

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-9 改4
提出年月日	平成30年4月26日

東海第二発電所

基本設計 比較表

平成30年4月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

基本設計比較表

- 2.2 火災による損傷の防止【41条】
- 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針【43条】
- 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】
- 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】
- 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】
- 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】
- 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】
- 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】
- 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50条】
- 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】
- 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】
- 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】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56条】
- 3.14 電源設備【57条】
- 3.15 計装設備【58条】
- 3.16 原子炉制御室【59条】
- 3.17 監視測定設備【60条】
- 3.18 緊急時対策所【61条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>4.3 使用済燃料プールの冷却等のための設備</p> <p>4.3.1 概要</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>使用済燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第4.3-1図から第4.3-8図に示す。</p> <p>4.3.2 設計方針</p> <p>使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための設備、並びに使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、<u>燃料プール代替注水系</u>を設ける。</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、<u>ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔</u>を設ける。<u>また、現場での手動弁の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。</u></p>	<p>4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p> <p>4.3.1 概要</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図を第4.3-1図から第4.3-7図に示す。</p> <p>4.3.2 設計方針</p> <p>使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための設備、並びに使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、<u>代替燃料プール注水系</u>を設ける。</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、<u>戻り配管上部に静的サイフォンブレイカ</u>を設ける。</p>	<p>表題は、基準規則に準じる。</p> <p>図表タイトルは、基準規則に準じる。 図表番号の相違</p> <p>系統名称の相違</p> <p>設備名称の相違 設備設計の相違 東二：サイフォンブレイカ（端部を開放した配管）による対応 柏崎：サイフォンブレイク孔と手動弁による対応、 東二の静的サイフォンブレイカ（配管）は、手動弁の隔離操作に期待せずサイフォン効果を除去することが可能となるように口径、長さを設定する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考																								
<p>使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建屋放水設備を設ける。</p> <p>使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視するための設備として、使用済燃料プールの監視設備を設ける。</p> <p>(1) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>a. <u>燃料プール代替注水</u></p>	<p>使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建屋放水設備を設ける。</p> <p>使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視するための設備として、使用済燃料プールの監視設備を設ける。</p> <p>(1) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時、<u>又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</u></p> <p>a. <u>代替燃料プール注水</u></p> <p><u>(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</u></p> <p><u>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用する。</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、常設低圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由し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の給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</u> ・<u>常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）</u> 	<p>備考</p> <p>系統設計の相違</p> <table border="1" data-bbox="2332 709 2858 1094"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	主機	系統	注水	スプレイ				—	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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○
主機	系統	注水	スプレイ																							
			—																							
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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																								
	<p><u>本システムの流路として、配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p><u>その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p><u>(b)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代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</u></p> <p><u>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、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代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用する。</u></p> <p><u>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代替燃料プール注水系（注水ライン）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、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り、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</u></p> <p><u>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代替燃料プール注水系（注水ライン）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由し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の給電が可能な設計とする。</u></p> <p><u>また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</u></p> <p><u>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代替燃料プール注水系（注水ライン）は、淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である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り海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・可搬型代替注水中型ポンプ</u> <u>・可搬型代替注水大型ポンプ</u> <u>・西側淡水貯水設備 (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</u> 	<p>系統設計の相違</p> <table border="1" data-bbox="2323 457 2875 835"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>系統名称の相違</p>	主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—				—	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○
主機	系統	注水	スプレイ																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—																							
			—																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																								
	<p>・代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・燃料補給設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。 その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(c) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) は、常設低圧代替注水系ポンプ、常設スプレイヘッド、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由し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の給電が可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <p>・常設低圧代替注水系ポンプ</p> <p>・代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>・常設スプレイヘッド</p> <p>・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</p> <p>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</p>	<p>東二は号機間融通なし。</p> <p>系統構成の相違</p> <table border="1" data-bbox="2332 730 2861 1136"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系 (注水ライン)</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系 (注水ライン)</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	-	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	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	-				○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)	○	○
主機	系統	注水	スプレイ																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	-																							
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	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	-																							
			○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)	○	○																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																								
<p>(a) <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水</u></p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、<u>燃料プール代替注水系</u>を使用する。</p> <p>燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、<u>代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等</u>を經由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。</u>また、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</u>燃料は、<u>燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（6号及び7号炉共用） ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用） ・常設スプレイヘッド ・燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） 	<p>本システムの流路として、配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>(d) <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>は、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより、<u>代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等</u>を經由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>は、淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、<u>空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</u>燃料は、燃料給油設備である<u>可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） ・常設スプレイヘッド ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備） 	<p>系統構成の相違</p> <table border="1" data-bbox="2332 499 2858 898"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>東二は共用なし。 東二は共用なし。 東二は共用なし。</p>	主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-	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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○				○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○
主機	系統	注水	スプレイ																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-																							
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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																							
			○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○																							

