を含む。</u>)に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。(原子炉補機代替冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。)</p> <p>(2) <u>格納容器フィルタベント系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d))</p> <p><u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系を使用する。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、3.5.2.1項にて記載</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>当該設備は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系</u>に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.2.2項に詳細を示す。）</p> <p>当該設備は<u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系</u>が機能喪失した場合に使用する設計とする。</p> <p>また、当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第1項b)の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）</p> <p>当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</p> <p>また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）</p> <p><u>(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項a), b), d)）</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、耐圧強化ベント系を使用する。</u></p> <p>当該設備は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系</u>に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（<u>耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備</u>に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.3.3項に詳細を示す。）</p> <p>当該設備は<u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系</u>が機能喪失した場合に使用する設計とする。</p>	<p><u>の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</u></p> <p>設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については、3.5.2.2.2項に詳細を示す。）</p> <p>また、当該設備は設置許可基準規則第50条解釈の第1項b)の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、<u>予め敷地境界での線量評価を行うこととする。</u></p> <p>また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）</p> <p><u>b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項a), b), c), d)）</u></p> <p><u>残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</u></p>	<p>当該設備は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</u>に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（<u>格納容器フィルタベント系の設計基準事故対処設備</u>に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.2.2項に詳細を示す。）</p> <p>当該設備は<u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</u>が機能喪失した場合に使用する設計とする。</p> <p>また、当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第3項b)の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）</p> <p>当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、<u>あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</u></p> <p>また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p> <p>・設備の相違【柏崎6/7, 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><u>当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。また、実際に重大事故等が発生した場合に、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。(発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備(設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章)」に示す。)</u></p> <p><u>また、当該設備については以下のとおり、設置許可基準規則解釈の第50条第1項b)に準ずる設計とする。</u></p> <p>i) <u>当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、排気ガスに含まれる放射性物質量は微量である。また、当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して敷地境界での線量評価を行った結果、敷地境界での線量は「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載の基準を満たしている。</u></p> <p>ii) <u>当該設備は炉心損傷前に使用するものであり、排気ガスに含まれる可燃性ガスは微量であることから格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはない。</u></p> <p>iii) <u>当該設備を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系、及び非常用ガス処理系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、当該系統と他の系統・機器は弁にて確実に隔離することにより、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>iv) <u>重大事故等対策の有効性評価において、耐圧強化ベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。仮に格納容器スプレイを行う場合においても、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。</u></p>	<p><u>耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。耐圧強化ベント系の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし、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による操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>このうち、第一弁(S/C側)、第一弁(D/W側)については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ペDESTAL(ドライウエル部)の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする(耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については、3.5.2.2.2項に詳細を示す。)</u>。発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備(設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章)」に示す。また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内で発生する水</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>v) <u>当該設備の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由し、高圧窒素ガスを供給することによる遠隔操作も可能な設計とし、電動弁について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による遠隔操作も可能な設計とする。</u></p> <p>vi) <u>当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備又は遠隔空気駆動弁操作ポンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を介した操作エリアは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するものとし、操作時の被ばく線量評価を行った上で、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。</u></p> <p>vii) <u>当該設備を使用する際に流路となる配管については、ラプチャーディスクを設置しない設計とする。</u></p> <p>viii) <u>当該設備と原子炉格納容器との接続位置は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも排気操作を実施することができるよう設計する。</u> <u>サブプレッション・チェンバからの排気では、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保すること、また、ドライウエルからの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること、及び有効炉心頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</u></p> <p>ix) <u>当該設備を使用する際に流路となる配管については、フィルタ装置等を設置しない設計とする。</u></p>	<p><u>素及び酸素によって原子炉格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。(本設備については、「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第 52 条に対する設計方針を示す章)」に示す。)</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>(2) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. <u>緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), c))</u></p> <p><u>残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、緊急用海水系は、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、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><u>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、「第五十七条 電源設備」に記載する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を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からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構又は操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置する</u></p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、3.5.1 (1) 項にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</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>その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。</p>	<p><u>ことで，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系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った設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水系は，残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また，緊急用海水系は，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して，除熱手段の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水系は，原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより，海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ，原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系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>緊急用海水系は，電源の多様性及び機器の位置的分散により，残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については，「第五十七条 電源設備」にて記載する。</u></p> <p><u>緊急用海水系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。また，緊急用海水系は，代替燃料プール冷却系へ海水を供給できる設計とする。代替燃料プール冷却系に使用する緊急用海水系については，「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（設置許可基準規則第54条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p> <p>その他，設計基準事故対処設備であるが，重大事故等において健全であれば，以下の設備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が，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。</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>(4) 残留熱除去系</p> <p>残留熱除去系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切替え操作によって以下の3モードを使用する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉停止時冷却モード <u>格納容器スプレイ冷却モード</u> <u>サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u> <p>原子炉停止時冷却モードについては、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、<u>格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u>については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>(5) 原子炉補機冷却系</p> <p>原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。</p> <p>なお、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(6) <u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備</u></p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、<u>代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ</u></p>	<p>(3) 残留熱除去系</p> <p>残留熱除去系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切り替え操作によって以下の3系統を使用する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <u>原子炉停止時冷却系</u> <u>格納容器スプレイ冷却系</u> <u>サブプレッション・プール冷却系</u> <p>なお、<u>原子炉停止時冷却系</u>については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、<u>格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系</u>については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>(4) 残留熱除去系海水系</p> <p><u>残留熱除去系海水系は、海を水源とする残留熱除去系海水系ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を介して海水を取水し、残留熱除去系に設置される残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。</u></p> <p><u>海水中の異物については、ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水系ストレーナで除去可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</u></p> <p>(5) <u>代替残留熱除去系海水系</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、</u></p>	<p>(3) 残留熱除去系</p> <p>残留熱除去系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切替え操作によって以下の3モードを使用する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <u>原子炉停止時冷却モード</u> <u>格納容器冷却モード</u> <u>サブプレッション・プール水冷却モード</u> <p><u>原子炉停止時冷却モード</u>については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、<u>格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード</u>については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>(4) <u>原子炉補機冷却系</u></p> <p><u>原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本システムは、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。</u></p> <p><u>海水中の異物については、ポンプ出口に設置される原子炉補機海水ストレーナで除去可能な設計とする。</u></p> <p>なお、<u>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</u></p> <p>(5) <u>大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の実施</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は、原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に、大型送水ポンプ車により、外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うも</u></p>	<p>・記載方針の相違【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>ンプにより、外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。</p>	<p>最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、<u>代替残留熱除去系海水系を整備する。</u></p> <p><u>代替残留熱除去系海水系は、可搬型代替注水大型ポンプ、流路である配管・弁、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリで構成され、流路を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し原子炉压力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプは、車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段として有効である。</u></p> <p><u>(6) 不活性ガス系隔離弁のバイパスライン</u></p> <p><u>既設の不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側）のバイパスラインは、万一、何らかの理由で不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側）が開操作不可能な場合において、バイパスラインの弁を開操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。</u></p> <p><u>なお、バイパスラインの口径が小さく、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の防止には十分な容量でないこと等の理由から、不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側）のバイパスラインについては、自主的な運用とする。</u></p>	<p><u>のであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。</u></p> <p><u>(6) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉压力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、可搬型設備をSAに位置付けているが、東海第二は自主対策設備としている</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段を自主対策設備として整備する</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、十分な流量を確保できる第1隔離弁が多重化されていること、代替電源設備から受電可能であること及び遠隔手動弁操作機構が設置されていることから、第1隔離弁のバイパスラインを使用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>(7) <u>耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施</u> <u>耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 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>3.5.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.5.2.1 代替原子炉補機冷却系</p> <p>3.5.2.1.1 設備概要</p> <p>代替原子炉補機冷却系は、<u>原子炉補機冷却系の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替するため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として使用する。</u></p> <p>本系統は、<u>可搬型の熱交換器ユニット</u>を用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり、<u>熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、電源設備（可搬型代替交流電源設備）、計測制御装置、及び流路である原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系の熱交換器、ホース、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路、並びに燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4 k L）</u>等から構成する。</p> <p><u>熱交換器ユニットは、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び、代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。</u></p> <p><u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、熱交換器ユニットの海水側配管及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の異物混入による機能低下を防ぐために、代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。</u></p> <p><u>熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、熱交換器ユニットの淡水側配管については、ホースを熱交換器ユニットとタービン建屋の接続口に接続することで</u></p>	<p>3.5.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.5.2.1 <u>緊急用海水系</u></p> <p>3.5.2.1.1 設備概要</p> <p><u>緊急用海水系は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替し、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水系は、緊急用海水ポンプ、流路である緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、非常用取水設備（SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット）から構成する設計とする。</u></p> <p><u>重大事故等時は、緊急用海水ポンプにより、緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）と連携して原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う設計とする。</u></p>	<p>3.5.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.5.2.1 <u>原子炉補機代替冷却系</u></p> <p>3.5.2.1.1 設備概要</p> <p><u>原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替するため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として使用する。</u></p> <p><u>本系統は、可搬型の移動式代替熱交換設備を用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり、熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプを搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、電源設備（常設代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置及び流路である原子炉補機代替冷却系の配管及び弁、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク、残留熱除去系の熱交換器、ホース、取水口、取水管及び取水槽並びに燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成する。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備は、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と移動式代替熱交換設備淡水ポンプで構成され、移動可能とするために熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプは車両に搭載する設計とする。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車は、海を水源とし、移動式代替熱交換設備の熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、移動式代替熱交換設備の海水側配管及び大型送水ポンプ車の異物混入による機能低下を防ぐために、移動式代替熱交換設備ストレーナを設置する。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車を含む海水側配管は、ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また、移動式代替熱交換設備の淡水側配管については、ホースを移動式代替熱交換設備と原子炉建物の接続口に接続することで流路を構</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉では使用時に自動で燃料補給が可能な常設代替電源設備を使用する（以下、③の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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>流路を構成できる設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の全体構成としては、熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプにより、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱された系統水を接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は、原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し、熱交換器ユニットに戻る構成とし、熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。代替原子炉補機冷却系は、上記の循環冷却ラインを形成することで、系統水を除熱する。</u></p> <p><u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、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。</u></p> <p>本系統に関する系統概要図を図3.5-1、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.5-1に示す。</p> <p>本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、<u>熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。</u></p>	<p>東海第二発電所の緊急用海水系の系統概要図を第3.5-1図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.5-1表に示す。</p> <p><u>緊急用海水ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。</u></p>	<p><u>成できる設計とする。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の全体構成としては、移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプにより、大型送水ポンプ車を用いて除熱された系統水を屋外の接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口及びホースを介し、移動式代替熱交換設備に戻る構成とし、熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。原子炉補機代替冷却系は、上記の循環冷却ラインを形成することで、系統水を除熱する。</u></p> <p><u>また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の海水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口を介し、原子炉建物外へ放出する構成とし、発生した熱を除熱する。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。</u></p> <p>本系統に関する系統概要図を図3.5-1、図3.5-2及び図3.5-3、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.5-1に示す。</p> <p><u>本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、移動式代替熱交換設備に搭載された移動式代替熱交換設備淡水ポンプの操作スイッチ及び大型送水ポンプ車の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。</u></p>	<p>・設備の相違【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号炉の屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機冷却系に送水する</p> <p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【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>図 3.5-3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内の接続口を使用)</p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
<p>表 3.5-1 代替原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備一覽</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車(熱交換器ユニット用)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>代替原子炉補機冷却海水ストレナ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース【可搬】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1} (燃料補給設備を含む)</td> <td>可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※2}</td> <td>ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車(熱交換器ユニット用)【可搬】	附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレナ【可搬】	水源	非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】	流路	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース【可搬】	注水先	—	電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】	計装設備 ^{※2}	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】	<p>第 3.5-1 表 緊急用海水系に関する重大事故等対処設備一覽</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 SA用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ピット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプピット【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※2} (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※3}</td> <td>緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】	附属設備	—	水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 SA用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ピット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプピット【常設】	注水先	—	電源設備 ^{※2} (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】	計装設備 ^{※3}	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)【常設】	<p>表 3.5-1 原子炉補機代替冷却系に関する重大事故等対処設備一覽</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>移動式代替熱交換設備ストレナ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース・接続口【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※2}</td> <td>ドライウェル温度(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウェル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】	附属設備	移動式代替熱交換設備ストレナ【可搬型】	水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】	流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース・接続口【可搬型】	注水先	—	電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】	計装設備 ^{※2}	ドライウェル温度(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウェル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違 ・他号炉と共用しない</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、まとめ資料本文第3.5-1表にて記載</p>
設備区分	設備名																																																		
主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車(熱交換器ユニット用)【可搬】																																																		
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレナ【可搬】																																																		
水源	非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】																																																		
流路	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース【可搬】																																																		
注水先	—																																																		
電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】																																																		
計装設備 ^{※2}	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 SA用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ピット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプピット【常設】																																																		
注水先	—																																																		
電源設備 ^{※2} (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】																																																		
計装設備 ^{※3}	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】																																																		
附属設備	移動式代替熱交換設備ストレナ【可搬型】																																																		
水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】																																																		
流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 ホース・接続口【可搬型】																																																		
注水先	—																																																		
電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】																																																		
計装設備 ^{※2}	ドライウェル温度(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウェル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】																																																		
<p>※1: 単線結線図を補足説明資料48-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.5.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。 (1) <u>熱交換器ユニット(6号及び7号炉共用)</u></p>	<p>※1 水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.5.2.1.2 主要設備の仕様 (1) <u>緊急用海水ポンプ</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> ・<u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u></p>	<p>※1: 単線結線図を補足説明資料48-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.5.2.1.2 主要設備の仕様 <u>主要機器の仕様を以下に示す。</u> (1) <u>移動式代替熱交換設備</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>個数 : <u>4式</u> (予備1)</p> <p>最高使用圧力 : 淡水側 1.37MPa[gage]/海水側 <u>1.4MPa[gage]</u></p> <p>最高使用温度 : <u>淡水側 70 又は 90°C/海水側 80 又は 50°C</u> <u>淡水側 70 又は 90°C/海水側 80 又は 40°C</u></p> <p>設置場所 : 屋外 保管場所 : <u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u></p> <p>熱交換器 伝熱容量 : 約 23MW/式 (海水温度 30°Cにおいて) 伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m²/式 : 約 <input type="text"/> m²/式</p> <p><u>代替原子炉補機冷却水ポンプ</u> 種類 : うず巻形 容量 : 300m³/h/台 <u>600m³/h/台</u> 全揚程 : 75m 最高使用圧力 : 1.37MPa[gage] 最高使用温度 : 70°C 原動機出力 : 110kW <u>200kW</u> 個数 : 2 <u>1</u></p>	<p>種 類 : <u>ターボ型</u> 容 量 : <u>約 844m³/h</u> 全 揚 程 : <u>約 130m</u> 最高使用圧力 : <u>2.45MPa [gage]</u> 最高使用温度 : <u>38°C</u> 台 数 : <u>1 (予備 1)</u> 設 置 場 所 : <u>緊急用海水ポンプピット</u></p>	<p><u>個数</u> : <u>2 (予備 1)</u></p> <p><u>最高使用圧力</u>:<u>淡水側 1.37MPa[gage]/海水側 1.0MPa[gage]</u></p> <p><u>最高使用温度</u>:<u>淡水側 70°C/海水側 65°C</u></p> <p><u>設置場所</u> : <u>屋外</u> <u>保管場所</u> : <u>第 1, 第 3 及び第 4 保管エリア</u></p> <p><u>熱交換器</u> <u>伝熱容量</u> : <u>約 23MW/組 (海水温度 30°Cにおいて)</u> <u>伝熱面積</u> : 約 <input type="text"/> m²/組</p> <p><u>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</u> <u>種類</u> : <u>うず巻形</u> <u>容量</u> : <u>300m³/h/台</u> <u>全揚程</u> : <u>75m</u> <u>最高使用圧力</u> : <u>1.37MPa[gage]</u> <u>最高使用温度</u> : <u>70°C</u> <u>原動機出力</u> : <u>110kW</u> <u>個数</u> : <u>2</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 が 2 号炉分を合わせて記載していることによる台数の相違 (以下, ④の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【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>(2) <u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>種類 : うず巻形 容量 : <u>900m³/h/台</u> 吐出圧力 : <u>1.25MPa[gage]</u> 最高使用圧力 : <u>1.3MPa[gage]</u></p>	<p><u>電動機 出力</u> <u>約 510kW</u></p> <p>(2) <u>緊急用海水系ストレーナ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・ <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・ <u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・ <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u></p> <p><u>型 式</u> <u>バスケット形ダブルストレーナ</u> <u>基 数</u> <u>1</u> <u>最高使用圧力</u> <u>2.45MPa [gage]</u> <u>最高使用温度</u> <u>38℃</u> <u>本 体 材 料</u> <u>ステンレス鋼</u></p> <p>(3) <u>残留熱除去系ポンプ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・ <u>残留熱除去系</u> ・ <u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・ <u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u></p> <p><u>型 式</u> <u>たて形電動うず巻式</u> <u>台 数</u> <u>3</u> <u>容 量</u> <u>約 1,690m³/h (1台あたり)</u> <u>全 揚 程</u> <u>約 85m</u> <u>最高使用圧力</u> <u>3.50MPa [gage]</u> <u>最高使用温度</u> <u>182℃</u> <u>本 体 材 料</u> <u>鋳鋼</u></p>	<p>(2) <u>大型送水ポンプ車</u></p> <p><u>種類</u> <u>:うず巻形</u> <u>容量</u> <u>:1,800m³/h/台</u> <u>吐出圧力</u> <u>:1.2MPa[gage]</u> <u>最高使用圧力</u>:<u>1.4MPa[gage]</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、柏崎と同様、ストレーナを流路として位置付けている(以下、⑤の相違)</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 設置許可基準規則第22条解釈と同様に、残留熱除去系は、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備としない。なお、島根2号炉では、残留熱除去を47条及び49条にて記載する整理としている(以下、⑥の相違)</p> <p>・他号炉と共用しない ・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>最高使用温度 : 60℃ 原動機出力 : <input type="text"/> kW 個数 : 4 (予備1) 設置場所 : 屋外 保管場所 : <u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u></p> <p>なお、電源設備については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>		<p><u>最高使用温度:40℃</u> <u>原動機出力 :1,193 kW</u> <u>個数 :2 (予備1)</u> <u>設置場所 :屋外</u> <u>保管場所 :第1, 第3及び第4保管エリア</u></p> <p><u>なお、電源設備については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【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>3.5.2.1.3 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保</p> <p>代替原子炉補機冷却系は, 設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 表 3.5-2 で示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</p> <p>ポンプについては, 原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の大容量送水車(熱交換器ユニット用)と熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプを使用する設計とし, 設置位置についても原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。</p> <p>電源については, 熱交換器ユニットは, 可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電により駆動する設計とし, また, 大容量送水車(熱交換器ユニット用)は, 外部電源が不要なディーゼルエンジンにより駆動する設計とすることで, 原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源で, ある非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系の独立性については, 表 3.5-3 で示すとおり地震, 津波, 火災, 溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。また, 代替原子炉補機冷却系は, 原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに, 熱交換器ユニットから原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について, 原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>なお, 静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから, 静的機器である原子炉補機冷却系の配管については, 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また, 動的機器である弁については, 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが, 定期的な点検等により健全性を確認するとともに, 異なる電源を供給</p>	<p>3.5.2.1.3 緊急用海水系の多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>緊急用海水系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 第3.5-2 表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプは, 原子炉建屋近傍の緊急用海水ポンプピット内に設置することで, 屋外の海水ポンプ室に設置される残留熱除去系海水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>緊急用海水ポンプの電源は, 屋外の常設代替高压電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで, 原子炉建屋付属棟内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプの電源(非常用ディーゼル発電機)に対し多様性を有し位置的分散を図る設計とする。緊急用海水ポンプのサポート系として, 冷却水は不要とすることで, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。</p> <p>また, 緊急用海水系は, 第3.5-3 表で示すとおり, 地震, 津波, 火災, 溢水による共通要因故障を防止するために独立性を有する設計とする。</p> <p>なお, 流路を構成する静的機器である残留熱除去系海水系配管及び動的機器である弁については, 緊急用海水ポンプから残留熱除去系海水系との接続箇所までの間で, 独立性を有する設計とする。緊急用海水系は, 電源及び冷却水の多様性並びに機器の位置的分散により, 残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。</p>	<p>3.5.2.1.3 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保</p> <p>原子炉補機代替冷却系は, 設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 表 3.5-2 で示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</p> <p>ポンプについては, 原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された第1, 第3及び第4保管エリアの大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプを使用する設計とし, 設置位置についても原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。</p> <p>電源については, 移動式代替熱交換設備は, 常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)からの給電により駆動する設計とし, また, 大型送水ポンプ車は, 外部電源が不要なディーゼルエンジンにより駆動する設計とすることで, 原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源である非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と原子炉補機代替冷却系の独立性については, 表 3.5-3 で示すとおり地震, 津波, 火災, 溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。また, 原子炉補機代替冷却系は, 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに, 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車から原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について, 原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>なお, 静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから, 静的機器である原子炉補機冷却系配管については, 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また, 動的機器である弁については, 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが, 定期的な点検等により健全性を確認するとともに, 異なる電源を供給する設計とする</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉の屋内の接続口を使用する場合は, 大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機冷却系に送水する</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>する設計とすること、また、必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。</p> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	<p>第3.5-2表 多様性及び独立性、位置的分散</p> <table border="1" data-bbox="943 472 1709 1050"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th>重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系</th> <th>代替原子炉補機冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ</td> <td>大容量送水車(熱交換器ユニット用) 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>タービン建屋地下1階</td> <td>設置場所:屋外 保管場所:荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>海</td> <td>海(左記と取水位置が異なる)</td> </tr> <tr> <td>駆動用空気</td> <td>不要</td> <td>不要</td> </tr> <tr> <td>潤滑方式</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ:油浴方式,原子炉補機冷却海水ポンプ:水潤滑</td> <td>油浴方式</td> </tr> <tr> <td>冷却水</td> <td>不要</td> <td>不要</td> </tr> <tr> <td>駆動電源</td> <td>非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)</td> <td>—(大容量送水車(熱交換器ユニット用)) 可搬型代替交流電源設備(電源車)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建屋地上1階</td> <td>(熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)) 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系	ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水車(熱交換器ユニット用) 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)		タービン建屋地下1階	設置場所:屋外 保管場所:荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	水源	海	海(左記と取水位置が異なる)	駆動用空気	不要	不要	潤滑方式	原子炉補機冷却水ポンプ:油浴方式,原子炉補機冷却海水ポンプ:水潤滑	油浴方式	冷却水	不要	不要	駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)	—(大容量送水車(熱交換器ユニット用)) 可搬型代替交流電源設備(電源車)		原子炉建屋地上1階	(熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)) 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	<p>こと、また、必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。</p> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p>													
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備																																										
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系																																											
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水車(熱交換器ユニット用) 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)																																											
	タービン建屋地下1階	設置場所:屋外 保管場所:荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所																																											
水源	海	海(左記と取水位置が異なる)																																											
駆動用空気	不要	不要																																											
潤滑方式	原子炉補機冷却水ポンプ:油浴方式,原子炉補機冷却海水ポンプ:水潤滑	油浴方式																																											
冷却水	不要	不要																																											
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)	—(大容量送水車(熱交換器ユニット用)) 可搬型代替交流電源設備(電源車)																																											
	原子炉建屋地上1階	(熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)) 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所																																											
<p>表3.5-3 設計基準事故対処設備との独立性</p> <table border="1" data-bbox="142 1228 926 1711"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th>重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系</th> <th>代替原子炉補機冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td>設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>設計基準事故対処設備を設置する6号及び7号炉のタービン建屋と、重大事故防止設備を保管する高台は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td>設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td>設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系	共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。	津波	設計基準事故対処設備を設置する6号及び7号炉のタービン建屋と、重大事故防止設備を保管する高台は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	<p>第3.5-3表 設計基準事故対処設備との独立性</p> <table border="1" data-bbox="943 1228 1709 1711"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th>重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <th>残留熱除去系海水系</th> <th>緊急用海水系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td>設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の緊急用海水系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系及び重大事故防止設備の緊急用海水系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td>設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備の緊急用海水系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故の内部火災に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td>設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備の緊急用海水系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	残留熱除去系海水系	緊急用海水系	共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の緊急用海水系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系及び重大事故防止設備の緊急用海水系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備の緊急用海水系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備の緊急用海水系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	<p>表3.5-3 設計基準事故対処設備との独立性</p> <table border="1" data-bbox="1727 1228 2510 1711"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th>重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)</th> <th>原子炉補機代替冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td>設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>設計基準事故対処設備を設置する原子炉建物付属棟1階及び屋外と、重大事故防止設備を保管する場所は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td>設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td>設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	原子炉補機代替冷却系	共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建物付属棟1階及び屋外と、重大事故防止設備を保管する場所は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	<p>・設備の相違</p>
項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備																																										
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系																																											
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																																											
	津波	設計基準事故対処設備を設置する6号及び7号炉のタービン建屋と、重大事故防止設備を保管する高台は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。																																											
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。																																											
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。																																											
項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備																																											
	残留熱除去系海水系	緊急用海水系																																											
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の緊急用海水系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																																											
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系及び重大事故防止設備の緊急用海水系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。																																											
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備の緊急用海水系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故の内部火災に対する防護方針について」に示す)。																																											
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と、重大事故防止設備の緊急用海水系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。																																											
項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備																																											
	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	原子炉補機代替冷却系																																											
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																																											
	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建物付属棟1階及び屋外と、重大事故防止設備を保管する場所は、共に基準津波が到達しない位置とすることで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。																																											
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。																																											
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である原子炉補機代替冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする(「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。																																											

