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　〔57条　電源設備〕

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	複数設置号炉ではないため電力融通は自主設備と整理
②	柏崎6/7は所内蓄電式直流電源設備の一部を常設代替直流電源設備として兼用している。　島根２号炉は所内常設蓄電池器直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置する
③	島根２号炉及び柏崎6/7は，各電源設備に燃料補給設備を含めているが，東海第二は各電源設備には含めず，燃料給油設備として10.2.2(6)項に記載している
④	GTG燃料系統構成の相違。 柏崎6／7はサービスタンクへの燃料移送はタンクローリを使用する。島根２号炉及び東海第二は燃料移送ポンプを使用する
⑤	東海第二は低圧電源車を使用するが，島根２号炉は高圧発電機車を使用する
⑥	島根２号炉はDB/SA兼用のディーゼル燃料貯蔵タンクとSA専用ガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給に使用する
⑦	柏崎6/7は区分Ⅰの蓄電池をSA設備と兼用しているが島根２号炉は区分Ⅱの蓄電池をSA設備と兼用している
⑧	東海第二は区分ⅠⅡ両方の125V系蓄電池を重大事故等対処設備と兼用して使用する
⑨	島根２号炉はRCIC専用の蓄電池として230V系蓄電池(RCIC)を設置している
⑩	柏崎は直流125V蓄電池A,A-2及びAM用直流125V蓄電池を切替運用することで24時間電源供給する。東海第二は125V系蓄電池の不要負荷を１時間で切り離し24時間電源供給を行う 島根２号炉はB-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)を切替運用することで24時間電源供給する
⑪	島根２号炉は柏崎6/7と同様に，交流電源復旧を考慮し充電器も重大事故等対処設備としている
⑫	島根２号炉はRCICへの電源供給を考慮し，B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)も可搬型直流電源設備として使用可能な系統構成としている
⑬	東海第二は低圧電源車と可搬型整流器の組み合わせた構成だが，島根２号炉は高圧発電機車と常設整流器を組み合わせた構成としている
⑭	島根２号炉は可搬型直流電源設備の電路として使用する場合に充電器電源切替盤を使用する
⑮	東海第二は，補機駆動用の燃料補給設備として専用のタンクを使用する。島根２号炉は，電源設備に燃料補給するタンク（ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンク）と兼用する
⑯	島根２号炉は柏崎6/7と同様にタンクローリのホースを重大事故等対処設備として使用するため記載しているが，東海第二はホースをタンクローリの付属品として整理しており記載していない
⑰	東海第二では，燃料補給設備の位置的分散に関しては，10.2.2.1項の最後に記載している
⑱	東海第二では，燃料補給設備の悪影響防止に関しては，10.2.2.2項の最後に記載している
⑲	島根２号炉では，ガスタービン発電機用のサービスタンクを設置する設計としている
⑳	東海第二は直流電源設備の主母線盤を代替所内電気設備と位置付けているが，島根２号炉は直流電源設備として整理している
㉑	島根２号炉はガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給設備として使用する場合に系統構成が必要
㉒	島根２号炉は高圧炉心スプレイ系用のディーゼル発電機を設置している
㉓	東海第二は非常用ディーゼル発電機の冷却水系を非常用交流電源系統として含んでいるが，島根２号炉の非常用交流電源設備系統は，冷却水系を含まない

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
3.14 電源設備【57 条】 【設置許可基準規則】 第五十七条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には，第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。 (解釈) 1 第１項に規定する「必要な電力を確保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。 a）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。 ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 ⅲ）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。 b）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに 8 時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。 c）24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。 d）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。	3.14 電源設備【57 条】 （電源設備） 第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 ２ 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。 （解釈） 1 第１項に規定する「必要な電力を確保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。 a）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。 ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 ⅲ）設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。 b）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。 c）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。 d）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	3.14 電源設備【57 条】 【設置許可基準規則】 第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。 （解釈） 1 第１項に規定する「必要な電力を確保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。 a）代替電源設備を設けること。 ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。 ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 ⅲ）設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。 b）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。 c）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。 d）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	

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
ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(M/C)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。 2 第 2 項に規定する「常設の直流電源設備」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とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。 3.14.1 適合方針 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保す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。 代替電源設備の系統図を第 3.14－1 図から第 3.14－18 図に示す。 また，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である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンタ（MCC)、パワーセンタ（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。 2 第２項に規定する「常設の直流電源設備」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とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後，必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。 10.2　代替電源設備 10.2.1　概　　要 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保す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。 代替電源設備の系統図を，第 10.2－1 図から第 10.2－10 図に示す。 また，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である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，重大事故等対処設備として使用する。非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備については，「10.1　非常用電源設備」に記載する。	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(M/C)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。 2 第 2 項に規定する「常設の直流電源設備」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とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3 系統目）を整備すること。 3.14.1 適合方針 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保す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。 代替電源設備の系統図を第 3.14－1 図から第 3.14－16 図に示す。 また，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である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，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
3.14.1.1 重大事故等対処設備 代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，号炉間電力融通電気設備，所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。	10.2.2　設計方針 代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，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，可搬型代替直流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料給油設備を設ける。	3.14.1.1 重大事故等対処設備 代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，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，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 複数設置号炉ではないため電力融通は自主設備と整理 （以下，①の相違） 柏崎 6/7 は所内蓄電式直流電源設備の一部を常設代替直流電源設備として兼用している 島根２号炉は所内常設蓄電池器直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置する （以下，②の相違）
(1) 代替交流電源設備による給電 a. 常設代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。 常設代替交流電源設備は，第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，軽油タンク，タンクローリ（16kL），電路，計測制御装置等で構成し，第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系，又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。	(1)　代替交流電源設備による給電 ａ．常設代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。 常設代替交流電源設備は，常設代替高圧電源装置，電路，計測制御装置等で構成し，常設代替高圧電源装置を中央制御室での操作にて速やかに起動し，緊急用メタルクラッド開閉装置を介してメタルクラッド開閉装置２Ｃ又はメタルクラッド開閉装置２Ｄへ接続することで電力を供給できる設計とする。	(1) 代替交流電源設備による給電 ａ．常設代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。））した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。 常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系，又はＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ，ＳＡ２コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉及び柏崎 6/7 は，各電源設備に燃料補給設備を含めているが，東海第二は各電源設備には含めず，燃料給油設備として 10.2.2(6)項に記載している （以下，③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
第一ガスタービン発電機の燃料は，第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。		ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。	【柏崎 6/7】 柏崎 6／7 はサービスタンクへの燃料移送はタンクローリを使用する。島根２号炉及び東海第二は燃料移送ポンプを使用する （以下，④の相違） ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，サービスタンクからの燃料補給経路に移送ポンプは設置しない
また，第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。		また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。	・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 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は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 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は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	
・第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）	・常設代替高圧電源装置	・ガスタービン発電機	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は複数設置号炉ではないため他号炉と共用しない （以降，同一の相違理由の記載を省略する）
・第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）		・ガスタービン発電機用サービスタンク	・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違
・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号		・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	・資料構成の相違

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
炉共用） ・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用） ・タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）		・ガスタービン発電機用軽油タンク	【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違。 ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
b．可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は，電源車，軽油タンク，タンクローリ（4kL），電路，計測制御装置等で構成し，電源車を非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。	b．可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は，可搬型代替低圧電源車，電路，計測制御装置等で構成し，可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ２Ｃ及びパワーセンタ２Ｄへ接続することで電力を供給できる設計とする。	b．可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を非常用高圧母線Ｃ系，非常用高圧母線Ｄ系，又はＳＡ－ロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 東海第二は低圧電源車を使用するが，島根２号炉は高圧発電機車を使用する （以下，⑤の相違） 【柏崎 6/7，東海第二】 可搬型代替交流電源設備によりＣ系又はＤ系へ給電することで，重大事故等対処に必要となる負荷に対して電源供給を行う 【柏崎 6/7】 島根２号炉は DB/SA 兼用のディーゼル燃料貯蔵タンクと SA 専用ガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給に使用する。 （以下，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
			【東海第二】 東海第二は可搬型代替交流電源設備が低圧電源のためパワーセンタに接続するが，島根２号炉は高圧電源のため，メタクラに接続する ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違
電源車の燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて補給できる設計とする。		高圧発電機車の燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。	・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違
可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。	
・電源車（6 号及び 7 号炉共用）	・可搬型代替低圧電源車	・高圧発電機車	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違
・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）		・ガスタービン発電機用軽油タンク ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違
・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）		・タンクローリ	・資料構成の相違 【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（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
c．号炉間電力融通電気設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，号炉間電力融通電気設備を使用する。 号炉間電力融通電気設備は，号炉間電力融通ケーブル（常設），号炉間電力融通ケーブル（可搬型），計測制御装置等で構成し，号炉間電力融通ケーブル（常設）をあらかじめ敷設し，6 号及び 7 号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，他号炉の電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系に電力を供給できる設計とする。また，号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合に，予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を 6 号及び 7 号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，他号炉の電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系に電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用） ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）			・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) 代替直流電源設備による給電 a. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の大事故等対処設備として，所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。 所内蓄電式直流電源設備は，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から 8 時間後に，不要な負荷の切り離しを行い，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源を直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 常設代替直流電源設備は，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源を AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・直流 125V 蓄電池 A ・直流 125V 蓄電池 A-2	(2)　代替直流電源設備による給電 a．所内常設直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，所内常設直流電源設備を使用する。 所内常設直流電源設備は，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において，全交流動力電源喪失から 8 時間後に，不要な負荷の切り離しを行い，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系から電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・125V 系蓄電池Ａ系 ・125V 系蓄電池Ｂ系	(2) 代替直流電源設備による給電 a．所内常設蓄電式直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，所内常設蓄電式直流電源設備を使用する。 所内常設蓄電式直流電源設備は，Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ），230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），230V 系充電器（ＲＣＩＣ），電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から８時間後に，不要な負荷の切り離しを行い，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源をＢ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）及び 230V 系充電器（ＲＣＩＣ）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・Ｂ－115V 系蓄電池 ・Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ） ・230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ） ・Ｂ－115V 系充電器 ・Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ・230V 系充電器（ＲＣＩＣ） b．常設代替直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替直流電源設備を使用する。 常設代替直流電源設備は，ＳＡ用 115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，ＳＡ用 115V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源をＳＡ用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・ＳＡ用 115V 系蓄電池 ・ＳＡ用 115V 系充電器	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は区分Ⅰの蓄電池を SA 設備と兼用しているが島根２号炉は区分Ⅱの蓄電池を SA 設備と兼用している （以下，⑦の相違） ②の相違 【東海第二】 東海第二は区分ⅠⅡ両方の 125V 系蓄電池を重大事故等対処設備と兼用して使用する （以下，⑧の相違） 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は RCIC 専用の蓄電池として 230V 系蓄電池(RCIC)を設置している （以下，⑨の相違） ・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎は直流 125V 蓄電池 A,A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池を切替運用することで 24 時間電源供給する。東海第二は 125V 系蓄電池の不要負荷を 1 時間で切り離し 24 時間電源供給を行う 島根２号炉は B-115V

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・AM 用直流 125V 蓄電池 ・直流 125V 充電器 A ・直流 125V 充電器 A-2 ・AM 用直流 125V 充電器			系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池(SA)を切替運用することで 24 時間電源供給する （以下，⑩の相違） ・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，交流電源復旧を考慮し充電器も重大事故等対処設備としている （以下，⑪の相違） ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二も所内蓄電式直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置しており，10.2.2(3)項の代替所内電気設備の項目に記載されている

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
b. 可搬型直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。 可搬型直流電源設備は，電源車，AM 用直流 125V 充電器，軽油タンク，タンクローリ（4kL），電路，計測制御装置等で構成し，電源車を代替所内電気設備及び AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 電源車の燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて補給できる設計とする。 可搬型直流電源設備は，電源車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。	b．可搬型代替直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替直流電源設備を使用する。 可搬型代替直流電源設備は，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，電路，計測制御装置等で構成し，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）を経由し，直流 125V 主母線盤２Ａ又は直流 125V 主母線盤２Ｂへ接続することで電力を供給できる設計とする。 可搬型代替直流電源設備は，可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。	c．可搬型直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。 可搬型直流電源設備は，高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用），ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を代替所内電気設備，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 高圧発電機車の燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。 可搬型直流電源設備は，高圧発電機車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は RCIC への電源供給を考慮し，B1-115V 系充電器(SA)及び 230V 系充電器(常用)も可搬型直流電源設備として使用可能な系統構成としている （以下，⑫の相違） 【東海第二】 東海第二は低圧電源車と可搬型整流器の組み合わせた構成だが，島根２号炉は柏崎 6/7 と同様に高圧発電機車と常設整流器を組み合わせた構成としている （以下，⑬の相違） 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・設備の相違 【東海第二】 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
可搬型直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・電源車（6 号及び 7 号炉共用） ・AM 用直流 125V 充電器	可搬型代替直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	可搬型直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・高圧発電機車 ・Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ・ＳＡ用 115V 系充電器 ・230V 系充電器（常用）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑫の相違 【東海第二】 ⑬の相違
・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）		・ガスタービン発電機用軽油タンク ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違
・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）		・タンクローリ	・資料構成の相違 【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（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 代替所内電気設備による給電 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替所内電気設備を使用する。 代替所内電気設備は，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，計測制御装置等で構成し，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。 代替所内電気設備は，共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は，少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用） ・緊急用電源切替箱断路器 ・緊急用電源切替箱接続装置 ・AM 用動力変圧器 ・AM 用 MCC	(3)　代替所内電気設備による給電 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替所内電気設備を使用する。 代替所内電気設備は，緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，緊急用電源切替盤，緊急用直流 125V 主母線盤，電路，計測制御装置等で構成し，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の電路として使用し電力を供給できる設計とする。 代替所内電気設備は，共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は，少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。 なお，緊急用 125V 系蓄電池は，常設代替直流電源設備に位置付ける。 常設代替直流電源設備は，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，緊急用 125V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・緊急用メタルクラッド開閉装置 ・緊急用パワーセンタ ・緊急用モータコントロールセンタ ・緊急用電源切替盤 ・緊急用 125V 系蓄電池 ・緊急用直流 125V 主母線盤	(3) 代替所内電気設備による給電 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替所内電気設備を使用する。 代替所内電気設備は，緊急用メタクラ，メタクラ切替盤，高圧発電機車接続プラグ収納箱，緊急用メタクラ接続プラグ盤，ＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ，ＳＡ２コントロールセンタ，充電器電源切替盤，ＳＡ電源切替盤，重大事故操作盤，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系，計測制御装置等で構成し，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。 代替所内電気設備は，共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は，少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・緊急用メタクラ ・メタクラ切替盤 ・高圧発電機車接続プラグ収納箱 ・緊急用メタクラ接続プラグ盤 ・ＳＡロードセンタ ・ＳＡ１コントロールセンタ	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は可搬型直流電源設備の電路として使用する場合に充電器電源切替盤を使用する （以下，⑭の相違） 【柏崎 6/7】 島根２号炉は可搬型直流電源設備の電路として代替所内電気設備を使用する 【東海第二】 東海第二は常設代替直流電源設備の電路として代替所内電気設備を位置付けているが，島根２号炉は柏崎 6/7 と同様に直流電源設備側で説明している ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は常設代替直流電源設備の項目に記載している

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
・AM 用切替盤 ・AM 用操作盤 ・非常用高圧母線Ｃ 系 ・非常用高圧母線Ｄ 系		・ＳＡ２コントロールセンタ ・充電器電源切替盤 ・ＳＡ電源切替盤 ・重大事故操作盤 ・非常用高圧母線Ｃ系 ・非常用高圧母線Ｄ系	・設備の相違 ⑭の相違
	(4)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 ａ．常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機が故障）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。 常設代替交流電源設備は，常設代替高圧電源装置，電路，計測制御装置等で構成し，常設代替高圧電源装置を中央制御室での操作にて速やかに起動し，緊急用メタルクラッド開閉装置を介してメタルクラッド開閉装置２Ｃ又はメタルクラッド開閉装置２Ｄへ接続することで電力を供給できる設計とする。 常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・常設代替高圧電源装置	(4) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源設備による給電 ａ．常設代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。 常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，ガスタービン発電機用軽油タンク，電路，計測制御装置等で構成し，ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系，又はＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ，ＳＡ２コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。 ガスタービン発電機の燃料は，ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。 また，ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。 常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・ガスタービン発電機 ・ガスタービン発電機用サービスタンク ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・ガスタービン発電機用軽油タンク	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合（全交流動力電源喪失に至らない場合）でも，常設代替交流電源設備を使用するため，全交流動力電源喪失時以外の事象についても記載している ・記載場所の相違 【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（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	b．可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機が故障）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は，可搬型代替低圧電源車，電路，計測制御装置等で構成し，可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ２Ｃ及びパワーセンタ２Ｄへ接続することで電力を供給できる設計とする。 可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型代替低圧電源車	b．可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を非常用高圧母線Ｃ系，非常用高圧母線Ｄ系，又はＳＡ－ロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。 高圧発電機車の燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。 可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・高圧発電機車 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・タンクローリ	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合（全交流動力電源喪失に至らない場合）でも，可搬型代替交流電源設備を使用するため，全交流動力電源喪失時以外の事象についても記載している 【東海第二】 ⑤の相違 東海第二は可搬型代替交流電源設備が低圧電源のためパワーセンタに接続するが，島根２号炉は高圧電源のため，メタクラに接続する ・資料構成の相違 【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（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(5)　非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電 ａ．所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機が故障）した場合の重大事故等対処設備として，所内常設直流電源設備を使用する。 所内常設直流電源設備は，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系，電路，計測制御装置等で構成し，非常用所内電気設備への交流電源喪失から 1 時間以内に中央制御室において，交流電源喪失から 8 時間後に，不要な負荷の切り離しを行い，交流電源喪失から 24 時間にわたり，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系から電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・125V 系蓄電池Ａ系 ・125V 系蓄電池Ｂ系	(5) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源設備による給電 ａ．所内常設蓄電式直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として，所内常設蓄電式直流電源設備を使用する。 所内常設蓄電式直流電源設備は，Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ），230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），230V 系充電器（ＲＣＩＣ），電路，計測制御装置等で構成し，非常用所内電気設備への交流電源喪失から 8 時間後に，不要な負荷の切り離しを行い，交流電源喪失から 24 時間にわたり，Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源をＢ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）及び 230V 系充電器（ＲＣＩＣ）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・Ｂ－115V 系蓄電池 ・Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ） ・230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ） ・Ｂ－115V 系充電器 ・Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ・230V 系充電器（ＲＣＩＣ） ｂ．常設代替直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替直流電源設備を使用する。 常設代替直流電源設備は，ＳＡ用 115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系充電器，電路，計測制御装置等で構成し，非常用所内電気設備への交流電源喪失から 24 時間にわたり，ＳＡ用 115V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源をＳＡ用 115V 系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・ＳＡ用 115V 系蓄電池 ・ＳＡ用 115V 系充電器	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合（全交流動力電源喪失に至らない場合）の所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の使用について記載している 【東海第二】 ⑧，⑨の相違 ・運用の相違 【東海第二】 ⑩の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑪の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二も所内蓄電式直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置しており，10.2.2(3)項の代替所内電気設備の項目に記載されている

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
	ｂ．可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機が故障）及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替直流電源設備を使用する。 可搬型代替直流電源設備は，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，電路，計測制御装置等で構成し，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）を経由し，直流 125V 主母線盤２Ａ又は直流 125V 主母線盤２Ｂへ接続することで電力を供給できる設計とする。 可搬型代替直流電源設備は，可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。 可搬型代替直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	ｃ．可搬型直流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障）及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。 可搬型直流電源設備は，高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用），ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ，電路，計測制御装置等で構成し，高圧発電機車を代替所内電気設備，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。 高圧発電機車の燃料は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。 可搬型直流電源設備は，高圧発電機車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。 可搬型直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・高圧発電機車 ・Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ・ＳＡ用 115V 系充電器 ・230V 系充電器（常用） ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・タンクローリ	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合（全交流動力電源喪失に至らない場合）の可搬型直流電源設備の使用について記載している 【東海第二】 ⑫，⑬の相違 ・資料構成の相違 【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（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(4) 燃料補給設備による給油 重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として，軽油タンク，タンクローリ（4kL）及びホースを使用する。 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。	(6)　燃料給油設備による給油 ａ．可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。 可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ，窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）等は，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。	(6) 燃料補給設備による給油 重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，タンクローリ及びホースを使用する。 大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置は，ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 東海第二は，補機駆動用の燃料補給設備として専用のタンクを使用する。島根２号炉は，電源設備に燃料補給するタンク（ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンク）と兼用する （以下，⑮の相違） 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は柏崎 6/7 と同様にタンクローリのホースを重大事故等対処設備として使用するため記載しているが，東海第二はホースをタンクローリの付属品として整理しており記載していない （以下，⑯の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備の相違により，燃料補給対象が異なる 【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
軽油タンクからタンクローリ（4kL）への軽油の補給は，ホースを用いる設計とする。		ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は，ホースを用いる設計とする。	・記載方針の相違 【東海第二】 ⑯の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑮の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違
主要な設備は，以下のとおりとする。 ・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用） ・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用） 本系統の流路として，ホースを重大事故等対処設備として使用する。	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	主要な設備は，以下のとおりとする。 ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・タンクローリ 本系統の流路として，ホースを重大事故等対処設備として使用する。	
	b．軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 重大事故等時に常設代替高圧電源装置に軽油を補給する設備として，軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用する。 常設代替高圧電源装置は，軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ		・記載方針の相違 【東海第二】 ⑮の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違
代替電源設備の主要機器仕様を第 3.14－1 表に示す		代替電源設備の主要機器仕様を第 3.14－1 表に示す。	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉及び柏崎 6/7 と同様の内容を 10.2.3 項に記載している

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
3.14.1.1.1 多様性及び独立性，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。 常設代替交流電源設備は，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，第一ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで，ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる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。	10.2.2.1　多様性及び独立性，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。 常設代替交流電源設備は，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，常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる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。	3.14.1.1.1 多様性及び独立性，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。 常設代替交流電源設備は，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，ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで，ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる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。	・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二の常設代替交流電源設備は空冷式ディーゼル発電機のため，駆動方式ではなく多様性として冷却方式を記載している。なお，島根２号炉も同様に空冷方式を採用している
常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機，タンクローリ（16kL），第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の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。 常設代替交流電源設備は，第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は，原子炉建屋付属棟から離れた屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで，原子炉建屋付属棟内の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。 常設代替交流電源設備は，常設代替高圧電源装置からメタルクラッド開閉装置２Ｃ及びメタルクラッド開閉装置２Ｄまでの系統において，独立した電路で系統構成することにより，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置２Ｃ及びメタルクラッド開閉装置２Ｄまでの系統に対して，独立性を有する設計とする。	常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ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。 常設代替交流電源設備は，ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二では，燃料補給設備の位置的分散に関しては，10.2.2.1 項の最後に記載している （以下，⑰の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 柏崎 6/7 は，常設代替交流電源設備としてタンクローリを設定しているため，設置又は保管としている。島根２号炉は常設設備のみであるため設置としている

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
これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	
可搬型代替交流電源設備は，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，電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる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。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替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，電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで，ガスタービンにより駆動する第一ガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。	可搬型代替交流電源設備は，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，可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる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。	可搬型代替交流電源設備は，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，高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる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。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替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，高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで，ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源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】 ⑤の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の可搬型代替交流電源設備は条文 43 条第 3 項第 7 号により常設代替交流電源設備に対して多様性を有する
可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の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。 また，可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた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。	可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は，屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで，原子炉建屋付属棟内の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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。 また，可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は，屋外（常設代替高圧電源装置置場）の常設代替高圧電源装置から離れた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。	可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ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。 また，可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた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。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違 ・設備の相違 【柏崎 6／7】
可搬型代替交流電源設備は，電源車から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	可搬型代替交流電源設備は，可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ２Ｃ及びパワーセンタ２Ｄまでの系統において，独立した電路で系統構成することにより，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ２Ｃ及びパワーセンタ２Ｄまでの系統に対して，独立性を有する設計とする。	可搬型代替交流電源設備は，高圧発電機車から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	・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
これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備である２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して独立性を有する設計とする。	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	
可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。	可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。	可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違
号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，コントロール建屋内に設置することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル（常設）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】 ①の相違
所内蓄電式直流電源設備は，コントロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで，非常用直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位置的分散を図る設計とする。	所内常設直流電源設備は，原子炉建屋付属棟内の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで，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，位置的分散を図る設計とする。	所内常設蓄電式直流電源設備は，原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備３系統のうち２系統と異なる区画に設置することで，非常用直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位置的分散を図る設計とする。	・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二は非常用交流電源設備との位置的分散としているため，各蓄電池から主母線盤までと各ディーゼル発電機から主母線盤までの系統について独立性を有する設計としている
所内蓄電式直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	所内常設直流電源設備は，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系から直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂまでの系統において，独立した電路で系統構成することにより，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂまでの系統に対して，独立性を有する設計とする。	所内常設蓄電式直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備３系統のうち２系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	
これらの位置的分散及び電路の独立性によって，所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計とする。	これらの位置的分散及び電路の独立性によって，所内常設直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	これらの位置的分散及び電路の独立性によって，所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備３系統のうち２系統に対して独立性を有する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は ABWR のため非常用直流電源系統が４系統あり，A 系統は所内蓄電式直流電源設備を兼ねているため A 系と B～D 系を位置的分散している。東海第二の

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
			所内常設直流電源設備は非常用直流電源設備を兼ねているため，非常用交流電源設備との位置的分散を図っている 島根２号炉の非常用直流電源設備は BWR-5 のため非常用系統は３系統あり，そのうち B 系は所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねているため，各区分ごとに区画された部屋へ設置することで，各々の位置的分散を図っている。なお，東海第二と同様に非常用交流電源設備とも位置的分散が図られている ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の常設代替直流電源設備は重大事故等対処設備専用として設置している。島根２号炉の常設代替直流電源設備は，所内常設蓄電式直流電源設備へのタイラインを設けているため，非常用直流電源設備のうち，区分Ⅰ，Ⅲとの位置的分散及び独立性を考慮する
常設代替直流電源設備は，原子炉建屋内に設置することで，コントロール建屋内の非常用直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位置的分散を図る設計とする。 常設代替直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって，常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	常設代替直流電源設備は，原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで，原子炉建屋付属棟内の非常用直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，位置的分散を図る設計とする。 常設代替直流電源設備は，緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備の 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系及びＨＰＣＳ系から直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂ及びＨＰＣＳまでの系統に対して，独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって，常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。	常設代替直流電源設備は，廃棄物処理建物内に設置し，非常用直流電源設備３系統のうち２系統と異なる区画に設置することで，非常用直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位置的分散を図る設計とする。 常設代替直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備３系統のうち２系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって，常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立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
可搬型直流電源設備は，非常用直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，電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで，蓄電池（非常用）を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。	可搬型代替直流電源設備は，非常用直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，可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系及びＨＰＣＳ系を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。	可搬型直流電源設備は，非常用直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，高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用）により交流電力を直流に変換できることで，非常用蓄電池を用いる非常用直流電源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】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑫の相違 【東海第二】 ⑬の相違
可搬型直流電源設備の電源車，AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ（4kL）は，屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク，原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の充電器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。	可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は，屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで，原子炉建屋付属棟内の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系及びＨＰＣＳ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。	可搬型直流電源設備の高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用）及びタンクローリは，屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器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】 ⑫，⑬の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違
可搬型直流電源設備は，電源車から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	可搬型代替直流電源設備は，可搬型代替低圧電源車から直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂまでの系統において，独立した電路で系統構成することにより，125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系から直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂまでの系統に対して，独立性を有する設計とする。	可搬型直流電源設備は，高圧発電機車から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 東海第二は可搬型整流器を使用するため，独立性を考慮する設備が異なる
これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。 可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。	・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
代替所内電気設備の緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は，非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで，非常用所内電気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。	代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで，非常用所内電気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。 代替所内電気設備の緊急用モータコントロールセンタは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）及び原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで，非常用所内電気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。 代替所内電気設備の緊急用電源切替盤は，原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室内に設置することで，非常用所内電気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。 代替所内電気設備の緊急用直流 125V 主母線盤は，原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで，非常用所内電気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。	代替所内電気設備の緊急用メタクラは，ガスタービン発電機建物内に設置し，ＳＡロードセンタ及びＳＡ１コントロールセンタは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで，非常用所内電気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。 代替所内電気設備のメタクラ切替盤，ＳＡ電源切替盤及びＳＡ２コントロールセンタは，原子炉建物付属棟内に設置し，代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで，代替する機能を有する非常用所内電気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。 代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は，屋外に設置することで，非常用所内電気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。 代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで，非常用所内電気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。 代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで，非常用所内電気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，東海第二】 ⑭の相違
代替所内電気設備は，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備に対して，独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって，代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。	代替所内電気設備は，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備に対して，独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって，代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。	代替所内電気設備は，独立した電路で系統構成することにより，代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して，独立性を有する設計とする。 これらの位置的分散及び電路の独立性によって，代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立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
燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，原子炉建屋近傍の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，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。	燃料給油設備のタンクローリは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系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，屋内（常設代替高圧電源装置置場）の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系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。	燃料補給設備のタンクローリは，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系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移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系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。	
軽油タンクは，屋外に分散して設置することで，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。	可搬型設備用軽油タンクは，軽油貯蔵タンクと離れた屋外に設置することで，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。	ガスタービン発電機用軽油タンクは，原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで，原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系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】 柏崎 6/7 は軽油タンクを複数保有しているため，軽油タンク同士の位置的分散を図っている 島根２号炉は，ディーゼル燃料貯蔵タンクとの位置的分散を図っている ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉の常設代替交流電源設備の燃料に関しては 3.14.1.1.1 項の最初に記載している
	燃料給油設備の常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用交流電源設備２Ｃ系，２Ｄ系及びＨＰＣＳ系と異なる区画に設置することで，屋内（常設代替高圧電源装置置場）の２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系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。		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
10.2.2.2 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。 常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器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。	10.2.2.2　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。 常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器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。	3.14.1.1.2 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。 常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電機用軽油タンク，ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器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。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二では，燃料補給設備の悪影響防止に関しては，10.2.2.2 項の最後に記載している（以下，⑱の相違）
常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）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。 常設代替交流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時に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，東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉のガスタービン発電機用軽油タンクは通常系統から隔離されおり，弁操作を行わない
第一ガスタービン発電機及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，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。	常設代替高圧電源装置は，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。	ガスタービン発電機及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，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。	・資料構成の相違 【東海第二】 ⑱の相違
可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）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，遮断器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。	可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，遮断器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。	可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，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，遮断器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 【東海第二】 ⑤の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑱の相違
可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時に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。	燃料給油設備の可搬型設備用軽油タンクは，重大事故等時に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。	可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，重大事故等時に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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
電源車は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	可搬型代替低圧電源車は連結材や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	高圧発電機車は輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では治具，連結材を使用しない
号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，接続先の系統と分離し，重大事故等時に接続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。 号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続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。 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は治具による固定等をすることで，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
所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は，通常時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とし，重大事故等時に遮断器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。	所内常設直流電源設備の 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，通常時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とし，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。	所内常設蓄電式直流電源設備のＢ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ），230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），230V 系充電器（ＲＣＩＣ）は，通常時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とし，重大事故等時に遮断器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】 ⑦の相違 【東海第二】 東海第二は設計基準事故対処設備である 125V 系蓄電池が重大事故等対処設備を兼ねており 24 時間時間電源供給するため，通常時と同じ系統構成で使用している
所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器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。	常設代替直流電源設備の緊急用 125V 系蓄電池は，重大事故等時に通常時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。	常設代替直流電源設備のＳＡ用 115V 系蓄電池及びＳＡ用 115V 系充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器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】 ②の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の常設代替直流電源設備は，重大

