

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
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	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号炉および柏崎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号炉およ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	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。		
⑦	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。		
⑧	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。		
⑨	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。		
⑩	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。		
⑪	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。		
⑫	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。		
⑬	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。		
⑭	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)と兼用するため、項目を分けていない。		
⑮	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。		
⑯	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。		
⑰	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。		
⑱	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。		
⑲	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。		
⑳	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。		
㉑	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
<p>3.14 電源設備【57 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(解釈)</p> <p>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。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>3.14 電源設備【57 条】</p> <p>(電源設備)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(解釈)</p> <p>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。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>3.14 電源設備【57 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(解釈)</p> <p>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。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e) 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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1 適合方針</p> <p>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、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>10.2 代替電源設備</p> <p>10.2.1 概要</p> <p>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、<u>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。</u></p> <p>代替電源設備の系統図を、<u>第10.2-1図から第10.2-10図に示す。</u></p> <p>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。<u>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。</u></p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1 適合方針</p> <p>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、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>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、<u>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</u>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。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>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。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>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)</u>、電路、計測制御装置等で構成し、<u>第一ガスタービン発電機</u>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。</p>	<p>10.2.2 設計方針</p> <p>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、<u>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</u>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。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(<u>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。)</u>)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。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>常設代替高圧電源装置、電路、計測制御装置</u>等で構成し、<u>常設代替高圧電源装置</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u>を介して<u>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</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>3.14.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>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、<u>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</u>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。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(<u>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。)</u>)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。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>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</u>、電路、計測制御装置等で構成し、<u>ガスタービン発電機</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、<u>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</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【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)</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉および柏崎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)</p> <p>・設備の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p>また、<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>の燃料は、<u>軽油タンクよりタンクローリ (16kL)</u>を用いて補給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>第一ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・ <u>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)</u></li> <li>・ <u>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)</u></li> </ul>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設代替高圧電源装置</u></li> </ul>	<p><u>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。</u></p> <p>また、<u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u>の燃料は、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ガスタービン発電機</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u></li> </ul>	<p><b>【柏崎 6/7】</b>            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号炉および東海第二は燃料移送ポンプを使用する。            (以下, ④の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b>            ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b>            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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b>            ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b>            ④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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)</li> <li>・ 資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b>            ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b>            ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ <u>軽油タンク (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>・ <u>タンクローリ (16kL) (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>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、<u>電源車</u>、<u>軽油タンク</u>、<u>タンクローリ (4kL)</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>電源車</u>を非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は <u>AM 用 MCC</u> へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>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、<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>・ <u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></p> <p>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、<u>高圧発電機車</u>、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>タンクローリ</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>高圧発電機車</u>を非常用高圧母線 C 系、非常用高圧母線 D 系、又は <u>SA-ロードセンタ</u>、<u>SA1 コントロールセンタ</u>及び <u>SA2 コントロールセンタ</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>【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</p> <p>・ 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。  【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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>電源車の燃料は、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>電源車(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>軽油タンク(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>タンクローリ(4kL)(6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>c. <u>号炉間電力融通電気設備による給電</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>号炉間電力融通ケーブル(常設)(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)(6号及び7号炉共用)</u></li> </ul>	<p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替低圧電源車</u></li> </ul>	<p><u>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よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>高圧発電機車</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> <li>・<u>タンクローリ</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違【東海第二】③の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑤の相違</li> <li>・資料構成の相違【東海第二】③の相違</li> <li>・資料構成の相違【東海第二】③の相違</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】①の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. <u>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</u></p> <p>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、<u>所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>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</u>、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、<u>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</u>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<u>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</u>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。</p> <p>常設代替直流電源設備は、<u>AM用直流125V蓄電池、AM用直流125V充電器</u>、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、<u>AM用直流125V蓄電池</u>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<u>AM用直流125V充電器</u>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>直流125V蓄電池A</u></li> <li>・<u>直流125V蓄電池A-2</u></li> </ul>	<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. <u>所内常設直流電源設備による給電</u></p> <p>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、<u>所内常設直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>所内常設直流電源設備は、125V系蓄電池A系・B系</u>、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、<u>125V系蓄電池A系・B系</u>から電力を供給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>125V系蓄電池A系</u></li> <li>・<u>125V系蓄電池B系</u></li> </ul>	<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. <u>所内常設蓄電式直流電源設備による給電</u></p> <p>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、<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>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)</u>、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、<u>B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)</u>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<u>B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)</u>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>B-115V系蓄電池</u></li> <li>・<u>B1-115V系蓄電池(SA)</u></li> <li>・<u>230V系蓄電池(RCIC)</u></li> <li>・<u>B-115V系充電器</u></li> <li>・<u>B1-115V系充電器(SA)</u></li> <li>・<u>230V系充電器(RCIC)</u></li> </ul> <p>b. <u>常設代替直流電源設備による給電</u></p> <p><u>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</u>を使用する。</p> <p><u>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</u>、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、<u>SA用115V系蓄電池</u>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<u>SA用115V系充電器</u>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>SA用115V系蓄電池</u></li> <li>・<u>SA用115V系充電器</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>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。</p> <p>(以下、⑥の相違)</p> <p>②の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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。</p> <p>(以下、⑦の相違)</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>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。</p> <p>(以下、⑧の相違)</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・AM 用直流 125V 蓄電池</li> <li>・<u>直流 125V 充電器 A</u></li> <li>・<u>直流 125V 充電器 A-2</u></li> <li>・<u>AM 用直流 125V 充電器</u></li> </ul>			<p>で切り離し 24 時間電源供給を行う。</p> <p>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。</p> <p>(以下, ⑨の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>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。</p> <p>(以下, ⑩の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>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。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 可搬型直流電源設備による給電</p> <p>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。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>電源車</u>、<u>AM用直流125V充電器</u>、<u>軽油タンク</u>、<u>タンクローリ(4kL)</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>電源車</u>を代替所内電気設備及び<u>AM用直流125V充電器</u>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>電源車</u>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。</p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p>	<p>b. 可搬型代替直流電源設備による給電</p> <p>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。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>可搬型整流器</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>を可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)又は(東側)を経由し、<u>直流125V主母線盤2A</u>又は<u>直流125V主母線盤2B</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>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。</p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p>	<p>c. 可搬型直流電源設備による給電</p> <p>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。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>高圧発電機車</u>、<u>B1-115V系充電器(SA)</u>、<u>SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)</u>、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>タンクローリ</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>高圧発電機車</u>を代替所内電気設備、<u>B1-115V系充電器(SA)</u>、<u>SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)</u>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。</p> <p><u>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よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>高圧発電機車</u>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。</p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【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、⑩の相違)</p> <p>【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、⑫の相違)</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ③の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑫の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>電源車 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>AM用直流125V充電器</u></li>    <li>・<u>軽油タンク (6号及び7号炉共用)</u></li>    <li>・<u>タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替低圧電源車</u></li> <li>・<u>可搬型整流器</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>高圧発電機車</u></li> <li>・<u>B1-115V系充電器 (SA)</u></li> <li>・<u>SA用115V系充電器</u></li> <li>・<u>230V系充電器 (常用)</u></li>    <li>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li>    <li>・<u>タンクローリ</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>①の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>②の相違</li>    <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>③の相違</li>    <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>③の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <p>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。</p> <p>代替所内電気設備は、<u>緊急用断路器</u>、<u>緊急用電源切替箱断路器</u>、<u>緊急用電源切替箱接続装置</u>、<u>AM用動力変圧器</u>、<u>AM用MCC</u>、<u>AM用切替盤</u>、<u>AM用操作盤</u>、<u>非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>常設代替交流電源設備</u>又は<u>可搬型代替交流電源設備</u>の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用断路器 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>緊急用電源切替箱断路器</u></li> <li>・<u>緊急用電源切替箱接続装置</u></li> <li>・<u>AM用動力変圧器</u></li> <li>・<u>AM用MCC</u></li> </ul>	<p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <p>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。</p> <p>代替所内電気設備は、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u>、<u>緊急用パワーセンタ</u>、<u>緊急用モータコントロールセンタ</u>、<u>緊急用電源切替盤</u>、<u>緊急用直流125V主母線盤</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>又は<u>可搬型代替直流電源設備</u>の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>なお、<u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u></li> <li>・<u>緊急用パワーセンタ</u></li> <li>・<u>緊急用モータコントロールセンタ</u></li> <li>・<u>緊急用電源切替盤</u></li> <li>・<u>緊急用125V系蓄電池</u></li> </ul>	<p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <p>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。</p> <p>代替所内電気設備は、<u>緊急用メタクラ</u>、<u>メタクラ切替盤</u>、<u>高圧発電機車接続プラグ収納箱</u>、<u>緊急用メタクラ接続プラグ盤</u>、<u>SAロードセンタ</u>、<u>SA1コントロールセンタ</u>、<u>SA2コントロールセンタ</u>、<u>充電器電源切替盤</u>、<u>SA電源切替盤</u>、<u>重大事故操作盤</u>、<u>非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>又は<u>可搬型直流電源設備</u>の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用メタクラ</u></li> <li>・<u>メタクラ切替盤</u></li> <li>・<u>高圧発電機車接続プラグ収納箱</u></li> <li>・<u>緊急用メタクラ接続プラグ盤</u></li> <li>・<u>SAロードセンタ</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【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、⑬の相違)</p> <p>【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。</p> <p>【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。</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は常設代替直流電源設備の項目に記載している</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>AM 用切替盤</u></li> <li>・ <u>AM 用操作盤</u></li> <li>・ 非常用高圧母線 C 系</li> <li>・ 非常用高圧母線 D 系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤</u></li> </ul> <p>(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</p> <p>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</p> <p>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 <u>2C・2D非常用ディーゼル発電機が故障</u>) 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。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>常設代替高圧電源装置</u>、電路、計測制御装置等で構成し、<u>常設代替高圧電源装置</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u>を介して <u>メタルクラッド開閉装置 2C</u>又は <u>メタルクラッド開閉装置 2D</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設代替高圧電源装置</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>SA1コントロールセンタ</u></li> <li>・ <u>SA2コントロールセンタ</u></li> <li>・ <u>充電器電源切替盤</u></li> <li>・ <u>SA電源切替盤</u></li> <li>・ <u>重大事故操作盤</u></li> <li>・ 非常用高圧母線 C 系</li> <li>・ 非常用高圧母線 D 系</li> </ul> <p>(4) <u>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</u></p> <p>a. <u>常設代替交流電源設備による給電</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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</u> <u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ガスタービン発電機</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> <li>⑬の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2 号炉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。</li> <li>・ 記載場所の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>③の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>b. <u>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</u>  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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>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。</u></p> <p>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、<u>独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替低圧電源車</u></li> </ul>	<p>b. <u>可搬型代替交流電源設備による給電</u>  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、<u>可搬型代替交流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>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、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ーロードセンタ、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。</u></p> <p><u>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よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>高圧発電機車</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> <li>・<u>タンクローリ</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b>  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。</p> <p><b>【東海第二】</b>  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。</p> <p>・資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b>  ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(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</p> <p>a. <u>所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電</u> 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、<u>所内常設直流電源設備</u>を使用する。 <u>所内常設直流電源設備</u>は、<u>125V 系蓄電池 A 系・B 系</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から <u>1 時間以内に中央制御室において</u>、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、<u>125V 系蓄電池 A 系・B 系</u>から電力を供給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>125V 系蓄電池 A 系</u></li> <li>・<u>125V 系蓄電池 B 系</u></li> </ul>	<p>(5) <u>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</u></p> <p>a. <u>所内常設蓄電式直流電源設備による給電</u> <u>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</u>、<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>を使用する。 <u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>は、<u>B-115V 系蓄電池</u>、<u>B 1-115V 系蓄電池 (SA)</u>、<u>230V 系蓄電池 (RCIC)</u>、<u>B-115V 系充電器</u>、<u>B 1-115V 系充電器 (SA)</u>、<u>230V 系充電器 (RCIC)</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>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、<u>交流電源喪失から 24 時間にわたり</u>、<u>B-115V 系蓄電池</u>、<u>B 1-115V 系蓄電池 (SA)</u> 及び <u>230V 系蓄電池 (RCIC)</u> から電力を供給できる設計とする。また、<u>交流電源復旧後に</u>、<u>交流電源を B-115V 系充電器</u>、<u>B 1-115V 系充電器 (SA)</u> 及び <u>230V 系充電器 (RCIC)</u> を経由し <u>直流母線へ接続</u>することで電力を供給できる設計とする。</p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>B-115V 系蓄電池</u></li> <li>・<u>B 1-115V 系蓄電池 (SA)</u></li> <li>・<u>230V 系蓄電池 (RCIC)</u></li> <li>・<u>B-115V 系充電器</u></li> <li>・<u>B 1-115V 系充電器 (SA)</u></li> <li>・<u>230V 系充電器 (RCIC)</u></li> </ul> <p>b. <u>常設代替直流電源設備による給電</u> <u>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</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>を使用する。 <u>常設代替直流電源設備</u>は、<u>SA 用 115V 系蓄電池</u>、<u>SA 用 115V 系充電器</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>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、<u>SA 用 115V 系蓄電池</u>から電力を供給できる設計とする。また、<u>交流電源復旧後に</u>、<u>交流電源を SA 用 115V 系充電器</u>を經由し <u>直流母線へ接続</u>することで電力を供給できる設計とする。</p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>SA 用 115V 系蓄電池</u></li> <li>・<u>SA 用 115V 系充電器</u></li> </ul>	<p>・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。</p> <p>【東海第二】 ⑦、⑧の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・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。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>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。</u></p> <p><u>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 2 A 又は直流 125V 主母線盤 2 B へ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>可搬型代替低圧電源車</u></li> <li>・ <u>可搬型整流器</u></li> </ul>	<p><u>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。</u></p> <p><u>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1 -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、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、B 1 -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。</u></p> <p><u>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よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>高圧発電機車</u></li> <li>・ <u>B 1 -115V 系充電器 (SA)</u></li> <li>・ <u>SA 用 115V 系充電器</u></li> <li>・ <u>230V 系充電器 (常用)</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> <li>・ <u>タンクローリ</u></li> </ul>	<p>・ 設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>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。</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>①、②の相違</p> <p>・ 資料構成の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 燃料補給設備による給油</p> <p>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、<u>軽油タンク、タンクローリ (4kL) 及びホース</u>を使用する。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・<u>軽油タンク (6 号及び 7 号炉共用)</u></p>	<p>(6) 燃料給油設備による給油</p> <p><u>a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p> <p>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、<u>可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ</u>を使用する。</p> <p><u>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。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・<u>可搬型設備用軽油タンク</u></p>	<p>(6) 燃料補給設備による給油</p> <p>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、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク、タンクローリ及びホース</u>を使用する。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用軽油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。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>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) と兼用するため、項目を分けていない。</p> <p>(以下、⑭の相違)</p> <p>・記載方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>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。</p> <p>(以下、⑮の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7、東海第二】</b></p> <p>設備の相違により、燃料補給対象が異なる</p> <p>・記載方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>⑮の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・<u>タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</u> 本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>代替電源設備の主要機器仕様を第3.14-1表に示す</p>	<p>・タンクローリ</p> <p><u>b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置への給油</u> <u>重大事故等時に常設代替高压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压電源装置燃料移送ポンプを使用する。</u> <u>常設代替高压電源装置は、軽油貯蔵タンクから常設代替高压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。</u> <u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u> <u>・軽油貯蔵タンク</u> <u>・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ</u></p>	<p>・<u>タンクローリ</u> <u>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p><u>代替電源設備の主要機器仕様を第3.14-1表に示す。</u></p>	<p>【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違</p> <p>・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。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.1 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>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, <u>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</u>に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備の<u>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</u>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<u>燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, <u>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</u>において, 独立した電路で系統構成することにより, <u>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</u>に対して, 独立性を有する設計とする。</p>	<p>10.2.2.1 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>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, <u>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</u>に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>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, <u>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</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, <u>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</u>において, 独立した電路で系統構成することにより, <u>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</u>に対して, 独立性を有する設計とする。</p>	<p>3.14.1.1.1 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>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, <u>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</u>に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備の<u>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</u>は, 原子炉建物から離れた<u>ガスタービン発電機建物</u>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, <u>ディーゼル燃料ディタンク, 原子炉建物近傍及びタービン建物近傍のディーゼル燃料移送ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, <u>ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統</u>において, 独立した電路で系統構成することにより, <u>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</u>に対して, 独立性を有する設計とする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> <li>【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。</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【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, ⑩の相違)</li> <li>・設備の相違</li> <li>【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。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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、<u>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。</u>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、<u>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</u>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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>電源車及びタンクローリ (4kL)</u>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<u>燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備の<u>電源車及びタンクローリ (4kL)</u>は、<u>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</u>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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>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。</u></p>	<p>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。</p> <p>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、<u>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</u>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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>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、<u>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</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>は、<u>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</u>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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>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。</u></p>	<p>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。</p> <p>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、<u>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。</u>また、<u>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。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車及びタンクローリ</u>は、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、<u>原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、ディーゼル燃料ディタンク、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍のディーゼル燃料移送ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車及びタンクローリ</u>は、<u>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</u>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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>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。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 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。</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 【柏崎6/7】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>所内蓄電式直流電源設備は、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、<u>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。</u></p>	<p>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<u>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</u>に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>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。</p> <p>所内常設直流電源設備は、<u>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</u>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。</p> <p>所内常設直流電源設備は、<u>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</u>において、独立した電路で系統構成することにより、<u>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</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、<u>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。</u></p>	<p>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。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車</u>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。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、<u>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。</u></p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、<u>蓄電池及び充電器から直流母線までの系統</u>において、独立した電路で系統構成することにより、<u>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</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、<u>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。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・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。</p> <p>・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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>常設代替直流電源設備は、<u>原子炉建屋内</u>に設置することで、<u>コントロール建屋内の非常用直流電源設備</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>常設代替直流電源設備は、<u>原子炉建屋廃棄物処理棟内</u>に設置することで、<u>原子炉建屋付属棟内の非常用直流電源設備</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、<u>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</u>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 <u>125V 系蓄電池 A 系・B 系及び HPCS 系から直流 125V 主母線盤 2 A・2 B 及び HPCS までの系統</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>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。</p>	<p>常設代替直流電源設備は、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、<u>非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画</u>に設置することで、<u>非常用直流電源設備</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、<u>蓄電池及び充電器から直流母線までの系統</u>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 <u>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</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>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。</p>	<p>る。東海第二の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。</p> <p>・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。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型直流電源設備は、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、<u>電源車の冷却方式を空冷</u>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、<u>AM用直流125V充電器</u>により交流電力を直流に変換できることで、<u>蓄電池(非常用)</u>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。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>電源車</u>、<u>AM用直流125V充電器</u>及び<u>タンクローリ(4kL)</u>は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び<u>原子炉建屋内</u>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<u>燃料ディタンク</u>、原子炉建屋近傍の<u>燃料移送ポンプ</u>及び<u>コントロール建屋内の充電器</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>位置的分散を図る設計</u>とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>電源車から直流母線までの系統</u>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、<u>独立性を有する設計</u>とする。</p> <p>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。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>電源車の接続箇所</u>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、<u>位置的分散を図った複数箇所</u>に設置する設計とする。</p>	<p>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、<u>可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷</u>とすることで、冷却方式が水冷である<u>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</u>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、<u>可搬型整流器</u>により交流電力を直流に変換できることで、<u>125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系</u>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。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>及び<u>可搬型整流器</u>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<u>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</u>並びに <u>125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>位置的分散を図る設計</u>とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、<u>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</u>において、独立した電路で系統構成することにより、<u>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</u>に対して、<u>独立性を有する設計</u>とする。</p> <p>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。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>及び<u>可搬型整流器</u>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、<u>位置的分散を図った複数箇所</u>に設置する設計とする。</p>	<p>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、<u>高圧発電機車の冷却方式を空冷</u>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、<u>B1-115V系充電器(SA)</u>、<u>SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)</u>により交流電力を直流に変換できることで、<u>非常用蓄電池</u>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。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>高圧発電機車</u>、<u>B1-115V系充電器(SA)</u>、<u>SA用115V系充電器</u>、<u>230V系充電器(常用)</u>及び<u>タンクローリ</u>は、屋外の原子炉建物から離れた場所及び<u>廃棄物処理建物内</u>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、<u>ディーゼル燃料ディタンク</u>、原子炉建物近傍及び<u>タービン建物近傍のディーゼル燃料移送ポンプ</u>及び<u>廃棄物処理建物内の異なる区画</u>に設置する<u>充電器</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>位置的分散を図る設計</u>とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>高圧発電機車から直流母線までの系統</u>において、独立した電路で系統構成することにより、<u>非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統</u>に対して、<u>独立性を有する設計</u>とする。</p> <p>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。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>高圧発電機車</u>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、<u>位置的分散を図った複数箇所</u>に設置する設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩, ⑫の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑯の相違</p> <p>・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</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>代替所内電気設備の重大事故操作盤は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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ⑬の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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ディーゼル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、ディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>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ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【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。</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>10.2.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>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</u>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。</p> <p><u>常設代替交流電源設備のタンクローリ (16kL)</u> 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。</p> <p><u>常設代替交流電源設備の軽油タンク</u>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。</p> <p><u>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</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ (4kL)</u> 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。</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備の軽油タンク</u>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。</p> <p><u>電源車</u>は<u>治具や輪留め</u>による固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>10.2.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置</u>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。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車</u>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。</p> <p><u>燃料給油設備の可搬型設備用軽油タンク</u>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。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>は<u>連結材や輪留め</u>による固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>3.14.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>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</u>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。</p> <p><u>常設代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク</u>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。</p> <p><u>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</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>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</u>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。</p> <p><u>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</u>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。</p> <p><u>高圧発電機車</u>は<u>輪留め</u>による固定等を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【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, ⑰の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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</u> <u>ことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>所内常設蓄電式直流電源設備の B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC), B-115V 系充電器, B 1-115V 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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>【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。</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥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。</p> <p>・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。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型直流電源設備の <u>AM 用直流 125V 充電器</u>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。</p> <p>可搬型直流電源設備の <u>電源車及びタンクローリ (4kL)</u> 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。</p> <p>可搬型直流電源設備の <u>軽油タンク</u>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。</p> <p>代替所内電気設備の <u>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</u>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。</p> <p>代替所内電気設備の <u>AM 用切替盤</u>、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。</p>	<p>可搬型代替直流電源設備の <u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>は、<u>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。</u></p> <p>代替所内電気設備の <u>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</u>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。</p>	<p>可搬型直流電源設備の <u>B 1 - 115V 系充電器 (SA)</u>、<u>SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用)</u> は、<u>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。</u></p> <p>可搬型直流電源設備の <u>高圧発電機車及びタンクローリ</u>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。</p> <p>可搬型直流電源設備の <u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>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。</p> <p>代替所内電気設備の <u>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、SA 1 コントロールセンタ及び SA 2 コントロールセンタ</u>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。</p> <p>代替所内電気設備の <u>充電器電源切替盤、SA 電源切替盤</u>、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。</p> <p><u>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隔離していることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑫の相違により、系統構成が異なる。</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>・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</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料補給設備の<u>タンクローリ (4kL)</u>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。</p> <p>燃料補給設備の<u>軽油タンク</u>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。</p> <p><u>タンクローリ (4kL)</u> 及び <u>タンクローリ (16kL)</u> は <u>治具</u>や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>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。</p> <p>燃料給油設備の<u>軽油貯蔵タンク</u>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。</p> <p>タンクローリは<u>連結材</u>や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</u>は、通常時は弁等により<u>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。</u></p>	<p>燃料補給設備の<u>タンクローリ</u>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。</p> <p>燃料補給設備の<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>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。</p> <p><u>タンクローリ</u>は輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>ない。</p> <p>・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。</p> <p>・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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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号炉に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。</u></p> <p><u>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。</u></p>		<p>3.14.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機</u>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、<u>使用済燃料プール</u>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。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>は、想定される重大事故等時において、<u>タンクローリ (16kL)</u>で燃料を補給するまでの間、<u>第一ガスタービン発電機</u>に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、<u>第一ガスタービン発電機</u>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。</p> <p><u>電源車</u>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<u>2台</u>使用する。保有数は、<u>6号及び7号炉共用で4セット8台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台<u>(6号及び7号炉共用)</u>の合計9台を保管する。</p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル (常設)</u>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。</p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル (可搬型)</u>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、<u>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)</u>を保管する。</p> <p><u>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</u>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</p>	<p>10.2.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置</u>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、<u>使用済燃料プール</u>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。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、<u>常設代替高圧電源装置</u>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。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>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<u>2台</u>使用する。保有数は、2セット<u>4台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の<u>合計5台</u>を保管する。</p> <p><u>125V系蓄電池A系・B系</u>は、想定される重大事故等時において、<u>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</u>、その後必要な負荷以外</p>	<p>3.14.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>ガスタービン発電機</u>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、<u>燃料プール</u>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。</p> <p><u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u>は、<u>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。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、<u>ガスタービン発電機</u>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。</p> <p><u>高圧発電機車</u>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<u>3台</u>使用する。保有数は、<u>2セット6台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の<u>合計7台</u>を保管する。</p> <p><u>B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池 (SA)</u>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</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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。</p> <p>(以下、⑱の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>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)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>【東海第二】 ⑦の相違 ・設備の相違</p> <p>【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。 ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑩の相違 ・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ⑫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</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉のガスタービン発電機用軽油タンクはSA専用設備であり、設計基準事故対処設備と兼用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>量を有する設計とする。</p> <p>タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を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。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を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。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 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。</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑫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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>10.2.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>3.14.1.1.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【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。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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</p> <p>・設備及び運用の相違</p> <p>【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。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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、廃棄物処理建物に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>SA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、廃棄物処理建物に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑥、⑦、⑧の相違</p> <p>・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</p> <p>・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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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、原子炉建物付属棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>充電器電源切替盤は、廃棄物処理建屋に設置し、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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>重大事故操作盤は、制御室建屋に設置し、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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【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。</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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、⑱の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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、<u>中央制御室</u>で可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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、<u>設置場所</u>で可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉では設置場所で弁の操作が可能な設計としている</p> <p>・設備の相違</p> <p>【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設置している</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設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。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>電源車</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>電源車</u>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。</p> <p><u>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、<u>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に、接続箇所の形状を統一する設計とする。</u></u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>10.2.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>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。</p> <p><u>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。</u></p>	<p>3.14.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設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。</p> <p><u>ガスタービン発電機</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>高圧発電機車</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>高圧発電機車</u>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。</p> <p><u>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。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・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。</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>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。</p> <p>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。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑥, ⑦の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替所内電気設備は、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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p><b>10.2.3 主要設備及び仕様</b> <u>代替電源設備の主要機器仕様を第10.2-1表に示す。</u></p>	<p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉では設置場所での弁の操作が可能な設計である。</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉も同様に第3.14-1表に仕様を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 14. 1. 1. 7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能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。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>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。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>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。</p> <p><u>電源車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認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、<u>電源車</u>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。</p> <p><u>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)</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、<u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)</u>は取替えが可能な設計とする。</p> <p><u>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</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急用断路器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>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</u>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</p>	<p>10. 2. 4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1. 1. 7. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</u>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。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認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、<u>可搬型代替低圧電源車</u>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。</p> <p><u>125V 系蓄電池 A 系・B 系</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型整流器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>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</u>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。</p>	<p>3. 14. 1. 1. 7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>ガスタービン発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能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。</p> <p><u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u>は、<u>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。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び分解点検が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>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。</p> <p><u>高圧発電機車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認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、<u>高圧発電機車</u>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。</p> <p><u>B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池(SA), SA 用 115V 系蓄電池, 230V 系蓄電池(RCIC), B-115V 系充電器, B 1-115V 系充電器(SA), SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器(RCIC)</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>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</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急用メタクラ, SA ロードセンタ, SA 1 コントロールセンタ, SA 2 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 D 系</u>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</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑥, ⑦, ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑬の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>軽油タンク</u>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。</p> <p>また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>タンクローリ (16kL) 及びタンクローリ (4kL)</u> 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、<u>タンクローリ (16kL) 及びタンクローリ (4kL)</u> 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。</p>	<p><u>軽油貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型設備用軽油タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認及び内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>タンクローリ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、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、<u>タンクローリ</u>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。</p>	<p>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。</p> <p><u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>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。</p> <p><u>タンクローリ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、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、<u>タンクローリ</u>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。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> <li>【東海第二】東海第二は、停止中でも漏えいの有無を確認することとしている。</li> <li>・設備の相違</li> <li>【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設置している</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>第3.14-1表 代替電源設備主要機器仕様</u></p> <p>(1) 常設代替交流電源設備</p> <p>a. 第一ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)</p> <p>ガスタービン</p> <p>台数 2</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>出力 約3,600kW/台</p> <p>発電機</p> <p>台数 2</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約4,500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.9kV</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>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)</p> <p>基数 2</p> <p>容量 約50kL/基</p> <p>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)</p> <p>台数 2</p> <p>容量 約3m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>d. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 1 (予備3)</p> <p>容量 約550kL/基</p> <p>e. タンクローリ (16kL) (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約16kL/台</p>	<p><u>第10.2-1表 代替電源設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) 常設代替交流電源設備</p> <p>a. 常設代替高圧電源装置</p> <p>ディーゼル機関</p> <p>台数 5 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>出力 約1,540kW/台</p> <p>発電機</p> <p>台数 5 (予備1)</p> <p>種類 三同期発電機</p> <p>容量 約1,725kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6,600V</p> <p>周波数 50Hz</p>	<p><u>第3.14-1表 代替電源設備主要機器仕様</u></p> <p>(1) 常設代替交流電源設備</p> <p>a. ガスタービン発電機</p> <p>ガスタービン</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>出力 約4,800kW/台</p> <p>発電機</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約6,000kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.9kV</p> <p>周波数 60Hz</p> <p>b. ガスタービン発電機用サービスタンク</p> <p>基数 1 (予備1)</p> <p>容量 約7.9kL/基</p> <p>c. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約4m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>d. ガスタービン発電機用軽油タンク</p> <p>基数 1</p> <p>容量 約560kL/基</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎6/7, 東海第二】</b></p> <p>設備設計の相違による設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 可搬型代替交流電源設備</p> <p>a. 電源車 (6号及び7号炉共用)</p> <p>エンジン</p> <p>台数 8 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 8 (予備1)</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.9kV</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>b. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 1 (予備3)</p> <p>容量 約550kL/基</p> <p>c. タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 3 (予備1)</p> <p>容量 約4kL/台</p>	<p>(2) 可搬型代替交流電源設備</p> <p>a. 可搬型代替低圧電源車</p> <p>ディーゼル機関</p> <p>台数 4 (予備1) ※1</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 4 (予備1) ※1</p> <p>種類 三相同期発電機</p> <p>容量 約500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 440V</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>※1 必要台数は、2台2セット (予備1台)</p>	<p>(2) 可搬型代替交流電源設備</p> <p>a. 高圧発電機車</p> <p>機関</p> <p>台数 6 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 6 (予備1)</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.6kV</p> <p>周波数 60Hz</p> <p>b. ガスタービン発電機用軽油タンク</p> <p>基数 1</p> <p>容量 約560kL/基</p> <p>c. タンクローリ</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約3kL/台</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
<p>(3) 号炉間電力融通電気設備</p> <p>a. 号炉間電力融通ケーブル (常設) (6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 1</p> <p>b. 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) (6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 1</p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p>

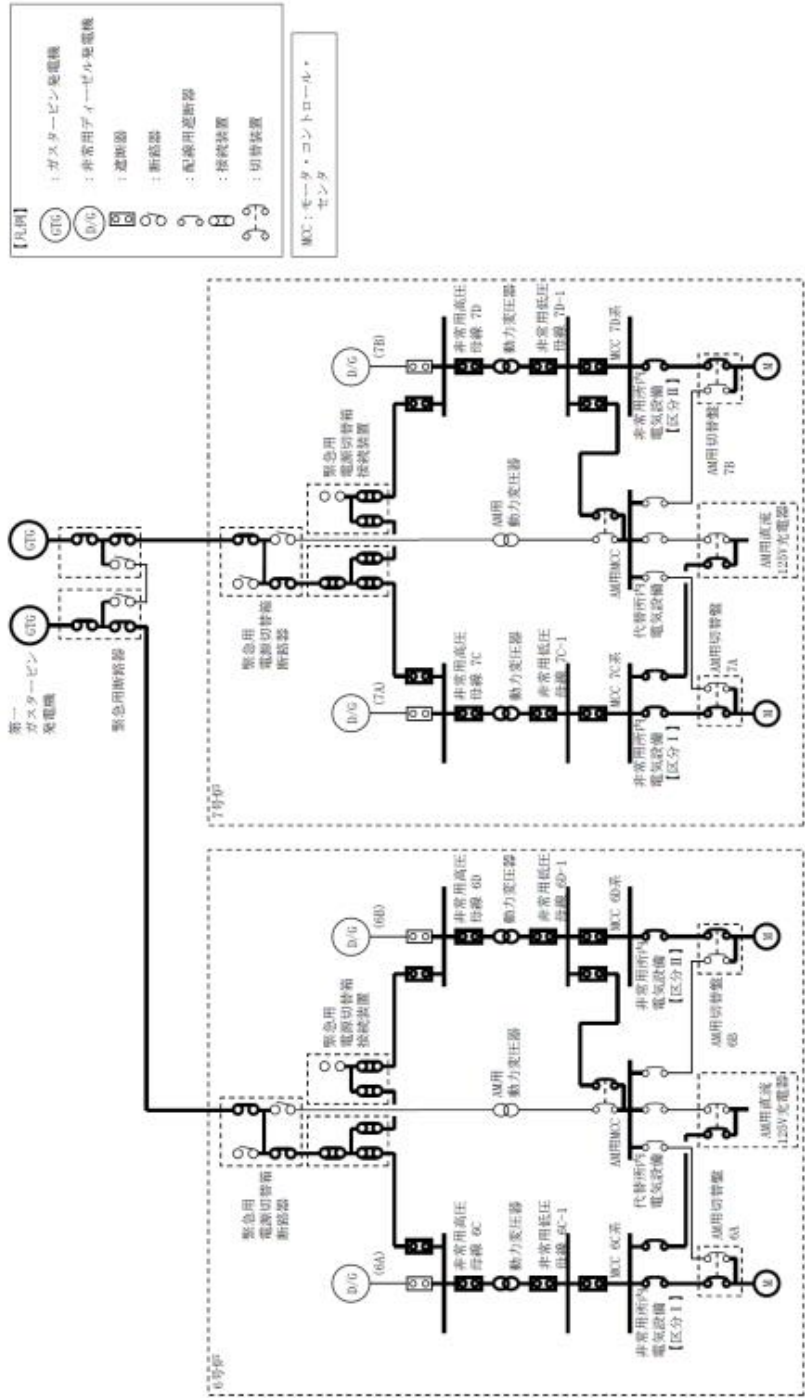


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
<p>(4) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</p> <p>a. 直流125V蓄電池A及び直流125V蓄電池A-2 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>組数 1 電圧 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)</p> <p>b. AM用直流125V蓄電池</p> <p>組数 1 電圧 125V 容量 約3,000Ah</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>個数 2 電圧 125V 容量 約700A及び約400A</p>	<p>(3) 所内常設直流電源設備</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="1121 436 1650 558"> <tr> <td>組数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,000Ah/組</td> </tr> </table> <p>(4) 常設代替直流電源設備</p> <p>a. 緊急用125V系蓄電池</p> <table border="1" data-bbox="1121 1108 1596 1230"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,000Ah</td> </tr> </table>	組数	2	電圧	125V	容量	約6,000Ah/組	組数	1	電圧	125V	容量	約6,000Ah	<p>(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</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 436 2208 558"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>115V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約4,500Ah</td> </tr> </table> <p>(B-115V系蓄電池 : 約3,000Ah B1-115V系蓄電池(SA) : 約1,500Ah)</p> <p>b. 230V系蓄電池(RCIC) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 886 2208 1008"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>230V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約1,500Ah</td> </tr> </table> <p>c. SA用115V系蓄電池</p> <table border="1" data-bbox="1911 1108 2208 1230"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>115V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約1,500Ah</td> </tr> </table> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 1465 2326 1587"> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>120V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約400A及び約200A</td> </tr> </table> <p>e. 230V系充電器(RCIC) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 1780 2178 1902"> <tr> <td>個数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>240V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約200A</td> </tr> </table>	組数	1	電圧	115V	容量	約4,500Ah	組数	1	電圧	230V	容量	約1,500Ah	組数	1	電圧	115V	容量	約1,500Ah	個数	2	電圧	120V	容量	約400A及び約200A	個数	1	電圧	240V	容量	約200A	<p>・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</p>
組数	2																																												
電圧	125V																																												
容量	約6,000Ah/組																																												
組数	1																																												
電圧	125V																																												
容量	約6,000Ah																																												
組数	1																																												
電圧	115V																																												
容量	約4,500Ah																																												
組数	1																																												
電圧	230V																																												
容量	約1,500Ah																																												
組数	1																																												
電圧	115V																																												
容量	約1,500Ah																																												
個数	2																																												
電圧	120V																																												
容量	約400A及び約200A																																												
個数	1																																												
電圧	240V																																												
容量	約200A																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. AM用直流125V充電器            個数 1            電圧 125V            容量 約300A</p> <p>(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</p> <p>b. AM用直流125V充電器            個数 1            電圧 125V            容量 約300A</p> <p>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</p>	<p>(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。</p> <p>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)</p>	<p>f. SA用115V系充電器            個数 1            電圧 120V            容量 約200A</p> <p>(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</p> <p>b. B1-115V系充電器 (SA)            個数 1            電圧 120V            容量 約200A</p> <p>c. SA用115V系充電器            個数 1            電圧 120V            容量 約200A</p> <p>d. 230V系充電器 (常用)            個数 1            電圧 240V            容量 約200A</p> <p>e. ガスタービン発電機用軽油タンク            基数 1            容量 約560kL/基</p>	<p>・設備の相違  <b>【柏崎6/7, 東海第二】</b>            設備設計の相違による設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 3 (予備1)</p> <p>容量 約4kL/台</p> <p>(6) 代替所内電気設備</p> <p>a. AM用動力変圧器</p> <p>個数 1</p> <p>容量 約750kVA (6号炉), 約800kVA (7号炉)</p> <p>電圧 6.9kV/480V</p>	<p>(6) 代替所内電気設備</p> <p>a. 緊急用メタルクラッド開閉装置</p> <p>個数 1</p> <p>定格電圧 7,200V</p> <p>b. 緊急用パワーセンタ</p> <p>個数 1</p> <p>定格電圧 600V</p> <p>c. 緊急用モータコントロールセンタ</p> <p>個数 3</p> <p>定格電圧 600V</p> <p>d. 緊急用電源切替盤</p> <p>個数 6</p> <p>定格電圧 交流 600V 直流 125V</p> <p>e. 緊急用直流125V主母線盤</p> <p>個数 1</p> <p>定格電圧 125V</p>	<p>f. タンクローリ</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約3kL/台</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>設備設計の相違による設備仕様の相違</p>

