

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 [50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p> <table border="1" data-bbox="299 447 2347 1409"> <thead> <tr> <th data-bbox="299 447 477 499">相違No.</th> <th data-bbox="477 447 2347 499">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="299 499 477 573">①</td> <td data-bbox="477 499 2347 573">島根2号炉のベント時のドライウェル水位はドライウェル床面より高いため、ドライウェルベントラインの高さに当該水位を考慮する必要がある</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 573 477 667">②</td> <td data-bbox="477 573 2347 667">島根2号炉は、柏崎6/7と同様に、有効性評価解析結果及びスプレイの停止運用により基準適合する方針としているため、負圧破損防止として使用する窒素ガス代替注入系は、50条のSA設備として位置付けない</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 667 477 741">③</td> <td data-bbox="477 667 2347 741">島根2号炉の排出経路に設置される隔離弁は、空気作動弁を設置しない設計のため、遠隔空気駆動弁操作用ポンペ等はない</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 741 477 814">④</td> <td data-bbox="477 741 2347 814">島根2号炉は、被ばく評価上、遮蔽材、正圧化等の対策が不要</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 814 477 888">⑤</td> <td data-bbox="477 814 2347 888">島根2号炉は地下の格納槽に設置</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 888 477 961">⑥</td> <td data-bbox="477 888 2347 961">島根2号炉はPCVスプレイによりPCV下部へ注水を行う</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 961 477 1035">⑦</td> <td data-bbox="477 961 2347 1035">島根2号炉は、スクラビング水の補給及び排水設備を使用しなくても、フィルタ機能を維持することができる設計としているため、自主対策設備としている</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 1035 477 1108">⑧</td> <td data-bbox="477 1035 2347 1108">島根2号炉は、第1ベントフィルタスクラバ容器と別容器で有機よう素を除去する設計</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 1108 477 1182">⑨</td> <td data-bbox="477 1108 2347 1182">島根2号炉は、附属設備として整理</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 1182 477 1276">⑩</td> <td data-bbox="477 1182 2347 1276">残留熱代替除去系の除熱設備として原子炉補機代替冷却系を使用するが、島根2号炉の原子炉補機代替冷却系は常設代替交流電源設備から電源供給する設計としており、残留熱代替除去系も常設代替交流電源設備からの電源供給のみとしている。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 1276 477 1350">⑪</td> <td data-bbox="477 1276 2347 1350">東海第二は、「3.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」にて説明</td> </tr> <tr> <td data-bbox="299 1350 477 1409">⑫</td> <td data-bbox="477 1350 2347 1409">島根2号炉は、ドライウェル側もpH制御を行う</td> </tr> </tbody> </table>				相違No.	相違理由	①	島根2号炉のベント時のドライウェル水位はドライウェル床面より高いため、ドライウェルベントラインの高さに当該水位を考慮する必要がある	②	島根2号炉は、柏崎6/7と同様に、有効性評価解析結果及びスプレイの停止運用により基準適合する方針としているため、負圧破損防止として使用する窒素ガス代替注入系は、50条のSA設備として位置付けない	③	島根2号炉の排出経路に設置される隔離弁は、空気作動弁を設置しない設計のため、遠隔空気駆動弁操作用ポンペ等はない	④	島根2号炉は、被ばく評価上、遮蔽材、正圧化等の対策が不要	⑤	島根2号炉は地下の格納槽に設置	⑥	島根2号炉はPCVスプレイによりPCV下部へ注水を行う	⑦	島根2号炉は、スクラビング水の補給及び排水設備を使用しなくても、フィルタ機能を維持することができる設計としているため、自主対策設備としている	⑧	島根2号炉は、第1ベントフィルタスクラバ容器と別容器で有機よう素を除去する設計	⑨	島根2号炉は、附属設備として整理	⑩	残留熱代替除去系の除熱設備として原子炉補機代替冷却系を使用するが、島根2号炉の原子炉補機代替冷却系は常設代替交流電源設備から電源供給する設計としており、残留熱代替除去系も常設代替交流電源設備からの電源供給のみとしている。	⑪	東海第二は、「3.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」にて説明	⑫	島根2号炉は、ドライウェル側もpH制御を行う
相違No.	相違理由																												
①	島根2号炉のベント時のドライウェル水位はドライウェル床面より高いため、ドライウェルベントラインの高さに当該水位を考慮する必要がある																												
②	島根2号炉は、柏崎6/7と同様に、有効性評価解析結果及びスプレイの停止運用により基準適合する方針としているため、負圧破損防止として使用する窒素ガス代替注入系は、50条のSA設備として位置付けない																												
③	島根2号炉の排出経路に設置される隔離弁は、空気作動弁を設置しない設計のため、遠隔空気駆動弁操作用ポンペ等はない																												
④	島根2号炉は、被ばく評価上、遮蔽材、正圧化等の対策が不要																												
⑤	島根2号炉は地下の格納槽に設置																												
⑥	島根2号炉はPCVスプレイによりPCV下部へ注水を行う																												
⑦	島根2号炉は、スクラビング水の補給及び排水設備を使用しなくても、フィルタ機能を維持することができる設計としているため、自主対策設備としている																												
⑧	島根2号炉は、第1ベントフィルタスクラバ容器と別容器で有機よう素を除去する設計																												
⑨	島根2号炉は、附属設備として整理																												
⑩	残留熱代替除去系の除熱設備として原子炉補機代替冷却系を使用するが、島根2号炉の原子炉補機代替冷却系は常設代替交流電源設備から電源供給する設計としており、残留熱代替除去系も常設代替交流電源設備からの電源供給のみとしている。																												
⑪	東海第二は、「3.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」にて説明																												
⑫	島根2号炉は、ドライウェル側もpH制御を行う																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】</p> <p>【設置許可基準規則】</p> <p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】</p> <p>【設置許可基準規則】</p> <p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】</p> <p>【設置許可基準規則】</p> <p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</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>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、<u>格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系</u>を設ける。</p> <p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設置（設置許可基準規則解釈の第3項 a), b)）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する。</p> <p>この設備は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈の第3項 b) に対する要求事項を満たすものとする。</p> <p>i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、<u>フィルタ装置及びよう素フィルタ</u>を設置する設計とする。</p> <p><u>フィルタ装置</u>にて、粒子状放射性物質の99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して<u>99.9%以上</u>を除去可能である。また、<u>よう素フィルタ</u>にて、有機よう素に対して98%以上を除去可能である。</p>	<p>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために<u>必要な重大事故等対処設備</u>を設置及び保管する。</p> <p>3.7.1.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。</u></p> <p>【3.7.1.1(2)抜粋】</p> <p>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>（設置許可基準規則解釈第2項、第3項 a)）</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。</u></p>	<p>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、<u>格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系</u>を設ける。</p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系の設置</u>（設置許可基準規則解釈の第3項 a), b)）</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器フィルタベント系を使用する。</u></p> <p><u>この設備は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈の第3項 b) に対する要求事項を満たすものとする。</u></p> <p>i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する設計とする。</u></p> <p><u>第1ベントフィルタスクラバ容器にて、粒子状放射性物質の99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上を除去可能である。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器にて、有機よう素に対して98%以上を除去可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、まとめ資料本文に記載</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、3.7.2.1.1項に記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラバ水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。</p> <p>なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、<u>耐圧強化ベント系</u>の配管等は、他号炉とは共用しない。また、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設</p>	<p><u>本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>ii) <u>排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬式窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には可搬式窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラビング水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。</u></p> <p><u>なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラビング水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p>iii) <u>格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は3.7.1(1)viii)項に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉のベント時のドライウエル水位はドライウエル床面より高いため、ドライウエルベントラインの高さに当該水位を考慮する必要がある（以下、①の相違）</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>計とする。</p> <p>iv) <u>重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合には原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</u></p> <p>v) <u>格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により人力で、容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。</u> <u>また、空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作ポンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し、高圧窒素ガスを供給することにより容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。</u></p>	<p><u>格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が既定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</u></p> <p><u>また、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>iv) <u>重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器ベント停止後に再度、格納容器代替スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合には原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</u></p> <p>v) <u>格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガス爆発防止については52条に記載 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、柏崎6/7と同様に、有効性評価解析結果及びスプレイの停止運用により基準適合する方針としているため、負圧破損防止として使用する窒素ガス代替注入系は、50条のSA設備として位置付けない(以下、②の相違) 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の排出経路に設置される隔離弁は、空気作動弁を設置しない設計のため、

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、電動弁については常設代替交流電源設備（<u>第一ガスタービン発電機</u>）又は可搬型代替交流電源設備（<u>電源車</u>）からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。</p> <p>vi) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する際に、操作が必要な隔離弁の<u>遠隔手動弁操作設備</u>を介した操作場所は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するものとし、操作時の被ばく線量評価を行った上で、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。</u></p> <p>また、<u>空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置に加え、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。</u></p> <p>vii) <u>ラプチャーディスク</u>については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁、<u>並びにフィルタ装置とよう素フィルタとの隔壁として設置する。</u></p>	<p><u>遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽体に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、放射線防護を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>また、電動弁については常設代替交流電源設備（<u>ガスタービン発電機</u>）又は可搬型代替交流電源設備（<u>高圧発電機車</u>）からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。</p> <p>vi) <u>格納容器フィルタベント系</u>を使用する際に、操作が必要な隔離弁の<u>遠隔手動弁操作機構</u>を介した操作場所は、<u>原子炉建物付属棟に設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。</u></p> <p>vii) <u>圧力開放板</u>については、待機時に系統内を不活性ガス（<u>窒素ガス</u>）にて置換する際の大気との障壁として設置する。</p>	<p>遠隔空気駆動弁操作ポンベ等はない(以下、③の相違)</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は2段落後に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、被ばく評価上、遮蔽材、正圧化等の対策が不要(以下、④の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①及び②の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉は2段落前に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 3.7.2.2.1 項に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉の銀ゼオライトは湿分環境下においても性能を維持可能であるため、スクラバ容器と銀ゼオライト容器の間に圧</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、バイパス弁は併置しないものの、<u>ラプチャーディスク</u>は原子炉格納容器からの排気圧力(620kPa[gage])と比較して十分に低い圧力である約100kPa[gage]にて破裂する設計であり、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用の妨げにならない設計とする。</p> <p>viii) 原子炉格納容器との接続位置は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を用いた排気を実施することができる設計とする。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの排気では、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、<u>ダイヤフラム・フロア面からの高さを確保</u>するとともに、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>ix) <u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置</u>、<u>よう素フィルタ</u>及び使用時に高線量となる配管、機器等の周囲には遮蔽体を設置し、<u>格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護</u>する設計とする(詳細は3.7.2.1.3.1(6)参照)。</p>	<p>系統内に設ける圧力開放板は、<u>格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう</u>、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)内に設置し、フィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護</u>する設計とする。</p>	<p>また、バイパス弁は併置しないものの、<u>圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力(427kPa[gage])と比較して十分に低い圧力である約80kPa[gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計とする。</u></p> <p>viii) 原子炉格納容器との接続位置は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも<u>格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができる設計とする。</u></p> <p><u>サブプレッション・チェンバ側からの排気では、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</u></p> <p>ix) <u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器</u>、<u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び使用時に高線量となる配管、機器等は地下の格納槽に設置し、周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護</u>する設計とする(詳細は3.7.2.1.4.1(6)参照)。</p>	<p>力開放板を設置しない</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉型の違い 【柏崎6/7】排気圧力の相違については、柏崎6/7(ABWR)と島根2号炉(Mark-I改)の最高使用圧力の相違による。また、島根2号炉は、ベント開始圧力が最も小さい場合の圧力：1Pdと比較している 設備の相違 【柏崎6/7】圧力開放板の破裂圧力の相違については、設備仕様の相違 資料構成の相違 【東海第二】東海第二は本項目2段落目に記載 炉型の違い 【柏崎6/7、東海第二】①の相違 設備の相違 【柏崎6/7】島根2号炉は地下の格納槽に設置(以下、⑤の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>代替循環冷却系の設置</u> (設置許可基準規則第1項 a))</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために<u>代替循環冷却系</u>を使用する。</p>	<p><u>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) 及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の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。</u></p> <p><u>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>電源設備の多様性、位置的分散については、「第五十七条 電源設備」に記載する。</u></p> <p>(1) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u> (設置許可基準規則第1項)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための<u>重大事故等対処設備</u>として、<u>代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とする。</u></p>	<p>(2) <u>残留熱代替除去系の設置</u> (設置許可基準規則第1項 a))</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために残留熱代替除去系を使用する。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は3.7.2.1.3項に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替循環冷却系は、サブプレッション・チェンバを水源とし、<u>代替原子炉補機冷却系による除熱と復水移送ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ</u>が可能な設計とする。</p>	<p>また、<u>代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</u></p> <p><u>原子炉格納容器内へスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系海水系又は緊急用海水系により冷却できる設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</u></p> <p>(2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈第2項、第3項a））</p> <p>（前段に掲載のため記載省略）</p>	<p><u>残留熱代替除去系は、サブプレッション・チェンバを水源とし原子炉補機代替冷却系による除熱と残留熱代替除去ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが可能な設計とする。</u></p>	<p>東海第二では、代替循環冷却を使用しない場合の格納容器ベント実施までの時間が短いことから、更なる信頼性向上のために代替循環冷却系の多重化を図る。なお、島根2号炉では、ポンプの予備機を配備することで更なる信頼性の向上を図る</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はPCVスプレイによりPCV下部へ注水を行う（以下、⑥の相違）</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、3.7.2.2.1項に記載</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) <u>格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保</u> (設置許可基準規則解釈の第4項)</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置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>熱交換器ユニットの接続口は、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、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクと、代替循環冷却系の復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>(3) <u>多様性及び独立性、位置的分散</u> (設置許可基準規則解釈第4項)</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、大気を最終ヒートシンクとし、代替循環冷却系は、海を最終ヒートシンクとする原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわれるおそれがないよう多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>また、格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系と流路を分離することで共通要因によって同時に機能を損なわれるおそれがないよう可能な限り独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>さらに、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプと位置的分散を図る設計とする。</u></p>	<p>(3) <u>格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保</u> (設置許可基準規則解釈の第4項)</p> <p><u>格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系は、可搬型代替交流電源設備(高压発電機車)又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、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、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器並びに圧力開放板と、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は3.7.1.1(2)項に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は4段落後に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は2段落前に記載</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>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、<u>格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</u></p> <p>なお、多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散については、3.7.2.1.3項に詳細を示す。</p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として、以下を整備する。</u></p> <p>(4) <u>格納容器 pH 制御設備</u></p> <p>設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主対策設備として、<u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・チェンバのプール水中による素を保持することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。</u></p> <p><u>本系統は、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サブプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。</u></p>	<p>なお、<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</u></p> <p>(4) <u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置の設置</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サブプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サブプレッション・プール水中による素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、サブプレッション・プール水 pH 制御装置を設ける。</p> <p><u>本系統は、蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベにより薬液タンクを加圧し、残留熱除去系の配管からサブプレッション・チェンバ内に薬液（水酸化ナトリウム）を注入する設計とする。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置は、ドライウェル側から格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には、よう素の放出量の低減効果を期待できないものの、サブプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に、よう素の放出量の低減に有効である。</u></p>	<p><u>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</u></p> <p><u>なお、多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散については、3.7.2.1.3項に詳細を示す。</u></p> <p>なお、<u>格納容器フィルタベント系の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として、以下を整備する。</u></p> <p>(4) <u>サブプレッション・プール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御</u></p> <p>設置許可基準規則解釈第3項 b) i) に関連する自主的な手段として、<u>格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・チェンバのプール水中による素を保持することでよう素の放出量を低減するために、サブプレッション・プール水 pH 制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段がある。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御系は、圧送用窒素ボンベにより薬液タンクを加圧したのち、薬液注入弁を開することで、サブプレッション・チェンバスプレイ配管に薬液を圧送し注入する構成とする。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サブプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL 内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ドライウェルも pH 制御するため、ドライウェル側からのベントにおいても、よう素の放出量の低減に有効である</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>また、原子炉格納容器の負圧破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p><u>(5) 可搬型格納容器窒素供給設備</u> 設置許可基準規則解釈第3項 b) iv) に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために、<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>を設ける。本系統は、<u>可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウエル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。</u></p>	<p><u>(5) 不活性ガス系隔離弁のバイパスラインの設置</u> 既設の不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側））のバイパスラインは、<u>万一、何らかの理由で不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側））が開操作不可能な場合において、バイパスラインの弁を開操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。</u> <u>なお、バイパスラインの口径が小さく、原子炉格納容器の過圧破損防止には十分な容量でないこと等の理由から、不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側））のバイパスラインについては、自主的な運用とする。</u></p>	<p><u>(5) スクラビング水の補給及び排水設備</u> <u>設置許可基準規則解釈第1項 b) i) に関連する自主対策設備として、格納容器フィルタベント系を使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラビング水の pH 値の調整をすることで、第1ベントフィルタスクラバ容器を長期間使用することが可能な設計とする。</u> <u>また、本設備は事故後8日目以降に使用するものである。</u></p> <p><u>また、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、自主対策として以下の手段を整備する。</u></p> <p><u>(6) 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器の負圧破損防止</u> <u>設置許可基準規則解釈第3項 b) iv) に関連する自主的な手段として、原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために、窒素ガス代替注入系により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。本系統は、可搬式窒素供給装置を窒素ガス代替注入系配管に結合金具によりホースを接続し、可搬式窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウエル及びサプレッション・チェンバに供給可能である。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、スクラビング水の補給及び排水設備を使用しなくても、フィルタ機能を維持することができる設計としているため、自主対策設備としている（以下、⑦の相違）</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、十分な流量を確保できる第1隔離弁が多重化されていること、代替電源設備から受電可能であること、遠隔手動弁操作機構が設置されていることから、第1隔離弁のバイパスラインを使用しない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、本設備は事故後8日目以降に使用するものである。</p> <p>3.7.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>3.7.2.1.1 設備概要</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを大気へ排出することを目的として使用する。</p> <p>本系統は、<u>フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスク、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置、及び流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備</u>の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、<u>真空破壊弁を含む</u>）で構成する。</p> <p>本系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、排気圧力によりラプチャーディスクが破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を經由しフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口を通して排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>本系統を使用する際には、サプレッション・チェンバ内で、スクラッピング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェル側か</p>	<p>3.7.2 重大事故等対処設備</p> <p>【3.7.2.2抜粋】</p> <p>3.7.2.2 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>3.7.2.2.1 設備概要</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、<u>重大事故緩和設備として、フィルタ装置、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板から構成される格納容器圧力逃がし装置を使用する。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低減するために、<u>原子炉格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、その過程で原子炉格納容器内雰囲気ガスに含まれる放射性物質を捕集する設計とする。</u></p>	<p>また、本手段は事故後8日目以降に使用するものである。</p> <p>3.7.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.7.2.1 格納容器フィルタベント系</p> <p>3.7.2.1.1 設備概要</p> <p>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、<u>原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを大気へ排出することを目的として使用する。</u></p> <p>本系統は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び圧力開放板、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、及び流路である窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）で構成する。</u></p> <p>本系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>排気圧力により圧力開放板が破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由し第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物頂部付近に設ける放出口を通して排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</u></p> <p>本系統を使用する際には、<u>サプレッション・チェンバ内でのスクラッピング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とする</u>が、サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合、<u>若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェル側から格納</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理については、系統構成の相違。 遠隔空気駆動弁操作設備については、③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は本項目最後から7段落目に記載</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>ら格納容器ベント（ドライウエルベント）を行う。なお、ドライウエルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウエルへ排出される。</p> <p>本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、<u>ラプチャーディスク</u>が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、<u>遠隔手動弁操作設備</u>を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋内の原子炉区域外から人力にて操作を行うことが可能な設計とする。</p> <p>また、<u>大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクを設置し、フィルタ装置、及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサブプレッション・チェンバに排出するドレン移送ポンプを設置する。</u></p> <p>蒸気凝縮ドレンを排出した際には、<u>フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより、ガス状無機よう素の除去効率に影響を及ぼすため、可搬型のスクラバ水 pH 制御設備を用いて薬液濃度を調整する。</u></p>	<p>フィルタ装置は、<u>フィルタ装置内のスクラビング水、金属フィルタ及びよう素除去部により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。</u></p> <p>フィルタ装置は、<u>フィルタの構造及び機能の健全性を維持並びに捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。</u></p>	<p><u>容器ベント（ドライウエルベント）を行う。なお、ドライウエルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウエルへ排出される。</u></p> <p>本システムを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁、<u>圧力開放板</u>が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、<u>遠隔手動弁操作機構</u>を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建物付属棟から人力にて操作を行うことが可能な設計とする。</p> <p>また、<u>格納容器フィルタベント系の配管ルートは、原子炉格納容器、第1ベントフィルタスクラバ容器及び放出端の設置レベルを考慮し、ドレン溜まりが出来ないように、ドレンが第1ベントフィルタスクラバ容器に戻るようなルート構成とする。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は10段落後に記載 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、スクラバ容器に戻るドレンを考慮しても、スクラビング水の水位上昇がフィルタ機能維持可能な上限値に至らない設計としているため、ドレンタンクが不要 資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は本項目最後から3段落目に記載 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は別添資料-1に記載 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>一方で、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる可燃性ガスが本システムを経由して大気へ排出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、<u>可搬型窒素供給装置</u>を用いて本系統内を不活性化する設計とする。また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し、系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。</p> <p>さらに、<u>ラプチャーディスク</u>（よう素フィルタ下流側）の下流に雨水排水ラインを設置し、放出口より流入した雨水が系統内に蓄積することを防止する設計とする。</p>	<p><u>格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、使用中は、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるように、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の発電用原子炉施設とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>また、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、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と兼用する可搬型窒素供給装置の詳細は、「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の使用と併せて、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器にスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器圧力が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止することとする。</u></p>	<p>一方で、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる可燃性ガスが本システムを経由して大気へ排出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、<u>可搬式窒素供給装置</u>を用いて本系統内を不活性化する設計とする。また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し、系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。</p> <p>さらに、<u>圧力開放板（第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器下流側）の下流に雨水排水ラインを設置し、放出口より流入した雨水が系統内に蓄積することを防止する設計とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は 3.7.1 (1) iii)項に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は 3.7.1 (1) iv)項に記載</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><u>第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側), 第二弁及び第二弁バイパス弁は, 原子炉格納容器の隔離機能を確保するために設置するが, 事故時の原子炉格納容器内の環境を考慮し, 原子炉格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。</u></p> <p><u>第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側), 第二弁及び第二弁バイパス弁は, 開閉操作により原子炉格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後, 原子炉格納容器内雰囲気ガスの大気放出又はその大気放出を停止することができる設計とする。</u></p> <p><u>第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側), 第二弁及び第二弁バイパス弁は, 遠隔人力操作機構により容易かつ確実に操作場所で人力により開操作できる設計とする。また, 操作場所は, 炉心の著しい損傷時においても操作ができるよう, 遠隔人力操作機構を介し放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置し, さらに, 第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には, 格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置配管に対する遮蔽及び原子炉格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置 (空気ポンプユニット (空気ポンベ)) を設ける設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス (窒素) で置換する際, 大気との障壁として圧力開放板を設置する設計とする。圧力開放板は, 格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう, 原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で開放する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側, いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からのベントを第一優先とするが, 何らかの原因でサブプレッション・チェンバ側からのベントができない場合にはドライウエル側からのベントを行う。</u></p>		<ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は, 附属設備として整理 (以下, ⑨の相違) ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は5段落前に記載 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は3.7.1 (1) vii)項に記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は5段落前に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本システムを使用した際には、<u>フィルタ装置、よう素フィルタ及び入口側の配管の放射線量が高くなることから、遮蔽を設置し、周辺での作業における被ばくを低減することとする。</u></p>	<p><u>サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し、事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう、フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置し、周囲には遮蔽体を設ける設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度を監視できるよう、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、配管内で発生する蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設計とする。</u></p> <p><u>また、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発することでスクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計とする。なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加する薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め大気中から十分な量の薬剤をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計とする。</u></p>	<p>本システムを使用した際には、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び入口側の配管の放射線量が高くなることから、地下の格納槽に設置し、周囲には遮蔽体を設け、周辺での作業における被ばくを低減することとする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は3.7.1(1) viii)項に記載 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は表3.7-1に記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は4段落前に記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は別添資料-1に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

本系統に関する系統概要図を図3.7-1に、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.7-1に示す。

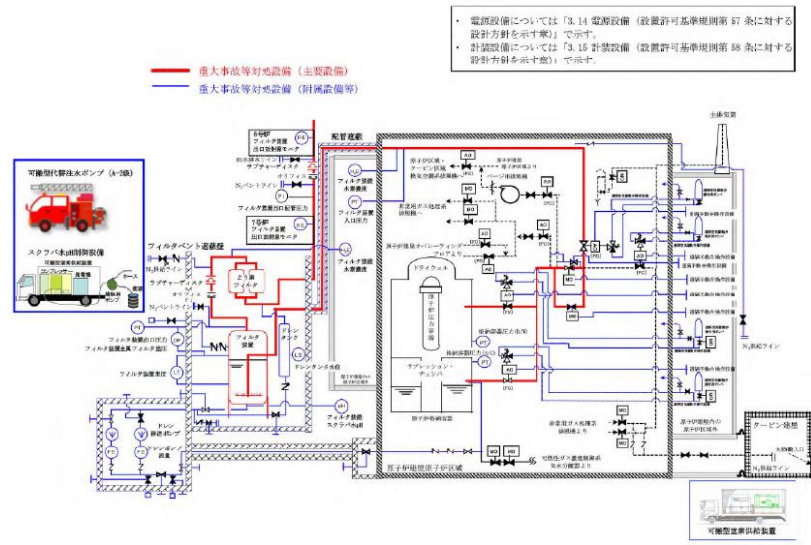
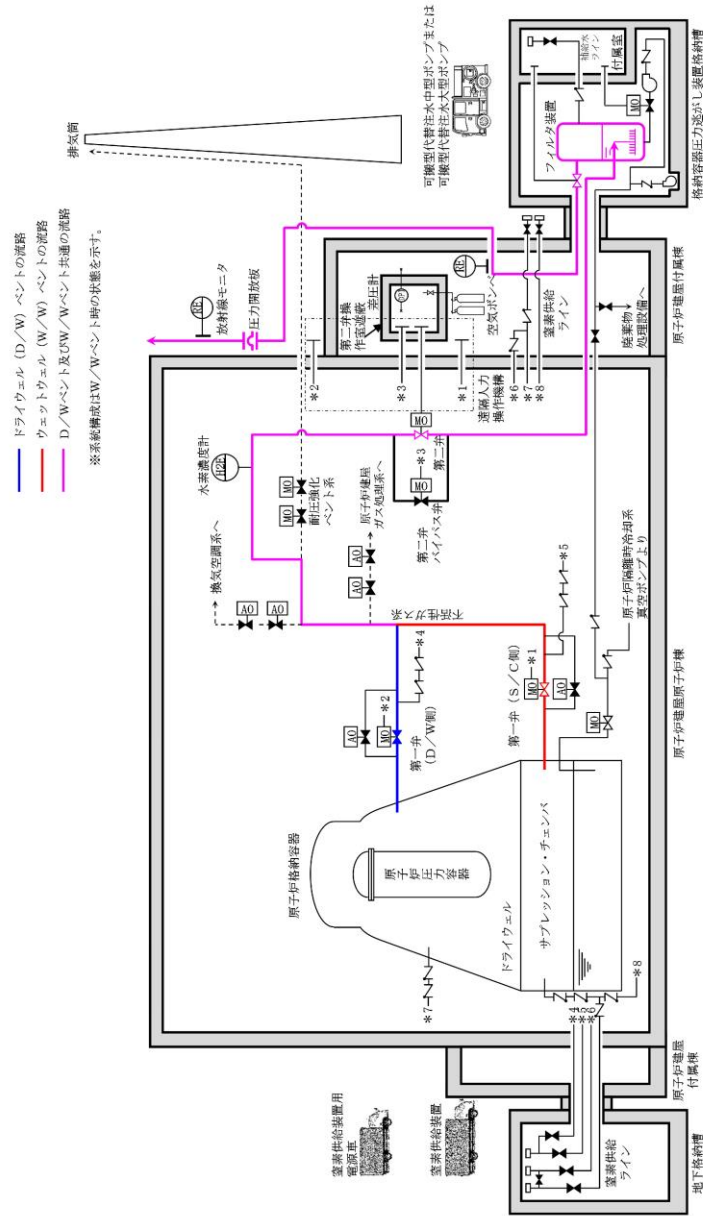


図3.7-1 格納容器圧力逃がし装置 系統図

東海第二発電所 (2018.9.18版)

格納容器圧力逃がし装置の概要図を第3.7-3図に、格納容器圧力逃がし装置に属する重大事故対処設備を第3.7-9表に示す。



第3.7-3図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

島根原子力発電所 2号炉

本系統に関する系統概要図を図3.7-1に、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.7-1に示す。

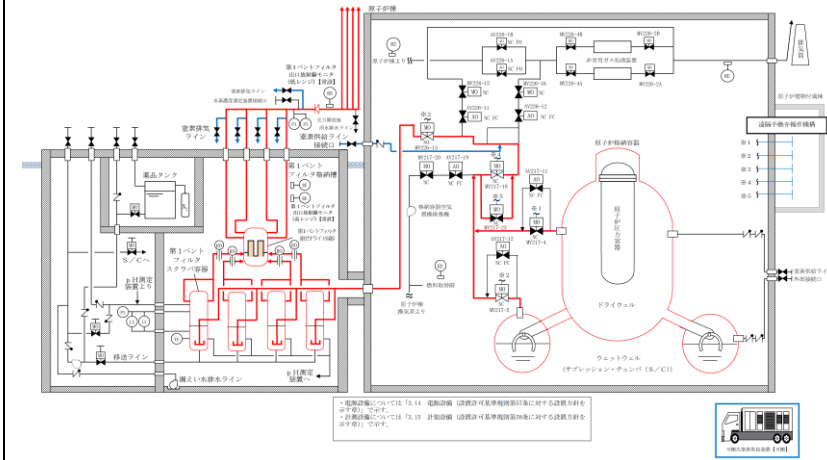


図3.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
<p>表 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p>第 3.7-9 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (1/2)</p>	<p>表 3.7-1 格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p>・設備の相違</p>																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンプ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】</td> </tr> <tr> <td>排出元</td> <td>原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 遠隔空気作動弁操作設備 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*2} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{*3}</td> <td>フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】	附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンプ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】	水源 ^{*1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】	排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】	流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 遠隔空気作動弁操作設備 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】	注水先	—	電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】	計装設備 ^{*3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>フィルタ装置【常設】 第一弁 (S/C 側)【常設】 第一弁 (D/W 側)【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)【可搬】 第二弁操作室差圧計【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 圧力開放板【常設】</td> </tr> <tr> <td>付属設備</td> <td>フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td>不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>フィルタ装置【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	フィルタ装置【常設】 第一弁 (S/C 側)【常設】 第一弁 (D/W 側)【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)【可搬】 第二弁操作室差圧計【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 圧力開放板【常設】	付属設備	フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】	水源 ^{*1}	西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】	関連設備	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】	注水先	フィルタ装置【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>遠隔手動弁操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>排出元</td> <td>原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>窒素ガス制御系配管・弁【常設】 非常用ガス処理系配管【常設】 格納容器フィルタベント系配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*1} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SA ロードセンタ【常設】 SA 1 コントロールセンタ【常設】 SA 2 コントロールセンタ【常設】 SA 電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA 用 115V 系蓄電池【常設】 SA 用 115V 系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA 用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{*2}</td> <td>スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウェル温度 (SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度 (SA)【常設】 ドライウェル圧力 (SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】	附属設備	遠隔手動弁操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬型】	水源	—	排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】	流路	窒素ガス制御系配管・弁【常設】 非常用ガス処理系配管【常設】 格納容器フィルタベント系配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】	注水先	—	電源設備 ^{*1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SA ロードセンタ【常設】 SA 1 コントロールセンタ【常設】 SA 2 コントロールセンタ【常設】 SA 電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA 用 115V 系蓄電池【常設】 SA 用 115V 系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA 用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】	計装設備 ^{*2}	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウェル温度 (SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度 (SA)【常設】 ドライウェル圧力 (SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)【常設】	<p>※1：単線結線図を補足資料 2 に示す。また、第 1 ベントフィルタ (主要設備) へ蒸気を通すために動作が必要なベント弁の電源についても記載する。</p>
設備区分	設備名																																																		
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】																																																		
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンプ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】																																																		
水源 ^{*1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】																																																		
排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】																																																		
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】 遠隔空気作動弁操作設備 配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】																																																		
注水先	—																																																		
電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】																																																		
計装設備 ^{*3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	フィルタ装置【常設】 第一弁 (S/C 側)【常設】 第一弁 (D/W 側)【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ)【可搬】 第二弁操作室差圧計【常設】 可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】 圧力開放板【常設】																																																		
付属設備	フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】																																																		
水源 ^{*1}	西側淡水貯水設備【常設】 代替淡水貯槽【常設】																																																		
関連設備	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む)【常設】 真空破壊装置【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁)【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】																																																		
注水先	フィルタ装置【常設】																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】 圧力開放板【常設】																																																		
附属設備	遠隔手動弁操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬型】																																																		
水源	—																																																		
排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊弁を含む)【常設】																																																		
流路	窒素ガス制御系配管・弁【常設】 非常用ガス処理系配管【常設】 格納容器フィルタベント系配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬型】																																																		
注水先	—																																																		
電源設備 ^{*1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SA ロードセンタ【常設】 SA 1 コントロールセンタ【常設】 SA 2 コントロールセンタ【常設】 SA 電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA 用 115V 系蓄電池【常設】 SA 用 115V 系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA 用 115V 系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】																																																		
計装設備 ^{*2}	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 ドライウェル温度 (SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ温度 (SA)【常設】 ドライウェル圧力 (SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)【常設】																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																							
<table border="1" data-bbox="154 205 911 415"> <tr> <td></td> <td> フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】 </td> </tr> <tr> <td>計装設備(補助)^{※4}</td> <td> ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力【常設】 </td> </tr> </table> <p>※1:水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2:単線結線図を補足説明資料50-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3:主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※4 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p>		フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】	計装設備(補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力【常設】	<p>第3.7-9表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧(2/2)</p> <table border="1" data-bbox="943 348 1644 1125"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">電源設備*2 (燃料給油設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置【常設】</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替低圧電源車【可搬】</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> </tr> <tr> <td>緊急用125V系蓄電池【常設】</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替直流電源設備</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替低圧電源車【可搬】</td> </tr> <tr> <td>可搬型整流器【可搬】</td> </tr> <tr> <td>燃料給油設備</td> </tr> <tr> <td>軽油貯蔵タンク【常設】</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】</td> </tr> <tr> <td>可搬型設備用軽油タンク【常設】</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">関連設備</td> <td>計装設備*3</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位【常設】</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置圧力【常設】</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度【常設】</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度【常設】</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル圧力【常設】</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・チェンバ圧力【常設】</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル雰囲気温度【常設】</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・プール水温度【常設】</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度(SA)【常設】</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度(SA)【常設】</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・プール水位【常設】</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>*2:電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>*3:計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	電源設備*2 (燃料給油設備を含む)	常設代替交流電源設備	常設代替高圧電源装置【常設】	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替低圧電源車【可搬】	常設代替直流電源設備	緊急用125V系蓄電池【常設】	可搬型代替直流電源設備	可搬型代替低圧電源車【可搬】	可搬型整流器【可搬】	燃料給油設備	軽油貯蔵タンク【常設】	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】	可搬型設備用軽油タンク【常設】	タンクローリ【可搬】	関連設備	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】	フィルタ装置圧力【常設】	フィルタ装置スクラビング水温度【常設】	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】	フィルタ装置入口水素濃度【常設】	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】	ドライウエル圧力【常設】	サプレッション・チェンバ圧力【常設】	ドライウエル雰囲気温度【常設】	サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】	サプレッション・プール水温度【常設】	格納容器内水素濃度(SA)【常設】	格納容器内酸素濃度(SA)【常設】	サプレッション・プール水位【常設】	原子炉建屋水素濃度【常設】	<p>※2:要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>・設備の相違</p>
	フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】																																									
計装設備(補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力【常設】																																									
設備区分	設備名																																									
電源設備*2 (燃料給油設備を含む)	常設代替交流電源設備																																									
	常設代替高圧電源装置【常設】																																									
	可搬型代替交流電源設備																																									
	可搬型代替低圧電源車【可搬】																																									
	常設代替直流電源設備																																									
	緊急用125V系蓄電池【常設】																																									
	可搬型代替直流電源設備																																									
	可搬型代替低圧電源車【可搬】																																									
	可搬型整流器【可搬】																																									
	燃料給油設備																																									
	軽油貯蔵タンク【常設】																																									
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】																																									
	可搬型設備用軽油タンク【常設】																																									
	タンクローリ【可搬】																																									
関連設備	計装設備*3																																									
	フィルタ装置水位【常設】																																									
	フィルタ装置圧力【常設】																																									
	フィルタ装置スクラビング水温度【常設】																																									
	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】																																									
	フィルタ装置入口水素濃度【常設】																																									
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】																																									
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】																																									
	ドライウエル圧力【常設】																																									
	サプレッション・チェンバ圧力【常設】																																									
	ドライウエル雰囲気温度【常設】																																									
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】																																									
	サプレッション・プール水温度【常設】																																									
	格納容器内水素濃度(SA)【常設】																																									
格納容器内酸素濃度(SA)【常設】																																										
サプレッション・プール水位【常設】																																										
原子炉建屋水素濃度【常設】																																										
<p>3.7.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p>	<p>3.7.2.2.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。 <u>兼用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> ・<u>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</u> 	<p>3.7.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉はまとめ資料本文に記載</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>(1) <u>フィルタ装置</u></p> <p>材料 : <u>スクラバ水</u>:水酸化ナトリウム水溶液 (<input type="text"/> 以上) :金属フィルタ:ステンレス鋼</p> <p>放射性物質除去効率 : <u>99.9%以上</u> (<u>粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して</u>)</p> <p>最高使用圧力 : <u>620kPa[gage]</u> 最高使用温度 : <u>200℃</u></p>	<p>(1) <u>フィルタ装置</u></p> <p>放射性物質除去性能</p> <p><u>エアロゾル</u> 99.9%以上 (<u>スクラビング水及び金属フィルタ</u>) <u>無機よう素</u> 99%以上 (<u>スクラビング水</u>) <u>有機よう素</u> 98%以上 (<u>よう素除去部</u>)</p> <p><u>個数</u> <u>1</u></p> <p>最高使用圧力 <u>0.62MPa[gage]</u> 最高使用温度 <u>200℃</u></p>	<p>(1) <u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u></p> <p>材料 : <u>スクラビング水</u>: <input type="text"/> <input type="text"/> <u>水溶液</u> (pH <input type="text"/> 以上) : <u>金属フィルタ</u>: <input type="text"/></p> <p>放射性物質除去効率 : <u>99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)</u> <u>99%以上 (無機よう素に対して)</u></p> <p>最高使用圧力 : <u>853kPa[gage]</u> 最高使用温度 : <u>200℃</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、第1ベントフィルタスクラバ容器と別容器で有機よう素を除去する設計(以下,⑧の相違) ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は5項目後に記載 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は機能維持を確認している pH を記載 ・設備の相違 【柏崎6/7】 設備仕様の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は4項目後に記載 ・炉型の違い 【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) と島根2号炉 (Mark-I改)の最高使用圧力の相違

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>系統設計流量 : <u>約 31.6 kg/s</u></p> <p>個数 : <u>1</u></p> <p>取付箇所 : <u>フィルタベント遮蔽壁内</u></p> <p>(2) <u>よう素フィルタ</u></p> <p>材料 : 銀ゼオライト</p> <p>放射性物質除去効率 : 98%以上(有機よう素に対して)</p> <p>最高使用圧力 : <u>250kPa[gage]</u></p> <p>最高使用温度 : 200℃</p> <p>系統設計流量 : <u>約 15.8kg/s/基</u></p> <p>個数 : <u>2</u></p> <p>取付箇所 : <u>フィルタベント遮蔽壁内</u></p>	<p>材 料</p> <p><u>スクラビング水</u> (待機時 p H13 以上)</p> <p><u>金属フィルタ</u> </p> <p><u>よう素除去部</u> <u>銀ゼオライト</u></p> <p>設 計 流 量 <u>13.4kg/s (原子炉格納容器圧力 0.31MPa[gage]において)</u></p> <p>取 付 箇 所 <u>格納容器圧力逃がし装置格納 槽</u></p>	<p>系統設計流量 : <u>約 9.8kg/s (格納容器圧力が 427kPa[gage]において)</u></p> <p>個数 : <u>4</u></p> <p>取付箇所 : <u>第1ベントフィルタ格納槽内</u></p> <p>(2) <u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u></p> <p>材料 : <u>銀ゼオライト</u></p> <p>放射性物質除去効率 : <u>98%以上(有機よう素に対して)</u></p> <p>最高使用圧力 : <u>427kPa[gage]</u></p> <p>最高使用温度 : <u>200℃</u></p> <p>系統設計流量 : <u>約 9.8kg/s (格納容器圧力が 427kPa[gage]において)</u></p> <p>個数 : <u>1</u></p> <p>取付箇所 : <u>第1ベントフィルタ格納槽内</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は4項目 前に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 定格熱出力の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は5項目前 に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、容器メ ーカの製造能力を考 慮し4基構成として いる</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																		
	<p>(2) <u>第一弁 (S/C側)</u></p> <table border="0"> <tr><td><u>型 式</u></td><td><u>電気作動</u></td></tr> <tr><td><u>個 数</u></td><td><u>1</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用圧力</u></td><td><u>0.62MPa[gage]</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用温度</u></td><td><u>200℃</u></td></tr> <tr><td><u>材 料</u></td><td><u>ステンレス鋼</u></td></tr> </table> <p>(3) <u>第一弁 (D/W側)</u></p> <table border="0"> <tr><td><u>型 式</u></td><td><u>電気作動</u></td></tr> <tr><td><u>個 数</u></td><td><u>1</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用圧力</u></td><td><u>0.62MPa[gage]</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用温度</u></td><td><u>200℃</u></td></tr> <tr><td><u>材 料</u></td><td><u>ステンレス鋼</u></td></tr> </table> <p>(4) <u>第二弁</u></p> <table border="0"> <tr><td><u>型 式</u></td><td><u>電気作動</u></td></tr> <tr><td><u>個 数</u></td><td><u>1</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用圧力</u></td><td><u>0.62MPa[gage]</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用温度</u></td><td><u>200℃</u></td></tr> <tr><td><u>材 料</u></td><td><u>ステンレス鋼</u></td></tr> </table> <p>(5) <u>第二弁バイパス弁</u></p> <table border="0"> <tr><td><u>型 式</u></td><td><u>電気作動</u></td></tr> <tr><td><u>個 数</u></td><td><u>1</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用圧力</u></td><td><u>0.62MPa[gage]</u></td></tr> <tr><td><u>最高使用温度</u></td><td><u>200℃</u></td></tr> <tr><td><u>材 料</u></td><td><u>ステンレス鋼</u></td></tr> </table> <p>(6) <u>第二弁操作室遮蔽</u></p> <table border="0"> <tr><td><u>材 料</u></td><td><u>普通コンクリート</u></td></tr> <tr><td><u>遮 蔽 厚</u></td><td><u>1,195mm以上 (フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽)</u> <u>395mm以上 (上記以外の遮蔽)</u></td></tr> </table> <p>(7) <u>第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ)</u></p> <table border="0"> <tr><td><u>本 数</u></td><td><u>19 (予備5)</u></td></tr> <tr><td><u>容 量</u></td><td><u>約47L (1本あたり)</u></td></tr> <tr><td><u>充 填 圧 力</u></td><td><u>約15MPa</u></td></tr> </table>	<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>	<u>個 数</u>	<u>1</u>	<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>	<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>	<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>	<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>	<u>個 数</u>	<u>1</u>	<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>	<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>	<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>	<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>	<u>個 数</u>	<u>1</u>	<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>	<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>	<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>	<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>	<u>個 数</u>	<u>1</u>	<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>	<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>	<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>	<u>材 料</u>	<u>普通コンクリート</u>	<u>遮 蔽 厚</u>	<u>1,195mm以上 (フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽)</u> <u>395mm以上 (上記以外の遮蔽)</u>	<u>本 数</u>	<u>19 (予備5)</u>	<u>容 量</u>	<u>約47L (1本あたり)</u>	<u>充 填 圧 力</u>	<u>約15MPa</u>		<p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>
<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>																																																				
<u>個 数</u>	<u>1</u>																																																				
<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>																																																				
<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>																																																				
<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>																																																				
<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>																																																				
<u>個 数</u>	<u>1</u>																																																				
<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>																																																				
<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>																																																				
<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>																																																				
<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>																																																				
<u>個 数</u>	<u>1</u>																																																				
<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>																																																				
<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>																																																				
<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>																																																				
<u>型 式</u>	<u>電気作動</u>																																																				
<u>個 数</u>	<u>1</u>																																																				
<u>最高使用圧力</u>	<u>0.62MPa[gage]</u>																																																				
<u>最高使用温度</u>	<u>200℃</u>																																																				
<u>材 料</u>	<u>ステンレス鋼</u>																																																				
<u>材 料</u>	<u>普通コンクリート</u>																																																				
<u>遮 蔽 厚</u>	<u>1,195mm以上 (フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽)</u> <u>395mm以上 (上記以外の遮蔽)</u>																																																				
<u>本 数</u>	<u>19 (予備5)</u>																																																				
<u>容 量</u>	<u>約47L (1本あたり)</u>																																																				
<u>充 填 圧 力</u>	<u>約15MPa</u>																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>ラプチャーディスク</u></p> <p>設定破裂圧力 : <u>約 100kPa [gage]</u></p> <p>個数 : <u>2</u></p> <p>取付箇所 : <u>フィルタベント遮蔽壁内及び原子炉建屋屋上</u></p> <p>なお, 電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備に</p>	<p>(8) <u>第二弁操作室差圧計</u></p> <p><u>個数</u> <u>1</u></p> <p><u>測定範囲</u> <u>0Pa~60Pa [gage]</u></p> <p>(9) <u>遠隔人力操作機構</u></p> <p><u>個数</u> <u>4</u></p> <p>(10) <u>圧力開放板</u></p> <p><u>型式</u> <u>引張型ラプチャーディスク</u></p> <p><u>個数</u> <u>1</u></p> <p>設定破裂圧力 <u>0. 08MPa [gage]</u></p> <p><u>材 料</u> <u>ステンレス鋼</u></p> <p>取 付 箇 所 <u>原子炉建屋原子炉棟近傍屋外</u></p>	<p>(3) <u>圧力開放板</u></p> <p>設定破裂圧力 : <u>約80kPa [gage]</u></p> <p>個数 : <u>1</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建物近傍</u></p> <p>なお, 電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3. 15</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は反転型 ・資料構成の相違 島根 2 号炉は 2 項目後に記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 2 項目前に記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の圧力開放板もステンレス製 ・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>については「3. 15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3. 7. 2. 1. 3 <u>格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性, 位置的分散</u> <u>格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は, 同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 表 3. 7-2 に示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</u> <u>格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。格納容器圧力逃がし装置は, 人力により排出経路に設置される隔離弁を操作することで, 格納容器ベントによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができることから, 弁やポンプの駆動に電源を要する代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</u> <u>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は, 格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで, 格納容器圧力逃がし装置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。熱交換器ユニットの接続口は, 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, 互いに異なる複数箇所に設置し, かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。</u> <u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し, 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に, 残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u> <u>格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 流路を分離することで独立性を有する設計とする。</u> <u>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散により, 格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は, 互いに重大事故等対処設備として, 可能な限りの独立性を有する設計とする。</u></p>		<p><u>計測設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)で示す。</u></p> <p>3. 7. 2. 1. 3 <u>格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性, 位置的分散</u> <u>格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は, 同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 表 3. 7-2 に示すとおり多様性, 位置的分散を図った設計とする。</u> <u>格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。格納容器フィルタベント系は, 可搬型代替交流電源設備(高压発電機車)又は人力により排出経路に設置される隔離弁を操作することで, 格納容器ベントによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができることから, 弁やポンプの駆動に電源を要する残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</u> <u>残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は, 格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで, 格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は, 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, 互いに異なる複数箇所に設置し, かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。</u> <u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は地下の格納槽内に, 圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し, 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u> <u>格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 流路を分離することで独立性を有する設計とする。</u> <u>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散により, 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は, 互いに重大事故等対処設備として, 可能な限りの独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

表 3.7-2 多様性, 位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	格納容器圧力逃がし装置	代替循環冷却系	
ポンプ	不要 ^{※1}	復水移送ポンプ 廃棄物処理建屋地下3階	
熱交換器		残留熱除去系熱交換器 原子炉建屋地下3階	
水源		熱交換器ユニット 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	
駆動用空気		サブプレッション・チェンバ 原子炉建屋地下3階	
潤滑方式		不要	
冷却水		油浴方式 不要 (自滑水)	
駆動電源		常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)
		7号炉タービン建屋南側の屋外	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

※1 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置, よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては, 原子炉建屋東側屋外 (6号炉), 原子炉建屋南東側屋外 (7号炉) に設置する

3.7.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第I項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度, 放射線, 荷重その他の使用条件において重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置, よう素フィルタ及びラプチャーディスク (よう素フィルタ上流側) は, 屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) に設置されている設備であることから, 想定される重大事故等時における屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) の環境条件及び荷重条件を考慮し, その機能を有効に発揮することができるよう, 以下の表3.7-3に示す設計とする。

表 3.7-2 多様性, 位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	格納容器フィルタベント系	残留熱代替除去系	
ポンプ	不要 ^{※1}	残留熱代替除去ポンプ 原子炉建物地下2階	
熱交換器		残留熱除去系熱交換器 原子炉建物1階	
水源		移動式代替熱交換設備 第1, 第3及び第4保管エリア	
駆動用空気		サブプレッション・チェンバ 原子炉建物地下2階	
潤滑方式		不要	
冷却水		油浴方式 原子炉補機代替冷却系	
駆動電源		常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	
		ガスタービン発電機建物地上1階	

※1 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は地下の格納槽内に, 圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置する

3.7.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度, 放射線, 荷重その他の使用条件において, 重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は, 第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている設備であることから, 想定される重大事故等時における第1ベントフィルタ格納槽内の環境条件及び荷重条件を考慮し, その機能を有効に発揮することができるよう, 以下の表3.7-3に示す設計とする。

3.7.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度, 放射線, 荷重その他の使用条件において, 重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については, 「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は, 格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内に設置される設備であることから, その機能を期待される重大事故等が発生した場合における格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内に想定される環境条件を第3.7-10表に示す。

第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び遠隔人力操作機構 (操作部を除く) は, 原子炉建屋原子炉棟内に, 遠隔人力操作機構 (第一弁 (S/C側), 第二弁及び第二弁バイパス弁用の操作部), 第二

・設備の相違

・記載方針の相違

【東海第二】

第一弁, 第二弁, 第二弁バイパス弁及び遠

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力逃がし装置のラプチャーディスク(よう素フィルタ下流側)は、屋外(原子炉建屋屋上)に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における屋外(原子炉建屋屋上)の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.7-4に示す設計とする。</p> <p>また、降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とするとともに、<u>フィルタ装置外面にはヒーター及び保温材を設置することによる凍結防止対策を行う。なお、ヒーターが使用できない場合においても24時間以上はスクラバ水が凍結しないことを確認している。</u></p> <p>(50-4, 50-5)</p>	<p><u>弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)及び第二弁操作室差圧計は、原子炉建屋付属棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に想定される環境条件を第3.7-11表に示す。</u></p> <p><u>遠隔人力操作機構(第一弁(D/W側)用の操作部)及び圧力開放板及び配管の一部は、屋外に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外に想定される環境条件を第3.7-12表に示す。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備(設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章)」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p>(50-3-3~12)</p>	<p>格納容器フィルタベント系の圧力開放板は、屋外(原子炉建物近傍)に設置される設備であることから、<u>想定される重大事故等時における屋外(原子炉建物近傍)の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.7-4に示す設計とする。</u></p> <p><u>また、降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とする。第1ベントフィルタスクラバ容器は地下の格納槽に設置しているため、凍結しない設計とする。</u></p> <p>(50-4)</p>	<p>備考</p> <p>隔人力操作機構については⑨の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)及び第二弁操作室差圧については④の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 ⑤の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																								
<p>表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件 (屋外 (フィルタベント遮蔽壁内))</p> <table border="1" data-bbox="172 310 893 716"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風)・積雪	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第3.7-10表 想定する環境条件 (格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内)</p> <table border="1" data-bbox="973 302 1670 730"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とするため影響を受けない (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.7-11表 想定する環境条件 (原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内)</p> <table border="1" data-bbox="973 835 1670 1270"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とするため影響を受けない (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。	環境条件	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。	<p>表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件 (第1ベントフィルタ格納槽内)</p> <table border="1" data-bbox="1762 310 2478 722"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>第1ベントフィルタ格納槽内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>第1ベントフィルタ格納槽内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	第1ベントフィルタ格納槽内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風)・積雪	第1ベントフィルタ格納槽内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p>
環境条件等	対応																																																										
温度・圧力・湿度・放射線	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風)・積雪	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																																										
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																																										
環境条件	対応																																																										
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とするため影響を受けない (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) 内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。																																																										
電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。																																																										
環境条件	対応																																																										
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。																																																										
電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。																																																										
環境条件等	対応																																																										
温度・圧力・湿度・放射線	第1ベントフィルタ格納槽内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風)・積雪	第1ベントフィルタ格納槽内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。																																																										
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。																																																										
<p>表 3.7-4 想定する環境条件及び荷重条件 (原子炉建物頂部付近)</p> <table border="1" data-bbox="172 1331 893 1717"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外 (原子炉建物屋上) で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>屋外 (原子炉建物屋上) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外 (原子炉建物屋上) で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風)・積雪	屋外 (原子炉建物屋上) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第3.7-12表 想定する環境条件 (屋外)</p> <table border="1" data-bbox="961 1331 1682 1808"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>設置場所である屋外で想定される風 (台風) 及び竜巻の風荷重, 積雪, 火山の影響による荷重を考慮し, 機器が損傷しない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	設置場所である屋外で想定される風 (台風) 及び竜巻の風荷重, 積雪, 火山の影響による荷重を考慮し, 機器が損傷しない設計とする。	電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。	<p>表 3.7-4 想定する環境条件及び荷重条件 (原子炉建物頂部付近)</p> <table border="1" data-bbox="1762 1346 2478 1751"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建物頂部付近で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>屋外 (原子炉建物屋上) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物頂部付近で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風)・積雪	屋外 (原子炉建物屋上) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機能が損なわれない設計とする。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。	<p>・設備の相違</p>														
環境条件等	対応																																																										
温度・圧力・湿度・放射線	屋外 (原子炉建物屋上) で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風)・積雪	屋外 (原子炉建物屋上) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																																										
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																																										
環境条件	対応																																																										
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	設置場所である屋外で想定される風 (台風) 及び竜巻の風荷重, 積雪, 火山の影響による荷重を考慮し, 機器が損傷しない設計とする。																																																										
電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。																																																										
環境条件等	対応																																																										
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物頂部付近で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																																										
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																																										
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																																										
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																																										
風 (台風)・積雪	屋外 (原子炉建物屋上) で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機能が損なわれない設計とする。																																																										
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波により機能が損なわれない設計とする。																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁 (一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁) については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。また、一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。さらに、一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側)、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、二次隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。表3.7-5に操作対象機器を示す。</p> <p>また、流路に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置に接続される系統との隔離のための弁 (換気空調系一次隔離弁、非常用ガス処理系一次隔離弁、非常用ガス処理系フィ</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>フィルタ装置、第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁及び第二弁バイパス弁を使用する格納容器圧力逃がし装置は、中央制御室の制御盤のスイッチで操作が可能な設計とする。</p> <p>第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁及び第二弁バイパス弁は、全ての電源喪失時においても現場で操作が可能となるよう遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。</p> <p>また、流路に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で開放する設計とする。そのため、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作をすることが可能である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時に、格納容器圧力逃がし装置に接続される流路と換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系の隔離を確実にするため、各系統</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁 (NGC N2 トーラス出口隔離弁、NGC N2 ドライウエル出口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁) については、遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物附属棟より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。また、NGC N2 トーラス出口隔離弁、NGC N2 ドライウエル出口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC 非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC 非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建物附属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、NGC 非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。表3.7-5に操作対象機器を示す。</p> <p>また、流路に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時に、格納容器フィルタベント系に接続される系統との隔離のための弁 (SGT NGC 連絡ライン隔離弁、SGT NGC 連絡ライン隔離</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ルタ装置出口隔離弁A及びB、非常用ガス処理系Uシール隔離弁)については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。</p> <p>なお、原子炉区域・タービン区域換気空調系、非常用ガス処理系には、格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため、<u>手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが、これらの弁については通常時閉とし、さらに運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の開操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</u></p> <p><u>水素バイパスラインに設置される止め弁については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>雨水排水ラインに設置される止め弁については、屋外(原子炉建屋屋上)において人力にて操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>に隔離弁をそれぞれ2弁ずつ設置し、中央制御室により閉操作、又は閉確認をすることができる設計とする。</p> <p><u>これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉であり、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。また、耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり、電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する際は、これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置使用中にフィルタ装置水位調整(水張り)を実施する場合に操作が必要な弁及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの接続については、現場(格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍)にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置及び入口配管は、格</u></p>	<p>弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口弁、NGC常用空調換気入口弁後弁)については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。</p> <p><u>雨水排水ラインに設置される止め弁(FCVS排気ラインドレン排出弁)については、屋外(原子炉建物南側)において人力にて操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、表3.7-5に記載 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の他系統との隔離弁は、手動弁はないため、運転員を弁の近傍に配置することは不要 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は水素バイパスラインに止め弁を設置しない 記載方針の相違 【東海第二】 設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は屋外(原子炉建物南側)に設置 設備の相違 【東海第二】 ⑦の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置水位調整（水抜き）及び格納容器圧力逃がし装置系統の窒素ページを実施する場合に操作が必要な弁、ポンプの起動スイッチ及び可搬型窒素供給装置の接続については、現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内の付属室、原子炉建屋近傍屋外）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となる格納容器圧力逃がし装置及び入口配管は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能な設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体で構成されており、通常時及び重大事故等が発生した場合において、特段の操作を必要とせず使用できる設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンペ）を運転するための弁操作は、想定される重大事故等が発生した場合において第二弁操作室の環境条件を考慮の上、第二弁操作室にて操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置を用いた原子炉格納容器へ窒素の供給の操作性については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p><u>窒素供給装置を用いてフィルタベント装置に窒素を供給する場合は、窒素供給装置用電源車と共に原子炉建屋近傍に配置するとともにホースを原子炉建屋西側のフィルタベント装置窒素供給ライン接続口に接続し、現場操作でフィルタベント装置窒素供給ライン元弁を開とし、窒素供給装置付属のスイッチにより起動することで窒素供給を行う。</u></p> <p><u>原子炉建屋西側のフィルタベント装置窒素供給ライン元弁については、原子炉建屋西側地下格納槽内から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。</u></p>		<p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>表 3. 7-5 に操作対象機器を示す。これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>(50-4)</p>	<p>これらの操作する機器については、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p><u>第3. 7-13表及び第3. 7-14表に各操作場所を示す。</u></p> <p>(50-3-10~12, 14)</p>	<p><u>表 3. 7-5 に操作対象機器を示す。</u>これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>(50-4, 50-5)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)				東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考
表 3.7-5 操作対象機器				第 3.7-13 表 操作対象機器				表 3.7-5 操作対象機器				・設備の相違
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	
フィルタ装置	—	—	—	第一弁 (S/C側)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	第1 ベントフィルタスクラバ容器	—	—	—	
よう素フィルタ	—	—	—	第一弁 (D/W側)	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟1階	第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	—	—	—	
ラプチャーディスク	閉止→破裂	—	—	第一弁 (D/W側)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	圧力開放板	閉止→破裂	—	—	
一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	第二弁	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟屋上	NGC N2 トーラス出口隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作※1	
		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	第二弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	原子炉建物付属棟1階 (原子炉建物内の原子炉棟外)	手動操作(遠隔手動弁操作機構)			
		原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)	第二弁バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	原子炉建屋付属棟3階(第二弁操作室)					
一次隔離弁 (ドライウエル側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	換気空調系一次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	NGC N2 ドライウエル出口隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作※1	
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	換気空調系二次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室			原子炉建物付属棟2階 (原子炉建物内の原子炉棟外)	手動操作(遠隔手動弁操作機構)	
		原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔空気駆動弁操作設備)	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室			NGC 非常用ガス処理入口隔離弁	弁閉→弁開	
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	原子炉建物付属棟3階 (原子炉建物内の原子炉棟外)	手動操作(遠隔手動弁操作機構)	中央制御室	スイッチ操作※1	
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	耐圧強化ベント系一次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室					
二次隔離弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	耐圧強化ベント系二次隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作※1	
		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	フィルタベント装置移送ライン止め弁	弁閉→弁開	手動操作 (遠隔人力操作機構)	格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室			原子炉建物付属棟3階 (原子炉建物内の原子炉棟外)	手動操作(遠隔手動弁操作機構)	
フィルタ装置入口弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※1 (遠隔手動弁操作設備)	フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟地下1階	NGC FCVS 第1ベントフィルタ入口弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
		原子炉建屋地上3階	手動操作※1 (遠隔空気駆動弁操作設備)	フィルタベント装置補給水ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室	SGT NGC 連絡ライン隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
耐圧強化ベント弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1 (遠隔手動弁操作設備)	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋西側地下格納槽	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
		原子炉建屋地上3階	手動操作※1 (遠隔空気駆動弁操作設備)	移送ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
換気空調系第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	可搬型代替注水中型ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	西側淡水貯水設備近傍屋外	NGC 常用空調換気入口隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
換気空調系第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※3	可搬型代替注水大型ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	代替淡水貯槽近傍屋外	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
非常用ガス処理系第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	窒素供給装置	起動・停止	スイッチ操作	原子炉建屋西側屋外	NGC 耐圧強化ベントライン止め弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
非常用ガス処理系第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※3	窒素供給装置用電源車	起動・停止	スイッチ操作	原子炉建屋西側屋外	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2	
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2					FCVS 排気ラインドレン排出弁	弁閉→弁開	屋外 (原子炉建物南側)	手動操作	
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2									
非常用ガス処理系Uシール隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作※2									

※1 中央制御室にてランプ確認を行う
全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う

※1 中央制御室にてランプ確認を行う
全閉でないことが確認された場合は、原子炉建物付属棟より遠隔手動弁操作機構を用いて開操作を行う。
※2 中央制御室にてランプ確認を行う
全閉若しくは全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)				東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考																			
水素バイパスライン止め弁		弁閉→弁開		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)		手動操作 (遠隔手動弁操作設備)																									
フィルタベント大気放出ラインドレン弁		弁開→弁閉		屋外(原子炉建物屋上)		手動操作																									
<p>※1 中央制御室にてランプ確認を行う。 全閉若しくは全開でないことが確認された場合は、原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備若しくは遠隔空気駆動弁操作設備を用いて操作を行う。</p> <p>※2 中央制御室にてランプ確認を行う。 全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。</p> <p>※3 中央制御室にてランプ確認を行う。 これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</p>				<p>第3.7-14表 操作対象機器(第二弁操作室空気ポンベユニット)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作方法</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁</td> <td>弁開→弁開</td> <td>手動操作</td> <td>原子炉建屋付属棟3階</td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁</td> <td>弁開→弁開</td> <td>手動操作</td> <td>原子炉建屋付属棟3階</td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁</td> <td>弁開→弁開</td> <td>手動操作</td> <td>原子炉建屋付属棟3階</td> </tr> </tbody> </table>				機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁	弁開→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟3階	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁	弁開→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟3階	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁	弁開→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟3階								
機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所																												
第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁	弁開→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟3階																												
第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁	弁開→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟3階																												
第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁	弁開→弁開	手動操作	原子炉建屋付属棟3階																												
<p>(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。</p>				<p>(3) 試験検査(設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等は、第3.7-15表に示すように発電用原子炉の停止中に開放検査、機能・性能検査、外観検査及び分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置は、開放検査としてマンホールを開放して内部点検、機能性能検査として漏えい確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>スクラビング水は、機能・性能検査として水質確認が可能な設計とする。</u></p>				<p>(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。</p>				<p>・設備の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は表3.7-6に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、別添資料-1に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、別添資料</p>																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>よう素フィルタ</u>については、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験が可能な設計とする。</p> <p><u>ラプチャーディスク</u>については、発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替えが可能な設計とする。</p> <p>また、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>において原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁及び空気作動弁については、表 3. 7-6 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。</p> <p>また、機能性能試験として、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>また、<u>よう素除去部に充填される銀ゼオライト</u>は、<u>機能・性能検査</u>として、<u>内部に設置している試験片</u>を用いてよう素除去性能試験が<u>実施可能な設計</u>とする。</p> <p><u>第一弁（S / C側）、第一弁（D / W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁</u>は、<u>機能・性能検査</u>として漏えい確認及び開閉動作の確認、<u>分解検査</u>として部品の浸透探傷試験及び<u>外観点検</u>が可能な設計とする。</p> <p><u>圧力開放板及び配管</u>は、<u>機能・性能検査</u>として漏えい確認、<u>外観検査</u>として<u>外観点検</u>が可能な設計とする。</p> <p><u>第二弁操作室遮蔽</u>は、<u>断面寸法が確認でき</u>、<u>発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査</u>できる設計とする。</p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）</u>は、<u>発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査</u>として、<u>表面状態を目視により確認</u>が可能な設計とする。また、<u>機能・性能検査</u>として、<u>発電用原子炉の運転中又は停止中に空気ポンプ残圧の確認</u>により空気ポンプ容量を確認し、<u>発電用原子炉の停止中に正圧化試験</u>を行い、<u>系統全体の気密性能</u>確認</p>	<p><u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u>については、<u>発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査</u>が可能であることに加え、<u>内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）</u>を用いてよう素除去性能試験が可能な設計とする。</p> <p><u>圧力開放板</u>については、<u>発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替え</u>が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>格納容器フィルタベント系</u>において原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁については、表 3. 7-6 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。</p> <p><u>発電用原子炉の運転中</u>については、<u>弁の開閉動作の確認</u>により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、<u>開閉動作の確認</u>は実施しない。</p> <p>また、<u>機能・性能試験</u>として、<u>格納容器フィルタベント系</u>の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>料-1 に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二の容器はフィルタ装置のみ</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉も、弁の分解検査として浸透探傷試験及び外観点検を行う</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、別添資料-1 に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																							
<p>表3.7-6 格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="154 787 914 1003"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">停止中</td> <td>機能・性能点検</td> <td>漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能試験</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>フィルタ装置, よう素フィルタの容器外面並びに内部構造物の外観の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>ラプチャーディスクの取替え</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置, よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能点検	漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能試験	弁動作試験	弁開閉動作の確認	外観検査	フィルタ装置, よう素フィルタの容器外面並びに内部構造物の外観の確認	分解検査	ラプチャーディスクの取替え	<p>認が可能な設計とする。</p> <p><u>第二弁操作室差圧計は, 発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷, 割れ等がないことについての確認を行えるとともに, 発電用原子炉の停止中に機能・性能検査として計器の校正を行うことが可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については, 「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章)」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p>(50-5-5~9)</p> <p>第3.7-15 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="1003 850 1665 1333"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>点検内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">停止中</td> <td>開放検査</td> <td>フィルタ装置の内部点検</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>フィルタ装置, 圧力開放板, 配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 第二弁操作室の正圧化試験 第二弁操作室差圧計の校正</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>圧力開放板及び配管の外観の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転中又は停止中</td> <td>外観検査</td> <td>空気ポンベの表面状態を目視により確認 第二弁操作室遮蔽のひび割れ, 表面状態の外観確認 第二弁操作室差圧計の外観確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>空気ポンベ残圧の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>格納容器圧力逃がし装置は, 不活性ガス系及び耐圧強化ベント系と一部配管を共有しているが, 共通部分以外は独立した配管であり本来の用途以外の用途には使用しない設計</u></p>	原子炉の状態	項目	点検内容	停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検	機能・性能検査	フィルタ装置, 圧力開放板, 配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 第二弁操作室の正圧化試験 第二弁操作室差圧計の校正	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認	運転中又は停止中	外観検査	空気ポンベの表面状態を目視により確認 第二弁操作室遮蔽のひび割れ, 表面状態の外観確認 第二弁操作室差圧計の外観確認	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認	<p>表3.7-6 格納容器フィルタベント系の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="1736 787 2504 1003"> <thead> <tr> <th>プラント状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">停止中</td> <td>機能・性能点検</td> <td>漏えい試験 銀ゼオライトよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の容器外面並びに内部構造物の外観の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>圧力開放板の取替え</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては, 通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器, 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び圧力開放板については本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p>	プラント状態	項目	内容	停止中	機能・性能点検	漏えい試験 銀ゼオライトよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認	外観検査	第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の容器外面並びに内部構造物の外観の確認	分解検査	圧力開放板の取替え	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違【東海第二】⑨の相違 ・設備の相違
発電用原子炉の状態	項目	内容																																								
停止中	機能・性能点検	漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能試験																																								
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																																								
	外観検査	フィルタ装置, よう素フィルタの容器外面並びに内部構造物の外観の確認																																								
	分解検査	ラプチャーディスクの取替え																																								
原子炉の状態	項目	点検内容																																								
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検																																								
	機能・性能検査	フィルタ装置, 圧力開放板, 配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認 第二弁操作室の正圧化試験 第二弁操作室差圧計の校正																																								
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認																																								
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認																																								
運転中又は停止中	外観検査	空気ポンベの表面状態を目視により確認 第二弁操作室遮蔽のひび割れ, 表面状態の外観確認 第二弁操作室差圧計の外観確認																																								
	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認																																								
プラント状態	項目	内容																																								
停止中	機能・性能点検	漏えい試験 銀ゼオライトよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認																																								
	外観検査	第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の容器外面並びに内部構造物の外観の確認																																								
	分解検査	圧力開放板の取替え																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本システムを使用する際には、流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）並びに二次隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスをフィルタ装置及び、よう素フィルタに導くことが可能である。</p> <p>また、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。</p> <p>さらに、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。</p> <p>これにより、図 3.7-2 及び図 3.7-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(50-5)</p>	<p>とする。</p> <p><u>また、共通部分についても、重大事故等に対処するためのシステムの切替えは必要としない設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体で設置するうへ、本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要な設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、第二弁操作室差圧計は、本来の用途以外の用途として使用しない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p style="text-align: right;">(50-4-4, 5)</p>	<p>本システムを使用する際には、流路に接続される弁（NGC N2 トーラス出口隔離弁、NGC N2 ドライウエル出口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスを第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に導くことが可能である。</p> <p>また、NGC N2 トーラス出口隔離弁、NGC N2 ドライウエル出口隔離弁、NGC 非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC 非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構により原子炉建物付属棟より人力にて操作することも可能である。NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。</p> <p>これにより、図 3.7-2 及び図 3.7-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(50-5)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント弁の開操作を「切替え」と整理 ・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ベント弁の開操作を「切替え」と整理 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違

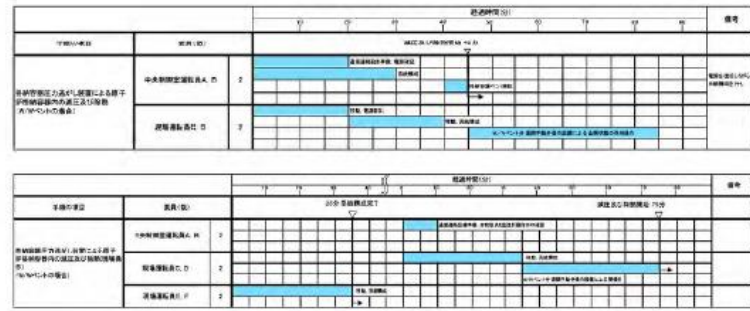


図 3.7-2 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート (ウェットウェルベントの場合) *

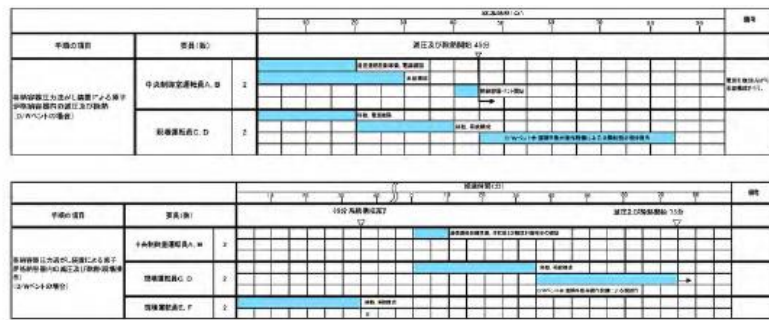
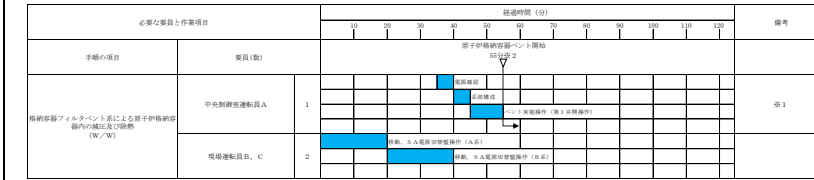
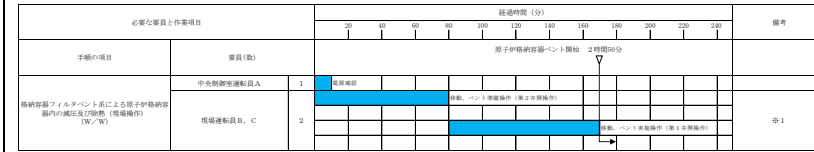


