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ペ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，ペデスタル水温度（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
3.15 計装設備【58 条】 【設置許可基準規則】 （計装設備） 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。 （解釈） 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。 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） 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。 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。 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。 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。 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となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること	6.4　計装設備（重大事故等対処設備）	3.15 計装設備【58 条】 【設置許可基準規則】 （計装設備） 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。 （解釈） 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。 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） 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。 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。 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。 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。 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となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.15.1 適合方針 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。 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，「「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」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。 当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，「「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 第 10.1 表重大事故等対策における手順書の概要」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。 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。 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。 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。	6.4.1　概　　要 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。 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，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」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。 当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，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」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。 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。 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。 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。 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	3.15.1　適合方針 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。 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，「「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」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。 当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，「「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 第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要」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。 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。 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。 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。 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	・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
	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。	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 3.15－4 表に示す。	
3.15.1.1 重大事故等対処設備 (1) 監視機能喪失時に使用する設備 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。 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，「「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」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。 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。 (2) 計器電源喪失時に使用する設備 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，所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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） ・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）	6.4.2 設計方針 (1) 監視機能喪失時に使用する設備 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。 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，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」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。 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。 (2) 計器電源喪失時に使用する設備 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，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）	3.15.1.1 重大事故等対処設備 (1) 監視機能喪失時に使用する設備 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。 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，「「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」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。 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。 (2) 計器電源喪失時に使用する設備 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，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）	・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
・所内蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備）	・所内常設直流電源設備（10.2　代替電源設備） ・常設代替直流電源設備（10.2　代替電源設備）	・所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備） ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）	
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）	・可搬型代替直流電源設備（10.2　代替電源設備）	・可搬型直流電源設備（3.14 電源設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単独申請であり，該当しない
	・代替所内電気設備（10.2　代替電源設備）	・代替所内電気設備（3.14 電源設備）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は，代替所内電気設備の記載なし
	・燃料給油設備（10.2　代替電源設備）		・記載方針の相違 【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
常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備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。	常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料給油設備については，「10.2　代替電源設備」に記載する。	常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直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」に記載する。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は，代替所内電気設備の記載なし
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。	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（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。	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。	・設備の相違 【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）
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。	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。	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。	
主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型計測器	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型計測器	・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
	・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）		①の相違
(3) パラメータ記録時に使用する設備 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となる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。 重大事故等の対応に必要となるパラメータは，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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）	(3) パラメータ記録時に使用する設備 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となる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。 重大事故等の対応に必要となるパラメータは，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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）	(3) パラメータ記録時に使用する設備 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となる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。 重大事故等の対応に必要となるパラメータは，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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）	
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。		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。	・記載箇所の相違 【東海第二】
3.15.1.1.1 多様性，位置的分散 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。 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。 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。	6.4.2.1　多様性，位置的分散 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。 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。 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。	3.15.1.1.1　多様性，位置的分散 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。 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。 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。	
	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。	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。	・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
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	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	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	・記載方針の相違

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
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。 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。	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。 電源設備の多様性，位置的分散については，「10.2　代替電源設備」にて記載する。	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。 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。	【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし
3.15.1.1.2 悪影響防止 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。 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，チャンネル相互を物理的，電気的に分離し，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気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。	6.4.2.2　悪影響防止 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。 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気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。	3.15.1.1.2　悪影響防止 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。 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気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。	・設備の相違 【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，電気的分離により悪影響防止を図っている
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。 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。	重大事故等対処設備の補助パラメータは，電気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。 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。 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。	重大事故等対処設備の補助パラメータは，電気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。 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。 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。	・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
3.15.1.1.3 共用の禁止 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。 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，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。		3.15.1.1.3　共用の禁止 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。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上を図る設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 東海第二は共用しない設計としている ・記載表現の相違

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
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，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。		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。	【柏崎 6/7】 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
3.15.1.1.4 容量等 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 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。 ・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 ・高圧炉心注水系系統流量	6.4.2.3　容 量 等 基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。 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。 ・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 ・低圧炉心スプレイ系系統流量	3.15.1.1.4　容量等 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 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。 ・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 ・低圧炉心スプレイポンプ出口流量	・設備の相違 【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（以下，②の相違）
・残留熱除去系系統流量 ・格納容器内水素濃度	・残留熱除去系系統流量	・残留熱除去ポンプ出口流量 ・格納容器水素濃度（Ｂ系）	・設備の相違 【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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・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	・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	・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ・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	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（以下，③の相違） ・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（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（以下，④の相違）
・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 ・原子炉補機冷却水系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	・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 ・残留熱除去系海水系系統流量	・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 ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量	・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）
	・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	・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
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力	・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力	・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ・残留熱除去ポンプ出口圧力	【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）
	・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
・格納容器内酸素濃度		・格納容器酸素濃度（Ｂ系）	・設備の相違 【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）
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	・燃料プール水位・温度（ＳＡ）	・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
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。 ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	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。 ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量	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。 ・原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ・原子炉圧力（ＳＡ） ・原子炉水位（ＳＡ） ・高圧原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・格納容器代替スプレイ流量 ・ペデスタル代替注水流量 ・ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	【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） ・設備の相違 【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ペ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（以下，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
	・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	・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）
・ドライウェル雰囲気温度	・ドライウェル雰囲気温度	・ドライウェル温度（ＳＡ） ・ペデスタル温度（ＳＡ）	・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デスタル温度を含んだパラメータとしている
	・格納容器下部水温	・ペデスタル水温度（ＳＡ）	・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，ペデスタル水温度（ＳＡ）を設置している（以下，⑪の相違）
・サプレッション・チェンバ気体温度 ・サプレッション・チェンバ・プール水温度 ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・サプレッション・チェンバ・プール水位	・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位	・サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ） ・サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ・ドライウェル圧力（ＳＡ） ・サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ・サプレッション・プール水位（ＳＡ）	
		・ドライウェル水位	・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（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
・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA）	・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（ＳＡ）	・ペデスタル水位 ・格納容器水素濃度（ＳＡ）	・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）
・復水補給水系温度（代替循環冷却）	・代替循環冷却系ポンプ入口温度		・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）
・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置入口圧力	・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度	・スクラバ容器水位 ・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度	・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）
・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置水素濃度	・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度	・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）	・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
			ている（以下，⑯の相違）
・フィルタ装置金属フィルタ差圧			・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）
・フィルタ装置スクラバ水 pH			・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）
・耐圧強化ベント系放射線モニタ	・耐圧強化ベント系放射線モニタ		・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）
	・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）		・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
			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）
・復水貯蔵槽水位（SA）	・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位	・低圧原子炉代替注水槽水位	・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）
	・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，サプレッション・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（以下，㉒の相違）
・復水移送ポンプ吐出圧力	・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違
	・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	・残留熱代替除去ポンプ出口圧力	・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
・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置	・原子炉建物水素濃度 ・静的触媒式水素処理装置入口温度	

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
		・静的触媒式水素処理装置出口温度	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，㉓の相違）
	・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	・格納容器酸素濃度（ＳＡ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦の相違
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	・使用済燃料プール温度（ＳＡ）	・燃料プール水位（ＳＡ）	・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，㉔の相違）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	
・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）	・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）	・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。）	
	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。	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。	・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
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データ量を伝送することができる設計とする。	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データ量を伝送することができる設計とする。	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データ量を伝送することができる設計とする。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑯の相違
可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として 6 号炉，7 号炉それぞれ 1 セット 24 個（測定時の故障を想定した予備	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）の計測用）は，1 セット 20 個（測定時の故障を想定した予備１個含む）使用する。保有数は，故	可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として１セット 30 個（測定時の故障を想定した予備１個含む。）使用する。保	・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
1 個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 24 個（6 号及び 7 号炉共用）を含めて合計 72 個を分散して保管する。	障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個を含めて合計 40 個を分散して保管する。 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）の計測用）は，1 セット 19 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 19 個を含めて合計 38 個を分散して保管する。	有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 30 個を含めて合計 60 個を保管する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 可搬型計測器の個数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単独申請であり，該当しない
3.15.1.1.5 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 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。	6.4.2.4　環境条件等 基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。 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。	3.15.1.1.5　環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 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。	
・原子炉圧力容器温度	・原子炉圧力容器温度	・原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	
・ドライウェル雰囲気温度	・ドライウェル雰囲気温度	・ドライウェル温度（ＳＡ）	
		・ペデスタル温度（ＳＡ）	・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デスタル温度を含んだパラメータとしている
	・格納容器下部水温	・ペデスタル水温度（ＳＡ）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違
・サプレッション・チェンバ気体温度	・サプレッション・チェンバ雰囲気温度	・サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	
・サプレッション・チェンバ・プール水温度	・サプレッション・プール水温度	・サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	
		・ドライウェル水位	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑫の相違
・格納容器下部水位	・格納容器下部水位	・ペデスタル水位	
・格納容器内水素濃度（SA）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③，⑬の相違，設置場所の相違
・起動領域モニタ	・起動領域計装	・中性子源領域計装 ・中間領域計装	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・平均出力領域モニタ なお，起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては，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。	・平均出力領域計装 なお，起動領域計装及び平均出力領域計装については，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。	・平均出力領域計装 なお，中性子源領域計装，中間領域計装及び平均出力領域計装については，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。	④の相違
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，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	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，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	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，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	・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
・原子炉圧力	・原子炉圧力	・原子炉圧力	
・原子炉圧力（SA）	・原子炉圧力（ＳＡ）	・原子炉圧力（ＳＡ）	
・原子炉水位（広帯域）	・原子炉水位（広帯域）	・原子炉水位（広帯域）	
・原子炉水位（燃料域）	・原子炉水位（燃料域）	・原子炉水位（燃料域）	
・原子炉水位（SA）	・原子炉水位（ＳＡ広帯域）	・原子炉水位（ＳＡ）	
	・原子炉水位（ＳＡ燃料域）		
・高圧代替注水系系統流量	・高圧代替注水系系統流量	・高圧原子炉代替注水流量	
・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	・低圧原子炉代替注水流量	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑨の相違
・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	・格納容器代替スプレイ流量	
	・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	・ペデスタル代替注水流量	
	・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	・ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	
	・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）		
	・低圧代替注水系格納容器下部注水流量		
・原子炉隔離時冷却系系統流量	・原子炉隔離時冷却系系統流量	・原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	
・高圧炉心注水系系統流量	・高圧炉心スプレイ系系統流量	・高圧炉心スプレイポンプ出口流量	
・残留熱除去系系統流量	・残留熱除去系系統流量	・残留熱除去ポンプ出口流量	
	・低圧炉心スプレイ系系統流量	・低圧炉心スプレイポンプ出口流量	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
	・代替循環冷却系原子炉注水流量	・残留熱代替除去系原子炉注水流量	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違
	・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	
・格納容器内圧力（D/W）	・ドライウェル圧力	・ドライウェル圧力（ＳＡ）	
・格納容器内圧力（S/C）	・サプレッション・チェンバ圧力	・サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	
・サプレッション・チェンバ・プール水位	・サプレッション・プール水位	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）	
	・格納容器内水素濃度（ＳＡ）	・格納容器水素濃度（ＳＡ）	・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
			所の相違
・格納容器内水素濃度		・格納容器水素濃度（Ｂ系）	・設備の相違 【東海第二】 ③の相違
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	・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（ドライウェル）	
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	・格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	・格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	
・復水補給水系温度（代替循環冷却）	・代替循環冷却系ポンプ入口温度		・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑭の相違
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（7 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑲の相違
・残留熱除去系熱交換器入口温度	・残留熱除去系熱交換器入口温度	・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	・残留熱除去系熱交換器出口温度	・残留熱除去系熱交換器出口温度	
・原子炉補機冷却水系系統流量（6 号炉区分Ⅲ）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	・残留熱除去系海水系系統流量（Ａ系） ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	・残留熱除去系熱交換器冷却水流量	・設備の相違 【東海第二】 ㉒の相違 ・設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力	・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	・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	・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
・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	・原子炉建物水素濃度 ・静的触媒式水素処理装置入口温度 ・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・格納容器酸素濃度（ＳＡ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦の相違
・格納容器内酸素濃度		・格納容器酸素濃度（Ｂ系）	・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
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ・使用済燃料プール温度（ＳＡ）	・燃料プール水位・温度（ＳＡ） ・燃料プール水位（ＳＡ）	⑦の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑧，㉔の相違
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	・使用済燃料プール監視カメラ ・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	・燃料プール監視カメラ（ＳＡ） ・ＲＣＷサージタンク水位	・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
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。	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，原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置し，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。	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，原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	・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
		・代替注水流量（常設）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑨の相違，設置場所の相違
		・残留熱代替除去ポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉓の相違 【東海第二】 設置場所の相違
		・スクラバ容器水位	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違
・フィルタ装置入口圧力		・スクラバ容器圧力 ・スクラバ容器温度	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違
・フィルタ装置水素濃度	・フィルタ装置入口水素濃度		・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑯の相違，設置場所の

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6 号炉）			相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑲の相違
	・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設置場所の相違
・原子炉補機冷却水系系統流量（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ，7 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違
	・残留熱除去系海水系系統流量（Ｂ系）		・設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違
・復水貯蔵槽水位（SA） ・復水移送ポンプ吐出圧力		・低圧原子炉代替注水槽水位 ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違
	・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）		・設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		・燃料プール監視カメラ用冷却設備	・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
	・緊急用直流 125V 主母線盤電圧	・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 ・Ａ－115V 系直流盤母線電圧 ・Ｂ－115V 系直流盤母線電圧 ・ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧 ・230V 系直流盤（常用）母線電圧 ・Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）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 ・ＲＣＷ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
		・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	
	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。 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度		・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
	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。 ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		・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
	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。 ・西側淡水貯水設備水位 ・緊急用Ｍ／Ｃ電圧 ・緊急用Ｐ／Ｃ電圧		・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）
	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。 ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 ・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 ・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		・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
	・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		
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。	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。	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。	
・フィルタ装置水位			・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違
・フィルタ装置金属フィルタ差圧			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違
・フィルタ装置スクラバ水 pH			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違
	・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	・第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設置場所の相違
	・耐圧強化ベント系放射線モニタ		・設備の相違 【東海第二】 ⑲の相違
		・第１ベントフィルタ出口水素濃度	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑯の相違，設置場所の相違
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。 ・フィルタ装置出口放射線モニタ			・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違
安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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。	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，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。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。	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，廃棄物処理建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 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。 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。	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。 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。 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。	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。 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。 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。	
3.15.1.1.6 操作性の確保 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。 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。	6.4.2.5　操作性の確保 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。 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。	3.15.1.1.6　操作性の確保 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。 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。	
・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 ・高圧炉心注水系系統流量 ・残留熱除去系系統流量	・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	・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	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
・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	・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	・格納容器水素濃度（Ｂ系） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ・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	・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】 ④の相違
・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	・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	・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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・原子炉補機冷却水系系統流量			・設備の相違
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	・残留熱除去系海水系系統流量	・残留熱除去系熱交換器冷却水流量	【柏崎 6/7】
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	・高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	⑤の相違
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力	・残留熱除去系ポンプ吐出圧力	・残留熱除去ポンプ出口圧力	
	・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	・原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違
	・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
・格納容器内酸素濃度		・格納容器酸素濃度（Ｂ系）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦の相違
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	・燃料プール水位・温度（ＳＡ）	・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違
	・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 ・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 ・非常用窒素供給系供給圧力	・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 ・Ａ－115V 系直流盤母線電圧 ・Ｂ－115V 系直流盤母線電圧 ・230V 系直流盤（常用）母線電圧 ・Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧 ・N_2ガスボンベ圧力 ・ＲＣＷサージタンク水位 ・ＲＣＷ熱交換器出口温度 ・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	・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
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。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測するためのサンプリング装置は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。		格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）を計測するためのサンプリング装置は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。	・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
		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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
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。 ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	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。 ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウェル雰囲気温度	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。 ・原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ・原子炉圧力（ＳＡ） ・原子炉水位（ＳＡ） ・高圧原子炉代替注水流量 ・代替注水流量（常設） ・低圧原子炉代替注水流量 ・低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ・格納容器代替スプレイ流量 ・ペデスタル代替注水流量 ・ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ・残留熱代替除去系原子炉注水流量 ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ・ドライウェル温度（ＳＡ） ・ペデスタル温度（ＳＡ）	・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】 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，ドライウェル雰囲気温度にペデスタル温度を含んだパラメータとしている
・サプレッション・チェンバ気体温度 ・サプレッション・チェンバ・プール水温度 ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・サプレッション・チェンバ・プール水位 ・格納容器下部水位	・格納容器下部水温 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位	・ペデスタル水温度（ＳＡ） ・サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ） ・サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ・ドライウェル圧力（ＳＡ） ・サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ・ドライウェル水位 ・サプレッション・プール水位（ＳＡ） ・ペデスタル水位	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違 ・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
・格納容器内水素濃度（SA）	・格納容器内水素濃度（ＳＡ）	・格納容器水素濃度（ＳＡ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ③，⑬の相違
・復水補給水系温度（代替循環冷却）	・代替循環冷却系ポンプ入口温度		・設備の相違
・フィルタ装置水位	・フィルタ装置水位	・スクラバ容器水位	【柏崎 6/7，東海第二】
・フィルタ装置入口圧力	・フィルタ装置圧力	・スクラバ容器圧力	⑭の相違
	・フィルタ装置スクラビング水温度	・スクラバ容器温度	・設備の相違 【柏崎 6/7】
・フィルタ装置出口放射線モニタ	・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	⑮の相違
	・フィルタ装置入口水素濃度		・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑯の相違
・フィルタ装置金属フィルタ差圧			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違
・フィルタ装置スクラバ水 pH			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違
・耐圧強化ベント系放射線モニタ	・耐圧強化ベント系放射線モニタ		・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑲の相違
	・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）		・設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違
・復水貯蔵槽水位（SA）	・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位	・低圧原子炉代替注水槽水位	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違
	・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違
・復水移送ポンプ吐出圧力	・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉑の相違
	・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	・残留熱代替除去ポンプ出口圧力	・設備の相違
・原子炉建屋水素濃度	・原子炉建屋水素濃度	・原子炉建物水素濃度	【柏崎 6/7】
・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動作監視装置	・静的触媒式水素処理装置入口温度	㉓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
	・格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	・静的触媒式水素処理装置出口温度 ・格納容器酸素濃度（ＳＡ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦の相違
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	・使用済燃料プール温度（ＳＡ） ・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）	・燃料プール水位（ＳＡ） ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ㉔の相違
・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）	・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） ・緊急用Ｍ／Ｃ電圧 ・緊急用Ｐ／Ｃ電圧 ・緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ・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	・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。） ・緊急用メタクラ電圧 ・ＳＡロードセンタ母線電圧 ・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	・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
	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。	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。	・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
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。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違
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。	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。	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。	・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
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。		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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑯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
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）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は，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 SPDS 表示装置は，付属の操作スイッチにより 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。 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，運転員等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。	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）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は，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ＳＰＤＳデータ表示装置は，付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。 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，重大事故等対応要員が携行して屋外・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。	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ＳＰＤＳデータ収集サーバ及びＳＰＤＳ伝送サーバは，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ＳＰＤＳデータ表示装置は，付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。 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，運転員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。	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			トは記載していない
	6.4.3　主要設備及び仕様 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。		・記載箇所の相違 【東海第二】
3.15.1.1.7 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。 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。 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。 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。	6.4.4　試験検査 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。 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。 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。 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。	3.15.1.1.7　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。 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。 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。 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。	・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
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	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	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	・設備，運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ①～㉔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
(1) 原子炉圧力容器温度 個　　数　2 計測範囲　0～350℃	(1) 原子炉圧力容器温度 個　　数　4 計測範囲　0～500℃	(1) 原子炉圧力容器温度（ＳＡ） 個　　数　２ 計測範囲　０～500℃	
(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　3 計測範囲　0～10MPa[gage]	(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　0～10.5MPa［gage］	(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　２ 計測範囲　０～10MPa［gage］	
(3) 原子炉圧力（SA） 個　　数　1 計測範囲　0～11MPa[gage]	(3) 原子炉圧力（ＳＡ） 個　　数　2 計測範囲　0～10.5MPa［gage］	(3) 原子炉圧力（ＳＡ） 個　　数　１ 計測範囲　０～11MPa［gage］	
(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　3 計測範囲　-3,200～3,500mm *1	(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　－3,800mm～1,500mm※1	(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　２ 計測範囲　－400～150cm ※1	
(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　-4,000～1,300mm *2	(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　－3,800mm～1,300mm※2	(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　－800～－300cm ※1	
(6) 原子炉水位（SA） 個　　数　1 1 計測範囲　-3,200～3,500mm *1 -8,000～3,500mm *1	(6) 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 個　　数　1 計測範囲　－3,800mm～1,500mm※1	(6) 原子炉水位（ＳＡ） 個　　数　１ 計測範囲　－900～150cm ※1	
	(7) 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 個　　数　1 計測範囲　－3,800mm～1,300mm※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
(7) 高圧代替注水系系統流量 個　　数　1 計測範囲　0～300m³/h (10) 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 個　　数　1 計測範囲　6 号炉　0～200m³/h 7 号炉　0～150m³/h (11) 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 個　　数　1 計測範囲　0～350m³/h (13) 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 個　　数　1 計測範囲　6 号炉 0～150m³/h 7 号炉 0～100m³/h	(8) 高圧代替注水系系統流量 個　　数　1 計測範囲　0～50L／s (9) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 個　　数　1 計測範囲　0～500m³／h (10) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 個　　数　1 計測範囲　0～80m³／h (11) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 個　　数　1 計測範囲　0～300m³／h (12) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 個　　数　1 計測範囲　0～80m³／h (18) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 個　　数　1 計測範囲　0～500m³／h (19) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 個　　数　1 計測範囲　0～500m³／h (20) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 個　　数　1 計測範囲　0～200m³／h	(7) 高圧原子炉代替注水流量 個　　数　1 計測範囲　０～150m³/h (8) 代替注水流量（常設） 個　　数　1 計測範囲　０～300m³/h (9) 低圧原子炉代替注水流量 個　　数　2 計測範囲　０～200m³/h (10) 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 個　　数　2 計測範囲　０～50m³/h (11) 格納容器代替スプレイ流量 個　　数　2 計測範囲　０～150m³/h (12) ペデスタル代替注水流量 個　　数　2 計測範囲　０～150m³/h (13) ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 個　　数　2 計測範囲　０～50m³/h	
(8) 原子炉隔離時冷却系系統流量 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　1 計測範囲　0～300m³/h	(14) 原子炉隔離時冷却系系統流量 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　1 計測範囲　0～50L／s	(14) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 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　1 計測範囲　０～150m³/h	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(9) 高圧炉心注水系系統流量 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　2 計測範囲　0～1,000m³/h	(15) 高圧炉心スプレイ系系統流量 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　1 計測範囲　0～500L／s	(15) 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 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　1 計測範囲　０～1,500m³/h	
(12) 残留熱除去系系統流量 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　3 計測範囲　0～1,500m³/h	(16) 残留熱除去系系統流量 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　3 計測範囲　0～600L／s	(16) 残留熱除去ポンプ出口流量 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　３ 計測範囲　０～1,500m³/h	
	(17) 低圧炉心スプレイ系系統流量 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　1 計測範囲　0～600L／s	(17) 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 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　１ 計測範囲　０～1,500m³/h	
	(13) 代替循環冷却系原子炉注水流量 個　数　2 計測範囲　0～150m³／h	(18) 残留熱代替除去系原子炉注水流量 個　数　１ 計測範囲　０～50m³/h	
	(21) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 個　数　2 計測範囲　0～300m³／h	(19) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 個　数　１ 計測範囲　０～150m³/h	
(14) ドライウェル雰囲気温度 個　数　2 計測範囲　0～300℃	(22) ドライウェル雰囲気温度 個　数　8 計測範囲　0～300℃	(20) ドライウェル温度（ＳＡ） 個　数　７ 計測範囲　０～300℃	
		(21) ペデスタル温度（ＳＡ） 個　数　２ 計測範囲　０～300℃	・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デスタル温度を含んだパラメータとしている
	(25) 格納容器下部水温 ペデスタル床面高さ 0m 検知用※3 個　数　5 計測範囲　0～500℃	(22) ペデスタル水温度（ＳＡ） 個　数　２ 計測範囲　０～300℃	

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	計測範囲　EL.12,856mm ペデスタル床面高さ＋2.25m 満水管理用※３ 個　数　2 計測範囲　EL.14,056mm ペデスタル床面高さ＋2.75m 満水管理用※３ 個　数　2 計測範囲　EL.14,556mm		
(21)格納容器内水素濃度 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 ・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%		(30) 格納容器水素濃度（Ｂ系） 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　０～５vol%／０～100vol%	
(22)格納容器内水素濃度（SA） 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%	(30) 格納容器内水素濃度（ＳＡ） 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%	(31) 格納容器水素濃度（ＳＡ） 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%	
(23)格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 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}～10^{5}Sv/h	(31) 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 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。	(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 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}～10^{5}Sv/h	
(24)格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 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}～10^{5}Sv/h	(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） 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。	(33) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） 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}～10^{5}Sv/h	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(25)起動領域モニタ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装 個　　数　　10 計測範囲　　10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$ （1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125% （$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	(33)　起動領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装 個　　数　　8 計測範囲　　10^{-1}cps～10^{6}cps （$1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125% （$1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	(34)　中性子源領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系 個　　数　　4 計測範囲　　10^{-1}～10^{6} s^{-1} （1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） (35)　中間領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系 個　　数　　8 計測範囲　　０～40%又は０～125% （1.0×10^{8}～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	
(26)平均出力領域モニタ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装 個　　数　　4[*4] 計測範囲　　0～125% （1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	(34)　平均出力領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装 個　　数　　2※５ 計測範囲　　0～125% （$1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	(36)　平均出力領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系 個　　数　　6※５ 計測範囲　　０～125% （1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	
(27)復水補給水系温度（代替循環冷却） 個　　数　　1 計測範囲　　0～200℃	(41)　代替循環冷却系ポンプ入口温度 個　　数　　2 計測範囲　　0～100℃		
(28)フィルタ装置水位 個　　数　　2 計測範囲　　0～6,000mm	(35)　フィルタ装置水位 個　　数　　2 計測範囲　　180mm～5,500mm	(37)　スクラバ容器水位 個　　数　　8 計測範囲　　[redacted]	
(29)フィルタ装置入口圧力 個　　数　　1 計測範囲　　0～1MPa[gage]	(36)　フィルタ装置圧力 個　　数　　1 計測範囲　　0～1MPa［gage］	(38)　スクラバ容器圧力 個　　数　　4 計測範囲　　０～１MPa［gage］	
	(37)　フィルタ装置スクラビング水温度 個　　数　　1 計測範囲　　0～300℃	(39)　スクラバ容器温度 個　　数　　4 計測範囲　　０～300℃	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(30)フィルタ装置出口放射線モニタ 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　　10^{-2}～10^{5}mSv/h	(38)　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 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。	(40)　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） 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 1 計測範囲　　10^{-2}～10^{5}Sv/h 10^{-3}～10^{4}mSv/h	
(31)フィルタ装置水素濃度 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％	(39)　フィルタ装置入口水素濃度 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％	(41)　第１ベントフィルタ出口水素濃度 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（予備１） 計測範囲　　０～20vol％／０～100vol％	
(32)フィルタ装置金属フィルタ差圧 個　　数　　2 計測範囲　　0～50kPa			
(33)フィルタ装置スクラバ水 pH 個　　数　　1 計測範囲　　pH0～14			
(34)耐圧強化ベント系放射線モニタ 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　　10^{-2}～10^{5}mSv/h	(40)　耐圧強化ベント系放射線モニタ 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。		
(35)残留熱除去系熱交換器入口温度 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　　3 計測範囲　　0～300℃	(42)　残留熱除去系熱交換器入口温度 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　　2 計測範囲　　0～300℃	(42)　残留熱除去系熱交換器入口温度 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　　２ 計測範囲　　０～200℃	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(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　　3 計測範囲　　0～300℃	(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　　2 計測範囲　　0～300℃	(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　　２ 計測範囲　　０～200℃	
(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　　3 計測範囲　　6 号炉 区分Ⅰ，Ⅱ 0～4,000m³/h 区分Ⅲ 0～3,000m³/h 7 号炉 区分Ⅰ，Ⅱ 0～3,000m³/h 区分Ⅲ 0～2,000m³/h			
(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　　3 計測範囲　　6 号炉　0～2,000m³/h 7 号炉　0～1,500m³/h	(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　　2 計測範囲　　0～550L／s	(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　　２ 計測範囲　　０～1,500m³/h	
(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　　3 計測範囲　　0～3.5MPa[gage]	(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　　3 計測範囲　　0～4MPa［gage］	(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　　３ 計測範囲　　０～４MPa［gage］	
	(45)　緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 個　　数　　1 計測範囲　　0～800m³／h		
	(46)　緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） 個　　数　　1 計測範囲　　0～50m³／h		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(41)復水貯蔵槽水位（SA） 個　　数　　1 計測範囲　　6 号炉 0～16m 7 号炉 0～17m	(47) 代替淡水貯槽水位 個　　数　　1 計測範囲　　0～20m	(46) 低圧原子炉代替注水槽水位 個　　数　　1 計測範囲　　０～1,500m^3（０～12,542mm）	
	(48) 西側淡水貯水設備水位 個　　数　　1 計測範囲　　0～6.5m		
(42)復水移送ポンプ吐出圧力 個　　数　　3 計測範囲　　0～2MPa[gage]	(49) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個　　数　　1 計測範囲　　0～10MPa［gage］		
	(50) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個　　数　　2 計測範囲　　0～5MPa［gage］	(47) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 個　　数　　２ 計測範囲　　０～４MPa［gage］	
	(52) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 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　　1 計測範囲　　0～10MPa［gage］	(48) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 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　　１ 計測範囲　　０～10MPa［gage］	
(39)高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 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　　2 計測範囲　　0～12MPa[gage]	(53) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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　　1 計測範囲　　0～10MPa［gage］	(49) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 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　　１ 計測範囲　　０～12MPa［gage］	
	(55) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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　　1 計測範囲　　0～4MPa［gage］	(50) 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 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　　１ 計測範囲　　０～５MPa［gage］	
	(51) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 個　　数　　2 計測範囲　　0～5MPa［gage］	(51) 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 個　　数　　２ 計測範囲　　０～３MPa［gage］	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(43)原子炉建屋水素濃度 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 個　　数　　8 計測範囲　　0～20vol%	(56)　原子炉建屋水素濃度 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 原子炉建屋原子炉棟６階 個　　数　　2 計測範囲　　0～10vol％ 原子炉建屋原子炉棟２階，地下１階 個　　数　　3 計測範囲　　0～20vol％	(52)　原子炉建物水素濃度 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 個　　数　　1 6 計測範囲　　０～10vol％ ０～20vol％	
(44)静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 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 個　　数　　4 計測範囲　　0～300℃	(57)　静的触媒式水素再結合器動作監視装置 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 個　　数　　4 計測範囲　　0～300℃	(53)　静的触媒式水素処理装置入口温度 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 個　　数　　2 計測範囲　　０～100℃ (54)　静的触媒式水素処理装置出口温度 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 個　　数　　2 計測範囲　　０～400℃	
(45)格納容器内酸素濃度 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 ・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　0～10vol%／0～30vol%		(55)　格納容器酸素濃度（Ｂ系） 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　　０～５vol％／０～25vol％	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(58)　格納容器内酸素濃度（ＳＡ） 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　　0～25vol％	(56) 格納容器酸素濃度（ＳＡ） 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　　０～25vol％	
(46)使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 第 3.11－1 表 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に記載する。	(59)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 第 4.3－1 表　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に記載する。	(57) 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 第 3.11－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。	
(47)使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 第 3.11－1 表 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に記載する。	(60)　使用済燃料プール温度（ＳＡ） 第 4.3－1 表　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に記載する。	(58) 燃料プール水位（ＳＡ） 第 3.11－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。	
(48)使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 第 3.11－1 表 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に記載する。	(61)　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） 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。	(59) 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 第 3.11－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。	
(49)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） 第 3.11－1 表 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に記載する。	(62)　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） 第 4.3－1 表　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に記載する。	(60) 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。） 第 3.11－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。	
(50)安全パラメータ表示システム（SPDS） 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。	(63)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） 第 10.12－2 表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。	(61) 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） 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。	
	(64)　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） 個　　数　　20（予備 20）	(62) 可搬型計測器 個　　数　　30（予備 30）	
	(65)　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） 個　　数　　19（予備 19）		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
*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）	※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）	※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）。	
*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）	※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）	※２：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。	
*3：T.M.S.L.＝東京湾平均海面	※3　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ	※３：基準点は格納容器底面（EL10100）。	
*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。	※4　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）	※４：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。	
	※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。	※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。	

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

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，350℃までを監視可能。	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	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。				
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*2	3	0～10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡する範囲として設定。なお，主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており，監視可能である。	1
	原子炉圧力（SA）*2	1	0～11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*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。				
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）*2	3	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7	炉心の冷却状況を把握する上で，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*6	-3680～4843mm*6,7		
	原子炉水位（SA）*2	1	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7		
		1	-8000～3500mm*5			
	高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*1					
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
	高圧炉心注水系系統流量*1					
	残留熱除去系系統流量*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					
	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。				

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃以下※4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，500℃まで監視可能。	1
	原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力（ＳＡ）※1					
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。				
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※2	2	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能。	1
	原子炉圧力（ＳＡ）※2	2	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下		
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※1					
	原子炉圧力容器温度※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。				

第3.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1／18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	0～500℃	最大値： 302℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，500℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉圧力（ＳＡ）※1					
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ）※1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ				
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※2	2	0～10MPa［gage］	最大値： 8.29MPa［gage］	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.68MPa［gage］）を包絡する範囲として設定。なお，逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており，監視可能である。	1
	原子炉圧力（ＳＡ）※2	1	0～11MPa［gage］	最大値： 8.29MPa［gage］	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ）※1					
	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				

※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

東海第二発電所（2018.9.18版）

島根原子力発電所　2号炉

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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）

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

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，350℃までを監視可能。	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	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。				
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*2	3	0～10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.92MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。なお，主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており，監視可能である。	1
	原子炉圧力（SA）*2	1	0～11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］）を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*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。				
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）*2	3	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7	炉心の冷却状況を把握する上で，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*6	-3680～4843mm*6,7		
	原子炉水位（SA）*2	1	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7		
		1	-8000～3500mm*5			
	高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*1					
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
	高圧炉心注水系系統流量*1					
	残留熱除去系系統流量*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					
	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。				

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）（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 計測器個数
③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	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位（燃料域）※2	2	－3,800mm～1,300mm※6	397mm～1,300mm※6		
	原子炉水位（SA広帯域）※2	1	－3,800mm～1,500mm※5	－3,800mm～1,400mm※5		
	原子炉水位（SA燃料域）※2	1	－3,800mm～1,300mm※6	397mm～1,300mm※6		
	高圧代替注水系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※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					
	高圧炉心スプレイ系系統流量※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※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					
	サプレッション・チェンバ圧力※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。				

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）（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 計測器個数
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※2	2	－400～150cm※3	－798～132cm※3	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	1
	原子炉水位（燃料域）※2	2	－800～－300cm※3			
	原子炉水位（SA）※2	1	－900～150cm※3			
	高圧原子炉代替注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ				
	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					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※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					
	サプレッション・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				

※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
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	0～300m³/h	－*8	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m³/h	0～182m³/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m³/h	0～727m³/h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。	
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR A系ライン）における最大注水量（90m³/h）を監視可能。	1
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	0～350m³/h	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR B系ライン）における最大注水量（300m³/h）を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m³/h	0～954m³/h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	「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。				1
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	－*8	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（90m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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	ドライウェル雰囲気温度	2	0～300℃	最大値：138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0～300℃	最大値：138℃		1
	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0～200℃	最大値：97℃	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・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/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					

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	－※8	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量（38L／s）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～50L／s	40L／s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（40L／s）を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0～500L／s	438L／s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	0～500m³／h	－※8	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（378m³／h）を監視可能。	1
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	0～80m³／h	－※8	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ミニフロー調整時の最大注水量（75m³／h）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	0～300m³／h	－※8	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（110m³／h）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	0～80m³／h	－※8	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ミニフロー調整時の最大注水量（75m³／h）を監視可能。	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	0～150m³／h	－※8	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m³／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	「⑭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					
	サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（SA広帯域）※1					
	原子炉水位（SA燃料域）※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）（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 計測器個数
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	0～150m³/h	－※8	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（93m³/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	0～150m³/h	0～99m³/h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量（99m³/h）を監視可能。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m³/h	0～1,314m³/h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m³/h）を監視可能。	
	代替注水流量（常設）	1	0～300m³/h	－※8	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（230m³/h）を監視可能。	－
	低圧原子炉代替注水流量	2	0～200m³/h	－※8	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量（70m³/h）を監視可能。また，崩壊熱相当の注水量（12m³/h）を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	0～50m³/h	－※8		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0～1,500m³/h	0～1,380m³/h	残留熱除去ポンプの最大注水量（1,380m³/h）を監視可能。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0～1,500m³/h	0～1,314m³/h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m³/h）を監視可能。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0～50m³/h	－※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30m³/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：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
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	0～300m³/h	－*8	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m³/h	0～182m³/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m³/h	0～727m³/h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。	
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR A系ライン）における最大注水量（90m³/h）を監視可能。	1
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	0～350m³/h	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR B系ライン）における最大注水量（300m³/h）を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m³/h	0～954m³/h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	「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。				1
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	－*8	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（90m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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	ドライウェル雰囲気温度	2	0～300℃	最大値：138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0～300℃	最大値：138℃		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0～200℃	最大値：97℃	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約166℃）を監視可能。	1
	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					

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	－※8	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量（38L／s）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～50L／s	40L／s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（40L／s）を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0～500L／s	438L／s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	0～500m³／h	－※8	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（378m³／h）を監視可能。	1
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	0～80m³／h	－※8	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ミニフロー調整時の最大注水量（75m³／h）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	0～300m³／h	－※8	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（110m³／h）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	0～80m³／h	－※8	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ミニフロー調整時の最大注水量（75m³／h）を監視可能。	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	0～150m³／h	－※8	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m³／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	「⑭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					
	サプレッション・プール水位※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）※1					
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）※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）（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）	サプレッション・プール水位（ＳＡ）※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	低圧原子炉代替注水槽水位※1	「⑭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	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	原子炉水位（燃料域）※1					
	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：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
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	0～300m³/h	－*8	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m³/h	0～182m³/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m³/h	0～727m³/h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。	
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR A系ライン）における最大注水量（90m³/h）を監視可能。	1
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	0～350m³/h	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR B系ライン）における最大注水量（300m³/h）を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m³/h	0～954m³/h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	「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。				1
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	－*8	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（90m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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	ドライウェル雰囲気温度	2	0～300℃	最大値：138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0～300℃	最大値：138℃		1
	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0～200℃	最大値：97℃	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・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/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					

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
⑤原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	0～500m³／h	－※8	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（300m³／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	0～500m³／h	－※8	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（130m³／h）を監視可能。	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0～300m³／h	－※8	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（250m³／h）を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	0～200m³／h	－※8	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（80m³／h）を監視可能。	1
	代替淡水貯槽水位※1	「⑭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					
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・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					
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	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限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・プール水温度※2	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gage］）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約167℃）を監視可能。	1
	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）	5	0～500℃（ペデスタル床面0m）※7	－※8	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	4
	格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	5	0～500℃（ペデスタル床面＋0.2m）※7	－※8	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触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	4
	ドライウェル圧力※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）（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）	可搬型計測器個数
⑤原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	「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				
	格納容器代替スプレイ流量	2	0～150m³/h	－※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系（可搬型）における最大注水量（120m³/h）を監視可能。	1
	ペデスタル代替注水流量	2	0～150m³/h	－※8	大量送水車を用いたペデスタル代替注水系（可搬型）における最大注水量（120m³/h）を監視可能。また，崩壊熱相当の注水量（12m³/h）を監視可能。	1
	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	2	0～50m³/h	－※8		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0～150m³/h	－※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m³/h）を監視可能。	1
	低圧原子炉代替注水槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ				
	ドライウェル圧力（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				
	サプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					
	ドライウェル水位※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				
	サプレッション・プール水位（SA）※1					
	ペデスタル水位※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ				

※1：重要代替監視パラメータ　　※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉙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
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	0～300m³/h	－*8	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m³/h	0～182m³/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m³/h	0～727m³/h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。	
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR A系ライン）における最大注水量（90m³/h）を監視可能。	1
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	0～350m³/h	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR B系ライン）における最大注水量（300m³/h）を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m³/h	0～954m³/h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	「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。				1
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	－*8	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（90m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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	ドライウェル雰囲気温度	2	0～300℃	最大値：138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0～300℃	最大値：138℃		1
	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0～200℃	最大値：97℃	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・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/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					

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
⑤原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	1	0～500m³／h	－※8	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（300m³／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	0～500m³／h	－※8	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（130m³／h）を監視可能。	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0～300m³／h	－※8	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（250m³／h）を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	0～200m³／h	－※8	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（80m³／h）を監視可能。	1
	代替淡水貯槽水位※1	「⑭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					
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・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					
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	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限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・プール水温度※2	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gage］）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約167℃）を監視可能。	1
	格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）	5	0～500℃（ペデスタル床面0m）※7	－※8	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	4
	格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	5	0～500℃（ペデスタル床面＋0.2m）※7	－※8	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触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	4
	ドライウェル圧力※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）（6／18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（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。	1
	ペデスタル水温度（SA）	2	0～300℃	－※8	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。	1
	サプレッション・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。	1
	サプレッション・プール水温度（SA）※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa［gage］）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約178℃）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				
	サプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					

※1：重要代替監視パラメータ　　※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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：246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）を監視可能。	1
	格納容器内圧力（S/C）*2	1	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]		
	ドライウェル雰囲気温度*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。				
	サプレッション・チェンバ気体温度*1					
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	−6～11m（T.M.S.L.−7150～＋9850mm）*9	−2.59～0m（T.M.S.L.−3740～−1150mm）*9	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.−5600mm，−4600mm，−3600mm）*9	−*8	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
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*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。				
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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					
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0～30vol%（6号炉）0～20vol%/0～100vol%（7号炉）	0～6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能。なお，6号炉については，格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	−
	格納容器内水素濃度（SA）*2	2	0～100vol%			−
⑩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）*2	2	10^{-2}～10^{5}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）。	−
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*2	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	−

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑦原子炉格納容器の圧力	ドライウェル圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gage］）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下		1
	ドライウェル雰囲気温度※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。					
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1						
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・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（ベントライン下端高さ−1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能。（サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（−0.5m）を監視可能。）	1
	格納容器下部水位	（高さ1m超検知用）	2	＋1.05m※7（EL.12,856mm）	−※8	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペデスタル床面から＋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。	1
		（高さ0.5m，1.0m未満検知用）	各2	＋0.50m，＋0.95m※7（EL.12,306mm，12,756mm）	−※8	デブリ落下後，ペデスタル床面＋0.2m以上のデブリ堆積までの間，ペデスタル床面から＋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。	
		（満水管理用）	各2	＋2.25m，＋2.75m※7（EL.14,056mm，14,556mm）	−※8	ペデスタル床面＋0.2m以上のデブリ堆積後，ペデスタル満水近傍のペデスタル床面から＋2.25m～＋2.75mの範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1						
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※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。					
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1						
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1						
	代替淡水貯槽水位※1	「⑭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						
	ドライウェル圧力※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）（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
⑦原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（SA）※2	2	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa［gage］）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ圧力（SA）※2	2	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］		
	ドライウェル温度（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				
	ペデスタル温度（SA）※1					
	サプレッション・チェンバ温度（SA）※1					

※1：重要代替監視パラメータ　※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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：246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）を監視可能。	1
	格納容器内圧力（S/C）*2	1	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]		
	ドライウェル雰囲気温度*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。				
	サプレッション・チェンバ気体温度*1					
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*9	-2.59～0m（T.M.S.L.-3740～1150mm）*9	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.-5600mm，-4600mm，-3600mm）*9	－*8	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
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*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。				
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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					
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0～30vol%（6号炉）0～20vol%/0～100vol%（7号炉）	0～6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能。なお，6号炉については，格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	－
	格納容器内水素濃度（SA）*2	2	0～100vol%			－
⑩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）*2	2	10^{-2}～10^{5}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）。	－
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*2	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑦原子炉格納容器の圧力	ドライウェル圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gage］）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下		1
	ドライウェル雰囲気温度※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。				
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1						
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・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（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能。（サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（－0.5m）を監視可能。）	1
	格納容器下部水位	（高さ1m超検知用）	2	＋1.05m※7（EL.12,856mm）	－※8	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペデスタル床面から＋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。	1
		（高さ0.5m，1.0m未満検知用）	各2	＋0.50m，＋0.95m※7（EL.12,306mm，12,756mm）	－※8	デブリ落下後，ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積までの間，ペデスタル床面から＋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。	
		（満水管理用）	各2	＋2.25m，＋2.75m※7（EL.14,056mm，14,556mm）	－※8	ペデスタル床面＋0.2m 以上のデブリ堆積後，ペデスタル満水近傍のペデスタル床面から＋2.25m～＋2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1						
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※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。					
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1						
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1						
	代替淡水貯槽水位※1	「⑭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						
	ドライウェル圧力※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）（8／18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑧原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	－3.0m※5，－1.0m※5，＋1.0m※5	－※8	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実施時におけるペ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。（サプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動（低下）水位：－0.5mについても監視可能。）	1
	ペデスタル水位	4	＋0.1m※6，＋1.2m※6，＋2.4m※6，＋2.4m※6	－※8	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	「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				
	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					
	ペデスタル代替注水流量※1					
	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）※1					
	低圧原子炉代替注水槽水位※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ				