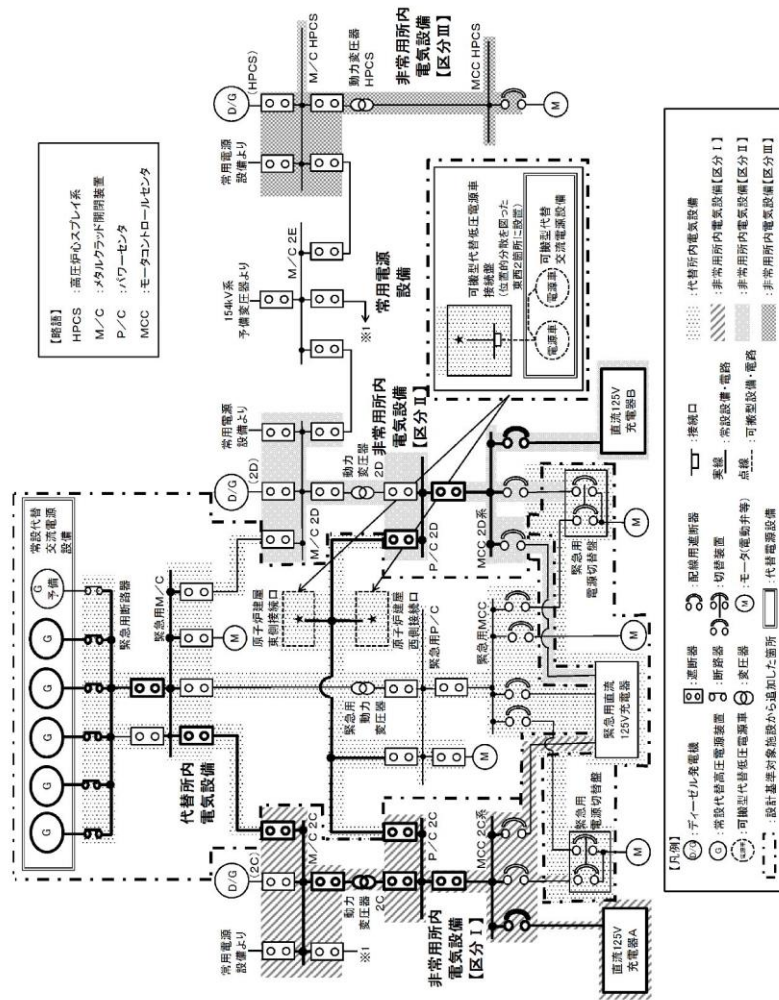
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
<p>(7) 燃料補給設備</p> <p>a. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 1 (予備 3)</p> <p>容量 約 550kL/基</p> <p>b. タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 3 (予備 1)</p> <p>容量 約 4kL/台</p>	<p>(7) 燃料給油設備</p> <p>a. 軽油貯蔵タンク</p> <p>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。</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;">基 数</td> <td style="text-align: right;">2</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">容 量</td> <td style="text-align: right;">約 400kL/基</td> </tr> </table> <p>b. 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;">型 式</td> <td style="text-align: right;">スクリュウ型</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">台 数</td> <td style="text-align: right;">1 (予備 1)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">容 量</td> <td style="text-align: right;">約 3.0m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">吐 出 圧 力</td> <td style="text-align: right;">約 0.3MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">最高使用圧力</td> <td style="text-align: right;">1.0MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">最高使用温度</td> <td style="text-align: right;">55℃</td> </tr> </table> <p>c. 可搬型設備用軽油タンク</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;">基 数</td> <td style="text-align: right;">7 (予備 1)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">容 量</td> <td style="text-align: right;">約 30kL/基</td> </tr> </table> <p>d. タンクローリ</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;">台 数</td> <td style="text-align: right;">2 (予備 3) ※<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">容 量</td> <td style="text-align: right;">約 4kL/台</td> </tr> </table> <p>※<sup>3</sup> 必要台数は, 2台1セット (予備 3台)</p>	基 数	2	容 量	約 400kL/基	型 式	スクリュウ型	台 数	1 (予備 1)	容 量	約 3.0m <sup>3</sup> /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℃	基 数	7 (予備 1)	容 量	約 30kL/基	台 数	2 (予備 3) ※ <sup>3</sup>	容 量	約 4kL/台	<p>(5) 燃料補給設備</p> <p>a. ガスタービン発電機用軽油タンク</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;">基 数</td> <td style="text-align: right;">1</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">容 量</td> <td style="text-align: right;">約 560kL/基</td> </tr> </table> <p>b. タンクローリ</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: right;">台 数</td> <td style="text-align: right;">1 (予備 1)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: right;">容 量</td> <td style="text-align: right;">約 3kL/台</td> </tr> </table>	基 数	1	容 量	約 560kL/基	台 数	1 (予備 1)	容 量	約 3kL/台	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b></p> <p>設備仕様の相違</p>
基 数	2																																		
容 量	約 400kL/基																																		
型 式	スクリュウ型																																		
台 数	1 (予備 1)																																		
容 量	約 3.0m <sup>3</sup> /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℃																																		
基 数	7 (予備 1)																																		
容 量	約 30kL/基																																		
台 数	2 (予備 3) ※ <sup>3</sup>																																		
容 量	約 4kL/台																																		
基 数	1																																		
容 量	約 560kL/基																																		
台 数	1 (予備 1)																																		
容 量	約 3kL/台																																		



第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図

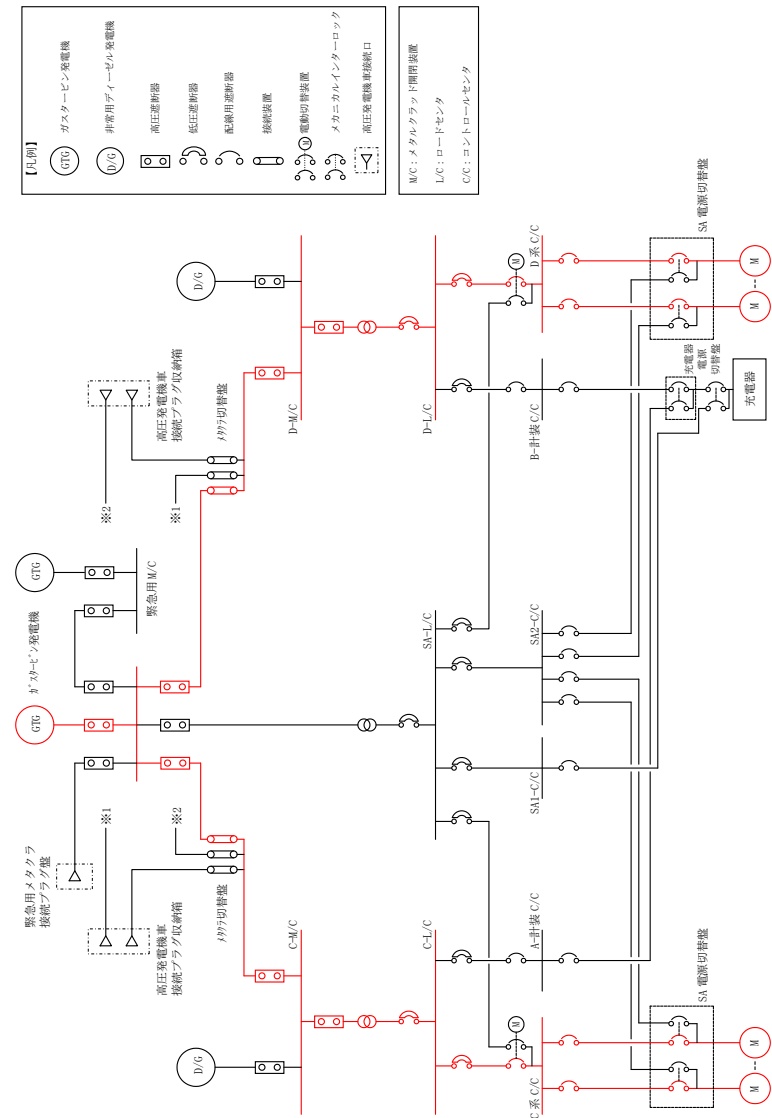
(常設代替交流電源設備による給電)

(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)

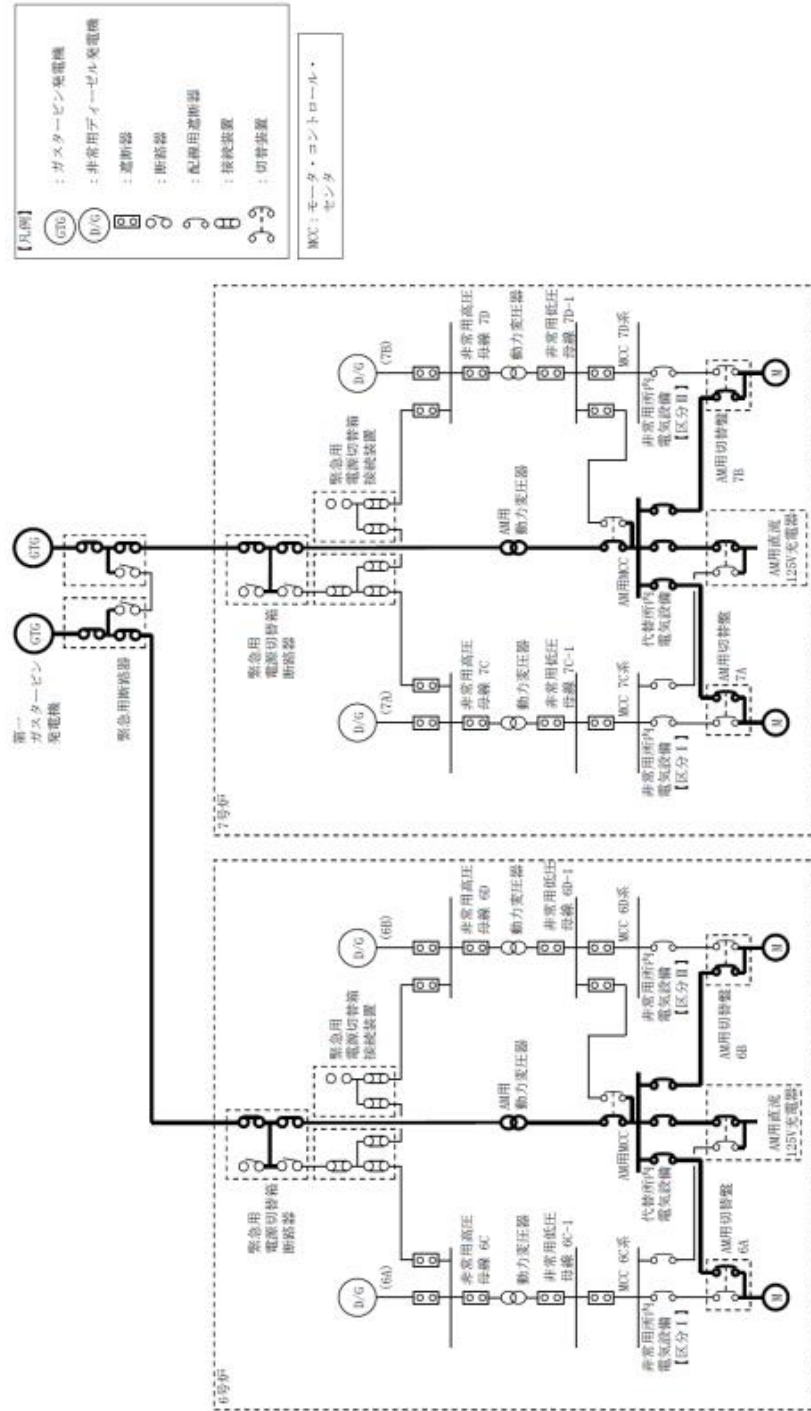


第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)

(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)

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

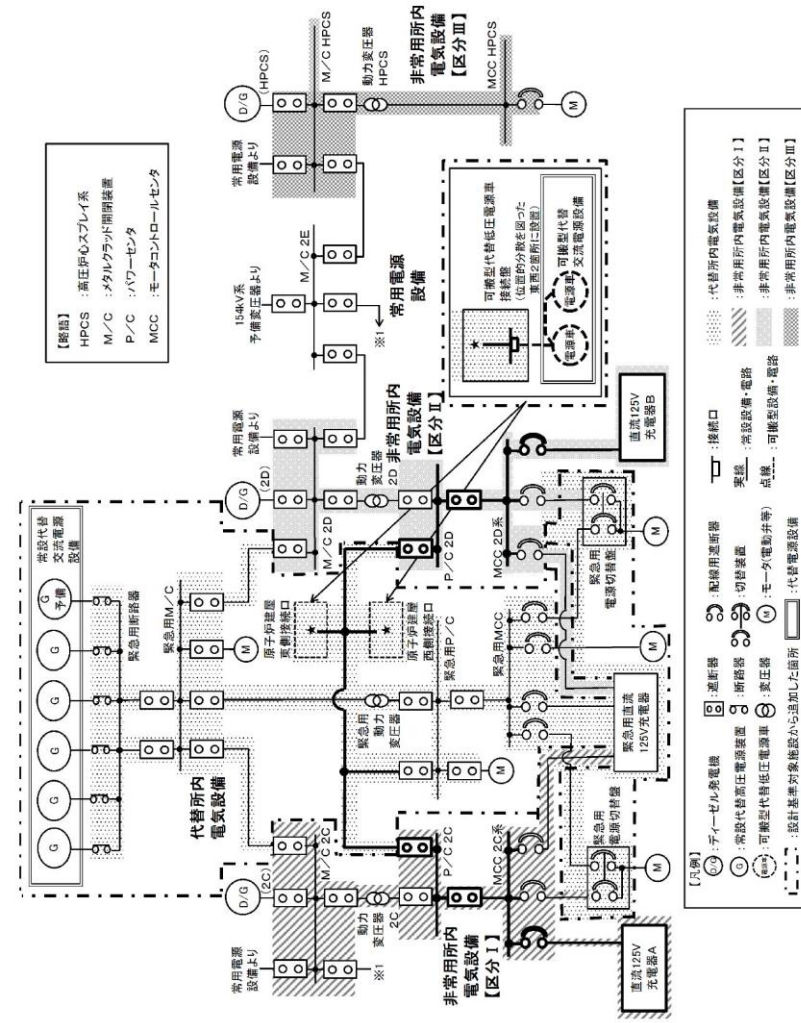




第3.14-2 図 代替電源設備系統概要図

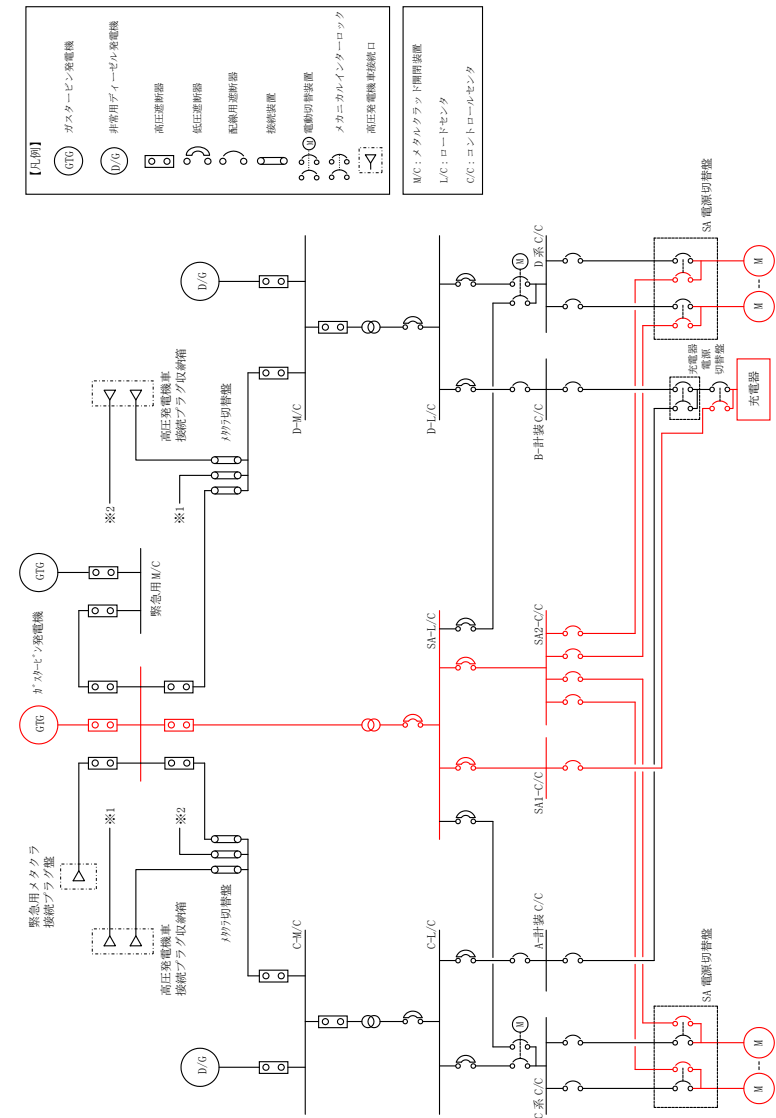
(常設代替交流電源設備による給電)

(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

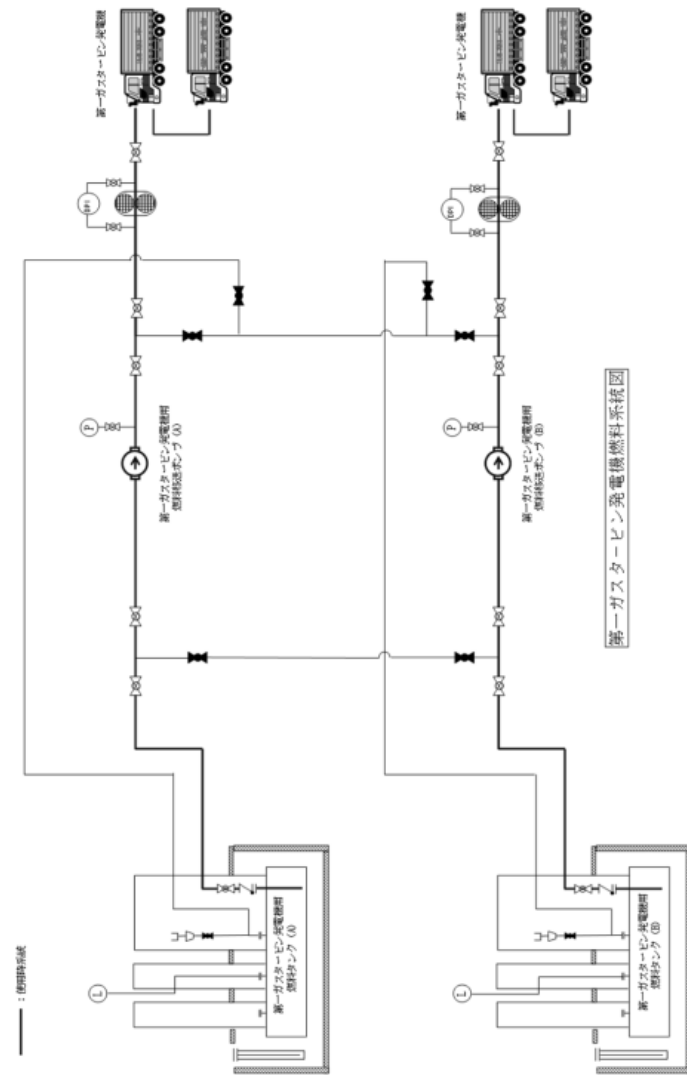
(可搬型代替交流電源設備による給電)



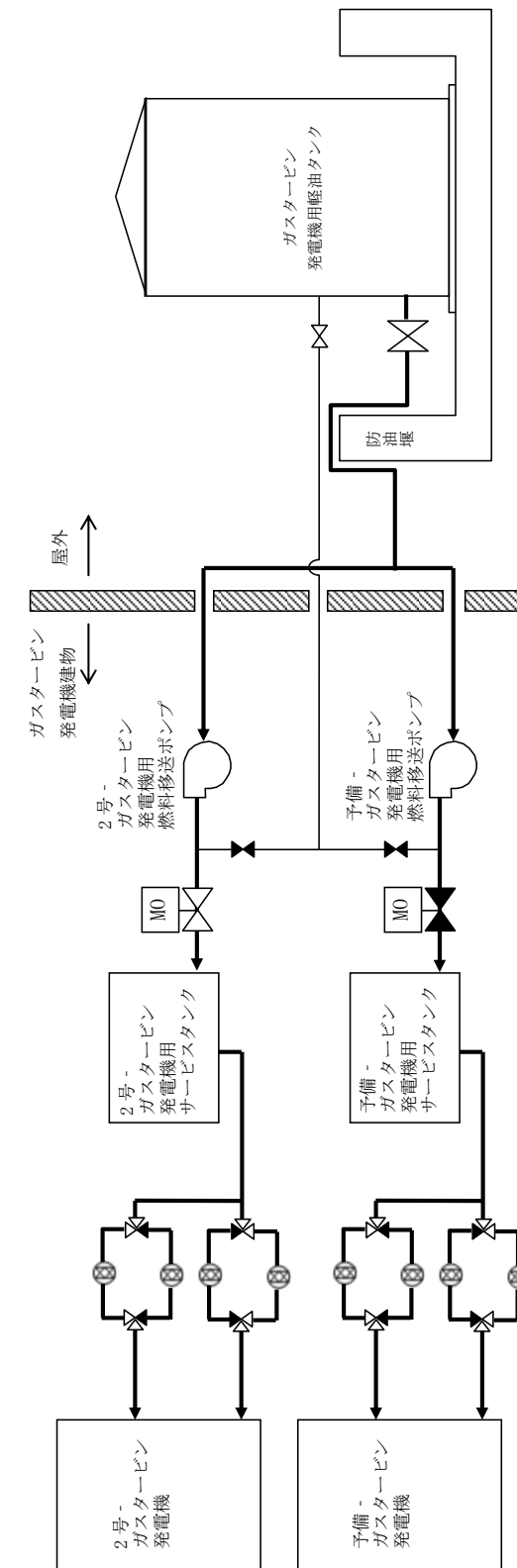
第3.14-2 図 代替電源設備系統概要図(常設代替交流電源設備による給電)

(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

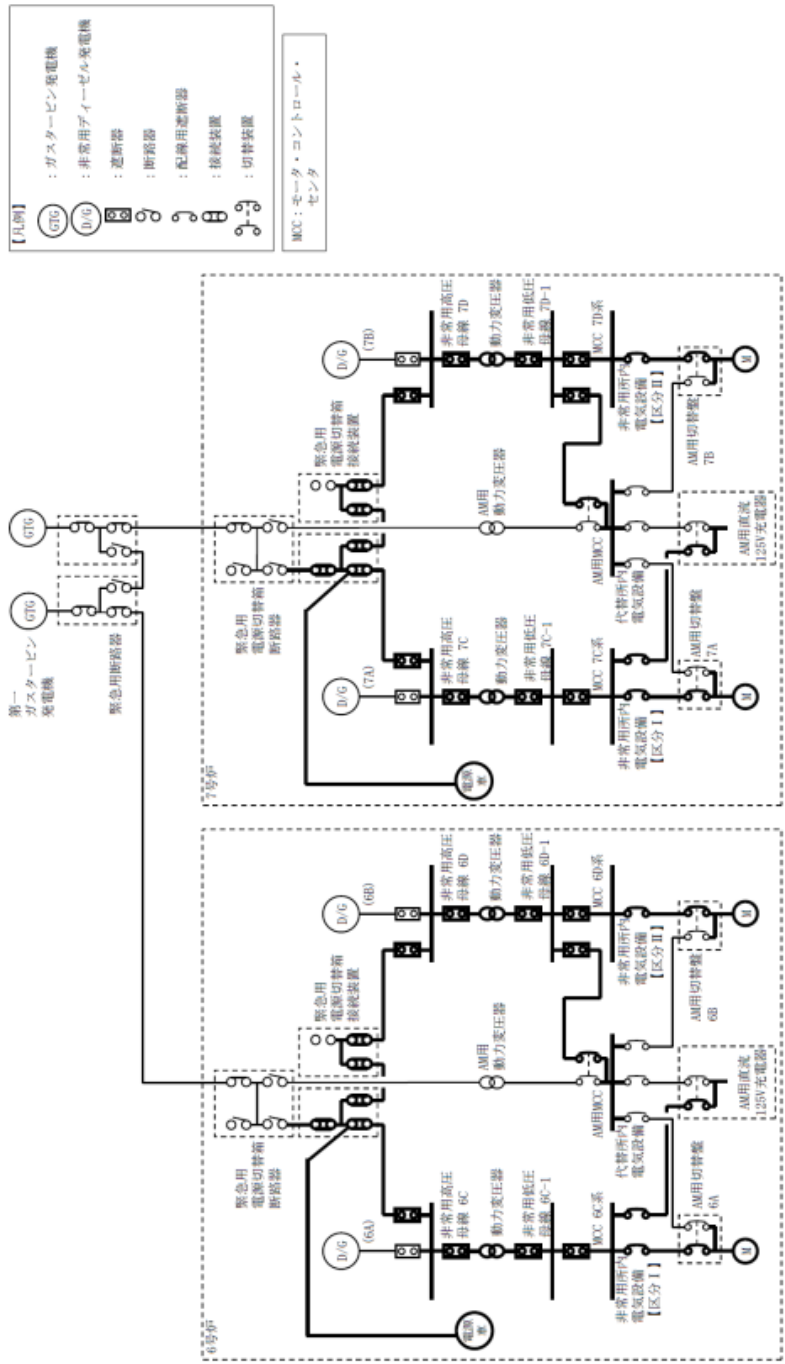


第 3. 14. -3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(第一ガスタービン発電機の燃料系統)



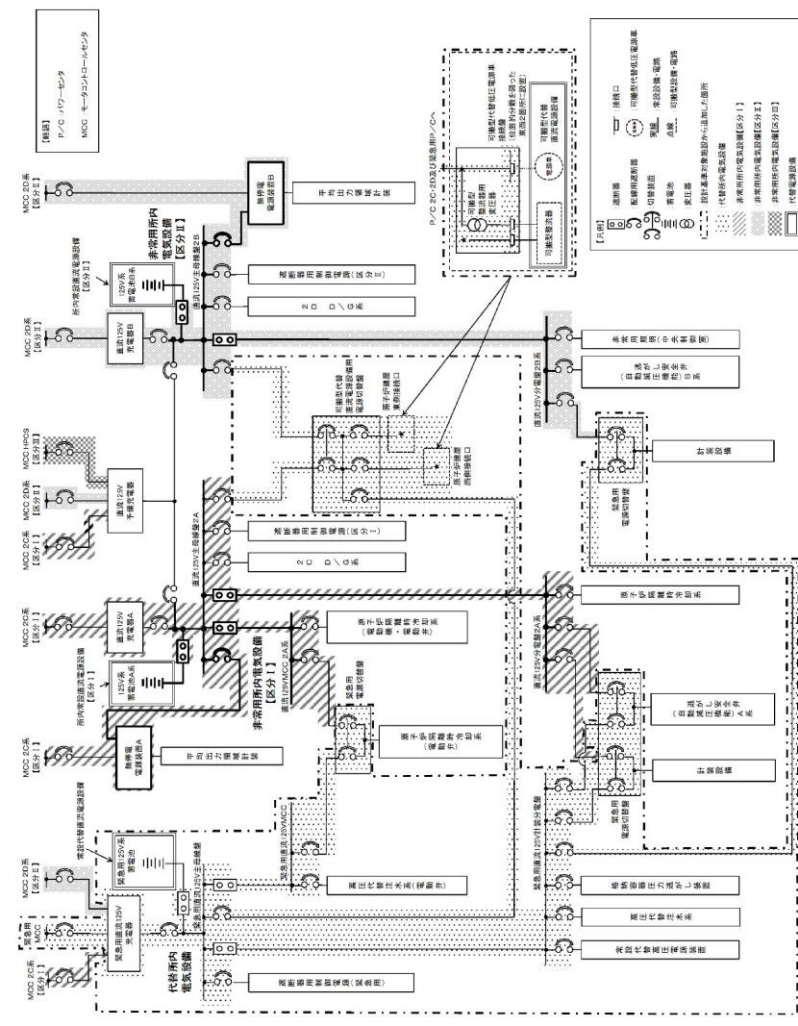
第 3. 14-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機の燃料系統)

・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

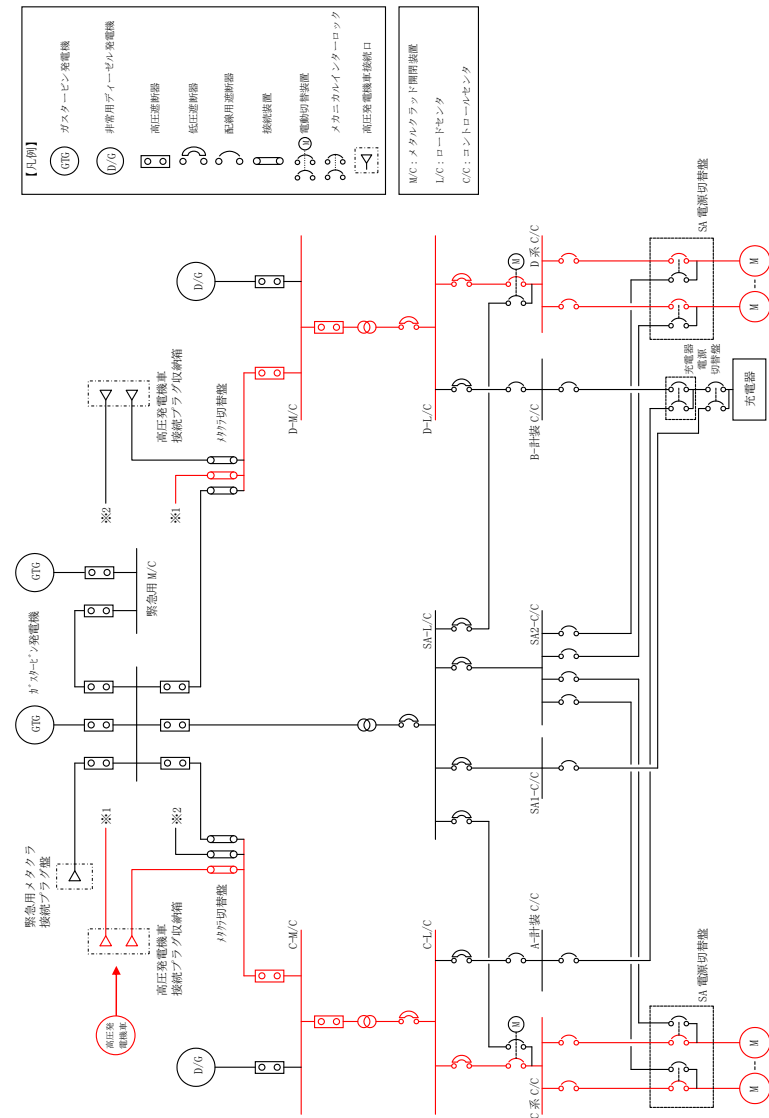


第 3.14-4 図 代替電源設備系統概要図  
(可搬型代替交流電源設備による給電)

(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)



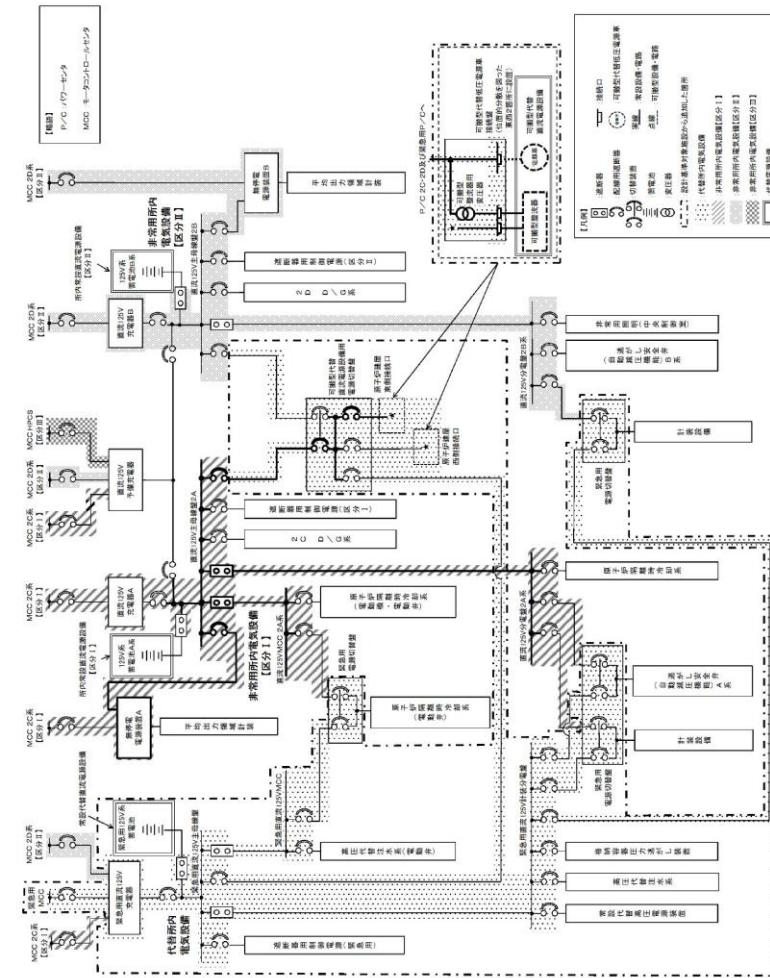
第 10.2-3 図 代替電源設備 系統図  
(所内常設直流電源設備による給電)



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(西側)及び  
非常用所内電気設備を経由して給電)

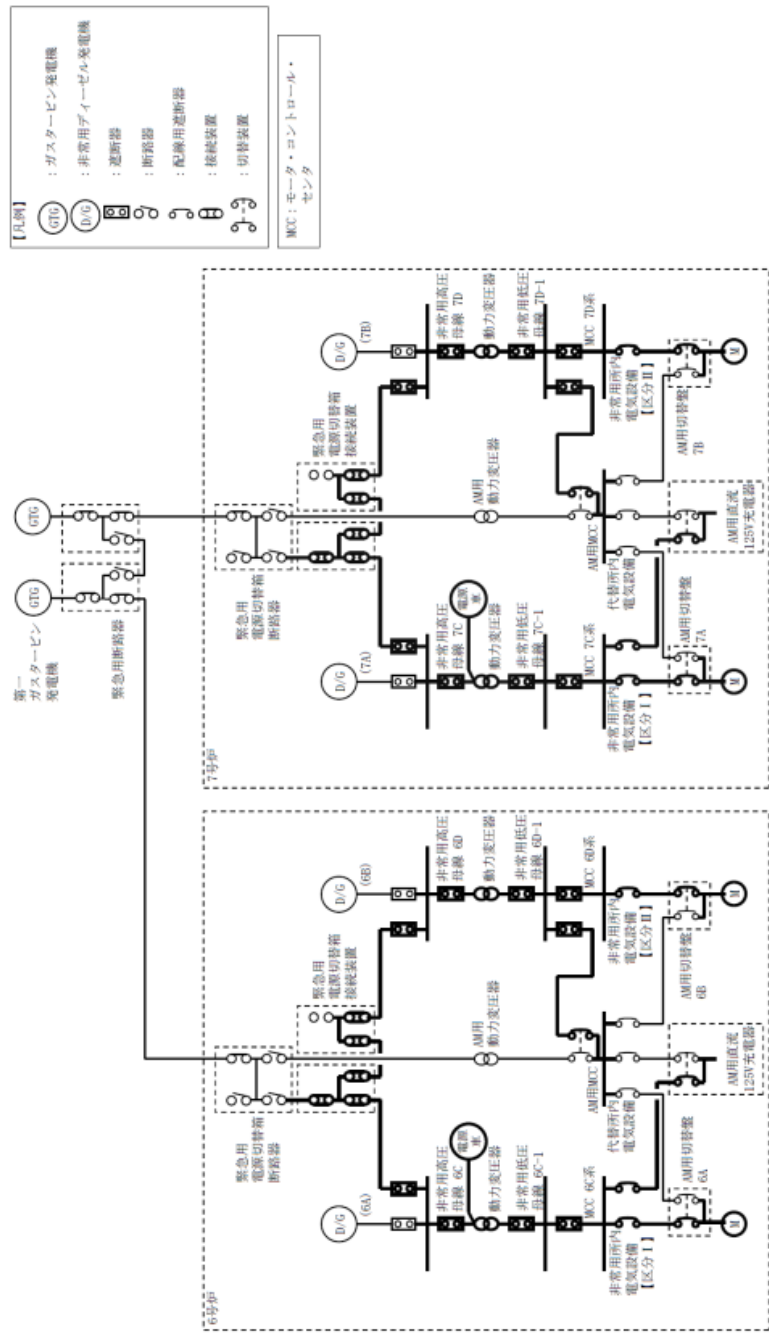
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違