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>3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することできるよう、以下の表3.5-4のとおり設計とする。</u></p> <p><u>熱交換器ユニット及び、大容量送水車(熱交換器ユニット用)の操作は、熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)に付属する操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。風(台風)による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。</u></p>	<p>3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、格納槽の環境条件を考慮し、以下の第3.5-4表の設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、使用時に常時海水を通水することから、耐腐食性材料を使用する設計とする。</u></p> <p><u>また、異物流入防止を考慮した取水路形状等の設計により異物の流入を防止する設計とする。</u></p>	<p>3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外の第1、第3及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時に原子炉建物の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することできるよう、以下の表3.5-4のとおり設計とする。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の操作は、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に付属する操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。風(台風)による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、2段落下にて記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【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>さらに、使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。</p> <p>なお、熱交換器ユニットについては、地震により転倒するおそれがある場合、熱交換器、代替原子炉補機冷却水ポンプ等を収納したコンテナ部を車両から降ろし、治具や架台等により転倒防止措置を講じる。</p> <p>(48-8, 48-9, 48-12)</p>	<p>(48-4-7)</p>	<p>さらに、使用時に海水を通水する移動式代替熱交換設備内の一部及び大型送水ポンプ車は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。</p> <p>(48-3, 48-4, 48-7, 48-8)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違【東海第二】東海第二は、2段落上にて記載 設備の相違【東海第二】②の相違 運用の相違【柏崎6/7】島根2号炉の移動式熱交換設備は、車体とコンテナ部を接続した状態で保管する 																																												
<p>表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。	風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第 3.5-4 表 想定する環境条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である緊急用海水ポンプピット内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>緊急用海水ポンプピット内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的影響</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である緊急用海水ポンプピット内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	緊急用海水ポンプピット内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的影響	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p>表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。	風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違【東海第二】島根2号炉は、柏崎6/7と同様、SA事象と重畳する自然現象の規模を検討し、環境条件として地震、風(台風)、凍結、降水、積雪を考慮することとしている(以下、⑦の相違)
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																														
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。																																														
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である緊急用海水ポンプピット内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	緊急用海水ポンプピット内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。																																														
電磁的影響	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																														
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。																																														
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
<p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>緊急用海水系の運転に必要なポンプ及び弁を第3.5-5表に示す。</u></p>	<p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>	<ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違【東海第二】島根2号炉は、6段落下にて記載 設備の相違 																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。</u></p> <p>また、設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>その他操作が必要な電動弁である<u>残留熱除去系熱交換器（A）又は（B）冷却水出口弁、常用冷却水供給側分離弁（A）又は（B）、常用冷却水戻り側分離弁（A）又は（B）</u>については、中央制御室でのスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。</p>	<p><u>緊急用海水ポンプ及び電動弁は、重大事故等時、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とすることで、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成ができる設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水系を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で緊急用海水ポンプ室空調機を起動し、系統構成として、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）（又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B））を閉、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁（又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁）を開とした後、緊急用海水ポンプを起動する。その後、緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（A）（又は緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（B））及び緊急用海水系RHR系補機隔離弁（A）（又は緊急用海水系RHR系補機隔離弁（B））を調整開とし規定流量とする。緊急用海水ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。</u></p>	<p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また、設置場所である原子炉建物脇及び取水槽脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、付属の操作盤により設置場所である原子炉建物脇において移動式代替熱交換設備及び取水槽脇において大型送水ポンプ車の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>その他操作が必要な電動弁であるA又はB－RHR熱交換冷却水出口弁については、中央制御室でのスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。</u></p>	<p>【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。</p> <p>また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。 <u>(48-4, 48-5, 48-8)</u></p>	<p>また、<u>中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。</u></p> <p>また、<u>スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p><u>(48-5-2)</u></p>	<p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。</p> <p>また、<u>操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。</u> <u>(48-3, 48-4, 48-7)</u></p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、6段落上にて記載</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
表 3.5-5 操作対象機器				第 3.5-5 表 操作対象機器				表 3.5-5 操作対象機器				・設備の相違
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作	緊急用海水ポンプ (A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	移動式代替熱交換設備	起動・停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作	
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作	緊急用海水ポンプ (B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	起動・停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作	
大容量送水車(熱交換器ユニット用)	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	大型送水ポンプ車	起動・停止	取水槽近傍	スイッチ操作	
代替冷却水供給止め弁 (A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RCW A-AHE F供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟1階	手動操作	
代替冷却水戻り止め弁 (A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RCW A-AHE F戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟1階	手動操作	
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作	
残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟地下1階	手動操作	
常用冷却水供給側分離弁 (A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟2階	手動操作	
常用冷却水戻り側分離弁 (A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	A-RHR熱交冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作	
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上1階	手動操作	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RCW A-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟地下2階	手動操作	
格納容器雰囲気モニタラック (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中3階	手動操作					RCW A-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作	
格納容器内雰囲気モニタ系 (A) 室空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中3階	手動操作					RCW A-FPC熱交冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟3階	手動操作	
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作					AHEF B-供給配管止め弁	弁閉→弁開	屋外	手動操作	
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作					AHEF B-戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物付属棟1階	手動操作	
燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作					B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟地下1階	手動操作	
非常用ガス処理系室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作					B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟2階	手動操作	
残留熱除去系ポンプ室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作					B-RHR熱交冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作	
残留熱除去系ポンプ (A) 冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作					RCW B-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物付属棟地下2階	手動操作	
残留熱除去系ポンプ (A) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作					RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作	
サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作					RCW B-FPC熱交冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建物原子炉棟3階	手動操作	
サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作					ホース	ホース接続	屋外	人力接続	
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作									
原子炉補機冷却水系ポンプ (A) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作									
原子炉補機冷却水系ポンプ (D) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作									
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作									
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (c) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作									
原子炉補機冷却海水ポンプ (D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作									
サージタンク (A) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階 (6号炉) 原子炉建屋地上	手動操作									

柏崎刈羽原子力発電所 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			
		2階(7号炉)													
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作												
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作												
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作												
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作												
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作												
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	手動操作												
格納容器内雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作												
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作												
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作												
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作												
非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作												
残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作												
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作												
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作												
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作												
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作												
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作												
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作												
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作												
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作												
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作												
残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作												
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作												
高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作												
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	手動操作												
ホース	ホース接続	屋外	人力接続												