※1：重要代替監視パラメータ　※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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：246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）を監視可能。	1
	格納容器内圧力（S/C）*2	1	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]		
	ドライウェル雰囲気温度*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。				
	サプレッション・チェンバ気体温度*1					
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	−6～11m（T.M.S.L.−7150～＋9850mm）*9	−2.59～0m（T.M.S.L.−3740～−1150mm）*9	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.−5600mm，−4600mm，−3600mm）*9	−*8	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
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*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。				
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭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	「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					
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0～30vol%（6号炉）0～20vol%/0～100vol%（7号炉）	0～6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能。なお，6号炉については，格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	−
	格納容器内水素濃度（SA）*2	2	0～100vol%			−
⑩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）*2	2	10^{2}～10^{5}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）。	−
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*2	2	10^{2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	−

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（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
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（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素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol%）を監視可能。	－
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）※2	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h未満※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h未満※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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未臨界の維持又は監視	起動領域計装※2	8	10^{-1}cps～10^{6}cps（1.0×10^{4}cm$^{-2}\cdot$s^{-1}～1.0×10^{9}cm$^{-2}\cdot$s^{-1}）0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}cm$^{-2}\cdot$s^{-1}～1.5×10^{14}cm$^{-2}\cdot$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※7	0～125%（1.0×10^{12}cm$^{-2}\cdot$s^{-1}～1.0×10^{14}cm$^{-2}\cdot$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期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。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
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（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水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～90.4vol%）を監視可能。	－
	格納容器水素濃度（SA）※2	1	0～100vol%	0～2.0vol%	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（0～90.4vol%）を監視可能。	－
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	約10Sv/h未満※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は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値及び推定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（サプレッション・チェンバ）	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	約10Sv/h未満※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は約10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値及び推定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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑪未臨界の維持又は監視		起動領域モニタ*2	10	10^{-1}～10^{5}s^{-1}（1.0×10^{5}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域モニタによって監視可能。	－
		平均出力領域モニタ*2	4*3	0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} cm^{-2}・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期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	－
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・チェンバ・プール水温度*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。				
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*3	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*2					
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*1					
		原子炉水位（SA）*1					
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	「⑭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	「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。				
		サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器下部水位*1					
		サプレッション・チェンバ気体温度*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。				
		ドライウェル雰囲気温度*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。				

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
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（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素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol%）を監視可能。	－
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）※2	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約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未臨界の維持又は監視	起動領域計装※2	8	10^{-1}cps～10^{6}cps（1.0×10^{4}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}cm^{-2}・s^{-1}～1.5×10^{13}cm^{-2}・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※4	0～125%（1.0×10^{12}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{14}cm^{-2}・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期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。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）（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
⑪未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装※2	4	10^{-1}～10^{6} s^{-1}（1.0×10^{5}～1.0×10^{9} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の約21倍	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	0～40% 又は0～125%（1.0×10^{8}～1.5×10^{13}cm^{-2}・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。	－
	平均出力領域計装※2	6※7	0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} cm^{-2}・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期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	－

※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑪未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ*2	10	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	定格出力の約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域モニタによって監視可能。	－
	平均出力領域モニタ*2	4*3	0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		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期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	－
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系 サプレッション・チェンバ・プール水温度*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。				
	代替循環冷却系 復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*8	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1
	代替循環冷却系 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*2	「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。				
	代替循環冷却系 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*2					
	代替循環冷却系 原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系 原子炉水位（燃料域）*1					
	代替循環冷却系 原子炉水位（SA）*1					
	代替循環冷却系 復水移送ポンプ吐出圧力*1	「⑭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 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。				
	代替循環冷却系 サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系 格納容器下部水位*1					
	代替循環冷却系 サプレッション・チェンバ気体温度*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。				
	代替循環冷却系 ドライウェル雰囲気温度*1					
	代替循環冷却系 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。				

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系 サプレッション・プール水温度※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。				
	代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	－※8	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	1
	代替循環冷却系 代替循環冷却系原子炉注水流量※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※2	「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。				
	代替循環冷却系 残留熱除去系熱交換器出口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系 サプレッション・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。				
	代替循環冷却系 原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系 原子炉水位（燃料域）※1					
	代替循環冷却系 原子炉水位（SA広帯域）※1					
	代替循環冷却系 原子炉水位（SA燃料域）※1					
	代替循環冷却系 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。				
	代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	「⑭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 ドライウェル雰囲気温度※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。				
	代替循環冷却系 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1					
	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置水位	2	180mm～5,500mm	－※8	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲及びベント後のフィルタ装置機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
	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置圧力※2	1	0～1MPa［gage］	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa［gage］）を監視可能。	1
	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置スクラビング水温度※2	1	0～300℃	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	1
	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約5×10^{1}Sv／h）を監視可能。	－
		1	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約7×10^{0}mSv／h）を監視可能。	－
	格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	－※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	－
	ドライウェル圧力※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。				
	サプレッション・チェンバ圧力※1					
	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3.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11／18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系 サプレッション・プール水温度（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				
	残留熱代替除去系 残留熱除去系熱交換器出口温度	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去系 残留熱代替除去系原子炉注水流量※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去系 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去系 サプレッション・プール水位（SA）※1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去系 原子炉水位（広帯域）※1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去系 原子炉水位（燃料域）※1					
	残留熱代替除去系 原子炉水位（SA）※1					
	残留熱代替除去系 残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ				
	残留熱代替除去系 サプレッション・チェンバ温度（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				
	残留熱代替除去系 ドライウェル温度（SA）※1					
	残留熱代替除去系 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				

※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位*2	2	0～6000mm	－*8	スクラバ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]	－*8	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]）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}mSv/h	－*8	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^{4}mSv/h）を監視可能。	－
		フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－*8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，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	－*8	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バ水pH	1	pH0～14	－*8	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）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	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。				
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{6}mSv/h	－*8	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4×10^{4}mSv/h）を監視可能。	－
		フィルタ装置水素濃度	1	「⑫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。				

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20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）（7／11）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度※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。				
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	－※8	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	1
		代替循環冷却系原子炉注水流量※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		残留熱除去系熱交換器出口温度※1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・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	「⑬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					
		原子炉水位（SA広帯域）※1					
		原子炉水位（SA燃料域）※1					
		原子炉圧力容器温度※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。				
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	「⑭水源の確保」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	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1					
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	2	180mm～5,500mm	－※8	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲及びベント後のフィルタ装置機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［gage］	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa［gage］）を監視可能。	1
		フィルタ装置スクラビング水温度※2	1	0～300℃	－※8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	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}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約5×10^{1}Sv／h）を監視可能。	－
			1	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－※8	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約7×10^{0}mSv／h）を監視可能。	－
		フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	－※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	－
		ドライウェル圧力※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。				
		サプレッション・チェンバ圧力※1					
		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。				

東海第二発電所（2018.9.18版）

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
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	8	[redacted]	－※8	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲（1,700mm～1,900mm）及びフィルタ装置[redacted]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
		スクラバ容器圧力	4	0～1MPa[gage]	－※8	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［gage］）が監視可能。	1
		スクラバ容器温度	4	0～300℃	－※8	格納容器フィルタベント系の最高使用温度（200℃）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^{5}Sv/h	－※8	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^{1}Sv/h）を監視可能。	－
			1	10^{-3}～10^{4}mSv/h	－※8	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^{-2}mSv/h）を監視可能。	－
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0～20vol%／0～100vol%	－※8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，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				
		サプレッション・チェンバ圧力（SA）※1					
		格納容器水素濃度（B系）※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				
		格納容器水素濃度（SA）※1					

※1：重要代替監視パラメータ　※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

島根原子力発電所　2号炉

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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）

（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
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃し装置	フィルタ装置水位※2	2	0～6000mm	－※3	スクラバ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]	－※3	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]）が監視可能。	1
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－※3	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^{3}mSv/h）を監視可能。	－
		フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－※3	格納容器ベント停止後の水素によるパージを実施し，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	－※3	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バ水 pH	1	pH0～14	－※3	フィルタ装置スクラバ水の pH（pH0～14）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		「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。			
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－※3	重大事故等時の耐圧強化ベントライン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	「⑫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。			

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）（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
⑫最終ヒートシンクの確保	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	－※8	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 残留熱除去系熱交換器入口温度※2	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		「⑷原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	残留熱除去系海水系系統流量※1	2	0～550L／s	493L／s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L／s）を監視可能。	1
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1	1	0～800m³／h	－※8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（650m³／h）を監視可能。	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1	1	0～50m³／h	－※8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（40m³／h）を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度※1		「⑴原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	サプレッション・プール水温度※1		「⑹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出口圧力※1		「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			

島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備，運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
①～㉔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
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	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
		残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉補機冷却水系系統流量*1	3	0～4000m³/h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7号炉区分Ⅲ）	0～2200m³/h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1700m³/h（6号炉区分Ⅲ） 0～2600m³/h（7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1600m³/h（7号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（2200m³/h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1700m³/h（6号炉区分Ⅲ），2600m³/h（7号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1600m³/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（600m³/h）を監視可能。	1
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*1	3	0～2000m³/h（6号炉） 0～1500m³/h（7号炉）	0～1200m³/h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量（1200m³/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（470m³/h）を監視可能。	
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・チェンバ・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	「⑭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）	可搬型計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	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	－※8	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	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	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。	1
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1	1	0～800m³／h	－※8	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（650m³／h）を監視可能。	
		緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1	1	0～50m³／h	－※8	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（40m³／h）を監視可能。	
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・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	「⑭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）	可搬型計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	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
		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				
		サプレッション・プール水温度（ＳＡ）※1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ				
		残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0～1,500m³/h	0～1,218m³/h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量（1,218m³/h）を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量（600m³/h）を監視可能。	1
		残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「⑬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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*2					
		原子炉水位（SA）*2					
		原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉圧力（SA）*2					
		原子炉圧力容器温度*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。				
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度*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。				
		格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（S/C）*1					
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	高圧炉心注水系の運転時における，高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約11.8MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（約3.5MPa[gage]）を監視可能。	
		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					
⑭水源の確保		復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6号炉：0～15.5m，7号炉：0～15.7m）を監視可能。	1
		サプレッション・チェンバ・プール水位	「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。				
		高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*1					
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*1					
		原子炉隔離時冷却系統流量*1					
		高圧炉心注水系系統流量*1					
		残留熱除去系系統流量*1					
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*1					
		原子炉水位（SA）*1					
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0～2MPa[gage]	－*8	重大事故等時における，復水補給水系の最高使用圧力（約1.7MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。				

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9／11）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）※2					
		原子炉水位（ＳＡ広帯域）※2					
		原子炉水位（ＳＡ燃料域）※2					
		原子炉圧力※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉圧力（ＳＡ）※2					
		原子炉圧力容器温度※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。				
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度※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。				
		ドライウェル圧力※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・チェンバ圧力※1					
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力					
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力					
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力					
		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					

第3.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14／18）

分類		重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
		原子炉水位（燃料域）※2					
		原子炉水位（ＳＡ）※2					
		原子炉圧力※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ				
		原子炉圧力（ＳＡ）※2					
		原子炉圧力容器温度（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				
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル温度（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				
		ドライウェル圧力（ＳＡ）※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ				
		サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）※1					
	原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0～4MPa［gage］	最大値：1.0MPa［gage］	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（1.0MPa［gage］）を監視可能。	1
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0～5MPa［gage］	最大値：2.0MPa［gage］	低圧炉心スプレイ系の運転時における，低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力（2.0MPa［gage］）を監視可能。	
		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					

※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*2					
		原子炉水位（SA）*2					
		原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉圧力（SA）*2					
		原子炉圧力容器温度*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。				
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度*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。				
		格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（S/C）*1					
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	高圧炉心注水系の運転時における，高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約11.8MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0～3.5MPa[gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（約3.5MPa[gage]）を監視可能。	
		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					
⑭水源の確保		復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6号炉：0～15.5m，7号炉：0～15.7m）を監視可能。	1
		サプレッション・チェンバ・プール水位	「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。				
		高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*1					
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*1					
		原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
		高圧炉心注水系系統流量*1					
		残留熱除去系系統流量*1					
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*1					
		原子炉水位（SA）*1					
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0～2MPa[gage]	－※8	重大事故等時における，復水補給水系の最高使用圧力（約1.7MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。				

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑭水源の確保	サプレッション・プール水位※2	「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。				
	代替淡水貯槽水位	1	0～20m	－※8	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル（0～20m）を監視可能。	1
	西側淡水貯水設備水位	1	0～6.5m	－※8	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1mから＋5m（水槽上端）までの（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	1
	高圧代替注水系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量※1					
	高圧炉心スプレイ系系統流量※1					
	残留熱除去系系統流量※1					
	低圧炉心スプレイ系系統流量※1					
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	－※8	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.96MPa［gage］	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.01MPa［gage］	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa［gage］）を監視可能。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	3	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～4MPa［gage］	3.79MPa［gage］	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa［gage］）を監視可能。	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa［gage］）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1					
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※1					
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1					
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1					
	原子炉水位（広帯域）※1	「⑬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					
	原子炉水位（SA広帯域）※1					
	原子炉水位（SA燃料域）※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）（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
⑭水源の確保（1／2）	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0～1,500m³ （0～12,542mm）	－※8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端（0～1,495m³）を監視可能である。	1
	サプレッション・プール水位（SA）※2	「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				
	高圧原子炉代替注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ				
	代替注水流量（常設）※1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱除去ポンプ出口流量※1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*2					
		原子炉水位（SA）*2					
		原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉圧力（SA）*2					
		原子炉圧力容器温度*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。				
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度*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。				
		格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（S/C）*1					
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	高圧炉心注水系の運転時における，高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約11.8MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（約3.5MPa[gage]）を監視可能。	
		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					
⑭水源の確保		復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6号炉：0～15.5m，7号炉：0～15.7m）を監視可能。	1
		サプレッション・チェンバ・プール水位	「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。				
		高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*1					
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*1					
		原子炉隔離時冷却系統流量*1					
		高圧炉心注水系系統流量*1					
		残留熱除去系系統流量*1					
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*1					
		原子炉水位（SA）*1					
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0～2MPa[gage]	－※8	重大事故等時における，復水補給水系の最高使用圧力（約1.7MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。				

第6.4－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
⑭水源の確保	サプレッション・プール水位※2	「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。				
	代替淡水貯槽水位	1	0～20m	－※8	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ扉り配管レベル（0～20m）を監視可能。	1
	西側淡水貯水設備水位	1	0～6.5m	－※8	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1mから＋5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	1
	高圧代替注水系系統流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	－※8	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.96MPa［gage］	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～10MPa［gage］	8.01MPa［gage］	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa［gage］）を監視可能。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1	3	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1	1	0～4MPa［gage］	3.79MPa［gage］	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa［gage］）を監視可能。	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※1	2	0～5MPa［gage］	－※8	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa［gage］）を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）※1 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）※1 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）※1 低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）※1 原子炉水位（燃料域）※1 原子炉水位（SA広帯域）※1 原子炉水位（SA燃料域）※1	「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。				

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
⑭水源の確保（2／2）	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0～10MPa［gage］	最大値：9.02MPa［gage］	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［gage］）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［gage］	最大値：8.93MPa［gage］	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［gage］）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	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ				
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力※1	2	0～4MPa［gage］	－※8	重大事故等時における，低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力（3.92MPa［gage］）を監視可能。	1
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1	2	0～3MPa［gage］	－※8	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［gage］）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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑲原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0～20vol%	－*8	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，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	－
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0～300℃	－*8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1
⑱原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol%（6号炉） 0～10vol% /0～30vol%（7号炉）	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能。	－
	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*1	「⑨原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*1					
	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					
⑰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）*9 T.M.S.L.20180～31123mm （7号炉）*9	T.M.S.L.31395mm （6号炉）*9 T.M.S.L.31390mm （7号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	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）*9 T.M.S.L.23373～30373mm （7号炉）*9	T.M.S.L.31395mm （6号炉）*9 T.M.S.L.31390mm （7号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	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^{1}～10^{5}mSv/h	－*8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（5×10^{-2}～10^{5}mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-2}～10^{3}mSv/h（6号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7号炉）			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*2	1	－	－*8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－

＊1：重要代替監視パラメータ，＊2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
＊3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。
＊4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
＊5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm），＊6：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm），＊7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒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，設計基準事故時は値なし。，＊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）（11／11）

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
⑲原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol%	－※8	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，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	－
		3	0～20vol%			－
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置※1	4	0～300℃	－※8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	2
⑱原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（S A）	2	0～25vol%	約4.4vol%以下	重大事故等時において，原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol%）を監視可能。	－
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）※1	「⑨原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）※1					
	ドライウェル圧力※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。				
	サプレッション・チェンバ圧力※1					
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（S A広域）※2	1	－4,300mm～＋7,200mm （EL.35,077mm～46,577mm） ※13	＋6,818mm （EL.46,195mm） ※13	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	－
		1※11	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
	使用済燃料プール温度（S A）※2	1※12	0～120℃	－※8	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。	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※2	1	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（1.0×10^{-4}mSv／h～2.4×10^{8}mSv／h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-8}mSv／h～10^{4}mSv／h			
	使用済燃料プール監視カメラ※2	1	－	－※8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A，Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA，C，Eチャンネルにはそれぞれ21個，B，D，Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器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2箇所，　※12　検出点8箇所
※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より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 計測器個数
⑮原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1 6	0～10vol% 0～20vol%	－※8	重大事故等時において，原子炉建物内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお，静的触媒式水素処理装置にて，原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	－
	静的触媒式水素処理装置入口温度※1	2	0～100℃	－※8	重大事故等時において，静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	1
	静的触媒式水素処理装置出口温度※1	2	0～400℃			1
⑱原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（B系）※2	1	0～5vol%／ 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酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.4vol%）を監視可能。	－
	格納容器酸素濃度（S A）※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酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.4vol%）を監視可能。	－
	格納容器雰囲気放射線モニタ （ドライウェル）※1	「⑨原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ				
	格納容器雰囲気放射線モニタ （サプレッション・チェンバ）※1					
	ドライウェル圧力（S A）※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				
	サプレッション・チェンバ圧力（S A）※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（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
⑬原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0～20vol%	－*8	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，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	－
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0～300℃	－*8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1
⑭原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol%（6号炉） 0～10vol% /0～30vol%（7号炉）	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能。	－
	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*1	「⑨原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*1					
	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					
⑰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）*9 T.M.S.L.20180～31123mm （7号炉）*9	T.M.S.L.31395mm （6号炉）*9 T.M.S.L.31390mm （7号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	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）*9 T.M.S.L.23373～30373mm （7号炉）*9	T.M.S.L.31395mm （6号炉）*9 T.M.S.L.31390mm （7号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	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^{1}～10^{8}mSv/h	－*8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（5×10^{-2}～10^{7}mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-2}～10^{3}mSv/h（6号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7号炉）			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*2	1	－	－*8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－

＊1：重要代替監視パラメータ，＊2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
＊3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。
＊4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
＊5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm），＊6：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm），＊7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒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，設計基準事故時は値なし。，＊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）（11／11）

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
⑬原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol%	－※8	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，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する）。	－
		3	0～20vol%			－
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置※1	4	0～300℃	－※8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	2
⑭原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0～25vol%	約4.4vol%以下	重大事故等時において，原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol%）を監視可能。	－
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）※1	「⑨原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）※1					
	ドライウェル圧力※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。				
	サプレッション・チェンバ圧力※1					
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）※2	1	－4,300mm～＋7,200mm （EL.35,077mm～46,577mm） ※13※	＋6,818mm （EL.46,195mm） ※13※	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	－
		1※11	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
	使用済燃料プール温度（SA）※2	1※12	0～120℃	－※8	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。	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※2	1	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－※8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（1.0×10^{-4}mSv／h～2.4×10^{8}mSv／h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-8}mSv／h～10^{4}mSv／h			
	使用済燃料プール監視カメラ※2	1	－	－※8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－

※1　重要代替監視パラメータ，　※2　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3　平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A，Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA，C，Eチャンネルにはそれぞれ21個，B，D，Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
※4　設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
※5　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm），　※6　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）
※7　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
※8　重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より7,030mm）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器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2箇所，　※12　検出点8箇所
※13　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より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）（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 計測器個数
⑰燃料プールの監視	燃料プール水位（SA）※2	1	－4.30～7.30m※10 （EL31218～42818）	6,982mm※10 （EL42500）	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	－
	燃料プール水位・温度（SA）※2	1※11	－1,000～6,710mm※10 （EL34518～42228）	6,982mm※10 （EL42500）	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0～150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）※2	1	10^{1}～10^{8}mSv/h	－※8	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲（10^{-3}～10^{7}mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-3}～10^{4}mSv/h			
	燃料プール監視カメラ（SA）※2	1	－	－※8	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	－

※1：重要代替監視パラメータ　　※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。　※4：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※5：基準点は格納容器底面（EL10100）。　※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに低くなる）であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。　※11：検出点は7箇所。

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
（つづき） ＊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の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 ＊11：検出点は 14 箇所，＊12：検出点は 8 箇所			・設備，運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ①～㉔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）

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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の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） 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が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） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

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

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

島根原子力発電所　2号炉

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	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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また，原子炉スクラム後，原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		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：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。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉙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）

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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の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） 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が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） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

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

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

島根原子力発電所　2号炉

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）	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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）により飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ） ③原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	
	原子炉圧力（ＳＡ）	①原子炉圧力	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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）により飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
		②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（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。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉙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
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA） ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ③復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④格納容器内圧力（S/C）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ②復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③格納容器内圧力（S/C）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

第6.4－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（2／17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ③低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレイ系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ②低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

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

第3.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（3／17）

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水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ） ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量（常設） ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ）により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	①原子炉水位（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：［　］は有効監視パラメータ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】
①～㉔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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）＊ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） 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復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）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	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 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サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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，水源であるサプレッション・チェンバ・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残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）＊ 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）＊ ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C） ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力（D/W）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。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，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（3／17）

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） 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常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 ③高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系ポンプの注水特性を用いて，高圧代替注水系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域）	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉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。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） 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代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて，代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） 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原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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。 ③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，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて，原子炉隔離時冷却系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は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※1	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サプレッション・プール水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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，水源であるサプレッション・プール水位（SA）を優先する。
	代替注水流量（常設）	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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。
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	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低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）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。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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，水源であるサプレッション・プール水位（SA）を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位（SA）を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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，水源であるサプレッション・プール水位（SA）を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位（SA）を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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】
①～㉔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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）＊ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） 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復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）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	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 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サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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，水源であるサプレッション・チェンバ・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残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）＊ 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）＊ ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C） ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力（D/W）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。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，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（4／17）

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

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は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※1	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サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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，水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）を優先する。
	代替注水流量（常設）	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	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。
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	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低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）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。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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，水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	①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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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，水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	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，水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の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。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）* 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） 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復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）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	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 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サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	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，水源であるサプレッション・チェンバ・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残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）* 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）* ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C） ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力（D/W）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。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

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※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系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サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系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ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系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。

東海第二発電所（2018.9.18版）

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※1	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	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注水先のドライウェル圧力（SA）又はサプレッション・チェンバ圧力（SA）より代替注水流量（常設）を推定する。 ②注水先のドライウェル水位，サプレッション・プール水位（SA）及びペ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。
		②ドライウェル圧力（SA） ②サプレッション・チェンバ圧力（SA）	
		②ドライウェル水位 ②サプレッション・プール水位（SA） ②ペデスタル水位	
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウェル圧力（SA） ①サプレッション・チェンバ圧力（SA）	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，注水先のドライウェル圧力（SA）又はサプレッション・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。 ①注水先のドライウェル水位，サプレッション・プール水位（SA）及びペデスタル水位の変化により注水量を推定する。
		①ドライウェル水位 ①サプレッション・プール水位（SA） ①ペデスタル水位	
	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	①ペデスタル水位 ①ドライウェル水位	①ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の監視が不可能となった場合は，注水先のペデスタル水位及びドライウェ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，残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から残留熱代替除去系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。

島根原子力発電所　2号炉

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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）

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	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）
	サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ気体温度の他チャンネル ②格納容器内圧力（S/C） ③［サプレッション・チェンバ気体温度］※2
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ・プール水温度
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力の他チャンネル ②ドライウェル雰囲気温度 ③［格納容器内圧力（D/W）］※2
	格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内圧力の他チャンネル ②サプレッション・チェンバ気体温度 ③［格納容器内圧力（S/C）］※2

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温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）により推定する。 ③サプレッション・チェンバ圧力により，上記②と同様にドライウェ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。
	サプレッション・チェンバ気体温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度 ③サプレッション・チェンバ圧力	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度の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サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度にによりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ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。
	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サプレッション・プール水温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部の温度の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。 <RPV破損判断基準> ペデスタル底部に温度計を設置し，指示値の上昇又は喪失によりRPV破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動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破損の是非判断の観点から，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（温度計の故障による低値又は導通）となった場合に，RPV破損を判断する。 <ペデスタル水温水注水判断基準> ペデスタル底面から，0.2m の高さに温度計を設置し，0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し，ペデスタル水温水までの注水可否を判断する。また，指示値の上昇又は喪失により，RPV破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計５個（予備１個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積後の観点から，３個以上がスーパースケール（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，ペデスタル冷水温水までの注水を判断する。

※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。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③サプレッション・チェンバ圧力により，上記②と同様にドライウェ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。
	サプレッション・チェンバ気体温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度 ③サプレッション・チェンバ圧力	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度の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サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度にによりサプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ圧力によりサプレッション・チェンバ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。
	サプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サプレッション・プール水温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部の温度の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。 <RPV破損判断基準> ペデスタル底部に温度計を設置し，指示値の上昇又は喪失によりRPV破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動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破損の是非判断の観点から，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（温度計の故障による低値又は導通）となった場合に，RPV破損を判断する。 <ペデスタル水温水注水判断基準> ペデスタル底面から，0.2m の高さに温度計を設置し，0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し，ペデスタル水温水までの注水可否を判断する。また，指示値の上昇又は喪失により，RPV破損検知に用いる。 デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計５個（予備１個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積後の観点から，３個以上がスーパースケール（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，ペデスタル冷水温水までの注水を判断する。

※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。

島根原子力発電所　２号炉

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※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度（SA）	①ドライウェル温度（SA）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル温度（SA）の監視が不可能となった場合には，ペデスタル温度（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ェル圧力（SA）により，上記③と同様にドライウェル温度（SA）を推定する。 ④サプレッション・チェンバ圧力（SA）により，上記③と同様にドライウェル温度（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。
	ペデスタル温度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル温度（SA）	①ペデスタル温度（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ペデスタル温度（SA）の監視が不可能となった場合には，ドライウェル温度（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ェル圧力（SA）により，ペデスタル温度（SA）を推定する。 ④サプレッション・チェンバ圧力（SA）により，上記③と同様にペデスタル温度（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。
	ペデスタル水温度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル	①ペデスタル水温度（SA）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
	サプレッション・チェンバ温度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度（SA）	①サプレッション・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サプレッション・チェンバ温度（SA）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度（SA）により推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ圧力（SA）によりサプレッション・チェンバ温度（SA）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サプレッション・プール水温度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ温度（SA）	①サプレッション・プール水温度（SA）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ温度（SA）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ温度（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※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を示す。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
①～㉔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）

（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温度	ドライウェル雰囲気温度	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ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力（S/C）により，上記②と同様にドライウェ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。
	サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力（S/C） ③［サプレッション・チェンバ気体温度］※2	①サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（S/C）によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（S/C）により，温度を推定する。 推定は，サプレッション・チェンバ内にあるサプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 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ェ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。
	格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内圧力（D/W） ②サプレッション・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プレッション・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。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウェル雰囲気温度 ③［ドライウェル圧力］※2	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ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ェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（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プレッション・チェンバ圧力を優先する。
	サプレッション・チェンバ圧力	①ドライウェル圧力 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ③［サプレッション・チェンバ圧力］※2	①サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェ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プレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，ベント管を介して均圧されるドライウェル圧力を優先する。

※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。

島根原子力発電所　２号炉

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	ドライウェル圧力（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ圧力（SA）	①ドライウェル圧力（SA）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル圧力（SA）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力（SA）により推定する。
		③ドライウェル温度（SA） ③ベデスタル温度（SA）	③飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル温度（SA），ベデスタル温度（SA）によりドライウェル圧力（SA）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サプレッション・チェンバ圧力（SA）	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）	①サプレッション・チェンバ圧力（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サプレッション・チェンバ圧力（SA）の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力（SA）により推定する。
		③サプレッション・チェンバ温度（SA）	③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ温度（SA）によりサプレッション・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ャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を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】
①～㉔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
（下記参照）	（下記参照）	（下記参照）	・設備，運用の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ①～㉔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）

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

東海第二発電所（2018.9.18版）

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（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯水設備水位 ③ドライウェル圧力 ③サプレッション・チェンバ圧力	①サプレッション・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（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により，サプレッション・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，サプレッション・プール水位を推定する。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。 <ベント判断基準> 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，注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・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実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位＋6.5m（ベントライン下端から－1.64m）の到達確認をもって，ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する。 推定は，注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位 ④［格納容器下部雰囲気温度］※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の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。なお，代替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。 ④デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ＜0.2m）に，監視可能であれば格納容器下部雰囲気温度（常用代替監視パラメータ）により，デブリが冠水されていることを推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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

島根原子力発電所　2号炉

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サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ③低圧原子炉代替注水槽水位	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，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち機器動作状態にある流量により，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槽水位の水量変化により，ドライウェル水位を推定する。なお，低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は，サプレッション・プール水位（ＳＡ）を優先する。
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	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ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③［サプレッション・プール水位］※2	①サプレッション・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，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち機器動作状態にある流量により，サプレッション・プール水位（ＳＡ）を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により，サプレッション・プール水位（ＳＡ）を推定する。なお，低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・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，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）を優先する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量（常設） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は，代替注水流量（常設），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量により，ペデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により，ペデスタル水位を推定する。なお，低圧原子炉代替注水槽水位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（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

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

東海第二発電所（2018.9.18版）

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。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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（Ｓ／Ｃ）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③［制御棒操作監視系］※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起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③［制御棒操作監視系］※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（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。

島根原子力発電所　2号炉

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量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	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（ドライウェル）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	①主要パラメータの他チャンネル ②［エリア放射線モニタ］※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】
①～㉔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。

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。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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（S／C）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③［制御棒操作監視系］※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起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③［制御棒操作監視系］※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（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（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量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	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（ドライウェル）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	①主要パラメータの他チャンネル ②［エリア放射線モニタ］※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】
①～㉔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）

（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。

東海第二発電所（2018.9.18版）

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。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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（S／C）の監視が不可能となった場合は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③［制御棒操作監視系］※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起動領域計装の監視が不可能となった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③［制御棒操作監視系］※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（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。

島根原子力発電所　2号炉

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 ②平均出力領域計装	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は，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］※2	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 ②平均出力領域計装	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中間領域計装の監視が不可能になった場合は，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］※2	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 ②中間領域計装	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になった場合は，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］※2	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。
	［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）の監視が不可能になった場合は，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（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】
①～㉔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
（つづき）（表は下記参照）	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（10／17）（表は下記参照）	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）（表は下記参照）	・設備，運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ①～㉔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

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

東海第二発電所

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

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

島根原子力発電所　２号炉

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※1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	①サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）によりサプレッション・プール水温度（ＳＡ）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・プール水温度（ＳＡ）により推定する。
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて，残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ④原子炉圧力容器温度（ＳＡ）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，水源であるサプレッション・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残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ②ドライウェル温度（ＳＡ） ②サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から残留熱代替除去系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。 ②残留熱代替除去系による冷却において，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度（ＳＡ），ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。

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

（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
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力（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。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		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	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・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，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 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。

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
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウェル圧力 ①サプレッション・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，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 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ェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（ＳＡ）	①フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素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。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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

第 3.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（12／17）

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	格納容器フィルタベント系	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，ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル	①第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		第１ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度（Ｂ系） ②格納容器水素濃度（ＳＡ）	①第１ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は，予備の第１ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第１ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから，格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器水素濃度（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ①サプレッション・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），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は，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。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	①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，残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去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】
①～㉙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
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力（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。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		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	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・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，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 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。

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
最終ヒートシンクの確保	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	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終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系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば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】
①～㉔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）

（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
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力（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。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		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	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・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，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 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。

東海第二発電所（2018.9.18版）

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
最終ヒートシンクの確保	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	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終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系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば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。

島根原子力発電所　2号炉

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	格納容器フィルタベント系	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，ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル	①第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		第１ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度（Ｂ系） ②格納容器水素濃度（ＳＡ）	①第１ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は，予備の第１ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第１ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから，格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器水素濃度（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ①サプレッション・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），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は，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。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	①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，残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去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。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉙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）

（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
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①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） 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が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） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W）	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェ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。
		格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 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ェ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。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]※2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]※2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。

東海第二発電所（2018.9.18版）

第6.4－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（13／17）

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

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

島根原子力発電所　2号炉

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※1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（ＳＡ）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①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） ③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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力（ＳＡ）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル温度（ＳＡ）	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）	①ドライウェル温度（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力（ＳＡ）によりドライウェル温度（ＳＡ）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		ドライウェル圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ③ドライウェル温度（ＳＡ）	①ドライウェル圧力（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力（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ェル温度（ＳＡ）によりドライウェル圧力（ＳＡ）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（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。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
①～㉔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
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①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） ②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が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） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W）	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェ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。
		格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 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ェ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。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]※2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]※2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（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（14／17）

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
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェ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。
		ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウェル雰囲気温度 ③［ドライウェル圧力］※2	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ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ェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（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プレッション・チェンバ圧力を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。

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

第3.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（13／17）

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
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（ＳＡ）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（ＳＡ）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①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） ③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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力（ＳＡ）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル温度（ＳＡ）	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）	①ドライウェル温度（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力（ＳＡ）によりドライウェル温度（ＳＡ）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		ドライウェル圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ③ドライウェル温度（ＳＡ）	①ドライウェル圧力（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル圧力（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ圧力（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ェル温度（ＳＡ）によりドライウェル圧力（ＳＡ）を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（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】
①～㉔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
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①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） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②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が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） ②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が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W）	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェ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。
		格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 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ェ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。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]※2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]※2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（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（14／17）

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
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力	①ドライウェル雰囲気温度の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ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェ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。
		ドライウェル圧力	①サプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウェル雰囲気温度 ③［ドライウェル圧力］※2	①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ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ェル雰囲気温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力（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プレッション・チェンバ圧力を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。

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

第3.15－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（14／17）

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
格納容器バイパスの監視	原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］※2	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）を優先する。

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

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

（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
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） 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。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 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復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サプレッション・チェンバ・プール水位]※2	①サプレッション・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（RHR B系代替注水流量）と経過時間より算出した注水量から推定する。また，サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・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。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル 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チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度）により水素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ②格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

東海第二発電所

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※1	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高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止判断基準> サプレッション・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。原子炉圧力容器への注水中に，ＥＣＣＳ系の配管破断などによりサプレッション・プール水が流出し，ポンプの必要ＮＰＳＨが得られず，吐出圧力の異常（圧力低下，ハンチングなど）が確認された場合に，ポンプを停止する。 推定は，サプレッション・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。
	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ広帯域） ②原子炉水位（ＳＡ燃料域） ②サプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの注水量から，代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお，代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水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，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は，代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1　代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2　[ ] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，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。

島根原子力発電所　２号炉

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

備考

・設備，運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
①～㉔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）

（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
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	①復水貯蔵槽水位（SA）の監視が不可能となった場合は，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から，復水貯蔵槽水位（SA）を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位（SA）を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽の水源となる復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 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～注水する復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と経過時間より算出した水量から推定する。また，サプレッション・チェンバ・プールから原子炉圧力容器～注水する復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・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により，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを把握することを推定する。 ③監視可能であればサプレッション・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。	
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①原子炉建屋水素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差）により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	格納容器内酸素濃度	①格納容器内酸素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）にて炉心損傷を判断した後，格納容器内酸素濃度と保守的なG値を入力した評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	西側淡水貯水設備水位	①西側淡水貯水設備の監視が不可能となった場合は，西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から，西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は，西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①原子炉建屋水素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差）により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	①格納容器内酸素濃度（SA）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度（SA）の監視が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なG値を入力した評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，格納容器内圧力が正圧であることを確認し，水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により，酸素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

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

島根原子力発電所　２号炉

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

備考

・設備，運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
①～㉔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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

（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
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） 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注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 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復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・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（RHR B系代替注水流量）と経過時間より算出した注水量から推定する。また，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・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。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル 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チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ②格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水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サプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は，西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から，西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお，西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は，西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル 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チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ②ドライウェル圧力 ②サプレッション・チェンバ圧力 ③［格納容器内酸素濃度］※2	①格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度（ＳＡ）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）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を推定する。 ②ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，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。 ③監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により，酸素濃度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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

島根原子力発電所　２号炉

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※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	①格納容器酸素濃度（ＳＡ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッション・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格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・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。 ②ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・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。 ③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格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッション・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格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・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。 ②ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・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。 ③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。

備考

・設備，運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
①～㉔の相違
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違

（柏崎 6/7，東海第二との対比箇所を黒太枠で示す）

（つづき）

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

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

第6.4－3表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（17／17）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール温度（ＳＡ）により使用済燃料プールの温度を推定する。また，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，温度の場合は同じ物理量である使用済燃料プール温度（ＳＡ）を，水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を優先する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ物理量である使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ②使用済燃料プール温度（ＳＡ） ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）にて水位を計測した後，水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） ①使用済燃料プール温度（ＳＡ） ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

※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（17／17）

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

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

・設備，運用の相違
【柏崎6/7，東海第二】
①～㉔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）

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

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用ボンベ出口圧力
	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

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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

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

島根原子力発電所　２号炉

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

分類	補助パラメータ
電源関係	Ｃ－メタクラ母線電圧
	Ｄ－メタクラ母線電圧
	ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧
	Ｃ－ロードセンタ母線電圧
	Ｄ－ロードセンタ母線電圧
	緊急用メタクラ電圧
	ＳＡロードセンタ母線電圧
	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧
	Ａ－115V 系直流盤母線電圧
	Ｂ－115V 系直流盤母線電圧
	230V 系直流盤（常用）母線電圧
	ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧
その他	ＡＤＳ用Ｎ$_2$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

備考

・設備，運用の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

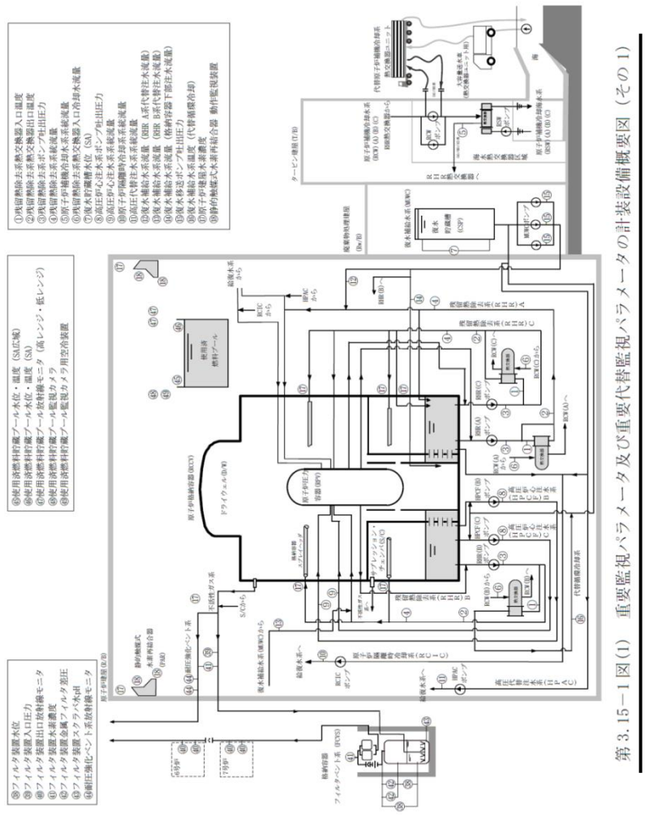
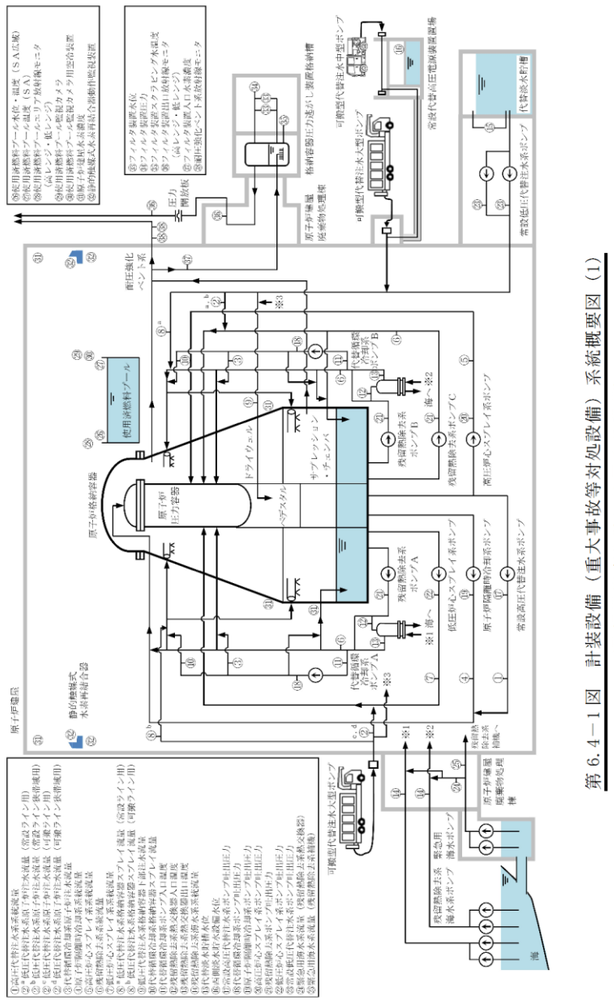
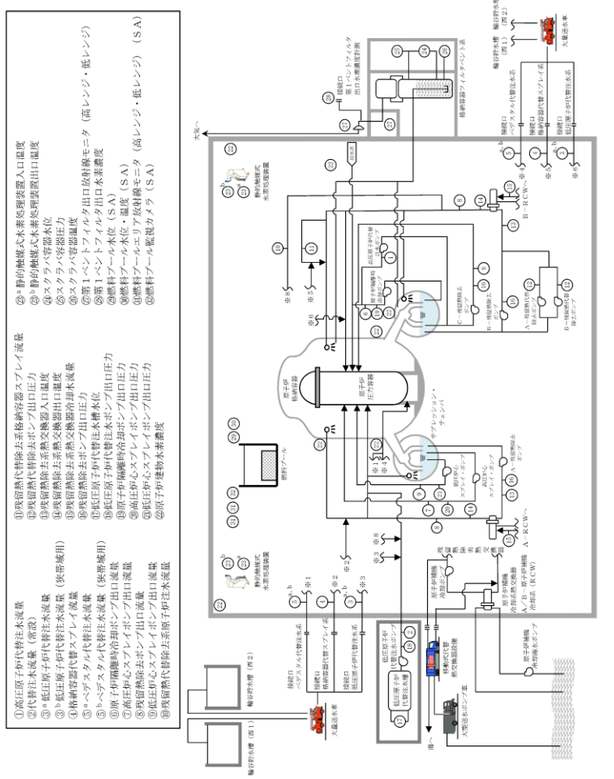
柏崎 6/7 に記載している非常用 D/G 発電機，第一 GTG 発電機，電源車の電源関係のパラメータについて，島根２号炉は各母線電圧を着手の判断としている。

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用ボンベを使用しないため，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力を補助パラメータとしていない。

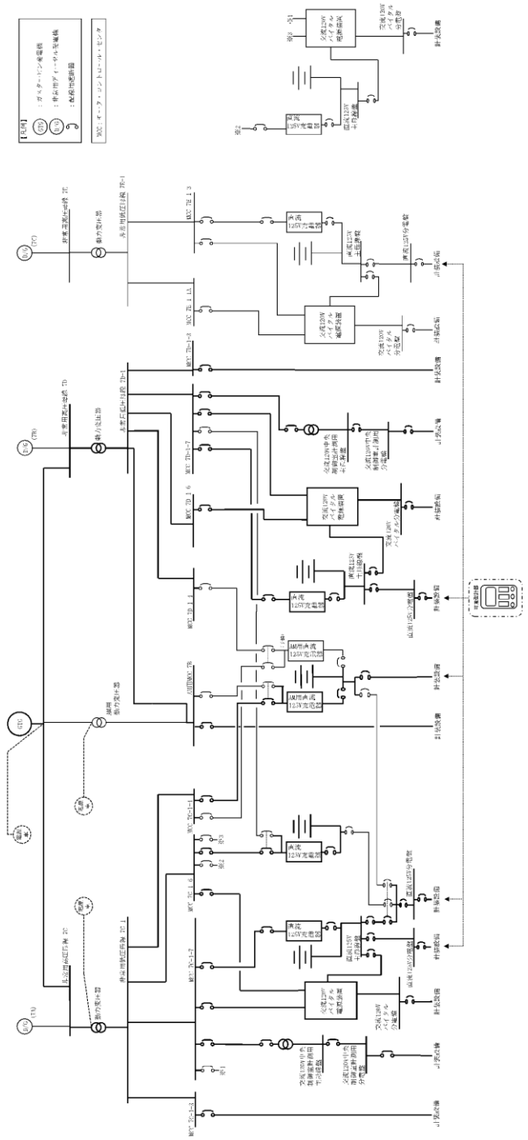
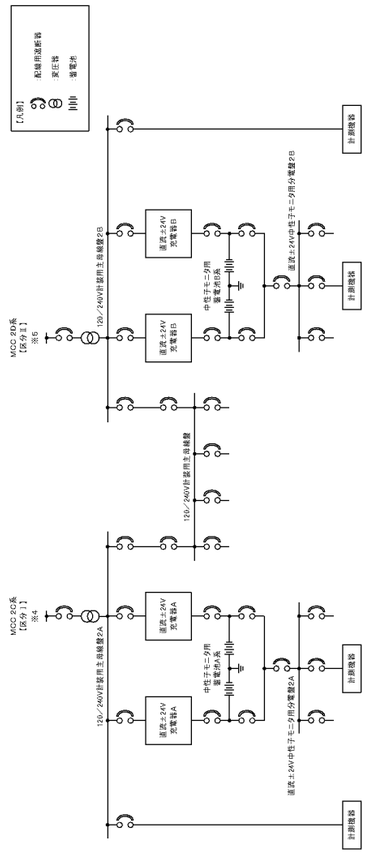
島根２号炉は，原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力を低圧炉心スプレイ系の着手の判断基準としている