図 3.7-3 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート (ドライウェルベントの場合) *

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート

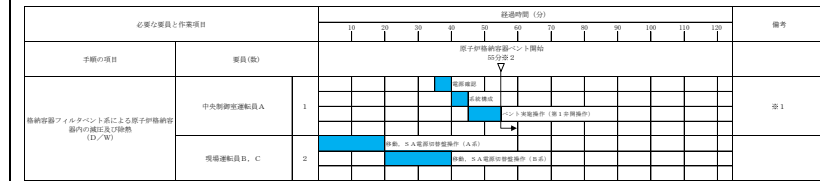


※ 1 : NCG非実用ガス処理入口隔離中の関係がでない場合は、NCG非実用ガス処理入口隔離をバイパスを全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。
※ 2 : 実用コントロールセンターが使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。

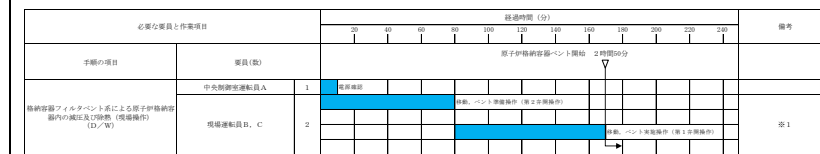


※ 1 : NCG非実用ガス処理入口隔離中の関係がでない場合は、NCG非実用ガス処理入口隔離をバイパスを全開とする。現場運転員B、Cにて実施した場合、2時間以内で可能である。

図 3.7-2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート (現場操作による格納容器ベント) *



※ 1 : NCG非実用ガス処理入口隔離中の関係がでない場合は、NCG非実用ガス処理入口隔離をバイパスを全開とする。中央制御室運転員Aにて実施した場合、20分以内で可能である。
※ 2 : 実用コントロールセンターが使用可能な場合は、中央制御室運転員Aにて25分以内で可能である。



※ 1 : NCG非実用ガス処理入口隔離中の関係がでない場合は、NCG非実用ガス処理入口隔離をバイパスを全開とする。現場運転員B、Cにて実施した場合、2時間以内で可能である。

図 3.7-3 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート (現場操作による格納容器ベント) *

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート

- 運用の相違
- 記載方針の相違

- 運用の相違
- 記載方針の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は, 不活性ガス系, 非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続されている。</u></p> <p>通常時に使用する系統としては表3.7-7のとおり, <u>不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが, 二次隔離弁, 二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。</u></p> <p>一方で, 重大事故等時において<u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に, 排出経路を構成するための隔離境界箇所は, 表3.7-8のとおりである。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側), 及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は, 一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており, それぞれの系統を隔離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。</u></p> <p><u>これらのうち格納容器圧力逃がし装置から1つ目の弁 (一次隔離弁) は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。</u> <u>また, 2つ目の弁 (二次隔離弁) は通常時閉の手動弁である。</u></p> <p><u>これら手動弁については運転操作上, 弁を開とする必要が生じた場合には, 速やかに弁の操作を実施できるよう運転員を</u></p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置には, 重大事故等時の排気経路に換気空調系, 原子炉建屋ガス処理系並びに耐圧強化ベント系が接続されており, それぞれの系統を隔離する弁は直列で2弁ずつ設置する設計とする。</u></p> <p><u>これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁であり, また, 耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり, 電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であるが, 格納容器圧力逃がし装置を使用する際は, これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。</u></p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は, 原子炉棟換気系, 窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系が接続されている。</u></p> <p><u>通常時に使用する系統としては表3.7-7のとおり, 窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系があるが, NGC非常用ガス処理入口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁, SGT NGC連絡ライン隔離弁及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され, 悪影響を防止する。</u></p> <p><u>一方で, 重大事故等時において格納容器フィルタベント系を使用する際に, 排出経路を構成するための隔離境界箇所は, 表3.7-8のとおりである。</u></p> <p><u>原子炉棟換気系との接続箇所は, NGC N2トラス出口隔離弁, NGC N2ドライウェル出口隔離弁とNGC非常用ガス処理入口隔離弁, NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁の間となっており, 系統を隔離する弁は直列に2弁設置してある。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系から1つ目の弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。</u> <u>2つ目の弁は通常時閉の電動弁であり, 電源喪失時にはアズイズとなるため, 中央制御室での閉確認が必要である。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】</p> <p>系統構成の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】</p> <p>島根2号炉は, 非常用ガス処理系との接続箇所について4段落後に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>3プラントとも他系統の隔離弁2弁の駆動方式及びその組合せが異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</u></p> <p>また、<u>耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され、系統を隔離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。格納容器圧力逃がし装置から1つ目の弁は通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。2つ目の弁について、非常用ガス処理系フィルタ装置に接続する弁は通常時閉の電動弁であり、電源喪失時にはアズイズとなるため、中央制御室での閉確認が必要である。</u></p> <p><u>また、排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり、Uシールドレンを介して原子炉建屋内に接続されている。通常時はUシール部は水シールされており、原子炉建屋内に開放されていないが、念のために格納容器ベント実施前に中央制御室で当該弁の閉操作を行う運用とする。</u></p> <p>以上のことから、<u>格納容器圧力逃がし装置は、通常時は弁により他の系統と隔離し、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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に表3.7-8に示すように隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>以上のことから、<u>格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を隔離する弁は直列で二重に設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁について第3.7-16表に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等のおそれはなく、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）及び第二弁操作室差圧計は、通常時は使用しない系統であり、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設</u></p>	<p><u>また、非常用ガス処理系はNGC非常用ガス処理系入口隔離弁、NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁とSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁との間に接続され、系統を隔離する弁は直列に各2弁ずつ設置してある。格納容器フィルタベント系から1つ目の弁は通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。2つ目の弁は通常時閉の電動弁であり、電源喪失時にはアズイズとなるため、中央制御室での閉確認が必要である。</u></p> <p>以上のことから、<u>格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>また、格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に表3.7-8に示すように隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>島根2号炉の他系統との隔離弁は、手動弁はないため、運転員を隔離弁の近傍に配置することは不要</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系について2段落前に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の他系統との隔離弁は全て2弁設置。通常時開の弁はない</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(50-4, 50-5)	<p><u>備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) は、転倒等のおそれがないよう固定して保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章) 」の「3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p>	(50-4, 50-5)	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																												
<p align="center"><u>表 3.7-7 他系統との隔離弁 (通常時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">不活性ガス系</td> <td>二次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>耐圧強化ベント弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉	非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	<p align="center"><u>第 3.7-16 表 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">換気空調系</td> <td>換気空調系一次隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>換気空調系二次隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋ガス処理系</td> <td>原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ベント系</td> <td>耐圧強化ベント系一次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系二次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	換気空調系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系一次隔離弁	電動駆動	通常時閉	耐圧強化ベント系二次隔離弁	電動駆動	通常時閉	<p align="center"><u>表 3.7-7 他系統との隔離弁 (通常時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">窒素ガス制御系</td> <td>NGC非常用ガス処理入口隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系</td> <td>SGT NGC連絡ライン隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT耐圧強化ベントライン止め弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	窒素ガス制御系	NGC非常用ガス処理入口隔離弁	電動駆動	通常時閉	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉	非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	<p>・設備の相違</p>																		
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																																												
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																																												
換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	換気空調系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系一次隔離弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
	耐圧強化ベント系二次隔離弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																																												
窒素ガス制御系	NGC非常用ガス処理入口隔離弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
<p align="center"><u>表 3.7-8 他系統との隔離弁 (重大事故等時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系</td> <td>第一隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉区域・タービン区域換気空調系</td> <td>第一隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">耐圧強化ベント系</td> <td>第一隔離弁 (耐圧強化ベント弁*)</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 (自動起動インターロック有)</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	非常用ガス処理系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁	手動	通常時閉	原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁	手動	通常時閉	耐圧強化ベント系	第一隔離弁 (耐圧強化ベント弁*)	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動インターロック有)	第二隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時閉	<p align="center"><u>表 3.7-8 他系統との隔離弁 (重大事故等時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">非常用ガス処理系</td> <td>SGT NGC連絡ライン隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT耐圧強化ベントライン止め弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉棟換気系</td> <td>NGC常用空調換気入口隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>NGC常用空調換気入口隔離弁後弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	電動駆動	通常時閉	原子炉棟換気系	NGC常用空調換気入口隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉	<p align="center"><u>表 3.7-8 他系統との隔離弁 (重大事故等時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">非常用ガス処理系</td> <td>SGT NGC連絡ライン隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT耐圧強化ベントライン止め弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉棟換気系</td> <td>NGC常用空調換気入口隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>NGC常用空調換気入口隔離弁後弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	電動駆動	通常時閉	原子炉棟換気系	NGC常用空調換気入口隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉	<p>・設備の相違</p>
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																																												
非常用ガス処理系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	第二隔離弁	手動	通常時閉																																																																												
原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	第二隔離弁	手動	通常時閉																																																																												
耐圧強化ベント系	第一隔離弁 (耐圧強化ベント弁*)	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	第二隔離弁 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動インターロック有)																																																																												
	第二隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時閉																																																																												
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																																												
非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
原子炉棟換気系	NGC常用空調換気入口隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																																												
非常用ガス処理系	SGT NGC連絡ライン隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
原子炉棟換気系	NGC常用空調換気入口隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																																												
	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁	電動駆動	通常時閉																																																																												
<p>※耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要 (中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能)</p>																																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表3.7-9に示す。</u></p> <p>このうち、<u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよ素フィルタについては、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから、約1.3m厚さのコンクリート製のフィルタベント遮蔽壁の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、フィルタ装置へ接続する屋外配管についても、同様に放射線量が高くなることから、機器の周囲に鉄板遮蔽を設置する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、操作場所での</u></p>	<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、入口配管及びドレン移送設備は、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから、格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設)、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>当該系統を使用する際に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.7-17表に示す。</u></p> <p><u>このうち、中央制御室で操作をする機器は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため、操作可能である。</u></p>	<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表3.7-9に示す。</u></p> <p>このうち、<u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器については、当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから地下の格納槽の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、第1ベントフィルタスクラバ容器へ接続する配管についても、同様に地下の格納槽の中に設置する。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、運転員の放射線防護を考慮した設計とする。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ドレン移送設備については⑦の相違</p> <p>【柏崎6/7】 フィルタベント遮蔽壁については③の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、原子炉建屋内の配管についても記載</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する。</u></p> <p>(50-4, 50-5)</p>	<p><u>第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物に設置し、重大事故等発生時に操作及び作業を必要としない設計とする。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、原子炉建屋付属棟内の放射線量が高くなるおそれの少ない場所で操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p>(50-3-10~12)</p>	<p>(50-4)</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタの設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>スクラバ水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。</u></p> <p><u>また、当該システムを使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラバ水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラバ水のpH値の調整をすることで、フィルタ装置を長期間使用することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>スクラバ水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ水pH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99.9%以上確保できる□以上を維持可能な添加濃度とする。</u></p>	<p>3.7.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>フィルタ装置、第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板は、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な放出流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置は、原子炉格納容器から放出する放射性物質の低減に必要な放射性物質の除去性能を有する設計とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置は、ベント実施を想定する重大事故シーケンスにおいて、環境への影響をできるだけ小さく留めるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができるように、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去効率が99.9%以上確保可能なスクラビング水の最低水位を維持する設計とする。</u></p> <p><u>また、当該システムを使用した際に、系統内の蒸気凝縮によってフィルタ装置が機能喪失となるまでスクラビング水位が上昇しない設計とする。</u></p> <p><u>スクラビング水の待機時薬液添加濃度については、想定されるスクラビング水pHの低下要因に対しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保可能な添加濃度とする。</u></p>	<p>3.7.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>スクラビング水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、第1ベントフィルタスクラバ容器の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて99.9%以上確保可能な水位とする。</u></p> <p><u>スクラビング水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラビング水pH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH□以上を維持可能な添加濃度とする。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は別添資料-1に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>フィルタ装置の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。</p> <p>よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な吸着層と排気ガスとの接触時間を十分に確保できる吸着層厚さ及び有効面積を有する設計とする。</p> <p>ラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約100kPa[gage]で破裂する設計とする。</p> <p>(50-7)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二) (i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に對</p>	<p>金属フィルタ許容エアロゾル量については、想定される重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な面積を有する設計とする。</p> <p>よう素除去部の銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。</p> <p>圧力開放板の開放圧力は、格納容器逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力0.31MPa[gage]~0.62MPa[gage]と比較して十分に低い圧力として0.08MPa[gage]で開放する設計とする。</p> <p>第二弁操作室遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)の機能と併せて、第二弁操作室に留まる操作員の居住性を確保するために必要な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>第二弁操作室差圧計は、第二弁操作室と第二弁操作室の周囲の差圧の基準値を上回る範囲を測定可能な設計とする。</p> <p>(50-6-7~28)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二) (i) 要求事項 常設重大事故等対処設備の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件(重大事故等に対処するための必要な機</p>	<p>第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。</p> <p>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の吸着ベッドは、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な吸着剤と排気ガスとの接触時間を十分に確保できる吸着層厚さ及び有効面積を有する設計とする。</p> <p>圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約80kPa[gage]で破裂する設計とする。</p> <p>(50-7)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二) (i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 設備仕様の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉の排気圧力は3.7.1(1)vii)項に記載 ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三) (i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) に対して多様性を有する常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機) 又は可搬型代替交流電源設備 (電源車) からの給電により駆動できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・</u></p>	<p><u>能)を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</u></p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性、位置的分散 (設置許可基準規則第43条第2項三) (i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準規則第50条においては重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はない。</u> なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するための代替循環冷却系に対して<u>多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。</u> (50-3-2~14, 50-4-2~5)</p>	<p><u>施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</u></p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三) (i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は重大事故緩和設備であり、代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である残留熱代替除去系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) に対して多様性を有する常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は可搬型代替交流電源設備 (高圧発電機車) からの給電により駆動できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は地下の格納槽に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ並びに残留</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>一方で、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、設置許可基準規則第48条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>の安全機能を代替する。<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>については、<u>サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、格納容器ベント管を通してサブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。</u></p> <p>したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。</p> <p>(50-2, 50-4, 50-5)</p>	<p>3.7.2.2.3.3 <u>設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</u></p> <p>(1) <u>容量（設置許可基準規則第43条第3項一）</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、第二弁操作室内の運転員の窒息を防止するとともに、第二弁操作室内への外気の流入を一定時間遮断するのに必要な空気容量を有する設計とする。空気ポンベの本数は、必要な空気ポンベ容量を有する本数に加え、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に十分に余裕のある容量</u></p>	<p><u>熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建物内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>一方で、<u>格納容器フィルタベント系</u>は、設置許可基準規則第48条においては、<u>常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）については、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、ベント管を通してサブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。</u></p> <p><u>したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。</u></p> <p>(50-2, 50-4, 50-5)</p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)については④の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 可搬型窒素供給装置については⑨の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>を有する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(50-6-29~31)</u></p> <p><u>(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）は、系統に接続した状態で保管されており使用のための接続を伴わない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p><u>(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>第二弁室空気ポンベユニット (空気ポンベ) 及び可搬型窒素供給装置は, 可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) ではないことから対象外とする。</u></p> <p><u>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第3項四)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) は, 放射線量が高くなるおそれの少ない第二弁操作室内で操作が可能ないように設置し, 重大事故等が発生した場合においても使用が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章)」の「3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p><u>(5) 保管場所 (設置許可基準規則第43条第3項五)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋付属棟内に保管する。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章)」の「3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p><u>(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第43条第3項六)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンベ) は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋付属棟に保管し、使用することからアクセス不要であり対象外とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章)」の「3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p><u>(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第3項七)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、重大事故緩和設備であり、同一目的の重大事故等対処設備又は代替する機能を有する設計基準対象施設はない。</u></p> <p><u>なお、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋付属棟内に固定して保管することにより、可能な限り頑健性を有する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置については、「3.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」の「3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条への適合方針」で示す。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(50-3-12)</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7.2.2 代替循環冷却系</p> <p>3.7.2.2.1 設備概要</p> <p>代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。</p> <p>代替循環冷却系は、サブプレッション・チェンバのプール水を復水移送ポンプにより原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイするとともに、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>代替循環冷却系は、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置及び、水源であるサブプレッション・チェンバ、流路である復水補給水系、高圧炉心注水系の配管及び弁、給水系の配管、弁及びスパージャ、残留熱除去系の配管、弁、ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッダ、注</p>	<p>3.7.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.7.2.1 代替循環冷却系</p> <p>3.7.2.1.1 設備概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・チェンバ並びに残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ又は緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナを使用する。また、非常用取水設備である貯留堰、取水路及び取水ピット又はSA用海水ピット、海水引込み管及びSA用海水ピット取水塔を使用する。</p> <p>代替循環冷却系ポンプは、サブプレッション・チェンバを水源とし、残留熱除去系A系又はB系を介して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内に水をスプレイ又はサブプレッション・チェンバへの戻りラインよりサブプレッション・チェンバに注水できる設計とする。</p> <p>また、残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプによりサブプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器（A）又は残留熱除去系熱交換器（B）にて冷却できる設計とする。</p>	<p>3.7.2.2 残留熱代替除去系</p> <p>3.7.2.2.1 設備概要</p> <p>残留熱代替除去系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。</p> <p>残留熱代替除去系は、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（常設代替交流電源設備、代替所内電気設備）、計測制御装置及び、水源であるサブプレッション・チェンバ、流路である残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ、<u>低圧原子炉代替注水系の配管及び弁</u>、格納容器スプレイ・ヘッダ、注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は3.7.2.1項の第3段落に記載 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違 【東海第二】 S/Cへの直接注水は行わず、D/Wへスプレイした水がPCVベント管からS/Cへ戻ることにより、S/P水をB-RHR熱交換器により冷却するループを形成する。また、島根2号炉では、重大事故等時のRHR熱交換器の冷却を可搬型設備で行うが、東海第二は常設設備で行う。 資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は3.7.2.1.1項の第1段落に記載 設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。</p> <p>サプレッション・チェンバのプール水は、<u>残留熱除去系の配管及び熱交換器</u>を通り、<u>高圧炉心注水系及び復水補給水系の配管を経て、復水移送ポンプ</u>に供給される。<u>復水移送ポンプ</u>により昇圧された系統水は、<u>復水補給水系及び残留熱除去系の配管</u>を通り、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用される。</p> <p>また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、<u>原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ</u>を行うことも可能とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へス</p>	<p><u>代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、全交流動力電源喪失した場合でも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。</u></p> <p>原子炉圧力容器へ注水された系統水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納</p>	<p><u>サプレッション・チェンバのプール水は、残留熱除去系の配管を通り、残留熱代替除去ポンプに供給される。残留熱代替除去ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用される。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを行うことも可能とする。</u></p> <p>原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へス</p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱代替除去系の除熱設備として使用する原子炉補機代替冷却系は、常設代替交流電源設備から電源供給する設計としており、残留熱代替除去系も常設代替交流電源設備からの電源供給のみとしている。(以下、⑩の相違)</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は 3.7.2.1.1 項の第 7 段落に記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉はポンプ下流に熱交換器を配置及び系統構成の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・記載方針の相違</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>プレイされた系統水とともに<u>ダイヤフラムフロア、ペDESTALを経て、格納容器ベント管に設けられている連通孔からサブプレッション・チェンバに戻る</u>ことにより、循環冷却ラインを形成する。</p> <p>なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、<u>常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由して給電することにより駆動が可能な設計</u>としている。</p> <p>前述のとおり、本系統はサブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用する系統であるが、重大事故等時におけるサブプレッション・チェンバの水温は 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、<u>代替循環冷却系を行う場合は、代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。</u></p> <p>なお、<u>代替循環冷却系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は、代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、電源設備（可搬型代替交流電源設備）、計測制御装置、及び流路である原子炉補機冷却系の配管及び弁、ホース、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、並びに燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）等から構成される。</u></p> <p><u>熱交換器ユニットは、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と代替原子炉補機冷却水ポンプで、構成され、移動可能とするた</u></p>	<p>容器の<u>ドライウエル内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻る</u>ことで循環する。</p> <p><u>代替循環冷却系による循環ラインは、サブプレッション・プール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、閉回路にて構成する。</u></p>	<p>プレイされた系統水とともに格納容器ベント管からサブプレッション・チェンバに戻るにより、<u>循環冷却ラインを形成する。</u></p> <p><u>なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、常設代替交流電源設備（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することにより駆動が可能な設計としている。</u></p> <p><u>前述のとおり、本系統はサブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用する系統であるが、重大事故等時におけるサブプレッション・チェンバの水温は 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行った場合、原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、残留熱代替除去系を行う場合は、原子炉補機代替冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。</u></p> <p><u>なお、残留熱代替除去系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、残留熱代替除去系による循環ラインは閉ループにて構成する。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、電源設備（常設代替交流電源設備）、計測制御装置、及び流路である原子炉補機代替冷却系の配管及び弁、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク、ホース、取水口、取水管、取水槽、並びに燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク、タンクローリ等から構成される。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備は、海水を冷却源としたプレート式熱交換器と移動式代替熱交換設備淡水ポンプで構成され、移動可能と</u></p>	<p>・炉型の違い 【柏崎 6/7】 格納容器の構造の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 3.7.2.1.1 項の第 4 段落に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 ⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 3.7.2.1.1 項の第 1 段落に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>めに熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。</p> <p><u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、海を水源とし、<u>熱交換器ユニット</u>の熱交換器に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、<u>熱交換器ユニットの海水側配管及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>の異物混入による機能低下を防ぐために、<u>代替原子炉補機冷却海水ストレーナ</u>を設置する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系は、<u>熱交換器ユニット</u>の淡水側において、<u>残留熱除去系熱交換器</u>で、熱交換を行った系統水を<u>熱交換器ユニット</u>により冷却及び送水し、再び<u>残留熱除去系熱交換器</u>で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し、<u>熱交換器ユニット</u>の海水側において、<u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>により海水を取水し、<u>熱交換器ユニット</u>に送水することで淡水側との熱交換を行い、熱交換後の系統水を海へ排水する。ここで、<u>熱交換器ユニット</u>の淡水側は、ホースを<u>熱交換器ユニット</u>とタービン建屋の接続口に接続することで流路を構成し、<u>熱交換器ユニット</u>の海水側は、<u>熱交換器ユニット</u>、<u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>等をホースで接続することで流路を構成する設計とする。</p> <p><u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備である<u>軽油タンク及びタンクローリ(4kL)</u>により補給できる設計とする。</p> <p>本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、<u>熱交換器ユニット</u>に搭載された<u>代替原子炉補機冷却水ポンプ</u>の操作スイッチ及び<u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。</p>	<p><u>残留熱除去系を構成する残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系ポンプ(B)</u>は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>	<p>するために<u>熱交換器及び移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</u>は車両に搭載する設計とする。</p> <p><u>大型送水ポンプ車</u>は、海を水源とし、<u>移動式代替熱交換設備の熱交換器</u>に送水することで、熱交換後の海水を海へ排水する。また、<u>移動式代替熱交換設備</u>には異物混入による機能低下を防ぐために、<u>機器付のストレーナ</u>を設置する。</p> <p><u>原子炉補機代替冷却系</u>は、<u>移動式代替熱交換設備</u>の淡水側において、<u>残留熱除去系熱交換器</u>で熱交換を行った系統水を<u>移動式代替熱交換設備</u>により冷却及び送水し、再び<u>残留熱除去系熱交換器</u>で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し、<u>移動式代替熱交換設備</u>の海水側において、<u>大型送水ポンプ車</u>により海水を取水し、<u>移動式代替熱交換設備</u>に送水することで淡水側との熱交換を行い、<u>熱交換後の系統水</u>を海へ排水する。ここで、<u>移動式代替熱交換設備</u>の淡水側は、ホースを<u>移動式代替熱交換設備</u>と原子炉建物の屋外の接続口に接続することで流路を構成し、<u>移動式代替熱交換設備</u>の海水側は、<u>移動式代替熱交換設備</u>、<u>大型送水ポンプ車</u>等をホースで接続することで流路を構成する設計とする。</p> <p>また、屋外の接続口が使用できない場合には、<u>大型送水ポンプ車</u>により屋内の接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に送水し、<u>残留熱除去系熱交換器</u>で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の海水は、原子炉補機冷却系から屋外の接続口を介し、海へ排水する。</p> <p><u>大型送水ポンプ車</u>は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし、燃料は燃料補給設備である<u>ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンク</u>からタンクローリにより補給できる設計とする。</p> <p>本系統は、現場での弁操作により系統構成を行った後、<u>移動式代替熱交換設備</u>に搭載された<u>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</u>の操作スイッチ及び<u>大型送水ポンプ車</u>の車両に搭載された操作スイッチにより、現場での手動操作によって運転を行うものである。</p>	<p>東海第二は、「3.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章)」にて説明(以下、⑩の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉の屋内の接続口を使用する場合は、大型ポンプ車により海水を原子炉補機冷却系に送水する。</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、循環冷却時に残留熱除去ポンプを流路としない</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>本系統に関する系統概要図を図 3.7-4, 本系統に関する重大事故対処設備一覧を表 3.7-10 に示す。</p>	<p><u>なお, 残留熱除去系海水系ポンプ, 残留熱除去系海水系ストレーナ, 緊急用海水ポンプ, 緊急用海水系ストレーナ及び非常用取水設備である貯留堰, 取水路, 取水ピット, SA用海水ピット, 海水引込み管, SA用海水ピット取水塔, 緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットについては, 「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の系統概要図を第 3.7-1 図に, 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.7-1 表に示す。</u></p>	<p><u>本系統に関する系統概要図を図 3.7-4, 本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.7-10 に示す。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 循環冷却時に使用する最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備 (二次系) の適合性については本資料にて示す</p>

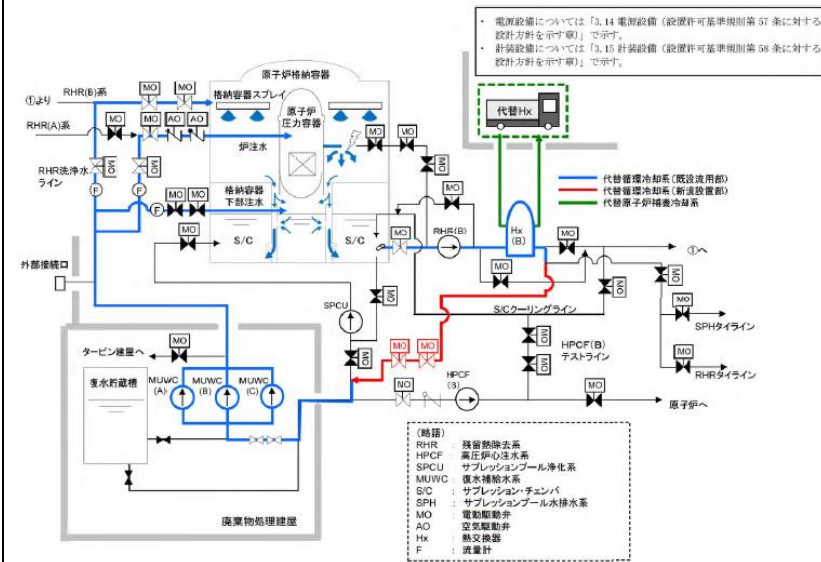
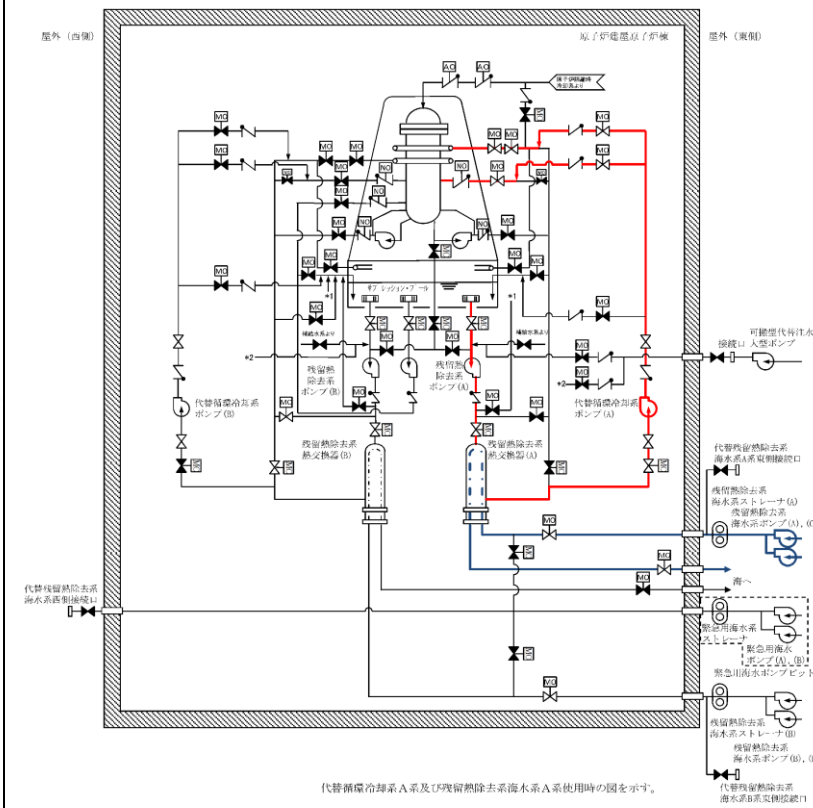


図 3.7-4 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.7-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

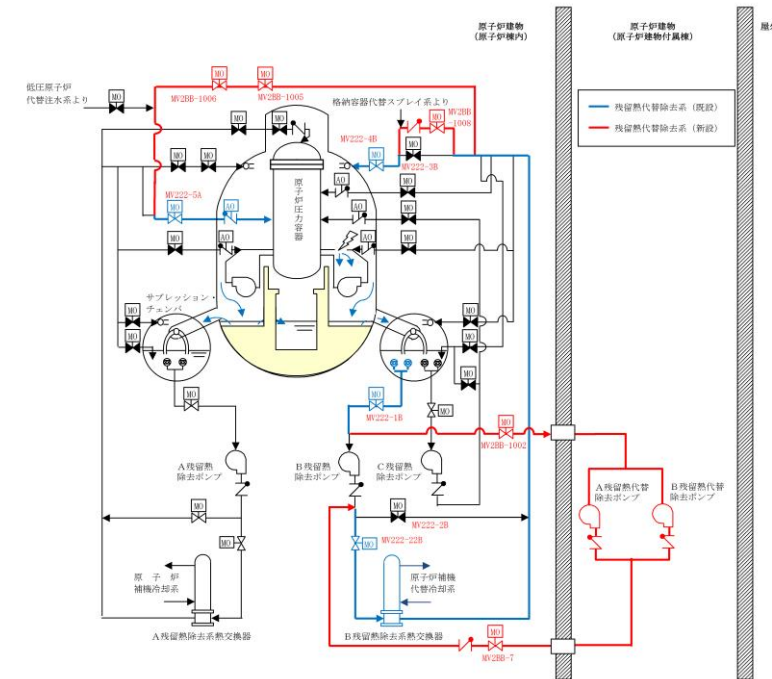


図 3.7-4 残留熱代替除去系 系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																														
<p align="center">表 3.7-10 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p align="center">第 3.7-1 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p align="center">表 3.7-10 残留熱代替除去系に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p>・設備の相違</p>																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>復水移送ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車(熱交換器ユニット用)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】 非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ【常設】 高圧炉心注水系配管・弁【常設】 給水系配管・弁・スパージャ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース【可搬】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*2} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{*3}</td> <td>復水補給水流量(RHR A系代替注水流量)【常設】 復水補給水流量(RHR B系代替注水流量)【常設】 復水補給水流量(格納容器下部注水流量)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度(代替循環冷却)【常設】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	復水移送ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車(熱交換器ユニット用)【可搬】	附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)【可搬】	水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】 非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】	流路	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ【常設】 高圧炉心注水系配管・弁【常設】 給水系配管・弁・スパージャ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース【可搬】	注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】	電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】	計装設備 ^{*3}	復水補給水流量(RHR A系代替注水流量)【常設】 復水補給水流量(RHR B系代替注水流量)【常設】 復水補給水流量(格納容器下部注水流量)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度(代替循環冷却)【常設】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】	<p align="center">(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>代替循環冷却系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレーナ【常設】</td> </tr> <tr> <td>付属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド・ポンプ【常設】 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰 取水路 取水ビット SA用海水ビット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ビット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプビット【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*2} (燃料給油設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	代替循環冷却系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレーナ【常設】	付属設備	—	水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】	流路	代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド・ポンプ【常設】 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰 取水路 取水ビット SA用海水ビット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ビット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプビット【常設】	注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】	電源設備 ^{*2} (燃料給油設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>残留熱代替除去ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>移動式代替熱交換設備ストレーナ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>水源^{*1}</td> <td>サブプレッション・チェンバ【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 低圧原子炉代替注水系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース・接続口【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{*2} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{*3}</td> <td>残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 サブプレッション・プール水温度(SA)【常設】 ドライウエル温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	残留熱代替除去ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】	附属設備	移動式代替熱交換設備ストレーナ【可搬型】	水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】	流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 低圧原子炉代替注水系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース・接続口【可搬型】	注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】	電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】	計装設備 ^{*3}	残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 サブプレッション・プール水温度(SA)【常設】 ドライウエル温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】	<p>※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>※2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>
設備区分	設備名																																																
主要設備	復水移送ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車(熱交換器ユニット用)【可搬】																																																
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)【可搬】																																																
水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】 非常用取水設備 海水貯留堰【常設】 スクリーン室【常設】 取水路【常設】																																																
流路	原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ【常設】 高圧炉心注水系配管・弁【常設】 給水系配管・弁・スパージャ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース【可搬】																																																
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】																																																
電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】																																																
計装設備 ^{*3}	復水補給水流量(RHR A系代替注水流量)【常設】 復水補給水流量(RHR B系代替注水流量)【常設】 復水補給水流量(格納容器下部注水流量)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度(代替循環冷却)【常設】 サブプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】																																																
設備区分	設備名																																																
主要設備	代替循環冷却系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水系ストレーナ【常設】 緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水系ストレーナ【常設】																																																
付属設備	—																																																
水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】																																																
流路	代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド・ポンプ【常設】 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰 取水路 取水ビット SA用海水ビット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ビット取水塔【常設】 緊急用海水取水管【常設】 緊急用海水ポンプビット【常設】																																																
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】																																																
電源設備 ^{*2} (燃料給油設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】																																																
設備区分	設備名																																																
主要設備	残留熱代替除去ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 移動式代替熱交換設備【可搬型】 大型送水ポンプ車【可搬型】																																																
附属設備	移動式代替熱交換設備ストレーナ【可搬型】																																																
水源 ^{*1}	サブプレッション・チェンバ【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水管【常設】 取水槽【常設】																																																
流路	原子炉補機代替冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却系サージタンク【常設】 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 低圧原子炉代替注水系 配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッド【常設】 ホース・接続口【可搬型】																																																
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】																																																
電源設備 ^{*2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 重大事故操作盤【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】																																																
計装設備 ^{*3}	残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 サブプレッション・プール水温度(SA)【常設】 ドライウエル温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】 サブプレッション・プール水位(SA)【常設】																																																
<p>※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>※2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p align="center">(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>関連設備</td> <td>原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】 代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：水源への補給に必要な設備については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2：電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3：計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	関連設備	原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】 代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】	<p>※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>※2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p> <p>※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>																																											
設備区分	設備名																																																
関連設備	原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】 代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7.2.2.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>復水移送ポンプ</u></p> <p>種類 : <u>うず巻形</u></p> <p>容量 : <u>125m³/h/台</u></p> <p>全揚程 : <u>85m</u></p> <p>最高使用圧力 : <u>1.37MPa[gage]</u> <u>1.7MPa[gage] (重大事故等時における使用時の値)</u></p> <p>最高使用温度 : <u>66℃</u> <u>85℃ (重大事故等時における使用時の値)</u></p> <p>個数 : <u>2 (予備1)</u></p> <p>取付箇所 : <u>廃棄物処理建屋地下3階</u></p> <p>原動機出力 : <u>55kW</u></p>	<p>3.7.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) 代替循環冷却系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u> <p>型式 : ターボ形</p> <p>台数 : <u>2</u></p> <p>容量 : <u>約250m³/h</u></p> <p>全揚程 : <u>約120m</u></p> <p>最高使用圧力 : <u>3.45MPa[gage]</u></p> <p>最高使用温度 : <u>80℃</u></p> <p>本体材料 : <u>炭素鋼</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建屋原子炉棟地下2階</u></p> <p>原動機出力 : <u>約140kW</u></p>	<p>3.7.2.2.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) <u>残留熱代替除去ポンプ</u></p> <p>種類 : <u>ターボ形</u></p> <p>容量 : <u>150m³/h/台</u></p> <p>全揚程 : <u>70m</u></p> <p>最高使用圧力 : <u>2.50MPa</u></p> <p>最高使用温度 : <u>185℃</u></p> <p>個数 : <u>1 (予備1)</u></p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建物地下2階</u></p> <p>原動機出力 : <u>75kW</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の残留熱代替除去系は、本条文に適合する設備として専用設置し、他条文への適合設備としては設置しないため、兼用する設備は無し</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 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) 残留熱除去系熱交換器</p> <p>容量 : 約 8.1MW 伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m² 個数 : 1</p>	<p>(2) 残留熱除去系熱交換器 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 <p>型式 <u>縦型Uチューブ式</u> 基数 <u>2</u> 伝熱容量 <u>約19.4×10³kW (1基あたり) (原子炉停止時冷却モード)</u></p> <p>最高使用圧力 管側 <u>3.45MPa [gage]</u> 胴側 <u>3.45MPa [gage]</u></p> <p>最高使用温度 管側 <u>249℃</u> 胴側 <u>249℃</u></p> <p>材 料 管側 <u>白銅管</u> 胴側 <u>炭素鋼</u></p> <p>取付箇所 <u>原子炉建屋原子炉棟地下2階</u></p> <p>(3) 残留熱除去系海水系ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 <p>型式 <u>たて形うず巻式</u> 台数 <u>4</u> 容 量 <u>約 886m³/h (1台あたり)</u> 全揚程 <u>約 184m</u> 最高使用圧力 <u>3.45MPa [gage]</u> 最高使用温度 <u>38℃</u> 本体材料 <u>鋳鋼</u></p>	<p>(2) 残留熱除去系熱交換器</p> <p>容量 : 約 9.1MW 伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m² 個数 : <u>1</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、まとめ資料本文に兼用設備を記載。 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違 【東海第二】 島根2号炉は残留熱代替除去系運転時に使用する RHR 熱交換器は1個 ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、重大事故等時において常設設備である残留熱除去系海水系、緊急用海水により最終ヒートシンクへ熱を輸送する

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
	<p>(4) <u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>残留熱除去系海水系</u> ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型 式</td> <td>円筒縦形</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>3.45MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>38℃</td> </tr> <tr> <td>本 体 材 料</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </table> <p>(5) <u>緊急用海水ポンプ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型 式</td> <td>ターボ型</td> </tr> <tr> <td>台 数</td> <td>1 (予備 1)</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>約844m³/h</td> </tr> <tr> <td>全 揚 程</td> <td>約130m</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>2.45MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>38℃</td> </tr> <tr> <td>設 置 場 所</td> <td>緊急用海水ポンプピット</td> </tr> <tr> <td>電 動 機 出 力</td> <td>約 510kW</td> </tr> </table> <p>(6) <u>緊急用海水系ストレーナ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u> ・<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u> ・<u>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u> ・<u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u></p> <table border="0"> <tr> <td>型 式</td> <td>バスケット形ダブルストレーナ</td> </tr> </table>	型 式	円筒縦形	個 数	2	最高使用圧力	3.45MPa[gage]	最高使用温度	38℃	本 体 材 料	ステンレス鋼	型 式	ターボ型	台 数	1 (予備 1)	容 量	約844m ³ /h	全 揚 程	約130m	最高使用圧力	2.45MPa[gage]	最高使用温度	38℃	設 置 場 所	緊急用海水ポンプピット	電 動 機 出 力	約 510kW	型 式	バスケット形ダブルストレーナ		
型 式	円筒縦形																														
個 数	2																														
最高使用圧力	3.45MPa[gage]																														
最高使用温度	38℃																														
本 体 材 料	ステンレス鋼																														
型 式	ターボ型																														
台 数	1 (予備 1)																														
容 量	約844m ³ /h																														
全 揚 程	約130m																														
最高使用圧力	2.45MPa[gage]																														
最高使用温度	38℃																														
設 置 場 所	緊急用海水ポンプピット																														
電 動 機 出 力	約 510kW																														
型 式	バスケット形ダブルストレーナ																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>熱交換器ユニット(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>個数 : 4式(予備1)</p> <p>最高使用圧力 : 淡水側 1.37MPa[gage]/海水側 1.4MPa[gage]</p> <p>最高使用温度 : 淡水側 70又は90℃/海水側 80又は50℃</p> <p>淡水側 70又は90℃/海水側 80又は40℃</p> <p>設置場所 : 屋外又はタービン建屋</p> <p>保管場所 : 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</p> <p>熱交換器</p> <p>伝熱容量 : 約 23MW/式(海水温度 30℃において)</p> <p>伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m²/式</p> <p>: 約 <input type="text"/> m²/式</p> <p><u>代替原子炉補機冷却水ポンプ</u></p> <p>種類 : うず巻形</p> <p>容量 : 300m³/h/台</p> <p>600m³/h/台</p> <p>全揚程 : 75m</p> <p>最高使用圧力 : 1.37MPa[gage]</p> <p>最高使用温度 : 70℃</p> <p>原動機出力 : 110kW</p> <p>200kW</p> <p>個数 : 2</p> <p>1</p> <p>(4) <u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)(6号及び7号炉共用)</u></p> <p>種類 : うず巻形</p> <p>容量 : 900m³/h/台</p> <p>吐出圧力 : 1.25MPa[gage]</p>	<p>基数 1</p> <p>最高使用圧力 2.45MPa[gage]</p> <p>最高使用温度 38℃</p> <p>本体材料 <u>ステンレス鋼</u></p>	<p>(3) <u>移動式代替熱交換設備</u></p> <p>個数 : 2式(予備1)</p> <p>最高使用圧力 : 淡水側 1.37MPa[gage]/海水側 1.0MPa[gage]</p> <p>最高使用温度 : 淡水側 70℃/海水側 65℃</p> <p>設置場所 : 屋外</p> <p>保管場所 : 第1, 第3及び第4保管エリア</p> <p>熱交換器</p> <p>伝熱容量 : 約 23MW/式(海水温度 30℃において)</p> <p>伝熱面積 : 約 <input type="text"/> m²/式</p> <p><u>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</u></p> <p>種類 : うず巻形</p> <p>容量 : 300m³/h/台</p> <p>全揚程 : 75m</p> <p>最高使用圧力 : 1.37MPa[gage]</p> <p>最高使用温度 : 70℃</p> <p>原動機出力 : 110kW</p> <p>個数 : 2</p> <p>(4) <u>大型送水ポンプ車</u></p> <p>種類 : うず巻形</p> <p>容量 : 1800m³/h/台</p> <p>吐出圧力 : 1.2MPa[gage]</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備仕様の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>最高使用圧力 : <u>1.3MPa[gage]</u> 最高使用温度 : <u>60℃</u> 原動機出力 : <input type="text"/> kW 個数 : <u>4(予備1)</u> 設置場所 : <u>屋外</u> 保管場所 : <u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u></p> <p>なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p><u>なお、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナについては「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p> <p><u>3.7.2.1.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性、位置的分散</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第 3.7-2 表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプのサポート系として、冷却水は不要 (自然冷却) とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水 (残留熱除去系海水系) と同時に機能喪失しない設計とする。電源については、常設代替交流電源設備を使用することで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心ス</u></p>	<p><u>最高使用圧力 : 1.2MPa[gage]</u> <u>最高使用温度 : 40℃</u> <u>原動機出力 : 1,193 kW</u> <u>個数 : 2 (予備1)</u> <u>設置場所 : 屋外</u> <u>保管場所 : 第1, 第3及び第4保管エリア</u></p> <p><u>なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、残留熱代替除去系使用時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備 (二次系) の適合性について本資料にて示す ・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、代替循環冷却系を 47 条に位置付けており、低圧注水する設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び低圧スプレイと共通要因で機能喪失しないことを説明。なお、島根 2号炉の残留熱代替除去系は、本条文に適合する設備として専用設

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																			
	<p><u>レイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については、サブプレッション・チェンバを使用する。電動弁については、駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで、電動駆動に対し多様性を持った設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と代替循環冷却系の独立性については、第3.7-3表で示すとおり、地震、津波、火災及び溢水により同時に故障することを防止するために、独立性を確保する設計とする。</u></p> <p style="text-align: center;">第3.7-2表 多様性及び位置的分散</p> <table border="1" data-bbox="952 709 1685 1394"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <th>低圧炉心スプレイ系</th> <th>残留熱除去系（低圧注水系）</th> <th colspan="2">代替循環冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">ポンプ</td> <td>低圧炉心スプレイ系ポンプ</td> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>代替循環冷却系ポンプ（A）</td> <td>代替循環冷却系ポンプ（B）</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋 原子炉棟地下2階 低圧炉心スプレイ系ポンプ室</td> <td>原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系ポンプ室</td> <td>原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交室（A）</td> <td>原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交室（B）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源</td> <td colspan="2">サブプレッション・チェンバ</td> <td colspan="2">サブプレッション・チェンバ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> <td colspan="2">原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> </tr> <tr> <td>駆動用空気</td> <td colspan="2">不要</td> <td colspan="2">不要</td> </tr> <tr> <td>潤滑油</td> <td colspan="2">不要（内包油）</td> <td colspan="2">不要（内包油）</td> </tr> <tr> <td>冷却水</td> <td colspan="2">残留熱除去系海水系</td> <td colspan="2">不要（自然冷却）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動電源</td> <td colspan="2">非常用ディーゼル発電機</td> <td colspan="2">常設代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td colspan="2">原子炉建屋付属棟地下1階</td> <td colspan="2">屋外</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備		低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系（低圧注水系）	代替循環冷却系		ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ（A）	代替循環冷却系ポンプ（B）	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 低圧炉心スプレイ系ポンプ室	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系ポンプ室	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交室（A）	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交室（B）	水源	サブプレッション・チェンバ		サブプレッション・チェンバ		原子炉建屋原子炉棟地下2階		原子炉建屋原子炉棟地下2階		駆動用空気	不要		不要		潤滑油	不要（内包油）		不要（内包油）		冷却水	残留熱除去系海水系		不要（自然冷却）		駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備		原子炉建屋付属棟地下1階		屋外			置し、47条への適合設備としては設置しない
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備																																																			
	低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系（低圧注水系）	代替循環冷却系																																																			
ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプ	残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ（A）	代替循環冷却系ポンプ（B）																																																		
	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 低圧炉心スプレイ系ポンプ室	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系ポンプ室	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交室（A）	原子炉建屋 原子炉棟地下2階 残留熱除去系熱交室（B）																																																		
水源	サブプレッション・チェンバ		サブプレッション・チェンバ																																																			
	原子炉建屋原子炉棟地下2階		原子炉建屋原子炉棟地下2階																																																			
駆動用空気	不要		不要																																																			
潤滑油	不要（内包油）		不要（内包油）																																																			
冷却水	残留熱除去系海水系		不要（自然冷却）																																																			
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備																																																			
	原子炉建屋付属棟地下1階		屋外																																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p>3.7.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.7.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプは、<u>廃棄物処理建屋内に設置している設備であり、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉区域内</u></p>	<p align="center">第3.7-3表 設計基準事故対処設備との独立性</p> <table border="1" data-bbox="961 317 1662 932"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">設計基準事故対処設備</th> <th>重大事故防止設備</th> </tr> <tr> <th>低圧炉心スプレイ系</th> <th>残留熱除去系（低圧注水系）</th> <th>代替循環冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">共通要因故障</td> <td>地震</td> <td colspan="2">設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の代替循環冷却系は基準地震動S_sで機能維持できる設計とすることで、基準地震動S_sが共通要因となり故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td colspan="2">設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>火災</td> <td colspan="2">設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。</td> </tr> <tr> <td>溢水</td> <td colspan="2">設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.7.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.7.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（<u>常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性</u>）</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、<u>原子炉建屋原子炉棟に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋原子炉棟の環境条件を考慮し、第3.7-4表に示す設</u></p>	項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系（低圧注水系）	代替循環冷却系	共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の代替循環冷却系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。		津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。		火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。		溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		<p>3.7.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.7.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプは、原子炉建物付属棟内に設置する設備であり、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器は、原子炉棟内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時にお</u></p>	
項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備																				
	低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系（低圧注水系）	代替循環冷却系																				
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備の代替循環冷却系は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。																					
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。																					
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。																					
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。																					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に設置している設備であることから、想定される重大事故等時における<u>廃棄物処理建屋内、原子炉建屋原子炉区域内</u>の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.7-11 に示す設計とする。</p> <p><u>復水移送ポンプ</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系</u>の熱交換器ユニットは、屋外の<u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u>に保管し、重大事故等時に<u>タービン建屋</u>の接続口付近の屋外又はタービン建屋内に設置する設備であり、<u>代替原子炉補機冷却系</u>の<u>大容量送水車</u>（熱交換器ユニット用）は、屋外の<u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u>に保管し、重大事故等時に<u>取水路</u>付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.7-12 に示す設計とする。</p> <p><u>熱交換器ユニット及び大容量送水車</u>（熱交換器ユニット用）の操作は、想定される重大事故等時において、<u>熱交換器ユニット及び大容量送水車</u>（熱交換器ユニット用）に付属の操作スイッチにより、設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。さらに、使用時に海水を通水する<u>熱交換器ユニット</u>の一部、及び<u>大容量送水車</u>（熱交換器ユニット用）は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入の防止を考慮した設計とする。</p> <p>また、<u>代替循環冷却系</u>運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。 (50-4, 50-5, 50-8, 50-9)</p>	<p>計とする。</p> <p>(50-3-2)</p>	<p>ける<u>原子炉建物付属棟内、原子炉棟内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.7-11 に示す設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去ポンプ</u>の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。</p> <p><u>残留熱代替除去系</u>で使用する<u>原子炉補機代替冷却系</u>の<u>移動式代替熱交換設備</u>は屋外の第1、第3及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時に原子炉建物の接続口付近の屋外に設置する設備であり、<u>原子炉補機代替冷却系</u>の大型送水ポンプ車は、屋外の第1、第3及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時に<u>取水槽</u>付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.7-12 に示す設計とする。</p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>の操作は、想定される重大事故等時において<u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>に付属の操作スイッチにより、設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。さらに、使用時に海水を通水する<u>移動式代替熱交換設備</u>の一部、及び大型送水ポンプ車は、<u>海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入の防止を考慮した設計とする。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系</u>運転後における配管等の周囲の線量低減のため、<u>フラッシングが可能な設計とする。</u> (50-4, 50-5, 50-8, 50-9)</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
<p>表 3.7-11 想定する環境条件及び荷重条件 (復水移送ポンプ, 残留熱除去系熱交換器)</p> <table border="1" data-bbox="154 289 917 688"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>廃棄物処理建屋内, 原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>廃棄物処理建屋内, 原子炉建屋原子炉区域内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内, 原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風)・積雪	廃棄物処理建屋内, 原子炉建屋原子炉区域内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第 3.7-4 表 想定する環境条件及び荷重条件 (代替循環冷却系ポンプ)</p> <table border="1" data-bbox="973 304 1679 766"> <thead> <tr> <th>考慮する外的事象</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水しない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	考慮する外的事象	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。)	風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。	<p>表 3.7-11 想定する環境条件及び荷重条件 (残留熱代替除去ポンプ, 残留熱除去系熱交換器)</p> <table border="1" data-bbox="1736 289 2504 688"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建物付属棟内, 原子炉棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>原子炉建物付属棟内, 原子炉棟内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内, 原子炉棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風 (台風)・積雪	原子炉建物付属棟内, 原子炉棟内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>・設備の相違</p>
環境条件等	対応																																												
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内, 原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																												
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																												
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																												
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																												
風 (台風)・積雪	廃棄物処理建屋内, 原子炉建屋原子炉区域内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。																																												
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																												
考慮する外的事象	対応																																												
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																												
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																												
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。																																												
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。)																																												
風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。																																												
電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。																																												
環境条件等	対応																																												
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建物付属棟内, 原子炉棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																												
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																												
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																												
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する (詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																												
風 (台風)・積雪	原子炉建物付属棟内, 原子炉棟内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響は受けない。																																												
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																												
<p>表 3.7-12 想定する環境条件及び荷重条件 (熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換ユニット用))</p> <table border="1" data-bbox="154 871 917 1213"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外, タービン建屋内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>使用時に海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し, 治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外, タービン建屋内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し, 治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。	風 (台風)・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。		<p>表 3.7-12 想定する環境条件及び荷重条件 (移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車)</p> <table border="1" data-bbox="1736 871 2504 1213"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>使用時に海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し, 輪留め等により転倒防止対策を行う。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し, 輪留め等により転倒防止対策を行う。	風 (台風)・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>・設備の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑪の相違</p>														
環境条件等	対応																																												
温度・圧力・湿度・放射線	屋外, タービン建屋内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																												
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																												
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。																																												
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し, 治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。																																												
風 (台風)・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																												
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																												
環境条件等	対応																																												
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																												
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																												
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については, 海水の影響を考慮した設計とする。																																												
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮して上で機器が損傷しないことを確認し, 輪留め等により転倒防止対策を行う。																																												
風 (台風)・積雪	屋外で風荷重, 積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																												
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの起動は、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>また、系統構成に必要な弁操作は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及びサブプレッション・チェンバを使用し、原子炉圧力容器への注水、格納容器内へのスプレイ及びサブプレッション・チェンバへの注水を行う系統は、重大事故等時、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成ができる設計とする。</p> <p>また、代替循環冷却系ポンプ及び電動弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの起動は、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>また、系統構成に必要な弁操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の残留熱代替除去系の系統構成において、現場での弁操作は不要とし、中央制御室で操作可能な設計とする。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。</p> <p>また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。想定される重大事故等時の環境条件（被ばく影響）を考慮し、確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットは、タービン建屋外部に設置している接続口又はタービン建屋内まで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。また、設置場所であるタービン建屋脇又はタービン建屋内にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路付近まで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。また、設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は</p>	<p><u>本系統は、中央制御室からのスイッチ操作で残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器出口弁及び残留熱除去系熱交換器バイパス弁の閉操作並びに代替循環冷却系ポンプ入口弁の開操作を行い、代替循環冷却系ポンプの起動操作を行うことで使用することが可能な設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁について、代替循環冷却系A系を代表として第3.7-5表に示す。</u></p> <p><u>代替循環冷却系である代替循環冷却系ポンプの起動、停止、運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯又は操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。</u></p> <p>また、<u>スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁について、代替循環冷却系A系を代表として第3.7-2図及び第3.7-5表に示す。</u></p>	<p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。</p> <p>また、<u>操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。想定される重大事故等時の環境条件（被ばく影響）を考慮し、確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備は、原子炉建物外部に設置している接続口まで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。また、設置場所である原子炉建物脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、取水槽付近まで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。また、設置場所である原子炉建物脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</u></p> <p>ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉の操作対象機器は表3.7-13に示す</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p>

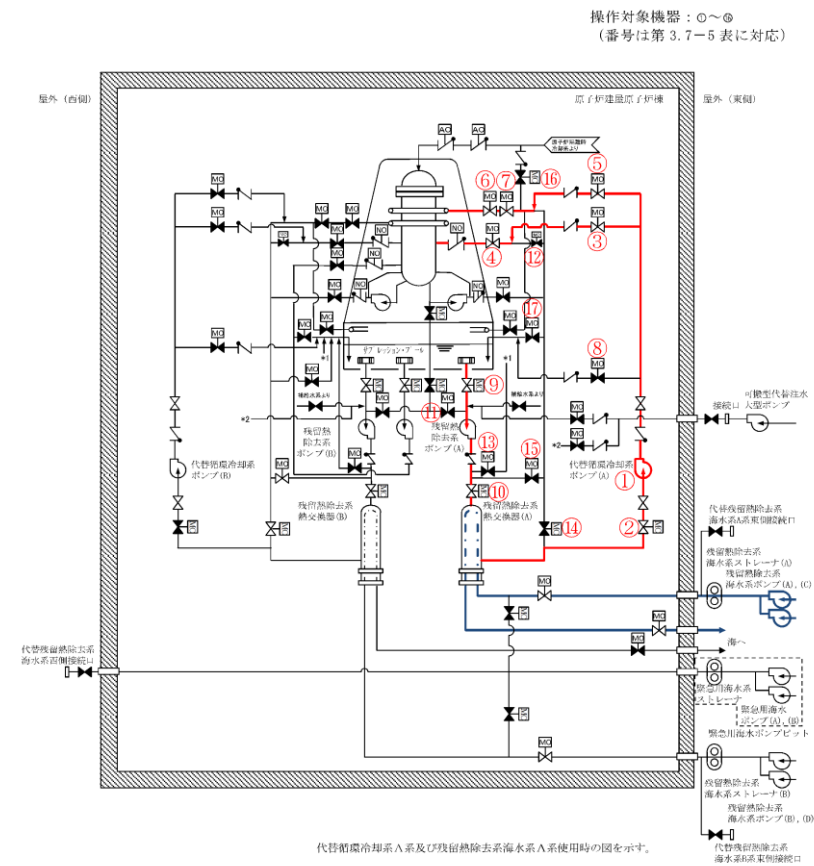
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>必要とせず、簡便な結合金具による接続及びフランジ接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>熱交換器ユニット</u>は、付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇又はタービン建屋内において操作が可能な設計とし、<u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇において操作が可能な設計とする。付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>その他の操作が必要な電動弁については、<u>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)</u>に設置しているAM用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、<u>近傍</u>に設置しているAM用操作盤のスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>代替循環冷却系</u>運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し、<u>残留熱除去系ストレーナ</u>を逆洗操作することが可能な設計とする。<u>具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁及び復水補給水系からの洗浄水弁を聞き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。</u>表3.7-13に操作対象機器の操作場所を示す。</p> <p>(50-4, 50-5, 50-8)</p>	<p>(50-3-14)</p>	<p><u>必要とせず、簡便な結合金具による接続及びフランジ接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、移動式代替熱交換設備は、付属の操作スイッチにより設置場所である原子炉建物脇において操作が可能な設計とし、大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより設置場所である取水槽脇において操作が可能な設計とする。付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>その他の操作が必要な電動弁については、原子炉建物付属棟3階に設置しているSA電源切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、中央制御室に設置している重大事故操作盤のスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、残留熱代替除去系運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては残留熱代替除去ポンプのS/P水吸込弁である「RHR RHA Rライン入口止め弁」の開操作及び残留熱代替除去ポンプの出口弁である「RHARライン流量調節弁」を閉操作し、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。表3.7-13に操作対象機器の操作場所を示す。</u></p> <p>(50-4, 50-5, 50-8)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



第3.7-2 図 操作対象機器

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
<p style="text-align: center;">表 3. 7-13 操作対象機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>復水移送ポンプ(A)</td><td>起動・停止</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>復水移送ポンプ(B)</td><td>起動・停止</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>復水移送ポンプ(C)</td><td>起動・停止</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系注入弁(A)</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>タービン建屋負荷遮断弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器出口弁(A)</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>残留熱除去系圧力抑制室プール排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>下部ドライウエル注水流量調節弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>下部ドライウエル注水ライン隔離弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6号炉) 中央制御室(7号炉)</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>手動操作</td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(次頁へ続く)</p>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	残留熱除去系圧力抑制室プール排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作	下部ドライウエル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6号炉) 中央制御室(7号炉)	スイッチ操作	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作	<p style="text-align: center;">第 3. 7-5 表 操作対象機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作方法</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>①</td><td>代替循環冷却系ポンプ(A)</td><td>起動停止</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>②</td><td>代替循環冷却系ポンプ(A) 入口弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>③</td><td>代替循環冷却系A系注入弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>④</td><td>残留熱除去系A系注入弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑤</td><td>代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑥</td><td>残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑦</td><td>残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑧</td><td>代替循環冷却系A系テスト弁</td><td>弁閉確認</td><td>スイッチ操作※1</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑨</td><td>残留熱除去系ポンプ(A) 入口弁</td><td>弁閉確認</td><td>スイッチ操作※2</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁</td><td>弁閉確認</td><td>スイッチ操作※2</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑪</td><td>残留熱除去系ポンプ(A) 停止時冷却ライン入口弁</td><td>弁閉確認</td><td>スイッチ操作※1</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑫</td><td>残留熱除去系A系注水配管分離弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑬</td><td>残留熱除去系熱交換器(A) ミニフロー弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑭</td><td>残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑮</td><td>残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>スイッチ操作</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑯</td><td>残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁</td><td>弁閉確認</td><td>スイッチ操作※1</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>⑰</td><td>残留熱除去系A系凝縮水ラインドレン弁</td><td>弁閉確認</td><td>スイッチ操作※1</td><td>中央制御室</td></tr> </tbody> </table> <p>※1 中央制御室にてランプ確認を行い、全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う</p> <p>※2 中央制御室にてランプ確認を行い、全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて開操作を行う</p>		機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	①	代替循環冷却系ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室	②	代替循環冷却系ポンプ(A) 入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	③	代替循環冷却系A系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	④	残留熱除去系A系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	⑤	代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	⑥	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	⑦	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室	⑧	代替循環冷却系A系テスト弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	⑨	残留熱除去系ポンプ(A) 入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※2	中央制御室	⑩	残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※2	中央制御室	⑪	残留熱除去系ポンプ(A) 停止時冷却ライン入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	⑫	残留熱除去系A系注水配管分離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室	⑬	残留熱除去系熱交換器(A) ミニフロー弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室	⑭	残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室	⑮	残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室	⑯	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	⑰	残留熱除去系A系凝縮水ラインドレン弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室	<p style="text-align: center;">表 3. 7-13 操作対象機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>A-残留熱代替除去ポンプ</td><td>起動・停止</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>B-残留熱代替除去ポンプ</td><td>起動・停止</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RHR RHARライン入口止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RHARライン流量調節弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RHR A-FLSR連絡ライン止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>A-RHR注水弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>B-RHRドライウエル第2スプレイ弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>移動式代替熱交換設備</td><td>起動停止</td><td>原子炉建物近傍</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</td><td>起動停止</td><td>原子炉建物近傍</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>大型送水ポンプ車</td><td>起動停止</td><td>取水槽近傍</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RCW A-AHEF供給配管止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建物1階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>RCW A-AHEF戻り配管止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建物1階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>熱交換器ユニット流量調整弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>熱交換器ユニット内</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>A-RCW常用補機冷却水入口切替弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建物地下1階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>A-RCW常用補機冷却水出口切替弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建物2階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>A-RHR熱交換冷却水出口弁</td><td>弁閉→弁調整開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RCW A-DEG冷却水入口弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>RCW A-中央制御室冷凍機入口弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>廃棄物処理建物2階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>RCW B-AHEF供給配管止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建物1階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>RCW B-AHEF戻り配管止め弁</td><td>弁閉→弁開</td><td>原子炉建物1階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>B-RCW常用補機冷却水入口切替弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建物地下1階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>B-RCW常用補機冷却水出口切替弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建物2階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>B-RHR熱交換冷却水出口弁</td><td>弁閉→弁調整開</td><td>中央制御室</td><td>スイッチ操作</td></tr> <tr><td>RCW B-DEG冷却水入口弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>RCW B-中央制御室冷凍機入口弁</td><td>弁開→弁閉</td><td>廃棄物処理建物2階</td><td>手動操作</td></tr> <tr><td>ホース</td><td>ホース接続</td><td>屋外</td><td>人力接続</td></tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	A-残留熱代替除去ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	B-残留熱代替除去ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	RHR RHARライン入口止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RHARライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	移動式代替熱交換設備	起動停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	起動停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作	大型送水ポンプ車	起動停止	取水槽近傍	スイッチ操作	RCW A-AHEF供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作	RCW A-AHEF戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作	熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下1階	手動操作	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物2階	手動操作	A-RHR熱交換冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作	RCW A-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下2階	手動操作	RCW A-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作	RCW B-AHEF供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作	RCW B-AHEF戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作	B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下1階	手動操作	B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物2階	手動操作	B-RHR熱交換冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作	RCW B-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下2階	手動操作	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作	ホース	ホース接続	屋外	人力接続	<p>・設備の相違</p>
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
残留熱除去系圧力抑制室プール排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
下部ドライウエル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
下部ドライウエル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6号炉) 中央制御室(7号炉)	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
①	代替循環冷却系ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
②	代替循環冷却系ポンプ(A) 入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
③	代替循環冷却系A系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
④	残留熱除去系A系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑤	代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑥	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑦	残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑧	代替循環冷却系A系テスト弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑨	残留熱除去系ポンプ(A) 入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※2	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑩	残留熱除去系熱交換器(A) 入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※2	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑪	残留熱除去系ポンプ(A) 停止時冷却ライン入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑫	残留熱除去系A系注水配管分離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑬	残留熱除去系熱交換器(A) ミニフロー弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑭	残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑮	残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑯	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
⑰	残留熱除去系A系凝縮水ラインドレン弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
A-残留熱代替除去ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
B-残留熱代替除去ポンプ	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RHR RHARライン入口止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RHARライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RHR A-FLSR連絡ライン止め弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
A-RHR注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
移動式代替熱交換設備	起動停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	起動停止	原子炉建物近傍	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
大型送水ポンプ車	起動停止	取水槽近傍	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW A-AHEF供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW A-AHEF戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
A-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下1階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
A-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物2階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
A-RHR熱交換冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW A-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下2階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW A-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW B-AHEF供給配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW B-AHEF戻り配管止め弁	弁閉→弁開	原子炉建物1階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
B-RCW常用補機冷却水入口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下1階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
B-RCW常用補機冷却水出口切替弁	弁開→弁閉	原子炉建物2階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
B-RHR熱交換冷却水出口弁	弁閉→弁調整開	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW B-DEG冷却水入口弁	弁開→弁閉	原子炉建物地下2階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
RCW B-中央制御室冷凍機入口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建物2階	手動操作																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
ホース	ホース接続	屋外	人力接続																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)				東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考			
機器名称		状態の変化		操作場所		操作方法									
復水移送ポンプ(B) ミニマム フロー逆止弁後弁		弁開→弁閉		廃棄物処理建屋地下3階		手動操作									
復水移送ポンプ(C) ミニマム フロー逆止弁後弁		弁開→弁閉		廃棄物処理建屋地下3階		手動操作									
復水補給水系復水貯蔵槽出 口弁		弁開→弁閉		廃棄物処理建屋地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階(7号炉)		手動操作									
復水補給水系制御棒駆動系 駆動水供給元弁		弁開→弁閉		廃棄物処理建屋地下3階		手動操作									
熱交換器ユニット		起動・停止		タービン建屋脇又はタービン建 屋内		スイッチ操作									
汽機原子炉補機冷却水ポン プ		起動・停止		タービン建屋脇又はタービン建 屋内		スイッチ操作									
大容量送水車(熱交換器ユニ ット用)		起動・停止		タービン建屋脇		スイッチ操作									
熱交換器ユニット流量調整 弁		弁開→弁閉		熱交換器ユニット内		手動操作									
汽機冷却水供給第2止め弁 (B)		弁開→弁閉		タービン建屋地上1階		手動操作									
汽機冷却水戻り第2止め弁 (B)		弁開→弁閉		タービン建屋地上1階		手動操作									
残留熱除去系熱交換器(B)冷 却水出口弁		弁開→弁閉		原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)		スイッチ操作									
常用冷却水供給側分離弁(B)		弁開→弁閉		中央制御室		スイッチ操作									
常用冷却水戻り側分離弁(B)		弁開→弁閉		中央制御室		スイッチ操作									
原子炉補機冷却水系ポンプ (B)吸込弁		弁開→弁閉		タービン建屋地下1階		手動操作									
原子炉補機冷却水系ポンプ (E)吸込弁		弁開→弁閉		タービン建屋地下1階		手動操作									
原子炉補機冷却海水ポンプ (B)電動機軸受出口弁		弁開→弁閉		タービン建屋地下1階		手動操作									
原子炉補機冷却海水ポンプ (E)電動機軸受出口弁		弁開→弁閉		タービン建屋地下1階		手動操作									
臭気空調補機非常用冷却水 系冷凍機(B)冷却水温度調節 弁後弁		弁開→弁閉		コントロール建屋地下2階		手動操作									
臭気空調補機非常用冷却水 系冷凍機(D)冷却水温度調節 弁後弁		弁開→弁閉		コントロール建屋地下2階		手動操作									
ホース		ホース接続		屋外又はタービン建屋内		人力接続									

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替循環冷却系である復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、表3.7-14及び表3.7-15に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験、弁動作試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。</p> <p>復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に鏡板を取外して、熱交換器部品(伝熱管等)の状態を確認する分解検査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、<u>復水貯蔵槽を水源とし、復水移送ポンプを起動させサブプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。</u></p> <p>なお、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)から原子炉圧力容器までのライン、残留熱除去系洗浄水弁(B)から原子炉格納容</u></p>	<p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替循環冷却系は、<u>第3.7-6表に示すように発電用原子炉運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、発電用原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。</u></p> <p>代替循環冷却系ポンプは、<u>分解検査として発電用原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認することが可能な設計とする。</u></p> <p>弁については、<u>分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。</u></p> <p>また、<u>代替循環冷却系ポンプは、吐出配管にテスト配管を設け、発電用原子炉運転中又は停止中に、系統の機能・性能検査として、サブプレッション・チェンバを水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>残留熱除去系注入弁から原子炉圧力容器までの配管については、上記の試験に加えて、発電用原子炉運転中</u></p>	<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系である残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、表3.7-14及び表3.7-15に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に鏡板を取外して、熱交換器部品(伝熱管等)の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p>また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>テストタンクを水源とし、残留熱代替除去ポンプを起動させテストタンクへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>なお、<u>A-RHR注水弁から原子炉圧力容器、B-RHRドライウェル第2スプレイ弁から原子炉格納容器まで</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1段落上に記載 資料構成の相違 【東海第二】 ⑩の相違 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は非管理区域にポンプを設置することにより、S/C水源ではなく、テストタンクを水源とした性能試験を実施する 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>器までのライン，格納容器下部注水ラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)，下部ドライウエル注水ライン隔離弁，下部ドライウエル注水流量調節弁の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。</u></p> <p>また，<u>代替循環冷却系の流路を確保するための残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</u>についても，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。</p> <p>これらの試験を組み合わせることにより，<u>代替循環冷却系の機能を</u>確認できる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(50-6)</p>	<p><u>及び停止中に，弁動作確認として残留熱除去系注入弁の機能・性能の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>ポンプ及び系統配管・弁については，機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>これらの試験を組み合わせることにより，<u>代替循環冷却系の機能を</u>確認できる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(50-5-2~4)</p>	<p><u>のラインについては，発電用原子炉の運転中又は停止中にA-RHR注水弁，B-RHRドライウエル第2スプレイ弁の弁開閉動作の確認を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。</u></p> <p>また，<u>残留熱代替除去系の流路を確保するためのRHR RHARライン入口止め弁，RHARライン流量調節弁，RHR A-FLSR連絡ライン止め弁，RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁，RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁</u>についても，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉動作の確認を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。</p> <p><u>ポンプ及び系統配管・弁については，機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>これらの試験を組み合わせることにより，<u>残留熱代替除去系の機能を</u>確認できる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(50-6)</p>	<p>系統構成の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】</p> <p>系統構成の相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】</p>