柏崎刈羽原子力発電所 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) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系は、表3.5-6に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、各機器の機能・性能試験、分解検査及び外観検査並びに弁動作試験が可能な設計とする。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、<u>熱交換器ユニットのうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p><u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p>運転性能の確認として、<u>熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)の流量、系統(ポンプ廻り)の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。</u></p>	<p>(3) 試験検査(設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>緊急用海水系は、第3.5-6表に示すように原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、弁等部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、非破壊検査により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。</u></p> <p>また、<u>緊急用海水ポンプは原子炉停止中に、ポンプを運転することにより、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>原子炉補機代替冷却系は、表3.5-6に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、各機器の機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、移動式代替熱交換設備のうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p><u>運転性能の確認として、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の流量、系統(ポンプ廻り)の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】②の相違</p> <p>・設備の相違【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>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、<u>系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。</u></p> <p>ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(48-6)</p>	<p><u>弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。</u> <u>ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に併せて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-6-4, 5)</p>	<p>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、<u>系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。</u></p> <p>ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(48-5)</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p>																																																				
<p style="text-align: center;">表 3.5-6 代替原子炉補機冷却系の試験・検査</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運転中</td> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>車両検査</td> <td>車両としての運転状態の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能、漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認</td> </tr> <tr> <td>車両検査</td> <td>車両としての運転状態の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認	車両検査	車両としての運転状態の確認	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え	停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認	車両検査	車両としての運転状態の確認	<p style="text-align: center;">第 3.5-6 表 緊急用海水系の試験検査</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>ポンプ運転性能、ポンプ、熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認、外観の確認 緊急用海水系ストレーナの差圧確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>ポンプ又は弁の部品の表面状態について、浸透探傷試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>内部点検</td> <td>熱交換器の内部点検、伝熱管の渦流探傷試験 緊急用海水系ストレーナの内部点検</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能、ポンプ、熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認、外観の確認 緊急用海水系ストレーナの差圧確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について、浸透探傷試験及び目視により確認	内部点検	熱交換器の内部点検、伝熱管の渦流探傷試験 緊急用海水系ストレーナの内部点検	<p style="text-align: center;">表 3.5-6 原子炉補機代替冷却系の試験・検査</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>車両検査</td> <td>車両としての運転状態の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能、漏えいの確認 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認</td> </tr> <tr> <td>車両検査</td> <td>車両としての運転状態の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能試験	弁開閉動作の確認	車両検査	車両としての運転状態の確認	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え	停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認 弁開閉動作の確認	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認	車両検査	車両としての運転状態の確認	<p>・設備の相違</p>
発電用原子炉の状態	項目	内容																																																					
運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認																																																					
	車両検査	車両としての運転状態の確認																																																					
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え																																																					
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認																																																					
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																																																					
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え																																																					
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認																																																					
	車両検査	車両としての運転状態の確認																																																					
原子炉の状態	項目	内容																																																					
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能、ポンプ、熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認、外観の確認 緊急用海水系ストレーナの差圧確認																																																					
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																																																					
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について、浸透探傷試験及び目視により確認																																																					
	内部点検	熱交換器の内部点検、伝熱管の渦流探傷試験 緊急用海水系ストレーナの内部点検																																																					
	発電用原子炉の状態	項目	内容																																																				
運転中	機能・性能試験	弁開閉動作の確認																																																					
	車両検査	車両としての運転状態の確認																																																					
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え																																																					
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認 弁開閉動作の確認																																																					
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は取替え																																																					
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認																																																					
	車両検査	車両としての運転状態の確認																																																					
	<p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p>なお、<u>原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作、代替原子炉補機冷却系熱交換器</u></p>	<p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性 <u>について</u>」に示す。</p> <p><u>緊急用海水ポンプは、本来の用途として使用する。</u></p>	<p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p>なお、<u>原子炉補機冷却系から原子炉補機代替冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備の接続ラインの AHE</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、柏崎と</p>																																																			

ユニットの接続ラインの代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁、熱交換器ユニット流量調整弁を開操作し、残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作とともに、現場で、の手動ハンドルによる操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。

これにより図 3.5-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(48-5)

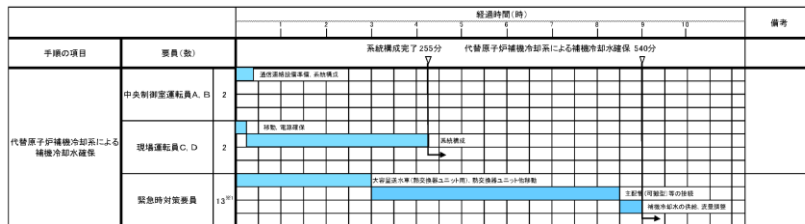


図 3.5-2 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保タイムチャート

図 3.5-2 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保タイムチャート*

*：「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の 1.5 で示すタイムチャート

(48-5-2)

F 供給配管止め弁と AHEF 戻り配管止め弁を開操作し、RCW 常用補機冷却水入口切替弁と RCW 常用補機冷却水出口切替弁を閉操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお、AHEF 供給配管止め弁、AHEF 戻り配管止め弁、RCW 常用補機冷却水入口切替弁及び RCW 常用補機冷却水出口切替弁については、現場での手動ハンドル操作が可能な設計とし、容易に操作可能とする。

これにより図 3.5-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(48-4)

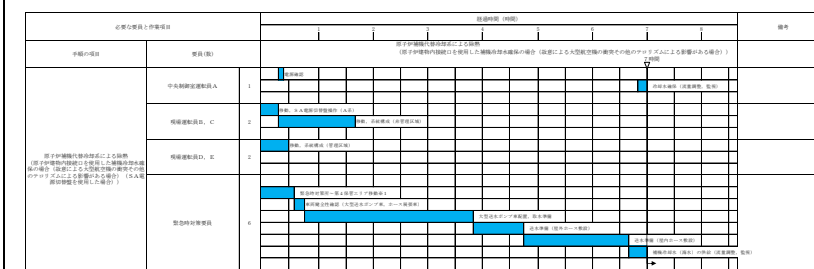
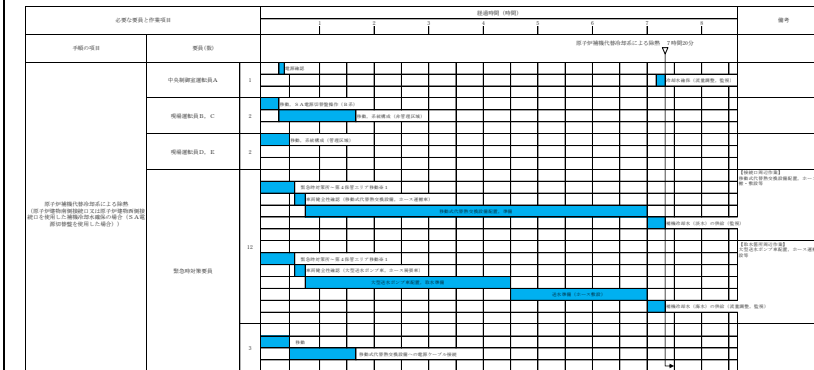


図 3.5-4 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保タイムチャート*

*：「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の 1.5 で示すタイムチャート

同様に流路として他系統を経由する箇所切替えについて記載

- ・設備の相違【柏崎 6/7】
- ・系統構成の相違

- ・運用の相違

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
<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車(熱交換器ユニット用)は, 通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表3.5-7で示すとおり閉運用しておくことで, 接続先の系統と分離された状態で保管する。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系を用いる場合は, 弁操作によって, 通常時の系統構成から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>また, 系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系と同時に使用しない運用とすることで, 相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。</u></p> <p><u>熱交換器ユニット及び, 大容量送水車(熱交換器ユニット用)は, 治具や輪留めによる固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>熱交換器ユニット及び, 大容量送水車(熱交換器ユニット用)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 style="text-align: right;">(48-4, 48-5, 48-6)</p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響等防止について」に示す。</p> <p><u>緊急用海水系は, 通常待機時は, 緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁, 緊急用海水系RHR系補機隔離弁及び緊急用海水系代替FPC系隔離弁を閉止しておくことで, 残留熱除去系海水系を隔離する系統構成とし, 取合系統である残留熱除去系海水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また, 隔離弁近傍に逆止弁を設け, 系統に影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.5-7表に示す。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-5-2)</p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は, 通常時はAHEF供給配管止め弁及びAHEF戻り配管止め弁を表3.5-7で示すとおり閉運用しておくことで, 接続先の系統と分離された状態で保管する。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系を用いる場合は, 弁操作によって, 通常時の系統構成から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>また, 系統運転時には原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と原子炉補機代替冷却系と同時に使用しない運用とすることで, 相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 輪留めによる固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 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 style="text-align: right;">(48-3, 48-4, 48-5)</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違 ・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は, 治具を使用しない</p> <p>・設備の相違 【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 align="center"><u>表 3.5-7 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却系</td> <td>代替冷却水供給止め弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>代替冷却水戻り止め弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉	<p align="center"><u>第 3.5-7 表 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">残留熱除去系海水系</td> <td>緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (A)</td> <td>電動弁</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (B)</td> <td>電動弁</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (A)</td> <td>電動弁</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (B)</td> <td>電動弁</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系代替 FPC 系隔離弁</td> <td>電動弁</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	残留熱除去系海水系	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (A)	電動弁	通常待機時閉	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (B)	電動弁	通常待機時閉	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (A)	電動弁	通常待機時閉	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (B)	電動弁	通常待機時閉	緊急用海水系代替 FPC 系隔離弁	電動弁	通常待機時閉	<p align="center"><u>表 3.5-7 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却系</td> <td>A H E F 供給配管止め弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>A H E F 戻り配管止め弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	原子炉補機冷却系	A H E F 供給配管止め弁	手動	通常時閉	A H E F 戻り配管止め弁	手動	通常時閉	<p>・設備の相違</p>
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																										
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉																																										
	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉																																										
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																										
残留熱除去系海水系	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (A)	電動弁	通常待機時閉																																										
	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (B)	電動弁	通常待機時閉																																										
	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (A)	電動弁	通常待機時閉																																										
	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (B)	電動弁	通常待機時閉																																										
	緊急用海水系代替 FPC 系隔離弁	電動弁	通常待機時閉																																										
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																										
原子炉補機冷却系	A H E F 供給配管止め弁	手動	通常時閉																																										
	A H E F 戻り配管止め弁	手動	通常時閉																																										
<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.5-8 に示す。</u></p> <p>これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため、中央制御室又は設置場所にて操作が可能である。</p> <p align="right"><u>(48-4, 48-8)</u></p>	<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>緊急用海水系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第 3.5-8 表に示す。</u></p> <p>これらの機器は、<u>原子炉建屋原子炉棟又は屋外 (緊急用海水ポンプピット内) に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。</u></p> <p align="right"><u>(48-4-7, 48-5-2)</u></p>	<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.5-8 に示す。</u></p> <p>これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため、中央制御室又は設置場所にて操作が可能である。</p> <p align="right"><u>(48-3, 48-7)</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</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
表 3.5-8 操作対象機器設置場所			第 3.5-8 表 操作対象機器			表 3.5-8 操作対象機器設置場所			・設備の相違
機器名称	設置場所	操作場所	機器名称	設置場所	操作場所	機器名称	設置場所	操作場所	
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇	緊急用海水ポンプ (A)	緊急用海水ポンプピット内	中央制御室	移動式代替熱交換設備	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍	・設備の相違
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇	緊急用海水ポンプ (B)	緊急用海水ポンプピット内	中央制御室	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍	
大容量送水車(熱交換器ユニット用)	タービン建屋脇	タービン建屋脇	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A)	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	大型送水ポンプ車	取水槽近傍	取水槽近傍	
代替冷却水供給止め弁 (A)	タービン建屋地上 1階	タービン建屋地上 1階	緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (B)	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	RCW A-AHEF 供給配管止め弁	原子炉建物付属棟 1階	原子炉建物付属棟 1階	
代替冷却水戻り止め弁 (A)	タービン建屋地上 1階	タービン建屋地上 1階	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A)	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	RCW A-AHEF 戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟 1階	原子炉建物付属棟 1階	
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内	緊急用海水系RHR補機隔離弁 (B)	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内	
残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下 2階	中央制御室	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物付属棟地下 1階	原子炉建物付属棟地下 1階	
常用冷却水供給側分離弁 (A)	原子炉建屋地下 2階	中央制御室	残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物付属棟地下 2階	原子炉建物付属棟地下 2階	
常用冷却水戻り側分離弁 (A)	原子炉建屋地下 2階	中央制御室	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A)	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	A-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物付属棟 2階	原子炉建物付属棟 2階	
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上 1階	原子炉建屋地上 1階	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (B)	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	RCW A-DEG 冷却水入口弁	原子炉建物付属棟地下 2階	原子炉建物付属棟地下 2階	
格納容器雰囲気モニタラック (A) 出口弁	原子炉建屋地上中 3階	原子炉建屋地上中 3階				RCW A-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 2階	廃棄物処理建物 2階	
格納容器内雰囲気モニタ系 (A) 室空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上中 3階	原子炉建屋地上中 3階				RCW A-FPC 熱交冷却水出口弁	原子炉建物原子炉棟 3階	原子炉建物原子炉棟 3階	
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上 2階	原子炉建屋地上 2階				AHEF B-供給配管止め弁	屋外	屋外	
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	原子炉建屋地上 2階	原子炉建屋地上 2階				AHEF B-戻り配管止め弁	原子炉建物付属棟 1階	原子炉建物付属棟 1階	
燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上 2階	原子炉建屋地上 2階				B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物付属棟地下 1階	原子炉建物付属棟地下 1階	
非常用ガス処理系室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地上 3階	原子炉建屋地上 3階				B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物付属棟地下 2階	原子炉建物付属棟地下 2階	
残留熱除去系ポンプ室空調機 (A) 出口弁	原子炉建屋地下 3階	原子炉建屋地下 3階				B-RHR 熱交冷却水出口弁	原子炉建物付属棟 2階	原子炉建物付属棟 2階	
残留熱除去系ポンプ (A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下 3階	原子炉建屋地下 3階				RCW B-DEG 冷却水入口弁	原子炉建物付属棟地下 2階	原子炉建物付属棟地下 2階	
残留熱除去系ポンプ (A) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3階	原子炉建屋地下 3階				RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物 2階	廃棄物処理建物 2階	
サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下 3階	原子炉建屋地下 3階				RCW B-FPC 熱交冷却水出口弁	原子炉建物原子炉棟 3階	原子炉建物原子炉棟 3階	
サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3階	原子炉建屋地下 3階				ホース	屋外	屋外	
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下 3階	原子炉建屋地下 3階							
原子炉補機冷却水系ポンプ (A) 吸込弁	タービン建屋地下 1階	タービン建屋地下 1階							
原子炉補機冷却水系ポンプ (D) 吸込弁	タービン建屋地下 1階	タービン建屋地下 1階							
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下 2階	コントロール建屋地下 2階							
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (C) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下 2階	コントロール建屋地下 2階							
原子炉補機冷却海水ポンプ (A) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1階	タービン建屋地下 1階							
原子炉補機冷却海水ポンプ (D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1階	タービン建屋地下 1階							
サージタンク (A) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4階 (6号炉) 原子炉建屋地上 2階 (7号炉)	原子炉建屋地上 4階 (6号炉) 原子炉建屋地上 2階 (7号炉)							

柏崎刈羽原子力発電所 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
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階			
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階			
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室			
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室			
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室			
可燃性ガス濃度制御系空調機(B)出口弁	原子炉建屋地下 1 階(6号炉)原子炉建屋地上 1 階(7号炉)	原子炉建屋地下 1 階(6号炉)原子炉建屋地上 1 階(7号炉)			
格納容器内雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階			
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階			
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階			
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階			
非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階			
残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階			
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階			
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階			
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階			
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階			
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階			
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階			
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下 2 階	コントロール建屋地下 2 階			
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下 2 階	コントロール建屋地下 2 階			
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階			
残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階			
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階			
高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階			
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4 階(6号炉)原子炉建屋地上 2 階(7号炉)	原子炉建屋地上 4 階(6号炉)原子炉建屋地上 2 階(7号炉)			
ホース	屋外	屋外			