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考																												
<p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。 その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水</u> 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、<u>燃料プール代替注水系</u>を使用する。</p> <p><u>燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッド、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により代替淡水源の水をホースを経由して可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</u> また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。</u> 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（6号及び7号炉共用） ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用） ・可搬型スプレイヘッド ・燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p>	<p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。 その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用し、<u>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>(e) <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>を使用した使用済燃料プールへの注水 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>は、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水をホースを経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>は、淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、<u>空冷式のディーゼルエンジン</u>により駆動できる設計とする。燃料は、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。 主要な設備は、以下のとおりとする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型スプレイノズル ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）</p>	<p>備考</p> <table border="1" data-bbox="2329 451 2864 871"> <thead> <tr> <th colspan="4">系統構成の相違</th> </tr> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>東二は共用なし。 東二は共用なし。 東二は共用なし。</p>	系統構成の相違				主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-	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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○				○
系統構成の相違																														
主機	系統	注水	スプレイ																											
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-																											
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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	-																											
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																											
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																											
			○																											

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考																								
<p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。 その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備</p> <p>a. 燃料プールのスプレイ</p>	<p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。 その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(2) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備</p> <p>a. 燃料プールのスプレイ</p> <p>(a) <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用する。 <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、常設低圧代替注水系ポンプ、常設スプレイヘッド、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</u> <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由し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の給電が可能な設計とする。</u> <u>また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。</u> <u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備） ・常設スプレイヘッド ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備） ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備） <p>本システムの流路として、配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。 その他、設計基準対象施設である燃料貯蔵設備の使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>系統構成の相違</p> <table border="1" data-bbox="2332 537 2858 940"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系（注水ライン）</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—	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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—			○		可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○
主機	系統	注水	スプレイ																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—																							
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	代替燃料プール注水系（注水ライン）	○	—																							
		○																								
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）	○	○																							

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考																								
<p>(a) <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u></p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、<u>燃料プール代替注水系</u>を使用する。</p> <p>燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。</p> <p>常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水車 (海水取水用) により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ (4kL) により補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6号及び7号炉共用) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉共用) ・常設スプレイヘッド ・燃料補給設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備) <p>本系統の流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>(b) <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u></p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用する。</u></p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) は、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由し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の給電が可能な設計とする。</u></p> <p>また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) は、淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより給油できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備) ・常設スプレイヘッド ・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備) ・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備) ・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備) <p>本系統の流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>系統構成の相違</p> <table border="1" data-bbox="2329 273 2864 651"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系 (注水ライン)</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系 (注水ライン)</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>東二は共用なし。 東二は共用なし。</p> <p>東二は共用なし。</p>	主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	—	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	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	—	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)	○	○			○		可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)	○	○
主機	系統	注水	スプレイ																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	—																							
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	代替燃料プール注水系 (注水ライン)	○	—																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)	○	○																							
		○																								
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)	○	○																							