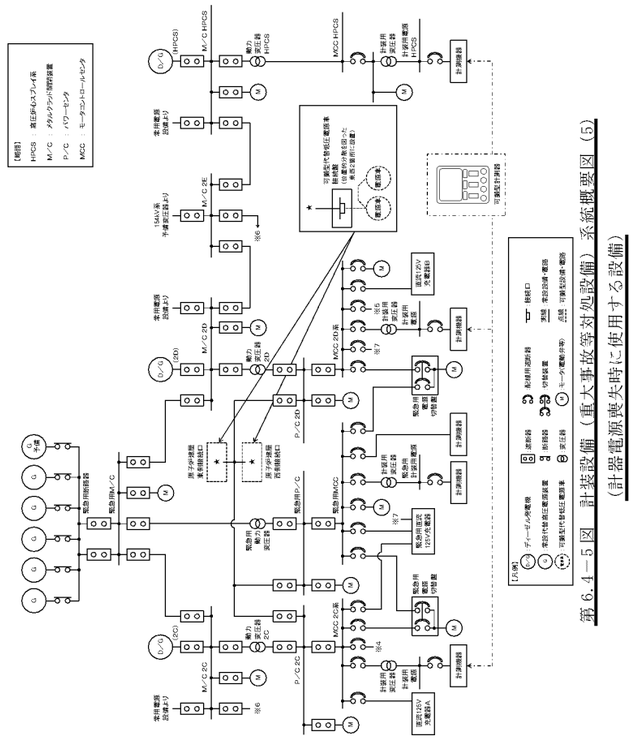
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.15－1 図(1)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図（その 1）	 第 6.4－1 図　計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（1） （監視機能喪失時に使用する設備）	 第 3.15－1 図(1)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要（その 1）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による系統構成の相違 <u>常設注水流量計の相違</u> ＜原子炉注水，格納容器スプレイ＞ 島根 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。 ＜ペデスタル注水＞ 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

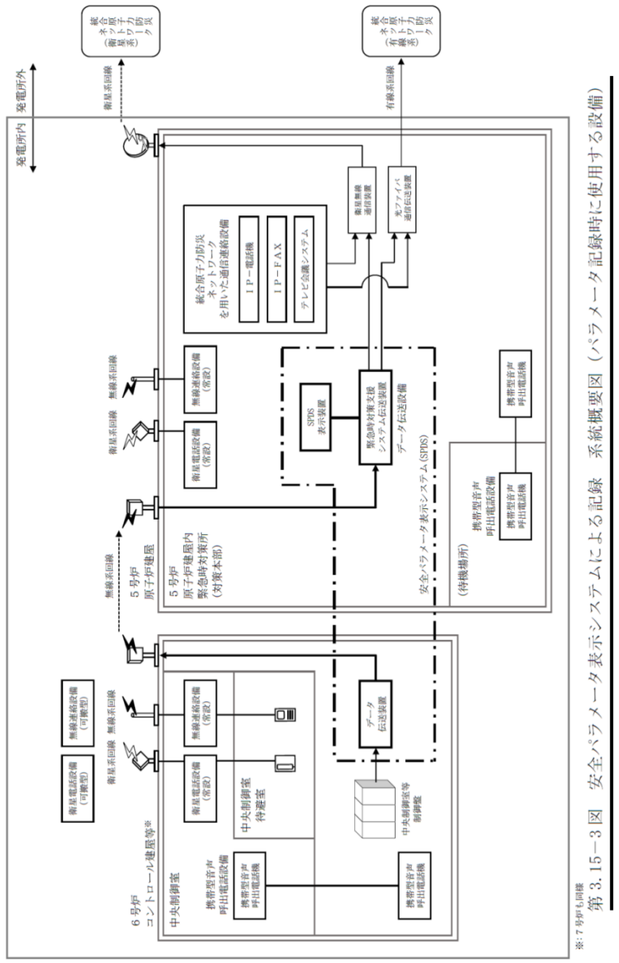
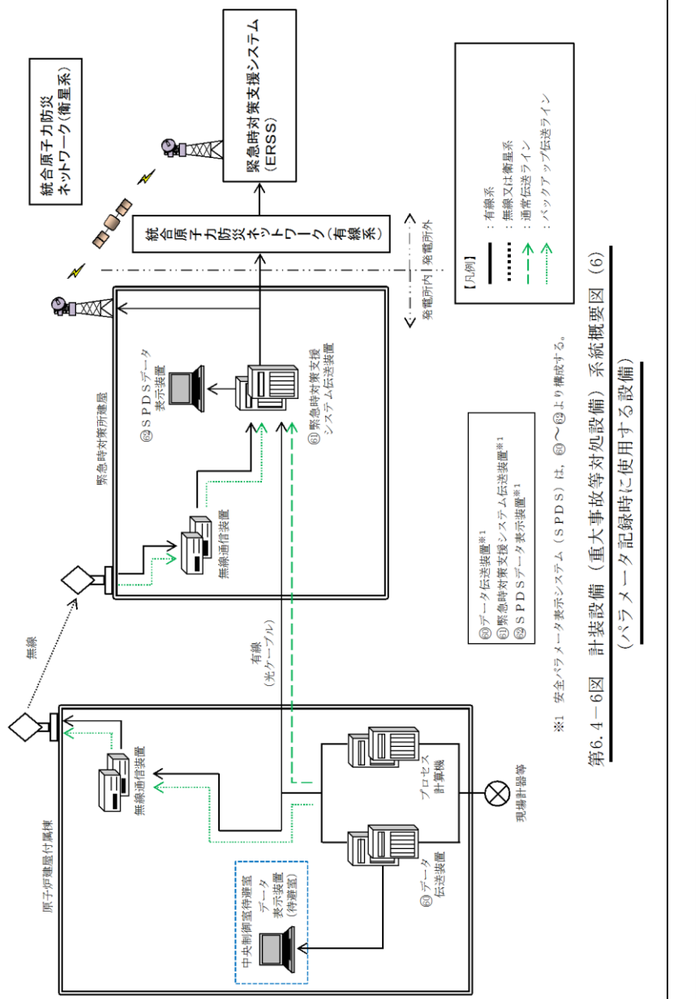
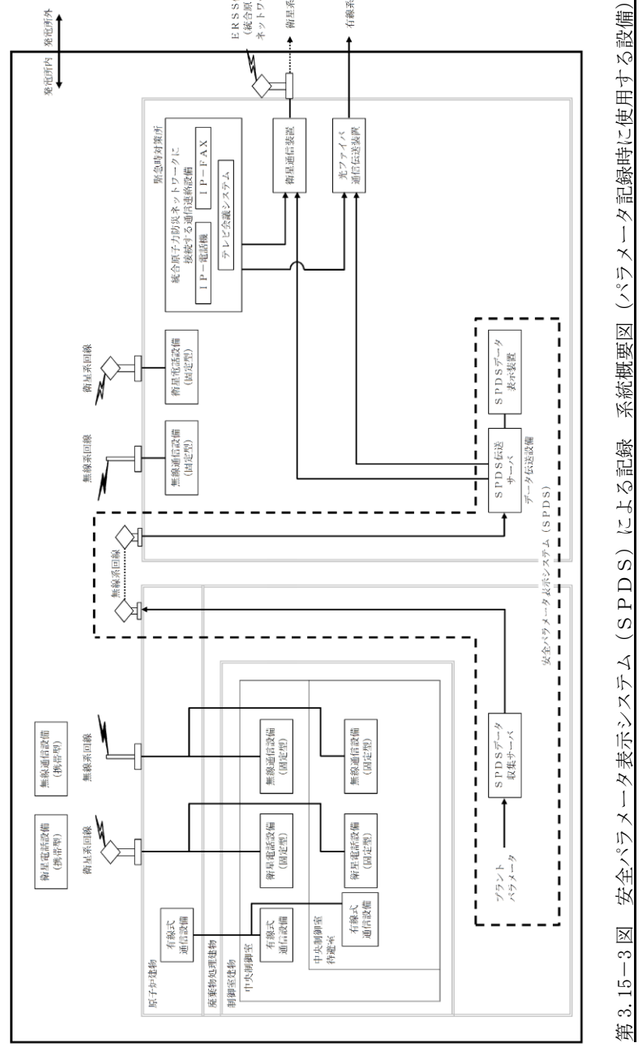
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			容器下部への注水ラインがあるため，格納容器下部注水用の流量計を設置している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3.15－1 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）	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）	第 3.15－1 図(2)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要（その 2）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による系統構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3.15－2 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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.15－2 図(2)　計装設備単線結線図（7 号炉）	 第 6.4－4 図　計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（4） （計器電源喪失時に使用する設備）		・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単独申請であり，該当なし 【東海第二】 設備設計の相違による電源構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 6.4－5 図　計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（5） （計器電源喪失時に使用する設備）		・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.15－3 図　安全パラメータ表示システムによる記録　系統概要図（パラメータ記録時に使用する設備）	 ※1　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，①～③より構成する。 第6.4－6図　計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（6） （パラメータ記録時に使用する設備）	 第 3.15－3 図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による記録　系統概要図（パラメータ記録時に使用する設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による系統構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉（2017.12.20 版）	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
3.16 原子炉制御室	3.16　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59 条】	3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備【59 条】	
【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） 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。 （解釈） 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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	【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） 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。 （解釈） 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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	【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） 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。 （解釈） 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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。 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	

柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 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）又はアニュラス空気再循環設備等（PWR の場合）を設置すること。 ｅ）BWR にあっては、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。	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。 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）又はアニュラス空気再循環設備等（ＰＷＲの場合）を設置すること。 ｅ）ＢＷＲにあっては，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こと。	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。 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）又はアニュラス空気再循環設備等（ＰＷＲの場合）を設置すること。 ｅ）ＢＷＲにあっては、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こと。	
3.16.1 適合方針 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。 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。 3.16.1.1 重大事故等対処設備 (1) 居住性を確保するための設備 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。 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。	3.16　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 3.16.1　設置許可基準規則第59条への適合方針 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。 3.16.1.1　重大事故等対処設備 (1)　居住性を確保するための設備 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。	3.16　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 3.16.1 適合方針 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。 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。 3.16.1.1 重大事故等対処設備 (1) 居住性を確保するための設備 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。 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまるための設備として，ＬＥＤライト（三脚タイプ），チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，再循環用ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット，中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の中央制御室待避室は常設の遮蔽で居住性を確保する（以下，①の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は一体型ではない（以下，②の相違）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
a．換気空調設備及び遮蔽設備 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。 中央制御室可搬型陽圧化空調機は，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。	a．換気空調設備及び遮蔽設備 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からなる非常用ラインを設け，外気との連絡口を遮断し，中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とすることにより，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。	a．換気空調設備及び遮蔽設備 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，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，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。	・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） ・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）
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（空気ボンベ）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。	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ボンベユニット（空気ボンベ）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。	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，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（空気ボンベ）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。	・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プルーム通過中には系統隔離運転を行う。
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，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（空気ボンベ）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。 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。	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，中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）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。 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。	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，中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）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。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，③の相違
	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。		・設備の相違 【東海第二】 ④の相違
中央制御室可搬型陽圧化空調機は，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。	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。	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，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	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は重大事故

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		源設備からの給電が可能な設計とする。	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）
主要な設備は，以下のとおりとする。		主要な設備は，以下のとおりとする。	
・中央制御室可搬型陽圧化空調機（6 号及び7 号炉共用）		・再循環用ファン ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び7 号炉共用） ・中央制御室遮蔽（6 号及び7 号炉共用） ・中央制御室待避室遮蔽（常設）（6 号及び7 号炉共用） ・中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6 号及び7 号炉共用）		・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（１号及び２号炉共用） ・中央制御室待避室遮蔽	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】
・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） ・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）		・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）	①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違
		・代替所内電気設備（3.14 電源設備）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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）
本系統の流路として，中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト），中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）及び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）を重大事故等対処設備として使用する。		本系統の流路として，中央制御室換気系ダクト，中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）及び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）を重大事故等対処設備として使用する。	

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
b．通信連絡設備 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，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）を使用する。	b．通信連絡設備 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，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）を使用する。	b．通信連絡設備 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，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）を使用する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は無線通信設備（固定型）を設ける
無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）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。	衛星電話設備（可搬型）（待避室）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。	無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）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。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違
主要な設備は，以下のとおりとする。 ・無線連絡設備（常設）（3.19 通信連絡設備） ・衛星電話設備（常設）（3.19 通信連絡設備） ・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） ・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）		主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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） ・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） ・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） ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は無線通信設備（固定型）を設ける ・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
c．データ表示装置（待避室） 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データ表示装置（待避室）を設置する。 データ表示装置（待避室）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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・データ表示装置（待避室） ・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） ・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）	c．データ表示装置（待避室） 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データ表示装置（待避室）を設置する。 データ表示装置（待避室）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。	c．プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） 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プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する。 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） ・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） ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）	・設備の相違 【東海第二】 ⑤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】 ⑦の相違
d.　中央制御室の照明を確保する設備 想定される重大事故等時において，設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として，可搬型蓄電池内蔵型照明を使用する。 可搬型蓄電池内蔵型照明は，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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型蓄電池内蔵型照明（6 号及び7 号炉共用） ・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） ・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）	d.　中央制御室の照明を確保する設備 想定される重大事故等時において，設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として，可搬型照明（ＳＡ）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。	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，ＬＥＤライト（三脚タイプ）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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・ＬＥＤライト（三脚タイプ） ・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） ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）	・設備の相違 【東海第二】 ⑤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】 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
e．差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計 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，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，及び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を把握するため，差圧計を使用する。 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・二酸化炭素濃度計を使用する。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・差圧計 ・酸素濃度・二酸化炭素濃度計 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。 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。 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）については，「3.19 通信連絡設備」にて記載する。	e．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 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，中央制御室待避室差圧計を使用する。 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。	e．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 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，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，及び中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため，中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用する。 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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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 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。 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。 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉は，制御室内の正圧化を行う ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②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】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は無線通信設備（固定型）を設ける

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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) 汚染の持ち込みを防止するための設備 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。 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，乾電池内蔵型照明により確保できる設計とする。 (3) 運転員の被ばくを低減するための設備 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。	(2)　汚染の持ち込みを防止するための設備 重大事故等が発生し，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。 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，可搬型照明（ＳＡ）により確保できる設計とする。 (3) 運転員の被ばくを低減するための設備 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，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を使用する。	(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備 重大事故等が発生し，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。 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，チェンジングエリア用照明により確保できる設計とする。 (3) 運転員の被ばくを低減するための設備 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，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を使用する。	・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）
非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，非常用ガス処理系排風機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主排気筒（内筒）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，本系統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。 原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは，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。	原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，配管・弁類及び計測制御装置等で構成し，非常用ガス処理系排風機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非常用ガス処理系排気筒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，本系統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。 原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，閉状態を維持できる，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できる設計とする。また，ブローアウトパネル閉止装置は現場において，人力により操作できる設計とする。	非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排気ファン，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，非常用ガス処理系排気ファン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排気筒に沿わせて設ける排気管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，本系統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。 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は，閉状態を維持できる設計とする。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，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，中央制御室からの遠隔操作又は	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，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
		現場において人力により操作できる設計とする。	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。 ○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
非常用ガス処理系は，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置は，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	非常用ガス処理系は，非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	・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
主要な設備は，以下のとおりとする。 ・非常用ガス処理系排風機 ・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）		主要な設備は，以下のとおりとする。 ・非常用ガス処理系排気ファン ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 ・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） ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）	・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
本系統の流路として，非常用ガス処理系の乾燥装置，フィルタ装置，配管及び弁並びに主排気筒（内筒）を重大事故等対処設備として使用する。 その他，設計基準対象施設である原子炉建屋原子炉区域を重大事故対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。		本系統の流路として，非常用ガス処理系の前置ガス処理装置，後置ガス処置装置，配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気管を重大事故等対処設備として使用する。 その他，設計基準対象施設である原子炉建物原子炉棟を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 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。 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。 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。	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。 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。 (4)　ブローアウトパネル強制開放装置 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。 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。 (5)　非常用照明 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。	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。 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。 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。 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。 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。 (4) 非常用照明 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。	・自主対策設備の相違 【東海第二】 島根２号炉はブローアウトパネル閉止装置を原子炉建物原子炉棟内に設置し，ブローアウトパネルの開閉状態に関わらず閉止動作が可能であるため，ブローアウトパネル閉止装置の関連設備として強制開放装置は設置ない ・設備の相違 【東海第二】 ⑤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
3.16.1.1.1 多様性，位置的分散 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。 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。 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（空気ボンベ）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。 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。 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，電気的分離を図る設計とする。 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。 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，電気的分離を図る設計とする。 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。		3.16.1.1.1 多様性，位置的分散 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。 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。 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。 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。 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，電気的分離を図る設計とする。	・記載構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，多様性，位置的分散について記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の中央制御室換気系はDB兼SA設備であり電源による多様性を有している ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違。空気ボンベが代替する DB 設備及び他の SA 設備は無い ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。		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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.16.1.1.2 悪影響防止 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。 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，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。 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。 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気的に分離することで，中央制御室の非常用照明に悪影響を及ぼさない設計とする。 中央制御室可搬型陽圧化空調機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 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。 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。		3.16.1.1.2 悪影響防止 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。 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，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。 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。 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）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。 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。 ＬＥＤライト（三脚タイプ）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。 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，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。 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。 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。	・記載構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は悪影響防止について記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の中央制御室待避室遮蔽はコンクリート構造でない ・設備の相違 【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 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 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。 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。 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。 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。 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）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。 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。		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。 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。 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。 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）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。 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	・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 ・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ボンベ必要本数の相違

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
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。 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。 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。 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。 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。		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。 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。 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。 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。 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。 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。	・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 ・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 ・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 ・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.16.1.1.4 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。		3.16.1.1.4 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。	・記載構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は環境条件等について記載
中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。		中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），ＬＥＤライト（三脚タイプ），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は，制御室建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，②，③の相違
中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。		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）は廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違
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），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。		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），ＬＥＤライト（三脚タイプ），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。	・設備及び設備の設置場所の相違 【柏崎 6/7】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，②，③の相違 島根２号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設のため接続を伴わない
非常用ガス処理系排風機は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 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。		非常用ガス処理系排気ファンは，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.16.1.1.5 操作性の確保 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。		3.16.1.1.5 操作性の確保 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。	・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
中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）は，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。		中央制御室遮蔽は，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。 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。	・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
中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，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に直ちに使用できる設計とする。 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），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，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。		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，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，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。	・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ②，③の相違
可搬型蓄電池内蔵型照明は，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。 中央制御室可搬型陽圧化空調機は，付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）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。 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。		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。 ＬＥＤライト（三脚タイプ）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。 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。 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）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。 中央制御室換気系弁の運転モード切替に使用する空気作動弁は，駆動源（空気）が喪失した場合又は電源供給ができない場合においても，現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。 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，現場での人力による操作が不要な構造とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ③の相違 ・構成の相違 【柏崎 6/7】

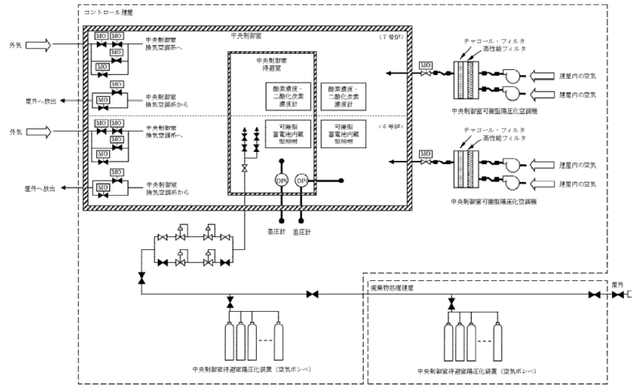
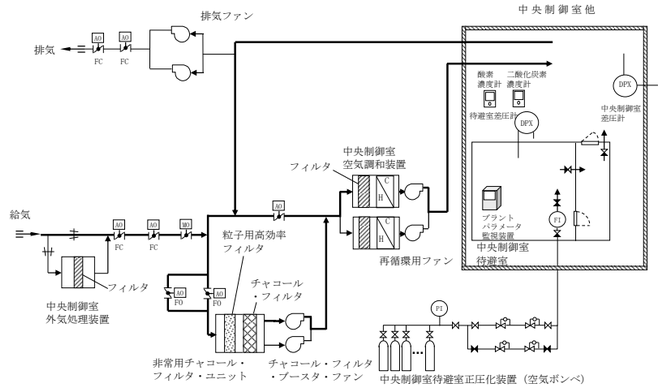
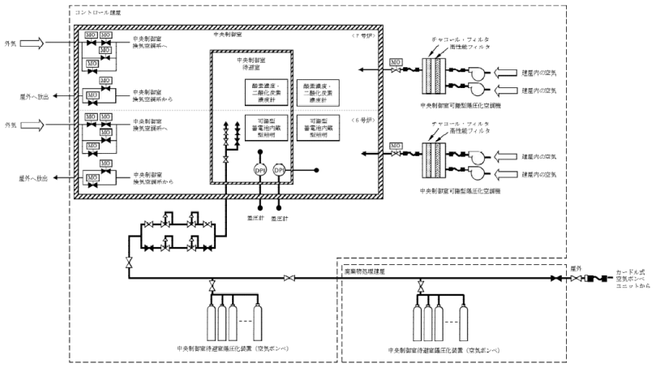
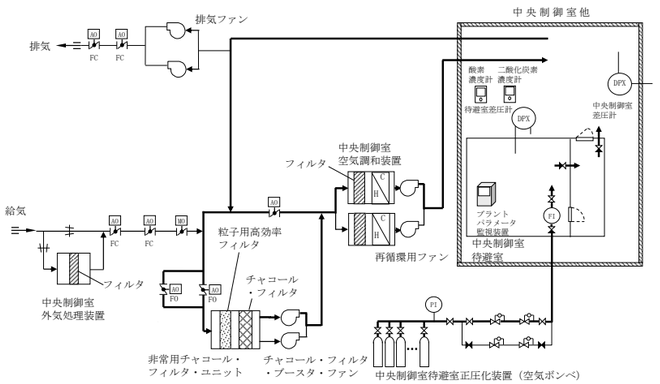
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			島根２号炉は SGT のダンパについて記載 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は常時使用状態とはしない
データ表示装置（待避室）は，通常は，操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより，容易かつ確実に接続し，原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。	
可搬型蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時に，内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。		ＬＥＤライト（三脚タイプ）の電源ケーブルの接続は，コンセントによる接続とし，接続規格を統一することで，確実に接続が可能な設計とする。	
可搬型蓄電池内蔵型照明は，人力による持ち運びが可能な設計とする。		ＬＥＤライト（三脚タイプ）は，人力による持ち運びが可能な設計とする。	
差圧計は，汎用の接続コネクタを用いて接続することにより，容易かつ確実に接続し，指示を監視することが可能な設計とする。		中央制御室差圧計及び待避室差圧計は，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。	・設備の相違 【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のため接続を伴わない
酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，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。		ＬＥＤライト（三脚タイプ），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，人力による持ち運びが可能な設計とする。		酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，人力による持ち運びが可能な設計とする。	・設備の相違 【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
中央制御室可搬型陽圧化空調機，可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，屋内のアクセスルートを確保できる設計とし，設置場所にて固定できる設計とする。 また，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。 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。 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。		また，中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は，設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。 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。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②，③の相違 島根２号炉の中央制御室差圧計及び待避室差圧計は常設

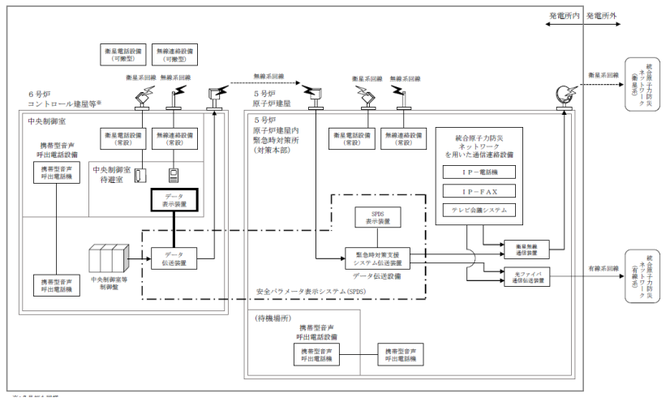
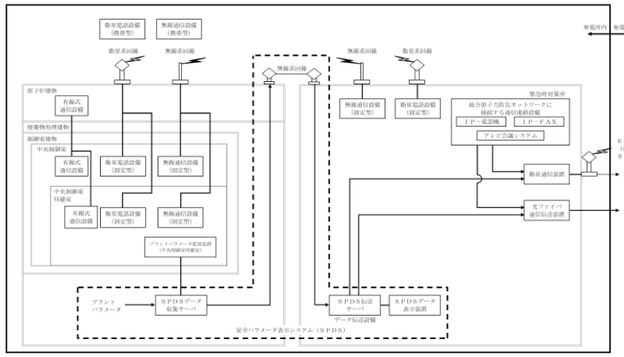
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.16.1.1.6 試験検査 基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。		3.16.1.1.6 試験検査 基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。	・記載構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は試験検査について記載
中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。		中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽は，発電用原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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，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。		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），ＬＥＤライト（三脚タイプ），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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②，③の相違
		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，発電用原子炉の運転中又は停止中に，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
中央制御室可搬型陽圧化空調機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。		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，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。	
		非常用チャコール・フィルタ・ユニットは，発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また，非常用チャコール・フィルタ・ユニットは，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
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。 また，非常用ガス処理系排風機は，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。		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。 また，非常用ガス処理系排気ファンは，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。	
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，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。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，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。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違

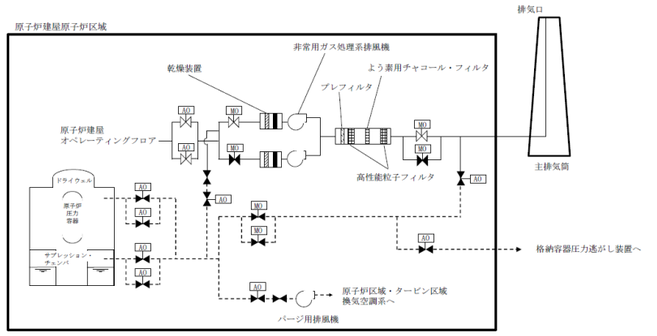
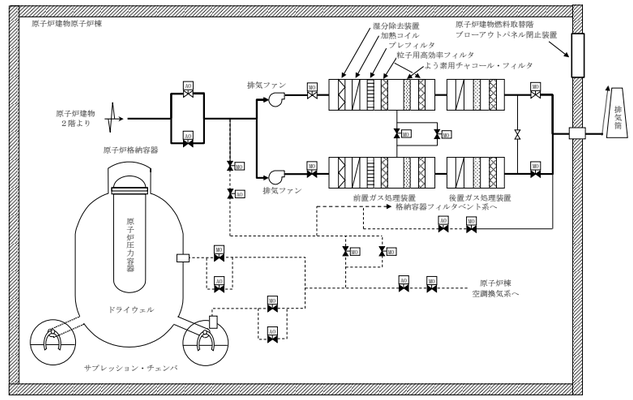
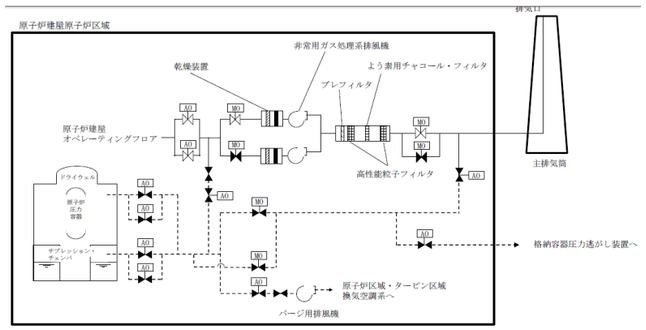
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第3.16－1表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様 (1) 居住性を確保するための設備 a. 中央制御室遮蔽（6 号及び7 号炉共用） 厚さ [redacted] mm 以上 材料 コンクリート b. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（6 号及び7 号炉共用） 厚さ コンクリート [redacted] mm 以上 鉛 [redacted] mm 以上 材料 コンクリート及び鉛		第3.16－1表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様(1/2) (1) 居住性を確保するための設備 a. 中央制御室遮蔽（１号及び２号炉共用） 厚さ [redacted] mm 以上 材料 コンクリート b. 中央制御室待避室遮蔽 厚さ 鉛 [redacted] mm相当以上 材料 鉛及び鋼板 c. 中央制御室換気系 (a) 非常用チャコール・フィルタ・ユニット 基 数 1 よう素除去効率　95%以上（相対湿度70%以下において） 粒子除去効率　99.9%以上（0.3μm粒子に対して） (b) 再循環用ファン 台 数 1（予備１） 容 量 約120,000m³/h/台 (c) チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン 台 数 1（予備１） 容 量 約32,000m³/h/台	・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 ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ③の相違
c. 無線連絡設備（常設）（6 号及び7 号炉共用） 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。 d. 衛星電話設備（常設）（6 号及び7 号炉共用） 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。 e. データ表示装置（待避室） 個 数 2		d. 無線通信設備（固定型） 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。 e. 衛星電話設備（固定型） 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。 f. 中央制御室差圧計 個 数 1 g. 待避室差圧計 個 数 1	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第3.16－1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)	
(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備 a. 非常用ガス処理系 (a) 非常用ガス処理系排風機 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用ガス処理系 基 数 1（予備1） 系統設計流量 約2,000m^3/h （原子炉区域内空気を 1 日に 0.5 回換気できる量） b.原子炉建屋ブローアウト閉止装置 個数　1		(2) 運転員の被ばくを低減するための設備 a. 非常用ガス処理系 (a) 非常用ガス処理系排気ファン 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用ガス処理系 台 数 1（予備１） 系統設計流量 約4,400m^3/h/台 （原子炉建物原子炉棟内空気を１日に１回換気できる量） b.原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 個 数 2	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計の相違に伴う設備仕様の相違 ・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 (1) 居住性を確保するための設備 a. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（6 号及び7 号炉共用） (a) フィルタユニット 台 数 2（予備1） よう素除去効率 99.9%以上 粒子除去効率 99.9%以上 (b) ブロワユニット 台 数 4（予備2） 容 量 約1,500m³/h（1 台当たり） b. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び7 号炉共用） (a) 空気ボンベ 本 数 174（予備 20 以上） 容 量 約47 L/本 充填圧力 約15MPa[gage]		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 (1) 居住性を確保するための設備 a．中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ） (a) 空気ボンベ 本 数 15（予備 35 以上） 容 量 約50 L/本 充填圧力 約20MPa[gage]	・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違 ・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ボンベ必要本数・容量・圧力の相違
c. 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6 号及び7 号炉共用） 厚さ [　] mm 以上 材料 鉛 d. 可搬型蓄電池内蔵型照明（6 号及び7 号炉共用） 個 数 3（予備1） e. 差圧計（6 号及び7 号炉共用） 個 数 2（予備1）		b．ＬＥＤライト（三脚タイプ） 個 数 ２（予備１）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 ・設備の相違 【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
f. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計（6 号及び7 号炉共用） 個 数 3（予備1）		ｃ．酸素濃度計 個 数 ２（予備１） ｄ．二酸化炭素濃度計 個 数 ２（予備１） ｅ．プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） 個 数 １（予備１）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第3.16－1 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3.16－1 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））	・設備の相違 【柏崎 6/7】
 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3.16－2 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（空気ボンベ）））	・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
			・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置する設備の相違
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））	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.16－3 図(1) 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系））（6 号炉）		 第 3.16－4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置））	・設備の相違 【柏崎 6/7】
 第3.16－3 図(2) 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系））（7 号炉）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/７】

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

まとめ資料比較表　〔60 条　監視測定設備〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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号炉のモニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続
②	島根２号炉のモニタリング・ポストは，常設代替交流電源設備（3.14　電源設備）から給電可能
③	島根２号炉は，他号炉と設備を共用しない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.17　監視測定設備【60 条】 【設置許可基準規則】 （監視測定設備） 第六十条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。 ２　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。 （解釈） １　第１項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ａ）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。 ｂ）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。 ｃ）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。		3.17　監視測定設備【60 条】 【設置許可基準規則】 （監視測定設備） 第六十条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。 ２　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。 （解釈） １　第１項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ａ）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。 ｂ）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。 ｃ）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.17.1　適合方針 重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。 放射線管理設備（重大事故等時）の保管，設置又は使用場所の概要図を第 3.17－1 図から第 3.17－5 図に示す。	8.1.2 重大事故等時 8.1.2.1 概要 重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。 放射線管理設備（重大事故等時）の保管，設置又は使用場所の概要図を第 8.1－2 図から第 8.1－4 図に示す。	3.17.1　適合方針 重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。 放射線管理設備（重大事故等時）の保管，設置又は使用場所の概要図を第 3.17－1 図から第 3.17－4 図に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.17.1.1　重大事故等対処設備 (1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備 a.　可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定 モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型モニタリングポストを使用する。 可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所敷地境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。 また，可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所付近等において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。 可搬型モニタリングポストの指示値は，無線により伝送し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 可搬型モニタリングポストの電源は，蓄電池を使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型モニタリングポスト	8.1.2.2 設計方針 (1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備 a．可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型モニタリング・ポストを使用する。 可搬型モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，周辺監視区域境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な台数を保管する。 また，可搬型モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び緊急対策所付近等において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。 可搬型モニタリング・ポストの指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリング・ポストで測定した放射線量は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 可搬型モニタリング・ポストの電源は，外部バッテリーを使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型モニタリング・ポスト	3.17.1.1　重大事故等対処設備 (1)　放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備 a．可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬式モニタリング・ポストを使用する。 可搬式モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所敷地境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。 また，可搬式モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び緊急時対策所付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。 可搬式モニタリング・ポストの指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬式モニタリング・ポストで測定した放射線量は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 可搬式モニタリング・ポストの電源は，蓄電池を使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬式モニタリング・ポスト	・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の可搬式モニタリング・ポストは，左記場所以外には設置しない

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
b.　可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置又は GM 計数装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型放射線計測器（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替として NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 計数装置の代替として GM 汚染サーベイメータ）を使用する。 可搬型放射線計測器は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。 可搬型放射線計測器のうち NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ）	b．可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替としてＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてβ線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）を使用する。 可搬型放射能測定装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な台数を保管する。 可搬型放射能測定装置のうちＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，外部バッテリーを使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）	b．放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてＧＭ汚染サーベイ・メータ）を使用する。 放射能測定装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。 放射能測定装置のうちＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ及びＧＭ汚染サーベイ・メータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬式ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ）	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の放射能観測車に搭載しているダストモニタは，β線測定用であるため，その代替としてＧＭ汚染サーベイ・メータを使用
c.　可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として，可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を使用する。 可搬型放射線計測器は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，	c．可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を使用する。 可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び	c．放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として，放射能測定装置及び小型船舶を使用する。 放射能測定装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並び	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。 発電所の周辺海域においては，小型船舶（海上モニタリング用）を用いる設計とする。 可搬型放射線計測器のうちNaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ） ・小型船舶（海上モニタリング用） これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。 (2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備 a.　可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型気象観測装置を使用する。 可搬型気象観測装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。 可搬型気象観測装置の指示値は，無線により伝送し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。 可搬型気象観測装置で測定した風向，風速その他の気象条件は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 可搬型気象観測装置の電源は，蓄電池を使用する設計と	放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。 発電所の周辺海域においては，小型船舶を用いる設計とする。 可搬型放射能測定装置のうちＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ並びに電離箱サーベイ・メータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，外部バッテリーを使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ） ・電離箱サーベイ・メータ ・小型船舶 これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。 (2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備 ａ．可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型気象観測設備を使用する。 可搬型気象観測設備は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備を代替し得る十分な台数を保管する。 可搬型気象観測設備の指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。 可搬型気象観測設備で測定した風向，風速その他の気象条件は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 可搬型気象観測設備の電源は，外部バッテリーを使用す	にその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。 発電所の周辺海域においては，小型船舶を用いる設計とする。 放射能測定装置のうちＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬式ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ，電離箱サーベイ・メータ） ・小型船舶 これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。 (2)　風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備 ａ．可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬式気象観測装置を使用する。 可搬式気象観測装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。 可搬式気象観測装置の指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。 可搬式気象観測装置で測定した風向，風速その他の気象条件は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。 可搬式気象観測装置の電源は，蓄電池を使用する設計と	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
する。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型気象観測装置	る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型気象観測設備	する。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬式気象観測装置	
(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備 モニタリング・ポストは，常用所内電源に接続しており，常用所内電源が喪失した場合は，代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機から給電できる設計とする。 モニタリング・ポスト用発電機は，定期的に燃料を給油することで，モニタリング・ポストでの監視，及び測定，並びに記録を継続できる設計とする。	(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備 モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続しており，非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。	(3)　モニタリング・ポストの代替交流電源設備 モニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続しており，非常用所内電源が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉のモニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続（以下，①の相違） 島根２号炉のモニタリング・ポストは，常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）から給電可能（以下，②の相違）
主要な設備は，以下のとおりとする。 ・モニタリング・ポスト用発電機	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・常設代替交流電源設備（3.14　電源設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違
放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様を第 3.17－1 表に示す。	非常用交流電源設備については，「10.1 非常用電源設備」に記載する。 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料給油設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。	放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様を第 3.17－1 表に示す。 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.17.1.2 多様性，位置的分散 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。 可搬型モニタリングポストは，屋外のモニタリング・ポストと離れた5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外の高台保管場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型放射線計測器は，屋外に保管する放射能観測車と離れた5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 小型船舶（海上モニタリング用）は，予備と分散して屋外の高台保管場所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型気象観測装置は，屋外の気象観測設備と離れた屋外の高台保管場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 モニタリング・ポスト用発電機は，常用所内電源設備と離れた屋外のモニタリング・ポスト2，5，8 周辺エリアに設置することで，共通要因によって同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図る設計とする。	8.1.2.2.1 多様性，位置的分散 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。 可搬型モニタリング・ポストは，屋外のモニタリング・ポストと離れた緊急時対策所建屋内に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型放射能測定装置は，屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所建屋内に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 小型船舶は，予備と分散して屋外の可搬型重大事故等対処設備保管場所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型気象観測設備は，屋外の気象観測設備と離れた緊急時対策所建屋内に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	3.17.1.2　多様性，位置的分散 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。 可搬式モニタリング・ポストは，屋外のモニタリング・ポストと離れた第１保管エリア及び第４保管エリアに分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 放射能測定装置は，屋内に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所内に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 小型船舶は，予備と分散して第１保管エリア及び第４保管エリアに保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬式気象観測装置は，屋外の気象観測設備と離れた第１保管エリア及び第４保管エリアに分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，②の相違
3.17.1.3 悪影響防止 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。 可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器，小型船舶（海上モニタリング用）及び可搬型気象観測装置は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 モニタリング・ポスト用発電機は，通常時は遮断器により切り離し，重大事故等時に遮断器を投入することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	8.1.2.2.2 悪影響防止 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。 可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶及び可搬型気象観測設備は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	3.17.1.3　悪影響防止 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。 可搬式モニタリング・ポスト，放射能測定装置，小型船舶及び可搬式気象観測装置は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②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
3.17.1.4 共用の禁止 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。 モニタリング・ポスト用発電機は，モニタリング・ポストに給電する設備であるため，モニタリング・ポストと同様に 6 号及び 7 号炉で共用することで，操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とする。		3.17.1.4　共用の禁止 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
3.17.1.5 容量等 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測器は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。 可搬型モニタリングポストの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての 9 台，発電所海側等での監視・測定のための 5 台，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の加圧判断用としての 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。	8.1.2.2.3 容量等 基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。 可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。 可搬型モニタリング・ポストの保有数は，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての 4 台，発電所海側等での監視・測定のための 5 台，緊急時対策所の加圧判断用としての 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 台を保管する。	3.17.1.5　容量等 基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。 可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。 可搬式モニタリング・ポストの保有数は，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての６台，発電所海側での監視・測定のための３台，緊急時対策所の正圧化判断用としての１台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台を保管する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，他号炉と設備を共用しない（以下，③の相違） 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の可搬式モニタリング・ポストは，最大 10 台使用し，左記場所以外には設置しない

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
可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの保有数は，放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 2 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。可搬型放射線計測器のうち ZnS シンチレーションサーベイメータの保有数は，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。	可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）の保有数は，放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な台数として 2 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台を保管する。電離箱サーベイ・メータの保有数は，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な台数として 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台を保管する。	放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの保有数は，放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として２台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台を保管する。放射能測定装置のうちα・β線サーベイ・メータの保有数は，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として１台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台を保管する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
小型船舶（海上モニタリング用）は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。	小型船舶は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な艇数として 1 艇と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 艇を保管する。	小型船舶は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として１台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台を保管する。	
可搬型気象観測装置は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。 可搬型気象観測装置の保有数は，気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。	可搬型気象観測設備は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。 可搬型気象観測設備の保有数は，気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な台数として 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台を保管する。	可搬式気象観測装置は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。 可搬式気象観測装置の保有数は，気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として１台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
モニタリング・ポスト用発電機は，常用所内電源復旧までの期間，モニタリング・ポスト 3 台に必要な電力を供給できる容量を有するものを 6 号及び 7 号炉共用で 3 台設置する設計とする。			
可搬型モニタリングポスト，可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置の電源は，蓄電池又は乾電池を使用し，予備品と交換することで，重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。	可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び可搬型気象観測設備の電源は，外部バッテリー又は乾電池を使用し，予備品と交換することで，重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。	可搬式モニタリング・ポスト，可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ，電離箱サーベイ・メータ及び可搬式気象観測装置の電源は，蓄電池又は乾電池を使用し，予備品と交換することで，重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.17.1.6 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 可搬型モニタリングポストは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び屋外に保管し，並びに屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型モニタリングポストの操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。 可搬型放射線計測器は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，及び屋内又は屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型放射線計測器の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。 小型船舶（海上モニタリング用）は，屋外に保管し，及び屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，小型船舶（海上モニタリング用）は，海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶（海上モニタリング用）の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。 可搬型気象観測装置は，屋外に保管し，及び屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型気象観測装置の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。 モニタリング・ポスト用発電機は，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。モニタリング・ポスト用発電機の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。	8.1.2.2.4 環境条件等 基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。 可搬型モニタリング・ポストは，緊急時対策所建屋内に保管し，及び屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 可搬型モニタリング・ポストの操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。 可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，緊急時対策所建屋内に保管し，及び屋内又は屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型放射能測定装置の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。 小型船舶は，屋外に保管し，及び屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，小型船舶は，海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。 可搬型気象観測設備は，緊急時対策所建屋内に保管し，及び屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型気象観測設備の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。	3.17.1.6　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 可搬式モニタリング・ポストは，第１保管エリア及び第４保管エリアに保管し，並びに屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬式モニタリング・ポストの操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。 放射能測定装置は，緊急時対策所内に保管し，並びに屋内又は屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。放射能測定装置の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。 小型船舶は，第１保管エリア及び第４保管エリアに保管し，並びに屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，小型船舶は，海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。 可搬式気象観測装置は，第１保管エリア及び第４保管エリアに保管し，並びに屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬式気象観測装置の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
3.17.1.7 操作性の確保 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。 可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができるとともに，設置場所において，固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は，測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに，設置場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。	8.1.2.2.5 操作性の確保 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。 可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができるとともに，設置場所において，固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備は，測定器と外部バッテリーを簡便な接続方式により確実に接続できるとともに，設置場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。	3.17.1.7　操作性の確保 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。 可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置は，屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができるとともに，設置場所において，固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置は，測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに，設置場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。	・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の可搬式モニタリング･ポスト及び可搬式気象観測装置の設置には，屋内アクセスルートを通行しない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
可搬型放射線計測器は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，人が携行して使用可能な設計とする。可搬型放射線計測器は，使用場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。 小型船舶（海上モニタリング用）は，屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶（海上モニタリング用）は，使用場所において，操作スイッチにより起動し，容易に操縦ができる設計とする。 モニタリング・ポスト用発電機は，設置場所において，操作スイッチにより操作ができるとともに，遮断器操作により通常時に使用する系統からの切り替え操作ができる設計とする。	可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，人が携行して使用可能な設計とする。可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，使用場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。 小型船舶は，屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶は，使用場所において，操作スイッチにより起動し，容易に操縦ができる設計とする。 8.1.2.3 主要設備及び仕様 放射線管理設備の主要設備及び仕様を第 8.1－2 表に示す。	放射能測定装置は，屋外及び屋内のアクセスルートを通行し，人が携行して使用可能な設計とする。放射能測定装置は，使用場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。 小型船舶は，屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶は，使用場所において，操作スイッチにより起動し，容易に操縦ができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
3.17.1.8 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。 可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器のうち NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ並びに可搬型気象観測装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。 可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶（海上モニタリング用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。 モニタリング・ポスト用発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬負荷による機能・性能の確認（特性確認）ができる設計とする。また，分解検査が可能な設計とする。	8.1.2.4 試験検査 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。 可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置のうちＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ，ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ並びに可搬型気象観測設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。 可搬型放射能測定装置のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。	3.17.1.8　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。 可搬式モニタリング・ポスト，放射能測定装置のうちＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ並びに可搬式気象観測装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。 放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違