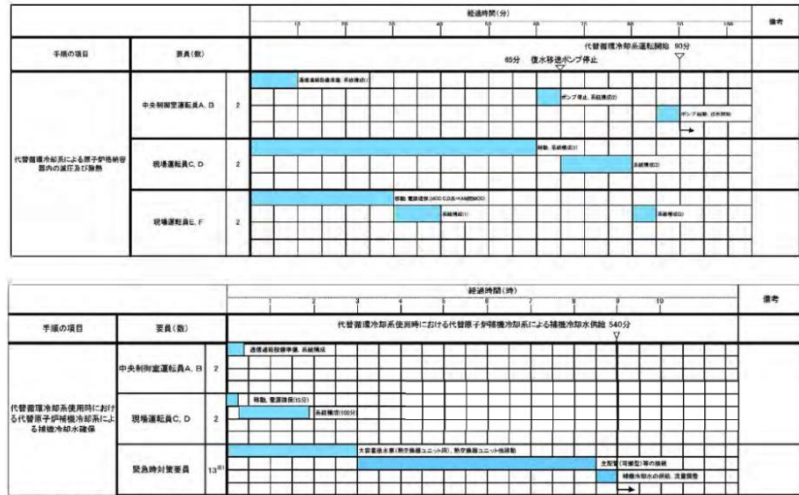
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																															
<p align="center"><u>表 3.7-14 復水移送ポンプの試験及び検査</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>ポンプ外観の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解検査	ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認	外観検査	ポンプ外観の確認	<p align="center"><u>第 3.7-6 表 代替循環冷却系ポンプの試験検査</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作確認</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認	弁動作確認	弁開閉動作の確認	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認	<p align="center"><u>表 3.7-14 残留熱代替除去ポンプの試験及び検査</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>ポンプ外観の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認	停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認	分解検査	ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認	外観検査	ポンプ外観の確認	<p>・設備の相違</p>
発電用原子炉の状態	項目	内容																																																
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認																																																
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																																																
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認																																																
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																																																
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認																																																
	外観検査	ポンプ外観の確認																																																
原子炉の状態	項目	内容																																																
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認, 外観の確認																																																
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																																																
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認																																																
	弁動作確認	弁開閉動作の確認																																																
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認																																																
発電用原子炉の状態	項目	内容																																																
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認																																																
	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認																																																
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認 弁開閉動作の確認																																																
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を, 試験及び目視により確認																																																
	外観検査	ポンプ外観の確認																																																
<p align="center"><u>表 3.7-15 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器部品の表面状態を, 試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>熱交換器外観の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能試験	漏えいの確認	停止中	機能・性能試験	漏えいの確認	分解検査	熱交換器部品の表面状態を, 試験及び目視により確認	外観検査	熱交換器外観の確認		<p align="center"><u>表 3.7-15 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器部品の表面状態を, 試験及び目視により確認</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>熱交換器外観の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中	機能・性能試験	漏えいの確認	停止中	機能・性能試験	漏えいの確認	分解検査	熱交換器部品の表面状態を, 試験及び目視により確認	外観検査	熱交換器外観の確認	<p>・設備の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑪の相違</p>																					
発電用原子炉の状態	項目	内容																																																
運転中	機能・性能試験	漏えいの確認																																																
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認																																																
	分解検査	熱交換器部品の表面状態を, 試験及び目視により確認																																																
	外観検査	熱交換器外観の確認																																																
発電用原子炉の状態	項目	内容																																																
運転中	機能・性能試験	漏えいの確認																																																
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認																																																
	分解検査	熱交換器部品の表面状態を, 試験及び目視により確認																																																
	外観検査	熱交換器外観の確認																																																
<p><u>代替原子炉補機冷却系</u>は, 表 3.7-16 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に, 各機器の機能・性能試験, 分解検査及び外観検査並びに弁動作試験が可能な設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は, 発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として, <u>熱交換器ユニット</u>のうち, 熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。<u>代替原子炉補機冷却水ポンプ</u>は, ケーシングカバーを取り外して, ポンプ部品(主軸, 軸受, 羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能である。<u>大容量送水車(熱</u></p>		<p><u>原子炉補機代替冷却系</u>は, 表 3.7-16 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に, 各機器の機能・性能試験, 分解検査及び外観検査が可能な設計とする。</p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は, 発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として, <u>移動式代替熱交換設備</u>のうち, 熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。<u>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</u>は, ケーシングカバーを取り外して, ポンプ部品(主軸, 軸受, 羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能である。<u>大型送水ポンプ車</u>は, ケーシングを取り外す</p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 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																														
<p>交換器ユニット用)は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</p> <p>運転性能の確認として、<u>熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)流量</u>、系統(ポンプ廻り)の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。</p> <p>ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(50-6)</p>		<p><u>ことでポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。</u></p> <p><u>運転性能の確認として、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車流量、系統(ポンプ廻り)の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。</u></p> <p><u>発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で動作確認可能な設計とする。</u></p> <p><u>ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(50-6)</p>																															
<p style="text-align: center;"><u>表 3.7-16 代替原子炉補機冷却系の試験及び検査</u></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転中又は停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能、漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>車両検査</td> <td>車両としての運転状態の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認		車両検査	車両としての運転状態の確認		<p style="text-align: center;"><u>表 3.7-16 原子炉補機代替冷却系の試験・検査</u></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転中又は停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>運転性能、漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>車両検査</td> <td>車両としての運転状態の確認</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認		車両検査	車両としての運転状態の確認	<p>・設備の相違</p>
発電用原子炉の状態	項目	内容																															
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認																															
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																															
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え																															
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認																															
	車両検査	車両としての運転状態の確認																															
発電用原子炉の状態	項目	内容																															
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認																															
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																															
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え																															
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホースの外観の確認																															
	車両検査	車両としての運転状態の確認																															
<p>(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替循環冷却系である復水移送ポンプは、<u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設</u></p>	<p>(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>代替循環冷却系は、本来の用途以外に使用しない。<u>重大事故等時には、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と</u></p>	<p>(4) 切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系である残留熱代替除去ポンプは、重大事故等に対処するための目的のみに使用されるため、本来</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p>																														

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>備であることから、想定される重大事故等時において、通常時に使用する系統から速やかに切替え操作が可能となるように、弁を中央制御室から遠隔操作が可能とする設計とするか、又は、弁を現場で速やかに操作できる配置上の考慮がなされた設計とする。</u></p> <p>残留熱除去系熱交換器は、本来の用途以外の用途には使用しない。</p> <p>また、<u>代替循環冷却系のバイパス流を防止するため、代替循環冷却系の主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来す等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ。封水ライン等）についても、代替循環冷却系のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上で、バウンダリ機能が喪失しない設計とする。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系である熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p>なお、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却系から重大事故等時に対処するために<u>代替原子炉補機冷却系に系統を切り替える場合、切り替え操作としては、弁開閉操作（原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁2弁を開操作、熱交換器ユニットの接続ラインの2弁を開操作、残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作）、ホース敷設及び接続作業、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の移動、設置、起動操作を行う。弁については中央制御室での操作スイッチによる操作とともに、現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし、容易に操作可能とする。</u></p>	<p><u>一部の配管を使用するが、残留熱除去系配管については、重大事故等に対処するための系統の切替えは必要としない。</u></p>	<p><u>の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p><u>残留熱除去系熱交換器は、本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系の主ラインからの分岐部については、残留熱除去系をバウンダリとし、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系である移動式熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p><u>なお、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却系から重大事故等時に対処するために原子炉補機代替冷却系に系統を切り替える場合、切り替え操作としては、弁開閉操作（原子炉補機代替冷却系を閉操作、移動式代替熱交換設備の接続ラインのAHEF供給配管止め弁とAHEF戻り配管止め弁を開操作、RCW常用補機冷却水入口切替弁とRCW常用補機冷却水出口切替弁を閉操作）、ホース敷設及び接続作業、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の移動、設置、起動操作を行う。弁についてはAHEF供給配管止め弁とAHEF戻り配管止め弁については、現場での手動ハンドル操作が可能な設計とし、容易に操作可能とする。RCW常用補機冷却水入口切替弁とRCW常用補機冷却水出口切替弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作とともに、現場での手動ハンドル</u></p>	<p>島根2号炉の残留熱代替除去ポンプはSA専用設備として設置する</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の残留熱代替除去系は残留熱除去系を流路とする。 「3.7.2.2.3.1(2)操作性」に示す弁を操作することで運転可能であり、バイパス流を防止するための弁操作は不要である。</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は系統構成に必要な弁として、中央制御室で操作を行う弁と現場で操作</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3. 7-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。</p> <p>(50-5)</p>	<p>(50-4-2, 3)</p>	<p><u>操作も可能な設計とし，容易に操作可能とする。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3. 7-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。</u></p> <p>(50-5)</p>	<p>を行う弁がある</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)



※：炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を政策する場合、作業時の並びによる影響を低減するため、緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。

図 3.7-5 代替循環冷却系のタイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

東海第二発電所 (2018.9.18版)

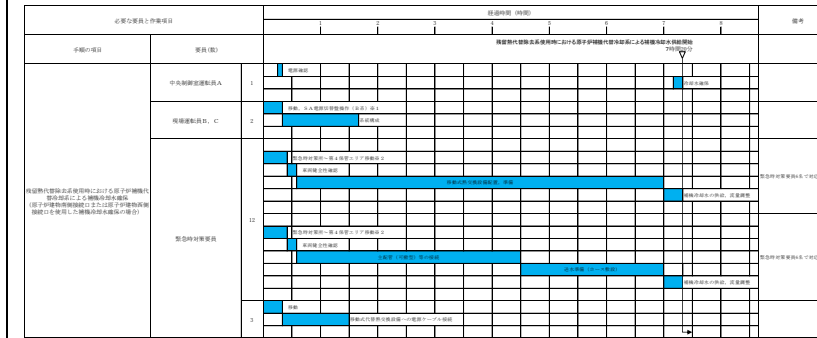
(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

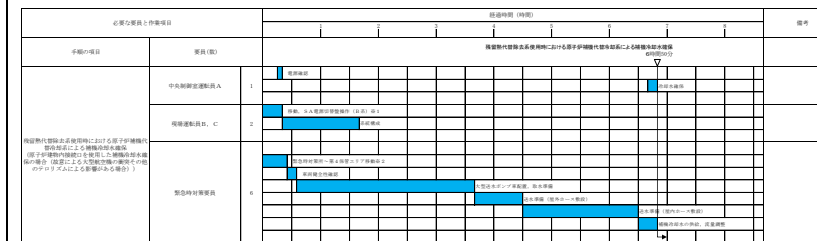
(ii) 適合性

島根原子力発電所 2号炉



※1：作業員コントロールルーム稼働を使用する場合は、中央制御室要員に2名を割り当てて対応する。

※2：緊急時対策要員の稼働確保を目的とし、適宜に交代する。



※1：作業員コントロールルーム稼働を使用する場合は、中央制御室要員に2名を割り当てて対応する。

※2：緊急時対策要員の稼働確保を目的とし、適宜に交代する。

図 3.7-5 残留熱代替冷却系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保タイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

備考

・運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系は重大事故等時に残留熱除去系と高圧炉心注水系を繋ぐことで系統を構成するが、通常時は、残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁を常時閉とすることで、残留熱除去系と高圧炉心注水系に対して相互に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、<u>代替循環冷却系は、通常時は残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)を閉止することで隔離する系統構成としており、残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>他系統との隔離弁を表3.7-17に示す。</p> <p>代替循環冷却系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、<u>代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、通常時は接続先の系統と分離して保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。</u></p> <p>また、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系を用いる場合は、接続、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備とし</u></p>	<p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系ポンプは、通常待機時は代替循環冷却系ポンプ入口弁、代替循環冷却系注入弁、代替循環冷却系格納容器スプレイ弁及び代替循環冷却系テスト弁を閉止することで残留熱除去系と隔離する系統構成としており、残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の隔離弁について、代替循環冷却系A系を代表として第3.7-7表に示す。</u></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>残留熱代替除去系は、通常待機時はRHR R HARライン入口止め弁及びR HARライン流量調節弁)を閉止することで残留熱除去系と隔離する系統構成としており、残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>他系統との隔離弁を表3.7-17に示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、<u>残留熱代替除去系は閉ループにて構成する設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は、通常時は接続先の系統と分離して保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。</u></p> <p>また、<u>原子炉補機冷却系と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系を用いる場合は、接続、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備とし</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の残留熱代替除去系は、通常時は待機状態であるが、柏崎6/7のMUWCポンプは通常時に運転しているため、他系との隔離が必要</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 系統構成の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 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>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>熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>は、<u>治具や輪留めによる固定等</u>をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>は、<u>飛散物</u>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 style="text-align: right;">(50-4, 50-5, 50-6)</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.7-17 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1" data-bbox="166 724 899 940"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">残留熱除去系 高压炉心注水系</td> <td>残留熱除去系高压炉心注水系 第一止め弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系高压炉心注水系 第二止め弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">残留熱除去系</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	残留熱除去系 高压炉心注水系	残留熱除去系高压炉心注水系 第一止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	残留熱除去系高压炉心注水系 第二止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	<p style="text-align: center;">(50-4-2, 3)</p> <p style="text-align: center;"><u>第 3.7-7 表 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1" data-bbox="982 724 1694 982"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">残留熱除去系</td> <td>代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系A系注入弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系A系テスト弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	残留熱除去系	代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁	電動駆動	通常時閉	代替循環冷却系A系注入弁	電動駆動	通常時閉	代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁	電動駆動	通常時閉	代替循環冷却系A系テスト弁	電動駆動	通常時閉	<p><u>で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>移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等</u>をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>移動式代替熱交換設備と大型送水ポンプ車は、飛散物</u>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 style="text-align: right;">(50-4, 50-5, 50-6)</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.7-17 他系統との隔離弁</u></p> <table border="1" data-bbox="1739 699 2510 835"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RHR RHARライン入口 止め弁</td> <td>残留熱除去系</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>RHARライン流量調節弁</td> <td>残留熱除去系</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> </tbody> </table>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	RHR RHARライン入口 止め弁	残留熱除去系	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	RHARライン流量調節弁	残留熱除去系	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉	<p>・設備の相違</p>
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																															
残留熱除去系 高压炉心注水系	残留熱除去系高压炉心注水系 第一止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																															
	残留熱除去系高压炉心注水系 第二止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																															
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																															
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																															
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																															
残留熱除去系	代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁	電動駆動	通常時閉																																															
	代替循環冷却系A系注入弁	電動駆動	通常時閉																																															
	代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁	電動駆動	通常時閉																																															
	代替循環冷却系A系テスト弁	電動駆動	通常時閉																																															
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																															
RHR RHARライン入口 止め弁	残留熱除去系	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																															
RHARライン流量調節弁	残留熱除去系	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系及び代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表3.7-18に示す。</u></p> <p>このうち、<u>復水移送ポンプ、タービン建屋負荷遮断弁、原子炉建屋内に設置されている弁のうち残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)、下部ドライウェル注水流量調節弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁(7号炉のみ)、常用冷却水供給側分離弁(B)、常用冷却水戻り側分離弁(B)</u>については中央制御室から操作を可能とし、<u>それ以外の原子炉建屋内に設置されている弁については放射線の影響を考慮し、原子炉建屋内の原子炉区域外にAM用切替盤、AM用操作盤を設置し、遠隔操作が可能な設計とする。</u></p> <p>その他、<u>廃棄物処理建屋、タービン建屋、コントロール建屋</u>で、手動弁の操作が必要であるが、操作は代替循環冷却系起動前の状況のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。</p> <p>なお、<u>屋外又はタービン建屋内にホースを敷設する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。</u></p> <p>また、<u>代替循環冷却系を運転すると、系統配管廻りが高線量になる可能性があり、操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため、運転開始後に操作が必要な弁、ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、主ラインから最も近い弁(第一止め弁)で閉</u></p>	<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を代替循環冷却系A系を代表として第3.7-8表に示す。</u></p> <p><u>これら原子炉建屋原子炉棟内に設置されている弁及び代替循環冷却系ポンプについては中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。</u></p>	<p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表3.7-18に示す。</u></p> <p>このうち、<u>残留熱代替除去ポンプ、RHR R HAR ライン入口止め弁、R HAR ライン流量調節弁、RHR A-F L S R 連絡ライン止め弁、RHR A-F L S R 連絡ライン流量調節弁、RHR P C V スプレイ連絡ライン流量調節弁については中央制御室から操作を可能とし、A-RHR注水弁、B-RHRドライウェル第2スプレイ弁については中央制御室に重大事故操作盤、原子炉建物付属棟にS A電源切替盤を設置し、遠隔操作が可能な設計とする。</u></p> <p>その他、<u>原子炉建物で手動弁の操作が必要であるが、操作は残留熱代替除去系起動前の状況のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。</u></p> <p>なお、<u>屋外にホースを敷設する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系を運転すると、系統配管廻りが高線量になる可能性があり、操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため、運転開始後に操作が必要な弁、ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、残留熱除去系をバウンダリとし、適</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 系統構成の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑩の相違。</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉はタービン建物内にホースを敷設しない</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>止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、高線量となる範囲が限定的となるよう、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上で、バウンダリ機能が喪失しない設計とする。</u></p> <p>また、<u>代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、代替循環冷却系の運転と同時に必要な操作、代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。</u></p> <p>なお、<u>代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を聞き、復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</u></p> <p>(50-4, 50-8)</p>	<p>(50-3-2)</p>	<p><u>切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、残留熱代替除去系の運転と同時に必要な操作、残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。</u></p> <p>なお、<u>残留熱代替除去系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては、残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。</u></p> <p>(50-4, 50-8)</p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉の残留熱代替除去系運転時のバウンダリは残留熱除去系である</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																																												
<p align="center">表 3.7-18 操作対象機器設置場</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>復水移送ポンプ(A)</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>復水移送ポンプ(B)</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>復水移送ポンプ(C)</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系注入弁(A)</td><td>原子炉建屋地上1階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td><td>原子炉建屋地上1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td><td>原子炉建屋地上1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</td><td>原子炉建屋地上1階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</td><td>原子炉建屋地上1階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>タービン建屋負荷遮断弁 (6号炉)</td><td>タービン建屋地下中2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td><td>原子炉建屋地下3階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td><td>原子炉建屋地下3階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td><td>原子炉建屋地下2階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器出口弁(A)</td><td>原子炉建屋地下3階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td><td>原子炉建屋地下3階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)</td><td>原子炉建屋地下3階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁</td><td>原子炉建屋地下3階</td><td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td></tr> <tr><td>下部ドライウエル注水流量調節弁</td><td>原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>下部ドライウエル注水ライン隔離弁</td><td>原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)</td><td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6号炉) 中央制御室 (7号炉)</td></tr> <tr><td>復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td><td>廃棄物処理建屋地下3階</td></tr> </tbody> </table> <p align="right">(次頁へ続く)</p>	機器名称	設置場所	操作場所	復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室	復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室	復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室	残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上1階	中央制御室	残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上1階	中央制御室	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	タービン建屋負荷遮断弁 (6号炉)	タービン建屋地下中2階	中央制御室	廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)			残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	下部ドライウエル注水流量調節弁	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	中央制御室	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6号炉) 中央制御室 (7号炉)	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階	<p align="center">第 3.7-8 表 操作対象機器リスト</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>代替循環冷却系ポンプ (A)</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系 A 系注入弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系 A 系注入弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟3階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟3階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟4階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟4階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系 A 系テスト弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系 A 系注水配管分離弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟4階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁</td><td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>緊急用電源切替盤</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室</td></tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	代替循環冷却系ポンプ (A)	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	代替循環冷却系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	残留熱除去系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室	代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室	残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室	代替循環冷却系 A 系テスト弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室	残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室	残留熱除去系 A 系注水配管分離弁	原子炉建屋原子炉棟2階	中央制御室	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室	残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室	緊急用電源切替盤	中央制御室	中央制御室	<p align="center">表 3.7-18 操作対象機器設置場所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>A-残留熱代替除去ポンプ</td><td>原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>B-残留熱代替除去ポンプ</td><td>原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>RHR RHARライン入口止め弁</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>RHARライン流量調節弁</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>RHR A-F L S R連絡ライン止め弁</td><td>原子炉建物2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁</td><td>原子炉建物2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁</td><td>原子炉建物中1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>A-RHR注水弁</td><td>原子炉建物2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>B-RHRドライウエル第2スプレイ弁</td><td>原子炉建物2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>移動式代替熱交換設備</td><td>原子炉建物近傍</td><td>原子炉建物近傍</td></tr> <tr><td>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</td><td>原子炉建物近傍</td><td>原子炉建物近傍</td></tr> <tr><td>大型送水ポンプ車</td><td>取水槽近傍</td><td>取水槽近傍</td></tr> <tr><td>R C W A-A H E F供給配管止め弁</td><td>原子炉建物1階</td><td>原子炉建物1階</td></tr> <tr><td>R C W A-A H E F戻り配管止め弁</td><td>原子炉建物1階</td><td>原子炉建物1階</td></tr> <tr><td>熱交換器ユニット流量調整弁</td><td>熱交換器ユニット内</td><td>熱交換器ユニット内</td></tr> <tr><td>A-R C W常用補機冷却水入口切替弁</td><td>原子炉建物地下1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>A-R C W常用補機冷却水出口切替弁</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>A-RHR熱交冷却水出口弁</td><td>原子炉建物2階</td><td>原子炉建物2階</td></tr> <tr><td>R C W A-D E G冷却水入口弁</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>原子炉建物地下2階</td></tr> <tr><td>R C W A-中央制御室冷凍機入口弁</td><td>廃棄物処理建物2階</td><td>廃棄物処理建物2階</td></tr> <tr><td>R C W B-A H E F供給配管止め弁</td><td>原子炉建物地下1階</td><td>原子炉建物地下1階</td></tr> <tr><td>R C W B-A H E F戻り配管止め弁</td><td>原子炉建物地下1階</td><td>原子炉建物地下1階</td></tr> <tr><td>B-R C W常用補機冷却水入口切替弁</td><td>原子炉建物地下1階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>B-R C W常用補機冷却水出口切替弁</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>中央制御室</td></tr> <tr><td>B-RHR熱交冷却水出口弁</td><td>原子炉建物2階</td><td>原子炉建物2階</td></tr> <tr><td>R C W B-D E G冷却水入口弁</td><td>原子炉建物地下2階</td><td>原子炉建物地下2階</td></tr> <tr><td>R C W B-中央制御室冷凍機入口弁</td><td>廃棄物処理建物2階</td><td>廃棄物処理建物2階</td></tr> <tr><td>ホース</td><td>屋外</td><td>屋外</td></tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	A-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)	中央制御室	B-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)	中央制御室	RHR RHARライン入口止め弁	原子炉建物地下2階	中央制御室	RHARライン流量調節弁	原子炉建物地下2階	中央制御室	RHR A-F L S R連絡ライン止め弁	原子炉建物2階	中央制御室	RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁	原子炉建物2階	中央制御室	RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁	原子炉建物中1階	中央制御室	A-RHR注水弁	原子炉建物2階	中央制御室	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	原子炉建物2階	中央制御室	移動式代替熱交換設備	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍	大型送水ポンプ車	取水槽近傍	取水槽近傍	R C W A-A H E F供給配管止め弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階	R C W A-A H E F戻り配管止め弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内	A-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物地下1階	中央制御室	A-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物地下2階	中央制御室	A-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階	R C W A-D E G冷却水入口弁	原子炉建物地下2階	原子炉建物地下2階	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物2階	廃棄物処理建物2階	R C W B-A H E F供給配管止め弁	原子炉建物地下1階	原子炉建物地下1階	R C W B-A H E F戻り配管止め弁	原子炉建物地下1階	原子炉建物地下1階	B-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物地下1階	中央制御室	B-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物地下2階	中央制御室	B-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階	R C W B-D E G冷却水入口弁	原子炉建物地下2階	原子炉建物地下2階	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物2階	廃棄物処理建物2階	ホース	屋外	屋外	<p>・設備の相違</p>
機器名称	設置場所	操作場所																																																																																																																																																																																																													
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下3階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
タービン建屋負荷遮断弁 (6号炉)	タービン建屋地下中2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)																																																																																																																																																																																																															
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B) (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																																																																																																																																																													
下部ドライウエル注水流量調節弁	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
下部ドライウエル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外) (6号炉) 中央制御室 (7号炉)																																																																																																																																																																																																													
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階																																																																																																																																																																																																													
機器名称	設置場所	操作場所																																																																																																																																																																																																													
代替循環冷却系ポンプ (A)	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
代替循環冷却系ポンプ (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
代替循環冷却系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
代替循環冷却系 A 系テスト弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	原子炉建屋原子炉棟地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系 A 系注水配管分離弁	原子炉建屋原子炉棟2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
残留熱除去系 A 系凝縮水ラインドレン弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
緊急用電源切替盤	中央制御室	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
機器名称	設置場所	操作場所																																																																																																																																																																																																													
A-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
B-残留熱代替除去ポンプ	原子炉建物地下2階 (原子炉建物付属棟)	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
RHR RHARライン入口止め弁	原子炉建物地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
RHARライン流量調節弁	原子炉建物地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
RHR A-F L S R連絡ライン止め弁	原子炉建物2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁	原子炉建物2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁	原子炉建物中1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
A-RHR注水弁	原子炉建物2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	原子炉建物2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
移動式代替熱交換設備	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍																																																																																																																																																																																																													
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	原子炉建物近傍	原子炉建物近傍																																																																																																																																																																																																													
大型送水ポンプ車	取水槽近傍	取水槽近傍																																																																																																																																																																																																													
R C W A-A H E F供給配管止め弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																													
R C W A-A H E F戻り配管止め弁	原子炉建物1階	原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																													
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内																																																																																																																																																																																																													
A-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物地下1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
A-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
A-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階																																																																																																																																																																																																													
R C W A-D E G冷却水入口弁	原子炉建物地下2階	原子炉建物地下2階																																																																																																																																																																																																													
R C W A-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物2階	廃棄物処理建物2階																																																																																																																																																																																																													
R C W B-A H E F供給配管止め弁	原子炉建物地下1階	原子炉建物地下1階																																																																																																																																																																																																													
R C W B-A H E F戻り配管止め弁	原子炉建物地下1階	原子炉建物地下1階																																																																																																																																																																																																													
B-R C W常用補機冷却水入口切替弁	原子炉建物地下1階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
B-R C W常用補機冷却水出口切替弁	原子炉建物地下2階	中央制御室																																																																																																																																																																																																													
B-RHR熱交冷却水出口弁	原子炉建物2階	原子炉建物2階																																																																																																																																																																																																													
R C W B-D E G冷却水入口弁	原子炉建物地下2階	原子炉建物地下2階																																																																																																																																																																																																													
R C W B-中央制御室冷凍機入口弁	廃棄物処理建物2階	廃棄物処理建物2階																																																																																																																																																																																																													
ホース	屋外	屋外																																																																																																																																																																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			東海第二発電所 (2018.9.18版)			島根原子力発電所 2号炉			備考		
機器名称	設置場所	操作場所									
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)	廃棄物処理建屋地下2階 (6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階 (7号炉)									
復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階									
熱交換器ユニット	タービン建屋脇又はタービン建屋内	タービン建屋脇又はタービン建屋内									
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇又はタービン建屋内	タービン建屋脇又はタービン建屋内									
大容量送水車(熱交換器ユニット用)	タービン建屋脇	タービン建屋脇									
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内									
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階									
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階									
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)									
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室									
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室									
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階									
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階									
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階									
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁(7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階									
機器名称	設置場所	操作場所									
のみ)											
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階									
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階									
ホース	屋外又はタービン建屋内	屋外又はタービン建屋内									

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。</p> <p>代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプは、<u>設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。</u></p> <p>代替循環冷却系の流量としては、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合</u>」に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性が確認されている循環流量が <u>190m³/h</u> (原子炉圧力容器への注入流量が 90m³/h, 原子炉格納容器へのスプレイ流量が <u>100m³/h</u>) 又は、「<u>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</u>」に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性が確認されている循環流量が <u>190m³/h</u> (原子炉格納容器下部への注入流量が 50m³/h, 原子</p>	<p>3.7.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、<u>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</u></p> <p>代替循環冷却系ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の<u>重要事故シーケンスのうち、格納容器過圧・過温破損シーケンス</u>に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において、<u>有効性が確認されている循環流量の250m³/hを確保可能な設計とし、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮して循環流量250m³/hが達成可能な設計とする。</u></p>	<p>3.7.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>残留熱代替除去系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプは、<u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な流量を有する設計とする。</u></p> <p>残留熱代替除去系の流量としては、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の<u>評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合</u>」に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性が確認されている循環流量が <u>150m³/h</u> (原子炉圧力容器への注入流量が <u>30m³/h</u>, 原子炉格納容器へのスプレイ流量が <u>120m³/h</u>) 又は、「<u>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</u>」に係る有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において有効性が確認されている循環流量が <u>120m³/h</u> (原子炉格納容器へのスプレイ流量) である。<u>残</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の残留熱代替除去系は、50条に適合する重大事故緩和設備として設置する</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の残留熱代替除去ポンプはSA単独設備として設置する</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備仕様の相違 【東海第二】 シーケンスの相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>炉格納容器へのスプレイ流量が 140m³/h</u> である。<u>復水移送ポンプは 1 台あたり 95m³/h 以上の流量を確保可能なため、2 台使用する設計とする。</u></p> <p><u>復水移送ポンプは、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、復水移送ポンプ 2 台運転で循環流量 190m³/h 達成可能な揚程で設計する。</u></p> <p>代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>残留熱除去系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサプレッション・チェンバのプール水温約 160℃の場合において約 17MW であるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準事故対処設備としての海水温度 30℃、サプレッション・チェンバのプール水温 52℃の場合の熱交換量約 8.1MW とする。</p> <p style="text-align: right;">(50-7)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	<p style="text-align: center;">(50-6-2~6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設重大事故等対処設備の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件 (重大事故等に対処するための必要な機能) を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</u></p>	<p><u>残留熱代替除去ポンプは 1 台あたり 150m³/h 以上の流量を確保可能なため、1 台使用する設計とする。</u></p> <p><u>残留熱代替除去ポンプは、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、残留熱代替除去ポンプ 1 台運転で循環流量 150m³/h 達成可能な揚程で設計する。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</u></p> <p><u>残留熱除去系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサプレッション・チェンバのプール水温約 170℃の場合において約 15MW であるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから、設計基準事故対処設備としての海水温度 30℃、サプレッション・チェンバのプール水温 52℃の場合の熱交換量約 9.1MW とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(50-7)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑪の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系の復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり, 代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが, 原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置に対して, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p>また, 非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) に対して多様性を有する常設代替交流電源設備 (<u>第一ガスタービン発電機</u>) 又は可搬型代替交流電源設備 (電源車) からの給電により駆動できる設計とする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し, 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に, 残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p>	<p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系の各機器については, 一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性, 位置的分散 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系は, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系に対し, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図る設計としている。なお, 詳細については 3.7.2.1.3 項に示す。</u></p>	<p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は, 二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は, 共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>残留熱代替除去系は重大事故緩和設備であり, 代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが, 原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器フィルタベント系に対して, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>また, 非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) に対して多様性を有する常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) からの給電により駆動できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系の第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は地下の格納槽内に, 圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し, 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建物内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二は, 代替循環冷却系を 47 条に位置付けている</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩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>復水移送ポンプ</u>は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、位置的分散を図る設計とする。また、電源、冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>の常設設備である<u>熱交換器ユニット</u>接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等設備として<u>熱交換器ユニット</u>及び<u>大容量送水車</u>（<u>熱交換器ユニット用</u>）を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）」の適合性で示す。</p> <p style="text-align: right;">(50-2, 50-4, 50-5)</p>	<p style="text-align: center;">(50-3-2, 50-4-2, 3)</p>	<p><u>残留熱代替除去ポンプ</u>は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、位置的分散を図る設計とする。また、電源、冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の常設設備である<u>移動式代替熱交換設備</u>接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等設備として<u>移動式熱交換設備</u>及び<u>大型送水ポンプ車</u>を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）」の適合性で示す。</p> <p style="text-align: right;">(50-2, 50-4, 50-5)</p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 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
<p>3.7.2.2.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第3項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</p> <p>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 1セット1台を使用する。</p> <p>熱交換器ユニットの容量は熱交換容量約23MWとして、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の容量は流量900m³/hとして設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用する場合」において事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に、同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。</p> <p>また、熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット (6号及び7号炉共用) の合計5式を保管する。大容量送水車 (熱交換器</p>		<p>3.7.2.2.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第3項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1式と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。</p> <p>移動式代替熱交換設備の容量は熱交換容量約23MWとして、大型送水ポンプ車の容量は流量1,800m³/hとして設計し、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」において事故発生10時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器のスプレイの同時運転を行った場合、又は有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において事故発生10時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる格納下部の溶融炉心の冷却を行った場合に、同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。</p> <p>また、移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セットの合計3式を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備仕様の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備運用の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>ユニット用</u>の保有数は、<u>6号及び7号炉共用で4セット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<u>1式(6号及び7号炉共用)の合計5台</u>を保管する。</p> <p style="text-align: right;">(50-7)</p> <p>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第43条第3項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設設備(発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。)と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用できるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一しかつフランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号及び7号炉に接続可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>代替原子炉補機冷却系の大容量送水車(熱交換器ユニット用)を接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(50-8)</p> <p>(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第43条第3項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備(原子炉建屋の外から水又は電力を供給する</p>		<p><u>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 style="text-align: right;">(50-7)</p> <p>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第43条第3項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設設備(発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。)と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用できるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備を接続するためのホースは、屋外の接続口と口径を統一し、かつ、フランジ接続とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p>また、<u>原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を接続するためのホースは、移動式代替熱交換設備及び屋内の接続口と口径を統一し、かつ、簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(50-8)</p> <p>(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第43条第3項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型</u></p>	<p>備考</p> <p>・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は, 重大事故等時の環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため, 接続口を格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタとの離隔を考慮し, 6号炉についてはタービン建屋西側から建屋外と建屋内に接続できる箇所を1個ずつ計2個設け, 7号炉についてはタービン建屋南側及び西側から接続できる箇所を1個ずつ計2個設けることで, 互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。なお, 代替循環冷却系は残留熱除去系B系の熱交換器を使用するため, 残留熱除去系A系側の接続口(熱交換器ユニットとの接続口)については使用しない。</u></p> <p>(50-8)</p> <p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第3項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>		<p><u>重大事故等対処設備(原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については, 「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続箇所である接続口は, 重大事故等時の環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため, 接続口を格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器との離隔を考慮し, 原子炉建建物西側, 南側屋外及び原子炉建物屋内から接続できる箇所を1個ずつ計3個設けることで, 互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。</u></p> <p>(50-8)</p> <p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第3項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉では, 循環冷却にB-RHR熱交換器を使用する。B-RHR熱交換器への冷却水通水に使用する接続口は, 「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備」において使用するA系側およびB系側の接続口を使用する。</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>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>で、使用する<u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>は、格納容器ベントを実施していない状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(50-8)</p> <p>(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却水ポンプ、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある<u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u>の複数箇所に分散して保管する。</p> <p style="text-align: right;">(50-4, 50-9)</p> <p>(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）</p> <p>(i) 要求事項</p>		<p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器ベントを実施していない状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また、現場での接続作業に当たって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(50-4, 50-8)</u></p> <p><u>(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内にある第 1、第 3 及び第 4 保管エリアの複数箇所に分散して保管する。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(50-4, 50-9)</u></p> <p><u>(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）</u></p> <p><u>(i) 要求事項</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>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）</p> <p>(50-10)</p> <p>(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）</p> <p>(i) 要求事項 重大事故防止設備のうち可搬型の場合は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替循環冷却系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系</u>は、設置許可基準規則第50条においては重大事故緩和設備であるが、</p>		<p><u>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系</u>で使用する<u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、通常時は津波の影響を受けない場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）</p> <p>(50-10)</p> <p>(7) <u>設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）</u></p> <p>(i) 要求事項 <u>重大事故防止設備のうち可搬型の場合は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系</u>で使用する<u>原子炉補機代替冷却系</u>は、設置許可基準規則第50条においては重大事故緩和設備で</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の第4保管エリア（EL8.5m）は高台ではないが、防波壁の内側であることから、津波の影響を受けない場所と記載している。</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>熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置と表 3.7-19 で示すとおり多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海であることに対し、格納容器圧力逃がし装置は大気とし、多様性を有する設計とする。</p> <p>(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)</p>		<p>あるが、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、燃料プールの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器フィルタベント系と表 3.7-19 で示すとおり多様性、位置的分散を図る。また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却系及び原子炉補機代替冷却系が海であることに対し、格納容器フィルタベント系は大気とし、多様性を有する設計とする。</p> <p>(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)</p>																																																							
<p>表 3.5-19 代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散</p>		<p>表 3.7-19 原子炉補機代替冷却系の多様性、位置的分散</p>	<p>・設備の相違</p>																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系</th> <th>格納容器圧力逃がし装置</th> <th>代替原子炉補機冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ(淡水)</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ(タービン建屋)</td> <td>—</td> <td>熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ) (屋外)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ(海水)</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ(タービン建屋)</td> <td>—</td> <td>大容量送水車(熱交換器ユニット用) (屋外)</td> </tr> <tr> <td>熱交換器</td> <td>原子炉補機冷却水系熱交換器(タービン建屋)</td> <td>—</td> <td>熱交換器ユニット(熱交換器) (屋外)</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンク</td> <td>海</td> <td>大気</td> <td>海</td> </tr> <tr> <td>駆動電源</td> <td>非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) (原子炉建屋)</td> <td>不要</td> <td>不要(大容量送水車(熱交換器ユニット用)) (屋外) 可搬型代替交流電源設備(電源車)(熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)) (屋外)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	代替原子炉補機冷却系	ポンプ(淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ(タービン建屋)	—	熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ) (屋外)	ポンプ(海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ(タービン建屋)	—	大容量送水車(熱交換器ユニット用) (屋外)	熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器(タービン建屋)	—	熱交換器ユニット(熱交換器) (屋外)	最終ヒートシンク	海	大気	海	駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) (原子炉建屋)	不要	不要(大容量送水車(熱交換器ユニット用)) (屋外) 可搬型代替交流電源設備(電源車)(熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)) (屋外)		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th>設計基準事故対処設備</th> <th colspan="2">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>原子炉補機冷却系</th> <th>格納容器フィルタベント系</th> <th>原子炉補機代替冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ポンプ(淡水)</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ <原子炉建物></td> <td>—</td> <td>移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ) <屋外></td> </tr> <tr> <td>ポンプ(海水)</td> <td>原子炉補機海水ポンプ <屋外></td> <td>—</td> <td>大型送水ポンプ車 <屋外></td> </tr> <tr> <td>熱交換器</td> <td>原子炉補機冷却系熱交換器 <原子炉建物></td> <td>—</td> <td>移動式代替熱交換設備 (熱交換器) <屋外></td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンク</td> <td>海</td> <td>大気</td> <td>海</td> </tr> <tr> <td>駆動電源</td> <td>非常用ディーゼル発電機 <原子炉建物></td> <td>不要</td> <td>ガスタービン発電機 <ガスタービン発電設備建物></td> </tr> </tbody> </table>	項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		原子炉補機冷却系	格納容器フィルタベント系	原子炉補機代替冷却系	ポンプ(淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ <原子炉建物>	—	移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ) <屋外>	ポンプ(海水)	原子炉補機海水ポンプ <屋外>	—	大型送水ポンプ車 <屋外>	熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器 <原子炉建物>	—	移動式代替熱交換設備 (熱交換器) <屋外>	最終ヒートシンク	海	大気	海	駆動電源	非常用ディーゼル発電機 <原子炉建物>	不要	ガスタービン発電機 <ガスタービン発電設備建物>	
項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備																																																						
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	代替原子炉補機冷却系																																																						
ポンプ(淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ(タービン建屋)	—	熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ) (屋外)																																																						
ポンプ(海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ(タービン建屋)	—	大容量送水車(熱交換器ユニット用) (屋外)																																																						
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器(タービン建屋)	—	熱交換器ユニット(熱交換器) (屋外)																																																						
最終ヒートシンク	海	大気	海																																																						
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機) (原子炉建屋)	不要	不要(大容量送水車(熱交換器ユニット用)) (屋外) 可搬型代替交流電源設備(電源車)(熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)) (屋外)																																																						
項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備																																																							
	原子炉補機冷却系	格納容器フィルタベント系	原子炉補機代替冷却系																																																						
ポンプ(淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ <原子炉建物>	—	移動式代替熱交換設備 (移動式代替熱交換設備淡水ポンプ) <屋外>																																																						
ポンプ(海水)	原子炉補機海水ポンプ <屋外>	—	大型送水ポンプ車 <屋外>																																																						
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器 <原子炉建物>	—	移動式代替熱交換設備 (熱交換器) <屋外>																																																						
最終ヒートシンク	海	大気	海																																																						
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 <原子炉建物>	不要	ガスタービン発電機 <ガスタービン発電設備建物>																																																						
<p><>内は設置場所を示す。</p>		<p><>内は設置場所を示す。</p>																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7.3 その他設備</p> <p>3.7.3.1 <u>格納容器 pH 制御設備</u></p> <p>3.7.3.1.1 設備概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・チェンバのプール水中によう素をよう化物イオンとして保持することでよう素の放出量を低減するために、<u>格納容器 pH 制御設備</u>を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサブプレッション・チェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サブプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう化物イオンが無機よう素となりサブプレッション・チェンバの気相部へ放出され、また、無機よう素とサブプレッション・チェンバ内の塗装等の有機物が反応し、有機よう素が生成*1されるという知見がある。</p> <p>そこで、サブプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサブプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文*2にまとめられており、サブプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。</p> <p>本系統は、<u>復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを注入させ、ドライウェルスプレイの配管、サブプレッション・チェンバスプレイの配管、格納容器下部注水系の配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。</u></p> <p>本系統は、<u>廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁 (2 弁) を中央制御室からの遠隔操作、又は現場での操作により開操</u></p>	<p>3.7.2.2 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(前段に掲載のため記載省略)</p> <p>3.7.3 その他設備</p> <p>3.7.3.1 <u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置</u></p> <p>3.7.3.1.1 設備概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用する際、<u>サブプレッション・プール水の酸性化を防止すること、及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るために、サブプレッション・プール水 pH 制御装置を設ける設計とする。</u>なお、本装置は事業者の自主的な取組で設置するものである。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサブプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サブプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサブプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見があることから、サブプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として薬液 (水酸化ナトリウム) をサブプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文*1にまとめられており、サブプレッション・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。</p> <p>本装置は、<u>原子炉建屋原子炉棟内に設置する隔離弁 (2弁) を中央制御室からのスイッチ操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系 (A系サブプレッション・チェンバスプレイ配管) を使用してサブプレッション・チェンバに薬液 (水酸化ナトリウム) を注入する構成とする。</u></p>	<p>3.7.3 その他設備</p> <p>3.7.3.1 <u>サブプレッション・プール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御</u></p> <p>3.7.3.1.1 設備概要</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>を使用する際、<u>原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・チェンバのプール水中によう素をよう化物イオンとして保持することでよう素の放出量を低減するために、サブプレッション・プール水 pH 制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備する。</u>なお、<u>サブプレッション・プール水 pH 制御系</u>は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサブプレッション・チェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サブプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう化物イオンが無機よう素となりサブプレッション・チェンバの気相部へ放出され、また、無機よう素とサブプレッション・チェンバ内の塗装等の有機物が反応し、有機よう素が生成*1されるという知見がある。</p> <p>そこで、サブプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH 制御として水酸化ナトリウムをサブプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については、米国の論文*2にまとめられており、サブプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。</p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御系は、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクを加圧したのち、薬液注入弁を開することで、サブプレッション・チェンバスプレイ配管に薬液を圧送し注入する構成とする。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御系は、格納槽内に設置している薬液タンク隔離弁 (2 弁) を中央制御室からの遠隔操作、又は</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、ドライウェル側も pH 制御を行う (以下、⑫の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>作することで、<u>復水移送ポンプの吸込配管に薬液を混入させる。</u></p> <p>*1:「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(日本原子力学会)によると、無機よう素並びに有機よう素が生成されるメカニズムは、以下の通りと考えられている。</p> <p>【無機よう素反応】 $I^- + \cdot OH \rightarrow \cdot I + OH^-$ $2 \cdot I \rightarrow I_2$</p> <p>【有機よう素反応】 $ORG + \cdot OH \rightarrow 6 \cdot ORG$ $\cdot ORG + I_2 \rightarrow HVRI/LVRI + \cdot I$</p> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 0 5px;"> <p>ORG : 原子炉格納容器内の有機物 \cdot : ラジカル HVRI : 高揮発性有機よう素 LVRI : 低揮発性有機よう素</p> </div> <p>*2: 米国原子力規制委員会による研究 (NUREG-1465) や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文 (NUREG/CR5950) によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が酸性側に変化していく経過を踏まえて、pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での評価内容を参照し、6号及</p>	<p>東海第二発電所 (2018.9.18版)</p> <p>*1: 米国原子力規制委員会による研究 (NUREG-1465) や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文 (NUREG/CR-5950) によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されており、こ</p>	<p>現場での操作により開操作することで、<u>薬液を混入させる。</u></p> <p>サプレッション・プール水 pH 制御系使用後に、<u>残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにもスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL 内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。</u></p> <p>*1:「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(日本原子力学会)によると、<u>無機よう素並びに有機よう素が生成されるメカニズムは、以下のとおりと考えられている。</u></p> <p>【無機よう素反応】 $I^- + \cdot OH \rightarrow \cdot I + OH^-$ $2 \cdot I \rightarrow I_2$</p> <p>【有機よう素反応】 $ORG + \cdot OH \rightarrow 6 \cdot ORG$ $\cdot ORG + I_2 \rightarrow HVRI/LVRI + \cdot I$</p> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 0 5px;"> <p>ORG: 原子炉格納容器内の有機物 \cdot: ラジカル HVRI: 高揮発性有機よう素 LVRI: 低揮発性有機よう素</p> </div> <p>*2: 米国原子力規制委員会による研究 (NUREG-1465) や、米国 Oak Ridge National Laboratory による論文 (NUREG/CR-5950) によると、pH が酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950 では、酸性物質の発生量と pH が酸性側に変化していく経過を踏まえて、pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 系統構成の相違 【東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>び7号炉の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。</p>	<p>これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。</p>	<p>評価内容を参照し、2号炉の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。</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>3.7.3.1.2 他設備への悪影響について</p> <p><u>格納容器 pH 制御設備</u>を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。この際、悪影響として懸念されるのは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる、原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響 ・アルカリとの反応で水素ガスが発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇、及び水素燃焼である。 <p>このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH制御したサブプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成している<u>ステンレス鋼</u>や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。</p> <p>また、水素ガスの発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、ジルコニウム-水反応で、発生する水素量に比べて十分少ないため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。</p> <p>(50-11)</p>	<p>3.7.3.1.2 他設備への悪影響について</p> <p>サブプレッション・プール水 pH制御装置を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。<u>この際、アルカリ薬液による設備への悪影響として懸念されるのは、以下の2点である。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・直接的影響：アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響 アルカリとの反応で水素が発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇及び水素燃焼 ・<u>間接的影響：薬液タンク破損によるアルカリ薬液の漏えい</u> <p>このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH制御したサブプレッション・プール水の<u>薬液</u>(水酸化ナトリウム)は低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成している<u>ステンレス鋼</u>や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。</p> <p>また、水素の発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、<u>薬液</u>(水酸化ナトリウム)と反応することで水素が発生する。しかし、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、<u>事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。</u>また、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。</p> <p><u>一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設ける設計としている。</u></p> <p><u>なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を</u></p>	<p>3.7.3.1.2 他設備への悪影響について</p> <p><u>サブプレッション・プール水 pH 制御設備等</u>を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。<u>この際、悪影響として懸念されるのは、</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる、原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響 ・アルカリとの反応で水素ガスが発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇、及び水素燃焼である。 <p>このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH制御したサブプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成している炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。</p> <p>また、水素ガスの発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、<u>ジルコニウム-水反応で発生する水素量に比べて十分少ないため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。</u>さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。</p> <p>(50-11)</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は共-9に記載</p> <p>・炉型の違い</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器バウンダリを構成する主要材料は炭素鋼のみ</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、共-9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><u>想定した手順を準備している。</u></p> <p><u>また、電源を必要とするが、他の設備の仕様に悪影響を生じないように必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</u></p> <p><u>したがって、サブプレッション・プール水pH制御装置を使用することによる他設備への悪影響はない。</u></p> <p><u>また、本装置は薬液タンクを窒素により加圧し、サブプレッション・チェンバ側のスプレイヘッドを使用してサブプレッション・チェンバに薬液を注入する構成であるが、残留熱除去系A系が停止し、かつA系ドライウェルスプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.7.3.2 <u>可搬型格納容器窒素供給設備</u></p> <p>3.7.3.2.1 設備概要</p> <p>原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。また、本設備は事故後8日目以降に使用するものである。</p> <p>重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、事故後8日目以降は、可燃性ガス濃度が可燃限界に至る可能性がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性がある。そのため、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、<u>可搬型格納容器窒素供給設備</u>による窒素供給を行う。</p> <p>本系統は、<u>可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作すること</u>で、発生した窒素ガスをドライウエル及びサブプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。</p> <p>(50-11)</p>		<p>3.7.3.2 <u>窒素ガス代替注入系</u></p> <p>3.7.3.2.1 設備概要</p> <p><u>原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために窒素ガス代替注入系を使用する手段を整備する。なお、本手段は事業者の自主的な取り組みによるものである。また、本手段は事故後8日目以降に使用するものである。</u></p> <p><u>重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合、発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが、事故後8日目以降は、可燃性ガス濃度が可燃限界に至る可能性がある。また、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性がある。そのため、可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、窒素ガス代替注入系による窒素供給を行う。</u></p> <p><u>本系統は、可搬式窒素供給装置を窒素ガス代替注入系配管に結合金具によりホースを接続し、可搬式窒素供給装置を現場にて操作することで、発生した窒素ガスをドライウエル及びサブプレッション・チェンバに供給可能である。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>系統構成の相違</p>

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

まとめ資料比較表 [52条 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]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (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	<p>島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁（第1弁及び第2弁）の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保 ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保 		
②	<p>島根2号炉は、放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）を設計基準事故ベースとした場合、事象発生から7日以内に原子炉格納容器内の酸素濃度が5%を上回る可能性があることから、原子炉格納容器内を不活性化し酸素濃度の上昇を抑制するため窒素ガス代替注入系をSA設備として使用する</p>		
③	<p>柏崎6/7は、設計基準対象施設の格納容器内酸素濃度を重大事故等対処設備として兼用して使用</p>		
④	<p>東海第二は、設計基準対象施設の格納容器内水素濃度、酸素濃度を重大事故等対処設備として使用していない</p>		
⑤	<p>使用する電源設備が異なる</p>		
⑥	<p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置は、発電機を搭載</p>		
⑦	<p>東海第二は可搬型窒素供給装置を複数台組み合わせて構成するが、島根2号炉は可搬式窒素供給装置1台で構成し、必要流量を満足できる設計としている</p>		
⑧	<p>柏崎6/7は、格納容器内に直接設置した水素濃度を設置するが、島根2号炉は、サンプリング式の水素濃度を設置する</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (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) 第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈) 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。 <BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 <PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 <BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (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) 第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈) 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。 <BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 <PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 <BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (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) 第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈) 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。 <BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 <PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 <BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	
<p>3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 3.9.1 設置許可基準規則第52条への適合方針 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、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として、<u>不活性ガス系、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系</u>及び水素濃度監視設備を設ける。</p>	<p>3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 3.9.1 設置許可基準規則第52条への適合方針 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な<u>重大事故等対処設備を設置及び保管する。</u></p>	<p>3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 3.9.1 設置許可基準規則第52条への適合方針 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、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として、<u>窒素ガス制御系、格納容器フィルタベント系、窒素ガス代替注入系及び水素濃度監視設備</u>を設ける。</p>	<p>・設備の相違【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			<p>島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁（第1弁及び第2弁）の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保 ・他系統との隔離弁の

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、<u>不活性ガス系</u>は設計基準対象施設であり、炉心の著しい損傷が発生した場合に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第1項 a)) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中において原子炉格納容器内は、<u>不活性ガス系</u>により常時不活性化されている。</p>	<p>(1) <u>不活性ガス系</u>による原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第1項 a)) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、<u>発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する。</u></p>	<p>なお、<u>窒素ガス制御系</u>は設計基準対象施設であり、炉心の著しい損傷が発生した場合に使用するものではないため、<u>重大事故等対処設備とは位置付けない。</u></p> <p>(1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第1項 a)) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中において原子炉格納容器内は、<u>窒素ガス制御系</u>により常時不活性化されている。</p>	<p>直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保 (以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値) を設計基準事故ベースとした場合、事象発生から7日以内に原子炉格納容器内の酸素濃度が5%を上回る可能性があることから、原子炉格納容器内を不活性化し酸素濃度の上昇を抑制するため窒素ガス代替注入系をSA設備として使用する(以下、②の相違)</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 3.9.1(1)項に記載</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>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設置 (設置許可基準規則解釈の第1項c)e)) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。</p> <p>i) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。</p>	<p><u>なお、不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。</u></p> <p>(2) <u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の酸素濃度抑制</u> (設置許可基準規則解釈の第1項a)) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生するおそれがある。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度を上回るが、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車により原子炉格納容器に窒素を供給し酸素濃度を可燃限界未満とすることで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。</u></p> <p>(3) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出</u> (設置許可基準規則解釈第1項c), e)) 炉心の著しい損傷が発生した場合において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として、<u>格納容器圧力逃がし装置を設置する。原子炉格納容器内の水素爆発防止のための運用に当たっては、代替循環冷却を行った際に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。</u></p> <p>(i) <u>排出経路での水素爆発を防止するため、通常待機時は系統内を可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車により窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、可搬型窒素供給装置である窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車により不活性ガスを供給することにより系統内をページすることが可能な設計とする。</u></p>	<p>(2) <u>窒素ガス代替注入系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項a)) <u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内を不活性化するため、窒素ガス代替注入系を使用する。</u></p> <p>(3) <u>格納容器フィルタベント系の設置</u> (設置許可基準規則解釈の第1項c)e)) <u>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。</u></p> <p>i) <u>格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。</u></p>	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は3.9.1項に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、<u>フィルタ装置及びよう素フィルタ</u>へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>また、<u>フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ</u>を設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに、<u>水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度</u>を設置することにより、排出経路における水素濃度を測定し、監視することが可能な設計とする。</p> <p>ii)</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置のうち、フィルタ装置水素濃度</u>は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p>	<p>また、<u>排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</u>を設置することにより、<u>放出された放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。</u>さらに、<u>水素が蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置入口水素濃度</u>を設置し、<u>系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。</u></p> <p><u>なお、フィルタ装置の出口配管は大気放出端まで連続上り勾配とし、系統内に水素が滞留することがない設計とする。(設置許可基準規則解釈の第1項c))</u></p> <p>(ii) <u>格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である代替電源設備より受電可能な設計とする。</u> <u>フィルタ装置入口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</u>は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。<u>(設置許可基準規則解釈の第1項e))</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置については、「3.7 原子炉格納</u></p>	<p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</u>へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物近傍に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>また、<u>第1ベントフィルタ出口配管に第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>を設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに、<u>第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度</u>を設置することにより、排出経路における水素濃度を測定し、監視することが可能な設計とする。</p> <p>ii)</p> <p><u>格納容器フィルタベント系のうち、第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p>また、<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>は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、第1ベントフィルタスクラバ容器上流からの窒素ガスパージにより下流側で不活性化を確認する設計</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は別添資料-1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><u>(3) 耐圧強化ベント系の設置 (設置許可基準規則解釈の第1項 c)e))</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系については、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を經由して、主排気筒 (内筒) を通して大気へ排出することによ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として使用する。</u></p> <p><u>また、炉心の著しい損傷が発生した場合に耐圧強化ベント系を使用するため、以下の条件を満たすものとする。</u></p> <p><u>i) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については、系統内を不活性ガス (窒素ガス) で置換しておく運用とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。さらに、可搬型窒素供給装置は、耐圧強化ベント系を使用する前に外部より排出経路の配管へ不活性ガス (窒素ガス) を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルのいずれにも接続し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、サブプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるウェットウエルベントとすることにより、排出される放射性物質の低減を図るものとする。</u></p>	<p><u>容器の過圧破損を防止するための設備 (設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) については、「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</u></p>		<p>・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><u>また、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設置することにより、排出経路における系統内の水素濃度を測定し、監視することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>ii) 耐圧強化ベント系のうち、フィルタ装置水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p>(4) 水素濃度監視設備の設置 (設置許可基準規則解釈の第1項 d) e))</p> <p>i) 炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、<u>原子炉格納容器内に格納容器内水素濃度 (SA) を設置する。</u> また、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要がある。このため、<u>格納容器内雰囲気計装にて、原子炉格納容器内の水素濃度に加え、原子炉格納容器内の酸素濃度の監視が可能な設計とする。</u></p> <p>ii) <u>格納容器内水素濃度 (SA) は常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度監視が可能な設計とする。</u></p>	<p>(4) <u>原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視 (設置許可基準規則解釈の第1項 d))</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度 が変動する可能性のある範囲で水素濃度及び酸素濃度を監視 するため、<u>原子炉建屋原子炉棟内に格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) を設置する。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備 からの給電が可能な設計とし、中央制御室において原子炉格 納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とす</u></p>	<p>(4) <u>水素濃度監視設備の設置 (設置許可基準規則解釈の第1項 d) e))</u> i) 炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する 可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、<u>原子炉棟内に 格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (S A) を設置する。</u> また、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスに よって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するた め、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要がある。こ のため、<u>格納容器酸素濃度及び格納容器酸素濃度 (S A) に て、原子炉格納容器内の酸素濃度の監視が可能な設計とす る。</u></p> <p>ii) <u>格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から の給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素 濃度及び酸素濃度監視が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、設計基準 対象施設の格納容器 内酸素濃度を重大事 故等対処設備として 兼用して使用 (以下、 ③の相違) 【東海第二】 東海第二は、設計基準 対象施設の格納容器 内水素濃度、酸素濃度 を重大事故等対処設 備として使用してい ない (以下、④の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 使用する電源設備が</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は全交流動力電源喪失が発生した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及びサンプリングガスを代替原子炉補機冷却系により冷却して、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。</u></p> <p>なお、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自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(5) 可燃性ガス濃度制御系 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。</p> <p>(6) 可搬型格納容器窒素供給設備 <u>原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために、可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。本系統は、可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し、可搬型大容量窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウエル及びサプレッション・チェンバに供給が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、本設備は事故後 8 日目以降に使用するものである。</u></p> <p><u>なお、可搬型格納容器窒素供給設備については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p>	<p>る。</p> <p>なお、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自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(5) 可燃性ガス濃度制御設備の設置 <u>可燃性ガス濃度制御設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素を再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。</u></p> <p>なお、<u>炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生し、また原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるため、炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御設備を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。</u></p>	<p><u>また、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は全交流動力電源喪失が発生した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電及びサンプリングガスを原子炉補機代替冷却系により冷却して、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。</u></p> <p>なお、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自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(5) 可燃性ガス濃度制御系 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、<u>可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。</u></p>	<p>異なる（以下、⑤の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(6) <u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u> <u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的とし、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置した水素検出器及び酸素検出器にて原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度を測定する。</u></p> <p><u>なお、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度については、設計基準事故対処設備として設置するものであり、重大事故等時における原子炉格納容器内の圧力及び温度では使用できない場合があることから、炉心の著しい損傷が発生した際に格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する運用については自主的な運用とする。</u></p>	<p>(6) <u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</u> <u>A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し、指示値を中央制御室で監視できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した場合において格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を使用して原子炉格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、設計基準対象施設の格納容器水素濃度、酸素濃度のうちB系を重大事故等対処設備とし、A系を自主対策設備としている。</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>3.9.2 重大事故等対処設備</p>	<p>3.9.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.9.2.1 可搬型窒素供給装置</p> <p>3.9.2.1.1 設備概要</p> <p>可搬型窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために重大事故緩和設備として設けるものであり、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する。</p> <p>可搬型窒素供給装置の系統概要図を第3.9-1図に、可搬型窒素供給装置に関する重大事故等対処設備を第3.9-1表に示す。</p> <div data-bbox="952 951 1700 1346" data-label="Diagram"> </div> <p>第3.9-1図 可搬型窒素供給装置系統概要図</p>	<p>3.9.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.9.2.1 窒素ガス代替注入系</p> <p>3.9.2.1.1 設備概要</p> <p>窒素ガス代替注入系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に窒素ガスを注入することにより原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制するために使用する。</p> <p>本系統は、可搬式窒素供給装置、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、<u>ディーゼル燃料貯蔵タンク</u>、タンクローリー、流路である窒素ガス代替注入系配管及び弁並びにホース等、注入先である原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）で構成する。</p> <p>本系統に関する系統概要図を図3.9-1、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.9-1に示す。</p> <div data-bbox="1777 974 2377 1430" data-label="Diagram"> </div> <p>図3.9-1 窒素ガス代替注入系 系統概要図</p>	<ul style="list-style-type: none"> 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号炉の可搬式窒素供給装置は、発電機を搭載（以下、⑥の相違） 設備の相違

第 3.9-1 表 可搬型窒素供給装置に関する重大事故等対処設備
一 覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型窒素供給装置 窒素供給装置【可搬】 窒素供給装置用電源車【可搬】
付属設備	—
水源	—
流路	配管・弁【常設】 ホース【可搬】
注水先	—
電源設備*1 (燃料給油 設備含む)	燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
関連設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA)【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 計装設備*2 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 【常設】 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】

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

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

表 3.9-1 窒素ガス代替注入系に関する重大事故等対処設備一 覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬式窒素供給装置【可搬型】
付属設備	—
水源	—
排出元	—
流路	窒素ガス代替注入系 配管・弁【常設】
注入先	原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む)【常設】
電源設備*1 (燃料補給設備を含 む)	燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】
計装設備*2	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)

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

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

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

・設備の相違

・記載方針の相違

【東海第二】

島根 2 号炉の可搬式窒素供給装置は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備及び原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備と兼用

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(1) 窒素供給装置</p> <p>種類 圧力変動吸着式</p> <p>容量 約 200Nm³/h (1 台あたり)</p> <p>窒素純度 約 99.0vol%</p> <p>最高使用温度 60℃</p> <p>供給圧力 約 0.5MPa [gage]</p> <p>台数 2 (予備 2)</p> <p>設置場所 屋外</p> <p>保管場所 西側, 南側保管場所</p> <p>(2) 窒素供給装置用電源車</p> <p>エンジン</p> <p>台数 1 (予備 1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 1 (予備 1)</p> <p>種類 三相交流発電機</p> <p>容量 約 500kVA</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 440V</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>設置場所 屋外</p> <p>保管場所 西側, 南側保管場所</p>	<p>(1) 可搬式窒素供給装置</p> <p>種類 : 圧力変動吸着式 (P S A)</p> <p>容量 : 約 100Nm³/h/台</p> <p>窒素純度 : 約 99.9vol%</p> <p>最高使用温度 : 60℃</p> <p>供給圧力 : 0.6MPa 以上</p> <p>個数 : 1 (予備 1)</p> <p>設置場所 : 屋外</p> <p>保管場所 : 第 1 保管エリア及び第 4 保管エリア</p> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」, 計装設備については「3.15 計測設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>設備仕様の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は可搬型窒素供給装置を複数台組み合わせて構成するが、島根 2 号炉は可搬式窒素供給装置 1 台で構成し、必要流量を満足できる設計としている (以下, ⑦の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p>

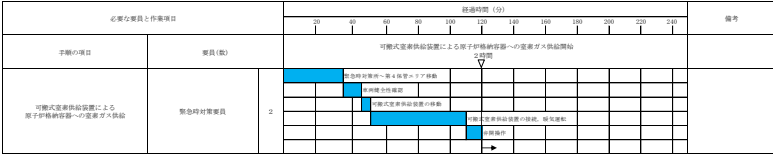
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で想定する環境条件を第3.9-2表に示す。</u></p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等における屋外の環境条件を考慮する設計とする。</u></p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の操作は、各々に付属するスイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>地震、風(台風)、竜巻による風荷重については、当該荷重を考慮しても機器が損傷しない設計とする。積雪・火山の影響については、適切に除雪・除灰する運用とする。</u></p>	<p>3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は屋外の第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時に原子炉建物南側の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.9-2に示す設計とする。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置の操作は、可搬式窒素供給装置に付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。</u></p> <p><u>風(台風)による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>地震について、島根2号炉は表3.9-2に記載</p> <p>・設計方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は柏崎6/7と同様に、SA事象と重畳する自然現象の規模を検討し、環境条件として地震、風(台風)、凍結、降水、積雪を考慮することとしている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
	<p>また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策がとられた窒素供給装置を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。 (52-3-2, 52-7-2~4)</p> <p style="text-align: center;">第 3.9-2 表 想定する環境条件</p> <table border="1" data-bbox="952 489 1706 1266"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により固定する。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し、高台の保管場所に配備することにより、機器が損傷しない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>保管場所で想定される積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風（台風）及び竜巻による風荷重に対しては、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二） (i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。 (ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>可搬型窒素供給装置の操作に必要な窒素供給装置、窒素供給装置用電源車及び弁を第 3.9-3 表に示す。</u> <u>窒素供給装置を用いて原子炉格納容器に窒素を供給する場合は、窒素供給装置用電源車と共に原子炉建屋近傍に配置するとともにホースを原子炉建屋東側又は原子炉建屋西</u></p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により固定する。	津波	津波を考慮し、高台の保管場所に配備することにより、機器が損傷しない設計とする。	風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	保管場所で想定される積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風（台風）及び竜巻による風荷重に対しては、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p><u>また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策が取られた可搬式窒素供給装置を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。</u> (52-3, 52-9, 52-10)</p> <p>表 3.9-2 想定する環境条件及び荷重条件（可搬式窒素供給装置）</p> <table border="1" data-bbox="1745 489 2502 861"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二） (i) 要求事項 <u>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</u> (ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。	風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。	<p>・設計方針の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p>
環境条件	対応																																
温度、圧力、湿度、放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。																																
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により固定する。																																
津波	津波を考慮し、高台の保管場所に配備することにより、機器が損傷しない設計とする。																																
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	保管場所で想定される積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風（台風）及び竜巻による風荷重に対しては、位置的分散を考慮した保管により、機能を損なわない設計とする。																																
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																
環境条件等	対応																																
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により転倒防止対策を行う。																																
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																																
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
	<p><u>側の格納容器窒素供給ライン接続口に接続し、現場操作で格納容器窒素供給ライン元弁を開とし、窒素供給装置付属のスイッチにより起動することで窒素供給を行う。</u></p> <p><u>原子炉建屋東側及び原子炉建屋西側の格納容器窒素供給ライン元弁については、各々原子炉建屋東側接続口近傍の屋外と原子炉建屋西側地下格納槽内から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車に付属のスイッチは、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する設計とし、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とすることで、運転員等の操作性及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、設置場所にて車両を輪留め又は車両転倒防止装置にて固定が可能な設計とする。</u></p> <p>ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物及び一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(52-3-2, 52-4-2)</p> <p style="text-align: center;"><u>第 3.9-3 表 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1528 1700 1793"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作方法</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>窒素供給装置</td> <td>起動・停止</td> <td>スイッチ操作</td> <td>屋外設置場所</td> </tr> <tr> <td>窒素供給装置用電源車</td> <td>起動・停止</td> <td>スイッチ操作</td> <td>屋外設置場所</td> </tr> <tr> <td>格納容器窒素供給ライン元弁 (原子炉建屋東側又は西側)</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>手動操作</td> <td>原子炉建屋東側 屋外又は 原子炉建屋西側 地下格納槽</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	窒素供給装置	起動・停止	スイッチ操作	屋外設置場所	窒素供給装置用電源車	起動・停止	スイッチ操作	屋外設置場所	格納容器窒素供給ライン元弁 (原子炉建屋東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋東側 屋外又は 原子炉建屋西側 地下格納槽	<p><u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、緊急時対策要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置は、接続口まで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>ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。</u></p> <p><u>操作が必要な弁については、屋外にあるため、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(52-3, 52-4, 52-9)</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.9-3 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="1804 1528 2427 1839"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>起動・停止</td> <td>屋外設置位置</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>屋外</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>屋外</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>ホース</td> <td>ホース接続</td> <td>屋外</td> <td>人力接続</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	可搬式窒素供給装置	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	弁閉→弁開	屋外	手動操作	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	弁閉→弁開	屋外	手動操作	ホース	ホース接続	屋外	人力接続	<p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は表 3.9-3 に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、車両転倒防止装置を使用しない</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p>
機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所																																				
窒素供給装置	起動・停止	スイッチ操作	屋外設置場所																																				
窒素供給装置用電源車	起動・停止	スイッチ操作	屋外設置場所																																				
格納容器窒素供給ライン元弁 (原子炉建屋東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋東側 屋外又は 原子炉建屋西側 地下格納槽																																				
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																				
可搬式窒素供給装置	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作																																				
ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	弁閉→弁開	屋外	手動操作																																				
ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	弁閉→弁開	屋外	手動操作																																				
ホース	ホース接続	屋外	人力接続																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の試験検査を第 3.9-4 表に示す。</u> <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、発電用原子炉運転中又は停止中に、機能・性能検査、弁動作確認、車両検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>機能・性能確認として、窒素供給装置用電源車と窒素供給装置を接続し、試運転を実施することにより、流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。</u></p> <p><u>弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とし、目視により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。</u> <u>また、発電用原子炉停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。</u></p>	<p><u>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u> <u>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、表 3.7-9 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁開閉動作の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>運転性能の確認として、可搬式窒素供給装置の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。</u></p> <p><u>ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂及び腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 5 段落後に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 4 段落後に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉は表 3.9-4 に記載</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
	<p style="text-align: center;"><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、車両として異常なく走行できることを確認可能な設計とする。</u> (52-4-2, 52-5-2)</p> <p style="text-align: center;">第 3.9-4 表 可搬型窒素供給装置の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="952 716 1712 1037"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転中又は停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の運転状態確認</td> </tr> <tr> <td>停止中</td> <td>弁分解点検 弁動作確認</td> <td>浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>停止中</td> <td>車両検査</td> <td>車両の走行確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四) (i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。 (ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」を示す。 <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。</u> (52-4-2)</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中又は停止中	機能・性能検査	窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の運転状態確認	停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認	停止中	車両検査	車両の走行確認	<p style="text-align: center;">(52-5)</p> <p style="text-align: center;">表 3.9-4 可搬式窒素供給装置の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="1742 726 2499 982"> <thead> <tr> <th>プラント状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転中又は停止中</td> <td>機能・性能点検</td> <td>可搬式窒素供給装置の運転性能 (吐出圧力、流量) の確認、漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>可搬式窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>可搬式窒素供給装置及びホースの外観の確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>車両検査</td> <td>可搬式窒素供給装置の車両としての運転状態の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四) (i) 要求事項 <u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</u> (ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、本来の用途以外の用途には使用しない。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の移動、設置、起動操作については、図 3.9-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。</u> (52-4)</p>	プラント状態	項目	内容	運転中又は停止中	機能・性能点検	可搬式窒素供給装置の運転性能 (吐出圧力、流量) の確認、漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解検査	可搬式窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え	外観検査	可搬式窒素供給装置及びホースの外観の確認		車両検査	可搬式窒素供給装置の車両としての運転状態の確認	<p>島根 2 号炉は 3 段落前に記載)</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は 4 段落前に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p>
発電用原子炉の状態	項目	内容																												
運転中又は停止中	機能・性能検査	窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の運転状態確認																												
停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認																												
停止中	車両検査	車両の走行確認																												
プラント状態	項目	内容																												
運転中又は停止中	機能・性能点検	可搬式窒素供給装置の運転性能 (吐出圧力、流量) の確認、漏えいの確認																												
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																												
	分解検査	可搬式窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え																												
	外観検査	可搬式窒素供給装置及びホースの外観の確認																												
	車両検査	可搬式窒素供給装置の車両としての運転状態の確認																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。 <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は, 通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u> <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車による窒素供給は, 弁操作や接続によって通常待機時の系統構成から重大事故等対象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>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は, 保管場所において転倒しない設計とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>設置場所においては, <u>車両転倒防止装置又は輪止めにより固定</u>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>図 3.9-2 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート*</p> <p>* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.9 で示すタイムチャート</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項 <u>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については, 「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は, 通常時は接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置は, 輪留めによる固定等</u>をすることで, <u>他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 3.9.2.1.3.1 (1) 項に記載</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は, 車両転倒防止装置を使用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>また、<u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、固縛等を実施することで、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(52-3-2, 52-4-2)</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>可搬型窒素供給装置の系統構成に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第 3.9-5 表に示す。</u></p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の接続及び操作は屋外で実施するが、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。</u></p> <p><u>仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の設置並びに常設設備との接続が可能な設計とする。</u></p> <p>(52-3-2, 52-7-2)</p>	<p><u>可搬式窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(52-3, 52-4, 52-5)</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.7-13 に示す。</u></p> <p><u>このうち、可搬式窒素供給装置、ホースは屋外にあることから、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側) 及びANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側) については、屋外に設置されていることから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p>(52-3, 52-4, 52-9)</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、3.9.2.1.3.2 (4) 項に記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、被ばく評価上、仮設遮蔽が不要</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
	<p style="text-align: center;"><u>第 3.9-5 表 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="943 268 1706 541"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>窒素供給装置</td> <td>屋外設置場所</td> <td>屋外設置場所</td> </tr> <tr> <td>窒素供給装置用電源車</td> <td>屋外設置場所</td> <td>屋外設置場所</td> </tr> <tr> <td>格納容器窒素供給ライン元弁 (原子炉建屋東側又は西側)</td> <td>原子炉建屋東側屋外 又は 原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽</td> <td>原子炉建屋東側屋外 又は 原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。 窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制が可能な窒素供給量を有する設計とする。 供給量としては、有効性評価シナリオ「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)</u>」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている原子炉格納容器への供給量が <u>400Nm³/h</u> であることから、窒素供給装置 1 台あたり <u>200Nm³/h</u> を供給可能な設計とし、<u>2 台</u>使用する設計とする。</p> <p>窒素供給装置は、重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを 1 セット <u>2 台と</u>、故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として <u>2 台</u>の合計 <u>4 台</u>を保管する。</p>	機器名称	設置場所	操作場所	窒素供給装置	屋外設置場所	屋外設置場所	窒素供給装置用電源車	屋外設置場所	屋外設置場所	格納容器窒素供給ライン元弁 (原子炉建屋東側又は西側)	原子炉建屋東側屋外 又は 原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽	原子炉建屋東側屋外 又は 原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽	<p style="text-align: center;"><u>表 3.9-5 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 268 2499 489"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬式窒素供給装置</td> <td>屋外設置位置</td> <td>屋外設置位置</td> </tr> <tr> <td>ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)</td> <td>屋外</td> <td>屋外</td> </tr> <tr> <td>ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)</td> <td>屋外</td> <td>屋外</td> </tr> <tr> <td>ホース</td> <td>屋外</td> <td>屋外</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)</p> <p>(i) 要求事項 <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。 <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射性分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制が可能な窒素供給量を有する設計とする。</u> 供給量としては、有効性評価シナリオ「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合)</u>」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている原子炉格納容器への供給量が <u>100Nm³/h</u> であることから、窒素供給装置 1 台あたり <u>100Nm³/h</u> を供給可能な設計とし、<u>1 台</u>使用する設計とする。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、<u>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 台を分散して保管する。</u></p>	機器名称	設置場所	操作場所	可搬式窒素供給装置	屋外設置位置	屋外設置位置	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	屋外	屋外	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	屋外	屋外	ホース	屋外	屋外	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑦の相違</p>
機器名称	設置場所	操作場所																												
窒素供給装置	屋外設置場所	屋外設置場所																												
窒素供給装置用電源車	屋外設置場所	屋外設置場所																												
格納容器窒素供給ライン元弁 (原子炉建屋東側又は西側)	原子炉建屋東側屋外 又は 原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽	原子炉建屋東側屋外 又は 原子炉建屋付属棟西側 地下格納槽																												
機器名称	設置場所	操作場所																												
可搬式窒素供給装置	屋外設置位置	屋外設置位置																												
ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)	屋外	屋外																												
ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)	屋外	屋外																												
ホース	屋外	屋外																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置1セット2台への電源供給に必要な容量を有するものを1台と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として1台の合計2台を保管する。</u></p> <p>(52-6-2~5)</p> <p>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第43条第3項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設設備 (発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。) と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>可搬型窒素供給装置の窒素供給装置に付属のホースと格納容器窒素供給ライン接続口 (原子炉建屋東側又は原子炉建屋西側) については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続が可能な設計とする。また、格納容器窒素供給ライン接続口 (原子炉建屋東及び原子炉建屋西側) の口径を統一し、確実に接続が可能な設計とする。</u></p> <p>(52-7-2)</p> <p>(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第43条第3項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p>	<p>(52-6)</p> <p>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第43条第3項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設設備 (発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。) と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の接続箇所は、格納容器フィルタベント系への窒素ガスの供給にも使用することができるよう、可搬式窒素供給装置から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を25Aに統一することで、確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p>(52-3, 52-9)</p> <p>(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第43条第3項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑥の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、結合金具を使用する</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>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。 可搬型窒素供給装置は, 水又は電力を供給するものではないものの, <u>原子炉格納容器へ窒素を供給する接続口は, 重大事故等時の環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため, 原子炉建屋の異なる面の隣接しない東側に 1 箇所及び西側に 1 箇所設置する。</u> (52-7-2)</p> <p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四) (i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の接続及び操作は屋外で実施するが, 作業に当たっては, 放射線量を確認し, 適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は, 線源からの離隔距離を確保するとともに, 状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で, 線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより, 窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の設置並びに常設設備との接続が可能な設計とする。</u> <u>また, ホースと接続口の接続は, 簡便なフランジ接続により一般的な工具等を用い確実に接続が可能な設計とする。</u> (52-3-2, 52-7-2)</p>	<p>(ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は, 原子炉建物の外から水又は電力を供給するものではない。</u></p> <p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四) (i) 要求事項 <u>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置の操作位置及び作業位置は屋外であり, 想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが, 仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること, 線量を測定し線量が低い位置に配置することにより, これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。</u> (52-9)</p> <p><u>また, 現場での接続作業に当たっては, 簡便な結合金具による接続方式により, 確実に速やかに接続が可能である。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉建物南側に窒素供給用の接続口を 1 箇所設置する</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 被ばく評価上, 仮設遮蔽が不要</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 結合金具を使用する</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>(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i) 要求事項 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。 <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は, 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響他の条件を考慮し, 発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>(52-3-2, 52-8-2)</p> <p>(6) アクセスルートの確保 (許可基準規則第 43 条第 3 項六)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については, 「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は, 通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため, 想定される重大事故等が発生した場合における, 保管場所から設置場所までの経路について, 設備の運搬及び移動に支障を来すことのないよう, 別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。</u> <u>なお, アクセスルートの詳細については, 「実用発電用</u></p>	<p>(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i) 要求事項 <u>地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は, 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し, 発電所敷地内の第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する。</u></p> <p>(52-3, 52-10)</p> <p>(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)</p> <p>(i) 要求事項 <u>想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性 <u>基本方針については, 「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u> <u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は, 通常時は高台の第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており, 想定される重大事故等が発生した場合においても, 保管場所から接続場所までの運搬経路について, 設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう, 迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</u> <u>『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルー</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.9.2.1 <u>格納容器圧力逃がし装置</u></p> <p>3.9.2.1.1 設備概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。</p> <p>本系統は、<u>フィルタ装置</u>、<u>よう素フィルタ及びラブチャーディスク</u>、<u>電源設備</u>（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、<u>計測制御装置</u>、<u>流路である不活性ガス系</u>、<u>耐圧強化ベント</u></p>	<p>原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」の「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。</p> <p>(52-9-2)</p> <p>(7) <u>設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性</u>（設置許可基準規則第43条第3項七）</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、<u>設計基準事故対処設備の安全機能</u>、<u>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう</u>、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、重大事故緩和設備であり、発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>3.9.2.2 <u>格納容器圧力逃がし装置</u></p> <p>3.9.2.2.1 設備概要</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、炉心の著しい損傷が発生した場合において<u>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために重大事故緩和設備として設けるものであり</u>、<u>フィルタ装置</u>、<u>第一弁（サプレッション・チェンバ側）</u>、<u>第一弁（ドライウェル側）</u>、<u>第二弁</u>、<u>第二弁バイパス弁及び圧力開放板</u>で構成する。</p>	<p><u>トについて』参照)</u></p> <p>(52-11)</p> <p>(7) <u>設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性</u>（設置許可基準規則第43条第3項七）</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能</u>、<u>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう</u>、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、重大事故緩和設備として配備するものであるが、安全機能等を有する設備が設置されている原子炉建物と位置的分散を図り、発電所敷地内の第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して配置する設計とする。</u></p> <p>(52-3, 52-4, 52-9, 52-10)</p> <p>3.9.2.2 <u>格納容器フィルタベント系</u></p> <p>3.9.2.2.1 設備概要</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、<u>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。</u></p> <p>本系統は、<u>第1ベントフィルタスクラバ容器</u>、<u>第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び圧力開放板</u>、<u>電源設備</u>（<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>代替所内電気設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型直流電源設備</u>）、<u>計測制御装置</u>、<u>流路であ</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑥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>系、格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）で構成する。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、<u>フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</u></p> <p>本系統に関する系統概要図を図 3.9-1、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p> <p>また、<u>フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の詳細は、「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p>	<p><u>格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を第 3.9-2 図、格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備を第 3.9-6 表に示す。</u></p>	<p><u>る窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む）で構成する。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、<u>第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物頂部付近に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</u></p> <p>本系統に関する系統概要図を図 3.9-3、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-6 に示す。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p> <p>また、<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）、第 1 ベントフィルタ出口水素濃度の詳細は、「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</u></p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>系統構成の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉の排出経路に設置される隔離弁は、空気作動弁を設置しない設計のため、遠隔空気駆動弁操作設備の配管はない</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p>