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			事故等対処設備としてSRV への電源供給等，通常時と異なる系統構成を行う
可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器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。	可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，遮断器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。	可搬型直流電源設備のＢ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用）は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器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 【東海第二】 ⑬の相違により，系統構成が異なる
可搬型直流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）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，遮断器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。		可搬型直流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは，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，遮断器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。	・資料構成の相違 【東海第二】 ⑱の相違
可搬型直流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時に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。		可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，重大事故等時に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。	・資料構成の相違 【東海第二】 ⑱の相違
代替所内電気設備の緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器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。	代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は，遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器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。	代替所内電気設備の緊急用メタクラ，メタクラ切替盤，高圧発電機車接続プラグ収納箱，緊急用メタクラ接続プラグ盤，ＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタは，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器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。	
代替所内電気設備の AM 用切替盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，重大事故等時に遮断器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。		代替所内電気設備の充電器電源切替盤，ＳＡ電源切替盤，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系は，重大事故等時に遮断器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】 ⑭の相違
		代替所内電気設備の重大事故操作盤は，設計基準対処設備の操作盤と分離していることで，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】 重大事故操作盤は重大事故時に使用するが，通常時も常に SA 設備を監視状態にある。設計基

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			準対処設備の操作盤とは物理的に離れた場所に設置しており，他の盤に影響をあたえることはない
燃料補給設備のタンクローリ（4kL）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。 燃料補給設備の軽油タンクは，重大事故等時に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。	燃料給油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。 燃料給油設備の軽油貯蔵タンクは，重大事故等時に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。	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。 燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，重大事故等時に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。	
タンクローリ（4kL）及びタンクローリ（16kL）は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	タンクローリは連結材や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	タンクローリは輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では治具，連結材を使用しない
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，通常時は弁等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備として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。		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉の常設代替交流電源設備の燃料補給設備に関しては 3.14.1.1.2 項の最初に記載している

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
3.14.1.1.3 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。 第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は，共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。 号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により 6 号及び 7 号炉相互間での電力融通を可能とし，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。 軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。 なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。		3.14.1.1.3 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。 常設代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備については，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】 島根２号炉は複数設置号炉ではないため他号炉と共用しない

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
3.14.1.1.4 容量等 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 第一ガスタービン発電機は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。 第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，想定される重大事故等時において，タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間，第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。	10.2.2.3　容量等 基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。 常設代替高圧電源装置は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。	3.14.1.1.4 容量等 基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。 ガスタービン発電機は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。 ガスタービン発電機用サービスタンクは，想定される重大事故等時において，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間，ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉では，ガスタービン発電機用のサービスタンクを設置する設計としている （以下，⑲の相違）
第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，常設代替高圧電源装置の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。	
電源車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な設備に電力を供給できる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 号炉共用で 4 セット 8 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 9 台を保管する。	可搬型代替低圧電源車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，2 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 5 台を保管する。	高圧発電機車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを１セット３台使用する。保有数は，２セット６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７台を保管する。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 可搬型代替交流電源設備の台数の相違（設備設計の相違による設備仕様の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
号炉間電力融通ケーブル（常設）は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 式として使用する。保有数は，号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。			
直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は，想定される重大事故等時において，負荷の切り離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，想定される重大事故等時において，1 時間以内に中央制御室において行なう簡易な操作での切り離し以外の負荷の切り離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	Ｂ－115V 系蓄電池及びＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）は，想定される重大事故等時において，負荷の切り離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 【東海第二】 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
	緊急用 125V 系蓄電池は，想定される重大事故等時において，負荷の切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	ＳＡ用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）は想定される重大事故等時において，負荷の切り離しを行わず 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池(RCIC)を設置しており，負荷切り離しを行うことなく 24 時間の電源供給が可能な容量を有している
AM 用直流 125V 充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。		Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用）は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑫の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑬の相違により，可搬型整流器のため記載場所が異なる。東海第二の記載は本項の最後に記載
緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	緊急用メタクラ，メタクラ切替盤，高圧発電機車接続プラグ収納箱，緊急用メタクラ接続プラグ盤，ＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタは，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。	
軽油タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，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，事故後 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しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	軽油貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，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，事故後 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しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，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，事故後 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しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	
	可搬型設備用軽油タンクは，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，事故後 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。	ガスタービン発電機用軽油タンクは，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，事故後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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 【東海第二】 ⑮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
タンクローリ（16kL）は，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに，燃料を補給できる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。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違
タンクローリ（4kL）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，燃料を補給できる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。	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，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，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 3 台の合計 5 台を保管する。	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，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は，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 台の合計 2 台を保管する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 のタンクローリは 1 セット 3 台，東海第二は 1 セット 2 台で構成するが，島根 2 号炉は 1 セット 1 台で構成している ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑬の相違により，可搬型整流器のため記載場所が異なる。島根 2 号炉では常設充電器の項目に記載
	可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は，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，電力を供給できる容量を有するものを可搬型代替低圧電源車 1 台及び可搬型整流器 4 台を 1 セットとして使用し，24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。 可搬型代替低圧電源車は，可搬型代替交流電源設備と兼用しており，保有数は，2 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。 可搬型整流器の保有数は，2 セット 8 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 9 台を保管する。		

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
3.14.1.1.5 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。 第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，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。 第一ガスタービン発電機の操作は，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。 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの系統構成に必要な弁の操作は，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。 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの操作は，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。 電源車は，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。 電源車の常設設備との接続及び操作は，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。	10.2.2.4　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。 常設代替高圧電源装置は，屋外（常設代替高圧電源装置置場）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。 常設代替高圧電源装置の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）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。 可搬型代替低圧電源車は，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。 可搬型代替低圧電源車の常設設備との接続及び操作は，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。	3.14.1.1.5 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。 ガスタービン発電機，ガスタービン発電機用サービスタンク，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは，ガスタービン発電機建物内に設置し，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。 ガスタービン発電機の操作は，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。 緊急用メタクラの操作は，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。 高圧発電機車は，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。 高圧発電機車の常設設備との接続及び操作は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉はガスタービン発電機建物を設置しているため，屋内に設置する設備が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，燃料移送ポンプを使用せずに起動できることから，起動時に必要となる系統構成操作はない ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の常設代替交流電源設備を受電する緊急用メタクラは中央制御室にて操作することで系統構成を行う ・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
号炉間電力融通ケーブル（常設）は，コントロール建屋に設置し，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。 号炉間電力融通ケーブル（常設）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。 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，屋外に保管及び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。 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の常設設備との接続及び操作は，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。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は，コントロール建屋に設置し，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。	125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，原子炉建屋付属棟に設置し，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。	Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ），230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），230V 系充電器（ＲＣＩＣ）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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦，⑧，⑨の相違
AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，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。	緊急用 125V 系蓄電池は，原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し，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。 緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）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。 緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタの操作は想定される重大事故等時において中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。 緊急用モータコントロールセンタは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）及び原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し，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。 緊急用モータコントロールセンタの操作は，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。	ＳＡ用 115V 系蓄電池及びＳＡ用 115V 系充電器は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設置場所の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉では緊急用メタクラ及びＳＡロードセンタに該当 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉ではＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタに該当
緊急用断路器は，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。 緊急用断路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。		高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は，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。 高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
緊急用電源切替箱断路器は，コントロール建屋に設置し，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。 緊急用電源切替箱断路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。 緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，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。 緊急用電源切替箱接続装置，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系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。	緊急用電源切替盤は，原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室に設置し，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。 緊急用電源切替盤の操作は，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。 緊急用直流 125V 主母線盤は，原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し，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。 緊急用直流 125V 主母線盤の操作は，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。	メタクラ切替盤，ＳＡ２コントロールセンタ，ＳＡ電源切替盤，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系は，原子炉建物付属棟内に設置し，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。 メタクラ切替盤，ＳＡ電源切替盤，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系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。 ＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し，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。 ＳＡロードセンタの操作は，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。 充電器電源切替盤は，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。 充電器電源切替盤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。 重大事故操作盤は，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。 重大事故操作盤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 【東海第二】 島根２号炉ではＳＡ電源切替盤が該当。ＳＡ電源切替盤は現場に設置し現場操作で切替を行う ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は直流電源設備の主母線盤を代替所内電気設備と位置付けているが，島根２号炉は直流電源設備として整理している （以下，⑳の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 電源系統構成及び設備設置場所の相違。設置場所での環境条件を考慮した設計としている

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
軽油タンクは，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。 軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は，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。	軽油貯蔵タンクは，常設代替高圧電源装置置場南側（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。 軽油貯蔵タンクの系統構成に必要な弁の操作は，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。	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，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。 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの系統構成に必要なフランジの開放は，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】 島根２号炉では設置場所でフランジの開放が可能な設計としている
	可搬型設備用軽油タンクは，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。	ガスタービン発電機用軽油タンクは，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。 ガスタービン発電機用軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は，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】 ⑥の相違 【東海第二】 ⑮の相違 島根２号炉はガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給設備として使用する場合に系統構成が必要 （以下，㉑の相違）
タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）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。 タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）の常設設備との接続及び操作は，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。	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を考慮した設計とする。 タンクローリの常設設備との接続及び操作は，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。	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を考慮した設計とする。 タンクローリの常設設備との接続及び操作は，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
3.14.1.1.6 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。 常設代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 第一ガスタービン発電機は，中央制御室の操作スイッチ等により，操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 可搬型代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 電源車は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。 系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 電源車は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 電源車を接続する接続箇所については，ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし，一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とするとともに，確実な接続ができるよう足場を設ける設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用できるよう，接続箇所の形状を統一する設計とする。 号炉間電力融通電気設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，系統構成に必要な遮断器等を，設置場所での遮断器操作等により操作が可能な設計とする。 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，人力による運搬が可能な設計とし，屋外及び屋内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，設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。	10.2.2.5　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。 常設代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 常設代替高圧電源装置は，中央制御室の操作スイッチ等により，操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 可搬型代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 可搬型代替低圧電源車は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。 系統構成に必要な遮断器等は，中央制御室等でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 可搬型代替低圧電源車は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 可搬型代替低圧電源車を接続する接続箇所については，ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし，一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。	3.14.1.1.6 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。 常設代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ガスタービン発電機は，中央制御室の操作スイッチ等により，操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 可搬型代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 高圧発電機車は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。 系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 高圧発電機車は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 高圧発電機車を接続する接続箇所については，ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし，一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の接続に足場を使用しない 号炉間の共用はないため，相互使用については記載していない ・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
炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する接続箇所については，ボルト・ネジ接続とし，接続治具を用いてケーブルを確実に接続することが可能な設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用できるよう，接続箇所の形状を統一する設計とする。			
所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 可搬型直流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。	所内常設直流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成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。 可搬型代替直流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。	所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 可搬型直流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑦，⑧の相違
	可搬型整流器は，屋外に保管及び設置し，車両及び人力により運搬ができるとともに，設置場所にて固縛が可能な設計とする。また，ケーブル接続は，一般的な工具を用いてボルト・ネジ接続を用いることで，容易かつ確実に接続可能な設計とする。 可搬型整流器は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。 緊急用 125V 系蓄電池は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成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。		・設備の相違 【東海第二】 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
代替所内電気設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。	代替所内電気設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は，付属の操作スイッチ等により，設置場所等での操作が可能な設計とする。	代替所内電気設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 緊急用メタクラ，高圧発電機車接続プラグ収納箱，緊急用メタクラ接続プラグ盤，メタクラ切替盤，ＳＡ電源切替盤，充電器電源切替盤，重大事故操作盤，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系は，付属の操作スイッチ等により，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，東海第二】 ⑭の相違
燃料補給設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。	燃料給油設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。	燃料補給設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違
軽油タンクは，系統構成に必要な弁を，設置場所での手動操作が可能な設計とする。	軽油貯蔵タンクは，系統構成に必要な弁を，中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，系統構成に必要なフランジを，設置場所での開放が可能な設計とする。 ガスタービン発電機用軽油タンクは，系統構成に必要な弁を，設置場所での手動操作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号炉では設置場所でフランジの開放が可能な設計としている ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 【東海第二】 ㉑の相違
タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）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し，系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）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による固定等が可能な設計とする。 タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を接続する接続口については，専用の接続方式とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。	タンクローリは，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は設置場所での手動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による固定等が可能な設計とする。 タンクローリを接続する接続口については，簡便な接続規格を用いた専用の接続方式とし，可搬型設備用軽油タンク及び重大事故等対処設備に確実に接続することができる設計とする。 10.2.3　主要設備及び仕様 代替電源設備の主要機器仕様を第 10.2－1 表に示す。	タンクローリは，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し，系統構成に必要な弁は設置場所での手動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による固定等が可能な設計とする。 タンクローリを接続する接続口については，専用の接続方式とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 他号炉と共用しない ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉も同様に第 3.14－1 表に仕様を

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
			記載している
3.14.1.1.7 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。	10.2.4　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。	3.14.1.1.7 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。	
第一ガスタービン発電機は，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とともに，分解が可能な設計とする。	常設代替高圧電源装置は，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とともに，分解が可能な設計とする。	ガスタービン発電機は，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とともに，分解が可能な設計とする。	
第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能な設計とする。		ガスタービン発電機用サービスタンクは，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。	・設備の相違 【東海第二】 ⑲の相違
第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，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。	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，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。	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，停止中も漏えいの確認が可能としている
また，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。	また，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。	また，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。	
電源車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能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，電源車は，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。	可搬型代替低圧電源車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能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，可搬型代替低圧電源車は，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。	高圧発電機車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能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，高圧発電機車は，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 【東海第二】 ⑤の相違
号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）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とともに，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は取替えが可能な設計とする。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2 及び AM 用直流 125V 充電器は，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。	125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，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。	Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系蓄電池，230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系充電器，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（ＲＣＩＣ）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，東海第二】 ⑦，⑧，⑨の相違
	可搬型整流器は，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】 ⑬の相違
緊急用断路器は，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。	緊急用メタルクラッド開閉装置，緊急用パワーセンタ，緊急用モータコントロールセンタ，緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は，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。また，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。	メタクラ切替盤，高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は，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。	
緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，発電用原子炉の停止中		緊急用メタクラ，ＳＡロードセンタ，ＳＡ１コントロールセンタ，ＳＡ２コントロールセンタ，ＳＡ電源切替盤，充電器電源切替盤，重大事故操作盤，非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線	・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
に機能・性能の確認が可能な設計とする。また，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。		Ｄ系は，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。また，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。	⑭の相違
軽油タンクは，発電用原子炉の運転中に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。	軽油貯蔵タンクは，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。	ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，停止中も漏えいの確認が可能としている ・設備の相違 【東海第二】 ⑮の相違
	可搬型設備用軽油タンクは，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及び内部の確認が可能な設計とする。		
タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験，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（16kL）及びタンクローリ（4kL）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。	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検査及び機能試験，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。	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検査及び機能試験，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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 3.14－1 表 代替電源設備主要機器仕様 (1) 常設代替交流電源設備 a. 第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用） ガスタービン 台 数 2 使用燃料 軽油 出 力 約 3,600kW/台 発電機 台 数 2 種 類 同期発電機 容 量 約 4,500kVA/台 力 率 0.8 電 圧 6.9kV 周 波 数 50Hz b. 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用） 基 数 2 容 量 約 50kL/基 c. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ(6 号及び 7 号炉共用) 台 数 2 容 量 約 3m³/h/台 d. 軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基 数 1（予備 3） 容 量 約 550kL/基 e. タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 1（予備 1） 容 量 約 16kL/台	第 10.2－1 表　代替電源設備の主要機器仕様 (1) 常設代替交流電源設備 a．常設代替高圧電源装置 ディーゼル機関 台　　数　　5（予備 1） 使 用 燃 料　　軽油 出　　力　　約 1,540kW／台 発 電 機 台　　数　　5（予備 1） 種　　類　　三相同期発電機 容　　量　　約 1,725kVA／台 力　　率　　0.8 電　　圧　　6,600V 周 波 数　　50Hz	第 3.14－1 表 代替電源設備主要機器仕様 (1) 常設代替交流電源設備 a．ガスタービン発電機 ガスタービン 台　数　１（予備１） 使用燃料　軽油 出　力　約 5,200kW/台 発電機 台　数　１（予備１） 種　類　同期発電機 容　量　約 6,000kVA/台 力　率　0.8 電　圧　6.9kV 周 波 数　60Hz b．ガスタービン発電機用サービスタンク 基　数　１（予備１） 容　量　約 7.9m³/基 c．ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 台　数　１（予備１） 容　量　約 4.0m³/h/台 d．ガスタービン発電機用軽油タンク 基　数　1 容　量　約 560m³/基	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違

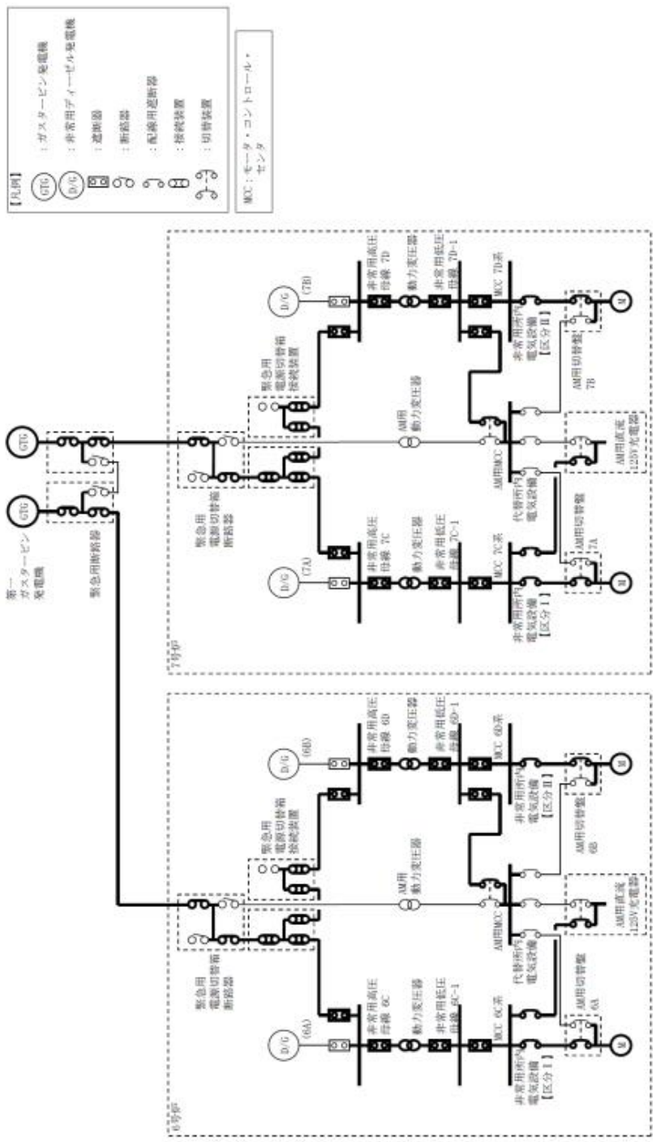
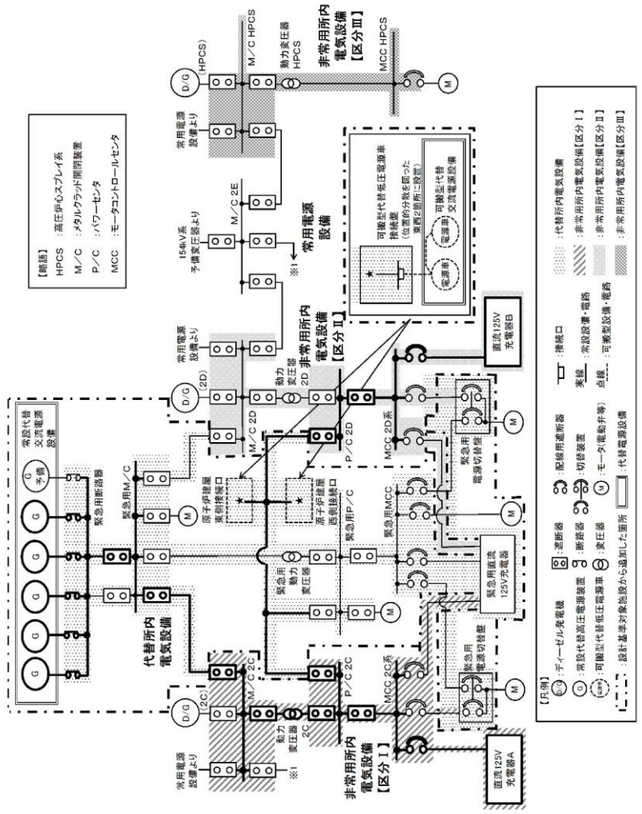
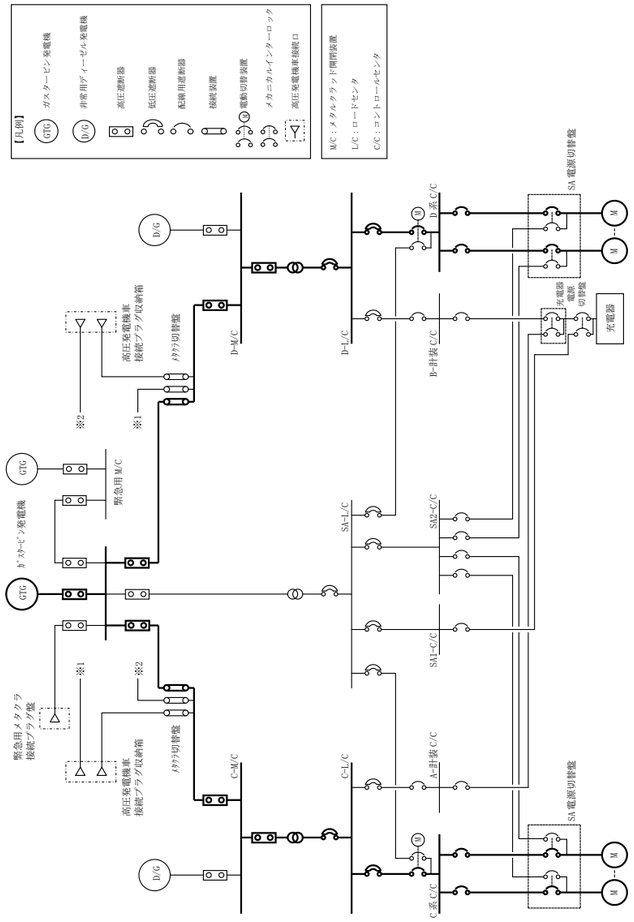
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) 可搬型代替交流電源設備 a. 電源車（6 号及び 7 号炉共用） エンジン 台 数 8（予備 1） 使用燃料 軽油 発電機 台 数 8（予備 1） 種 類 同期発電機 容 量 約 500kVA/台 力 率 0.8 電 圧 6.9kV 周 波 数 50Hz b. 軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基 数 1（予備 3） 容 量 約 550kL/基 c. タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 3（予備 1） 容 量 約 4kL/台 (3) 号炉間電力融通電気設備 a. 号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1 b. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1	(2) 可搬型代替交流電源設備 a．可搬型代替低圧電源車 ディーゼル機関 台　　数　　4（予備 1）※1 使 用 燃 料　　軽油 発　電　機 台　　数　　4（予備 1）※1 種　　類　　三相同期発電機 容　　量　　約 500kVA／台 力　　率　　0.8 電　　圧　　440V 周 波 数　　50Hz ※1　必要台数は，2 台 2 セット（予備 1 台）	(2) 可搬型代替交流電源設備 a．高圧発電機車 機関 台　数　６（予備１） 使用燃料　軽油 発電機 台　数　６（予備１） 種　類　同期発電機 容　量　約 500kVA/台 力　率　0.8 電　圧　6.6kV 周 波 数　60Hz b．ガスタービン発電機用軽油タンク 基　数　1 容　量　約 560m^3/基 c．非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基　数　５ 容　量　約 170m^3/基（２基） 約 100m^3/基（３基） d．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基　数　1 容　量　約 170m^3/基 e．タンクローリ 台　数　１（予備１） 容　量　約 3.0m^3/台	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違

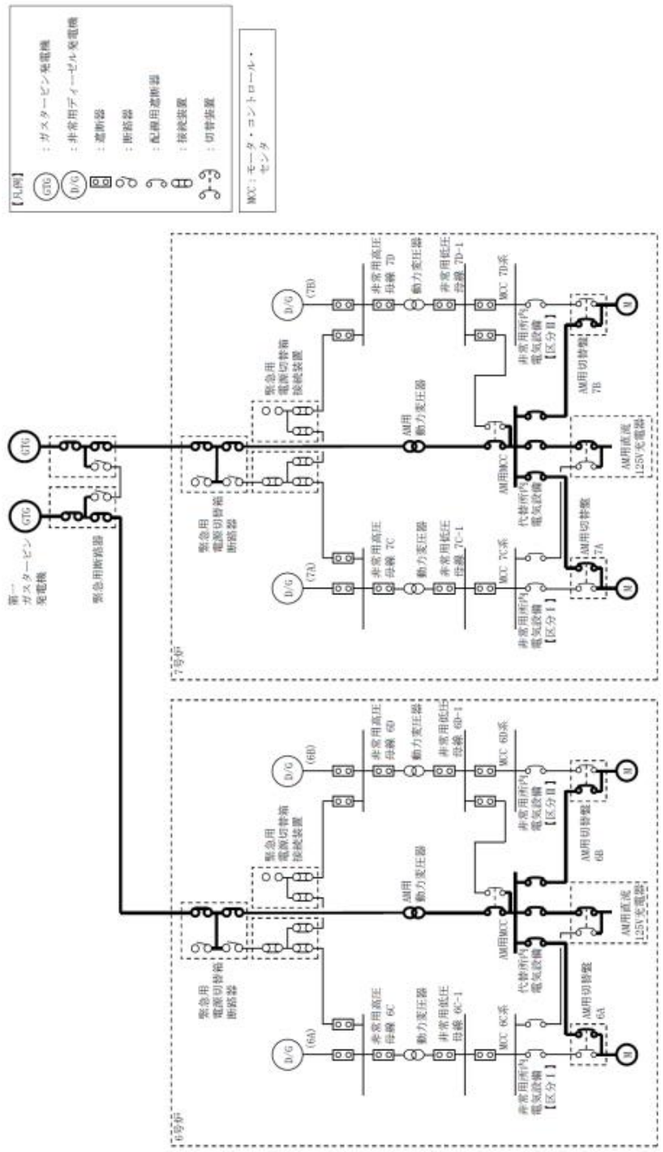
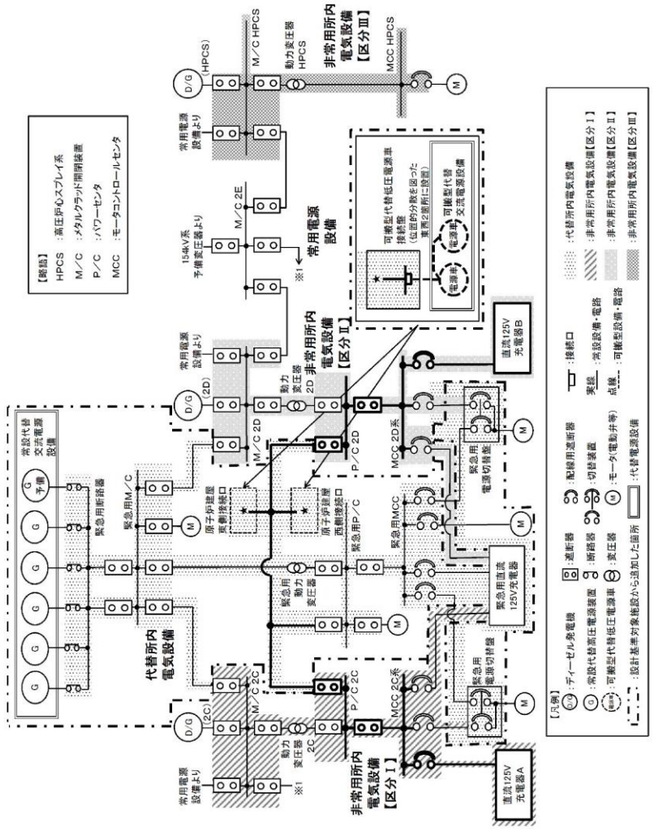
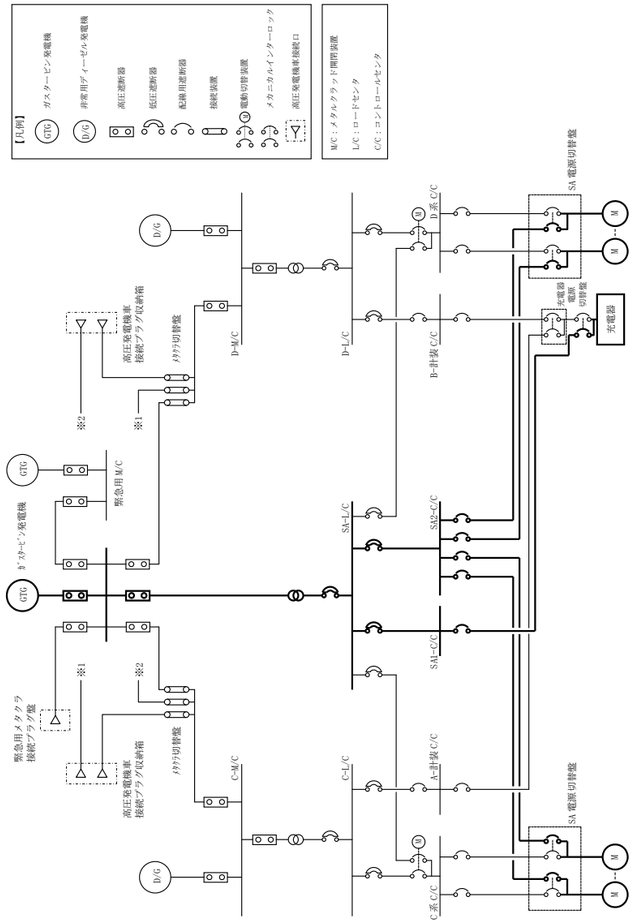
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(4) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備 a. 直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 組 数 1 電 圧 125V 容 量 約 10,000Ah （直流 125V 蓄電池 A ：約 6,000Ah 直流 125V 蓄電池 A-2：約 4,000Ah） b. AM 用直流 125V 蓄電池 組 数 1 電 圧 125V 容 量 約 3,000Ah c. 直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 個 数 2 電 圧 125V 容 量 約 700A 及び約 400A	(3) 所内常設直流電源設備 a．125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系 第 10.1－4 表　直流電源設備の設備仕様に記載する。 組　　数　　2 電　　圧　　125V 容　　量　　約 6,000Ah／組 (4) 常設代替直流電源設備 a．緊急用 125V 系蓄電池 組　　数　　1 電　　圧　　125V 容　　量　　約 6,000Ah	(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備 a．Ｂ－115V 系蓄電池及びＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 組　数　1 電　圧　115V 容　量　約 4,500Ah （Ｂ－115V 系蓄電池：約 3,000Ah Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）：約 1,500Ah） b．230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 組　数　1 電　圧　230V 容　量　約 1,500Ah c．ＳＡ用 115V 系蓄電池 組　数　1 電　圧　115V 容　量　約 1,500Ah d．Ｂ－115V 系充電器及びＢ１－115V 系充電器（ＳＡ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 個　数　２ 電　圧　120V 電　流　約 400A 及び約 200A e．230V 系充電器（ＲＣＩＣ） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 個　数　1 電　圧　240V 電　流　約 200A	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違