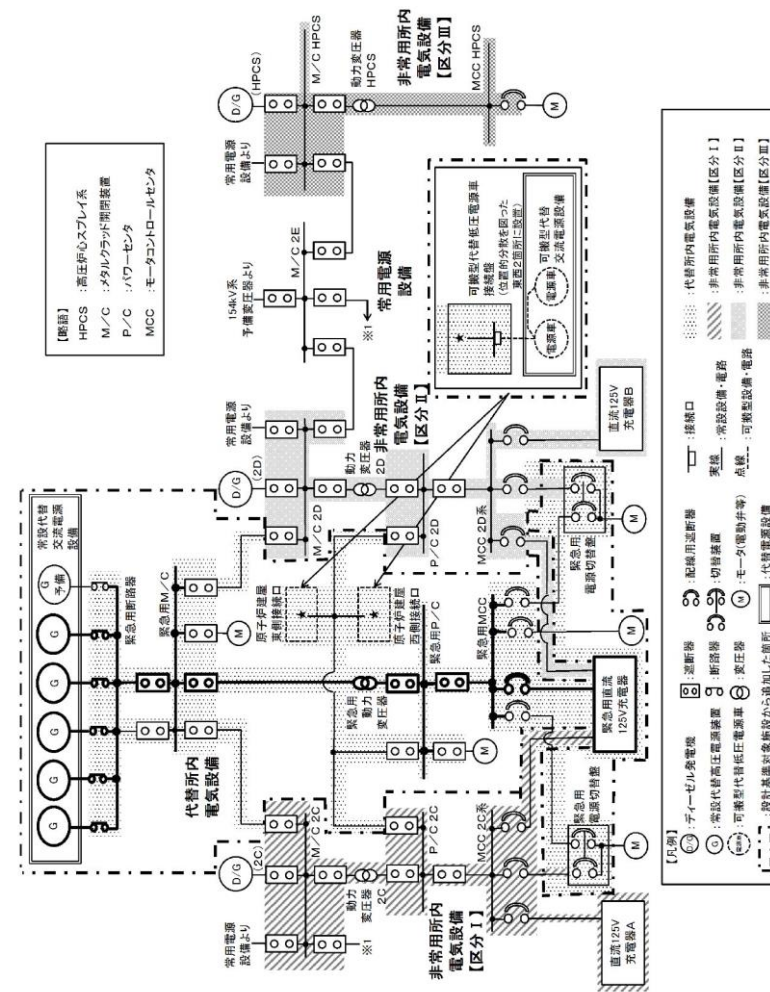
第 10.2-4 図 代替電源設備 系統図  
(可搬型代替直流電源設備による給電)

・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



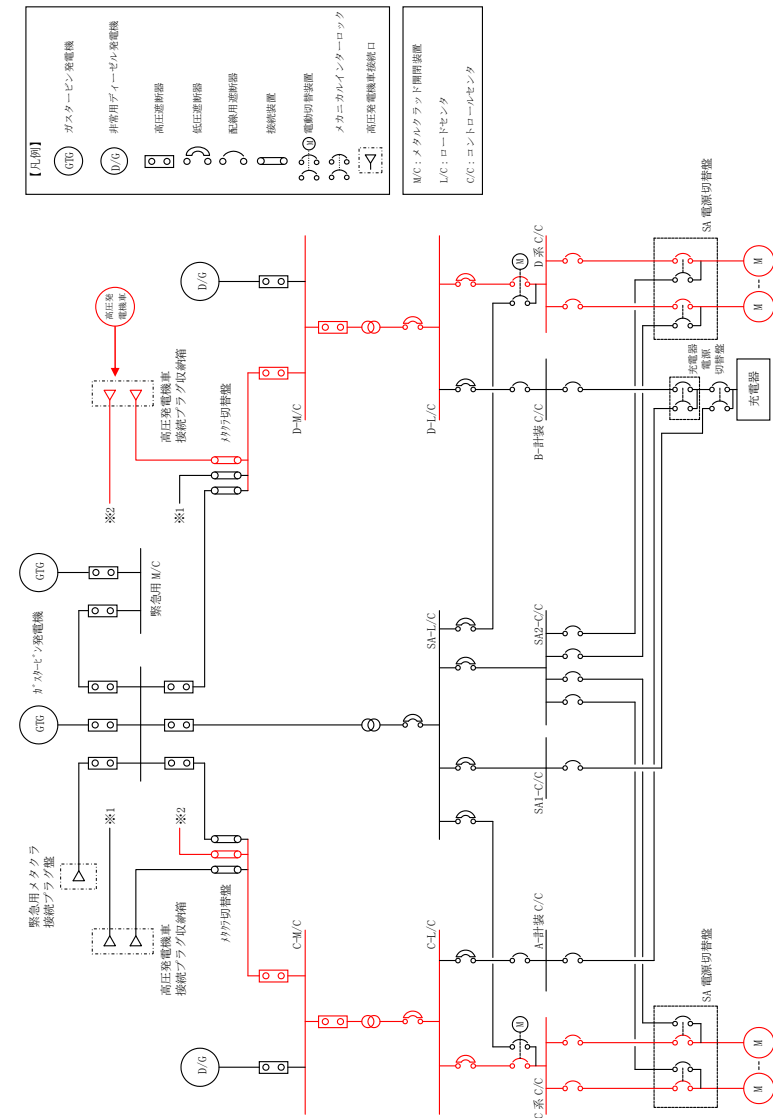
第 3.14-5 図 代替電源設備系統概要図  
(可搬型代替交流電源設備による給電)

(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(南側)及び非常用所内電気設備を経由して給電)

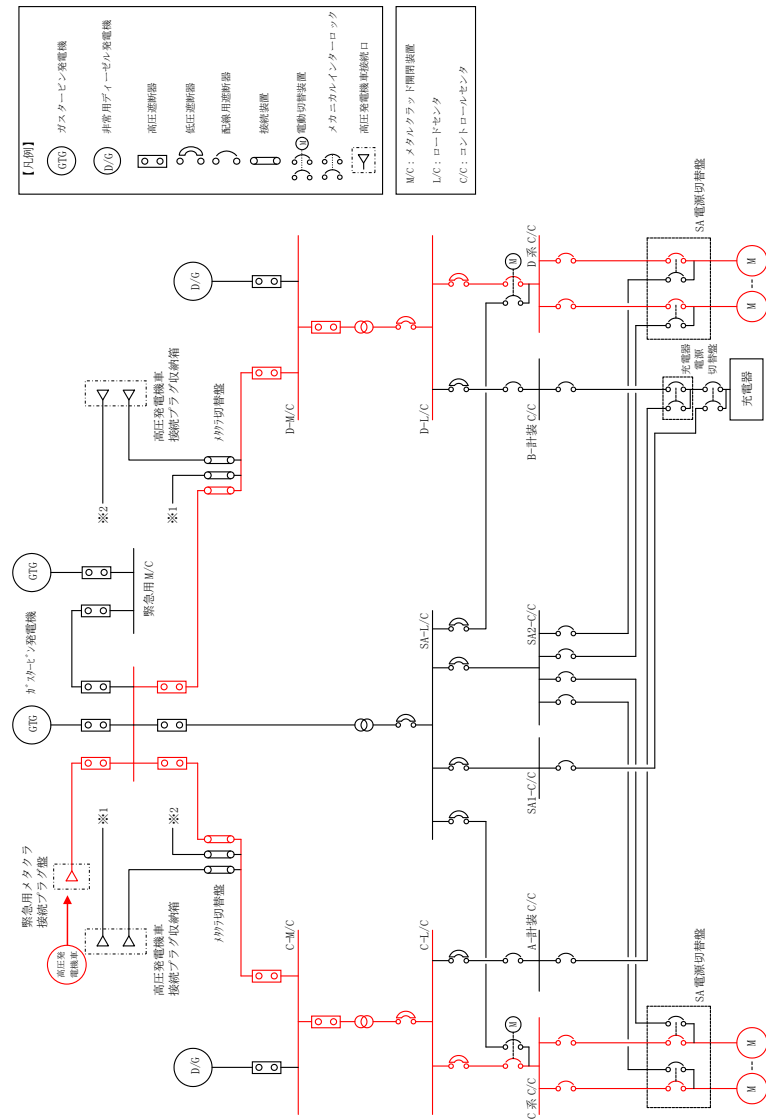
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違

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

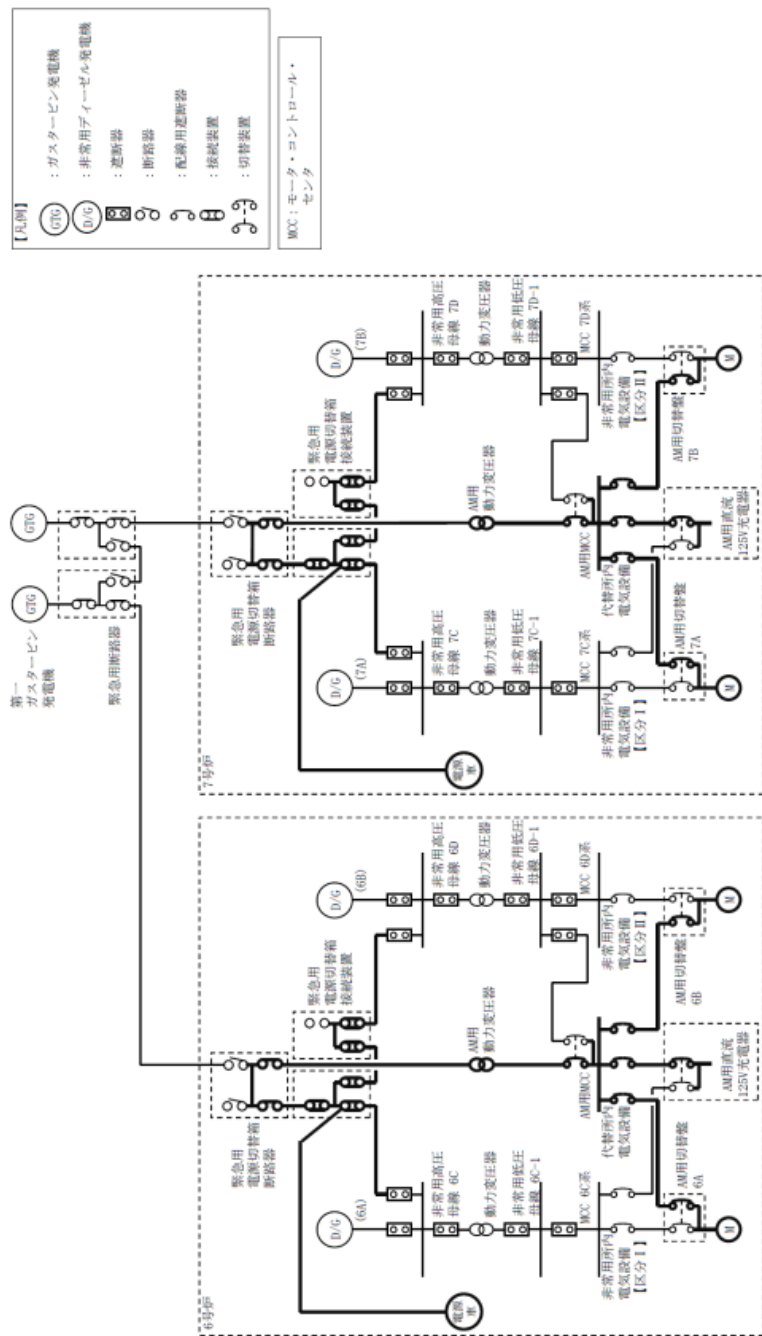
備考



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)  
 (高压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)

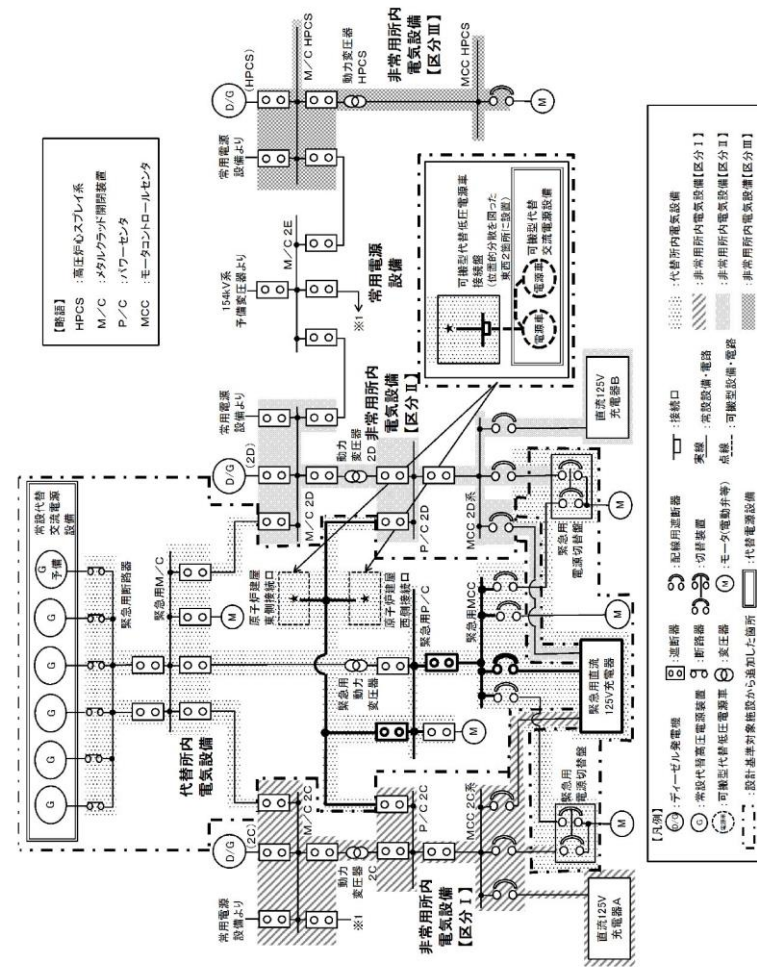
・設備の相違  
 【柏崎6/7, 東海第二】  
 設計方針の相違による電源系統構成の相違





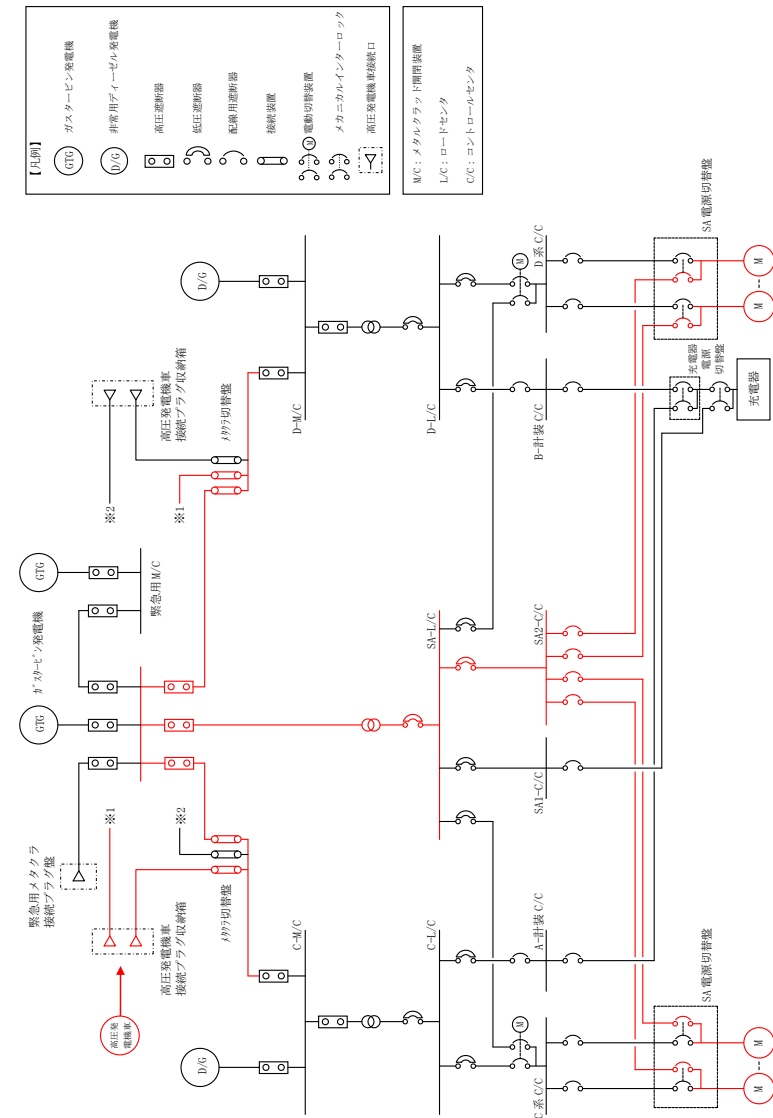
第 3.14-6 図 代替電源設備系統概要図  
(可搬型代替交流電源設備による給電)

(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

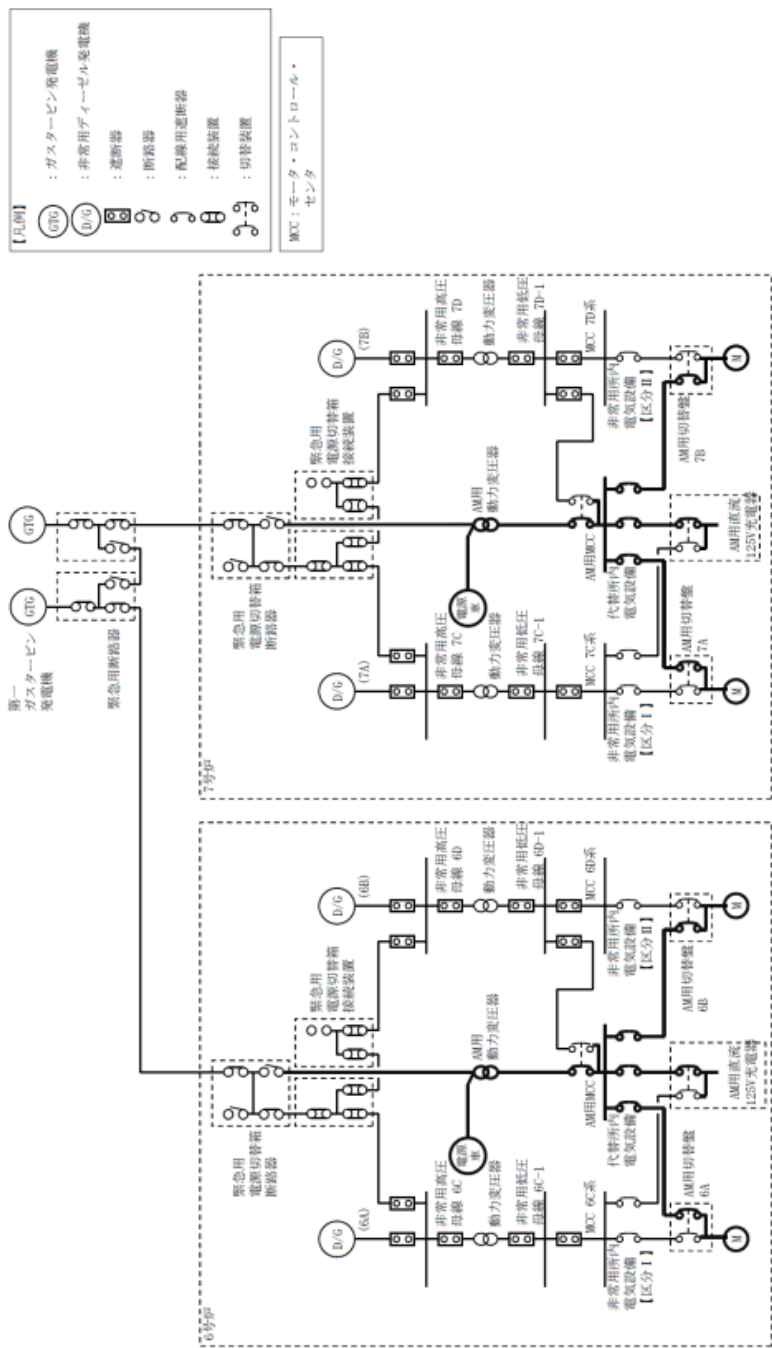
(可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電)



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(西側)及び  
代替所内電気設備を経由して給電)

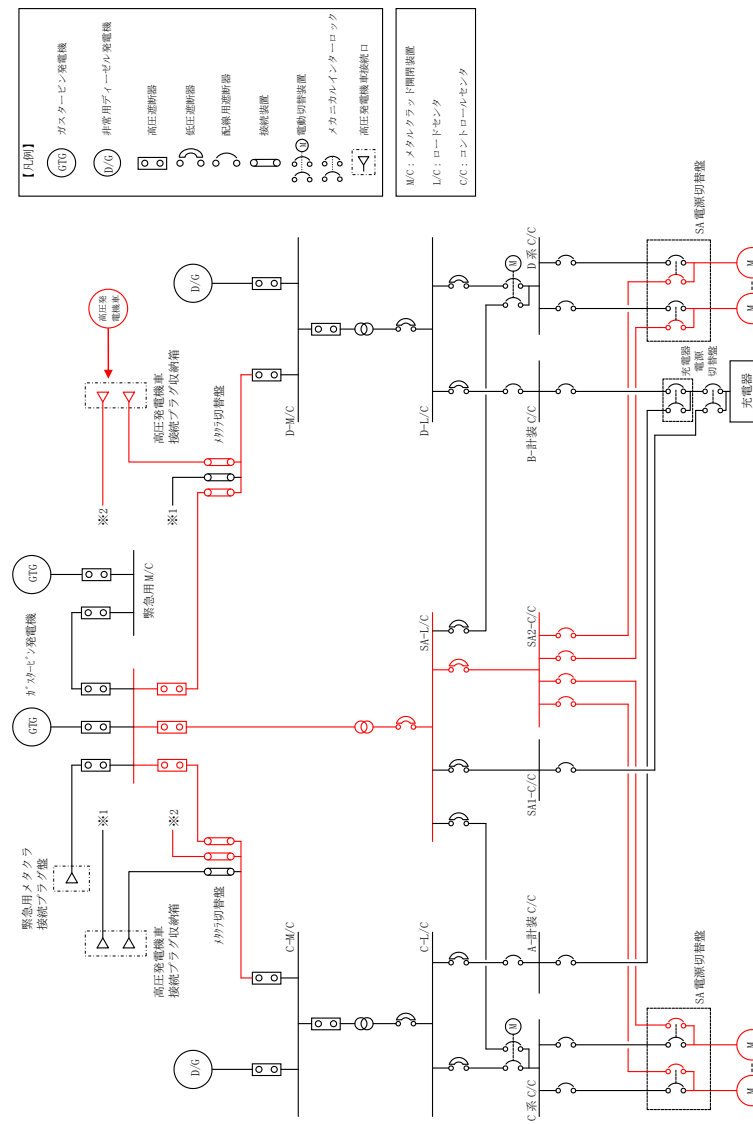
・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違



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)

(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (南侧) 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

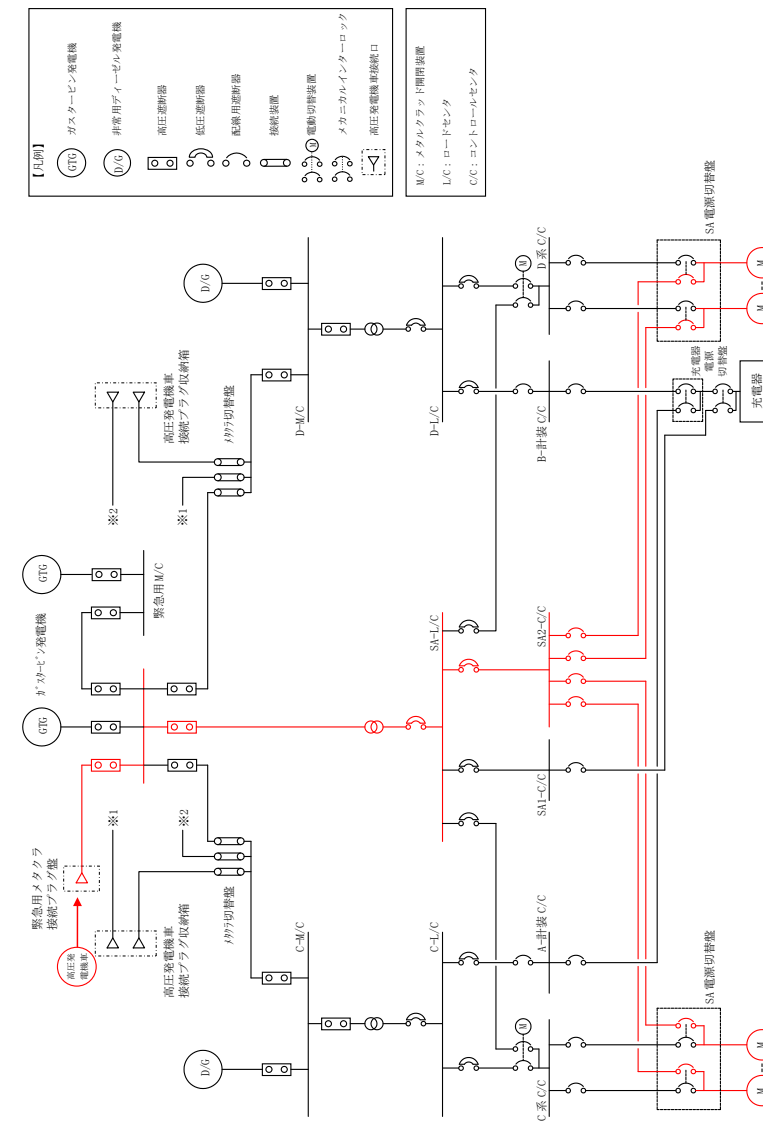
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

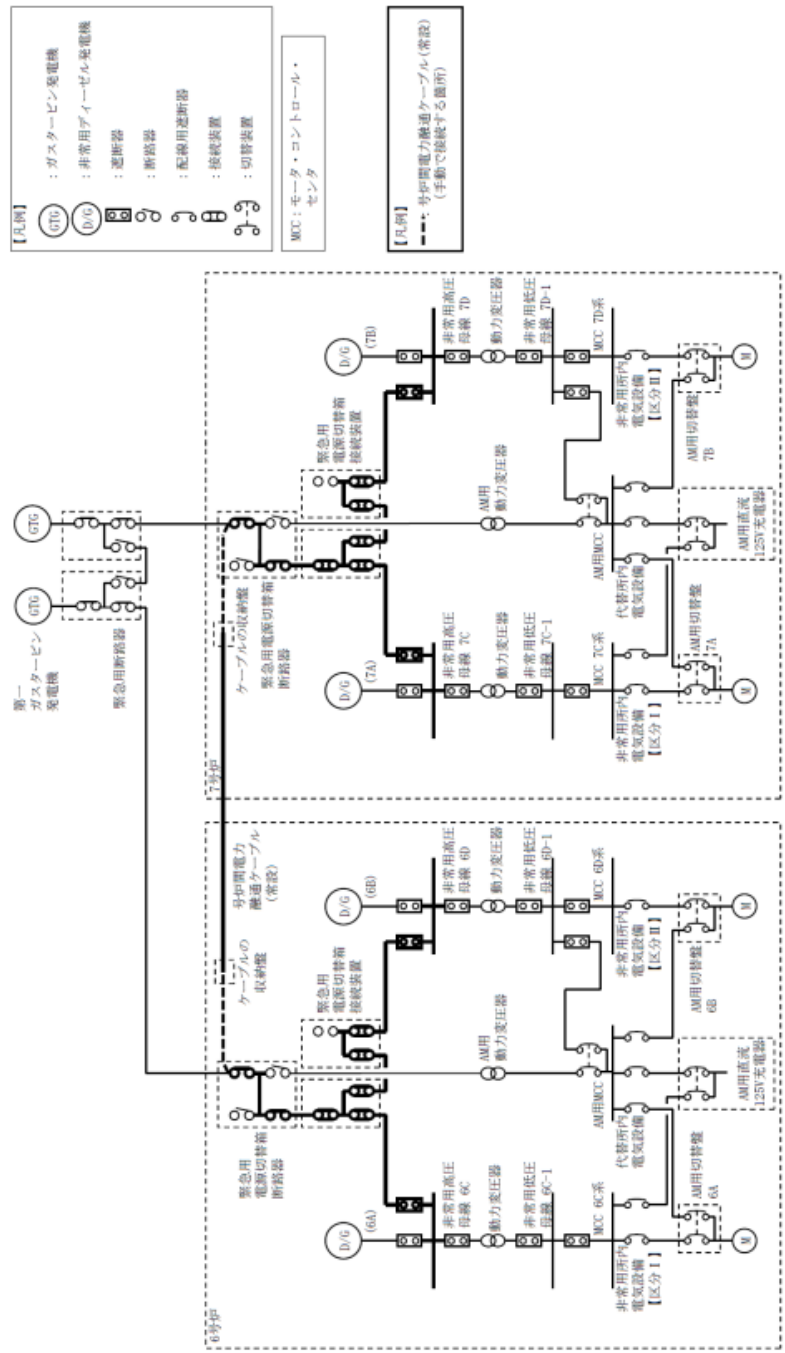
島根原子力発電所 2号炉

備考

・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



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)

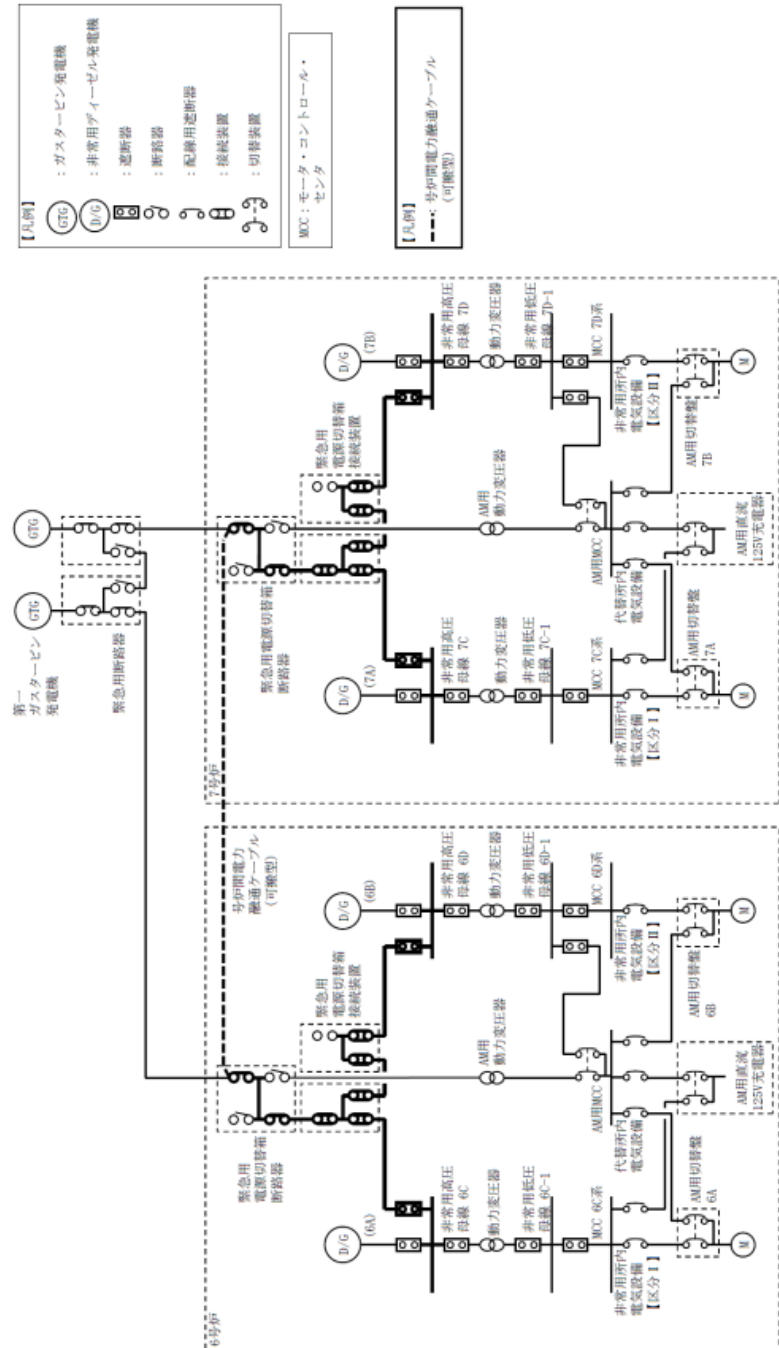


第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図

(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)

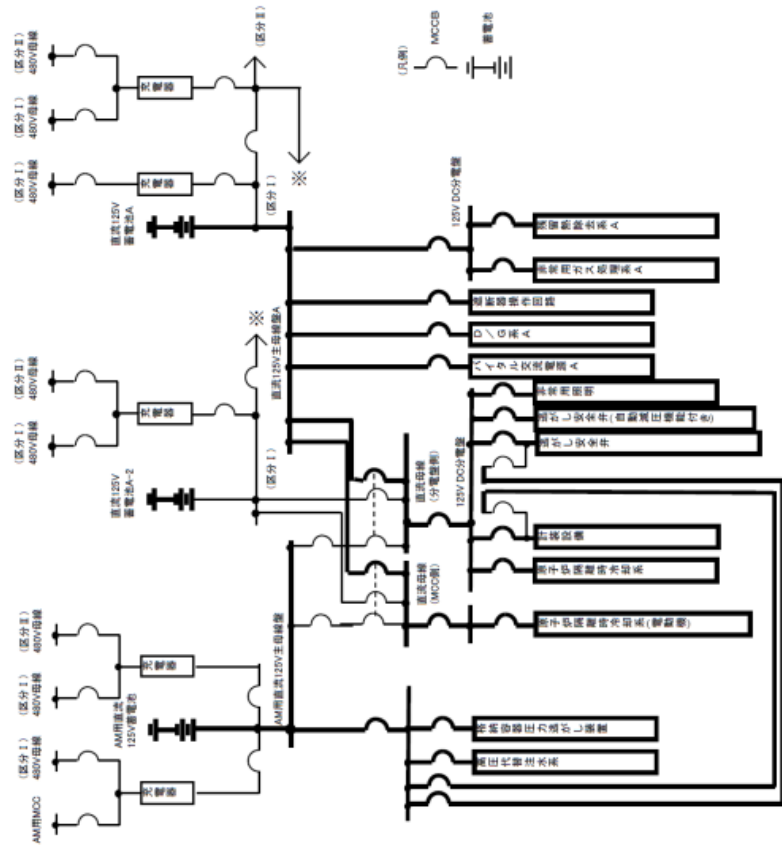
・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
①の相違



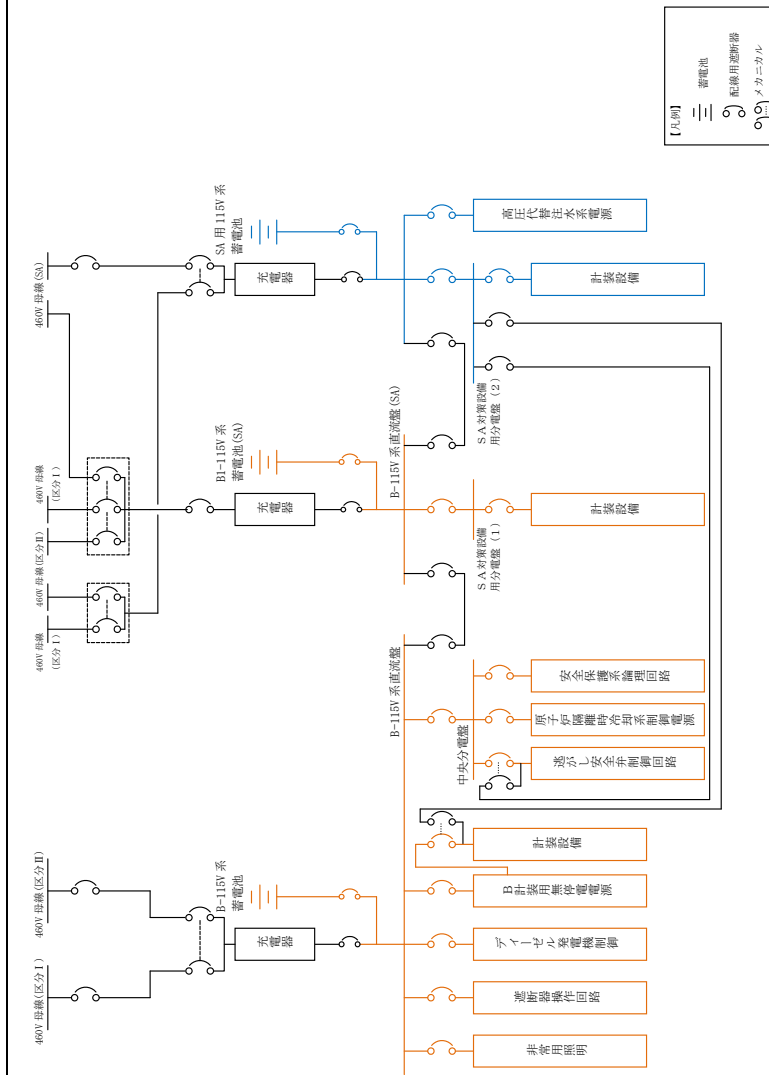
第 3.14-9 図 代替電源設備系統概要図  
(号炉間電力融通電気設備による給電)  
(号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による給電)