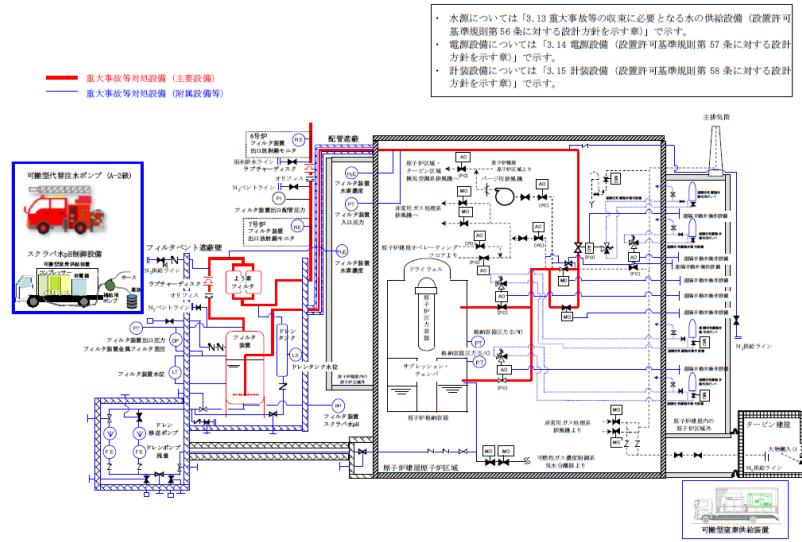
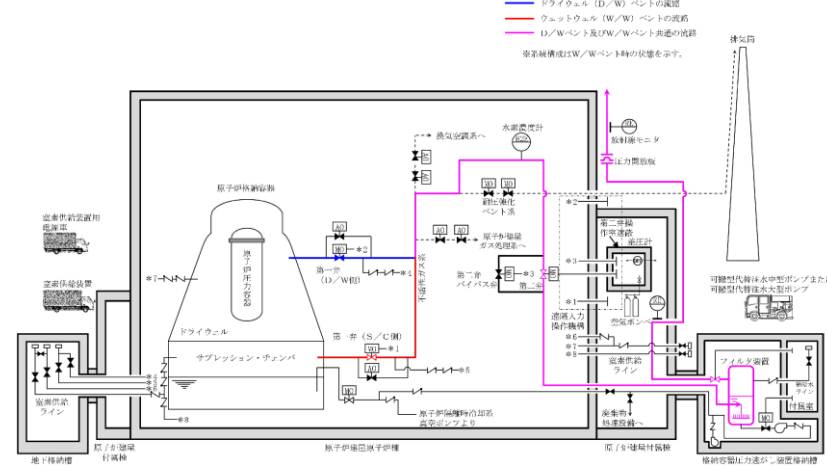


図 3.9-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

表 3.9-1 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処

設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】
	よう素フィルタ【常設】
	ラプチャーディスク【常設】 (次項へ続く)
	フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】
	フィルタ装置水素濃度【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】
	ドレンタンク【常設】
	遠隔手動弁操作設備【常設】
	遠隔空気駆動弁操作作用ポンペ【可搬】
	可搬型窒素供給装置【可搬】
	スクラバ水 pH 制御設備【可搬】
	フィルタベント遮蔽壁【常設】
	配管遮蔽【常設】
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)【可搬】	
水源 ^{※1}	防火水槽【常設】
	淡水貯水池【常設】
排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む)【常設】
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】
	耐圧強化ベント系 配管・弁【常設】
	格納容器圧力逃がし装置 配管・弁【常設】
	遠隔空気作動弁操作設備 配管・弁【常設】
	ホース・接続口【可搬】
注水先	—



第 3.9-2 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

第 3.9-6 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処

設備一覧 (1/2)

設備区分	設備名
主要設備	格納容器圧力逃がし装置 ^{※1}
	フィルタ装置【常設】 ^{※1}
	第一弁 (S/C 側)【常設】 ^{※1}
	第一弁 (D/W 側)【常設】 ^{※1}
	第二弁【常設】 ^{※1}
	第二弁バイパス【常設】 ^{※1}
	遠隔手動弁操作機構【常設】 ^{※1}
	第二弁操作室遮蔽【常設】 ^{※1}
	第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)【可搬】 ^{※1}
	第二弁操作室差圧計【常設】 ^{※1}
附属設備	圧力開放板【常設】 ^{※1}
	可搬型窒素供給装置
	窒素供給装置【可搬】
	窒素供給装置用電源車【可搬】
水源 ^{※2}	フィルタ装置入口水素濃度 ^{※4}
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ^{※4}
	フィルタ装置遮蔽【常設】
関連設備	配管遮蔽【常設】
	移送ポンプ【常設】
	可搬型代替注水中型ポンプ【可搬】
	可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	西側淡水貯水設備【常設】
	代替淡水貯槽【常設】
	不活性ガス系配管・弁【常設】
	耐圧強化ベント系配管・弁【常設】
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】
	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む)【常設】
真空破壊装置【常設】	
窒素供給配管・弁【常設】	
第二弁操作室空気ポンベユニット (配管・弁)【常設】	
移送配管・弁【常設】	
補給水配管・弁【常設】	
注水先	フィルタ装置【常設】

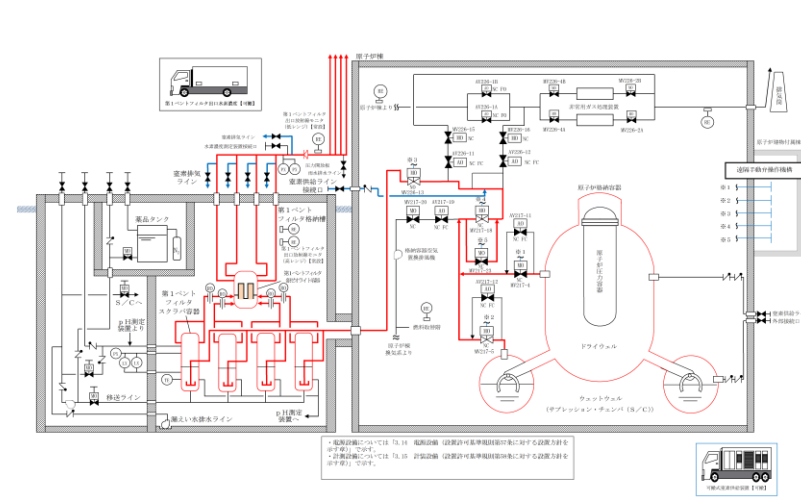


図 3.9-3 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表 3.9-6 格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処

設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	第 1 ベントフィルタスクラバ容器【常設】
	第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器【常設】
	圧力開放板【常設】
	第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】
附属設備	遠隔手動弁操作機構【常設】
	可搬型窒素供給装置【可搬型】
水源	—
排出元	原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む)【常設】
流路	窒素ガス制御系 配管・弁【常設】
	非常用ガス処理系 配管・弁【常設】
	格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】
注水先	—

- ・ 設備の相違
- ・ 設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="201 310 439 1155">電源設備^{※2} (燃料補給設備を含む)</td> <td data-bbox="454 310 863 1155"> 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="201 1155 439 1344">計装設備^{※3}</td> <td data-bbox="454 1155 863 1344"> フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="201 1344 439 1396">計装設備(補助)^{※4}</td> <td data-bbox="454 1344 863 1396"> ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力【常設】 </td> </tr> </table>	電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】	計装設備 ^{※3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】	計装設備(補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力【常設】	<p align="center">第3.9-6表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="961 315 1172 357">設備区分</th> <th data-bbox="1172 315 1694 357">設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="961 357 1172 798">関連設備</td> <td data-bbox="1172 357 1694 798"> 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="961 798 1172 1207">計装設備^{※4}</td> <td data-bbox="1172 798 1694 1207"> フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※4 計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	関連設備	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	計装設備 ^{※4}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1754 315 1961 1249">電源設備^{※1} (燃料補給設備を含む)</td> <td data-bbox="1976 315 2481 1249"> 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1754 1249 1961 1407">計装設備^{※2}</td> <td data-bbox="1976 1249 2481 1407"> スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 ドライウエル温度(SA)【常設】 サプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】 </td> </tr> </table> <p>※1: 単線結線図を補足説明資料50-2に示す。</p> <p>電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態</p> <p>計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】	計装設備 ^{※2}	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 ドライウエル温度(SA)【常設】 サプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】	<p>・設備の相違</p>
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(16kL)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】																		
計装設備 ^{※3}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水pH【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力(D/W)【常設】 格納容器内圧力(S/C)【常設】																		
計装設備(補助) ^{※4}	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力【常設】																		
設備区分	設備名																		
関連設備	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																		
計装設備 ^{※4}	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】																		
電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】																		
計装設備 ^{※2}	スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 スクラバ容器温度【常設】 ドライウエル温度(SA)【常設】 サプレッション・チェンバ温度(SA)【常設】 ドライウエル圧力(SA)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力(SA)【常設】																		
<p>※1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※2: 単線結線図を補足説明資料50-2に示す。</p> <p>電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態</p> <p>計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>※4: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p>																			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.9.2.2 耐圧強化ベント系</p> <p>3.9.2.2.1 設備概要</p> <p><u>耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系を長期使用した際に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系はサプレッション・チェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。</u></p> <p><u>本系統は、サプレッション・チェンバ、可搬型窒素供給装置、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備）、計測制御装置、流路である不活性ガス系、耐圧強化ベント系、遠隔空気駆動弁操作設備及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びにホース、主排気筒（内筒）等、排出元である原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）で構成する。</u></p> <p><u>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系を長期使用した際に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒（内筒）を通して大気へ排出できる設計とする。</u></p> <p><u>本系統は、排出経路の配管の一部が大気開放されており、排気中に含まれる水素ガスによる水素爆発を防止するために、可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガスにて大気開放ラインのパージを行う。また、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設置することにより、排出された放射性物質濃度を測定し、監視が可能な設計とする。さらに、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設置することにより、系統内に蓄積した水素濃度を測定し、監視が可能な設計とする。また、系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し、系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。</u></p> <p><u>本系統に関する系統概要図を図 3.9-2、本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-2 に示す。</u></p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>①の相違</p>

耐圧強化ベント系放射線モニタ, フィルタ装置水素濃度の詳細は、「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

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

— : 重大事故等対処設備 (主要設備)
 — : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

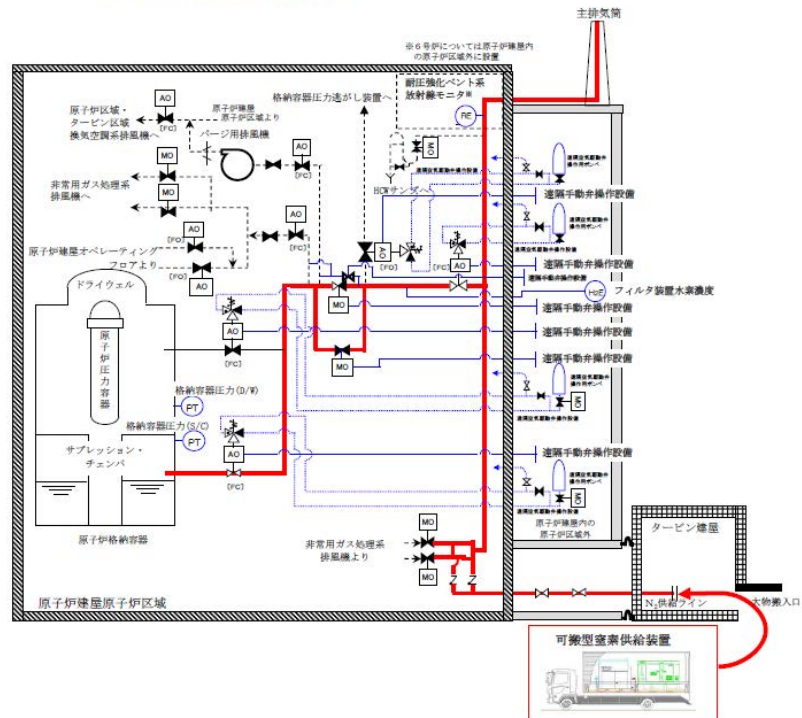


図 3.9-2 耐圧強化ベント系 系統概要図

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>表 3.9-2 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧</p>																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>可搬型窒素供給装置【可搬】 サブプレッション・チェンバ【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】^{※3}</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>排出元</td> <td>原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）【常設】</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系（W/W） 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 主排気筒（内筒）【常設】 ホース・接続口【可搬】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1}</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	可搬型窒素供給装置【可搬】 サブプレッション・チェンバ【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 ^{※3}	附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】	排出元	原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）【常設】	水源	—	流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系（W/W） 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 主排気筒（内筒）【常設】 ホース・接続口【可搬】	注水先	—	電源設備 ^{※1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】			
設備区分	設備名																		
主要設備	可搬型窒素供給装置【可搬】 サブプレッション・チェンバ【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 ^{※3}																		
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作ポンベ【可搬】																		
排出元	原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）【常設】																		
水源	—																		
流路	不活性ガス系 配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系（W/W） 配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 主排気筒（内筒）【常設】 ホース・接続口【可搬】																		
注水先	—																		
電源設備 ^{※1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備^{※1}</td> <td>軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備^{※2}</td> <td>ドライウェル雰囲気気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	電源設備 ^{※1}	軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備 ^{※2}	ドライウェル雰囲気気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】													
設備区分	設備名																		
電源設備 ^{※1}	軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																		
計装設備 ^{※2}	ドライウェル雰囲気気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】																		
<p>※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。</p> <p>電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態</p> <p>計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計</p>																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>方針を示す章)」で示す。</p> <p>※3：フィルタ装置水素濃度については、設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水素濃度と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。</p> <p><u>3.9.2.2.2 主要設備の仕様</u></p> <p><u>主要機器の仕様を以下に示す。</u></p> <p>(1) <u>耐圧強化ベント系</u></p> <p>最高使用圧力 : 620kPa [gage]</p> <p>最高使用温度 : 171℃</p> <p>容量 : 約 15.8kg/s</p> <p>(2) <u>サブプレッション・チェンバ</u></p> <p>個数 : 1</p> <p>容量 : 約 3,600m³</p> <p>取付箇所 : <u>原子炉建屋原子炉区域</u></p> <p>(3) <u>可搬型窒素供給装置 (6 号及び 7 号炉共用)</u></p> <p>種類 : <u>圧力スイング吸着式 (PSA)</u></p> <p>容量 : <u>約 70Nm³/h/台</u></p> <p>個数 : <u>2 (予備 1)</u></p> <p>設置場所 : <u>屋外</u></p> <p>保管場所 : <u>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</u></p> <p>なお、電源設備については「<u>3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)</u>」、計装設備については「<u>3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)</u>」で示す。</p> <p><u>3.9.2.2.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針</u></p> <p><u>3.9.2.2.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針</u></p> <p>(1) <u>環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</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>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を構成する機器は、原子炉建屋原子炉区域内及び屋外に設置されている設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-3 に示す設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉区域内の環境を考慮し、また、電源喪失時においても操作可能なように、原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備を介しての人力操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系のサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉区域内の設備であることから、想定される重大事故等時における、原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-4 に示す設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時にタービン建屋西側大物搬入口前の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-5 に示す設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置の操作は、可搬型窒素供給装置に付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策が取られた可搬型窒素供給装置を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。</u></p> <p>(52-3, 52-9, 52-10)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p align="center"><u>表 3.9-3 想定する環境条件及び荷重条件</u> <u>(耐圧強化ベント系)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。			
環境条件等	対応																
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																
<p align="center"><u>表 3.9-4 想定する環境条件及び荷重条件</u> <u>(サブプレッション・チェンバ)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>淡水だけでなく海水も使用する(常時海水を通水しない)。可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する(常時海水を通水しない)。可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。			
環境条件等	対応																
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する(常時海水を通水しない)。可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																
風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p style="text-align: center;"><u>表 3.9-5 想定する環境条件及び荷重条件</u> <u>(可搬型窒素供給装置)</u></p> <table border="1" data-bbox="172 304 908 569"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(次頁へ続く)</p> <table border="1" data-bbox="172 619 908 724"> <tbody> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) <u>操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁 (一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)、二次隔離弁、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁) については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また、一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)、フィルタ装置入口弁、耐圧強化ベント弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。さらに、一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)、二次隔離弁については電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、二次隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠</u></p>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。	風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。			
環境条件等	対応																
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。																
風(台風)・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。																
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>隔操作可能である。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系使用時に、耐圧強化ベント系に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁、非常用ガス処理系一次隔離弁、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B、非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる。なお、原子炉区域・タービン区域換気空調系、非常用ガス処理系には、格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため、手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが、これらの弁については通常時閉とし、さらに運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、格納容器圧力逃がし装置使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</u></p> <p><u>水素バイパスラインに設置される止め弁については、遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>表 3.9-6 に操作対象機器を示す。これら操作機器については、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系大気放出ラインの窒素パージを行うための操作が必要な機器及び操作に必要な弁を表 3.9-7 に示す。このうち、耐圧強化ベント系 N2 パージ用元弁（二次格納施設側）及び耐圧強化ベント系 N2 パージ用元弁（タービン建屋側）については、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置されており、手動操作で開閉することが可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬型窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、緊急時対策要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、接続口まで屋外のアクセスルート</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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>ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実な接続が可能な設計とする。</u></p> <p><u>操作が必要な弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外にあるため、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p>(52-3, 52-4, 52-9)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																							
表 3.9-6 操作対象機器																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地下1階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔手動 弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">二次隔離弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔手動 弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">二次隔離弁 バイパス弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔手動 弁操作設備)</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋地下1階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)	二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)	二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)																																				
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																							
一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																							
		原子炉建屋地下1階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)																																																							
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																							
		原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)																																																							
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作																																																							
		原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)																																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置 入口弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔手動 弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔空気 駆動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ベント弁</td> <td rowspan="2">弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔手動 弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)</td> <td>手動操作(遠隔空気 駆動弁操作設備)</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 第一隔離弁</td> <td>弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 第二隔離弁</td> <td>弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>手動操作※2</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 第一隔離弁</td> <td>弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 第二隔離弁</td> <td>弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>手動操作※2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A</td> <td rowspan="2">弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B</td> <td rowspan="2">弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系 Uシール隔離弁</td> <td rowspan="2">弁閉確認</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作※1</td> </tr> <tr> <td>6号炉:原子炉建屋地上3 階(原子炉建屋原子炉区 域内) 7号炉:原子炉建屋地上4 階(原子炉建屋原子炉区 域内)</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>水素バイパスライ ン止め弁</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉 区域外)</td> <td>手動操作 (遠隔手動弁操作設 備)</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	フィルタ装置 入口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔空気 駆動弁操作設備)	耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔空気 駆動弁操作設備)	換気空調系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1	換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2	非常用ガス処理系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1	非常用ガス処理系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋原子炉区域内)	手動操作	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋原子炉区域内)	手動操作	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1	6号炉:原子炉建屋地上3 階(原子炉建屋原子炉区 域内) 7号炉:原子炉建屋地上4 階(原子炉建屋原子炉区 域内)	手動操作	水素バイパスライ ン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉 区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設 備)				
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																							
フィルタ装置 入口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)																																																							
		原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔空気 駆動弁操作設備)																																																							
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔手動 弁操作設備)																																																							
		原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋内の原子炉区域 外)	手動操作(遠隔空気 駆動弁操作設備)																																																							
換気空調系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1																																																							
換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2																																																							
非常用ガス処理系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1																																																							
非常用ガス処理系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2																																																							
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1																																																							
		原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋原子炉区域内)	手動操作																																																							
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1																																																							
		原子炉建屋地上3階(原 子炉建屋原子炉区域内)	手動操作																																																							
非常用ガス処理系 Uシール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1																																																							
		6号炉:原子炉建屋地上3 階(原子炉建屋原子炉区 域内) 7号炉:原子炉建屋地上4 階(原子炉建屋原子炉区 域内)	手動操作																																																							
水素バイパスライ ン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉 区域外)	手動操作 (遠隔手動弁操作設 備)																																																							
<p>※1 中央制御室にてランプ確認を行う。 全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。</p> <p>※2 中央制御室にてランプ確認を行う。 これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に 配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、耐圧強化ベント系使 用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</p>																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p style="text-align: center;">表 3.9-7 操作対象機器</p> <table border="1" data-bbox="172 262 917 525"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型窒素供給装置</td> <td>起動・停止</td> <td>屋外設置位置</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系 N₂ パージ用元弁 (二次格納施設側)</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系 N₂ パージ用元弁 (タービン建屋側)</td> <td>弁閉→弁開</td> <td>原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動操作</td> </tr> <tr> <td>ホース</td> <td>ホース接続</td> <td>屋外タービン建屋</td> <td>人力接続</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p><u>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</u></p> <p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系において排出経路に設置される隔離弁 (電動弁及び空気作動弁) については、表 3.9-8 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは、表 3.9-9 に示すように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。また、気密性能の確認として、全体漏えい率試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中には中央制御室にて 24 時間に 1 回の頻度で水位の確認により漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、表 3.9-10 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁開閉試験を実施することで弁開閉動作の</u></p>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	可搬型窒素供給装置	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作	耐圧強化ベント系 N ₂ パージ用元弁 (二次格納施設側)	弁閉→弁開	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作	耐圧強化ベント系 N ₂ パージ用元弁 (タービン建屋側)	弁閉→弁開	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作	ホース	ホース接続	屋外タービン建屋	人力接続			
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																				
可搬型窒素供給装置	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作																				
耐圧強化ベント系 N ₂ パージ用元弁 (二次格納施設側)	弁閉→弁開	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作																				
耐圧強化ベント系 N ₂ パージ用元弁 (タービン建屋側)	弁閉→弁開	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作																				
ホース	ホース接続	屋外タービン建屋	人力接続																				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p><u>確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>運転性能の確認として、可搬型窒素供給装置の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。</u></p> <p><u>ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂及び腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。</u></p> <p>(52-5)</p> <p><u>表 3.9-8 耐圧強化ベント系の試験及び検査</u></p> <table border="1" data-bbox="172 569 917 690"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えい確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表 3.9-9 サプレッション・チェンバの試験及び検査</u></p> <table border="1" data-bbox="172 791 917 913"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>漏えい確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>表 3.9-10 可搬型窒素供給装置の試験及び検査</u></p> <table border="1" data-bbox="166 1037 908 1337"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運転中又は停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>可搬型窒素供給装置の運転性能(吐出圧力、流量)の確認、漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>弁動作試験</td> <td>弁開閉動作の確認</td> </tr> <tr> <td>分解検査</td> <td>可搬型窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え</td> </tr> <tr> <td>外観検査</td> <td>可搬型窒素供給装置及びホースの外観の確認</td> </tr> <tr> <td>車両検査</td> <td>可搬型窒素供給装置の車両としての運転状態の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系を使用する際には、流路に接続される弁(一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側)、二次隔離弁、</u></p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	漏えい確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	漏えい確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	発電用原子炉の状態	項目	内容	運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型窒素供給装置の運転性能(吐出圧力、流量)の確認、漏えいの確認	弁動作試験	弁開閉動作の確認	分解検査	可搬型窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え	外観検査	可搬型窒素供給装置及びホースの外観の確認	車両検査	可搬型窒素供給装置の車両としての運転状態の確認			
発電用原子炉の状態	項目	内容																															
停止中	機能・性能試験	漏えい確認																															
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																															
発電用原子炉の状態	項目	内容																															
停止中	機能・性能試験	漏えい確認																															
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																															
発電用原子炉の状態	項目	内容																															
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型窒素供給装置の運転性能(吐出圧力、流量)の確認、漏えいの確認																															
	弁動作試験	弁開閉動作の確認																															
	分解検査	可搬型窒素供給装置を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え																															
	外観検査	可搬型窒素供給装置及びホースの外観の確認																															
	車両検査	可搬型窒素供給装置の車両としての運転状態の確認																															

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考													
<p><u>フィルタ装置入口弁, 耐圧強化ベント弁)を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより, 排気ガスを非常用ガス処理系配管を経由して主排気筒(内筒)へ導くことが可能である。また, 一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側), フィルタ装置入口弁, 耐圧強化ベント弁については, 遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。さらに, 一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側), 二次隔離弁については電源が復旧することにより, 中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により, 原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は, 電源が復旧することにより, 中央制御室でも遠隔操作可能である。</u></p> <p><u>これにより, 図 3.9-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は, 本来の用途以外の用途には使用しない。なお, 重大事故等時に対処するために耐圧強化ベント系に系統構成を切り替える場合, 切替え操作としては, 接続口の弁開閉操作, ホース敷設及び接続作業, 可搬型窒素供給装置の移動, 設置, 起動操作を行う。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の移動, 設置, 起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については, 図 3.9-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。</u></p>																
(52-4)																
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">作業内容</th> <th style="width: 10%;">要員(名)</th> <th style="width: 10%;">作業時間(分)</th> <th style="width: 10%;">作業場所</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ベント系(ウェットウェル)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</td> <td>中央制御室監視員 A, B</td> <td>2</td> <td>中央制御室</td> <td rowspan="2">監視員 A, B 2名</td> </tr> <tr> <td>遠隔監視員 C, D</td> <td>2</td> <td>遠隔監視室</td> </tr> </tbody> </table>	作業内容	要員(名)	作業時間(分)	作業場所	備考	耐圧強化ベント系(ウェットウェル)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	中央制御室監視員 A, B	2	中央制御室	監視員 A, B 2名	遠隔監視員 C, D	2	遠隔監視室			
作業内容	要員(名)	作業時間(分)	作業場所	備考												
耐圧強化ベント系(ウェットウェル)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	中央制御室監視員 A, B	2	中央制御室	監視員 A, B 2名												
	遠隔監視員 C, D	2	遠隔監視室													
<p>図 3.9-3 耐圧強化ベント系(ウェットウェル)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 タイムチャート*</p>																



※1 : 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

※2 : 窒素供給については窒素ガスパージ完了後も継続する。

図 3.9-4 耐圧強化ラインの窒素ガスパージ タイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.9 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は、不活性ガス系、非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.9-11 のとおり、不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが、二次隔離弁、二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を通常時閉とすることでこれらの系統とは隔離され、悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については、通常時は使用しない系統であるため、系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。

一方で、重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に、排出経路を構成するための隔離境界箇所は、表 3.9-12 のとおりである。

非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側) 及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は、一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており、それぞれの系統を隔離する弁は直列に各 2 弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズとなる

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>空気作動弁と通常時閉の手動弁であり、万が一、弁座からシートパスがあったとしても、排気ガスが他系統へ回り込むことを防止し、悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>また、格納容器圧力逃がし装置、非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開、電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気作動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は、通常時閉の電動弁であるが、非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため、電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると、中央制御室での閉確認が必要である。また、主排気筒（内筒）で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり、耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。これらの弁によって他系統と隔離する弁は直列に2弁ずつ設置されているものではないが、耐圧強化ベント系を使用した際には、二次隔離弁の開度を調整開とする手順とすることで、当該弁の弁座シート部にかかる系統内圧力を低減させ、水素ガスが他系統へ回り込むことを防止する設計とする。</u></p> <p><u>以上のことから、耐圧強化ベント系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系のサブプレッション・チェンバは、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、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(52-3, 52-4, 52-5)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																	
<p align="center"><u>表 3.9-11 他系統との隔離弁 (通常時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">不活性ガス系</td> <td>二次隔離弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系</td> <td>耐圧強化ベント弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置*</td> <td>フィルタ装置入口弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時開 電源喪失時開</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等対処設備であり、通常時は使用しない系統である。</p> <p align="center"><u>表 3.9-12 他系統との隔離弁 (重大事故等時)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>取合系統</th> <th>系統隔離弁</th> <th>駆動方式</th> <th>動作</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側)</td> <td>第一隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉区域・タービン区域換気空調系</td> <td>第一隔離弁</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時閉 電源喪失時閉</td> </tr> <tr> <td>第二隔離弁</td> <td>手動</td> <td>通常時閉</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁*)</td> <td>空気駆動</td> <td>通常時開へ続く) 電源喪失時開</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)</td> <td>第一隔離弁 (フィルタ装置出口隔離弁 A/B)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時閉 (自動起動インターロック有)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内</td> <td>第一隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)</td> <td>電動駆動</td> <td>通常時開</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要 (中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能)</p> <p>(6) <u>設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.9-13 に示す。</u></p> <p><u>炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な排出経路に設置される隔離弁については、排気ガス中に含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うこ</u></p>	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉	非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	格納容器圧力逃がし装置*	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開	取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作	非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側)	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁	手動	通常時閉	原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉	第二隔離弁	手動	通常時閉	格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁*)	空気駆動	通常時開へ続く) 電源喪失時開	非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	第一隔離弁 (フィルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動インターロック有)	原子炉建屋内	第一隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時開			
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																	
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉																																																	
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉																																																	
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																	
格納容器圧力逃がし装置*	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開																																																	
取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作																																																	
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系排風機入口側)	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																	
	第二隔離弁	手動	通常時閉																																																	
原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉																																																	
	第二隔離弁	手動	通常時閉																																																	
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 (フィルタ装置入口弁*)	空気駆動	通常時開へ続く) 電源喪失時開																																																	
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	第一隔離弁 (フィルタ装置出口隔離弁 A/B)	電動駆動	通常時閉 (自動起動インターロック有)																																																	
原子炉建屋内	第一隔離弁 (非常用ガス処理系 U シール隔離弁)	電動駆動	通常時開																																																	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p><u>とは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため、遮蔽効果が不十分である場合は、操作場所での被ばく線量率を評価した上で、追加で遮蔽体を設置する。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.9-14 に示す。このうち、可搬型窒素供給装置、ホースは屋外にあることから、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、耐圧強化ベント系 N2 パージ用元弁（二次格納施設側）及び耐圧強化ベント系 N2 パージ用元弁（タービン建屋側）については、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置されていることから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>なお、タービン建屋内にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。</u></p> <p style="text-align: right;">(52-3, 52-4, 52-9)</p> <p style="text-align: center;">表 3.9-13 操作対象機器設置場所</p> <table border="1" data-bbox="172 1108 902 1579"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>一次隔離弁（サプレッション・チェーンバ側）</td> <td>原子炉建屋地下1階（原子炉建屋原子炉区域内）</td> <td>中央制御室 原子炉建屋地下1階（原子炉建屋内の原子炉区域外）</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）</td> <td>中央制御室 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> <td>原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）</td> <td>中央制御室 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口弁</td> <td>原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）</td> <td>原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント弁</td> <td>原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）</td> <td>原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	一次隔離弁（サプレッション・チェーンバ側）	原子炉建屋地下1階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室 原子炉建屋地下1階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	二次隔離弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）			
機器名称	設置場所	操作場所																			
一次隔離弁（サプレッション・チェーンバ側）	原子炉建屋地下1階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室 原子炉建屋地下1階（原子炉建屋内の原子炉区域外）																			
二次隔離弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）																			
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室 原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）																			
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）																			
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上3階（原子炉建屋内の原子炉区域外）																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>換気空調系 第一隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>域外 中央制御室</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 第二隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階^{※1} (原子炉建屋原子炉区域内)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 第一隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 第二隔離弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階^{※1} (原子炉建屋原子炉区域内)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊弁</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系フィルタ装置 出口隔離弁A</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系フィルタ装置 出口隔離弁B</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系Uシール隔離弁</td> <td>6号炉: 原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内) 7号炉: 原子炉建屋地上4階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>水素バイパスライン止め弁</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	換気空調系 第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	域外 中央制御室	換気空調系 第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{※1} (原子炉建屋原子炉区域内)	非常用ガス処理系 第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	非常用ガス処理系 第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{※1} (原子炉建屋原子炉区域内)	真空破壊弁	原子炉格納容器内	—	非常用ガス処理系フィルタ装置 出口隔離弁A	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	非常用ガス処理系フィルタ装置 出口隔離弁B	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	非常用ガス処理系Uシール隔離弁	6号炉: 原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内) 7号炉: 原子炉建屋地上4階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室	水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)			
機器名称	設置場所	操作場所																															
換気空調系 第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	域外 中央制御室																															
換気空調系 第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{※1} (原子炉建屋原子炉区域内)																															
非常用ガス処理系 第一隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																															
非常用ガス処理系 第二隔離弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 ^{※1} (原子炉建屋原子炉区域内)																															
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—																															
非常用ガス処理系フィルタ装置 出口隔離弁A	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																															
非常用ガス処理系フィルタ装置 出口隔離弁B	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																															
非常用ガス処理系Uシール隔離弁	6号炉: 原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内) 7号炉: 原子炉建屋地上4階(原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室																															
水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																															
<p>※1 これらの弁は、運転操作上、弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し、緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで、耐圧強化ベント系使用時には、これらの弁が確実に閉となるような運用とする。</p>																																	
<p>表 3.9-14 操作対象機器設置場所</p>																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型窒素供給装置</td> <td>屋外設置位置</td> <td>屋外設置位置</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁(二次格納施設側)</td> <td>原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁(タービン建屋側)</td> <td>原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> <tr> <td>ホース</td> <td>屋外 タービン建屋</td> <td>屋外 タービン建屋</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	可搬型窒素供給装置	屋外設置位置	屋外設置位置	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(二次格納施設側)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(タービン建屋側)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	ホース	屋外 タービン建屋	屋外 タービン建屋																		
機器名称	設置場所	操作場所																															
可搬型窒素供給装置	屋外設置位置	屋外設置位置																															
耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(二次格納施設側)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																															
耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁(タービン建屋側)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																															
ホース	屋外 タービン建屋	屋外 タービン建屋																															
<p>3.9.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p>																																	
<p>(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)</p>																																	
<p>(i) 要求事項</p>																																	
<p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p>																																	
<p>(ii) 適合性</p>																																	
<p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p>																																	
<p>耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、</p>																																	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することで、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系は、原子炉定格熱出力の1%に相当する15.8kg/sの蒸気を排出することが可能であり、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>また、耐圧強化ベント系の最高使用圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の620kPa[gage]、最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の171℃とする。炉心損傷後の耐圧強化ベント系は、代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであるため、耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の圧力並びに温度は、これよりも十分に低いものとなる。</u></p> <p><u>サブプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量が、炉心の著しい損傷発生後の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する際において、スクラビング効果による放射性物質の低減が可能な水量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。</u></p> <p>(52-6)</p> <p><u>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系及び耐圧強化ベント系のサブプレッション・チェンバは、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>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>設計基準対処設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u> 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p><u>(ii) 適合性</u> 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 耐圧強化ベント系は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、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。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 (52-2, 52-3, 52-4)</p> <p><u>3.9.2.2.3.3 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針</u></p> <p><u>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u> 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p><u>(ii) 適合性</u> 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。 耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、想定される重大事故等が発生し、代替循環冷却系を長期使用した場合であって、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスに</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>よる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、適切なタイミングにて耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する前までに、短時間で耐圧強化ベント系大気放出ラインを窒素ガスにてパージするだけの流量を有する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置は、耐圧強化ベント系大気放出ラインを窒素ガスにてパージするだけの流量を確保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(6号及び7号炉共用)の合計3台を分散して保管する。</u></p> <p>(52-6)</p> <p><u>(2) 確実な接続 (設置許可基準規則第43条第3項二)</u></p> <p><u>(i) 要求事項</u></p> <p><u>常設設備 (発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。) と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の接続箇所は、格納容器圧力逃がし装置への窒素ガスの供給にも使用することができるよう、可搬型窒素供給装置から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を25Aに統一することで、確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p><u>また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、可搬型窒素供給装置から来るホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を25Aに統一することで、確実に接続ができる設計とする。</u></p> <p>(52-9)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>複数の接続口 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>常設設備と接続するもの</u>にあつては、<u>共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。)</u>の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</u> <u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではない。</u></p> <p>(4) <u>設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u> <u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の操作位置及び作業位置は屋外であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業に当たっては、簡便な結合金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。</u></p> <p style="text-align: right;">(52-9)</p> <p>(5) <u>保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u> <u>基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</u> <u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクと位置的分散を図り，発電所敷地内の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管する。</u> (52-10)</p> <p><u>(6) アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)</u> <u>(i) 要求事項</u> <u>想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u> <u>基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</u> <u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)</u> (52-11)</p> <p><u>(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)</u> <u>(i) 要求事項</u></p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p><u>(ii) 適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、重大事故緩和設備として配備するものであるが、安全機能等を有する設備が設置されている原子炉建屋と位置的分散を図り、発電所敷地内の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して配置する設計とする。</u></p> <p>3.9.2.3 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備</p> <p>3.9.2.3.1 設備概要</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。</u></p>	<p>3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備</p> <p>3.9.2.3.1 設備概要</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的として、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する水素検出器及び酸素検出器にて原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) のサンプリング装置は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを圧縮機により吸い込み、測定に影響を与える蒸気凝縮が生じないようサンプリング系統及びサンプリング装置内にトレースヒータ及びキャビネットヒータを設置し温度調節を行う。</u></p> <p><u>サンプリング装置内は温度・圧力制御され、湿度検出器によりサンプリングガスの湿度を測定した後、水素検出器を通り原子炉格納容器内 (ドライウェル、サブプレッション・チェンバ) の水素濃度を測定する。さらに湿度検出器及び水素検出器を通ったサン</u></p>	<p>3.9.2.3 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備</p> <p>3.9.2.3.1 設備概要</p> <p><u>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、<u>原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。</u></u></p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) のサンプリング装置は、原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み、水素検出器により原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。さらに冷却器でガスを処理した後、酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>柏崎 6/7 は、格納容器内に直接設置した水素濃度を設置するが、島根 2 号炉は、サンプリング式の水素濃度を設置する (以下、⑧の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>③、⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>格納容器内水素濃度 (SA) は常設直流電源が喪失した場合においても常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として原子炉建屋原子炉区域内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置は、原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器でガスを処理した後、水素濃度検出器及び酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失が発生した場合は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却系による冷却機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系による冷却により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。</u></p> <p><u>水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図を図3.9-5、水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表3.9-15に示す。</u></p>	<p><u>プリングガスを冷却器 (ペルチェガスクーラ) にて一定温度に冷却後、酸素検出器により酸素濃度を測定し、湿度検出器の測定値により補正を行う。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失が発生した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とし、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。</u></p> <p><u>水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図を第3.9-3図、重大事故等対処設備一覧を第3.9-7表に示す。</u></p>	<p><u>全交流動力電源喪失が発生した場合に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能であり、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度のサンプリング装置は、原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器でガスを処理した後、水素濃度検出器及び酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失が発生した場合は常設代替交流電源設備からの給電が可能であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却系による冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系による冷却により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。</u></p> <p><u>水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備 (格納容器水素濃度 (SA)、格納容器酸素濃度 (SA)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度) に関する系統概要図を図3.9-4, 5、水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表3.9-7に示す。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③, ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p>

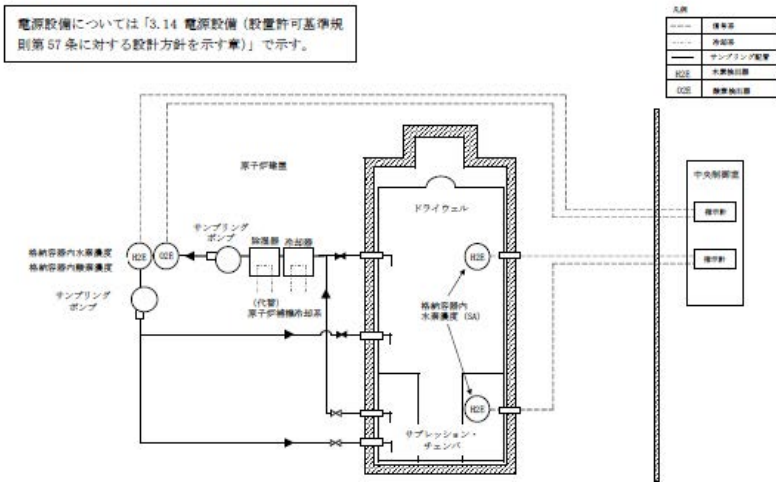


図 3.9-5 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

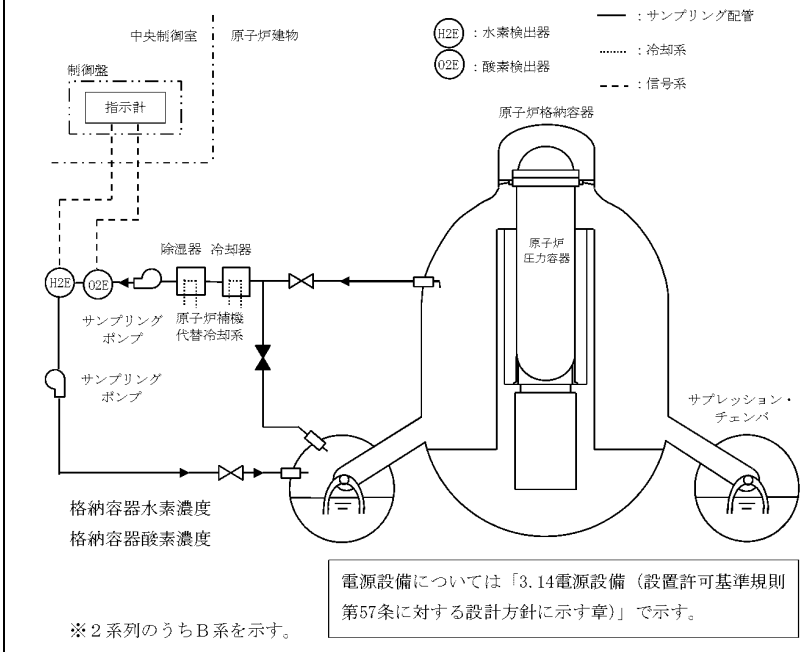


図 3.9-5 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度）に関する系統概要図

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																		
<p align="center"><u>表 3.9-15 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内水素濃度 【常設】 格納容器内酸素濃度 【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1}</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機 【常設】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (16KL) 【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車 【可搬】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4KL) 【可搬】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池 【常設】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】 可搬型直流電源設備 電源車 【可搬】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4KL) 【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内水素濃度 【常設】 格納容器内酸素濃度 【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	—	注水先	—	電源設備 ^{※1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機 【常設】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (16KL) 【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車 【可搬】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4KL) 【可搬】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池 【常設】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】 可搬型直流電源設備 電源車 【可搬】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4KL) 【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備	—	<p align="center"><u>第3.9-7表 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA) 【常設】</td> </tr> <tr> <td>付属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td>常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車 【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク 【常設】 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型設備用軽油タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA) 【常設】	付属設備	—	水源	—	流路	—	注水先	—	関連設備	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車 【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク 【常設】 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型設備用軽油タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬】	計装設備	—	<p align="center"><u>表3.9-7 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>格納容器水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器酸素濃度 (SA) 【常設】 格納容器水素濃度 【常設】 格納容器酸素濃度 【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備^{※1} (燃料補給設備を含む)</td> <td>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機 【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク 【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型代替交流電源設備 高压発電機車 【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ 【常設】 メタクラ切替盤 【常設】 高压発電機車接続プラグ収納箱 【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤 【常設】 SAロードセンタ 【常設】 SA1コントロールセンタ 【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 : 単線結線図を補足資料52-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章) で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	格納容器水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器酸素濃度 (SA) 【常設】 格納容器水素濃度 【常設】 格納容器酸素濃度 【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	—	注水先	—	電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機 【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク 【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型代替交流電源設備 高压発電機車 【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ 【常設】 メタクラ切替盤 【常設】 高压発電機車接続プラグ収納箱 【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤 【常設】 SAロードセンタ 【常設】 SA1コントロールセンタ 【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬型】	計装設備	—	燃料補給設備	—	<p>・設備の相違</p>
設備区分	設備名																																																				
主要設備	格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内水素濃度 【常設】 格納容器内酸素濃度 【常設】																																																				
附属設備	—																																																				
水源	—																																																				
流路	—																																																				
注水先	—																																																				
電源設備 ^{※1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機 【常設】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (16KL) 【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車 【可搬】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4KL) 【可搬】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池 【常設】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】 可搬型直流電源設備 電源車 【可搬】 AM 用直流 125V 充電器 【常設】 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4KL) 【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																																																				
計装設備	—																																																				
設備区分	設備名																																																				
主要設備	格納容器内水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA) 【常設】																																																				
付属設備	—																																																				
水源	—																																																				
流路	—																																																				
注水先	—																																																				
関連設備	常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置 【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車 【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク 【常設】 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型設備用軽油タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬】																																																				
計装設備	—																																																				
設備区分	設備名																																																				
主要設備	格納容器水素濃度 (SA) 【常設】 格納容器酸素濃度 (SA) 【常設】 格納容器水素濃度 【常設】 格納容器酸素濃度 【常設】																																																				
附属設備	—																																																				
水源	—																																																				
流路	—																																																				
注水先	—																																																				
電源設備 ^{※1} (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機 【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク 【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型代替交流電源設備 高压発電機車 【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ 【常設】 メタクラ切替盤 【常設】 高压発電機車接続プラグ収納箱 【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤 【常設】 SAロードセンタ 【常設】 SA1コントロールセンタ 【常設】 燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬型】																																																				
計装設備	—																																																				
燃料補給設備	—																																																				

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>3.9.2.3.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を表3.9-16に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.9-16 主要設備の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="160 411 908 753"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td>水素吸蔵材料式水素検出器</td> <td>0~100vol%</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上3、中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度</td> <td>熱磁気風式酸素検出器</td> <td>0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol%(7号炉)</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上3、中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> は、<u>原子炉格納容器内</u>に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、<u>原子炉格納容器内</u>の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-17 に示す設計とする。 <u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>の環境条件</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3、中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)	格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3、中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)	<p>3.9.2.3.2 主要設備の仕様 <u>設備の主要機器仕様を以下に示す。</u></p> <p>(1) <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・計装設備 (重大事故等対処設備)</p> <table border="1" data-bbox="1050 428 1590 646"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>熱伝導式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~100vol%</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>取付箇所</td> <td><u>原子炉建屋原子炉棟3階</u> <u>原子炉建屋原子炉棟2階</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u></p> <p>・計装設備 (重大事故等対処設備)</p> <table border="1" data-bbox="1050 835 1590 1054"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>磁気力式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~25vol%</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>取付箇所</td> <td><u>原子炉建屋原子炉棟3階</u> <u>原子炉建屋原子炉棟2階</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> 及び <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> は、<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.9-8表に示す設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(52-3-3, 52-3-4)</p>	種類	熱伝導式	計測範囲	0~100vol%	個数	2	取付箇所	<u>原子炉建屋原子炉棟3階</u> <u>原子炉建屋原子炉棟2階</u>	種類	磁気力式	計測範囲	0~25vol%	個数	2	取付箇所	<u>原子炉建屋原子炉棟3階</u> <u>原子炉建屋原子炉棟2階</u>	<p>3.9.2.3.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を表3.9-8に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表3.9-8 主要設備の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 401 2481 678"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA)</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~100vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋中2階</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> <td>磁気力式酸素検出器</td> <td>0~25vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋中2階</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~5%/ 0~100%</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋3階</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度</td> <td>熱磁気風式酸素検出器</td> <td>0~5%/ 0~25%</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋3階</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 <u>格納容器水素濃度 (SA)</u> 及び <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> は、<u>原子炉棟内</u>に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、<u>原子炉棟内</u>の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-9 に示す設計とする。 <u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度</u>は、<u>原子炉棟内</u>に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、<u>原子炉棟内</u>の環境条件及び荷重条件を考慮し、</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建屋中2階	格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建屋中2階	格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建屋3階	格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建屋3階	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																												
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内																																																												
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3、中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)																																																												
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3、中3階(6号炉) 原子炉建屋地上中3階(7号炉)																																																												
種類	熱伝導式																																																															
計測範囲	0~100vol%																																																															
個数	2																																																															
取付箇所	<u>原子炉建屋原子炉棟3階</u> <u>原子炉建屋原子炉棟2階</u>																																																															
種類	磁気力式																																																															
計測範囲	0~25vol%																																																															
個数	2																																																															
取付箇所	<u>原子炉建屋原子炉棟3階</u> <u>原子炉建屋原子炉棟2階</u>																																																															
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																												
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建屋中2階																																																												
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建屋中2階																																																												
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建屋3階																																																												
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建屋3階																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p>及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-17 に示す設計とする。</p> <p style="text-align: center;">表 3.9-17 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1" data-bbox="163 441 911 934"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)	風(台風)・積雪	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。	<p style="text-align: center;">第3.9-8表 想定する環境条件</p> <table border="1" data-bbox="952 441 1700 934"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・竜巻・積雪・火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風)・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。	<p>その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表 3.9-9 に示す設計とする。</p> <p style="text-align: center;">表3.9-9 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1" data-bbox="1742 441 2490 913"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(52-3)</p>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)	風(台風)・積雪	原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)																																														
風(台風)・積雪	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.3 耐震設計の基本方針」に示す)																																														
風(台風)・積雪	原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波により機能が損なわれない設計とする。																																														
<p style="text-align: right;">(52-3)</p> <p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度(SA)は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤からスイッチ操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)は、サンプリング装置を起動し、中央制御室にて監視する設計とする。サンプリング装置は、中央制御室の制御盤から操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)は、想定される重大事故等時においてサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視する設計とする。サンプリング装置は、中央制御室の重大事故操作盤からスイッチ操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室のB-格納容器H2/O2濃度計盤からスイッチ操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p> <p>⑧の相違</p> <p>島根2号炉は、中央制御室での操作が必要</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p>																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
<p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>以下の表 3.9-18 に操作対象機器を示す。</p> <p style="text-align: right;">(52-3)</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.9-18 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="172 661 914 766"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	<p>中央制御室からサンプリング装置を操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については操作器に名称を表示させ、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>操作対象機器を第 3.9-9 表に示す。</p> <p style="text-align: right;">(52-3-5)</p> <p style="text-align: center;"><u>第 3.9-9 表 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="952 661 1706 829"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	<p>中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板又は操作器に名称を表示させることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>以下の表 3.9-10 に操作対象機器を示す。</p> <p style="text-align: right;">(52-3)</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.9-10 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 682 2493 892"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)</td> <td>停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	<p>備考</p>
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																												
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																												
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																												
格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																												
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																												
格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																												
格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																												
<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (S A)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、以下の表 3.9-19 に示すように発電用原子炉の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。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) は、第 3.9-10 表に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。検出器 (格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)) の機能・性能の確認として、基準ガスによる校正及び模擬入力による計器校正を行う。また、格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(52-5-3, 52-5-4)</p>	<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器水素濃度 (S A)、格納容器酸素濃度 (S A)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、以下の表 3.9-11 に示すように発電用原子炉の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。格納容器水素濃度 (S A)、格納容器酸素濃度 (S A)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>【東海第二】 ④の相違</p>																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																		
<p>表 3.9-19 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="157 275 890 489"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(52-5)</p> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA), 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>(52-4)</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>	機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容	格納容器内水素濃度 (SA)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認	<p>第3.9-10表 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="943 268 1706 449"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>基準ガス校正 計器校正 運転性能確認, 漏えい確認 (サンプリング装置)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切替の容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA)</u>は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。</p> <p>(52-4-3)</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正 運転性能確認, 漏えい確認 (サンプリング装置)	<p>表3.9-11 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="1736 275 2499 716"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td rowspan="2">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td rowspan="2">停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(52-5)</p> <p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA), 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度</u>は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>(52-4)</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>	機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認	格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認	<p>・設備の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 【東海第二】 ④の相違</p>
機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容																																		
格納容器内水素濃度 (SA)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正																																		
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認																																		
発電用原子炉の状態	項目	内容																																			
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正 運転性能確認, 漏えい確認 (サンプリング装置)																																			
機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容																																		
格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認																																		
		機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認																																		
格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認																																		
		機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能, 漏えいの確認																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 <u>格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の設置場所、操作場所を表 3.9-20 に示す。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室にて操作を実施するため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p>	<p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、他の設備と電氣的な分離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、重大事故等時においてサンプリング装置を起動し、中央制御室にて監視が可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) の設置場所並びにサンプリング装置の設置場所及び操作場所を第 3.9-11 表に示す。</u></p> <p>サンプリング装置は、中央制御室にて操作を実施する設計とするため、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なく操作が可能である。</p> <p>(52-3-5)</p>	<p><u>格納容器水素濃度 (SA)、格納容器酸素濃度 (SA)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内酸素濃度 (SA)、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の設置場所、操作場所を表 3.9-12 に示す。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、重大事故等時においてサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室にて操作を実施するため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室にて操作を実施するため、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑧の相違 島根 2 号炉は、中央制御室での操作が必要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																					
<p align="center"><u>表 3.9-20 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" data-bbox="172 268 914 382"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋地上 3, 中 3 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上中 3 階 (7 号炉)</td> <td>中央制御室</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">(52-3)</p>	機器名称	設置場所	操作場所	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上 3, 中 3 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上中 3 階 (7 号炉)	中央制御室	<p align="center"><u>第 3.9-11 表 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" data-bbox="973 277 1685 403"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋 原子炉棟2階, 3階</td> <td>中央制御室</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	原子炉建屋 原子炉棟2階, 3階	中央制御室	<p align="center"><u>表 3.9-12 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 277 2487 495"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建物中 2 階</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建物 3 階</td> <td>中央制御室</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	設置場所	操作場所	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	原子炉建物中 2 階	中央制御室	格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3 階	中央制御室	<p>・設備の相違</p>
機器名称	設置場所	操作場所																						
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上 3, 中 3 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上中 3 階 (7 号炉)	中央制御室																						
機器名称	設置場所	操作場所																						
格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	原子炉建屋 原子炉棟2階, 3階	中央制御室																						
機器名称	設置場所	操作場所																						
格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A) (サンプリング装置)	原子炉建物中 2 階	中央制御室																						
格納容器水素濃度 格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3 階	中央制御室																						
<p>3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> は、想定される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を測定できる設計とする。</p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度 (<u>水素濃度 4vol%</u>, <u>酸素濃度 : 5vol%</u>) を測定できる設計とする。</p> <p align="right">(52-6)</p>	<p>3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (S A)</u> は、炉心の著しい損傷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 (<u>重大事故等時 : 約 56.6vol%以下</u>) を監視できることが主な役割であることから、<u>0~100vol%を計測可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器内酸素濃度 (S A)</u> は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (<u>重大事故等時 : 約 4.3vol%以下</u>) を監視できることが主な役割であることから、<u>0~25vol%を計測可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)</u> は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を計測可能な設計とする。</p> <p align="right">(52-6-6~9)</p>	<p>3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器水素濃度は、想定される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を測定できる設計とする。</u></p> <p><u>格納容器酸素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度 (酸素濃度 : 5vol%) を測定できる設計とする。</u></p> <p align="right">(52-6)</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>【東海第二】 ④の相違</p>																					
<p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して</p>	<p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設</p>	<p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して</p>																						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>格納容器内水素濃度 (SA) は、格納容器内水素濃度 (サンプリングによる計測方式) と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわない設計とする。</u></p> <p>また、<u>格納容器内水素濃度 (SA) の電源は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については非常用</p>	<p>に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA)</u>は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度と、検出器を原子炉建屋原子炉棟内の別階層又は同階層の離れた位置に可能な限り位置的分散を図り、地震、火災、溢水等の共通要因故障によって同時に機能を損なわない設計とする。</u></p> <p>また、<u>電源については、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った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可能な設計とする。</u></p>	<p>悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>格納容器水素濃度 (SA)、格納容器酸素濃度 (SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、格納容器水素濃度及び格納容器内酸素濃度と多様性を有する設計とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の共通要因故障によって同時に機能を損なわない設計とする。</u></p> <p>また、<u>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) の電源は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度</u>は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については非常用交流</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③、⑧の相違 島根2号炉は、サンプリング式の同一の計測方式 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③、⑤の相違 【東海第二】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>また、サンプリングガスの冷却については、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から冷却水を供給が可能な設計とする。</p> <p>(52-2, 52-3)</p> <p>3.9.3 その他設備</p> <p>3.9.3.1 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>3.9.3.1.1 設備概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合に可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主な運用とする。</p> <p>(52-12)</p>	<p>(52-2-2, 52-3-3, 52-3-4)</p>	<p><u>電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却については、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給が可能な設計とする。</u></p> <p>(52-2, 52-3)</p> <p>3.9.3 その他設備</p> <p>3.9.3.1 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>3.9.3.1.1 設備概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合に可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。</p> <p><u>3.9.3.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</u></p> <p><u>3.9.3.2.1 設備概要</u></p> <p><u>A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し、指示値を中央制御室で監視できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、A-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、重大事故等が発生した場合においてA-格納容器水素濃度及びA-格納容器酸素濃度を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する運用については自主的な運用とする。</u></p> <p>(52-12)</p>	<p>④の相違</p> <p>【柏崎6/7】</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>島根2号炉は、設計基準対象施設の格納容器水素濃度、酸素濃度のうちB系を重大事故等対処設備とし、A系を自主対策設備としている</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 [53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p> <table border="1" data-bbox="255 499 2392 978"> <thead> <tr> <th data-bbox="255 499 433 541">相違No.</th> <th data-bbox="433 499 2392 541">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="255 541 433 646">①</td> <td data-bbox="433 541 2392 646">島根2号炉は、静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため、非常用ガス処理系は、水素処理設備としての重大事故等対処設備としない</td> </tr> <tr> <td data-bbox="255 646 433 758">②</td> <td data-bbox="433 646 2392 758">島根2号炉は可搬型設備により、原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする</td> </tr> <tr> <td data-bbox="255 758 433 869">③</td> <td data-bbox="433 758 2392 869">PAR型式の相違により、PAR1個当たりの処理容量が異なる また、水素発生量の相違により、必要個数が異なる</td> </tr> <tr> <td data-bbox="255 869 433 978">④</td> <td data-bbox="433 869 2392 978">水素発生量の相違により、必要個数が異なる</td> </tr> </tbody> </table>				相違No.	相違理由	①	島根2号炉は、静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため、非常用ガス処理系は、水素処理設備としての重大事故等対処設備としない	②	島根2号炉は可搬型設備により、原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする	③	PAR型式の相違により、PAR1個当たりの処理容量が異なる また、水素発生量の相違により、必要個数が異なる	④	水素発生量の相違により、必要個数が異なる
相違No.	相違理由												
①	島根2号炉は、静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため、非常用ガス処理系は、水素処理設備としての重大事故等対処設備としない												
②	島根2号炉は可搬型設備により、原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする												
③	PAR型式の相違により、PAR1個当たりの処理容量が異なる また、水素発生量の相違により、必要個数が異なる												
④	水素発生量の相違により、必要個数が異なる												

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
<p>3. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) 第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈) 1 第 53 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。 b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>3. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) 第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈) 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。 b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>3. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) 第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈) 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。 b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	
<p>3. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>3. 10. 1 設置許可基準規則第 53 条への適合方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設ける。</p>	<p>3. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>3. 10. 1 設置許可基準規則第53条への適合方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。</p>	<p>3. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>3. 10. 1 設置許可基準規則第53条への適合方針</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために、水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設ける。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3.10.1.1 <u>重大事故等対処設備</u></p> <p><u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素排出設備として、原子炉建屋ガス処理系を設けるとともに、水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。</u></p> <p>(1) <u>水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u></p> <p>a. <u>原子炉建屋ガス処理系による水素排出（設置許可基準規則解釈の第1項 a）、c））</u></p> <p><u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋</u></p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、3.10.1 (1)項及び3.10.1 (2)項にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため、非常用ガス処理系は、水素処理設備としての重大事故等対処設備としない (以下、①の相違)</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉では、東海第二の実線部の記載を省略している</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) <u>静的触媒式水素再結合器</u>(設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), c))</p> <p>水素濃度制御設備として、<u>原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し、炉心の著しい損傷が発生して原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御することで、原子炉建屋の水素爆発を防止する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。</u></p> <p>また、<u>静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うために静的触媒式水素再結合器動作監視装置として、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、代替電源設備からの給電により中央制御室において静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。</u></p> <p>(2) <u>水素濃度監視設備</u>(設置許可基準規則解釈の第 1 項 b), c))</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として<u>原子炉建屋内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。また、原子炉建屋水素濃度は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉建屋内水素濃度の監視が可能な設計とする。</u></p>	<p><u>原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p>b. <u>静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制</u> (設置許可基準規則解釈の第 1 項 a) , c))</p> <p><u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として、静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。</u></p> <p><u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p>c. <u>水素濃度監視</u></p> <p>(a) <u>原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定</u></p> <p><u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素の濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原</u></p>	<p>(1) <u>静的触媒式水素処理装置</u>(設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), c))</p> <p>水素濃度制御設備として、<u>原子炉建物 4 階 (燃料取替階) に静的触媒式水素処理装置を設置し、炉心の著しい損傷が発生して原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御することで、原子炉建物の水素爆発を防止する設計とする。また、静的触媒式水素処理装置は運転員による起動操作を行うことなく、水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し、起動操作に電源が不要な設計とする。</u></p> <p>また、<u>静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うために静的触媒式水素処理装置動作監視装置として、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、代替電源設備からの給電により中央制御室において静的触媒式水素処理装置の動作確認が可能な設計とする。</u></p> <p>(2) <u>水素濃度監視設備</u>(設置許可基準規則解釈の第 1 項 b), c))</p> <p>原子炉建物水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として<u>原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。また、原子炉建物水素濃度は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉棟内水素濃度の監視が可能な設計とする。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、重大事故等時において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(3) <u>格納容器頂部注水系の設置</u></p> <p>原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために、原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却する格納容器頂部注水系を設置する。</p>	<p><u>子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」に記載する。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するために、自主対策設備として以下の設備を設置する。</p> <p>d. <u>格納容器頂部注水系（設置許可基準規則解釈の第1項a）、c.）。</u></p> <p>原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却する格納容器頂部注水系を設置する。格納容器頂部注水系は、水素漏えいを防止することはできないが、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する設計とする。<u>格納容器頂部注水系には、常設と可搬型がある。</u></p> <p><u>格納容器頂部注水系（常設）は、重大事故等時において、常設低圧代替注水系ポンプにより代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却する設計とする。</u></p>	<p>また、重大事故等時において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。</p> <p>(3) <u>原子炉ウェル代替注水系の設置</u></p> <p><u>ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉棟への水素漏えいを抑制するために、原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却する原子炉ウェル代替注水系を設置する。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉では、電源設備の記載位置の説明を3.10.2項以降にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は可搬型設備により、原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする (以下、②の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ②の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器頂部注水系は、重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水、若しくは海水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。</p> <p><u>(4) サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備</u> サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。</p> <p><u>(5) 原子炉建屋トップベント設備の設置</u> 原子炉建屋トップベント設備を設置し、仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで、水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。</p> <p>3.10.2 重大事故等対処設備 3.10.2.1 静的触媒式水素再結合器 3.10.2.1.1 設備概要 静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し、原子炉建屋等の水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。</p> <p>静的触媒式水素再結合器の動作監視装置として、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室から監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は代替電源設備から給電が可能な設計とする。</p>	<p>格納容器頂部注水系（可搬型）は、重大事故等時において、原子炉建屋外から代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却する設計とする。</p> <p>3.10.2 重大事故等対処設備 3.10.2.1 静的触媒式水素再結合器 3.10.2.1.1 設備概要 静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。静的触媒式水素再結合器は、触媒カートリッジ及びハウジングで構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させる設備である。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し、静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室にて監視が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p>	<p>原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、若しくは海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。</p> <p><u>(4) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置</u> 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建物4階（燃料取替階）天井付近の水素ガスを外部へ排出することで、水素ガスの原子炉棟内滞留を防止する設計とする。</p> <p>3.10.2 重大事故等対処設備 3.10.2.1 静的触媒式水素処理装置 3.10.2.1.1 設備概要 静的触媒式水素処理装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、原子炉建物等の水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。</p> <p>静的触媒式水素処理装置の動作監視装置として、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室から監視可能な設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は海水も注水可能な運用とする 設備の相違 【柏崎6/7】 ABWR特有の設備 設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、水素ガスの排出のために原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置する

静的触媒式水素再結合器に関する概要図を図 3. 10-1 に、静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する系統概要図を図 3. 10-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 10-1 に示す。

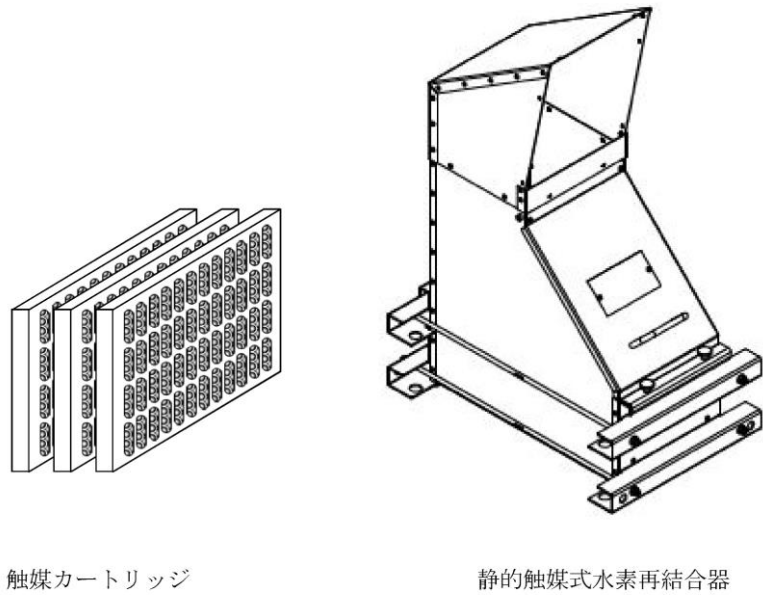


図 3. 10-1 静的触媒式水素再結合器概要図

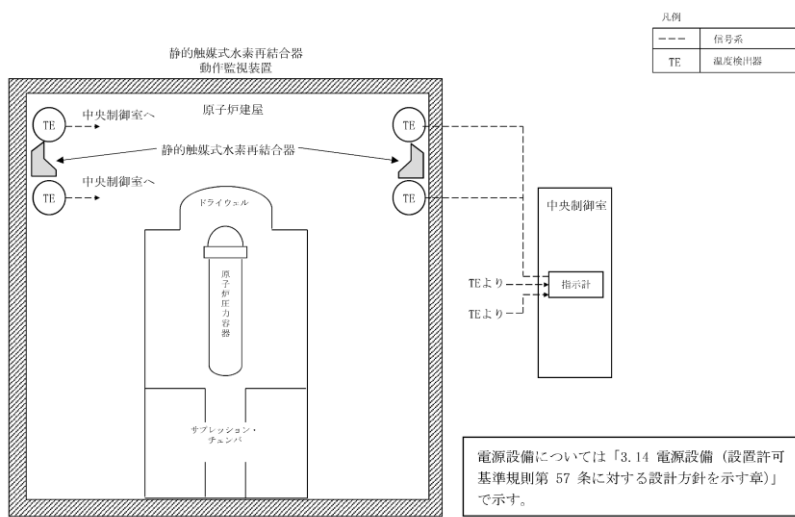
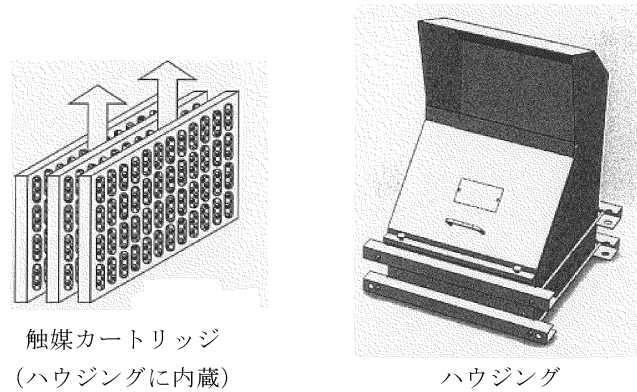
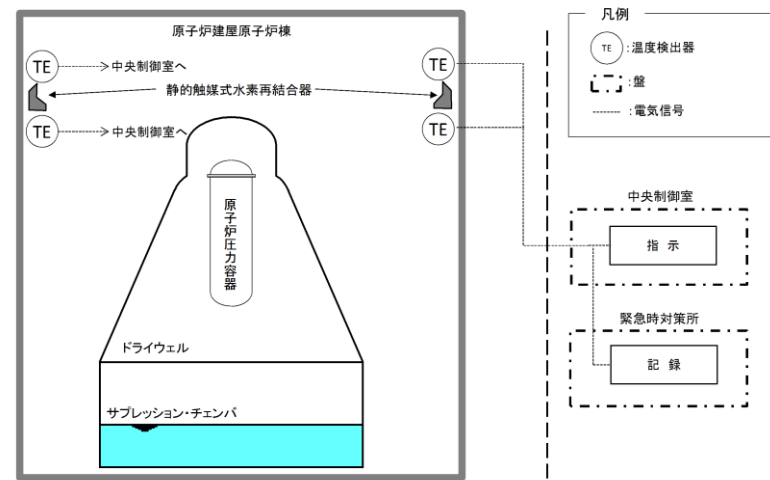