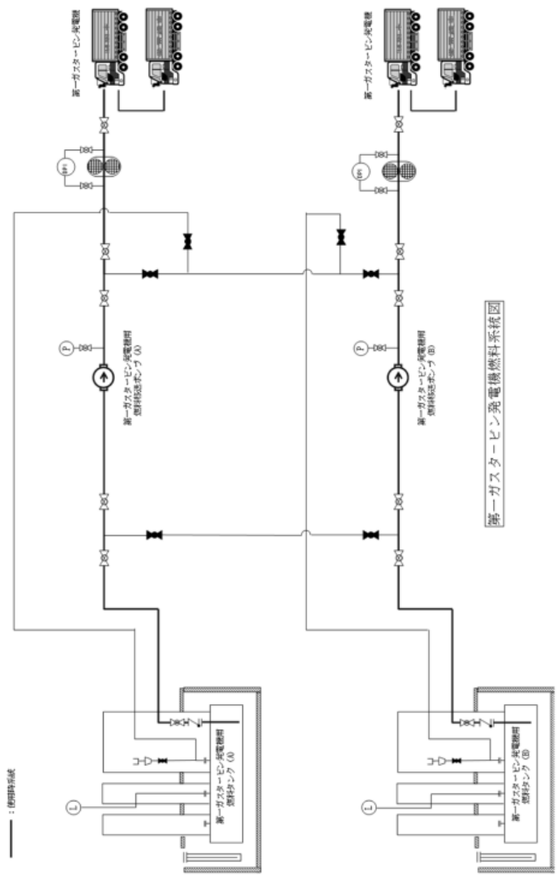
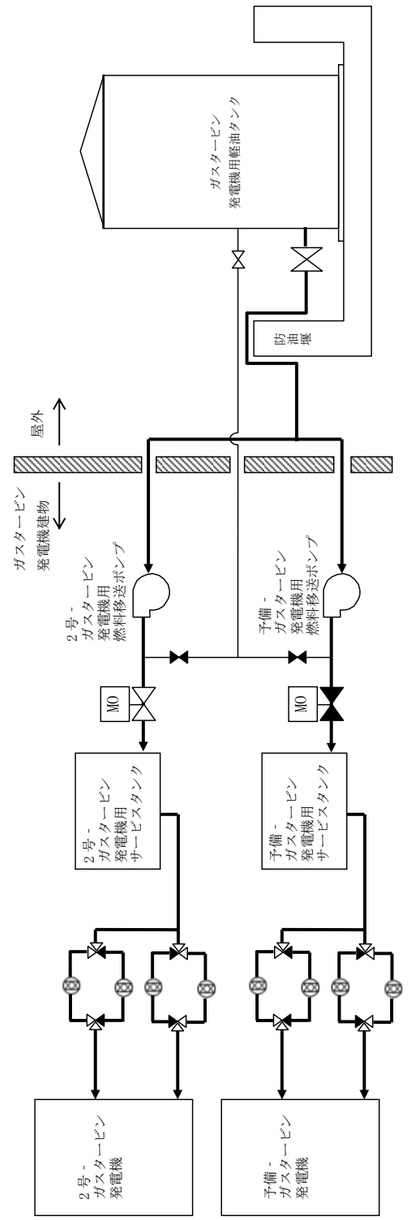
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
d. AM 用直流 125V 充電器 個 数 1 電 圧 125V 容 量 約 300A (5) 可搬型直流電源設備 a. 電源車（6 号及び 7 号炉共用） エンジン 台 数 8（予備 1） 使用燃料 軽油 発電機 台 数 8（予備 1） 種 類 同期発電機 容 量 約 500kVA/台 力 率 0.8 電 圧 6.9kV 周 波 数 50Hz b. AM 用直流 125V 充電器 個 数 1 電 圧 125V 容 量 約 300A	(5) 可搬型代替直流電源設備 ａ．可搬型代替低圧電源車 第 10.2－1 表　代替電源設備の主要機器仕様「(2) ａ．可搬型代替低圧電源車」に記載する。 ｂ．可搬型整流器 台　　数　　8（予備 1）※2 電　　圧　　0～150V 容　　量　　約 100A／台 ※2　必要台数は，４台２セット（予備１台）	ｆ．ＳＡ用 115V 系充電器 個　　数　　1 電　　圧　　120V 電　　流　　約 200A (4) 可搬型直流電源設備 ａ．高圧発電機車 機関 台　　数　　６（予備１） 使用燃料　　軽油 発電機 台　　数　　６（予備１） 種　　類　　同期発電機 容　　量　　約 500kVA/台 力　　率　　0.8 電　　圧　　6.6kV 周 波 数　　60Hz ｂ．Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） 個　　数　　1 電　　圧　　120V 電　　流　　約 200A ｃ．ＳＡ用 115V 系充電器 個　　数　　1 電　　圧　　120V 電　　流　　約 200A ｄ．230V 系充電器（常用） 個　　数　　1 電　　圧　　240V 電　　流　　約 200A ｅ．ガスタービン発電機用軽油タンク 基　　数　　1 容　　量　　約 560m^3/基	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違

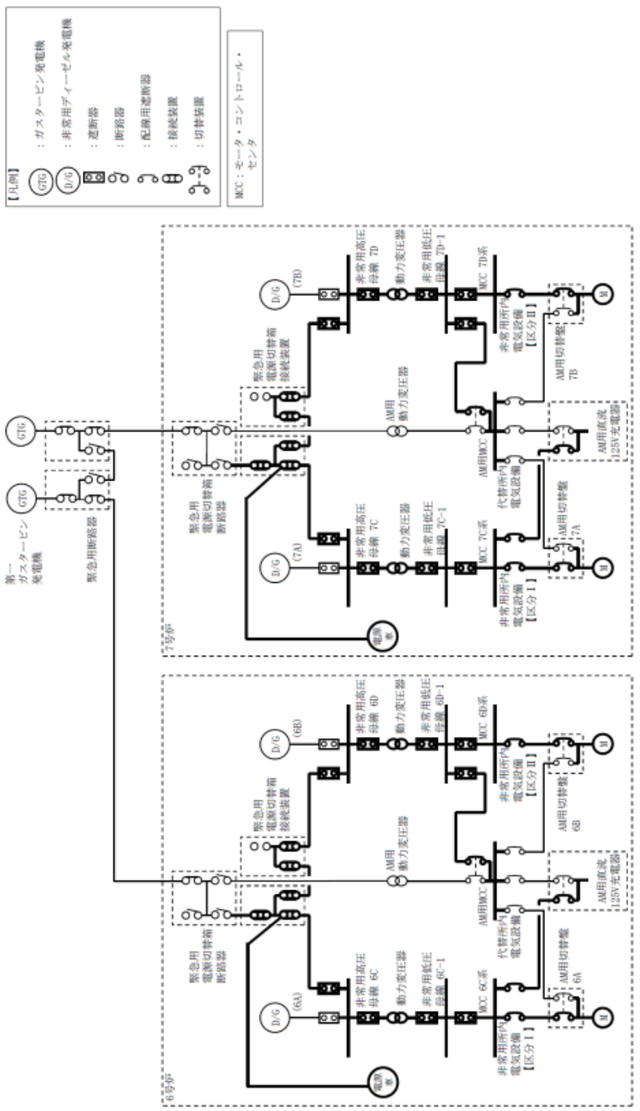
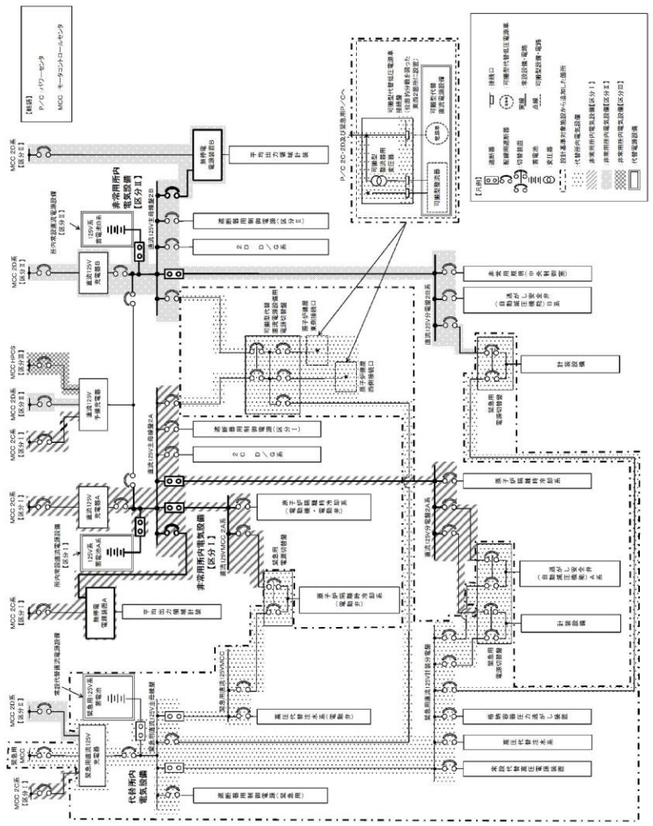
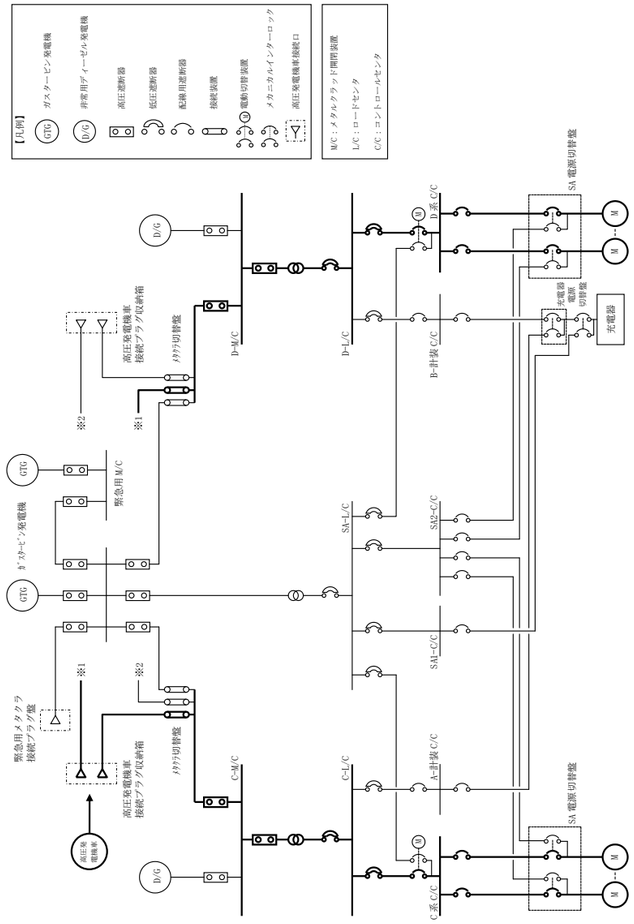
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
c. 軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基 数 1（予備 3） 容 量 約 550kL/基 d. タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 3（予備 1） 容 量 約 4kL/台 (6) 代替所内電気設備 a. AM 用動力変圧器 個 数 1 容 量 約 750kVA（6 号炉），約 800kVA（7 号炉） 電 圧 6.9kV/480V	(6) 代替所内電気設備 a．緊急用メタルクラッド開閉装置 個　　数　　1 定 格 電 圧　　7,200V b．緊急用パワーセンタ 個　　数　　1 定 格 電 圧　　600V c．緊急用モータコントロールセンタ 個　　数　　3 定 格 電 圧　　600V d．緊急用電源切替盤 個　　数　　6 定 格 電 圧　　交流　600V 直流　125V e．緊急用直流 125V 主母線盤 個　　数　　1 定 格 電 圧　　125V	f．非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基　　数　　５ 容　　量　　約 170m³/基（２基） 約 100m³/基（３基） g．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基　　数　　１ 容　　量　　約 170m³/基 h．タンクローリ 台　　数　　１（予備１） 容　　量　　約 3.0m³/台	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違

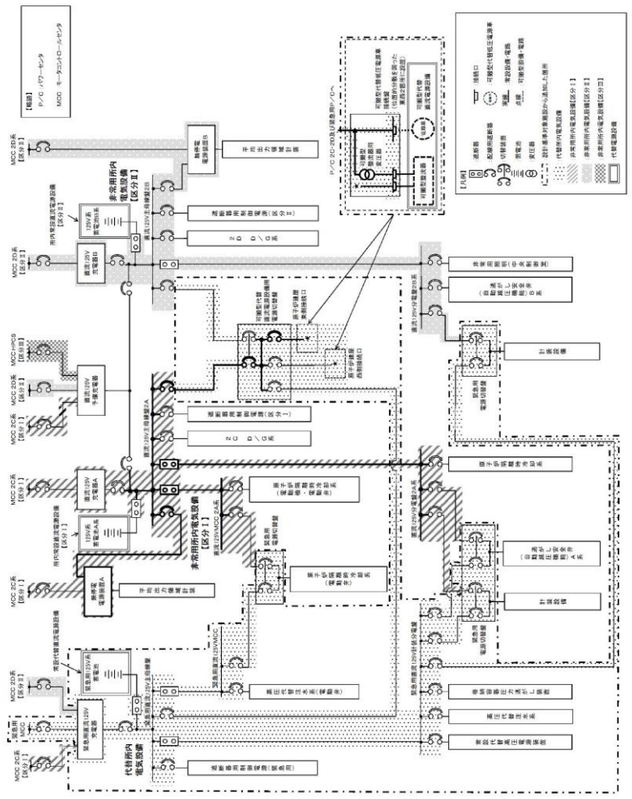
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(7) 燃料補給設備 a. 軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基 数 1（予備 3） 容 量 約 550kL/基 b. タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 3（予備 1） 容 量 約 4kL/台	(7) 燃料給油設備 a．軽油貯蔵タンク 第 10.1－3 表　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様に記載する。 基　　数　　2 容　　量　　約 400kL／基 b．常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ 型　　式　　スクリュー型 台　　数　　1（予備 1） 容　　量　　約 3.0m^3／h 吐 出 圧 力　　約 0.3MPa［gage］ 最高使用圧力　　1.0MPa［gage］ 最高使用温度　　55℃ c．可搬型設備用軽油タンク 基　　数　　7（予備 1） 容　　量　　約 30kL／基 d．タンクローリ 台　　数　　2（予備 3）※3 容　　量　　約 4kL／台 ※3　必要台数は，2 台 1 セット（予備 3 台）	(5) 燃料補給設備 a．ガスタービン発電機用軽油タンク 基　数　1 容　量　約 560m^3/基 b．非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基　数　5 容　量　約 170m^3/基（２基） 約 100m^3/基（３基） c．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用電源設備（通常運転時等） ・非常用電源設備（重大事故等時） 基　数　1 容　量　約 170m^3/基 d．タンクローリ 台　数　1（予備１） 容　量　約 3.0m^3/台	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備仕様の相違

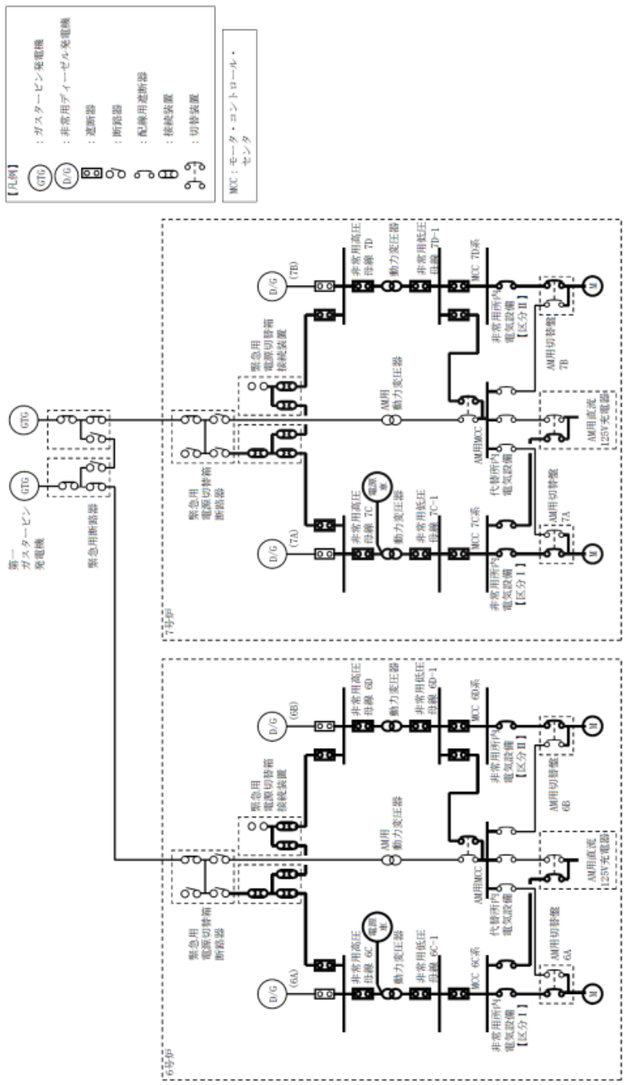
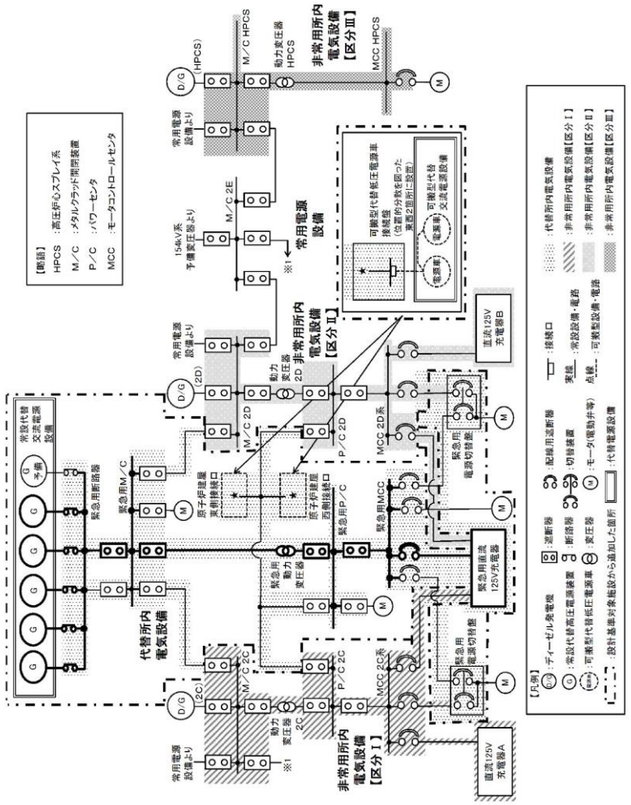
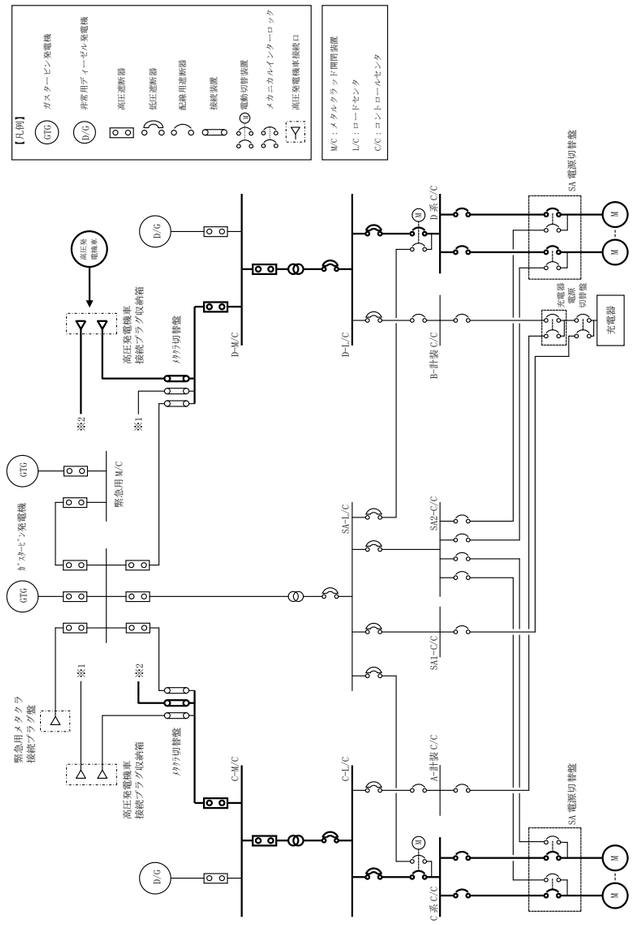
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－1 図 代替電源設備系統概要図 （常設代替交流電源設備による給電） （第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電）	 第 10.2－1 図　代替電源設備　系統図 （常設代替交流電源設備による給電）	 第 3.14-1 図　代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電） （ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

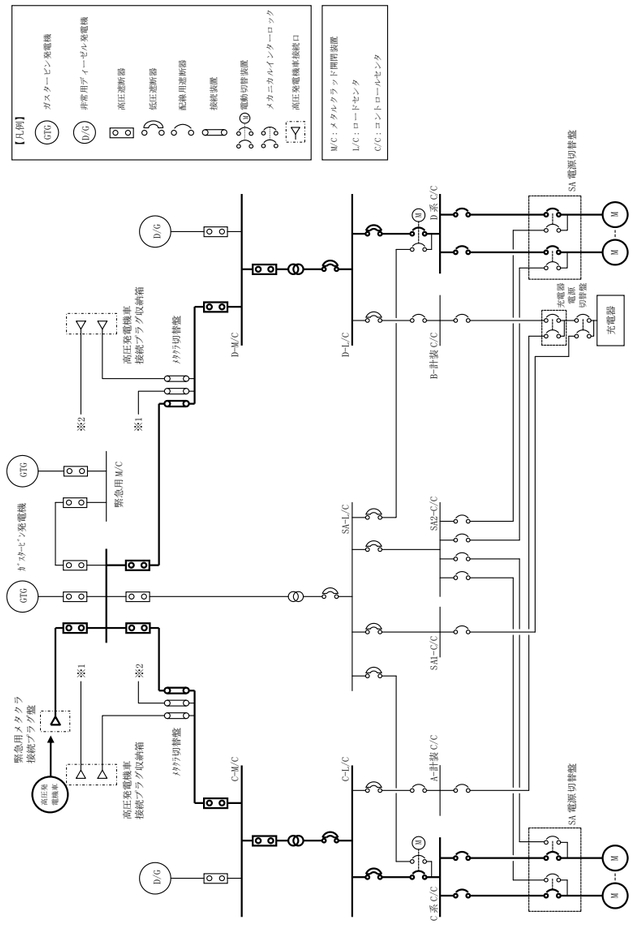
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－2 図 代替電源設備系統概要図 （常設代替交流電源設備による給電） （第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電）	 第 10.2-2 図　代替電源設備　系統図 （可搬型代替交流電源設備による給電）	 第 3.14-2 図　代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電） （ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

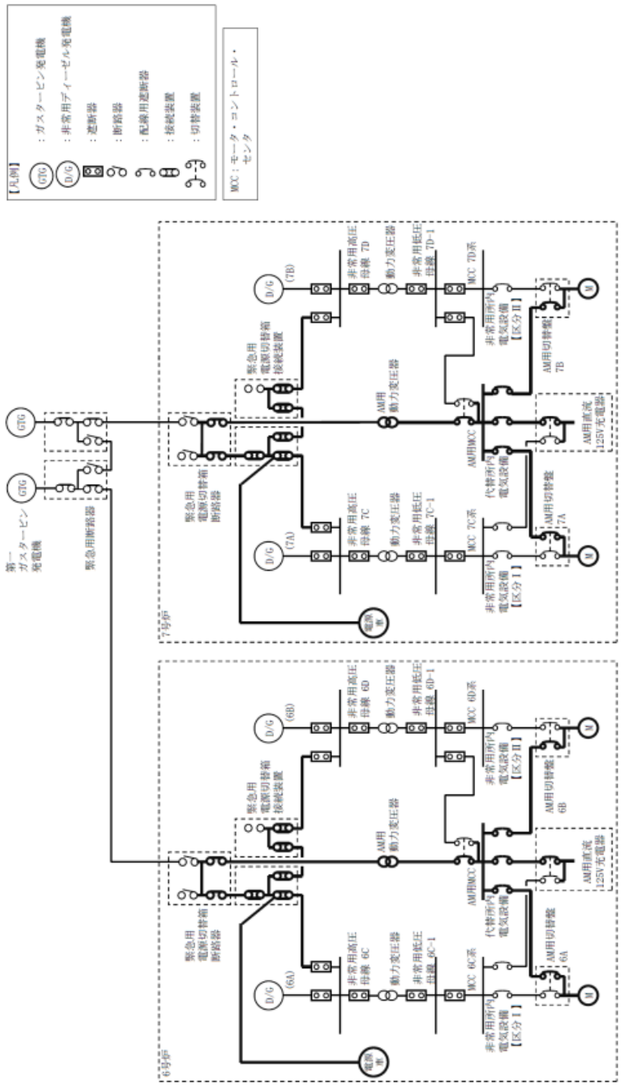
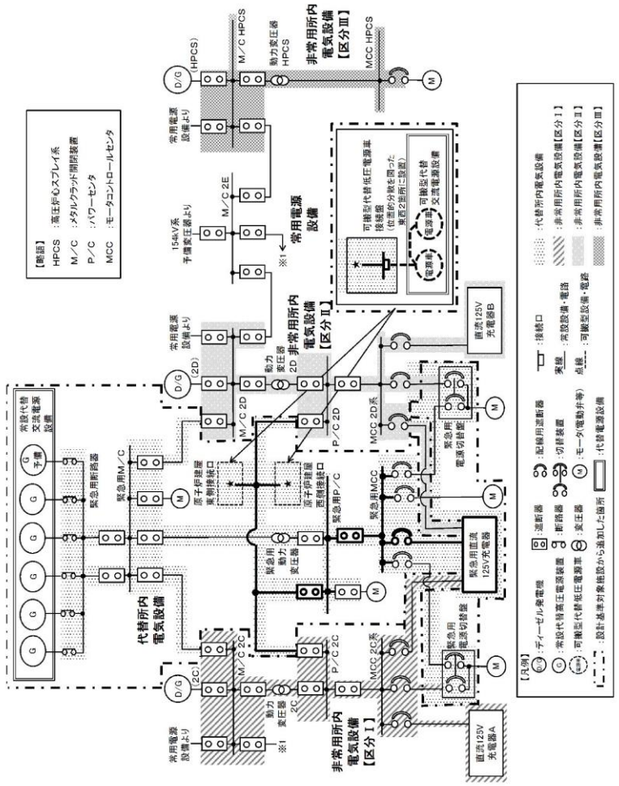
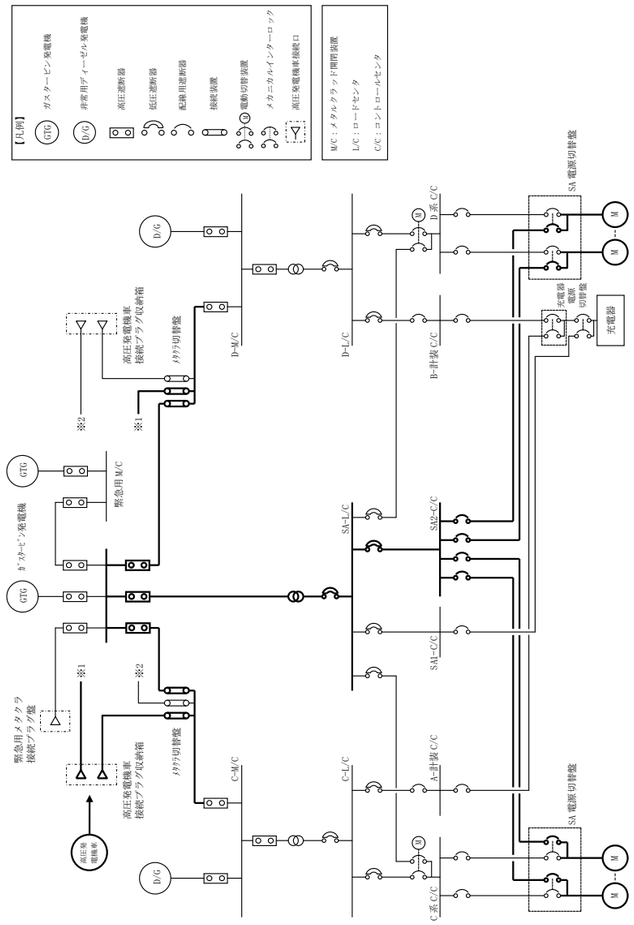
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14.-3 図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電） （第一ガスタービン発電機の燃料系統）		 第 3.14-3 図　代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電） （ガスタービン発電機の燃料系統）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による系統構成の相違