柏崎刈羽原子力発電所 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>3.5.2.1.4.2 <u>設置許可基準規則第43条第2項への適合状況(常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)</u></p> <p><u>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>容量としては、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも、原子炉格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1台当たり834m³/hが必要であることから、ポンプ1台当たり約844m³/hを供給可能なポンプを1台使用する設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプの揚程は、ポンプ1台で834m³/hの海水供給時の圧損(水源である海と供給先(残留熱除去系熱交換器等)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損)を考慮し、約130mの揚程を確保可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(48-7-2~3)</u></p> <p><u>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>常設重大事故等対処設備の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件(重大事故等に対処するための必要な機能)を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</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><u>(ii) 適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプについては, 一部の敷地を共有する東海発電所内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><u>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u> <u>常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。</u></p> <p><u>緊急用海水系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系に対し, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については, 3.5.2.1.3項に記載のとおりである。</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>3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 1セット1台を使用する。</p> <p>熱交換器ユニットの容量は熱交換容量約 23MW として、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の容量は流量 900m³/h として設計し、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) において、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。</p> <p>また、熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、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式 (6号及び7号炉共用) の合計5式を保管する。</p> <p>大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4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5台を保管する。</p> <p>(48-7)</p>		<p>3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去ポンプが起動可能な状況において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。</p> <p>移動式代替熱交換設備の容量は熱交換容量約 23MW として、大型送水ポンプ車の容量は流量 1,800m³/h として設計し、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) において、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いて残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転を行った場合に、原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。</p> <p>また、移動式代替熱交換設備の保有数は2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台の合計3台を保管する。</p> <p>大型送水ポンプ車の保有数は、2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台の合計3台を保管する。</p> <p>(48-6)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【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>設計仕様の相違</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>④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>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>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設設備 (発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。) と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット</u>を接続するためのホースは、<u>タービン建屋側の接続口と口径を統一し、かつ、フランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p><u>また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号及び7号炉に接続可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>代替原子炉補機冷却系の大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u>を接続するためのホースは、<u>熱交換器ユニットの接続口と口径を統一し、かつ、簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、6号及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-8)</p> <p>(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p>		<p><u>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項二)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>常設設備 (発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。) と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備を接続するためのホースは、屋外の接続口と口径を統一し、かつ、フランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p>また、<u>原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を接続するためのホースは、移動式代替熱交換設備及び屋内の接続口と口径を統一し、かつ、簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-3, 48-7)</p> <p><u>(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</u></p>	<p>備考</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所</u>である接続口は, 重大事故等時の環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため, 接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。具体的には<u>原子炉補機冷却系 A 系</u>に接続する接続口と, <u>原子炉補機冷却系 B 系</u>に接続する接続口をそれぞれ設けることとし, <u>6号炉についてはタービン建屋北側屋外に1箇所, タービン建屋西側屋外に1箇所, 7号炉については, タービン建屋西側屋外に1箇所, タービン建屋南側屋外に1箇所設置し, 位置的分散を図っている。また, 残留熱除去系 A 系及びB系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため, 原子炉補機冷却系 A 系及びB系でそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。</u></p> <p>なお, 第 50 条の「<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>」として<u>代替循環冷却系</u>を設置し, <u>代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット</u>を使用するが, この場合は<u>原子炉補機冷却系 B 系</u>の接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。<u>代替循環冷却系の接続口の位置的分散については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章) 」</u>で示す。</p> <p style="text-align: right;">(48-8)</p> <p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</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>(ii) 適合性</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続箇所である接続口は, 重大事故等時の環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため, 接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系区分 I に接続する接続口と, 原子炉補機冷却系区分 II に接続する接続口をそれぞれ設けることとし, 原子炉建物南側外に1箇所, 原子炉建物西側屋外に1箇所及び原子炉建物内に1箇所設置し, 位置的分散を図っている。また, 残留熱除去系 A 系及びB系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため, 原子炉補機冷却系区分 I 及び区分 II でそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。</u></p> <p><u>なお, 第 50 条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」</u>として<u>残留熱代替除去系</u>を設置し, <u>原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備</u>を使用するが, この場合は<u>原子炉補機冷却系区分 II の接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。残留熱代替除去系の接続口の位置的分散については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章) 」</u>で示す。</p> <p style="text-align: right;">(48-7)</p> <p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)</p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</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><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮、しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(48. 8)</p> <p>(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮、し、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り、</p> <p>発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して保管する。</p> <p style="text-align: right;">(48. 9)</p>		<p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-3, 48-7)</p> <p>(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、</u></p> <p><u>発電所敷地内の津波の影響を受けない場所にある第 1、第 3 及び第 4 保管エリアの複数箇所に分散して保管する。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-3, 48-8)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の第 4 保管エリアは EL8. 5m であるが、防波壁の内側であり基準津波が防波壁を超えないため、津波の影響を受けない場所と記</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>(6) アクセスルートの確保 (許可基準規則第 43 条第 3 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)</p> <p style="text-align: right;">(48-10)</p> <p>(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>代替原子炉補機冷却系</u>は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは</p>		<p>(6) <u>アクセスルートの確保 (許可基準規則第 43 条第 3 項六)</u></p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、通常時は津波の影響を受けない場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)</u></p> <p style="text-align: right;">(48-9)</p> <p>(7) <u>設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)</u></p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能</u></p>	<p>載している (以下、⑧の相違)</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																													
<p>注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と表 3.5-9 で示すとおり多様性、位置的分散を図る。</p> <p>また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海であることに対し、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は大気とし、多様性を有する設計とする。</p> <p>(48-2, 48-4, 48-5, 48-8, 48-9)</p>		<p><u>若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系と表 3.5-9 で示すとおり多様性、位置的分散を図る。</u></p> <p><u>また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系が海であることに対し、格納容器フィルタベント系は大気とし、多様性を有する設計とする。</u></p> <p>(48-2, 48-3, 48-4, 48-7, 48-8)</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>表 3.5-9 代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散</p>		<p>表 3.5-9 原子炉補機代替冷却系の多様性、位置的分散</p>	<p>・設備の相違</p>																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th colspan="3">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系</th> <th>格納容器圧力逃がし装置</th> <th>耐圧強化ベント系</th> <th>代替原子炉補機冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ（淡水）</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ（タービン建屋）</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）（屋外）</td> </tr> <tr> <td>ポンプ（海水）</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ（タービン建屋）</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>大容量送水車（熱交換器ユニット用）（屋外）</td> </tr> <tr> <td>熱交換器</td> <td>原子炉補機冷却水系熱交換器（タービン建屋）</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>熱交換器ユニット（熱交換器）（屋外）</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンク</td> <td>海</td> <td>大気</td> <td>大気</td> <td>海</td> </tr> <tr> <td>駆動電源</td> <td>非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）（原子炉建屋）</td> <td>不要</td> <td>不要</td> <td>—（大容量送水車（熱交換器ユニット用）可搬型代替交流電源設備（電源車）（熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ））（屋外）</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備			原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系	代替原子炉補機冷却系	ポンプ（淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ（タービン建屋）	—	—	熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）（屋外）	ポンプ（海水）	原子炉補機冷却海水ポンプ（タービン建屋）	—	—	大容量送水車（熱交換器ユニット用）（屋外）	熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器（タービン建屋）	—	—	熱交換器ユニット（熱交換器）（屋外）	最終ヒートシンク	海	大気	大気	海	駆動電源	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）（原子炉建屋）	不要	不要	—（大容量送水車（熱交換器ユニット用）可搬型代替交流電源設備（電源車）（熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ））（屋外）		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</th> <th>格納容器フィルタベント系</th> <th>原子炉補機代替冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ（淡水）</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉建物付属棟）</td> <td>—</td> <td>移動式代替熱交換設備（移動式代替熱交換設備淡水ポンプ）（屋外）</td> </tr> <tr> <td>ポンプ（海水）</td> <td>原子炉補機海水ポンプ（屋外）</td> <td>—</td> <td>大型送水ポンプ車（屋外）</td> </tr> <tr> <td>熱交換器</td> <td>原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉建物付属棟）</td> <td>—</td> <td>移動式代替熱交換設備（熱交換器）（屋外）</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンク</td> <td>海</td> <td>大気</td> <td>海</td> </tr> <tr> <td>駆動電源</td> <td>非常用ディーゼル発電機（原子炉建物付属棟）</td> <td>不要</td> <td>ガスタービン発電機（ガスタービン発電機建物）</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	格納容器フィルタベント系	原子炉補機代替冷却系	ポンプ（淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉建物付属棟）	—	移動式代替熱交換設備（移動式代替熱交換設備淡水ポンプ）（屋外）	ポンプ（海水）	原子炉補機海水ポンプ（屋外）	—	大型送水ポンプ車（屋外）	熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉建物付属棟）	—	移動式代替熱交換設備（熱交換器）（屋外）	最終ヒートシンク	海	大気	海	駆動電源	非常用ディーゼル発電機（原子炉建物付属棟）	不要	ガスタービン発電機（ガスタービン発電機建物）	
項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備																																																													
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系	代替原子炉補機冷却系																																																												
ポンプ（淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ（タービン建屋）	—	—	熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）（屋外）																																																												
ポンプ（海水）	原子炉補機冷却海水ポンプ（タービン建屋）	—	—	大容量送水車（熱交換器ユニット用）（屋外）																																																												
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器（タービン建屋）	—	—	熱交換器ユニット（熱交換器）（屋外）																																																												
最終ヒートシンク	海	大気	大気	海																																																												
駆動電源	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）（原子炉建屋）	不要	不要	—（大容量送水車（熱交換器ユニット用）可搬型代替交流電源設備（電源車）（熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ））（屋外）																																																												
項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備																																																														
	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	格納容器フィルタベント系	原子炉補機代替冷却系																																																													
ポンプ（淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ（原子炉建物付属棟）	—	移動式代替熱交換設備（移動式代替熱交換設備淡水ポンプ）（屋外）																																																													
ポンプ（海水）	原子炉補機海水ポンプ（屋外）	—	大型送水ポンプ車（屋外）																																																													
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉建物付属棟）	—	移動式代替熱交換設備（熱交換器）（屋外）																																																													
最終ヒートシンク	海	大気	海																																																													
駆動電源	非常用ディーゼル発電機（原子炉建物付属棟）	不要	ガスタービン発電機（ガスタービン発電機建物）																																																													
<p>〈 〉内は設置場所を示す</p>		<p>〈 〉内は設置場所を示す。</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>3.5.2.2 <u>格納容器圧力逃がし装置</u></p> <p>3.5.2.2.1 設備概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。</u></p> <p>本系統は、<u>フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク、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、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、及び流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、<u>フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></u></p> <p>本系統に関する系統概要図を図 3.5-3、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-10 に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。</u></p>	<p>3.5.2.2 <u>格納容器圧力逃がし装置</u></p> <p>3.5.2.2.1 設備概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であり、かつ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用できない場合に、炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、重大事故防止設備として、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設計とする。</u></p> <p>本系統の主要設備は、<u>フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行い、ベントガス圧力で圧力開放板が破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介してフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際には、サブプレッション・プールでのスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からのベント（ウエットウェルベント）を第一</u></p>	<p>3.5.2.2 <u>格納容器フィルタベント系</u></p> <p>3.5.2.2.1 設備概要</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。</u></p> <p>本系統は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板及び遠隔手動弁操作機構、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、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置及び流路である窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>本系統に関する系統概要図を図 3.5-5、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-10 に示す。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の排出経路に設置される隔離弁は、空気作動弁を設置しない設計のため、遠隔空気駆動弁操作設備の配管はない</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、8 段落下にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、8 段落下にて記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、格納容</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>優先とするが、何らかの原因によりウエットウェルベントができない場合は、ドライウェル側からのベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊装置を介してドライウェルへ排出する。</u></p> <p><u>本システムを使用した際に原子炉格納容器からのベントガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁及び圧力開放板が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔人力操作機構を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋原子炉棟外から人力にて操作を行うことが可能な設計としている。</u></p> <p><u>ベントガスを大気放出した際に発生する配管内の蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設計としている。ただし、ベントガス放出と共に水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計としている。</u></p> <p><u>なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加されている薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め待機中から十分な量の薬剤を添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。</u></p> <p><u>一方、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを経由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本システム内を不活性化しておく。</u></p> <p><u>フィルタ装置及び入口側の配管は、本システムを使用した際に放射線量が高くなることから、遮蔽のためにフィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、復旧作業における被ばくを低減する。本システム全体の概要図を第 3.5-2 図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第 3.5-9 表に示す。</u></p> <p><u>なお、格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」で示す。</u></p>		<p>器フィルタベント系の詳細は 50 条にて記載</p>

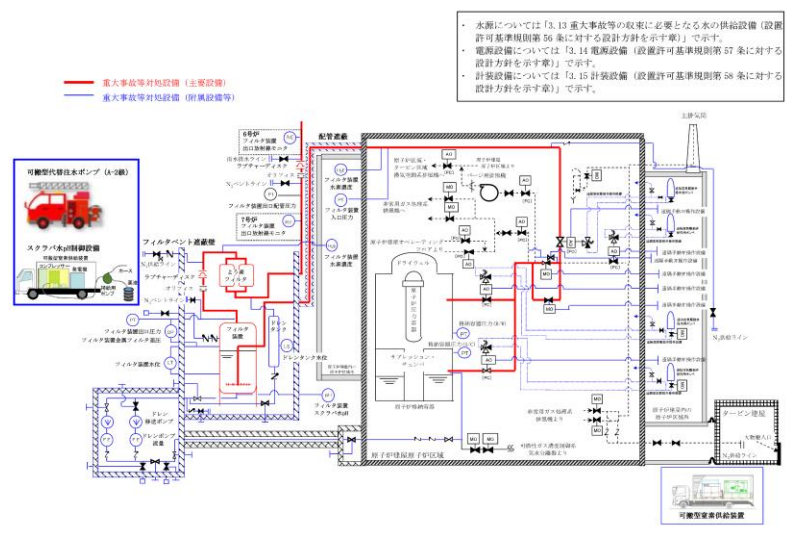
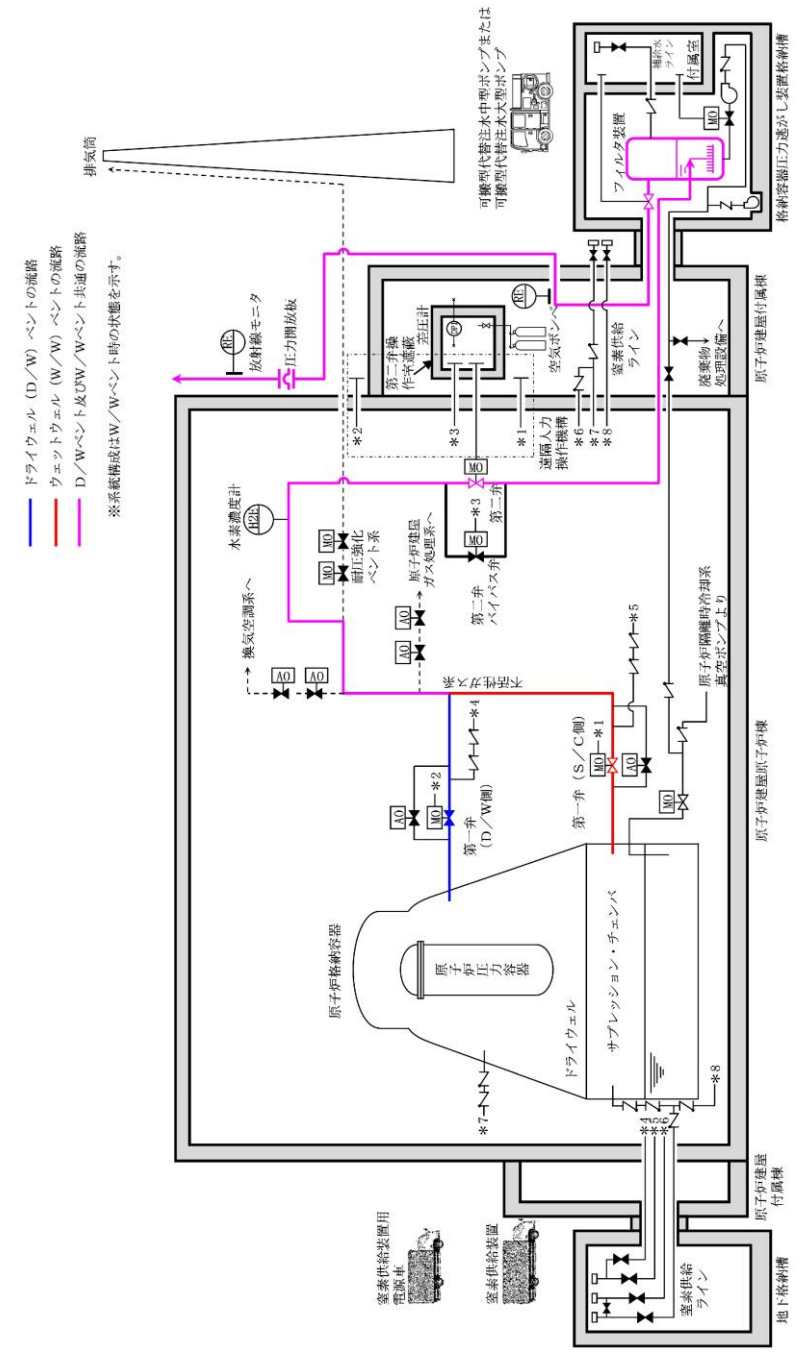