図 3. 10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図

静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概要図を第3. 10-1図及び第3. 10-2図に、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する重大事故等対処設備一覧を第3. 10-1表に示す。



第3. 10-1図 静的触媒式水素再結合器 概要図



第3. 10-2図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 概要図

静的触媒式水素処理装置に関する概要図を図3. 10-1に、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度に関する系統概要図を図3. 10-2に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 10-1に示す。

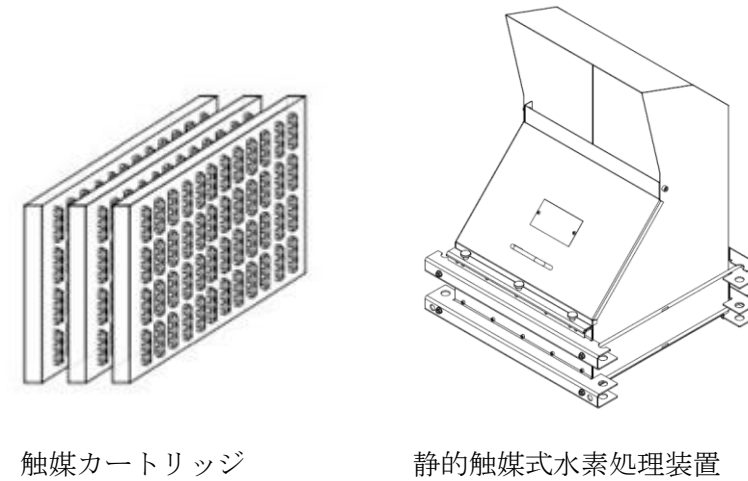


図 3. 10-1 静的触媒式水素処理装置概要図

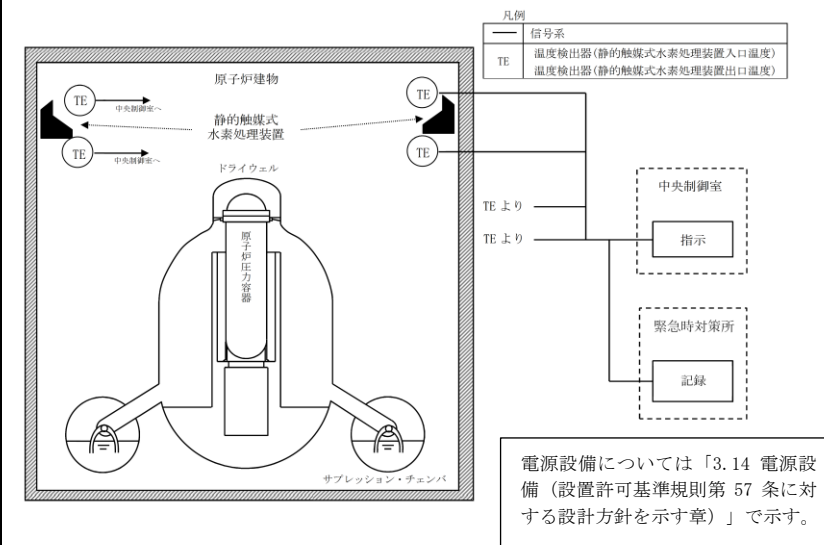


図 3. 10-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

・設備の相違

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																	
<p>表 3. 10-1 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p>第3. 10-1表 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する重大事故等対処設備一覧</p>	<p>表3. 10-1 静的触媒式水素処理装置, 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度に関する重大事故等対処設備一覧</p>																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉建屋原子炉区域</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1 (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	原子炉建屋原子炉区域	注水先	—	電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備	—	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">関連設備</td> <td>付属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉建屋原子炉棟【常設】</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1 (燃料給油設備含む)</td> <td>常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】	関連設備	付属設備	—	水源	—	流路	原子炉建屋原子炉棟【常設】	注水先	—	電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	計装設備	—	<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>静的触媒式水素処理装置【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>原子炉棟</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1</td> <td>常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備</td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	静的触媒式水素処理装置【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	原子炉棟	注水先	—	電源設備※1	常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備	計装設備	—	
設備区分	設備名																																																			
主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】																																																			
附属設備	—																																																			
水源	—																																																			
流路	原子炉建屋原子炉区域																																																			
注水先	—																																																			
電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																																																			
計装設備	—																																																			
設備区分	設備名																																																			
主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】																																																			
関連設備	付属設備	—																																																		
	水源	—																																																		
	流路	原子炉建屋原子炉棟【常設】																																																		
	注水先	—																																																		
	電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																																																		
計装設備	—																																																			
設備区分	設備名																																																			
主要設備	静的触媒式水素処理装置【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】																																																			
附属設備	—																																																			
水源	—																																																			
流路	原子炉棟																																																			
注水先	—																																																			
電源設備※1	常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 SA用115V系充電器【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備																																																			
計装設備	—																																																			
<p>※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。 電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則 第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>	<p>※1 電源設備については、「3. 14 電源設備（設置許可基準規則 第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。</p>	<p>※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。 電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則 第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p>																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																									
<p>3. 10. 2. 1. 2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。</p> <p>(1) 静的触媒式水素再結合器</p> <p>種類 : 触媒反応式 水素処理容量 : <u>約 0. 25kg/h/個</u> (水素濃度 4. 0vol%, 100℃, 大気圧において) 最高使用温度 : 300℃ 個数 : <u>56</u> 本体材料 : ステンレス鋼 取付箇所 : <u>原子炉建屋地上 4 階</u></p> <p>(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p> <p>主要設備の仕様を表 3. 10-2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3. 10-2 主要設備の仕様</p> <table border="1" data-bbox="154 1312 884 1543"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</td> <td>熱電対</td> <td>0~300℃</td> <td>4*</td> <td>原子炉建屋地上 4 階</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して, 出入口に 1 個設置 なお, 電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則 第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4*	原子炉建屋地上 4 階	<p>3. 10. 2. 1. 2 主要設備の仕様</p> <p>(1) 静的触媒式水素再結合器</p> <p>種類 : 触媒反応式 水素処理容量 : <u>約 0. 5kg/h (1基当たり)</u> (水素濃度 4. 0vol%, 100℃, 大気圧において) 最高使用温度 : 300℃ 基数 : <u>24</u> 本体材料 : ステンレス鋼 取付箇所 : <u>原子炉建屋原子炉棟 6 階</u></p> <p>(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・計装設備 (重大事故等対処設備)</p> <p>種類 : 熱電対 計測範囲 : <u>0~300℃</u> 個数 : 4 (2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個設置) ※ 取付箇所 : <u>原子炉建屋原子炉棟 6 階</u></p> <p>※ 静的触媒式水素再結合器 1 基当たり 2 個 (入口側及び出口側) の熱電対を取り付ける。2 基の静的触媒式水素再結合器に対して静的触媒式水素再結合器動作監視装置を取り付けるため, 熱電対は, <u>4 個となる。</u></p>	<p>3. 10. 2. 1. 2 主要設備の仕様 <u>主要機器の仕様を以下に示す。</u></p> <p>(1) 静的触媒式水素処理装置</p> <p>種類 : 触媒反応式 水素処理容量 : <u>約 0. 50kg/h/個</u> (水素濃度 4. 0vol%, 100℃, 大気圧において) 最高使用温度 : 300℃ 個数 : <u>18</u> 本体材料 : ステンレス鋼 取付箇所 : <u>原子炉建物 4 階</u></p> <p>(2) 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度</p> <p>主要設備の仕様を表 3. 10-2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3. 10-2 主要設備の仕様</p> <table border="1" data-bbox="1733 1312 2499 1633"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>静的触媒式水素処理装置入口温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~100℃</td> <td>2*</td> <td>原子炉建物 4 階</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素処理装置出口温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~400℃</td> <td>2*</td> <td>原子炉建物 4 階</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ : 2 個の静的触媒式水素処理装置に対して, 出入口に 1 個設置 なお, 電源設備については「3. 14 電源設備 (設置許可基準規則 第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2*	原子炉建物 4 階	静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2*	原子炉建物 4 階	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 PAR 型式の相違により, PAR 1 個当たりの処理容量が異なる。また, 水素発生量の相違により, 必要個数が異なる (以下, ③の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 水素発生量の相違により, 必要個数が異なる (以下, ④の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉では, PAR 入口及び出口に設置する温度計の計測範囲は, 事故時の原子炉建物内温度に余裕を考慮した値 (入口 : 100℃) と, PAR 最高使用温度を包絡した上で余裕を考慮した値 (出口 : 400℃) とを設定している</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																								
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4*	原子炉建屋地上 4 階																								
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																								
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2*	原子炉建物 4 階																								
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2*	原子炉建物 4 階																								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.10.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮できるよう、以下の表3.10-3に示す設計とする。なお、静的触媒式水素再結合器は、触媒が湿度及び蒸気による性能低下を防止するために、触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。</u></p> <p>(53-3)</p>	<p>3.10.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) <u>環境条件</u> (設置許可基準規則第43条第1項第1号)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、第3.10-2表に示す設計とする。なお、静的触媒式水素再結合器は、触媒が湿度及び蒸気により性能低下することを防止するため、触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。</u></p>	<p>3.10.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) <u>環境条件及び荷重条件</u> (設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮できるよう、以下の表3.10-3に示す設計とする。なお、静的触媒式水素処理装置は、触媒が湿度及び蒸気による性能低下を防止するために、触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。</u></p> <p>(53-3)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p align="center">表 3.10-3 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p align="center">第3.10-2表 想定する環境条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>機械装置のため、電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">(53-3-2)</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。	<p align="center">表 3.10-3 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																																														
電磁的障害	機械装置のため、電磁波の影響を受けない。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項第2号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、水素と酸素が流入すると触媒反応により受動的に起動する設備とし、操作が不要な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器の作動状況は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置により確認が可能な設計とする。</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>静的触媒式水素処理装置は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に水素処理する設備とし、操作不要な設計とする。</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、3.10.1 (1)項にて記載</p>																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</p> <p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、表 3.10-4 に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とするため、触媒カートリッジが取り出しできる設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器には、専用の検査装置を用意し、静的触媒式水素再結合器内の触媒カートリッジを抜き取り、検査装置にセット後、水素ガスを含む試験ガスを通気することで水素処理性能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、触媒カートリッジに異物の付着がないこと、ハウジングが設計のとおり形状を保持していることを外観検査にて確認可能な設計とする。</p> <p>(53-5, 別添資料-3)</p>	<p>なお、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において、中央制御室にて監視が可能な設計であり、現場又は中央制御室における操作は発生しない。</p> <p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第43条第 1 項第 3号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、第3.10-3表に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査及び外観検査が可能な設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査として専用の検査装置を用意し、静的触媒式水素再結合器内の触媒カートリッジを抜き取り、検査装置にセットした後、水素を含む試験ガスを通気することで、触媒カートリッジの水素処理性能確認が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、発電用原子炉の停止中に、外観検査として触媒カートリッジに異物の付着がないこと及びハウジングが設計どおりの形状を保持していることの確認が可能な設計とする。</p> <p>(53-5-2, 53-7)</p>	<p>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</p> <p>(53-3, 53-4)</p> <p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>静的触媒式水素処理装置は、表3.10-4に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とするため、触媒カートリッジが取り出しできる設計とする。</p> <p>静的触媒式水素処理装置には、専用の検査装置を用意し、静的触媒式水素処理装置内の触媒カートリッジを抜き取り、検査装置にセット後、水素ガスを含む試験ガスを通気することで水素処理性能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、触媒カートリッジに異物の付着がないこと、ハウジングが設計のとおり形状を保持していることを外観検査にて確認可能な設計とする。</p> <p>(53-5, 別添資料-3)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>表 3.10-4 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="154 247 914 520"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>外観検査</td> <td>触媒カートリッジの外観確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>触媒カートリッジの水素処理性能確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、表 3.10-5 に示すように、発電用原子炉の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。 (53-5)</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認	<p>第3.10-3表 静的触媒式水素再結合器の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="949 262 1700 457"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>外観検査</td> <td>触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>触媒カートリッジの水素処理性能確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、第3.10-4表に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査として検出器の絶縁抵抗測定、温度1点確認及び模擬入力による計器校正が可能な設計とする。</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認	機能・性能検査	触媒カートリッジの水素処理性能確認	<p>表3.10-4 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="1742 247 2496 548"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">停止中</td> <td>外観検査</td> <td>触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>触媒カートリッジの水素処理性能確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、表3.10-5に示すように、発電用原子炉の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。 (53-5)</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉は、点検の詳細内容について補足説明資料に記載している</p>
発電用原子炉の状態	項目	内容																									
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認																									
	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認																									
発電用原子炉の状態	項目	内容																									
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認																									
	機能・性能検査	触媒カートリッジの水素処理性能確認																									
発電用原子炉の状態	項目	内容																									
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認																									
	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認																									
<p>表 3.10-5 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="154 1207 914 1402"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四） (i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。 (ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正	<p>第3.10-4表 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="949 1239 1700 1407"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>絶縁抵抗測定 温度1点確認 計器校正</td> </tr> </tbody> </table> <p>(53-5-3)</p> <p>(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項第4号） (i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。 (ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能検査	絶縁抵抗測定 温度1点確認 計器校正	<p>表 3.10-5 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の試験及び検査</p> <table border="1" data-bbox="1742 1207 2496 1402"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四） (i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。 (ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正							
発電用原子炉の状態	項目	内容																									
停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正																									
発電用原子炉の状態	項目	内容																									
停止中	機能・性能検査	絶縁抵抗測定 温度1点確認 計器校正																									
発電用原子炉の状態	項目	内容																									
停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正																									

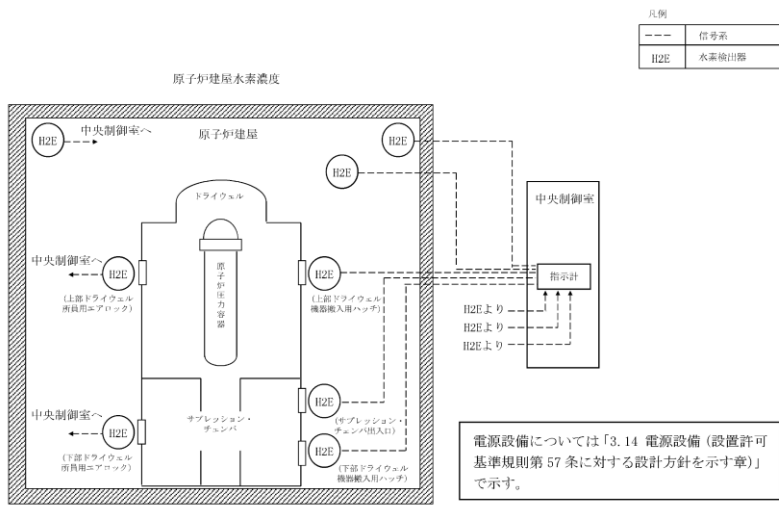
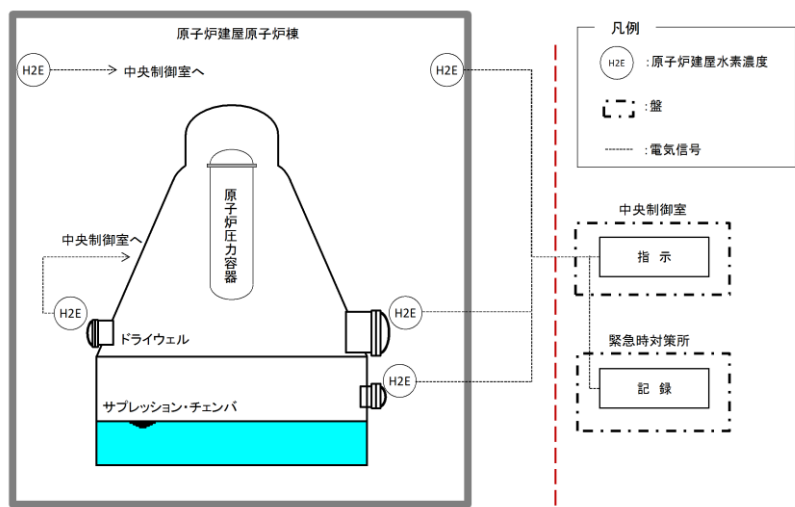
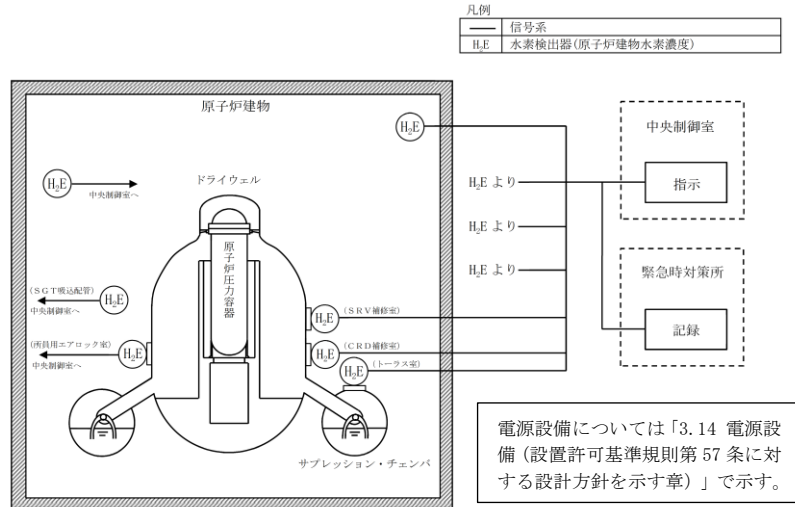
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時における原子炉建屋内の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし、本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故時における静的触媒式水素再結合器の動作確認に使用するものであり、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置について、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(53-4)</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>静的触媒式水素再結合器は、他の設備と独立して原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に機器単独で設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、水素ガスが存在しないと再結合反応を起こすことはなく、プラント運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが漏えいした場合は、静的触媒式水素再結合器が再結合反応により温度上昇するが、重大事故時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲の位置に配置しないことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(53-3)</p>	<p>静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし、本来の用途として使用する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時における静的触媒式水素再結合器の動作確認に使用するものであり、本来の用途として使用する設計とする。そのため、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置について、切替操作は発生しない。</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第 1 項第 5号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、他の設備と独立して原子炉建屋原子炉棟6階壁面近傍に機器単独で設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、水素が存在しない場合には再結合反応を起こすことはなく、発電用原子炉の運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟6階に水素が漏えいした場合に、静的触媒式水素再結合器は、再結合反応により温度上昇するが、重大事故等時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲となる位置に配置しないことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、再結合反応により発生した水は、蒸気として静的触媒式水素再結合器出口より排出されるため、他の設備に悪影響を及ぼさない。</p> <p style="text-align: right;">(53-3-2)</p>	<p>静的触媒式水素処理装置は、重大事故等時における原子炉棟内の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし、本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等時における静的触媒式水素処理装置の動作確認に使用するものであり、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度について、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(53-4)</p> <p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第 1 項五)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性</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>静的触媒式水素処理装置は、他の設備と独立して原子炉建物4階(燃料取替階)壁面近傍等に機器単独で設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素処理装置は、水素ガスが存在しないと再結合反応を起こすことはなく、プラント運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建物4階(燃料取替階)に水素ガスが漏えいした場合は、静的触媒式水素処理装置が再結合反応により温度上昇するが、重大事故等時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲の位置に配置しないことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(53-3, 53-4)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内への水素ガス流入流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(別添資料-3)</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、触媒反応によって受動的に運転される設備とし、現場における作業は発生しない。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。</p> <p>3.10.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内への水素ガス流入流路に対して十分小さくすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(53-7)</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項第6号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、触媒反応により受動的に運転する設備とし、現場における操作は発生しない。</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において、中央制御室にて監視が可能な設計であり、現場における操作は発生しない。</p> <p>3.10.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項第1号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す</p>	<p>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置内への水素ガス流入流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(53-3, 53-4, 別添資料-3)</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>静的触媒式水素処理装置は、触媒反応によって受動的に水素を処理する設備とし、現場における作業は発生しない。</p> <p>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。</p> <p>3.10.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するために、原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋原子炉区域内の水素ガスの効率的な除去を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアに分散させ、適切な位置に配置する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定に当たって用いる水素ガス発生量は、有効燃料部の被覆管全て（AFC100%）に相当する水素ガス発生量とし、<u>1600kg</u>とする。これらの水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする原子炉格納容器漏えい率は、原子炉格納容器圧力 <u>620kPa[gage]</u>（設計圧力の2倍）における原子炉格納容器漏えい率である約 <u>1.0%/日</u>に余裕を考慮し <u>10%/日</u>とする。これらを踏まえて、静的触媒式水素再結合器の個数は、<u>反応阻害物質ファクター0.5</u>を考慮し、上記で示す水素ガス漏えい量において原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界未満に処理することができる個数「<u>54個以上</u>」とし、<u>6号及び7号炉は、この個数に余裕を見込み56個/プラント</u>とする。</p>	<p>静的触媒式水素再結合器は、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度を可燃限界未満に制御し、原子炉建屋原子炉棟での水素爆発を防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋原子炉棟6階内の水素の効率的な除去を考慮して、原子炉建屋原子炉棟6階に分散して配置する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時において、原子炉格納容器内に存在するガス状水素による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する基数を配備する。基数の設定に当たっては、水素発生量として燃料有効部被覆管（AFC）100%に相当する<u>1,400kg</u>とする。また、発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする原子炉格納容器漏えい率としては、<u>格納容器圧力2Pd</u>（設計圧力の2倍）における原子炉格納容器漏えい率である約<u>1.4%/day</u>に余裕を考慮し、<u>10%/day</u>とする。これらに加えて、<u>反応阻害物質ファクター0.5</u>を考慮し、静的触媒式水素再結合器の基数は、上記に示す水素漏えい量において、原子炉建屋原子炉棟6階を可燃限界未満に処理することが可能な<u>24基</u>とする。</p>	<p>静的触媒式水素処理装置は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物の水素爆発を防止するために、原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また、静的触媒式水素処理装置は、原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して、原子炉建物4階（燃料取替階）内に分散させ、適切な位置に配置する。</p> <p>静的触媒式水素処理装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に存在するガス状水素による性能低下を考慮し、必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定に当たって用いる水素ガス発生量は、有効燃料部の被覆管全て（AFC100%）に相当する水素ガス発生量とし、<u>1,000kg</u>とする。これらの水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟に漏えいする原子炉格納容器漏えい率は、原子炉格納容器圧力<u>853kPa[gage]</u>（設計圧力の2倍）における原子炉格納容器漏えい率である約<u>1.3%/日</u>に余裕を考慮し<u>10%/日</u>とする。これらを踏まえて、静的触媒式水素処理装置の個数は、<u>反応阻害物質ファクター0.5</u>を考慮し、上記で示す水素ガス漏えい量において原子炉建物4階（燃料取替階）を可燃限界未満に処理することができる個数「<u>17個以上</u>」とし、この個数に余裕を見込み<u>18個</u>とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 燃料装荷量の相違により、水素発生量が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は Mark-I 改型原子炉格納容器のため、設計圧力が異なる。また、漏えい率算出式には、格納容器圧力、ガス組成等を入力するが、これらの条件が相違することにより、漏えい率が異なる</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違及び島根 2号炉は単独申請</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とし、位置的分散を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に分散配置したそれぞれ1個の静的触媒式水素再結合器に設置する設計とする。 (53-3, 53-6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二) (i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能な設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合器は、その動作原理から故障は考え難く、原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度が上昇した場合には一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している。したがって、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の必要個数は1個と考えるが、位置的分散を考慮して、原子炉建屋原子炉棟6階の両壁面に配置した静的触媒式水素再結合器のうち、それぞれ1基(計2基)に設置する設計とする。(2基の静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に熱電対を1個ずつ設置ため、合計4個の熱電対を設置する。) (53-3-2, 53-6-5~6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項第2号) (i) 要求事項 常設重大事故等対処設備の各機器については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件(重大事故等に対処するための必要な機能)を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所内及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置については、一部の敷地を共有する東海発電所内の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p>	<p>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とし、位置的分散を考慮して、原子炉建物4階(燃料取替階)壁面近傍等に分散配置した静的触媒式水素処理装置のうち2個にそれぞれ設置する設計とする。 (53-6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二) (i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>静的触媒式水素再結合器は重大事故緩和設備であり、同一目的の重大事故等対処設備はない。</u></p> <p><u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である原子炉建屋水素濃度と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については、非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)に対して多様性を有する代替電源設備から給電できる設計とする。</u></p> <p>(53-2, 53-3)</p>	<p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項第3号)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p><u>静的触媒式水素再結合器は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。</u></p> <p><u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、熱電対方式であり、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である触媒式及び熱伝導式の原子炉建屋水素濃度とは多様性を有する計測方式とする。また、原子炉建屋原子炉棟6階の両壁面付近に設置する静的触媒式水素再結合器動作監視装置に対して原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近、2階及び地下1階に設置することで、位置的分散を図る設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</u></p> <p>(53-2-4, 53-3-2~5)</p>	<p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>静的触媒式水素処理装置は重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。</u></p> <p><u>静的触媒式水素再処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、同一目的の水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための監視設備である原子炉建物水素濃度と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の電源については非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)に対して多様性を有する代替電源設備から給電できる設計とする。</u></p> <p>(53-2, 53-3, 53-4)</p>	<p>備考</p> <p>(要求事項に合わせ DBA 設備と記載している)</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. 10. 2. 2 原子炉建屋水素濃度</p> <p>3. 10. 2. 2. 1 主要設備</p> <p>原子炉建屋水素濃度は重大事故等が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に、原子炉建屋において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋水素濃度に関する系統概要図を図 3. 10-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3. 10-6 に示す。</p>  <p>図 3. 10-3 原子炉建屋水素濃度の系統概要図</p>	<p>3. 10. 2. 2 原子炉建屋水素濃度</p> <p>3. 10. 2. 2. 1 設備概要</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉建屋原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室にて連続監視が可能な設計とする。また、原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋水素濃度に関する系統概要図を第3. 10-3図に、重大事故等対処設備一覧を表3. 10-5表に示す。</p>  <p>第 3. 10-3 図 原子炉建屋水素濃度の系統概要図</p>	<p>3. 10. 2. 2 原子炉建物水素濃度</p> <p>3. 10. 2. 2. 1 主要設備</p> <p>原子炉建物水素濃度は重大事故等が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが原子炉格納容器から原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉建物水素濃度に関する系統概要図を図3. 10-3に、重大事故等対処設備一覧を表3. 10-6に示す。</p>  <p>図 3. 10-3 原子炉建物水素濃度の系統概要図</p>	<p>備考</p> <p>• 設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																
<p>表 3.10-6 原子炉建屋水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉建屋水素濃度【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1</td> <td> 常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 </td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	—	注水先	—	電源設備※1	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	計装設備	—	<p>第3.10-5表 原子炉建屋水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉建屋水素濃度【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1 (燃料給油設備含む)</td> <td> 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 </td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 電源設備については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」に示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	—	注水先	—	電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】	計装設備	—	<p>表3.10-6 原子炉建物水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉建物水素濃度【常設】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備※1</td> <td> 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 </td> </tr> <tr> <td>計装設備</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：単線結線図を補足説明資料53-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉建物水素濃度【常設】	附属設備	—	水源	—	流路	—	注水先	—	電源設備※1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】	計装設備	—	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 使用する電源設備が異なる</p>
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源	—																																																		
流路	—																																																		
注水先	—																																																		
電源設備※1	常設代替直流電源設備 AM用直流125V蓄電池【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備																																																		
計装設備	—																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源	—																																																		
流路	—																																																		
注水先	—																																																		
電源設備※1 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】																																																		
計装設備	—																																																		
設備区分	設備名																																																		
主要設備	原子炉建物水素濃度【常設】																																																		
附属設備	—																																																		
水源	—																																																		
流路	—																																																		
注水先	—																																																		
電源設備※1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ディーゼル燃料貯蔵タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 緊急用メタクラ接続プラグ盤【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】																																																		
計装設備	—																																																		
<p>※1：単線結線図を補足説明資料53-2に示す。 電源設備については「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>																																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>3.10.2.2.2 主要設備の仕様 主要設備の仕様を表3.10-7に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表3.10-7 主要設備の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="154 384 914 573"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度</td> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~20vol%</td> <td>8</td> <td>原子炉建屋地上4階:3個 原子炉建屋地上2階:2個</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>3.10.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針 (1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、<u>原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.10-8に示す設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(53-3)</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉建屋水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	8	原子炉建屋地上4階:3個 原子炉建屋地上2階:2個	<p>3.10.2.2.2 主要設備の仕様</p> <p>(1) <u>原子炉建屋水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・計装設備(重大事故等対処設備)</p> <p>種類 触媒式、熱伝導式</p> <p>計測範囲 触媒式:0~10vol% 熱伝導式:0~20vol%</p> <p>個数 触媒式:2 熱伝導式:3</p> <p>取付箇所 触媒式:<u>原子炉建屋原子炉棟6階</u> 熱伝導式:<u>原子炉建屋原子炉棟2階、</u> <u>原子炉建屋原子炉棟地下1階</u></p> <p>3.10.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針 (1) 環境条件(設置許可基準規則第43条第1項第1号)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、<u>原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.10-6表に示す設計とする。</u></p>	<p>3.10.2.2.2 主要設備の仕様 <u>主要設備の仕様を表3.10-7に示す。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表3.10-7 主要設備の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 384 2502 741"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉建物水素濃度</td> <td>触媒式水素検出器</td> <td>0~10vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下1階</td> </tr> <tr> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~20vol%</td> <td>6</td> <td>原子炉建物4階:2個 原子炉建物2階:2個 原子炉建物1階:2個</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>3.10.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針 (1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、<u>原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.10-8に示す設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(53-3)</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	1	原子炉建物地下1階	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	6	原子炉建物4階:2個 原子炉建物2階:2個 原子炉建物1階:2個	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、触媒式と熱伝導式を採用しており、触媒式は測定範囲が異なる。また、島根2号炉と設置個数が異なる</p> <p>【東海第二】 島根2号炉と設置個数が異なる</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																							
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	8	原子炉建屋地上4階:3個 原子炉建屋地上2階:2個																							
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																							
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	1	原子炉建物地下1階																							
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	6	原子炉建物4階:2個 原子炉建物2階:2個 原子炉建物1階:2個																							

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p align="center">表 3.10-8 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p align="center">第3.10-6表 想定する環境条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等時においても電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p align="right">(53-3-3~5)</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等時においても電磁波による影響を考慮した設計とする。	<p align="center">表3.10-8 想定する環境条件及び荷重条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。	風(台風)・積雪	原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波による影響を考慮した設計とする。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。																																														
風(台風)・積雪	原子炉棟内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項第2号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において、中央制御室にて監視が可能な設計であり、現場又は中央制御室における操作は発生しない。</p>	<p>(2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</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) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、表3.10-9に示すように、発電用原子炉の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。 (53-5)</p> <p>表3.10-9 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査性</p> <table border="1" data-bbox="154 919 917 1060"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>規準ガス校正 計器校正</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	規準ガス校正 計器校正	<p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第43条第1項第3号)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、第3.10-7表に示すように、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は、検出器の機能・性能検査として基準ガスによる校正及び模擬入力による計器校正が可能な設計とする。</p> <p>第3.10-7表 原子炉建屋水素濃度の試験検査</p> <table border="1" data-bbox="952 942 1697 1073"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>基準ガス校正 計器校正</td> </tr> </tbody> </table> <p>(53-5-3, 53-5-4)</p>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正	<p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)</p> <p>(i) 要求事項 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、表3.10-9に示すように、発電用原子炉の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。 (53-3, 53-4)</p> <p>表3.10-9 原子炉建物水素濃度の試験及び検査性</p> <table border="1" data-bbox="1736 919 2499 1060"> <thead> <tr> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>基準ガス校正 計器校正</td> </tr> </tbody> </table>	発電用原子炉の状態	項目	内容	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正	
発電用原子炉の状態	項目	内容																			
停止中	機能・性能試験	規準ガス校正 計器校正																			
発電用原子炉の状態	項目	内容																			
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正																			
発電用原子炉の状態	項目	内容																			
停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正																			
<p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 (53-4)</p>	<p>(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項第4号)</p> <p>(i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、本来の用途として使用する設計とする。</p>	<p>(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)</p> <p>(i) 要求事項 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 (53-4)</p>																			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は, 他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 原子炉建屋水素濃度は, 重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項第5号)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は, 他の設備と電気的な分離を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項第6号)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 原子炉建屋水素濃度は, 重大事故等時において, 中央制御室にて監視が可能な設計であり, 現場における操作は発生しない。</p>	<p>(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)</p> <p>(i) 要求事項 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は, 他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 <u>(53-3, 53-4)</u></p> <p>(6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 原子炉建物水素濃度は, 重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</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>3.10.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏えいした場合、静的触媒式水素再結合器による水素濃度低減(可燃限界である4vol%未満)をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、<u>0~20vol%を測定できる設計とする</u>。なお、<u>原子炉建屋水素濃度は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に分散させた適切な位置に配置し、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握する事が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(53-3, 53-6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p>	<p>3.10.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項第1号)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、静的触媒式水素再結合器による水素濃度低減(可燃限界である4vol%未満)をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、<u>原子炉建屋原子炉棟6階において、0~10vol%を計測可能な設計とする</u>。また、<u>原子炉建屋水素濃度は、水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近に位置的分散を考慮して設置するとともに、原子炉格納容器内で発生した水素が漏えいする可能性のある原子炉建屋原子炉棟2階及び地下1階にも設置し、水素の早期検知及び滞留状況把握のため、0~20vol%を計測可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(53-3-3~5) (53-6-7~8)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項第2号)</p> <p>(i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、<u>原子炉建屋水素濃度は、共用しない。</u></p>	<p>3.10.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i) 要求事項 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉棟に漏えいした場合に、静的触媒式水素処理装置による水素濃度低減(可燃限界である4vol%未満)をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから、<u>触媒式では0~10vol%、熱伝導式では0~20vol%を測定できる設計とする</u>。なお、<u>原子炉建物水素濃度は、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物4階(燃料取替階)の壁面及び天井付近、並びに原子炉建物2階の非常用ガス処理系吸込配管近傍に分散させた適切な位置に配置し、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある原子炉建物4階(燃料取替階)以外のエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握する事が可能な設計とする。</u></p> <p style="text-align: right;">(53-6)</p> <p>(2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i) 要求事項 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、触媒式と熱伝導式を採用しており、触媒式は測定範囲が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、原子炉建屋内に設置されており、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災に対して、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素再結合器動作監視装置と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建屋水素濃度の電源については、非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)に対して多様性を有する代替電源設備から給電できる設計とする。 (53-2, 53-3)</p>	<p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項第3号)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</p> <p>原子炉建屋水素濃度は、触媒式及び熱伝導式であり、同一目的の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である熱電対式の静的触媒式水素再結合器動作監視装置とは多様性を有した計測方式とする。また、原子炉建屋原子炉棟6階の天井付近、2階及び地下1階に設置する原子炉建屋水素濃度に対して静的触媒式水素再結合器動作監視装置は原子炉建屋原子炉棟6階両壁面付近に設置することで、位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。 (53-2-2~3, 53-3-2~5)</p>	<p>(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i) 要求事項 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、原子炉棟内に設置されており、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災に対して、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。 (53-2, 53-3, 53-4)</p> <p>原子炉建物水素濃度は、同一目的の水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建物水素濃度の電源については非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)に対して多様性を有する代替電源設備から給電できる設計とする。 (53-2, 53-3, 53-4)</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉では、原子炉建物水素濃度の頑健性について記載している</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>3.10.2.3 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>3.10.2.3.1 設備概要</p> <p><u>水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発を防止ため、水素を排出し原子炉建屋原子炉棟内に水素の滞留を防止することを目的として設置するものである。</u></p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインで構成する。</u></p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素を含む気体を吸引し、放射性物質を低減しつつ原子炉建屋外に排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とする。また、原子炉建屋ガス処理系は、非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電を可能とする。</u></p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系に関する系統概略図を第3.10-4図に、重大事故等対処設備一覧を第3.10-8表に示す。</u></p> <div data-bbox="973 1035 1668 1656" data-label="Diagram"> </div> <p>第3.10-4図 原子炉建屋ガス処理系 系統概略図</p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p>

第3.10-8表 原子炉建屋ガス処理系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		非常用ガス再循環系排風機【常設】 非常用ガス処理系排風機【常設】 非常用ガス再循環系フィルタトレイン【常設】 非常用ガス処理系フィルタトレイン【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	
	流路	非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 非常用ガス再循環系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系排気筒【常設】
	注水先	
	電源設備*1 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】
計装設備	—	

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

3.10.2.3.2 主要設備の仕様

(1) 非常用ガス処理系排風機

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋ガス処理系
- ・中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

台数	2 (うち1は予備)
容量	約 3,570m ³ /h (1台当たり)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
	<p>(2) <u>非常用ガス再循環系排風機</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉建屋ガス処理系</u> ・<u>中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備</u> ・<u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u> <table border="0"> <tr> <td>台数</td> <td>2 (うち1は予備)</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約 17,000m³/h (1 台当たり)</td> </tr> </table> </p> <p>(3) <u>非常用ガス処理系フィルタトレイン</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉建屋ガス処理系</u> ・<u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 (うち1は予備)</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約 3,570m³/h (1 基当たり)</td> </tr> <tr> <td>チャコール層厚さ</td> <td>約 150mm</td> </tr> <tr> <td>よう素除去効率</td> <td>97%以上 (系統効率)</td> </tr> <tr> <td>粒子除去効率</td> <td>99.97%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)</td> </tr> </table> </p> <p>(4) <u>非常用ガス再循環系フィルタトレイン</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・<u>原子炉建屋ガス処理系</u> ・<u>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</u> <table border="0"> <tr> <td>型式</td> <td>電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 (うち1は予備)</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約 17,000m³/h (1 基当たり)</td> </tr> <tr> <td>チャコール層厚さ</td> <td>約 50mm</td> </tr> <tr> <td>よう素除去効率</td> <td>90%以上 (系統効率)</td> </tr> <tr> <td>粒子除去効率</td> <td>99.97%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)</td> </tr> </table> </p>	台数	2 (うち1は予備)	容量	約 17,000m ³ /h (1 台当たり)	型式	電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型	基数	2 (うち1は予備)	容量	約 3,570m ³ /h (1 基当たり)	チャコール層厚さ	約 150mm	よう素除去効率	97%以上 (系統効率)	粒子除去効率	99.97%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)	型式	電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型	基数	2 (うち1は予備)	容量	約 17,000m ³ /h (1 基当たり)	チャコール層厚さ	約 50mm	よう素除去効率	90%以上 (系統効率)	粒子除去効率	99.97%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)		
台数	2 (うち1は予備)																														
容量	約 17,000m ³ /h (1 台当たり)																														
型式	電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型																														
基数	2 (うち1は予備)																														
容量	約 3,570m ³ /h (1 基当たり)																														
チャコール層厚さ	約 150mm																														
よう素除去効率	97%以上 (系統効率)																														
粒子除去効率	99.97%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)																														
型式	電気加熱器, 粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ内蔵型																														
基数	2 (うち1は予備)																														
容量	約 17,000m ³ /h (1 基当たり)																														
チャコール層厚さ	約 50mm																														
よう素除去効率	90%以上 (系統効率)																														
粒子除去効率	99.97%以上 (直径 0.5 μm 以上の粒子)																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p>3.10.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.10.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針</p> <p>(1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項第1号)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p> <p>基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは，原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.10-9表に示す設計とする。</p> <p>非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機操作は，中央制御室で可能な設計とする。</p> <p style="text-align: center;">第3.10-9表 想定する環境条件</p> <table border="1" data-bbox="958 1213 1703 1793"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度，圧力，湿度，放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は，「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)，竜巻，積雪，火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風(台風)，竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的影響</td> <td>機械装置のため，電磁波の影響を受けない。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は，「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。	風(台風)，竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風(台風)，竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的影響	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。		
環境条件	対応																		
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																		
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。																		
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																		
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は，「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																		
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。																		
風(台風)，竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風(台風)，竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。																		
電磁的影響	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。																		

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>(2) <u>操作性 (設置許可基準規則第43条第1項第2号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</u> <u>非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは、重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件 (被ばく影響等) を考慮の上、中央制御室にて操作可能な設計とする。</u> <u>原子炉建屋ガス処理系の運転切替は、原子炉建屋隔離信号による自動作動のほか、中央制御室でのスイッチ操作による手動切替も可能な設計とし、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することが可能な設計とする。</u> <u>操作が必要な対象機器について、第3.10-10表に示す。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第3.10-10表 操作対象機器 (換気設備)</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1293 1700 1444"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>操作内容</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス再循環系排風機</td> <td>起動・停止</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系排風機</td> <td>起動・停止</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) <u>試験検査 (設置許可基準規則第43条第1項第3号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</u></p>	機器名称	操作内容	操作場所	操作方法	非常用ガス再循環系排風機	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作	非常用ガス処理系排風機	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作		
機器名称	操作内容	操作場所	操作方法												
非常用ガス再循環系排風機	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作												
非常用ガス処理系排風機	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考											
	<p>(ii) 適合性</p> <p><u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは，第3.10-11表に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査，機能・性能検査及び分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機は，発電用原子炉の停止中に分解検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは，発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また，非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能なように，点検口を設ける設計とし，性能の確認が可能なように，フィルタを取り出すことが可能な設計とする。</u></p> <p><u>第3.10-11表 原子炉建屋ガス処理系の試験検査</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1297 1694 1535"> <thead> <tr> <th>原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中又は停止中</td> <td>外観検査</td> <td>各機器^{※1}の表面状態を目視により確認</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>排風機の運転状態の確認 フィルタ差圧の確認</td> </tr> <tr> <td>停止中</td> <td>分解検査</td> <td>排風機の分解点検</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1 各機器とは，以下のとおり。</u></p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレイン</u></p>	原子炉の状態	項目	内容	運転中又は停止中	外観検査	各機器 ^{※1} の表面状態を目視により確認	機能・性能検査	排風機の運転状態の確認 フィルタ差圧の確認	停止中	分解検査	排風機の分解点検		
原子炉の状態	項目	内容												
運転中又は停止中	外観検査	各機器 ^{※1} の表面状態を目視により確認												
	機能・性能検査	排風機の運転状態の確認 フィルタ差圧の確認												
停止中	分解検査	排風機の分解点検												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(4) <u>切替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項第4号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。</u> <u>非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは、重大事故等時でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用するため、切替えせずに使用することが可能な設計とする。</u></p> <p>(5) <u>悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項第5号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</u> <u>非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは、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。</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>(6) <u>設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項第6号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</u> <u>非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮の上、中央制御室から操作可能な設計とする。</u> <u>これらの設備の設置場所、操作場所を第3.10-12表に示す。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>第3.10-12表 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1024 1700 1171"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>設置場所</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用ガス再循環系排風機</td> <td>原子炉建屋原子炉棟5階</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系排風機</td> <td>原子炉建屋原子炉棟5階</td> <td>中央制御室</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.10.2.3.3.2 <u>設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</u></p> <p>(1) <u>容量 (設置許可基準規則第43条第2項第1号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u> <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u> <u>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</u> <u>非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは、設計基準事故対処設備としての容量が重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟の水素を屋外に排出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</u></p>	機器名称	設置場所	操作場所	非常用ガス再循環系排風機	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室	非常用ガス処理系排風機	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室		
機器名称	設置場所	操作場所										
非常用ガス再循環系排風機	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室										
非常用ガス処理系排風機	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) <u>共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項第2号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</u></p> <p><u>敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、原子炉建屋ガス処理系は、共用しない。</u></p> <p>(3) <u>設計基準対象設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項第3号)</u></p> <p>(i) <u>要求事項</u></p> <p><u>常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(ii) <u>適合性</u></p> <p><u>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系フィルタトレインは、地震、津波及びその他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に設置する。</u></p> <p><u>非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機は、共通要因によって同時に機能を損なわないように、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 10. 3 その他設備</p> <p>3. 10. 3. 1 格納容器頂部注水系</p> <p>3. 10. 3. 1. 1 設備概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、<u>原子炉建屋の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系</u>を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。</p> <p>格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材</u>を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。<u>格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ</u>、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源（<u>淡水貯水池及び防火水槽</u>）の水又は海水を原子炉ウェルに注水し<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することで、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。</u></p>	<p>3. 10. 3 その他設備</p> <p>3. 10. 3. 1 格納容器頂部注水系</p> <p>3. 10. 3. 1. 1 設備概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することで、<u>原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系</u>を設ける。なお、<u>格納容器頂部注水系は、事業者の自主的な取り組みで設置するものである。</u></p> <p>格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに注水し、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材</u>を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統であり、<u>常設及び可搬型がある。</u></p> <p><u>格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ</u>で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。</u></p> <p><u>格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプ</u>で構成し、<u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。</u></p>	<p>3. 10. 3 その他設備</p> <p>3. 10. 3. 1 原子炉ウェル代替注水系</p> <p>3. 10. 3. 1. 1 設備概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ドライウェル主フランジ</u>を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、<u>原子炉建物の水素爆発を防止するため、原子炉ウェル代替注水系</u>を設ける。なお、<u>本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。</u></p> <p>原子炉ウェル代替注水系は、原子炉ウェルに水を注水し、<u>ドライウェル主フランジシール材</u>を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。<u>原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等で構成しており、重大事故等時において、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水又は海水</u>を原子炉ウェルに注水し<u>ドライウェル主フランジ</u>を冷却することで、<u>ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は海水も注水可能な運用とする</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>したがって、事故時に速やかに<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材</u>を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約70m³以上とする。これを注水開始から約2時間で達成できることを設計方針としており、<u>格納容器頂部注水系の系統流量は50m³/h以上とする</u>。これを達成するために、<u>格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>を採用する。また、<u>可搬型代替注水ポンプ</u>を接続する接続口は、<u>位置的に分散して複数箇所に設置する</u>。</p> <p>3.10.3.1.2 他設備への悪影響について</p> <p>格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。この際、悪影響として懸念されるのは、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、<u>原子炉格納容器頂部を急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響</u> 原子炉格納容器頂部を冷却することにより、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素再結合器が設置されている原子炉建屋オペレーティングフロアに、原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる、<u>原子炉建屋水素爆発防止機能への影響</u></u> 	<p>3.10.3.1.2 他設備への悪影響について</p> <p>格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。この際、悪影響として懸念されるのは、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <u>直接的影響</u>：原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水するため、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響</u> <u>間接的影響</u>：原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却することで、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制するため、原子炉建屋原子炉棟6階への漏えいが減少する一方で、原子炉建屋原子炉棟下層階(2階及び地下1階)への漏えい量が増加することによる原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能への影響</u> 	<p><u>したがって、事故時に速やかにドライウェル主フランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約30m³以上とする。これを注水開始から約2時間で達成できることを設計方針としており、原子炉ウェル代替注水系の系統流量は15m³/h以上とする。これを達成するために、原子炉ウェル代替注水系のポンプは大量送水車を採用する。また、大量送水車を接続する接続口は、<u>位置的に分散して複数箇所に設置する。</u></u></p> <p>3.10.3.1.2 他設備への悪影響について</p> <p>原子炉ウェル代替注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。この際、悪影響として懸念されるのは、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから、<u>ドライウェル主フランジを急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響</u> <u>ドライウェル主フランジを冷却することにより、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素処理装置が設置されている原子炉建物4階(燃料取替階)に、原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建物水素爆発防止機能への影響</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉では、必要注水量及び系統流量を記載している 設備の相違 【柏崎6/7】 原子炉ウェル空間容積の相違により、ドライウェル主フランジ冠水までに必要な注水量が異なる 設備の相違 【柏崎6/7】 ドライウェル主フランジ冠水までに必要な注水量の相違により、系統流量が異なる

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
<p>・<u>原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋に水蒸気が発生することによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響</u></p> <p>・原子炉ウェルに注水し<u>原子炉格納容器頂部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響</u></p> <p>・<u>格納容器頂部注水系の使用による発電所内の運用リソースへの影響</u></p> <p>このうち、<u>原子炉格納容器頂部急冷による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。</u></p> <p>また、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建屋下層階（地上2階、地下1階、地下2階）のみとして原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</u></p> <p>原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる<u>原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、原子炉建屋オペレーティングフロアに水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</u></p>	<p>原子炉ウェルに<u>注水した水が蒸発し、原子炉建屋原子炉棟6階に水蒸気が滞留することで、静的触媒式水素再結合器を設置する原子炉建屋原子炉棟6階への下層階から漏えいした水素の流入が阻害されることによる原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能への影響</u></p> <p>原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却することで、<u>原子炉格納容器が除熱されることによる格納容器負圧破損の影響</u></p> <p>このうち、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジ部による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っているため、ボルトが破損することはない。</u> <u>このため、原子炉格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えない。</u></p> <p>また、<u>原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水素の漏えい箇所を原子炉建屋原子炉棟下層階（2階及び地下1階）のみとして原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、下層階で水素が滞留しないこと及び可燃限界に至ることがないことを確認した。このため、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</u></p> <p>原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる<u>原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、原子炉建屋ガス処理系による混合効果が大きいいため、原子炉建屋原子炉棟6階に水蒸気が滞留することはない。</u><u>このため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</u></p>	<p>・<u>ドライウェル主フランジを冷却することにより、原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することから、原子炉棟に水蒸気が発生することによる、原子炉建物水素爆発防止機能への影響</u></p> <p>・<u>原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響</u></p> <p>・<u>原子炉ウェル代替注水系の使用による発電所内の運用リソースへの影響</u></p> <p>このうち、<u>ドライウェル主フランジ急冷による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、ドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。</u></p> <p>また、<u>ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる、原子炉建物水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建物下層階（地上2階、1階、地下1階、地下2階）のみとして原子炉棟内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建物水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</u></p> <p>原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる<u>原子炉建物水素爆発防止機能への影響については、原子炉建物4階（燃料取替階）に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉棟内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建物水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉では1階（機器搬入口、所員用エアロック、制御棒駆動機構搬出ハッチ）からの漏えいが想定されている</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水し<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p> <p>運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。また、淡水、電源又は燃料を必要とするが、淡水の使用量は水源である<u>淡水貯水池</u>が保有する水量に比べて十分小さく、悪影響はない。また、電源又は燃料については、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合のみ使用する。</p> <p style="text-align: right;">(別添資料 3 81～82, 138～141)</p>	<p><u>原子炉格納容器トップヘッドフランジ部の急冷による原子炉格納容器負圧破損への影響</u>については、原子炉ウェルに注水し<u>原子炉格納容器頂部</u>を冷却することによる原子炉格納容器の除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響を与えない。</p> <p>なお、<u>運用リソースに関する影響</u>については、必要な人員を想定した手順を準備している。また、淡水及び電源を必要とするが、淡水の使用量は、水源である<u>代替淡水貯槽</u>が保有する水量に比べて十分に小さく、悪影響はない。電源については、他の設備の仕様に悪影響を生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</p> <p style="text-align: right;">(53-7)</p>	<p>原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水し<u>ドライウェル主フランジ</u>を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p> <p>運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、<u>手順に基づいた対応</u>を行うため、悪影響はない。また、淡水、電源又は燃料を必要とするが、淡水の使用量は水源である<u>輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2)</u>が保有する水量に比べて十分小さく、悪影響はない。また、電源又は燃料については、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合のみ使用する。</p> <p style="text-align: right;">(別添資料-3)</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、低圧炉心スプレィポンプを有する		
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、格納容器スプレィ、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、格納容器スプレィ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、ベデ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ィ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、ベデスタル水温度（SA）を設置している。		
⑫	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、RPV破損前に原子炉格納容器ベデ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>【設置許可基準規則】 (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>3. 15 計装設備【58条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>3. 15 計装設備【58条】</p> <p>【設置許可基準規則】 (計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	
<p>3. 15 計装設備</p> <p>3. 15. 1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故</p>	<p>3. 15 計装設備</p> <p>3. 15. 1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故</p>	<p>3. 15 計装設備</p> <p>3. 15. 1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>表 3.15-10 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）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>表 3.15-10 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）とする。</p> <p>主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（<u>図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</u> 参照）。</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、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する（<u>図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</u> 参照）。</p> <p>(1)把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a）） 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を<u>表 3.15-11</u>に示す。</p> <p>(2)推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b）） a. 監視機能喪失時に使用する設備 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原</p>	<p>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>第 3.15-15 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）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>第 3.15-15 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）とする。</p> <p>主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）又は常用代替監視パラメータ（自主対策設備）とする（<u>第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</u>参照）。</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、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する（<u>第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</u> 参照）。</p> <p>(1)把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a）） 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を<u>第 3.15-16 表</u>に示す。</p> <p>(2)推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b）） a. 監視機能喪失時に使用する設備 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原</p>	<p>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>第 3.15-10 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）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>第 3.15-10 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）とする。</p> <p>主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（<u>第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</u>参照）。</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、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて、適合性を整理する（<u>第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</u>参照）。</p> <p>(1)把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a）） 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を<u>第 3.15-11 表</u>に示す。</p> <p>(2)推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b）） a. 監視機能喪失時に使用する設備 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原</p>	<p>(記載表現の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、「<u>表 3.15-10 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<u>表 3.15-12</u>に示す。</p> <p>b. 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（<u>第一ガスタービン発電機</u>）、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>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・<u>所内蓄電式直流電源設備</u>（3.14 電源設備【57条】） <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源設備（3.14 電源設備【57条】） 	<p>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、「<u>第 3.15-15 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<u>第 3.15-17 表</u>に示す。</p> <p>b. 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>、常設代替直流電源設備又は<u>可搬型代替直流電源設備</u>を使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・<u>所内常設直流電源設備</u>（3.14 電源設備【57条】） ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・<u>可搬型代替直流電源設備</u>（3.14 電源設備【57条】） ・代替所内電気設備（3.14 電源設備【57条】） <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料給油設備</u>（3.14 電源設備【57条】） 	<p>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、「<u>第 3.15 - 10 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<u>第 3.15-12 表</u>に示す。</p> <p>b. 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（<u>ガスタービン発電機</u>）、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>、常設代替直流電源設備又は<u>可搬型直流電源設備</u>を使用する。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>（3.14 電源設備【57条】） ・<u>常設代替直流電源設備</u>（3.14 電源設備【57条】） ・可搬型直流電源設備（3.14 電源設備【57条】） ・<u>代替所内電気設備</u>（3.14 電源設備【57条】） 	<p>備考</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>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>常設代替交流電源設備（<u>第一ガスタービン発電機</u>），可搬型代替交流電源設備，<u>所内蓄電式直流電源設備</u>及び可搬型直流電源設備については、「3.14 電源設備【57条】」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ための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、<u>乾電池等を電源とした可搬型計測器を整備する。</u></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>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(3)パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））</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ができる設計とする。</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。</p> <p>また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）<u>（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置）</u>（図 	<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>，<u>常設代替直流電源設備</u>，<u>可搬型代替直流電源設備</u>，<u>代替所内電気設備及び燃料給油設備</u>については、「3.14 電源設備【57条】」に示す。</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、<u>乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）</u>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>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器<u>（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）</u> ・可搬型計測器<u>（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）</u> <p>(3)パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））</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を計測又は監視及び記録ができる設計とする。</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。</p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）<u>（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装</u> 	<p>常設代替交流電源設備（<u>ガスタービン発電機</u>），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>，<u>可搬型直流電源設備</u>及び<u>代替所内電気設備</u>については、「3.14 電源設備【57条】」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ための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、<u>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。</u></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>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(3)パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））</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ができる設計とする。</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。</p> <p><u>また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</u></p> <p>具体的な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）<u>（SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装</u> 	<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> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の2種類を使用（①の相違） ・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、パラメータの記録は必要な容

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.15-6)</p> <p>3.15.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.15.2.1 計装設備</p> <p>3.15.2.1.1 設備概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>図3.15-4,5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装設備の概要図を示す。</p> <p>なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第58条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備とあわせて設置許可基準規則第43条への適合状況を整理する。</p>	<p>置) (第3.15-8図)</p> <p>3.15.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.15.2.1 計装設備</p> <p>3.15.2.1.1 設備概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p><u>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（主要パラメータ）及び当該パラメータを推定するために必要なパラメータ（代替パラメータ）のうち、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、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できる計測範囲を有し、また、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。</u></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を計測する設備の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が喪失した場合において、代替電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、計測又は監視及び記録ができる設計とする。</u></p> <p>計装設備に関する重大事故等対処設備一覧を第3.15-1表に、計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第3.15-3図から第3.15-8図に示す。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を補助的に監視する補助パラメータうち、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パラメータについては、重大事故等対処設</p>	<p>置) (第3.15-5図)</p> <p>3.15.2 重大事故等対処設備</p> <p>3.15.2.1 計装設備</p> <p>3.15.2.1.1 設備概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>第3.15-3,4図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装設備の概要図を示す。</p> <p>なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第58条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備とあわせて設置許可基準規則第43条への適合状況を整理する。</p> <p>また、発電用原子炉施設の状態を補助的に監視する補助パラメータうち、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パラメータについては、重大事故等対処設</p>	<p>量を保存できる設計としている</p> <p>(3.15.1 設置許可基準規則第58条への適合方針に記載)</p> <p>【東海第二】 記載方針の相違)</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>表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td> 原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高压代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 高压炉心注水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (RIIR A系代替注水流量)【常設】 復水補給水系流量 (RIIR B系代替注水流量)【常設】 残留熱除去系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】 </td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高压代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 高压炉心注水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (RIIR A系代替注水流量)【常設】 復水補給水系流量 (RIIR B系代替注水流量)【常設】 残留熱除去系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】	<p>備とする。</p> <p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td> 原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA広帯域)【常設】 原子炉水位 (SA燃料域)【常設】 高压代替注水系系統流量【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高压炉心スプレィ系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 低压炉心スプレィ系系統流量【常設】 低压代替注水系格納容器スプレィ流量 (常設ライン用)【常設】 低压代替注水系格納容器スプレィ流量 (可搬ライン用)【常設】 低压代替注水系格納容器下部注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレィ流量【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器下部水温【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】 </td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA広帯域)【常設】 原子炉水位 (SA燃料域)【常設】 高压代替注水系系統流量【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高压炉心スプレィ系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 低压炉心スプレィ系系統流量【常設】 低压代替注水系格納容器スプレィ流量 (常設ライン用)【常設】 低压代替注水系格納容器スプレィ流量 (可搬ライン用)【常設】 低压代替注水系格納容器下部注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレィ流量【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器下部水温【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】	<p>備とする。</p> <p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td> 原子炉圧力容器温度 (SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高压原子炉代替注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 高压炉心スプレィポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 低压炉心スプレィポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 代替注水流量 (常設)【常設】 低压原子炉代替注水流量【常設】 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)【常設】 格納容器代替スプレィ流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)【常設】 残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量【常設】 ドライウエル温度 (SA)【常設】 ペDESTAL温度 (SA)【常設】 ペDESTAL水温度 (SA)【常設】 サプレッション・チェンバ温度 (SA)【常設】 サプレッション・プール水温度 (SA)【常設】 ドライウエル圧力 (SA)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力 (SA)【常設】 サプレッション・プール水位 (SA)【常設】 ドライウエル水位【常設】 ペDESTAL水位【常設】 格納容器水素濃度【常設】 格納容器水素濃度 (SA)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)【常設】 中性子源領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】 </td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉圧力容器温度 (SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高压原子炉代替注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 高压炉心スプレィポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 低压炉心スプレィポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 代替注水流量 (常設)【常設】 低压原子炉代替注水流量【常設】 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)【常設】 格納容器代替スプレィ流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)【常設】 残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量【常設】 ドライウエル温度 (SA)【常設】 ペDESTAL温度 (SA)【常設】 ペDESTAL水温度 (SA)【常設】 サプレッション・チェンバ温度 (SA)【常設】 サプレッション・プール水温度 (SA)【常設】 ドライウエル圧力 (SA)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力 (SA)【常設】 サプレッション・プール水位 (SA)【常設】 ドライウエル水位【常設】 ペDESTAL水位【常設】 格納容器水素濃度【常設】 格納容器水素濃度 (SA)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)【常設】 中性子源領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】	<p>・設備、運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①～④の相違 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
設備区分	設備名														
主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高压代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 高压炉心注水系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (RIIR A系代替注水流量)【常設】 復水補給水系流量 (RIIR B系代替注水流量)【常設】 残留熱除去系系統流量 (設計基準拡張)【常設】 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力 (D/W)【常設】 格納容器内圧力 (S/C)【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度 (代替循環冷却)【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】														
設備区分	設備名														
主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA広帯域)【常設】 原子炉水位 (SA燃料域)【常設】 高压代替注水系系統流量【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)【常設】 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高压炉心スプレィ系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 低压炉心スプレィ系系統流量【常設】 低压代替注水系格納容器スプレィ流量 (常設ライン用)【常設】 低压代替注水系格納容器スプレィ流量 (可搬ライン用)【常設】 低压代替注水系格納容器下部注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレィ流量【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器下部水温【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度 (SA)【常設】														
設備区分	設備名														
主要設備	原子炉圧力容器温度 (SA)【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA)【常設】 高压原子炉代替注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 高压炉心スプレィポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 低压炉心スプレィポンプ出口流量 (設計基準拡張)【常設】 代替注水流量 (常設)【常設】 低压原子炉代替注水流量【常設】 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)【常設】 格納容器代替スプレィ流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量【常設】 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)【常設】 残留熱代替除去系原子炉注水流量【常設】 残留熱代替除去系格納容器スプレィ流量【常設】 ドライウエル温度 (SA)【常設】 ペDESTAL温度 (SA)【常設】 ペDESTAL水温度 (SA)【常設】 サプレッション・チェンバ温度 (SA)【常設】 サプレッション・プール水温度 (SA)【常設】 ドライウエル圧力 (SA)【常設】 サプレッション・チェンバ圧力 (SA)【常設】 サプレッション・プール水位 (SA)【常設】 ドライウエル水位【常設】 ペDESTAL水位【常設】 格納容器水素濃度【常設】 格納容器水素濃度 (SA)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)【常設】 中性子源領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 スクラバ容器水位【常設】 スクラバ容器圧力【常設】														

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
<p>表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>原子炉補機冷却水系統流量 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)【常設】 復水貯蔵槽水位 (SA)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む) 安全パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備*1</td> <td>常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kl)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	原子炉補機冷却水系統流量 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)【常設】 復水貯蔵槽水位 (SA)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む) 安全パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬】	附属設備	—	水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—	流路	—	注水先	—	電源設備*1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kl)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】	<p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)【常設】 起動領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系統流量【常設】 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 西側淡水貯水設備水位【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA)【常設】 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)【常設】 使用済燃料プール温度 (SA)【常設】 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)【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む)</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)【常設】 起動領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系統流量【常設】 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 西側淡水貯水設備水位【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA)【常設】 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)【常設】 使用済燃料プール温度 (SA)【常設】 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)【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む)	<p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>スクラバ容器温度【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 低圧原子炉代替注水槽水位【常設】 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【常設】 原子炉建物水素濃度【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】 格納容器酸素濃度【常設】 格納容器酸素濃度 (SA)【常設】 燃料プール水位・温度 (SA)【常設】 燃料プール水位 (SA)【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)【常設】 燃料プール監視カメラ (SA)【常設】 (燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む) 安全パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬型】</td> </tr> <tr> <td>附属設備</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源設備*1</td> <td>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	スクラバ容器温度【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 低圧原子炉代替注水槽水位【常設】 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【常設】 原子炉建物水素濃度【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】 格納容器酸素濃度【常設】 格納容器酸素濃度 (SA)【常設】 燃料プール水位・温度 (SA)【常設】 燃料プール水位 (SA)【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)【常設】 燃料プール監視カメラ (SA)【常設】 (燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む) 安全パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬型】	附属設備	—	水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—	流路	—	注水先	—	電源設備*1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】	<p>・設備, 運用の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 ①~④の相違 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
設備区分	設備名																																		
主要設備	原子炉補機冷却水系統流量 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (設計基準拡張)【常設】 復水貯蔵槽水位 (SA)【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む) 安全パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬】																																		
附属設備	—																																		
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—																																		
流路	—																																		
注水先	—																																		
電源設備*1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (16kl)【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】																																		
設備区分	設備名																																		
主要設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)【常設】 起動領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系統流量【常設】 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 西側淡水貯水設備水位【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度 (SA)【常設】 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)【常設】 使用済燃料プール温度 (SA)【常設】 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)【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む)																																		
設備区分	設備名																																		
主要設備	スクラバ容器温度【常設】 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】 第1ベントフィルタ出口水素濃度【可搬型】 残留熱除去系熱交換器入口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱除去ポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 低圧原子炉代替注水槽水位【常設】 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力【常設】 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (設計基準拡張)【常設】 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力【常設】 原子炉建物水素濃度【常設】 静的触媒式水素処理装置入口温度【常設】 静的触媒式水素処理装置出口温度【常設】 格納容器酸素濃度【常設】 格納容器酸素濃度 (SA)【常設】 燃料プール水位・温度 (SA)【常設】 燃料プール水位 (SA)【常設】 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)【常設】 燃料プール監視カメラ (SA)【常設】 (燃料プール監視カメラ用冷却設備【常設】を含む) 安全パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*2 可搬型計測器【可搬型】																																		
附属設備	—																																		
水源 (水源に関する流路, 電源設備を含む)	—																																		
流路	—																																		
注水先	—																																		
電源設備*1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備*1</td> <td>可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 所内蓄電式直流電源設備 直流125V蓄電池A【常設】 直流125V蓄電池A-2【常設】 AM用直流125V蓄電池【常設】 直流125V充電器A【常設】 直流125V充電器A-2【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】 非常用直流電源設備 直流125V蓄電池A (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池A-2 (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池B (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池C (設計基準拡張)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	電源設備*1	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 所内蓄電式直流電源設備 直流125V蓄電池A【常設】 直流125V蓄電池A-2【常設】 AM用直流125V蓄電池【常設】 直流125V充電器A【常設】 直流125V充電器A-2【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】 非常用直流電源設備 直流125V蓄電池A (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池A-2 (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池B (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池C (設計基準拡張)【常設】	<p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要設備</td> <td>安全系パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*1 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)【可搬】 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)【可搬】</td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td> <table border="1"> <thead> <tr> <th>付属設備</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>電源設備*2 (燃料給油設備含む)</p> <p>非常用交流電源設備 2C非常用ディーゼル発電機【常設】 2D非常用ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】</p> <p>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】</p> <p>所内常設直流電源設備 125V系蓄電池A系【常設】 125V系蓄電池B系【常設】</p> <p>非常用直流電源設備 中性子モニタ用蓄電池A系【常設】 中性子モニタ用蓄電池B系【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】</p> <p>代替所内電気設備 緊急用M/C【常設】 緊急用P/C【常設】</p> </td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	主要設備	安全系パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*1 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)【可搬】 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)【可搬】	関連設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th>付属設備</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>電源設備*2 (燃料給油設備含む)</p> <p>非常用交流電源設備 2C非常用ディーゼル発電機【常設】 2D非常用ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】</p> <p>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】</p> <p>所内常設直流電源設備 125V系蓄電池A系【常設】 125V系蓄電池B系【常設】</p> <p>非常用直流電源設備 中性子モニタ用蓄電池A系【常設】 中性子モニタ用蓄電池B系【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】</p> <p>代替所内電気設備 緊急用M/C【常設】 緊急用P/C【常設】</p>	付属設備		水源	—	流路	—	注水先	—	<p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備*1</td> <td>ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 充電器電源切替盤【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池 (SA)【常設】 230V系蓄電池 (RCIC)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器 (SA)【常設】 230V系充電器 (RCIC)【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 B1-115V系充電器 (SA)【常設】 SA用115V系充電器【常設】 230V系充電器 (常用)【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】</td> </tr> </tbody> </table>	設備区分	設備名	電源設備*1	ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 充電器電源切替盤【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池 (SA)【常設】 230V系蓄電池 (RCIC)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器 (SA)【常設】 230V系充電器 (RCIC)【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 B1-115V系充電器 (SA)【常設】 SA用115V系充電器【常設】 230V系充電器 (常用)【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】	<p>・設備、運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①~④の相違 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
設備区分	設備名																								
電源設備*1	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】 所内蓄電式直流電源設備 直流125V蓄電池A【常設】 直流125V蓄電池A-2【常設】 AM用直流125V蓄電池【常設】 直流125V充電器A【常設】 直流125V充電器A-2【常設】 AM用直流125V充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】 非常用直流電源設備 直流125V蓄電池A (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池A-2 (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池B (設計基準拡張)【常設】 直流125V蓄電池C (設計基準拡張)【常設】																								
設備区分	設備名																								
主要設備	安全系パラメータ表示システム (SPDS)【常設】*1 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)【可搬】 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)【可搬】																								
関連設備	<table border="1"> <thead> <tr> <th>付属設備</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>流路</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注水先</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>電源設備*2 (燃料給油設備含む)</p> <p>非常用交流電源設備 2C非常用ディーゼル発電機【常設】 2D非常用ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】</p> <p>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】</p> <p>所内常設直流電源設備 125V系蓄電池A系【常設】 125V系蓄電池B系【常設】</p> <p>非常用直流電源設備 中性子モニタ用蓄電池A系【常設】 中性子モニタ用蓄電池B系【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】</p> <p>代替所内電気設備 緊急用M/C【常設】 緊急用P/C【常設】</p>	付属設備		水源	—	流路	—	注水先	—																
付属設備																									
水源	—																								
流路	—																								
注水先	—																								
設備区分	設備名																								
電源設備*1	ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 ガスタービン発電機用サービスタンク【常設】 ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 代替所内電気設備 緊急用メタクラ【常設】 メタクラ切替盤【常設】 高圧発電機車接続プラグ収納箱【常設】 SAロードセンタ【常設】 SA1コントロールセンタ【常設】 SA2コントロールセンタ【常設】 充電器電源切替盤【常設】 SA電源切替盤【常設】 重大事故操作盤【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 B-115V系蓄電池【常設】 B1-115V系蓄電池 (SA)【常設】 230V系蓄電池 (RCIC)【常設】 B-115V系充電器【常設】 B1-115V系充電器 (SA)【常設】 230V系充電器 (RCIC)【常設】 常設代替直流電源設備 SA用115V系蓄電池【常設】 SA用115V系充電器【常設】 可搬型直流電源設備 高圧発電機車【可搬型】 B1-115V系充電器 (SA)【常設】 SA用115V系充電器【常設】 230V系充電器 (常用)【常設】 ガスタービン発電機用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬型】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (設計基準拡張)【常設】																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p>表 3.15-1 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="154 283 911 556"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備*1</td> <td> 直流 125V 蓄電池 D (設計基準拡張) 【常設】 上記所内蓄電池式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>*2: 安全パラメータ表示システム (SPDS) については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備 (設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	電源設備*1	直流 125V 蓄電池 D (設計基準拡張) 【常設】 上記所内蓄電池式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備	<p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="940 310 1709 850"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>関連設備</td> <td>電源設備*2 (燃料給油設備含む)</td> </tr> <tr> <td></td> <td> 緊急用 MCC 【常設】 緊急用電源切替盤 【常設】 緊急用直流 125V 主母線盤 【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク 【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型設備用軽油タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬】 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用発電機 【常設】 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 【常設】 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 【常設】 </td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 安全パラメータ表示システム (SPDS) については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備 (設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>*2 単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。電気設備については、「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	関連設備	電源設備*2 (燃料給油設備含む)		緊急用 MCC 【常設】 緊急用電源切替盤 【常設】 緊急用直流 125V 主母線盤 【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク 【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型設備用軽油タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬】 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用発電機 【常設】 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 【常設】 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 【常設】	<p>第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="1736 283 2504 766"> <thead> <tr> <th>設備区分</th> <th>設備名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源設備*1</td> <td> 非常用直流電源設備 A-115V 系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B-115V 系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B1-115V 系蓄電池 (SA) (設計基準拡張) 【常設】 230V 系蓄電池 (RCIC) (設計基準拡張) 【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 A-原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B-原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 上記所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備 </td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。 電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p> <p>*2: 安全パラメータ表示システム (SPDS) については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備 (設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章)」で示す。</p>	設備区分	設備名	電源設備*1	非常用直流電源設備 A-115V 系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B-115V 系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B1-115V 系蓄電池 (SA) (設計基準拡張) 【常設】 230V 系蓄電池 (RCIC) (設計基準拡張) 【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 A-原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B-原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 上記所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備	<p>・設備, 運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①~④の相違 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
設備区分	設備名																
電源設備*1	直流 125V 蓄電池 D (設計基準拡張) 【常設】 上記所内蓄電池式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備																
設備区分	設備名																
関連設備	電源設備*2 (燃料給油設備含む)																
	緊急用 MCC 【常設】 緊急用電源切替盤 【常設】 緊急用直流 125V 主母線盤 【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク 【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 【常設】 可搬型設備用軽油タンク 【常設】 タンクローリ 【可搬】 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用発電機 【常設】 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 【常設】 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 【常設】																
設備区分	設備名																
電源設備*1	非常用直流電源設備 A-115V 系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B-115V 系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B1-115V 系蓄電池 (SA) (設計基準拡張) 【常設】 230V 系蓄電池 (RCIC) (設計基準拡張) 【常設】 高圧炉心スプレイ系蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 A-原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 B-原子炉中性子計装用蓄電池 (設計基準拡張) 【常設】 上記所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備																