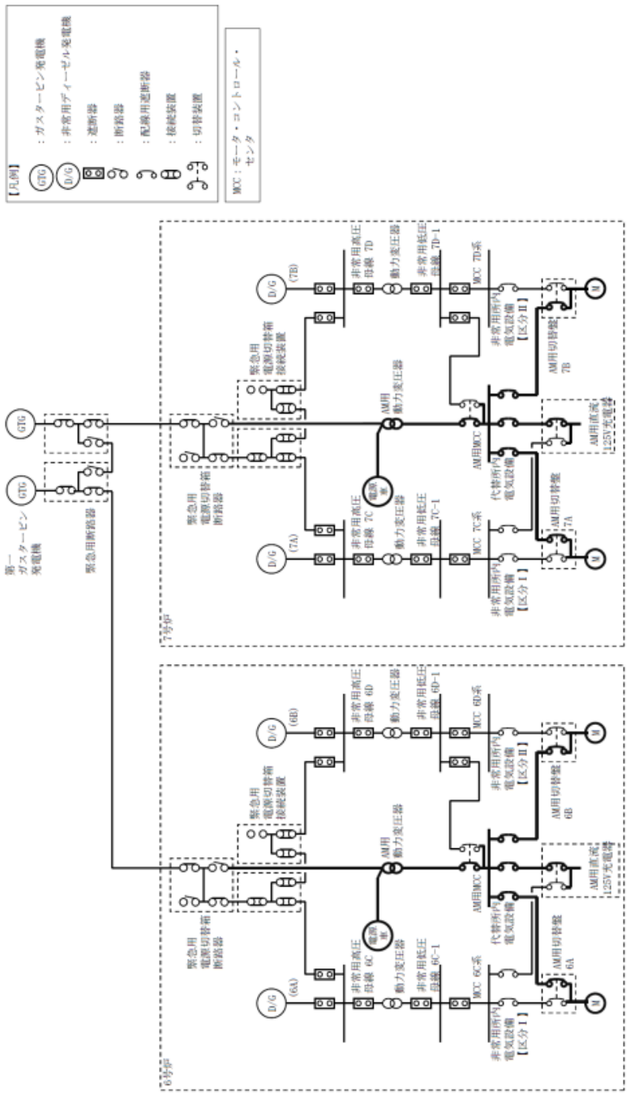
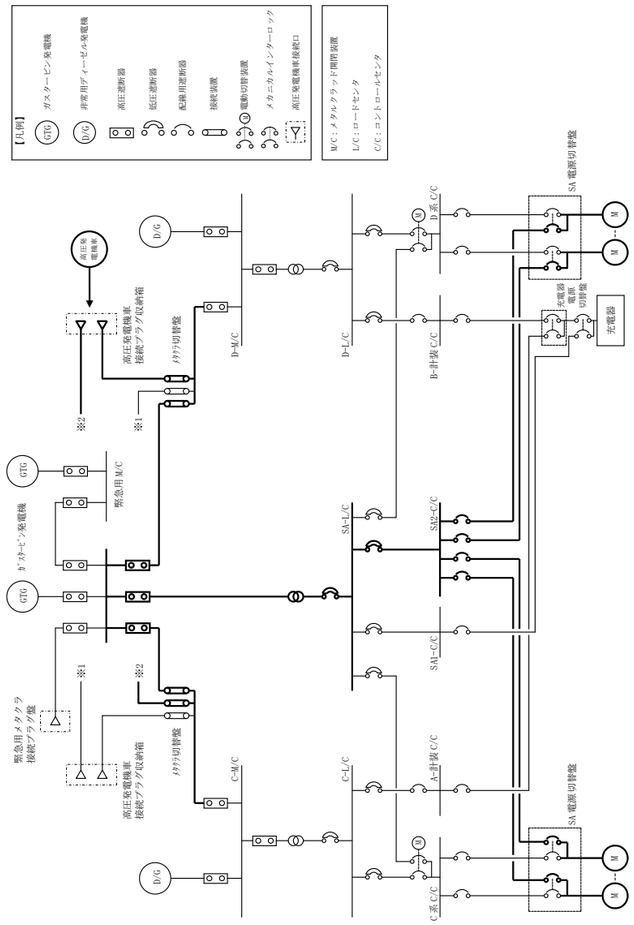
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－4 図 代替電源設備系統概要図 （可搬型代替交流電源設備による給電） （電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び非常用所内電気設備を経由して給電）	 第 10.2-3 図　代替電源設備　系統図 （所内常設直流電源設備による給電）	 第 3.14-4 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電） （高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）及び非常用所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

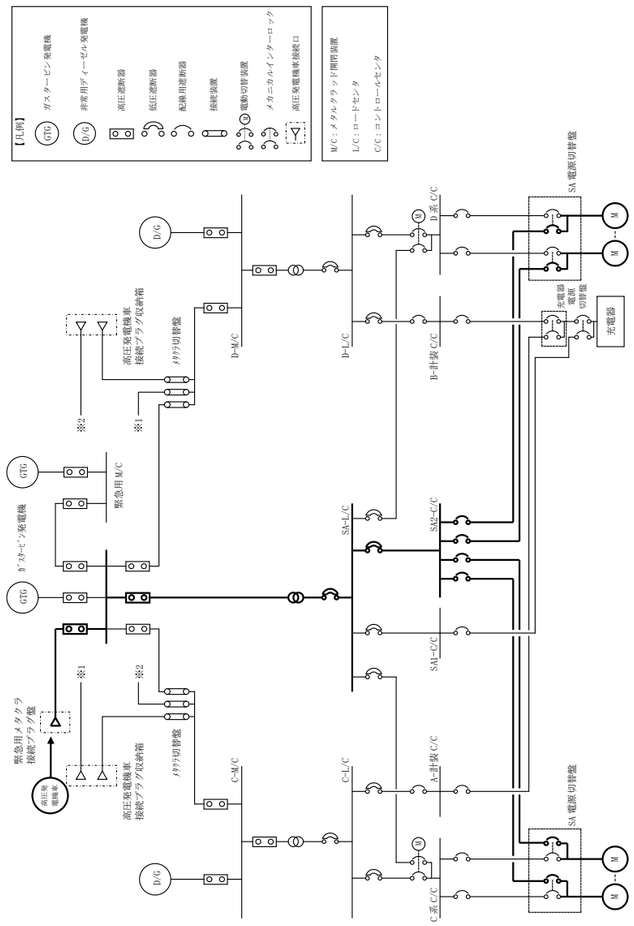
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 10.2-4 図　代替電源設備　系統図 （可搬型代替直流電源設備による給電）		・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

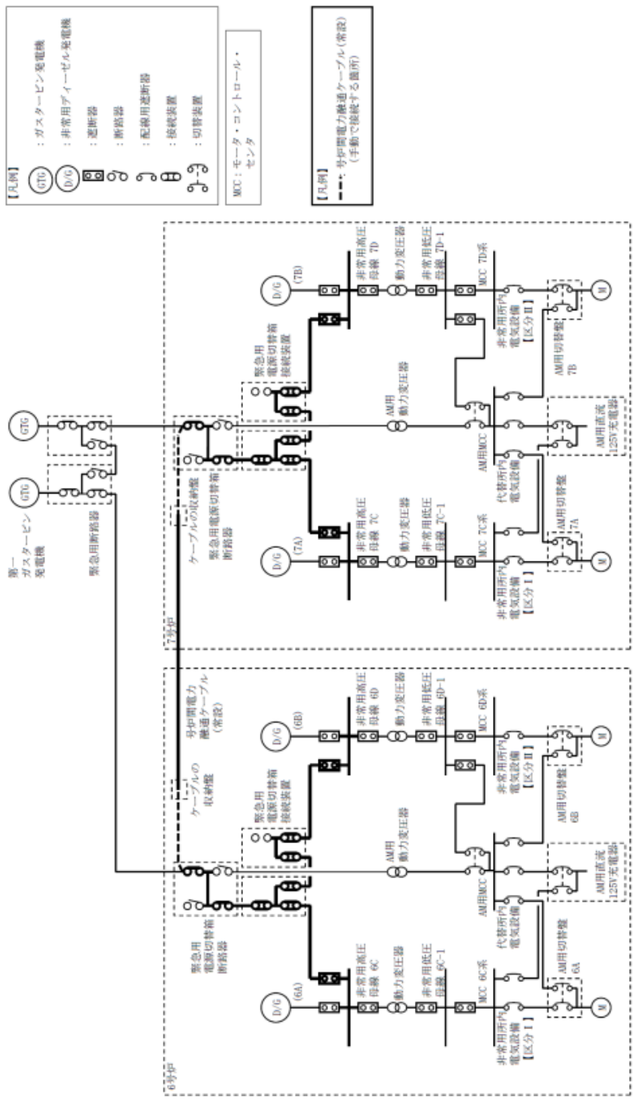
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－5 図 代替電源設備系統概要図 （可搬型代替交流電源設備による給電） （電源車から動力変圧器Ｃ 系及び非常用所内電気設備を経由して給電）	 第 10.2－5 図　代替電源設備　系統図 （常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電）	 第 3.14-5 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電） （高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）及び非常用所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

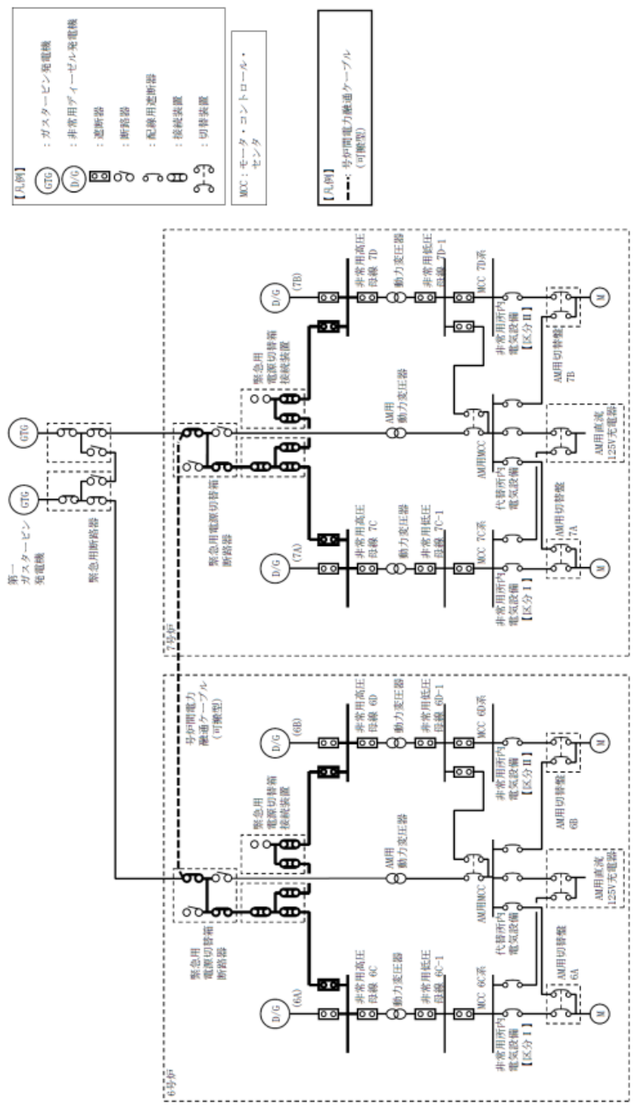
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 第 3.14-6 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電） （高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤及び非常用所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

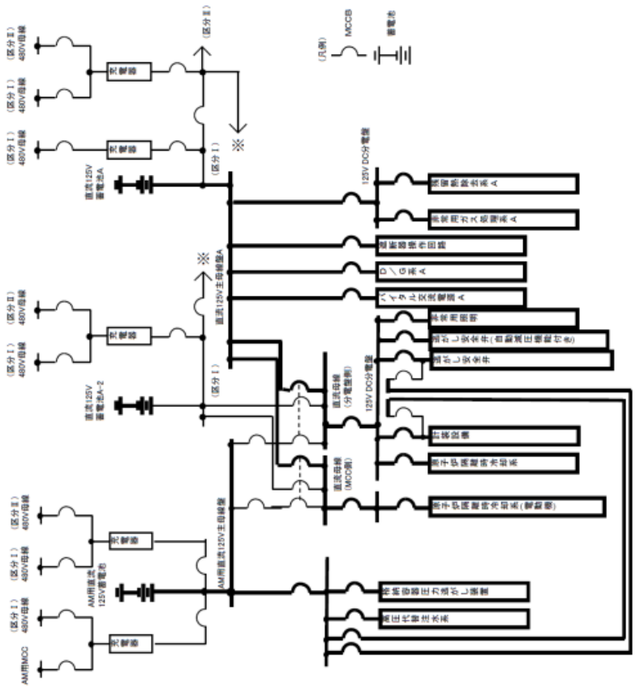
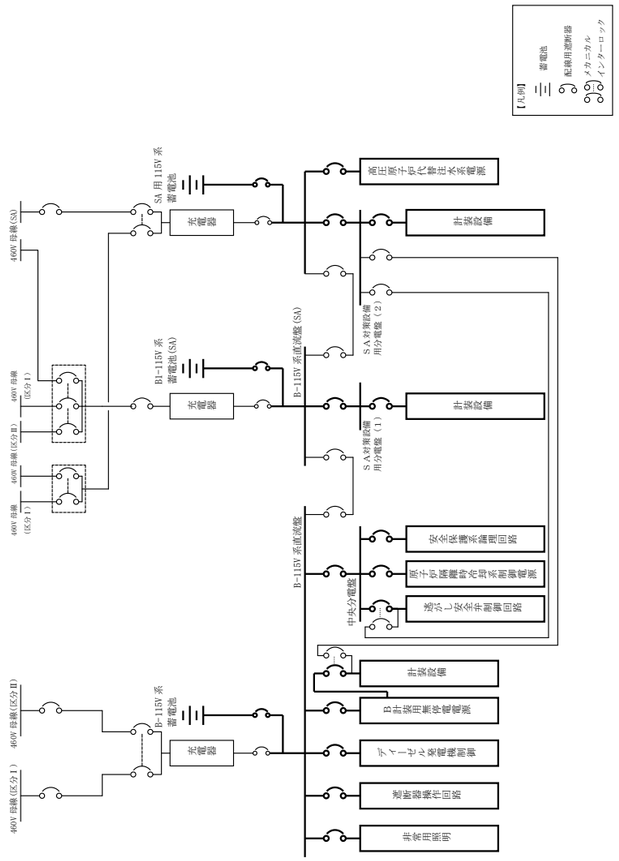
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－6 図 代替電源設備系統概要図 （可搬型代替交流電源設備による給電） （電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び代替所内電気設備を経由して給電）	 第 10.2－6 図　代替電源設備　系統図 （可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電）	 第 3.14-7 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電） （高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）及び代替所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

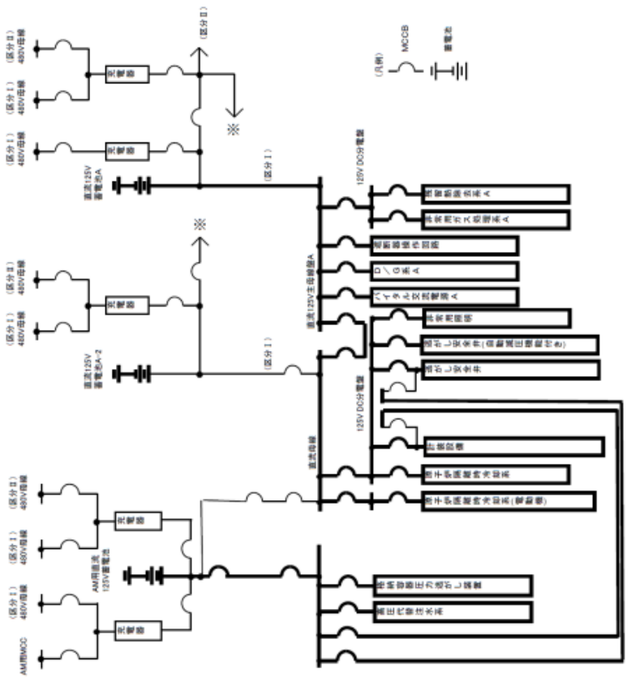
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－7 図 代替電源設備系統概要図 （可搬型代替交流電源設備による給電） （電源車から AM 用動力変圧器及び代替所内電気設備を経由して給電）		 第 3.14-8 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電） （高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）及び代替所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

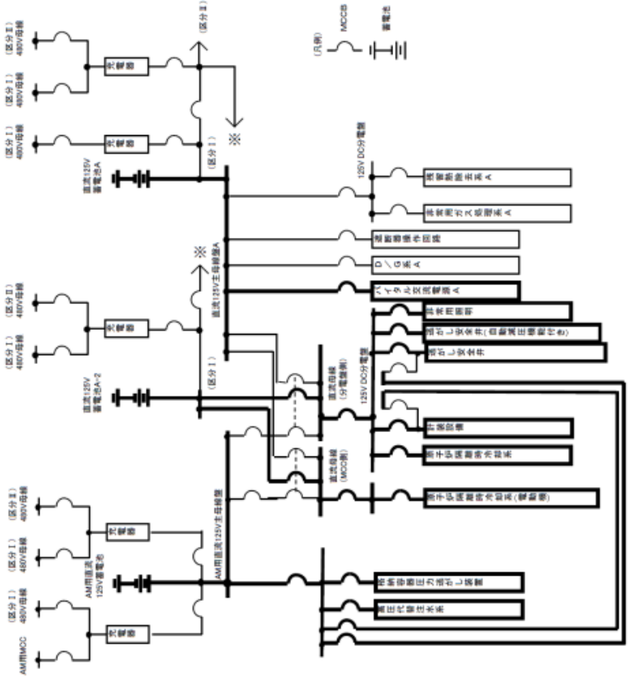
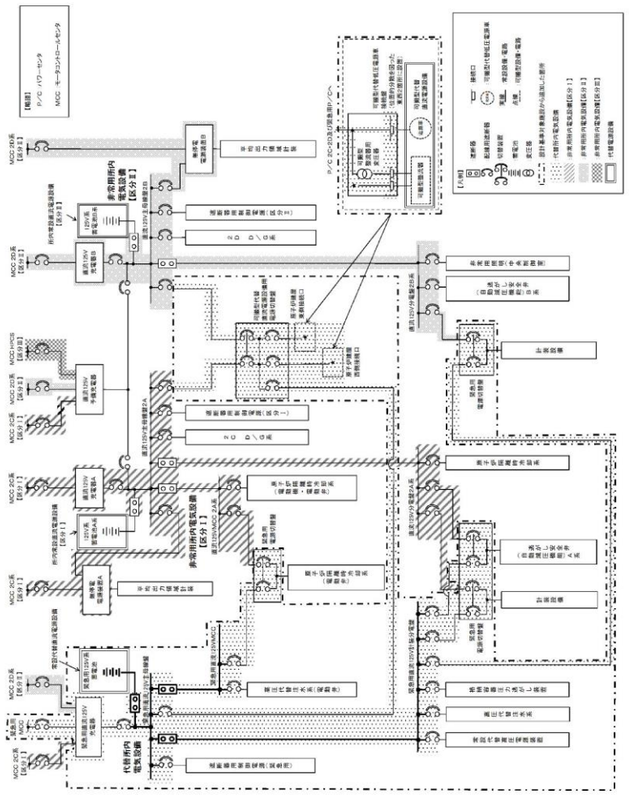
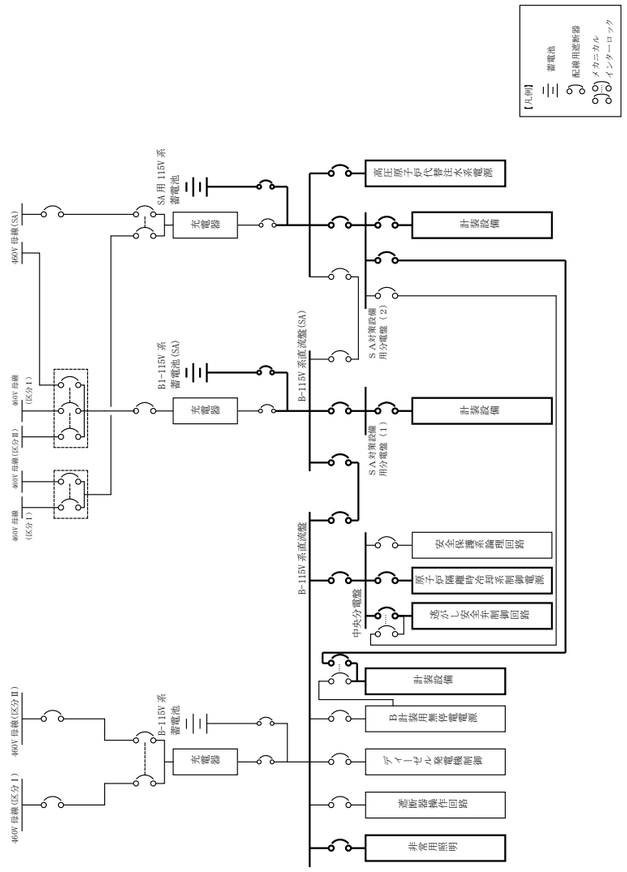
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 第 3.14-9 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電） （高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤及び代替所内電気設備を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

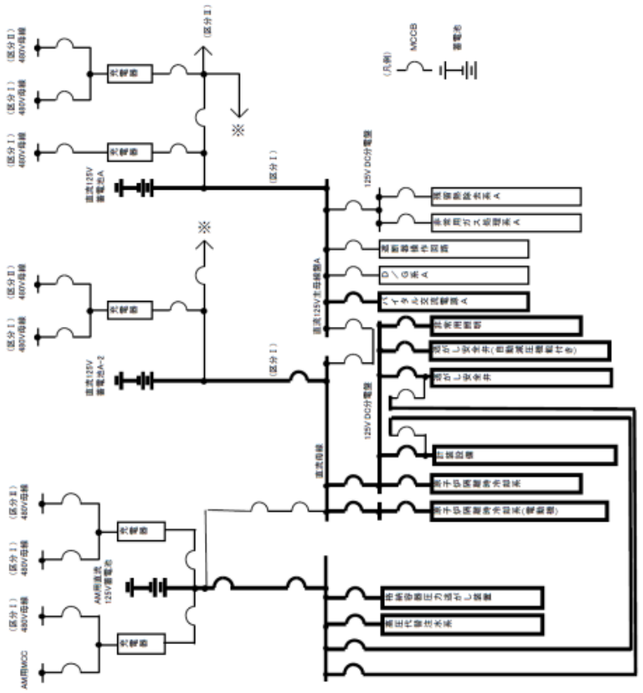
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－8 図 代替電源設備系統概要図 （号炉間電力融通電気設備による給電） （号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違

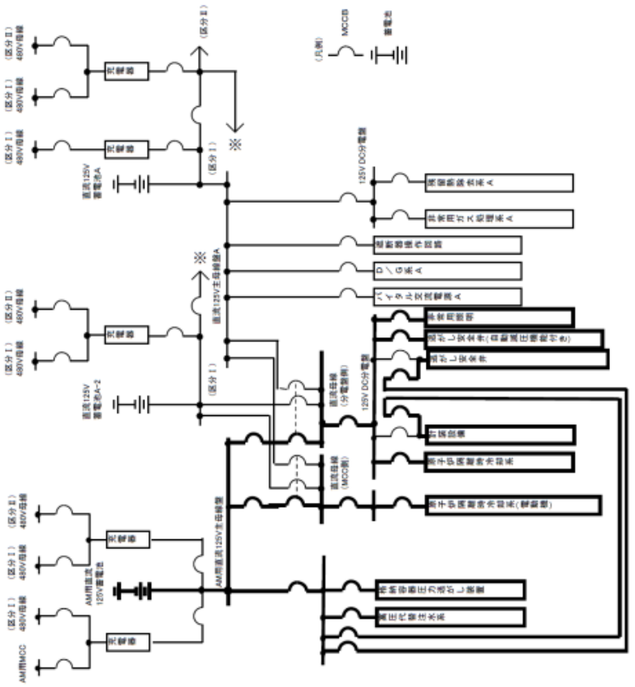
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－9 図 代替電源設備系統概要図 （号炉間電力融通電気設備による給電） （号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違

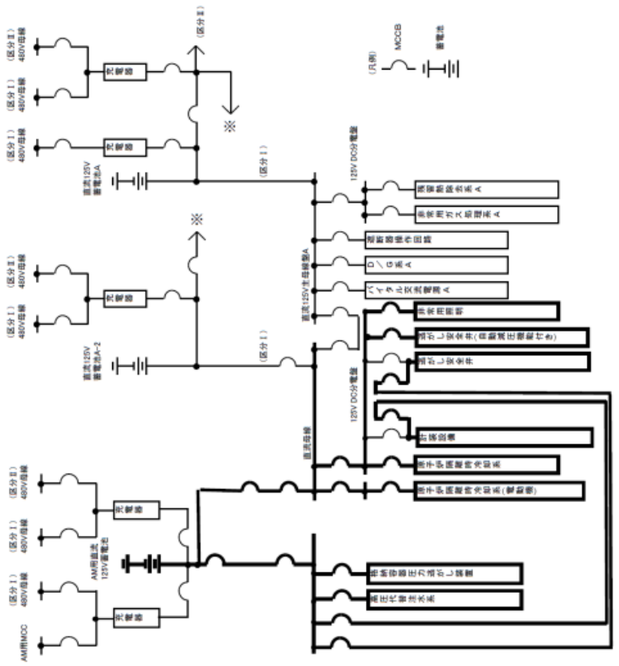
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－10 図(1) 代替電源設備系統概要図 （所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A による給電）（6 号炉）		 第 3.14-10 図　代替電源設備系統概要図（所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電） （Ｂ-115Ｖ系蓄電池，Ｂ1-115Ｖ系蓄電池（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系蓄電池による給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑩の相違

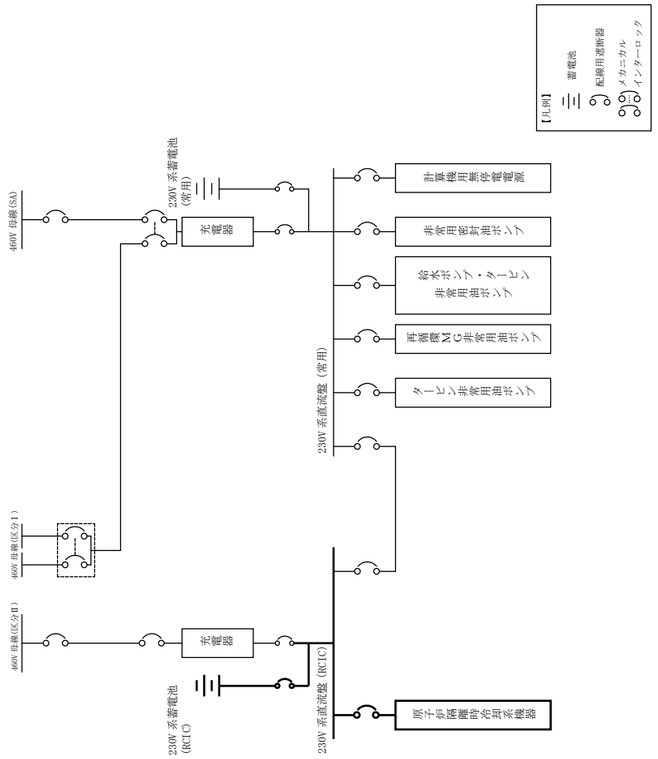
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 3.14－10 図(2) 代替電源設備系統概要図 （所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A による給電）（7 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 対象号炉なし