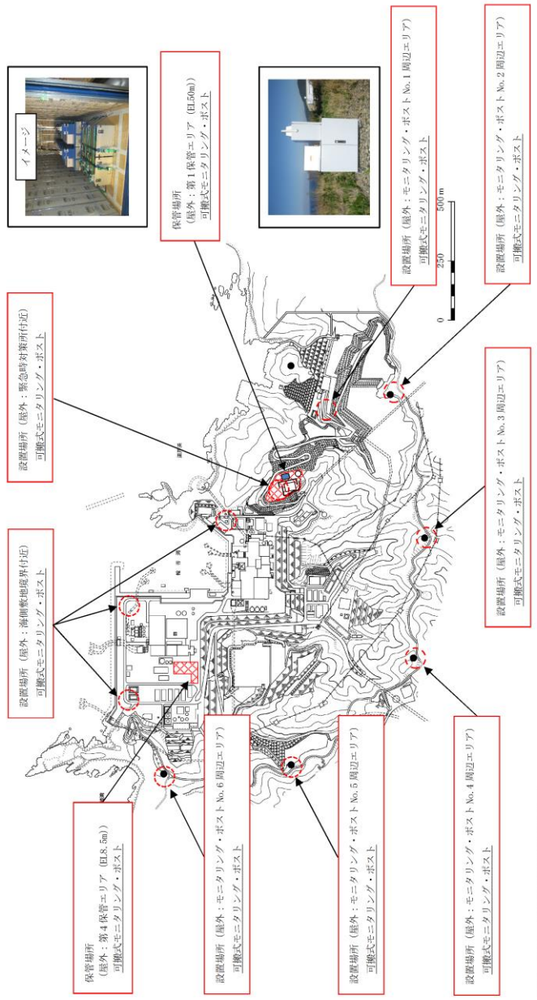
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3.17－1 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様	第 8.1－2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様	第 3.17－1 表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様	
(1) 環境モニタリング設備	(1) 環境モニタリング設備	(1)　環境モニタリング設備	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
a. 固定式モニタリング設備 (a) モニタリング・ポスト用発電機（6 号及び 7 号炉共用） ディーゼルエンジン 個　数　3 使用燃料　軽油 発電機 種　類　3 相同期発電機 容　量　約 40kVA/台 力　率　0.8 電　圧　460V 周 波 数　50Hz			
b. 移動式モニタリング設備 (a) 可搬型モニタリングポスト（6 号及び 7 号炉共用） 種　類　NaI（Tl）シンチレーション半導体 計測範囲　$10\sim10^{9}$nGy/h 個　数　15（予備 1） 伝送方法　無線	a．移動式モニタリング設備 (a) 可搬型モニタリング・ポスト 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（重大事故等時） 種　類　Ｎａｌ（Ｔｌ）シンチレーション式検出器半導体式検出器 計測範囲　B.G.～10^{9}nGy／h 台　数　10（予備 2） 伝送方法　衛星系回線	a．移動式モニタリング設備 (a)　可搬式モニタリング・ポスト 種　類　ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション半導体 計測範囲　$10\sim10^{9}$nGy/h 個　数　10（予備２） 伝送方法　衛星系回線	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の可搬式モニタリング・ポストは，最大 10 台使用
(b) 可搬型放射線計測器（6 号及び 7 号炉共用） (b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ 個　数　2（予備 1） (b-2) NaI シンチレーションサーベイメータ 種　類　NaI（Tl）シンチレーション 計測範囲　0.1～30μGy/h 個　数　2（予備 1） (b-3) GM 汚染サーベイメータ 種　類　GM 管 計測範囲　$0\sim100$kmin^{-1} 個　数　2（予備 1）	(b) 可搬型放射能測定装置 (b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ 台　数　2（予備 1） (b-2) ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ 種　類　Ｎａｌ（Ｔｌ）シンチレーション式検出器 計測範囲　B.G.～30μGy／h 台　数　2（予備 1） (b-3) β線サーベイ・メータ 種　類　ＧＭ管式検出器 計測範囲　B.G.～99.9kmin^{-1} 台　数　2（予備 1）	(b)　放射能測定装置 (b-1)　可搬式ダスト・よう素サンプラ 個　数　２（予備１） (b-2)　ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ 種　類　ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション 計測範囲　０～30ks^{-1} 個　数　２（予備１） (b-3)　ＧＭ汚染サーベイ・メータ 種　類　ＧＭ管 計測範囲　0～100kmin^{-1} 個　数　２（予備１）	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ③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
(b-4) ZnS シンチレーションサーベイメータ 種　　類　ZnS（Ag）シンチレーション 計測範囲　0～100kmin^{-1} 個　　数　1（予備 1）	(b-4) ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ 種　　類　ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション式検出器 計測範囲　B.G.～99.9kmin^{-1} 台　　数　2（予備 1）	(b-4) α・β線サーベイ・メータ 種　　類　ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション プラスチックシンチレーション 計測範囲　0～100kmin^{-1} 個　　数　１（予備１）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様（検出器の種類）の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉の放射能測定装置（α・β線サーベイ・メータ）は，最大１台使用する
(b-5) 電離箱サーベイメータ 種　　類　電離箱 計測範囲　0.001～1000mSv/h 個　　数　2（予備 1）	ｂ．電離箱サーベイ・メータ 種　　類　電離箱式検出器 計測範囲　0.001 mSv／h～1000mSv／h 台　　数　1（予備 1）	(b-5) 電離箱サーベイ・メータ 種　　類　電離箱 計測範囲　0.001～300mSv/h 個　　数　２（予備１）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様（計測範囲）および配備数量の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
c．小型船舶（海上モニタリング用）（6 号及び 7 号炉共用） 個　　数　1（予備 1）	ｃ．小型船舶 艇　　数　1（予備 1）	ｂ．小型船舶 個　　数　１（予備１）	
d．可搬型気象観測装置（6 号及び 7 号炉共用） 観測項目　風向，風速，日射量，放射収支量，雨量 個　　数　1（予備 1） 伝送方法　無線	ｄ．可搬型気象観測設備 観測項目　風向，風速，日射量，放射収支量，雨量 台　　数　1（予備 1） 伝送方法　衛星系回線	ｃ．可搬式気象観測装置 観測項目　風向，風速，日射量，放射収支量，雨量 個　　数　１（予備１） 伝送方法　衛星系回線	

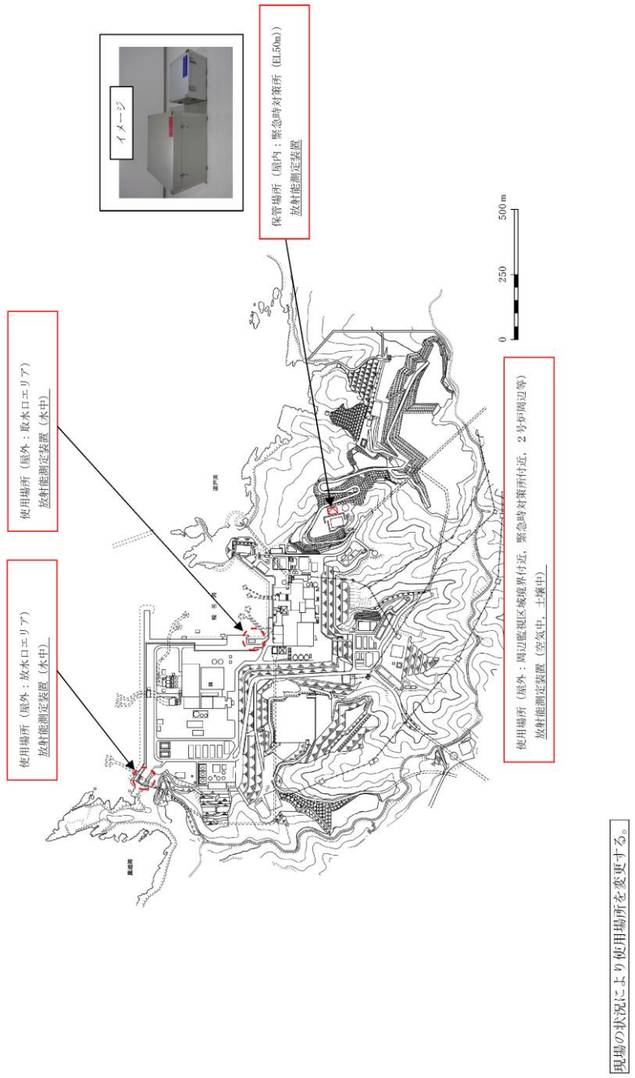
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

第 3.17－1 図　可搬型モニタリングポストの保管場所及び設置場所図

第 8.1－2 図　可搬型モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所

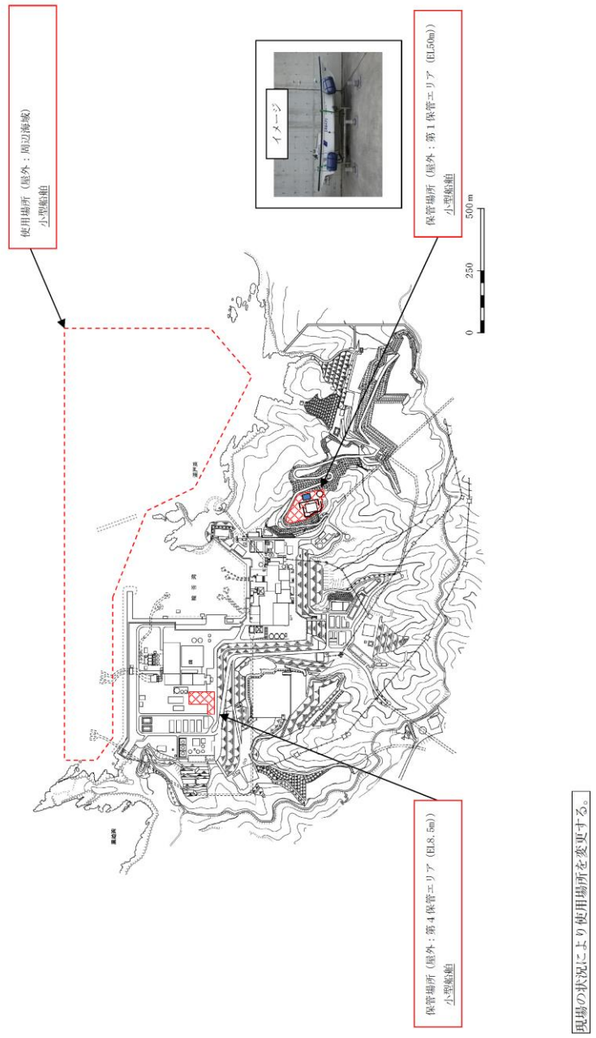


第 3.17－1 図　可搬式モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所図

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			
第 3.17－2 図　放射能測定装置の保管場所及び使用場所図	第 8.1－3 図　可搬型放射能測定装置等の保管場所及び設置場所	第 3.17－2 図　放射能測定装置の保管場所及び使用場所図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

第 3.17－3 図　小型船舶の保管場所図及び使用場所

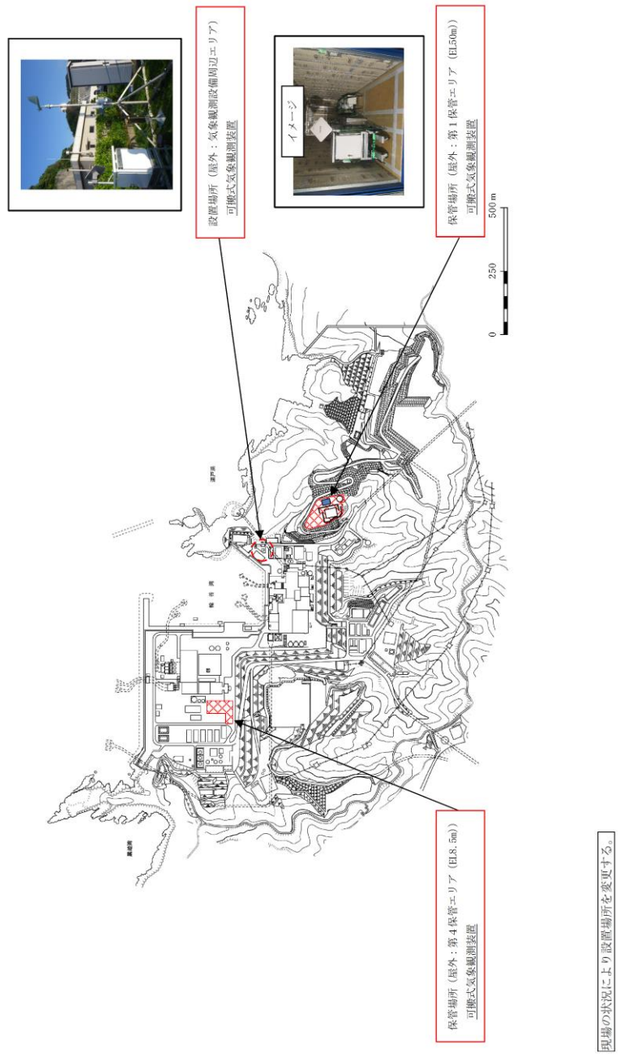


第 3.17－3 図　小型船舶の保管場所及び使用場所図

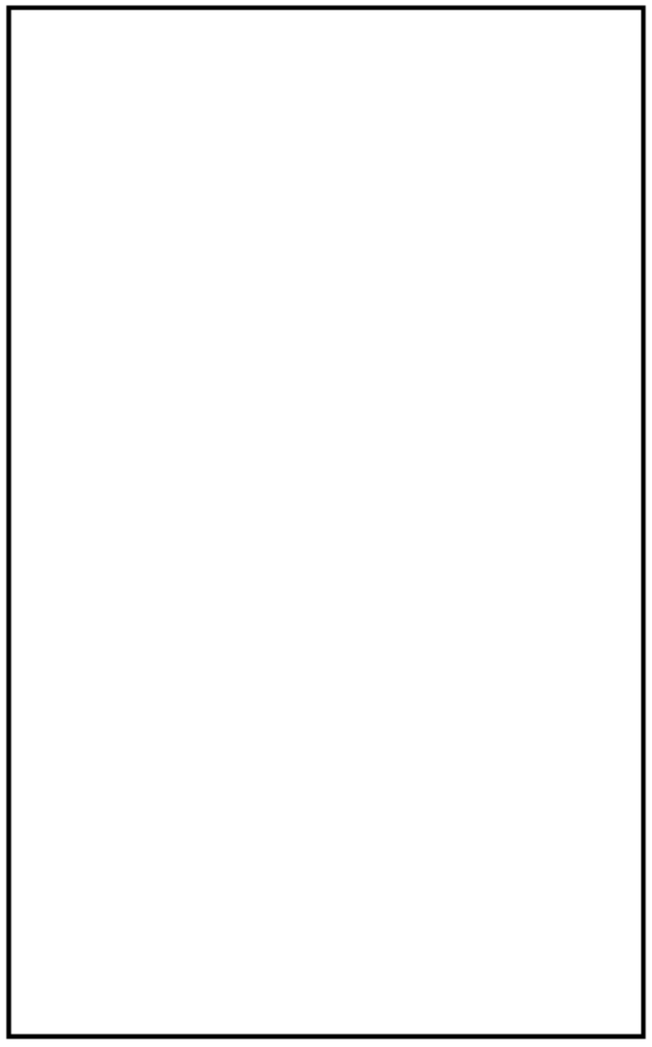
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

第 3.17－4 図　可搬式気象観測装置の保管場所及び設置場所図

第 8.1－4 図　可搬型気象観測設備の保管場所及び設置場所



第 3.17－4 図　可搬式気象観測装置の保管場所及び設置場所図

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.17－5 図　モニタリング・ポスト用発電機の設置場所図			

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号炉の緊急時対策所は，敷地高さEL50mの高台に新規設置している
②	島根２号炉は単号炉申請
③	島根２号炉は，新設の緊急時対策所であり，緊急時対策所遮蔽と換気空調設備の機能により，気密性及び居住性を確保可能な設計としている
④	島根２号炉では，プルーム通過後は，屋外に設置する緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（可搬型設備）にて，緊急時対策所を正圧化する（島根２号炉は屋外設置であり，操作も緊急時対策所内から実施するため，設置場所の換気不要）
⑤	島根２号炉では，緊急時対策所から発電所内の必要な箇所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所内）として，無線通信設備，衛星電話設備を設置・保管する
⑥	島根２号炉の緊急時対策所用発電機（可搬型設備）は，合計２台配備しており，多重性を有している。また故障時及び保守点検による待機除外時においては，予備機と入れ替える
⑦	島根２号炉の緊急時対策所用発電機への燃料補給は，緊急時対策所専用の燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより実施する。（当該設備により，プルーム通過前に燃料補給を行うことで，発電機は18時間以上連続運転可能となるため，プルーム通過の10時間は燃料補給不要）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.18　緊急時対策所【61条】 【設置許可基準規則】 （緊急時対策所） 第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が　発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じるよう、次に掲げるものでなければならない。 一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。 二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 ２　緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。 （解釈） １　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。 ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 ｃ）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。 ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 ｅ）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を		3.18 緊急時対策所【61条】 【設置許可基準規則】 （緊急時対策所） 第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が　発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。 一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。 二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 ２　緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。 （解釈） １　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。 ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 ｃ）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。 ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 ｅ）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSv を超えないこと。 ｆ）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。 ２　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第１項第１号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。		除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSv を超えないこと。 ｆ）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。 ２　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第１項第１号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ａ．緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備 緊急時対策所遮蔽として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を設ける。	ａ．緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用換気設備	ａ．緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は，重大事故が発生した場合において，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，対策本部にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び室内遮蔽は，待機場所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，待機場所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。	緊急時対策所遮蔽は，重大事故が発生した場合において，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所非常用換気設備の機能とあいまって，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。	緊急時対策所遮蔽は，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
緊急時対策所換気空調設備として，対策本部には，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び差圧計を設け，待機場所には，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ）及び差圧計を設ける。	緊急時対策所には，緊急時対策所非常用換気設備として，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置を設ける。また，緊急時対策所等の加圧のために，緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計を設ける。	緊急時対策所換気空調設備として，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）及び差圧計を設ける。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，プルーム通過後は，屋外に設置する緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（可搬型設備）にて，緊急時対策所を正圧化する（島根２号炉は屋外設置であり，操作も緊急時対策所内から実施するため，設置場所の換気不要）（以下，④の相違） ①及び③の相違
対策本部の可搬型陽圧化空調機は，仮設ダクトを用いて高気密室を陽圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，陽圧化装置（空気ボンベ）は，放射性雲通過時において，高気密室を陽圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は，高気密室が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。	緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策所建屋を正圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，緊急時対策所加圧設備は，プルーム通過時において，緊急時対策所等を正圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。緊急時対策所用差圧計は，緊急時対策所等が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。	緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，プルーム通過時において，緊急時対策所を正圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は，緊急時対策所が正圧化された状態であることを監視できる設計とする。	
	緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は，プルーム通過後の緊急時対策所建屋内を換気できる設計とする。	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，プルーム通過後の緊急時対策所内を正圧化できる設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
二酸化炭素吸収装置は，高気密室内の二酸化炭素を除去することにより，対策要員の窒息を防止する設計とする。 可搬型外気取入送風機は，放射性雲通過後の５号炉原子炉建屋内を換気できる設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③及び④の相違
待機場所の可搬型陽圧化空調機は，仮設ダクトを用いて待機場所を陽圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，陽圧化装置（空気ボンベ）は，放射性雲通過時において，待機場所を陽圧化することにより，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は，待機場所が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
主要な設備は以下のとおりとする。	主要な設備は，以下のとおりとする。	主要な設備は以下のとおりとする。	
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）	・緊急時対策所遮蔽（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・緊急時対策所遮蔽	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は単号炉申請（以下，②の相違）
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室（6 号及び 7 号炉共用）			
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）	・緊急時対策所非常用送風機（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・緊急時対策所空気浄化送風機 ・緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）	・緊急時対策所加圧設備（東海発電所及び東海第二発電所共用） ・緊急時対策所非常用フィルタ装置（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）	
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（6 号及び 7 号炉共用）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③及び④の相違
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（6 号及び 7 号炉共用）			
・差圧計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）	・緊急時対策所用差圧計（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・差圧計	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②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
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用） ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（6 号及び 7 号炉共用） ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用） ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用） ・差圧計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） 本系統の流路として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。	本系統の流路として，緊急時対策所非常用換気設備ダクト，緊急時対策所加圧設備（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。	本系統の流路として，緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁），緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁及び緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
b．酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。 主要な設備は以下のとおりとする。 ・酸素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） ・二酸化炭素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） ・酸素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） ・二酸化炭素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）	b．酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備 緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用） ・二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）	b．酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備 緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。 主要な設備は以下のとおりとする。 ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違
c．放射線量の測定設備 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置による加圧判断のために使用する可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。 具体的な設備は以下のとおりとする。 ・可搬型エリアモニタ（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） ・可搬型エリアモニタ（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） ・可搬型モニタリングポスト（6 号及び 7 号炉共用）（8.1 放射線管理設備）	c．放射線量の測定設備 緊急時対策所には，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに緊急時対策所加圧設備による加圧判断のために使用する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポストを保管する設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・緊急時対策所エリアモニタ ・可搬型モニタリング・ポスト（8.1 放射線管理設備）	c．放射線量の測定設備 室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに緊急時対策所正圧化装置による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに，可搬式モニタリング・ポストを第１保管エリア及び第４保管エリアに保管する設計とする。 主要な設備は以下のとおりとする。 ・可搬式エリア放射線モニタ ・可搬式モニタリング・ポスト（8.1　放射線管理設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 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
(2)　重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備 a．必要な情報を把握できる設備 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。 安全パラメータ表示システム（SPDS）は，重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において把握できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は 6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備） b．通信連絡設備 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，無線連絡設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置及び保管する。対策本部と待機場所との間で必要な通信連絡を行うための設備として携帯型音声呼出電話設備を保管する。	(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備 ａ．必要な情報を把握できる設備 緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（10.12 通信連絡設備） ｂ．通信連絡設備 緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。	(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備 ａ．必要な情報を把握できる設備 緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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）（10.11　通信連絡設備） ｂ．通信連絡設備 緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，無線通信設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，緊急時対策所から発電所内の必要な箇所と通信連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所内）として，無線通信設備，衛星電話設備を設置・保管する（以下，⑤の相違） （有線式通信設備は使用しない）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合において対策要員を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に円滑かつ安全に収容することができるよう，5 号炉原子炉建屋の屋内外と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室との間で通話を行うことが出来る 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違
主要な設備は，以下のとおりとする。	主要な設備は，以下のとおりとする。	主要な設備は以下のとおりとする。	
・衛星電話設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）	・衛星電話設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）（10.12 通信連絡設備）	・衛星電話設備（10.11　通信連絡設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違
・無線連絡設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）	・無線連絡設備（10.12 通信連絡設備）	・無線通信設備（10.11　通信連絡設備）	
	・携行型有線通話装置（10.12 通信連絡設備）		・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備） ・携帯型音声呼出電話設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備） ・5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）	・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）（10.12 通信連絡設備）	・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（10.11　通信連絡設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②及び⑤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
(3)　代替電源設備からの給電 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，全交流動力電源が喪失した場合に，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，１台で5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料補給時の切替えを考慮して，2 台を１セットとして使用することに加え，予備を3 台保管することで，多重性を有する設計とする。	(3) 代替電源設備からの給電 緊急時対策所は，常用電源設備からの給電が喪失した場合に，代替電源設備からの給電が可能な設計とする。 緊急時対策所用発電機は，1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，2 台設置することで，多重性を有する設計とする。	(3) 代替交流電源設備からの給電 緊急時対策所は，全交流動力電源が喪失した場合に，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。 緊急時対策所用発電機は，１台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料給油時の切替えを考慮して，合計２台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに，故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を２台保管する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の緊急時対策所用発電機（可搬型設備）は，合計２台配備しており，多重性を有している。また故障時及び保守点検による待機除外時においては，予備機と入れ替える （以下，⑥の相違）
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。なお，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，放射性雲が通過時において，燃料を補給せずに運転できる設計とする。	緊急時対策所用発電機の燃料は，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプにより補給できる設計とする。なお，緊急時対策所用発電機は，プルーム通過時において，燃料を自動で補給し運転できる設計とする。	緊急時対策所用発電機の燃料は，燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。なお，緊急時対策所用発電機は，プルーム通過時において，燃料を給油せずに運転できる設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の発電機は，プルーム通過前に燃料給油することで，18 時間以上連続運転可能となるため，プルームが通過する 10 時間は燃料補給不要
		タンクローリは，燃料を給油できる容量を有するものを１台使用する。保有数は 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する。 緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料の補給は，ホースを用いる設計とする。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉はタンクローリの台数及びタンクからの燃料給油運用について記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
主要な設備は，以下のとおりとする。 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6 号及び 7 号炉共用） ・負荷変圧器（6 号及び 7 号炉共用） ・交流分電盤（6 号及び 7 号炉共用） ・可搬ケーブル（6 号及び 7 号炉共用） ・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・緊急時対策所用発電機（東海発電所及び東海第二発電所共用） ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（東海発電所及び東海第二発電所共用） ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ（東海発電所及び東海第二発電所共用）	主要な設備は以下のとおりとする。 ・緊急時対策所用発電機 ・可搬ケーブル ・緊急時対策所　発電機接続プラグ盤 ・緊急時対策所　低圧母線盤 ・緊急時対策所用燃料地下タンク ・タンクローリ	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 【東海第二】 ②及び設備構成の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の緊急時対策所用発電機への燃料給油は，緊急時対策所専用の燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより実施する（当該設備により，プルーム通過前に燃料給油を行うことで，発電機は 18 時間以上連続運転可能となるため，プルーム通過の 10 時間は燃料給油不要）（以下，⑦の相違） ②の相違
可搬型モニタリングポストについては，「8.1 放射線管理設備」に記載する。 安全パラメータ表示システム（SPDS），衛星電話設備，無線連絡設備，携帯音声呼出電話設備，原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては，「10.12 通信連絡設備」に記載する。 燃料補給設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。 緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様を第 3.18－1 表に示す。	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については，「10.12 通信連絡設備」に記載する。	可搬式モニタリング・ポストについては，「8.1　放射線管理設備」に記載する。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），衛星電話設備，無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については，「10.11　通信連絡設備」に記載する。 緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様を第 3.18－1 表に示す。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 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
3.18.1.1.1　多様性，多重性，独立性及び位置的分散 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。 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部は，中央制御室から独立した 5 号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽並びに換気空調設備として，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し，換気空調設備の電源を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。待機場所は，中央制御室から独立した 5 号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設備として，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し，換気空調設備の電源を 5 号原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。	10.9.2.2.1 多重性，多様性，独立性及び位置的分散 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。 緊急時対策所は，中央制御室から独立した緊急時対策所建屋と一体の遮蔽及び非常用換気設備として，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所加圧設備，緊急時対策所用差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタを有し，非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。	3.18.1.1.1 多様性，多重性，独立性及び位置的分散 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。 緊急時対策所は，中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し，換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③及び④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所，対策本部の遮蔽，高気密室，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，可搬型外気取入送風機，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の遮蔽，室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，中央制御室とは離れた 5 号炉原子炉建屋に保管及び設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	緊急時対策所，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所用差圧計，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所加圧設備，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは，中央制御室とは離れた緊急時対策所建屋に保管又は設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	緊急時対策所，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは，中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③及び④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・島根２号炉は，「3.18.1.1.4 容量等」にて記載 【東海第二】
	緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は，1 台で緊急時対策所建屋内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計 2 台設置することで，多重性を有する設計とする。		
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，6 号及び 7 号炉原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは離れた建屋の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。	緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは，原子炉建屋付属棟内に設置する非常用交流電源設備とは離れた緊急時対策所建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。	緊急時対策所用発電機は，２号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。	・島根２号炉は，後段にて燃料タンク及びタンクローリの位置的分散について記載 【柏崎 6/7，東海第二】
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。	緊急時対策所用発電機は，中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。	緊急時対策所用発電機は，中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，１台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料補給時の切替えを考慮して，2 台を１セットとして使用することに加え，予備を 3 台保管することで，多重性を有する設計とする。	緊急時対策所用発電機は，1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，2 台設置することで，多重性を有する設計とする。	緊急時対策所用発電機は，１台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料給油時の切替えを考慮して，合計２台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに，故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を２台保管する設計とする。 燃料補給設備のタンクローリは，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク並びにタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで，非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク及び非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。 燃料補給設備の緊急時対策所用燃料地下タンクはタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦の相違 ・東海第二は前段にて貯蔵タンク及び給油ポンプの位置的分散を記載 【東海第二】
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，外部からの支援がなくとも，1 基で緊急時対策所用発電機の 7 日分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを 2 基設置することで，多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは，1 台で緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供給できるポンプ容量を有するものを 2 台設置することで，多重性を有する設計とする。		・島根２号炉は，「3.18.1.1.4 容量等」にて燃料タンク及びタンクローリの容量について記載 【東海第二】
3.18.1.1.2　悪影響防止 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。 対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は，5 号炉原子炉建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。待機場所の室内遮蔽は，建屋床面に設置する鋼構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	10.9.2.2.2 悪影響防止 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。 緊急時対策所の遮蔽は，緊急時対策所建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	3.18.1.1.2 悪影響防止 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。 緊急時対策所遮蔽は，緊急時対策所と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
対策本部の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ）及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①及び④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
対策本部の二酸化炭素吸収装置，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタは，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所の緊急時対策所用差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①及び③の相違
また，対策本部の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	また，緊急時対策所の緊急時対策所加圧設備用空気ボンベは，固縛等を実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	また，緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 東海第二の送風機及びフィルタ装置は常設 【柏崎 6/7】 ①，③及び④の相違
対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。		緊急時対策所空気浄化送風機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所用発電機は，通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所用発電機，可搬ケーブル及び緊急時対策所　発電機接続プラグ盤は，通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。		緊急時対策所用発電機は，輪留めによる固定等を行い保管し，可搬ケーブルは固縛等を実施して屋外（緊急時対策所南側）に保管し，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤は屋外（緊急時対策所北側）に設置することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 燃料補給設備のタンクローリは，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 保管方法の相違 【東海第二】 島根２号炉は，可搬型設備について記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 島根２号炉は，可搬型設備であるタンクローリについて記載
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	緊急時対策所用燃料地下タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 タンクローリは輪留め等による固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	

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

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
対策本部の可搬型陽圧化空調機は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，高気密室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する設計とする。	緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は，東海発電所及び東海第二発電所共用で緊急時対策所非常用送風機 1 台，緊急時対策所非常用フィルタ装置 1 基で 1 セットに加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 セット（東海発電所及び東海第二発電所共用）の合計 2 セットを設置する。 緊急時対策所非常用フィルタ装置は，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策所建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう，十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は，緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットそれぞれで１セット１台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台を保管する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は送風機とフィルタが個別の設備 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は予備台数を２台としている
対策本部の可搬型外気取入送風機は，必要な換気容量を有するもの 1 セット 2 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
対策本部の陽圧化装置（空気ボンベ）は，重大事故時において対策本部の居住性を確保するため，高気密室を陽圧化し，高気密室内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し，123 本を保管する。	緊急時対策所加圧設備は，重大事故時において緊急時対策所の居住性を確保するため，緊急時対策所等を正圧化し，緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し，十分な容量を保管する。	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，重大事故等時において緊急時対策所の居住性を確保するため，緊急時対策所を正圧化し，緊急時対策所内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し，540 本を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】
対策本部の二酸化炭素吸収装置は，重大事故時に陽圧化装置（空気ボンベ）により高気密室を陽圧化する場合において，対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止できる処理容量を有する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 台			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③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
に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を設置する設計とする。 待機場所の可搬型陽圧化空調機は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，待機場所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 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
待機場所の陽圧化装置（空気ボンベ）は，重大事故時において待機場所の居住性を確保するため，待機場所を陽圧化し，待機場所へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し，1,792 本を保管する。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，高気密室及び待機場所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを，対策本部及び待機場所それぞれで１台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを，それぞれ 1 個使用する。保有数は，東海発電所及び東海第二発電所共用で，それぞれ 1 個に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として１個（東海発電所及び東海第二発電所共用）のそれぞれ合計 2 個を保管する。	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを，それぞれ１個使用する。保有数は，それぞれ１個に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１個のそれぞれ合計２個を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違
差圧計は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを，対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。	緊急時対策所用差圧計は，緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを，1 台使用する。保有数は東海発電所及び東海第二発電所共用で 1 台を設置する。	差圧計は，緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを１台設置する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の差圧計は常設 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違
可搬型エリアモニタは，重大事故時において，対策本部内及び待機場所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを，対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。	緊急時対策所エリアモニタは，重大事故時において，緊急時対策所の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを，1 台使用する。保有数は 1 台に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する。	可搬式エリア放射線モニタは，重大事故等時において，緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを１台使用する。保有数は，１台に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①及び②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
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，補給時の切替えを考慮し，2 台を 1 セットとして使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 台に加え，故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として 3 台の合計 5 台を保管する。	緊急時対策所用発電機は，1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，1 台使用する。保有数は，多重性確保のための 1 台を加えた合計 2 台を設置する。また，東海発電所及び東海第二発電所で共用する。	緊急時対策所用発電機は，１台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料給油時の切替えを考慮して，合計２台を使用する。保有数は，２台に加え，故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として２台を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑥の相違
		タンクローリは，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を給油できる容量を有するものを１台使用する。保有数は，１台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 ②の相違
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，東海発電所及び東海第二発電所共用で，外部からの支援がなくとも，緊急時対策所用発電機の 7 日分の連続運転に必要なタンク容量を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは，東海発電所及び東海第二発電所共用で，緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を給油できるポンプ容量を有する設計とする。	緊急時対策所用燃料地下タンクは，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が，７日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。	東海第二の給油ポンプは常設設備 島根２号炉のタンクローリは可搬型設備
3.18.1.1.5　環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は 5 号炉原子炉建屋と一体設置した屋外設備であり，重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 対策本部の高気密室，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，可搬型外気取入送風機，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ，待機場所の室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，5 号炉原子炉建屋内に設置又は保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，可搬型外気取入送風機差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタ及び負荷変圧器の操作は，設置場所で可能な設計とする。	10.9.2.2.5 環境条件等 基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。 緊急時対策所の遮蔽は，緊急時対策所建屋と一体設置した屋外設備であり，重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所用差圧計，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機給油ポンプ，緊急時対策所加圧設備，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは，緊急時対策所建屋内に設置又は保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所用差圧計，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機給油ポンプ，緊急時対策所加圧設備，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタの操作は，緊急時対策所内で可能な設計とする。	3.18.1.1.5 環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 緊急時対策所遮蔽は，緊急時対策所と一体設置した屋外設備であり，重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とし，緊急時対策所内で操作可能な設計とする。 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所　発電機接続プラグ盤は，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。設置場所で操作可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・設備構成及び保管場所の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・設備及び保管場所の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，屋外に保管し，設置場所で操作可能

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は，設置場所で操作可能な設計とする。	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，屋外に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。	差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所　低圧母線盤は，緊急時対策所内に設置又は保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策所内で操作可能な設計とする。 可搬ケーブルは，屋外に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所用発電機は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は，設置場所及び緊急時対策所内で可能な設計とする。 緊急時対策所用燃料地下タンクは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急時対策所用燃料地下タンクの系統構成に必要な操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。 タンクローリは，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件等を考慮した設計とする。 タンクローリの操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。	・設備及び保管場所の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は屋内に保管及び設置し，設置場所で操作可能 ・設備及び保管場所の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は屋外に保管し，設置場所及び緊急時対策所内で操作可能 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 東海第二の給油ポンプは常設設備 島根２号炉のタンクローリは可搬型設備
3.18.1.1.6　操作性の確保 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。 対策本部の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機及び差圧計並びに待機場所の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），及び差圧計は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 可搬型陽圧化空調機は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。	10.9.2.2.6 操作性の確保 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。 緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所非常用送風機は，緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。	3.18.1.1.6 操作性の確保 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。 緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）及び差圧計は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所空気浄化送風機は，緊急時対策所内の操作スイッチにより，緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，③及び④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は緊急時対策内の操作盤から操作し，柏崎 6/7 は設備に付属のスイッチにより操作する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
可搬型陽圧化空調機は，対策本部又は待機場所近傍に保管することで，速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。可搬型陽圧化空調機と接続口との接続は簡便な接続とし，一般的な工具を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。 陽圧化装置（空気ボンベ）は，対策本部又は待機場所近傍に保管し，設置場所及び対策本部内又は待機場所内での弁の手動操作により，速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。		緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，緊急時対策所近傍に保管することで，速やかに緊急時対策所を正圧化できる設計とする。緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットと接続口との接続は簡便な接続とし，容易かつ確実に接続できる設計とする。 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，緊急時対策所近傍に保管し，設置場所及び緊急時対策所内での弁の手動操作により，速やかに緊急時対策所を正圧化できる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は接続に工具を使用しない
二酸化炭素吸収装置は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③及び④の相違
可搬型外気取入送風機は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。可搬型外気取入送風機は，人力により持ち運びが可能な設計とするとともに，設置場所にて固定等が可能な設計とする。 可搬型外気取入送風機と仮設ダクトの接続については，簡便な接続とし，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続することができる設計とする。			
差圧計の接続は，簡便な接続とし，容易かつ確実に接続でき，指示を監視できる設計とする。差圧計は，人力により容易に持ち運びが可能な設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の差圧計は常設であり，接続等不要
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，想定される重大事故等時において，設計基準対処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。 酸素濃度計は及び二酸化炭素計は，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。 可搬型エリアモニタは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型エリアモニタは，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，設置場所にて固定等が可能な設計とする。可搬型エリアモニタは，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。 緊急時対策所エリアモニタは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。緊急時対策所エリアモニタは，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，設置場所にて固定等が可能な設計とする。緊急時対策所エリアモニタは，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。 可搬式エリア放射線モニタは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬式エリア放射線モニタは，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，設置場所にて固定等が可能な設計とする。可搬式エリア放射線モニタは，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。	緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。	緊急時対策所用発電機，可搬ケーブル，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤及びタンクローリは，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。	・島根２号炉は，燃料タンクについて後段で記載 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，付属の操作スイッチにより，設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。 負荷変圧器は遮断器を切替えることにより，給電の切替えが可能な設計とする。可搬ケーブルは，人力による持ち運びが可能な設計とする。	緊急時対策所用発電機は，緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。	緊急時対策所用発電機は，付属の操作スイッチ及び遠隔スイッチにより，設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。 緊急時対策所　低圧母線盤は，遮断器を切替えることにより，給電の切替えが可能な設計とする。 可搬ケーブルは，人力による持ち運びが可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は設置場所及び緊急時対策所内で操作可能
	緊急時対策所用発電機給油ポンプは，緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。	緊急時対策所用燃料地下タンクは，タンクローリへの燃料補給のための系統構成を行う際に，設置場所での必要な手動操作が可能な設計とする。 タンクローリは，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。 タンクローリは，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留め等による固定が可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦の相違 【東海第二】 東海第二の給油ポンプは常設設備 島根２号炉のタンクローリは可搬型設備 ・東海第二は貯蔵タンクについて上段に記載 【東海第二】
3.18.1.1.7　試験検査 基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。 対策本部の遮蔽並びに待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，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。 対策本部の高気密室，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ）及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。 差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように，標準器等による模擬入力ができる設計とする。	10.9.2.3 主要設備及び仕様 緊急時対策所の主要機器仕様を第 10.9－2 表に示す。 10.9.2.4 試験検査 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。 緊急時対策所の遮蔽は，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。 緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。 緊急時対策所用差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように，標準器等による模擬入力ができる設計とする。	3.18.1.1.7 試験検査 基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。 緊急時対策所遮蔽は，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。 緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。 差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように，標準器等による模擬入力ができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，③及び④の相違

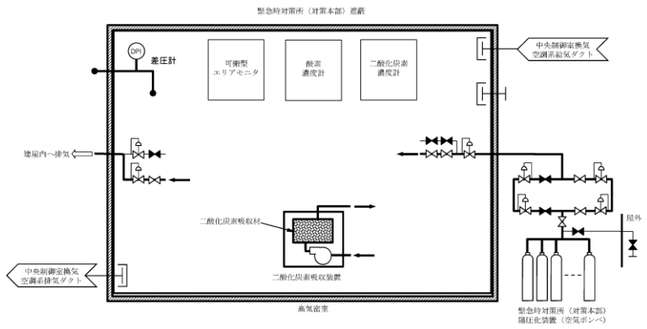
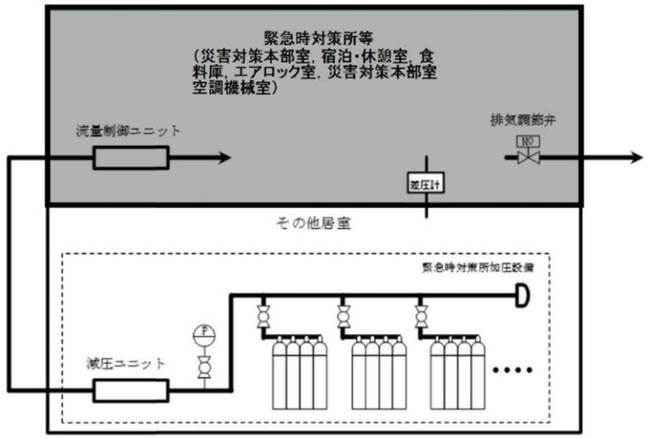
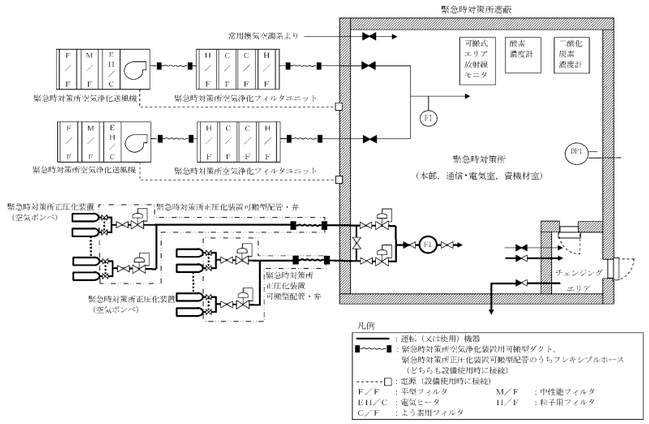
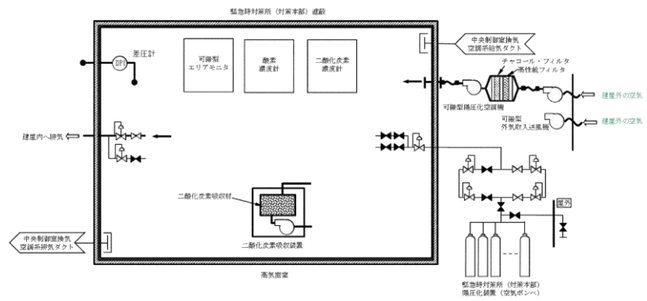
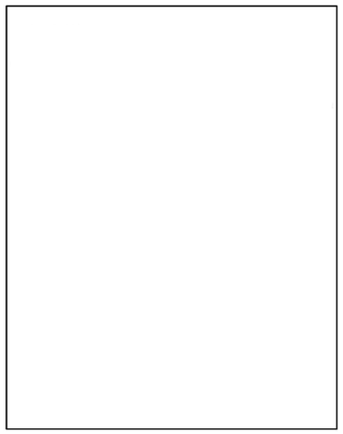
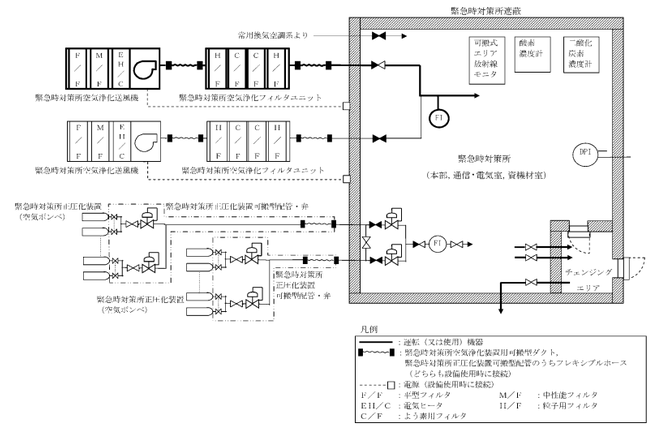
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
可搬型エリアモニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。	緊急時対策所エリアモニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 緊急時対策所用発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう，マンホールを設ける設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。	可搬式エリア放射線モニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 緊急時対策所用発電機，可搬ケーブル，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤及び緊急時対策所　低圧母線盤は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。 緊急時対策所用燃料地下タンクは，発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認並びに停止中に内部の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう，マンホールを設ける設計とする。 タンクローリは，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観確認及び機能試験，漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，タンクローリは，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 東海第二の給油ポンプは常設設備 島根２号炉のタンクローリは可搬型設備