図 3.5-3 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図



第 3.5-2 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

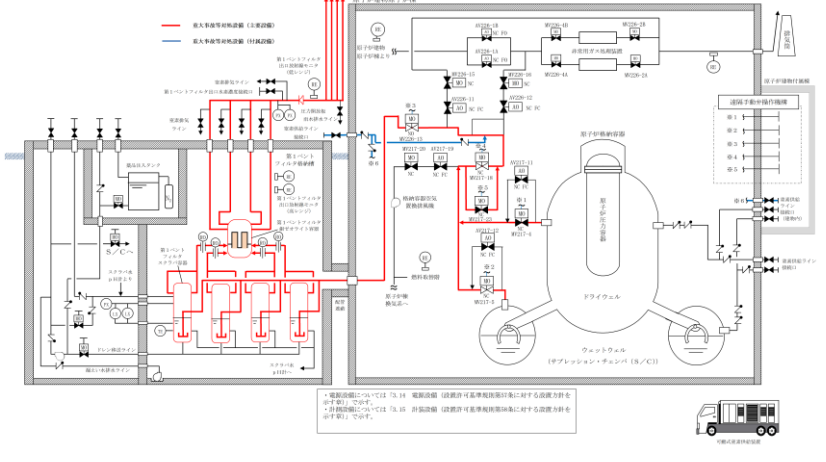


図 3.5-5 格納容器フィルタベント系 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																						
表 3.5-10 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧	第 3.5-9 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (1/2)	表 3.5-10 格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧	・設備の相違																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁作用ポンプ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】</td> </tr> <tr> <td>排出元</td> <td>原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*2}</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{*3}</td> <td>フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】	附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁作用ポンプ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)【可搬】	水源 ^{*1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】	排出元	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】	注水先	—	電源設備 ^{*2}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備 ^{*3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>フィルタ装置【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット(空気ボンベ)【可搬】 第二弁操作室差圧計【常設】 圧力開放板【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td>不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器(サブプレッション・プールを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット(配管・弁)【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>フィルタ装置【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>第 3.5-9 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備^{*1} (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td>フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する</p>	設備区分	設備名	主要設備	フィルタ装置【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット(空気ボンベ)【可搬】 第二弁操作室差圧計【常設】 圧力開放板【常設】	附属設備	フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】	水源 ^{*1}	西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】	関連設備	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器(サブプレッション・プールを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット(配管・弁)【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】	注水先	フィルタ装置【常設】	設備区分	設備名	電源設備 ^{*1} (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	関連設備	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔手動弁操作機構【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>可搬型窒素供給装置【可搬型】 第 1 ベントフィルタ格納槽遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>排出元</td> <td>原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む)【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>窒素ガス制御系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*1} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SA ロードセンタ【常設】 SA1 コントロールセンタ【常設】 SA2 コントロールセンタ【常設】 SA 電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA 用 115V 系蓄電池【常設】 SA 用 115V 系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA 用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{*2}</td> <td>スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔手動弁操作機構【常設】	附属設備	可搬型窒素供給装置【可搬型】 第 1 ベントフィルタ格納槽遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】	水源	—	排出元	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む)【常設】	流路	窒素ガス制御系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】	注水先	—	電源設備 ^{*1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SA ロードセンタ【常設】 SA1 コントロールセンタ【常設】 SA2 コントロールセンタ【常設】 SA 電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA 用 115V 系蓄電池【常設】 SA 用 115V 系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA 用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】	計装設備 ^{*2}	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】	
設備区分	設備名																																																								
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】																																																								
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁作用ポンプ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)【可搬】																																																								
水源 ^{*1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】																																																								
排出元	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】																																																								
流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】																																																								
注水先	—																																																								
電源設備 ^{*2}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																																																								
計装設備 ^{*3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】																																																								
設備区分	設備名																																																								
主要設備	フィルタ装置【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット(空気ボンベ)【可搬】 第二弁操作室差圧計【常設】 圧力開放板【常設】																																																								
附属設備	フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】																																																								
水源 ^{*1}	西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】																																																								
関連設備	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器(サブプレッション・プールを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット(配管・弁)【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】																																																								
注水先	フィルタ装置【常設】																																																								
設備区分	設備名																																																								
電源設備 ^{*1} (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																																																								
関連設備	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】																																																								
設備区分	設備名																																																								
主要設備	第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔手動弁操作機構【常設】																																																								
附属設備	可搬型窒素供給装置【可搬型】 第 1 ベントフィルタ格納槽遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】																																																								
水源	—																																																								
排出元	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む)【常設】																																																								
流路	窒素ガス制御系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】																																																								
注水先	—																																																								
電源設備 ^{*1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SA ロードセンタ【常設】 SA1 コントロールセンタ【常設】 SA2 コントロールセンタ【常設】 SA 電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA 用 115V 系蓄電池【常設】 SA 用 115V 系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA 用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】																																																								
計装設備 ^{*2}	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 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						
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 15%;"></td> <td>ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備(補助)^{※4}</td> <td>ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンペ出口圧力【常設】</td> </tr> </table> <p>※1:水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2:単線結線図を補足説明資料50-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3:主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※4: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>		ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】	計装設備(補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンペ出口圧力【常設】	<p>設計方針を示す章)」で示す。 ※2 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 15%;"></td> <td>スクラバ容器温度【常設】 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)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウエル温度(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】</td> </tr> </table> <p>※1:単線結線図を補足説明資料50-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2:主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>		スクラバ容器温度【常設】 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)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウエル温度(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】	
	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ氣體温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】								
計装設備(補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンペ出口圧力【常設】								
	スクラバ容器温度【常設】 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)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウエル温度(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】								
<p>3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 表3.5-11に示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系との独立性については, 表3.5-12で示すとおり地震, 津波, 火災, 溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。</u></p> <p><u>また, 排出経路に設置される隔離弁の電源については, 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による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが, 遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。</u></p> <p><u>また, 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については, 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と異なり, ポンプや熱交換器等を必要としないが, これらの系統を構成する主要設備については, 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図った設計とする。</u></p>	<p>3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系(原子炉停止時冷却系), 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系), 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 第3.5-10表に示すとおり多様性及び独立性, 位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系), 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系), 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系との独立性については, 第3.5-11表で示すとおり地震, 津波, 火災, 溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱の輸送が可能な設計とすること, 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, 格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>第一弁(S/C側), 第一弁(D/W側), 耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の電源について</u></p>	<p>3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 表3.5-11に示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)との独立性については, 表3.5-12で示すとおり地震, 津波, 火災, 溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。</u></p> <p><u>また, 排出経路に設置される隔離弁の電源については, 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による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが, 遠隔手動弁操作機構等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。</u></p> <p><u>また, 格納容器フィルタベント系については, 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と異なり, ポンプや熱交換器等を必要としないが, これらの系統を構成する主要設備については, 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)に対して位置的分散を図った設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【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>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。</u></p>	<p><u>は、常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より供給可能な設計とするとともに、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）は、遠隔人力操作機構を用いて必要に応じて原子炉建屋原子炉棟外での手動操作が可能な設計とし、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、駆動部にハンドルを設けることで現場での手動操作が可能な設計とすることで、弁操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置を屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽、圧力開放板を原子炉建屋近傍の屋外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟に設置する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、流路である耐圧強化ベント系配管・弁等を、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器と別区画に設置することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して可能な限り位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。</u></p>	<p><u>なお、格納容器フィルタベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。</u></p>	<p>①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、フィルタベント隔離弁については50条にて記載 設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 設備の相違 【東海第二】 ①の相違 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、同項にて同様の記載をしている 設備の相違 【東海第二】 ①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
表 3.5-11 多様性, 位置的分散					第 3.5-10 表 多様性及び独立性, 位置的分散					表 3.5-11 多様性, 位置的分散					・設備の相違
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		
	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)	残留熱除去系海水系	格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系		残留熱除去系(格納容器冷却モード)	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	格納容器フィルタベント系		
ポンプ	残留熱除去ポンプ (原子炉建屋地下3階)	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ タービン建屋地下1階	不要 ^{※1}	不要 ^{※2}	ポンプ	原子炉建屋原子炉棟(ポンプ, 熱交換器)	屋外(ポンプ)	格納容器圧力逃がし装置格納槽(フィルタ装置), 原子炉建屋近傍屋外(圧力開放板)	原子炉建屋原子炉棟(流路)	ポンプ	残留熱除去ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機海水ポンプ	不要 ^{※1}		
水源	サプレッション・チェンバ 原子炉建屋地下3階	海			ポンプ	残留熱除去系ポンプ(原子炉建屋原子炉棟地下2階)	残留熱除去系海水系ポンプ			水源	サプレッション・チェンバ 原子炉建屋原子炉棟地下2階	海			
駆動用空気	不要	不要			水源	サプレッション・チェンバ又は原子炉圧力容器	海			駆動用空気	不要	不要			
潤滑方式	水潤滑	原子炉補機冷却水ポンプ:油浴方式 原子炉補機冷却海水ポンプ:水潤滑			駆動用空気	不要	不要	不要	不要	潤滑方式	油浴方式	原子炉補機冷却水ポンプ:油浴方式 原子炉補機海水ポンプ:水潤滑			
冷却水	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	不要			潤滑油	不要(内包油)	不要(内包油)			冷却水	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系	不要			
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) 原子炉建屋地上1階	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) 原子炉建屋地上1階			冷却水	残留熱除去系海水系	自己冷却			駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) 原子炉建屋付属棟地下2階	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) 原子炉建屋付属棟地下2階			
^{※1} 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置, よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては, 原子炉建屋東側屋外(6号炉), 原子炉建屋南東側屋外(7号炉)に設置する ^{※2} 耐圧強化ベント系は, 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と区画され分離されている										^{※1} 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に, 圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置する。					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 2号炉		備考																																																																																										
<p align="center"><u>表 3.5-12 設計基準事故対処設備との独立性</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系</td> <td></td> <td>格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td colspan="4">6号炉及び7号炉の原子炉建屋及びフィルタベント遮蔽壁は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、浴水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系		格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系		共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。				津波	6号炉及び7号炉の原子炉建屋及びフィルタベント遮蔽壁は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。				火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。				溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、浴水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。				<p align="center"><u>第 3.5-11 表 設計基準事故対処設備との独立性</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)、 残留熱除去系海水系</td> <td></td> <td>格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)、残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2火災による損傷の防止」で記載すること。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載すること。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)、 残留熱除去系海水系		格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系		共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)、残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。				津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。				火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2火災による損傷の防止」で記載すること。				溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載すること。				<p align="center"><u>表 3.5-12 設計基準事故対処設備との独立性</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(格納容器冷却モード) 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)</td> <td></td> <td>格納容器フィルタベント系</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td colspan="4">原子炉建物、第1ベントフィルタ格納槽及び原子炉建物近傍は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td colspan="4">設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。</td> </tr> </tbody> </table>		項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		残留熱除去系(格納容器冷却モード) 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)		格納容器フィルタベント系		共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。				津波	原子炉建物、第1ベントフィルタ格納槽及び原子炉建物近傍は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。				火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。				溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。				<p>・設備の相違</p>
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備																																																																																													
	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系		格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系																																																																																													
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																																																																																														
	津波	6号炉及び7号炉の原子炉建屋及びフィルタベント遮蔽壁は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。																																																																																														
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。																																																																																														
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と、重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、浴水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。																																																																																														
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備																																																																																													
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)、 残留熱除去系海水系		格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系																																																																																													
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)、残留熱除去系海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																																																																																														
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。																																																																																														
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2火災による損傷の防止」で記載すること。																																																																																														
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系海水系並びに重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載すること。																																																																																														
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備																																																																																													
	残留熱除去系(格納容器冷却モード) 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)		格納容器フィルタベント系																																																																																													
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																																																																																														
	津波	原子炉建物、第1ベントフィルタ格納槽及び原子炉建物近傍は、基準津波が到達しない位置に設置することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。																																																																																														
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-7重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。																																																																																														
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と、重大事故防止設備である格納容器フィルタベント系は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする(「共-8重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。																																																																																														
<p>3.5.2.3 耐圧強化ベント系</p> <p>3.5.2.3.1 設備概要</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷等を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。</u></p> <p><u>本システムを使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサブプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は、ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内の雰囲気ガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。</u></p> <p><u>本システムは、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、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備)、計測制御装置、及び流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、遠隔空気駆動弁操作設備及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒(内筒)、排出元であ</u></p>		<p>3.5.2.3 耐圧強化ベント系</p> <p>3.5.2.3.1 設備概要</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、かつ残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)、残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の使用が不可能な場合に、原子炉格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを、サブプレッション・チェンバ及びドライウェルから不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を経由して、排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通じ放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とし、ドライウェル側からのベントを行う際には、サブプレッション・チェンバ内の原子炉格納容器内雰囲気ガスは真空破壊装置(サブプレッション・チェンバ→ドライウェル)を経由してドライウェルへ排出される設計とする。</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>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>る原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を経由して非常用ガス処理系へ導き、原子炉建屋屋上に設置している主排気筒（内筒）を通して大気へ放出する。</u></p> <p><u>本系統に関する系統概要図を図3.5-4、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.5-13に示す。</u></p>	<p><u>ベントを行う際は、サプレッション・プールでのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先するが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合は、ドライウェル側からベントを行う設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも水没の悪影響を受けない設計とする。</u></p> <p><u>本系統は配管及び弁等で構成し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を経由して原子炉建屋ガス処理系へ導き、主排気筒に沿って設置している原子炉建屋ガス処理系配管を通して大気へ放出する設計とする。また、耐圧強化ベント系は、排出経路配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>本系統全体の概要図を第3.5-3図に、本系統に属する重大事故対処設備を第3.5-12表に示す。</u></p> <p><u>本設備は、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能な設計とする。また、電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能な設計とする。</u></p>		

- ・ 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。
- ・ 計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

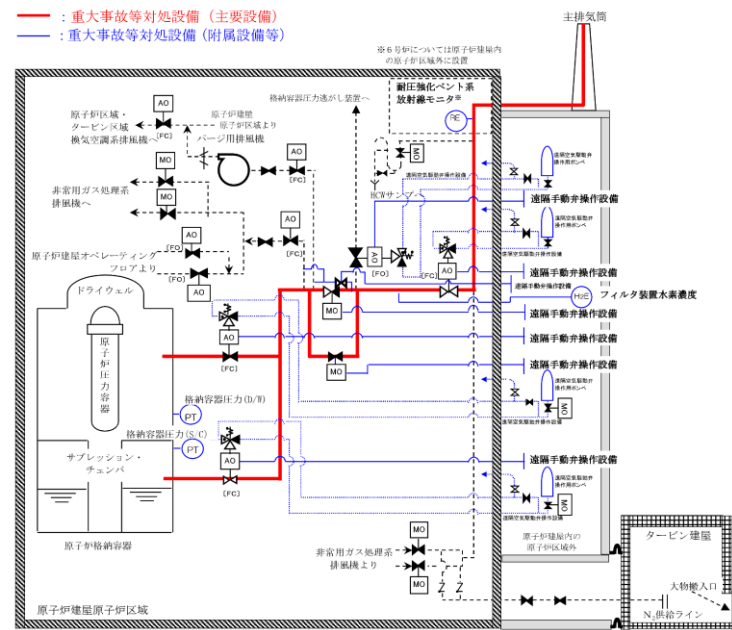
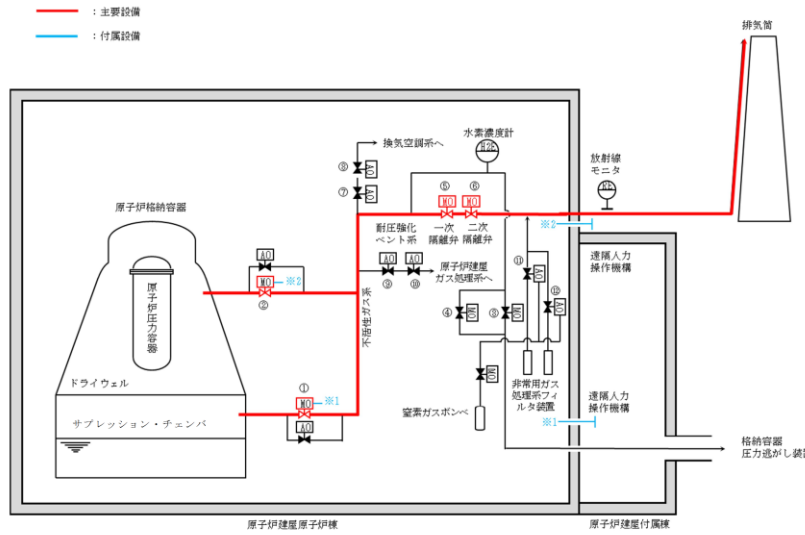


図 3.5-4 耐圧強化ベント系系統概要図



機器名称	機器名称
① 第一弁 (S / C 側)	⑦ 換気空調系一次隔離弁
② 第一弁 (D / W 側)	⑧ 換気空調系二次隔離弁
③ 第二弁	⑨ 原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④ 第二弁バイパス弁	⑩ 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤ 耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪ 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A
⑥ 耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫ 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B

第 3.5-3 図 耐圧強化ベント系 系統概要図

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																												
表 3.5-13 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧		第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一																													
表 3.5-13 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧		第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>排出元</td> <td>原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁【常設】 非常用ガス処理系配管・弁【常設】 主排気筒(内筒)【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備※2</td> <td>ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】※3</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	—	附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】	排出元	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁【常設】 非常用ガス処理系配管・弁【常設】 主排気筒(内筒)【常設】	注水先	—	電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備※2	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】※3	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 耐圧強化ベント系一次隔離弁【常設】 耐圧強化ベント系二次隔離弁【常設】</td> </tr> <tr> <td>付属設備</td> <td>遠隔人力操作機構【常設】</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td>不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁【常設】 原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 耐圧強化ベント系一次隔離弁【常設】 耐圧強化ベント系二次隔離弁【常設】	付属設備	遠隔人力操作機構【常設】	水源	—	関連設備	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁【常設】 原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】	注水先	—		
設備区分	設備名																														
主要設備	—																														
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】																														
排出元	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】																														
流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁【常設】 非常用ガス処理系配管・弁【常設】 主排気筒(内筒)【常設】																														
注水先	—																														
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																														
計装設備※2	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】※3																														
設備区分	設備名																														
主要設備	第一弁(S/C側)【常設】 第一弁(D/W側)【常設】 耐圧強化ベント系一次隔離弁【常設】 耐圧強化ベント系二次隔離弁【常設】																														
付属設備	遠隔人力操作機構【常設】																														
水源	—																														
関連設備	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁【常設】 原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】																														
注水先	—																														
表 3.5-12 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一		第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一																													
表 3.5-12 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一		第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一																													
表 3.5-12 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一		第 3.5-12 表 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備※1 (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備※2</td> <td>ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	計装設備※2	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備※1 (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備※2</td> <td>ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	計装設備※2	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】	<p>※1 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>																	
設備区分	設備名																														
電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																														
計装設備※2	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】																														
設備区分	設備名																														
電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																														
計装設備※2	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】																														
※1: 単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。																															
電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。																															
※2: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態																															
計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。																															
※3: フィルタ装置水素濃度については、設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。																															