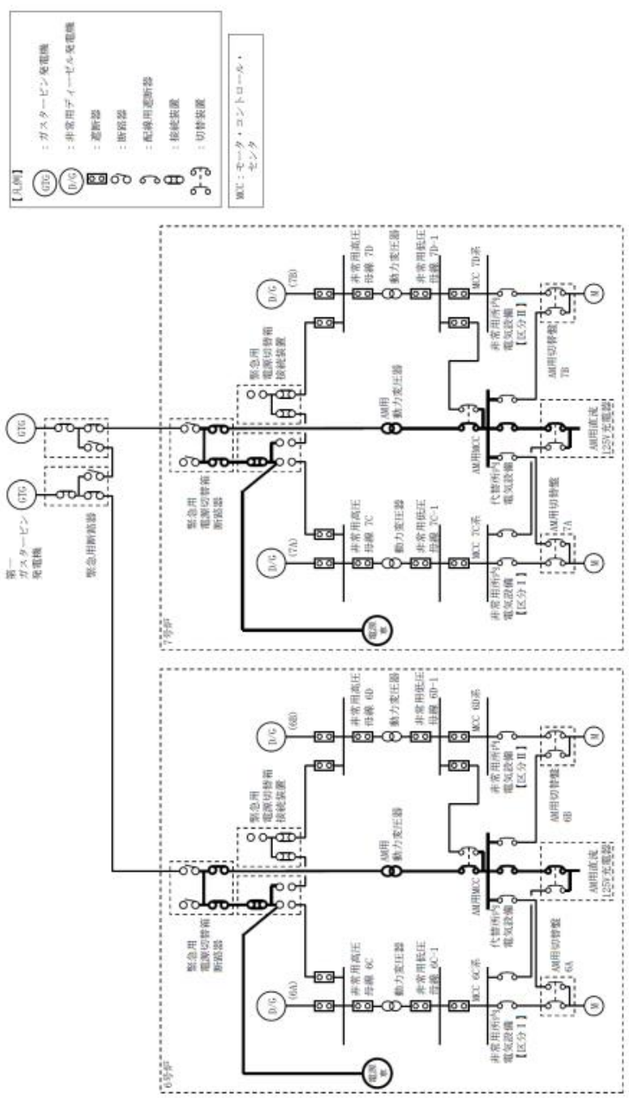
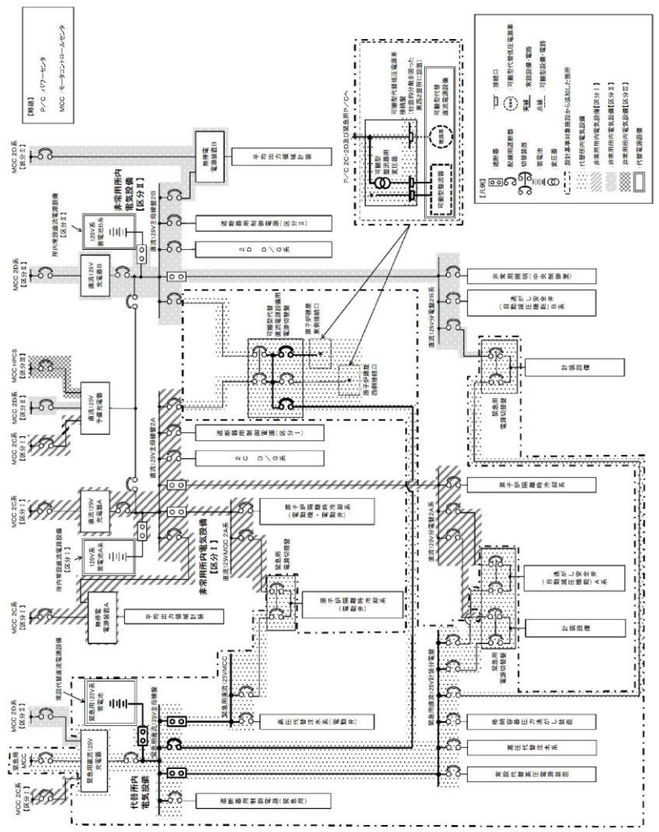
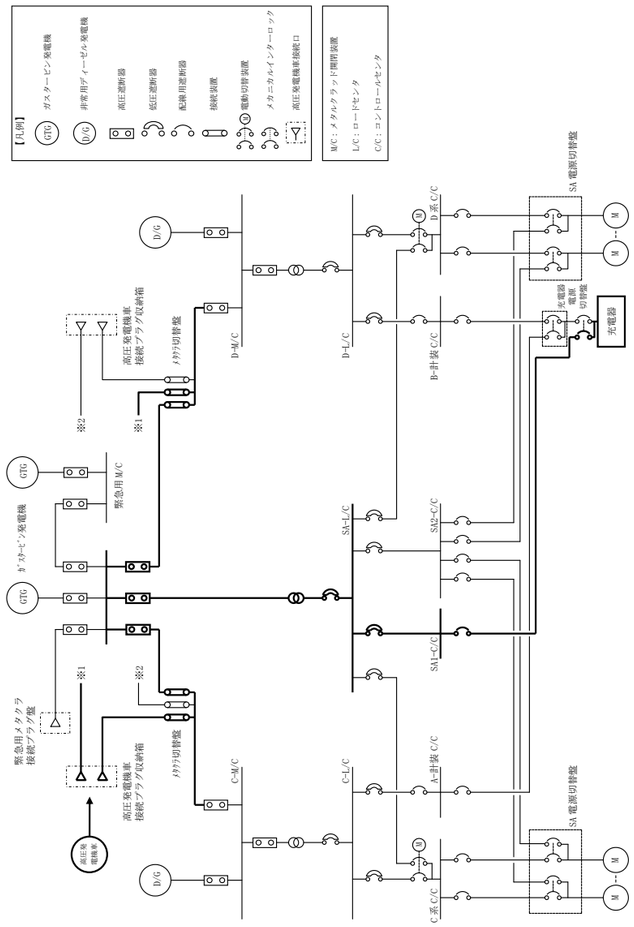
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－11 図(1) 代替電源設備系統概要図 （所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A-2 による給電）（6 号炉）	 第 10.2-7 図　代替電源設備　系統図 （常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電）	 第 3.14-11 図　代替電源設備系統概要図（所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電） （B1-115V 系蓄電池（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系蓄電池による給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑩の相違

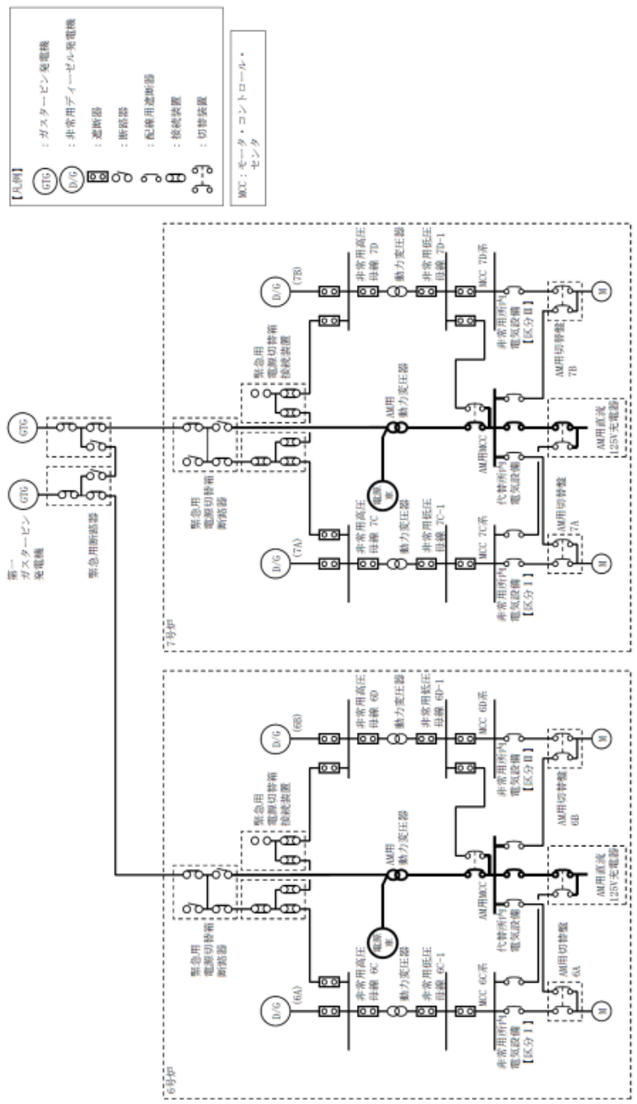
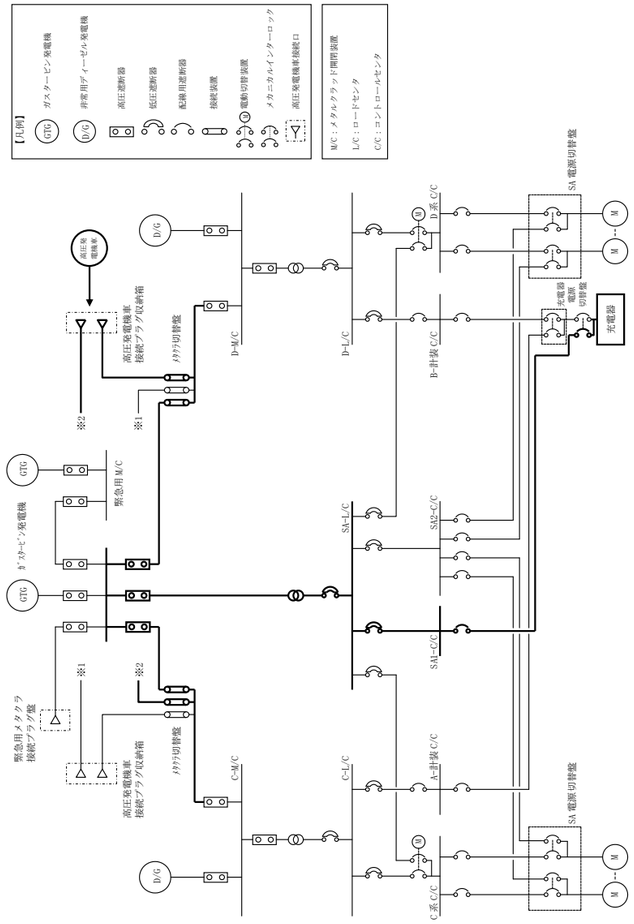
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－11 図(2) 代替電源設備系統概要図 （所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A-2 による給電）（7 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 対象号炉なし

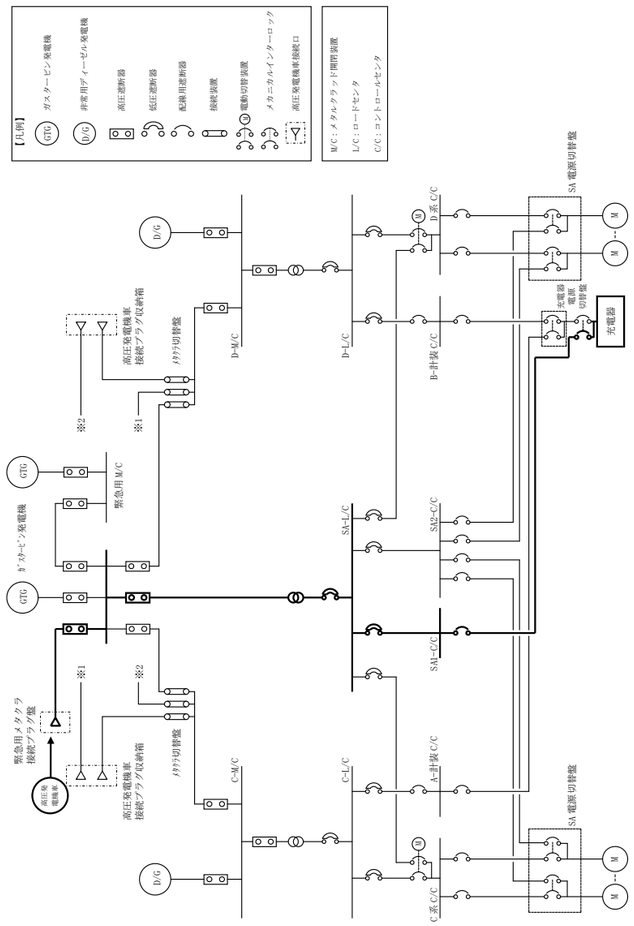
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－12 図(1) 代替電源設備系統概要図 （所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（AM 用直流 125V 蓄電池による給電）（6 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑩の相違。島根２号炉は第 3.14-9 図に記載している

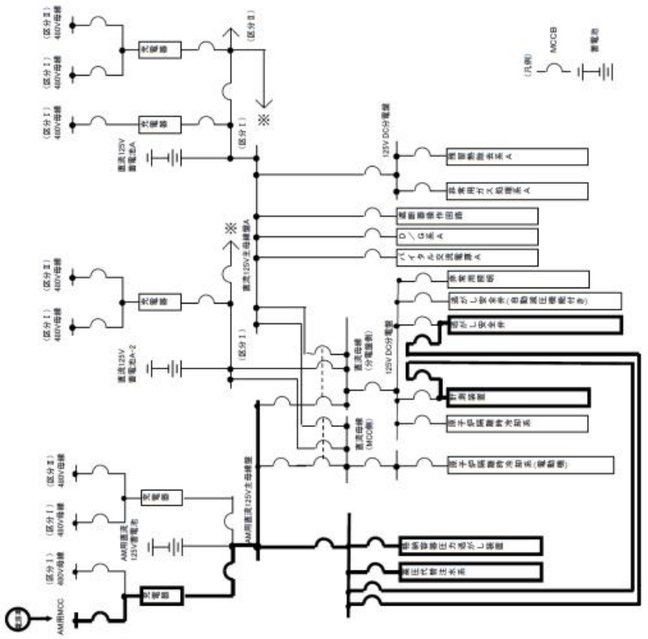
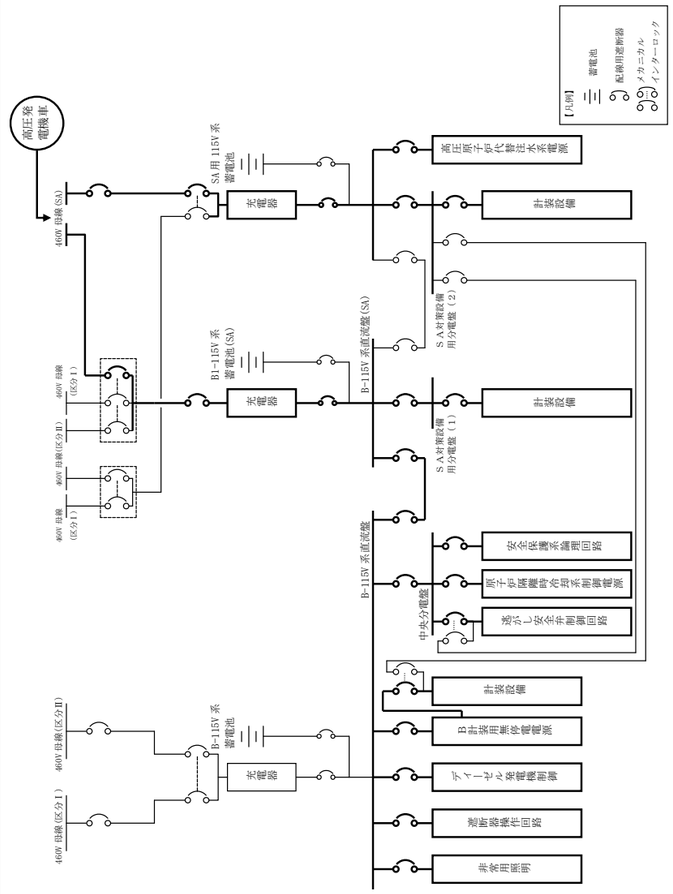
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－12 図(2) 代替電源設備系統概要図 （所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（AM 用直流 125V 蓄電池による給電）（7 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 対象号炉なし

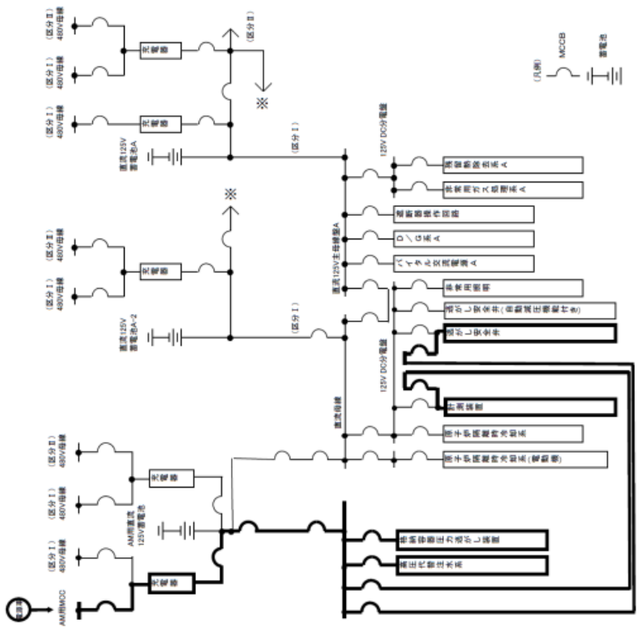
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 第 3.14-12 図　代替電源設備系統概要図（所内常設蓄電式直流電源設備による給電） （230Ｖ系蓄電池（ＲＣＩＣ）による給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑨の相違

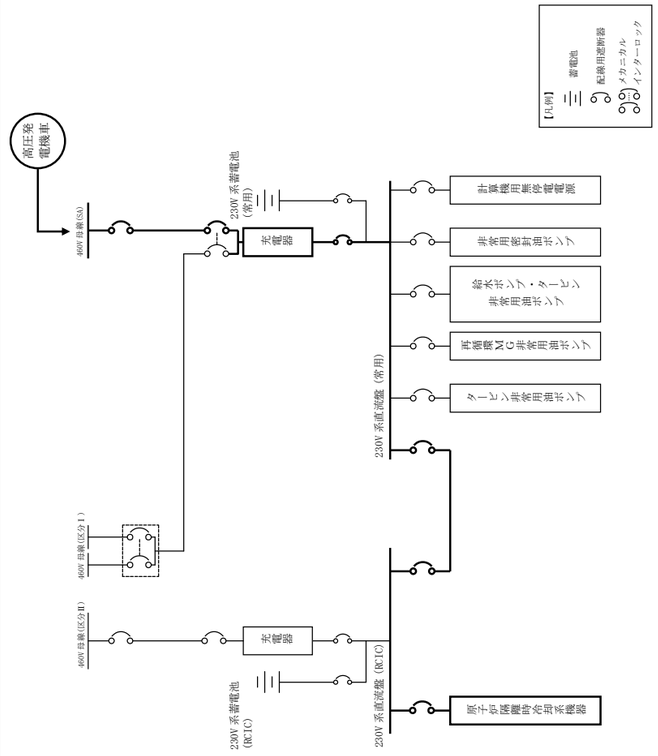
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－13 図 代替電源設備系統概要図 （可搬型直流電源設備による給電） （電源車から緊急用電源切替箱接続装置を経由して給電）	 第 10.2-8 図　代替電源設備　系統図 （可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電）	 第 3.14-13 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電） （高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

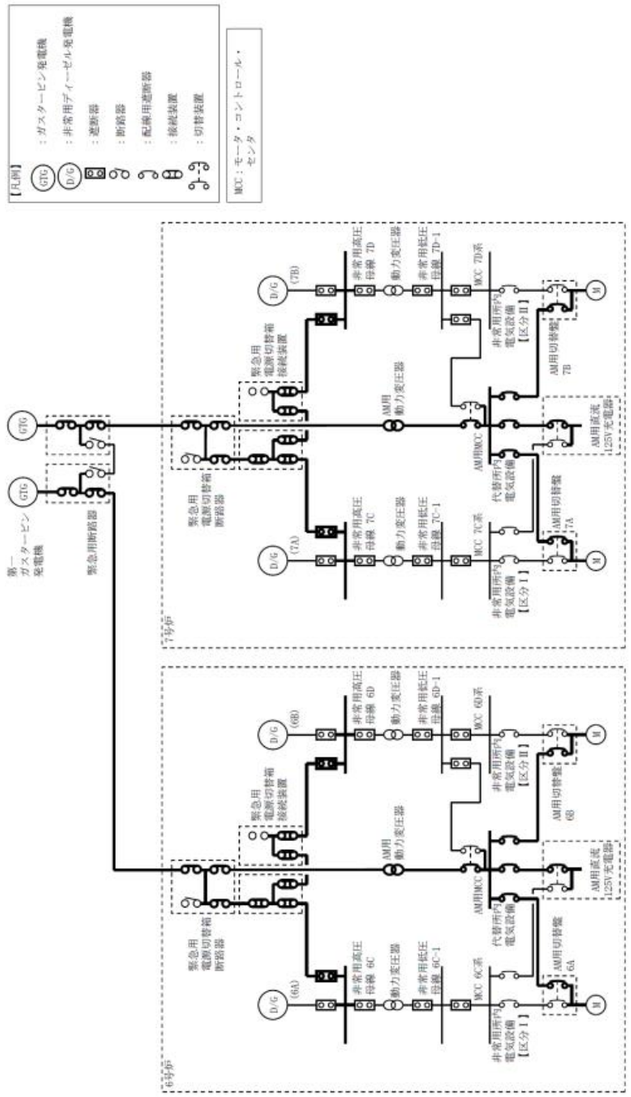
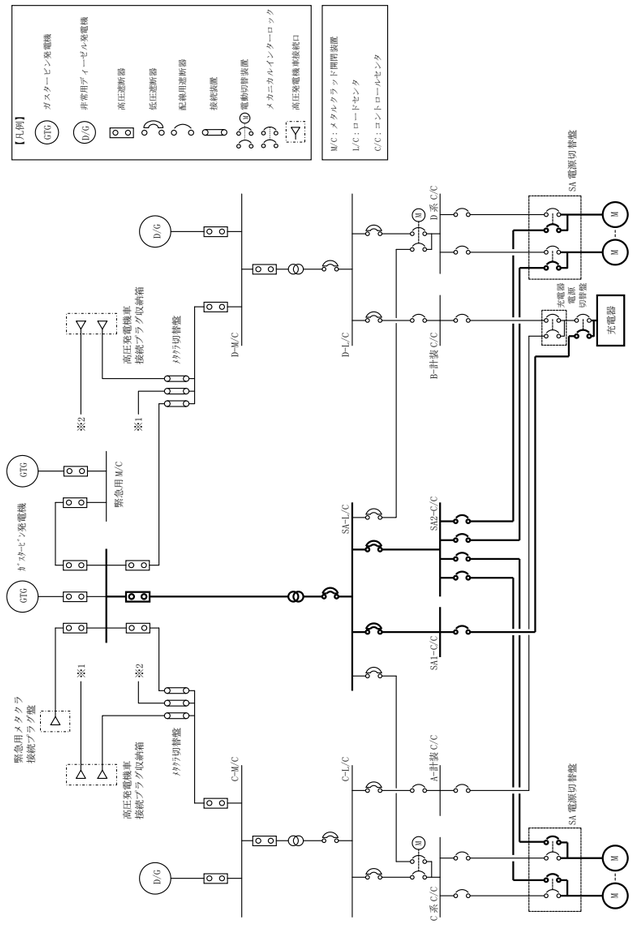
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－14 図 代替電源設備系統概要図 （可搬型直流電源設備による給電） （電源車から AM 用動力変圧器を経由して給電）		 第 3.14-14 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電） （高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

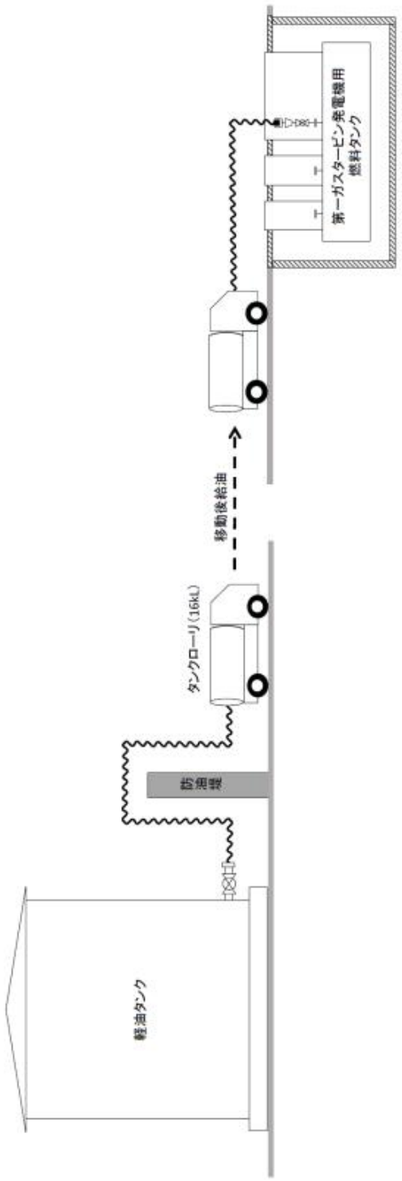
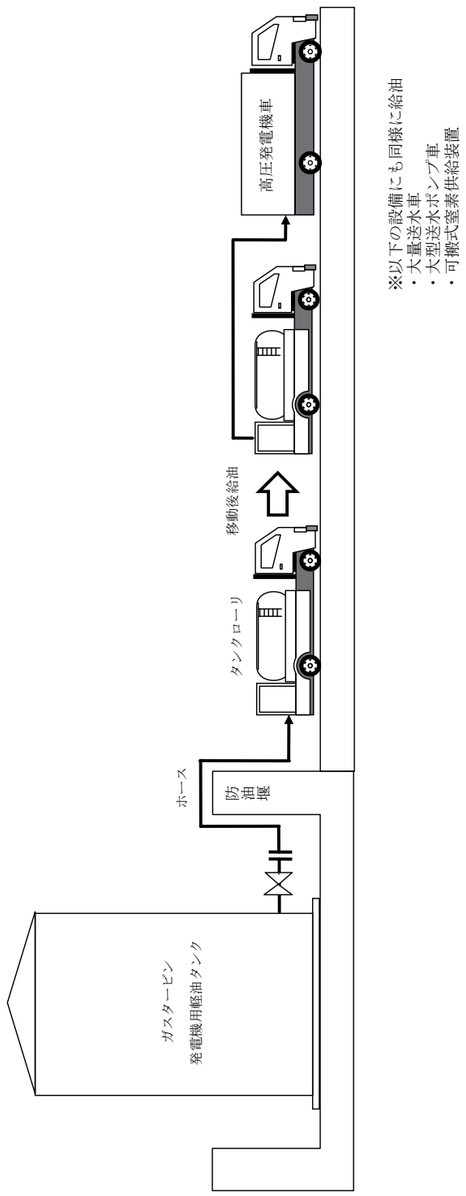
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 第 3.14-15 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電） （高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤を経由して給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

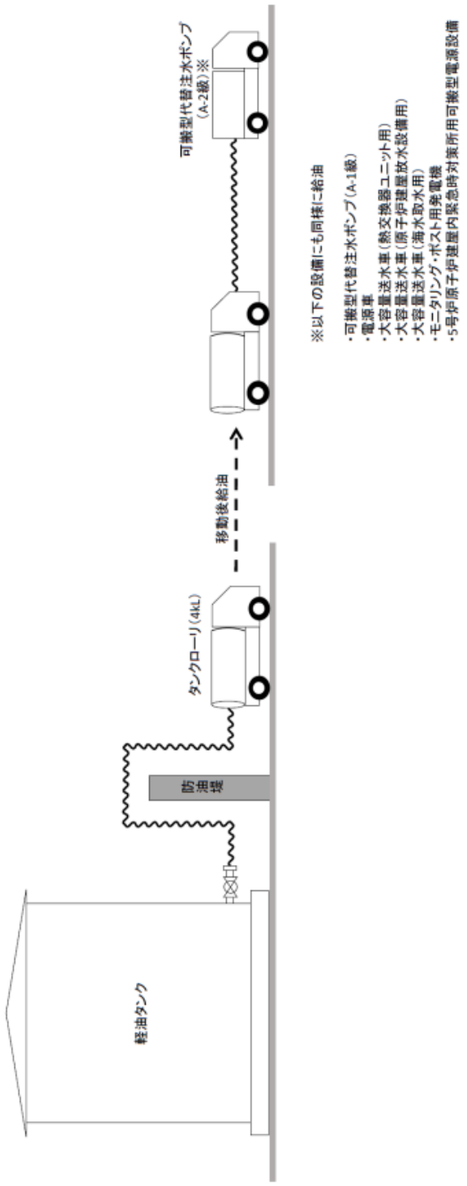
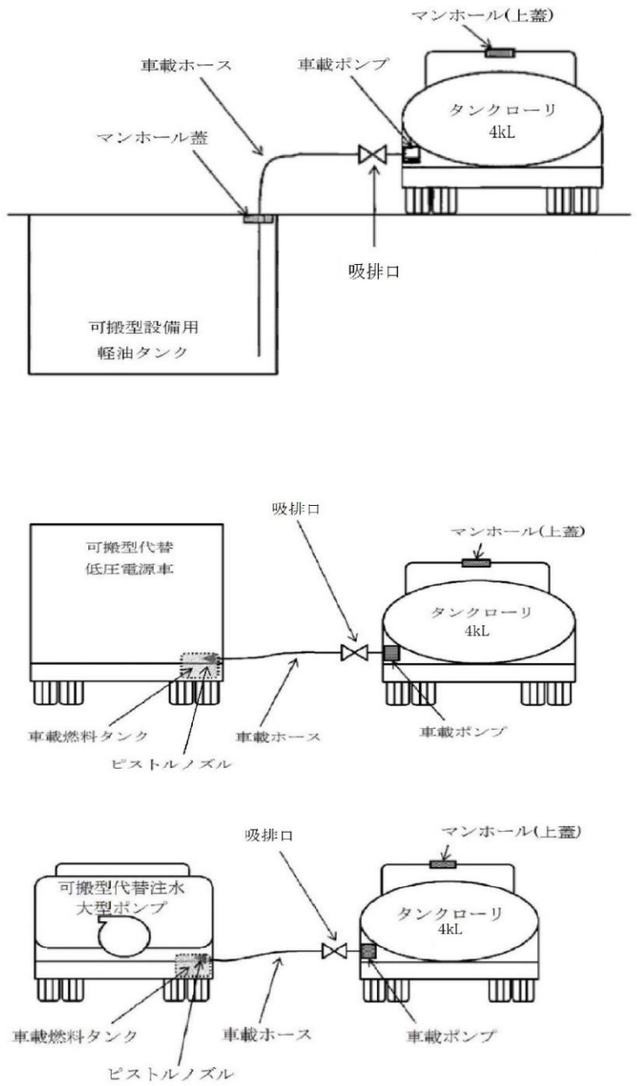
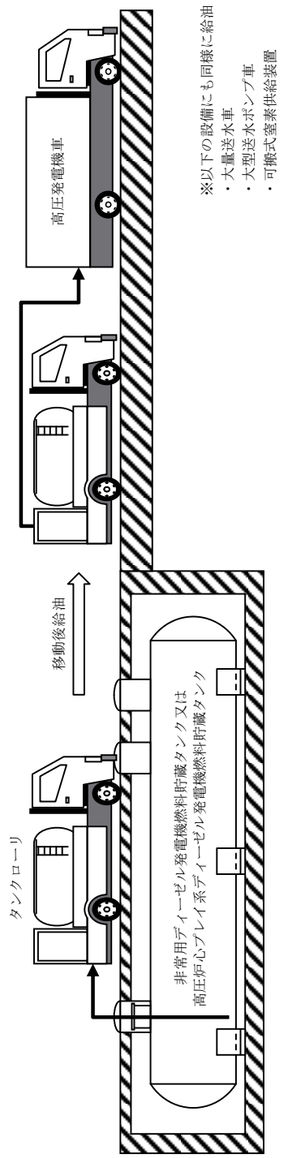
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－15 図(1) 代替電源設備系統概要図 （可搬型直流電源設備による給電） （AM 用直流 125V 充電器による給電）（6 号炉）		 第 3.14-16 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電） （充電器（B1-115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器を経由による給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑫の相違により電源供給対象の充電器の範囲が異なる