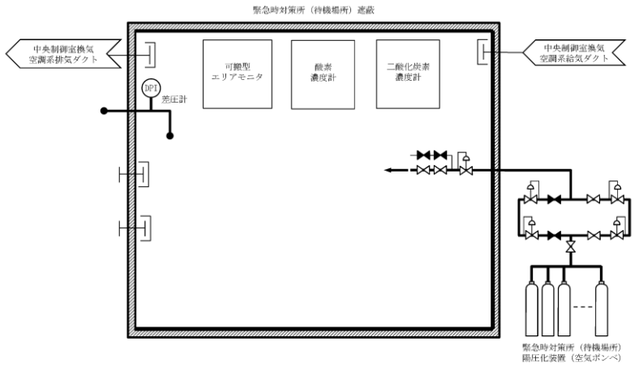
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3.18－1 表 緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様 (1)　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） a. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室（6 号及び 7 号炉共用） 個数 1 b. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用） 厚 さ □ mm 以上 材 料 コンクリート c. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 1（予備 1） 容 量 600m³/h/台 効 率 高性能フィルタ 99.9%以上 活性炭フィルタ 99.9%以上 d. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 2(予備 1) 風 量 600m³/h/台	第 10.9－2 表 緊急時対策所（重大事故等時）主要機器仕様 (1) 緊急時対策所 a．緊急時対策所遮蔽（東海発電所及び東海第二発電所共用） 第 8.3－4 表 遮蔽設備（重大事故等時）の設備に記載する。 b．緊急時対策所非常用換気設備（東海発電所及び東海第二発電所共用） (a) 緊急時対策所非常用送風機（東海発電所及び東海第二発電所共用） 第 8.2－2 表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。 (b) 緊急時対策所非常用フィルタ装置（東海発電所及び東海第二発電所共用） 第 8.2－2 表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。	第 3.18－1 表　緊急時対策所（重大事故等時）の主要機器仕様 (1) 緊急時対策所 個数　1 (2) 緊急時対策所遮蔽 厚さ □ mm 材質　コンクリート (3) 緊急時対策所空気浄化送風機 台数　1（予備２） 容量　1,500m³/h/台 (4) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 型式　横型 基数　1（予備２） 容量　1,500m³/h/基 効率　単体除去効率　99.97%以上（0.15μｍ粒子）／95%以上（有機よう素），99%以上（無機よう素） 総合除去効率　99.99%以上（0.7μｍ粒子）／99.75%以上（有機よう素），99.99%以上（無機よう素）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備の使用目的は同様だが，設計条件等が異なるため仕様が相違している また，島根２号炉は送風機とフィルタが個別の設備 ・東海第二は別の表へ仕様を記載 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違

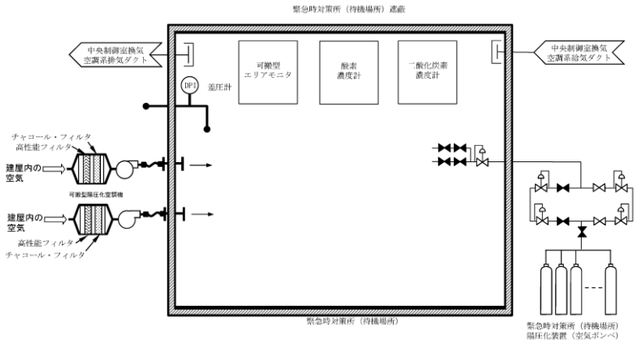
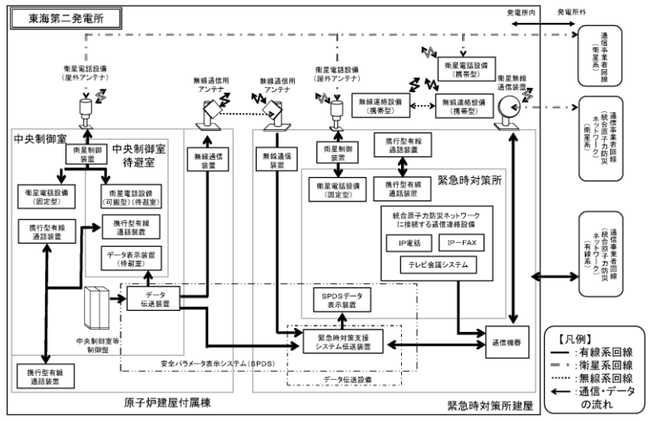
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
e. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 123 容 量 47L／本 充填圧力 15MPa	c．緊急時対策所加圧設備（東海発電所及び東海第二発電所共用） 第 8.2－3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）設備仕様に記載する。	(5) 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ） 本数 454 本（予備 86 本） 容量 50L/本 充填圧力 約 20MPa	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備の使用目的は同様だが，設計条件等が異なるため仕様が相違している ・東海第二は別の表へ仕様を記載 【東海第二】
f. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 1(予備 1) 風 量 [　　] m^3/h/台 吸収剤能力 [　　] m^3/kg			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
g. 差圧計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※1）	d．緊急時対策所用差圧計（東海発電所及び東海第二発電所共用） 第 8.2－2 表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。	(6) 差圧計 個数　1	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備の使用目的は同様だが，設計条件等が異なるため仕様が相違している ・東海第二は別の表へ仕様を記載 【東海第二】
h. 酸素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※1） 測定範囲 0～100%	e．酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・酸素濃度計（通常運転時） 個 数 1（予備 1） 測 定 範 囲 0.0～40.0vol％	(7) 酸素濃度計 個数　1（予備１） 測定範囲　0.0～25.0vol％	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備の使用目的は同様だが，設計条件等が異なるため仕様が相違している

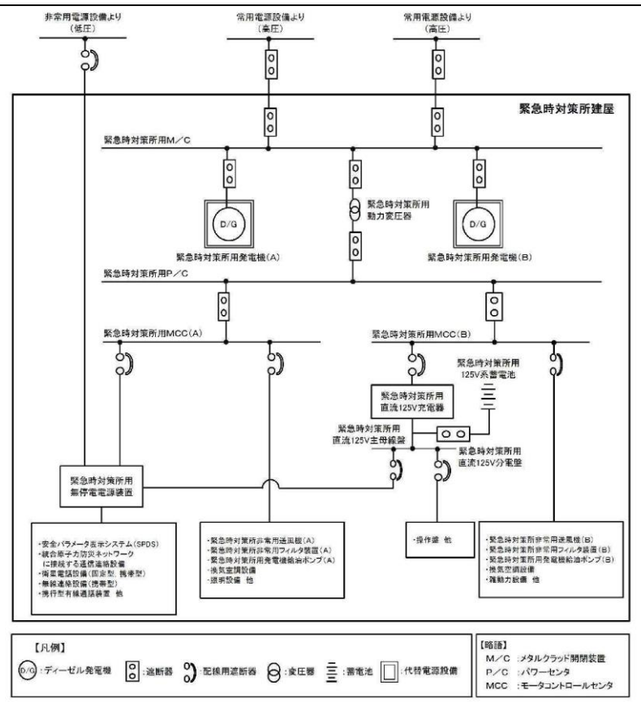
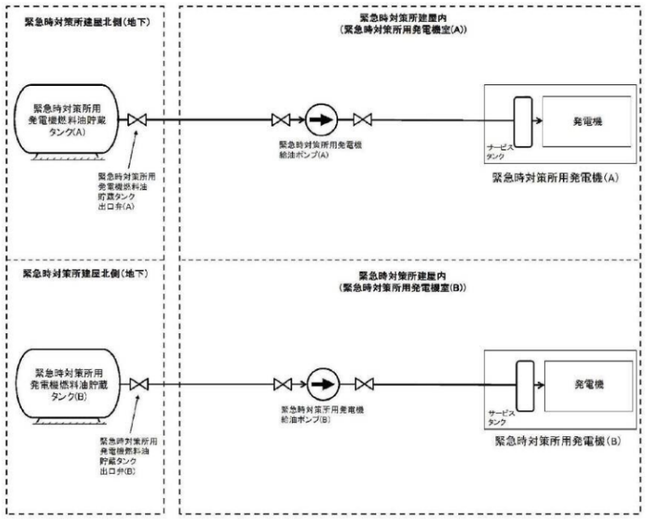
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
i．二酸化炭素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※1） 測定範囲 0～10,000ppm	f．二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・二酸化炭素濃度計（通常運転時） 個 数 1（予備 1） 測 定 範 囲 0.0～5.0vol％	(8) 二酸化炭素濃度計 個数　1（予備１） 測定範囲　0～10,000ppm	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 設備の使用目的は同様だが，設計条件等が異なるため仕様が相違している
j．可搬型エリアモニタ（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） 種 類 半導体 計測範囲 0.001～99.9mSv/h 個 数 1（予備 1※1） ※1 「待機場所」と兼用	g．緊急時対策所エリアモニタ 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。 h．可搬型モニタリング・ポスト 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。	(9) 可搬式エリア放射線モニタ 種類　半導体 計測範囲　0.001～999.9mSv/h 個数　1（予備１）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 設備仕様（計測範囲）の相違 ・東海第二は別の表へ仕様を記載 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
(2)　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） a．5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用） 厚 さ □ mm 以上 材 料 コンクリート b．5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（6 号及び 7 号炉共用） 厚 さ コンクリート□ mm 相当以上 材 料 鉄，鉛等 c．5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 2（予備 1） 容 量 600m³/h/台 効 率 高性能フィルタ 99.9%以上 活性炭フィルタ 99.9%以上 d．5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 1,792 容 量 47L／本 充填圧力 15MPa			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
e. 差圧計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※2） f. 酸素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※2） 測定範囲 0～100% g. 二酸化炭素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※2） 測定範囲 0～10,000ppm h. 可搬型エリアモニタ（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用） 種 類 半導体 計測範囲 0.001～99.9mSv/h 個 数 1（予備 1※2） ※1 「待機場所」と兼用 ※2 「対策本部」と兼用			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
(3) 電源設備 a. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6 号及び 7 号炉共用） エンジン 個数 2 （予備 3） 使用燃料 軽油 発電機 個数 2 （予備 3） 種類 横軸回転界磁 3 相同期発電機 容量 約 200kVA/台 力率 0.8 電圧 440V 周波数 50Hz	(2) 緊急時対策所用発電機（東海発電所及び東海第二発電所共用） エンジン 台 数 2 使 用 燃 料 軽油 発電機 種 類 3 相同期発電機(両軸受け式) 台 数 2 容 量 約 1,725kVA／台 力 率 0.8 電 圧 6,600V 周 波 数 50Hz (3) 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（東海発電所及び東海第二発電所共用） 基 数 2 容 量 約 75kL／基 使 用 燃 料 軽油 (4) 緊急時対策所用発電機給油ポンプ（東海発電所及び東海第二発電所共用） 台 数 2 容 量 約 1.3m３／h（1 台当たり）	(10) 緊急時対策所用発電機 機関 個数 ２（予備２） 使用燃料 軽油 発電機 個数 ２（予備２） 種類 横軸回転界磁三相同期発電機 容量 約 220kVA/台 力率 0.8 電圧 210V 周波数 60Hz (11) タンクローリ 個数 １（予備１） 容量 約 3.0m^3/台 (12) 緊急時対策所用燃料地下タンク 基数 1 容量 約 45m^3	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 【東海第二】 ②の相違 東海第二の給油ポンプは常設設備 島根２号炉のタンクローリは可搬型設備

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
第 3.18－1 図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図 （陽圧化装置（空気ボンベ）（対策本部））	第 10.9－3 図 緊急時対策所 系統概要図(3) （居住性の確保）	第 3.18－1 図　緊急時対策所（重大事故等時）概略系統図 （緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ））	
			・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
第 3.18－2 図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図 （可搬型陽圧化空調機（対策本部））	第 10.9－1 図 緊急時対策所 系統概要図(1) （居住性の確保）	第 3.18－2 図　緊急時対策所（重大事故等時）概略系統図 （緊急時対策所空気浄化送風機，フィルタユニット）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.18－3 図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図 （陽圧化装置（空気ボンベ）（待機場所））	第 10.9－2 図 緊急時対策所 系統概要図(2) （居住性の確保）		・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 3.18－4 図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図（可搬型陽圧化空調機（待機場所））	 第 10.9－4 図 緊急時対策所 系統概要図(4)（必要な情報の把握及び通信連絡）		・設備の相違 【柏崎 6/7】 ・島根２号炉は，添付資料「第 3.18－1 図」にて記載 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 10.9－5 図 緊急時対策所 系統概要図(5) （代替電源設備からの給電）		・島根２号炉は，添付資料「第 3.18－2 図」にて記載 【東海第二】
	 第 10.9－6 図 緊急時対策所 系統概要図(6) （代替電源設備からの給電）		

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

まとめ資料比較表　〔62 条　通信連絡を行うために必要な設備〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

まとめ資料比較表　〔62条(本文)審査説明資料〕

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

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.19　通信連絡を行うために必要な設備【62条】 【設置許可基準規則】 （通信連絡を行うために必要な設備） 第六十二条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。 （解釈） １　第６２条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置またはこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ａ）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。 3.19.1 適合方針 重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。 通信連絡設備の系統概要図を第3.19-1 図に示す。 3.19.1.1 重大事故等対処設備 (1) 発電所内の通信連絡を行うための設備 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。	10.12.2　重大事故等時 10.12.2.1　概　　要 重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。 通信連絡設備の系統概要図を第 10.12－1 図に示す。 10.12.2.2　設計方針 (1)　発電所内の通信連絡を行うための設備 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（発電所内），緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信設備（発電所内）として，通信連絡設備（発電所内）を設ける。	3.19　通信連絡を行うために必要な設備【62 条】 【設置許可基準規則】 （通信連絡を行うために必要な設備） 第六十二条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。 （解釈） １　第６２条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ａ）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。 3.19.1　適合方針 重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。 通信連絡設備の系統概要図を第 3.19-1 図に示す。 3.19.1.1　重大事故等対処設備 (1)　発電所内の通信連絡を行うための設備 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内），緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
a．通信連絡設備（発電所内） 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置又は保管する設計とする。	ａ．通信連絡設備（発電所内） 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（発電所内）として，衛星電話設備，無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を設置又は保管する設計とする。	ａ．通信連絡設備（発電所内） 重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として，衛星電話設備，無線通信設備及び有線式通信設備を設置又は保管する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は重大事故等対処設備として無線通信設備の固定型と携帯型を使用する （以下，①の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は有線式通信設備を中央制御室～現場（屋内）で使用し緊急時対策所で使用しないため，緊急時対策所からの呼び出し装置は設けていない （以下，②の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は衛星電話設備及び無線通信設備を使用する （以下，③の相違） ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違
衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。 携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は，緊急時対策所内に保管する設計とする。 携行型有線通話装置は，中央制御室及び緊急時対策所内に保管する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は，緊急時対策所内に保管する設計とする。 有線式通信設備は，中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。	
衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は，中央制御室及び緊急時対策所内に設置し，屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は，中央制御室及び緊急時対策所内に設置し，屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。	
また，衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5号炉原子炉建屋屋外，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置する設計とする。		また，衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。	
衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，	衛星電話設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備	衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合において	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	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。	も，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。	
衛星電話設備及び無線連絡設備のうち5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。	衛星電話設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。	衛星電話設備及び無線通信設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ③の相違
5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は，充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は，充電池又は乾電池を使用する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型），無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は，充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。	
充電式電池を用いるものについては，別の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより７ 日間以上継続して通話を可能とし，使用後の充電式電池は，中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また，乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより，７ 日間以上継続して通話ができる設計とする。	充電池を用いるものについては，ほかの端末又は予備の充電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし，使用後の充電池は，中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また，乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより，7日間以上継続して通話ができる設計とする。	充電式電池を用いるものについては，別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより７日間以上継続して通話を可能とし，使用後の充電式電池は，緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また，乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより， ７日間以上継続して通話ができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違
主要な設備は，以下のとおりとする。	主要な設備は，以下のとおりとする。	主要な設備は，以下のとおりとする。	
・衛星電話設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）	・衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・衛星電話設備（固定型）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は単独申請であり，該当なし （以下，④の相違）
・衛星電話設備（可搬型）（6号及び7号炉共用）	・衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・衛星電話設備（携帯型）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
・無線連絡設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）		・無線通信設備（固定型）	・設備の相違 【東海第二】 ①の相違
・無線連絡設備（可搬型）（6号及び7号炉共用）	・無線連絡設備（携帯型）	・無線通信設備（携帯型）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
・携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）	・携行型有線通話装置	・有線式通信設備（有線式通信機）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④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
・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6号及び7号炉共用）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
・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）	・常設代替交流電源設備（10.2　代替電源設備）	・常設代替交流電源設備（3.14　電源設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
・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）	・可搬型代替交流電源設備（10.2　代替電源設備）	・可搬型代替交流電源設備（3.14　電源設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用）（3.18 緊急時対策所）	・緊急時対策所用代替電源設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）（10.9　緊急時対策所） ・代替所内電気設備（10.2　代替電源設備） ・燃料給油設備（10.2　代替電源設備）	・緊急時対策所用発電機（3.18　緊急時対策所）	・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・記載の適正化 【東海第二】 島根２号炉は緊急時対策所の電気設備及び燃料設備を 61 条で記載（以下，⑤の相違） ・記載の適正化 【東海第二】 ⑤の相違
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。	その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。	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。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は非常用交流電源設備を設計基準拡張として使用する（以下，⑥の相違）
b. 安全パラメータ表示システム（SPDS） 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。	緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するためのデータ伝送設備（発電所内）として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成するＳＰＤＳを設置する設計とする。 ＳＰＤＳのうちデータ伝送装置は，中央制御室内に設置し，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置は，緊急時対策所建屋内に設置する設計とする。	ｂ．安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） 緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として，ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する設計とする。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳデータ収集サーバは，廃棄物処理建物内に設置し，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置は，緊急時対策所内に設置する設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置）（緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS 表示装置は6号及び7号炉共用） ・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） ・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） ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用）（3.18 緊急時対策所） 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。	ＳＰＤＳのうちデータ伝送装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 ＳＰＤＳのうち緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。 ・ＳＰＤＳ	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳデータ収集サーバは，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・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） ・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） ・緊急時対策所用発電機（3.18　緊急時対策所） 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違
c．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内） 重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は，「(1) a．通信連絡設備（発電所内）」と同じである。	b．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡（発電所内） 重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信設備（発電所内）は，「(1) a．通信連絡設備（発電所内）」と同じである。	c．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内） 重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は，「(1) a．通信連絡設備（発電所内）」と同じである。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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) 発電所外との通信連絡を行うための設備 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。	(2)　発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信設備（発電所外）として，通信連絡設備（発電所外）を設ける。	(2)　発電所外との通信連絡を行うための設備 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉はＳＰＤＳ伝送サーバから本社へ伝送する（以下，⑦の相違）
a．通信連絡設備（発電所外） 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。 衛星電話設備は，「(1) a.通信連絡設備（発電所内）」と同じである。 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	ａ．通信連絡設備（発電所外） 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。 衛星電話設備は，「(1) ａ．通信連絡設備（発電所内）」と同じである。 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，緊急時対策所内に設置する設計とする。 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	ａ．通信連絡設備（発電所外） 重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。 衛星電話設備は，「(1) ａ．通信連絡設備（発電所内）」と同じである。 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，緊急時対策所内に設置する設計とする。 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	
・衛星電話設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）	・衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・衛星電話設備（固定型）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
・衛星電話設備（可搬型）（6号及び7号炉共用）	・衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）	・衛星電話設備（携帯型）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及びIP-FAX）（6号及び7号炉共用）	・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（東海発電所及び東海第二発電所共用） ・データ伝送設備	・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機及びＩＰ－ＦＡＸ）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
・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）	・常設代替交流電源設備（10.2　代替電源設備）	・常設代替交流電源設備（3.14　電源設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
・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）	・可搬型代替交流電源設備（10.2　代替電源設備）	・可搬型代替交流電源設備（3.14　電源設備）	・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
	・代替所内電気設備（10.2　代替電源設備）		④の相違 ・記載の適正化 【東海第二】
	・燃料給油設備（10.2　代替電源設備）		⑤の相違 ・記載の適正化 【東海第二】
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用）（3.18 緊急時対策所）	・緊急時対策所用代替電源設備（東海発電所及び東海第二発電所共用）（10.9　緊急時対策所）	・緊急時対策所用発電機（3.18　緊急時対策所）	⑤の相違 ・記載箇所の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
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。	その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。	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。	④の相違 ・設備の相違 【東海第二】
b．データ伝送設備 重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として，緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。 データ伝送設備は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。なお，データ伝送設備を構成する緊急時対策支援システム伝送装置は，「(1)b.安全パラメータ表示システム(SPDS)」と同じである。	重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として，緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。 データ伝送設備は，緊急時対策所建屋内に設置する設計とする。なお，データ伝送設備を構成する緊急時対策支援システム伝送装置は，「(1) ａ．通信連絡設備（発電所内）」と同じである。	ｂ．データ伝送設備 重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送できる設備として，ＳＰＤＳ伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。 データ伝送設備は，緊急時対策所内に設置する設計とする。なお，データ伝送設備を構成するＳＰＤＳ伝送サーバは，「(1) ｂ．安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）」と同じである。	・設備の相違 【東海第二】 ⑦の相違
c．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外） 重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は，「(2) a．通信連絡設備（発電所外）」と同じである。 緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（SPDS），データ伝送設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備，5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については，固縛又は転倒防止処置を講じる等，基準地震動による地震力に対し，機能喪失しない設計とする。 通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第3.19－1	ｂ．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する通信設備（発電所外） 重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する通信設備（発電所外）は，「(2) ａ．通信連絡設備（発電所外）」と同じである。 重大事故等に対処するためのデータ伝送の機能に係る設備，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての，ＳＰＤＳ，データ伝送設備，衛星電話設備，無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については，固縛又は転倒防止措置を講じる等，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，機能喪失しない設計とする。	ｃ．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外） 重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は，「(2) ａ．通信連絡設備（発電所外）」と同じである。 緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），データ伝送設備，無線通信設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については，固縛又は転倒防止処置を講じる等，基準地震動による地震力に対し，機能喪失しない設計とする。 通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第3.19-1表	・設備の相違 【東海第二】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②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
表及び第3.19－2表に示す。非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「3.14 電源設備」に記載する。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備については，「3.18 緊急時対策所」に記載する。 非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用する。非常用交流電源設備については「3.14電源設備」にて記載する。	非常用交流電源設備については，「10.1　非常用電源設備」に記載する。 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備については，「10.2　代替電源設備」に記載する。 緊急時対策所用代替電源設備については，「10.9　緊急時対策所」に記載する。 非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用する。	及び第3.19-2表に示す。非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。 緊急時対策所用発電機については，「3.18　緊急時対策所」に記載する。 非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「2.3　重大事故等対処設備の基本設計方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用する。非常用交流電源設備については「3.14　電源設備」にて記載する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.19.1.1.1 多様性，位置的分散 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。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の電源は，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。	10.12.2.2.1　多様性，位置的分散 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。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の電源は，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）に対して多様性を有する設計とする。また，衛星電話設備（固定型）は，中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	3.19.1.1.1　多様性，位置的分散 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。 無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の電源は，所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで，非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・記載の適正化 【東海第二】 島根２号炉は常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備によりプラント側の通信連絡設備に電源供給し，緊急時対策所用発電機から緊急時対策所の通信連絡設備に電源供給可能 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は非常用交流電源設備，充電器（蓄電池），無停電電源装置（充電器等を含む。）の中から電源供給する（以下，⑧の相違）
また，無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	携行型有線通話装置の電源は，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，乾電池を使用することで，非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）に対して多様性を有する設計とする。また，携行型有線通話装置は，中央制御室及び緊急時対策所内に保管することで，送受話器（ページング）及び電力保安通	また，無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は，中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで，所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ③の相違
携帯型音声呼出電話設備の電源は，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，乾電池等を使用することで，非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。		有線式通信設備の電源は，所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，乾電池を使用することで，非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は乾電池を使用する
また，携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，送受話器及び電力保安		また，有線式通信設備は，中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで，所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	及びＦＡＸ），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））に対して多様性を有する設計とする。		【柏崎 6/7，東海第二】 ⑧の相違
コントロール建屋及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の電源は，常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。	中央制御室及び緊急時対策所建屋内に設置するＳＰＤＳ及びデータ伝送設備の電源は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。	廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備の電源は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで，非常用交流電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に対して多様性を有する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑧の相違
電源設備の多様性，位置的分散については「3.14 電源設備」及び「3.18 緊急時対策所」にて記載する。	電源設備のうち多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」及び「10.9　緊急時対策所」にて記載する。	電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」及び「3.18　緊急時対策所」にて記載する。	
3.19.1.1.2 悪影響防止 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。	10.12.2.2.2　悪影響防止 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。	3.19.1.1.2　悪影響防止 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。	
無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設），衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設），携帯型音声呼出電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，他の設備から独立した系統構成で使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	無線通信設備のうち無線通信設備（固定型），衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），有線式通信設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ③の相違。また有線式通信設備を記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は，他の設備と独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は，他の設備と独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，他の設備と独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.19.1.1.3 共用の禁止 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。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設），5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。	10.12.2.2.3　共用の禁止 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。 緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，同一の端末を使用することにより，端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ，安全性の向上が図れることから，東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。	3.19.1.1.3　共用の禁止 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。 中央制御室，廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上を図る設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉はＳＰＤＳを１号炉，２号炉の区分けなく使用する ・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の重大事故等に対処する要員は，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊で構成し，重大事故等に対処する ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②，④の相違
また，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設），5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。	また，これらの通信連絡設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。	また，中央制御室，廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。	
3.19.1.1.4 容量等 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）を保管する設計とする。	10.12.2.2.4　容　量　等 基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。 携行型有線通話装置は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。	3.19.1.1.4　容量等 基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。 有線式通信設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建物内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④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
無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。		無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ①の相違
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（6号及び7号炉共用）を保管する設計とする。	無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。	無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	
衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（6号及び7号炉共用）を保管する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，東海発電所及び東海第二発電所で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（東海発電所及び東海第二発電所）を保管する設計とする。	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，対策要員が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と屋外のアクセスを円滑かつ安全に行うことができるようにするため，5号炉原子炉建屋屋外，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内にそれぞれ設置する設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。	ＳＰＤＳは，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。	
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。	
データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。	データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。	データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.19.1.1.5 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の操作は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は，発電所内の屋外で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5号炉原子炉建屋屋外，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，設置場所で操作が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 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。 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。 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。	10.12.2.2.5　環境条件等 基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。 携行型有線通話装置は，中央制御室及び緊急時対策所内に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 携行型有線通話装置は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は，中央制御室及び緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，発電所内の屋外で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。 ＳＰＤＳのうちデータ伝送装置は，中央制御室内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。 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。 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。	3.19.1.1.5　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 有線式通信設備は，中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 有線式通信設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建物内で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。 無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は，中央制御室及び緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 無線通信設備のうち無線通信絡設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）は，発電所内の屋外で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳデータ収集サーバは，廃棄物処理建物内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 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。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ伝送サーバは，緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。ＳＰＤＳ伝送サーバは，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②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
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。 データ伝送設備は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。 データ伝送設備は，緊急時対策所建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で操作可能な設計とする。 データ伝送設備は，緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。	
3.19.1.1.6 操作性の確保 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。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設），無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室で使用する場合，切替スイッチを操作することにより，速やかに切り替えられる設計とする。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，人が携行して移動し，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。 携帯型音声呼出電話設備は，端末である携帯型音声呼出電話機と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし，接続規格を統一することにより，使用場所において確実に接続できる設計とする。また，乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。	10.12.2.2.6　操作性の確保 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。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，人が携行して移動し，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。 携行型有線通話装置は，端末である携行型有線通話装置と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし，接続規格を統一することにより，使用場所において確実に接続できる設計とする。また，乾電池の交換も含め容易に操作ができるとともに，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。	3.19.1.1.6　操作性の確保 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。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型），無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は，中央制御室待避室で使用する場合，切り替え操作をすることなく使用できる設計とする。 衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型），無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，人が携行して移動し，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。 有線式通信設備は，端末である有線式通信機と中継コード及び専用接続端子の接続を簡便な端子接続とし，接続規格を統一することにより，使用場所において確実に接続できる設計とする。また，乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。	・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】 ③の相違。 島根２号炉は衛星電話設備，無線通信設備共に先に使用した端末が優先される ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②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
5号炉屋外緊急連絡用インターフォンのうち5号炉原子炉建屋屋外に設置するインターフォンは，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。また，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉中央制御室内に設置するインターフォンは，一般的な電話機と同様の構造を有し，受話器部分を持ち上げることで5号炉原子炉建屋屋外のインターフォンと通信連絡が可能な設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送設備は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS 表示装置は，付属の操作スイッチにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。	ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ＳＰＤＳのうちデータ伝送装置，ＳＰＤＳのうち緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送設備は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。 ＳＰＤＳのうちＳＰＤＳデータ表示装置は，付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳデータ収集サーバ，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ伝送サーバ及びデータ伝送設備は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳデータ表示装置は，付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。	
3.19.1.1.7 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。 無線連絡設備，衛星電話設備，携帯型音声呼出電話設備，5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，安全パラメータ表示システム（SPDS），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。	10.12.2.4　試験検査 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。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備，携行型有線通話装置，ＳＰＤＳ，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。	3.19.1.1.7　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。 無線通信設備，衛星電話設備，有線式通信設備，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 【柏崎 6/7】 ②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

10.12.2.3　主要設備及び仕様

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

第 10.12－1 表　通信連絡設備の一覧表

通信種別		主要設備		電源	通信回線
衛星設備		送受話器（ハンドタイプ）		非常用所内電源、蓄電池	
発電所内	所内	送受話器（ハンズフリータイプ）		非常用所内電源、蓄電池	
		電力保安通信用電話設備	固定電話機（※1） PHS端末（※1） FAX	固定電話機：常用所内電源、蓄電池 PHS端末：常用所内電源、充電池 FAX：常用所内電源、無停電電源装置	
		携帯型有線通話装置		充電池	
		無線通話設備（固定型）		非常用所内電源、無停電電源装置	
		無線通話設備（携帯型）		充電池	
		衛星電話設備（固定型）（※1）		非常用所内電源から、無停電電源装置	
		衛星電話設備（携帯型）（※1）		充電池	
データ伝送設備（緊急時対策所）		SPDS	データ伝送装置 緊急時対策支援システム伝送装置（※2） ヨウ素モニタ表示装置	非常用所内電源、無停電電源装置	
発電所外	所内	電力保安通信用電話設備	固定電話機（※1） PHS端末（※1） FAX	固定電話機：常用所内電源、蓄電池 PHS端末：常用所内電源、充電池 FAX：非常用所内電源、無停電電源装置	専用回線（通信事業者回線）
		テレビ会議システム（社内）		非常用所内電源、無停電電源装置	専用回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（固定型）（※1）		非常用所内電源、無停電電源装置	衛星回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（携帯型）（※1）		充電池	
	所外	加入電話設備	加入電話 加入ＦＡＸ	加入電話：通信事業者回線から給電 ＦＡＸ：非常用所内電源、無停電電源装置	専用回線（通信事業者回線）
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム ＩＰ電話 ＩＰ－ＦＡＸ	非常用所内電源、無停電電源装置	専用回線（通信事業者回線） 衛星回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（固定型）（※1）		非常用所内電源、無停電電源装置	衛星回線（通信事業者回線）
		衛星電話設備（携帯型）（※1）		充電池	
		専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共機関）	通信事業者回線から給電、非常用所内電源、無停電電源装置	専用回線（通信事業者回線）
データ伝送設備（緊急時対策所）		データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置（※2）	非常用所内電源、無停電電源装置	専用回線、衛星回線（専用の通信事業者回線）

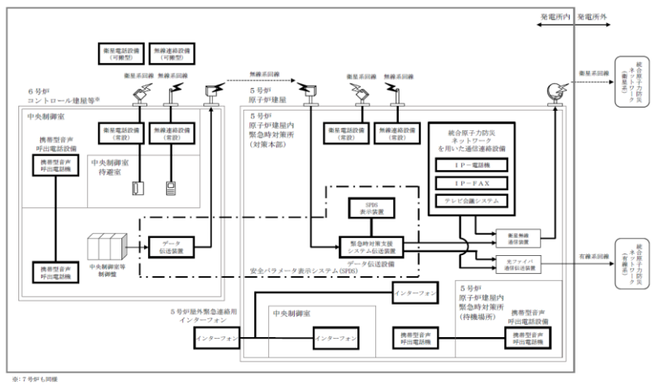
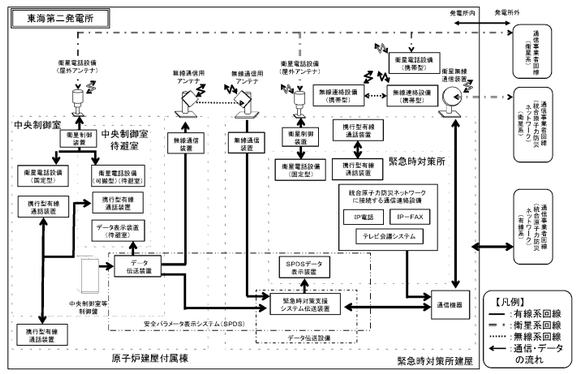
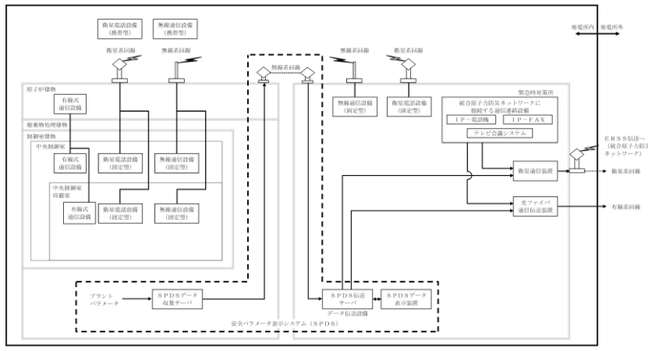
注1：充電所内用と充電所外用で共用
注2：三島時雨大河線含む

・記載箇所の相違
【東海第二】
島根２号炉は補足説明資料 62-2 に記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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	第 10.12－2 表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様	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	
(1) 無線連絡設備 無線連絡設備（常設）（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線 無線系回線 個 数 一式 無線連絡設備（常設） 兼用する設備は以下のとおり。 ・中央制御室（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線 無線系回線 個 数 一式		(1)　無線通信設備 無線通信設備（固定型） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・中央制御室（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線　無線系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
(2) 衛星電話設備 衛星電話設備（常設）（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線 衛星系回線 個 数 一式 衛星電話設備（常設） 兼用する設備は以下のとおり。 ・中央制御室（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線 衛星系回線 個 数 一式	(1)　衛星電話設備 衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使 用 回 線　　衛星系回線 個　　数　　一式	(2)　衛星電話設備 衛星電話設備（固定型） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・中央制御室（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線　衛星系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は中央制御室にも衛星電話設備を設置する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 安全パラメータ表示システム（SPDS） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） a. データ伝送装置 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個 数 一式 b. 緊急時対策支援システム伝送装置（6号及び7号炉共用） 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個 数 一式 c. SPDS 表示装置（6号及び7号炉共用） 個 数 一式	(2) ＳＰＤＳ 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ａ．データ伝送装置 使 用 回 線　有線系回線及び無線系回線 個　　数　一式 ｂ．緊急時対策支援システム伝送装置 使 用 回 線　有線系回線及び無線系回線 個　　数　一式 ｃ．ＳＰＤＳデータ表示装置 個　　数　一式	(3) 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ａ．ＳＰＤＳデータ収集サーバ 使用回線　有線系回線及び無線系回線 個　　数　一式 ｂ．ＳＰＤＳ伝送サーバ 使用回線 有線系回線及び無線系回線 個　　数　一式 ｃ．ＳＰＤＳデータ表示装置 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
(4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） a. テレビ会議システム（6号及び7号炉共用） 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個 数 一式 b. IP－電話機（6号及び7号炉共用） 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個 数 一式 c. IP－FAX（6号及び7号炉共用） 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個 数 一式	(3) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（東海発電所及び東海第二発電所共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ａ．テレビ会議システム（東海発電所及び東海第二発電所共用） 使 用 回 線　有線系回線及び衛星系回線 個　　数　一式 ｂ．ＩＰ電話（東海発電所及び東海第二発電所共用） 使 用 回 線　有線系回線又は衛星系回線 個　　数　一式 ｃ．ＩＰ－ＦＡＸ（東海発電所及び東海第二発電所共用） 使 用 回 線　有線系回線又は衛星系回線 個　　数　一式	(4) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） ａ．テレビ会議システム 使用回線　有線系回線及び衛星系回線 個　　数　一式 ｂ．ＩＰ－電話機 使用回線　有線系回線及び衛星系回線 個　　数　一式 ｃ．ＩＰ－ＦＡＸ 使用回線　有線系回線及び衛星系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④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
(5) データ伝送設備（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備（通常運転時等） a. 緊急時対策支援システム伝送装置（6号及び7号炉共用） 使用回線 有線系回線及び衛星系回線 個 数 一式	(4) データ伝送設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備（通常運転時等） a．緊急時対策支援システム伝送装置 使 用 回 線　有線系回線及び衛星系回線 個　　数　一式	(5) データ伝送設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備（通常運転時等） a．ＳＰＤＳ伝送サーバ 使用回線　有線系回線及び衛星系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
(6) 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（重大事故等時） a. インターフォン 使用回線 有線系回線 個 数 一式			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
第3.19－2 表 通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様	第10.12－3表　通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様	第3.19-2表　通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様	
(1) 携帯型音声呼出電話設備（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） a. 携帯型音声呼出電話機（6号及び7号炉共用） 使用回線 有線系回線 個 数 一式	(1) 携行型有線通話装置 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使 用 回 線　有線系回線 個　　数　一式	(1) 有線式通信設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備（通常運転時等） a．有線式通信機 使用回線　有線系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②，④の相違 【東海第二】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
(2) 携帯型音声呼出電話設備 兼用する設備は以下のとおり。 ・通信連絡設備（通常運転時等） a. 携帯型音声呼出電話機 使用回線 有線系回線 個 数 一式			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 無線連絡設備 無線連絡設備（可搬型）（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線 無線系回線 個 数 一式	(2) 無線連絡設備 無線連絡設備（携帯型） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使 用 回 線　無線系回線 個　　数　一式	(2) 無線通信設備 無線通信設備（携帯型） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線　無線系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
(4) 衛星電話設備 衛星電話設備（可搬型）（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線 衛星系回線 個 数 一式	(3) 衛星電話設備 衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使 用 回 線　衛星系回線 個　　数　一式	(3) 衛星電話設備 衛星電話設備（携帯型） 兼用する設備は以下のとおり。 ・緊急時対策所（通常運転時等） ・緊急時対策所（重大事故等時） ・通信連絡設備（通常運転時等） 使用回線　衛星系回線 個　　数　一式	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
 第3.19-1図 通信連絡設備概略系統図	 第 10.12－1 図　通信連絡設備系統概要図	 第3.19-1図　通信連絡設備概略系統図	・設備の相違 【東海第二】 ③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　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.20 原子炉圧力容器 3.20.1 重大事故等対処設備 原子炉圧力容器（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。 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。 原子炉圧力容器（重大事故等時）の主要仕様を第 3.20－1 表に示す。 3.20.1.1 悪影響防止 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。 原子炉圧力容器は，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。 3.20.1.2 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 原子炉圧力容器は，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。 重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水は，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。 3.20.1.3 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。 原子炉圧力容器は，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。	東海第二　本項目記載なし	3.20 原子炉圧力容器 3.20.1 重大事故等対処設備 原子炉圧力容器（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。 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。 原子炉圧力容器（重大事故等時）の主要仕様を第 3.20－1 表に示す。 3.20.1.1 悪影響防止 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。 原子炉圧力容器は，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。 3.20.1.2 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 原子炉圧力容器は，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。 重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水は，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。 3.20.1.3 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。 原子炉圧力容器は，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。	

柏崎刈羽原子力発電所　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
第 3.20－1 表　原子炉圧力容器（重大事故等時）主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉圧力容器（通常運転時） 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		第 3.20－1 表　原子炉圧力容器（重大事故等時）主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉圧力容器（通常運転時） 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	

柏崎刈羽原子力発電所　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
3.21　原子炉格納容器 3.21.1　重大事故等対処設備 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。 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，ドライウェル圧力がサプレッション・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，サプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサプレッション・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を防止できる設計とする。 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。 3.21.1.1　悪影響防止 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。 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。 3.21.1.2　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 原子炉格納容器は，原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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。	東海第二　本項目記載なし	3.21 原子炉格納容器 3.21.1 重大事故等対処設備 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。 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，ドライウェル圧力がサプレッション・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，サプレッション・チェンバのプール水逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止することができる設計とする。 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。 3.21.1.1 悪影響防止 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。 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。 3.21.1.2 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 原子炉格納容器は，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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。	・炉型の違い 【柏崎 6/7】 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

柏崎刈羽原子力発電所　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
重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水，ドライウェル内及びサプレッション・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。		重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水，ドライウェル内及びサプレッション・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。	
3.21.1.3　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。 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。		3.21.1.3 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。 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。	
第 3.21－1 表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。 ・一次格納施設 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　　ドライウェル 171℃ サプレッション・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 ドライウェル・ヘッド　　炭素鋼		第 3.21－1 表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。 ・一次格納施設 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　　ドライウェル 171℃ サプレッション・チェンバ 104℃ 材　　料 炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））	・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
3.22　燃料貯蔵設備 3.22.1　重大事故等対処設備 使用済燃料プールは，残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プール水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，使用済燃料プールに接続する配管の破損等により，使用済燃料プール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，ディフューザ配管上部にサイフォンブレーク孔を設ける設計とする。 使用済燃料プールの冷却機能喪失又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プール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。 使用済燃料プール（重大事故等時）の主要仕様を第 3.22－1 表に示す。 3.22.1.1　悪影響防止 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。 使用済燃料プールは，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。 3.22.1.2　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 使用済燃料プールは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は，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。	東海第二　本項目記載なし	3.22 燃料貯蔵設備 3.22.1 重大事故等対処設備 燃料プールは，残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プール水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，燃料プールに接続する配管の破損等により，燃料プール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，燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プール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。 燃料プール（重大事故等時）の主要仕様を第 3.22－1 表に示す。 3.22.1.1 悪影響防止 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。 燃料プールは，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。 3.22.1.2 環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 燃料プールは，原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.22.1.3　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。 使用済燃料プールは，漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。 第 3.22－1 表　使用済燃料プール（重大事故等時）主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。 ・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		3.22.1.3 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。 燃料プールは，漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。 第 3.22－1 表　燃料プール（重大事故等時）主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。 ・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	・設備の相違

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　（2018.9.12 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
3.23　非常用取水設備 3.23.1　重大事故等対処設備 非常用取水設備のスクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 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。	東海第二　本項目記載なし	3.23 非常用取水設備 3.23.1 重大事故等対処設備 非常用取水設備の取水口，取水管及び取水槽は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 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）
3.23.1.1　悪影響防止 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。 スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。		3.23.1.1 悪影響防止 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。 取水口，取水管及び取水槽は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
3.23.1.2　共用の禁止 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。 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。 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。			・他号炉と共用しない
3.23.1.3　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は，想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。		3.23.1.2　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 取水口，取水管及び取水槽は，想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違

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　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰は，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。		取水槽は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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。 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は，外観の確認が可能な設計とする。 海水貯留堰は，機能・性能の確認が可能な設計とする。		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。 取水口，取水管及び取水槽は，外観の確認が可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 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　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第3.23－1 表 非常用取水設備（重大事故等時）主要仕様 (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） 種　　類　　貯留堰 個　　数　　２ (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） 種　　類　　鉄筋コンクリート函渠 個　　数　　２ (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） 種　　類　　鉄筋コンクリート函渠 個　　数　　２ (4)　補機冷却用海水取水路 種　　類　　鉄筋コンクリート函渠 個　　数　　１ (5)　補機冷却用海水取水槽 種　　類　　鉄筋コンクリート函渠 個　　数　　１		第 3.23－1 表　非常用取水設備（重大事故等時）主要仕様 (1) 取水口 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） 種　　類　　鋼製円筒管 個　　数　　２ (2) 取水管 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） 種　　類　　鋼管 個　　数　　２ (3) 取水槽 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） 種　　類　　鉄筋コンクリート取水槽 個　　数　　１	・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　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.24　原子炉建屋原子炉区域 3.24.1　重大事故等対処設備 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。 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。 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。 3.24.1.1　悪影響防止 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。 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。 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。 3.24.1.2　環境条件等 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 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。 3.24.1.3　操作性の確保 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。 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。	東海第二　本項目記載なし	3.24 原子炉建物原子炉棟 3.24.1 重大事故等対処設備 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。 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。 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。 3.24.1.1 悪影響防止 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。 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。 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。 3.24.1.2 環境条件等 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 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。 3.24.1.3 操作性の確保 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。 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　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
3.24.1.4　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。 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。		3.24.1.4 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。 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。	
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 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）		第 3.24－1 表　原子炉建物原子炉棟（重大事故等時）主要仕様 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）	・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

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号炉では，原子炉緊急停止失敗時において，格納容器圧力高により高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系が自動起動する
②	柏崎6/7，東海第二は起動阻止スイッチ１つで，自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を起動阻止する設計としているが，島根２号炉は自動減圧系，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の各々に阻止スイッチを設置している
③	柏崎6/7はＡＢＷＲであり，電動駆動を有するため，水圧駆動を識別しているが，島根２号炉はＢＷＲであり水圧駆動のみのため，識別をしていない
④	柏崎6/7号炉はＡＢＷＲであり，原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく，10台全台を同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから，原子炉水位低（レベル３）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ４台を自動停止し，原子炉水位低（レベル２）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ６台を自動停止する設計としているが，島根２号炉は原子炉再循環ポンプの電動機の電源が喪失後，炉心冷却水流量が急激に減少しないように十分な慣性を有する設計としており，原子炉水位低（レベル２）で原子炉再循環ポンプ２台を停止させる設計としている
⑤	東海第二は，再循環流量を流量制御弁の開度調整で行っており，低出力では低速度用電源，ある出力以上では所内高圧母線電源に切替えて使用しているが，島根２号炉は原子炉再循環ポンプの速度を制御することで再循環流量を調整している
⑥	島根２号炉は高圧炉心注水系を経由せず，炉心底部から注入する
⑦	島根２号炉の原子炉保護系はディジタルではなく，アナログである
⑧	島根２号炉のＡＴＷＳ緩和設備は直流電源から給電しており，原子炉保護系は交流電源から給電していることから，電源の多様性を図っている。柏崎6/7と電源構成の違いはない
⑨	設備設計の相違によるインターロックの相違
⑩	東海第二は，爆破弁を設置しているが，島根２号炉は，電動弁を設置している