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																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
3.15.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を表3.15-2に示す。	3.15.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を第3.15-2表に示す。	3.15.2.1.2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を第3.15-2表に示す。																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
表3.15-2 主要設備の仕様 (1/3)	第3.15-2表 主要設備の仕様 (1/4)	第3.15-2表 計装設備の主要機器仕様 (1/4)																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~350℃</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>弾性圧力検出器*1</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>3</td> <td>原子炉建屋地下1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>弾性圧力検出器*1</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-3200~3500mm*11</td> <td>3</td> <td>原子炉建屋地下1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-4000~1300mm*12</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地下3階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉水位 (SA)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器*2</td> <td>-3200~3500mm*11</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下1階</td> </tr> <tr> <td>-8000~3500mm*11</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~300m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下2階</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~300m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下3階</td> </tr> <tr> <td>高压炉心注水系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~1000m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地下3階</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~200m³/h (6号炉) 0~150m³/h (7号炉)</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下1階</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~350m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~1500m³/h</td> <td>3</td> <td>原子炉建屋地下3階</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~150m³/h (6号炉) 0~100m³/h (7号炉)</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地下2階</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル雰囲気温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~300℃</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ氣體温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~300℃</td> <td>1</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> <td>測温抵抗体</td> <td>0~200℃</td> <td>3</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力 (D/W)</td> <td>弾性圧力検出器*4</td> <td>0~1000kPa [abs]</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力 (S/C)</td> <td>弾性圧力検出器*4</td> <td>0~980.7kPa [abs]</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上1階</td> </tr> </tbody> </table>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉圧力容器温度	熱電対	0~350℃	2	原子炉格納容器内	原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0~10MPa [gage]	3	原子炉建屋地下1階	原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器*1	0~11MPa [gage]	1	原子炉建屋地下1階	原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*2	-3200~3500mm*11	3	原子炉建屋地下1階	原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*2	-4000~1300mm*12	2	原子炉建屋地下3階	原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器*2	-3200~3500mm*11	1	原子炉建屋地下1階	-8000~3500mm*11	1	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	高压代替注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階	原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階	高压炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~1000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流)	差圧式流量検出器*3	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流)	差圧式流量検出器*3	0~350m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	3	原子炉建屋地下3階	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流)	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下2階	ドライウエル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	サブプレッション・チェンバ氣體温度	熱電対	0~300℃	1	原子炉格納容器内	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	格納容器内圧力 (D/W)	弾性圧力検出器*4	0~1000kPa [abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)	格納容器内圧力 (S/C)	弾性圧力検出器*4	0~980.7kPa [abs]	1	原子炉建屋地上1階	<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~500℃</td> <td>4</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>弾性圧力検出器*1</td> <td>0~10.5MPa [gage]</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>弾性圧力検出器*1</td> <td>0~10.5MPa [gage]</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-3,800mm~1,500mm*1,2</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-3,800mm~1,300mm*1,3</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟2階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-3,800mm~1,500mm*1,2</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-3,800mm~1,300mm*1,3</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟2階</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~50L/s</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系原子炉注水流 (常設ライン用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~500m³/h*1,4</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~80m³/h*1,4</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~300m³/h*1,5</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟2階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~80m³/h*1,5</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟2階</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系原子炉注水流</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~150m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~50L/s</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイ系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~500L/s</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~600L/s</td> <td>3</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイ系系統流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~600L/s</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~500m³/h*1,4</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下1階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~500m³/h*1,5</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系格納容器下部注水流</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~200m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟3階</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~300m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下2階</td> </tr> </tbody> </table>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内	原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器*1	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,500mm*1,2	2	原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,300mm*1,3	2	原子炉建屋原子炉棟2階	原子炉水位 (SA広帯域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,500mm*1,2	1	原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉水位 (SA燃料域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,300mm*1,3	1	原子炉建屋原子炉棟2階	高压代替注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	低压代替注水系原子炉注水流 (常設ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~500m ³ /h*1,4	1	原子炉建屋原子炉棟3階	低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~80m ³ /h*1,4	1	原子炉建屋原子炉棟3階	低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h*1,5	1	原子炉建屋原子炉棟2階	低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~80m ³ /h*1,5	1	原子炉建屋原子炉棟2階	代替循環冷却系原子炉注水流	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	高压炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階	低压炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~500m ³ /h*1,4	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~500m ³ /h*1,5	1	原子炉建屋原子炉棟3階	低压代替注水系格納容器下部注水流	差圧式流量検出器*3	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟3階	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階	<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度 (SA)</td> <td>熱電対</td> <td>0~500℃</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器内</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>弾性圧力検出器*1</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>2</td> <td>原子炉建物1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>弾性圧力検出器*1</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-400~150cm*10</td> <td>2</td> <td>原子炉建物1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-800~-300cm*10</td> <td>2</td> <td>原子炉建物地下1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> <td>差圧式水位検出器*2</td> <td>-900~150cm*10</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下1階</td> </tr> <tr> <td>高压原子炉代替注水流</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~150m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下2階</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~150m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下2階</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイポンプ出口流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~1500m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下1階</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去ポンプ出口流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~1500m³/h</td> <td>3</td> <td>原子炉建物地下2階</td> </tr> <tr> <td>低压炉心スプレイポンプ出口流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~1500m³/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下2階</td> </tr> <tr> <td>代替注水流 (常設)</td> <td>超音波式流量検出器*19</td> <td>0~300m³/h</td> <td>1</td> <td>低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内</td> </tr> <tr> <td>低压原子炉代替注水流</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~200m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建物1階</td> </tr> <tr> <td>低压原子炉代替注水流 (狭帯域用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~50m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建物1階</td> </tr> <tr> <td>格納容器代替スプレイ流量</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~150m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建物地下2階 原子炉建物1階</td> </tr> <tr> <td>ベダスタル代替注水流</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~150m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建物地下2階 原子炉建物1階</td> </tr> <tr> <td>ベダスタル代替注水流 (狭帯域用)</td> <td>差圧式流量検出器*3</td> <td>0~50m³/h</td> <td>2</td> <td>原子炉建物地下2階 原子炉建物1階</td> </tr> </tbody> </table>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉圧力容器温度 (SA)	熱電対	0~500℃	2	原子炉格納容器内	原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0~10MPa [gage]	2	原子炉建物1階	原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器*1	0~11MPa [gage]	1	原子炉建物地下1階	原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*2	-400~150cm*10	2	原子炉建物1階	原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*2	-800~-300cm*10	2	原子炉建物地下1階	原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器*2	-900~150cm*10	1	原子炉建物地下1階	高压原子炉代替注水流	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	1	原子炉建物地下2階	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	1	原子炉建物地下2階	高压炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物地下1階	残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	3	原子炉建物地下2階	低压炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物地下2階	代替注水流 (常設)	超音波式流量検出器*19	0~300m ³ /h	1	低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内	低压原子炉代替注水流	差圧式流量検出器*3	0~200m ³ /h	2	原子炉建物1階	低压原子炉代替注水流 (狭帯域用)	差圧式流量検出器*3	0~50m ³ /h	2	原子炉建物1階	格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	2	原子炉建物地下2階 原子炉建物1階	ベダスタル代替注水流	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	2	原子炉建物地下2階 原子炉建物1階	ベダスタル代替注水流 (狭帯域用)	差圧式流量検出器*3	0~50m ³ /h	2	原子炉建物地下2階 原子炉建物1階	<p>・設備、運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①~④の相違 設備設計の相違による 設備仕様の相違</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~350℃	2	原子炉格納容器内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0~10MPa [gage]	3	原子炉建屋地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器*1	0~11MPa [gage]	1	原子炉建屋地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*2	-3200~3500mm*11	3	原子炉建屋地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*2	-4000~1300mm*12	2	原子炉建屋地下3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器*2	-3200~3500mm*11	1	原子炉建屋地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		-8000~3500mm*11	1	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
高压代替注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
高压炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~1000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流)	差圧式流量検出器*3	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流)	差圧式流量検出器*3	0~350m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	3	原子炉建屋地下3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流)	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
ドライウエル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
サブプレッション・チェンバ氣體温度	熱電対	0~300℃	1	原子炉格納容器内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
格納容器内圧力 (D/W)	弾性圧力検出器*4	0~1000kPa [abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
格納容器内圧力 (S/C)	弾性圧力検出器*4	0~980.7kPa [abs]	1	原子炉建屋地上1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器*1	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,500mm*1,2	2	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,300mm*1,3	2	原子炉建屋原子炉棟2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (SA広帯域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,500mm*1,2	1	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (SA燃料域)	差圧式水位検出器*2	-3,800mm~1,300mm*1,3	1	原子炉建屋原子炉棟2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
高压代替注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系原子炉注水流 (常設ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~500m ³ /h*1,4	1	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~80m ³ /h*1,4	1	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h*1,5	1	原子炉建屋原子炉棟2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系原子炉注水流 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~80m ³ /h*1,5	1	原子炉建屋原子炉棟2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
代替循環冷却系原子炉注水流	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
高压炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器*3	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~500m ³ /h*1,4	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器*3	0~500m ³ /h*1,5	1	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压代替注水系格納容器下部注水流	差圧式流量検出器*3	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟3階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器*3	0~300m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力容器温度 (SA)	熱電対	0~500℃	2	原子炉格納容器内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0~10MPa [gage]	2	原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器*1	0~11MPa [gage]	1	原子炉建物地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*2	-400~150cm*10	2	原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*2	-800~-300cm*10	2	原子炉建物地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉水位 (SA)	差圧式水位検出器*2	-900~150cm*10	1	原子炉建物地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
高压原子炉代替注水流	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	1	原子炉建物地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	1	原子炉建物地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
高压炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物地下1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	3	原子炉建物地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器*3	0~1500m ³ /h	1	原子炉建物地下2階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
代替注水流 (常設)	超音波式流量検出器*19	0~300m ³ /h	1	低压原子炉代替注水ポンプ格納槽内																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压原子炉代替注水流	差圧式流量検出器*3	0~200m ³ /h	2	原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
低压原子炉代替注水流 (狭帯域用)	差圧式流量検出器*3	0~50m ³ /h	2	原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	2	原子炉建物地下2階 原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
ベダスタル代替注水流	差圧式流量検出器*3	0~150m ³ /h	2	原子炉建物地下2階 原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
ベダスタル代替注水流 (狭帯域用)	差圧式流量検出器*3	0~50m ³ /h	2	原子炉建物地下2階 原子炉建物1階																																																																																																																																																																																																																																																																																																									

表 3.15-2 主要設備の仕様 (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
サブプレッション・チェンバ・プール水位	差圧式水位検出器 ^{*5}	-6~11m (T.M.S.L.-7150~+9850mm) ^{*13}	1	原子炉建屋地下3階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -1600mm, -3600mm) ^{*13}	3	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地上1階
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地下1階
起動領域モニタ	核分裂電離箱	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ (1.0×10 ² ~1.0×10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁸ ~2.0×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	10	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹) ^{*14}	4 ^{*15}	原子炉格納容器内
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200℃	1	原子炉建屋地下3階
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器 ^{*6}	0~6000mm	2	屋外
フィルタ装置入口圧力	弾性圧力検出器 ^{*7}	0~1MPa [gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋屋上
フィルタ装置水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階
フィルタ装置金属フィルタ差圧	差圧式圧力検出器 ^{*8}	0~50kPa	2	屋外
フィルタ装置スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外
耐圧強化ベント系放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋地上4階
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300℃	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)

第 3.15-2 表 主要設備の仕様 (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
ドライウエル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	8	原子炉格納容器内
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内
格納容器下部水温	測温抵抗体	0~500℃ ^{*10} (ベデスタル床面0m, +0.2m) ^{*17}	各5	原子炉格納容器内
ドライウエル圧力	弾性圧力検出器 ^{*4}	0~1MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉棟4階
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器 ^{*4}	0~1MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉棟1階
サブプレッション・プール水位	差圧式水位検出器 ^{*5}	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*18}	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1.05m ^{*17, *19} (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内
		+0.50m, +0.95m ^{*17, *20} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各2	原子炉格納容器内
		+2.25m, +2.75m ^{*17, *21} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋原子炉棟2, 3階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオンチェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟3階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオンチェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟地下1階
起動領域計装	核分裂電離箱	10 ⁻¹ cps~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.0×10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% (1.0×10 ¹² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2 ^{*22}	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器 ^{*6}	180mm~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器 ^{*7}	0~1MPa [gage]	1	格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	0~300℃	1	格納容器圧力逃がし装置格納槽内

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
残留熱代替除去系原子炉注水流量	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~50m ³ /h	1	原子炉建物1階
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~150m ³ /h	1	原子炉建物1階
ドライウエル温度 (SA)	熱電対	0~300℃	7	原子炉格納容器内
ベデスタル温度 (SA)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内
ベデスタル水温度 (SA)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内
サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度 (SA)	測温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内
ドライウエル圧力 (SA)	弾性圧力検出器 ^{*4}	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物中2階 原子炉建物3階
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	弾性圧力検出器 ^{*4}	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物中2階 原子炉建物3階
サブプレッション・プール水位 (SA)	差圧式水位検出器 ^{*5}	-0.80~5.50m ^{*12}	1	原子炉建物地下2階
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m, -1.0m, +1.0m ^{*11}	3	原子炉格納容器内
ベデスタル水位	電極式水位検出器	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ^{*13}	4	原子炉格納容器内
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~5vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物3階
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物1階
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)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建物地下1階

・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
設備仕様の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

表 3.15-2 主要設備の仕様 (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~4000m ³ /h(6号炉区分I, II) 0~3000m ³ /h(6号炉区分III, 7号炉区分I, II) 0~2000m ³ /h(7号炉区分III)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋地下1,2階 (7号炉)
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~2000m ³ /h(6号炉) 0~1500m ³ /h(7号炉)	3	原子炉建屋地下2,3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)
高圧炉心注水ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~12MPa [gage]	2	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~3.5MPa [gage]	3	原子炉建屋地下3階
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式水位検出器 ^{*10}	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~2MPa [gage]	3	廃棄物処理建屋地下3階
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	8	原子炉建屋地下1,2階, 地上2,4階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3,中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T. M. S. L. 20180~ 31170mm (6号炉) ^{*13} T. M. S. L. 20180~ 31123mm (7号炉) ^{*13} 0~150℃	1 ^{*16}	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T. M. S. L. 23420~ 30420mm (6号炉) ^{*13} T. M. S. L. 23373~ 30373mm (7号炉) ^{*13} 0~150℃	1 ^{*17}	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁴ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋地上4階

- * 1: 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(基準面からの水頭圧を含む)と大気圧の差を計測
- * 2: 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(蒸気部)と圧力容器下部の差圧を計測
- * 3: 隔壁ダイヤフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測
- * 4: 隔壁ダイヤフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測
- * 5: サプレッション・チェンバ・プール下部の圧力と大気圧の差から水位を換算し、格納容器内圧力(S/C)で補正
- * 6: 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置下部と容器の圧力差を計測
- * 7: 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置入口圧力と大気圧との差を計測
- * 8: 隔壁ダイヤフラムにかかる金属フィルタの入口と出口の圧力差を計測
- * 9: 隔壁ダイヤフラムにかかる吐出圧力を計測
- * 10: 隔壁ダイヤフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測
- * 11: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)
- * 12: 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)
- * 13: T. M. S. L. =東京湾平均海面
- * 14: 定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 15: 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。
- * 16: 検出点は14箇所
- * 17: 検出点は8箇所


東海第二発電所 (2018.9.18版)

第 3.15-2 表 主要設備の仕様 (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟1階
		10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	1	屋外(原子炉建屋南側外壁面)
		10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟1階
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋廃棄物処理棟3階
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	10 ⁻² mSv/h~10 ⁵ mSv/h	2	屋外(原子炉建屋東側外壁面)
代替循環冷却系ポンプ入口 温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階
残留熱除去系熱交換器入口 温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉建屋原子炉棟1階
残留熱除去系熱交換器出口 温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系海水系系統 流量	差圧式流量検出器 ^{*5}	0~550L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階
			1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階
緊急用海水系流量(残留熱 除去系熱交換器)	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~800m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階
緊急用海水系流量(残留熱 除去系補機)	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~50m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器 ^{*9}	0~20m	1	常設低圧代替注水系ポンプ室内
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器 ^{*10}	0~6.5m	1	常設代替高圧電源装置置場(地下)
常設高圧代替注水系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階
常設低圧代替注水系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~5MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系ポンプ室内
代替循環冷却系ポンプ吐出 圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階
原子炉隔離時冷却系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階
高圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~4MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧炉心スプレイ系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~4MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階

島根原子力発電所 2号炉

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
中性子源領域計装	核分裂計数管	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ (1×10 ³ ~1 ×10 ⁶ cm ² ・s ⁻¹)	4	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~ 2.8×10 ¹⁴ cm ² ・s ⁻¹)	6 ^{*15}	原子炉格納容器内
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器 ^{*6}		8	第1ベントフィルタ格納槽内
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器 ^{*7}	0~1MPa [gage]	4	第1ベントフィルタ格納槽内
スクラバ容器温度	熱電対	0~300℃	4	第1ベントフィルタ格納槽内
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)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	第1ベントフィルタ格納槽内
	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	屋外
第1ベントフィルタ出口 水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1 (予備1)	屋外
残留熱除去系熱交換器入 口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物中1階 原子炉建物1階
残留熱除去系熱交換器出 口温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物中1階 原子炉建物1階
残留熱除去系熱交換器冷 却水流量	差圧式流量検出器 ^{*3}	0~1500m ³ /h	2	原子炉建物地下2階
高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~12MPa [gage]	1	原子炉建物地下1階
残留熱除去ポンプ出口圧 力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~4MPa [gage]	3	原子炉建物地下2階
低圧原子炉代替注水ポン プ水位	差圧式検出器 ^{*9}	0~1500m ³	1	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽内
低圧原子炉代替注水ポン プ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~4MPa [gage]	2	低圧原子炉代替注水ポン プ格納槽内
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*8}	0~10MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階

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 align="center">第3.15-2表 主要設備の仕様 (4/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋水素濃度</td> <td>触媒式水素検出器</td> <td>0~10vol%</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟6階</td> </tr> <tr> <td>熱伝導式水素検出器</td> <td>0~20vol%</td> <td>3</td> <td>原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> <td>熱電対</td> <td>0~300℃</td> <td>4^{※23}</td> <td>原子炉建屋原子炉棟6階</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度 (SA)</td> <td>磁気力式酸素検出器</td> <td>0~25vol%</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋原子炉棟2, 3階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</td> <td>ガイドバルス式水位検出器^{※11}</td> <td>-4,300mm~+7,200mm (EL.35,077mm~46,577mm)^{※24}</td> <td>1</td> <td rowspan="2">原子炉建屋原子炉棟6階</td> </tr> <tr> <td>測温抵抗体</td> <td>0~120℃</td> <td>1^{※25}</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度 (SA)</td> <td>熱電対</td> <td>0~120℃</td> <td>1^{※26}</td> <td>原子炉建屋原子炉棟6階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td rowspan="2">イオンチェンバ</td> <td>10⁻²Sv/h~10⁵Sv/h</td> <td>1</td> <td rowspan="2">原子炉建屋原子炉棟6階</td> </tr> <tr> <td>10⁻³mSv/h~10⁴mSv/h</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>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含む)</td> <td>赤外線カメラ</td> <td>-</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋原子炉棟6階 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置: 原子炉建屋付属棟4階)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (基準面器からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測 ※2 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (蒸気部) と圧力容器下部の差圧を計測 ※3 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測 ※4 隔液ダイアフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測 ※5 隔液ダイアフラムにかかるサブプレッション・プール下部の圧力とサブプレッション・チェンバ圧力 (基準面器からの水頭圧を含む) の差を計測 ※6 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置容器下部と内圧の圧力差を計測 ※7 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置容器と大気圧との差を計測 ※8 隔液ダイアフラムにかかる吐出圧力を計測 ※9 隔液ダイアフラムにかかる貯槽の水頭圧と内圧との差を計測 ※10 マイクロ波を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測 ※11 パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測 ※12 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) ※13 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) ※14 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※15 可搬型設備による対応時に使用 ※16 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器) ※17 ベDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL.11,806mm) からの高さ ※18 基準点は通常運転水位: EL.3,030mm (サブプレッション・チェンバ底面より7,030mm) ※19 R P V破損前までの水位管理 (高さ1m超水位計) ※20 R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2mの場合) (高さ0.5m, 1.0m未満水位計) ※21 R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2mの場合) (満水管理水位計) ※22 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。 ※23 2基の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個ずつ設置 ※24 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より4,688mm) ※25 検出点2箇所 ※26 検出点8箇所</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟6階	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4 ^{※23}	原子炉建屋原子炉棟6階	格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	2	原子炉建屋原子炉棟2, 3階	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドバルス式水位検出器 ^{※11}	-4,300mm~+7,200mm (EL.35,077mm~46,577mm) ^{※24}	1	原子炉建屋原子炉棟6階	測温抵抗体	0~120℃	1 ^{※25}	使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1 ^{※26}	原子炉建屋原子炉棟6階	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)	イオンチェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	1	原子炉建屋原子炉棟6階	10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	1	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含む)	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋原子炉棟6階 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置: 原子炉建屋付属棟4階)	<p align="center">第3.15-2表 計装設備の主要機器仕様 (4/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>取付箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</td> <td>弾性圧力検出器^{※8}</td> <td>0~5MPa [gage]</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下2階</td> </tr> <tr> <td>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</td> <td>弾性圧力検出器^{※8}</td> <td>0~3MPa [gage]</td> <td>1</td> <td>原子炉建物地下2階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建物水素濃度</td> <td rowspan="2">触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器</td> <td>0~10vol%</td> <td rowspan="2">1 6</td> <td>原子炉建物4階 原子炉建物2階 原子炉建物1階 原子炉建物地下1階</td> </tr> <tr> <td>0~20vol%</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素処理装置入口温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~100℃</td> <td>2</td> <td>原子炉建物4階</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素処理装置出口温度</td> <td>熱電対</td> <td>0~400℃</td> <td>2</td> <td>原子炉建物4階</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度</td> <td>熱磁気風式酸素検出器</td> <td>0~5vol%/ 0~25vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物3階</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA)</td> <td>磁気力式酸素検出器</td> <td>0~25vol%</td> <td>1</td> <td>原子炉建物中2階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃料プール水位・温度 (SA)</td> <td rowspan="2">熱電対</td> <td>-1000~6710mm^{※16}</td> <td rowspan="2">1^{※17}</td> <td rowspan="2">原子炉建物4階</td> </tr> <tr> <td>0~150℃</td> </tr> <tr> <td>燃料プール水位 (SA)</td> <td>ガイドバルス式水位検出器^{※18}</td> <td>-4.30~7.30m^{※16}</td> <td>1</td> <td>原子炉建物4階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</td> <td rowspan="2">電離箱</td> <td>10⁻³~10⁴ mSv/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建物4階</td> </tr> <tr> <td>10¹~10⁸ mSv/h</td> <td>1</td> <td>原子炉建物4階</td> </tr> <tr> <td>燃料プール監視カメラ (SA)</td> <td>赤外線カメラ</td> <td>-</td> <td>1</td> <td>原子炉建物4階</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (基準面器からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測 ※2: 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (蒸気部) と圧力容器下部の差圧を計測 ※3: 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測 ※4: 隔液ダイアフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測 ※5: 隔液ダイアフラムにかかるサブプレッション・プール下部の圧力とサブプレッション・チェンバ圧力 (基準面器からの水頭圧を含む) の差を計測 ※6: 隔液ダイアフラムにかかる第1ベントフィルタ容器下部と容器の圧力差を計測 ※7: 隔液ダイアフラムにかかる第1ベントフィルタ入口圧力と大気圧との差を計測 ※8: 隔液ダイアフラムにかかるポンプ出口圧力を計測 ※9: 隔液ダイアフラムにかかる水槽の水頭圧と大気圧の差から水量を計測 ※10: 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)。 ※11: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※12: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。 ※13: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。 ※14: 定格出力時の値に対する比率で示す。 ※15: 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。 ※16: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※17: 検出点は7箇所。 ※18: パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測 ※19: 検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで、流量を計測</p>	名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{※8}	0~5MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{※8}	0~3MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階	原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	0~10vol%	1 6	原子炉建物4階 原子炉建物2階 原子炉建物1階 原子炉建物地下1階	0~20vol%	静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物4階	静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物4階	格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5vol%/ 0~25vol%	1	原子炉建物3階	格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階	燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1000~6710mm ^{※16}	1 ^{※17}	原子炉建物4階	0~150℃	燃料プール水位 (SA)	ガイドバルス式水位検出器 ^{※18}	-4.30~7.30m ^{※16}	1	原子炉建物4階	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	原子炉建物4階	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建物4階	燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線カメラ	-	1	原子炉建物4階	<p>・設備、運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ①~④の相違 設備設計の相違による 設備仕様の相違</p>
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																																																																																	
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟6階																																																																																																																	
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階																																																																																																																	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4 ^{※23}	原子炉建屋原子炉棟6階																																																																																																																	
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	2	原子炉建屋原子炉棟2, 3階																																																																																																																	
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドバルス式水位検出器 ^{※11}	-4,300mm~+7,200mm (EL.35,077mm~46,577mm) ^{※24}	1	原子炉建屋原子炉棟6階																																																																																																																	
	測温抵抗体	0~120℃	1 ^{※25}																																																																																																																		
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1 ^{※26}	原子炉建屋原子炉棟6階																																																																																																																	
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)	イオンチェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	1	原子炉建屋原子炉棟6階																																																																																																																	
		10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	1																																																																																																																		
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含む)	赤外線カメラ	-	1	原子炉建屋原子炉棟6階 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置: 原子炉建屋付属棟4階)																																																																																																																	
名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所																																																																																																																	
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{※8}	0~5MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階																																																																																																																	
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{※8}	0~3MPa [gage]	1	原子炉建物地下2階																																																																																																																	
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	0~10vol%	1 6	原子炉建物4階 原子炉建物2階 原子炉建物1階 原子炉建物地下1階																																																																																																																	
		0~20vol%																																																																																																																			
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物4階																																																																																																																	
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物4階																																																																																																																	
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5vol%/ 0~25vol%	1	原子炉建物3階																																																																																																																	
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階																																																																																																																	
燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1000~6710mm ^{※16}	1 ^{※17}	原子炉建物4階																																																																																																																	
		0~150℃																																																																																																																			
燃料プール水位 (SA)	ガイドバルス式水位検出器 ^{※18}	-4.30~7.30m ^{※16}	1	原子炉建物4階																																																																																																																	
燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	電離箱	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	原子炉建物4階																																																																																																																	
		10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建物4階																																																																																																																	
燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線カメラ	-	1	原子炉建物4階																																																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
安全パラメータ表示システム (SPDS) の主要機器仕様を以下に示す。	安全パラメータ表示システム (SPDS) の主要機器仕様を以下に示す。	安全パラメータ表示システム (SPDS) の主要機器仕様を以下に示す。	
<p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 (通常運転時等) ・緊急時対策所 (重大事故等時) ・通信連絡設備 (通常運転時等) ・通信連絡設備 (重大事故等時) 	<p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 (通常運転時等) ・緊急時対策所 (重大事故等時) ・通信連絡設備 (通常運転時等) ・通信連絡設備 (重大事故等時) 		(記載箇所の相違 柏崎6/7, 島根2号炉は本文第3.15-1表に記載)
<p>設備名 <u>データ伝送装置</u></p> <p>使用回線 有線系回線, 無線系回線</p> <p>個数 1式</p> <p>取付箇所 <u>6号炉 コントロール建屋地上1階</u> <u>7号炉 コントロール建屋地上1階</u></p>	<p>設備名 <u>データ伝送装置</u></p> <p>使用回線 有線系回線, 無線系回線</p> <p>個数 一式</p> <p>取付箇所 <u>原子炉建屋付属棟3階 (中央制御室)</u></p>	<p>設備名 <u>SPDSデータ収集サーバ</u></p> <p>使用回線 有線系回線, 無線系回線</p> <p>個数 1式</p> <p>取付箇所 <u>廃棄物処理建物1階</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請であり, 該当しない</p>
<p>設備名 <u>緊急時対策支援システム伝送装置</u></p> <p>使用回線 有線系回線, 無線系回線</p> <p>個数 1式 (6号及び7号炉共用)</p> <p>取付箇所 <u>5号炉原子炉建屋地上3階</u> <u>(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)</u></p>	<p>設備名 <u>緊急時対策支援システム伝送装置</u></p> <p>使用回線 有線系回線, <u>衛星系回線</u></p> <p>個数 一式</p> <p>取付箇所 <u>緊急時対策所建屋2階</u></p>	<p>設備名 <u>SPDS伝送サーバ</u></p> <p>使用回線 有線系回線, <u>無線系回線</u></p> <p>個数 1式</p> <p>取付箇所 <u>緊急時対策所1階</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 伝送ルートの相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請であり, 該当しない</p>
<p>設備名 <u>SPDS表示装置</u></p> <p>個数 1式 (6号及び7号炉共用)</p> <p>取付箇所 <u>5号炉原子炉建屋地上3階</u> <u>(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)</u></p>	<p>設備名 <u>SPDSデータ表示装置</u></p> <p>個数 一式</p> <p>取付箇所 <u>緊急時対策所 (緊急時対策所建屋2階)</u></p>	<p>設備名 <u>SPDSデータ表示装置</u></p> <p>個数 1式</p> <p>取付箇所 <u>緊急時対策所1階</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請であり, 該当しない</p>
可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。	可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。	可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。	
<p>設備名 <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>個数 <u>48 (24/プラント) (予備24 (6号及び7号炉共用))</u></p> <p>保管場所 <u>6号炉 コントロール建屋地上2階</u> <u>7号炉 コントロール建屋地上2階</u> <u>5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)</u></p>	<p>設備名 <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>個数 <u>20 (予備20)</u></p> <p>取付箇所 <u>原子炉建屋付属棟3階 (中央制御室)</u></p> <p>保管場所 <u>原子炉建屋付属棟3階 (中央制御室)</u> <u>緊急時対策所建屋2階 (予備)</u></p>	<p>設備名 <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>個数 <u>30 (予備30)</u></p> <p>保管場所 <u>廃棄物処理建物1階</u> <u>緊急時対策所1階</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 可搬型計測器の個数の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請であり, 該当しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針 (1)環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）</p> <p>(i)要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii)適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 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する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、<u>表3.15-3</u>に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器温度</u> ・<u>ドライウエル雰囲気温度</u> 	<p>設備名 <u>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）</u></p> <p>個数 <u>19（予備19）</u></p> <p>取付箇所 <u>原子炉建屋付属棟3階（中央制御室）</u></p> <p>保管場所 <u>原子炉建屋付属棟3階（中央制御室）</u> <u>緊急時対策所建屋2階（予備）</u></p> <p>3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針 (1)環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）</p> <p>(i)要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii)適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 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する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮し、以下の第3.15-3表に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器温度</u> ・<u>ドライウエル雰囲気温度</u> <p>・<u>格納容器下部水温</u></p>	<p>なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。</p> <p>3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針</p> <p>3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針 (1)環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）</p> <p>(i)要求事項 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>(ii)適合性 基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。 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する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、<u>第3.15-3表</u>に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器温度（SA）</u> ・<u>ドライウエル温度（SA）</u> ・<u>ペDESTAL温度（SA）</u> <p>・<u>ペDESTAL水温度（SA）</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 可搬型計測器の個数の相違 (記載箇所の相違 第3.15-1表に記載)</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> <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																
<ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u>気体温度 ・<u>サブプレッション・チェンバ・プール</u>水温度 <p>・<u>格納容器下部</u>水位</p> <p>・<u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></p> <p>・<u>起動領域</u>モニタ</p> <p>・<u>平均出力領域</u>モニタ</p> <p>なお、<u>起動領域モニタ</u>、<u>平均出力領域モニタ</u>については、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>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>の環境条件及び荷重条件を考慮し、<u>表3.15-3</u>に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力 (SA) ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・原子炉水位 (SA) 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u>雰囲気温度 ・<u>サブプレッション・プール</u>水温度 <p>・<u>格納容器下部</u>水位</p> <p>・<u>起動領域</u>計装</p> <p>・<u>平均出力領域</u>計装</p> <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、<u>未臨界確認</u>を目的に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><u>第3.15-3表 想定する環境条件 (原子炉格納容器内)</u></p> <table border="1" data-bbox="964 934 1662 1375"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉格納容器内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉格納容器内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>の環境条件を考慮し、以下の<u>第3.15-4表</u>に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力 (SA) ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・<u>原子炉水位 (SA広帯域)</u> ・<u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> 	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉格納容器内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u>温度 (SA) ・<u>サブプレッション・プール</u>水温度 (SA) ・<u>ドライウエル</u>水位 ・<u>ペDESTアル</u>水位 <p>・<u>中性子源領域</u>計装</p> <p>・<u>平均出力領域</u>計装</p> <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、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>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>原子炉棟内</u>の環境条件及び荷重条件を考慮し、<u>第3.15-3表</u>に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力 (SA) ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・<u>原子炉水位 (SA)</u> 	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑫の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ③, ⑬の相違, 設置場所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ④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>
環境条件	対応																		
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉格納容器内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																		
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																		
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																		
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																		
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																		
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																		
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高压代替注水系系統流量</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> ・ <u>高压炉心注水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系系統流量</u> ・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u> ・ <u>格納容器内水素濃度</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> ・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (7号炉)</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高压代替注水系系統流量</u> ・ <u>低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u> ・ <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> ・ <u>低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u> ・ <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> ・ <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> ・ <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> ・ <u>低压代替注水系格納容器下部注水流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> ・ <u>高压炉心スプレイ系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系系統流量</u> ・ <u>低压炉心スプレイ系系統流量</u> ・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル圧力</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位</u> ・ <u>格納容器内水素濃度 (S A)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高压原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低压原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>格納容器代替スプレイ流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u> ・ <u>高压炉心スプレイポンプ出口流量</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> ・ <u>低压炉心スプレイポンプ出口流量</u> ・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> ・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル圧力 (S A)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位 (S A)</u> ・ <u>格納容器水素濃度</u> ・ <u>格納容器水素濃度 (S A)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ③の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑬の相違, 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑭の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分Ⅲ)</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 ・ <u>格納容器内酸素濃度</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (A系)</u> ・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)</u> ・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>使用済燃料プール監視カメラ</u> ・ 非常用窒素供給系供給圧力 ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> ・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ 原子炉建物水素濃度 ・ 静的触媒式水素処理装置入口温度 ・ 静的触媒式水素処理装置出口温度 ・ <u>格納容器酸素濃度</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>燃料プール水位 (SA)</u> ・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> ・ <u>燃料プール監視カメラ (SA)</u> ・ <u>ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 (B系)</u> ・ <u>RCWサージタンク水位</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ②の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑦の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑧, ⑭の相違 (記載表現の相違 柏崎 6/7 は補助パラ メータの記載なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>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及びその他の建屋内に設置する設備</u>であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>表 3.15-3</u>に示す設計とする。</p> <p>・<u>フィルタ装置入口圧力</u></p>	<p>第 3.15-4 表 <u>想定する環境条件 (原子炉建屋原子炉棟内)</u></p> <table border="1" data-bbox="958 279 1700 762"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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に設置する設備</u>であることから、その機能を期待される重大事故等時における<u>原子炉建屋廃棄物処理棟内の環境条件</u>を考慮し、以下の<u>第 3.15-5 表</u>に示す設計とする。</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。	<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に設置する設備</u>であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>第 3.15 - 3 表</u>に示す設計とする。</p> <p>・<u>代替注水流量 (常設)</u></p> <p>・<u>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</u></p> <p>・<u>スクラバ容器水位</u></p> <p>・<u>スクラバ容器圧力</u></p> <p>・<u>スクラバ容器温度</u></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>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違, 設置場所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違 【東海第二】 設置場所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違</p>
環境条件	対応																		
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																		
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																		
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																		
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																		
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																		
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																		
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>フィルタ装置水素濃度</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (6号炉)</u> ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分 I, II, 7号炉)</u> ・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> ・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>フィルタ装置入口水素濃度</u> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (B系)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> ・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u> ・ <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u> ・ <u>C-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>D-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>緊急用メタクラ電圧</u> ・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>A-115V系直流盤母線電圧</u> ・ <u>B-115V系直流盤母線電圧</u> ・ <u>SA用 115V系充電器盤蓄電池電圧</u> ・ <u>230V系直流盤 (常用) 母線電圧</u> ・ <u>B1-115V系蓄電池 (SA) 電圧</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑯の相違, 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑮の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑳の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ㉑の相違 (記載箇所の相違) (記載表現の相違) 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p>表 3.15-3 想定する環境条件及び荷重条件 (屋内)</p> <table border="1" data-bbox="172 478 899 955"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>検出器の設置場所である原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉区域内, 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉区域内, 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉区域内, 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	風 (台風)・積雪	原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉区域内, 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響を受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第 3.15-5 表 想定する環境条件 (原子炉建屋廃棄物処理棟内)</p> <table border="1" data-bbox="958 478 1694 955"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である原子炉建屋廃棄物処理棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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, 格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置する設備であることから, その機能を期待される重大事故等時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の環境条件を考慮し, 以下の第 3.15-6 表に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置圧力</u> ・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> 	環境条件	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋廃棄物処理棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響を受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。	<p>第 3.15-3 表 想定する環境条件及び荷重条件 (屋内)</p> <table border="1" data-bbox="1754 478 2487 1003"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>検出器の設置場所である原子炉格納容器内, 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>原子炉格納容器内, 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内, 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	風 (台風)・積雪	原子炉格納容器内, 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響を受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<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>
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉区域内, 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
風 (台風)・積雪	原子炉格納容器内, 原子炉建屋原子炉区域内, 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響を受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋廃棄物処理棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																														
風 (台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置するため, 風 (台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響を受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内, 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
風 (台風)・積雪	原子炉格納容器内, 原子炉棟内, 原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置するため, 風 (台風) 及び積雪の影響を受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
	<p>第3.15-6表 想定する環境条件(格納容器圧力逃がし装置格納槽内)</p> <table border="1" data-bbox="946 338 1706 825"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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, 常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置する設備であることから, その機能を期待される重大事故等時における常設低圧代替注水系ポンプ室内の環境条件を考慮し, 以下の第3.15-7表に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 <p>第3.15-7表 想定する環境条件(常設低圧代替注水系ポンプ室内)</p> <table border="1" data-bbox="946 1310 1706 1797"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度, 圧力, 湿度, 放射線</td> <td>設置場所である常設低圧代替注水系ポンプ室内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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</p>	環境条件	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。	環境条件	対応	温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である常設低圧代替注水系ポンプ室内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。		<p>(島根2号炉は, 原子炉建物附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</p>
環境条件	対応																																		
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																		
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。																																		
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																		
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																		
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																		
風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。																																		
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。																																		
環境条件	対応																																		
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である常設低圧代替注水系ポンプ室内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																		
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため, 天候による影響は受けない。																																		
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																		
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																		
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																		
風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。																																		
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても, 電磁波による影響を考慮した設計とする。																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>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、屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、<u>表3.15-4</u>に示す設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> ・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> 	<p>測する設備は、<u>常設代替高圧電源装置置場（地下）に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における常設代替高圧電源装置置場（地下）の環境条件を考慮し、以下の第3.15-8表に示す設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>西側淡水貯水設備水位</u> ・ <u>緊急用M/C電圧</u> ・ <u>緊急用P/C電圧</u> <p><u>第3.15-8表 想定する環境条件(常設代替高圧電源装置置場(地下))</u></p> <table border="1" data-bbox="946 659 1706 1226"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である常設代替高圧電源装置置場（地下）で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>常設代替高圧電源装置置場の地下内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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、屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮し、以下の<u>第3.15-9表</u>に示す設計とする。</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である常設代替高圧電源装置置場（地下）で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	常設代替高圧電源装置置場の地下内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。	<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、屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、<u>第3.15-4表</u>に示す設計とする。</p>	<p>建物付属棟内及びその他の建物内に整理)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑰の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違
環境条件	対応																		
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である常設代替高圧電源装置置場（地下）で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																		
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																		
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																		
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）																		
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																		
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	常設代替高圧電源装置置場の地下内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																		
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p>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する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋屋上の環境条件及び荷重条件を考慮し、表 3.15-4 に示す設計とする。</p> <p>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></p> <p>表 3.15-4 想定する環境条件及び荷重条件 (屋外)</p> <table border="1" data-bbox="172 1115 899 1520"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>検出器の設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し、地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>検出器の設置場所である屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し、地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。	風 (台風)・積雪	検出器の設置場所である屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)</u></p> <p>・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u></p> <p>第 3.15-9 表 想定する環境条件 (屋外)</p> <table border="1" data-bbox="952 1102 1697 1629"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>設置場所である屋外で想定される積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風 (台風) 及び竜巻による風荷重に対しては、可能な限り位置的分散を考慮した設置により、機能を損なわない設計とする。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <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、原子炉建屋付属棟内に設置又は保管する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第 3.15-10 表に</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風 (台風)、竜巻、積雪、火山の影響	設置場所である屋外で想定される積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風 (台風) 及び竜巻による風荷重に対しては、可能な限り位置的分散を考慮した設置により、機能を損なわない設計とする。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。	<p>・ <u>第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)</u></p> <p>・ <u>第 1 ベントフィルタ出口水素濃度</u></p> <p>第 3.15 - 4 表 想定する環境条件及び荷重条件 (屋外)</p> <table border="1" data-bbox="1736 1102 2507 1558"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>検出器の保管・設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。</td> </tr> <tr> <td>海水を通水する系統への影響</td> <td>海水を通水することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>風 (台風)・積雪</td> <td>検出器の保管・設置場所である屋外で風力荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	検出器の保管・設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。	海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	風 (台風)・積雪	検出器の保管・設置場所である屋外で風力荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設置場所の相違</p> <p>・ 設備の相違 【東海第二】 ⑱の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑳の相違, 設置場所の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 設置場所の相違</p> <p>(島根 2 号炉は, 原子炉建屋付属棟内及びその他の建物内に整理)</p>
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し、地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。																																														
風 (台風)・積雪	検出器の設置場所である屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																														
風 (台風)、竜巻、積雪、火山の影響	設置場所である屋外で想定される積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風 (台風) 及び竜巻による風荷重に対しては、可能な限り位置的分散を考慮した設置により、機能を損なわない設計とする。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の保管・設置場所である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。																																														
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
風 (台風)・積雪	検出器の保管・設置場所である屋外で風力荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>コントロール建屋内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>コントロール建屋内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>表3.15-5</u>に示す対応とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>コントロール建屋内</u>に保管するため、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>コントロール建屋内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>表3.15-5</u>に示す対応とする。</p> <p>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内のそれぞれの環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>表3.15-6</u>に示す対応とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管するため、重大事故等時における<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>表3.15-6</u>に示す設計とする。</p>	<p><u>示す設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u> ・<u>M/C 2C電圧</u> ・<u>M/C 2D電圧</u> ・<u>M/C HPCS電圧</u> ・<u>P/C 2C電圧</u> ・<u>P/C 2D電圧</u> ・<u>直流125V主母線盤2A電圧</u> ・<u>直流125V主母線盤2B電圧</u> ・<u>直流125V主母線盤HPCS電圧</u> ・<u>直流±24V中性子モニタ用分電盤2A電圧</u> ・<u>直流±24V中性子モニタ用分電盤2B電圧</u> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における<u>原子炉建屋付属棟内の環境条件</u>を考慮し、以下の<u>第3.15-10表</u>に示す設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に保管し、<u>重大事故等時に原子炉建屋付属棟内に設置する設備</u>であることから、<u>重大事故等時における原子炉建屋付属棟内の環境条件</u>を考慮し、以下の<u>第3.15-10表</u>に示す設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における<u>緊急時対策所建屋内の環境条件</u>を考慮し、以下の<u>第3.15-11表</u>に示す設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に保管するため、<u>重大事故等時における緊急時対策所建屋内の環境条件</u>を考慮し、以下の<u>第3.15-11表</u>に示す設計とする。</p>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDSデータ収集サーバは、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>第3.15-5表</u>に示す対応とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>廃棄物処理建物内</u>に保管するため、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>廃棄物処理建物内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>第3.15-5表</u>に示す対応とする。</p> <p>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、<u>緊急時対策所に設置する設備</u>であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、<u>緊急時対策所の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>第3.15-6表</u>に示す対応とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>緊急時対策所内</u>に保管するため、<u>重大事故等が発生した場合における、緊急時対策所内の環境条件及び荷重条件</u>を考慮し、<u>第3.15-6表</u>に示す対応とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p>表 3.15-5 想定する環境条件及び荷重条件 (コントロール建屋内)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>設置場所であるコントロール建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を透過する系統への影響</td> <td>海水を透過することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>コントロール建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるコントロール建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。	風(台風)・積雪	コントロール建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第 3.15-10 表 想定する環境条件 (原子炉建屋付属棟内)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置又は保管場所である原子炉建屋付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を透過する系統への影響</td> <td>海水を透過することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>原子炉建屋付属棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置又は保管場所である原子炉建屋付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。	海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋付属棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。	<p>第 3.15-5 表 想定する環境条件及び荷重条件 (廃棄物処理建物)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>設置場所である廃棄物処理建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を透過する系統への影響</td> <td>海水を透過することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>廃棄物処理建物内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響を受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるコントロール建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。																																														
風(台風)・積雪	コントロール建屋内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置又は保管場所である原子炉建屋付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉建屋付属棟内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である廃棄物処理建物内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
風(台風)・積雪	廃棄物処理建物内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響を受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
<p>表 3.15-6 想定する環境条件及び荷重条件 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>設置場所である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を運水する系統への影響</td> <td>海水を透過することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(58-3)</p>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を運水する系統への影響	海水を透過することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。	風(台風)・積雪	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	<p>第 3.15-11 表 想定する環境条件 (緊急時対策所建屋内)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度、圧力、湿度、放射線</td> <td>設置又は保管場所である緊急時対策所建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を透過する系統への影響</td> <td>海水を透過することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。</td> </tr> <tr> <td>津波</td> <td>津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。</td> </tr> <tr> <td>風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響</td> <td>緊急時対策所建屋内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(58-3)</p>	環境条件	対応	温度、圧力、湿度、放射線	設置又は保管場所である緊急時対策所建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。	津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。	風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	緊急時対策所建屋内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。	<p>第 3.15-6 表 想定する環境条件及び荷重条件 (緊急時対策所)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>環境条件等</th> <th>対応</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度・圧力・湿度・放射線</td> <td>設置場所である緊急時対策所内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。</td> </tr> <tr> <td>屋外の天候による影響</td> <td>屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。</td> </tr> <tr> <td>海水を透過する系統への影響</td> <td>海水を透過することはない。</td> </tr> <tr> <td>地震</td> <td>適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)</td> </tr> <tr> <td>風(台風)・積雪</td> <td>緊急時対策所内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響を受けない。</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(58-3)</p>	環境条件等	対応	温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である緊急時対策所内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。	屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。	海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。	地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)	風(台風)・積雪	緊急時対策所内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響を受けない。	電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を運水する系統への影響	海水を透過することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。																																														
風(台風)・積雪	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
環境条件	対応																																														
温度、圧力、湿度、放射線	設置又は保管場所である緊急時対策所建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。																																														
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。																																														
風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響	緊急時対策所建屋内に設置するため、風(台風)、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。																																														
環境条件等	対応																																														
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である緊急時対策所内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。																																														
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。																																														
海水を透過する系統への影響	海水を透過することはない。																																														
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)																																														
風(台風)・積雪	緊急時対策所内に設置するため、風(台風)及び積雪の影響を受けない。																																														
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。																																														
<p>(2)操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤で操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、</u></p>	<p>(2)操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>(2)操作性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室のB-格納容器H2/O2濃度計盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>③, ⑦の相違</p>																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p> <p><u>フィルタ装置水素濃度</u>は、サンプリング方式による計測を実施しており、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外</u>でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。<u>格納容器ベントライン水素サンプリングラック及びFCVS 出口水素サンプリングラックの弁及び付属の操作スイッチ</u>を操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については<u>銘板を付ける</u>ことで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</p>	<p><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</u>は、サンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行う。サンプリング装置は、中央制御室の<u>SA監視操作盤</u>から操作が可能な設計とする。<u>SA監視操作盤</u>を操作するにあたり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象及び操作状況については画面表示された機器名称及び状態表示を確認することで識別可能とし、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p>	<p><u>間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)は、サンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室の重大事故操作盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については名称を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p><u>中性子源領域計装は、検出器駆動機構により炉心軸方向の中間レベルに検出器を挿入して計測し、中央制御室にて監視を行っている。中性子源領域計装は、中央制御室の原子炉制御盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施しており、屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。サンプリング装置は、中央制御室の重大事故操作盤で操作スイッチにより操作が可能な設計とする。サンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作及び中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については名称を表示することで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、車両による運搬、移動ができる設計とするとともに、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違，記載箇所の相違 【柏崎6/7，東海第二】 ③，⑦，⑩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】 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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>フィルタ装置スクラバ水 pH は、サンプリング方式による計測を実施しており、屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックの弁及び付属の操作スイッチを操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。</u></p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外で空冷装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p>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、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ (スイッチ操作)、操作 (スイッチ操作) することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器の接続は、<u>中央制御室、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内にて操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。操作場所である中央制御室、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。</u></p> <p>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接続箇所確実に接続が可能な設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、<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。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</p> <p>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、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、<u>重大事故等対応要員の操作性</u>を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ (スイッチ操作)、操作 (スイッチ操作) することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器の接続は、<u>中央制御室にて操作を可能とし、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。操作場所である中央制御室の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。</u></p> <p>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接続箇所確実に接続が可能な設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>第 3.15-12 表に操作対象機器を示す。</p>	<p>燃料プール監視カメラ用冷却設備は、<u>原子炉建物付属棟内で冷却設備の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり、想定される重大事故等の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p>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、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、<u>運転員及び復旧班員の操作性</u>を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において、設置場所である緊急時対策所において、一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ (スイッチ操作)、操作 (スイッチ操作) することにより、確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>その他の建物内にて接続操作が可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作が可能な設計とする。操作場所であるその他の建物内の各制御盤では、十分な操作空間を確保する。</u></p> <p>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接続箇所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の操作が可能な設計とする。</p> <p>第 3.15-7 表に操作対象機器を示す。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑱の相違</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】 島根 2号炉は、中央制御室近傍の補助盤室 (その他の建物内) で操作を行う</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>表 3.15-7 に操作対象機器を示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表 3.15-7 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="154 294 890 682"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>ラインナップ 起動・停止 系統切り替え</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動弁開閉 スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラバ水pH (サンプリング装置)</td> <td>ラインナップ 起動・停止</td> <td>屋外</td> <td>手動弁開閉 スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</td> <td>ラインナップ 停止⇒起動</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>手動弁開 スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>SPDS表示装置</td> <td>起動・停止 (パラメータ監視)</td> <td>5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) 中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)</td> <td>接続操作 スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止 系統切り替え	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動弁開閉 スイッチ操作	フィルタ装置スクラバ水pH (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止	屋外	手動弁開閉 スイッチ操作	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	ラインナップ 停止⇒起動	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動弁開 スイッチ操作	SPDS表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) 中央制御室	スイッチ操作	可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	接続操作 スイッチ操作	<p style="text-align: center;"><u>第 3.15-12 表 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="940 294 1709 682"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (A系⇔B系)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</td> <td>停止⇒起動</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>SPDSデータ表示装置</td> <td>起動・停止 (パラメータ監視)</td> <td>緊急時対策所</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続</td> <td>中央制御室</td> <td>接続操作 スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	フィルタ装置入口水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (A系⇔B系)	中央制御室	スイッチ操作	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	停止⇒起動	中央制御室	スイッチ操作	SPDSデータ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	緊急時対策所	スイッチ操作	可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室	接続操作 スイッチ操作	<p style="text-align: center;"><u>第 3.15-7 表 操作対象機器</u></p> <table border="1" data-bbox="1733 294 2502 1270"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>状態の変化</th> <th>操作場所</th> <th>操作方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td>停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>中性子源領域計装</td> <td>全挿入⇔全引抜</td> <td>中央制御室</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ出口水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>ラインナップ 停止・起動</td> <td>屋外 中央制御室</td> <td>手動弁開閉 接続操作 スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>燃料プール監視カメラ用冷却設備</td> <td>ラインナップ 停止⇒起動</td> <td>原子炉建物3階 (原子炉建物付属棟内)</td> <td>手動弁開閉 スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>SPDSデータ表示装置</td> <td>起動・停止 (パラメータ監視)</td> <td>緊急時対策所1階</td> <td>スイッチ操作</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続</td> <td>廃棄物処理建物1階 (その他の建物内)</td> <td>接続操作 スイッチ操作</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	格納容器水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作	中性子源領域計装	全挿入⇔全引抜	中央制御室	スイッチ操作	第1ベントフィルタ出口水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 停止・起動	屋外 中央制御室	手動弁開閉 接続操作 スイッチ操作	燃料プール監視カメラ用冷却設備	ラインナップ 停止⇒起動	原子炉建物3階 (原子炉建物付属棟内)	手動弁開閉 スイッチ操作	SPDSデータ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	緊急時対策所1階	スイッチ操作	可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	廃棄物処理建物1階 (その他の建物内)	接続操作 スイッチ操作	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 操作対象の相違</p>
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止 系統切り替え	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動弁開閉 スイッチ操作																																																																																																
フィルタ装置スクラバ水pH (サンプリング装置)	ラインナップ 起動・停止	屋外	手動弁開閉 スイッチ操作																																																																																																
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	ラインナップ 停止⇒起動	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動弁開 スイッチ操作																																																																																																
SPDS表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所) 中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	接続操作 スイッチ操作																																																																																																
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																
格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
フィルタ装置入口水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (A系⇔B系)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	停止⇒起動	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
SPDSデータ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	緊急時対策所	スイッチ操作																																																																																																
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室	接続操作 スイッチ操作																																																																																																
機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法																																																																																																
格納容器水素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	停止⇒起動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
中性子源領域計装	全挿入⇔全引抜	中央制御室	スイッチ操作																																																																																																
第1ベントフィルタ出口水素濃度 (サンプリング装置)	ラインナップ 停止・起動	屋外 中央制御室	手動弁開閉 接続操作 スイッチ操作																																																																																																
燃料プール監視カメラ用冷却設備	ラインナップ 停止⇒起動	原子炉建物3階 (原子炉建物付属棟内)	手動弁開閉 スイッチ操作																																																																																																
SPDSデータ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	緊急時対策所1階	スイッチ操作																																																																																																
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	廃棄物処理建物1階 (その他の建物内)	接続操作 スイッチ操作																																																																																																
<p style="text-align: right;">(58-3) (58-9)</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、想定される重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ 原子炉水位 (SA) ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> 	<p style="text-align: right;">(58-3) (58-8)</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、想定される重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉圧力容器温度</u> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ <u>原子炉水位 (SA広帯域)</u> ・ <u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> ・ <u>高圧代替注水系系統流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> 	<p style="text-align: right;">(58-3) (58-9)</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、想定される重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (広帯域) ・ 原子炉水位 (燃料域) ・ <u>原子炉水位 (SA)</u> ・ <u>高圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u> 																																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心注水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系系統流量</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</u> ・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u> ・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u> ・ <u>格納容器下部水位</u> ・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> ・ <u>起動領域モニタ</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系系統流量</u> ・ <u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u> ・ <u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)</u> ・ <u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</u> ・ <u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</u> ・ <u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> ・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ・ <u>格納容器下部水温</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度</u> ・ <u>ドライウエル圧力</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位</u> ・ <u>格納容器下部水位</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> ・ <u>起動領域計装</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> ・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> ・ <u>代替注水流量 (常設)</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>格納容器代替スプレイ流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量</u> ・ <u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u> ・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u> ・ <u>ドライウエル温度 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL温度 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u> ・ <u>ドライウエル水位</u> ・ <u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u> ・ <u>ペDESTAL水位</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑨の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違 (記載表現の相違 柏崎 6/7, 東海第二 は、ドライウエル雰囲気 温度にペDESTAL温度 を含んだパラメータと している) ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑫の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬, ⑭の相違 ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>平均出力領域モニタ</u> ・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置入口圧力</u> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> ・ <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> ・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> ・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 平均出力領域計装 ・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・ <u>フィルタ装置水位</u> ・ <u>フィルタ装置圧力</u> ・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> ・ <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> ・ <u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> ・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>代替淡水貯蔵槽水位</u> ・ <u>西側淡水貯水設備水位</u> ・ <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>平均出力領域計装</u> ・ <u>スクラバ容器水位</u> ・ <u>スクラバ容器圧力</u> ・ <u>スクラバ容器温度</u> ・ <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> ・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱除去ポンプ出口圧力</u> ・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> ・ <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u> ・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u> ・ <u>残留熱代替除去系ポンプ出口圧力</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ④の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑭の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑮の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑰の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑲の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違 ・ 設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ㉑の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ⑳の相違 ・ 設備の相違 【柏崎6/7】 ㉑の相違 ・ 設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u> <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及び緊急時対策支援システム伝送装置は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉建屋水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u> ・ <u>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)</u> ・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>使用済燃料プール監視カメラ</u> ・ <u>M/C 2C 電圧</u> ・ <u>M/C 2D 電圧</u> ・ <u>M/C HPCS 電圧</u> ・ <u>P/C 2C 電圧</u> ・ <u>P/C 2D 電圧</u> ・ <u>緊急用M/C 電圧</u> ・ <u>緊急用P/C 電圧</u> ・ <u>直流 125V 主母線盤 2A 電圧</u> ・ <u>直流 125V 主母線盤 2B 電圧</u> ・ <u>直流 125V 主母線盤HPCS 電圧</u> ・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧</u> ・ <u>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧</u> ・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u> ・ <u>非常用窒素供給系供給圧力</u> ・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u> ・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力</u> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>(3) 試験検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉建物水素濃度</u> ・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u> ・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u> ・ <u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>燃料プール水位 (SA)</u> ・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> ・ <u>燃料プール監視カメラ (SA)</u> ・ <u>C-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>D-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>HPCS-メタクラ母線電圧</u> ・ <u>C-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>D-ロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>緊急用メタクラ電圧</u> ・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u> ・ <u>A-115V 系直流盤母線電圧</u> ・ <u>B-115V 系直流盤母線電圧</u> ・ <u>SA用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</u> ・ <u>230V 系直流盤 (常用) 母線電圧</u> ・ <u>B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧</u> ・ <u>ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力</u> ・ <u>N₂ガスボンベ圧力</u> ・ <u>RCWサージタンク水位</u> ・ <u>RCW熱交換器出口温度</u> ・ <u>原子炉補機冷却ポンプ圧力</u> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバは、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)</p> <p>(i) 要求事項</p> <p>健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>(ii) 適合性</p>	<p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑧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>(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>

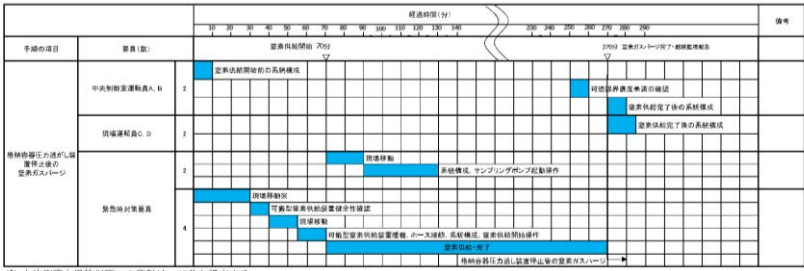
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。<u>表 3.15-8 に計装設備の試験・検査内容を示す。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(58-5)</p>	<p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、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、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、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第 3.15-13 表に計装設備の試験検査内容を示す。</u></p> <p style="text-align: right;">(58-5)</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<u>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、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。<u>第 3.15 - 8 表に計装設備の試験・検査内容を示す。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、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、模擬入力による性能の確認ができる設計とする。</p> <p style="text-align: right;">(58-5)</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
表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (1/2)					第 3.15-13 表 計装設備の試験検査内容 (1/3)					第 3.15-8 表 計装設備の試験及び検査(1/4)					・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の相違
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	
水位計	原子炉水位 (広帯域)	停止中	機能・性能試験	計器校正	水位計	原子炉水位 (広帯域)	停止中	機能・性能検査	計器校正	水位計	原子炉水位 (広帯域)	停止中	機能・性能試験	計器校正	
	原子炉水位 (燃料域)					原子炉水位 (燃料域)					原子炉水位 (燃料域)				
	原子炉水位 (SA)					原子炉水位 (SA広帯域)					原子炉水位 (SA)				原子炉水位 (SA)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位					原子炉水位 (SA燃料域)					サブプレッション・プール水位				サブプレッション・プール水位 (SA)
	フィルタ装置水位					フィルタ装置水位					スクラバ容器水位				スクラバ容器水位
	復水貯蔵槽水位 (SA)					代替淡水貯槽水位					低圧原子炉代替注水槽水位				低圧原子炉代替注水槽水位
格納容器下部水位	西側淡水貯水設備水位	RCWサージタンク水位	RCWサージタンク水位												
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正	圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能検査	動作確認	圧力計	原子炉圧力	停止中又は 運転中	機能・性能試験	計器校正	
	原子炉圧力 (SA)					原子炉圧力 (SA)					原子炉圧力 (SA)				
	格納容器内圧力 (D/W)					格納容器内圧力 (D/W)					燃料プール水位 (SA)				燃料プール水位 (SA)
	格納容器内圧力 (S/C)					格納容器内圧力 (S/C)					ドライウエル水位				ドライウエル水位
	フィルタ装置入口圧力					フィルタ装置入口圧力					ベデスタル水位				ベデスタル水位
	フィルタ装置金属フィルタ差圧					フィルタ装置金属フィルタ差圧					動作確認				動作確認
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力					高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力									
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力					残留熱除去系ポンプ吐出圧力									
	復水移送ポンプ吐出圧力					復水移送ポンプ吐出圧力									
	流量計					高圧代替注水系系統流量					停止中				機能・性能試験
原子炉隔離時冷却系系統流量		原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA)												
高圧炉心注水系系統流量		ドライウエル圧力	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA)											
復水補給水系流量 (RIIR A系代替注水流量)		サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル圧力 (SA)	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)											
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)		フィルタ装置圧力	スクラバ容器圧力	スクラバ容器圧力											
残留熱除去系系統流量		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力											
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力											
原子炉補機冷却水系系統流量		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力											
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力											
温度計		原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正	温度計	原子炉圧力容器温度	停止中又は 運転中	機能・性能検査	計器校正		温度計	原子炉圧力	停止中	
	ドライウエル雰囲気温度	原子炉圧力 (SA)					原子炉圧力 (SA)								
	サブプレッション・チェンバ気体温度	ドライウエル圧力					スクラバ容器圧力				スクラバ容器圧力				
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ圧力					高圧炉心スプレイポンプ出口圧力				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力				
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	フィルタ装置圧力					残留熱除去ポンプ出口圧力				残留熱除去ポンプ出口圧力				
	残留熱除去系熱交換器入口温度	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力					低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力				低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力				
	残留熱除去系熱交換器出口温度	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力					原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力				
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力					低圧炉心スプレイポンプ出口圧力				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力				
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力					残留熱代替除去系ポンプ出口圧力				残留熱代替除去系ポンプ出口圧力				
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力					ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力				ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力				
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正	水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度	停止中	機能・性能検査	計器校正	水素及び酸素濃度計	原子炉補機冷却ポンプ圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正	
	格納容器内酸素濃度 (SA)					格納容器内酸素濃度					格納容器内酸素濃度				
	フィルタ装置水素濃度					原子炉建屋水素濃度					N ₂ ガスポンプ圧力				N ₂ ガスポンプ圧力
	原子炉建屋水素濃度					格納容器内酸素濃度					原子炉補機冷却ポンプ圧力				原子炉補機冷却ポンプ圧力
放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正	放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	停止中	機能・性能検査	計器校正	放射線量率計	高圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	停止中	機能・性能試験	計器校正	
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)					低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)					低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)				
	フィルタ装置出口放射線モニタ					低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)					低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)				
	耐圧強化ベント系放射線モニタ					代替循環冷却系原子炉注水流量					代替循環冷却系原子炉注水流量				
pH計	フィルタ装置スクラバ水 pH	停止中	機能・性能試験	計器校正	pH計	フィルタ装置スクラバ水 pH	停止中	機能・性能検査	計器校正	pH計	原子炉隔離時冷却系系統流量	停止中	機能・性能試験	計器校正	
	起動領域モニタ					高圧炉心スプレイ系系統流量					高圧炉心スプレイ系系統流量				
原子炉出力	平均出力領域モニタ	停止中	機能・性能試験	計器校正	原子炉出力	平均出力領域モニタ	停止中	機能・性能検査	計器校正	原子炉出力	残留熱除去系系統流量	停止中	機能・性能試験	計器校正	
	起動領域モニタ					低圧炉心スプレイ系系統流量					低圧炉心スプレイ系系統流量				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																					
<p align="center"><u>表 3.15-8 計装設備の試験及び検査 (2/2)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器分類</th> <th>パラメータ</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td> <td></td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>外観確認 表示確認</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</td> <td></td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>外観確認 動作確認</td> </tr> <tr> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td></td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td></td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>模擬入力の確認</td> </tr> </tbody> </table>	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 表示確認	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 動作確認	安全パラメータ表示システム (SPDS)		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認	可搬型計測器		停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認	<p align="center"><u>第 3.15-13 表 計装設備の試験検査内容 (2/3)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器分類</th> <th>パラメータ</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">流量計</td> <td>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン)</td> <td rowspan="6">停止中</td> <td rowspan="6">機能・性能検査</td> <td rowspan="6">計器校正</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン)</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系海水系系統流量</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">温度計</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td rowspan="13">停止中</td> <td rowspan="13">機能・性能検査</td> <td rowspan="13">絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部水温</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ入口温度</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</td> <td rowspan="2">運転中又は停止中</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">水素及び酸素濃度計</td> <td>格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td rowspan="4">停止中</td> <td rowspan="4">機能・性能検査</td> <td rowspan="4">基準ガス校正 計器校正</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">放射線量率計</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)</td> <td rowspan="4">停止中</td> <td rowspan="4">機能・性能検査</td> <td rowspan="4">線源校正 計器校正</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>運転中又は停止中</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉出力</td> <td>起動領域計装</td> <td>運転中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>プラトー特性確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>計器校正</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域計装</td> <td>運転中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>プラトー特性確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>計器校正</td> </tr> </tbody> </table>	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	流量計	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン)	停止中	機能・性能検査	計器校正	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン)	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	残留熱除去系海水系系統流量	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能検査	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正	ドライウエル雰囲気温度	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	サブプレッション・プール水温度	格納容器下部水温	フィルタ装置スクラビング水温度	代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	運転中又は停止中	使用済燃料プール温度 (SA)	水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度 (SA)	停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正	フィルタ装置入口水素濃度	原子炉建屋水素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	停止中	機能・性能検査	線源校正 計器校正	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	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)	運転中又は停止中	原子炉出力	起動領域計装	運転中	機能・性能検査	プラトー特性確認		停止中	機能・性能検査	計器校正	平均出力領域計装	運転中	機能・性能検査	プラトー特性確認		停止中	機能・性能検査	計器校正	<p align="center"><u>第 3.15-8 表 計装設備の試験及び検査(2/4)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器分類</th> <th>パラメータ</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">流量計</td> <td>高圧原子炉代替注水流量</td> <td rowspan="12">停止中</td> <td rowspan="12">機能・性能試験</td> <td rowspan="12">計器校正</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去ポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td>代替注水流量(常設)</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注水流量</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)</td> </tr> <tr> <td>格納容器代替スプレイ流量</td> </tr> <tr> <td>ベDESTAL代替注水流量</td> </tr> <tr> <td>ベDESTAL代替注水流量(狭帯域用)</td> </tr> <tr> <td>残留熱代替除去系原子炉注水流量</td> </tr> <tr> <td>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">温度計</td> <td>原子炉圧力容器温度 (SA)</td> <td rowspan="13">停止中</td> <td rowspan="13">機能・性能試験</td> <td rowspan="13">絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>ベDESTAL温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>ベDESTAL水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素処理装置入口温度</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素処理装置出口温度</td> </tr> <tr> <td>R C W熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td>燃料プール水位・温度 (SA)</td> <td>停止中又は運転中</td> </tr> </tbody> </table>	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	流量計	高圧原子炉代替注水流量	停止中	機能・性能試験	計器校正	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	代替注水流量(常設)	低圧原子炉代替注水流量	低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	格納容器代替スプレイ流量	ベDESTAL代替注水流量	ベDESTAL代替注水流量(狭帯域用)	残留熱代替除去系原子炉注水流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	温度計	原子炉圧力容器温度 (SA)	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正	ドライウエル温度 (SA)	ベDESTAL温度 (SA)	ベDESTAL水温度 (SA)	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	サブプレッション・プール水温度 (SA)	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	スクラバ容器温度	静的触媒式水素処理装置入口温度	静的触媒式水素処理装置出口温度	R C W熱交換器出口温度	燃料プール水位・温度 (SA)	停止中又は運転中	<p align="center">備考</p> <p>・設備, 運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①～④の相違 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容																																																																																																																																				
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 表示確認																																																																																																																																				
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 動作確認																																																																																																																																				
安全パラメータ表示システム (SPDS)		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認																																																																																																																																				
可搬型計測器		停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認																																																																																																																																				
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容																																																																																																																																				
流量計	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン)	停止中	機能・性能検査	計器校正																																																																																																																																				
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン)																																																																																																																																							
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量																																																																																																																																							
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量																																																																																																																																							
	残留熱除去系海水系系統流量																																																																																																																																							
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)																																																																																																																																							
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能検査	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正																																																																																																																																				
	ドライウエル雰囲気温度																																																																																																																																							
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度																																																																																																																																							
	サブプレッション・プール水温度																																																																																																																																							
	格納容器下部水温																																																																																																																																							
	フィルタ装置スクラビング水温度																																																																																																																																							
	代替循環冷却系ポンプ入口温度																																																																																																																																							
	残留熱除去系熱交換器入口温度																																																																																																																																							
	残留熱除去系熱交換器出口温度																																																																																																																																							
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置																																																																																																																																							
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)				運転中又は停止中																																																																																																																																			
	使用済燃料プール温度 (SA)																																																																																																																																							
	水素及び酸素濃度計				格納容器内水素濃度 (SA)	停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正																																																																																																																																
		フィルタ装置入口水素濃度																																																																																																																																						
原子炉建屋水素濃度																																																																																																																																								
格納容器内酸素濃度 (SA)																																																																																																																																								
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	停止中	機能・性能検査	線源校正 計器校正																																																																																																																																				
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)																																																																																																																																							
	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)																																																																																																																																							
	耐圧強化ベント系放射線モニタ																																																																																																																																							
	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)	運転中又は停止中																																																																																																																																						
原子炉出力	起動領域計装	運転中	機能・性能検査	プラトー特性確認																																																																																																																																				
		停止中	機能・性能検査	計器校正																																																																																																																																				
	平均出力領域計装	運転中	機能・性能検査	プラトー特性確認																																																																																																																																				
		停止中	機能・性能検査	計器校正																																																																																																																																				
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容																																																																																																																																				
流量計	高圧原子炉代替注水流量	停止中	機能・性能試験	計器校正																																																																																																																																				
	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																																																																																																																																							
	代替注水流量(常設)																																																																																																																																							
	低圧原子炉代替注水流量																																																																																																																																							
	低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)																																																																																																																																							
	格納容器代替スプレイ流量																																																																																																																																							
	ベDESTAL代替注水流量																																																																																																																																							
	ベDESTAL代替注水流量(狭帯域用)																																																																																																																																							
	残留熱代替除去系原子炉注水流量																																																																																																																																							
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量																																																																																																																																								
残留熱除去系熱交換器冷却水流量																																																																																																																																								
温度計	原子炉圧力容器温度 (SA)	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正																																																																																																																																				
	ドライウエル温度 (SA)																																																																																																																																							
	ベDESTAL温度 (SA)																																																																																																																																							
	ベDESTAL水温度 (SA)																																																																																																																																							
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)																																																																																																																																							
	サブプレッション・プール水温度 (SA)																																																																																																																																							
	残留熱除去系熱交換器入口温度																																																																																																																																							
	残留熱除去系熱交換器出口温度																																																																																																																																							
	スクラバ容器温度																																																																																																																																							
	静的触媒式水素処理装置入口温度																																																																																																																																							
	静的触媒式水素処理装置出口温度																																																																																																																																							
	R C W熱交換器出口温度																																																																																																																																							
	燃料プール水位・温度 (SA)				停止中又は運転中																																																																																																																																			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																		
	<p align="center">第 3. 15-13 表 計装設備の試験検査内容 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器分類</th> <th>パラメータ</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">電圧計</td> <td>M/C 2C電圧</td> <td rowspan="14">停止中</td> <td rowspan="14">機能・性能検査</td> <td rowspan="14">計器校正</td> </tr> <tr><td>M/C 2D電圧</td></tr> <tr><td>M/C HPCS電圧</td></tr> <tr><td>P/C 2C電圧</td></tr> <tr><td>P/C 2D電圧</td></tr> <tr><td>緊急用M/C電圧</td></tr> <tr><td>緊急用P/C電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 2 A電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 2 B電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤HPCS電圧</td></tr> <tr><td>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A電圧</td></tr> <tr><td>直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B電圧</td></tr> <tr><td>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td></tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>運転中又は停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>外観点検表示確認</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</td> <td>運転中又は停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>外観点検動作確認</td> </tr> <tr> <td>安全系パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>運転中又は停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>外観検査機能(データの表示及び伝送)確認</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>運転中又は停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>模擬入力の確認</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>運転中又は停止中</td> <td>機能・性能検査</td> <td>模擬入力の確認</td> </tr> </tbody> </table>	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	電圧計	M/C 2C電圧	停止中	機能・性能検査	計器校正	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 2 A電圧	直流 125V 主母線盤 2 B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 2 A電圧	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B電圧	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	使用済燃料プール監視カメラ	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検表示確認	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検動作確認	安全系パラメータ表示システム (SPDS)	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観検査機能(データの表示及び伝送)確認	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)	運転中又は停止中	機能・性能検査	模擬入力の確認	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)	運転中又は停止中	機能・性能検査	模擬入力の確認	<p align="center">第 3. 15 - 8 表 計装設備の試験及び検査(3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計器分類</th> <th>パラメータ</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">水素及び酸素濃度計</td> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="6">停止中</td> <td rowspan="6">機能・性能試験</td> <td rowspan="6">基準ガス校正 計器校正</td> </tr> <tr><td>格納容器水素濃度 (SA)</td></tr> <tr><td>第1ベントフィルタ出口水素濃度</td></tr> <tr><td>原子炉建物水素濃度</td></tr> <tr><td>格納容器酸素濃度</td></tr> <tr><td>格納容器酸素濃度 (SA)</td></tr> <tr> <td rowspan="4">放射線量率計</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)</td> <td rowspan="4">停止中</td> <td rowspan="4">機能・性能試験</td> <td rowspan="4">線源校正 計器校正</td> </tr> <tr><td>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)</td></tr> <tr><td>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)</td></tr> <tr><td>燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (SA)</td></tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉出力</td> <td>中性子源領域計装</td> <td>運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>プラトー特性</td> </tr> <tr> <td></td> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>計器校正</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域計装</td> <td>運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>プラトー特性</td> </tr> <tr> <td></td> <td>停止中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>計器校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">電圧計</td> <td>C-メタクラ母線電圧</td> <td rowspan="11">停止中</td> <td rowspan="11">機能・性能試験</td> <td rowspan="11">計器校正</td> </tr> <tr><td>D-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>HPCS-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>C-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>緊急用メタクラ電圧</td></tr> <tr><td>SAロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>A-115V系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td>B-115V系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td>SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>230V系直流盤(常用)母線電圧</td></tr> <tr><td>B1-115V系蓄電池(SA)電圧</td></tr> </tbody> </table>	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容	水素及び酸素濃度計	格納容器水素濃度	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正	格納容器水素濃度 (SA)	第1ベントフィルタ出口水素濃度	原子炉建物水素濃度	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正	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)	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)	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (SA)	原子炉出力	中性子源領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性		停止中	機能・性能試験	計器校正	平均出力領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性		停止中	機能・性能試験	計器校正	電圧計	C-メタクラ母線電圧	停止中	機能・性能試験	計器校正	D-メタクラ母線電圧	HPCS-メタクラ母線電圧	C-ロードセンタ母線電圧	D-ロードセンタ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	SAロードセンタ母線電圧	A-115V系直流盤母線電圧	B-115V系直流盤母線電圧	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧	230V系直流盤(常用)母線電圧	B1-115V系蓄電池(SA)電圧	<p>・設備, 運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①~④の相違 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容																																																																																																	
電圧計	M/C 2C電圧	停止中	機能・性能検査	計器校正																																																																																																	
	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 2 A電圧																																																																																																				
	直流 125V 主母線盤 2 B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 2 A電圧																																																																																																				
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B電圧																																																																																																				
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																																																																																				
	使用済燃料プール監視カメラ				運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検表示確認																																																																																														
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検動作確認																																																																																																		
安全系パラメータ表示システム (SPDS)	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観検査機能(データの表示及び伝送)確認																																																																																																		
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)	運転中又は停止中	機能・性能検査	模擬入力の確認																																																																																																		
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)	運転中又は停止中	機能・性能検査	模擬入力の確認																																																																																																		
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容																																																																																																	
水素及び酸素濃度計	格納容器水素濃度	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正																																																																																																	
	格納容器水素濃度 (SA)																																																																																																				
	第1ベントフィルタ出口水素濃度																																																																																																				
	原子炉建物水素濃度																																																																																																				
	格納容器酸素濃度																																																																																																				
	格納容器酸素濃度 (SA)																																																																																																				
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正																																																																																																	
	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)																																																																																																				
	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)																																																																																																				
	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (SA)																																																																																																				
原子炉出力	中性子源領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性																																																																																																	
		停止中	機能・性能試験	計器校正																																																																																																	
	平均出力領域計装	運転中	機能・性能試験	プラトー特性																																																																																																	
		停止中	機能・性能試験	計器校正																																																																																																	
電圧計	C-メタクラ母線電圧	停止中	機能・性能試験	計器校正																																																																																																	
	D-メタクラ母線電圧																																																																																																				
	HPCS-メタクラ母線電圧																																																																																																				
	C-ロードセンタ母線電圧																																																																																																				
	D-ロードセンタ母線電圧																																																																																																				
	緊急用メタクラ電圧																																																																																																				
	SAロードセンタ母線電圧																																																																																																				
	A-115V系直流盤母線電圧																																																																																																				
	B-115V系直流盤母線電圧																																																																																																				
	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧																																																																																																				
	230V系直流盤(常用)母線電圧																																																																																																				
B1-115V系蓄電池(SA)電圧																																																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																									
<p>(4)切り替えの容易性 (設置許可基準規則第43 条第1 項四)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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、本来の用途以外に使用しない設計とする。</p> <p><u>フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系を使用する際には格納容器圧力逃がし装置と切り替えるために弁の切り替え操作が必要であるが、現場にて容易に切り替え可能な設計とする。</u></p> <p><u>図 3.15-1 にフィルタ装置水素濃度計測のタイムチャートを示す。</u></p>	<p>(4)切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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、本来の用途以外に使用しない設計とする。</p>	<p style="text-align: center;"><u>第 3.15 - 8 表 計装設備の試験及び検査 (4/4)</u></p> <table border="1" data-bbox="1736 247 2496 699"> <thead> <tr> <th>計器分類</th> <th>パラメータ</th> <th>発電用原子炉の状態</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>燃料プール監視カメラ (SA)</td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>外観点検表示確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料プール監視カメラ用冷却設備</td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>外観点検動作確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型計測器</td> <td>停止中又は運転中</td> <td>機能・性能試験</td> <td>模擬入力の確認</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4)切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>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<u>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、本来の用途以外に使用しない設計とする。</p>	計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容		燃料プール監視カメラ (SA)	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検表示確認		燃料プール監視カメラ用冷却設備	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検動作確認		安全パラメータ表示システム (SPDS)	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認		可搬型計測器	停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認	<p>・設備、運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>①～④の相違</p> <p>設備設計の相違による設備仕様の相違</p> <p>(記載表現の相違)</p> <p>柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>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>
計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容																								
	燃料プール監視カメラ (SA)	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検表示確認																								
	燃料プール監視カメラ用冷却設備	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観点検動作確認																								
	安全パラメータ表示システム (SPDS)	停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 機能(データの表示及び伝送)確認																								
	可搬型計測器	停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認																								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図 3.15-1 フィルタ装置水素濃度計測のタイムチャート*</p>			<p>・設備の相違 【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>* : 「<u>実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準</u>」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、本来の用途以外に使用しない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。図 3.15-2 に中央制御室及び現場 (原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内) での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャートを示す。 (58-9)</p>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、本来の用途以外に使用しない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、本来の用途以外には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。</p> <p>第 3.15-1 図に中央制御室での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャートを示す。 (58-8)</p>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、本来の用途以外に使用しない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、本来の用途以外には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。第 3.15-1 図に現場 (その他の建物内) での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測タイムチャートを示す。 (58-9)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、中央制御室近傍の補助盤室 (その他の建物内) で操作を行う</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
可搬型計測器によるパラメータ計測 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A、B 2	接続開始												
中央制御室での可搬型計測器接続														
可搬型計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C、D 2	接続完了、計測開始												
現場での可搬型計測器接続														