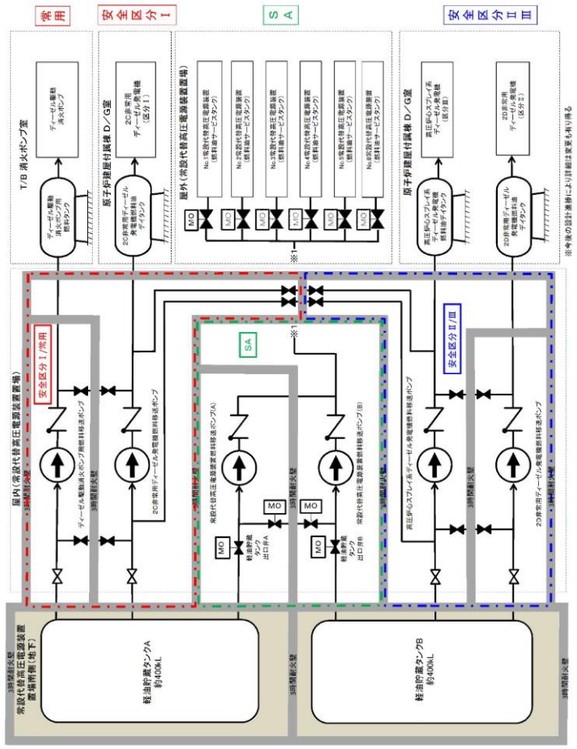
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－15 図(2) 代替電源設備系統概要図 （可搬型直流電源設備による給電） （AM 用直流 125V 充電器による給電）（7 号炉）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 対象号炉なし

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 3.14-17 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電） （充電器（230Ｖ系充電器（常用）を経由による給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑫の相違により電源供給対象の充電器の範囲が異なる

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（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.14－16 図 代替電源設備系統概要図 （代替所内電気設備による給電）		 第 3.14-18 図　代替電源設備系統概要図（代替所内電気設備による給電）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違

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 3.14-17 図　代替電源設備系統概要図 （タンクローリ（16kL）による給油）		 第 3.14-19 図　代替電源設備系統概要図（タンクローリによる給油） （ガスタービン発電機用軽油タンクから各機器への給油）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針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 3.14-18 図　代替電源設備系統概要図 （タンクローリ（4kL）による給油）	 第 10.2-9 図　代替電源設備 系統図（可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油）	 第 3.14-20 図　代替電源設備系統概要図（タンクローリによる給油） （非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから各機器への給油）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設計方針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 10.2-10 図　代替電源設備 系統図（軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への補給）		・設備の相違 【東海第二】 設計方針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
3.14.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張） 3.14.1.2.1 非常用交流電源設備 非常用交流電源設備は，想定される重大事故等時において，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は，重大事故等時に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能），ほう酸水注入系，高圧炉心注水系，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉補機冷却系，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード），計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。 非常用交流電源設備は，「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，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。 非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 3.14－2 表に示す。 3.14.1.2.1.1 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。 非常用交流電源設備は，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（設計基準拡張）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。	10.1.2　重大事故等時 10.1.2.1　非常用交流電源設備 10.1.2.1.1　概要 非常用交流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備として使用する。 非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は，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），ほう酸水注入系，過渡時自動減圧機能，残留熱除去系（低圧注水系），残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系），低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系海水系，中央制御室換気系，計装設備及び原子炉建屋ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。 非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。 10.1.2.1.2　設計方針 非常用交流電源設備は，「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，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。 10.1.2.1.2.1　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。 非常用交流電源設備は，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。	3.14.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張） 3.14.1.2.1 非常用交流電源設備 非常用交流電源設備は，想定される重大事故等時において，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のうち非常用ディーゼル発電機は，重大事故等時にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），ほう酸水注入系，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能），低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉補機冷却系，格納容器代替スプレイ（常設）格納容器代替スプレイ（可搬型），残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード），中央制御室換気系，計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。 非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。 非常用交流電源設備は，「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，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。 非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 3.14－2 表に示す。 3.14.1.2.1.1 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。 非常用交流電源設備は，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（設計基準拡張）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 【柏崎 6/7】 島根２号炉は高圧炉心スプレイ系用のディーゼル発電機を設置している （以下，㉒の相違） ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉及び柏崎 6/7 と同様の内容を 10.1.2.1.3 項に記載している

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
3.14.1.2.1.2 容量等 基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。 非常用ディーゼル発電機，燃料ディタンク，軽油タンク及び燃料移送ポンプは，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ことから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	10.1.2.1.2.2　容量等 基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク，軽油貯蔵タンク，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用燃料移送ポンプは，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ことから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	3.14.1.2.1.2 容量等 基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，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ことから，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】 ㉒の相違
3.14.1.2.1.3 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。 非常用ディーゼル発電機及び燃料ディタンクは，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，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。 非常用ディーゼル発電機の操作は，中央制御室から可能な設計とする。 軽油タンク及び燃料移送ポンプは，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。	10.1.2.1.2.3　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。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクは，原子炉建屋原子炉棟外に設置し，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。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは，原子炉建屋棟外に設置し，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。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の操作は，中央制御室から可能な設計とする。 軽油貯蔵タンクは，常設代替高圧電源装置置場地下（南側）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。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置し，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは取水ポンプエリアに設置し，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。	3.14.1.2.1.3 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。 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンクは，原子炉建物付属棟内に設置し，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。 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の操作は，中央制御室から可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク，非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 【東海第二】 東海第二は非常用ディーゼル発電機の冷却水系を非常用交流電源系統として含んでいるが，島根２号炉の非常用交流電源設備系統は，冷却水系を含まない （以下，㉓の相違） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 【東海第二】 島根２号炉はディーゼル燃料移送ポンプを屋外に設置している 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
3.14.1.2.1.4 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。 非常用交流電源設備は，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（設計基準拡張）として使用する。非常用ディーゼル発電機は，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。	10.1.2.1.2.4　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。 非常用交流電源設備は，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。２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイディーゼル発電機は，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。 10.1.2.1.3　主要設備及び仕様 非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 10.1－3 表に示す。	3.14.1.2.1.4 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。 非常用交流電源設備は，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（設計基準拡張）として使用する。非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，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】 ㉒の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉も同様に第 3.14－2 表に仕様を記載している
3.14.1.2.1.5 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。 非常用ディーゼル発電機は，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。また，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 燃料ディタンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 軽油タンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 燃料移送ポンプは，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。	10.1.2.1.4　試験検査 基本方針について「1.1.7.4.　操作性及び試験・検査性」に示す。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，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。また，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 軽油貯蔵タンクは，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及び弁の開閉動作が確認可能な設計とする。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，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。 ２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ並びに高圧炉	3.14.1.2.1.5 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。 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，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。また，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは，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及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒の相違 ・運用の相違 【柏崎 6／7】 島根２号炉は，停止中も漏えいの確認が可能としている ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ㉒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
	心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは，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。		【東海第二】 ㉓の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第 3.14－2 表 非常用交流電源設備の主要機器仕様

(1) 非常用ディーゼル発電機

	非常用ディーゼル発電機
エンジン	
台　　数	３
出　　力	約 5,000kW/台（連続）
起動時間	約 13 秒
使用燃料	軽油
発電機	
台　　数	３
種　　類	横軸回転界磁 3 相同期発電機
容　　量	約 6,250kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
軽油タンク	
基　　数	2
容　　量	約 550kL/基

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第10.1－3表　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様

(1)　エンジン

ａ．非常用ディーゼル発電機

型　　式	Ｖ型
台　　数	2
出　　力	約 5,500kW／台
回　転　数	429rpm
起 動 方 式	圧縮空気起動
起 動 時 間	約 10 秒
使 用 燃 料	軽油

ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型　　式	Ｖ型
台　　数	1
出　　力	約 3,050kW
回　転　数	429rpm
起 動 方 式	圧縮空気起動
起 動 時 間	約 10 秒
使 用 燃 料	軽油

(2)　発電機

ａ．非常用ディーゼル発電機

型　　式	横軸回転界磁三相交流発電機
台　　数	2
容　　量	約 6,500kVA／台
力　　率	0.80（遅れ）
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

島根原子力発電所　２号炉

第 3.14－2 表 非常用交流電源設備の主要機器仕様

(1) 非常用ディーゼル発電機

	非常用ディーゼル発電機
機関	
型　　式	Ｖ形４サイクル単動無気噴射式
台　　数	２
出　　力	約 6,150kW/台（連続）
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油
発電機	
台　　数	２
種　　類	横軸回転界磁三相同期発電機
容　　量	約 7,300kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	6.9kV
周 波 数	60Hz

(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
機関	
型　　式	Ｖ形４サイクル単動無気噴射式
台　　数	１
出　　力	約 3,480kW/台（連続）
起動時間	約 13 秒
使用燃料	軽油
発電機	
台　　数	１
種　　類	横軸回転界磁三相同期発電機
容　　量	約 4,000kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	6.9kV
周 波 数	60Hz

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

設備設計の相違による設備仕様の相違

【柏崎 6/7】

㉒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></td>
<td>回　転　数　429rpm
ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
型　式　横軸回転界磁三相交流発電機
台　数　1
容　量　約 3,500kVA
力　率　0.80（遅れ）
電　圧　6.9kV
周　波　数　50Hz
回　転　数　429rpm
(3)　軽油貯蔵タンク
型　式　横置円筒形
基　数　2
容　量　約 400kL／基
使 用 燃 料　軽油</td>
<td>(3) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
<table><tr><th></th><th>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</th></tr><tr><td>ディーゼル燃料貯蔵タンク
基　数
容　量</td><td>

Ａ系　２基，Ｂ系　３基
Ａ系　約 170m³/基，Ｂ系　約 100m³/基</td></tr></table>
(4) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
<table><tr><th></th><th>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</th></tr><tr><td>ディーゼル燃料貯蔵タンク
基　数
容　量</td><td>

ＨＰＣＳ系　１基
ＨＰＣＳ系　約 170m³/基</td></tr></table></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
3.14.1.2.2 非常用直流電源設備 非常用直流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。 非常用直流電源設備は，全交流動力電源喪失から 12 時間，蓄電池（非常用）から電力を供給できる設計とする。 非常用直流電源設備は，「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，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。 非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 3.14－3 表に示す。 3.14.1.2.2.1 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。 非常用直流電源設備は，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（設計基準拡張）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。 3.14.1.2.2.2 容量等 基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。 蓄電池（非常用）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ことから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	10.1.2.2 非常用直流電源設備 10.1.2.2.1 概要 非常用直流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備として使用する。 非常用直流電源設備のうち 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。 非常用直流電源設備のうち 125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系は，外部電源喪失により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動しメタルクラッド開閉装置ＨＰＣＳが受電する時間に余裕を考慮した１時間まで，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動信号及び初期励磁並びにメタルクラッド開閉装置ＨＰＣＳの制御回路等の高圧炉心スプレイ系の負荷に電力を供給できる設計とする。 非常用直流電源設備のうち，中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系は，全交流動力電源喪失から，起動領域計装によるパラメータ確認が終了する時間に余裕を考慮した１時間まで，これら負荷に電力を供給できる設計とする。 10.1.2.2.2 設計方針 非常用直流電源設備は，「1.1.7 重大事故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。 10.1.2.2.2.1 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。 非常用直流電源設備は，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。 10.1.2.2.2.2 容量等 基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系は，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ことから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計とする。	3.14.1.2.2 非常用直流電源設備 非常用直流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。 非常用直流電源設備は，全交流動力電源喪失から８時間，非常用蓄電池から電力を供給できる設計とする。 非常用直流電源設備は，「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，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。 非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 3.14－3 表に示す。 3.14.1.2.2.1 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。 非常用直流電源設備は，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（設計基準拡張）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。 3.14.1.2.2.2 容量等 基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。 非常用蓄電池は，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ことから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。	・設備及び運用の相違【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は可搬型代替交流電源設備からの給電開始可能時間である７時間 20 分を包絡した８時間が設計基準対処設備としての蓄電池容量としている

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
3.14.1.2.2.3 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。 蓄電池（非常用）及びそれに充電する充電器は，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。	10.1.2.2.2.3 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。 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系，中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系及びそれに充電する直流 125V 充電器Ａ・Ｂ・ＨＰＣＳ及び直流±24V 充電器Ａ・Ｂ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。	3.14.1.2.2.3 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。 非常用蓄電池及びそれに充電する充電器は，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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設置場所の相違
3.14.1.2.2.4 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。 非常用直流電源設備は，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（設計基準拡張）として使用する。	10.1.2.2.2.4 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。 非常用直流電源設備は，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。 10.1.2.2.3 主要設備及び仕様 非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 10.1－4 表に示す。	3.14.1.2.2.4 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。 非常用直流電源設備は，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（設計基準拡張）として使用する。	
3.14.1.2.2.5 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。 蓄電池（非常用）は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。 蓄電池（非常用）に充電する充電器は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能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外観の確認が可能な設計とする。	10.1.2.2.2.4 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。 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。 125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系に充電する充電器は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能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外観の確認が可能な設計とする。	3.14.1.2.2.5 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。 非常用蓄電池は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。 非常用蓄電池に充電する充電器は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能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外観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）

第 3.14－3 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

(1) 蓄電池（非常用）

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備（通常運転時等）

・代替電源設備

	直流 125V 蓄電池
蓄電池	
組　数	４
電　圧	125V
容　量	約 10,000Ah（1 組） 約 3,000Ah（2 組） 約 2,200Ah（1 組）
充電機	
台　数	５（予備 2 台）
充電方式	浮動（常時）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第10.1－4表　直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型　式	鉛蓄電池
組　数	5
セル数	125V 系Ａ系　120 Ｂ系　120 ＨＰＣＳ系　58 中性子モニタ用Ａ系　24 Ｂ系　24
電　圧	125V 系Ａ系 125V Ｂ系125V ＨＰＣＳ系　125V 中性子モニタ用Ａ系±24V Ｂ系±24V
容　量	125V 系Ａ系　約 6,000Ah Ｂ系　約 6,000Ah ＨＰＣＳ系　約 500Ah 中性子モニタ用Ａ系約 150Ah Ｂ系約 150Ah

常用

型　式	鉛蓄電池
組　数	1
セル数	116
電　圧	250V
容　量	約 2,000Ah

島根原子力発電所　２号炉

第 3.14－3 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

(1) 非常用蓄電池

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備（通常運転時等）

・代替電源設備

	115V 系 蓄電池	230V 系 蓄電池	±24V 系 蓄電池
蓄電池			
組　数	３	１	２
電　圧	115V	230V	±24V
容　量	約 4,500Ah （１組） 約 1,200Ah （１組） 約 500Ah （１組）	約 1,500Ah （１組）	約 90Ah （２組）
充電器			
台　数	５（予備１台）	１	２
充電方式	浮動（常時）	浮動（常時）	浮動（常時）

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

設計方針の相違による電源系統構成の相違

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
	(2)　充電器 非常用（予備充電器は常用） 型　　式　　シリコン整流器 個　　数　　125V 系Ａ系　　1 Ｂ系　　1 （予備 1） ＨＰＣＳ系　　1（予備 1） 中性子モニタ用Ａ系　　2 Ｂ系　　2 充 電 方 式　　浮動 冷 却 方 式　　自然通風 交 流 入 力　　125V 系Ａ系　3 相　50Hz　480V Ｂ系　3 相　50Hz　480V ＨＰＣＳ系　3 相　50Hz　480V 中性子モニタ用Ａ系　単相　50Hz　120V Ｂ系　単相　50Hz　120V 容　　量　　125V 系Ａ系　約 58.8kW Ｂ系　約 48.8kW （予備　約 58.8kW） ＨＰＣＳ系　　約 14kW 中性子モニタ用Ａ系　約 0.84kW／個 Ｂ系　約 0.84kW／個 直流出力電圧　　125V 系Ａ系　　125V Ｂ系　　125V ＨＰＣＳ系　　125V 中性子モニタ用Ａ系±24V Ｂ系±24V 直流出力電流　　125V 系Ａ系　　約 420A Ｂ系　　約 320A （予備　　約 420A） ＨＰＣＳ系　　約 100A 中性子モニタ用Ａ系　約 30A Ｂ系　約 30A		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	常用 型　　式　　シリコン整流器 個　　数　　1（予備 1） 充 電 方 式　　浮動 冷 却 方 式　　自然通風 交 流 入 力　　3 相　50Hz　480V 容　　量　　約 98kW 直流出力電圧　　250V 直流出力電流　　約 350A (3)　直流母線 非　常　用 個　　数　　5 電　　圧　　125V 系Ａ系　　125V Ｂ系　　125V ＨＰＣＳ系　　125V 中性子モニタ用Ａ系±24V Ｂ系±24V 常用 個　　数　　1 電　　圧　　250V		

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

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

相違No.	相違理由
①	【東海第二】 東海第二は，温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の２種類を使用
②	【柏崎6/7】 島根２号炉は，BWR-5設計のため，低圧炉心スプレイ・ポンプを有する
③	【柏崎6/7，東海第二】 柏崎6/7は，設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度（２個）と新たに設置した格納容器内水素濃度（ＳＡ）（２個）を重大事故等対処設備としている。東海第二は，設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず，新たに設置した格納容器内水素濃度（ＳＡ）（２個）を重大事故等対処設備としている。島根２号炉は，設計基準事故対処設備の格納容器水素濃度（Ｂ系）（１個）を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし，新たに設置した格納容器水素濃度（ＳＡ）（１個）を重大事故等対処設備としている
④	【柏崎6/7，東海第二】 柏崎6/7，東海第二は，起動領域計装（ＳＲＮＭ）を設置しているが，島根２号炉は，中性子源領域計装（ＳＲＭ）を採用している
⑤	【柏崎6/7】 島根２号炉は，原子炉補機冷却水系系統流量と同じ流量である残留熱除去系熱交換器冷却水流量を残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータと整理している
⑥	【柏崎6/7】 島根２号炉は，サプレッション・プール水位（ＳＡ）の重要代替監視パラメータとして整理している
⑦	【柏崎6/7，東海第二】 柏崎6/7は，設計基準事故対処設備の格納容器内酸素濃度（２個）を重大事故等対処設備としている。東海第二は，設計基準事故対処設備の格納容器内酸素濃度を重大事故等対処設備として使用せず，新たに設置した格納容器酸素濃度（ＳＡ）（２個）を重大事故等対処設備としている。島根２号炉は，設計基準事故対処設備の格納容器酸素濃度（Ｂ系）（１個）を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし，新たに設置した格納容器酸素濃度（ＳＡ）（１個）を重大事故等対処設備としている
⑧	【東海第二】 島根２号炉は，熱電対の検出器，東海第二はガイドパルス式の検出器の水位・温度計を設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備としている
⑨	【柏崎6/7，東海第二】 柏崎6/7，東海第二は，常設ラインの原子炉注水，格納容器スプレイ，下部注水する各注水ラインに差圧式流量計を設置しているが，島根２号炉は，常設ラインである低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水，格納容器スプレイを行う各注水ラインの分岐前に超音波式流量計を設置している 【柏崎6/7，東海第二】 東海第二は，常設，可搬ラインの原子炉注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置しており，柏崎6/7は，低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置していないが，島根２号炉は，常設ラインに低流量を測定できる超音波式流量計を設置し，可搬ラインの原子炉注水，原子炉格納容器下部注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置している
⑩	【柏崎6/7】 柏崎6/7は，代替循環冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから，その流量計を使用しているが，島根２号炉は，残留熱代替除去ポンプを新設しており，新規に原子炉注水及び格納容器スプレイラインに流量計を設置している
⑪	【柏崎6/7】 島根２号炉は，原子炉圧力容器破損判断のため，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。	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。	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）	(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）	(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） ・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（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） ・可搬型代替直流電源設備（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（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。 主要な設備は，以下のとおりとする。 ・可搬型計測器	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（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）	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	・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
	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。	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。	・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，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。	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。	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。	
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
			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）
・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	・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）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）
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	・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	・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	・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
・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	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】
・格納容器内酸素濃度		・格納容器酸素濃度（Ｂ系）	②の相違 ・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 【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
			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）
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）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7，東海第二は，常設ラインの原子炉注水，格納容器スプレイ，下部注水する各注水ラインに差圧式流量計を設置しているが，島根２号炉は，常設ラインである低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水，格納容器スプレイを行う各注水ラインの分岐前に超音波式流量計を設置している 【柏崎 6/7，東海第二】 東海第二は，常設，可搬ラインの原子炉注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置しており，柏崎 6/7 は，低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置していないが，島根２号

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			炉は，常設ラインに低流量を測定できる超音波式流量計を設置し，可搬ラインの原子炉注水，原子炉格納容器下部注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置している（以下，⑨の相違）
	・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】 柏崎 6/7 は，代替循環冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから，その流量計を使用しているが，島根２号炉は，残留熱代替除去ポンプを新設しており，新規に原子炉注水及び格納容器スプレイラインに流量計を設置している（以下，⑩の相違）
・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・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）	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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	・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）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）
・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 ・静的触媒式水素処理装置出口温度	
	・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	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	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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ータ量を伝送することができる設計とする。	なデータ量を伝送することができる設計とする。	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 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。	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）の計測用）は，1 セット 20 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個を含めて合計 40 個を分散して保管する。 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。	可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として 1 セット 30 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 30 個を含めて合計 60 個を保管する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 ・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。 ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウェル雰囲気温度	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。 ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウェル雰囲気温度	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（ＳＡ） ・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）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・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 ・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。	・起動領域計装 ・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。	・中性子源領域計装 ・平均出力領域計装 なお，中性子源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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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（SA） ・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） ・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） ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・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）	・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	・高圧原子炉代替注水流量 ・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）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑨の相違
・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】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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の相違
	・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】 ⑩の相違
・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	・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 ・格納容器内水素濃度（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） ・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） ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ・復水補給水系温度（代替循環冷却）	・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） ・代替循環冷却系ポンプ入口温度	・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）	・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出口温度 ・原子炉補機冷却水系系統流量（6 号炉区分Ⅲ）	・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入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 6/7】 ②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	
・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 ・静的触媒式水素処理装置出口温度	
	・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
・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】 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）	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・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，設置場所の相違
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6 号炉）			・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】
	・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	・記載方針の相違 【東海第二】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		・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 ・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		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，原子炉

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	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 ・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		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，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 ・フィルタ装置金属フィルタ差圧 ・フィルタ装置スクラバ水 pH	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。 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ	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。 ・第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ） ・第１ベントフィルタ出口水素濃度	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設置場所の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑲の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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			

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 6/7】 ②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
・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）	【柏崎 6/7，東海第二】
・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）	③，⑬の相違
・起動領域モニタ	・起動領域計装	・中性子源領域計装	・設備の相違
・平均出力領域モニタ	・平均出力領域計装	・平均出力領域計装	【柏崎 6/7，東海第二】
・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	④の相違
・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			・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	・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
		・原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	
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
		中性子源領域計装は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。中性子源領域計装は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。	・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） ・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 ・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			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
・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）	【柏崎 6/7】
・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）	⑪の相違
・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）	
		・ドライウェル水位	・設備の相違
・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）	【柏崎 6/7，東海第二】
・格納容器下部水位	・格納容器下部水位	・ペデスタル水位	⑫の相違
・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）		・設備の相違
	・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）		【東海第二】
			⑳の相違
・復水貯蔵槽水位（SA）	・代替淡水貯槽水位	・低圧原子炉代替注水槽水位	・設備の相違
	・西側淡水貯水設備水位		【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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 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 ・静的触媒式水素処理装置出口温度	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
・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）	【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）	・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	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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
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。	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。	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。	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。	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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			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 (1) 原子炉圧力容器温度 個　　数　　2 計測範囲　　0～350℃ (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] (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 (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 (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	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 (1) 原子炉圧力容器温度 個　　数　　4 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　　2 計測範囲　　0～10.5MPa［gage］ (3) 原子炉圧力（ＳＡ） 個　　数　　2 計測範囲　　0～10.5MPa［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　　2 計測範囲　　－3,800mm～1,500mm※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　　－3,800mm～1,300mm※2 (6) 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 個　　数　　1 計測範囲　　－3,800mm～1,500mm※1 (7) 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 個　　数　　1 計測範囲　　－3,800mm～1,300mm※2	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 (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］ (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・プロセス計装系 個　　数　　２ 計測範囲　　－800～－300cm ※1 (6) 原子炉水位（ＳＡ） 個　　数　　１ 計測範囲　　－900～150cm ※1	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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	(8) 高圧代替注水系系統流量 個　　数　　1 計測範囲　　0～50L／s	(7) 高圧原子炉代替注水流量 個　　数　　1 計測範囲　　０～150m³/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	(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	(8) 代替注水流量（常設） 個　　数　　1 計測範囲　　０～300m³/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	(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	(9) 低圧原子炉代替注水流量 個　　数　　2 計測範囲　　０～200m³/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	(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	(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	
	(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	(11) 格納容器代替スプレイ流量 個　　数　　2 計測範囲　　０～150m³/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	(12) ペデスタル代替注水流量 個　　数　　2 計測範囲　　０～150m³/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	(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	
	(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		
(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，－1.0m，＋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，＋1.2m，＋2.4m，＋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}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	
(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% （$1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	(35)　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	(36)　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］ (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℃	(37)　スクラバ容器圧力 個　　数　　4 計測範囲　　０～１MPa［gage］ (38)　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。	(39) 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％	(40) 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℃	(41) 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℃	(42) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個　　数　　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	(43) 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個　　数　　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)　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	(44) 残留熱除去ポンプ出口圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個　　数　　３ 計測範囲　　０～４MPa [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
(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	(45) 低圧原子炉代替注水槽水位 個　　数　　1 計測範囲　　０～1,500m³（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］	(46) 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］	(47) 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］	(48) 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］	(49) 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］	(50) 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％	(51) 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℃	(52) 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℃ (53) 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%		(54) 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％	(55) 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。	(56) 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。	(57) 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。	(58) 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。	(59) 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。	(60) 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（固定型）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）	(61) 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） *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） *3：T.M.S.L.＝東京湾平均海面 *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。	※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） ※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） ※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 ※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） ※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。	※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：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。 ※３：基準点は格納容器底面（EL10100）。 ※４：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。 ※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。	

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）（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。				

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）（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，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：8.29MPa［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。

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）

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
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					

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）（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					

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）（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。

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
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					

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）（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					

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）（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）

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
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					

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）（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
		（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						

※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

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。

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
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					

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）（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					

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）（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）

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
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）。	－

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）（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原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下	原子炉格納容器の限界圧力（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						

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）（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。

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（計測範囲による設備仕様（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
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）。	－

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）（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原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※2		1	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下	原子炉格納容器の限界圧力（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						

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）（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原子炉納容器内の水位	ドライウェル水位	3	－3.0m，－1.0m，＋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。ペデスタル代替注水系（可搬型）の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断できる位置（格納容器底面＋1.0m）を監視可能。	1
	サプレッション・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，＋1.2m，＋2.4m，＋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。

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（計測範囲による設備仕様，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
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）。	－

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）（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}・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。	－

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）（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（0～16.4vol%）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（0～16.4vol%）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。

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
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。				
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*5	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。				

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）（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（$1.0\times10^{4}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は0～125%（$1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	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%（$1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		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。	－

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）（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^{3}～1.0×10^{9} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	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，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} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		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。

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
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。				
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*5	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。				

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）（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	「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。				
		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。				

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）（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				
		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				
		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				
		ドライウェル温度（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。

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）

（つつき）

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^{5}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^{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。				

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）（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	「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。				
		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^{3}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。				

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）（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[redacted]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。

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）

（つつき）

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^{5}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^{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。				

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	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		残留熱除去系海水系系統流量※1	2	0～550L／s	493L／s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L／s）を監視可能。	1
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※1	1	0～800m^3／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（650m^3／h）を監視可能。	
		緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※1	1	0～50m^3／h	－※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（40m^3／h）を監視可能。	
		原子炉圧力容器温度※1	「⑪原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		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。				

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	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。				

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	「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。				

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）（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℃	最大値：90℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度（116℃）を監視可能。	1
		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～200℃	最大値：90℃	残留熱代替除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（185℃）を監視可能。	1
		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。

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
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。				

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）（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					

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）（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。

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
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。				

東海第二発電所（2018.9.18版）

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
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（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	「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					

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）（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。

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
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。				

東海第二発電所（2018.9.18版）

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
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（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	「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					

島根原子力発電所　2号炉

第3.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16／18）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
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	「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				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1					
	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	「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）

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
⑮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
⑯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	「⑱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	10^1～10^7mSv/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}～10^7mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-2}～10^5mSv/h（6号炉） 10^{-3}～10^4mSv/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

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）（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
⑮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
⑯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	「⑱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	－4,200mm～＋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～10^5Sv／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～2.4×10^9mSv／h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-3}mSv／h～10^4mSv／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905Sv／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）

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）（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 静的触媒式水素処理装置出口温度※1	2 2	0～100℃ 0～400℃	－※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 1
⑯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（0～3.0vol%）を監視可能。	－
	格納容器酸素濃度（SA）※2	1	0～25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において，原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～3.0vol%）を監視可能。	－
	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）※1	「⑱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（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）

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
⑮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
⑯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	10^1～10^7mSv/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}～10^7mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-2}～10^5mSv/h（6号炉） 10^{-3}～10^4mSv/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

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）（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
⑮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
⑯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	－4,200mm～＋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～10^5Sv／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～2.4×10^8mSv／h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-3}mSv／h～10^4mSv／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）

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）（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	10^1～10^8mSv/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}～10^7mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-3}～10^4mSv/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。

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）	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期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 11 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（１／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	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，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】
①～㉔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 3.15－3 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（２／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	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（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。
	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）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。

※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
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。

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（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。

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（3／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	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。

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。

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（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。

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（4／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉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）

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。

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（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。

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（4／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉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）

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。

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（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。

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（5／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウェル圧力（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	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。
	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	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。
	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。

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サプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（S/C）によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ気体温度（常用計器）により，温度を推定する。 推定は，サプレッション・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。
	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（S/C）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・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（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圧力により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・チェンバ雰囲気温度	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格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ＜ＲＰＶ破損判断基準＞ 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破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。 ＜ペデスタル満水注水判断基準＞ 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，ペデスタル満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検知の観点から，3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に，ペデスタル満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（6／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	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） ③ドライウェル圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力（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） ③ドライウェル圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力（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） ③サプレッション・チェンバ圧力（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）によりサプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・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・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。