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>3.5.2.3.2 主要設備の仕様 <u>主要機器の仕様を以下に示す。</u></p> <p>(1) <u>耐圧強化ベント系</u></p> <p>最高使用圧力 : 620kPa [gage] 最高使用温度 : 171℃ 容量 : 約 15.8kg/s</p> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保 <u>耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保については「3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保」で示す。</u></p>	<p>3.5.2.3.2 主要設備の仕様</p> <p>(1) <u>耐圧強化ベント系(配管及び弁)</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・ <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</u></p> <p>系統数 1 系統設計流量 約 48,000kg/h</p> <p>a. <u>第一弁 (S/C側)</u></p> <p>型式 電気作動 個数 1 最高使用圧力 0.62MPa [gage] 最高使用温度 200℃ 材料 ステンレス鋼</p> <p>b. <u>第一弁 (D/W側)</u></p> <p>型式 電気作動 個数 1 最高使用圧力 0.62MPa [gage] 最高使用温度 200℃ 材料 ステンレス鋼</p> <p>c. <u>耐圧強化ベント系一次隔離弁</u></p> <p>型式 電気作動 個数 1 最高使用圧力 0.62MPa [gage] 最高使用温度 200℃ 材料 ステンレス鋼</p> <p>d. <u>耐圧強化ベント系二次隔離弁</u></p> <p>型式 電気作動 個数 1 最高使用圧力 0.62MPa [gage] 最高使用温度 200℃ 材料 ステンレス鋼</p> <p>3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保 <u>耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保については「3.5.2.2.2 多重性又は多様性及び独立性, 位置的分散の確保」で示す。</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>3.5.2.3.4 設置許可基準規則第 43 条への適合方針</p> <p>3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第 43 条第 i 項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>耐圧強化ベント系を構成する機器は、原子炉建屋原子炉区域内及び屋外に設置されている設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.5-14 に示す設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(48-4, 48-8, 48-9)</p>	<p>3.5.2.3.4 設置許可基準規則第 43 条への適合方針</p> <p>3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>耐圧強化ベント系を構成する機器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第 3.5-13 表に示す。</p> <p style="text-align: right;">(48-4-2~6)</p>																																
<p style="text-align: center;">表 3.5-14 想定する環境条件及び荷重条</p> <table border="1" data-bbox="154 1234 914 1646"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p style="text-align: center;">第 3.5-13 表 想定する環境条件</p> <table border="1" data-bbox="943 1234 1703 1612"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものでないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを踏まえ、機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものでないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ、機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。		
環境条件等	対応																																
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																
環境条件	対応																																
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																
屋外の天候による影響	屋外に設置するものでないため、天候による影響は受けない。																																
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ、機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す)																																
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。																																
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																
<p>耐圧強化ベント系の操作は、重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮し、また、電源喪失時においても操作可能なように、原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備を介しての人力操作が可能な設計とする。</p>	<p>耐圧強化ベント系の操作は、重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉棟内環境を考慮し、中央制御室のスイッチから遠隔操作可能な設計とする。また、電源喪失時においても操作可能なように、原子炉建屋原子炉棟外より遠隔人力操作機構を介しての人力操作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 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁(一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁)については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。さらに、一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、二次隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系使用時に、耐圧強化ベント系に接続される系統との隔離のための弁(換気空調系一次隔離弁、非常用ガス処理系一次隔離弁、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A及びB、非常用ガス処理系U、シール隔離弁)については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。なお、原子炉区域・タービン区域換気空調系、非常用ガス処理系には、格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため、手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが、これらの弁については通常時閉とし、さらに運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置</u></p>	<p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁(電動駆動弁及び空気駆動弁)については、重大事故等時の環境条件を考慮し、中央制御室にて操作可能な設計とする。また、駆動源喪失時においても、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くない※1ことから現場において手動または、遠隔人力操作機構を用いて操作が可能である。</u></p> <p><u>なお、耐圧強化ベント系との隔離弁になる既設の非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Bについては、フェイルオープンの弁であり、駆動源喪失時に当該弁を閉にするためには、現場においてバックアップ窒素供給弁を開にし、当該隔離弁を閉にした上で機械的ロックをする必要がある。したがって、操作性向上のため、当該弁のアクチュエータをバックアップ窒素を要せず、手動にて閉操作可能なものに取り替える。</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>し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</p> <p>水素バイパスラインに設置される止め弁については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>表 3.5-15 に操作対象機器を示す。これら操作機器については、運転員のアクセシビリティ、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(48-4, 48-5)</p>	<p>第 3.5-14 表に操作対象機器を示す。これらの機器については、運転員のアクセシビリティを考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実にできる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(48-3-3, 48-5-3)</p> <p>※1 現場の線量率は、耐圧強化ベント系配管から 30cm 離れた位置で約 7.0mSv/h であり、弁操作を手動で行うことができる環境である。また、室温についても、電源が喪失し、換気系が停止していると想定しても、室温上昇は極小さく、通常待機時同等と考えられ、弁操作を手動で行うことができる環境である。</p>																																																																																																				
<p style="text-align: center;">表 3.5-15 操作対象機器</p> <table border="1" data-bbox="154 1050 914 1921"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔手動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">一次隔離弁 (ドライウエル側)</td> <td rowspan="3">弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔手動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">二次隔離弁</td> <td rowspan="3">弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔手動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">二次隔離弁 バイパス弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔手動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置 入口弁</td> <td rowspan="2">弁開→弁閉</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔手動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔空気駆動弁)</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	二次隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)	中央制御室	スイッチ操作	二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	中央制御室	スイッチ操作	フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁)	<p style="text-align: center;">第 3.5-14 表 操作対象機器リスト</p> <table border="1" data-bbox="943 1060 1706 1795"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">第一弁 (S/C側)</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋付属棟1階</td> <td>手動操作 (遠隔人力操作機構)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第一弁 (D/W側)</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋付属棟屋上</td> <td>手動操作 (遠隔人力操作機構)</td> </tr> <tr> <td>第二弁</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>第二弁バイパス弁</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ベント系 一次隔離弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋付属棟5階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ベント系 二次隔離弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋付属棟5階</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 一次隔離弁</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 二次隔離弁</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B</td> <td>弁閉※1</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 通常待機時閉状態の弁であることから、中央制御室にてランプ確認を行う。全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。</p>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	第一弁 (S/C側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋付属棟1階	手動操作 (遠隔人力操作機構)	第一弁 (D/W側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋付属棟屋上	手動操作 (遠隔人力操作機構)	第二弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	第二弁バイパス弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋付属棟5階	手動操作	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋付属棟5階	手動操作	換気空調系 一次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	換気空調系 二次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1		
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																		
一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)																																																																																																		
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)																																																																																																		
		中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)																																																																																																		
二次隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)																																																																																																		
		原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)																																																																																																		
		中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)																																																																																																		
		中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)																																																																																																		
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁)																																																																																																		
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																		
第一弁 (S/C側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
		原子炉建屋付属棟1階	手動操作 (遠隔人力操作機構)																																																																																																		
第一弁 (D/W側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
		原子炉建屋付属棟屋上	手動操作 (遠隔人力操作機構)																																																																																																		
第二弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
第二弁バイパス弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
		原子炉建屋付属棟5階	手動操作																																																																																																		
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																		
		原子炉建屋付属棟5階	手動操作																																																																																																		
換気空調系 一次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
換気空調系 二次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁A	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※1																																																																																																		
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁B	弁閉※1	中央制御室	スイッチ操作※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																			
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	域外)	操作設備)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)	中央制御室	スイッチ操作※1	中央制御室	手動操作※2	中央制御室	スイッチ操作※1	中央制御室	手動操作※2	中央制御室	スイッチ操作※1	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉区域内)	手動操作	中央制御室	スイッチ操作※1	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉区域内)	手動操作	中央制御室	スイッチ操作※1	6号炉:原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉区域内) 7号炉:原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋原子炉区域内)	手動操作	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)		
		換気空調系第一隔離弁	弁閉確認																											換気空調系第二隔離弁	弁閉確認
換気空調系第一隔離弁	弁閉確認	換気空調系第二隔離弁	弁閉確認	非常用ガス処理系第一隔離弁	弁閉確認	非常用ガス処理系第二隔離弁	弁閉確認	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A	弁閉確認	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B	弁閉確認	非常用ガス処理系Uシール隔離弁	弁閉確認	水素バイパスライン止め弁	弁閉→弁開																
<p>※1 中央制御室にてランプ確認を行う。 全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。</p> <p>※2 中央制御室にてランプ確認を行う。 これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、耐圧強化ベント系使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</p> <p><u>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u> 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p><u>(ii) 適合性</u> 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。耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から主排気筒 (内筒) までのラインを構成する電動弁及び空気作動弁については、表 3.5-16 に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に放出されることを防止するため、</p>				<p><u>(3) 試験検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u> 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p><u>(ii) 適合性</u> 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。 第 3.5-15 表に示すように、原子炉格納容器から主排気筒までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁は、発電用原子炉停止中に、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。また、弁動作確認として、弁開閉動作の確認が可能な設計とする。系統配管・弁につい</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>開閉試験は実施しない。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-6)</p> <p style="text-align: center;">表 3.5-16 耐圧強化ベント系の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="154 697 914 877"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えい確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 i 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>本システムを使用する際には、流路に接続される弁 (一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁) を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスを非常用ガス処理系配管を経由して主排気筒 (内筒) へ導くこ</u></p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	漏えい確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	<p><u>ては、機能・性能検査として漏えい確認、外観の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>遠隔人力操作機構は、機能・性能検査として、弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>なお、発電用原子炉運転中については、弁の開閉試験により系統内の空気が外部に放出されるため、開閉試験は実施しない設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-6-2, 3)</p> <p style="text-align: center;">第 3.5-15 表 耐圧強化ベント系の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="949 697 1703 1104"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">停止中</td> <td>分解検査</td> <td>弁部品の分解検査 (非破壊検査を含む) 又は取替</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>系統漏えい確認、外観の確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>(遠隔人力操作機構) 機能・性能検査</td> <td>弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系については、本来の用途として使用する設計とする。当該システムを使用する際には、流路に接続される弁 (第一弁 (S / C 側又は D / W 側) 及び耐圧強化ベント弁) の開操作を中央制御室より実施することにより、ベントガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系配管を経由して排気筒へ導くことが可能である。また、電源喪失</u></p>	原子炉の状態	項目	内容	停止中	分解検査	弁部品の分解検査 (非破壊検査を含む) 又は取替	機能・性能検査	系統漏えい確認、外観の確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	(遠隔人力操作機構) 機能・性能検査	弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認		
発電用原子炉の状態	項目	内容																					
停止中	機能・性能試験	漏えい確認																					
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																					
原子炉の状態	項目	内容																					
停止中	分解検査	弁部品の分解検査 (非破壊検査を含む) 又は取替																					
	機能・性能検査	系統漏えい確認、外観の確認																					
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																					
	(遠隔人力操作機構) 機能・性能検査	弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認																					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

とが可能である。また、一次隔離弁(サブプレッション・チェンパ側又はドライウエル側)、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。さらに、一次隔離弁(サブプレッション・チェンパ側又はドライウエル側)、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。

これにより、図3.5-5及び図3.5-6で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(48-5)

東海第二発電所 (2018.9.18版)

時においてはこれらの弁を手動操作(遠隔人力操作機構による操作含む。)により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて操作可能である。

これにより、ベントが必要となるまでの間に、速やかに切り替え操作が可能である。

(48-3-3, 48-5-3)

島根原子力発電所 2号炉

備考

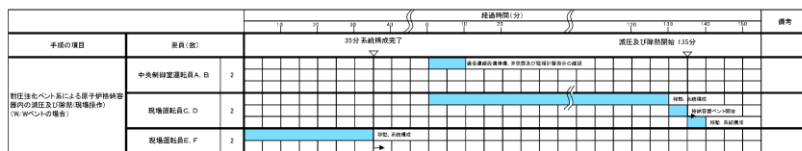
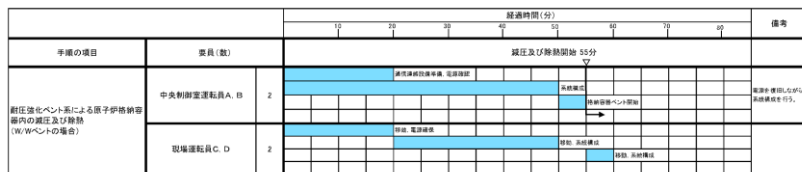


図3.5-5 耐圧強化ベント系による除熱のタイムチャート(ウェットウエルベントの場合)*

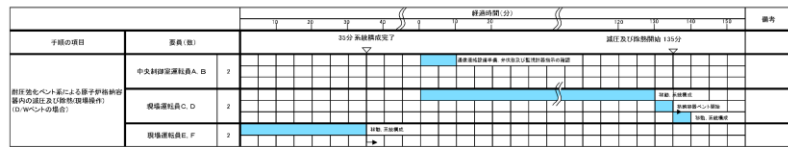
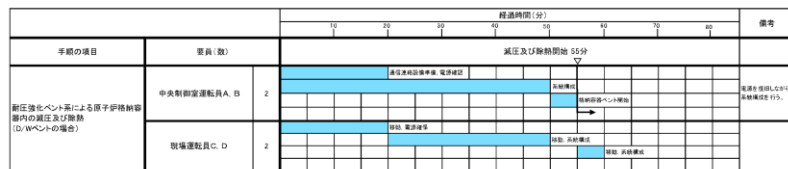