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
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【44 条】	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【44 条】	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【44 条】	
【設置許可基準規則】 （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） 第四十四条　発電用原子炉施設には，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。 （解釈） 1　第 44 条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは，発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2　第 44 条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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。 (1) BWR a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。 b) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を制御するため，原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。 c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。 (2) PWR a) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を抑制するため，補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができ	【設置許可基準規則】 （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） 第四十四条　発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。 （解釈） 1　第 44 条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2　第 44 条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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。 (1) ＢＷＲ a）センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ＡＲＩ）を整備すること。 b）上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。 c）十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（ＳＬＣＳ）を整備すること。 (2) ＰＷＲ a）上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b）上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができ	【設置許可基準規則】 （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） 第四十四条　発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。 （解釈） 1　第 44 条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。 2　第 44 条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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。 (1) ＢＷＲ a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。 b) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。 c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。 (2) ＰＷＲ a) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができ	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ない事象が発生するおそれがある場合」には，化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。	ない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。	ない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。	
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 3.1.1　設置許可基準規則第 44 条への適合方針 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合，又は，当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ARI），ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能），及び，ほう酸水注入系（SLC）を設ける。	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 3.1.1　設置許可基準規則第 44 条への適合方針 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行させるために必要な重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。	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 3.1.1　設置許可基準規則第 44 条への適合方針 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合，又は，当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ＡＲＩ），ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系（ＳＬＣ）を設ける。	
(1)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第２項(1)a)）	（1）ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入 （ｉ）ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第２項（1）ａ）） 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備としてＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。	(1)ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第２項(1)a)）	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は 3.1.1 項に記載
多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。 なお，スクラム失敗時は手動により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を動作させることができる設計とする。	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），制御棒が自動挿入しない場合に，手動によるスイッチ操作で制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを作動させることにより制御棒緊急挿入が可能な設計とする。	多重化された原子炉保護系から独立したＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。 なお，スクラム失敗時は手動によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）を動作させることができる設計とする。	
また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについて，発電用原子炉を未臨界にする設計とする。		また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについて，発電用原子炉を未臨界にする設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 はＡＢＷＲ

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			であり，電動駆動を有するため，水圧駆動を識別しているが，島根２号炉はＢＷＲであり水圧駆動のみのため，識別をしていない（以下，③の相違）
(2)ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第２項(1)b)）	(2) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 （ｉ）ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第２項（1） ｂ）） 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を使用する。	(2)ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第２項(1)b)）	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は 3.1.1 項に記載
多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を設けることにより，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル３）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動トリップできる設計とし，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ６ 台を自動トリップできる設計とする。 なお，スクラム失敗時は手動により原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。	ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号により再循環系ポンプ２台を自動停止させて，発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力抑制は，再循環系ポンプが自動停止しない場合に，手動によるスイッチ操作で再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器を開放させることが可能な設計とする。	多重化された原子炉保護系から独立したＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設けることにより，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）の信号により，原子炉再循環ポンプ２台を自動トリップできる設計とする。 なお，スクラム失敗時は手動により原子炉再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 号炉はＡＢＷＲであり，原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく，10 台全台を同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから，原子炉水位低（レベル３）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ４台を自動停止し，原子炉水位低（レベル２）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ６台を自動停止する設計としているが，島根２号炉は原子炉再循環ポンプの電動機の電源が喪失後，炉心冷却水流量が急激に減少しない

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
			ように十分な慣性を有する設計としており，原子炉水位低（レベル２）で原子炉再循環ポンプ２台を停止させる設計としている（以下，④の相違） 【東海第二】 東海第二は，再循環流量を流量制御弁の開度調整で行っており，低出力では低速度用電源，ある出力以上では所内高圧母線電源に切替えて使用しているが，島根２号炉は原子炉再循環ポンプの速度を制御することで再循環流量を調整している（以下，⑤の相違）
(3)ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第２項(1)c)） 原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。 ほう酸水注入系は，発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する設計とする。	(3) ほう酸水注入 （ｉ）ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第２項（1）ｃ）） 原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。 ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，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，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入可能な設計とする。 (4) 原子炉出力急上昇の防止 （ｉ）自動減圧系の起動阻止スイッチ 運転時の異常な過渡変化において発電用原子炉の運転を緊急に停止することが出来ない事象が発生した場合に，自動減圧系の起動阻止スイッチを作動させることで原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。	(3)ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第２項(1)c)） 原子炉保護系，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。 ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，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，発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する設計とする。	
また，重大事故等時において原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇につながるため，自動減圧	なお，原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇につ	また，重大事故等時において原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水さ	・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
系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。 （これについては「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（設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。）	ながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。	れ，出力の急激な上昇につながるため，自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。 （これについては「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(設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。）	【柏崎 6/7】 島根２号炉では，原子炉緊急停止失敗時において，格納容器圧力高により高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系が自動起動する（以下，①の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7，東海第二は起動阻止スイッチ１つで，自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を起動阻止する設計としているが，島根２号炉は自動減圧系，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の各々に阻止スイッチを設置している（以下，②の相違）
なお，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として，以下を整備する。 (4) 手動スクラムボタン 手動スクラムボタンを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，手動スクラムボタンを整備している。 (5) 原子炉モードスイッチ「停止」 原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉モードスイッチを整備している。	なお，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として，以下を整備する。 (5) 原子炉手動スクラム (ⅰ)手動スクラム・スイッチ 手動スクラム・スイッチを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であるため，手動スクラム・スイッチを整備する。 (ⅱ)原子炉モード・スイッチ「停止」 原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることで，制御棒のスクラム動作が可能であるため，原子炉モード・スイッチを整備する。	なお，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として，以下を整備する。 (4)原子炉手動スクラムＰＢ 原子炉手動スクラムＰＢを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉手動スクラムＰＢを整備する。 (5)原子炉モード・スイッチ「停止」 原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉モード・スイッチを整備する。	

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
	(6) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 (ⅰ)選択制御棒挿入機構 あらかじめ選択した制御棒を自動挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが，原子炉出力を抑制する手段として有効であるため選択制御棒挿入機構を整備する。	(6) 選択制御棒挿入機構 あらかじめ選択した制御棒を自動挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが，原子炉出力を抑制する手段として有効であるため選択制御棒挿入機構を整備する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 対応手段の相違
	(7) 制御棒手動挿入 (ⅰ)スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ 全制御棒全挿入完了までに時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを引き抜くことでスクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで，制御棒のスクラム動作が可能であるため，制御棒を挿入する手段としてスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを整備する。		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，(9)原子炉保護系電源スイッチに記載
	(ⅱ)計器用空気系配管・弁 全制御棒全挿入完了までには時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し，スクラム弁ダイアフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であるため，制御棒を挿入する手段として計器用空気系配管・弁を整備する。	(7)スクラムパイロット弁計装用配管・弁 全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの，現場に設置してある計装用配管内の制御用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから，制御棒を挿入する手段としてスクラムパイロット弁計装用配管・弁を整備する。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 対応手段の相違
(6)スクラムテストスイッチ スクラムテストスイッチを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，スクラムテストスイッチを整備している。	(ⅲ)スクラム個別スイッチ 全制御棒全挿入完了までには時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，現場に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒のスクラム動作が可能であるため，制御棒を挿入する手段として，スクラム個別スイッチを整備する。	(8)スクラムテストスイッチ スクラムテストスイッチを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，スクラムテストスイッチを整備する。	
(7)原子炉緊急停止系電源スイッチ 原子炉緊急停止系電源スイッチを操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉緊急停止系電源スイッチを整備している。		(9)原子炉保護系電源スイッチ 原子炉保護系電源スイッチを操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉保護系電源スイッチを整備する。	・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二は，(7) 制御棒手動挿入（ⅰ)スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズに記載

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
(8)制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動） スクラムテストスイッチ若しくは原子炉緊急停止系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，電動駆動で制御棒を挿入する手段として有効であることから，制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）を整備している。なお，電動駆動で制御棒を挿入する手段には原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入及び制御棒操作監視系にて選択した制御棒の手動挿入がある。	(ⅳ)制御棒駆動系，制御棒手動操作系 全制御棒全挿入完了までには時間を要し，想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが，手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を手動にて挿入する手段として有効であるため，制御棒手動操作系，制御棒駆動系を整備する。	(10)制御棒手動操作・監視系 スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，手動で制御棒を挿入する手段として有効であることから，制御棒手動操作・監視系を整備する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
(9)給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系 給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による発電用原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，発電用原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。	(8) 給水系，原子炉給水制御系 （ⅰ）給水系，原子炉給水制御系 耐震ＳクラスではなくＳｓ機能維持を担保できないが，給水系，原子炉給水制御系による発電用原子炉への給水量の調整が可能であれば，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制の手段として有効であるため，給水系，原子炉給水制御系を整備する。	(11) 原子炉水位制御系，復水・給水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系 復水・給水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，発電用原子炉の出力抑制を行えることから，原子炉水位制御系，復水・給水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系を整備する。	
3.1.2　重大事故等対処設備 3.1.2.1　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 3.1.2.1.1　設備概要 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に，発電用原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能である。 本系統は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の場合に，代替制御棒挿入信号を発信する回路で構成する。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し，原子炉圧力高は 2 out of 3 論理にて，原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて，作動回路が自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。 また，中央制御室の手動スイッチにより，代替制御棒挿入信号を発信する回路を作動することが可能な設計とする。 なお，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制	3.1.2　重大事故等対処設備 3.1.2.1　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） 3.1.2.1.1　設備概要 原子炉の運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止しない事象が発生した場合に，原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能を設けるものである。 本系統は，原子炉圧力高又は原子炉水位低異常低下（レベル２）の場合に，代替制御棒挿入信号を発信する回路構成とする。原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル２）の検出器各 4 個及び論理回路 2 チャンネルで構成し，原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル２）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路 2 チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。 また，中央制御室のスイッチでの操作により，代替制御棒挿入回路を作動させることが可能な設計とする。 なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動す	3.1.2　重大事故等対処設備 3.1.2.1　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） 3.1.2.1.1　設備概要 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に，発電用原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能である。 本系統は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）の場合に，代替制御棒挿入信号を発信する回路で構成する。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル２）の検出器を多重化し，二重の「１ out of ２」論理にて，作動回路が自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。 また，中央制御室の手動スイッチにより，代替制御棒挿入信号を発信する回路を作動することが可能な設計とする。 なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動す	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備設計の相違によるインターロックの相違 （以下，⑨の相違）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについても，重大事故等対処設備として整備する。本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-1 に示す。

表 3.1-1　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として，以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構（水圧駆動）【常設】 制御棒駆動系水圧制御ユニット【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	制御棒駆動系配管【常設】
注水先	－
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	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 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原子炉格納容器の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。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

る制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについて，重大事故等対処設備として整備する。ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1－1 表に示す。

第 3.1－1 表　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ【常設】 上記ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として，以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構【常設】 制御棒駆動系水圧制御ユニット【常設】
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	流路	制御棒駆動系配管・弁【常設】
	注水先	－
	電源設備※1（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 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】 軽油貯蔵タンク【常設】
	計装設備※2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（ＳＡ）【常設】

※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原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，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。

島根原子力発電所　２号炉

る制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについても，重大事故等対処設備として整備する。本系統に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1-1 表に示す。

第 3.1 - 1 表　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として，以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構【常設】 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	制御棒駆動系配管【常設】
注入先	－
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	平均出力領域計装【常設】 中間領域計装【常設】 中性子源領域計装【常設】

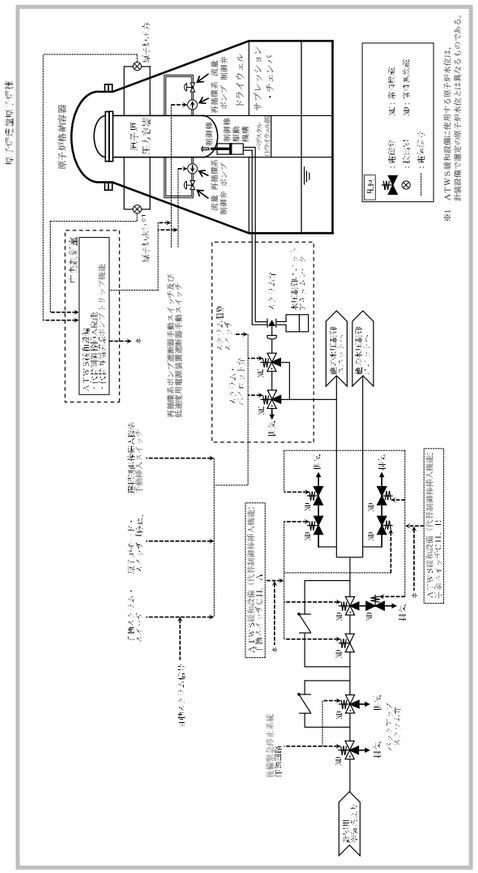
※１：単線結線図を補足説明資料 44 - 2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

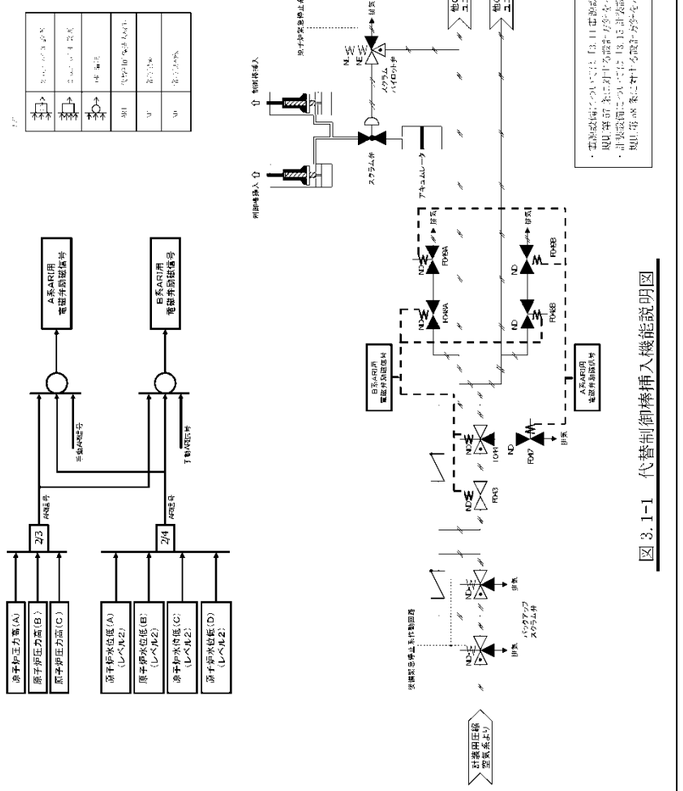
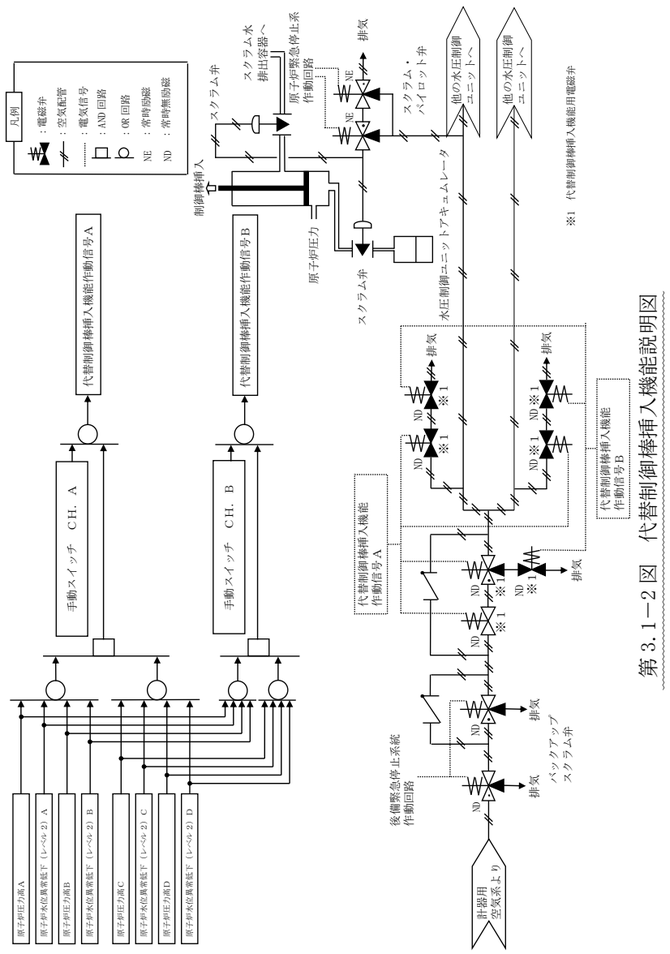
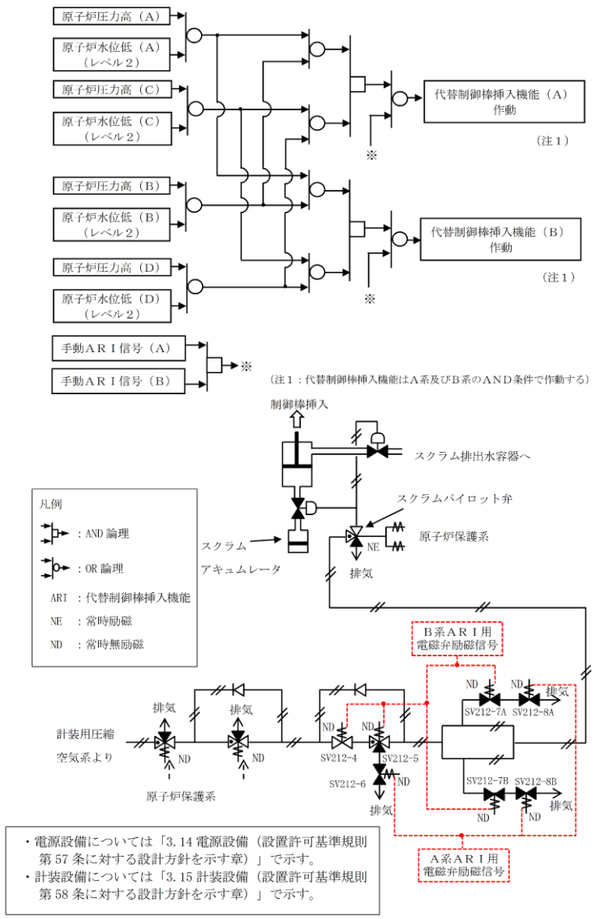
※２：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違
・記載方針の相違
【東海第二】
島根２号炉は，手動スイッチをＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理

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
なお，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，以降，代替制御棒挿入機能という。 3.1.2.1.2　主要設備の仕様 図 3.1-1 に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。	なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，以降，代替制御棒挿入機能という。 3.1.2.1.2　主要設備の仕様 第 3.1－1 図にＡＴＷＳ緩和設備概要図，第 3.1－2 図に代替制御棒挿入機能の作動回路の説明図を示す。  第 3.1－1 図　ＡＴＷＳ緩和設備概要図	なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，以降，代替制御棒挿入機能という。 3.1.2.1.2　主要設備の仕様 第 3.1 - 1 図に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は第 3.1－1 図及び第 3.1－2 図に記載

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
 図 3.1-1　代替制御棒挿入機能説明図	 第 3.1－2 図　代替制御棒挿入機能説明図	 第 3.1 - 1 図　代替制御棒挿入機能説明図	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備設計の相違によるインターロックの相違

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
主要機器の仕様を以下に示す。 (1)制御棒 種類　：十字形 中性子吸収材　：ボロンカーバイド粉末 有効長さ　：約 3.6m 個数　：205 取付箇所　：原子炉格納容器内(原子炉圧力容器内)	主要設備の仕様を以下に示す。 （1）制御棒 種　類　十字形 中性子吸収材　ボロン・カーバイド粉末，ハフニウム 有 効 長 さ　約 3.63m 本　数　185 取 付 箇 所　原子炉格納容器内	主要機器の仕様を以下に示す。 (1)制御棒 本数：137 型式：十字型 材料：ステンレス鋼，中性子吸収材他 取付箇所:原子炉格納容器内(原子炉圧力容器内) 有効長さ：約 3.63m （タイプ１） 中性子吸収材 吸収材:ボロン・カーバイド粉末 個数：ボロン・カーバイド粉末入り ステンレス鋼管 72 本（制御棒１本当たり） （タイプ２） 中性子吸収材 吸収材:ハフニウム棒 個数：ハフニウム棒 84 本（制御棒１本当たり）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違
(2)制御棒駆動機構（水圧駆動） 最高使用圧力　：8.62MPa[gage] 最高使用温度　：302℃ 個数　：205 取付箇所　：原子炉格納容器内	（2）制御棒駆動機構 最高使用圧力　8.62MPa[gage] 最高使用温度　302℃ 個　数　185 取 付 箇 所　原子炉格納容器内	(2)制御棒駆動機構 最高使用圧力　:8.62MPa[gage] 最高使用温度　:302℃ 個数　：137 取付箇所　:原子炉格納容器内	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違
(3)制御棒駆動系水圧制御ユニット（アキュムレータ） 種類　：たて置円筒形 容量　：66L/個 最高使用圧力　：18.6MPa[gage] 最高使用温度　：66℃ 個数　：103 取付箇所　：原子炉建屋地下３階	（3）制御棒駆動系水圧制御ユニット 種　類　円筒縦形（ピストン式） 容　量　約 18L（1 個当たり） 最高使用圧力　12.0MPa[gage] 最高使用温度　66℃ 個　数　185 取 付 箇 所　原子炉建屋原子炉棟３階	(3)制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット(アキュムレータ) 種類　:たて置円筒形 容量　:18L/個 最高使用圧力　:15.2MPa[gage] 最高使用温度　:66℃ 個数　:137 取付箇所　:原子炉建物原子炉棟２階	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違
	（4）　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ 個　数　2 取 付 箇 所　中央制御室		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，手動スイッチをＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.1.2.1.3　設置許可基準規制第 43 条への適合方針 3.1.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 (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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 代替制御棒挿入機能は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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，以下の表 3.1-2 に示すような設計とする。 また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び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，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内及び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 3.1-2 に示す設計とする。 (44-3)	3.1.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 （1）環境条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 代替制御棒挿入機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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時における中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第 3.1－2 表に示す設計とする。 また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び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時における原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第 3.1－2 表に示す設計とする。	3.1.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合状況 3.1.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第１項への適合方針 (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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 代替制御棒挿入機能は，中央制御室及び原子炉建物原子炉棟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，中央制御室及び原子炉建物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，以下の第 3.1 - 2 表に示すような設計とする。 また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び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，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内及び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，第 3.1-2 表に示す設計とする。 (44-3)	能）の一部として整理 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 3.1-2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，中央制御室及び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	原子炉格納容器内，中央制御室及び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。

(2)操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

代替制御棒挿入機能は，検出器を多重化し作動回路が 2 out of 4 論理若しくは 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 3.1－2 表　想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉格納容器内，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件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	屋外に設置する設備ではないため，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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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	原子炉格納容器内，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に取り付けるため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル２）の検出器各 4 個及び論理回路 2 チャンネルで構成し，原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル２）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路 2 チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。

島根原子力発電所　２号炉

第 3.1－2 表　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，中央制御室及び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	原子炉格納容器内，中央制御室及び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。

(2)操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

代替制御棒挿入機能は，検出器を多重化し作動回路を二重の「１ out of ２」論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑨の相違

<table>
<tr>
<td>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</td>
<td>東海第二発電所（2018.9.18 版）</td>
<td>島根原子力発電所　２号炉</td>
<td>備考</td>
</tr>
<tr>
<td></td>
<td>代替制御棒挿入機能により作動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，操作不要な設計とする。</td>
<td></td>
<td>・記載箇所の相違
【東海第二】</td>
</tr>
<tr>
<td>なお，中央制御室にて，制御棒挿入状態の確認によりスクラムが失敗していることが確認された場合は，中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。</td>
<td>ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは，中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。</td>
<td>なお，中央制御室にて，制御棒挿入状態の確認によりスクラムが失敗していることが確認された場合は，中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。</td>
<td></td>
</tr>
<tr>
<td>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できる設計とする。
以下の表 3.1-3 に操作対象機器を示す。</td>
<td>中央制御室のスイッチを操作するに当たり，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，スイッチは，機器の名称等を表示した銘板の取付けにより，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作可能な設計とする。以下の第 3.1－3 表に操作対象機器を示す。</td>
<td>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できる設計とする。
以下の第 3.1 - 3 表に操作対象機器を示す。</td>
<td></td>
</tr>
<tr>
<td>また，想定される重大事故等が発生した場合において，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，操作不要な設計とする。
(44-3)</td>
<td></td>
<td>また，想定される重大事故等が発生した場合において，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，操作不要な設計とする。
(44-3)</td>
<td>・記載箇所の相違
【東海第二】
・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違</td>
</tr>
<tr>
<td>表 3.1-3　操作対象機器
<table><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><tr><td>代替制御棒挿入機能用電磁弁</td><td>無励磁→励磁</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr></table></td>
<td>第 3.1－3 表　操作対象機器
<table><tr><th>機器名称</th><th>状態の変化</th><th>操作方法</th><th>操作場所</th></tr><tr><td>代替制御棒挿入機能用電磁弁</td><td>無励磁→励磁</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr></table>(44－3－3，7)</td>
<td>第 3.1 - 3 表　操作対象機器
<table><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><tr><td>代替制御棒挿入機能用電磁弁</td><td>無励磁→励磁</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr></table></td>
<td></td>
</tr>
<tr>
<td>(3)試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）
（ⅰ）要求事項
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。

（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。
代替制御棒挿入機能は，制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があ</td>
<td>(3) 試験検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）
（ⅰ）要求事項
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。

（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。
代替制御棒挿入機能は，制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり，かつ，</td>
<td>(3)試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）
（ⅰ）要求事項
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。

（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。
代替制御棒挿入機能は，制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があ</td>
<td></td>
</tr>
</table>

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>り，かつ，試験中又は検査中は代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となるため，表 3.1-4 に示すように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。

機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。
（44-5）</td>
<td>試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため，第 3.1－4 表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入に使用する論理回路は，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，模擬入力による動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。
ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，スイッチによる電磁弁の開閉動作確認が可能な設計とする。
また，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，スイッチ操作により制御棒の全引き抜き位置からのスクラム性能確認が可能な設計とする。</td>
<td>り，かつ，試験中又は検査中は代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となるため，第 3.1-4 表に示すように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。

機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。
（44-5）</td>
<td>・記載方針の相違
【東海第二】
島根２号炉は，手動スイッチをＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理</td>
</tr>
<tr>
<td>表 3.1-4　代替制御棒挿入機能の試験及び検査
<table><tr><th>発電用原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr><tr><td>停止中</td><td>機能・性能試験</td><td>論理回路の動作確認
設定値確認
計器校正</td></tr></table></td>
<td>第 3.1－4 表　代替制御棒挿入機能及びＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチの試験検査
<table><tr><th>原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr><tr><td>停止中</td><td>機能・性能検査</td><td>校正及び設定値確認
論理回路確認
電磁弁の開閉動作確認</td></tr></table>（44－5－2，5，6，7）</td>
<td>第 3.1 - 4 表　代替制御棒挿入機能の試験及び検査
<table><tr><th>発電用原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr><tr><td>停止中</td><td>機能・性能試験</td><td>論理回路の動作確認
設定値確認
計器校正</td></tr></table></td>
<td>・記載方針の相違
【東海第二】
島根２号炉は，手動スイッチをＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の一部として整理</td>
</tr>
<tr>
<td>制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，表 3.1-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，分解検査及び外観検査を実施することで，機能・性能の確認が可能な設計とする。</td>
<td>制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは第 3.1－5 表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査及び分解検査が可能な設計とする。</td>
<td>制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，第 3.1-5 表に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，分解検査及び外観検査を実施することで，機能・性能の確認が可能な設計とする。</td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違</td>
</tr>
<tr>
<td>制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，機能・性能試験として，制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ，スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。
また，分解検査として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，制御棒駆動機構（水圧駆動），制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。</td>
<td>制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，機能・性能試験として制御棒を全引き抜き位置からスイッチ操作によりスクラムさせ，スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。
また，分解検査として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷，割れ等がないことについて，制御棒駆動機構，制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。</td>
<td>制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，機能・性能試験として，制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ，スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。
また，分解検査として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。</td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
制御棒は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。 (44-5)		制御棒は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。 (44-5)	
表 3.1-5　制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの試験及び検査 発電用原子炉の状態：停止中 項目：機能・性能試験 内容：スクラム性能の確認 項目：分解検査 内容：制御棒駆動機構（水圧駆動），制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認 項目：外観検査 内容：制御棒外観の確認	第 3.1－5 表　制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの試験検査 原子炉の状態：停止中 項目：機能・性能検査 内容：スクラム性能の確認 項目：分解検査 内容：制御棒駆動機構，制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認 項目：外観検査 内容：制御棒外観 （44－5－8，10，11，14，16，18，19）	第 3.1-5 表　制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの試験及び検査 発電用原子炉の状態：停止中 項目：機能・性能試験 内容：スクラム性能の確認 項目：分解検査 内容：制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認 項目：外観検査 内容：制御棒外観の確認	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
(4)切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。 代替制御棒挿入機能は，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。 また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。 (44-4)	(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。 代替制御棒挿入機能は，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可能な設計とする。 制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えずに使用可能な設計とする。 (44－4－2)	(4)切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。 代替制御棒挿入機能は，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。 また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。 (44-4)	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③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
(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。 代替制御棒挿入機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。 代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，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使用可能とする。 （44-3, 44-4, 44-8）	(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。 代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで，原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし，配線用遮断器及びヒューズで電気的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，代替制御棒挿入機能は，原子炉緊急停止系の電源と電気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。 代替制御棒挿入機能により動作する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，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。 （44－4－2，44－8－1～11）	(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。 代替制御棒挿入機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。 代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており，多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。 多重化された原子炉保護系と代替制御棒挿入機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。 また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，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使用可能とする。 （44-3, 44-4, 44-8）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
(6)設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 代替制御棒挿入機能の手動回路について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-6 に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は，中央制御室で操作を行う設計としており，	(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。 代替制御棒挿入機能の手動回路について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第 3.1－6 表に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は，中央制御室で操作を行う設計とし，操作	(6)設置場所（設置許可基準規則第 43 条１項六） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 代替制御棒挿入機能の手動回路について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第 3.1 - 6 表に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は，中央制御室で操作を行う設計としており，	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
操作場所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。 なお，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについては操作不要な設計とする。 (44-3)	場所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。 なお，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であるが，代替制御棒挿入機能により自動で動作し，操作不要な設計とする。	操作場所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。 なお，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建物原子炉棟内に設置されている設備であるが，代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについては操作不要な設計とする。 (44-3)	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
表 3.1-6　操作対象機器設置場所 機器名称 / 設置場所 / 操作場所 代替制御棒挿入機能用電磁弁 / 原子炉建屋地下 3 階 / 中央制御室	第 3.1－6 表　操作対象機器設置場所 機器名称 / 設置場所 / 操作場所 代替制御棒挿入機能用電磁弁 / 原子炉建屋原子炉棟 3階 / 中央制御室 (44－3－7)	第 3.1 - 6 表 操作対象機器設置場所 機器名称 / 設置場所 / 操作場所 代替制御棒挿入機能用電磁弁 / 原子炉建物原子炉棟２階 / 中央制御室	
3.1.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針 (1)容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界にするためのシステムである。 このため，スクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し，「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，原子炉水位低（レベル 3）信号発生時のスクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し，「原子炉水位低（レベル 2)」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。	3.1.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針 （1）容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。 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として使用する代替制御棒挿入機能は，重大事故等時において，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，スクラム不作動時に作動する設備であることを考慮し，「原子炉圧力高」の信号で作動する設計とし，原子炉水位低（レベ	3.1.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第２項への適合方針 (1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第２項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至るＡＴＷＳ事象の発生時に，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するためのシステムである。 このため，スクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し，「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，原子炉水位低（レベル３）信号発生時のスクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し，「原子炉水位低（レベル２）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。	

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
	ル３）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時に作動する設備であることを考慮し，「原子炉水位異常低下（レベル２）」で作動する設計とする。		
制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，発電用原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また，アキュムレータの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし，設計基準対象施設の容量等の仕様が，系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で，設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。（44-6）	制御棒駆動系水圧制御ユニットは，設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する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。（44－6－2，3，6，7）	制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，発電用原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また，アキュムレータの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし，設計基準事故対処設備の容量等の仕様が，系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で，設計基準事故対処設備の容量等と同仕様の設計とする。（44-6）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
(2)共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。	(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。	(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第 43 条第 2 項二) （ⅰ）要求事項 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。	
（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。 代替制御棒挿入機能は，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。 また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，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。	（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。 敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，代替制御棒挿入機能，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは共用しない。	（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。 代替制御棒挿入機能は，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。 また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
(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） （ⅰ）要求事項 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。	(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） （ⅰ）要求事項 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。	(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） （ⅰ）要求事項 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（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。 代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 代替制御棒挿入機能の論理回路はアナログ回路であるが，多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はディジタル回路で構築されており，多様性を有する設計とする。 多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。 （44-3, 44-4, 44-8）	（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。 代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 代替制御棒挿入機能の論理回路の電源は，所内常設直流電源設備から給電することで，非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 代替制御棒挿入機能の論理回路は，原子炉緊急停止系の論理回路から電気的・物理的に分離し，独立した盤として異なる区画に設置することで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 代替制御棒挿入機能は，原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 （44－2－2，3，44－8－1～11）	（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。 代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。 代替制御棒挿入機能の論理回路の電源は，非常用直流電源設備から給電することで，非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 多重化された原子炉保護系と代替制御棒挿入機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉保護系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。 （44-3, 44-4, 44-8）	・記載内容の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉のＡＴＷＳ緩和設備は直流電源から給電しており，原子炉保護系は交流電源から給電していることから，電源の多様性を図っている。柏崎 6/7 と電源構成の違いはない （以下，⑧の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の原子炉保護系はディジタルではなく，アナログである （以下，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
3.1.2.2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	3.1.2.2　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	3.1.2.2　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	
3.1.2.2.1　設備概要	3.1.2.2.1　設備概要	3.1.2.2.1　設備概要	
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に，原子炉出力を制御するため，原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることを目的とした機能である。	原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止しない事象が発生した場合に，原子炉出力を制御するため，再循環系ポンプを停止させることを目的とした機能を設けるものである。	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に，原子炉出力を制御するため，原子炉再循環ポンプを停止させることを目的とした機能である。	
本系統は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）で構成する。	本系統は，原子炉圧力高又は原子炉水位低異常低下（レベル２）の場合に，代替再循環系ポンプトリップを行う回路構成とする。	本系統は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び原子炉再循環ポンプトリップ遮断器で構成する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
本系統の目的は，原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることであるが，ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく，10 台全台を同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し，原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 3）は 2 out of 3 論理にて，原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて，作動回路が自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。	原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル２）の検出器各 4 個，論理回路 4 チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル２）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。	原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル２）の検出器を多重化し，二重の「１ out of ２」論理にて，作動回路が自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑨の相違
また，中央制御室の手動スイッチにより，原子炉冷却材再循環ポンプを停止することが可能な設計とする。		また，中央制御室の手動スイッチにより，原子炉再循環ポンプをトリップすることが可能な設計とする。	
本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-7 に示す。	ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1－7 表に示す。	本系統に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1 - 7 表に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 3.1-7　ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
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	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 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原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態
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。

なお，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，以降，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能という。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 3.1－7 表　ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）※3【常設】 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ
関連設備	付属設備	再循環系ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器
	水源	－
	流路	－
	注水先	－
	電源設備※1（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 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】 軽油貯蔵タンク【常設】
	計装設備※2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（ＳＡ）【常設】

※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原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，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。

※3：タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を制するため，主蒸気止め弁閉又は蒸気加減弁急速閉の信号により，再循環系ポンプ 2 台を同時にトリップする機能（再循環系ポンプトリップ機能）の代替機能を有する設備。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，以降，代替再循環系ポンプトリップ機能という。

島根原子力発電所　２号炉

第 3.1－7 表　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注入先	－
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	平均出力領域計装【常設】 中間領域計装【常設】 中性子源領域計装【常設】

※１：単線結線図を補足説明資料 44－2 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原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態
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。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，以降，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能という。

備考

・設備の相違
【東海第二】
⑤の相違
島根２号炉は，手動スイッチをＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の一部として整理

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
3.1.2.2.2 主要設備の仕様 図 3.1-2 に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の説明図を示す。	3.1.2.2.2　主要設備の仕様 第 3.1－3 図に代替再循環系ポンプトリップ機能の作動回路の説明図を示す。	3.1.2.2.2　主要設備の仕様 第 3.1 - 2 図に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の説明図を示す。	・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及びインターロックの相違

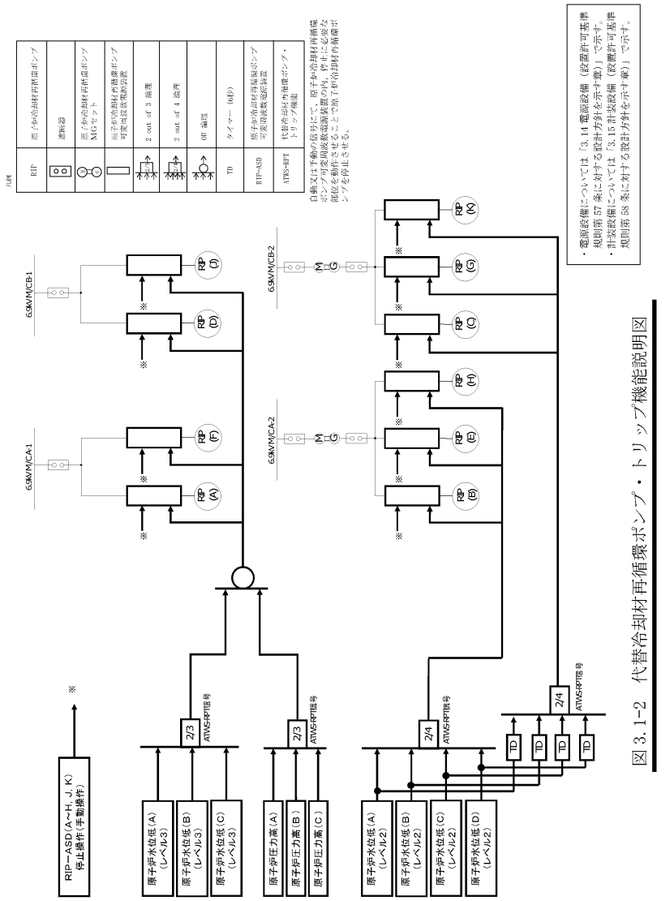
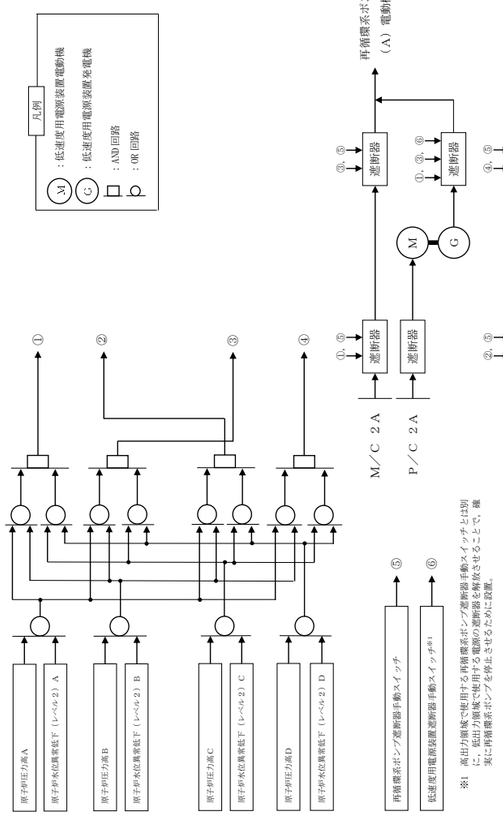
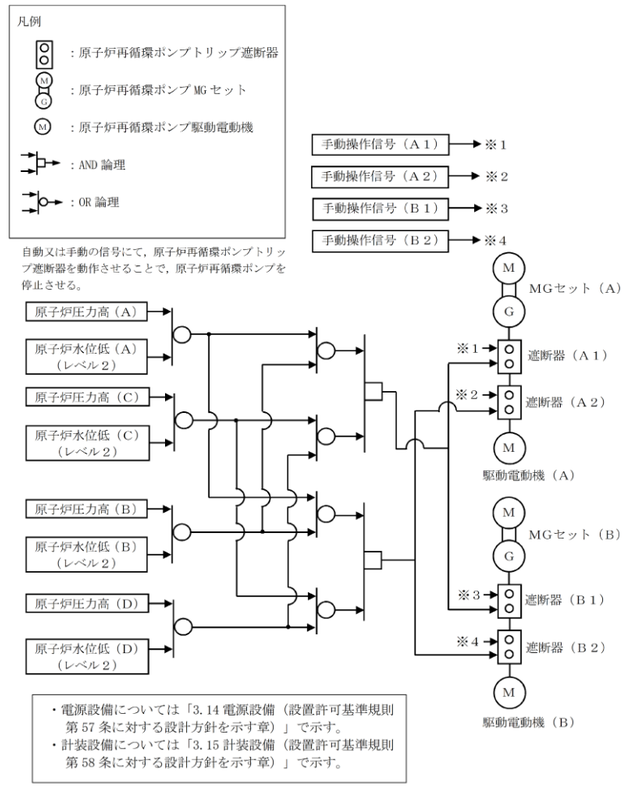


図 3.1-2　代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能説明図



第 3.1－3 図　代替再循環系ポンプトリップ機能説明図



第 3.1 - 2 図　代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図

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
3.1.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 (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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域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，以下の表 3.1-8 に示すような設計とする。 (44-3)	3.1.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 （1）環境条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 代替再循環系ポンプトリップ機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び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，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第 3.1－8 表に示す設計とする。 第 3.1－8 表　想定する環境条件 (44－3－2，3，7)	3.1.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 (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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，中央制御室，原子炉建物付属棟及び原子炉建物原子炉棟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，中央制御室，原子炉建物付属棟及び原子炉建物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，以下の第 3.1－8 表に示すような設計とする。 (44-3) 第 3.1－8 表　想定する環境条件及び荷重条件 (44-3)	

表 3.1-8　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室及び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	中央制御室及び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。

第 3.1－8 表　想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件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	屋外に設置する設備ではないため，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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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	中央制御室，原子炉建屋付属棟，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	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

第 3.1－8 表　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室，原子炉建物付属棟及び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	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わ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	中央制御室，原子炉建物付属棟及び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。

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>(2)操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）
（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。
（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。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，検出器を多重化し，作動回路が 2 out of 4 論理若しくは 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

なお，中央制御室の制御盤にて手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることが可能な設計とする。

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できる設計とする。
以下の表 3.1-9 に操作対象機器を示す。
(44-3)

表 3.1-9　操作対象機器
<table><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><tr><td>原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置</td><td>起動→停止</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr></table></td>
<td>(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）
（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。
（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。

代替再循環系ポンプトリップ機能は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル２）の検出器各 4 個，論理回路 4 チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル２）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。
再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。
低速度電源装置遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

中央制御室のスイッチを操作するに当たり，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，スイッチは機器の名称等を表示した銘板の取付けにより，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作可能な設計とする。
以下の第 3.1－9 表に操作対象機器を示す。

第 3.1－9 表　操作対象機器
<table><tr><th>機器名称</th><th>状態の変化</th><th>操作方法</th><th>操作場所</th></tr><tr><td>再循環系ポンプ遮断器</td><td>入／切</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr><tr><td>低速度用電源装置遮断器</td><td>入／切</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr></table>(44－3－7)</td>
<td>(2)操作性（設置許可基準規則第 43 条第１項二）
（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。
（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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，検出器を多重化し，作動回路が二重の「１ out of ２」論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

なお，中央制御室の制御盤にて手動により原子炉再循環ポンプを停止させることが可能な設計とする。

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，操作対象に対し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できる設計とする。
以下の第 3.1 - 9 表に操作対象機器を示す。
(44-3)

第 3.1 - 9 表　操作対象機器
<table><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><tr><td>原子炉再循環ポンプトリップ遮断器</td><td>入→切</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr></table></td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑨の相違

・設備の相違
【東海第二】
⑤の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
④の相違
【東海第二】
⑤の相違</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>(3)試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）
（ⅰ）要求事項
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。

（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。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり，かつ，試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため，表 3.1-10 に示すように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。機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。
(44-5)

表 3.1-10　代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査
<table><tr><th>発電用原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr><tr><td>停止中</td><td>機能・性能試験</td><td>論理回路の動作確認
設定値確認
計器校正</td></tr></table></td>
<td>(3) 試験検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）
（ⅰ） 要求事項
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。

（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。

代替再循環系ポンプトリップ機能は，再循環系ポンプトリップ機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり，かつ，試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため，第 3.1－10 表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。
代替再循環系ポンプトリップ機能による原子炉出力抑制に使用する論理回路は，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，模擬入力による動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。

再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，スイッチ操作による遮断器の動作確認が可能な設計とする。
低速度用電源装置遮断器手動スイッチは，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，スイッチ操作による遮断器の動作確認が可能な設計とする。

第 3.1－10 表　代替再循環系ポンプトリップ機能，再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチの試験検査
<table><tr><th>原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr><tr><td>停止中</td><td>機能・性能検査</td><td>校正及び設定値確認
論理回路確認
遮断器の動作確認</td></tr></table>
（44－5－2，5，6，7）</td>
<td>(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）
（ⅰ）要求事項
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。

（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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり，かつ，試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため，第 3.1 - 10 表に示すように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。機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。
(44-5)