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

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

（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サプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（S/C）によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ気体温度（常用計器）により，温度を推定する。 推定は，サプレッション・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。
	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（S/C）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・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（7／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（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） ③ペデスタル温度（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），ペデスタル温度（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） ③サプレッション・チェンバ温度（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）

（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（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（8／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	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	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。 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。

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（9／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（B系）	①格納容器水素濃度（ＳＡ）	①格納容器水素濃度（B系）の監視が不可能となった場合は，格納容器水素濃度（ＳＡ）により推定する。
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	①格納容器水素濃度（B系）	①格納容器水素濃度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，格納容器水素濃度（B系）により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	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。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］※2	①中性子源領域計装の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］※2	①平均出力領域計装の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は，中性子源領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	［制御棒手動操作・監視系］※2	①中性子源領域計装 ②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）

（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（9／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）	①格納容器水素濃度（ＳＡ）	①格納容器水素濃度（Ｂ系）の監視が不可能となった場合は，格納容器水素濃度（ＳＡ）により推定する。
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	①格納容器水素濃度（Ｂ系）	①格納容器水素濃度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，格納容器水素濃度（Ｂ系）により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	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。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］※2	①中性子源領域計装の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は，平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］※2	①平均出力領域計装の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は，中性子源領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	［制御棒手動操作・監視系］※2	①中性子源領域計装 ②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)

（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 (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（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（10／16）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③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，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。 ②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，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。 ③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，注水先の原子炉水位を優先する。
		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。

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
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（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。

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（11／16）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
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圧力逃がし装置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】
①～㉔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統流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去系統流量	①残留熱除去系ポンプ出出圧力	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去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の注水特性を用いて，残留熱除去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残留熱除去系熱交換量 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入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度（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。
		残留熱除去系統流量	①残留熱除去系ポンプ出出圧力	①残留熱除去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

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
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（11／16）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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圧力逃がし装置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】
①～㉔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
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（12／16）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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）

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（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。

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（12／16）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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）

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（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。

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（13／16）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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。

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／出口の発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（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（14／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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	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。 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（14／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
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	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。 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（15／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉建物内の水素濃度	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）	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。 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）	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。 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）

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
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。

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（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。

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（16／16）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ②燃料プール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。

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）

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】

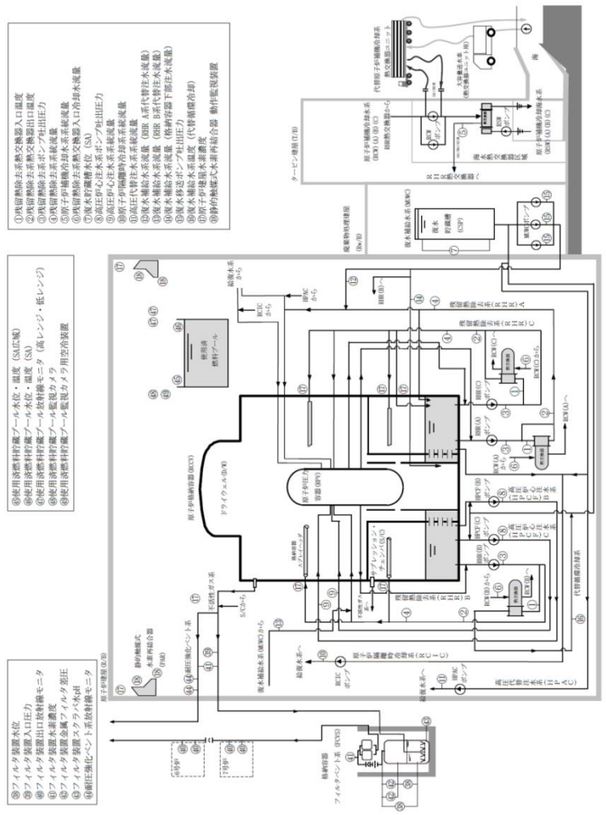
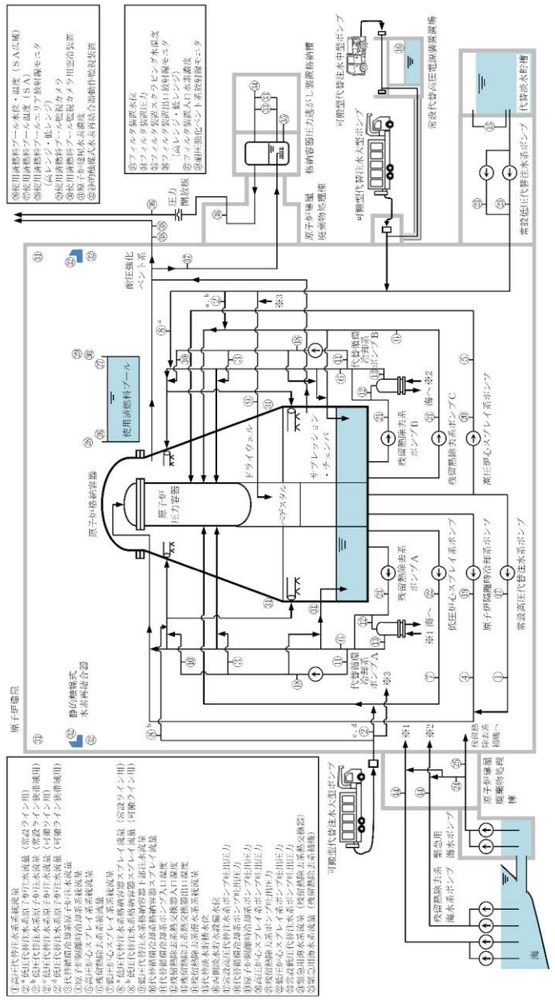
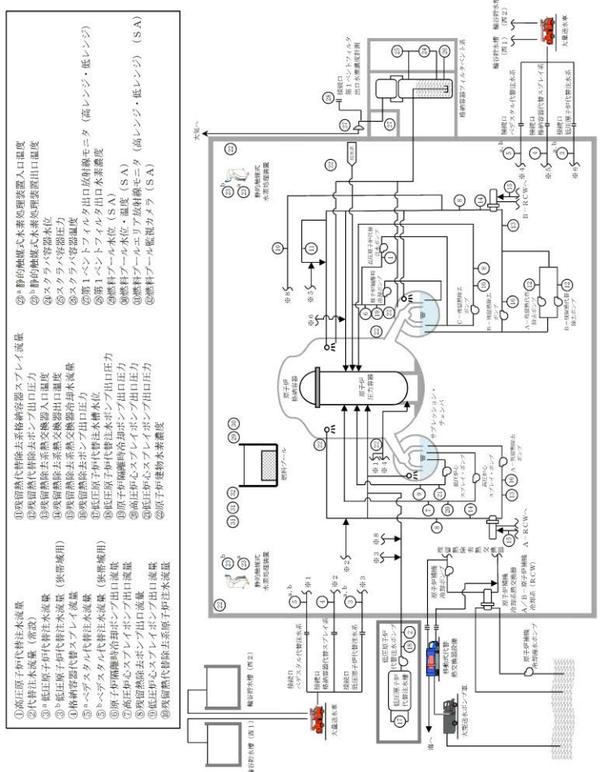
柏崎 6/7 に記載している非常用 D/G 発電機，第一 GTG 発電機，電源車の電源関係のパラメータについて，島根２号炉は各母線電圧を着手の判断としている。

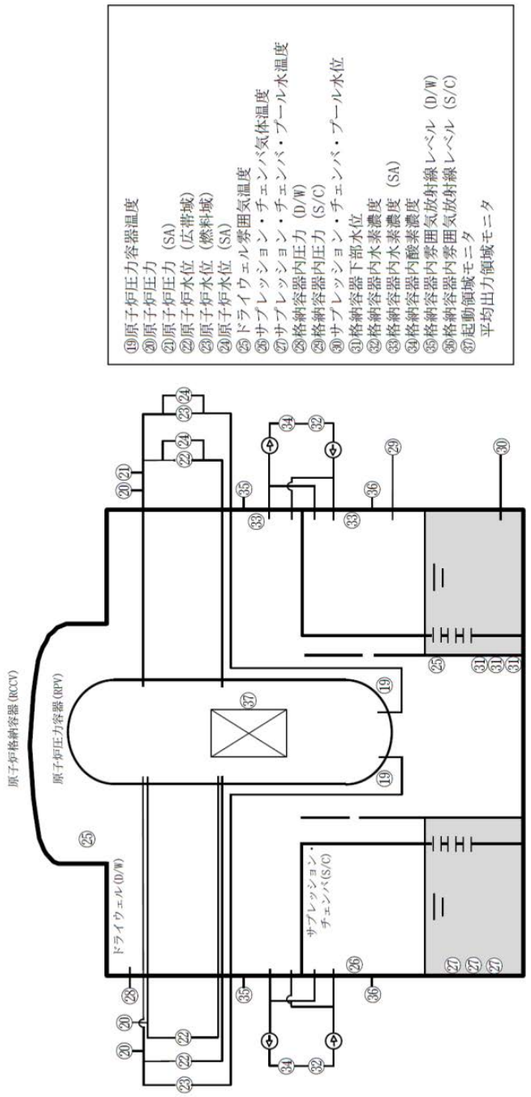
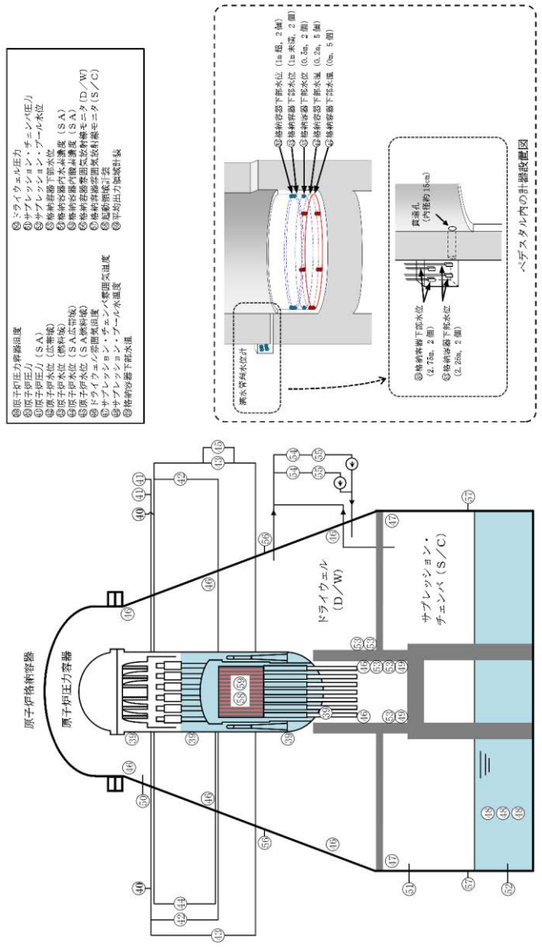
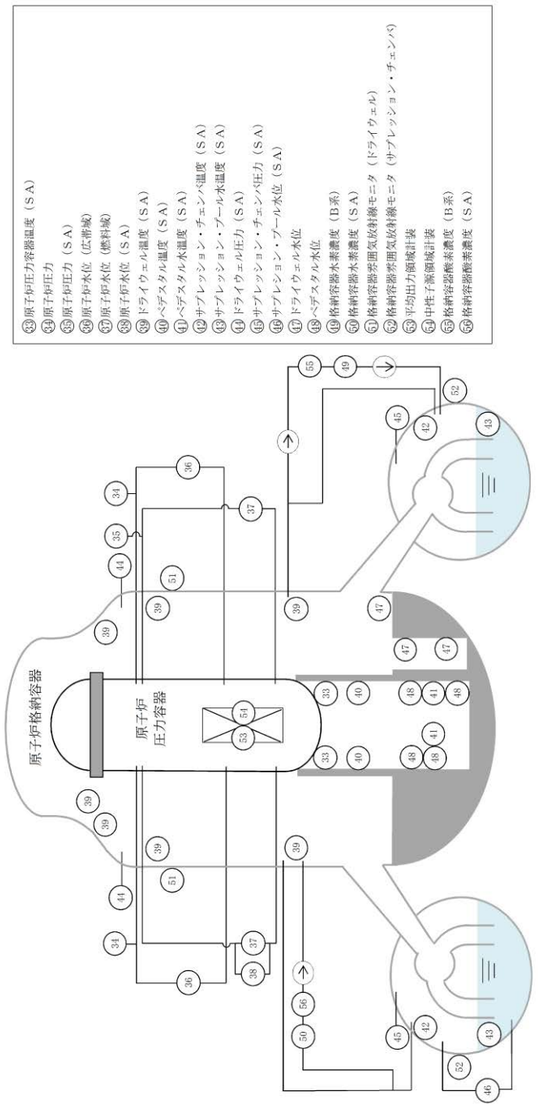
島根２号炉は，号炉間電力融通による給電は自主設備としている。

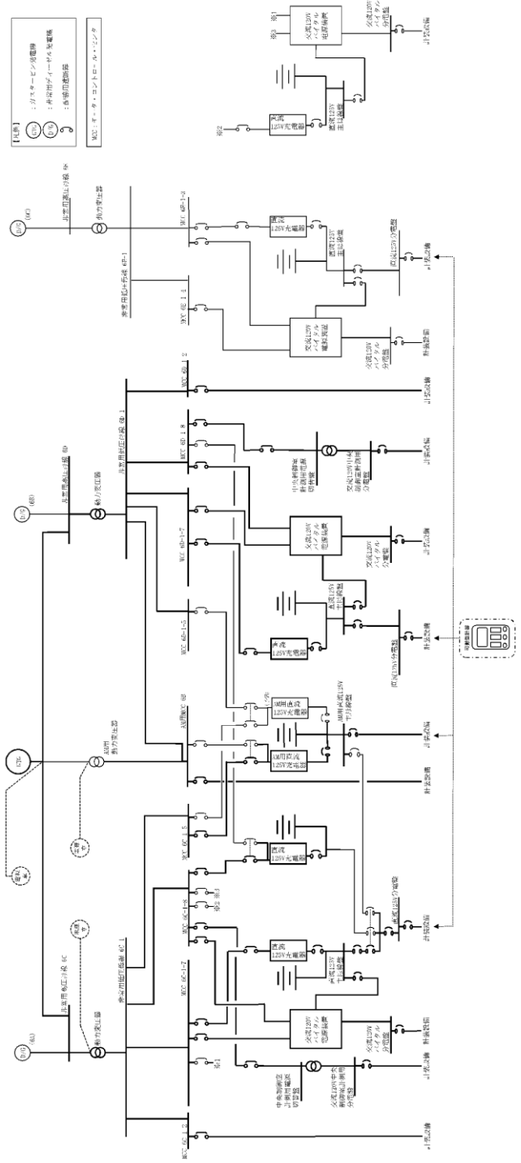
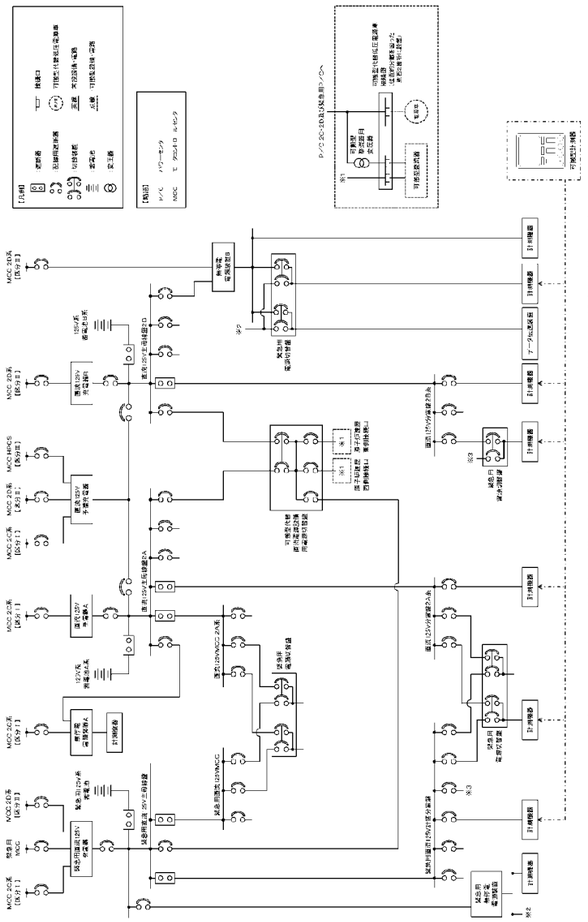
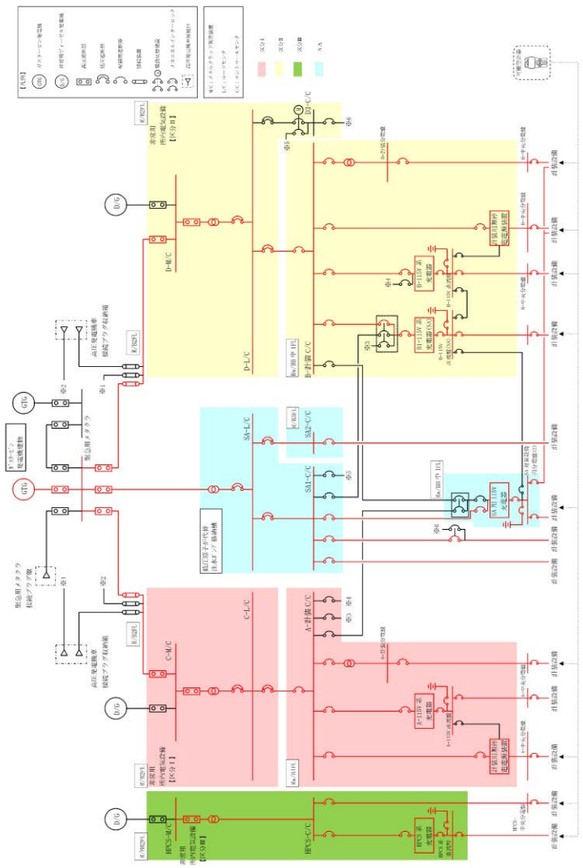
柏崎 6/7 は，格納容器圧力逃がし装置の機能維持のため，ドレンタンクの排水操作を行うが，島根２号炉は不要なため，ドレンタンク水位を補助パラメータとしていない。

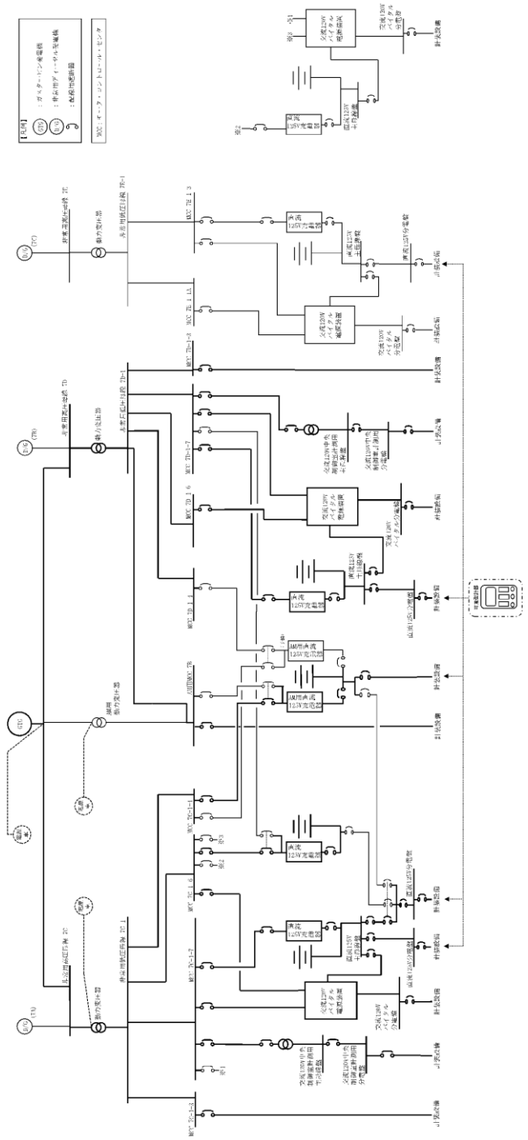
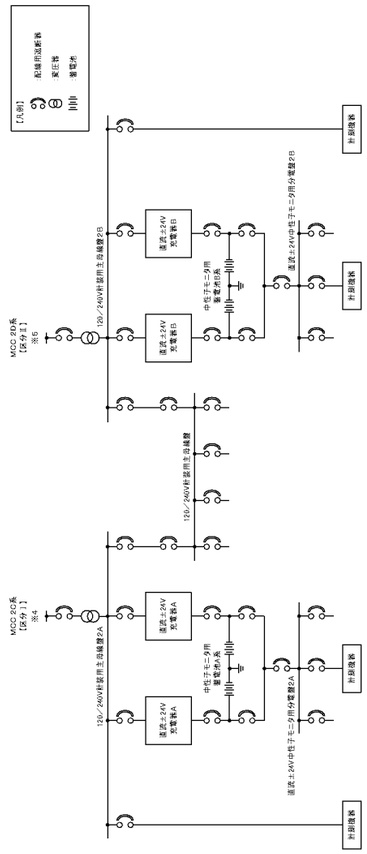
島根２号炉は，遠隔空気駆動弁操作用ボンベを使用しないため，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力を補助パラメータとしていない。

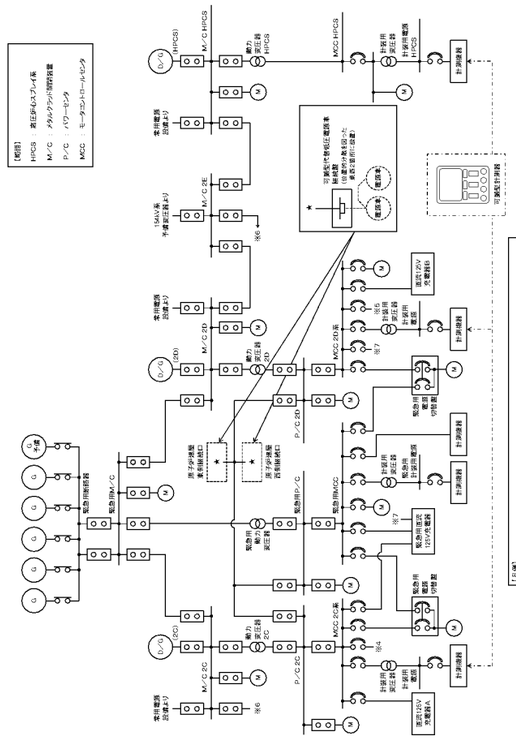
島根２号炉は，原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力を低圧炉心スプレイ系の着手の判断基準としている。

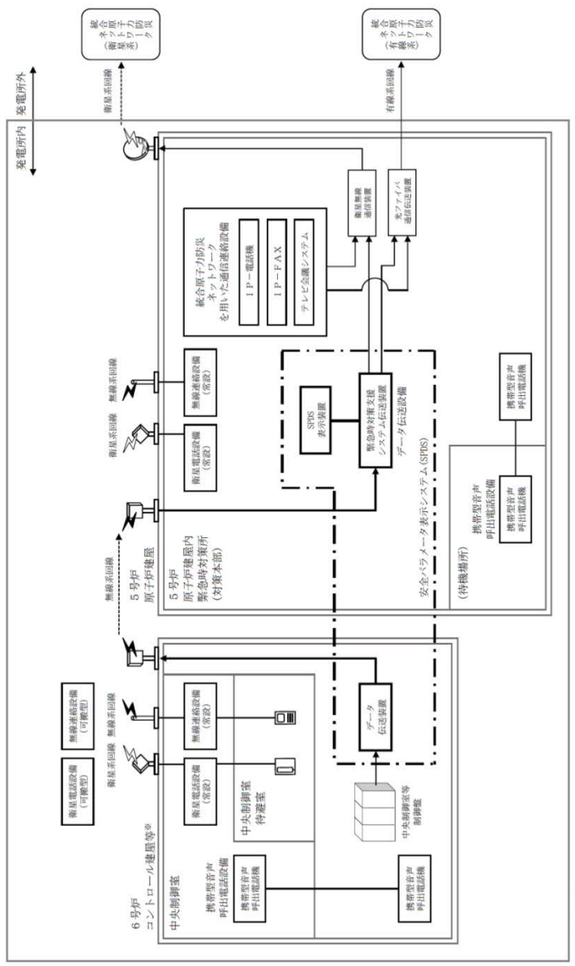
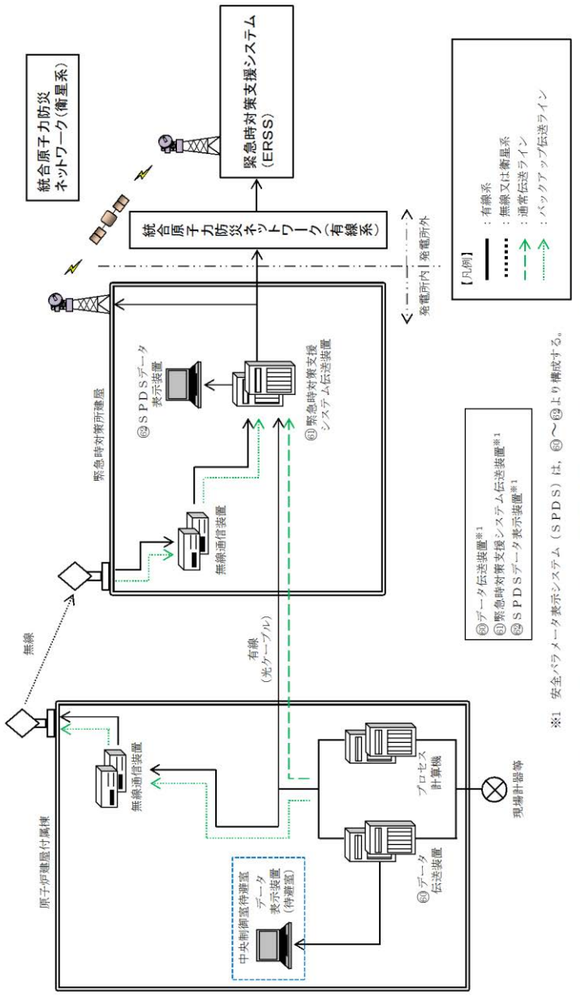
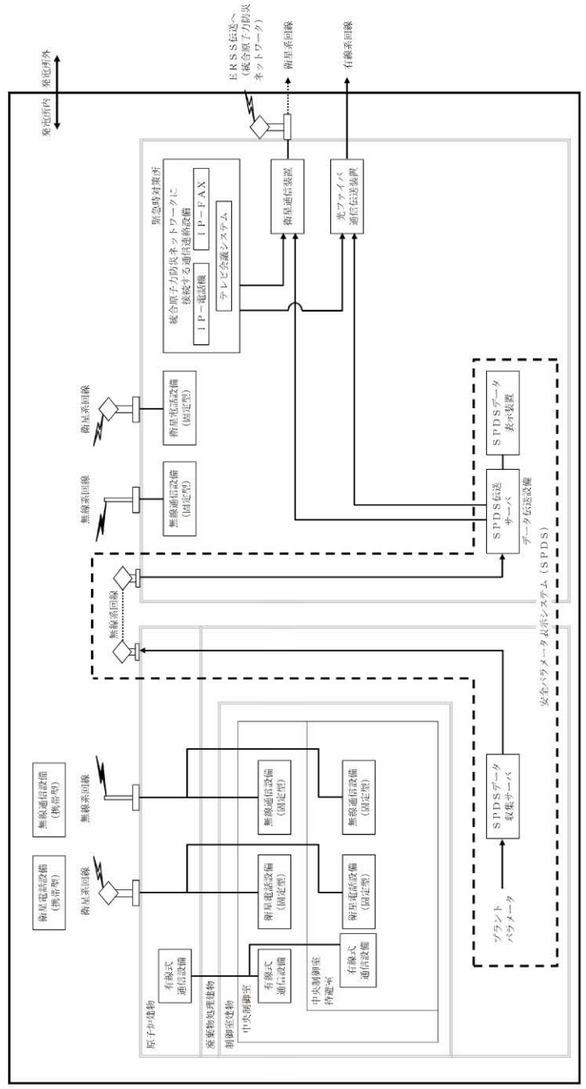
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.15－1 図(1)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要（その 1）	 第 6.4－1 図　計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（1） （監視機能喪失時に使用する設備）	 第 3.15－1 図(1)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要（その 1）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による系統構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，⑧～⑩より構成する。 第6.4－6図　計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（6） （パラメータ記録時に使用する設備）	 第 3.15－3 図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）による記録　系統概要図（パラメータ記録時に使用する設備）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 設備設計の相違による系統構成の相違

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

まとめ資料比較表　〔59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備〕

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

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ブローアウトパネル閉止装置を設置する。

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

柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉 （2017.12.20 版）	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、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　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	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　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 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。	3.16.1.1　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。	3.16.1.1 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，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。	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 ・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，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	・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
		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）		・中央制御室換気系	・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 ・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
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）	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）	・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
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灯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）	・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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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．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，制御室建物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，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。 ・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 ・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。	(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。	(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，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。	(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。	(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。	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。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉には，非常用ガス再循環系はない ・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は非常用ガス処理系排気管の設置状況を詳細に記載
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。	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】 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号炉の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作は次の条件が全て成立した場合。 ○原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況において，漏えい箇所の隔離及び原子炉圧力容器の減圧が完了していること ○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）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑤，⑥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。 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		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。 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及び可搬型代替	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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。 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。		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。	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。	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。		・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
	(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。	(4) 非常灯 非常灯は，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。	・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，遮断器を設けることで中央制御室の非常灯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。 ＬＥＤライト（三脚タイプ）は，中央制御室の非常灯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），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，遮断器により，中央制御室の非常灯と電気的に分離することで，中央制御室の非常灯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により，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本以上の合計50本以上を保管する。 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台使用する。保管数は，１台に加えて，故障時及び保守点検による	・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
		待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する設計とする。	
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。		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。	・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
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。		差圧計は，中央制御室内と外気，中央制御室待避室内と中央制御室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できる設計とする。	・設備の相違，申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違，島根２号炉の差圧計は常設
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。		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。	・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
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。		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。	・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），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。			・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），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），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】 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。		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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違
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。	・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）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。		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。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ③の相違
		非常用ガス処理系の起動に使用する空気作動ダンパは，駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり，現場での人力による操作が不要な構造とする。	・構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は SGT のダ