図3.5-6 耐圧強化ベント系による除熱のタイムチャート(ドライウエルベントの場合)*

*:「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の1.5で示すタイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所 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) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は, 不活性ガス系, 非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。</u></p> <p><u>通常時に使用する系統としては表3.5-17のとおり, 不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが, 二次隔離弁, 二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については, 通常時は使用しない系統であるため, 系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。</u></p> <p><u>一方で, 重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に, 排出経路を構成するための隔離境界箇所は, 表3.5-18のとおりである。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側), 及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は, 一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており, それぞれの系統を隔離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手動弁であり, 万が一, 弁座からシートパスがあったとしても, 排気ガスが他系統へ回り込むことを防止し, 悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>また, 格納容器圧力逃がし装置, 非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側), 及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器</u></p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系には, 不活性ガス系, 原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。</u></p> <p><u>通常待機時に使用する系統としては第3.5-16表のとおり, 不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系があるが, 第一弁 (S/C側及びD/W側), 耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については, 通常待機時は使用しない設備であることから, 第二弁, 第二弁バイパス弁については, 通常待機時に閉としても悪影響はない。</u></p> <p><u>一方で, 重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に, 排気経路を構成するための隔離境界箇所は, 第3.5-17表のとおりである。このうち, 原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁, 二次隔離弁及び換気空調系一次隔離弁, 二次隔離弁については, 直列に2弁ずつ設置してあることから, 万が一弁にシートパスが発生したとしても, ベントガスが他系統へ回り込むことにより悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁については, 通常待機時閉の空気作動弁であり, 非常用ガス処理系の自動起動信号により開となること及び電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため, 耐圧強化ベント系使用時には, 中央制御室にて閉状態の確認又は閉操作を行うことにより, 他系統への悪影響を防止する設計とする。</u></p> <p><u>なお, 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁が何らかの理由で中央制御室から閉操作ができない場合でも, 耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり, 想定</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>圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開、電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気作動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は、通常時閉の電動弁であるが、非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため、電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると、中央制御室での閉確認が必要である。また、排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり、耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。</p> <p>以上のことから、耐圧強化ベント系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から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。</p>	<p>される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くないことから現場において手動にて閉操作が実施可能である。</p> <p>(48-3-3, 48-5-3)</p>																																																				
<p>表 3.5-17 他系統との隔離弁(通常時)</p> <table border="1" data-bbox="154 919 914 1129"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">不活性ガス系</td> <td>二次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>耐圧強化ベント弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置*</td> <td>フィルタ装置入口弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時開 電源喪失時開</td> </tr> </tbody> </table> <p>※格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等対処設備であり、通常時は使用しない系統である。</p>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉	非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	格納容器圧力逃がし装置*	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開	<p>第 3.5-16 表 他系統との隔離弁(通常待機時)</p> <table border="1" data-bbox="949 919 1709 1054"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>不活性ガス系</td> <td>耐圧強化ベント系 一次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系</td> <td>耐圧強化ベント系 二次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	不活性ガス系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常待機時閉	原子炉建屋ガス処理系	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	電動駆動	通常待機時閉																					
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																		
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉																																																		
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉																																																		
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																		
格納容器圧力逃がし装置*	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開																																																		
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																		
不活性ガス系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常待機時閉																																																		
原子炉建屋ガス処理系	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	電動駆動	通常待機時閉																																																		
<p>表 3.5-18 他系統との隔離弁(重大事故等時)</p> <table border="1" data-bbox="154 1276 914 1717"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 排風機入口側)</td> <td>第一隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉区域・タービン区域換気空調系</td> <td>第一隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 フィルタ装置出口側)</td> <td>第一隔離弁 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 (自動起動イン ターロック有)</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁*)</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時開 電源喪失時開</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内</td> <td>第一隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時開</td> </tr> </tbody> </table> <p>※耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要(中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能)</p>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 排風機入口側)	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁	手動	通常時閉	原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁	手動	通常時閉	非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 フィルタ装置出口側)	第一隔離弁 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動イン ターロック有)	格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁*)	空気駆動	通常時開 電源喪失時開	原子炉建屋内	第一隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時開	<p>第 3.5-17 表 他系統との隔離弁(重大事故等時)</p> <table border="1" data-bbox="949 1276 1709 1579"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系</td> <td>一次隔離弁, 二次隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常待機時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>換気空調系</td> <td>一次隔離弁, 二次隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常待機時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)</td> <td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A), 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常待機時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>第二弁, 第二弁バイパス弁^{※1}</td> <td>電動駆動</td> <td>通常待機時閉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 耐圧強化ベント使用時に切替操作が必要(中央制御室にて容易に切替可能)</p>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	原子炉建屋ガス処理系	一次隔離弁, 二次隔離弁	空気駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉	換気空調系	一次隔離弁, 二次隔離弁	空気駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉	原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A), 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉	格納容器圧力逃がし装置	第二弁, 第二弁バイパス弁 ^{※1}	電動駆動	通常待機時閉		
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																		
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 排風機入口側)	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																		
	第二隔離弁	手動	通常時閉																																																		
原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																		
	第二隔離弁	手動	通常時閉																																																		
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系 フィルタ装置出口側)	第一隔離弁 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動イン ターロック有)																																																		
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁*)	空気駆動	通常時開 電源喪失時開																																																		
原子炉建屋内	第一隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時開																																																		
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																		
原子炉建屋ガス処理系	一次隔離弁, 二次隔離弁	空気駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉																																																		
換気空調系	一次隔離弁, 二次隔離弁	空気駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉																																																		
原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A), 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉																																																		
格納容器圧力逃がし装置	第二弁, 第二弁バイパス弁 ^{※1}	電動駆動	通常待機時閉																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>(6) <u>設置場所 (設置許可基準規則第43条第 i 項六)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3. 3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表3.5-19に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について、炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては、想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能である。また、原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、操作場所での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-4, 48-5)</p>	<p>(6) <u>設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を第 3.5-18 表に示す。耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁は、中央制御室から操作が可能な設計としている。何らかの理由で中央制御室から閉操作ができない場合でも、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くないことから、現場において手動又は遠隔人力操作機構を用いて操作が可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-3-3, 48-4-2~6, 48-5-3)</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 align="center">表 3.5-19 操作対象機器設置場所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一次隔離弁(サブプレッジョン・チェンバ側)</td> <td>原子炉建屋地下1階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地下1階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">一次隔離弁(ドライウエル側)</td> <td>原子炉建屋地上2階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上2階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">二次隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">二次隔離弁バイパス弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> <tr> <td>換気空調系第一隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>換気空調系第二隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階^{*1}(原子炉建屋原子炉区域内)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系第一隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系第二隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階^{*1}(原子炉建屋原子炉区域内)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系Uシール隔離弁</td> <td>6号炉:原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)7号炉:原子炉建屋地上4階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>水素バイパスライン止め弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>*1これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、耐圧強化ベント系使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</small></p>	機器名称	設置場所	操作場所	一次隔離弁(サブプレッジョン・チェンバ側)	原子炉建屋地下1階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	原子炉建屋地下1階(原子炉建屋内の原子炉区域外)		一次隔離弁(ドライウエル側)	原子炉建屋地上2階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	原子炉建屋地上2階(原子炉建屋内の原子炉区域外)		二次隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)		二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)		フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)	耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)	換気空調系第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	換気空調系第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{*1} (原子炉建屋原子炉区域内)	非常用ガス処理系第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	非常用ガス処理系第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{*1} (原子炉建屋原子炉区域内)	真空破壊弁	原子炉格納容器内	—	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	非常用ガス処理系Uシール隔離弁	6号炉:原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)7号炉:原子炉建屋地上4階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)	<p align="center">第3.5-18表 操作対象機器設置場所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称設</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第一弁(S/C側)</td> <td>原子炉建屋原子炉棟1階</td> <td>中央制御室 原子炉建屋付属棟1階</td> </tr> <tr> <td>第一弁(D/W側)</td> <td>原子炉建屋付属棟4階</td> <td>中央制御室 原子炉建屋付属棟屋上</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系一次隔離弁</td> <td>原子炉建屋原子炉棟5階</td> <td>中央制御室 原子炉建屋付属棟5階</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系二次隔離弁</td> <td>原子炉建屋原子炉棟5階</td> <td>中央制御室 原子炉建屋付属棟5階</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称設	設置場所	操作場所	第一弁(S/C側)	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室 原子炉建屋付属棟1階	第一弁(D/W側)	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室 原子炉建屋付属棟屋上	真空破壊装置	原子炉格納容器内	—	耐圧強化ベント系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室 原子炉建屋付属棟5階	耐圧強化ベント系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室 原子炉建屋付属棟5階		
機器名称	設置場所	操作場所																																																																											
一次隔離弁(サブプレッジョン・チェンバ側)	原子炉建屋地下1階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
	原子炉建屋地下1階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																												
一次隔離弁(ドライウエル側)	原子炉建屋地上2階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
	原子炉建屋地上2階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																												
二次隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																												
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																												
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																											
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																											
換気空調系第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
換気空調系第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{*1} (原子炉建屋原子炉区域内)																																																																											
非常用ガス処理系第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
非常用ガス処理系第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{*1} (原子炉建屋原子炉区域内)																																																																											
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—																																																																											
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
非常用ガス処理系Uシール隔離弁	6号炉:原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)7号炉:原子炉建屋地上4階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																																																																											
水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																											
機器名称設	設置場所	操作場所																																																																											
第一弁(S/C側)	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室 原子炉建屋付属棟1階																																																																											
第一弁(D/W側)	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室 原子炉建屋付属棟屋上																																																																											
真空破壊装置	原子炉格納容器内	—																																																																											
耐圧強化ベント系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室 原子炉建屋付属棟5階																																																																											
耐圧強化ベント系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室 原子炉建屋付属棟5階																																																																											
<p>3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</u></p>	<p>3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針(常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)</p> <p>(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</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><u>耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から除熱をするため、原子炉定格熱出力の1%に相当する15.8kg/sの蒸気を排気することができるよう、十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>原子炉定格熱出力の1%とは、原子炉停止から2～3時間後に相当する出力である。一方、炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）において、炉心損傷前の格納容器ベント開始は、原子炉停止後約16時間後となっている。そのため、格納容器ベント開始時における原子炉格納容器の蒸気発生量は、耐圧強化ベント系の設計流量である15.8kg/sよりも小さいことから、耐圧強化ベント系を用いて、原子炉格納容器から除熱することは可能である。</u></p> <p><u>また、耐圧強化ベント系を炉心損傷前に使用する場合は、原子炉格納容器の最高使用圧力にて格納容器ベント判断をするものとし、格納容器ベント判断から格納容器ベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、耐圧強化ベント系の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の620kPa[gage]とする。</u></p> <p><u>また、耐圧強化ベント系の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の171℃とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-7)</p> <p>(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</u></p>	<p><u>耐圧強化ベント系の設計流量としては、耐圧強化ベントを行う事故後約 28 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できるだけの十分な容量として、崩壊熱の 1%程度に相当する蒸気流量を排気可能な流量とする。</u></p> <p><u>また、耐圧強化ベント系を重大事故防止設備として使用する場合は、添付書類十「7.2.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に示す有効性評価を踏まえ、原子炉格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし、ベント判断からベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、0.62MPa [gage] を重大事故等時使用圧力とする。また、この時の原子炉格納容器内の温度以上となるように、重大事故等時使用温度を 200℃とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(48-7-4~7)</p> <p>(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設重大事故等対処設備の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</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><u>(ii) 適合性</u> 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>耐圧強化ベント系は、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><u>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</u> <u>(i) 要求事項</u> 常設重大事故防止設備は共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p><u>(ii) 適合性</u> 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>耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補機冷却系とは構成機器を共用していないため、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が失われることはない。また、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、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 style="text-align: right;">(48-2, 48-4, 48-5)</p>	<p><u>(ii) 適合性</u> 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p><u>耐圧強化ベント系の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内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><u>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</u> <u>(i) 要求事項</u> 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p><u>(ii) 適合性</u> 設計方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) とは構成機器を共用しておらず、また、耐圧強化ベント系及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) が設置されるエリアは、各々区画され近接していないことから、耐圧強化ベント系及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) が、共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(第3.5-10表)</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>3.5.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>3.5.3.1 原子炉補機冷却系</p> <p>3.5.3.1.1 設備概要</p> <p>原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系機器、燃料プール冷却浄化系機器等の冷却を行うための機能を期待するため、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) と位置付ける。</p> <p>本系統は、非常用炉心冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応した3系統としており、その系統は中間ループ及び海水系で構成し、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、原子炉補機冷却海水ポンプ、配管及び弁類等で構成する。原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは、各区分において通常運転時は1台運転としており、1台予備とする。</p> <p>本系統に関する系統概要図を図3.5-7、本系統に関する重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 一覧を表3.5-20に示す。</p>	<p>3.5.3 重大事故等対処設備</p> <p>3.5.3.1 残留熱除去系</p> <p>3.5.3.1.1 設備概要</p> <p><u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章)」、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p> <p>3.5.3.2 残留熱除去系海水系</p> <p>3.5.3.2.1 設備概要</p> <p><u>残留熱除去系海水系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海を水源とし、残留熱除去系海水系ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピットを通じて海水を取水し、ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水系ストレーナにて異物を除去し海水を送水する。</u></p> <p>残留熱除去系海水系に関する重大事故等対処設備一覧を第3.5-19表に示す。</p>	<p>3.5.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>3.5.3.1 原子炉補機冷却系</p> <p>3.5.3.1.1 設備概要</p> <p><u>原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系機器、燃料プール冷却系機器等の冷却を行うための機能を期待するため、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) と位置付ける。</u></p> <p><u>本系統は、非常用炉心冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応して、原子炉補機冷却系区分Ⅰ、原子炉補機冷却系区分Ⅱ、高圧炉心スプレイ補機冷却系に分け、非常用炉心冷却系の各区分ごとに独立に冷却できる機能を有する。</u></p> <p><u>また、残留熱除去系機器の冷却は、残留熱除去系の2系統に対応して上記の原子炉補機冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、また、高圧炉心スプレイ系機器の冷却は、高圧炉心スプレイ補機冷却系で独立に冷却を行うことができる。</u></p> <p><u>その他常用機器冷却は上記の原子炉補機冷却系の区分Ⅰ、区分Ⅱで行い、非常時は弁により非常用機器冷却と分離することができる。</u></p> <p><u>本系統に関する系統概要図を図3.5-6及び図3.5-7、本系統に関する重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 一覧を表3.5-13及び表3.5-14に示す。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、RCW/R SW系の2系統及びHPCW/HPSW系を1系統設置する (以下、⑨の相違)</p>