第 3.1 - 10 表　代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験及び検査
<table><tr><th>発電用原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr><tr><td>停止中</td><td>機能・性能試験</td><td>論理回路の動作確認
設定値確認
計器校正</td></tr></table></td>
<td>・記載方針の相違
【東海第二】
島根２号炉は，手動スイッチをＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の一部として整理</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(4)切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，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。 (44-4)	(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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」に示す。 代替再循環系ポンプトリップ機能は，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可能な設計とする。 (44－4－3)	(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，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。 (44-4)	
(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。 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 (44-3, 44-8)	(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。 代替再循環系ポンプトリップ機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。 代替再循環系ポンプトリップ機能は，検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで，原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし，配線用遮断器及びヒューズで電気的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計する。 また，代替再循環系ポンプトリップ機能は，原子炉緊急停止系の電源と電気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。 (44－4－3，44－8－1～11)	(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。 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており，多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。 多重化された原子炉保護系と代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。 (44-3, 44-8)	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 【東海第二】 ⑤の相違

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>(6)設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）
（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。

（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，現場における操作が不要な設計とする。
なお，中央制御室の制御盤にて手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる場合について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-11 に示す。操作スイッチは，中央制御室で操作を行う設計としており，操作場所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。
(44-3)

表 3.1-11　操作対象機器設置場所
<table><tr><th>機器名称</th><th>設置場所</th><th>操作場所</th></tr><tr><td>原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置</td><td>原子炉建屋地下１階</td><td>中央制御室</td></tr></table></td>
<td>(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）
（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。

（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替再循環系ポンプトリップ機能は，現場における作業が不要な設計とする。
なお，中央制御室の制御盤にて手動による再循環系ポンプを手動停止させる場合について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第 3.1－11 表に示す。スイッチは，中央制御室で操作を行う設計とし，操作場所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。

第 3.1－11 表　操作対象機器設置場所
<table><tr><th>機器名称</th><th>設置場所</th><th>操作場所</th></tr><tr><td>再循環系ポンプ遮断器</td><td>原子炉建屋付属棟地下1階
原子炉建屋付属棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr><tr><td>低速度用電源装置遮断器</td><td>原子炉建屋原子炉棟4階</td><td>中央制御室</td></tr></table>(44－3－7)</td>
<td>(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条１項六）
（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。

（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，現場における操作が不要な設計とする。
なお，中央制御室の制御盤にて手動により原子炉再循環ポンプを停止させる場合について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第 3.1 - 11 表に示す。操作スイッチは，中央制御室で操作を行う設計としており，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作可能である。
(44-3)

第 3.1 - 11 表　操作対象機器設置場所
<table><tr><th>機器名称</th><th>設置場所</th><th>操作場所</th></tr><tr><td>原子炉再循環ポンプトリップ遮断器</td><td>原子炉建物付属棟２階</td><td>中央制御室</td></tr></table></td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
④の相違
【東海第二】
⑤の相違</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.1.2.2.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針 (1)容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，「原子炉水位低（レベル 2，レベル 3）」及び「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。 なお，ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく，10 台全台同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。 (44-6) (2)共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。 （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。 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，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。	3.1.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針 （1）容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。 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として使用する代替再循環系ポンプトリップ機能は，重大事故等時において，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル２）信号の計器誤差を考慮して確実に作動させることで，再循環系ポンプ２台を自動停止する設計とする。 (44－6－4，5) （2）共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。 （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。 敷地内に二以上の原子炉施設はないことから，代替再循環系ポンプトリップ機能は共用しない。	3.1.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第２項への適合方針 (1)容量（設置許可基準規則第 43 条第２項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至るＡＴＷＳ事象の発生時に，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，「原子炉水位低（レベル２）」及び「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に原子炉再循環ポンプを自動停止する設計とする。 (44-6) (2)共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第２項二） （ⅰ）要求事項 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，この限りではない。 （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。 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④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
(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） （ⅰ）要求事項 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。 （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。	(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） （ⅰ） 要求事項 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。 （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。	(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） （ⅰ）要求事項 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。 （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。	
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。	代替再循環系ポンプトリップ機能は，検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成となっており，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 【東海第二】 ⑤の相違
	代替再循環系ポンプトリップ機能の論理回路の電源は，所内常設直流電源設備から給電することで，非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路の電源は，非常用直流電源設備から給電することで，非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。	・記載内容の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の論理回路はアナログ回路であるが，多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はディジタル回路で構築されており，多様性を有する設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違
	代替再循環系ポンプトリップ機能の論理回路は，原子炉緊急停止系の論理回路から電気的・物理的に分離し，独立した盤として異なる区画に設置することで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。		
多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。 (44-3, 44-8)	代替再循環系ポンプトリップ機能は，原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。 （44－2－2，44－8－1～11）	多重化された原子炉保護系と代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。 (44-3, 44-8)	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.1.2.3　ほう酸水注入系 3.1.2.3.1　設備概要 原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合においても，発電用原子炉を未臨界に移行し，炉心の著しい損傷を防止することを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を使用する。 本系統は，ほう酸水注入系ポンプ，電源設備（非常用交流電源設備），計測制御装置等，水源であるほう酸水注入系貯蔵タンク，流路であるほう酸水注入系の配管及び弁並びに高圧炉心注水系の配管，弁及びスパージャ並びに注入先である原子炉圧力容器等で構成される。 本系統は，ほう酸水注入系ポンプにより，ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 本系統は，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系の操作スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。 本系統全体の系統概要図を図 3.1-3 に，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-12 に示す。	3.1.2.3　ほう酸水注入系 3.1.2.3.1　設備概要 原子炉緊急停止系，制御棒及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，発電用原子炉を臨界未満に維持することを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を設置しているものである。 本系統は，ほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を貯蔵するためのほう酸水貯蔵タンク，ほう酸水貯蔵タンクから発電用原子炉にほう酸水を注入するためのほう酸水注入ポンプ等で構成され，炉心底部のほう酸水注入ノズルから発電用原子炉へほう酸水を注入することで，発電用原子炉を未臨界にするものである。 本系統は，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ＳＹＳ．Ａ（又はＢ）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉へほう酸水を注入する。 本系統全体の系統概要図を第 3.1－4 図に，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1－12 表に示す。	3.1.2.3　ほう酸水注入系 3.1.2.3.1　設備概要 原子炉保護系，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，発電用原子炉を未臨界に移行し，炉心の著しい損傷を防止することを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を使用する。 本系統は，ほう酸水注入ポンプ，電源設備（非常用交流電源設備），計測制御装置等，水源であるほう酸水貯蔵タンク，流路であるほう酸水注入系の配管及び弁並びに差圧検出・ほう酸水注入系配管並びに注入先である原子炉圧力容器等で構成される。 本系統は，ほう酸水注入ポンプにより，ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を原子炉圧力容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 本系統は，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系の操作スイッチを「Ａ系統（又はＢ系統）」位置にすることで，ＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。 本系統全体の系統概要図を第 3.1-3 図に，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1-12 表に示す。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は高圧炉心注水系を経由せず，炉心底部から注入する（以下，⑥の相違） ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は，爆破弁を設置しているが，島根２号炉は，電動弁を設置している（以下，⑩の相違）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

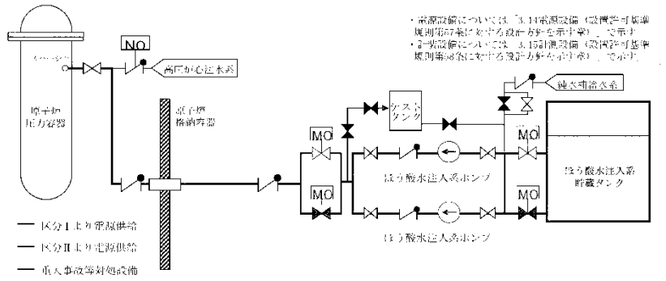


図 3.1-3　ほう酸水注入系　系統概要図

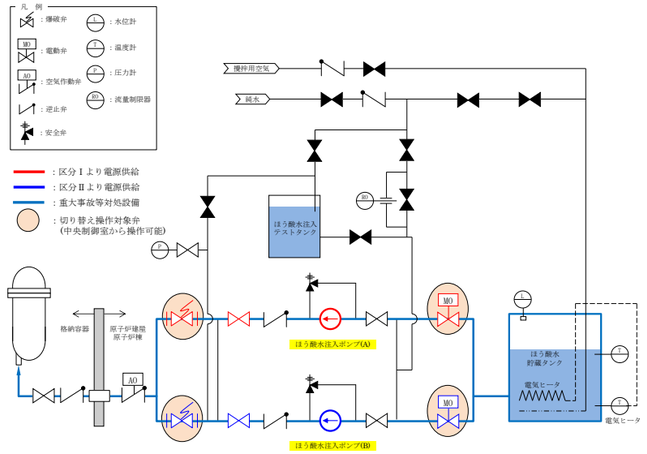
表 3.1-12　ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ほう酸水注入系ポンプ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	ほう酸水注入系　配管・弁【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁・スパージャ【常設】
注入先	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※2	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 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原子炉格納容器の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。

東海第二発電所（2018.9.18 版）



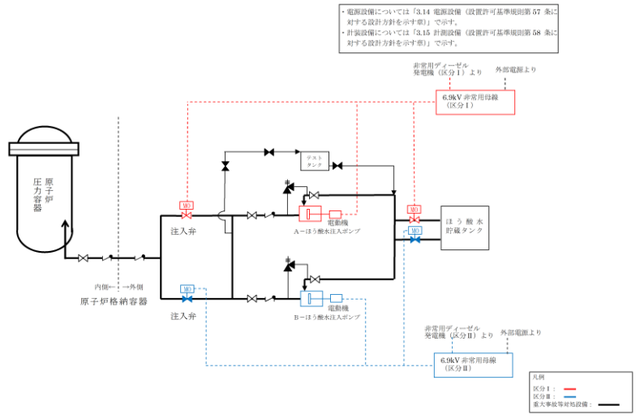
第3.1－4 図 ほう酸水注入系 系統概要図

第 3.1－12 表　ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		ほう酸水注入ポンプ【常設】 ほう酸水貯蔵タンク【常設】
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	流路	ほう酸水注入系　配管・弁【常設】
	注入先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備※1 （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 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】 軽油貯蔵タンク【常設】
	計装設備※2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 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】

※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。

島根原子力発電所　２号炉



第 3.1－3 図 ほう酸水注入系 系統概要図

第 3.1 - 12 表　ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ほう酸水注入ポンプ【常設】 ほう酸水貯蔵タンク【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	ほう酸水注入系 配管，弁及び差圧検出･ほう酸水注入系配管【常設】
注入先	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※2	平均出力領域計装【常設】 中間領域計装【常設】 中性子源領域計装【常設】

※１：単線結線図を補足説明資料 44-2 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原子炉格納容器の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。

備考

・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
	※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，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。		
3.1.2.3.2　主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。	3.1.2.3.2　主要設備の仕様	3.1.2.3.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。	
(1) ほう酸水注入系ポンプ 種類　：往復形 容量　：約 11m³/h/台 全揚程　：約 860m 最高使用圧力　：吸込側 1.37MPa[gage]／吐出側 10.8MPa[gage] 最高使用温度　：66℃ 個数　：1（予備 1） 取付箇所　：原子炉建屋地上３階 原動機の出力　：45kW	(1)　ほう酸水注入ポンプ 種類　水平３連プランジャポンプ 容量　約 9.78m³／h 全揚程　約 870m 最高使用圧力　9.66MPa[gage] 最高使用温度　66℃ 台数　1（予備 1） 取付箇所　原子炉建屋原子炉棟５階 原動機の出力　37kW	(1) ほう酸水注入ポンプ 種類　：往復形 容量　：約 10m³/h/台 全揚程　：約 870m 最高使用圧力　：吸込側 0.93MPa[gage]/吐出側 11.8MPa[gage] 最高使用温度　：66℃ 個数　：１（予備 1） 取付箇所　：原子炉建物原子炉棟３階 原動機の出力　：45kW	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違
(2) ほう酸水注入系貯蔵タンク 種類　：たて置円筒形 容量　：約 30m³ 最高使用圧力　：静水頭 最高使用温度　：66℃ 個数　：１ 取付箇所　：原子炉建屋地上３階	(2)　ほう酸水貯蔵タンク 種類　円筒縦型 容量　約 19.5m³ 最高使用圧力　静水頭 最高使用温度　66℃ 基数　1 取付箇所　原子炉建屋原子炉棟５階	(2)ほう酸水貯蔵タンク 種類　：たて置円筒形 容量　：約 20m³ 最高使用圧力　：静水頭 最高使用温度　：66℃ 個数　：１ 取付箇所　：原子炉建物原子炉棟３階	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違

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
3.1.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 （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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，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 3.1-13 に示す設計とする。 ほう酸水注入系ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。 (44-3)	3.1.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 （1）環境条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉棟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，以下の第 3.1－13 表に示す設計とする。 また，ほう酸水注入ポンプの操作は，中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチから遠隔操作可能な設計とする。 (44－3－4，5，6)	3.1.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針 3.1.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針 （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) （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，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，第 3.1-13 表に示す設計とする。 ほう酸水注入ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。 (44-3)	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 3.1-13　想定する環境条件及び荷重条件

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	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。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

ほう酸水注入系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系の起動操作は，原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系の操作スイッチを「ポンプ A（又は B）」位置にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

表 3.1-14 に操作対象機器を示す。

第 3.1－13 表　想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件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	屋外に設置する設備ではないため，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踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（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，電磁波の影響は受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

ほう酸水注入ポンプの操作は，ＡＴＷＳ事象発生時において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプの起動操作は，原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ＳＹＳ．Ａ（又はＢ）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動することで，原子炉へほう酸水を注入する。

第 3.1－14 表に操作対象機器を示す。

第 3.1-13 表　想定する環境条件及び荷重条件

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	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。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

ほう酸水注入系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系の起動操作は，原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系の操作スイッチを「Ａ系統（又はＢ系統）」位置にすることで，ＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

第 3.1-14 表に操作対象機器を示す。

・設備の相違
【東海第二】
⑩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 3.1-14　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ほう酸水注入系ポンプ（A 又は B）	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（A 又は B）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
ほう酸水注入系注入弁（A 又は B）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

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できる設計とする。

(44-3)

また，ほう酸水注入系ポンプは並列に 2 台設置され，1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし，必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう，ポンプの吐出側に並列に 2 個のほう酸水注入弁を設けることで，確実に原子炉圧力容器へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお，ほう酸水注入系貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-4)

(3)試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

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。

（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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，表 3.1-15 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，弁動作試験を，また，停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

第 3.1－14 表　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
ほう酸水注入ポンプ（Ａ又はＢ）	停止→起動	キー・スイッチ操作	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（Ａ又はＢ）	弁閉→弁開	キー・スイッチ操作	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（Ａ又はＢ）	弁閉→弁開	キー・スイッチ操作	中央制御室

操作場所である中央制御室内は，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，操作対象であるほう酸水注入系起動用キー・スイッチについては中央制御室操作盤上に設置され，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可能な設計とする。

(44－3－5)

また，ほう酸水注入ポンプは並列に 2 台設置され，1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし，必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう，ポンプの吐出側に並列に 2 個の爆破弁を設けることで，確実に発電用原子炉へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお，ほう酸水貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44－4－4)

(3) 試験検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

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。

（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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプは，発電用原子炉運転中に機能・性能検査が可能な設計とする。また，停止中に機能・性能検査，分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

第 3.1-14 表　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
Ａ又はＢ－ほう酸水注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作
Ａ又はＢ－ＳＬＣタンク出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
Ａ又はＢ－ＳＬＣ注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

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できる設計とする。

(44-3)

また，ほう酸水注入ポンプは並列に２台設置され，１台を予備とすることで多重性を備えた設計とし，必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう，ポンプの吐出側に並列に２個のＳＬＣ注入弁を設けることで，確実に原子炉圧力容器へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお，ほう酸水貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-4)

(3)試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

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。

（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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，第 3.1-15 表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，弁動作試験を，また，停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

・設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
⑩の相違

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁についても，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</td>
<td>ほう酸水貯蔵タンクは，発電用原子炉運転中に機能・性能検査が可能な設計とする。また，停止中に機能・性能検査，開放検査及び外観検査が可能な設計とする。

なお，操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，発電用原子炉停止中に弁の弁作動確認が可能な設計とする。

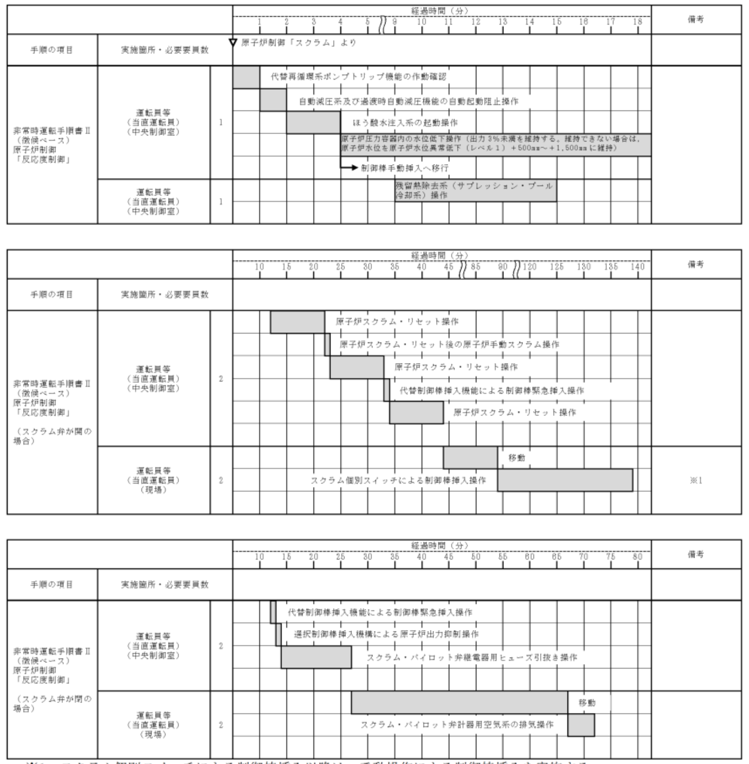
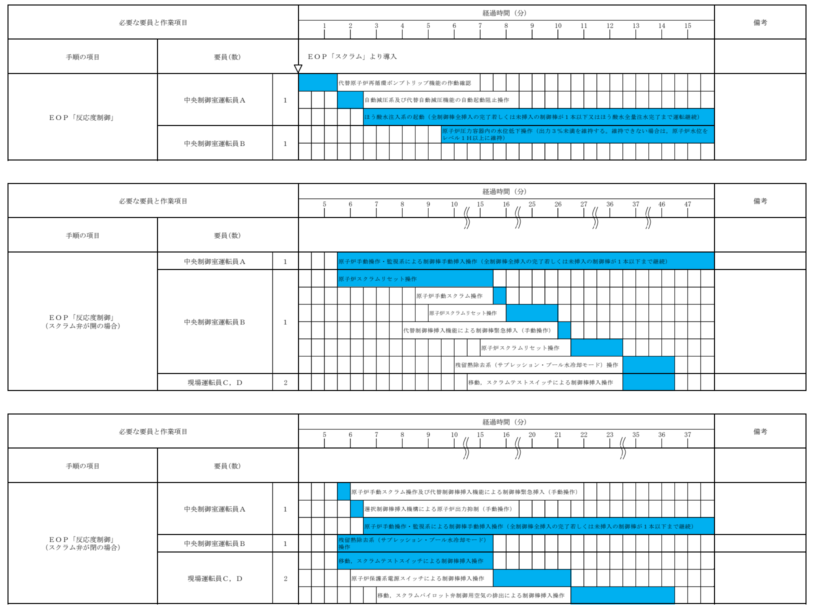
ほう酸水注入系の試験検査については，表 3.1－15 表に示す。</td>
<td>操作対象弁であるＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁についても，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</td>
<td>・設備の相違
【東海第二】
⑩の相違</td>
</tr>
<tr>
<td>表 3.1-15　ほう酸水注入系の試験及び検査
<table>
<tr><th>発電用原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr>
<tr><td>停止中</td><td>機能・性能試験</td><td>運転性能の確認
漏えいの確認
ほう酸質量の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>弁動作試験</td><td>弁開閉動作の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>分解検査</td><td>ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認</td></tr>
<tr><td></td><td>外観検査</td><td>タンク外観の確認</td></tr>
<tr><td>運転中</td><td>機能・性能試験</td><td>運転性能の確認
漏えいの確認
ほう酸質量の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>弁動作試験</td><td>弁開閉動作の確認</td></tr>
</table></td>
<td>第 3.1－15 表　ほう酸水注入系の試験検査
<table>
<tr><th>原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr>
<tr><td>停止中</td><td>機能・性能検査</td><td>運転性能の確認
漏えいの確認
ほう酸質量の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>弁動作試験</td><td>弁開閉動作の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>分解検査</td><td>ポンプ部品の表面状態を
試験及び目視により確認</td></tr>
<tr><td></td><td>外観検査</td><td>タンク外観</td></tr>
<tr><td>運転中</td><td>機能・性能検査</td><td>運転性能の確認
漏えいの確認
ほう酸質量の確認</td></tr>
</table></td>
<td>第 3.1-15 表　ほう酸水注入系の試験及び検査
<table>
<tr><th>発電用原子炉の状態</th><th>項目</th><th>内容</th></tr>
<tr><td>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
ほう酸質量の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>弁動作試験</td><td>弁開閉動作の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>分解検査</td><td>ポンプ部品の表面状態を，
試験及び目視により確認</td></tr>
<tr><td></td><td>外観検査</td><td>タンク外観の確認</td></tr>
<tr><td>運転中</td><td>機能・性能試験</td><td>運転性能の確認
漏えいの確認
ほう酸質量の確認</td></tr>
<tr><td></td><td>弁動作試験</td><td>弁開閉動作の確認</td></tr>
</table></td>
<td>・設備の相違</td>
</tr>
<tr>
<td>ほう酸水注入系ポンプは，機能・性能試験として，脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ，吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。
また，分解検査として，浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，ポンプ部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，機能・性能試験として，これら操作対象弁が全開することについて弁動作の確認を行うことが可能な</td>
<td>ほう酸水注入ポンプは，機能・性能検査として，脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ，吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。
また，分解検査として，浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様が無いこと，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の確認を行うことが可能な設計とする。</td>
<td>ほう酸水注入ポンプは，機能・性能試験として，脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ，吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。
また，分解検査として，浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，ポンプ部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

操作対象弁であるＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁は，機能・性能試験として，これら操作対象弁が全開することについて弁動作の確認を行うことが可能な設計とする。</td>
<td>・設備の相違
【東海第二】</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
設計とする。 ほう酸水注入系貯蔵タンクは，機能・性能試験として，中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する量を満足することとし，ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより，ほう酸質量の確認が可能な設計とする。 また，外観検査として，タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水注入系貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。 なお，ほう酸水注入系は，多重性を備えた系統及び機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。 (44-5) (4)切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。	ほう酸水貯蔵タンクは，機能・性能検査として，中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が原子炉を十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を有する量を満足することとし，ほう酸水貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより，ほう酸質量の確認が可能な設計とする。 また，外観検査として，タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。 操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，作動確認として，これら操作対象弁がスイッチの操作により弁が作動することの確認が可能な設計とする。 ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，原子炉の運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。 （44－5－9，12，13，15，17，20，21） (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ） 要求事項 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っては，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。 （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。	ほう酸水貯蔵タンクは，機能・性能試験として，中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する量を満足することとし，ほう酸水貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより，ほう酸質量の確認が可能な設計とする。 また，外観検査として，タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。 なお，ほう酸水注入系は，多重性を備えた系統及び機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク及び操作対象弁であるＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁は，プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。 (44-5) (4)切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，　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。 （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。	⑩の相違 東海第二は弁の動作確認について３段落下に記載 ・設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違 島根２号炉は弁の動作確認について３段落上に記載 ・設備の相違 【東海第二】 ⑩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
ほう酸水注入系は，想定される重大事故等時において，本来の用途である原子炉圧力容器へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。なお，当該系統の使用にあたり切替え操作が必要となることから，速やかに切替え操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける。	ほう酸水注入系は，本来の用途である原子炉へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。	ほう酸水注入系は，想定される重大事故等時において，本来の用途である原子炉圧力容器へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉のＳＬＣは水源から注入先まで単独系統であり，柏崎 6/7 は高圧炉心注水系を経由するため切替え操作が必要
原子炉圧力容器へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，中央制御室内における操作盤上の操作スイッチにより，速やかに操作が可能な設計とすることで，中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として 1 分以内となる。 (44-4)	原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，中央制御室内における操作盤上の起動用キー・スイッチにより，速やかに操作が可能な設計とし，中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として 1 分以内となる。 (44－4－4)	原子炉圧力容器へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入ポンプ，ＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁は，中央制御室内における操作盤上の操作スイッチにより，速やかに操作が可能な設計とすることで，中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として３分以内となる。 (44-4)	・設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違
また，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は，原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても，原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり，図 3.1-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作を実施することが可能である。 切替え操作対象機器については，表 3.1-14 に示したとおりとなる。	また，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は，原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても，原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり，原子炉スクラム失敗からほう酸水注入系起動まで及びほう酸水注入系起動から制御棒手動挿入までが，第 3.1－5 図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。 切替え操作対象機器については，第 3.1－14 表に示したとおりとなる。	また，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は，原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても，原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり，第 3.1-4 図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。 切替え操作対象機器については，第 3.1-14 表に示したとおりとなる。	

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
 図 3.1-4　発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート※ ※：「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 1．1 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。	 ※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は，手動操作による制御棒挿入を実施する。 第 3.1－5 図 原子炉の緊急停止対応タイムチャート※ ※：「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 1．1 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。	 第 3.1-4 図　発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート※ ※：「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 1.1 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。	・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
ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備として原子炉圧力容器へのほう酸水注入時に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。 なお，本系統は使用時以外，中央制御室内における操作盤上の操作スイッチを「切」位置にし，ほう酸水注入系注入弁を「全閉」とした系統隔離構成としており，取合系統である高圧炉心注水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。 （44-3，44-4） 高圧炉心注水系との隔離弁については，表 3.1-16 に示すとおりである。 表 3.1-16　他系統との隔離弁 取合系統 / 系統隔離弁 / 駆動方式 / 動作 高圧炉心注水系 / ほう酸水注入系注入弁(A) / 電動駆動 / 通常時閉 電源喪失時*閉 ほう酸水注入系注入弁(B) / 電動駆動 / 通常時閉 電源喪失時*閉 ※ 電源喪失時は，原子炉緊急停止系安全保護回路の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから，ATWS 事象発生時において，電源喪失は想定しない。	ほう酸水注入系に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，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。 （44－4－4）	ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンクは，設計基準対象施設として原子炉圧力容器へのほう酸水注入時に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。 なお，本系統は使用時以外，中央制御室における操作盤上の操作スイッチを「停止」位置にし，ＳＬＣ注入弁を「全閉」とした系統隔離構成としており，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 （44-3，44-4）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・設備の相違
(6)設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-17 に示す。 ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，想定される重大事故等時において，中央制御室から操作可能な設計とする。	(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第 3.1－16 表に示す。 ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，原子炉建屋原子炉棟に設置されている設備であるが，中央制御室から操作可能な設計とする。	(6)設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六) （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第 3.1-16 表に示す。 ほう酸水注入ポンプ，ＳＬＣタンク出口弁及びＳＬＣ注入弁は，原子炉建物原子炉棟内に設置されている設備であるが，想定される重大事故等時において，中央制御室から操作可能な設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

なお，ほう酸水注入系貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-17　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入系ポンプ（A）	原子炉建屋地上３階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ（B）	原子炉建屋地上３階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（A）	原子炉建屋地上３階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（B）	原子炉建屋地上３階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁（A）	原子炉建屋地上３階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁（B）	原子炉建屋地上３階	中央制御室

3.1.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

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。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備の容量等の仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量等の仕様に対して十分であるため，設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

(44-6)

東海第二発電所（2018.9.18 版）

なお，ほう酸水貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44－3－4，5，6)

第 3.1－16 表　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入ポンプ（A）	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
ほう酸水注入ポンプ（B）	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（A）	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（B）	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（A）	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（B）	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室

3.1.2.3.3.2　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）

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

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。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ほう酸水注入系に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，十分な反応度制御能力を有する容量とした設計とし，設計基準対象施設の容量等の仕様が，重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

ほう酸水注入ポンプ１台あたりの容量は，十分な反応度制御能力を満足するための設計上の許容注入時間（設計ボロン濃度を設計ボロン注入速度で注入する時間）で注入可能な流

島根原子力発電所　２号炉

なお，ほう酸水貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-3)

第 3.1-16 表　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
Ａ－ほう酸水注入ポンプ	原子炉建物原子炉棟３階	中央制御室
Ｂ－ほう酸水注入ポンプ	原子炉建物原子炉棟３階	中央制御室
Ａ－ＳＬＣタンク出口弁	原子炉建物原子炉棟３階	中央制御室
Ｂ－ＳＬＣタンク出口弁	原子炉建物原子炉棟３階	中央制御室
Ａ－ＳＬＣ注入弁	原子炉建物原子炉棟３階	中央制御室
Ｂ－ＳＬＣ注入弁	原子炉建物原子炉棟３階	中央制御室

3.1.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1)容量(設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)

（ⅰ）要求事項

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。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準対象施設の容量等の仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量等の仕様に対して十分であるため，設計基準対象施設の容量と同仕様の設計とする。

ほう酸水注入ポンプ１台あたりの容量は，十分な反応度制御能力を満足するための設計上の許容注入時間（設計ボロン濃度を設計ボロン注入速度で注入する時間）で注入可能な流

備考

・設備の相違

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は補足説明

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	量を確保する設計とする。 ほう酸水貯蔵タンク容量は，発電用原子炉を未臨界にするために必要なほう酸水濃度の設計値を確保するために必要なほう酸水溶液の有効容量以上の容量を確保可能な設計とする。 （44－6－8～12）	量を確保する設計とする。 ほう酸水貯蔵タンク容量は，発電用原子炉を未臨界にするために必要なほう酸水濃度の設計値を確保するために必要なほう酸水溶液の有効容量以上の容量を確保可能な設計とする。 （44-6）	資料の容量設定根拠 44-6 にて説明
(2)共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。	(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ） 要求事項 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。	(2)共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。	
（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。 ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，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。	（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。 敷地内に二以上の原子炉施設はないことから，ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは共用しない。	（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。 ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，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。	
(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） （ⅰ）要求事項 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。	(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） （ⅰ） 要求事項 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。	(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） （ⅰ）要求事項 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。	
（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。 ほう酸水注入系は，設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，ポンプを非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）から	（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。 ほう酸水注入系は，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備である２Ｃ非常用ディーゼル発電機及び２Ｄ非常用ディーゼル発	（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。 ほう酸水注入系は，設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，ポンプを非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>の給電により駆動できるようにすることで，アキュムレータを駆動源とする制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内の制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニット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。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について，表 3.1-18 に示す。
（44-3, 44-4）

表 3.1-18　多様性又は多重性，位置的分散
<table><tr><td rowspan="2">項目</td><td>設計基準事故対処設備</td><td>重大事故等対処設備</td></tr><tr><td>制御棒
制御棒駆動系水圧制御ユニット</td><td>ほう酸水注入系</td></tr><tr><td rowspan="2">機器</td><td>アキュムレータ</td><td>ほう酸水注入系ポンプ</td></tr><tr><td>原子炉建屋地下３階</td><td>原子炉建屋地上３階</td></tr><tr><td rowspan="2">水源</td><td>不要</td><td>ほう酸水注入系貯蔵タンク</td></tr><tr><td>－</td><td>原子炉建屋地上３階</td></tr><tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>不要</td><td>非常用交流電源設備
（非常用ディーゼル発電機）</td></tr><tr><td></td><td>原子炉建屋地上１階</td></tr></table></td>
<td>電機からの給電により駆動することで，アキュムレータにより駆動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉棟内の制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニット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。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について，第 3.1－17 表に示す。
（44－2－3，44－3－4，6，8）

第 3.1－17 表　多様性及び位置的分散
<table><tr><td>項目</td><td>設計基準事故対処設備</td><td>重大事故等対処設備</td></tr><tr><td>制御棒
制御棒駆動系水圧制御ユニット</td><td>ほう酸水注入系</td></tr><tr><td rowspan="2">機器</td><td>アキュムレータ</td><td>ほう酸水注入ポンプ</td></tr><tr><td>原子炉建屋原子炉棟3階</td><td>原子炉建屋原子炉棟5階</td></tr><tr><td rowspan="2">水源</td><td>不要</td><td>ほう酸水貯蔵タンク</td></tr><tr><td>－</td><td>原子炉建屋原子炉棟5階</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</td><td>不要</td></tr><tr><td>冷却水</td><td>不要</td><td>不要</td></tr><tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>不要</td><td>非常用ディーゼル発電機</td></tr><tr><td>－</td><td>原子炉建屋原子炉棟付属棟地下1階</td></tr></table></td>
<td>駆動できるようにすることで，アキュムレータを駆動源とする制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，原子炉格納容器内及び原子炉建物原子炉棟内の制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット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。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について，第 3.1-17 表に示す。
（44-3, 44-4）

第 3.1-17 表　多様性又は多重性，位置的分散
<table><tr><td>項目</td><td>設計基準事故対処設備</td><td>重大事故等対処設備</td></tr><tr><td>制御棒
制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット</td><td>ほう酸水注入系</td></tr><tr><td rowspan="2">機器</td><td>アキュムレータ</td><td>ほう酸水注入ポンプ</td></tr><tr><td>原子炉建物原子炉棟２階</td><td>原子炉建物原子炉棟３階</td></tr><tr><td rowspan="2">水源</td><td>不要</td><td>ほう酸水貯蔵タンク</td></tr><tr><td>－</td><td>原子炉建物原子炉棟３階</td></tr><tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>不要</td><td>非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）</td></tr><tr><td>－</td><td>原子炉建物付属棟１階</td></tr></table></td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
③の相違

・設備の相違

・設備の相違</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	3.1.2.4　自動減圧系の起動阻止スイッチ 3.1.2.4.1　設備概要 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇につながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止するため自動減圧系の起動阻止スイッチを設けるものである。自動減圧系の起動阻止スイッチに関する重大事故等対処設備一覧を第 3.1－18 表に示す。		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを 46 条で記載する整理としている

第 3.1－18 表　自動減圧系の起動阻止スイッチに関する重大事故等対処設

設備区分		設備名
主要設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	流路	－
	注水先	－
	電源設備※1（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 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】 軽油貯蔵タンク【常設】
	計装設備※2	－

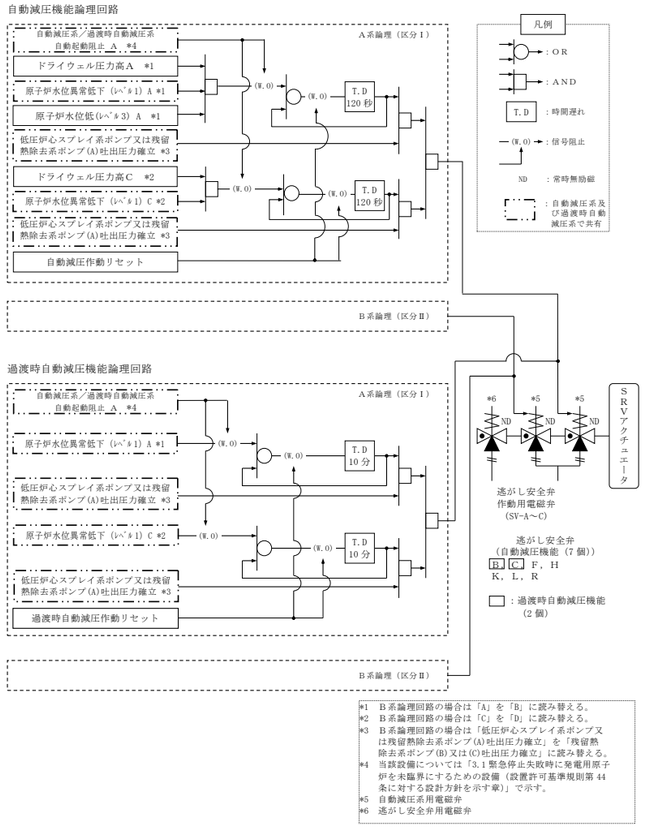
※1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお，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。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

3.1.2.4.2　主要設備の仕様

第 3.1－6 図に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止の概要図を示す。



第 3.1－6 図　自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止概要図

3.1.2.4.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.1.2.4.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

（1）環境条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（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。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室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，中央制御室の環境条件を考慮し，以下の第 3.1－19 表に示す設計とする。以下の第 3.1－20 表に操作対象機器を示す。

第 3.1－20 表　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
自動減圧系の起動阻止スイッチ	通常→阻止	中央制御室	スイッチ操作

（44－3－9）

（3）試験検査（設置許可基準規則第 43 条第１項三）

（ⅰ）要求事項

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。

（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。

自動減圧系の起動阻止スイッチの機能・性能検査は，第 3.1－21 表に示すように停止中に実操作による論理回路確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む）が可能な設計とする。

～

第 3.1－21 表　自動減圧系の起動阻止スイッチの試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	論理回路確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む）

（44－5－4）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四） （ⅰ）要求事項 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っては，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。 （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。 自動減圧系の起動阻止スイッチは，本来の用途以外には使用しない設計とする。 (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。 自動減圧系の起動阻止スイッチは，過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが，スイッチの接点で分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。 (6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。		

自動減圧系の起動阻止スイッチは中央制御室の制御盤のスイッチでの操作が可能な設計とし，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。以下の第 3.1－22 表に操作対象機器設置場所を示す。

第 3.1－22 表　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
自動減圧系の起動阻止スイッチ	中央制御室	中央制御室

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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となる水の供給設備」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
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 【45 条】 【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） 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。 （解釈） 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。 (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。 a)可搬型重大事故防止設備 i)現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等)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。 b)現場操作 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。 ※: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。	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 【45条】 【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） 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。 （解釈） 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。 (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。 a）可搬型重大事故防止設備 i）現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等)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。 b）現場操作 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。 ※：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。	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 【45 条】 【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） 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。 （解釈） 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。 (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。 a) 可搬型重大事故防止設備 i）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）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。 b) 現場操作 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。 ※: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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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 3.2.1 設置許可基準規則第 45 条への適合方針 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。	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 3.2.1　設置許可基準規則第45条への適合方針 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必要な重大事故等対処設備を設置する。	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 3.2.1 設置許可基準規則第 45 条への適合方針 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。	・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 項にて記載
	3.2.1.1　重大事故等対処設備 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。 (1)　フロントライン系故障時に用いる設備 a．高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却（設置許可基準規則解釈の第１項（１）） 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。		
(1) 高圧代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第１項(1)） 設計基準事故対処設備である高圧炉心注水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代替注水系を使用する。 高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも，原子炉隔離時冷却系ポンプよりも高所に配置された高圧代替注水系ポンプを用い，復水貯蔵槽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，高圧代替注水系ポンプは，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代替注水系ポンプ駆動用タービンに供給することで起動可能な設計とする。		(1) 高圧原子炉代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第１項(1)） 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。 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。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，3.2.1.1 項にて同様の記載をしている ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 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）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	また，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。		・設備の相違 【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）
また，高圧代替注水系は，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。 これにより，高圧代替注水系は，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（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）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。	高圧代替注水系は，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。	また，高圧原子炉代替注水系は，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。 これにより，高圧原子炉代替注水系は，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（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）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。	・記載方針の相違 【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） 【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
(2) 高圧代替注水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)）	b. 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）（設置許可基準規則解釈の第１項（１）ｂ）） 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。	(2) 高圧原子炉代替注水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)）	・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（1）項にて記載
高圧代替注水系は，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，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。	高圧代替注水系は，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	高圧原子炉代替注水系は，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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	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。		
なお，人力による措置が容易に行えるよう，高圧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。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。	なお，人力による措置は容易に行える設計とする。	なお，人力による措置が容易に行えるよう，高圧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。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。	
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（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により，高圧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」（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。		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（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により，高圧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」（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。	・記載方針の相違 【東海第二】
	また，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。		・設備の相違 【東海第二】 ②の相違
(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)）	(2) サポート系故障時に用いる設備 a. 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）（設置許可基準規則解釈の第１項（１） b）） 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，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。	(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)）	・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
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。	原子炉隔離時冷却系は，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。	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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	なお，人力による措置は容易に行える設計とする。	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。	
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グ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。なお，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。		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グ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。なお，ポンプ起動時は原子炉隔離時冷却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。	・記載方針の相違 【東海第二】
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（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）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。		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（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）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。	・記載方針の相違 【東海第二】
	b．代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧 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。 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炉心を冷却できる設計とする。		・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(3)　監視及び制御に用いる設備 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で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，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。 具体的な設備は，以下のとおりとする。 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・高圧代替注水系系統流量 ・サプレッション・プール水位 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。		・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
	(4)　事象進展抑制のために用いる設備 ａ．ほう酸水注入系による進展抑制 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，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。 （45－4－3）		・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
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。 (4) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は，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。	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。 (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，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	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。 (4) 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	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ECCS 構成設備の相違

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
	注水し水位を維持する設計とする。	ッション・プール水を炉心に注入することを目的とする。	【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（以下，⑤の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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，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。また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。	原子炉隔離時冷却系の水源としては，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。原子炉隔離時冷却系は，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。	原子炉隔離時冷却系の水源としては，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。原子炉隔離時冷却系は，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。	
(5) 高圧炉心注水系 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。	(6)　高圧炉心スプレイ系 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。	(5) 高圧炉心スプレイ系 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。	・設備の相違 【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
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，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り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。 また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。	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。 また，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。 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	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，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。 また，原子炉水位高（レベル８）信号で注水を自動的に停止する。	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ②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
	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。 　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。 ①　高圧代替注水系による原子炉注水 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 ②　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 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		・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）
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。		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。	・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
(6) 監視及び制御に用いる設備 「高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「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」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，原子炉水位，原子炉圧力，高圧代替注水系系統流量，復水貯蔵槽水位を使用する。		(6) 監視及び制御に用いる設備 「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「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」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，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），高圧原子炉	・SA 水源の相違 【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
		代替注水流量，サプレッション・プール水位（ＳＡ）を使用する。	①の相違
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，高圧代替注水系系統流量，復水貯蔵槽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。		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），高圧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圧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。	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
具体的な設備は，以下のとおりとする。 ・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA）（3.15 計装設備【58 条】）		具体的な設備は，以下のとおりとする。 ・原子炉水位（広帯域）（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】） ・高圧代替注水系系統流量　（3.15 計装設備【58 条】） ・復水貯蔵槽水位（SA）　（3.15 計装設備【58 条】）		・原子炉水位（燃料域）（3.15 計装設備【58 条】） ・原子炉水位（ＳＡ）（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）） ・高圧原子炉代替注水流量（3.15 計装設備【58 条】） ・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（3.15 計装設備【58 条】）	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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。	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。	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。	
(7) 復旧手段の整備 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蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内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。	(7)　復旧手段の整備 全交流動力電源の喪失により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圧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圧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。	(7) 復旧手段の整備 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。	
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。	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。 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	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。	・資料構成の相違 【東海第二】

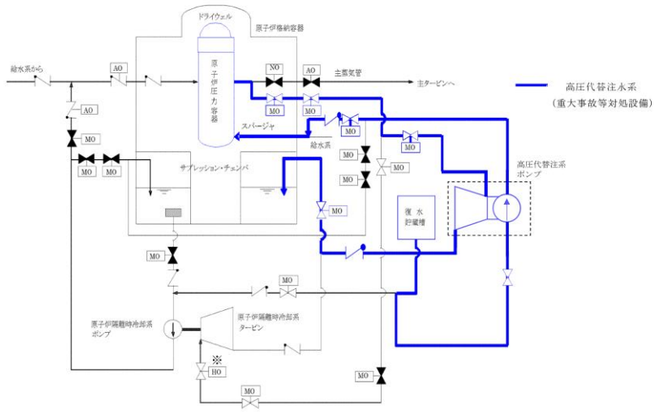
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。 ①　全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.2サポート系故障時の対応手順　(2)復旧 a.代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電		⑥の相違
また，技術的能力審査基準への適合のため，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。		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。	・資料構成の相違 【東海第二】 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
(8) ほう酸水注入系による進展抑制 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。		(8) ほう酸水注入系による進展抑制 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。	
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。	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。	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。	
(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） 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	(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） 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	(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） 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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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，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。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。	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。	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，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。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。	
(10) 制御棒駆動系による進展抑制 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，重大事故等の進展抑制のために，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。	(9) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 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系ポンプによる発電用原子炉への注水を実施する。 制御棒駆動水系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。	(10) 制御棒駆動水圧系による進展抑制 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合，重大事故等の進展抑制のために，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。	
(11) 高圧炉心注水系緊急注水の整備 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。 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。 (12) 高圧代替注水系の海水の利用 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。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 電源系統構成の相違（以下，③の相違） ・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）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.2.2 重大事故等対処設備 3.2.2.1 高圧代替注水系の設置 3.2.2.1.1 設備概要 高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である高圧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。 本系統は，蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ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，注水流路である高圧代替注水系（注水系），高圧炉心注水系，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，弁及びスパージャ，蒸気流路である高圧代替注水系（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。	3.2.2　重大事故等対処設備 3.2.2.1　高圧代替注水系 3.2.2.1.1　設備概要 高圧代替注水系は，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圧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。 高圧代替注水系は，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，注水流路である高圧炉心スプレイ系配管・弁，高圧代替注水系配管・弁及び原子炉隔離時冷却系配管・弁，蒸気流路である原子炉隔離時冷却系配管・弁，主蒸気系配管・弁及び高圧代替注水系配管・弁，注水先である原子炉圧力容器等から構成される。	3.2.2 重大事故等対処設備 3.2.2.1 高圧原子炉代替注水系の設置 3.2.2.1.1 設備概要 高圧原子炉代替注水系は，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。 本系統は，蒸気タービン駆動ポンプである高圧原子炉代替注水ポンプ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，注水流路である高圧原子炉代替注水系（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，弁及びスパージャ，蒸気流路である高圧原子炉代替注水系（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。	・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
高圧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。	また，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。 高圧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第3.2－1表に示す。	高圧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。	
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，	高圧代替注水系は，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，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，	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，	・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
復水貯蔵槽を水源に，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。	サプレッション・チェンバを水源として，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。	サプレッション・チェンバを水源に，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。	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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。	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。	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，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。	・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
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，高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作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。	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，高圧代替注水系タービン止め弁の開操作により，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。	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，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 系統構成の相違
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，サプレッション・チェンバへ放出する。	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，サプレッション・チェンバへ放出する設計とする。	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，サプレッション・チェンバへ放出する。	
高圧代替注水系ポンプ吸込ラインは，高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し，復水貯蔵槽の水が供給される。	常設高圧代替注水系ポンプの吸込ラインは，サプレッション・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。	高圧原子炉代替注水ポンプ吸込ラインは，残留熱除去ポンプ吸込ラインから分岐し，サプレッション・チェンバのプール水が供給される。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 系統構成の相違 ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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，高圧代替注水系ポンプ吐出ラインにはサプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。	常設高圧代替注水系ポンプの吐出ラインは，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，吐出ラインには，サプレション・チェンバに戻るテストラインを設ける設計とする。	高圧原子炉代替注水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，高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインにはサプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。	・設備の相違 【東海第二】 系統構成の相違
水源である復水貯蔵槽は，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。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違
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。	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。	本系統の操作に当たっては，中央制御室又は現場で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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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