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
①の相違





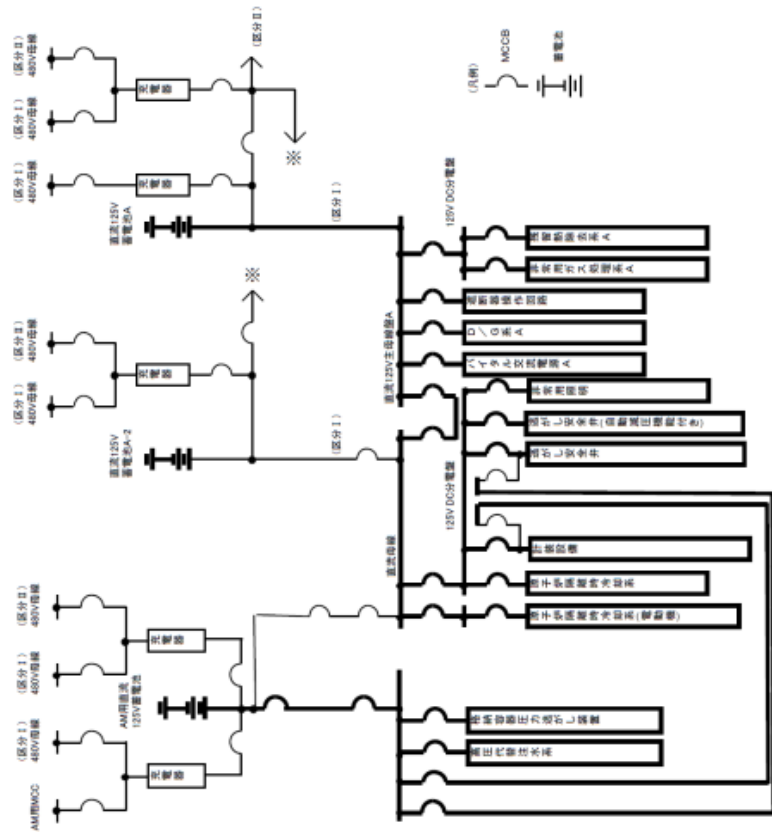
第 3.14-10 図(1) 代替電源設備系統概要図  
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(直流 125V 蓄電池 A による給電) (6 号炉)



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)

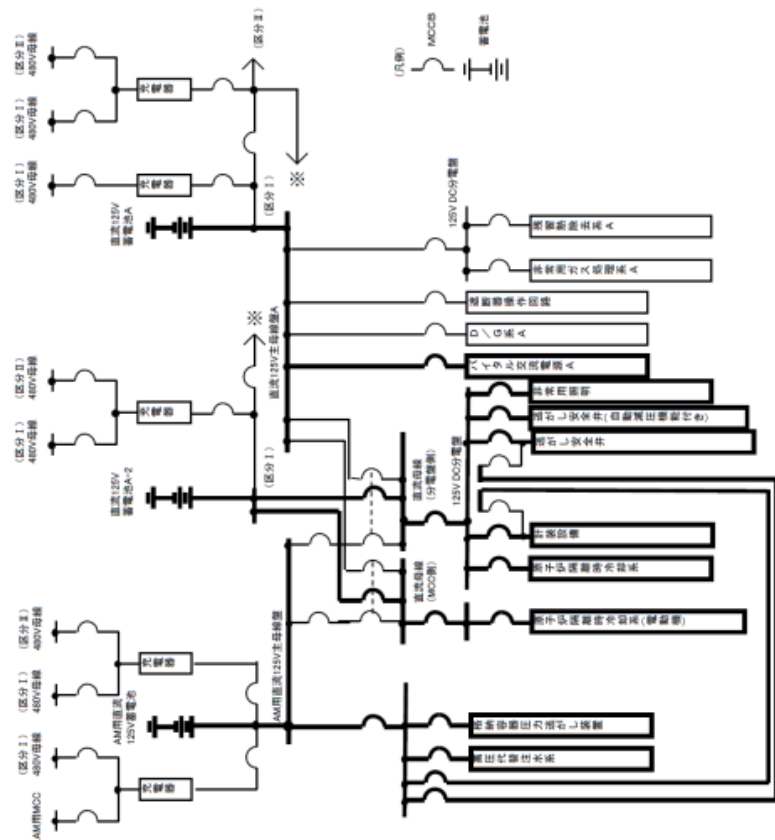
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違  
⑨の相違

・対象号炉なし

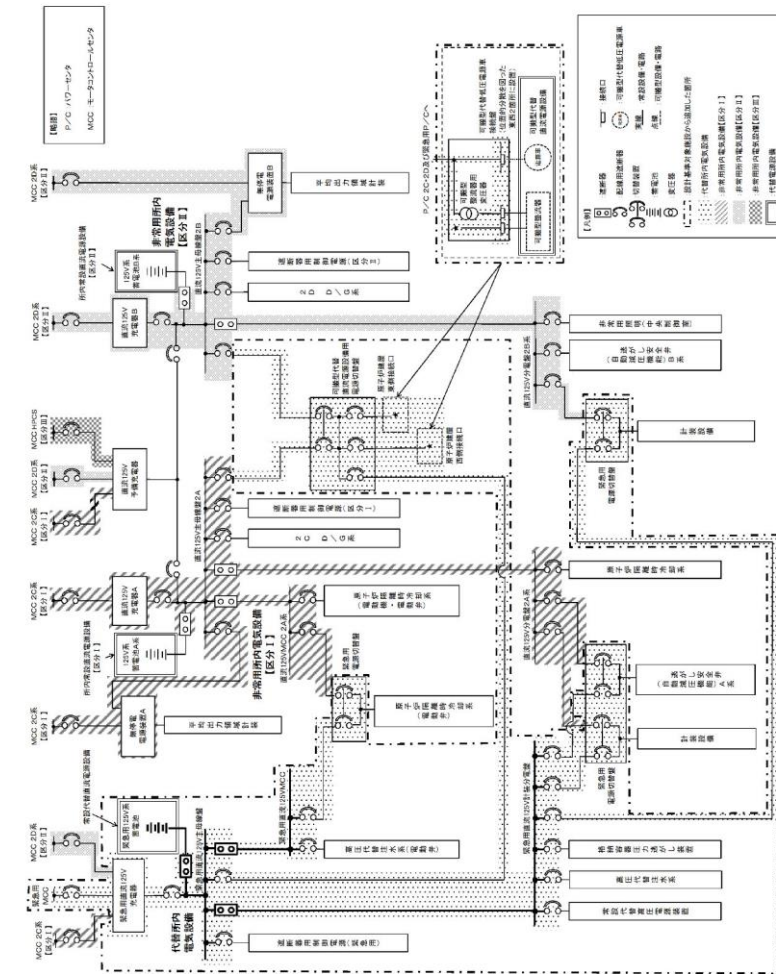


3.14-10 図(2) 代替電源設備系統概要図

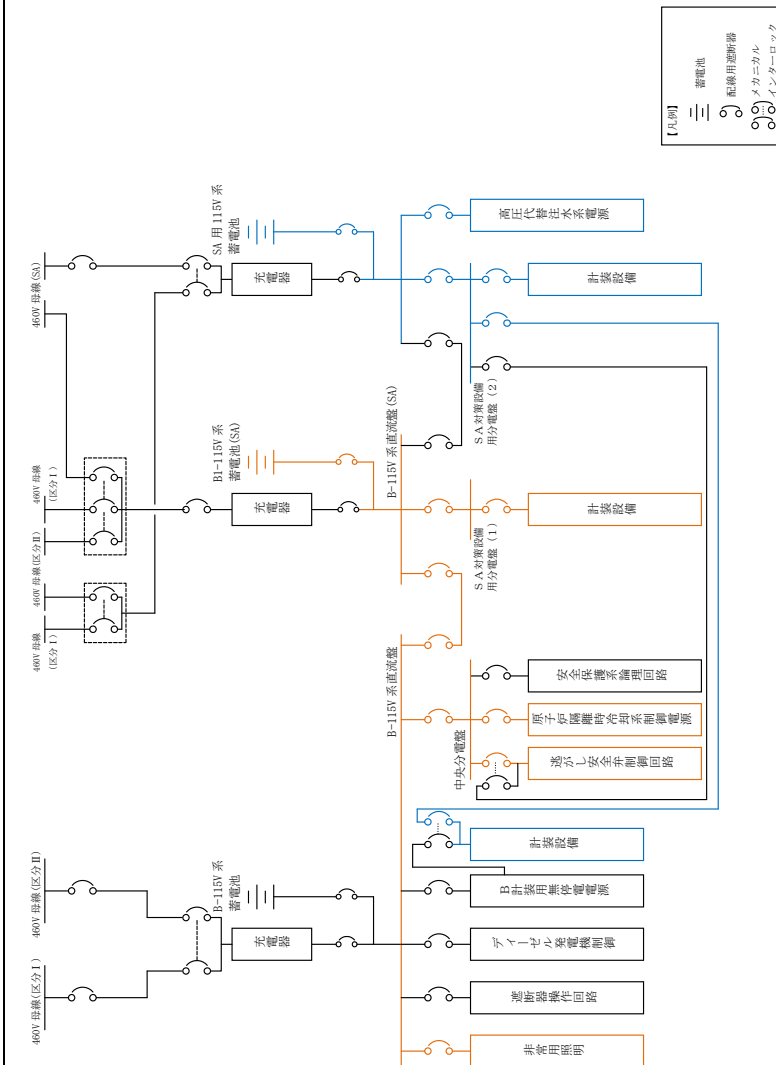
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (7号炉)



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)

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  
⑨の相違

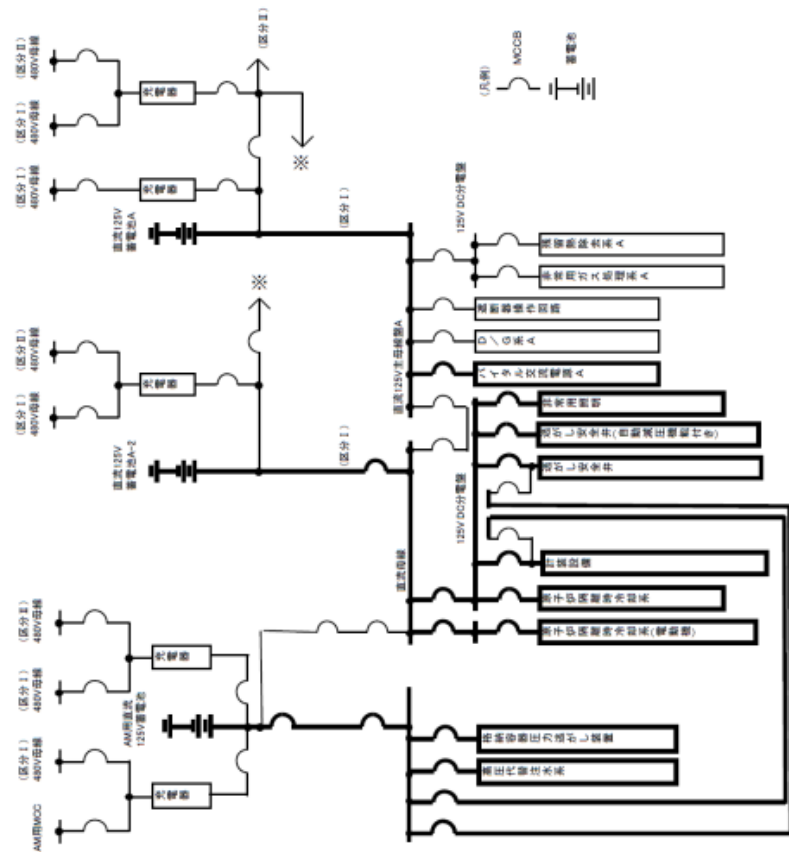
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

・対象号炉なし



第 3.14-11 図(2) 代替電源設備系統概要図

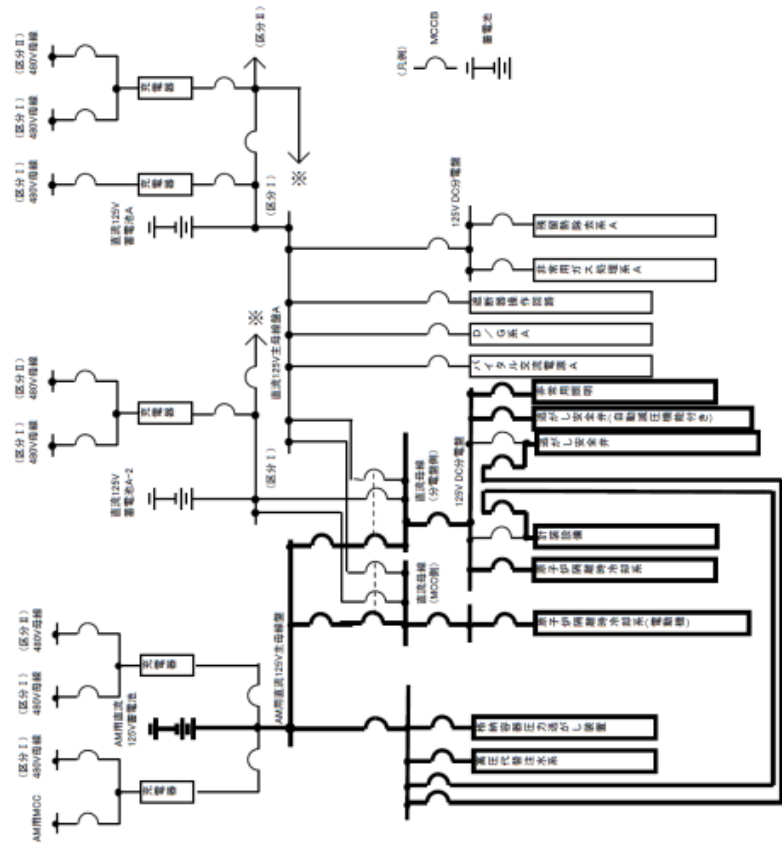
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (7 号炉)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

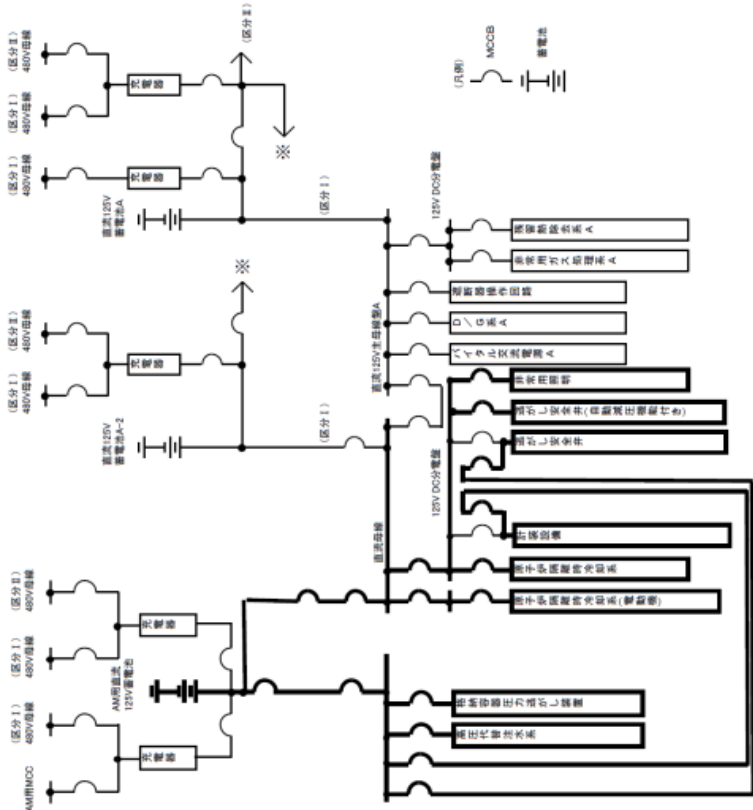
備考



第 3.14-12 図(1) 代替電源設備系統概要図

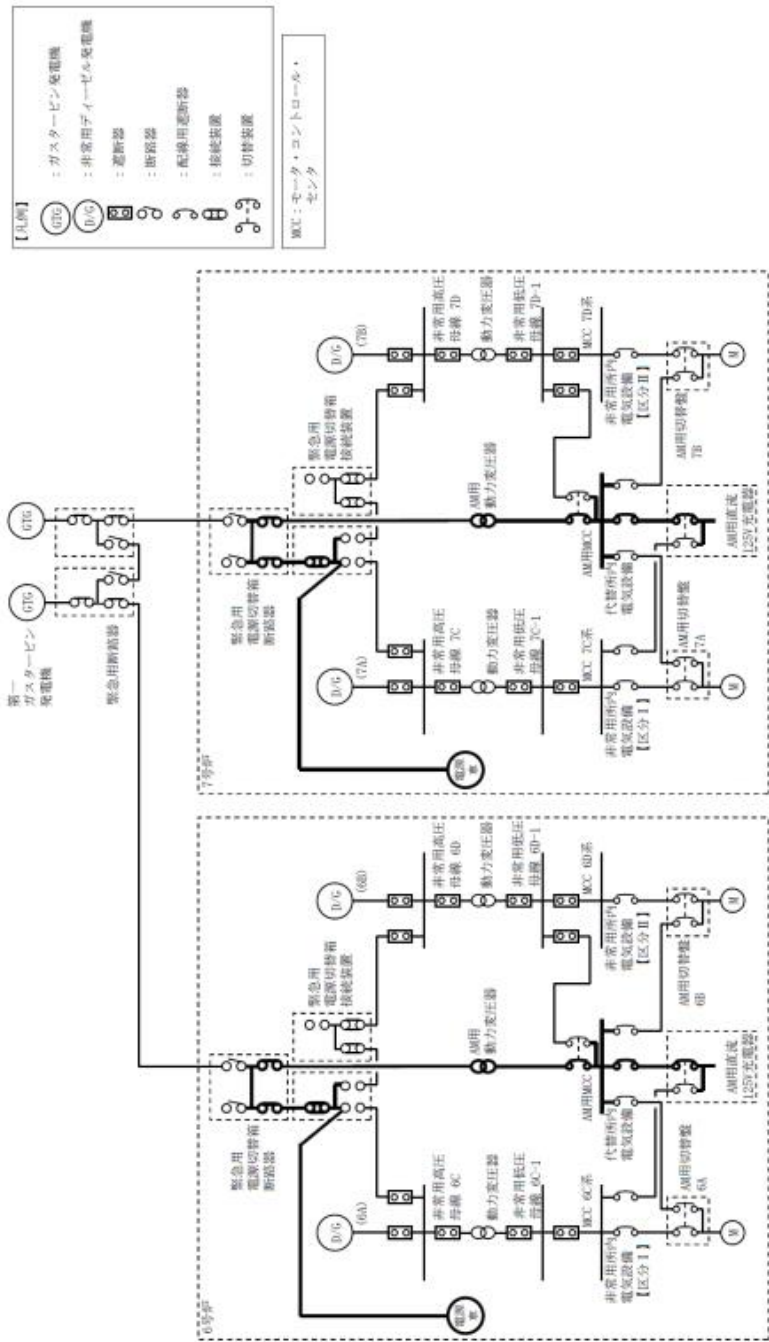
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM 用直流 125V 蓄電池による給電) (6 号炉)

・設備の相違  
**【柏崎 6/7, 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。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
 <p data-bbox="273 1375 795 1407">第 3.14-12 図 (2) 代替電源設備系統概要図</p> <p data-bbox="184 1417 902 1501">(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)</p>			<p data-bbox="2534 210 2712 241">• 対象号炉なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>第 3. 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)</p>	<p>・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 ⑧の相違</p>

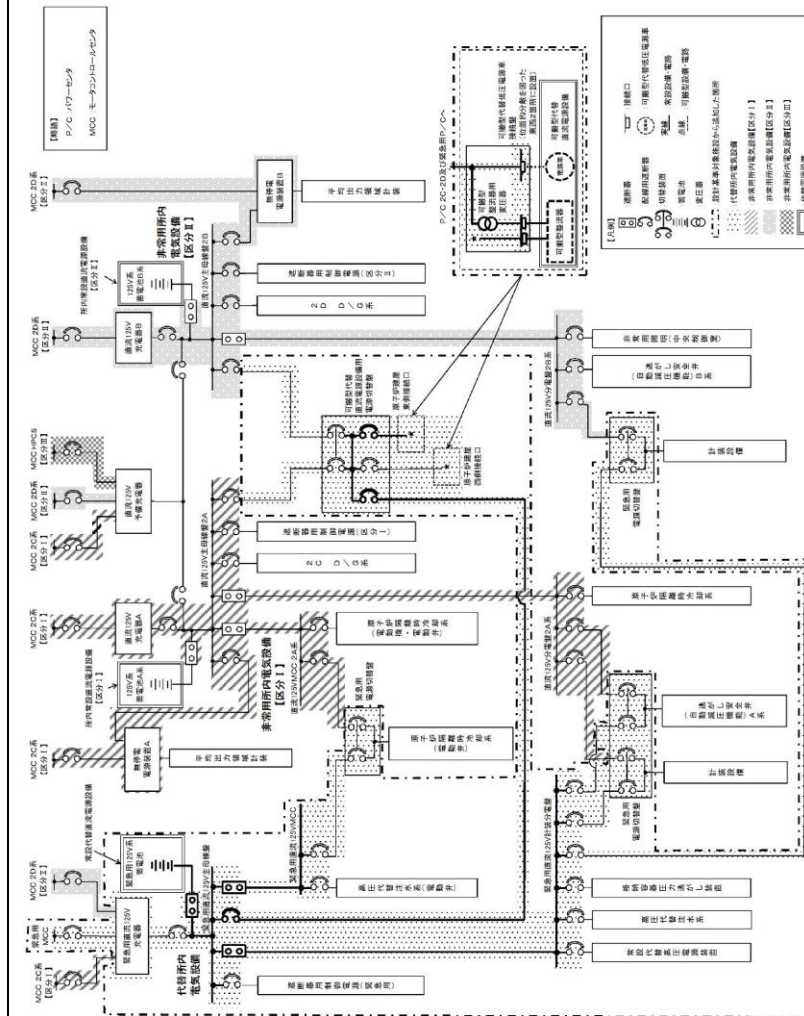




第 3.14-13 図 代替電源設備系統概要図

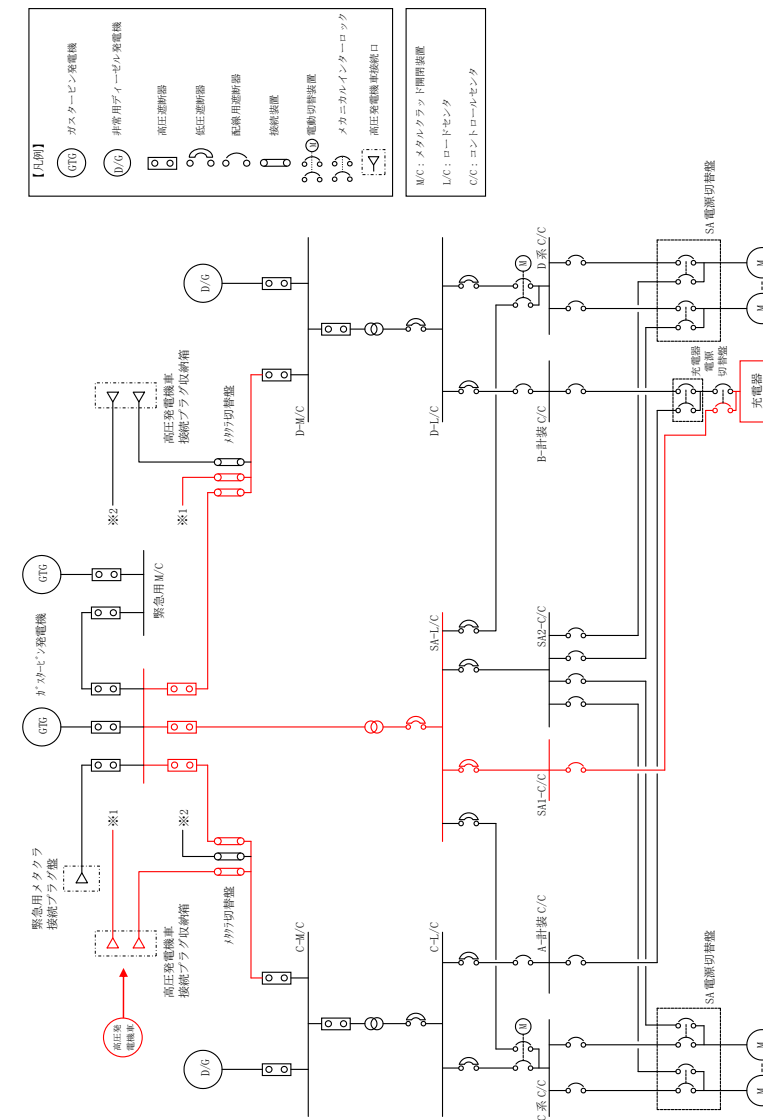
(可搬型直流電源設備による給電)

(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)

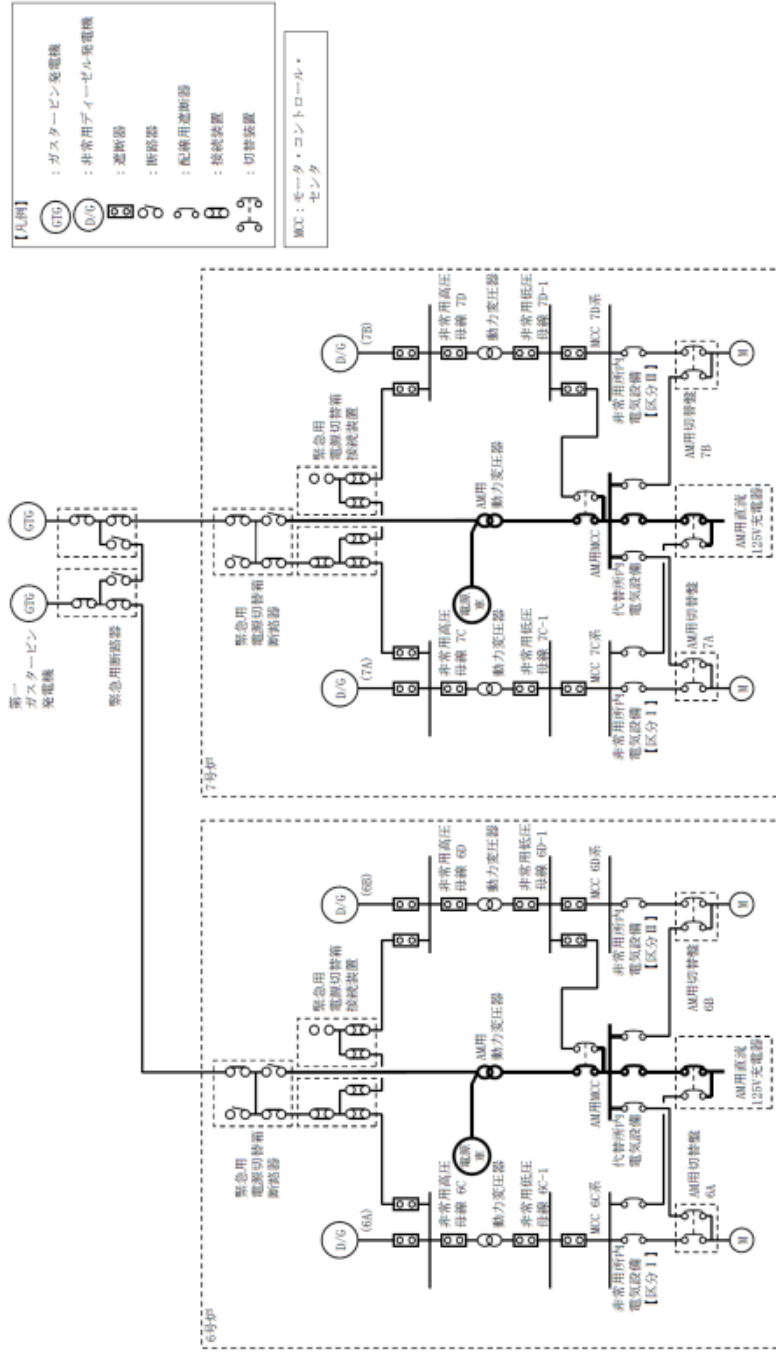


第 3.14-13 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (西側) を經由して給電)

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

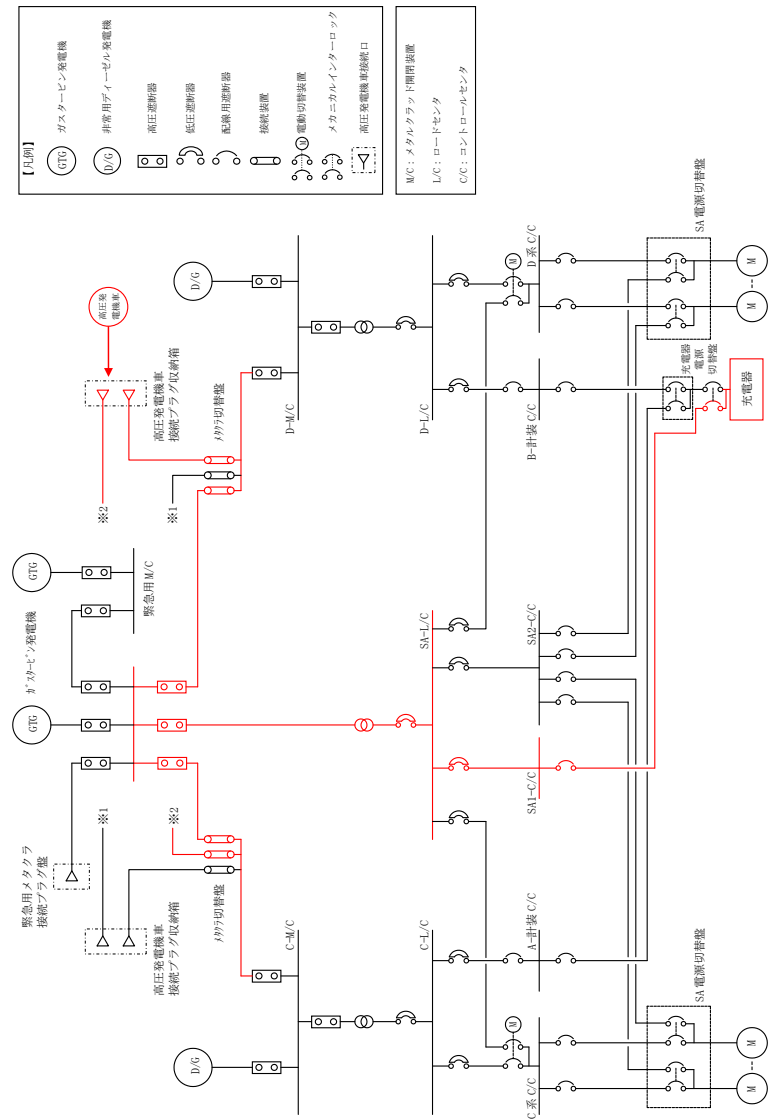




第 3.14-14 図 代替電源設備系統概要図

(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(南側)を経由して給電)

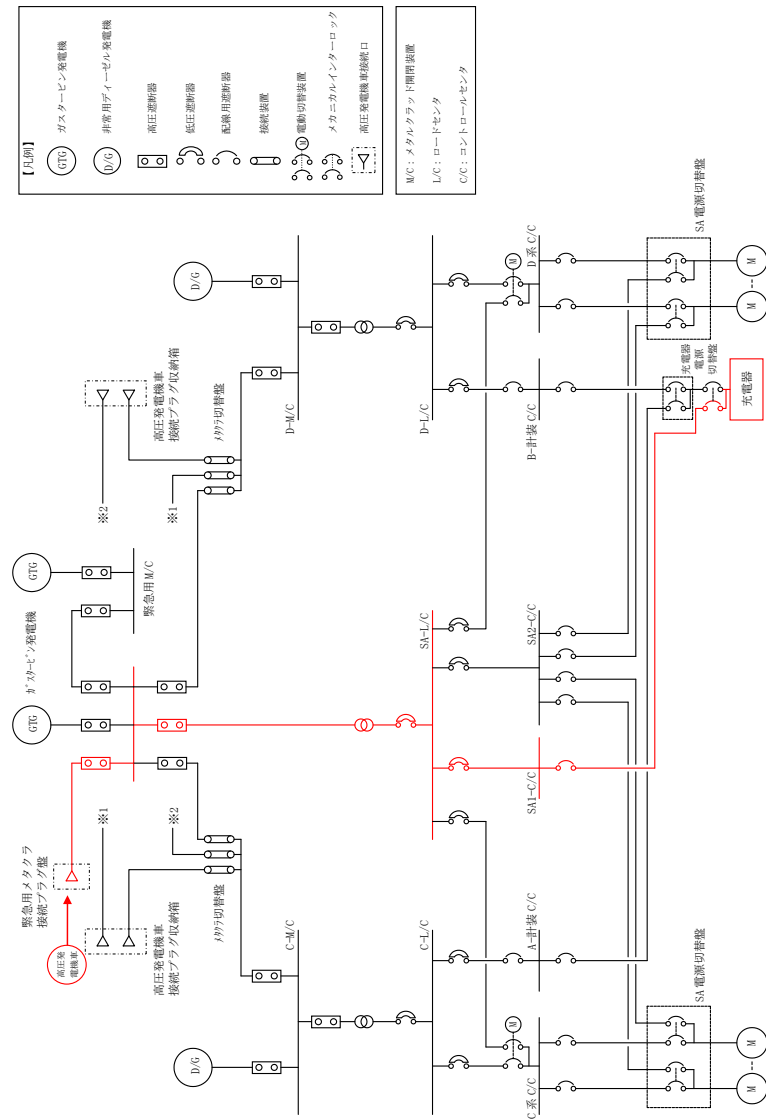
備考  
 ・設備の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 設計方針の相違による電源系統構成の相違

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)

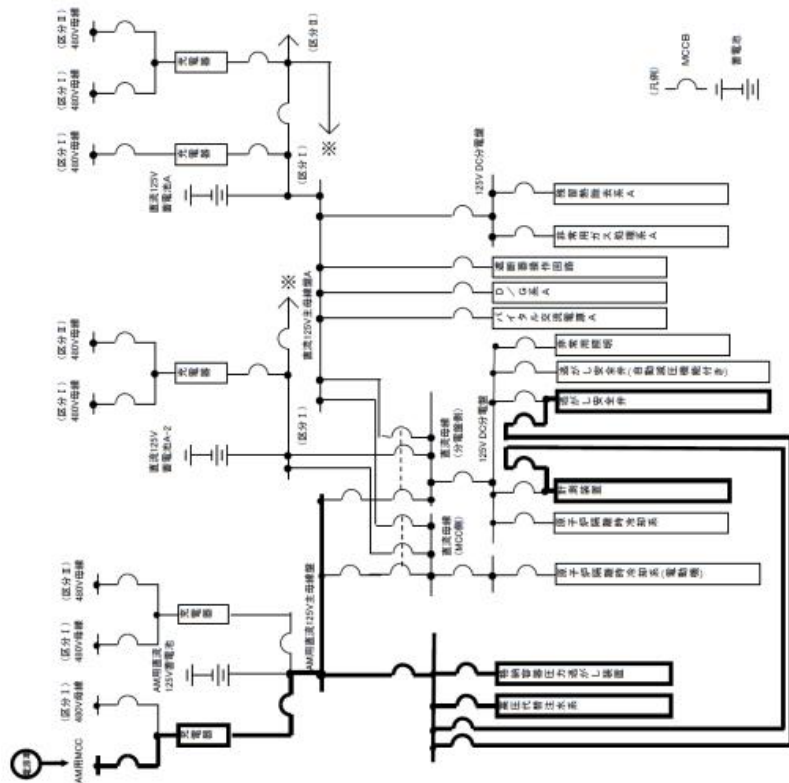
島根原子力発電所 2号炉

備考

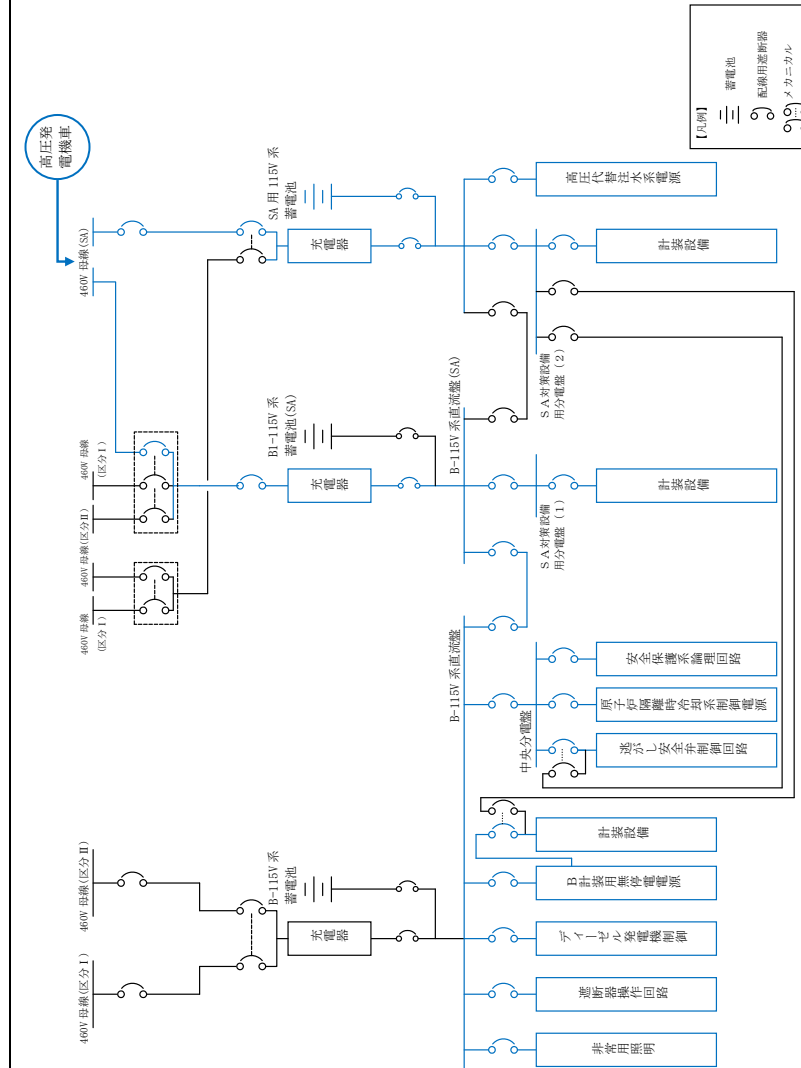


第3.14-15 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤を経由して給電)