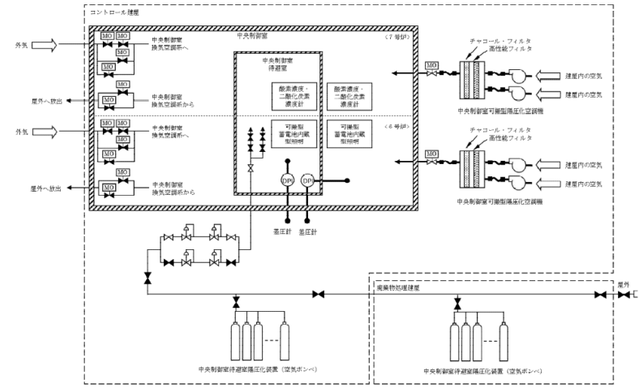
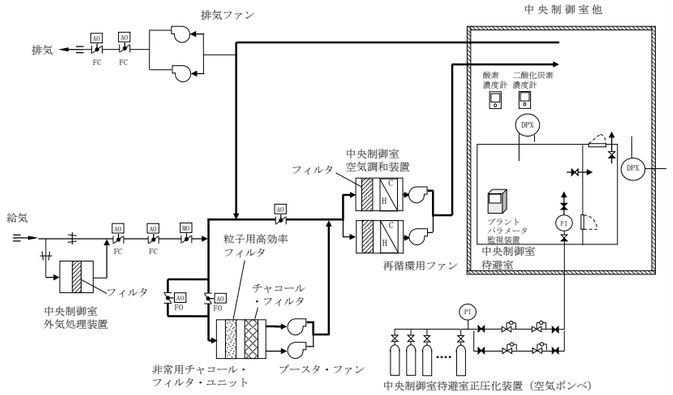
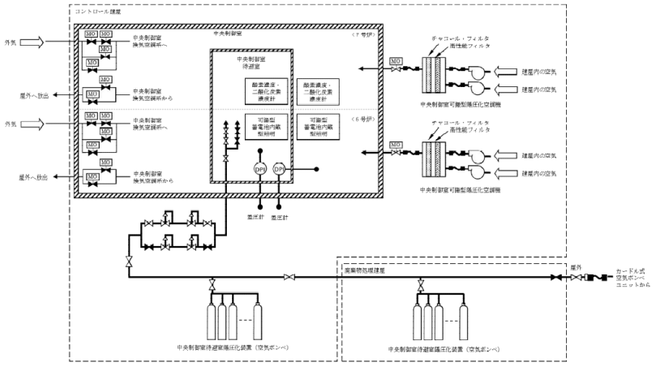
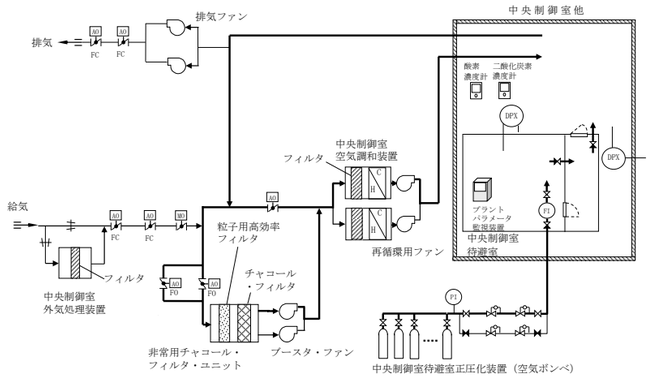
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			ンパについて記載
データ表示装置（待避室）は，通常は，操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより，容易かつ確実に接続し，原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は常時使用状態とはしない。
可搬型蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時に，内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。		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。		差圧計は，中央制御室及び中央制御室待避室に設置し，操作を必要とせず，直ちに指示を監視することが可能な設計とする。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の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。		酸素濃度計及び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。

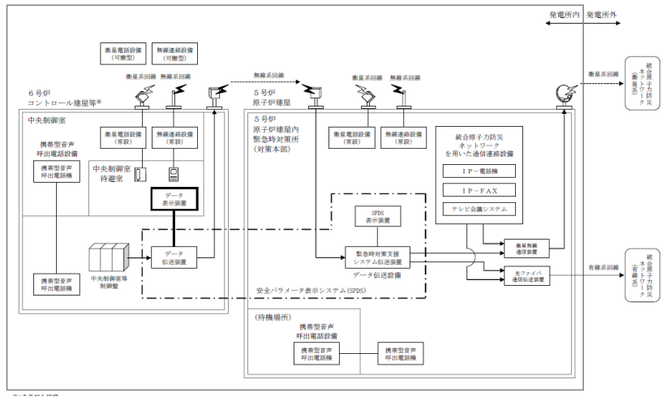
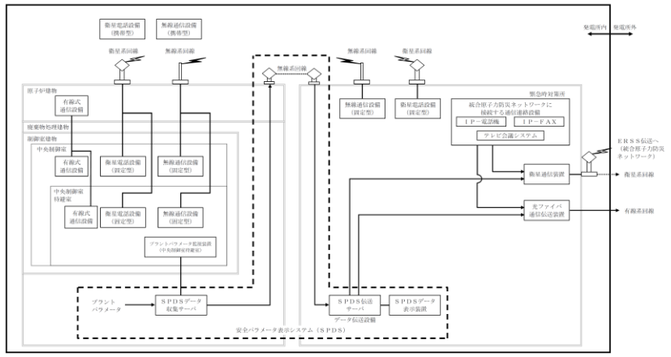
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
3.16.1.1.6 試験検査 基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。		3.16.1.1.6 試験検査 基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。	・記載構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は試験検査について記載
中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。		中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽は，発電用原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），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

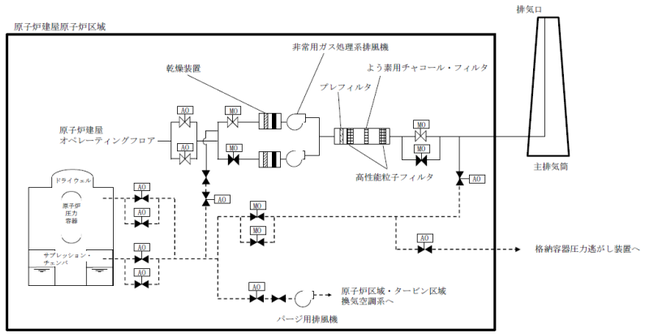
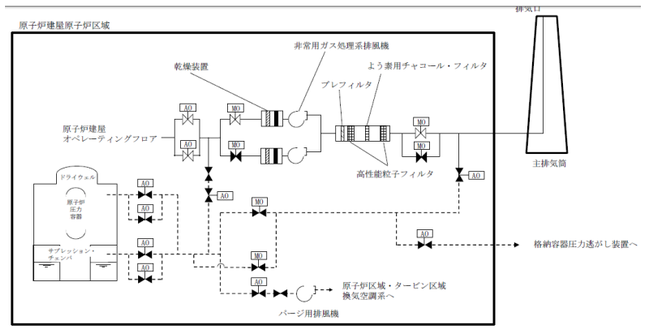
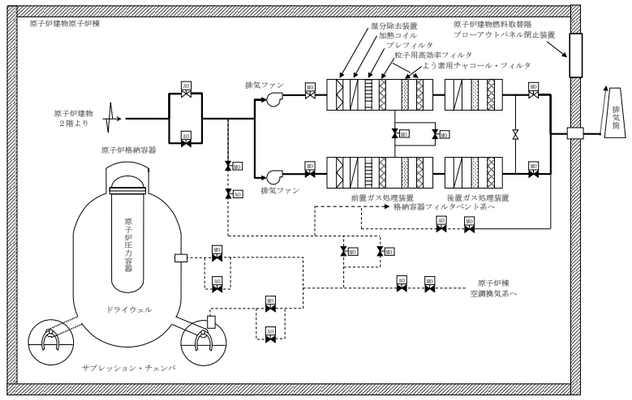
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第3.16－1表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様 (1) 居住性を確保するための設備 a. 中央制御室遮蔽（6 号及び7 号炉共用） 厚さ [redacted] mm 以上 材料 コンクリート b. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（6 号及び7 号炉共用） 厚さ コンクリート [redacted] mm 以上 鉛 [redacted] mm 以上 材料 コンクリート及び鉛 c. 無線連絡設備（常設）（6 号及び7 号炉共用） 第3.19－1 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		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 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120,000m^3/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32,000m^3/h/台 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. 差圧計 個 数 2	・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 ・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。 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の差圧計は常設。

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
		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）		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	・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違
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]		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】 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 [redacted] mm 以上 材料 鉛			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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）		b. ＬＥＤライト（三脚タイプ） 個 数 2（予備１）	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】
e. 差圧計（6 号及び7 号炉共用） 個 数 2（予備1）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の差圧計は常設。
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）	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
		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】 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
 第 6.10－4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（通信連絡設備等）		 第 3.16－3 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（居住性を確保するための設備（プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型））	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置する設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3.16－3 図(1) 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（運転員の被ばくを低減するための設備（非常用ガス処理系））（6 号炉）  第3.16－3 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）		 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】 ・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し，モニタリング・ポストでの監視，及び測定，並びに記録を継続できる設計とする。	・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。	
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。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
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。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 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	(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
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　$10 \sim 10^{9}$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　Ｎａ１（Ｔ１）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　$10 \sim 10^{9}$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　0～100kmin^{-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　Ｎａ１（Ｔ１）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
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）	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違
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）

まとめ資料比較表　〔61 条　緊急時対策所〕

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

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，１台で必要な負荷に給電可能な設計のものを２台１セットとし，予備を含めて４台配備しており，燃料給油時には，隣接して配備する予備機と切り替えて使用する。故障時及び保守点検による待機除外時においては，予備機と入れ替える
⑦	島根２号炉の緊急時対策所用発電機への燃料補給は，緊急時対策所専用の燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより実施する。（当該設備により，プルーム通過前に燃料補給を行うことで，発電機は18時間以上連続運転可能となるため，プルーム通過の10時間は燃料補給不要）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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		
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。	10.9.2.1 概 要 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。 (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。 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，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。 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，緊急時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，緊急時対策要員の汚染が確認された場合は，緊急時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，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，差圧計，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。 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。	・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）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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	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	
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。			・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	
・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）	
	・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）		
・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）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違
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。	
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。	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。	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（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）	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）	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。	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。	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。	
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）	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	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	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違
・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）	・可搬型モニタリング・ポスト（8.1 放射線管理設備）	・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】 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） （携帯型音声呼出電話設備は使用しない）

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）	・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】 ②の相違
・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）			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②及び⑤の相違
・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）			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，２台を１セットとして使用することに加え，予備機を２台保管することで，多重性を有する設計とする。	・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，１台で必要な負荷に給電可能な設計のものを予備を含めて４台配備しており，燃料給油時には，隣接して配備する予備機と切り替えて使用する 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）	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）	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	・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
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）	・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）	・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】 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）
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。	②の相違 ・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。 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。 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。 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。	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。 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。 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，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。	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。 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。 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。 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。	・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 ・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】 ・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】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，２台を１セットとして使用することに加え，予備機を２台保管することで，多重性を有する設計とする。 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原子炉建物及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで，非常用ディーゼル発電機燃料デイ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原子炉建物及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。	・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。	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。	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。	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。	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
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。	【柏崎 6/7】 ①，③及び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，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。	・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
		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】 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，緊急時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，緊急時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】 柏崎 6/7 と島根２号炉では，正圧化バウンダリ体積および収容人数が違うため 島根２号炉は具体的本数を示している
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 個使用する。保有数は，1 個に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個の合計 2 個を保管する。	・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，２台を１セットとして使用する。保有数は，１セット２台に加え，故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として２台の合計４台を保管する。	・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 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
	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。	
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。	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。	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。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①，③及び④の相違
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。	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。	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】 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。 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】 島根２号炉は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，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

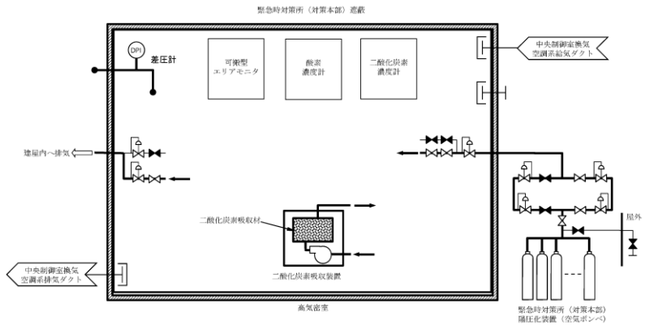
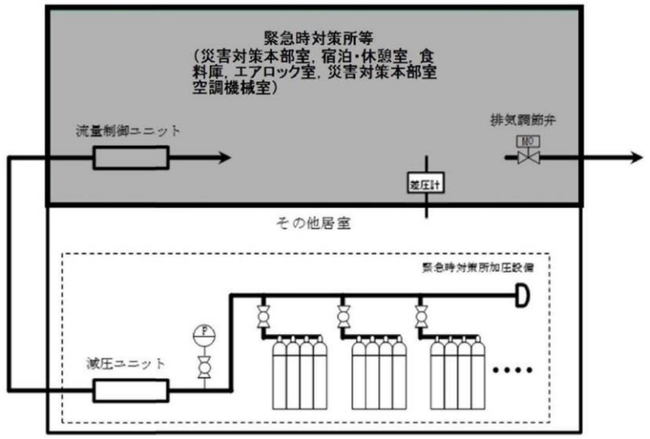
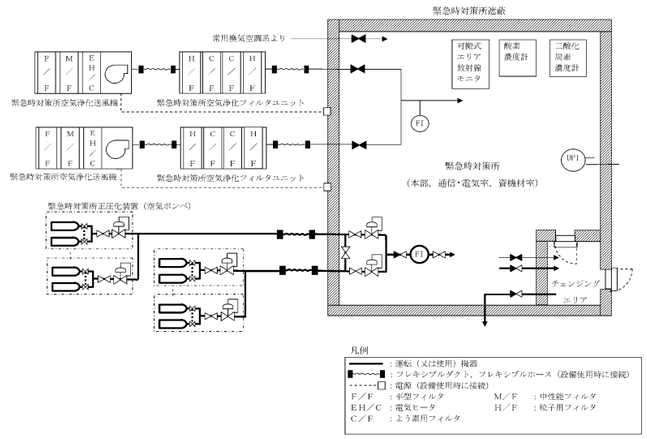
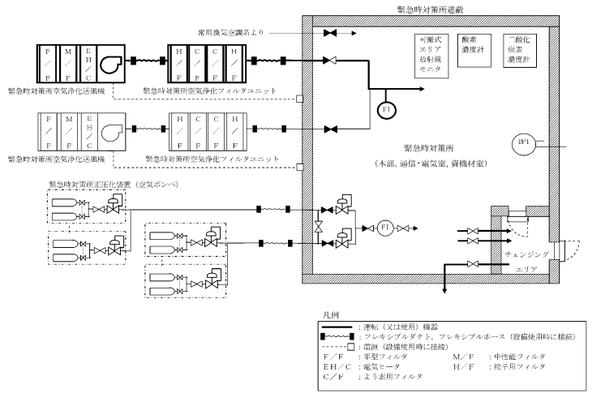
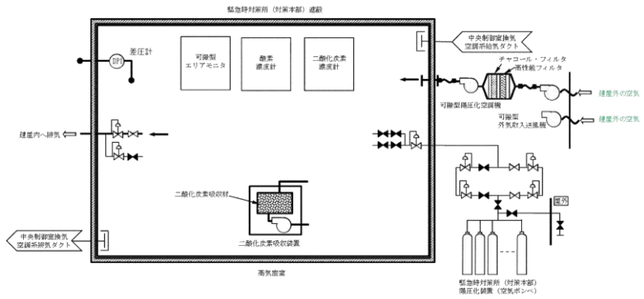
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
可搬型エリアモニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。	緊急時対策所エリアモニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 緊急時対策所用発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。 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

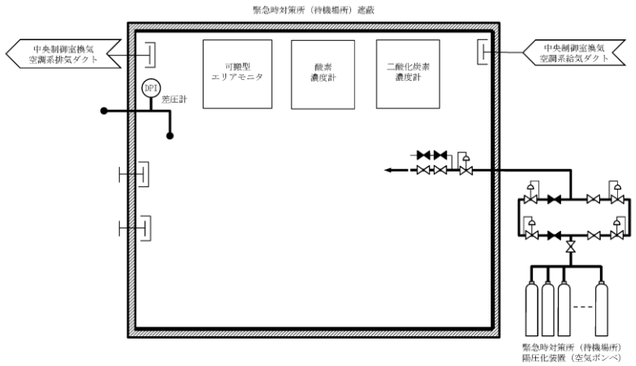
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 3.18－1 表 緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様 (1)　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） a. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室（6 号及び 7 号炉共用） 個数 1 b. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用） 厚 さ [　　] mm 以上 材 料 コンクリート c. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 1（予備 1） 容 量 600m^3/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 600m^3/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　1,500m^3／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　1,500m^3／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

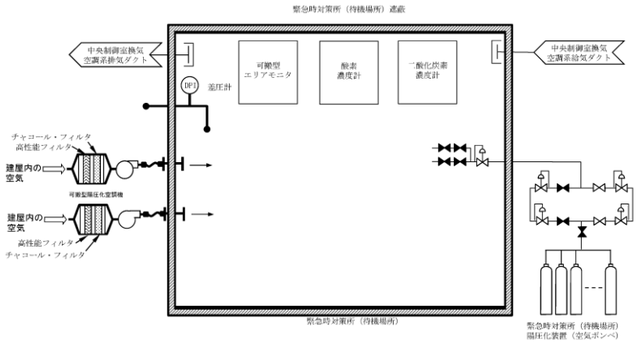
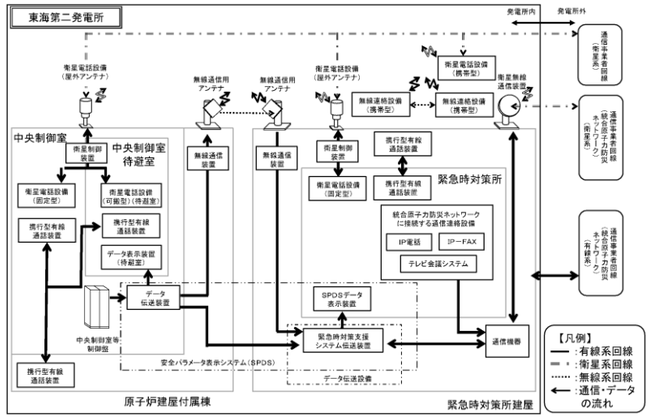
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
e. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用） 台 数 123 容 量 47L／本 充填圧力 15MPa	c．緊急時対策所加圧設備（東海発電所及び東海第二発電所共用） 第 8.2－3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）設備仕様に記載する。	(5) 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ） 本数　454 本（予備 86 本） 容量　50L／本 充填圧力　約 20MPa	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 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

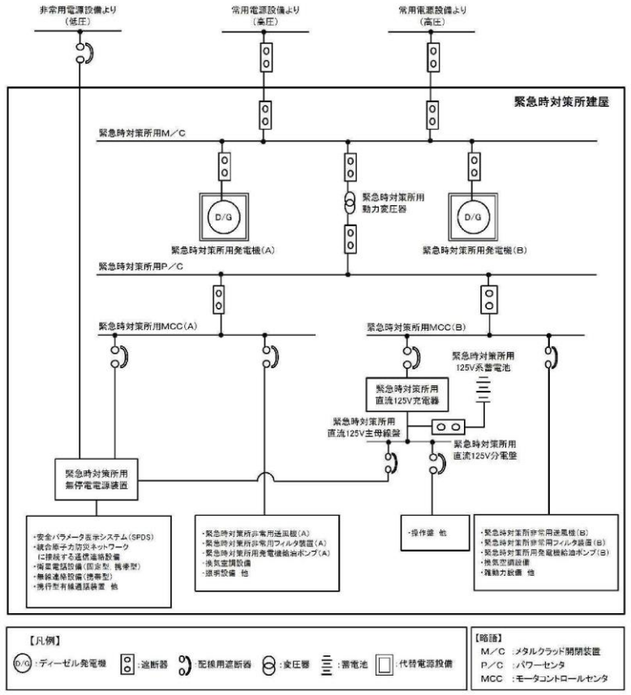
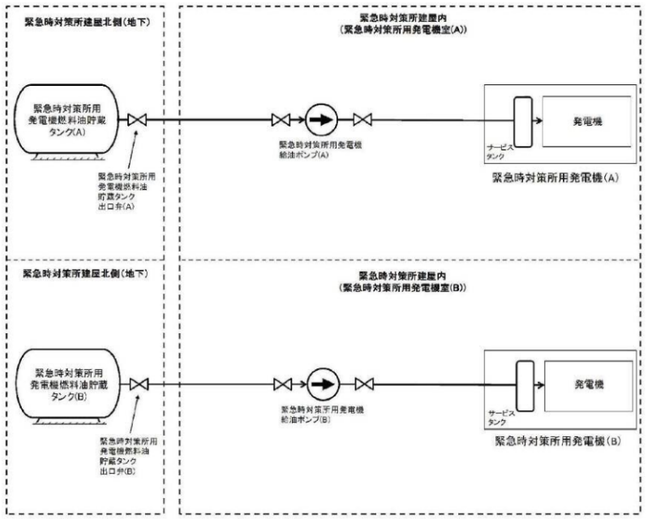
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
i．二酸化炭素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用） 個 数 1（予備 1※1） 測定範囲 0～10,000ppm	f．二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・二酸化炭素濃度計（通常運転時） 個 数 1（予備 1） 測 定 範 囲 0.0～5.0vol%	(8) 二酸化炭素濃度計 個数　1（予備１） 測定範囲　0～10,000ppm	・設備の相違 【東海第二】 設備の使用目的は同様だが，設計条件等が異なる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 600m^3/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　3.0m³／台 (12) 緊急時対策所用燃料地下タンク 個数　１ 容量　約 45m³	・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
 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））  第 3.18－2 図　緊急時対策所（重大事故等時）概略系統図 （緊急時対策所空気浄化送風機，フィルタユニット）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
 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）		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）  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）		・島根２号炉は，添付資料「第 3.18－2 図」にて記載 【東海第二】

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

まとめ資料比較表　〔62 条　通信連絡を行うために必要な設備〕

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

まとめ資料比較表　〔62条(本文)審査説明資料〕

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

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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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。 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。 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。	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。	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 ・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。 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。	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。 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。	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，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】 ⑤の相違
	・燃料給油設備（10.2　代替電源設備）		・記載の適正化 【東海第二】 ⑤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）	・緊急時対策所用発電機（3.18 緊急時対策所）	・記載箇所の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④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】 ⑥の相違
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（蓄電池等を含む。）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。	・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】 島根は非常用交流電源設備，充電器（蓄電池等を含む。），無停電電源装置（充電器等を含む。）の中から電源供給する （以下，⑧の相違）
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。 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	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。 有線式通信設備の電源は，所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，乾電池を使用することで，非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池等を含む。）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，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 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根は乾電池を使用する ・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無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は，緊急時対策所内に保管することで，所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。	・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内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の電源は，テレビ会議システム，専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備及び乾電池からの給電により使用するテレビ会議システム，専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）に対して多様性を有する設計とする。	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。）若しくは充電器（蓄電池等を含む。）に対して多様性を有する設計とする。	・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。 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。	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。 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。	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。 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。	・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】 島根はＳＰＤＳを１号炉，２号炉の区分けなく使用する ・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
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。 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	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。 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	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。 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。 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	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・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
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。	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。	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

<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></td><td>

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

<table>
<tr><th colspan="2">通信網名</th><th colspan="2">主要設備</th><th>電源</th><th>通信回線</th></tr>
<tr><td colspan="2">専用回線</td><td rowspan="10">内内</td><td colspan="2">送電線路（パーシャル）</td><td rowspan="2">非常用所内電源，蓄電池</td><td rowspan="10"></td></tr>
<tr><td rowspan="9">緊急設備
（発電所内）</td><td colspan="2">送電線路（パーシャル）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">電力保安通信用電話設備</td><td>固定電話機 *1*2
PHS端末 *1*2</td><td>固定電話機：非常用所内電源，蓄電池
PHS端末：非常用所内電源，充電池
ＦＡＸ：非常用所内電源，無停電電源装置</td></tr>
<tr><td>ＦＡＸ</td></tr>
<tr><td colspan="2">携帯型有線通話装置</td><td colspan="2">乾電池</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線電話設備（固定型）</td><td colspan="2">非常用所内電源，無停電電源装置</td></tr>
<tr><td colspan="2">無線電話設備（携帯型）</td><td colspan="2">充電池</td></tr>
<tr><td colspan="2">衛星電話設備（固定型）*1*2</td><td colspan="2">非常用所内電源系，無停電電源装置</td></tr>
<tr><td colspan="2">衛星電話設備（携帯型）*2</td><td colspan="2">充電池</td></tr>
<tr><td>データ伝送設備
（発電所内）</td><td>ＳＰＤＳ</td><td>データ伝送装置
緊急時対策支援システム伝送装置 *1*2
ＳＰＤＳデータ表示装置</td><td>非常用所内電源，無停電電源装置</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="14">緊急設備
（発電所外）</td><td rowspan="3">加内</td><td rowspan="2">電力保安通信用電話設備</td><td>固定電話機 *1*2</td><td>固定電話機：非常用所内電源，蓄電池
PHS端末：非常用所内電源，充電池
ＦＡＸ：非常用所内電源，無停電電源装置</td><td rowspan="2">海岸系回線，無線系回線（専用の電力保安通信用回線）</td></tr>
<tr><td>PHS端末 *1*2
ＦＡＸ</td></tr>
<tr><td colspan="2">テレビ会議システム（社内）</td><td colspan="2">非常用所内電源，無停電電源装置</td><td>海岸系回線，衛星系回線（通話専用回線）</td></tr>
<tr><td colspan="2">衛星電話設備（固定型）*1*2</td><td colspan="2">非常用所内電源，無停電電源装置</td><td rowspan="2">衛星系回線（通話専用回線）</td></tr>
<tr><td colspan="2">衛星電話設備（携帯型）*1*2</td><td colspan="2">充電池</td></tr>
<tr><td rowspan="4">加外</td><td colspan="2">加入電話設備</td><td>加入電話
加入ＦＡＸ</td><td>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</td><td>海岸系回線（通話専用回線 *2*3）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">社内</td><td rowspan="2">総合防災内線ネットワークに接続する
緊急通話設備</td><td>テレビ会議システム</td><td rowspan="2">非常用所内電源，無停電電源装置</td><td rowspan="2">海岸系回線，衛星系回線（通話専用回線）</td></tr>
<tr><td>ＩＰ電話
ＩＰ－ＦＡＸ</td></tr>
<tr><td colspan="2">衛星電話設備（固定型）*1*2</td><td colspan="2">非常用所内電源，無停電電源装置</td><td rowspan="2">衛星系回線（通話専用回線）</td></tr>
<tr><td colspan="2">衛星電話設備（携帯型）*1*2</td><td colspan="2">充電池</td></tr>
<tr><td colspan="2">専用電話</td><td>専用電話（ホットライン）（地方公共団体）</td><td>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</td><td>海岸系回線（通話専用回線）</td></tr>
<tr><td>データ伝送設備
（発電所外）</td><td colspan="2">データ伝送設備</td><td>緊急時対策支援システム伝送装置 *1*2</td><td>非常用所内電源，無停電電源装置</td><td>海岸系回線，衛星系回線（専用の通話専用回線）</td></tr>
</table>

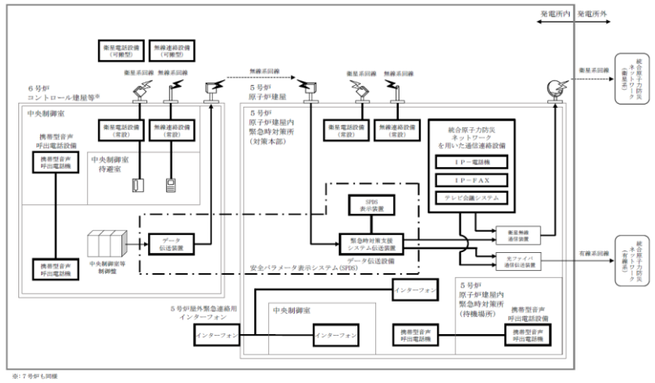
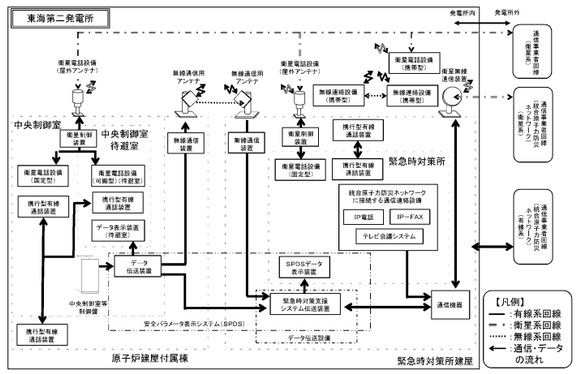
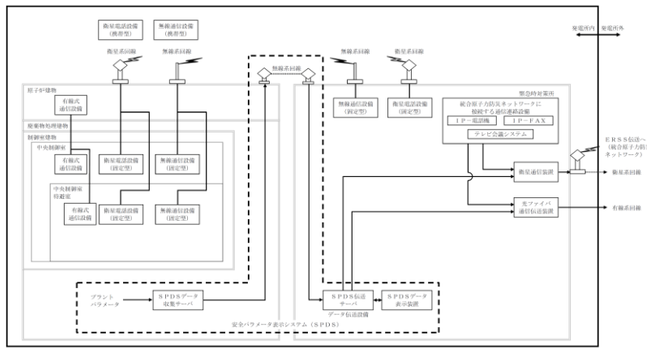
注１：発電所内及び発電所外で共用
注２：交換機設備を除く

</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
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（固定型）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 ・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 (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	(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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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

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

まとめ資料比較表　〔原子炉圧力容器〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.12 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 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。 <u>第 3.21－1 表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様</u> 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		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。 <u>第 3.21－1 表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様</u> 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

まとめ資料比較表　〔非常用取水設備〕

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　（2018.9.12 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。 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。 3.23.1.2　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。 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。	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。 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。 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】 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） ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 ・他号炉と共用しない ・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。 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）		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