図 3.15-2 可搬型計器による監視パラメータ計測のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.15で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、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。

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、通常時は他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統構成

東海第二発電所 (2018.9.18版)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
可搬型計測器によるパラメータ確認	重大事故等対応要員 2	移動												
▽53分 接続開始 ▽63分 接続完了、計測開始														
1 測定点当たり 10分 (接続、測定のみ)														

第 3.15-1 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測のタイムチャート※

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.15(事故時の計装に関する手順等)で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

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。

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。

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、通常時は他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統

島根原子力発電所 2号炉

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		
可搬型計測器によるパラメータ確認	現場運転員B、C 2	接続完了、計測開始												
1 測定点当たり 10分 (接続、測定のみ)														

第 3.15-1 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート※

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.15で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

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。

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。

安全パラメータ表示システム (SPDS) は、通常時は他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統

備考

・運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2 号炉は、可搬型計測器による計測を廃棄物処理建物 1 階 (現場) で現場運転員 2 名により実施する。柏崎 6/7 号炉は、中央制御室及び現場で運転員 2 名により実施する。東海第二は緊急時対策所から中央制御室まで移動し、中央制御室で重大事故等対応要員 2 名により実施する。

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根 2 号炉は、多重性を有するパラメータについて、電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)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(58-3)</p> <p>(6)設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>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、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</p> <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが、中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作可能な設計であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p>	<p>構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで、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を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(58-3)</p> <p>(6)設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>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、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</p> <p><u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度は、原子炉建屋原子炉棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置されている設備であるが、中央制御室のSA監視操作盤から操作可能な設計であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p>	<p>構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(58-3)</p> <p>(6)設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>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<u>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、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</p> <p><u>格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は、原子炉棟内に設置されている設備であるが、中央制御室のB-格納容器H2/O2濃度計盤から操作可能な設計であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、原子炉棟内に設置されている設備であるが、中央制御室の重大事故操作盤から操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>中性子源領域計装は、原子炉格納容器内に設置されている設備であるが、中央制御室の原子炉制御盤から操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない</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> <p>・設備の相違 【東海第二】 ③、⑦の相違</p> <p>・設備の相違、記載箇所の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ③、⑦、⑯の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>フィルタ装置水素濃度は、原子炉建屋内の原子炉区域外の格納容器ベントライン水素サンプリングラック及びFCVS 出口水素サンプリングラックに設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>フィルタ装置スクラバ水 pH は、屋外の格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックに設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 表示装置は、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>可搬型計測器は、中央制御室、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で計装ケーブルの接続及び操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>表 3. 15-9 に操作対象機器設置場所を示す。</u></p>	<p><u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋付属棟に設置されている設備であるが、中央制御室の制御盤から操作可能な設計であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>安全系パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>可搬型計測器は、中央制御室で計装ケーブルの接続及び操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれの少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>第 3. 15-14 表に操作対象機器設置場所を示す。</u></p>	<p><u>ため操作が可能である。</u></p> <p><u>第 1 ベントフィルタ出口水素濃度は、屋外に設置する設備であるが、屋外及び中央制御室の重大事故操作盤から操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>可搬型計測器は、その他の建物内で計装ケーブルの接続及び操作が可能であり、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p><u>第 3. 15-9 表に操作対象機器設置場所を示す。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑪の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、中央制御室近傍の補助盤室（その他の建物内）で操作を行う

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																													
<p style="text-align: center;"><u>表 3.15-9 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">機器名称</th> <th style="width: 45%;">設置場所</th> <th style="width: 30%;">操作/監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td rowspan="2">中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上中3階(7号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)</td> <td rowspan="2">中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋地上中3階(7号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置 スクラバ水 pH (サンプリング装置)</td> <td>屋外</td> <td>屋外/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置</td> <td>原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁</td> <td>原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> <td>原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)</td> </tr> <tr> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)</td> <td>5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)</td> <td>中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(58-3) (58-9)</p>	機器名称	設置場所	操作/監視場所	格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室/中央制御室	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)	格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室/中央制御室	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)	フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)/中央制御室	フィルタ装置 スクラバ水 pH (サンプリング装置)	屋外	屋外/中央制御室	使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	安全パラメータ表示システム (SPDS)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	可搬型計測器	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	<p style="text-align: center;"><u>第 3.15-14 表 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">機器名称</th> <th style="width: 45%;">設置場所</th> <th style="width: 30%;">操作/監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋原子炉棟 3階</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建屋廃棄物処理棟 3階</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置</td> <td>原子炉建屋付属棟 4階</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>SPDSデータ表示装置</td> <td>緊急時対策所</td> <td>緊急時対策所/緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>中央制御室</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(58-3) (58-8)</p>	機器名称	設置場所	操作/監視場所	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	原子炉建屋原子炉棟 3階	中央制御室/中央制御室	フィルタ装置入口水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋廃棄物処理棟 3階	中央制御室/中央制御室	使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置	原子炉建屋付属棟 4階	中央制御室/中央制御室	SPDSデータ表示装置	緊急時対策所	緊急時対策所/緊急時対策所	可搬型計測器	中央制御室	中央制御室/中央制御室	<p style="text-align: center;"><u>第 3.15-9 表 操作対象機器設置場所</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">機器名称</th> <th style="width: 45%;">設置場所</th> <th style="width: 30%;">操作/監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建物 3階 (原子炉棟内)</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建物 3階 (原子炉棟内)</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建物中 2階 (原子炉棟内)</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)</td> <td>原子炉建物中 2階 (原子炉棟内)</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>中性子源領域計装</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>中央制御室/中央制御室</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ出口 水素濃度 (サンプリング装置)</td> <td>屋外</td> <td>屋外及び中央制御室 /中央制御室</td> </tr> <tr> <td>燃料プール監視カメラ用 冷却設備</td> <td>原子炉建物 3階 (原子炉建物付属棟内)</td> <td>原子炉建物 3階 (原子炉建物付属棟内)</td> </tr> <tr> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>緊急時対策所 1階 (緊急時対策所内)</td> <td>緊急時対策所 1階 (緊急時対策所内)</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>廃棄物処理建物 1階 (その他の建物内)</td> <td>廃棄物処理建物 1階 (その他の建物内)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">(58-3) (58-9)</p>	機器名称	設置場所	操作/監視場所	格納容器水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室	格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室	格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)	原子炉建物中 2階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室	格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	原子炉建物中 2階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室	中性子源領域計装	原子炉格納容器内	中央制御室/中央制御室	第1ベントフィルタ出口 水素濃度 (サンプリング装置)	屋外	屋外及び中央制御室 /中央制御室	燃料プール監視カメラ用 冷却設備	原子炉建物 3階 (原子炉建物付属棟内)	原子炉建物 3階 (原子炉建物付属棟内)	安全パラメータ表示システム (SPDS)	緊急時対策所 1階 (緊急時対策所内)	緊急時対策所 1階 (緊急時対策所内)	可搬型計測器	廃棄物処理建物 1階 (その他の建物内)	廃棄物処理建物 1階 (その他の建物内)	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 操作対象の相違</p>
機器名称	設置場所	操作/監視場所																																																																														
格納容器内水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室/中央制御室																																																																														
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)																																																																															
格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階及び中3階(6号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室/中央制御室																																																																														
	原子炉建屋地上中3階(7号炉) (原子炉建屋原子炉区域内)																																																																															
フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上3階(原子炉建屋内の原子炉区域外)/中央制御室																																																																														
フィルタ装置 スクラバ水 pH (サンプリング装置)	屋外	屋外/中央制御室																																																																														
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																														
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	原子炉建屋地上4階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)																																																																														
安全パラメータ表示システム (SPDS)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋地上3階 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)																																																																														
可搬型計測器	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)	中央制御室 原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉区域外) タービン建屋地下中2階 (その他の建屋内)																																																																														
機器名称	設置場所	操作/監視場所																																																																														
格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	原子炉建屋原子炉棟 3階	中央制御室/中央制御室																																																																														
フィルタ装置入口水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋廃棄物処理棟 3階	中央制御室/中央制御室																																																																														
使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置	原子炉建屋付属棟 4階	中央制御室/中央制御室																																																																														
SPDSデータ表示装置	緊急時対策所	緊急時対策所/緊急時対策所																																																																														
可搬型計測器	中央制御室	中央制御室/中央制御室																																																																														
機器名称	設置場所	操作/監視場所																																																																														
格納容器水素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室																																																																														
格納容器酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建物 3階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室																																																																														
格納容器水素濃度 (SA) (サンプリング装置)	原子炉建物中 2階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室																																																																														
格納容器酸素濃度 (SA) (サンプリング装置)	原子炉建物中 2階 (原子炉棟内)	中央制御室/中央制御室																																																																														
中性子源領域計装	原子炉格納容器内	中央制御室/中央制御室																																																																														
第1ベントフィルタ出口 水素濃度 (サンプリング装置)	屋外	屋外及び中央制御室 /中央制御室																																																																														
燃料プール監視カメラ用 冷却設備	原子炉建物 3階 (原子炉建物付属棟内)	原子炉建物 3階 (原子炉建物付属棟内)																																																																														
安全パラメータ表示システム (SPDS)	緊急時対策所 1階 (緊急時対策所内)	緊急時対策所 1階 (緊急時対策所内)																																																																														
可搬型計測器	廃棄物処理建物 1階 (その他の建物内)	廃棄物処理建物 1階 (その他の建物内)																																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1)容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> ・<u>高圧炉心注水系系統流量</u> ・<u>残留熱除去系系統流量</u> <p>・<u>格納容器内水素濃度</u></p>	<p>3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1)容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u> ・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u> ・<u>残留熱除去系系統流量</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> 	<p>3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針</p> <p>(1)容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u> ・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> ・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u> ・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u> <p>・<u>格納容器水素濃度</u></p>	<p>・設備の相違</p> <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(②の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度(2個)と新たに設置した格納容器内水素濃度(SA)(2個)を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> ・ <u>起動領域モニタ</u> ・ <u>平均出力領域モニタ</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u> ・ <u>起動領域計装</u> ・ <u>平均出力領域計装</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u> ・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)</u> ・ <u>中性子源領域計装</u> ・ <u>平均出力領域計装</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u> 	<p>備として使用せず、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。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 (S A) (1 個) を重大事故等対処設備としている。(③の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二は、起動領域計装 (S R N M) を設置しているが、島根 2 号炉は、中性子源領域計装 (S R M) を採用している(④の相違) ・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉, 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 (⑤の相違)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</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、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器温度</u> ・原子炉圧力 (SA) ・原子炉水位 (SA) <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧代替注水系系統流量</u> ・<u>復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</u> ・<u>復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</u> ・<u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> 	<p>・<u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</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、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器温度</u> ・原子炉圧力 (SA) ・<u>原子炉水位 (SA広帯域)</u> ・<u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> ・<u>高圧代替注水系系統流量</u> ・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)</u> ・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)</u> ・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)</u> ・<u>低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)</u> ・<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</u> ・<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</u> ・<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u> 	<p>・<u>燃料プール水位・温度 (SA)</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、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器温度 (SA)</u> ・原子炉圧力 (SA) ・<u>原子炉水位 (SA)</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧原子炉代替注水流量</u> ・<u>代替注水流量 (常設)</u> ・<u>低圧原子炉代替注水流量</u> ・<u>低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)</u> ・<u>格納容器代替スプレイ流量</u> ・<u>ペDESTAL代替注水流量</u> ・<u>ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <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(⑧の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>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】</p> <p>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</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u> (58-6) <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必要となるデータ量を伝送及び表示を可能な設計とする。</p> <p>また、重大事故時、発電所内の必要のある場所に必要データ量を伝送及び表示が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち <u>SPDS 表示装置</u> は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に1式を設置し、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1式を</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u> ・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・ <u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u> (58-6) <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、<u>重大事故時、発電所内の必要のある場所に必要データ量を伝送及び表示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) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所内</u>に1式を設置し、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1式を保管</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u> ・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u> ・ <u>燃料プール水位 (SA)</u> ・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> ・ <u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)</u> (58-6) <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、<u>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。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、<u>設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送及び表示を可能な設計とする。</u></p> <p>また、<u>重大事故時、発電所内の必要のある場所に必要データ量を伝送及び表示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) のうち <u>SPDS データ表示装置</u> は、<u>緊急時対策所内</u>に1式を設置し、保守点検又は故障時のバックアップ用として、自主的に1式を保管</p>	<p>冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから、その圧力計を使用しているが、島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に圧力計を設置している (以下、㉓の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、ガイドパルス式の検出器、柏崎6/7, 東海第二は熱電対の検出器を採用している (㉔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>保管する設計とする。</p> <p>(2)共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、号炉の区別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号炉で共有する設計とする。</u></p> <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、号炉の区別なく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>(3)設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パ</p>	<p>する設計とする。</p> <p>(2)共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、<u>二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p> <p>(3)設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パ</p>	<p>する設計とする。</p> <p>(2)共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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<u>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、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、<u>号炉の区別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 (事故対応を含む。) を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。</u></p> <p>また、<u>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、号炉の区別なく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>(3)設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パ</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> <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 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は単独申請であるが、島根 3号炉と廃炉プラントである島根 1号炉を考慮して記載)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ラメータと異なる物理量（水位，注水量等）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>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共通要因によって，その機能が損なわれることを防止するために，可能な限り多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする（詳細については，「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。</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【57条】」に記載する。</p> <p style="text-align: right;">(58-2) (58-3)</p>	<p>ラメータと異なる物理量（水位，注水量等）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>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共通要因によって，その機能が損なわれることを防止するために，可能な限り多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする（詳細については，「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。</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の電源は，共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「3.14 電源設備【57条】」に記載する。</p> <p style="text-align: right;">(58-2) (58-3)</p>	<p>ラメータと異なる物理量（水位，注水量等）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>安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共通要因によって，その機能が損なわれることを防止するために，可能な限り多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする（詳細については，「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す）。</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の電源は，共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「3.14 電源設備【57条】」に記載する。</p> <p style="text-align: right;">(58-2) (58-3)</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>
<p>3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</p> <p>(1)容量（設置許可基準規則第43条第3項一）</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。</p>	<p>3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</p> <p>(1)容量（設置許可基準規則第43条第3項一）</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。</p>	<p>3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針</p> <p>(1)容量（設置許可基準規則第43条第3項一）</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><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，1セット1個と，故障時及び保守点検による待機除</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として <u>6号炉、7号炉それぞれ1セット24個</u>（測定時の故障を想定した予備として、<u>6号炉、7号炉それぞれ1個含む</u>）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として <u>24個（6号及び7号炉共用）</u>を含めて合計 <u>72個</u>を分散して保管する設計とする。 (58-3) (58-9)</p> <p>(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二） (i) 要求事項 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>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容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。</p>	<p><u>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）</u>は、1セット <u>20個</u>（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として <u>20個</u>を含めて合計 <u>40個</u>を分散して保管する。</p> <p><u>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）</u>は、1セット <u>19個</u>（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として <u>19個</u>を含めて合計 <u>38個</u>を分散して保管する。 (58-3) (58-8)</p> <p>(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二） (i) 要求事項 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 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>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容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。</p>	<p><u>外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器は、<u>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として1セット30個</u>（測定時の故障を想定した予備として、1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として <u>30個</u>を含めて合計 <u>60個</u>を分散して保管する設計とする。 (58-3) (58-9)</p> <p>(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二） (i) 要求事項 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii) 適合性 基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。 <u>第1ベントフィルタ出口水素濃度の計装ケーブル及び電源ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、容易かつ確実に接続可能な設計とする。</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とともに、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</u></p> <p>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容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ①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</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑯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>(58-9)</p> <p>(3)複数の接続口 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>可搬型計測器は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、<u>中央制御室、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内</u>から接続可能な設計とする。</p> <p>(58-9)</p>	<p>(58-9)</p> <p>(3)複数の接続口 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>可搬型計測器は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、<u>中央制御室</u>から接続可能な設計とする。</p> <p>(58-8)</p>	<p>(58-9)</p> <p>(3)複数の接続口 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。) の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止について」に示す。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、屋外から接続可能な設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、<u>その他の建物内</u>から接続可能な設計とする。</p> <p>(58-9)</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、中央制御室近傍の補助盤室(その他の建物内)で操作を行う</p>
<p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において 可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、<u>中央制御室、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内</u>で操作可能な設計とする。</p> <p>(58-3) (58-9)</p>	<p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である<u>中央制御室</u>で操作可能な設計とする。</p> <p>(58-3) (58-8)</p>	<p>(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において 可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度の接続操作は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である屋外で操作可能な設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、<u>線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所</u>である、<u>その他の建物内</u>で操作可能な設計とする。</p> <p>(58-3) (58-9)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、中央制御室近傍の補助盤室(そ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5)保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>可搬型計測器は, 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とは異なる場所である<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>に保管することとし, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(58-3) (58-9)</p> <p>(6)アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>(5)保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>可搬型計測器は, 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とは異なる場所である<u>原子炉建屋付属棟及び緊急時対策所建屋内</u>に保管することとし, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(58-3) (58-8)</p> <p>(6)アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>(5)保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は, 同一目的の常設重大事故等対処設備はないが, 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で, 位置的分散を図り第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器は, 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とは異なる場所である<u>廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内</u>に保管することとし, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(58-3) (58-9)</p> <p>(6)アクセスルートの確保 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において, 可搬型重大事故等対処設備を運搬し, 又は他の設備の被害状況を把握するため, 工場等内の道路及び通路が確保できるよう, 適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は, 第1保管エリア及</u></p>	<p>他の建物内)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</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>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>にて保管しており、可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、<u>中央制御室、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内</u>であり、アクセスルートは確保されている。</p> <p>(58-3) (58-9)</p> <p>(7)設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第3項七)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>可搬型計測器は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮し、<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>に保管することで位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(58-3) (58-9)</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>に保管しており、<u>保管場所から接続場所までの運搬経路</u>について、移動に支障を来すことがないよう複数のアクセスルートを確認する。</p> <p>(58-3) (58-8)</p> <p>(7)設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第3項七)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>可搬型計測器は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮し、<u>原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内</u>に保管することで位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(58-3) (58-8)</p>	<p><u>び第4保管エリアに保管しており、接続操作は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である屋外であり、アクセスルートは確保されている。</u></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>にて保管しており、可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である、<u>その他の建物内</u>であり、アクセスルートは確保されている。</p> <p>(58-3) (58-9)</p> <p>(7)設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第3項七)</p> <p>(i)要求事項</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>(ii)適合性</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、同一目的の常設重大事故等対処設備又は代替する機能を有する設計基準対象施設はない。</u></p> <p>可搬型計測器は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮し、<u>廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内</u>に保管することで位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(58-3) (58-9)</p>	<p>【柏崎6/7、東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、中央制御室近傍の補助盤室(その他の建物内)で操作を行う</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 ⑩の相違</p>

表 3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要

1.15	事故時の計装に関する手順等
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、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直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、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。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

第 3.15-15 表 重大事故等対策における手順書の概要

1.15	事故時の計装に関する手順等
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止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直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、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。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

第 3.15-10 表 重大事故等対策における手順書の概要

1.15	事故時の計装に関する手順等
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、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直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要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、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、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。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

・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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="172 268 252 919" rowspan="2"> 対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時 </td> <td data-bbox="290 268 341 388">他チャンネルによる計測</td> <td data-bbox="350 268 884 388"> 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="290 394 341 919">代替パラメータによる推定</td> <td data-bbox="350 394 884 919"> 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・必要なpHが確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する </td> </tr> </table>	対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・必要なpHが確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する	<p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="964 268 1044 919" rowspan="2"> 対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時 </td> <td data-bbox="1083 268 1133 388">他チャンネルによる計測</td> <td data-bbox="1142 268 1691 388"> 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1083 394 1133 919">代替パラメータによる推定</td> <td data-bbox="1142 394 1691 919"> 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・原子炉圧力容器破損後にベDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を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推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定 </td> </tr> </table>	対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・原子炉圧力容器破損後にベDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を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推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1748 268 1828 919" rowspan="2"> 対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時 </td> <td data-bbox="1866 268 1917 388">他チャンネルによる計測</td> <td data-bbox="1926 268 2487 388"> 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1866 394 1917 919">代替パラメータによる推定</td> <td data-bbox="1926 394 2487 919"> 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定 </td> </tr> </table>	対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定	
対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時		他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。															
	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・必要なpHが確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する																
対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。																
	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・原子炉圧力容器破損後にベDESTAL（ドライウェル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・注水量をポンプの注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を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推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定																
対応手段等 監視機能喪失時 計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。																
	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・燃料プールの状態を同一物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="172 226 249 856" rowspan="2"> 対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合 </td> <td data-bbox="249 226 338 856"> 代替パラメータによる推定 </td> <td data-bbox="338 226 878 730"> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流速)、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流速)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流速) が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉压力容器内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を監視するパラメータである復水補給水系流量 (格納容器下部注水流速) が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="249 730 338 856"> 可搬型計測器による計測 </td> <td data-bbox="338 730 878 856"> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> </td> </tr> </table>	対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流速)、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流速)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流速) が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉压力容器内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を監視するパラメータである復水補給水系流量 (格納容器下部注水流速) が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。 	可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>	<p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="961 226 1009 1218" rowspan="2"> 対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合 </td> <td data-bbox="1009 226 1121 1218"> 代替パラメータによる推定 </td> <td data-bbox="1121 226 1703 924"> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える (500℃以上) 場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流速、代替循環冷却系原子炉注水流速、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイス系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイス系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により推定可能である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1009 924 1121 1218"> 可搬型計測器による計測 </td> <td data-bbox="1121 924 1703 1218"> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> </td> </tr> </table>	対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える (500℃以上) 場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流速、代替循環冷却系原子炉注水流速、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイス系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイス系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により推定可能である。</p>	可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1751 226 1828 856" rowspan="2"> 対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合 </td> <td data-bbox="1828 226 1911 856"> 代替パラメータによる推定 </td> <td data-bbox="1911 226 2481 659"> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲 (把握能力) を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える (500℃以上) 場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、高圧炉心スプレイスポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイスポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流速、残留熱代替除去系原子炉注水流速のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度 (SA) により推定可能である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1828 659 1911 856"> 可搬型計測器による計測 </td> <td data-bbox="1911 659 2481 856"> <p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p> </td> </tr> </table>	対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲 (把握能力) を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える (500℃以上) 場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、高圧炉心スプレイスポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイスポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流速、残留熱代替除去系原子炉注水流速のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度 (SA) により推定可能である。</p>	可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>	備考
対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合		代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流速)、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流速)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、原子炉压力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により監視可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流速) が計測範囲を超えた場合において、低圧代替注水系使用時は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉压力容器内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を監視するパラメータである復水補給水系流量 (格納容器下部注水流速) が計測範囲を超えた場合は、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。 															
	可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>																
対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える (500℃以上) 場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流速、代替循環冷却系原子炉注水流速、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイス系系統流量、残留熱除去系系統流量及び低圧炉心スプレイス系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度により推定可能である。</p>																
	可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>																
対応手段等 監視機能喪失時 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器の温度及び水位の値が計器の計測範囲 (把握能力) を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える (500℃以上) 場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。 原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、高圧炉心スプレイスポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイスポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流速、残留熱代替除去系原子炉注水流速のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度 (SA) により推定可能である。</p>																
	可搬型計測器による計測	<p>原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</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																														
<table border="1"> <tr> <td data-bbox="184 241 222 430">計器電源喪失時</td> <td data-bbox="281 241 884 430"> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内蓄電式直流電源設備から給電する。 ・代替交流電源設備等から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="184 430 222 556">パラメータ記録</td> <td data-bbox="281 430 884 556"> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="184 556 222 703">発電用原子炉施設の状態把握</td> <td data-bbox="281 556 884 703"> <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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="184 703 222 808">確からしさの考慮</td> <td data-bbox="281 703 884 808"> <p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="184 808 222 997">計測又は監視の留意事項</td> <td data-bbox="281 808 884 997"> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p> </td> </tr> </table>	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内蓄電式直流電源設備から給電する。 ・代替交流電源設備等から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>	発電用原子炉施設の状態把握	<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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p>	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>	計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p>	<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="973 262 1012 598">計器電源喪失時</td> <td data-bbox="1113 262 1697 598"> <p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・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する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="973 598 1012 766">パラメータ記録</td> <td data-bbox="1113 598 1697 766"> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="973 766 1012 913">発電用原子炉施設の状態把握</td> <td data-bbox="1113 766 1697 913"> <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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="973 913 1012 1081">確からしさの考慮</td> <td data-bbox="1113 913 1697 1081"> <p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="973 1081 1012 1291">計測又は監視の留意事項</td> <td data-bbox="1113 1081 1697 1291"> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p> </td> </tr> </table>	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・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する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>	発電用原子炉施設の状態把握	<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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p>	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>	計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1762 241 1801 493">計器電源喪失時</td> <td data-bbox="1855 241 2499 493"> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・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する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1762 493 1801 661">パラメータ記録</td> <td data-bbox="1855 493 2499 661"> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1762 661 1801 829">発電用原子炉施設の状態把握</td> <td data-bbox="1855 661 2499 829"> <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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1762 829 1801 997">確からしさの考慮</td> <td data-bbox="1855 829 2499 997"> <p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態になると不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1762 997 1801 1165">計測又は監視の留意事項</td> <td data-bbox="1855 997 2499 1165"> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p> </td> </tr> </table>	計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・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する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p>	発電用原子炉施設の状態把握	<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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p>	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態になると不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>	計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p>	
計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内蓄電式直流電源設備から給電する。 ・代替交流電源設備等から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>																																
パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>																																
発電用原子炉施設の状態把握	<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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p>																																
確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>																																
計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p>																																
計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・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する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>																																
パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>																																
発電用原子炉施設の状態把握	<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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p>																																
確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>																																
計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p>																																
計器電源喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電する。 ・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する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、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手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>																																
パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。</p>																																
発電用原子炉施設の状態把握	<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測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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能力を明確化する。</p>																																
確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態になると不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>																																
計測又は監視の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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。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。</p>																																

表 3.15-11 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) (1/12)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把風能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
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℃*1	重大事故等時における損傷炉心の希釈状態を把握し、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	-(Ss)	AM用 直流電源
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力 (SA) *1							
	原子炉水位 (広帯域) *1							
	原子炉水位 (燃料域) *1							
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				「④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	3	0~10MPa [gauge]	最大値: 8.62MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.62MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1	S	区分 I, II, III 交流電源
	原子炉圧力 (SA) *2	1	0~11MPa [gauge]	最大値: 8.68MPa [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。		-(Ss)	AM用 直流電源
	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				「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。			

第 3.15-16 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) (1/13)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把風能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
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*1	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	-(Ss)	緊急用 直流電源
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力 (SA) *1							
	原子炉水位 (広帯域) *1							
	原子炉水位 (燃料域) *1							
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				「④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	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	1	S	区分 I, II 直流電源
	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下			-(Ss)	緊急用 直流電源
	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				「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。			

第 3.15-11 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	把風能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	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。	-(Ss)	SA用 直流電源	1
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力 (SA) *1							
	原子炉水位 (広帯域) *1							
	原子炉水位 (燃料域) *1							
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1					「④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]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分 I, II 交流電源	1
	原子炉圧力 (SA) *2	1	0~11MPa [gauge]	最大値: 8.29MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	
	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				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器最上レベルより 1328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5010)
 ※5: 基準点は格納容器底部 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上面 (EL6706)
 ※7: 島根出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には破断し、破断後は原子炉停止直後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) 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: 検出器は 7 箇所
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35519) ※11: 検出器は 7 箇所
 ※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替監視パラメータ計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

・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)

表 3.15-11 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) (2/12)

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数	耐震性	電源
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	3	-3200~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	S	区分 I, II, III 直流電源
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000~1300mm*6	-3680~4843mm*6,7			S	区分 I, II 直流電源
	原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7	- (Ss)	AM 用 直流電源*11		
	原子炉水位 (SA) *2	1	-8000~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7	- (Ss)	AM 用 直流電源*11		
	高压代替注水系統流量*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							
	原子炉隔離時冷却系統流量*1							
	高压炉心注水系統流量*1							
	残留熱除去系統流量*1							
原子炉圧力 (SA) *1								
原子炉圧力 (SA) *1								
格納容器内圧力 (S/C) *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 原子炉圧力容器内の圧力」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。

第 3.15-16 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) (2/13)

分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数	耐震性	電源
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3,800mm~1,500mm*5	-3,800mm~1,400mm*5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料有列底部まで監視可能。	1	S	区分 I, II 直流電源 *11
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3,800mm~1,300mm*6	397mm~1,300mm*6			S	区分 I, II 直流電源 *11
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2	1	-3,800mm~1,500mm*5	-3,800mm~1,400mm*5			- (Ss)	緊急用 直流電源 *11
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2	1	-3,800mm~1,300mm*6	397mm~1,300mm*6			- (Ss)	緊急用 直流電源 *11
④ 原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系統流量*1							
	低圧代替注水系統流量*1							
	低圧代替注水系統流量 (常設ライオン用) *1							
	低圧代替注水系統流量 (常設ライオン装置域用) *1							
	低圧代替注水系統流量 (可搬ライオン用) *1							
	低圧代替注水系統流量 (可搬ライオン装置域用) *1							
	代替隔離時冷却系統流量*1							
	原子炉隔離時冷却系統流量*1							
	高压炉心スプレイ系統流量*1							
	残留熱除去系統流量*1							
低圧炉心スプレイ系統流量*1								
原子炉圧力*1								
原子炉圧力 (SA) *1								
サブプレッション・チェンバ圧力*1								

④ 原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

⑤ 原子炉圧力容器内の圧力」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。

第 3.15-11 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)	耐震性	電源*12	可搬型計測器個数		
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-400~150cm*3		炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料有列底部まで監視可能である。	S	区分 I, II 交流電源	1		
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-600~300cm*3	-539~132cm*3					S	区分 I, II 交流電源
	原子炉水位 (SA) *2	1	-900~150cm*3						- (Ss)	SA 用 直流電源
	高压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 (装置域用) *1									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量*1									
	高压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										
残留熱除去ポンプ出口流量*1										
原子炉圧力*1										
原子炉圧力 (SA) *1										
サブプレッション・チェンバ圧力 (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 原子炉圧力容器内の圧力」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

*1: 重要監視パラメータ *2: 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 基準点は基本分離器下流 (原子炉圧力容器管線レベルより 1398mm) *4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL510)
 *5: 基準点は格納容器底部 (EL10100) *6: 基準点はコリウムシールド上面 (EL5706)
 *7: 原子出力補償計測の検出器は 124 個であり、平均出力補償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、設計基準事故時は破綻なし。
 *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: 基準点は炉心損傷検出ラック上流 (EL3518) *11: 検出器は 7 箇所。
 *12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計測器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計測器である。

・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)

表 3. 15-11 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) (3/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 設置数	信頼性	電源
④ 原子炉 圧力 容器 への注水	高圧代替注水系統流量	1	0~300m ³ /h	—**	高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	AM 用 直流電源
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	1	S	区分 I 直流電源
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 (727m ³ /h) を監視可能。	—	S	区分 II、III 直流電源
	復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量)	1	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR A 系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※1}
	復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量)	1	0~350m ³ /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR B 系ライン) における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※1}
	残留熱除去系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~956m ³ /h	残留熱除去系統ポンプの最大注水量 (956m ³ /h) を監視可能。	—	S	区分 I、II、III 直流電源
	復水貯蔵槽水位 (SS) ^{※1}				「④水漏れの確保」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}				「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) ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
④ 原子炉 格納 容器 への注水	復水貯蔵槽水位 (RR B 系代替注水流量)				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※1}
	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量)	1	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系統の最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※2}
	復水貯蔵槽水位 (SS) ^{※1}				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力 (D/W) ^{※1}				「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※1}				「④原子炉格納容器内の水位」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。			

第 3. 15-16 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) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 設置数	信頼性	電源
④ 原子 炉圧 力容 器の 注水	高圧代替注水系統流量	1	0~500m ³ /s	—**	高圧炉心代替注水系統ポンプの最大注水量 (381m ³ /s) を監視可能。	—	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1,2
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~500m ³ /s	401m ³ /s	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (401m ³ /s) を監視可能。	1	S	区分 I 直流電源
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。	—	S	区分 III 非潤滑 交流電源
	低圧代替注水系統原炉注水流量 (常設ライン用)	1	0~500m ³ /h	—**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (376m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1,3
	低圧代替注水系統原炉注水流量 (常設ライン兼帯域用)	1	0~80m ³ /h	—**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 (76m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1,4
	低圧代替注水系統原炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~300m ³ /h	—**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (110m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1,5
	低圧代替注水系統原炉注水流量 (可搬ライン兼帯域用)	1	0~80m ³ /h	—**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1,6
	代替熱除去系統原炉注水流量	2	0~150m ³ /h	—**	代替熱除去系統による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (106m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1,7
	残留熱除去系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系統ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。	—	S	区分 I、II 非潤滑 交流電源
	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	—	S	区分 I 非潤滑 交流電源
④ 原子 炉圧 力容 器の 注水	代替熱除去系統水位 ^{※1}				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	西側淡水貯水設備水位 ^{※1}				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	サブプレッション・プール水位 ^{※1}				「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) ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原炉水位 (S A 広帯域) ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原炉水位 (S A 燃料域) ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			

第 3. 15-11 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)	計測器 設置数	信頼性	電源
④ 原子 炉圧 力容 器への注水 (1, 2)	高圧原子炉代替注水流量	1	0~150m ³ /h	—**	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能である。	—	(Ss)	S A 用 直流電源
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0~150m ³ /h	0~90m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	—	S	区分 II 直流電源
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1500m ³ /h	0~1314m ³ /h	高圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m ³ /h) を監視可能。	—	S	区分 III 交流電源
	代替注水流量 (常設)	1	0~300m ³ /h	—**	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	S A 用 直流電源
	低圧原子炉代替注水流量	2	0~200m ³ /h	—**	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系統における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、前燃熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	S A 用 直流電源
	低圧原子炉代替注水流量 (兼帯域用)	2	0~50m ³ /h	—**	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系統における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、前燃熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	S A 用 直流電源
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0~1500m ³ /h	0~1380m ³ /h	残留熱除去系統ポンプの最大注水量 (1380m ³ /h) を監視可能。	—	S	区分 I、II 交流電源
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1500m ³ /h	0~1314m ³ /h	低圧炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m ³ /h) を監視可能。	—	S	区分 I 交流電源
	残留熱代替注水系統原炉注水流量	1	0~50m ³ /h	—**	残留熱代替注水系統原炉注水の最大注水量 (30 m ³ /h) を監視可能。	—	(Ss)	S A 用 直流電源
	④ 原子 炉圧 力容 器への注水 (1, 2)	高圧原子炉代替注水流量				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	代替注水流量 (常設)				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	低圧原子炉代替注水流量				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	低圧原子炉代替注水流量 (兼帯域用)				「④水漏れの確保」を監視するパラメータと同じ。			
	残留熱除去ポンプ出口流量				「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。			
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	残留熱代替注水系統原炉注水流量				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			

※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部 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 108Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※9：炉心損傷は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。
 ※11：検出点は 7 箇所。
 ※12：炉内常設新式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの結電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

・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)

表 3.15-11 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) (3/12)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個 数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0~300m ³ /h	-**	高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	AM 用 直流電源
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	1	S	区分 II、III 直流電源
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 (727m ³ /h) を監視可能。		S	区分 II、III 直流電源
	復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量)	1	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR A 系ライオン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	AM 用 直流電源 ¹¹⁾
	復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量)	1	0~350m ³ /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RR B 系ライオン) における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	AM 用 直流電源 ¹¹⁾
	残留熱除去系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h	残留熱除去系統ポンプの最大注水量 (954m ³ /h) を監視可能。		S	区分 I、II、III 直流電源
	復水貯蔵槽水位 (SA) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	サブプレッション・プールの水位 (広帯域) ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (SA) ^{*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。			
⑤ 原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量)				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		(Ss)	AM 用 直流電源 ¹¹⁾
	復水貯蔵槽水位 (SA) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	1	(Ss)	AM 用 直流電源 ¹²⁾
	格納容器内圧力 (D/W) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力 (S/C) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			

第 3.15-16 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) (3/13)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個 数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0~500m ³ /s	-**	常高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (398m ³ /s) を監視可能。		(Ss)	緊急用 直流電源
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~500m ³ /s	400m ³ /s	原子上部隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (400m ³ /s) を監視可能。	1	S	区分 I 直流電源
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。		S	区分 III 井筒用 交流電源
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン用)	1	0~500m ³ /h	-**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (379m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	緊急用 直流電源
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン用)	1	0~80m ³ /h	-**	低圧代替注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (75m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	緊急用 直流電源
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライオン用)	1	0~300m ³ /h	-**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (110m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライオン用)	1	0~80m ³ /h	-**	低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (75m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	緊急用 直流電源
	残留熱除去系統流量	2	0~1500m ³ /h	470L/s	残留熱除去系統ポンプの最大注水量 (470m ³ /h) を監視可能。		S	区分 I、II 計測用 交流電源
	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (456m ³ /h) を監視可能。		S	区分 I 計測用 交流電源
	代替注水貯蔵槽水位 ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
再制注水貯蔵槽水位 ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・プールの水位 ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉水位 (広帯域) ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉水位 (燃料域) ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉水位 (SA広帯域) ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉水位 (SA燃料域) ^{*1}				「⑩原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				

第 3.15-11 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個 数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ¹²⁾	可搬型計測器 個数
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2 / 2)	サブプレッション・プール水位 (SA) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	低圧原子炉代替注水槽水位 ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			

※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。
 ※12: 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からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

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)

表 3.15-11 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) (3/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個 数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	-**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	AM 用 直流電源
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	1	S	区分 I 直流電源
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m ³ /h) を監視可能。		S	区分 II, III 直流電源
	復水補給水系流量 (RR A 系代替注水量)	1	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR A 系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。		(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※1}
	復水補給水系流量 (RR B 系代替注水量)	1	0~350m ³ /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RR B 系ライン) における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※1}
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~957m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (957m ³ /h) を監視可能。		S	区分 I, II, III 直流電源
	復水貯蔵槽水位 (SA) ^{※1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}							
	原子炉水位 (SA) ^{※1}							
⑤ 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RR B 系代替注水量)				「⑩原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※1}
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水量)	1	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	AM 用 直流電源 ^{※2}
	復水貯蔵槽水位 (SA) ^{※1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力 (D/W) ^{※1}				「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※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 3.15-16 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) (4/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個 数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑥ 原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	1	0~500m ³ /h	-**	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ時における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1, ※12
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	1	0~500m ³ /h	-**	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイ時における最大注水量 (130m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	代替格納冷却系格納容器スプレイ流量	2	0~500m ³ /h	-**	代替格納冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 (450m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m ³ /h	-**	格納容器下部注水系 (常設又は可搬型) による格納容器下部注水量時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※12
	代替冷却水貯槽水位 ^{※1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
	再加熱冷却水設備水位 ^{※1}							
	代替格納冷却系ポンプ注圧力 ^{※1}				「⑩原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	代替格納冷却系ポンプ注水量 ^{※1}							
	サブレーション・プール水位 ^{※1}				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器下部水位 ^{※1}							
⑦ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエール空側温度	8	0~300°C	171°C以下	原子炉格納容器内の温度 (200°C) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1, ※12
	サブレーション・チェンバースペース温度 ^{※2}	2	0~200°C	104°C以下	原子炉格納容器内の最高使用温度 (104°C) 及び原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1, ※12
	サブレーション・プール水温度 ^{※2}	3	0~200°C	104°C以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (約 167°C) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※1, ※12
	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用)	5	0~500°C (ベダスタル床面 0m) ^{※7}	-**	ベダスタル床面にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出された場合に指がタウンスケールを検知することを確認可能。	4	(Ss)	緊急用 直流電源 ※12
	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	5	0~500°C (ベダスタル床面+0.2m) ^{※7}	-**	ベダスタル床面+0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の後継による指がタウンスケールにより検知可能。	4	(Ss)	緊急用 直流電源 ※12

第 3.15-11 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)	耐震性	電源 ^{※10}	可搬型計測器 個数
⑧ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)				「⑩原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器代替スプレイ流量	2	0~150m ³ /h	-**	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	SA 用 直流電源	1
	ベダスタル代替注水量	2	0~150m ³ /h	-**	大量送水車を用いたベダスタル代替注水系における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、併熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	SA 用 直流電源	1
	ベダスタル代替注水量 (異常検出)	2	0~50m ³ /h	-**		(Ss)	SA 用 直流電源	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0~150m ³ /h	-**	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	(Ss)	SA 用 直流電源	1
低圧原子炉代替注水量 ^{※1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
ドライウエール圧力 (SA) ^{※1}				「⑩原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
サブレーション・チェンバースプレイ圧力 (SA) ^{※1}								
ドライウエール水位 ^{※1}				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
ベダスタル水位 ^{※1}				「⑩原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
残留熱代替除去系ポンプ注水量 ^{※1}				「⑩原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ^{※1}				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				

※1：重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器着床レベルより 1328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール常水位 (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、設計基準事故時は直なし。
 ※9：初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。原子炉停止直後には初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初心損傷しないことから、この値を下回る。
 ※10：基準点は使用燃料貯蔵ラック上層 (EL35518)。
 ※11：検出点は 7 箇所。
 ※12：炉内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替監視設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II ハイタル交流電源を電源とした計器である。

・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)

表3.15-11 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) (4/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値: 135℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1	-(Ss)	AM用 直流電源 ^{※1, ※2}
	サブプレッション・チェンバースペース温度 ^{※2}	1	0~300℃	最大値: 135℃				AM用 直流電源 ^{※1}
	サブプレッション・チェンバースペース温度 ^{※2}	3	0~200℃	最大値: 97℃				AM用 直流電源
①の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圧力	格納容器内圧力 (S/C) ^{※1}	1	0~1000Pa[abs]	最大値: 248Pa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 620kPa[gage]) を監視可能。	1	-(Ss)	AM用 直流電源 ^{※1}
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※2}	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]				AM用 直流電源 ^{※1}
	⑥の原子炉格納容器内の温度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	サブプレッション・チェンバースペース水位	1	-6~11m (T.M.S.L.-7150~+9850mm) ^{※2}	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~+1150mm) ^{※2}	ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン高さ: 1m; 9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバースペースを本水とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低圧) 水水位: -2.59mを監視可能。)	1	-(Ss)	AM用 直流電源 ^{※1}
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm) ^{※2}	-**				AM用 直流電源 ^{※2}
	⑤の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。							
⑩の原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。								
⑪の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3.15-16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) (4/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑤ 原子炉格納容器の注水量	低圧代注水系統格納容器スプレイド量 (常設ライン用)	1	0~500m ³ /h	-**	代注水系統格納容器スプレイド量 (常設) による格納容器スプレイド時の最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。 代注水系統格納容器スプレイド量 (可搬型) による格納容器スプレイド時の最大注水量 (130m ³ /h) を監視可能。 代注水系統格納容器スプレイド量 (可搬型) による格納容器スプレイド時の最大注水量 (425m ³ /h) を監視可能。 格納容器下部注水系統格納容器下部注水流量 (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm) ^{※2}	1	-(Ss)	緊急用 直流電源 ^{※1, ※2}
	代注水系統格納容器スプレイド量 (可搬型)	2	0~500m ³ /h	-**				緊急用 直流電源 ^{※1}
	低圧代注水系統格納容器下部注水流量	1	0~200m ³ /h	-**				緊急用 直流電源 ^{※1}
⑩の原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。								
⑪の原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。								
④ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※2}	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。 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。 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・チェンバースペースの飽和温度 (約167℃) を監視可能。 ベダスタル床面にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指針がタワウンスケールを越えることを検知することやデブリ落下を検知可能。 ベダスタル床面+0.2m以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の検知による指針がタワウンスケールにより検知可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流電源 ^{※1, ※2}
	サブプレッション・チェンバースペース温度 ^{※2}	2	0~200℃	104℃以下				緊急用 直流電源 ^{※1, ※2}
	サブプレッション・チェンバースペース温度 ^{※2}	3	0~200℃	104℃以下				緊急用 直流電源 ^{※1, ※2}
④ 原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ検出器用)	5	0~500℃ (ベダスタル床面0m) ^{※2}	-**	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。 原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・チェンバースペースの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	4	-(Ss)	緊急用 直流電源 ^{※1, ※2}
	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ検出器用)	5	0~500℃ (ベダスタル床面+0.2m) ^{※2}	-**				緊急用 直流電源 ^{※1, ※2}
	⑦の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の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3.15-11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)	耐震性	電源 ^{※12}	可搬型計測器 個数	
④ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ^{※2}	7	0~300℃	最大値: 145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。 原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。 ベダスタル床面に溶融炉心が落下した場合における原子炉格納容器の破損検知が可能。 原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。 原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・チェンバースペースの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	-(Ss)	S/A用 直流電源	1	
	ベダスタル温度 (SA) ^{※2}	2	0~300℃	最大値: 145℃					S/A用 直流電源
	ベダスタル温度 (SA) ^{※2}	2	0~300℃	-**					S/A用 直流電源
④ 原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバースペース温度 (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。 原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・チェンバースペースの飽和温度 (約178℃) を監視可能。	-(Ss)	S/A用 直流電源	1	
	サブプレッション・チェンバースペース温度 (SA) ^{※2}	2	0~200℃	最大値: 88℃					S/A用 直流電源
⑦の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の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 (原子炉圧力容器着床レベルより1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・チェンバースペース上表面 (EL6706)。
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7: 高圧出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には値なし。
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気温度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105kPa/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。
 ※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替監視パラメータからの給電により計測可能な計器は、S/A用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

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)

表 3. 15-11 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) (4/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値: 135℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1	-(Ss)	AM 用 直流通電機*11, 12	
	サブプレッション・チェンバ・プール気体温度*2	1	0~300℃	最大値: 135℃					
	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℃					
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/P) *1	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 206kPa[gage]	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	-(Ss)	AM 用 直流通電機*11	
	格納容器内圧力 (S/C) *2								最大値: 177kPa[gage]
	ドライウエル雰囲気温度*1								
	サブプレッション・チェンバ気体温度*1								
⑧ 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~+9850mm) **	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~ -1150mm) **	ウェットウェルベント操作可至判断 (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・プールを本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	-(Ss)	AM 用 直流通電機*11	
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4900mm, -3900mm) **	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に格納炉心の冷却に必要な水深 (底部から42m) があることを監視可能。	1	-(Ss)	AM 用 直流通電機*12	
	復水供給水流量 (000 日系代替注水流量) *1	1	1.0m未満 格納容器下部注水流量) *1	[⑤]原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	[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。	[⑤]原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1	-(Ss)	AM 用 直流通電機*11
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1								
格納容器内圧力 (D/P) *1									
格納容器内圧力 (S/C) *1									

第 3. 15-16 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 / 13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力*2	1	0~18kPa [abs]	278kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流通電機 *11, 12	
	サブプレッション・チェンバ圧力*2	1	0~18kPa [abs]	278kPa [gage] 以下					
⑧ 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) **	-0.5m~0m (EL.2, 530mm~ 3, 030mm) **	ウェットウェルベント操作可至判断 (ベントライン高さ-1.6m; 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・チェンバ内のウェル水を本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	-(Ss)	緊急用 直流通電機 *11, 12	
	格納容器下部水位	各 2	+1.05m*7 (0.5 0.5m, 1.0m未満 種知用) (減水管理用)	-**	おんじ阻後、原子炉格納容器下部に格納炉心の冷却に必要な水深 (底部から42m) があることを監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流通電機 *11, 12	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) *1	1	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) *1	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) *1	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) *1	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) *1	1	-(Ss)	緊急用 直流通電機 *11, 12
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) *1								
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) *1	1	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) *1	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	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	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	1	-(Ss)	緊急用 直流通電機 *11, 12
	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量*1								
	代用注水系統水位*1	1	代用注水系統水位*1	代用注水系統水位*1	代用注水系統水位*1	代用注水系統水位*1	1	-(Ss)	緊急用 直流通電機 *11, 12
	西側淡水貯蔵槽水位*1								
	ドライウエル圧力*1								
	サブプレッション・チェンバ圧力*1								

第 3. 15-11 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)	耐震性	電源*12	可搬型計測器 個数
⑦ 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: 32kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2 P4: 853kPa [gage]) を監視可能。	-(Ss)	SA 用 直流通電機	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]				
⑧ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) *1	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。	[⑥]原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	[⑥]原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	-	SA 用 直流通電機	-
	ベダスタル温度 (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空気を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。
 ※12: 所内常設直流通電機式直流通電機設備からの結電により計測可能な計器は、SA 用直流通電機、区分 II 直流通電機及び区分 II 直流通電機を電源とした計器である。

・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)

表 3. 15-11 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) (4/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値: 135℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	1	-(Ss)	AM 用 直流電源*11, 12	
	サブプレッション・チェンバ・プール気体温度*	1	0~300℃	最大値: 135℃				AM 用 直流電源*11	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	0~200℃	最大値: 97℃				AM 用 直流電源	
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) *1	1	0~1000Pa[abs]	最大値: 246Pa[gage]	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	1	-(Ss)	AM 用 直流電源*11	
	格納容器内圧力 (D/W) *2							最大値: 177Pa[gage]	AM 用 直流電源*11
	格納容器内圧力 (S/C) *2								AM 用 直流電源*11
	ドライウェル雰囲気温度*1								
サブプレッション・チェンバ気体温度*1									
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~-11m (T.M.S.L.-7150~ +9850mm) **	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~ -1150mm) **	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	-(Ss)	AM 用 直流電源*11	
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4900mm, -3900mm) **	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に格納炉心の冷却に必要な水深 (底部から42m) があることを監視可能。	1	-(Ss)	AM 用 直流電源*12	
	排水補給水系統流量 (0期) 見込代替注水流量*1								
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1								
	格納容器内圧力 (D/W) *1								
格納容器内圧力 (S/C) *1									

第 3. 15-16 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 / 13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑨ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル水位	1	0~140% [ohc]	2794Pa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流電源 *11, 12
	サブプレッション・チェンバ水位	1	0~140% [ohc]	2794Pa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流電源 *11, 12
	ドライウェル雰囲気温度*1							
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*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。)							
	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に格納炉心の冷却に必要な水深 (底部から42m) があることを監視可能。							
	「⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
⑩ 原子炉格納容器内の水位	排水補給水系統流量 (0期) 見込代替注水流量*1							
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1							
	格納容器内圧力 (D/W) *1							
	格納容器内圧力 (S/C) *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。)							
	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に格納炉心の冷却に必要な水深 (底部から42m) があることを監視可能。							
	「⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

第 3. 15-11 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)	耐震性	電源	可搬型計測器 個数
⑪ 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、ベデスタルに格納炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	-(Ss)	SA 用 直流電源	1
	サブプレッション・プール水位 (SA) *2	1	-0.80~6.50m*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。)	-(Ss)	SA 用 直流電源	1
	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、ベデスタルに格納炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	-(Ss)	SA 用 直流電源	1
	代替注水流量 (常設) *1							
低圧原子炉代替注水流量*1								
格納容器代替注水流量*1								
ベデスタル代替注水流量*1								
ベデスタル代替注水流量 (非常用) *1								
低圧原子炉代替注水流量*1								

※1: 重要代替監視パラメータ
※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉格納容器レベルより1328cm) 。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール満水水位 (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: 局部出力地域計装の検出器は124個であり、平均出力地域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時における格納容器内雰囲気材料線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約108sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気材料線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約108sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準。
※9: 炉心損傷は炉心損傷検出器からの始電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分II 直流電源及び区分II バイタル交流電源を電源とした計器である。
※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。
※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替監視直流電源設備からの始電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分II 直流電源を電源とした計器である。

・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)

表 3.15-11 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) (5/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
㊸ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~38vol%) を監視可能。なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	1	S	計器、サンプリング装置： 区分 I、II 計測用交流電源
	格納容器内水素濃度 (SA) *2	2	0~100vol%			1	(Ss)	AM用 直流電源
㊸ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内旁囲気放射線レベル (D/W)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I 直流電源 区分 II 計測用交流電源
	格納容器内旁囲気放射線レベル (S/C)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I 直流電源 区分 II 計測用交流電源
㊸ 水素系の維持又は監視	起動領域モニタ*2	10	10 ⁻¹ ~10 ³ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁶ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁻² ~2.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉の停止直後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、設計基準種事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超え、かつ出力上昇及び下降は急峻であり、より短期間で、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働がトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1	S	区分 I、II、III、IV バイタル交流電源
	平均出力領域モニタ*2	4*3	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の 約10倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準種事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超え、かつ出力上昇及び下降は急峻であり、より短期間で、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働がトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1	S	区分 I、II、III、IV バイタル交流電源

第 3.15-16 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) (6/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
㊸ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~58.6vol%) を監視可能。	1	(Ss)	計器、サンプリング装置： 緊急用 交流電源 *11
	格納容器内旁囲気放射線モニタ (D/W)*2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源
㊸ 水素系の維持又は監視	格納容器内旁囲気放射線モニタ (S/C)*2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源
	起動領域計器*2	8	10 ⁻¹ eps~10 ⁴ eps (1.0×10 ⁻² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.0×10 ⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁻² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.5×10 ⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の 約19倍	原子炉の停止直後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、設計基準種事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超え、かつ出力上昇及び下降は急峻であり、より短期間で、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働がトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1	S	区分 I、II 中性子 モニタ用 直流電源
㊸ 水素系の維持又は監視	平均出力領域計器*2	2*3	0~125% (1.0×10 ¹² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準種事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超え、かつ出力上昇及び下降は急峻であり、より短期間で、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働がトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1	S	区分 I、II 原子炉 緊急用 交流 電源

第 3.15-11 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)	耐震性	電源*12	可搬型計測器 個数
㊸ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度*2	1	0~5 vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~90vol%) (トライ条件) を計測可能な範囲とする。	S	区分 II 交流電源	1
	格納容器水素濃度 (SA) *2	1	0~100vol%	0~2.0vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~90vol%) (トライ条件) を計測可能な範囲とする。	(Ss)	SA用 交流電源	1
㊸ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内旁囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	約10Sv/h未満*9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I、II バイタル 交流電源	1
	格納容器内旁囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	約10Sv/h未満*9	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I、II バイタル 交流電源	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流 (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: 基準点はコリムシールド上表面 (EL6706)。
 *7: 局部出力領域計器の検出器は124個であり、平均出力領域計器の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は破なし。
 *9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内旁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。
 *12: 所内常設直立式直流電源設備及び常設代替監視設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

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)

表 3.15-11 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) (5/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度*2	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~38vol%) を監視可能。なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	1	S	計測、サンプリング装置： 区分 I, II 計測用交流電源
	格納容器内水素濃度 (SA) *2	2	0~100vol%			1	(Ss)	AM用 直流電源
⑪ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内劣化放射線レベル (D/W)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I 直流電源 区分 II 計測用交流電源
	格納容器内劣化放射線レベル (S/C)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I 直流電源 区分 II 計測用交流電源
⑫ 炉内劣化放射線量率	起動領域モニタ*2	10	10 ⁻¹ ~10 ³ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ³ ~2.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉の停止直後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、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で戻り、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域での指示に基づき運転操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働ポンプトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1	S	区分 I, II, III, IV バイタル交流電源
	平均出力領域モニタ*2	4*3	0~125% (1.2×10 ³ ~2.8×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約10倍		1	S	区分 I, II, III, IV バイタル交流電源

表 3.15-16 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) (6/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑬ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度 (S A)	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~56.4vol%) を監視可能。	1	(Ss)	計測、サンプリング装置： 緊急用 交流電源 *11
	格納容器劣化放射線モニタ (D/W)*2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源
⑭ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器劣化放射線モニタ (S/C)*2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合) は約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	1	S	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源
	起動領域計装*3	8	10 ⁻¹ cps~10 ³ cps (1.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.0×10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.5×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約19倍	原子炉の停止直後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、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で戻り、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域での指示に基づき運転操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働ポンプトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	1	S	区分 I, II 中性子モニタ用 直流電源
⑮ 炉内劣化放射線量率	平均出力領域計装*3	2*3	0~125% (1.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~1.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹)			1	S	区分 I, II 中性子モニタ用 直流電源

表 3.15-11 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)	耐震性	電源	可搬型計測器 個数
⑯ 炉内劣化放射線量率	中性子源領域計装*2	4	10 ⁻¹ ~10 ³ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁵ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉の停止直後から起動時の中性子束を監視可能。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。	S	区分 I, II 交流電源	1
	平均出力領域計装*2	6 *7	0~125% (1.2×10 ³ ~2.8×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約21倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で戻り、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域での指示に基づき運転操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再稼働ポンプトリップ等により中性子束は低下するたため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	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 (原子炉炉力容器着レベルより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劣化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。 ※11：検出点は7箇所。
 ※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。
 ※12：炉内劣化放射線量率計装及び格納容器内劣化放射線レベルの値で判断する。S A用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

備考
 ・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①~⑭の相違
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

表 3. 15-11 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) (6/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
代替 循環 冷却 系	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度*2	1	0~200℃	—*8	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。 代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度 (85℃) に余裕を見込んだ設定とする。	1	— (Ss)	AM 用 直流電源
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	1	0~200℃	—*8	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量)*2							
	復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)*2							
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)*2							
	原子炉水位 (広帯域)*1							
	原子炉水位 (燃料域)*1							
	原子炉水位 (SA)*1							
	復水移送ポンプ吐出圧力*1							
	格納容器内圧力 (S/C)*1							
	サブプレッション・チェンバ・プール水位*1							
	格納容器下部水位*1							
サブプレッション・チェンバ気体温度*1								
ドライウエル雰囲気温度*1								
原子炉圧力容器温度*1								

⑫最終ヒートシンクの確保

第 3. 15-16 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) (7/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
代替 循環 冷却 系	サブプレッション・プール水温度*2	2	0~100℃	—*8	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。 代替循環冷却時における代替循環冷却ポンプの最高使用温度 (80℃) を監視可能。	1	— (Ss)	緊急用 直流電源 *11、*12
	代替循環冷却系ポンプ入口温度							
	代替循環冷却系原子炉注水流量*2							
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量*2							
	残留熱除去系熱交換器出口温度*1							
	サブプレッション・プール水位*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)*1							
	原子炉水位 (SA燃料域)*1							
	原子炉圧力容器温度*1							
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力*1							
ドライウエル雰囲気温度*1								
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度*1								

⑫最終ヒートシンクの確保

第 3. 15-11 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)	耐震性	電源*12	可搬型計測器 個数
残留 熱 除去 系	サブプレッション・プール水温度 (SA)*2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ			
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「⑫最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ			
	残留熱代替除去系原子炉注水流量*2							
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量*2							
	原子炉水位 (広帯域)*1							
	原子炉水位 (燃料域)*1							
	原子炉水位 (SA)*1							
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力*1							
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)*1							
	ドライウエル温度 (SA)*1							
	原子炉圧力容器温度 (SA)*1							
	原子炉圧力容器温度 (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：島根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。
 ※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計測器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計測器である。

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①~⑫の相違
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

表 3.15-11 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) (7/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
格納容器圧力逃がし装置 ④最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 ^{※2}	2	0~600mm	- ^{※*}	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のため上限:約2200mm、下限:約500mmを監視可能。	1	(Ss)	AM用 直流電源 ^{※11}
	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]) が監視可能。	1	(Ss)	AM用 直流電源 ^{※11}
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁵ msv/h	- ^{※*}	格納容器ベント実施時に、約7×10 ⁻⁵ msv/hを監視可能。	-	(Ss)	計器: AM用 直流電源 ^{※11}
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	- ^{※*}	格納容器ベント停止後の営業によるババージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントライク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。	-	(Ss)	サンプリング装置: 緊急用 交流電源
	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	(Ss)	AM用 直流電源 ^{※11}
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0~14	- ^{※*}	フィルタ装置スクラバ水のpH (pH0~14) が監視可能。	-	(Ss)	AM用 直流電源 ^{※11}
	格納容器内圧力 (D/W) ^{※1}							
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※1}							
	格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1}							
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁵ msv/h	- ^{※*}	重大事故等時の耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約4×10 ⁻⁵ msv/h) を監視可能。	-	(Ss)	AM用 直流電源 ^{※11}
フィルタ装置水素濃度	1			「④最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)」を監視するパラメータと同じ。				
格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。				

第 3.15-16 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) (8/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
格納容器圧力逃がし装置 ④最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	180mm~5,500mm	- ^{※*}	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲及びベント後のフィルタ装置監視のための下限水位から、上限水位の範囲を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	フィルタ装置差圧 ^{※2}	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の最高使用圧力 (0.62MPa [Gage]) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※2}	1	0~300℃	- ^{※*}	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	1	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² msv/h~10 ⁻⁵ msv/h	- ^{※*}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約6×10 ⁻² msv/h) を監視可能。	-	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	- ^{※*}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約7×10 ⁻² msv/h) を監視可能。	-	(Ss)	緊急用 直流電源 ※11
	ドライウェル圧力 ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。			

第 3.15-11 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)	耐震性	電源 ^{※10}	可搬型計測器 個数
格納容器圧力逃がし装置 ④最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	8		- ^{※*}	スクラバ容器水位の監視範囲は、スクラバ容器水位の監視範囲の範囲を監視可能。	(Ss)	SA用 直流電源	1
	スクラバ容器圧力	4	0~1MPa [Gage]	- ^{※*}	スクラバ容器圧力の最高圧力 (0.62MPa [Gage]) を監視可能。	(Ss)	SA用 直流電源	1
	スクラバ容器温度	4	0~300℃	- ^{※*}	スクラバ容器温度の最高使用温度 (300℃) を計測可能な範囲とする。	(Ss)	SA用 直流電源	1
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² ~10 ⁻⁵ msv/h	- ^{※*}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約3×10 ⁻² msv/h) を監視可能。	(Ss)	SA用 直流電源	-
	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 ⁻² ~10 ⁻⁵ msv/h	- ^{※*}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約6.5×10 ⁻² msv/h) を監視可能。	(Ss)	SA用 直流電源	-
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0~20vol% 0~100vol%	- ^{※*}	格納容器ベント停止後の営業によるババージを実施し、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。	-	SA用 交流電源	-
	ドライウェル圧力 (SA) ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器水素濃度 ^{※1}				「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。			

※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 (原子炉圧力容器水平レベルより1328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール満水水位 (EL5610)
 ※5: 基準点は格納容器底部 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6700)
 ※7: 局所出力制限計測の検出器は124個であり、平均出力制限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、設計基準事故時時は健全。
 ※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。原子炉停止直後には炉心損傷した場合の判断値は約108sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端 (EL35518) ※11: 検出点は7箇所。
 ※12: 炉内常設直電式直電流計測装置及び重要代替監視パラメータからの信号により計測可能な計測器は、SA用直電流計測器、区分直電流計測器及び区分直電流計測器を電源とした計測器である。

・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)

表 3.15-11 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) (7/12)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
格納容器圧力 上昇防止装置 ⑩最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位*2	2	0~6000mm	—**	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1	—(Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [gauge]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力過がし装置内の最高圧力 (0.62MPa [gauge]) が監視可能。	1	—(Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—**	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約7×10 ⁵ mSv/h) を監視可能。	—	—(Ss)	AM用 直流電源*11	
	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。	—	—(Ss)	計器：AM用 直流電源*11 サンプリング装置：区分Iバイ タル交流電源	
	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を監視可能。	1	—(Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0~14	—**	フィルタ装置スクラバ水の pH (pH0~14) が監視可能。	—	—(Ss)	AM用 直流電源*11	
	格納容器内圧力 (D/野) *1	⑪原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内水素濃度 (SA) *1	⑫原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。							
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—**	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約4×10 ⁵ mSv/h) を監視可能。	—	—(Ss)	AM用 直流電源*11	
	フィルタ装置水素濃度	1	—	—	⑬最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力過がし装置) を監視するパラメータと同じ。	—	—	—	
格納容器内水素濃度 (SA) *1	⑭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 3.15-16 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) (9/13)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² mSv/h~10 ⁵ mSv/h	—**	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約9×10 ⁵ mSv/h) を監視可能。	—	—(Ss)	緊急用 直流電源 *11	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1	C (Ss)	区分I、II 計測用 交流電源	
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、残留熱除去系系水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1	C (Ss)	区分I、II 計測用 交流電源	
	残留熱除去系系統流量	⑮原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。							
	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。	C (Ss)			区分I、II 計測用 交流電源
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) *1	1	0~800m ³ /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (800m ³ /h) を監視可能。				
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) *1	1	0~50m ³ /h	—**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)			緊急用 直流電源 *11
	原子炉圧力容器温度*1	⑯原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。							
サブレンジオン・ブール水温度*1	⑰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	⑱本線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】
①~⑭の相違
設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違

(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

表 3.15-11-11 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) (8/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫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	3	0~300℃	最大値: 182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (182℃) を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0~300℃	最大値: 182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (182℃) を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源
	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	原子炉補機冷却水系統流量*1	3	0~4000m ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~3000m ³ /h (6号炉区分 III, 7号炉区分 I, II) 0~2600m ³ /h (7号炉区分 II, III)	0~2200m ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~1700m ³ /h (6号炉区分 III) 0~2600m ³ /h (7号炉区分 I, II) 0~1600m ³ /h (7号炉区分 III)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (2200m ³ /h (6号炉区分 I, II), 1700m ³ /h (6号炉区分 III), 2600m ³ /h (7号炉区分 I, II), 1600m ³ /h (7号炉区分 II, III)) を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*1	3	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~1200m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量 (1200m ³ /h) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (470m ³ /h) を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源
	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・チェンバ・プール水温度*1				⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1				⑩格納容器ベイバスの監視」を監視するパラメータと同じ。			

第 3.15-16 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) (9/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² mSv/h ~ 10 ⁻⁵ mSv/h	- **	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約 9 × 10 ⁻⁵ mSv/h) を監視可能。	-	- (Ss)	緊急用 直流電源 *1.1
	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I, II 計測用 交流電源
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I, II 計測用 交流電源
	残留熱除去系系統流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	残留熱除去系海水系統流量*1	2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。			
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) *1	1	0~800m ³ /h	- **	緊急用海水系熱交換器の最大流量 (650m ³ /h) を監視可能。	1	- (Ss)	緊急用 直流電源 *1.1
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) *1	1	0~50m ³ /h	- **	緊急用海水系熱交換器の最大流量 (40m ³ /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				⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			

第 3.15-11 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)	耐震性	電源*12	可搬型計測器 個数
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (114℃) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 S, A 用 直流電源	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系及び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 (114℃) を監視可能。 残留熱代替除去系の運転時における、残留熱代替除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 S, A 用 直流電源	1
	残留熱除去系ポンプ出口流量				④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力容器温度 (S, A) *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 (S, A) *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 ³ /h	0~1218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1218m ³ /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	1
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1				⑩格納容器ベイバスの監視」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流 (原子炉圧力容器熱交換器レベルより 1328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL.5610)。
 *5: 基準点は格納容器底面 (EL.10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL.6706)。
 *7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に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。 ※11: 検出点は 7 箇所。
 *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。 ※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計測器は、S, A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計測器である。