・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



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  
①の相違により電源供給対象の充電器の範囲が異なる。

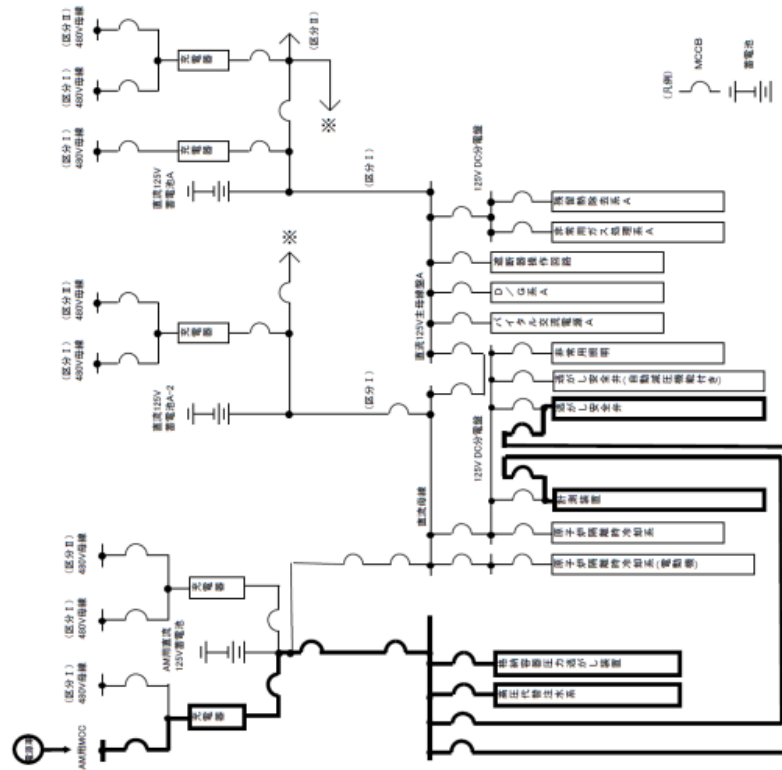
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

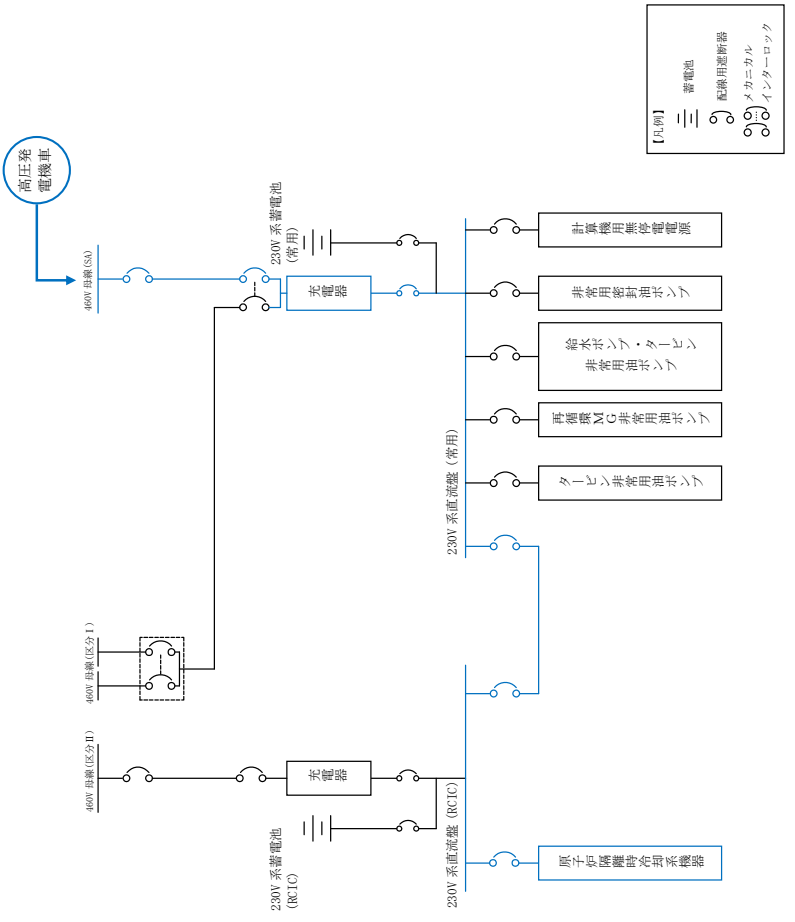
・対象号炉なし

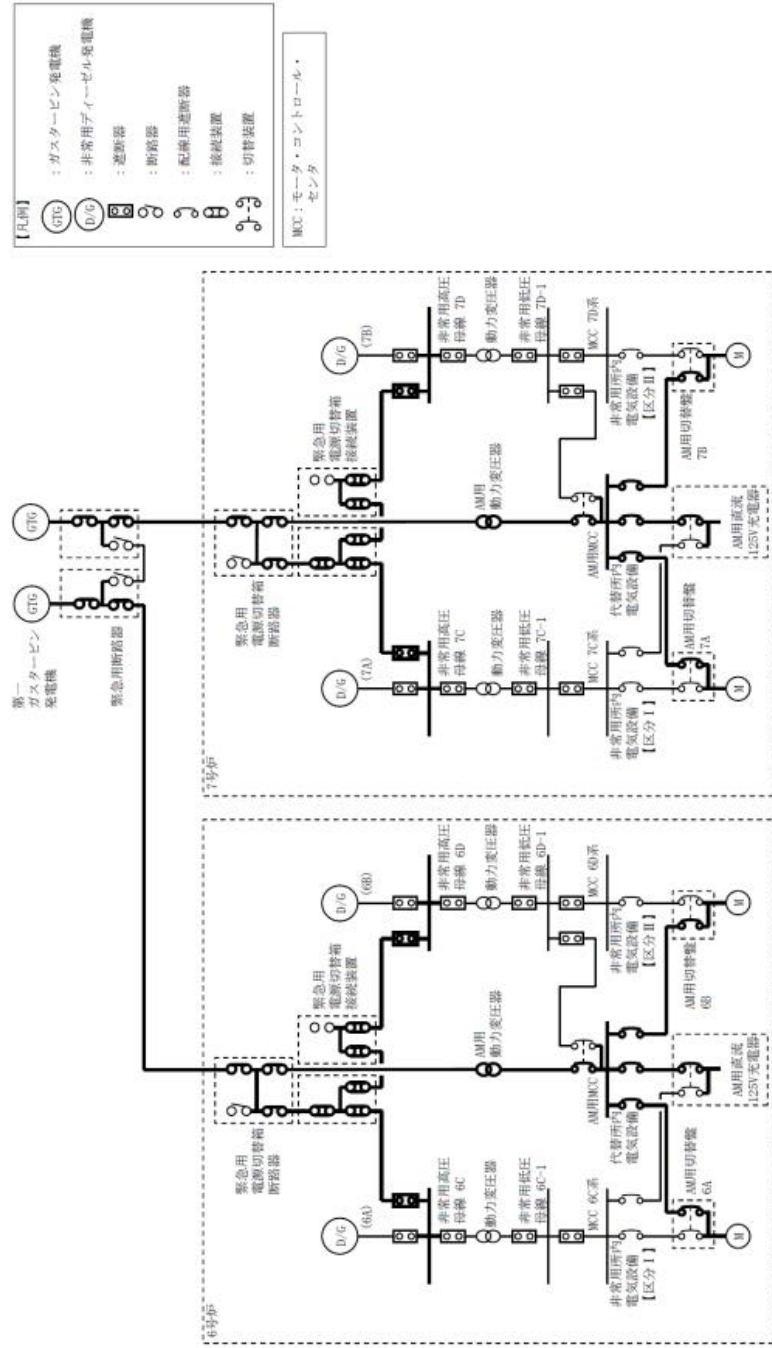


第 3.14-15 図(2) 代替電源設備系統概要図

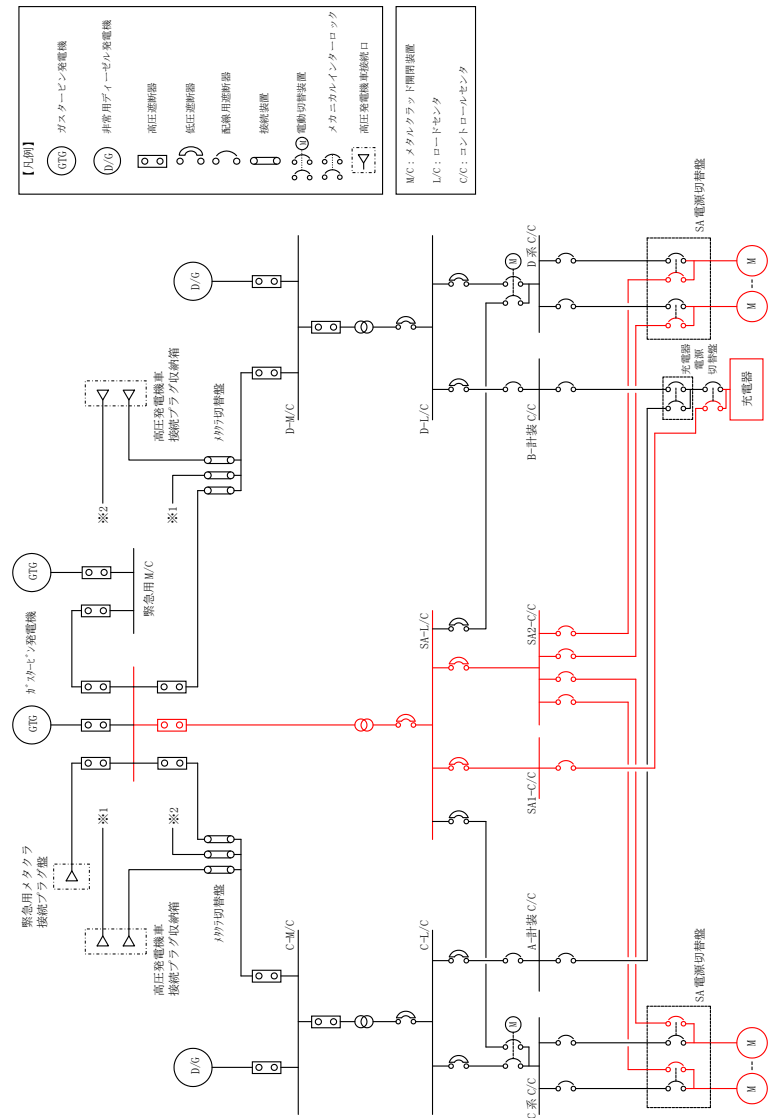
(可搬型直流電源設備による給電)

(AM 用直流 125V 充電器による給電) (7 号炉)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1736 1150 2507 1270">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）</p>	<p data-bbox="2537 210 2804 556">・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 ①の相違により電源供給対象の充電器の範囲が異なる。</p>

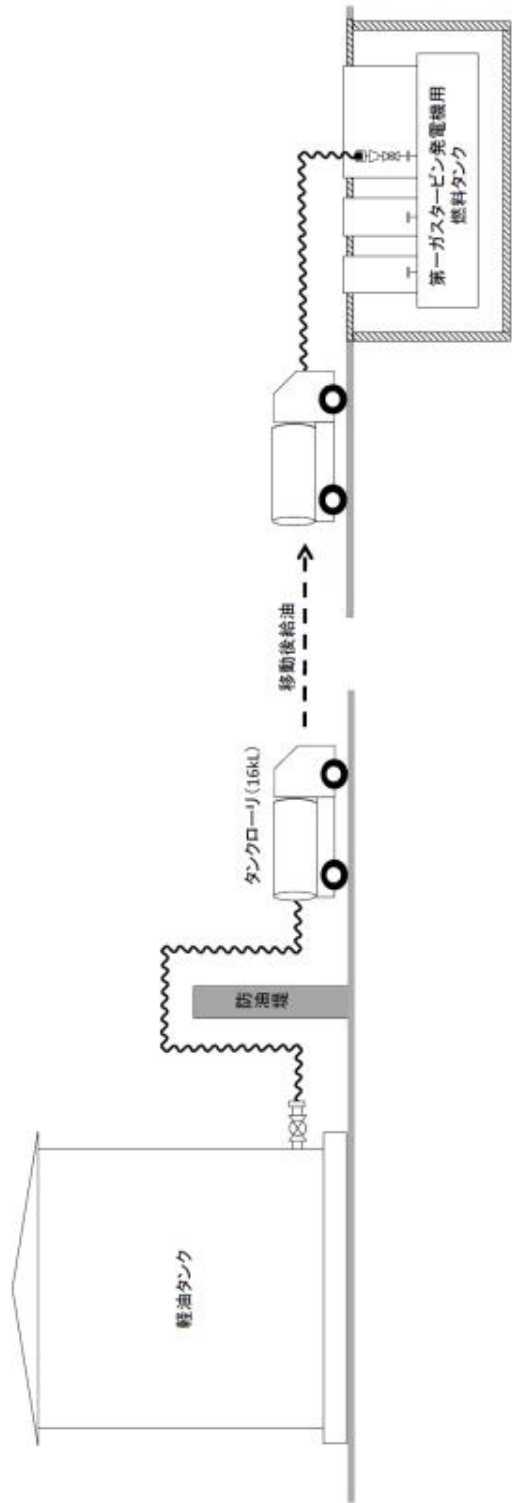


第 3.14-16 図 代替電源設備系統概要図  
(代替所内電気設備による給電)

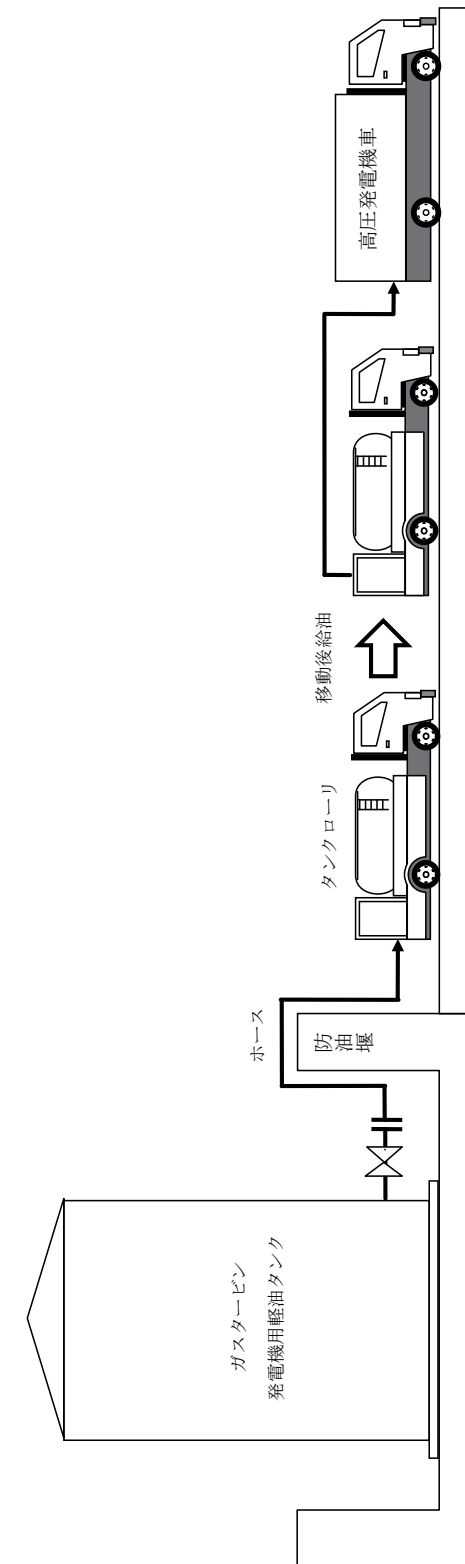


第 3.14-18 図 代替電源設備系統概要図 (代替所内電気設備による給電)

・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



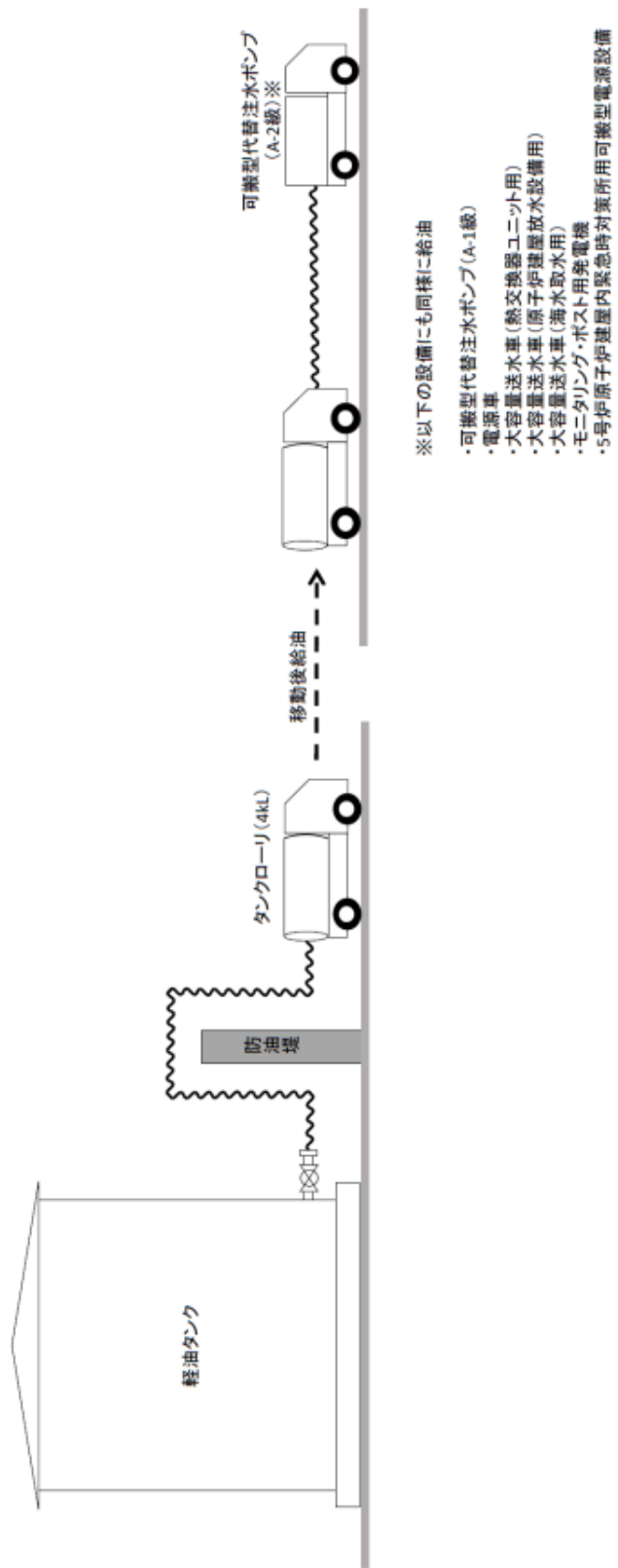
第 3.14-17 図 代替電源設備系統概要図  
(タンクローリ (16kL) による給油)



※以下の設備にも同様に給油  
 ・大量送水車  
 ・大型送水ポンプ車  
 ・可搬式窒素供給装置

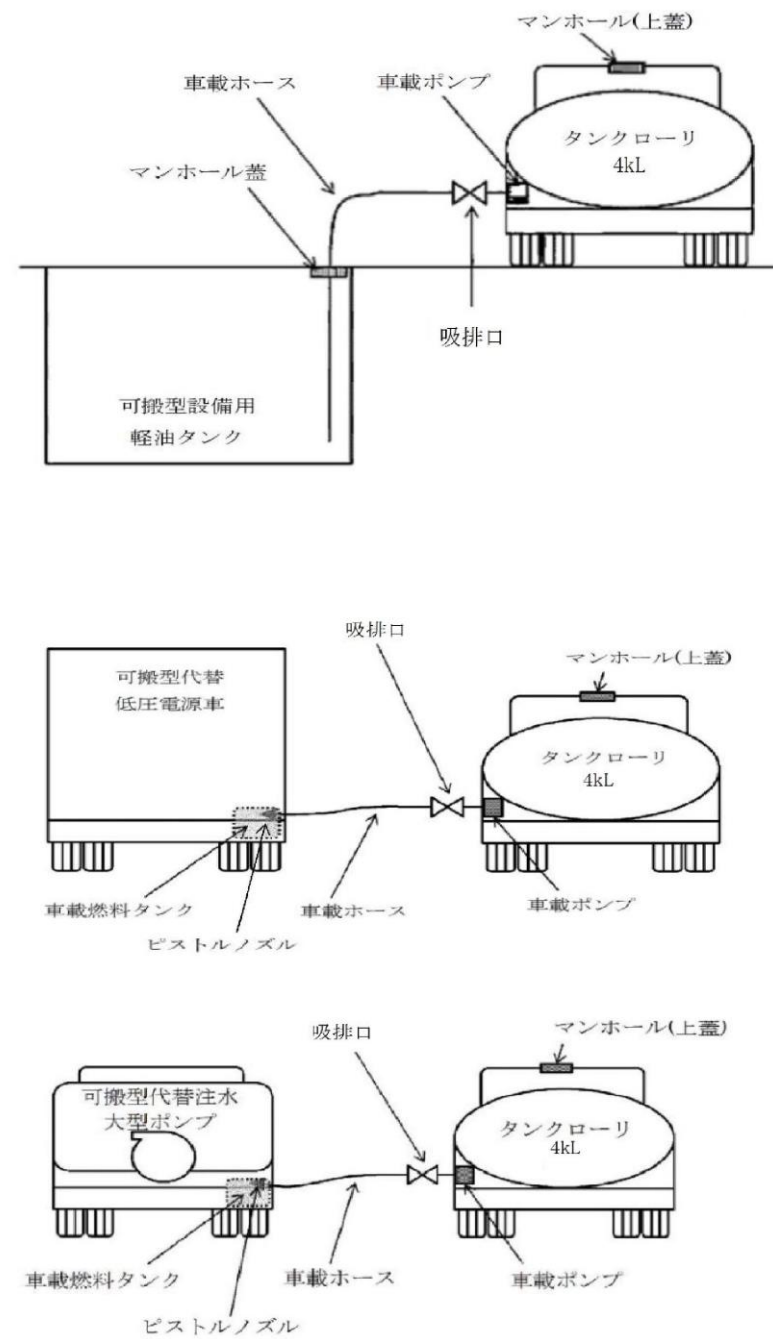
第 3.14-19 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリによる給油)

・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



※以下の設備にも同様に給油  
 ・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)  
 ・電源車  
 ・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  
 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備

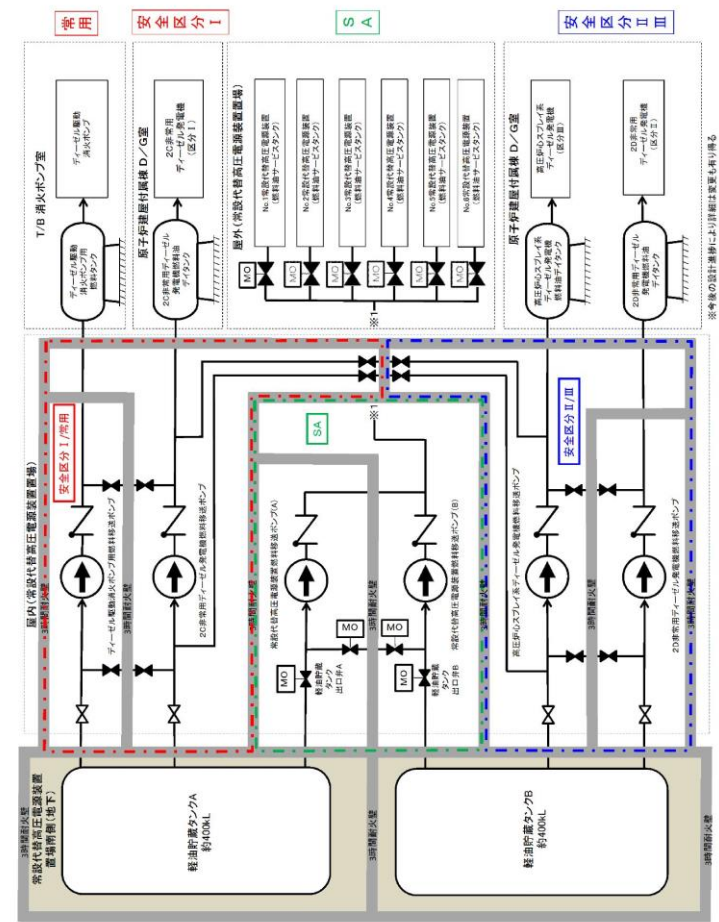
第 3.14-18 図 代替電源設備系統概要図  
 (タンクローリ (4kL) による給油)



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)

・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





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
<p>3.14.1.2 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>3.14.1.2.1 非常用交流電源設備</p> <p>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。</p> <p>非常用交流電源設備は、重大事故等時に <u>ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</u>、<u>ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>高圧炉心注水系</u>、<u>代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)</u>、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>、<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u>、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</u>、<u>原子炉補機冷却系</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</u>、<u>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</u>、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</p>	<p>10.1.2 重大事故等時</p> <p>10.1.2.1 非常用交流電源設備</p> <p>10.1.2.1.1 概要</p> <p>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。</p> <p>非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は、<u>ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</u>、<u>ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>過渡時自動減圧機能</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u>、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)</u>、<u>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)</u>、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>中央制御室換気系</u>、<u>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。</u></p> <p>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。</p> <p>10.1.2.1.2 設計方針</p> <p>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。</p> <p>10.1.2.1.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</p>	<p>3.14.1.2 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>3.14.1.2.1 非常用交流電源設備</p> <p>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。</p> <p>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 <u>代替制御棒挿入機能 (ARI)</u>、<u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>代替自動減圧機能</u>、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>、<u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u>、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u>、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</u>、<u>原子炉補機冷却系</u>、<u>格納容器代替スプレイ (常設)</u>、<u>格納容器代替スプレイ (可搬型)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード)</u>、<u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>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。</p> <p><u>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。</u></p> <p>3.14.1.2.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</p>	<p>備考</p> <p>・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、⑩の相違)</p> <p>・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。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.1.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機、燃料デイトンク、軽油タンク及び燃料移送ポンプ</u>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。</p> <p>3.14.1.2.1.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機及び燃料デイトンク</u>は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用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。</p> <p><u>軽油タンク及び燃料移送ポンプ</u>は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>10.1.2.1.2.2 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>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トンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク、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</u>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。</p> <p>10.1.2.1.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>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ト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トンク</u>は、<u>原子炉建屋原子炉棟外</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>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</u>は、<u>原子炉建屋棟外</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>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</u>の操作は、中央制御室から可能な設計とする。</p> <p><u>軽油貯蔵タンク</u>は、<u>常設代替高圧電源装置置場地下（南側）</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>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</u>は、<u>屋内（常設代替高圧電源装置置場）</u>に設置し、<u>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</u>は<u>取水ポンプエリア</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>3.14.1.2.1.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>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、ディーゼル燃料デイトンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプ</u>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。</p> <p>3.14.1.2.1.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>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及びディーゼル燃料デイトンク</u>は、<u>原子炉建物付属棟</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>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</u>の操作は、中央制御室から可能な設計とする。</p> <p><u>ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料移送ポンプ</u>は、<u>屋外</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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。</p> <p>(以下、㊸の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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。</p> <p>㊸の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.1.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.1.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>10.1.2.1.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。<u>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</u>は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>10.1.2.1.3 主要設備及び仕様</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>10.1.2.1.4 試験検査</p> <p>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。</p> <p><u>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</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p><u>2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料油ディ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ィタンク</u>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。</p> <p><u>軽油貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>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可能な設計とする。</p> <p><u>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</u>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。</p> <p><u>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心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>3.14.1.2.1.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。<u>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</u>は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p>3.14.1.2.1.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>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</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p><u>ディーゼル燃料ディタンク</u>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。</p> <p><u>ディーゼル燃料貯蔵タンク</u>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。</p> <p>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。</p> <p><u>ディーゼル燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ㊸の相違</p> <p>・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。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ㊸の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ㊸の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																
<p align="center"><b>第3.14-2表 非常用交流電源設備の主要機器仕様</b></p> <p>(1) 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="172 384 905 1108"> <tr> <td colspan="2">非常用ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>エンジン</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約5,000kW/台(連続)</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約13秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> <tr> <td>発電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>横軸回転界磁3相同期発電機</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,250kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>50Hz</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td></td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約550kL/基</td> </tr> </table>	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	<p align="center"><b>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</b></p> <p>(1) エンジン</p> <p>a. 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1113 384 1676 693"> <tr> <td>型式</td> <td>V型</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約5,500kW/台</td> </tr> <tr> <td>回転数</td> <td>429rpm</td> </tr> <tr> <td>起動方式</td> <td>圧縮空気起動</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約10秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> </table> <p>b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1113 1186 1676 1495"> <tr> <td>型式</td> <td>V型</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約3,050kW</td> </tr> <tr> <td>回転数</td> <td>429rpm</td> </tr> <tr> <td>起動方式</td> <td>圧縮空気起動</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約10秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> </table> <p>(2) 発電機</p> <p>a. 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1113 1585 1676 1894"> <tr> <td>型式</td> <td>横軸回転界磁三相交流発電機</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,500kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.80(遅れ)</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>50Hz</td> </tr> </table>	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	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	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	<p align="center"><b>第3.14-2表 非常用交流電源設備の主要機器仕様</b></p> <p>(1) 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1757 384 2490 1014"> <tr> <td colspan="2">非常用ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>機関</td> <td></td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>V形4サイクル単動無気噴射式</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約6,150kW/台(連続)</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約10秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> <tr> <td>発電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>三相同期発電機</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約7,300kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>60Hz</td> </tr> </table> <p>(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1757 1186 2490 1816"> <tr> <td colspan="2">高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>機関</td> <td></td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>V形4サイクル単動無気噴射式</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約3,480kW/台(連続)</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約13秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> <tr> <td>発電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>三相同期発電機</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約4,000kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>60Hz</td> </tr> </table>	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	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	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	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	<p>・設備の相違</p> <p>【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</p> <p>【柏崎6/7】 ㊸の相違</p>
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																																																																																																																																		
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																																																																																																																																		
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																																																																																																																																		
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																																																																																																																																		
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	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																																																																																																																																		
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	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																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
	<p>回 転 数 429rpm</p> <p>b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</p> <p>型 式 横軸回転界磁三 相交流発電機</p> <p>台 数 1</p> <p>容 量 約 3,500kVA</p> <p>力 率 0.80 (遅れ)</p> <p>電 圧 6.9kV</p> <p>周 波 数 50Hz</p> <p>回 転 数 429rpm</p> <p>(3) 軽油貯蔵タンク</p> <p>型 式 横置円筒形</p> <p>基 数 2</p> <p>容 量 約 400kL/基</p> <p>使 用 燃 料 軽油</p>	<p>(3) ディーゼル燃料貯蔵タンク</p> <table border="1" data-bbox="1751 697 2487 1104"> <thead> <tr> <th colspan="2" data-bbox="1751 697 2487 745">ディーゼル燃料貯蔵タンク</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1751 745 1964 926">ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量</td> <td data-bbox="1964 745 2487 926">2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用) 約 170kL/基</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1751 926 1964 1104">ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量</td> <td data-bbox="1964 926 2487 1104">3 (非常用) 約 100kL/基</td> </tr> </tbody> </table>	ディーゼル燃料貯蔵タンク		ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量	2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用) 約 170kL/基	ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量	3 (非常用) 約 100kL/基	
ディーゼル燃料貯蔵タンク									
ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量	2 (非常用), 1 (高圧炉心スプレイ系用) 約 170kL/基								
ディーゼル燃料貯蔵タンク 基 数 容 量	3 (非常用) 約 100kL/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
<p>3.14.1.2.2 非常用直流電源設備</p> <p>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。</p> <p>非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から<u>12時間</u>、<u>蓄電池（非常用）</u>から電力を供給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.2.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>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。</p>	<p>10.1.2.2 非常用直流電源設備</p> <p>10.1.2.2.1 概要</p> <p>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。</p> <p>非常用直流電源設備のうち<u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>10.1.2.2.2 設計方針</p> <p>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。</p> <p>10.1.2.2.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</p> <p>10.1.2.2.2.2 容量等</p> <p>基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>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。</u></p>	<p>3.14.1.2.2 非常用直流電源設備</p> <p>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。</p> <p>非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から<u>8時間</u>、<u>非常用蓄電池</u>から電力を供給できる設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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（<u>設計基準拡張</u>）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>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。</p>	<p>・設備及び運用の相違</p> <p><b>【柏崎6/7，東海第二】</b></p> <p>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5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。</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>及びそれに充電する充電器は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.2.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>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。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>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。</p>	<p>10.1.2.2.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>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</u>は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>10.1.2.2.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。</p> <p>10.1.2.2.3 主要設備及び仕様</p> <p>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。</p> <p>10.1.2.2.4 試験検査</p> <p>基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>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</u>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。</p> <p><u>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</u>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。</p>	<p>3.14.1.2.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>及びそれに充電する充電器は、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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。</p> <p>3.14.1.2.2.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>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。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>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。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>設備設置場所の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																				
<p align="center"><u>第3.14-3表 非常用直流電源設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) <u>蓄電池 (非常用)</u> 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</p> <table border="1" data-bbox="192 472 878 926"> <thead> <tr> <th colspan="2">直流 125V 蓄電池</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蓄電池</td> <td></td> </tr> <tr> <td>組数</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約 10,000Ah (1組) 約 3,000Ah (2組) 約 2,200Ah (1組)</td> </tr> <tr> <td>充電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>5 (予備2台)</td> </tr> <tr> <td>充電方式</td> <td>浮動 (常時)</td> </tr> </tbody> </table>	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)	<p align="center"><u>第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様</u></p> <p>(1) 蓄電池</p> <p>非常用</p> <table border="1" data-bbox="1023 388 1706 1144"> <tbody> <tr> <td>型式</td> <td>鉛蓄電池</td> </tr> <tr> <td>組数</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>セル数</td> <td>125V系A系 120 B系 120 HPCS系 58</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>中性子モニタ用A系 24 B系 24 125V系A系 125V B系125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V 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</td> </tr> </tbody> </table> <p>常用</p> <table border="1" data-bbox="1023 1186 1484 1417"> <tbody> <tr> <td>型式</td> <td>鉛蓄電池</td> </tr> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>セル数</td> <td>116</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>250V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約2,000Ah</td> </tr> </tbody> </table>	型式	鉛蓄電池	組数	5	セル数	125V系A系 120 B系 120 HPCS系 58	電圧	中性子モニタ用A系 24 B系 24 125V系A系 125V B系125V	容量	HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V 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	型式	鉛蓄電池	組数	1	セル数	116	電圧	250V	容量	約2,000Ah	<p align="center"><u>第3.14-3表 非常用直流電源設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) <u>非常用蓄電池</u> 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</p> <table border="1" data-bbox="1745 472 2493 1102"> <thead> <tr> <th></th> <th>115V系蓄電池</th> <th>230V系蓄電池</th> <th>±24V系蓄電池</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蓄電池</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>組数</td> <td>3</td> <td>1</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>115V</td> <td>230V</td> <td>±24V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約4,500Ah (1組) 約1,200Ah (1組) 約500Ah (1組)</td> <td>約1,500Ah (1組)</td> <td>約90Ah (2組)</td> </tr> <tr> <td>充電器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>5 (予備1台)</td> <td>1</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>充電方式</td> <td>浮動 (常時)</td> <td>浮動 (常時)</td> <td>浮動 (常時)</td> </tr> </tbody> </table>		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)	<p>・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</p>
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)																																																																						
型式	鉛蓄電池																																																																						
組数	5																																																																						
セル数	125V系A系 120 B系 120 HPCS系 58																																																																						
電圧	中性子モニタ用A系 24 B系 24 125V系A系 125V B系125V																																																																						
容量	HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V 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																																																																						
型式	鉛蓄電池																																																																						
組数	1																																																																						
セル数	116																																																																						
電圧	250V																																																																						
容量	約2,000Ah																																																																						
	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)																																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) 充電器 非常用 (予備充電器は常用)</p> <p>型 式 シリコン整流器</p> <p>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</p> <p>充 電 方 式 浮動</p> <p>冷 却 方 式 自然通風</p> <p>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 单相 50Hz 120V B系 单相 50Hz 120V</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>常用            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</p> <p>(3) 直流母線            非 常 用            個 数 5            電 圧 125V 系 A 系 125V                      B 系 125V                      H P C S 系 125V                      中性子モニタ用 A 系 ±24V                              B 系 ±24V</p> <p>常用            個 数 1            電 圧 250V</p>		