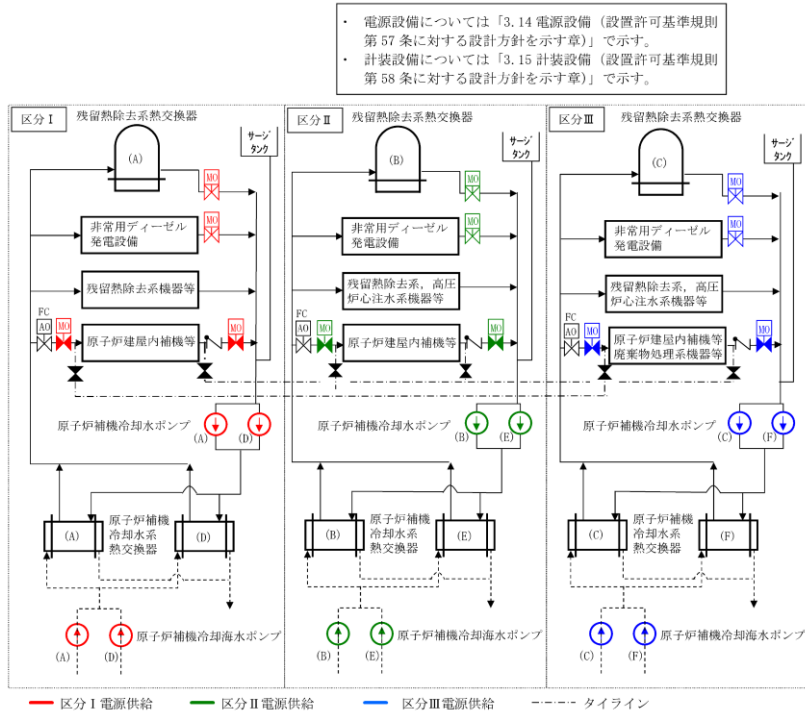


図 3.5-7 原子炉補機冷却系 系統概要図

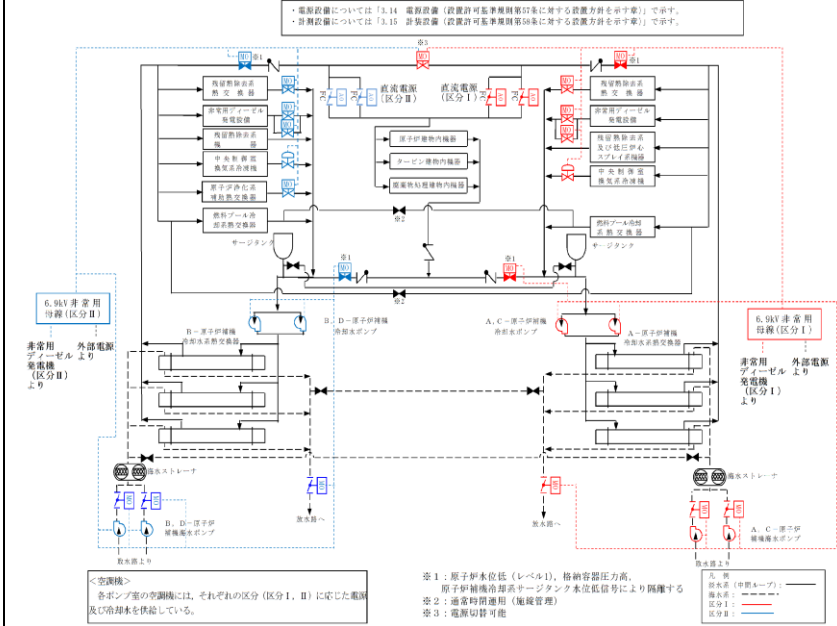


図 3.5-6 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 系統概要図

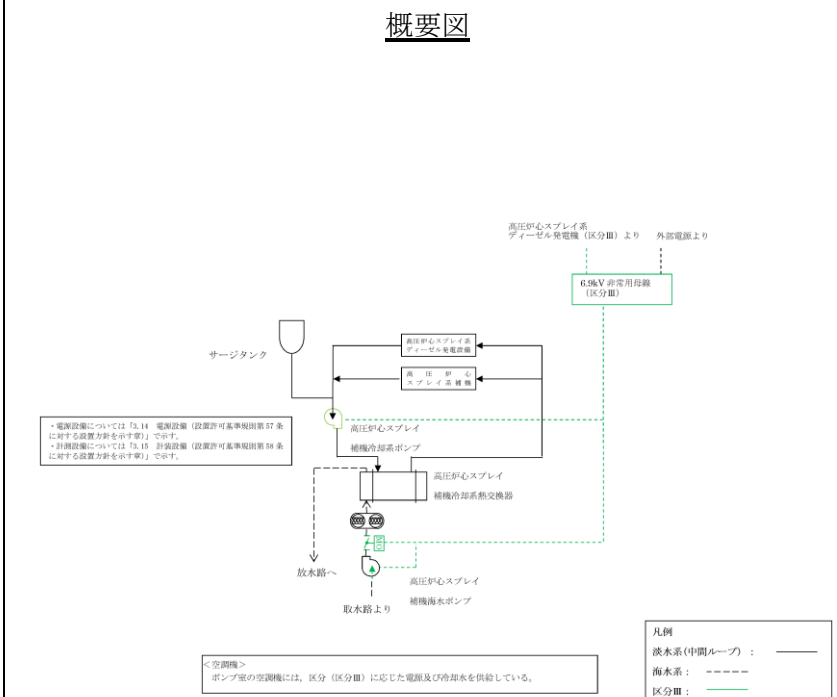


図 3.5-7 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。） 系統概要図

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
<p>表 3.5-20 原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備(設計基準拡張)一覧</p> <table border="1" data-bbox="154 289 914 856"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】 補機冷却用海水取水路【常設】 補機冷却用海水取水槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1}</td> <td>非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※2}</td> <td>原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備(補助)^{※3}</td> <td>RCWサージタンク水位【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2:主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3: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>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】	附属設備	—	水源	非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】 補機冷却用海水取水路【常設】 補機冷却用海水取水槽【常設】	流路	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク	電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】	計装設備 ^{※2}	原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】	計装設備(補助) ^{※3}	RCWサージタンク水位【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度【常設】	<p>第 3.5-19 表 残留熱除去系海水系に関する重大事故等対処設備</p> <p>一覧</p> <table border="1" data-bbox="949 289 1703 1033"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】^{※1}</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{※2}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰【常設】 取水路【常設】 取水ピット【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※3} (燃料給油設備含む)</td> <td>非常用交流電源設備 2C非常用ディーゼル発電機【常設】 2D非常用ディーゼル発電機【常設】 2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※4}</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 残留熱除去系については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備(設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2 水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3 電源設備については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※4 計装設備については、「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】 ^{※1}	附属設備	—	水源 ^{※2}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰【常設】 取水路【常設】 取水ピット【常設】	注水先	—	電源設備 ^{※3} (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C非常用ディーゼル発電機【常設】 2D非常用ディーゼル発電機【常設】 2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】	計装設備 ^{※4}	残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】	<p>表 3.5-13 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)に関する重大事故等対処設備(設計基準拡張)一覧</p> <table border="1" data-bbox="1739 289 2493 772"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系熱交換器【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1}</td> <td>非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※2}</td> <td>残留熱除去系熱交換器冷却水流量【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備(補助)^{※3}</td> <td>RCWサージタンク水位【常設】 RCW熱交出口温度【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2:主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※3: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>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系熱交換器【常設】	附属設備	—	水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】	流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】	電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】	計装設備 ^{※2}	残留熱除去系熱交換器冷却水流量【常設】	計装設備(補助) ^{※3}	RCWサージタンク水位【常設】 RCW熱交出口温度【常設】	<p>・設備の相違</p>
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源	非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】 補機冷却用海水取水路【常設】 補機冷却用海水取水槽【常設】																																																		
流路	原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク																																																		
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】																																																		
計装設備 ^{※2}	原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】																																																		
計装設備(補助) ^{※3}	RCWサージタンク水位【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】 ^{※1}																																																		
附属設備	—																																																		
水源 ^{※2}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																		
流路	残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰【常設】 取水路【常設】 取水ピット【常設】																																																		
注水先	—																																																		
電源設備 ^{※3} (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C非常用ディーゼル発電機【常設】 2D非常用ディーゼル発電機【常設】 2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】																																																		
計装設備 ^{※4}	残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却系熱交換器【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】																																																		
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】																																																		
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】																																																		
計装設備 ^{※2}	残留熱除去系熱交換器冷却水流量【常設】																																																		
計装設備(補助) ^{※3}	RCWサージタンク水位【常設】 RCW熱交出口温度【常設】																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 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>3.5.3.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。 <u>(1) 原子炉補機冷却水ポンプ</u></p> <p>容量(区分Ⅰ及びⅡ) : <u>1300m³/h/台</u> 容量(区分Ⅲ) : <u>1100m³/h/台(6号炉)</u> <u>800m³/h/台(7号炉)</u></p> <p>個数 : <u>1/区分(予備1/区分)/通常運</u> <u>転時</u> : <u>2/区分/通常運転時以外</u></p> <p>取付箇所 : <u>タービン建屋地下1階及び地</u> <u>下2階</u></p>	<p>3.5.3.2.2 主要設備の仕様 主要設備の機器仕様を以下に示す。 <u>(1) 残留熱除去系海水系ポンプ</u></p>	<p>表 3.5-14 高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)に関する重大事故等対処設備(設計基準拡張)一覧</p> <table border="1" data-bbox="1736 336 2507 766"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1}</td> <td>非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※2}</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。 ※2:主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.5.3.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。 <u>(1) 原子炉補機冷却系</u></p> <p><u>a. 冷却水ポンプ</u></p> <p>容量 : <u>約1,700m³/h/台</u></p> <p>個数 : <u>2/区分</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建物付属棟1階</u></p>	設備区分	設備名	主要設備	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器【常設】	附属設備	—	水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】	流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】	電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】	計装設備 ^{※2}	—	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、2区分のうち1区分を予備とする(以下、⑩の相違)</p>
設備区分	設備名																
主要設備	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器【常設】																
附属設備	—																
水源	非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】																
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・海水ストレーナ【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】																
電源設備 ^{※1}	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】																
計装設備 ^{※2}	—																

柏崎刈羽原子力発電所 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>(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ</u></p> <p>容量 : <u>1800m³/h/台</u></p> <p>個数 : <u>1/区分(予備1/区分)/通常運 転時</u> : <u>2/区分/通常運転時以外</u></p> <p>取付箇所 : <u>タービン建屋地下1階</u></p>	<p><u>兼用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系海水系</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷 却するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> <p>型 式 <u>たて形うず巻式</u> 台 数 <u>4</u></p> <p>容 量 <u>約 886m³/h (1台当たり)</u></p> <p>全 揚 程 <u>約 184m</u> 最高使用圧力 <u>3.45MPa [gage]</u> 最高使用温度 <u>38℃</u> 本体材料 <u>鋳鋼</u></p> <p><u>(2) 残留熱除去系海水系ストレーナ</u></p> <p><u>兼用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系海水系</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却 するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設</u> <p>型 式 <u>円筒縦形</u> 基 数 <u>2</u> 最高使用圧力 <u>3.45MPa [gage]</u> 最高使用温度 <u>38℃</u> 本 体 材 料 <u>ステンレス鋼</u></p>	<p><u>b. 海水ポンプ</u></p> <p>容量 : <u>約 2,000m³/h/台</u></p> <p>個数 : <u>2/区分</u></p> <p>取付箇所 : <u>屋外</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違及び設計仕 様の相違</p> <p>・記載方針の相違 【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) <u>原子炉補機冷却水系熱交換器</u></p> <p>容量(区分Ⅰ及びⅡ) : <u>約 17MW/基</u> (海水温度 30℃において)</p> <p>容量(区分Ⅲ) : <u>約 16MW/基</u> (海水温度 30℃において)</p> <p>個数 : <u>1/区分(予備 1/区分)/通常運転時</u> : <u>2/区分/通常運転時以外</u></p> <p>取付箇所 : <u>タービン建屋地下 1 階及び地下 2 階</u></p>	<p>(3) <u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> <p>型 式 : <u>縦型Uチューブ式</u></p> <p>基 数 : <u>2</u></p> <p>伝 熱 容 量 : <u>約 19.4×10³ kW (1 基当たり)</u> (原子炉停止時冷却モード)</p> <p>最高使用圧力</p> <p>管 側 : <u>3.45MPa [gage]</u></p> <p>胴 側 : <u>3.45MPa [gage]</u></p> <p>最高使用温度</p> <p>管 側 : <u>249℃</u></p> <p>胴 側 : <u>249℃</u></p> <p>材 料</p> <p>管 側 : <u>白銅管</u></p> <p>胴 側 : <u>炭素鋼</u></p> <p>取 付 箇 所 : <u>原子炉建屋原子炉棟地下 2 階</u></p>	<p>c. <u>熱交換器</u></p> <p>容量 : <u>約 10MW/基</u> (海水温度 30℃において)</p> <p>個数 : <u>3/区分</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建物付属棟 1 階</u></p> <p>(2) <u>高圧炉心スプレイ系補機冷却系</u></p> <p>a. <u>冷却水ポンプ</u></p> <p>容量 : <u>約 240m³/h/台</u></p> <p>個数 : <u>1/区分</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建物付属棟地下 2 階</u></p> <p>b. <u>海水ポンプ</u></p> <p>容量 : <u>約 340m³/h/台</u></p> <p>個数 : <u>1/区分</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 設計仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設計仕様の相違</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 【柏崎 6/7, 東海第二】 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																										
<p>なお, 電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3. 15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>(4) <u>残留熱除去系ポンプ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>残留熱除去系</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u></p> <table border="0"> <tr> <td><u>型 式</u></td> <td><u>たて形電動うず巻式</u></td> </tr> <tr> <td><u>台 数</u></td> <td><u>3</u></td> </tr> <tr> <td><u>容 量</u></td> <td><u>約 1, 690m³/h (1 台当たり)</u></td> </tr> <tr> <td><u>全 揚 程</u></td> <td><u>約 85m</u></td> </tr> <tr> <td><u>最高使用圧力</u></td> <td><u>3. 50MPa [gage]</u></td> </tr> <tr> <td><u>最高使用温度</u></td> <td><u>182℃</u></td> </tr> <tr> <td><u>本 体 材 料</u></td> <td><u>鋳鋼</u></td> </tr> <tr> <td><u>取 付 箇 所</u></td> <td><u>原子炉建屋原子炉棟地下 2 階</u></td> </tr> </table>	<u>型 式</u>	<u>たて形電動うず巻式</u>	<u>台 数</u>	<u>3</u>	<u>容 量</u>	<u>約 1, 690m³/h (1 台当たり)</u>	<u>全 揚 程</u>	<u>約 85m</u>	<u>最高使用圧力</u>	<u>3. 50MPa [gage]</u>	<u>最高使用温度</u>	<u>182℃</u>	<u>本 体 材 料</u>	<u>鋳鋼</u>	<u>取 付 箇 所</u>	<u>原子炉建屋原子炉棟地下 2 階</u>	<table border="0"> <tr> <td><u>取付箇所</u></td> <td><u>: 屋外</u></td> </tr> <tr> <td><u>c. 熱交換器</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td><u>容量</u></td> <td><u>: 約 2. 7 MW/基 (海水温度 30℃ において)</u></td> </tr> <tr> <td><u>個数</u></td> <td><u>: 1 /区分</u></td> </tr> <tr> <td><u>取付箇所</u></td> <td><u>: 原子炉建物付属棟地下 2 階</u></td> </tr> </table> <p>なお, 電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3. 15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<u>取付箇所</u>	<u>: 屋外</u>	<u>c. 熱交換器</u>		<u>容量</u>	<u>: 約 2. 7 MW/基 (海水温度 30℃ において)</u>	<u>個数</u>	<u>: 1 /区分</u>	<u>取付箇所</u>	<u>: 原子炉建物付属棟地下 2 階</u>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
<u>型 式</u>	<u>たて形電動うず巻式</u>																												
<u>台 数</u>	<u>3</u>																												
<u>容 量</u>	<u>約 1, 690m³/h (1 台当たり)</u>																												
<u>全 揚 程</u>	<u>約 85m</u>																												
<u>最高使用圧力</u>	<u>3. 50MPa [gage]</u>																												
<u>最高使用温度</u>	<u>182℃</u>																												
<u>本 体 材 料</u>	<u>鋳鋼</u>																												
<u>取 付 箇 所</u>	<u>原子炉建屋原子炉棟地下 2 階</u>																												
<u>取付箇所</u>	<u>: 屋外</u>																												
<u>c. 熱交換器</u>																													
<u>容量</u>	<u>: 約 2. 7 MW/基 (海水温度 30℃ において)</u>																												
<u>個数</u>	<u>: 1 /区分</u>																												
<u>取付箇所</u>	<u>: 原子炉建物付属棟地下 2 階</u>																												

柏崎刈羽原子力発電所 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>3.5.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>原子炉補機冷却系は想定される重大事故等時に重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、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である。</p> <p>原子炉補機冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</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>原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、タービン建屋内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合におけるタービン建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-21に示す設計とする。</p>	<p>3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>残留熱除去系海水系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>ただし、常設代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系海水系を復旧させる場合については、残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系海水系に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性及び位置的分散については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。</p> <p>残留熱除去系海水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去熱交換器への海水供給機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱容量が、残留熱除去系の系統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の設計である。</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p>	<p>3.5.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器については、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である。</p> <p>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)及び高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。</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>原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機海水ポンプ、及び原子炉補機冷却系熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器については原子炉建物付属棟に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建物内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-15に示す設計とする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違【東海第二】 島根2号炉は、RCWを重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける 設備の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ⑨の相違 設備の相違【東海第二】 ⑨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																																												
<p>また、使用時に海水を通水する原子炉補機冷却水系熱交換器内の一部及び原子炉補機冷却海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。</p> <p>表 3.5-21 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1" data-bbox="154 1325 920 1728"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>タービン建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>タービン建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	タービン建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	タービン建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする	<p><u>また、残留熱除去系海水系ポンプの取水箇所である取水路は、設計基準事故時の取水路と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱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の設計である。</u></p> <p>残留熱除去系海水系ポンプは、屋外に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、<u>第 3.5-20 表に示す設計である。</u></p> <p>残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、<u>第 3.5-21 表に示す設計である。</u></p> <p>第 3.5-20 表 想定する環境条件</p> <table border="1" data-bbox="943 1325 1709 1772"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>屋外に設置するため、想定される風(台風)及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響による荷重を考慮し、機器が損傷しない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	屋外に設置するため、想定される風(台風)及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響による荷重を考慮し、機器が損傷しない設計とする。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p>原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては屋外に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、<u>表 3.5-16 に示す設計とする。</u></p> <p>また、使用時に海水を通水する原子炉補機冷却系熱交換器内及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の一部並びに原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、<u>海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。</u></p> <p>表 3.5-15 想定する環境条件及び荷重条件 (原子炉建物付属棟内)</p> <table border="1" data-bbox="1733 1325 2499 1728"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉建物付属棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、まとめ資料本文 3.23 及びまとめ資料添付 3.23 にて記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設計方針の相違 【東海第二】 ⑦の相違</p>
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	タービン建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	タービン建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	屋外に設置するため、想定される風(台風)及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響による荷重を考慮し、機器が損傷しない設計とする。																																														
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉建物付属棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする																																														

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. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p>また、<u>原子炉補機冷却系</u>は中央制御室にて操作可能な設計である。<u>原子炉補機冷却系</u>の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</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>原子炉補機冷却系</u>については、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においても使用する設計である。</p> <p>また、<u>原子炉補機冷却水ポンプ</u>、<u>原子炉補機冷却海水ポンプ</u>、及び<u>原子炉補機冷却水系熱交換器</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能で設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能で設計である。</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 style="text-align: center;"><u>第3.5-21表 想定する環境条件</u></p> <table border="1" data-bbox="943 247 1709 651"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、<u>残留熱除去系ポンプ</u>は中央制御室にて操作可能な設計とする。</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>残留熱除去系海水系</u>は、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時においても使用する設計である。</p> <p>また、<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中に機能・性能検査が可能で設計とする。<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>及び<u>残留熱除去系熱交換器</u>は、停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。</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>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p style="text-align: center;"><u>表3.5-16 想定する環境条件及び荷重条件(屋外)</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 247 2499 697"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、<u>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)</u>及び<u>高压炉心スプレイ補機冷却系(高压炉心スプレイ補機海水系を含む。)</u>は中央制御室にて操作可能な設計である。<u>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)</u>及び<u>高压炉心スプレイ補機冷却系(高压炉心スプレイ補機海水系を含む。)</u>の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</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>原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)</u>及び<u>高压炉心スプレイ補機冷却系(高压炉心スプレイ補機海水系を含む。)</u>については、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においても使用する設計である。</p> <p>また、<u>原子炉補機冷却水ポンプ</u>、<u>原子炉補機海水ポンプ</u>、<u>原子炉補機冷却水熱交換器</u>、<u>高压炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</u>、<u>高压炉心スプレイ補機海水ポンプ</u>及び<u>高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</u>については、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能で設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能で設計である。</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>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>・設計方針の相違 【東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑨の相違</p>
環境条件	対応																																
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため、耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。																																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。																																
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																
環境条件等	対応																																
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする																																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																