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①~⑫の相違
 設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

表 3.15-11 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) (9/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) *2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) *2							
	原子炉水位 (SA) *2							
	原子炉圧力 *2							
	原子炉圧力 (SA) *2							
	原子炉圧力容器温度*1							
	ドライウエル雰囲気温度*2							
	格納容器内圧力 (D/W) *2							
	格納容器内圧力 (S/C) *1							
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0~12MPa [gauge]	最大値: 11.8MPa [gauge]	高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系統の最高使用圧力 (約 11.8MPa [gauge]) を監視可能。	1	C (Ss)
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~3.5MPa [gauge]	最大値: 3.5MPa [gauge]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系統の最高使用圧力 (約 3.5MPa [gauge]) を監視可能。		C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源
	原子炉圧力*1							
	原子炉圧力 (SA) *1							

第 3.15-16 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) (10/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) *2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) *2							
	原子炉水位 (SA広帯域) *2							
	原子炉水位 (SA燃料域) *2							
	原子炉圧力*2							
	原子炉圧力 (SA) *2							
	原子炉圧力容器温度*1							
	ドライウエル雰囲気温度*2							
	ドライウエル圧力*2							
	サブプレッション・チェンバース圧力*1							
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力								
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力				「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*1							
	原子炉圧力 (SA) *1							

第 3.15-11 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (14/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	可搬型計測器 個数
⑬ 格納容器バイパス監視	原子炉水位 (広帯域) *2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ			
	原子炉水位 (燃料域) *2							
	原子炉水位 (SA) *2							
	原子炉圧力*2							
	原子炉圧力 (SA) *2							
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1							
	ドライウエル温度 (SA) *2							
	ドライウエル圧力 (SA) *2							
	サブプレッション・チェンバース圧力 (SA) *1							
	原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~4MPa [gauge]	最大値: 1.0MPa [gauge]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (約 1.0MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 SA用直流電源
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0~5MPa [gauge]	最大値: 2.0MPa [gauge]	低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 I 交流電源	
	原子炉圧力*1							
	原子炉圧力 (SA) *1							

*1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *2: 基準点は炉心注水ポンプ吐出圧力 (約 10.5MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 15.5MPa 以下である。
 *3: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *4: 基準点はサブプレッション・チェンバース圧力 (約 0.1MPa) であり、計測範囲は約 0.05MPa 以上 0.15MPa 以下である。
 *5: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *6: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *7: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *8: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *9: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *10: 基準点は燃料域圧力 (約 1.0MPa) であり、計測範囲は約 0.5MPa 以上 1.5MPa 以下である。
 *11: 抽出量は 7 箇所。
 *12: 炉内格納容器バイパス監視設備及び重要代替監視設備からの給電により計測可能な計測器は、SA用直流電源、区分II交流電源及び区分IIハイレベル交流電源を電源とした計測器である。

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①~⑭の相違
 設備設計の相違による設備仕様 (計測範囲の考え方) の相違
 (柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

表 3.15-11 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) (10/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩ 水源 の 確 保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~15m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル (6号炉) 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m) を監視可能。	1	-(Ss)	AM用 直流電源
	サブレーション・チェンバ・プール水位				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	高圧代替注水系統流量*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							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1							
	高圧炉心注水系統流量*1							
	残留熱除去系系統流量*1							
	復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量)*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)*1							
復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0~2MPa [gauge]	-**	重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa [gauge]) を監視可能。	1	-(Ss)	AM用 直流電源**11,12	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1				「⑩格納容器パイプの監視」を監視するパラメータと同じ。				

「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「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。

「⑩格納容器パイプの監視」を監視するパラメータと同じ。

第 3.15-16 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) (11/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑪ 気 源 の 確 保	サブレーション・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。			
	代替注水貯槽水位	1	0~20m	-**	代替注水貯槽の底部より上の水位計検出点から、ポンプ より配管レベル (0~20m) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流電源 **11,12
	西側注水貯槽水位	1	0~6.5m	-**	西側注水貯槽の水槽底部+1m から+5m (水槽上 部) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流電源 **11,12
	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							
	原子炉隔離時冷却系系統流量**1							
	高圧炉心注水系統流量**1							
	残留熱除去系系統流量**1							
	高圧炉心注水系統流量**1							
	常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力**1	1	0~10MPa [gauge]	-**	常設高圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (8.96MPa [gauge]) を監視可能。		-(Ss)	緊急用 直流電源 **12
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力**1	1	0~10MPa [gauge]	8.96MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.96MPa [gauge]) を監視可能。	1	C	区分Ⅰ 直流電源
	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力**1	1	0~10MPa [gauge]	8.01MPa [gauge]	高圧炉心注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (8.01MPa [gauge]) を監視可能。		C	区分Ⅲ 直流電源 交流電源
代替隔離冷却系ポンプ吐出圧力**1	2	0~5MPa [gauge]	-**	代替隔離冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) を監視可能。		-(Ss)	緊急用 直流電源 **11,12	
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。		C	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用 交流電源	
低圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力**1	1	0~4MPa [gauge]	3.79MPa [gauge]	低圧炉心注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (3.79MPa [gauge]) を監視可能。	1	C	区分Ⅰ 計測用 交流電源	
常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力**1	2	0~5MPa [gauge]	-**	常設低圧代替注水系統ポンプ運転時の吐出圧力 (3.14MPa [gauge]) を監視可能。		-(Ss)	緊急用 直流電源 **11,12	

「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

第 3.15-11 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源**2	可搬型計測器 個数
⑬ 水 源 の 確 保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0~1500m ³ (0~12542mm)	-**	低圧原子炉代替注水槽の底部か らオーバーフローレベル (0~ 1238m ³) を監視可能である。	-(Ss)	SA用 直流電源	1
	サブレーション・プール水位 (SA)**2				「⑧原子炉格納容器の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	高圧原子炉代替注水流量**1							
	代替注水流量 (常設)**1							
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量**1							
	高圧炉心注水系統ポンプ出口流量**1							
	残留熱除去系ポンプ出口流量**1							
	低圧炉心注水系統ポンプ出口流量**1							
	残留熱代替注水系統ポンプ注水流量**1							

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器基準レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底部 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気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。

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①~⑭の相違
設備設計の相違による設備仕様(計測範囲の考え方)の相違
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

表 3.15-11 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) (10/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル (6号炉: 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m) を監視可能。	1	-(Ss)	AM用 直流電源
	サブレーション・チェンバ、プール水位				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	高圧代替注水系統流量*1							
	復水補給水流量 (RR A系代替注水流量)*1							
	復水補給水流量 (RR 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							
	残留熱除去系統流量*1							
	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量)*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)*1							
	復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0~2MPa [gauge]	-**	重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa [gauge]) を監視可能。	1	-(Ss)	AM用 直流電源*11,12
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*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原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「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。

「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。

第 3.15-16 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) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑤ 水源の確保	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (広帯域用)*1							
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (広帯域用)*1							
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型用)*1							
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬型用)*1							
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (広帯域用)*1							
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬型用)*1							
	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量*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広帯域)*1							
⑥ 原子炉外格納容器内	原子炉注水系統注水流量	2	0~10vol %	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水蒸気発生の可能性 (水蒸気発生: 4vol %) を把握する上で監視可能 (なお、静的熱式水蒸気発生器にて、原子炉建屋内の水蒸気発生を可搬型用にて監視する)。	1	-(Ss)	緊急用 交流電源
	格納容器内酸濃度 (S/A)	3	0~20vol %	-**	重大事故等時において、静的熱式水蒸気発生器の動作時に発生する可能性のある範囲 (0~4.3vol %) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 直流電源
	格納容器内酸濃度 (S/W)*1	4	0~300°C	-**	重大事故等時において、静的熱式水蒸気発生器の動作時に発生する可能性のある範囲 (0~4.3vol %) を監視可能。	2	-(Ss)	緊急用 直流電源
	格納容器内酸濃度 (S/C)*1	2	0~25vol %		重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol %) を監視可能。	1	-(Ss)	緊急用 交流電源
⑦ 原子炉外格納容器内	格納容器内酸濃度 (S/W)*1				「⑥原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内酸濃度 (S/C)*1				「⑥原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。			
⑧ 原子炉外格納容器内	ドライウェル圧力*1							
	サブレーション・チェンバ圧力*1							

「①原子炉圧力容器への注水量」及び「②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。

「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。

「⑥原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。

「⑥原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。

第 3.15-11 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源*12	可搬型計測器 個数
⑨ 水源の確保 (2 / 2)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力*1	1	0~10MPa [gauge]	最大値: 9.2MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系の運転時における、原子炉隔離時冷却系統の最高使用圧力 (9.2MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分II 直流電源	1
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力*1	1	0~12MPa [gauge]	最大値: 9.1MPa [gauge]	高圧炉心スプレイ系の運転時における、高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (9.1MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分III 直流電源	
	残留熱除去ポンプ出口圧力*1	2	0~4MPa [gauge]	-**	重大事故等時における、低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	S/A用 直流電源	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力*1	2	0~3MPa [gauge]	-**	重大事故等時における、残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	S/A用 直流電源	1
⑩ 原子炉水位 (燃料域)*1	原子炉水位 (燃料域)*1							
	原子炉水位 (SA)*1							
	原子炉水位 (SA)*1							
⑪ 原子炉水位 (広帯域)*1	原子炉水位 (広帯域)*1							
	原子炉水位 (SA)*1							

「③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器下部より 1328cm) ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には値なし。

※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。

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替監視直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S/A用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイパス交流電源を電源とした計器である。

・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)

表 3.15-11-11 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) (11/12)

分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑤ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素再結合物にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する)。	-	(Ss)	AM 用 直流電源
	静的触媒式水素再結合物 動作監視装置*1	4	0~300℃	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合物動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1	(Ss)	AM 用 直流電源
⑥ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% /0~30vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	-	S	計器、サンプリ ング装置: 区分 I, II 計測用交流電 源
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) *1							
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) *1							
	格納容器内圧力 (D/W) *1							
	格納容器内圧力 (S/C) *1							

「⑥原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。

「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 3.15-16 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) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 水素の 確保	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素再結合物にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する)。	-	(Ss)	緊急用 交流電源
	静的触媒式水素再結合物動作監視装置*1	3	0~20vol%	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合物動作時に想定される温度範囲を監視可能。	-	(Ss)	緊急用 直流電源
	格納容器内酸素濃度 (SA)	2	0~25vol%	約 4.4vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-	(Ss)	緊急用 交流電源
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) *1							
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) *1							
	ドライウェル圧力*1							
⑤ 原子炉格納容器内の 圧力	原子炉格納容器内圧力 (SA) *1							
	サブプレッション・チェンバール圧力*1							

「④原子炉建屋水素濃度」を監視するパラメータと同じ。

「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 3.15-11 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)	耐震性	電源	可搬型計測器 個数
④ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0~10vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度の可能性 (水素濃度: 4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素再結合物にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4 vol%未満に低減する)。	(Ss)	SA 用 交流電源	-
	静的触媒式水素再結合物入口温度*1	2	0~100℃	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合物動作時に想定される温度を監視可能。	(Ss)	SA 用 直流電源	1
	静的触媒式水素再結合物出口温度*1	2	0~400℃	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合物動作時に想定される温度を監視可能。	(Ss)	区分 II 交流電源	1
	格納容器内酸素濃度*2	1	0~5 vol% 0~25 vol%	4.3 vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3 vol%) を監視可能。	S	SA 用 交流電源	-
⑤ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) *2	1	0~25 vol%	4.3 vol%以下	重大事故等時に、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3 vol%) を監視可能。	(Ss)	SA 用 交流電源	-
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) *1							
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバール) *1							
	ドライウェル圧力 (SA) *1							
	サブプレッション・チェンバール圧力 (SA) *1							

「④原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ

「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

・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: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL510)。
※5: 基準点は格納容器底部 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
※7: 島根出力側配管の検出器は 124 個であり、平均出力側配管の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に検出器は約 10S/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準値では検出器が検出しないことからこの値を下回る。
※9: 検出器は使用済燃料貯蔵ラック上流 (EL3518)。
※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上流 (EL3518)。
※11: 検出器は 7 箇所。
※12: 所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

表 3.15-11 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) (12/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) *2	1	T.M.S.L.20180~ 31170mm (6号炉) ** T.M.S.L.20180~ 31122mm (7号炉) **	T.M.S.L.31305mm (6号炉) ** T.M.S.L.31300mm (7号炉) **	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたって水位を監視可能。 重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1	C (Ss)	区分 I 直流電源
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *2	1	0~150°C	最大値: 66°C T.M.S.L.23420~ 30420mm (6号炉) ** T.M.S.L.23373~ 30373mm (7号炉) **	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *2	1	10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h (7号炉)	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線量の半分の範囲 (5×10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h) にわたって監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*2	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。			

*1: 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
*2: 局所出力領域モニタの検出値は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。
*3: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
*5: 基準点は蒸気発生器スケルトン下流 (原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。*6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器等レベルより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: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全。*9: T.M.S.L.=最高許平均値
*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 105Sv/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: 設置許可基準規則第17条、48条及び49条で抽出される計装設備は設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、復水移流系 (格納容器下部注水流量) 及び格納容器下部水位に対しては、復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル蒸気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。詳細については、設置許可基準規則第57条(設置許可基準規則第57条)を参照。なお、設計方針を示す章)の補足説明資料57-9)を参照。
*12: 設置許可基準規則第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有し、位置的分散を図ることとしており、復水移流系 (格納容器下部注水流量) 及び格納容器下部水位に対しては、復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル蒸気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。詳細については、設置許可基準規則第57条(設置許可基準規則第57条)を参照。なお、設計方針を示す章)の補足説明資料57-9)を参照。
*13: 検出点は14箇所。*14: 検出点は8箇所

第 3.15-16 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) (13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) *2	1	-1.30mm~+7.20mm (EL.35.077mm) *13 46.377mm) *13	+6.818mm (EL.16.195mm) *13	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたって水位を監視可能。 重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1	C (Ss)	区分 II 直流電源 緊急用 直流電源
	使用済燃料プール温度 (SA) *2	1	0~120°C	66°C以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *2	1	10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h (7号炉)	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線量の範囲 (1.0×10 ⁻³ msv/h~2.4×10 ⁴ msv/h) にわたって監視可能。			
	使用済燃料プール監視カメラ*2	1	-	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。			

*1: 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
*2: 局所出力領域モニタの検出値は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。
*3: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
*5: 基準点は蒸気発生器スケルトン下流 (原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。*6: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器等レベルより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: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全。*9: T.M.S.L.=最高許平均値
*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 105Sv/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: 設置許可基準規則第17条、48条及び49条で抽出される計装設備は設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、復水移流系 (格納容器下部注水流量) 及び格納容器下部水位に対しては、復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル蒸気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。詳細については、設置許可基準規則第57条(設置許可基準規則第57条)を参照。なお、設計方針を示す章)の補足説明資料57-9)を参照。
*12: 設置許可基準規則第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有し、位置的分散を図ることとしており、復水移流系 (格納容器下部注水流量) 及び格納容器下部水位に対しては、復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル蒸気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。詳細については、設置許可基準規則第57条(設置許可基準規則第57条)を参照。なお、設計方針を示す章)の補足説明資料57-9)を参照。
*13: 検出点は14箇所。*14: 検出点は8箇所

第 3.15-11 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)	耐震性	電源	可搬型計測器 個数
⑩ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) *2	1	-4.30~7.30mm ^⑩	6982mm ^⑩	重大事故等時に変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたって水位を監視可能。 重大事故等時に変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵トラック上端近傍までの範囲にわたって水位を監視可能。	- (Ss)	SA用 交流電源	-
	燃料プール水位・温度 (SA) *2	1	-1000~6710mm ^⑩	6982mm ^⑩	重大事故等時に変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。			
	燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) *2	1	0~150°C	最大値: 65°C	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁴ msv/h) にわたって監視可能。			
	燃料プール監視カメラ *2	1	-	-**	重大事故等時において燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。			

*1: 重要代替監視パラメータ
*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
*3: 基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器等レベルより1328mm)。*4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
*5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。*6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
*7: 局所出力領域計装の検出値は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、設計基準事故時は健全。
*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射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 105Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。
*10: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端 (EL35518)。*11: 検出点は7箇所。
*12: 所内非常用電源式直流電源設備及び常設代替監視直流電源設備からの発電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

・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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/11)

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

第 3. 15-17 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*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器温度	①主要パラメータ ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
原子炉圧力容器内の圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (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。	

第 3. 15-12 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*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	①主要パラメータ ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (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有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※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 (前掲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設備仕様(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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/11)

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

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

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

第 3.15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：「」は有効監視パラメータの常用計器（副読性又は副読性）は重要監視パラメータの常用計器（副読性又は副読性）を指すが、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設備仕様(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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水系統流量 ③復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ③復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系統流量 ③高圧炉心注水系統流量 ③残留熱除去系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④原子炉圧力 (S/C)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、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)、原子炉隔離時冷却系統流量、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。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系統流量 ②復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系統流量 ②高圧炉心注水系統流量 ②残留熱除去系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、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)、原子炉隔離時冷却系統流量、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。

第 3.15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ③低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ③低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ③高圧炉心注水系統流量 ③残留熱除去系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッジョン・チェンバイン圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合、他チャンネルにより推定する。 ④高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合、他チャンネルにより推定する。 ⑤高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合、他チャンネルにより推定する。 ⑥高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバイン圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
	原子炉圧力容器内の水位	①原子炉水位 (SA広帯域) ①原子炉水位 (SA燃料域) ②高圧代替注水系統流量 ②低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ②低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ②低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ②低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ②高圧炉心注水系統流量 ②残留熱除去系統流量 ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバイン圧力	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 (燃料域) の監視が不可能となった場合、他チャンネルにより推定する。 ②高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合、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 (常設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) 及び注水流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合、他チャンネルにより推定する。 ④高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバイン圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③残留熱除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッジョン・チェンバイン圧力 (SA)	①原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水流量、代替注水流量 (常設)、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量 (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) とサブプレッジョン・チェンバイン圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
	原子炉圧力容器内の水位	①原子炉水位 (SA) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②残留熱除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッジョン・チェンバイン圧力 (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 (燃料域) の監視が不可能となった場合、他チャンネルにより推定する。 ②高圧代替注水流量、代替注水流量 (常設)、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量 (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) とサブプレッジョン・チェンバイン圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

※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 (簡便性又は簡便域性等はないが、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設備仕様(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	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、水漏れである復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系統流量 (RIR A 系代替注水流量) * 復水補給水系統流量 (RIR B 系代替注水流量) *代替循環冷却系運転時は「廃熱ヒートシンの確保」を参照	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 (RIR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RIR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水漏れである復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 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 (RIR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RIR B 系代替注水流量) を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水漏れである復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系統流量	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高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水漏れである復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
	復水補給水系統流量 (RIR 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) * *代替循環冷却系運転時は「廃熱ヒートシンの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器下部水位	①復水補給水系統流量 (RIR 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、水漏れである復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器下部注水流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (S.A.広帯域) ⑤常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 ③高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系統ポンプの注水特性を用いて、高圧代替注水系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S.A.広帯域) ④原子炉水位 (S.A.燃料域)	①代替淡水貯槽水位 (常設ライン狭帯域用)、低圧代替注水系統ポンプ注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統ポンプ注水流量 (可搬ライン狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、水漏れである代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽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低圧代替注水系統ポンプ注水流量を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (S.A.広帯域) ⑤代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系系統流量を推定する。 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて、原子炉隔離時冷却系流量が確保されていることを推定する。 推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S.A.広帯域) ④原子炉水位 (S.A.燃料域)	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 ③原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて、原子炉隔離時冷却系流量が確保されていることを推定する。 推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位を優先する。

第 3. 15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水漏れである低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位 (常設用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	残留熱代替注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①残留熱代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水漏れであるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ注水流量	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。推定は、水漏れであるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。

※1: [] は有効監視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の常用計器 (簡便性又は耐環境性等) は、監視可能であれば発電用原子炉施設の共通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設備仕様(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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量) * 復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器下部注水量	原子炉隔離時冷却系統流量 * 燃料循環冷却系統流量時は「最終ヒートシントク」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器下部注水量	残留熱除去系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。
	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 (格納容器下部注水量) * * 燃料循環冷却系統流量時は「最終ヒートシントク」を参照	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。 ③注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ④注水先の格納容器下部注水量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

第 3.15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/17)

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

第 3.15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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、水源である低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、代替注水流量が確保されていることを推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。 ③注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ④注水先の格納容器下部注水量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
原子炉格納容器下部注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器下部注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器下部注水量	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ注水流量	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①低圧炉心スプレイポンプ注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。

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

備考
・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による設備仕様(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)

表3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/11)

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	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サブプレッション・チェンバ・プールの温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ^{※2}	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。
	①サブプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ^{※2}	①サブプレッション・チェンバ・プールの温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ^{※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・チェンバ内にあるサブプレッション・チェンバ・プールの温度を優先する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールの温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
原子炉格納容器内の圧力	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サブプレッション・チェンバ・プールの温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 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。
	①格納容器内圧力 (S/C) 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) 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、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

第3.15-17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	①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雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	①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・プールの温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の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・プールの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。 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	①サブプレッション・プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プールの温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②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。
	①サブプレッション・プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プールの温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②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。

第3.15-12表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/16)

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

※1：代替パラメータの選択は優先順位を示す。
※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震性能は低い) 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を可能な計器) 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設備仕様(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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル蒸気温度	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ドライウエル蒸気温度の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ドライウエル蒸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蒸気温度を推定する。 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蒸気温度を推定する。
	サブプレッション・チェンバ、プールの温度	①サブプレッション・チェンバ、プールの温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ^{※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。 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・チェンバ内にあるサブプレッション・チェンバ、プールの温度を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ、プールの温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ、プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ、プールの温度を推定する。 ②サブプレッション・チェンバ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ドライウエル蒸気温度 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蒸気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッション・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、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

第 3.15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル蒸気温度 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蒸気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・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・チェンバ蒸気温度 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・チェンバ蒸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、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

第 3.15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S/A)	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 (S/A) ③ドライウエル温度 (S/A) ④ベデスタル温度 (S/A)	①ドライウエル圧力 (S/A) の1チャン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 (S/A) 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 (S/A) 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 (S/A)、ベデスタル温度 (S/A) によりドライウエル圧力 (S/A) を推定する。 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 (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (S/A) ③サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	①サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) の1チャン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 (S/A) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (S/A) 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・チェンバ温度 (S/A) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (S/A) を推定する。 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 (前記又は前記監視パラメータの常用計器) がないが、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設備仕様(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/11)

分類	代替パラメータ*	
	主要パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	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、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。 ③格納容器内圧力 (D/W) ④[サブプレッション・チェンバ・プール水位] ^{※2}
	格納容器下部水位	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。
	格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内水素濃度	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
	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

第 3. 15-17 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	代替パラメータ推定方法	
	主要パラメータ	代替パラメータ
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低圧代替注水系統原水注水流量 (常設用) ②低圧代替注水系統原水注水流量 (常設用) ③低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ④低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑤低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑥低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑦低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑧低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑨低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑩低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑪低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑫低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑬低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑭低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑮低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑯低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑰低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑱低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑲低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ⑳低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉑低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉒低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉓低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉔低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉕低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉖低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉗低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉘低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉙低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉚低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉛低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉜低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉝低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉞低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㉟低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊱低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊲低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊳低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊴低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊵低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊶低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊷低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊸低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊹低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊺低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊻低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊼低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊽低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊾低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン) ㊿低圧代替注水系統原水注水流量 (可稼ライオン)
	格納容器上部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ③低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ④低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑤低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑥低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑦低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑧低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑨低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑩低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑪低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑫低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑬低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑭低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑮低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑯低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑰低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑱低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑲低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑳低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉑低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉒低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉓低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉔低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉕低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉖低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉗低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉘低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉙低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉚低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉛低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉜低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉝低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉞低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㉟低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊱低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊲低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊳低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊴低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊵低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊶低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊷低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊸低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊹低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊺低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊻低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊼低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊽低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊾低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ㊿低圧代替注水系統格納容器下部注水流量

第 3. 15-12 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	代替パラメータ推定方法	
	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	①ベデスタル注水の停止判断に用いるドライウエ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ドライウエ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)、格納容器代替注水流量、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ドライトウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水素変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	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 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ④格納容器代替注水流量 (狭帯域用) ⑤ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑥低圧原子炉代替注水槽水位
ベデスタル水位	ベデスタル水位	①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ④格納容器代替注水流量 (狭帯域用) ⑤ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑥低圧原子炉代替注水槽水位
	ベデスタル水位	①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ④格納容器代替注水流量 (狭帯域用) ⑤ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ⑥低圧原子炉代替注水槽水位

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

備考
・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による設備仕様(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/11)

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

第 3. 15-17 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		代替パラメータ推定方法	
	主要パラメータ	代替パラメータ	格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA)
原子炉格納容器内水素濃度	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]**	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。	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器空同気放射線モニタ (D/W) 格納容器空同気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C)	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
水素濃度の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御体操作監視系]**	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C)	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、格納容器空同気放射線モニタ (S/C) により推定する。 ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 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 [制御体操作監視系]**	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③[制御体操作監視系]**	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C)	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、格納容器空同気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

第 3. 15-12 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		代替パラメータ推定方法	
	主要パラメータ	代替パラメータ	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (SA)
原子炉格納容器内水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (SA) により推定する。	①格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (SA) により推定する。	①格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器空同気放射線モニタ (D/W) [エリア放射線モニタ]**	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]**	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリアモニタ (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を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	①格納容器空同気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリアモニタ (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を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器空同気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]**	①格納容器空同気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリアモニタ (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を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	①格納容器空同気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリアモニタ (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を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
水素濃度の維持又は監視	中性子監視計装	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[制御体手動操作・監視系]**	①中性子監視計装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中性子監視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制御体手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により制御体が入入状態にあることが確認できる場合は、本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。	①中性子監視計装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中性子監視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制御体手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により制御体が入入状態にあることが確認できる場合は、本臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装 [制御体手動操作・監視系]**	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子監視計装 ③[制御体手動操作・監視系]**	①平均出力領域計装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中性子監視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制御体手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により制御体が入入状態にあることが確認できる場合は、本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。	①平均出力領域計装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中性子監視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制御体手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により制御体が入入状態にあることが確認できる場合は、本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。

※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主要監視パラメータの常用計器 (前記性又は補助計器) 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設備仕様(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/11)

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

第 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線量率	格納容器内水素濃度 (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内水素濃度] ^{※2}	①格納容器内水素濃度 (S/A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系] ^{※2}	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①平均出力領域計装の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格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。
	[制御棒操作監視系] ^{※2}	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

第 3. 15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線量率	格納容器水素濃度 (S/A)	①格納容器水素濃度 (S/A)	①格納容器水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (S/A) により推定する。
	格納容器水素濃度 (S/A)	①格納容器水素濃度	①格納容器水素濃度 (S/A) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度により推定する。
原子炉格納容器内放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エア放射線モニタ] ^{※2}	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エア放射線モニタ] ^{※2}	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
未臨界の維持又は監視	中性子領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒 手動操作・監視系] ^{※2}	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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制御棒 手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子領域計装 ③ [制御棒 手動操作・監視系] ^{※2}	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②中性子領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒 手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒 手動操作・監視系] ^{※2}	①中性子領域計装 ②平均出力領域計装	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①制御棒 手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、中性子領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する中性子領域計装を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：「」は有効監視パラメータの常用計器 (断続性又は断続監視パラメータの常用計器 (断続性又は断続監視等) ではないが、監視可能であれば発電用原子的な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設備仕様(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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/11)

分類	主要パラメータ		代替パラメータ*	
	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	サプレッジョン・チェンバ・プールの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	②サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系統温度 (代替循環冷却)	①サブプレッジョン・チェンバ・プール ②原子炉水位 (広帯域)	①サブプレッジョン・チェンバ・プール ②原子炉水位 (広帯域)	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度
	復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ②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原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)
代替循環冷却系	復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ②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原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)
	復水補給水系統流量 (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 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②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)

代替パラメータ推定方法
 ①サブプレッジョン・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・プールの気体温度によりサプレッジョン・チェンバ・プールの水温度を推定する。
 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
 ①復水補給水系統温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換器側からサプレッジョン・チェンバ・プールの水温度により推定する。
 ①復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水変化により復水補給水系統流量 (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。
 ①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、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の流量計 (S/C) からサプレッジョン・チェンバ・プールの水温度により推定する。
 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、サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位から復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。
 ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位より、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。
 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位から復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。
 ①復水補給水系統流量 (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。
 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。
 ①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、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系統流量 (RR A 系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の流量計 (S/C) からサプレッジョン・チェンバ・プールの水温度により推定する。
 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、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。
 ①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。
 ①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、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系統流量 (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) からサプレッジョン・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、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。
 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、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、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。
 ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位より、原子炉格納容器側への注水流量を推定する。
 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系統流量 (RR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、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。
 ①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。
 ①復水補給水系統流量 (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。
 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。

第 3.15-17 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*	
	サブプレッジョン・プールの水温度	サプレッジョン・チェンバ・プールの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	②サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	①サブプレッジョン・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度
	代替循環冷却系	①サブプレッジョン・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度

代替パラメータ推定方法
 ①サブプレッジョン・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・プールの気体温度によりサプレッジョン・チェンバ・プールの水温度を推定する。
 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
 ①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
 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。
 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。
 ②ドライウエル雰囲気温度
 ③サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度
 ④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・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。
 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。

第 3.15-12 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*	
	サブプレッジョン・プールの水温度	サプレッジョン・チェンバ・プールの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	②サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度
	残留熱代替除去系	①サブプレッジョン・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの気体温度

代替パラメータ推定方法
 ①サブプレッジョン・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・プールの気体温度によりサプレッジョン・チェンバ・プールの水温度 (SA) を推定する。
 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
 ①残留熱代替除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換器側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。
 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出口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。
 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ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
 ②ドライウエル雰囲気温度 (SA)
 ③サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度 (SA)
 ④代替循環冷却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)、ドライウエル雰囲気温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度 (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。
 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出口圧力を優先する。

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

備考
 ・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①～④の相違
 設備設計の相違による設備仕様 (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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル ①格納容器内圧力 (D/W)	①フィルタ装置水位の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。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置スクラ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラ水 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水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・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電評値から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
残留熱除去系	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 3.15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置圧力	①ドライウェル圧力 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水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又はサブプレッション・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水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
	フィルタ装置スクラ水温度	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水温度を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータ (フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)) の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

第 3.15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (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。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの1側 ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、1側の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プールの水温度 (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・プールの水温度 (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電評値から、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（確認計又は耐震確認計等）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設備仕様(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/11)

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
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 ②格納容器内圧力 (D/W)	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。 ②フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、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。
	格納容器圧力逃がし装置	①フィルタ装置水位 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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。
	耐圧強化ベント系	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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 ②格納容器内圧力 (S/C)	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。 ②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。

第 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12 / 17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
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	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッジョン・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

・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(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/11)

分類	主要パラメータ		代替パラメータ	
	主要パラメータ	代替パラメータ	主要パラメータ	代替パラメータ
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格納容器内圧力 (D/W)	①フィルタ装置水位の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。 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。	
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	耐圧強化	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクララ水 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ラ水の希釈状況により推定する。	
	ベント系	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。	
	耐圧強化	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 ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッジョン・チェンバ・プール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	①残留熱除去系熱交換器出口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換風量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
残留熱除去系	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 3. 15-17 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	
	主要パラメータ	代替パラメータ	主要パラメータ	代替パラメータ
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。	
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッジョン・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッジョン・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系統流量 ②緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)	①残留熱除去系熱交換器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風量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系統流量又は緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機) により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	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。	
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	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。	

第 3. 15-12 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	
	主要パラメータ	代替パラメータ	主要パラメータ	代替パラメータ
格納容器フィルタ最終ヒートシンクの確保	スクララ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクララ容器水位の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。	
	スクララ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	①スクララ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクララ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・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。	
	スクララ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①スクララ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	第1ベントフィルタ塔出口放射線モニタ (高レンジ、低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ塔出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	第1ベントフィルタ塔出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (SA) ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ塔出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ塔出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ塔出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタ塔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サブプレッジョン・プールの水温度 (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)、サブプレッジョン・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入口流量	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風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。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系	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ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：「」は有別監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (計器性又は耐環境性等) ではないが、監視可能であれば発電川原子炉設置の機能を把握することが可能な計器) を示す。

備考
・設備、運用の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①～④の相違
設備設計の相違による設備仕様(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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/11)

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原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (圧縮機) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③(復水貯蔵槽水位)**	①監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽水位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復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力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。 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推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①高圧代替注水系統流量 (RR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 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流量 (RR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プール水位から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水流量 (RR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水位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。 ④推定は、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水蒸気濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的熱媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水蒸気濃度の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格納容器内熱媒濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内熱媒濃度と保守的なG値を人力した評価結果 (解析結果) により格納容器内熱媒濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)
原子炉建屋内放射線濃度	格納容器内熱媒濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内熱媒濃度レベル (D/W) ②格納容器内熱媒濃度レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内熱媒濃度の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格納容器内熱媒濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内熱媒濃度と保守的なG値を人力した評価結果 (解析結果) により格納容器内熱媒濃度を推定する。 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常であることとを推定することにより、格納容器内圧力 (常用計器) により、水位を推定する。 ④推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

第 3.15-17 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
西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系統流量 (常設用) ①低圧代替注水系統流量 (常設用) 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サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系統流量 (常設用) ①低圧代替注水系統流量 (常設用) 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サブプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備水位を水源とする可変型淡水貯水ポンプの注水位から、西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水蒸気濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的熱媒式水素再結合器動作監視装置	①原子炉建屋水蒸気濃度の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原子炉建屋水蒸気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/出口の温度差) により水位を推定する。 ③推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内放射線濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器空同気放射線モニタ (D/W) ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C) ②ドライウェル圧力 ②サブプレッション・チェンバ内圧力 ③「格納容器内熱媒濃度」**	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器空同気放射線モニタ (D/W) ②格納容器空同気放射線モニタ (S/C) ②ドライウェル圧力 ②サブプレッション・チェンバ内圧力 ③「格納容器内熱媒濃度」**	①格納容器内熱媒濃度 (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格納容器内熱媒濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器空同気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器空同気放射線モニタ (S/C) にて炉心相関を判断した後、初期熱媒濃度と保守的なG値を人力した評価結果 (解析結果) により格納容器内熱媒濃度 (SA) を推定する。 ③ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ内圧力により、格納容器内圧力が正常であることを推定することにより、格納容器内圧力が正常であることを把握することにより、格納容器内圧力 (常用計器) により、水位を推定する。 ④監視可能であれば格納容器内熱媒濃度 (常用代替監視パラメータ) により、熱媒濃度を推定する。 ⑤推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

第 3.15-12 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推定は、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。
	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残留熱除去系ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ注水流量 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残留熱除去系ポンプ出口圧力 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・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・プール水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、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力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。 ③推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (副機性又は副環境性等はないが、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設備仕様(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)

表 3. 15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/11)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水質確保	西側淡水貯水設備水位 (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原子炉内注水系統流量 (格納容器下部注水流量) ①高圧代替注水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]**	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。
	原子炉建屋水素濃度	①原子炉建屋水素濃度 ②静的触媒式水素処理装置動作監視装置	①サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバの水位を推定する。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、サブプレッジョン・チェンバの水位を推定し、これを補正して復水貯蔵槽水位を推定する。 ②サブプレッジョン・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ジョン・チェンバ・プール水位が確認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ジョン・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、サブプレッジョン・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の酸素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素処理装置動作監視装置	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、静的触媒式水素処理装置動作監視装置 (静的触媒式水素処理装置) 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。
	原子炉建屋内の酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度 ③格納容器内酸素濃度 ④格納容器内圧力 (D/W) ⑤格納容器内圧力 (S/C) ⑥格納容器内圧力 (D/W) ⑦格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素濃度と保守的なG値を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ④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 (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ネルを優先する。

第 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水質確保	西側淡水貯水設備水位	①高圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ①底圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ①底圧代替注水系統流量 (常設ライン用) 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サブプレッジョン・チェンバ・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中ポンプの注水状況から、西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水素濃度	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、静的触媒式水素処理装置動作監視装置 (静的触媒式水素処理装置) により推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度モニタ (D/W) ②格納容器内酸素濃度モニタ (S/C) ②ドラフトウェル圧力 ③サブプレッジョン・チェンバ内圧力 ④[格納容器内酸素濃度]**	①格納容器内酸素濃度 (S A) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素濃度モニタ (D/W) 又は格納容器内酸素濃度モニタ (S/C) により格納容器内酸素濃度を推定する。事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素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。

第 3. 15-12 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建屋水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (S A) ②格納容器内酸素濃度モニタ (ドラフトウェル) ②格納容器内酸素濃度モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) ②ドラフトウェル圧力 (S A) ②サブプレッジョン・チェンバ内圧力 (S A)	①格納容器酸素濃度 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (S A) により推定する。 ②格納容器内酸素濃度モニタ (ドラフトウェル) 又は格納容器内酸素濃度モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) により格納容器内酸素濃度を推定する。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。 ③ドラフトウェル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ内圧力 (S A) 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 (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、格納容器酸素濃度 (S A) を優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	①格納容器酸素濃度 ②格納容器内酸素濃度モニタ (ドラフトウェル) ②格納容器内酸素濃度モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) ②ドラフトウェル圧力 (S A) ②サブプレッジョン・チェンバ内圧力 (S A)	①格納容器酸素濃度 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (S A) により推定する。 ②格納容器内酸素濃度モニタ (ドラフトウェル) 又は格納容器内酸素濃度モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) により格納容器内酸素濃度を推定する。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。 ③ドラフトウェル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ内圧力 (S A) 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 (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、格納容器酸素濃度 (S A) 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設備仕様 (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)

表 3.15-12 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/11)

分類	代替パラメータ*	
	主要パラメータ	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 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状態を監視する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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状態を監視する。 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) 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) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、放射線量率を推定する。 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。 ④使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、放射線量率を推定する。
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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) により、放射線量率を推定する。 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。 ④使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、放射線量率を推定する。

*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 3.15-17 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	代替パラメータ*	
	主要パラメータ	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 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) により、放射線量率を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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) により、放射線量率を推定する。 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。 ④使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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) 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) により、放射線量率を推定する。 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。 ④使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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) により、放射線量率を推定する。 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。 ④使用済燃料貯蔵プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 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。

第 3.15-12 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	代替パラメータ*	
	主要パラメータ	代替パラメータ推定方法
燃料プールの監視	燃料貯蔵プール水位 (SA)	①燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA)
	燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①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、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燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により、放射線量率を推定する。 ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA) により、燃料貯蔵プールの状態を監視する。 ④燃料貯蔵プールを直接監視する燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①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、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燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により、放射線量率を推定する。 ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA) により、燃料貯蔵プールの状態を監視する。 ④燃料貯蔵プールを直接監視する燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
燃料貯蔵プール監視カメラ (SA)	①燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①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、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燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により、放射線量率を推定する。 ③燃料貯蔵プール監視カメラ (SA) により、燃料貯蔵プールの状態を監視する。 ④燃料貯蔵プールを直接監視する燃料貯蔵プール水位・温度 (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: [] 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設備仕様(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)

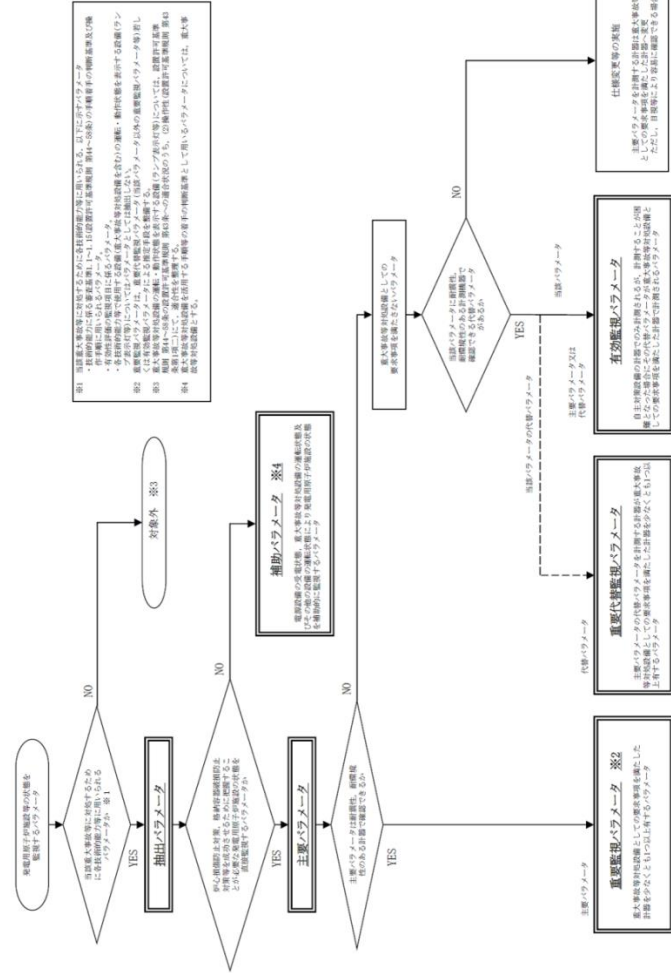
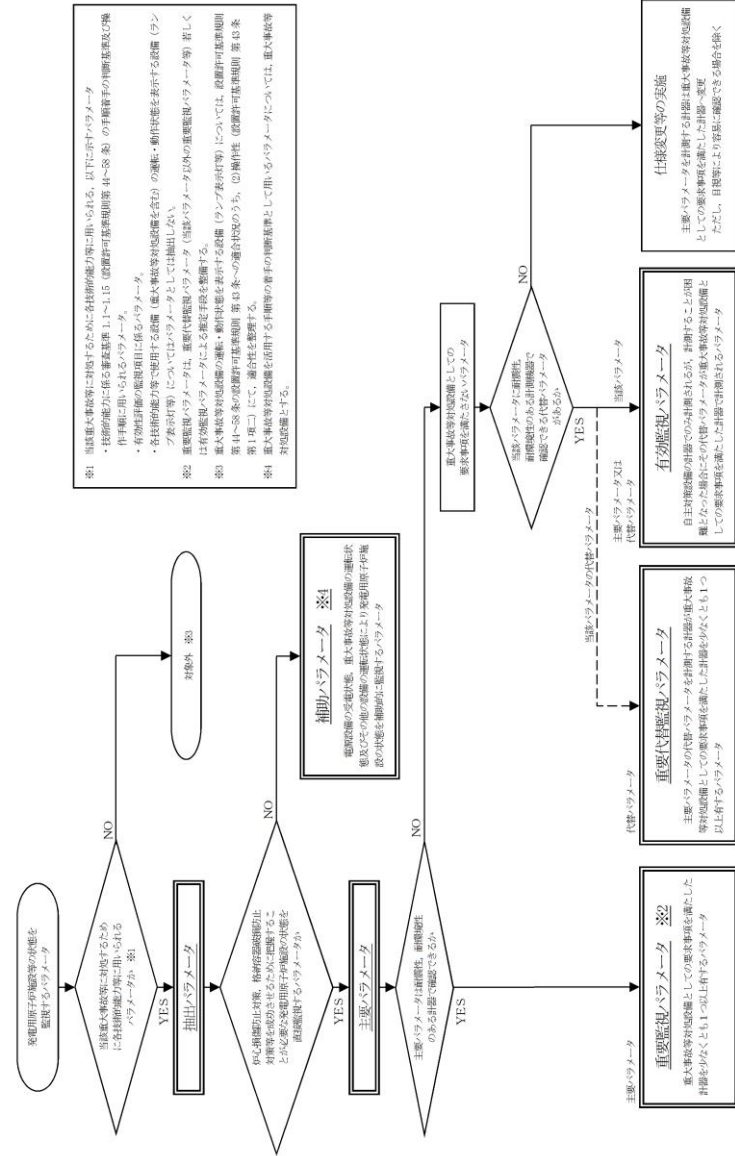
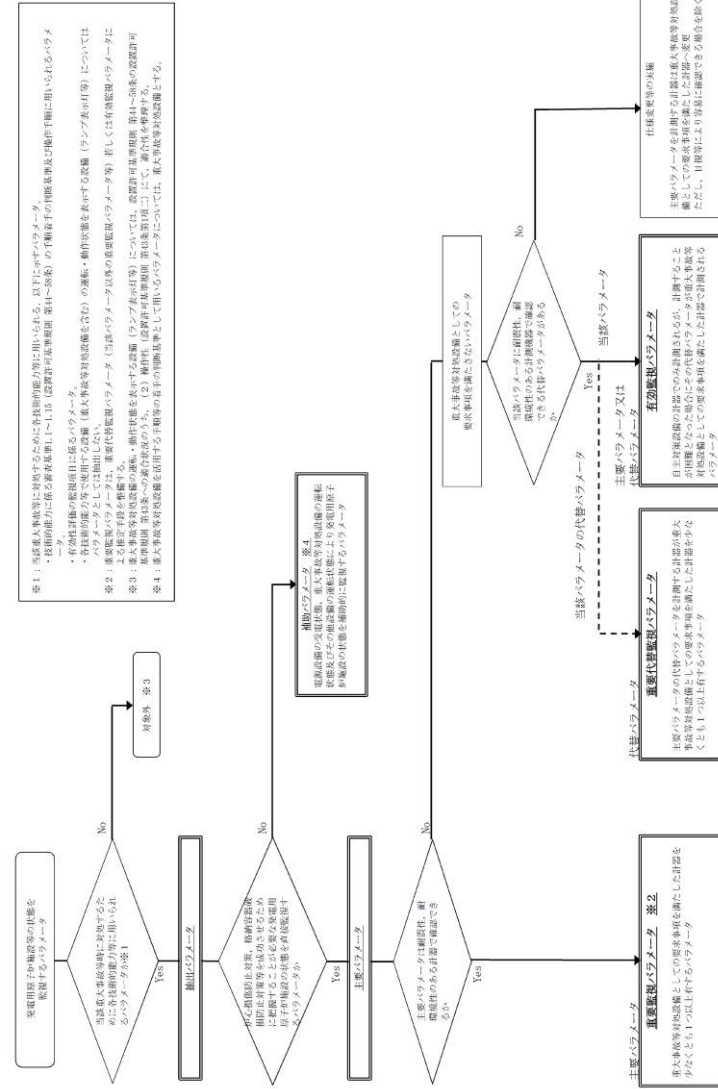


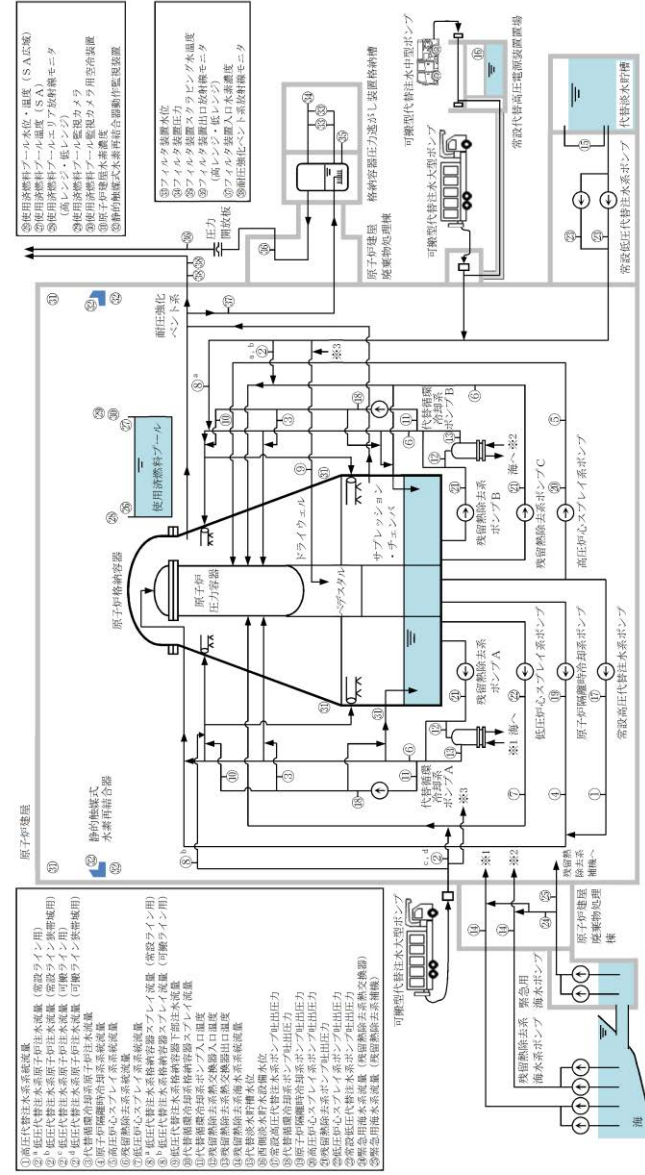
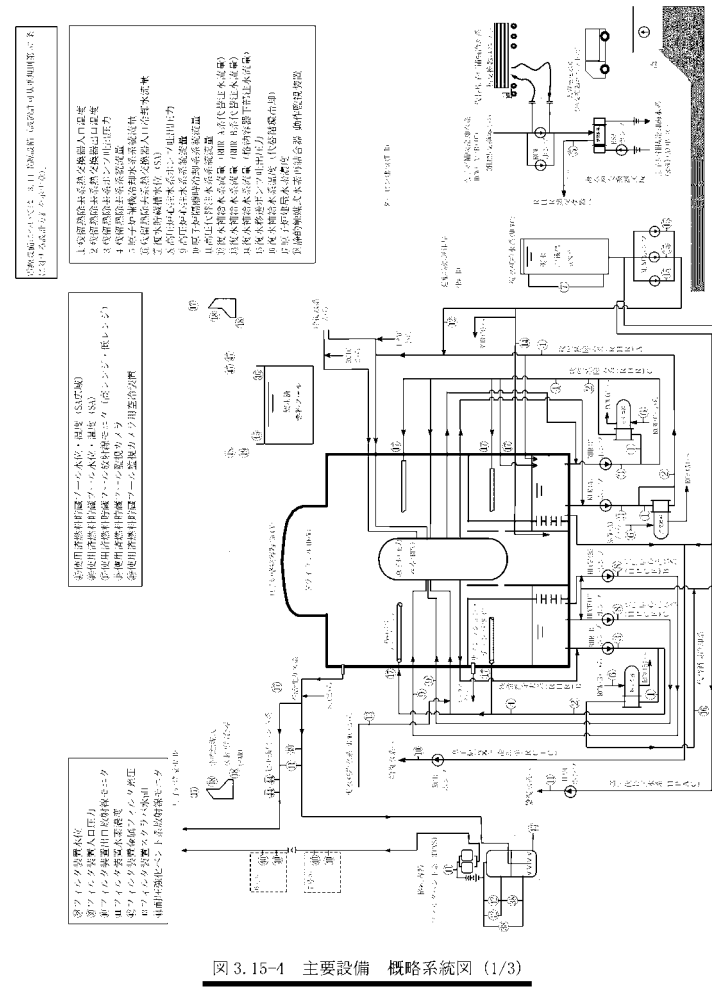
図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



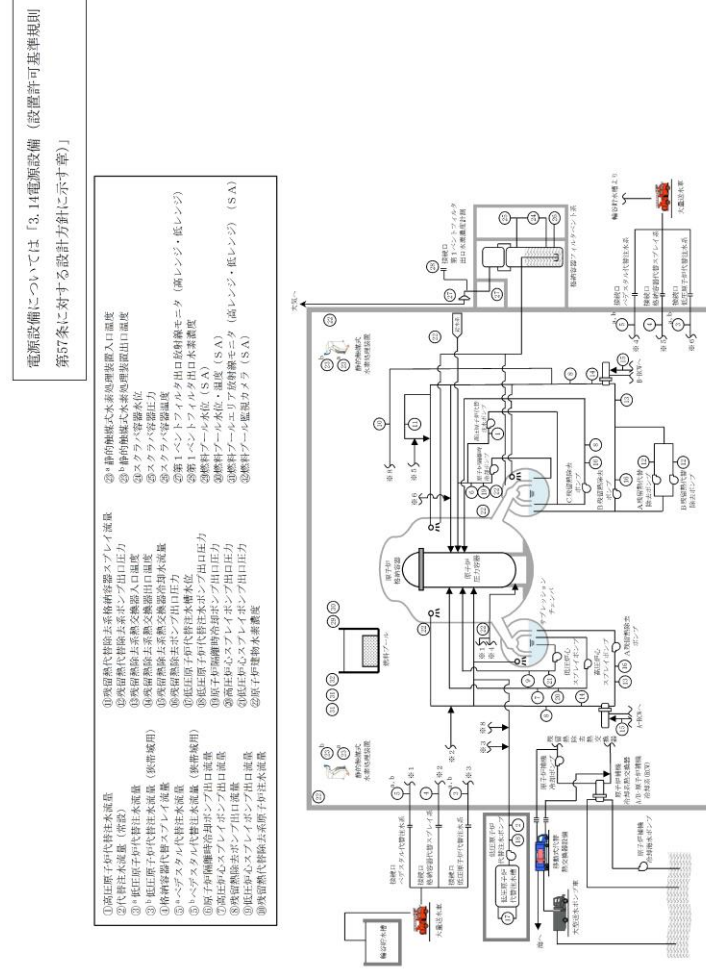
第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



第 3.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



第3.15-3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3.15-3図 主要設備 概略系統図 (1/3)

・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

電源設備については「3.14 電源設備 (設備許可基準適用範囲)」
に于て計装設備の標準仕様を定める。

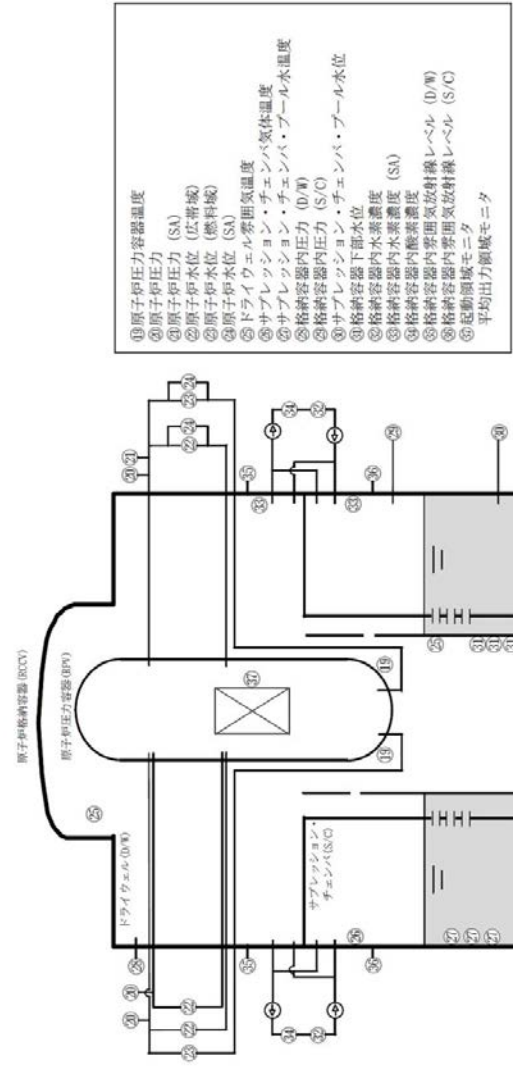
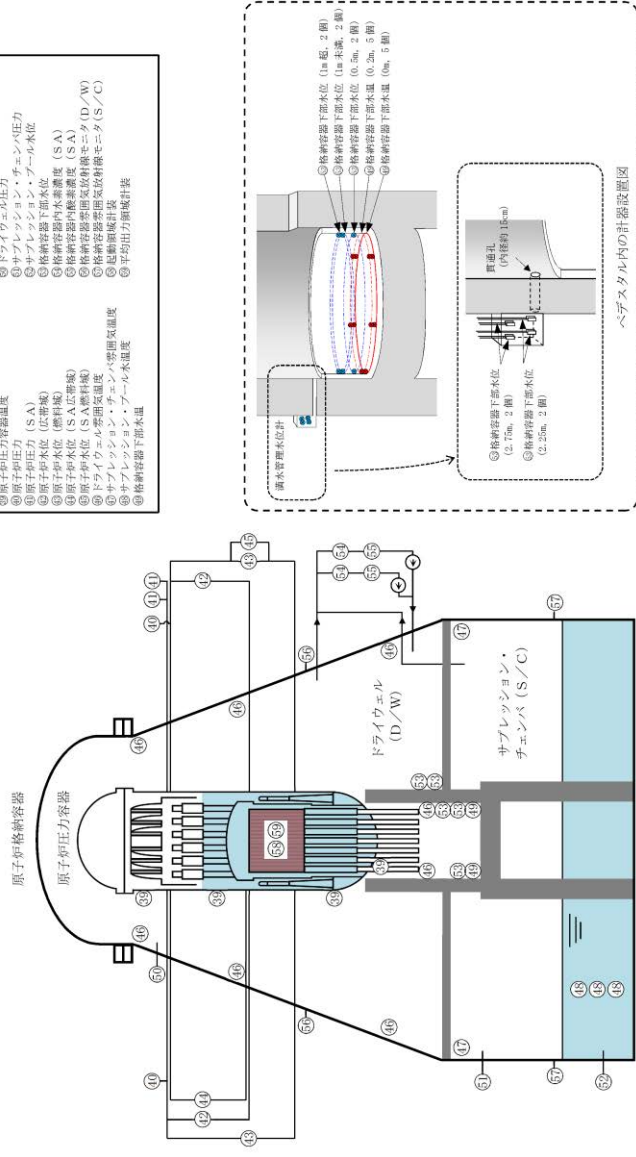


図 3.15-5 主要設備 概略系統図 (2/3)

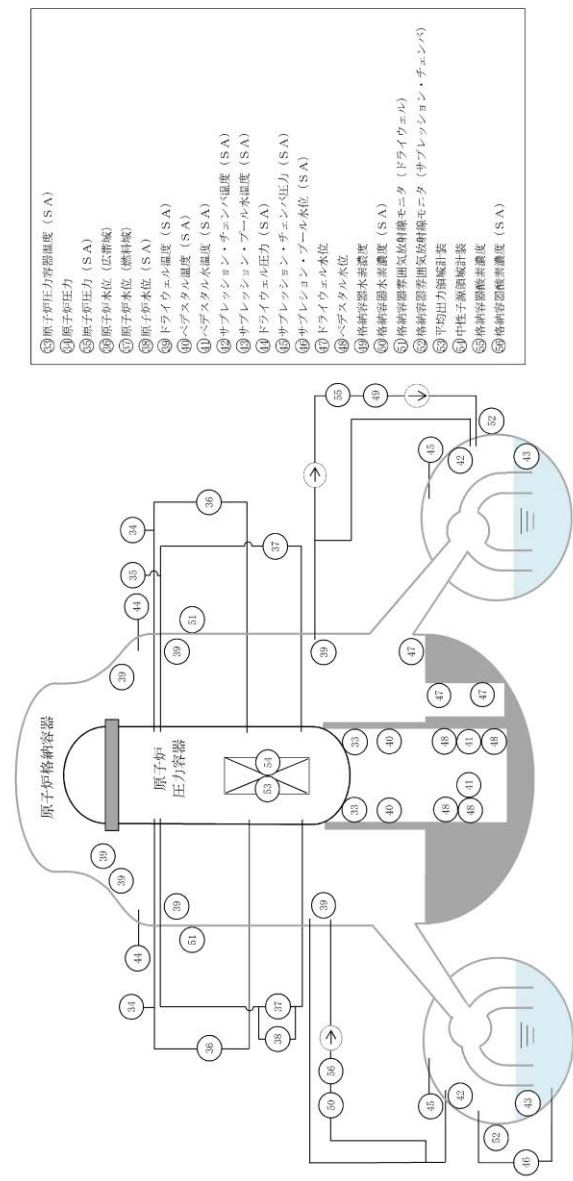
- ① 原子炉圧力容器温度
- ② 原子炉圧力 (SA)
- ③ 原子炉水位 (広帯域)
- ④ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑤ 原子炉水位 (SA)
- ⑥ サブプレッション・チェンバ気体温度
- ⑦ サブプレッション・チェンバ・プール水温度
- ⑧ 原子炉圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ サブプレッション・チェンバ・プール水位
- ⑪ 格納容器下部水位
- ⑫ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑬ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑭ 格納容器内表面気放射線レベル (D/W)
- ⑮ 格納容器内表面気放射線レベル (S/C)
- ⑯ 起動領域モニタ
- ⑰ 平均出力領域モニタ

- ① 原子炉圧力容器温度
- 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 サブプレッション・チェンバ気体温度
- ⑦ サブプレッション・チェンバ・プール水温度
- ⑧ 原子炉圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ サブプレッション・チェンバ・プール水位
- ⑪ 格納容器下部水位
- ⑫ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑬ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑭ 格納容器内表面気放射線レベル (D/W)
- ⑮ 格納容器内表面気放射線レベル (S/C)
- ⑯ 起動領域モニタ
- ⑰ 平均出力領域計装



第 3.15-4 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)

電源設備については「3.14 電源設備 (設備許可基準適用範囲)」
第57条に対する設計方針に示す準拠」



- ① 原子炉圧力容器温度 (SA)
- ② 原子炉圧力 (SA)
- ③ 原子炉水位 (広帯域)
- ④ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑤ 原子炉水位 (SA)
- ⑥ サブプレッション・チェンバ気体温度 (SA)
- ⑦ サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (SA)
- ⑧ 原子炉圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (SA)
- ⑩ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑪ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑫ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑬ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑭ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑮ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑯ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑰ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑱ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑲ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ⑳ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉑ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉒ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉓ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉔ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉕ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉖ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉗ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉘ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉙ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉚ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉛ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉜ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉝ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉞ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㉟ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊱ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊲ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊳ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊴ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊵ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊶ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊷ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊸ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊹ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊺ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊻ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊼ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊽ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊾ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)
- ㊿ サブプレッション・チェンバ・プール水位 (SA)

第 3.15-4 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

・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

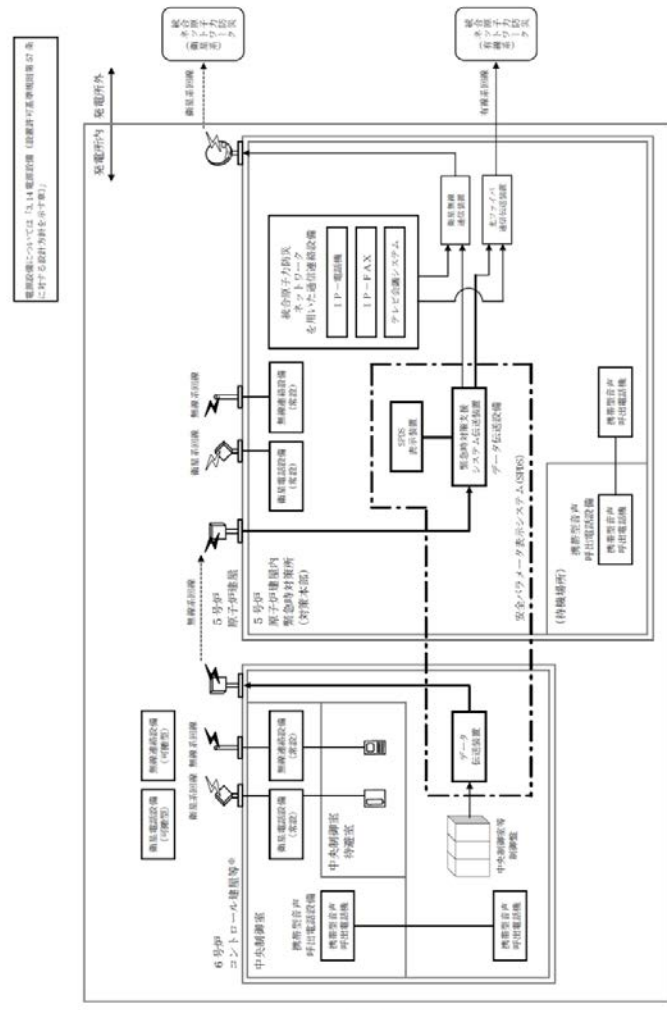
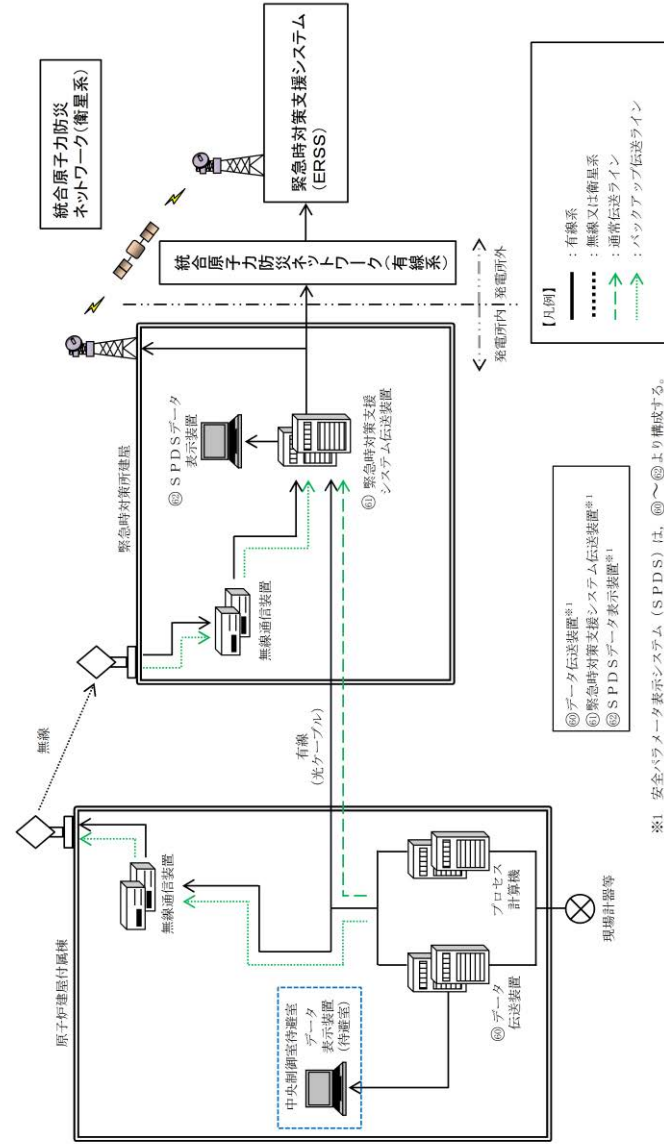
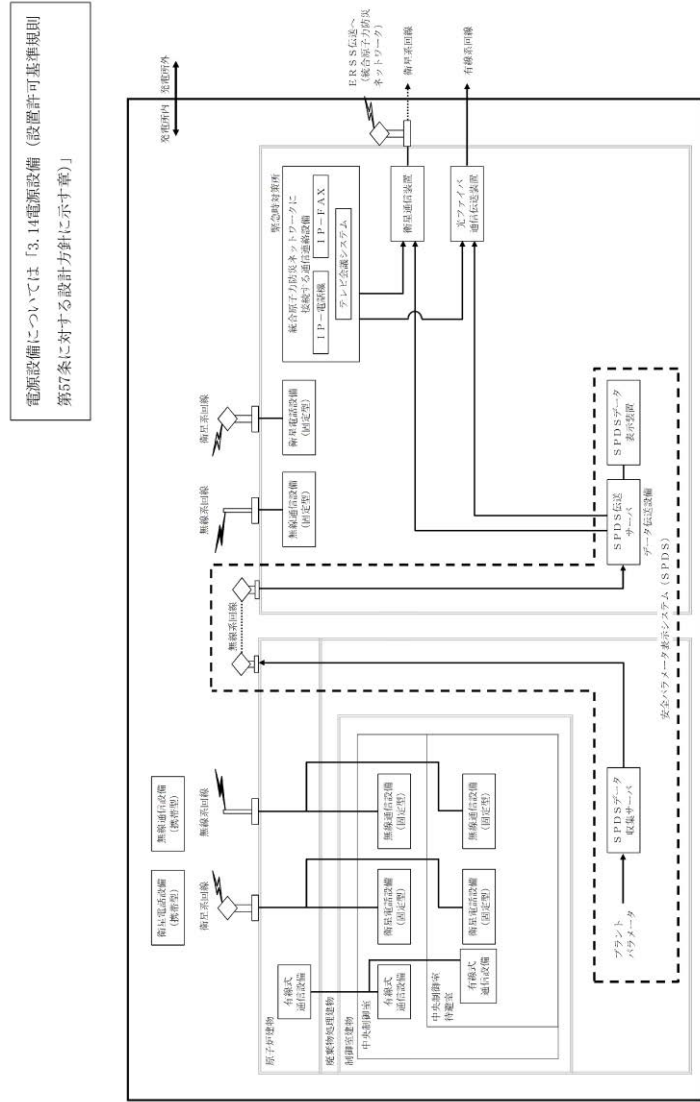


図 3.15-6 主要設備 概略系統図(3/3)



※1 安全バスマメータ表示システム (SPDS) は、②～④より構成する。

第 3.15-8 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (6) (バスマメータ記録時に使用する設備)



電源設備については「3.14電源設備 (設置許可基準規則 第57条に対する設計方針)に示す章」

第 3.15-5 図 主要設備 概略系統図 (3/3)

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

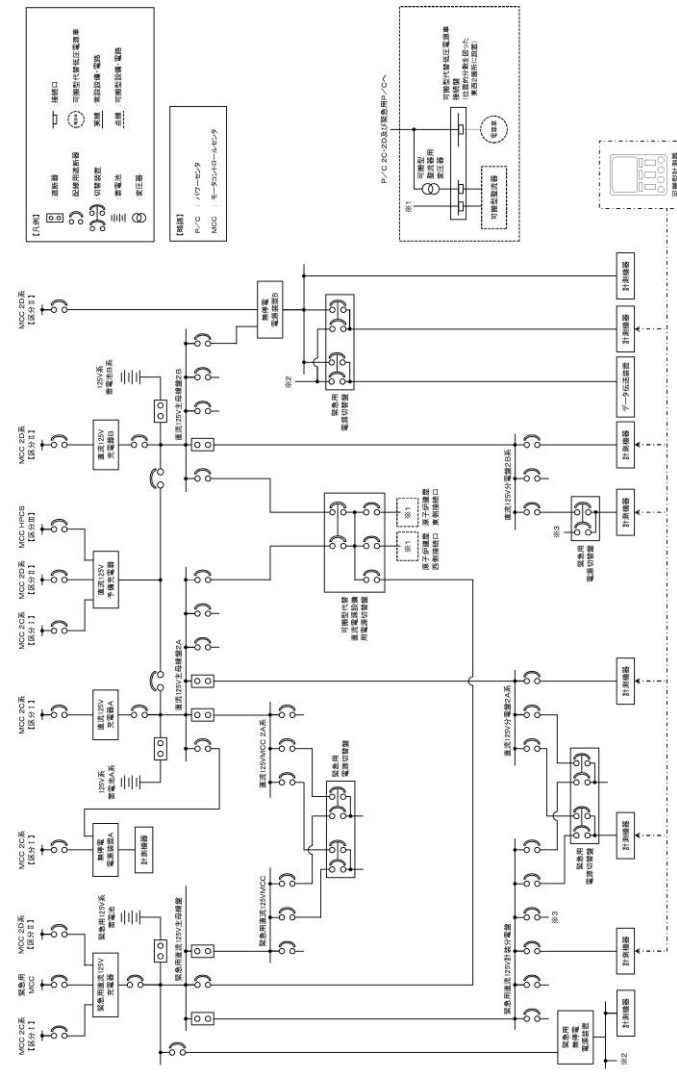
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

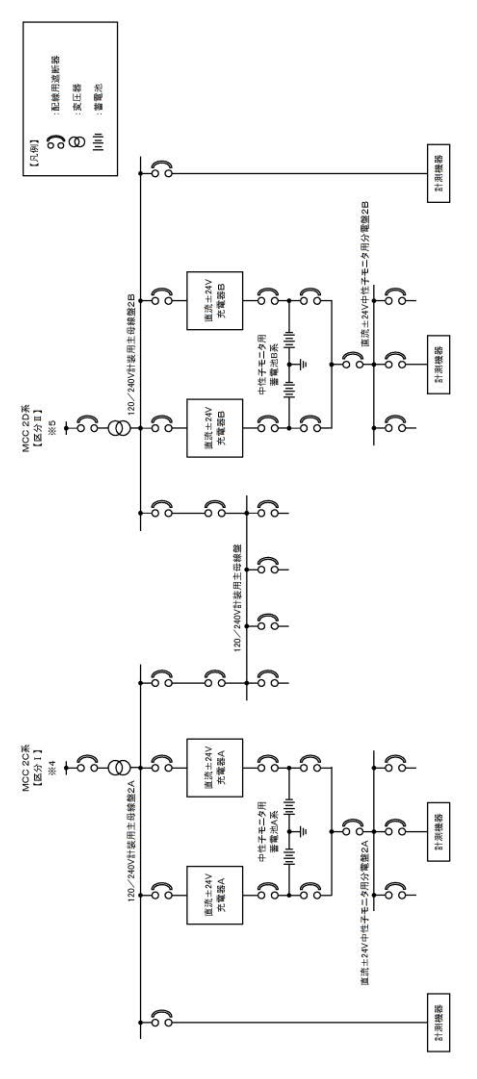
島根原子力発電所 2号炉

備考

(記載箇所の相違
島根2号炉は、本文
第3.15-2図に記載)



第3.15-5図 計装設備(重大事故等対処設備)系統概要図(3)
(計器電源喪失時に使用する計器)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p>The diagram illustrates the metering system for the Tokai No. 2 power plant. It features two MCC PDZ units (labeled 図4 and 図5) connected to 130/240V transformers. Each transformer feeds into a 24V transformer unit. The system includes two sets of metering equipment, each with a 24V transformer, a 24V/24V transformer, and a 24V/24V transformer. The diagram also shows a 24V/24V transformer connected to a 24V/24V transformer. The system is designed for use during major accidents when the metering power source is lost.</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考 (記載箇所の相違 島根2号炉は、本文 第3.15-2図に記載)</p>

第3.15-6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計器)