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

まとめ資料比較表〔第58条 計装設備〕

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 15 計装設備【58 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b> (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第 58 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること</p>	<p>6. 4 計装設備(重大事故等対処設備)</p>	<p>3. 15 計装設備【58 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b> (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第 58 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	



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



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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」にて記載する。</p> <p>3.15.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、<u>チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.15.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、<u>6号及び7号炉で共用する設計とする。</u></p>	<p>通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については、「<u>10.2 代替電源設備</u>」にて記載する。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「<u>1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「<u>3.14 電源設備</u>」にて記載する。</p> <p>3.15.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに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、<u>パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、<u>電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.15.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。</u></p>	<p>メータの記載なし)</p> <p>・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、電氣的分離により悪影響防止を図っている (記載表現の相違 柏崎6/7は補助パラメータの記載なし)</p> <p>・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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、<u>6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>3.15.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li>・<u>格納容器内水素濃度</u></li> </ul>	<p>6.4.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「<u>1.1.7.2 容量等</u>」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> </ul>	<p><u>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>3.15.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>格納容器水素濃度</u></li> </ul>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は単独申請であるが、島根 3 号炉と廃炉プラントである島根 1 号炉を考慮して記載)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、BWR-5 設計のため、低圧炉心スプレイポンプを有する (以下、②の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>柏崎 6/7 は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度 (2 個) と新たに設置した格納容器内水素濃度 (S A) (2 個) を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器内</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域モニタ</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域モニタ</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域計装</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</u></li> <li>・ <u>中性子源領域計装</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力</u></li> </ul>	<p>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 (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)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二は、起動領域計装 (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)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、原子炉補機冷却水系系統流量と同じ流量である残留熱除去系熱交換器冷却水流量を残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータと整理している (以下, ⑤の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・<u>格納容器内酸素濃度</u></li>                  <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li>                  <li>・<u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li>   <li>・<u>格納容器酸素濃度</u></li>                  <li>・<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u></li> </ul>	<p>島根2号炉は, サプレッション・プール水位 (SA) の重要代替監視パラメータとして整理している (以下, ⑥の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 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 (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)</li> <li>・設備の相違 【東海第二】</li> </ul>



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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u></li>   <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置入口圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サプレッション・プール水位</u></li>   <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置圧力</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サプレッション・プール水位 (SA)</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル水位</u></li>   <li>・ <u>ペDESTAL水位</u></li> <li>・ <u>格納容器水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>スクラバ容器水位</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器圧力</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器温度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, R P V 破損前に原子炉格納容器ペDESTAL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)</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は, 格納容器内に直接測定する水素濃度計を設置しているが, 島根 2号炉は, サンプリング式の水素濃度計を設置している (以下, ⑬の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 残留熱代替除去系の温度を残留熱除去系熱交換器出口温度により確認する整理としている (以下, ⑭の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 格納容器フィルタベント系の</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置水素濃度</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> </ul>	<p>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)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 第1ベントフィルタ出口水素濃度を可搬型で採用している (以下, ⑯の相違)</li> <li>・ 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)</li> <li>・ 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)</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></li>            <li>・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></li>    <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u></li> <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u></li>        <li>・ <u>代替淡水貯蔵槽水位</u></li> <li>・ <u>西側淡水貯水設備水位</u></li>        <li>・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> <li>【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, ⑱の相違)</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【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)</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【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)</li> <li>・ 設備の相違</li> <li>【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)</li> </ul>

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

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



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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u></li>   <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外、タービン建屋内又は廃棄物処理建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</u></li>   <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建屋廃棄物処理棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉建物水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></li> <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>格納容器酸素濃度</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ (SA)</u></li> <li>・ <u>ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力 (B系)</u></li> <li>・ <u>RCWサージタンク水位</u></li>   <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、<u>原子炉建物付属棟内及びその他の建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>代替注水流量 (常設)</u></li>   <li>・ <u>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</u></li> </ul> </ul>	<p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧, ⑭の相違</p> <p>(記載表現の相違 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし)</p> <p>(記載表現の相違 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違, 設置場所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑳の相違</p> <p>【東海第二】 設置場所の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置入口圧力</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置水素濃度</u></li> <li>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (6号炉)</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分I, II, 7号炉)</u></li> <li>・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></li> <li>・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (B系)</u></li> <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u></li> <li>・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u></li> <li>・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>スクラバ容器水位</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器圧力</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器温度</u></li> <li>・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)</u></li> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></li> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u></li> <li>・ <u>C-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>D-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u></li> <li>・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑯の相違, 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑳の相違</li> <li>・ 設備の相違 【東海第二】 ㉑の相違</li> <li>(記載箇所の相違)</li> <li>(記載表現の相違 柏崎 6/7 は補助パラ メータの記載なし)</li> </ul>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>れる重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 表示装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>コントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>3.15.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> </ul>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) の SPDS データ収集サーバは、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送サーバは、<u>緊急時対策所</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>3.15.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設置場所の相違</p> <p>・設備の相違</p>



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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li> <li>・ <u>緊急用M/C電圧</u></li> <li>・ <u>緊急用P/C電圧</u></li> <li>・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉建物水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></li> <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)</u></li> <li>・ <u>緊急用メタクラ電圧</u></li> <li>・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>SA用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</u></li> <li>・ <u>ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<p>【柏崎 6/7】 ⑫の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑪の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違</p> <p>(記載表現の相違 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違, 記載箇所の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦, ⑯の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑱の相違</p>

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

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

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



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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(9) <u>高圧炉心注水系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1,000m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(12) <u>残留熱除去系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 0~1,500m<sup>3</sup>/h</p> <p>(14) <u>ドライウェル雰囲気温度</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~300℃</p>	<p>(15) <u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 <u>0~500L/s</u></p> <p>(16) <u>残留熱除去系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 <u>0~600L/s</u></p> <p>(17) <u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 <u>0~600L/s</u></p> <p>(13) <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~150m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(21) <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(22) <u>ドライウェル雰囲気温度</u> 個 数 <u>8</u> 計測範囲 0~300℃</p> <p>(25) <u>格納容器下部水温</u> <u>ペDESTAL床面高さ 0m 検知用<sup>*3</sup></u> 個 数 <u>5</u> 計測範囲 <u>0~500℃</u></p>	<p>(15) <u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~1500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(16) <u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 <u>0~1500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(17) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉プラント・プロセス計装</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~1500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(18) <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~50m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(19) <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~150m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(20) <u>ドライウェル温度 (S A)</u> 個 数 <u>7</u> 計測範囲 0~300℃</p> <p>(21) <u>ペDESTAL温度 (S A)</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(22) <u>ペDESTAL水温度 (S A)</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(記載表現の相違 柏崎 6/7, 東海第二 は, ドライウェル雰囲気 温度にペDESTAL温度 を含んだパラメータと している)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(15) サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(16) サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>個 数 <u>3</u></p> <p>計測範囲 0~200℃</p> <p>(17) 格納容器内圧力 (D/W)</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 0~1,000kPa[abs]</p> <p>(18) 格納容器内圧力 (S/C)</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 <u>0~980.7kPa[abs]</u></p> <p>(19) サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 <u>-6~11m</u> <u>(T. M. S. L. -7, 150~+9, 850mm) *3</u></p> <p>(20) 格納容器下部水位</p> <p>個 数 <u>3</u></p> <p>計測範囲 <u>+1m, +2m, +3m</u> <u>(T. M. S. L. -5, 600mm, -4, 600mm,</u> <u>-3, 600mm) *3</u></p>	<p><u>ペDESTアル床面高さ+0.2m 検知用*3</u></p> <p>個 数 <u>5</u></p> <p>計測範囲 <u>0~500℃</u></p> <p>(23) サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0~200℃</p> <p>(24) サプレッション・プール水温度</p> <p>個 数 <u>3</u></p> <p>計測範囲 0~200℃</p> <p>(26) ドライウエル圧力</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~1MPa [abs]</u></p> <p>(27) サプレッション・チェンバ圧力</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 <u>0~1MPa [abs]</u></p> <p>(28) サプレッション・プール水位</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 <u>-1m~9m</u> <u>(EL. 2, 030mm~12, 030mm) *4</u></p> <p>(29) 格納容器下部水位</p> <p><u>ペDESTアル床面高さ+0.50m 検知用*3</u></p> <p>個 数 <u>2</u></p> <p>計測範囲 <u>EL. 12, 306mm</u></p> <p><u>ペDESTアル床面高さ+0.95m 検知用*3</u></p> <p>個 数 <u>2</u></p> <p>計測範囲 <u>EL. 12, 756mm</u></p> <p><u>ペDESTアル床面高さ+1.05m 検知用*3</u></p> <p>個 数 <u>2</u></p>	<p>(23) サプレッション・チェンバ温度 (S A)</p> <p>個 数 <u>2</u></p> <p>計測範囲 <u>0~200℃</u></p> <p>(24) サプレッション・プール水温度 (S A)</p> <p>個 数 <u>2</u></p> <p>計測範囲 0~200℃</p> <p>(25) ドライウエル圧力 (S A)</p> <p>個 数 <u>2</u></p> <p>計測範囲 <u>0~1000kPa[abs]</u></p> <p>(26) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)</p> <p>個 数 <u>2</u></p> <p>計測範囲 <u>0~1000kPa[abs]</u></p> <p>(27) サプレッション・プール水位 (S A)</p> <p>個 数 <u>1</u></p> <p>計測範囲 <u>-0.80~5.50m**2</u></p> <p>(28) ドライウエル水位</p> <p>個 数 <u>3</u></p> <p>計測範囲 <u>-3.0m, -1.0m, +1.0m**3</u></p> <p>(29) ペDESTアル水位</p> <p>個 数 <u>4</u></p> <p>計測範囲 <u>+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m**4</u></p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(25) <u>起動領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数            <u>10</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>                    <u>0~40%又は0~125%</u>                     <u><math>(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(26) <u>平均出力領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数            <u>4</u><sup>*4</sup> 計測範囲        0~125%                     <math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>(27) <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        <u>0~200°C</u></p> <p>(28) <u>フィルタ装置水位</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~6,000mm</u></p> <p>(29) <u>フィルタ装置入口圧力</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p>	<p>(33) <u>起動領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9</math>                     <math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>                    <u>0~40%又は0~125%</u>                     <u><math>(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13}</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(34) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数            <u>2</u><sup>*5</sup> 計測範囲        0~125%                     <u><math>(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14}</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(41) <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~100°C</u></p> <p>(35) <u>フィルタ装置水位</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>180mm~5,500mm</u></p> <p>(36) <u>フィルタ装置圧力</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p> <p>(37) <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~300°C</p>	<p>(34) <u>中性子源領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装</p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>(35) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装</p> <p>個 数            <u>6</u><sup>*5</sup> 計測範囲        0~125%                     <u><math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(36) <u>スクラバ容器水位</u></p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <input type="text"/></p> <p>(37) <u>スクラバ容器圧力</u></p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p> <p>(38) <u>スクラバ容器温度</u></p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <u>0~300°C</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(30) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>mSv/h</u></p> <p>(31) <u>フィルタ装置水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p> <p>(32) <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~50kPa</u></p> <p>(33) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>pH0~14</u></p> <p>(34) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>mSv/h</u></p> <p>(35) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(38) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> <u>第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</u></p> <p>(39) <u>フィルタ装置入口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p> <p>(40) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> <u>第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</u></p> <p>(42) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(39) <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 <u>1</u> 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>Sv/h</u> <u>10<sup>-3</sup>~10<sup>4</sup>mSv/h</u></p> <p>(40) <u>第1ベントフィルタ出口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>1(予備1)</u> 計測範囲 <u>0~20vol%/0~100vol%</u></p> <p>(41) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200℃</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(36) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(37) <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>6号炉 区分I, II 0~4,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>区分III 0~3,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>7号炉 区分I, II 0~3,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>区分III 0~2,000m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(38) <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>6号炉 0~2,000m<sup>3</sup>/h</u> <u>7号炉 0~1,500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(40) <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~3.5MPa[gage]</u></p>	<p>(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p> <p>(44) <u>残留熱除去系海水系系統流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~550L/s</u></p> <p>(54) <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(45) <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~800m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(46) <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>0~50m<sup>3</sup>/h</u></p>	<p>(42) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200℃</u></p> <p>(43) <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~1500m<sup>3</sup>/h</u></p> <p>(44) <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~4MPa[gage]</u></p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(41) <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>6号炉 0~16m</u> <u>7号炉 0~17m</u></p> <p>(42) <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 <u>0~2MPa [gage]</u></p> <p>(39) <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0~12MPa [gage]</p>	<p>(47) <u>代替淡水貯蔵水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~20m</u></p> <p>(48) <u>西側淡水貯水設備水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~6.5m</u></p> <p>(49) <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(50) <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p> <p>(52) <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(53) <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(55) <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(51) <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p>	<p>(45) <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~1500m<sup>3</sup> (0~12542mm)</u></p> <p>(46) <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(47) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(48) <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~12MPa [gage]</u></p> <p>(49) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p> <p>(50) <u>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~3MPa [gage]</u></p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,224cm)</p> <p>*2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)</p> <p>*3: T. M. S. L. = 東京湾平均海面</p> <p>*4: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。</p>	<p>※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)</p> <p>※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)</p> <p>※3 ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm) からの高さ</p> <p>※4 基準点は通常運転水位: EL. 3, 030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm)</p> <p>※5 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。</p>	<p>※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1328cm)。</p> <p>※2: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。</p> <p>※3: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。</p> <p>※4: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。</p> <p>※5: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。</p>	

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における炉内中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				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2				重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [gauge]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機が安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包摂されており、監視可能である。	
	原子炉圧力 (SA) *2				原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (広帯域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	1
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度*1				「②原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *2	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位計測範囲 (レベル3~8) 及び有効検出範囲まで監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000~1300mm*3	-3680~4813mm*3,7		
	原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7		
	原子炉水位 (SA) *2	1	-8000~3500mm*3			
	高圧代替注水系統流量*1					
復水補給水系統流量 (DR B 系代替注水流量) *1						
復水補給水系統流量 (DR B 系代替注水流量) *1						
原子炉隔離時冷却系統流量*1						
高圧炉心注水系統流量*1						
残留熱除去系流量*1						
原子炉圧力*1					「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉圧力 (SA) *1					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
格納容器内圧力 (S/C) *1					「②原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	

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

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0~500℃	最大値：302℃	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、500℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2	2	0~10MPa [gauge]	最大値：8.29MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.91MPa [gauge]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機が安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包摂されており、監視可能である。	
	原子炉圧力 (SA) *2	1	0~11MPa [gauge]	最大値：8.29MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		

※1：重要監視パラメータ  
※2：重要代替監視パラメータ  
※3：基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器等レベルより1328cm)。 ※4：基準点はサブプレッシャーレベル (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：局部出力順風計の検出器は124個あり、平均出力順風計の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には検出しない。  
※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気発生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108t/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上層 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

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



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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における原子炉圧力容器内の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、350℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「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。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力*2				重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [Gage]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包含されており、監視可能である。	
	原子炉圧力 (SA) *2				原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.02MPa [Gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [Gage]) を監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (燃料域) *1	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]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包含されており、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 (8.02MPa [Gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [Gage]) を監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *2	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*4,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000~1300mm*3	-6680~4813mm*4,7		
	原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*4,7		
	原子炉水位 (SA) *2	1	-8000~3500mm*3			
	高圧代替注水系統流量*1					
原子炉圧力*1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉圧力 (SA) *1				「④原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
格納容器内圧力 (S/C) *1				「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
① 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3, 800mm~1, 500mm*5	-3, 800mm~1, 400mm*5,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒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*6,8		
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2	1	-3, 800mm~1, 500mm*5	-3, 800mm~1, 400mm*5,7		
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2	1	-3, 800mm~1, 300mm*6	397mm~1, 300mm*6,8		
	高圧代替注水系統流量*1					
	低圧代替注水系統流量*1 (常設ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量*1 (常設ライン燃料域用) *1					
	低圧代替注水系統流量*1 (可搬ライン用) *1					
	低圧代替注水系統流量*1 (可搬ライン燃料域用) *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統流量*1						
高圧炉心スプレイス系統流量*1						
残留熱除去系統流量*1						
低圧炉心スプレイス系統流量*1						
原子炉圧力*1				「④原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉圧力 (SA) *1				「④原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッシャ・チェンバ圧力*1				「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種数
① 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-400~150cm*3	-559~132cm*3	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-800~300cm*3			
	原子炉水位 (SA) *2	1	-900~150cm*3			
	高圧原子炉代替注水流量*1					
	代替注水流量 (常設) *1					
	低圧原子炉代替注水流量*1					
	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用) *1					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量*1					
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量*1					
	残留熱除去ポンプ出口流量*1					
低圧炉心スプレイスポンプ出口流量*1						
残留熱除去系原子炉注水流量*1						
原子炉圧力*1				「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 (SA) *1				「④原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッシャ・チェンバ圧力 (SA) *1				「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		

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

\*1: 重要監視パラメータ \*2: 重要代替監視パラメータ \*3: 基準点は炉心スプレイスポンプ出口より 1328cm \*4: 基準点はサブプレッシャ・チェンバ圧力 (E15610) \*5: 基準点は燃料棒有効長底部 (E110100) \*6: 基準点は燃料棒有効長底部 (E15706) \*7: 局所出力領域計測の検出器は 124 個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は断水。 \*9: 炉心相違は原子炉停止後の経過時間における格納容器内冷却系流量レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心相違した場合の判断値は約 105v/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心相違しないことからこの値を下回る。 \*10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (E135518) \*11: 検出点は 7 箇所。

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別		
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	高圧代替注水系統の最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1		
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系統の最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~727m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系統の最大注水量 (727m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	復水供給水系統流量 (RR A系代替注水流量)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR A系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	復水供給水系統流量 (RR B系代替注水流量)	1	0~350m <sup>3</sup> /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR B系ライン) における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	残留熱除去系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系統の最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「④本機の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				「⑤原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑥原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) *1				「⑦原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (SA) *1				「⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	⑤ 原子炉圧力容器への注水量	復水供給水系統流量 (RR B系代替注水流量)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1
	⑥ 原子炉隔離時冷却系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) *1	1				復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系統の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
⑦ 原子炉圧力容器内の注水量	格納容器内圧力 (D) *1	1	0~300℃	最大値: 138℃	「④本機の確保」を監視するパラメータと同じ。			
⑧ 原子炉圧力容器内の注水量	格納容器内圧力 (S/C) *1	1	0~300℃	最大値: 138℃	「⑤原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
⑨ 原子炉圧力容器内の注水量	格納容器下部水位*1	2	0~300℃	最大値: 138℃	「⑥原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	1		
⑩ 原子炉圧力容器内の注水量	ドライウエル雰囲気温度*2	1	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の限界圧力 (DR: 600kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約 166℃) を監視可能。	1		
⑪ 原子炉圧力容器内の注水量	サブプレッション・チェンバ・プール温度*2	3	0~200℃		格納容器の限界圧力 (DR: 600kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約 166℃) を監視可能。			
⑫ 原子炉圧力容器内の注水量	格納容器内圧力 (D) *1	1			「④本機の確保」を監視するパラメータと同じ。			
⑬ 原子炉圧力容器内の注水量	格納容器内圧力 (S/C) *1	1			「⑤原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0~50L/s	-**	常設高圧代替注水系統の最大注水量 (38L/s) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系統の最大注水量 (40L/s) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0~500m <sup>3</sup> /h	438L/s	高圧炉心スプレイ系統の最大注水量 (438L/s) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (378m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系統原子炉注水流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	代替循環冷却系統による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系統の最大注水量 (470L/s) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系統の最大注水量 (456L/s) を監視可能。	
	代替淡水貯槽水位*1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	西側淡水貯槽設備水位*1				「⑤原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水位*1				「⑥原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑦原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉水位 (燃料域) *1				「⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (S.A.広帯域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (S.A.燃料域) *1				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別		
④ 原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧原子炉代替注水流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	高圧原子炉代替注水系統の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	1		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	代替注水流量 (常設)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	低圧原子炉代替注水系統の最大注水量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	低圧原子炉代替注水流量	2	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) における最大注水量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、附属熱当量の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0~50m <sup>3</sup> /h	-**				
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	残留熱代替注水流量	1	0~50m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替注水系統原子炉注水の最大注水量 (30 m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
	⑤ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	高圧原子炉代替注水流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**		高圧原子炉代替注水系統の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	
	⑥ 原子炉圧力容器内の注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90m <sup>3</sup> /h		原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	⑦ 原子炉圧力容器内の注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h		高圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	⑧ 原子炉圧力容器内の注水量	代替注水流量 (常設)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**		低圧原子炉代替注水系統の最大注水量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
⑨ 原子炉圧力容器内の注水量	低圧原子炉代替注水流量	2	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) における最大注水量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、附属熱当量の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
⑩ 原子炉圧力容器内の注水量	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0~50m <sup>3</sup> /h	-**				
⑪ 原子炉圧力容器内の注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1		
⑫ 原子炉圧力容器内の注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1314m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			
⑬ 原子炉圧力容器内の注水量	残留熱代替注水流量	1	0~50m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替注水系統原子炉注水の最大注水量 (30 m <sup>3</sup> /h) を監視可能。			

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器容積レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は最長、設計基準事故時は最長、設計基準事故時は最長。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (72m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR A系代替注水系)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR A系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)	1	0~350m <sup>3</sup> /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR B系ライン) における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「⑨原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	復水補給水系流量 (RR B系代替注水系)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	—**	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水系)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (300℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (300℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の境界圧力 (24~60MPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約106℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ。	

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故対処設備) (3/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~50L/s	—**	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (38L/s) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (375m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (75m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替隔離時冷却系原子炉注水流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	—**	代替隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	
代替復水貯蔵槽水位*1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ。		
西側復水貯水設備水位*1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・プール水位*1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (広帯域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (燃料域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA 広帯域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA 燃料域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位 (SA) *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	1
	低圧原子炉代替注水槽水位*1				「⑩水原の確保」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (燃料域) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉水位 (SA) *1				「⑨原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器基準レベルより1328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可換型 計測器個数
④ 原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (72m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水供給水系流量 (RR A系代替注水流)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR A系ライン) における最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水供給水系流量 (RR B系代替注水流)	1	0~350m <sup>3</sup> /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR B系ライン) における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (95m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *1				「⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *1				「⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	復水供給水系流量 (RR B系代替注水流)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1
	復水供給水系流量 (格納容器下部注水流)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ固体温度*2	1	0~300℃	最大値: 138℃	格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値: 97℃	格納容器の境界圧力 (24~620kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度 (約167℃) を監視可能。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		

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)	可換型 計測器個数
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ時における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可換ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	代替格納容器スプレイ冷却系 (可換型) による格納容器スプレイ時における最大注水量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水系 (常設又は可換型) による格納容器下部注水時における最大注水量 (80m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替淡水貯槽水位*1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	西側淡水貯槽水位*1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力*1				「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ注水流*1				「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水位*1				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度 (104℃) 及び原子炉格納容器の境界温度 (200℃) を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度*2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の境界圧力 (620kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約167℃) を監視可能。	
	(水温計 線アプリア格 下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル床面 0m) *7	-**	ベデスタル底部にアプリア格が落下した際の温度上昇又は高直のアプリア格検出器に検出し指示値がタウンスケールであることを検知すること。	
	(水温計 線アプリア格 下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル床面+0.2m) *7	-**	ベデスタル床面+0.2m 以上のアプリア格検出器を温度上昇又は高直のアプリア格検出器に検出し指示値がタウンスケールであることを検知可能。	
	ドライウエル圧力*1				「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ圧力*1				「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (D) *1				「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系格納容器スプレイ流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
低圧原子炉代替注水槽水位*1				「⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウエル圧力 (SA) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウエル水位*1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
ベデスタル水位*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。		
残留熱除去系原子炉注水流*1				「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
残留熱除去系ポンプ出口圧力*1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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)	可換型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器への注水量	代替注水流 (常設)				「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1
	格納容器代替スプレイ流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可換型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	ベデスタル代替注水流	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いたベデスタル代替注水系 (可換型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、排熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	ベデスタル代替注水流 (狭帯域用)	2	0~50m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いたベデスタル代替注水系 (可換型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、排熱相当の注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系格納容器スプレイ流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代替注水槽水位*1				「⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル圧力 (SA) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル水位*1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ベデスタル水位*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。	
残留熱除去系原子炉注水流*1				「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
残留熱除去系ポンプ出口圧力*1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下流 (原子炉格納容器レベルより 1328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (E15610)  
 ※5: 基準点は格納容器底部 (E110100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (E16706)  
 ※7: 局部出力領域計表の検出器は 124 個あり、平均出力領域計表の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は検出し、重大事故等時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 105nSv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※9: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (E135518) ※10: 検出点は 7 箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
④ 原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~72m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量(72m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	復水補給水系流量(RR A系代替注水流)	1	0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR A系ライン)における最大注水量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	復水補給水系流量(RR B系代替注水流)	1	0~350m <sup>3</sup> /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(6RR B系ライン)における最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(95m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	復水貯蔵槽水位(SA)*1				⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。		
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位(広帯域)*1				⑨原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位(SA)*1				④原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。		
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	復水補給水系流量(RR B系代替注水流)	1	0~150m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1	
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流)	1	0~100m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		
	格納容器内圧力(D/P)*1				⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内圧力(S/C)*1				⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器下部水位*1				⑩原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		1
	サブプレッション・チェンバ固体温度*2	1	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の限界圧力(2Pa:600Pa[gage])におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度(約166℃)を監視可能。		1
	格納容器内圧力(D/P)*1				⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内圧力(S/C)*1				⑩本機の確保を監視するパラメータと同じ。		

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(4/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑥ 原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ時における最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ時における最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量(250m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流	1	0~200m <sup>3</sup> /h	—**	格納容器下部注水系(常設又は可搬型)による格納容器下部注水時における最大注水量(80m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	代替淡水貯槽水位*1				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	西側淡水貯槽水位*1				⑩水源の確保を監視するパラメータと同じ。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力*1				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。	
	代替循環冷却系原子炉注水流*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。	
	サブプレッション・プール水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位*1				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
⑦ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度(104℃)及び原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度*2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。	
	(水温計兼アプリア格納容器下部水温下検知用)	5	0~500℃(ベデスタル探面)※7	—**	ベデスタル底部にアプリアが落下した際の温度上昇又は高温のアプリアが検出器に接触し指針重がダウンスケールすることを検知することでアプリア落下を検知可能。	
	(水温計兼アプリア格納容器下部水温下検知用)	5	0~500℃(ベデスタル探面+0.2m)※7	—**	ベデスタル底部+0.2m以上のアプリア検出器を温度上昇又は高温のアプリアと検出器の接触による指針重ダウンスケールにより検知可能。	
	ドライウエル圧力*1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ圧力*1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(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
⑧ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)*2	7	0~300℃	最大値:145℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
	ベデスタル温度(SA)*2	2	0~300℃	最大値:145℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	ベデスタル水温度(SA)	2	0~300℃	—**	ベデスタルに溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	
	サブプレッション・チェンバ温度(SA)*2	2	0~200℃	最大値:88℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・プール水温度(SA)*2	2	0~200℃	最大値:88℃	原子炉格納容器の限界圧力(2Pa:853kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約178℃)を監視可能。	
	ドライウエル圧力(SA)*1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)*1				⑩原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	

※1:重要代替監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器熱レベルより1328cm) ※4:基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。  
 ※5:基準点は格納容器底面(EL10100) ※6:基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。  
 ※7:局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9:炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。  
 ※10:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518) ※11:検出点は7箇所。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/P) ※2	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 206kPa[gage] 最小値: 177kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2Pd : 620kPa[gage]) を監視可能。	1
	ドライウエル蒸気温度※1	1	0~980.7kPa[abs]			
② 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~+11m (T.M.S.L.-7150~+9550mm) ※1	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~+1150mm) ※1	ウェットウェルベント操作可判断 (ベントライン高さ+1m : 9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位 : -2.59m を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	3	+1m : +2m : +3m (T.M.S.L.-5000mm, -6000mm, -3000mm) ※1	-**	重大事故等時において、格納容器下部に液相炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	
	炉心排水系流量 (DRB B 副冷却系流量) ※1					
③ 原子炉格納容器内の温度	炉心排水系流量 (格納容器下部注水流量) ※1					
	炉心排水系流量 (格納容器下部注水流量) ※1					
	格納容器内圧力 (D/P) ※1					
	格納容器内圧力 (S/C) ※1					
④ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/P) ※1					
	格納容器内圧力 (S/C) ※1					
	格納容器内圧力 (D/P) ※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。	-
	格納容器内圧力 (S/C) ※2	2	0~100vol%	10Sv/h未満※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	
格納容器内圧力 (D/P) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)		
格納容器内圧力 (S/C) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>2</sup> Sv/h	10Sv/h未満※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)		

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバ圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		
② 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ水位	1	-1m~+9m (EL.2,030mm~12,030mm) ※9	-0.5m~0m (EL.2,530mm~3,030mm) ※9	ウェットウェルベント操作可判断 (ベントライン下層高さ+1.64m : 通常水位+6.5m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ内のプールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位 (0.5m) を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	2	+1.05m ※7 (EL.12,856mm)	-**	炉心損傷後、原子炉圧力容器格納容器までの間に、ベデスタルの床面から+1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	
	格納容器下部水位	各 2	+0.50m, +0.95m ※7 (EL.12,306mm, 12,756mm)	-**	ベデスタルの床面から+0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタルの床面から+0.5m~+1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
	格納容器下部水位	各 2	+2.25m, +2.75m ※7 (EL.14,056mm, 14,556mm)	-**	ベデスタルの床面から+2.25m~+2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
③ 原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系原子炉注水流量 (蒸殺ライン用) ※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (排熱ライン用) ※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (排熱ライン用) ※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (排熱ライン用) ※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					
西側炉心排水設備水位※1						
ドライウエル圧力※1						
サブプレッション・チェンバ圧力※1						

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0~1000kPa [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
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0~1000kPa [abs]	最大値: 206kPa[gage]		
② 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ※1					
	ベデスタル温度 (SA) ※1					
	サブプレッション・チェンバ温度 (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 (原子炉圧力容器着床レベルより1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内圧力	格納容器内圧力 (D/P) ※2	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 246kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2PA: 620kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) ※2	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]		
④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
④ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~+11m (T.M.S.L.-7150~+9550mm) ※3	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~1150mm) ※3	ウェットウェルベント操作可判断 (ベントライン高さ+1m~+9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -2.59m を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	3	+1m~+2m~+3m (T.M.S.L.-5000mm~6000mm, -3000mm) ※3	-**	重大事故等時において、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。	1
⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
⑧ 原子炉格納容器内の水位	格納容器内注水量 ※2	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の注水量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、格納容器内注水量が30vol%を超えた場合においても、格納容器内注水量 (SA) により把握可能。	-
	格納容器内注水量 (SA) ※2	2	0~100vol%	10Sv/h未満 ※10	炉心損傷後、原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/hを把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-
⑧ 原子炉格納容器内の水位	格納容器内注水量 (S/C) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/h未満 ※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-
	格納容器内注水量 (S/C) ※2	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	10Sv/h未満 ※10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内圧力	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
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		1
④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
④ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	-1m~+9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ※3	-0.5m~0m (EL. 2, 530mm~3, 030mm) ※3	ウェットウェルベント操作可判断 (ベントライン下層高さ -1.64m: 通常水位+6.5m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ内のプールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位 (-0.5m) を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	2	+1.05m ※7 (超検知用)	-**	炉心損傷後、原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/hを把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-
④ 原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	各 2	+0.50m, +0.95m ※7 (EL. 12, 300mm, 12, 750mm)	-**	炉心損傷後、原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/hを把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-
	格納容器下部水位	各 2	+2.25m, +2.75m ※7 (EL. 14, 050mm, 14, 550mm)	-**	炉心損傷後、原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/hを把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-
⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	3	-3.0m, -1.0m, +1.0m ※5	-**	重大事故等時において、ベデスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	1
	サブプレッション・プール水位 (SA) ※2	1	-0.80~+5.50m ※4	-0.5~0m ※4	ウェットウェルベント操作可判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	1
④ 原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ※6	-**	重大事故等時において、ベデスタル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。						

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

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器巻レベルより1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL.610)。  
※5: 基準点は格納容器底部 (EL.10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL.6706)。  
※7: 局部出力領域計測の検出器は124個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には、設計基準事故時における格納容器内蒸気放射線レベルの値を判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。  
※9: 炉心損傷は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL.3518)。 ※10: 検出点は7箇所。  
※11: 検出点は7箇所。

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) **	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 268kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2P: 630kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) **	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]		
② 原子炉格納容器内の温度						
サブプレッション・チェンバース体内温度**						
③ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバース・プール水位	1	-6~+11kPa (T.M.S.L.-7150~+9550mm) **	-2.59~+0m (T.M.S.L.-3740~+1150mm) **	ウェットウェルレベル動作可否判断 (ベントライン高さ+1m~9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバース・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -2.59m を監視可能。)	1
	格納容器下部水位	3	+1m~+2m~+3m (T.M.S.L.-5000mm~+6000mm, -3000mm) **	-**	重大事故等時に、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。	
④ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線レベル (D/W) **						
格納容器内放射線レベル (S/C) **						
⑤ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線レベル (D/W) **						
格納容器内放射線レベル (S/C) **						
⑥ 原子炉格納容器内の放射線量						
格納容器内放射線レベル (D/W) **						
格納容器内放射線レベル (S/C) **						

④⑤⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。  
⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。  
⑧原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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
④ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線レベル (D/W) **	2	0~1000v/l%	約 3.3v/l%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲 (0~38v/l%) を監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-
	格納容器内放射線レベル (S/C) **	2	0~1000v/l%	90Sv/h未満**10		
⑤ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線レベル (D/W) **	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> 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)。	-
	格納容器内放射線レベル (S/C) **	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> 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)。	
⑥ 未境界の維持又は監視	起動領域計装**	8	10 <sup>-1</sup> cps~10 <sup>6</sup> cps (1.0×10 <sup>8</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>9</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~125% (1.0×10 <sup>8</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1.5×10 <sup>11</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	出力領域計装によって監視可能。	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、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**	0~125% (1.0×10 <sup>12</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>14</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の約 19 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。なお、設計基準時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び低下は急峻である。125%を超えた領域での指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視が可能な。また、重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
④ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線レベル (D/W) **	1	0~50v/l% 0~1000v/l%	0~2.0v/l%	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲 (0~90v/l% (ドライ条件)) を計測可能な範囲とする。	-
	格納容器内放射線レベル (S/C) **	1	0~1000v/l%	0~2.0v/l%	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線量が変動する可能性のある範囲 (0~90v/l% (ドライ条件)) を計測可能な範囲とする。	
⑤ 原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線レベル (D/W) **	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	約 10Sv/h未満**	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)。	-
	格納容器内放射線レベル (S/C) **	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	約 10Sv/h未満**	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)。	

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
※3: 基準点は炉心圧力容器素レベルより1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (E15610)。  
※5: 基準点は格納容器底面 (E10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (E16706)。  
※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時中は値なし。  
※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 (E135518)。 ※11: 検出点は7箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 本廠界の維持又は監視	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>5</sup> (1.0×10 <sup>1</sup> ~1.0×10 <sup>5</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40S又は0~125% (1.0×10 <sup>0</sup> ~2.0×10 <sup>2</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	1
	平均出力領域モニタ <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	0~125% (1.2×10 <sup>0</sup> ~2.8×10 <sup>2</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、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。	1
② 最終トリップシグナルの確保	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 <sup>※2</sup>					
	復水補給水温度 (代替循環冷却)	1	0~200℃	— <sup>※3</sup>	⑥原子炉格納容器内の水質を監視するパラメータと同じ。 ⑦原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	復水補給水流量 (R/R A系代替注水流量) <sup>※2</sup>					
	復水補給水流量 (R/R B系代替注水流量) <sup>※2</sup>					
	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) <sup>※2</sup>					
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>					
	原子炉水位 (燃料棒) <sup>※1</sup>					
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>					
	復水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>					
	格納容器内圧力 (S/C) <sup>※1</sup>					
	サブプレッション・チェンバ・プール水位 <sup>※1</sup>					
	格納容器下部水位 <sup>※1</sup>					
サブプレッション・チェンバ気体温度 <sup>※1</sup>						
ドライウェル雰囲気温度 <sup>※1</sup>						
原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>						