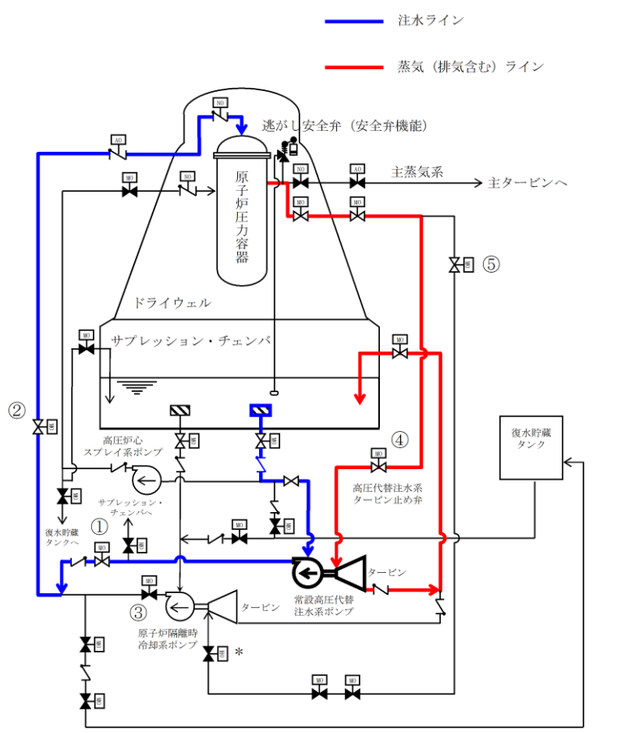


・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※：Hydraulic Operated の略。
油圧作動弁をさす。
当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

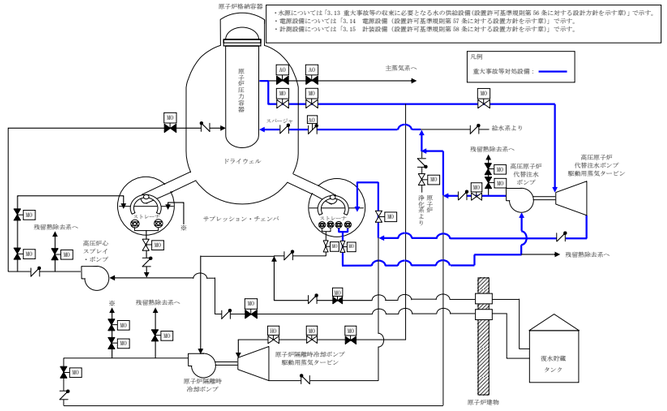
図 3.2-1　高圧代替注水系　系統概要図

	弁名称
①	高圧代替注水系注入弁
②	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
③	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
④	高圧代替注水系タービン止め弁
⑤	原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁



＊：Hydraulic Operated の略。
油圧作動弁をさす。
当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第 3.2－1 図　高圧代替注水系系統概要図



・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）」で示す。
・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。
・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 3.2-1 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）

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

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】

※1：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）」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。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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

(1/2)

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】
関連設備	付属設備	—
	水源＊1	サプレッション・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】
	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】 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】

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

(2/2)

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】

＊1：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）」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。

島根原子力発電所　２号炉

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

設備区分	設備名
主要設備	高圧原子炉代替注水ポンプ【常設】
附属設備	—
水源※1	サプレッション・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】 サプレッション・プール水位（ＳＡ）【常設】 可搬型計測器【可搬型】

※１：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）」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。

備考

・記載方針の相違
【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）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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) 高圧代替注水系ポンプ 種類　：ターボ形 容量　：182m³/h/台 全揚程　：958m 最高使用圧力：吸込側 1.37MPa[gage]/ 吐出側 11.8MPa[gage] 最高使用温度：77℃ 個数　：1 取付箇所　：原子炉建屋地下２階	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) 常設高圧代替注水系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 型　式　ターボ形 台　数　1 容　量　約 136.7m³／h 全　揚　程　約 900m 最高使用圧力　10.7MPa [gage] 最高使用温度　120℃ 取　付　箇　所　原子炉建屋原子炉棟地下2階 (2) 高圧代替注水系タービン止め弁 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 型　式　電気作動 個　数　1 最高使用圧力　8.62MPa[gage] 最高使用温度　302℃ 材　料　炭素鋼 (3) サプレッション・チェンバ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉格納施設 ・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 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 基　数　1	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) 高圧原子炉代替注水ポンプ 種類　：ターボ形 容量　：75m³/h/台 全揚程　：918m 最高使用圧力　：吸込側 1.37MPa[gage]/ 吐出側 11.3MPa[gage] 最高使用温度　：120℃ 個数　：１ 取付箇所　：原子炉建物原子炉棟地下２階	・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 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計仕様の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計仕様の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・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となる水の供給設備」にて記載（以下，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
	容　　量　　約 3,400m^3 （サプレッション・チェンバ・プール水量を示す。） 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 (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 型　　式　　バネ式（アクチュエータ付） 個　　数　　18 （安全弁機能） 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 （逃がし弁機能） 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		・設備の相違 【東海第二】 ②の相違
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。		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。	・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
3.2.2.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針 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 （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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 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。 (45-3, 45-4)	3.2.2.1.3　設置許可基準規則第43条への適合方針 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 （1）　環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一） （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。 （ⅱ）　適合性 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 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。 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。 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。 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。 (45－3－2～5，8)	3.2.2.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針 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 （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） （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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 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。 (45-3，45-4)	・記載方針の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑧の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ②の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件

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。

また，高圧代替注水系ポンプは，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。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（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。

（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。

高圧代替注水系を運転する場合は，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，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を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。

なお，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になった場合や，配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を閉操作することで，高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことができる。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 3.2－2 表　想定する環境条件

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。

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（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。

（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。

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。

高圧代替注水系を運転する場合は，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を開にする。その後，高圧代替注水系タービン止め弁を開とし，常設高圧代替注水系ポンプを起動し，高圧代替注水系による原子炉注水を行う。

なお，ＲＣＩＣタービン止め弁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高圧代替注水系側へ十分な蒸気供給ができない状況への対応についても，原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁を閉操作することで，高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。

島根原子力発電所　２号炉

表 3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件

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。

また，高圧原子炉代替注水ポンプは，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。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第１項二）

（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。

（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。

高圧原子炉代替注水系を運転する場合は，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，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原子炉圧力容器へ注水を行う。

なお，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になった場合や，配管機能が喪失した場合で高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては，原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁を閉操作することで，高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。

備考

・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，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

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

系統構成の相違

・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			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）
高圧代替注水系ポンプは，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，ポンプ自体の起動操作は不要である。 以上のことから，高圧代替注水系の操作に必要な機器を表 3.2-3 に示す。	常設高圧代替注水系ポンプは，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，ポンプ自体の起動操作が不要な設計とする。	高圧原子炉代替注水系ポンプは，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，ポンプ自体の起動操作が不要な設計とする。 以上のことから，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 系統構成の相違
表に示すとおり，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，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。	高圧代替注水系注入弁，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圧代替注水系タービン止め弁の操作は，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。	表に示すとおり，ＨＰＡＣ注水弁及びＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁の操作は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 系統構成の相違
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。 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，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，操作可能な設計とする。 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，設置場所である原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（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。 (45-3, 45-4)	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，操作者の操作・監視性・識別性を考慮しており，また，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。 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，高圧代替注水系注入弁，原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁，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。 弁の現場操作を可能とするため，操作弁駆動部に手動ハンドルを設け，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の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，設置場所に十分な操作空間を確保し，確実に操作が可能な設計とする。 (45－4－2)	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。 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，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，操作可能な設計とする。 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，想定される重大事故等が発生した場合において，設置場所である原子炉建物原子炉棟内の環境条件（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。 (45-3，45-4)	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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

表 3.2-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	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
高圧代替注水系タービン止め弁	弁閉→弁開 弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
		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

※：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 3.2－3 表　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	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
高圧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*	全開→全閉	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

＊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。

表 3.2-3 操作対象機器

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 弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
		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	原子炉建物原子炉津地下２階	手動操作

※：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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

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。

（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。

高圧代替注水系は表 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。

高圧代替注水系には，高圧代替注水系ポンプ吐出ラインからサプレッション・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圧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

(3)　試験検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

（ⅰ）　要求事項

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。

（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。

高圧代替注水系は，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。

常設高圧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。

また，常設高圧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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第１項三）

（ⅰ）要求事項

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。

（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。

高圧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。

高圧原子炉代替注水系には，高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインからサプレッション・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圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンを

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，４段落下にて記載

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
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。 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。	音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。	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。 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。	・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】
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。	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。ポンプ及び系統配管・弁については，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。	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。	・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，⑪の相違）
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，停止中にのみ弁動作試験を実施する。 また，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。 (45-5)	(45－5－2，3)	また，高圧原子炉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。 (45-5)	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，４段落上にて記載

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

表 3.2-4 高圧代替注水系の試験及び検査

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

第 3.2－4 表　高圧代替注水系の試験検査

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

表 3.2-4 高圧原子炉代替注水系の試験及び検査

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
停止中	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
	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

（4）切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

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っては，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。

（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。

高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ライン，高圧炉心注水系と共用する高圧代替注水系ポンプ吸込ライン，給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ライン以外については，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。

本来の用途以外の用途として高圧代替注水系に使用する原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系及び給水系（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高圧代替注水系に切り替えるた

（4）切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

（ⅰ）要求事項

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っては，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。

（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。

高圧代替注水系は，本来の用途として使用する。

（4）切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

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っては，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。

（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。

高圧原子炉代替注水系は，原子炉隔離時冷却系と共用する高圧原子炉代替注水系蒸気供給ライン，残留熱除去系と共用する高圧原子炉代替注水ポンプ吸込ライン，給水系及び原子炉浄化系と共用する高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ライン以外については，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。

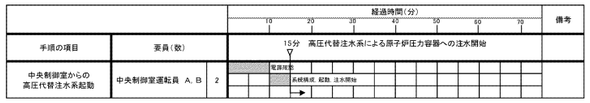
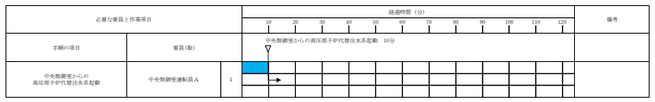
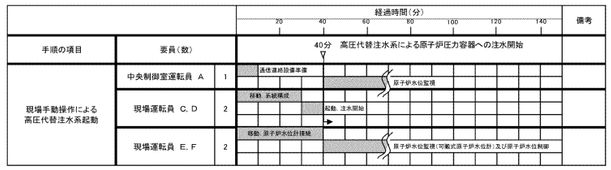
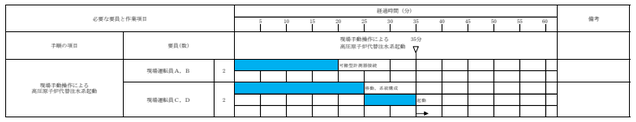
本来の用途以外の用途として高圧原子炉代替注水系に使用する原子炉隔離時冷却系，残留熱除去系，原子炉浄化系及び給水系の配管ラインについては，通常時の隔離された系統構成から高圧原子炉代替注水系に切り替えるために表

・資料構成の相違
【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の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

・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
めに表 3.2-3 で示す弁操作を行う。 原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ラインについては，通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで，原子炉隔離時冷却系から高圧代替注水系側への蒸気供給に切り替えることができる。		3.2-3 で示す弁操作を行う。 原子炉隔離時冷却系と共用する高圧原子炉代替注水系蒸気供給ラインについては，通常時の隔離された系統構成からＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁を開操作することで，原子炉隔離時冷却系から高圧原子炉代替注水系側への蒸気供給に切り替えることができる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違
また，給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ラインについては，通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系注入弁を開操作することで，高圧代替注水系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。		また，原子炉浄化系及び給水系と共用する高圧原子炉代替注水ポンプ吐出ラインについては，通常時の隔離された系統構成からＨＰＡＣ注水弁を開操作することで，高圧原子炉代替注水系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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違
なお，高圧炉心注水系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復水貯蔵槽の水を吸込可能な系統設計とする。		なお，残留熱除去系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サプレッション・チェンバのプール水を吸込可能な系統設計とする。	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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になった場合や，配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を閉操作することで，高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。		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になった場合や，配管機能が喪失した場合で高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては，原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁を閉操作することで，高圧原子炉代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。	・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】 ⑩の相違
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及び高圧代替注水系タービン止め弁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。 45-4)	（45－4－2）	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注水弁及びＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁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。 （45-4）	・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
 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		 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	・運用の相違
 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		 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	・運用の相違
(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，悪影響防止等について」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，	(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。	・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
とする。 また，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。 また，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。 他系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。	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。 また，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。 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。	また，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。 また，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　ＨＰＡＣ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。 他系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，３段落上にて記載
なお，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。 また，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。 また，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。 (45-3，45-4，45-7)	また，常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは，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。 (45－4－2，45－7－2～9)	なお，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。 また，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。 また，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。 (45-3，45-4，45-5，45-7)	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，２段落前にて記載 ・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

表 3.2-5 他系統との隔離弁

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）	高圧代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	高圧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

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（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。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧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。

このうち，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，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。

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，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，高圧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。

(45-3)

第 3.2－5 表　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系注入弁	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	高圧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

(6)　設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（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。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所，操作場所を第3.2－6表に示す。

高圧代替注水系注入弁，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。

また，仮に電源が喪失し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合は，高圧代替注水系注入弁，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圧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くならないよう考慮した場所に設置する設計とする。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。

(45－3－4～5，45－4－2)

表 3.2-5 他系統との隔離弁

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

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（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。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧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，操作場所を表 3.2-6 に示す。

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。

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，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，高圧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。

(45-3)

・設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
系統構成の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
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）

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

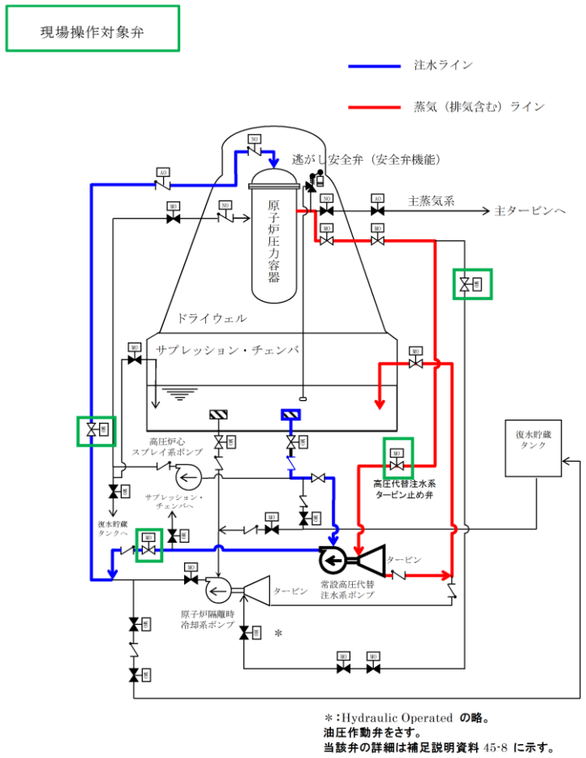
※原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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ＳＡ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

島根原子力発電所　２号炉

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。

備考

・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
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 (1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 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。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。なお，安全解析において，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。 また，原子炉圧力容器に注水する場合の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。 (45-6)	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 (1)　容量（設置許可基準規則第43条第2項一） （ⅰ）　要求事項 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。 （ⅱ）　適合性 基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。 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。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。 また，原子炉に注水する場合の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。 (45－6－2～4)	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 (1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第２項一） （ⅰ）要求事項 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。 （ⅱ）適合性 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 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。高圧原子炉代替注水ポンプの容量は，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。なお，安全解析において，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。 また，原子炉圧力容器に注水する場合の高圧原子炉代替注水ポンプの全揚程は，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。 (45-6)	・設備の相違 【柏崎 6/7，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 ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二） （ⅰ）要求事項 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。	(2)　共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二） （ⅰ）　要求事項 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	(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第２項二） （ⅰ）要求事項 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	及ぼさない場合は，共用できる設計とする。		
（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。	（ⅱ） 適合性 基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。 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。	（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。	
(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） （ⅰ）要求事項 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。	(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） （ⅰ） 要求事項 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。	(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） （ⅰ）要求事項 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。	
（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，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。 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。	（ⅱ） 適合性 基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。 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。 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。 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。	（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，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。 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。 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 【東海第二】 島根２号炉の HPAC は，RCIC 及び HPCS と吸い込み口を分離する

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
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。 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。	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。 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。 流路については，サプレッション・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。	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。 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。	・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
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。 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。	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。 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用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な設計とし，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。	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。 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ＲＣＩＣ　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。	・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
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。 (45-2，45-3，45-4，45-7)		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。 (45-2，45-3，45-4，45-7)	・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
	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。		・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
	高圧代替注水系は，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。		・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）
	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。 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。 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。		・設備の相違 【東海第二】 ②の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 3.2-7 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備				常設重大事故等防止設備	
	高圧炉心注水系		原子炉隔離時冷却系		高圧代替注水系	
ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ（B）（C）		原子炉隔離時冷却系ポンプ		高圧代替注水系ポンプ	
	原子炉建屋地下３階		原子炉建屋地下３階		原子炉建屋地下２階	
水源	復水貯蔵槽	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	廃棄物処理建屋地下２階	原子炉建屋地下３階	廃棄物処理建屋地下２階	原子炉建屋地下３階	廃棄物処理建屋地下２階	
駆動用空気	不要		不要		不要	
潤滑方式	水潤滑		軸直結ポンプによる油潤滑		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		自己冷却		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））		常設代替直流電源設備（AM用125V蓄電池）	—
	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		原子炉建屋地上４階	—
操作系	手動操作		手動操作		手動操作	手動操作
	中央制御室		中央制御室		中央制御室	原子炉建屋

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 3.2－7 表　設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉建屋原子炉棟地下2階（別区画）
水源	サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバ（原子炉隔離時冷却系と吸込口分離配置）
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	内包油（内包油）	不要（水潤滑）
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	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	常設代替直流電源設備又は手動操作

第 3.2－8 表　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は，耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備の高圧代替注水系は，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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系並びに重大事故防止設備の高圧代替注水系は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と，重大事故防止設備の高圧代替注水系は，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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と，重大事故防止設備の高圧代替注水系は，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）。		

島根原子力発電所　２号炉

表 3.2-7 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備				常設重大事故防止設備	
	高圧炉心スプレイ系		原子炉隔離時冷却系		高圧原子炉代替注水系	
ポンプ	高圧炉心スプレイ・ポンプ		原子炉隔離時冷却ポンプ		高圧原子炉代替注水ポンプ	
	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		原子炉建物原子炉棟地下２階	
水源	復水貯蔵タンク	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵タンク	サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバ	
	屋外	原子炉建物原子炉棟地下２階	屋外	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	
駆動用空気	不要		不要		不要	
潤滑方式	水潤滑		軸直結ポンプによる油潤滑		水潤滑	
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		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））		常設代替直流電源設備（ＳＡ用115V系蓄電池）	—
	原子炉建物付属棟地下２階		廃棄物処理建物地下中１階		廃棄物処理建物１階	—

備考

・設備の相違

・記載方針の相違

【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
3.2.3 高圧代替注水系の現場操作の整備 全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，高圧代替注水系について，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。 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。	3.2.2.2　高圧代替注水系の現場操作の整備 全交流電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合に，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 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」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。 a. 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 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.1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圧力容器への注水 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	3.2.3 高圧原子炉代替注水系の現場操作の整備 全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，高圧原子炉代替注水系について，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。 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。	・資料構成の相違 【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 ・運用の相違 【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）
(1) 操作概要 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。 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。		(1) 操作概要 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。	
(2) 操作場所（7 号炉の例） ・原子炉建屋 地上１階，地下１階，地下２階（管理区域）		(2) 操作場所 ・原子炉建物原子炉棟地下１階，地下２階（管理区域）	
(3) 必要要員数及び時間 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。		(3) 必要要員数及び時間 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名） ・想定時間：40 分（実績時間：35 分）		・必要要員数：４名（現場運転員４名） ・想定時間：35 分（実績時間：16 分）	・運用の相違 【柏崎 6/7】 設備設計の相違による運用の相違
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。 ・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名） ・想定時間：40 分（実績時間：37 分）			・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違
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。		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。	

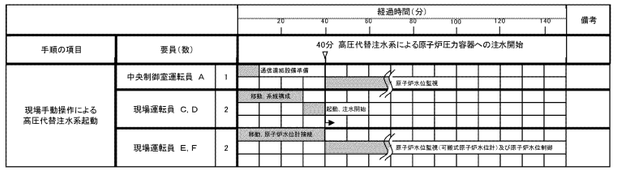
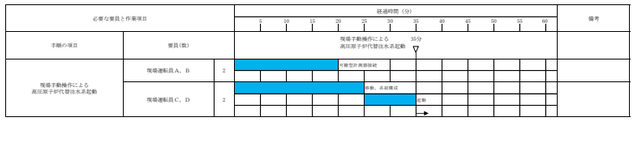
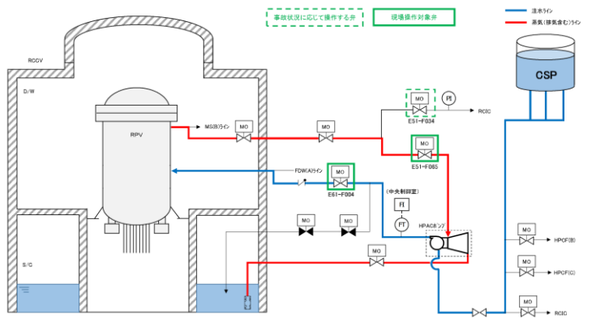
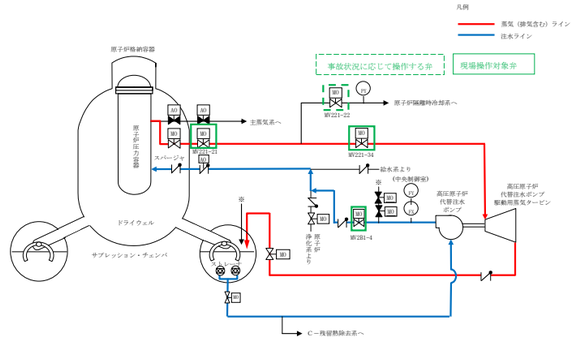
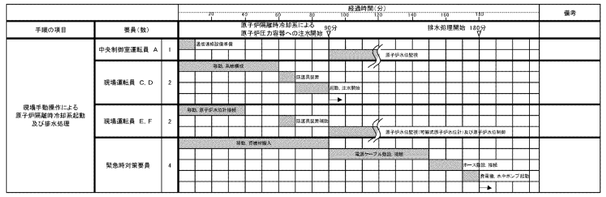
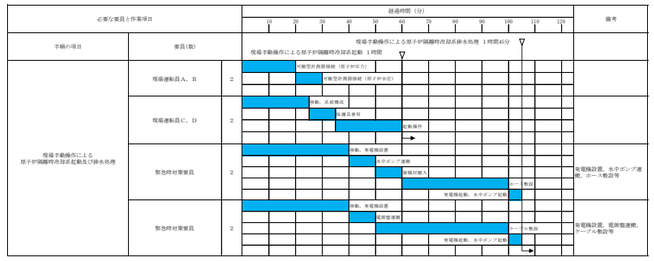

		

図 3.2-4　現場手動操作による高圧代替注水系起動のタイムチャート*		図 3.2-4　現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動のタイムチャート*	・運用の相違
*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート		*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート	
(4) 操作の成立性について ・作業環境：バッテリー内蔵型 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。 ・移動経路：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，へ		(4) 操作の成立性について 作業環境　：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。 移動経路　：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	

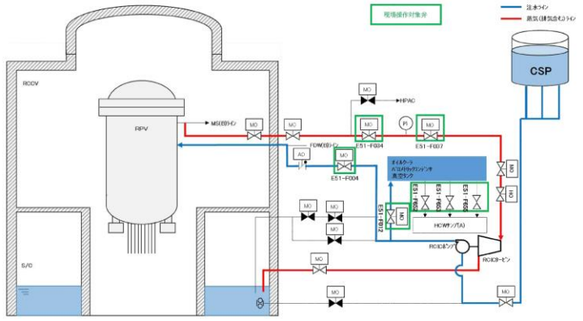
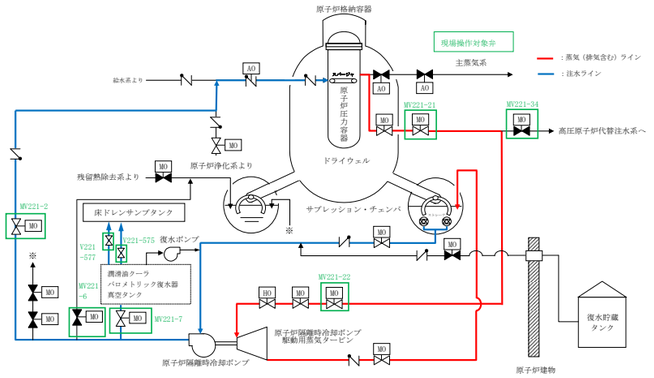
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。		行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。 操作性　　：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については，操作に工具等は必要とせず，手動弁と同様な操作であるため，容易に操作可能である。 操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。	・運用の相違
・連絡手段：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。		連絡手段　：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。	・運用の相違
(5) 人力操作対象弁について（7 号炉の例） 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。		(5) 人力操作対象弁について 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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違
(6) 運転継続について 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。 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。		(6) 運転継続について 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。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違
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。		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。	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違

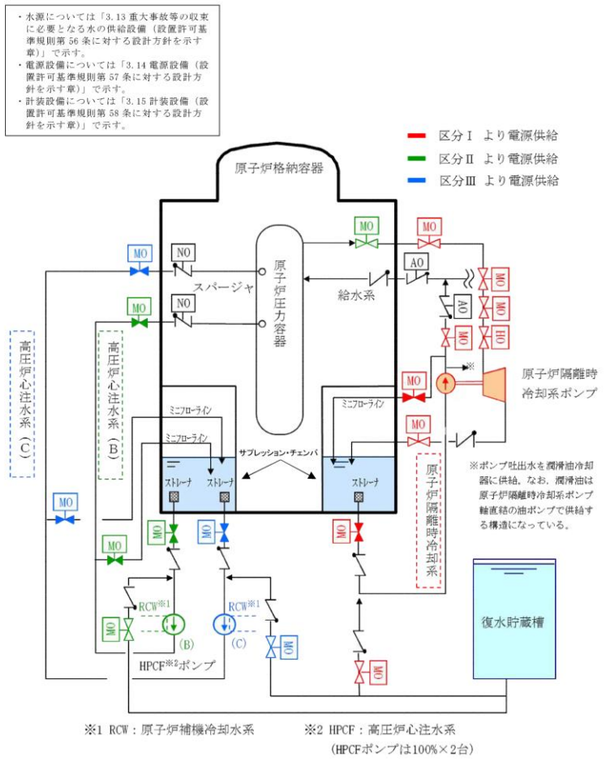
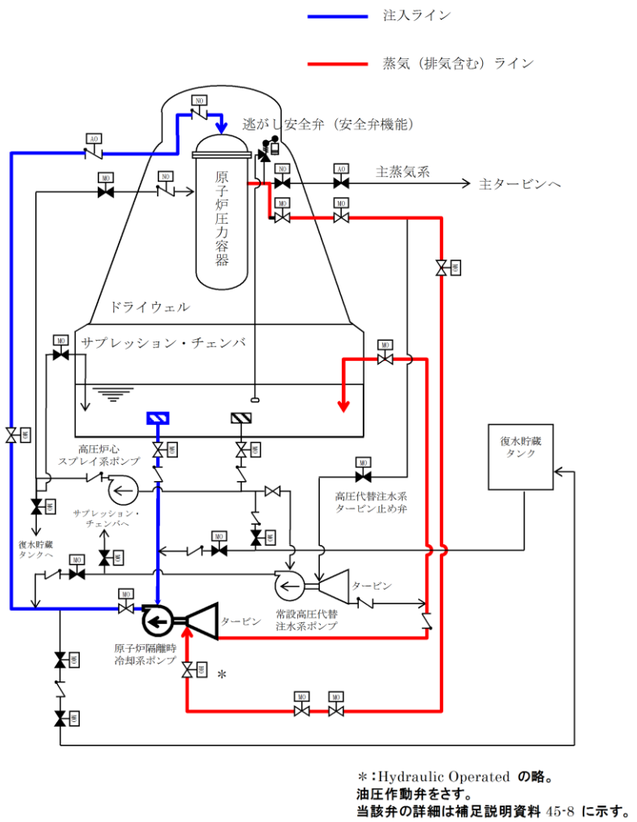
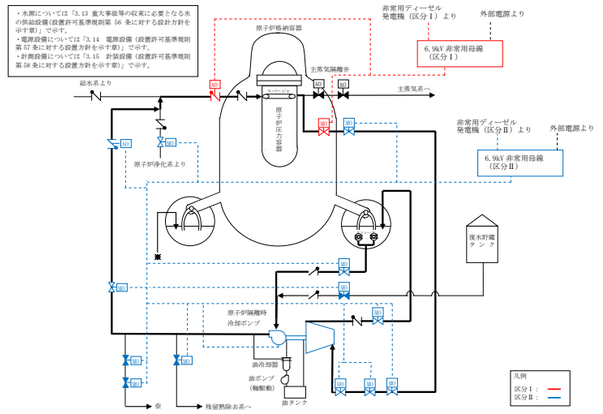
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 3.2-5 高圧代替注水系（HPAC）の現場操作（7 号炉の例）について		 図 3.2-5 高圧原子炉代替注水系（ＨＰＡＣ）の現場操作について	・設備の相違
3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備 全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。 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。 (1) 操作概要 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高圧代替注水系を起動できない場合，かつ現場での弁の手動操作により高圧代替注水系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。 また，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。 (2) 操作場所（7 号炉の例） ・原子炉建屋 地上１階，地下１階，地下３階（管理区域）		3.2.4 原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備 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。 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。 (1) 操作概要 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高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，かつ現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系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。 (2) 操作場所 ・原子炉建物原子炉棟１階，地下２階（管理区域）	・資料構成の相違 【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 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑬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
(3) 必要要員数及び時間 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。 ・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名） ・想定時間：90 分（実績時間：80 分） また，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。 ・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名） ・想定時間目安：40 分（実績時間：37 分） 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。  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*		(3) 必要要員数及び時間 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。 ・必要要員数：４名（現場運転員４名） ・想定時間：１時間（実績時間：41 分） 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。  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*	・運用の相違 【柏崎 6/7】 設備設計の相違による運用の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違 ・運用の相違
*:「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 (4) 操作の成立性について ・作業環境：バッテリー内蔵型 LED 照明を作業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，懐中電灯をバックアップとして携行している。 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		＊：「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 (4) 操作の成立性について 作業環境　：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。 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から蒸気が漏えい	

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
することから，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，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。 ・移動経路：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，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　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。 ・連絡手段：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。		するため，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。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。 移動経路　：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。 また，アクセスルート上に支障となる設備はない。 操作性　　：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。 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。 連絡手段　：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。	・運用の相違 ・運用の相違
(5) 人力操作対象弁について（7 号炉の例） 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。		(5) 人力操作対象弁について 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。	・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
(6) 運転継続について 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。		(6) 運転継続について 原子炉隔離時冷却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Ｌ３～Ｌ８に維持するように，蒸気外側隔離弁の開度調整を行う。	・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 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違
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。			・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）
なお，運転継続に必要な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。 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。		なお，運転継続に必要な蒸気外側隔離弁の開度調整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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違及び⑭の相違 ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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。		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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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		 図 3.2-7 原子炉隔離時冷却系（ＲＣＩＣ）の現場操作について	・設備の相違
3.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張） 3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系 3.2.5.1.1 設備概要 原子炉隔離時冷却系は，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，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，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で構成する。 原子炉隔離時冷却系は，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，ストレー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。 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，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。 水源は，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。 なお，本系統は，給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常	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 3.2.3.1　原子炉隔離時冷却系 3.2.3.1.1　設備概要 原子炉隔離時冷却系は，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。 原子炉隔離時冷却系は，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。 原子炉隔離時冷却系は，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。 原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は，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な設計とする。	3.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張） 3.2.5.1 原子炉隔離時冷却系 3.2.5.1.1 設備概要 原子炉隔離時冷却系は，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，サプレッション・プール水を炉心に注入することを目的とする。 原子炉隔離時冷却系の系統構成は，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。 原子炉停止後，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 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
低下を防止し水位を維持する機能も併せ持っている。 本系統の系統概要図を図 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。	本系統の系統概要図を第3.2－5図に，重大事故等対処設備一覧を第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。	本系統の系統概要図を図 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。	
			・設備の相違
図 3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図	第 3.2－5 図　原子炉隔離時冷却系　系統概要図	図 3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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（設計基準拡張）一覧

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	原子炉圧力容器【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】

※1：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)」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。

3.2.5.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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一覧

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】
関連設備	付属設備	－
	水源＊1	サプレッション・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】
	注水先	原子炉圧力容器【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】

＊1：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）」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。

3.2.3.1.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

型　　式	横置多段うず巻き形
台　　数	1

島根原子力発電所　２号炉

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（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉隔離時冷却ポンプ【常設】
附属設備	—
水源※1	サプレッション・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	原子炉圧力容器【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】 サプレッション・プール水位（ＳＡ）【常設】

※１：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）」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。

3.2.5.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却ポンプ

備考

・設備の相違

・設備の相違
【東海第二】
設備仕様の相違

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
容量　：約 190m³/h/台 全揚程　：約 190m～約 900m 個数　：1 取付箇所　：原子炉建屋地下 3 階	容　　量　　約 142m³／h 全　揚　程　　約 869m～約 186m 最高使用圧力　　10.35MPa［gage］ 最高使用温度　　77℃ 材　　料　　炭素鋼 (2)　サプレッション・チェンバ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉格納施設 ・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 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 基　　数　　1 容　　量　　約3,400m³ （サプレッション・チェンバ・プール水量を示す。） 最高使用圧力　　310kPa［gage］ 最高使用温度　　104℃ 材　　料　　炭素鋼	容量　　：約 100m³/h/台 全揚程　　：約 120m～約 900m 個数　　：1 取付箇所　：原子炉建物原子炉棟地下２階	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑨の相違
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。		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。	・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
3.2.5.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針 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。 原子炉隔離時冷却系ポンプについては，設計基準事故対処設備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。 重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性又は多重性，位置的分散については，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））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と同様に表 3.2-9 に示す設計である。 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。 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。	3.2.3.1.3　設置許可基準規則第43条への適合方針 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，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。 原子炉隔離時冷却系ポンプについては，設計基準事故対処設備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。 重大事故等対処設備としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性及び位置的分散については，非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において，設計基準事故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。 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。 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。	3.2.5.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針 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。 原子炉隔離時冷却ポンプについては，設計基準事故対処設備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。 重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却ポンプの多様性又は多重性，位置的分散については，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））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と同様に表 3.2-9 に示す設計である。 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。 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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性又は多重性，位置的分散

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）	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋地下３階	原子炉建屋地下３ 階
水源	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽 サプレッション・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

原子炉隔離時冷却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。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却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 3.2-10 に示す設計である。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 3.2-10 表　重大事故対処設備の多様性及び位置的分散

項目	重大事故対処設備	
	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	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	原子炉建屋原子炉棟 地下2階（別区画）
水源	サプレッション・チェンバ	サプレッション・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

原子炉隔離時冷却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。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，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3.2－11表に示す設計である。

島根原子力発電所　２号炉

表 3.2-9 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の多様性又は多重性，位置的分散

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	原子炉隔離時冷却ポンプ
	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
水源	サプレッション・チェンバ	サプレッション・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

原子炉隔離時冷却ポンプについては，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。

原子炉隔離時冷却ポンプについては，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 3.2-10 に示す設計である。

備考

・設備の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
⑤の相違

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>
表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件
<table>
<tr><th>環境条件等</th><th>対応</th></tr>
<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>
</table>

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。
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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な設計である。
原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

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。
</td>
<td>
第 3.2－11 表　想定する環境条件
<table>
<tr><th>環境条件</th><th>対応</th></tr>
<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>
</table>

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。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

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・性能試験が可能な設計である。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。
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。
</td>
<td>
表 3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件
<table>
<tr><th>環境条件等</th><th>対応</th></tr>
<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>
</table>

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。
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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な設計である。
原子炉隔離時冷却ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

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。
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.2.5.2 高圧炉心注水系 3.2.5.2.1 設備概要 高圧炉心注水系は，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，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，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で構成する。	3.2.3.2　高圧炉心スプレイ系 3.2.3.2.1　設備概要 高圧炉心スプレイ系は，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，ジルコニウムー水反応を抑え，崩壊熱を長期にわたり除去する機能を持ち，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で構成する。	3.2.5.2 高圧炉心スプレイ系 3.2.5.2.1 設備概要 高圧炉心スプレイ系は，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大破損を防止し，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，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で構成する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違
高圧炉心注水系は，電動機駆動ポンプ２台，スパージャ，配管，弁類，ストレー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，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。	高圧炉心スプレイ系の構成は，電動機駆動ポンプ1台，スパージャ，配管，弁等からなり，専用の母線及びディーゼル発電機により作動する。	高圧炉心スプレイ系は，電動機駆動ポンプ１台，スパージャ配管・弁類，ストレーナ及び計測制御装置からなり，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。	・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
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，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。 また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。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。 水源は，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。	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，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。	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，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。 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。	・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・SA 水源の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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。	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。	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。	
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。	高圧炉心スプレイ系は，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。	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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

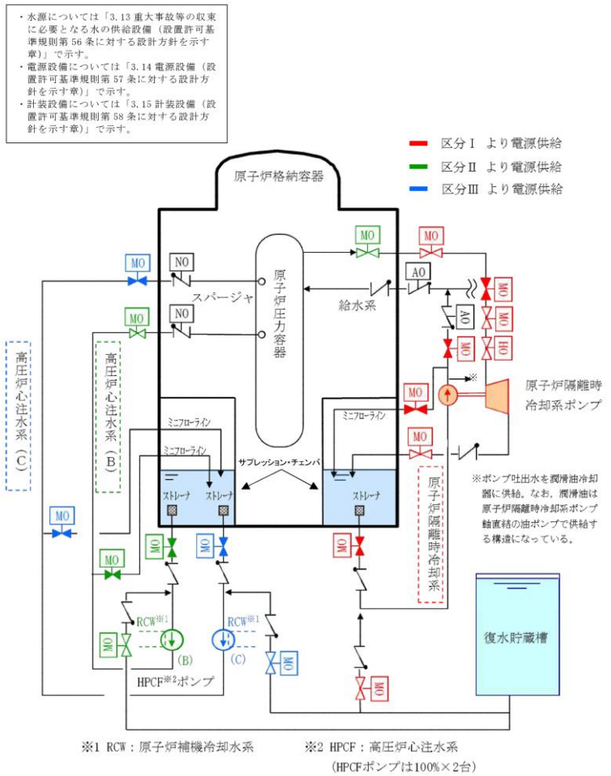
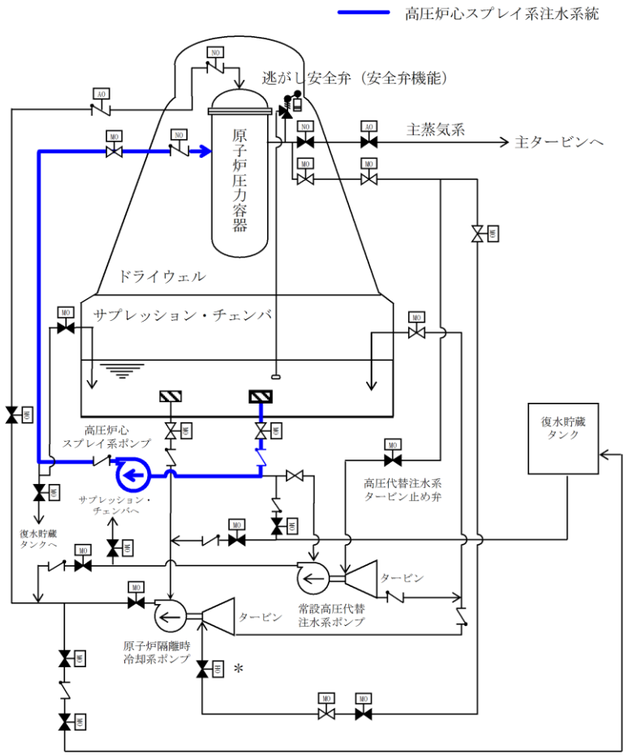


図 3.2-9 高圧炉心注水系 系統概要図



＊：Hydraulic Operated の略。
油圧作動弁をさす。
当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第 3.2－6 図　高圧炉心スプレイ系　系統概要図

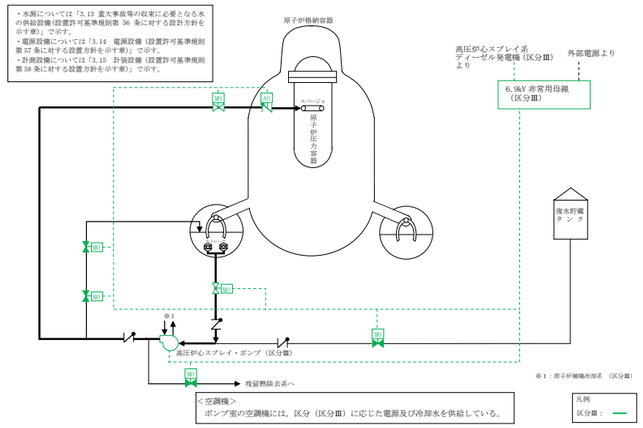


図 3.2-9 高圧炉心スプレイ系　系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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

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】

※1：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）」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。

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。

（1）高圧炉心注水系ポンプ

容量　：約 180m³/h/台～約 730m³/h/台
全揚程　：約 890m～約 190m
個数　：2

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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

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】
関連設備	付属設備	―
	水源＊1	サプレッション・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】 サプレッション・プール水位【常設】

＊1：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）」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。

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。

（1）高圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。
・非常用炉心冷却系

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℃

島根原子力発電所　２号炉

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

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】 サプレッション・プール水位（ＳＡ）【常設】

※1：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）」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。

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。

（1）高圧炉心スプレイ・ポンプ

容量　　：約 320m³/h～約 1050m³/h
全揚程　　：約 890m～約 260m
個数　　：1

備考

・設備の相違

・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
取付箇所　：原子炉建屋地下３階	材　　料　　鋳鋼 (2)　サプレッション・チェンバ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉格納施設 ・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 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 基　　数　　1 容　　量　　約3,400m^3（サプレッション・チェンバ・プール水量を示す。） 最高使用圧力　　310kPa[gage] 最高使用温度　　104℃ 材　　料　　炭素鋼	取付箇所：原子炉建物原子炉棟地下２階	・資料構成の相違 【東海第二】 ⑨の相違
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。		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。	・記載方針の相違 【東海第二】
3.2.5.2.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針 高圧炉心注水系は，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。 高圧炉心注水系ポンプについては，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。 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，位置的分散については，非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において，設計	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。 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については，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において，設計基準事故	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（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。 高圧炉心スプレイ・ポンプについては，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。 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，位置的分散については，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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。

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。

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。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

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。

表 3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件

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。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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。

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。

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。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

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。

第 3.2－13 表　想定する環境条件

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。

島根原子力発電所　２号炉

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。

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。

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。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

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。

表 3.2-12 想定する環境条件及び荷重条件

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。

備考

・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
また，高圧炉心注水系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心注水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。 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 高圧炉心注水系については，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，高圧炉心注水系については，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な設計である。 高圧炉心注水系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。 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。	また，高圧炉心スプレイ系は，中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ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。 基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。 高圧炉心スプレイ系には，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。 また，高圧炉心スプレイ系は，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。 高圧炉心スプレイ系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。 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。	また，高圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ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。 基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。 高圧炉心スプレイ系については，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時においても使用する設計である。 また，高圧炉心スプレイ系については，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な設計である。 高圧炉心スプレイ・ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。 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。	