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 本廠界の維持又は監視	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。	—
	格納容器熱閉気放射線モニタ (D/W) <sup>※2</sup>	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満 <sup>※10</sup>	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 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)。	—
	格納容器熱閉気放射線モニタ (S/C) <sup>※2</sup>	2	10 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>6</sup> Sv/h	90Sv/h未満 <sup>※10</sup>	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 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)。	—
② 本廠界の維持又は監視	起動領域計装 <sup>※2</sup>	8	10 <sup>-1</sup> cps~10 <sup>6</sup> cps (1.0×10 <sup>0</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~125% (1.0×10 <sup>0</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1.5×10 <sup>1</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の約19倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	2 <sup>※8</sup>	0~125% (1.0×10 <sup>1</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>4</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、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%を超えた領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 本廠界の維持又は監視	中性子源領域計装 <sup>※2</sup>	4	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1.0×10 <sup>1</sup> ~1.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	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、平均領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	6 <sup>※7</sup>	0~125% (1.2×10 <sup>0</sup> ~2.8×10 <sup>2</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、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 (原子炉圧力容器容室レベルより1328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
① 水 境界の 特性又は 監視	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1.0×10 <sup>0</sup> ~ 1.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40%又は0~12% (1.0×10 <sup>0</sup> ~2.0×10 <sup>3</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の 約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束 を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領 域モニタによって監視可能。	—
	平均出力領域モニタ <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	0~12% (1.2×10 <sup>0</sup> ~2.8×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能 なお、設計基準事故時及び重大事故時等、一時的に計測範囲を超える 并及び下層フェイルド効果がある、12%を超えた領域でも運転監視上影響はな い、また、重大事故時等においても原子炉停炉直後モニタリング等によ り中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—
② 最終 ヒートシンク の確保	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 <sup>※2</sup>	1	0~200℃	— <sup>※4</sup>	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。 ⑦代替循環冷却時における取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
	復水補給水流量 (代替循環冷却)	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	復水補給水流量 (DR A 系代替注水流量) <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	復水補給水流量 (DR B 系代替注水流量) <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	復水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内圧力 (S/C) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・チェンバ・プール水位 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
格納容器下部水位 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・チェンバ気体温度 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
ドライウエル雰囲気温度 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑧原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			

第 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 計測器設置
③ 最終 ヒートシンク の確保	サブプレッション・プールの水温度 <sup>※2</sup>	1	0~100℃	— <sup>※4</sup>	④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	1
	代替循環冷却系ポンプ入口流量	2	0~100℃	④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系格納容器入口流量 <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	残留熱除去系熱交換器出口流量 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去)」を監視するパラメータと同じ。		
	サブプレッション・プール水位 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位 (SA 広帯域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
ドライウエル雰囲気温度 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
フィルタ装置水位	2	180mm~5,400mm	— <sup>※8</sup>	系統内機器におけるスクラビング水位の設定範囲及びイベント 後のフィルタ装置機械絶縁材のための下降水位から上昇水位の 範囲を監視可能。	1	
フィルタ装置圧力 <sup>※2</sup>	1	0~1MPa [gauge]	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過剰が原因の異常発 生を監視可能。	1	
フィルタ装置スクラビング水流量 <sup>※2</sup>	1	0~300℃	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過剰が原因の異常発 生を監視可能。	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 <sup>-2</sup> Sv/h~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定さ れるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約 1×10 <sup>3</sup> mSv/h) を監視可能。	—	
フィルタ装置入口水素濃度	2	10 <sup>-3</sup> mSv/h~10 <sup>-6</sup> mSv/h	— <sup>※8</sup>	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定さ れるフィルタ装置入口の最大放射線量率 (約 1×10 <sup>3</sup> mSv/h) を監視可能。	—	
ドライウエル圧力 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッション・チェンバ圧力 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
格納容器内水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			

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 計測器設置
④ 最終 ヒートシンク の確保	サブプレッション・プール水温度	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱除去系熱交換器出口流量	— <sup>※4</sup>		⑥最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去)」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 <sup>※2</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	原子炉水位 (SA) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
	ドライウエル温度 (SA) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ		
原子炉圧力容器温度 (SA) <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>		⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ			

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器器レベルより13298cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故時等に使用される設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基  
 準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は7箇所。

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

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
代 替 備 用 系	サブプレッジョン・ブーム水温度 <sup>※2</sup>	④原子炉格納容器内の水温度を監視するパラメータと同じ。					1
	代替備用冷却系ポンプ入口流量	2	0~100°C	— <sup>※</sup>	代替備用冷却系ポンプ入口流量を監視するパラメータと同じ。		
	代替備用冷却系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	④原子炉注水流量を監視するパラメータと同じ。					
	代替備用冷却系格納容器入ブレイク流量 <sup>※2</sup>	④原子炉注水流量を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器冷却系熱交換器出口流量 <sup>※1</sup>	④最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力)					
	サブプレッジョン・ブーム水位 <sup>※1</sup>	④原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (広帯域) <sup>※1</sup>	④原子炉注水流量を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup>	④原子炉注水流量を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (SA広帯域) <sup>※1</sup>	④原子炉注水流量を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (SA燃料域) <sup>※1</sup>	④原子炉注水流量を監視するパラメータと同じ。					
④最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>	④原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					—
	代替備用冷却系ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	④原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル蒸気温度 <sup>※1</sup>	④原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッジョン・ブーム蒸気温度 <sup>※1</sup>	④原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	フィルタ装置水位	2	180mm~5,400mm	— <sup>※</sup>	系統機器におけるスクラフノズル水位の設置範囲及びD/W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。		
	フィルタ装置圧力 <sup>※2</sup>	1	0~1MPa [gauge]	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力(0.62MPa [gauge]) を監視可能。		
	フィルタ装置スクラフ水温度 <sup>※2</sup>	1	0~300°C	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度(200°C) を監視可能。		
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約7×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。		
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時 (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 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。		
	ドライウェル圧力 <sup>※1</sup>	④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
サブプレッジョン・ブーム圧力 <sup>※1</sup>	④原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。						
格納容器内水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>	④原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。						

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数	
格 納 容 器 フ ィ ル タ ベ ン ト 系	スクラフ容器水位	8	⑩	— <sup>※</sup>	系統機器におけるスクラフ容器水位の範囲 [ ] 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を監視可能。	1	
	スクラフ容器圧力	4	0~1MPa [gauge]	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高圧力(0.853MPa [gauge]) が監視可能。	1	
	スクラフ容器温度	4	0~300°C	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用温度(200°C) を計測可能な範囲とする。	1	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時 (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3×10 <sup>-5</sup> Sv/h) を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>-5</sup> mSv/h	— <sup>※</sup>	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約6.5×10 <sup>-5</sup> mSv/h) を監視可能。	—	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0~20vol% 0~100vol%	— <sup>※</sup>	格納容器ベント停止後の要素によるバージを実施し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。	—	
	ドライウェル圧力 (SA) <sup>※1</sup>	⑦原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					—
	サブプレッジョン・ブーム圧力 (SA) <sup>※1</sup>						
	格納容器水素濃度 <sup>※1</sup>						
		格納容器水素濃度 (SA) <sup>※1</sup>	⑦原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ				

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器管線レベルより1328cm) ※4：基準点はプレッジョン・ブーム通常水位 (EL5610)  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)  
 ※7：局部出力領域計測の検出器は124個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故等時に使用する感測器のため、設計基準事故時における格納容器内表面放射線レベルの値を下回る。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内表面放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後には炉心損傷した場合は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11：検出点は7箇所。

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

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

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

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

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



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

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

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

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
②最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度**	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。 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
②最終ヒートシンクの確保	残留熱除去ポンプ出口流量				⑤原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ	
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1				①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	サブプレッション・プール水温度 (SA) *1				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量 *1	2	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1218m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	残留熱除去ポンプ出口圧力*1				⑩格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ	

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器蓄レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

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









分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の水位	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					
② 原子炉圧力容器内の圧力	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					
③ 原子炉圧力容器内の温度	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。	
	トワイエル容器温度 *2					
④ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D) *2				⑥原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力 (S/C) *1					
⑤ 高圧炉心注水系統の最高使用圧力	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力	2	0 ~ 10MPa [gauge]	最大値: 11.5MPa [gauge]	高圧炉心注水系統の運転時における、高圧炉心注水系統の最高使用圧力を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0 ~ 3.5MPa [gauge]	最大値: 3.5MPa [gauge]		
⑥ 原子炉圧力	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					
⑦ 原子炉圧力	原子炉圧力 (SA) *1				③原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (燃料域) *1					
⑧ 原子炉圧力	原子炉圧力 (SA) *1				④原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (燃料域) *1					
⑨ 原子炉圧力	原子炉圧力 (SA) *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。	
	原子炉圧力 (燃料域) *1					
⑩ 原子炉圧力	原子炉圧力 (SA) *1				④格納容器バイパスの監視を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (燃料域) *1					
⑪ 原子炉圧力	原子炉圧力 (SA) *1				④格納容器バイパスの監視を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (燃料域) *1					

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・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。 代替格納容器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。 西側格納容器の水位 (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。	1
	代替格納容器水位	1	0 ~ 20m	— *8		
	西側格納容器水位	1	0 ~ 6.5m	— *8		
	高圧炉心注水系統流量 *1					
	代替格納容器注水系統流量 *1					
	原子炉格納容器注水系統流量 *1					
	高圧炉心注水系統流量 *1					
	残留熱除去系流量 *1					
	残留熱除去系流量 *1					
	低圧炉心注水系統流量 *1					
	常設高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力 *1	1	0 ~ 10MPa [gauge]	— *8		
② 原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器ポンプ吐出圧力 *1	1	0 ~ 10MPa [gauge]	8.9MPa [gauge]	原子炉格納容器ポンプ運転時の吐出圧力 (8.9MPa [gauge]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 *1	1	0 ~ 10MPa [gauge]	8.0MPa [gauge]	高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.0MPa [gauge]) を監視可能。	
	代替格納容器ポンプ吐出圧力 *1	2	0 ~ 5MPa [gauge]	— *8	代替格納容器ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 *1	3	0 ~ 4MPa [gauge]	3.45MPa [gauge]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) 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 [gauge]	3.7MPa [gauge]	低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.7MPa [gauge]) を監視可能。	
	常設低圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力 *1	2	0 ~ 5MPa [gauge]	— *8	常設低圧炉心注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (3.15MPa [gauge]) を監視可能。	
	低圧炉心注水系統流量 *1					
	原子炉圧力 (広帯域) *1					
	原子炉圧力 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA, 広帯域) *1					
	原子炉水位 (SA, 燃料域) *1					

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

分類	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉格納容器ポンプ出口圧力 *1	1	0 ~ 10MPa [gauge]	最大値: 9.21MPa [gauge]	原子炉格納容器ポンプ運転時における、原子炉格納容器ポンプの最高使用圧力 (9.21MPa [gauge]) を監視可能。	1
	1	0 ~ 12MPa [gauge]	最大値: 9.11MPa [gauge]		
② 原子炉格納容器ポンプ出口圧力 *1	2	0 ~ 4 MPa [gauge]	— *8	重大事故等時における、低圧炉心注水系統ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gauge]) を監視可能。	1
	2	0 ~ 3 MPa [gauge]	— *8		
③ 原子炉水位 (燃料域) *1				③格納容器バイパスの監視を監視するパラメータと同じ	
④ 原子炉水位 (燃料域) *1					
⑤ 原子炉水位 (SA) *1					

※1: 重要監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器器壁レベルより 1328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は 7 箇所。

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

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol%	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素計測器にて、水素濃度を可搬限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素計測器 動作監視装置*	4	0~300°C	-**	重大事故等時に、静的触媒式水素計測器が動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1
② 原子炉格納容器内の放射線濃度 監視範囲内	格納容器内放射線濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線レベル (D/W) ** 格納容器内空気放射線レベル (S/C) ** 格納容器内圧力 (D/W) ** 格納容器内圧力 (S/C) **	1** 1** 1** 1**	T.M.S.L. 20180~31170mm (6号炉) ** T.M.S.L. 20180~31123mm (7号炉) ** 0~150°C T.M.S.L. 23420~30420mm (6号炉) ** T.M.S.L. 23373~30373mm (7号炉) ** 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (6号炉) 10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup> Sv/h (7号炉)	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。	-
③ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲 (5×10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) により監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲 (5×10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) により監視可能。	-

\* 1: 重要代替監視パラメータ \* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 \*\* 3: 異常出力領域モニタの検出範囲は 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格納容器の最高圧力に対する動作温度。  
 \*\* 5: 基準点は蒸気飽和蒸気スカーナ下流 (原子炉圧力容器頂部より 1224cm) \* 6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器頂部より 906cm) \* 7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。 \* 8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \* 9: T.M.S.L. =東京電力平均値

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素計測器にて、水素濃度を可搬限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素計測器 動作監視装置*	4	0~300°C	-**	重大事故等時に、静的触媒式水素計測器が動作時に想定される温度範囲を監視可能。	2
	格納容器内放射線濃度 (S/A) **	2	0~25vol%	約 4.4vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線濃率が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線モニタ (D/W) ** 格納容器内空気放射線モニタ (S/C) ** ドライウェル圧力**	1 1 1	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。	-	
② 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲 (5×10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) により監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲 (5×10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) により監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲 (5×10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) により監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~150°C	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線濃率の範囲 (5×10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) により監視可能。	-

\* 1: 重要代替監視パラメータ \* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 \*\* 3: 異常出力領域モニタの検出範囲は 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格納容器の最高圧力に対する動作温度。  
 \*\* 5: 基準点は蒸気飽和蒸気スカーナ下流 (原子炉圧力容器頂部より 1224cm) \* 6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器頂部より 906cm) \* 7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。 \* 8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \* 9: T.M.S.L. =東京電力平均値  
 \*\* 10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 \*\* 11: 検出点 2箇所。 \*\* 12: 検出点 8箇所。  
 \*\* 13: 基準点は使用済燃料棒スカーナ上流: EL. 39, 377mm (使用済燃料プール底部より 4.685mm)

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (17/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
① 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	1 5	0~10vol% 0~20vol%	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素計測器にて、水素濃度を可搬限界である 4 vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素計測器 動作監視装置*	2 2	0~100°C 0~400°C	-**	重大事故等時に、静的触媒式水素計測器が動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1 1
② 原子炉格納容器内の放射線濃度 監視範囲内	格納容器内放射線濃率**	1	0~5vol% 0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線濃率が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
	格納容器内空気放射線モニタ (D/W) ** 格納容器内空気放射線モニタ (S/C) ** ドライウェル圧力 (S/A) **	1	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。	①原子炉格納容器内の放射線濃率を監視するパラメータと同じ。 ②原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。	-	

\* 1: 重要代替監視パラメータ \* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 \*\* 3: 基準点は炉心損傷下流 (原子炉圧力容器頂部より 1328cm) \* 4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL.5610)。  
 \*\* 5: 基準点は格納容器底部 (EL.10100) \* 6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL.6706)。  
 \*\* 7: 局部出力領域計測の検出器は 124個であり、平均出力領域計測の各チャンネルには 14個又は 17個の信号が入力される。  
 \*\* 8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。  
 \*\* 9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 \*\* 10: 基準点は使用済燃料棒スカーナ上流 (EL.35518) \* 11: 検出点は 7箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可解型 計測器個数
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol% 0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	静的燃焼式水素再結合器 動作監視装置*	4	0~300°C	-**	重大事故等時に、静的燃焼式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1
⑤ 原子炉格納容器内 放射線モニタ 監視範囲内	格納容器内放射線モニタ (D/W) **	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	-
	格納容器内放射線モニタ (S/C) **	1	0~150°C	-**	④原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。	-
⑥ 原子炉格納容器内 放射線モニタ 監視範囲内	格納容器内圧力 (D/W) **	1	0~150°C	-**	④原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力 (S/C) **	1	0~150°C	-**	④原子炉格納容器内の圧力、監視するパラメータと同じ。	-
⑦ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ**	1	—	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	—	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-

\*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: 異常出力傾城計表 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力傾城計表の最高出力は、52 個ずつの信号が入力される。  
 \*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する動作温度。  
 \*5: 基準点は蒸気乾飽蒸気スケルトン下端 (原子炉圧力容器壁レベルより 122cm)。 \*6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器壁レベルより 905cm)。 \*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。 \*8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 \*9: T.M.S.L. = 東京電力平均値  
 \*10: 検出点 2 箇所 \*11: 検出点 8 箇所 \*12: 検出点 8 箇所 \*13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL.35518)。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可解型 計測器個数
④ 原子炉建屋水素濃度 監視範囲内	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	静的燃焼式水素再結合器 動作監視装置*	3	0~20vol%	-**	重大事故等時に、静的燃焼式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	-
⑤ 原子炉格納容器内 放射線モニタ 監視範囲内	格納容器内放射線モニタ (S/A) **	4	0~300°C	-**	重大事故等時に、静的燃焼式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	2
	格納容器内放射線モニタ (D/W) **	2	0~25vol%	約 4.4vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の放射線度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-
⑥ 原子炉格納容器内 放射線モニタ 監視範囲内	格納容器内放射線モニタ (S/C) **	1	—	-**	④原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。	-
	格納容器内放射線モニタ (D/W) **	1	—	-**	④原子炉格納容器内の放射線量を、監視するパラメータと同じ。	-
⑦ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ**	1	—	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	使用済燃料プール監視カメラ**	1	—	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-

\*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: 異常出力傾城計表 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力傾城計表の最高出力は、22 個ずつの信号が入力される。  
 \*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する動作温度。  
 \*5: 基準点は蒸気乾飽蒸気スケルトン下端 (原子炉圧力容器壁レベルより 1340cm)。 \*6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器壁レベルより 920cm)  
 \*7: ベグスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806cm) からの高さ。  
 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。  
 \*9: 基準点は通常運転水位: EL. 3, 030cm (サブプレッション・チェンバース底面より 7, 037mm)  
 \*10: 炉心傾斜は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心傾斜した場合は約 90Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心傾斜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, 377cm (使用済燃料プール底面より 4, 688cm))

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)	可解型 計測器個数
⑦ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) **	1	-4.30~7.30m <sup>±0.10</sup>	6982mm <sup>±0.10</sup>	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	燃料プール水位・温度 (SA) **	1	-1000~6710mm <sup>±0.10</sup> 0~150°C	6982mm <sup>±0.10</sup> 最大値: 65°C	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	1
⑧ 燃料プールの監視	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) **	1	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> mSv/h 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-
	燃料プール監視カメラ **	1	—	-**	重大事故等時に、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的燃焼式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可視限界である 4vol%未満に低減する)。	-

\*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 (原子炉圧力容器壁レベルより 1328cm)。 \*4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL.5610)。  
 \*5: 基準点は格納容器底面 (EL.10100)。 \*6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL.6706)。  
 \*7: 局部出力傾城計表の検出器は 124 個であり、平均出力傾城計表の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。  
 \*9: 炉心傾斜は原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心傾斜した場合は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり、設計基準では炉心傾斜しないことからこの値を下回る。  
 \*10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL.35518)。

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(つづき)</p> <p>*10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</p> <p>*11: 検出点は14箇所, *12: 検出点は8箇所</p>			<p>・設備, 運用の相違</p> <p><b>【柏崎6/7, 東海第二】</b></p> <p>① ~④の相違</p> <p>設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違</p> <p>(柏崎6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)</p>

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



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

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



分類	主要パラメータ	代替パラメータ※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高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ④復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑤高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ⑥復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑦原子炉隔離時冷却系統流量 ⑧高圧炉心注水系統流量 ⑨原子炉圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、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) ②高圧代替注水系統流量 ③高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ④復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑤原子炉隔離時冷却系統流量 ⑥高圧炉心注水系統流量 ⑦原子炉圧力	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高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ④高圧代替注水系統流量 ⑤低圧代替注水系統流量 (常設ライオン用) ⑥低圧代替注水系統流量 (常設ライオン機帯域用) ⑦低圧代替注水系統流量 (可換ライオン用) ⑧代替循環冷却系原子炉注水流量 ⑨原子炉隔離時冷却系系統流量 ⑩高圧炉心スプレイ系系統流量 ⑪残留熱除去系系統流量 ⑫低圧炉心スプレイ系系統流量 ⑬原子炉圧力 ⑭サブプレッション・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 チャンネルが破損した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ③高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系統流量 (可換ライオン機帯域用)、低圧代替注水系統流量 (可換ライオン機帯域用)、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) とサブプレッション・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) ②高圧代替注水系統流量 ③高圧代替注水系統流量 (常設ライオン用) ④低圧代替注水系統流量 (常設ライオン機帯域用) ⑤低圧代替注水系統流量 (可換ライオン用) ⑥代替循環冷却系原子炉注水流量 ⑦原子炉隔離時冷却系系統流量 ⑧高圧炉心スプレイ系系統流量 ⑨残留熱除去系系統流量 ⑩低圧炉心スプレイ系系統流量 ⑪原子炉圧力 ⑫サブプレッション・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高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系統流量 (可換ライオン機帯域用)、低圧代替注水系統流量 (可換ライオン機帯域用)、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) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

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代替注水流量 (常設) ④低圧原子炉代替注水流量 (常設) ⑤低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑥原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ⑦高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ⑧残留熱除去ポンプ出口流量 ⑨低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ⑩残留熱代替除去系原子炉注水流量 ⑪原子炉圧力 ⑫サブプレッション・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 チャンネルが破損した場合は、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 (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) とサブプレッション・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) ②高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ④低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑤原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ⑥高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ⑦残留熱代替除去系原子炉注水流量 ⑧原子炉圧力 ⑨サブプレッション・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) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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











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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ**	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
	代替循環冷却系統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格納容器スプレイ流量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器下新注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系統格納容器下新注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位により低圧代替注水系統格納容器下新注水流量を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ**	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ④ドライウエル水位 ⑤サブプレッション・プール水位 ⑥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注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及び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。 ④注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びペデスタル水位の水位変化により注水量を推定する。
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッション・プール水位 ①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、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びペデスタル水位の水位変化により注水量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	①ペデスタル水位 ①ドライウエル水位	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エル水位の変化により注水量を推定する。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

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

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ベデスタル温度 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ベデスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。
	ベデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	①ベデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ベデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) によりベデスタル温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりベデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プールの水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プールの水温度により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) を推定する。
	サブプレッション・プールの水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・プールの水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) 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(断続性又は断続監視パラメータ(断続性又は断続監視等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器))を示す。

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

(つづき)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

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

\*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ④ペデスタル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) 、ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①サブプレッション・チェンバ圧力 (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サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (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稼働状態を把握することが可能な計器) を示す。

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



(つづき)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン 狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (常設ライオン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン) ④低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン 狭帯域用) ⑤低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (常設ライオン用) ⑥低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (可稼ライオン用) ⑦低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ⑧代替貯水貯槽水位 ⑨西側貯水貯槽水位 ⑩ドライウェル圧力 ⑪サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライオン 狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可稼ライオン 狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量 (可稼ライオン用) を推定する。 ②水源である代替貯水貯槽水位又は西側貯水貯槽水位は西側貯水貯槽水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。なお、代替貯水貯槽又は西側貯水貯槽設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。 ④ドライウェル圧力 (デブリ堆積高さ < 0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部貯留温度 (常用計器監視パラメータ) 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ネルを優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替貯水貯槽水位 ④「格納容器下部貯留温度」 <sup>※2</sup>	①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (可稼ライオン用) 及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (常設ライオン 狭帯域用) により、格納容器下部注水流量を推定する。 ③水源である代替貯水貯槽水位又は西側貯水貯槽水位は西側貯水貯槽水位の変化により、格納容器下部注水流量を推定する。なお、代替貯水貯槽又は西側貯水貯槽設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ < 0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部貯留温度 (常用計器監視パラメータ) 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 (耐震性又は耐震監視パラメータ (耐震性又は耐震監視パラメータ) が施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ④低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑤格納容器代替スプレイレイ流量 ⑥ベデスタル代替注水流量 ⑦低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①ベデスタル注水の停止判断に用いるドライウェル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、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レイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態により、ドライウェル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ドライウェル水位を推定する。 なお、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量は、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量を優先する。
	サブプレッション・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ④格納容器代替スプレイレイ流量 ⑤ベデスタル代替注水流量 ⑥低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量は、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量を優先する。 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レイ流量、ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	ベデスタル水位	①主要パラメータの他チャネル ②代替注水流量 (常設) ③格納容器代替スプレイレイ流量 ④ベデスタル代替注水流量	①ベデスタル水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②ベデスタル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイレイ流量、ベデスタル代替注水流量により、ベデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量により、ベデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量は、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の流量を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐震監視パラメータ (耐震性又は耐震監視パラメータ) が施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

(つづき)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内水素濃度] <sup>※2</sup>	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 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	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 (S/C)	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 (S/C) により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線量率モニタ (S/C)	①格納容器内放射線量率モニタ (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格納容器内放射線量率モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率モニタ (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。
	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線量率モニタ (D/W)	①格納容器内放射線量率モニタ (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格納容器内放射線量率モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
制御室の監視	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
制御室の監視	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①格納容器内放射線量率モニタ (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平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 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平均出力領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①格納容器内放射線量率モニタ (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平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 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 (前記又はは前記監視パラメータ (前記又はは前記監視パラメータ) の番号は優先順位を示す。)

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度	①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。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②[エア放線モニタ] <sup>※2</sup>	①格納容器内放射線量率モニタ (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、エアモニタ (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。
	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②[エア放線モニタ] <sup>※2</sup>	①格納容器内放射線量率モニタ (サブプレッション・チェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エアモニタ (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。
制御室の監視	中性子領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①中性子領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 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中性子領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
制御室の監視	格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①格納容器内放射線量率モニタ (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平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 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平均出力領域計装 ③[制御室監視] <sup>※2</sup>	①格納容器内放射線量率モニタ (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平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御室監視系 (有効監視パラメータ) により全制御室が挿入状態にあることが確認できる場合は、制御室監視系を優先する。 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 (前記又はは前記監視パラメータ) の番号は優先順位を示す。

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



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

(つづき)

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内汚染濃度(SA) ②[格納容器内放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内汚染濃度(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汚染濃度(常用代替監視パラメータ)により、汚染濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内汚染濃度(SA) ②[格納容器内放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内汚染濃度(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汚染濃度(常用代替監視パラメータ)により、汚染濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
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格納容器内放射線モニタ(S/C)	①格納容器内放射線モニタ(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格納容器内放射線モニタ(D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ(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。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ(S/C) ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器内放射線モニタ(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格納容器内放射線モニタ(D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ(S/C)により推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 ③平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する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 [ ] には有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(前記又は前記監視パラメータの常川計器(前記又は前記監視パラメータの常川計器)を示す。)

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線量率	①格納容器内放射線モニタ ②[エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内放射線モニタ(D/W) ②[エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内放射線モニタ(D/W) ②[エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
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格納容器内放射線モニタ(S/C)	①格納容器内放射線モニタ(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格納容器内放射線モニタ(S/C)の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ(D/W)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ(S/C) ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器内放射線モニタ(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格納容器内放射線モニタ(D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ(S/C)により推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 ③平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する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 [ ] には有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(前記又は前記監視パラメータの常川計器(前記又は前記監視パラメータの常川計器)を示す。)

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



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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/17)

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

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
代替循環冷却系	サブプレッジョン・プールの水温度	①主要パラメータの他サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッジョン・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、他サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プールの水温度を推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口流量	①サブプレッジョン・プールの水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口流量の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッジョン・プールの水温度 (SA) により推定する。	
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①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残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力 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、残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 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残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力から残留熱代替除去系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系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、サブプレッジョン・プールの水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力を優先する。	

\*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラピング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラピング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラピング水温度	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ピ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。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力 最終ヒートシンクの確保	スクラパ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラパ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラパ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラパ容器出口の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
最終ヒートシンクの確保	スクラパ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①スクラパ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフロントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 ③格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフロ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。 ②第1ベントフロントフィルタ出口放射線モニタの予備、予備の第1ベントフロントフィルタ出口放射線モニタにより推定する。 ③第1ベントフロントフィルタ出口放射線モニタ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、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



分類	主要パラメータ	代替パラメータ*		代替パラメータ推定方法	
		①主要パラメータの他チャンネル	②主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位	②フィルタ装置水位
格納容器圧力逃かし装置	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	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	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。	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	①主要パラメータの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
残留熱除去系	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内水素濃度 (SA) が耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内水素濃度 (SA) が耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレーション・チェンバ・プールの水温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレーション・チェンバ・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・チェンバ・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・チェンバ・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器入口温度 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。	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系系統流量を推定する。	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系系統流量を推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	
		①主要パラメータの他チャンネル	②主要パラメータの他チャンネル
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレーション・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系系統流量を推定する。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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





(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>#1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
原子炉圧力	①原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉圧力 (燃料域) ④原子炉圧力 (SA) ⑤原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (広帯域) ③原子炉圧力 (燃料域) ④原子炉圧力 (SA) ⑤原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器内圧力 (広帯域) 格納容器内圧力 (燃料域)	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (0/W)	①ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度を推定する。
	格納容器内圧力 (0/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (0/W)] <sup>#2</sup>	①格納容器内圧力 (0/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (0/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (0/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びピ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。
原子炉圧力容器内の状態	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>#2</sup>	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	格納容器内圧力 (0/W)	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>#2</sup>	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>#1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (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原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉圧力 (広帯域) ④原子炉圧力 (燃料域) ⑤原子炉圧力 (SA広帯域) ⑥原子炉圧力 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャン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原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 3.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>#1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
原子炉圧力	①原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥原子炉圧力容器温度	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原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャン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原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>#2</sup>	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	格納容器内圧力 (0/W)	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ] <sup>#2</sup>	①高圧炉心注水ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残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。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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





(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力監視	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 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①原子炉水位 (広帯域) ①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥原子炉圧力容器温度	①原子炉水位 (広帯域) 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原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ③原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ⑤原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ⑥原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) 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 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ⑤原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。
	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	①ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
格納容器内圧力の監視	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [格納容器内圧力 (D/W)] <sup>*2</sup>	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、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。
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①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 [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup> により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①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。 ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup> により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup> により格納容器バイパスの発生を推定する。

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

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

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	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] <sup>*2</sup>	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①残留熱除去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。
	低圧炉心スプレレイポンプ出口圧力 ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①低圧炉心スプレ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、エリアモニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。

\*1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水 源 の 確 保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却水系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③【サブプレッション・チェンバ・プール水位】**	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 ⑤復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ①復水移送ポンプ吐出圧力 ②【サブプレッション・チェンバ・プール水位】**	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プールから原子炉炉心注水系統流量 (RR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ、プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。
原子炉隔離水素濃度	原子炉隔離水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的熱様式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉隔離水素濃度の1チャンネルが取得した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉隔離水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的熱様式水素再結合器 動作監視装置 (静的熱様式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内 の 水 素 濃 度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内空気放射線レベル (D/W) ②格納容器内空気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが取得した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内空気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした計算結果 (格納容器) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気の (酸素) の侵入有無を把握し、水素濃度の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水 源 の 確 保	低圧原子炉代替注水貯槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッション・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力	①低圧原子炉代替注水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水貯槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水貯槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水貯槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③低圧原子炉代替注水貯槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水貯槽水位が確保されていることを推定する。
	サブプレッション・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吐出圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力 ②残留熱除去ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉炉心注水ポンプ又は高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱代替除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレイポンプ吐出圧力、残留熱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、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 推定は、サブプレッション・プールの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

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

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

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッション・プール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③監視可能であれば低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から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。
	サブプレッション・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	①サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・プールの水位を水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力、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、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定する。 推定は、サブプレッション・プールの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内部の 水素濃度 監視	①低圧代替注水素濃度 (常設ライン用) ①低圧代替注水素濃度 (常設ライン別室域用) ①低圧代替注水素濃度 (格納容器下部注水流量) ①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料棒) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料棒) ②サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水素濃度 (常設ライン用) ①低圧代替注水素濃度 (常設ライン別室域用) ①低圧代替注水素濃度 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料棒) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料棒) ②サブプレッション・プール水位	①西側液取水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側液取水貯水設備水位を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から、西側液取水貯水設備水位を推定する。なお、西側液取水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水元の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水圧変化により西側液取水貯水設備水位を推定する。なお、西側液取水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側液取水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋内部の 水素濃度 監視	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉建屋内部の 水素濃度 監視	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内部酸素濃度 (D/W) ②格納容器内部酸素濃度 (S/C) ②ドライウエール圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力 ③ [格納容器内部酸素濃度]**	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内部酸素濃度 (D/W) ②格納容器内部酸素濃度 (S/C) ②ドライウエール圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力 ③ [格納容器内部酸素濃度]**	①格納容器内部酸素濃度の監視が不可能となった場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内部酸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 (解析結果) により格納容器内部酸素濃度を推定する。 ③ドライウエール圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより、事故後の原子炉格納容器内の空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ④監視可能であれば格納容器内部酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内部の 水素濃度 監視	①静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建屋水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②静的触媒式水素処理装置入口温度の差温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器内部空気放射線モニタ (ドライウエール) ②格納容器内部空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ②ドライウエール圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA) 又は格納容器内部空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 又は格納容器内部空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内部酸素濃度を推定する。 ②ドライウエール圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより、事故後の原子炉格納容器内の空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
原子炉建屋内部の 酸素濃度 監視	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器内部空気放射線モニタ (ドライウエール) ②格納容器内部空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ②ドライウエール圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA) 又は格納容器内部空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 又は格納容器内部空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内部酸素濃度を推定する。 ②ドライウエール圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより、事故後の原子炉格納容器内の空気 (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。	

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
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。
	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。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 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) 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監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 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状態を推定する。	

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	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) により使用済燃料プールの温度を推定する。また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・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) により温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ物理量である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 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) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
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) 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) 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) を、水位の場合は使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。	

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	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。
	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。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。
	燃料プール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) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③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) を優先する。 ②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。 ③燃料プール監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。
燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (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) を優先する。 ②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) を優先する。 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。	

\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

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		

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	

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
その他	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧
	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧
	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力
	原子炉補機冷却ポンプ圧力
RCW 熱交換器出口温度	
RCW サージタンク水位	

・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。

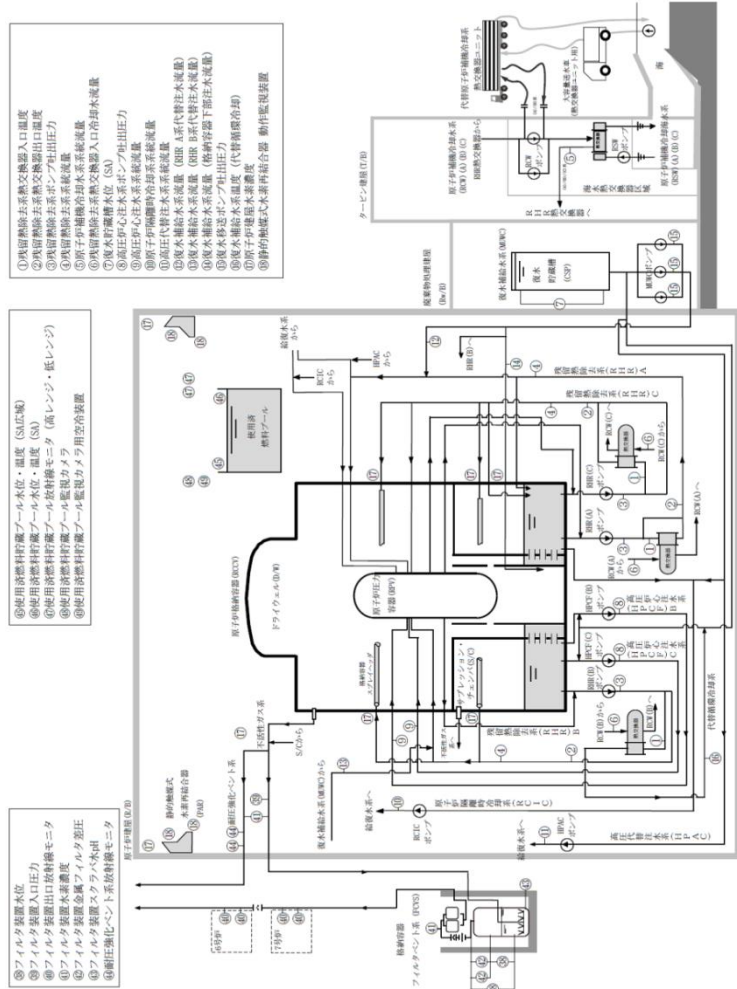
島根 2号炉は, 号炉間電力融通による給電は自主設備としている。

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。

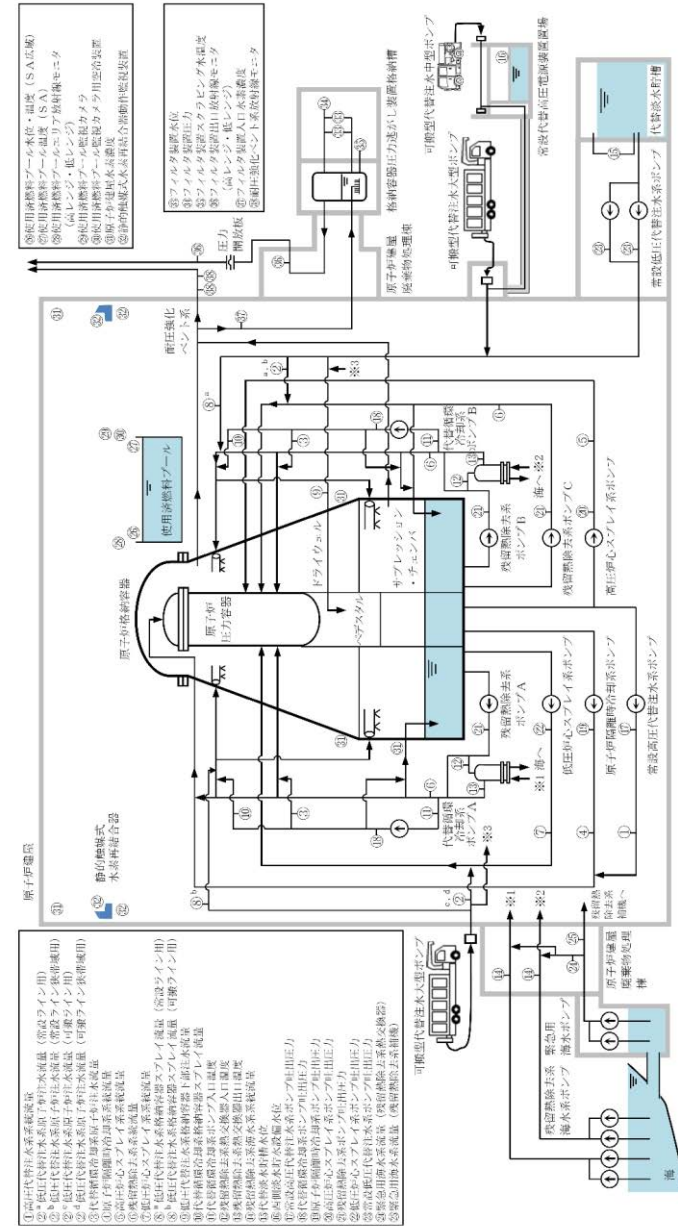
島根 2号炉は, 遠隔空気駆動弁操作作用ポンベを使用しないため, 遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ出口圧力を補助パラメータとしていない。

島根 2号炉は, 原子炉補機冷却ポンプ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。

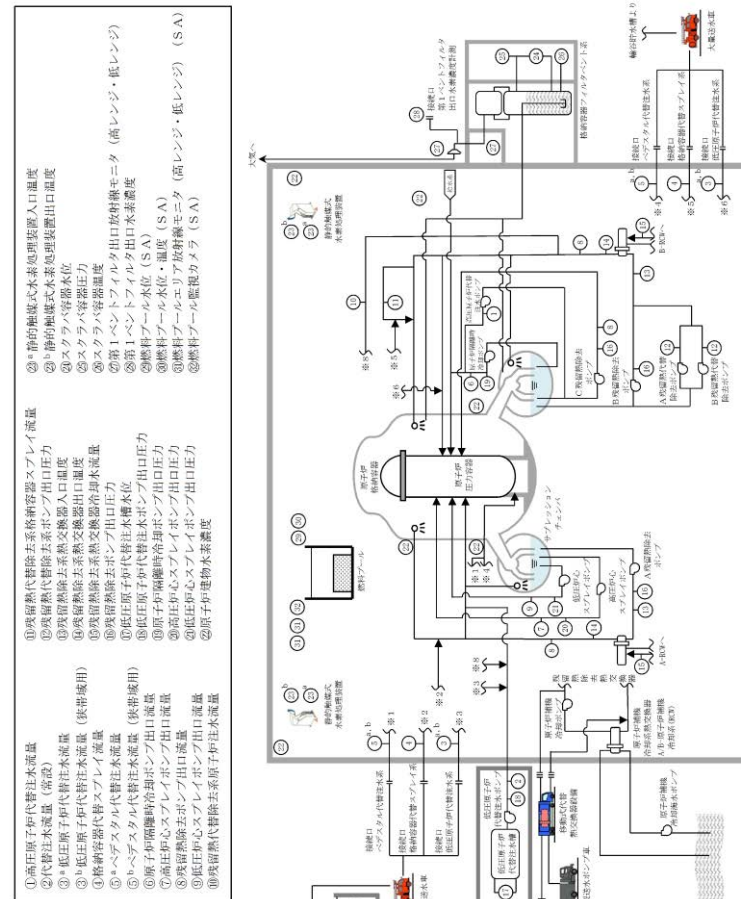




第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その1)

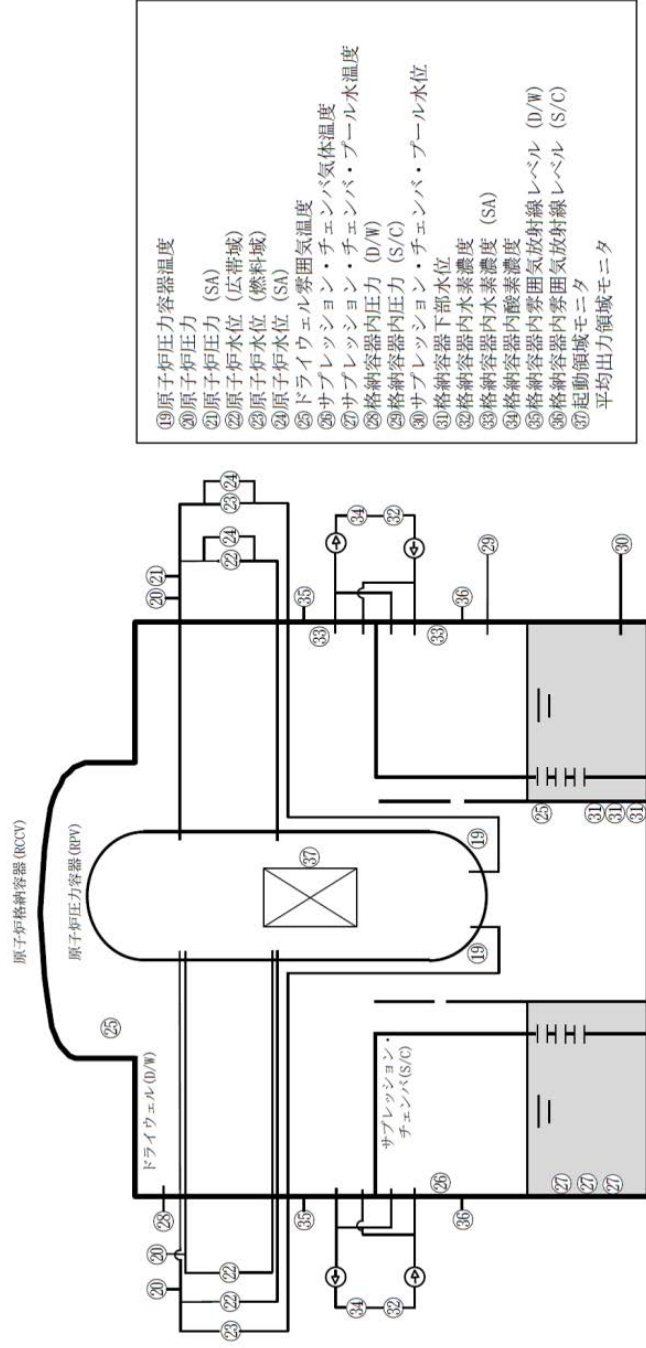


第 6.4-1 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1) (監視機能喪失時に使用する設備)



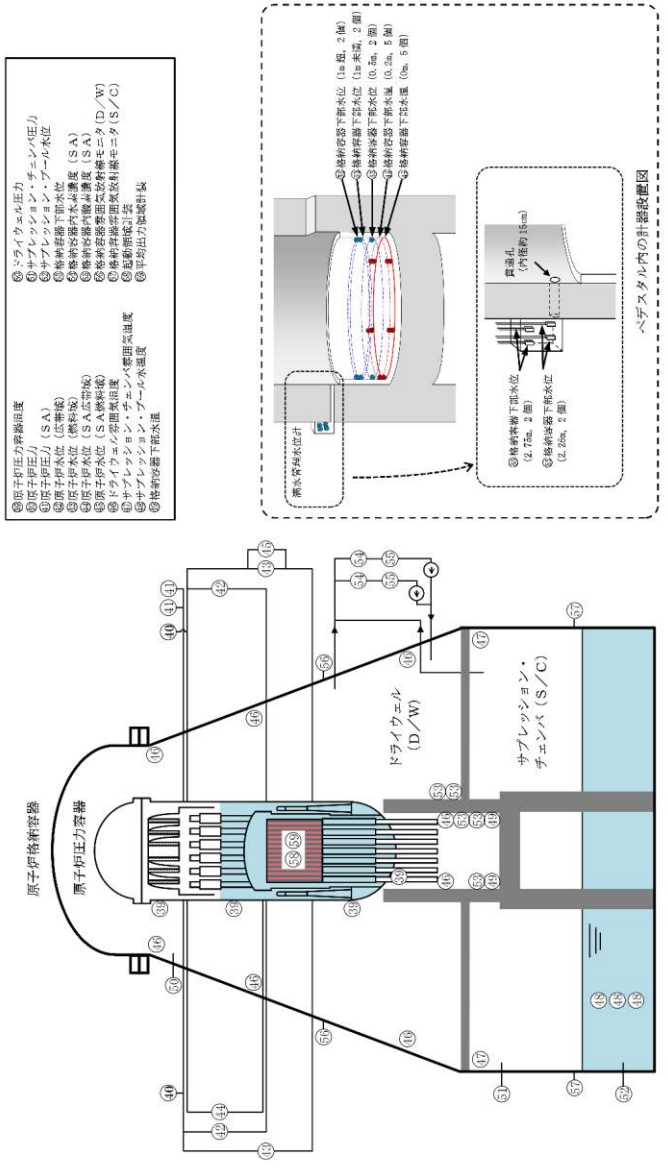
第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要 (その1)

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

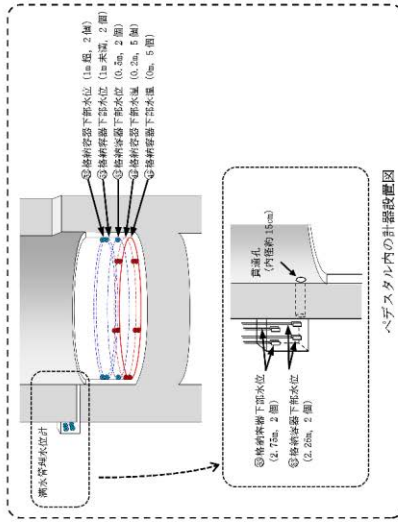


- ① 原子炉格納容器 (CCV)
- ② 原子炉格納容器 (RPV)
- ③ 原子炉圧力
- ④ 原子炉圧力 (広帯域)
- ⑤ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑥ サプレッション・チェンバ内気体温度
- ⑦ サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑧ 格納容器内圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ 格納容器下部水位
- ⑪ 格納容器内水素濃度
- ⑫ 格納容器内酸素濃度
- ⑬ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ⑭ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ⑮ 起動領域モニタ
- ⑯ 平均出力領域モニタ

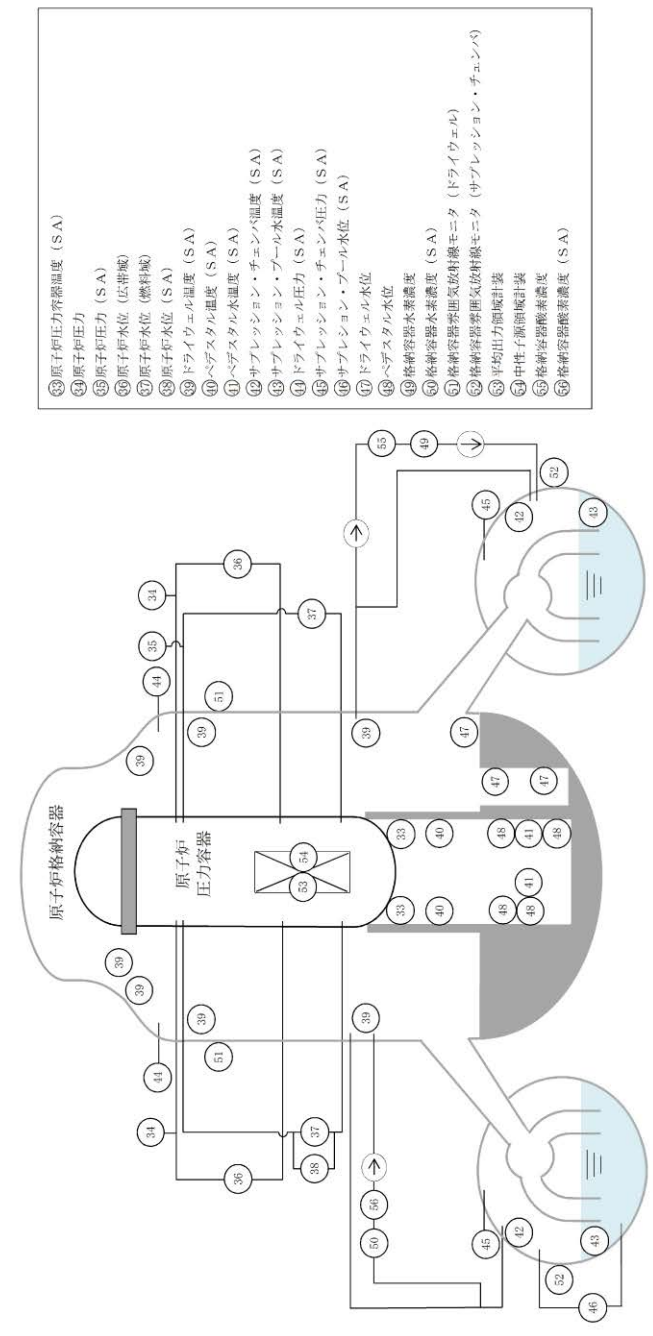
第3.15-1 図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)



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



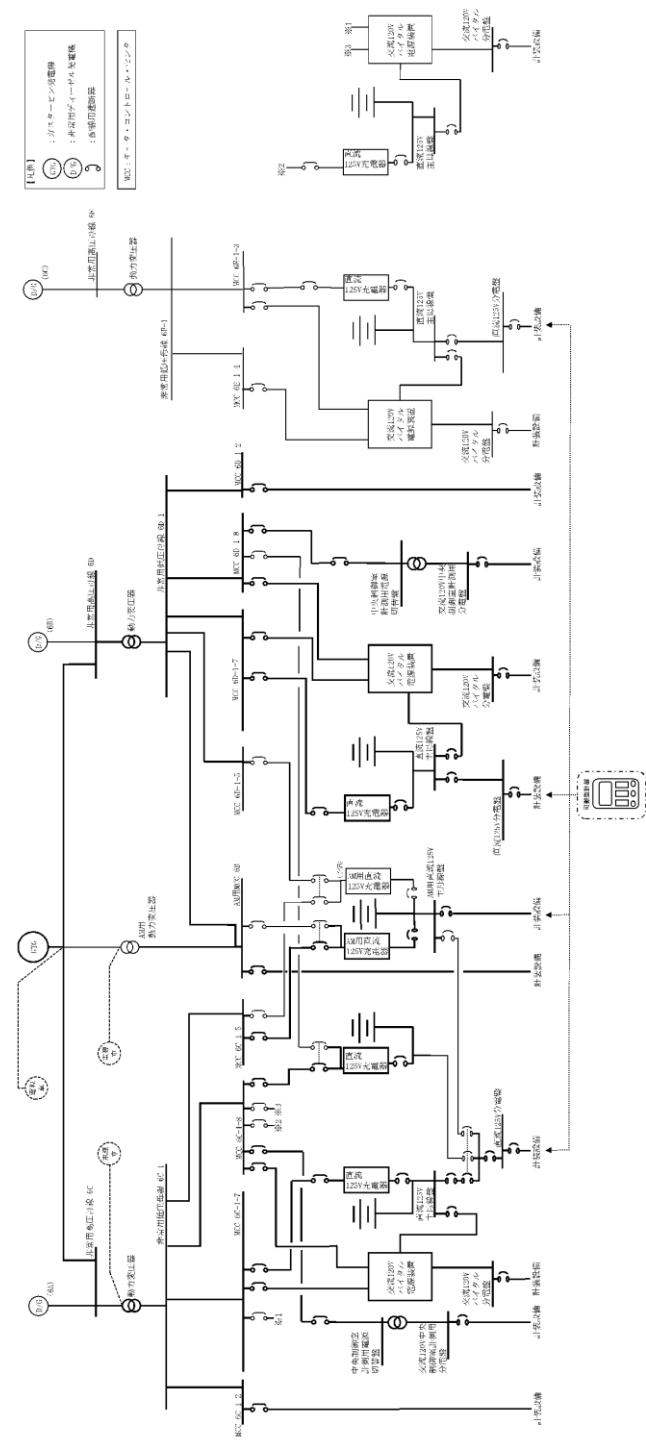
第6.4-2 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)  
(監視機能喪失時に使用する設備)



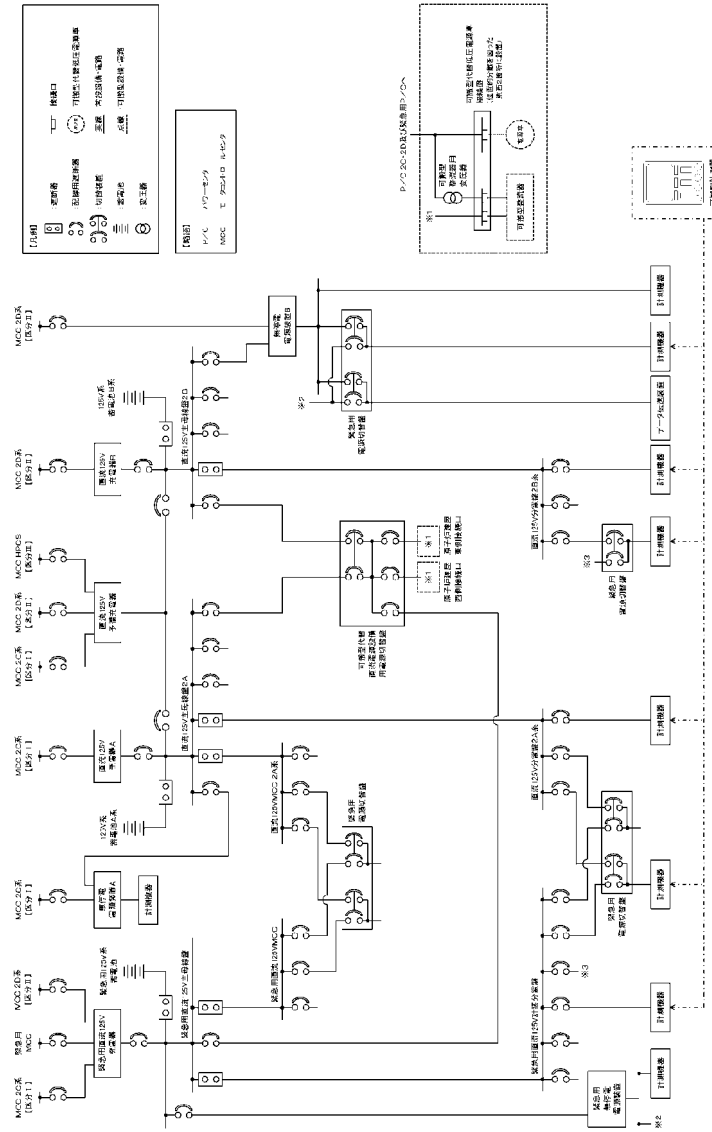
- ① 原子炉格納容器
- ② 原子炉圧力
- ③ 原子炉圧力 (広帯域)
- ④ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑤ 原子炉水位 (S/A)
- ⑥ サプレッション・チェンバ内気体温度
- ⑦ サプレッション・チェンバ・プールの温度
- ⑧ 格納容器内圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ 格納容器下部水位
- ⑪ 格納容器内水素濃度
- ⑫ 格納容器内酸素濃度
- ⑬ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ⑭ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ⑮ 起動領域モニタ
- ⑯ 平均出力領域モニタ

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

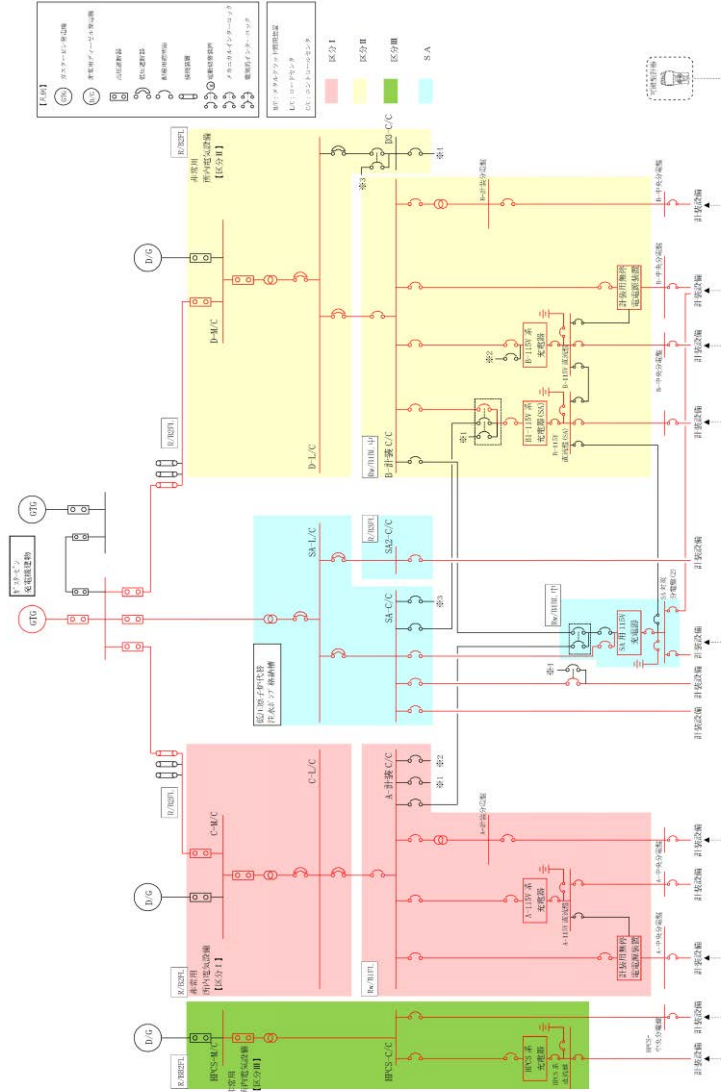
・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による  
系統構成の相違



第 3.15-2 図(1) 計器設備単線結線図 (6号炉)



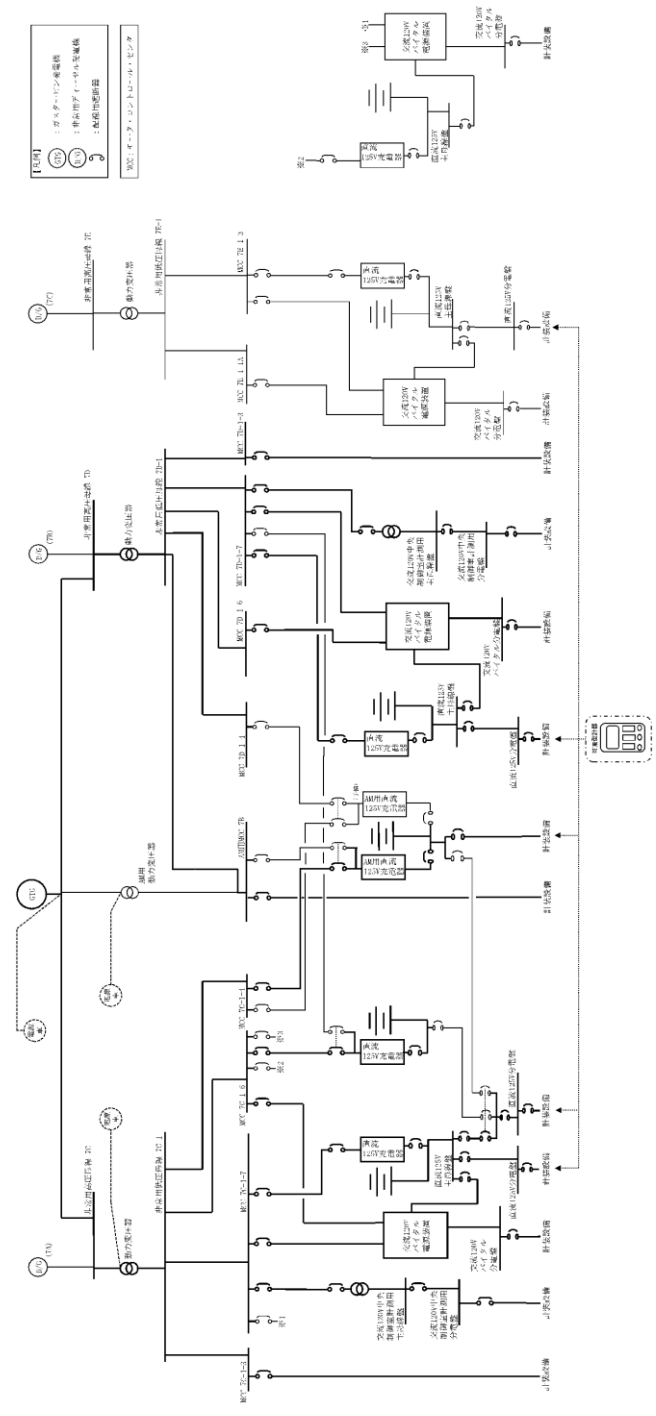
第 6.4-3 図 計器設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (3)  
(計器電源喪失時に使用する設備)



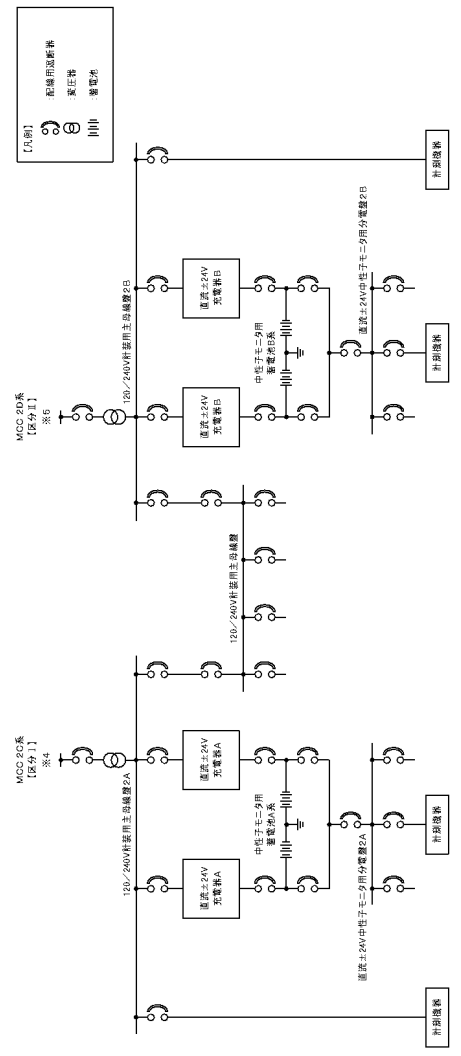
第 3.15-2 図 計器設備単線結線図

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





第 3.15-2 図 (2) 計装設備単線結線図 (7号炉)



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

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



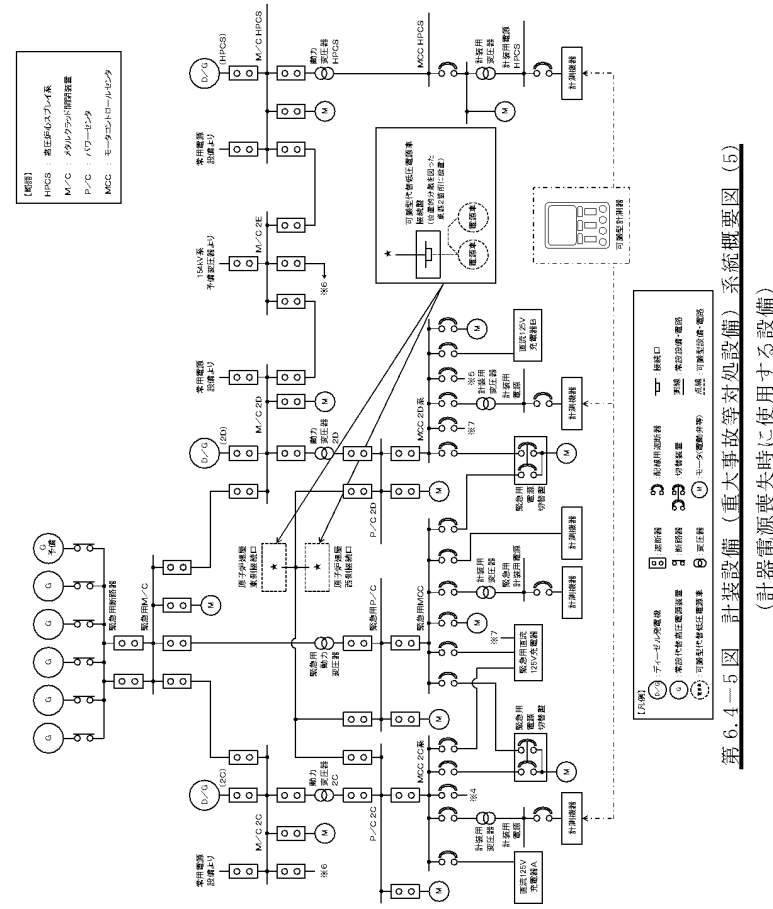
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

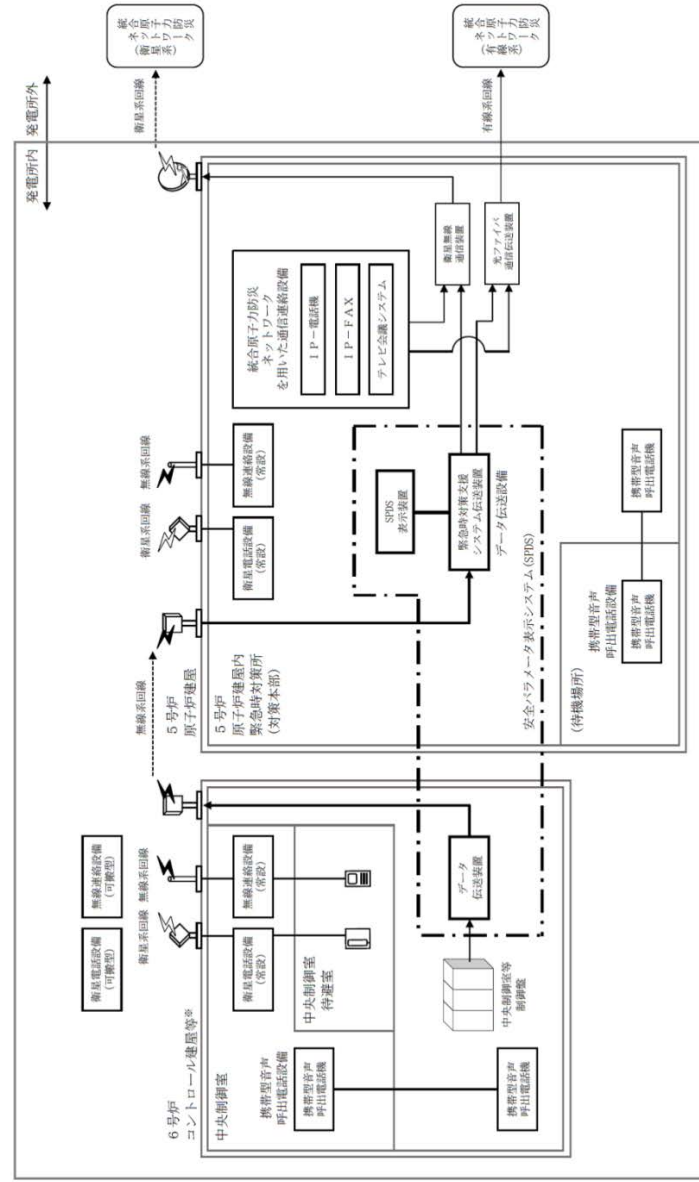
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

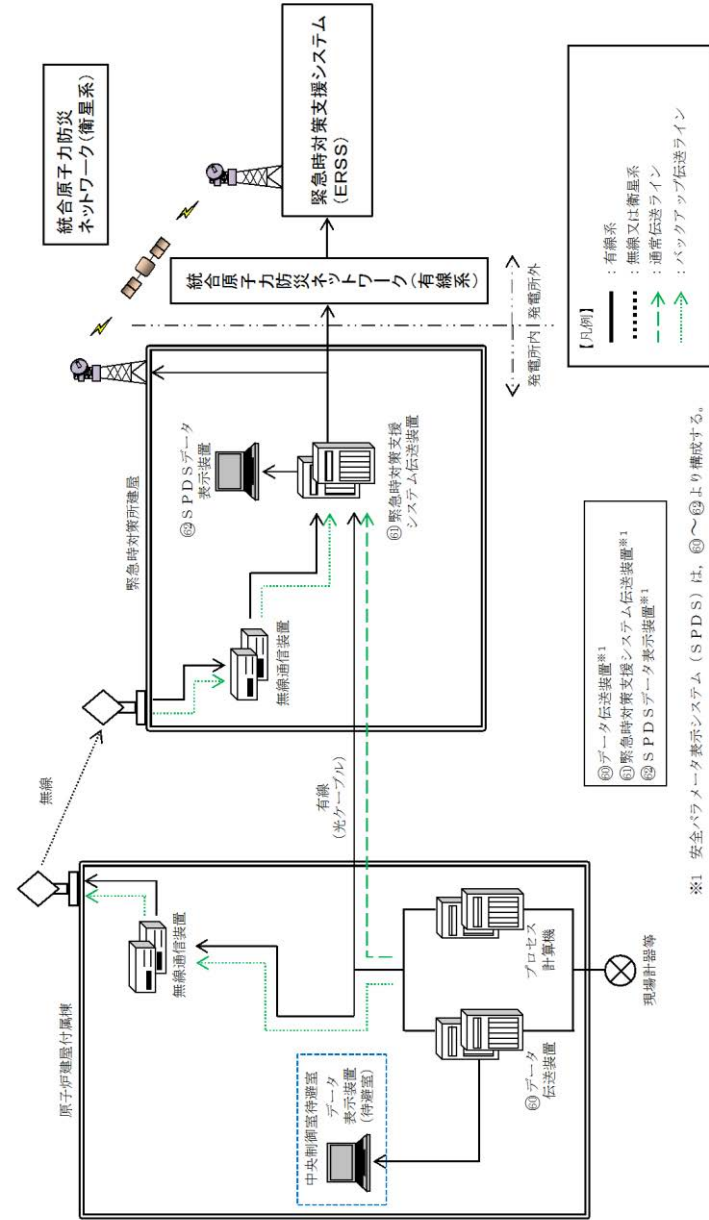
備考

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



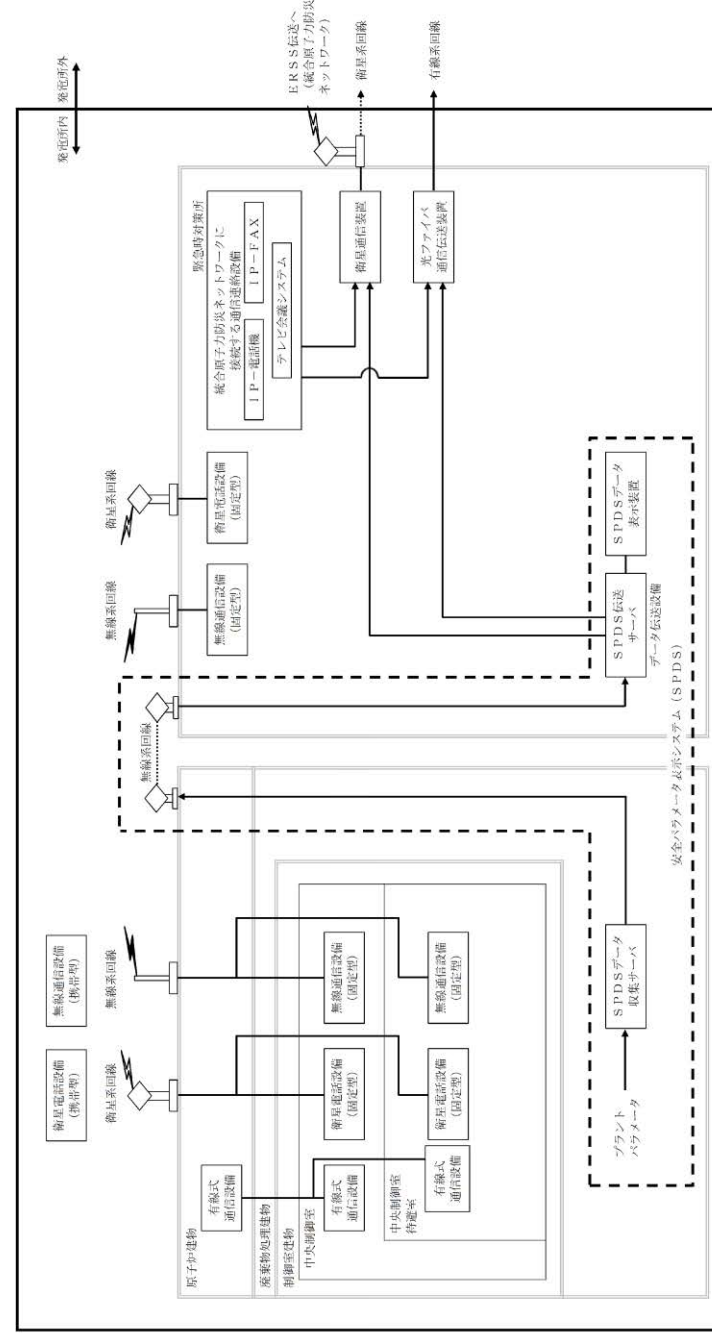


※:7号炉も同様  
第3.15-3図 安全パラメータ表示システムによる記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)



※1 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、③～⑤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