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考																								
<p>その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(b) <u>燃料プール代替注水系</u>による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、<u>燃料プール代替注水系</u>を使用する。</p> <p><u>燃料プール代替注水系</u>は、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、可搬型スプレイヘッダ、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。</p> <p><u>可搬型スプレイヘッダ</u>を使用した<u>燃料プール代替注水系</u>は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である<u>大容量送水車(海水取水用)</u>により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ (4kL) により補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6号及び7号炉共用) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉共用) ・可搬型スプレイヘッダ ・燃料補給設備 (6号及び7号炉共用) (10.2 代替電源設備) <p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>(c) <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>による<u>代替燃料プール注水系</u> (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系</u> (可搬型スプレイノズル) を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系</u> (可搬型スプレイノズル) は、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>また、スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系</u> (可搬型スプレイノズル) は、淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料給油設備である<u>可搬型設備用軽油タンク</u>及びタンクローリにより給油できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備) ・可搬型スプレイノズル ・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備) <p>本システムの流路として、配管、弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>その他、設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>系統構成の相違</p> <table border="1" data-bbox="2323 451 2875 829"> <thead> <tr> <th>主機</th> <th>系統</th> <th>注水</th> <th>スプレイ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系(注水ライン)</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>代替燃料プール注水系(注水ライン)</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプによる</td> <td>代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>東二は共用なし。 東二は共用なし。 東二は共用なし。</p>	主機	系統	注水	スプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系(注水ライン)	○	-	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	代替燃料プール注水系(注水ライン)	○	-	常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)	○	○	可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)	○	○			○	
主機	系統	注水	スプレイ																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系(注水ライン)	○	-																							
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	代替燃料プール注水系(注水ライン)	○	-																							
常設低圧代替注水系ポンプによる	代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)	○	○																							
可搬型代替注水大型ポンプによる	代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)	○	○																							
		○																								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>b. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。</p> <p>原子炉建屋放水設備は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、ホース等で構成し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p> <p>本系統の詳細については、「9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。</p> <p>(3) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備</p> <p>a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視</p> <p>使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、<u>所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、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。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 	<p>b. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。</p> <p>原子炉建屋放水設備は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、ホース等で構成し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p> <p>本系統の詳細については、「9.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。</p> <p>(3) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備</p> <p>a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視</p> <p>使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び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。）を使用する。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び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）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）<u>及び使用済燃料プール監視カメラは、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><u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 	<p>備考</p> <p>設備名称の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>計器の相違は以下のとおり。</p> <p>【柏崎】 <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</u> 熱電対を多段に備えた計器により水位及び温度を計測する。 <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）</u> 熱電対を多段に備えた計器により水位及び温度を計測する。</p> <p>【東二】 <u>使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）</u> ガイドバルス式水位計と测温抵抗体式温度計が内蔵されている計器にて計測する。 <u>使用済燃料プール温度（SA）</u> 熱電対を多段に備えた計器により温度を計測する。</p> <p>電源設備の名称の相違</p> <p>東二のカメラは直流電源設備から給電する設計とする。</p> <p>カメラ用空冷装置の給電元を記載</p> <p>パラメータ名称の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>・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。）</p> <p>・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>・所内蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</p> <p>(4) 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備</p> <p>a. <u>燃料プール冷却浄化系</u>による使用済燃料プールの除熱</p> <p>使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、<u>燃料プール冷却浄化系</u>を使用する。</p> <p><u>燃料プール冷却浄化系</u>は、ポンプ、熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却浄化系</u>は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系を用いて、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却浄化系</u>で使用する代替原子炉補機冷却系は、<u>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）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等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。また、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料プール冷却浄化系ポンプ</u> ・<u>燃料プール冷却浄化系熱交換器</u> ・<u>熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）</u> ・<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> ・<u>常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</u> ・<u>燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備）</u> <p><u>燃料プール冷却浄化系</u>の流路として、配管、弁、スキマサージタンク及びディフューザを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>・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。）</p> <p>・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>・<u>常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></p> <p>・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）</p> <p>(4) 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備</p> <p>a. <u>代替燃料プール冷却系</u>による使用済燃料プール除熱</p> <p>使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として、<u>代替燃料プール冷却系</u>を使用する。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系</u>は、ポンプ、熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系</u>は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急用海水系を用いて、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系</u>は、<u>代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、緊急用海水系ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで、代替燃料プール冷却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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替燃料プール冷却系ポンプ</u> ・<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u> ・<u>緊急用海水系ポンプ（5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</u> ・<u>常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u> <p><u>代替燃料プール冷却系</u>の流路として、配管、弁、スキマサージタンク及びディフューザを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>カメラの給電元の相違</p> <p>東二は号機間融通なし。</p> <p>電源設備の名称の相違</p> <p>系統名称の相違</p> <p>系統名称の相違</p> <p>系統名称の相違</p> <p>系統名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>東二は、常設SA設備として、代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系で対応</p> <p>系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>東二は共用なし。</p> <p>設備の相違</p> <p>東二は共用なし。</p> <p>東二は共用なし。</p> <p>設備の相違</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>代替原子炉補機冷却系の流路として、原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>その他、<u>設計基準事故対処設備</u>である使用済燃料プール並びに非常用取水設備の海水貯留堰、スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>使用済燃料プールについては、「4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備」に記載する。</p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）については、「5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。</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、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</u></p> <p><u>海水貯留堰、スクリーン室及び取水路については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。</u></p> <p>4.3.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>燃料プール代替注水系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>また、<u>燃料プール代替注水系は、代替淡水源を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計とする。</u></p>	<p><u>緊急用海水系の流路として、緊急用海水系の配管、弁を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>その他、<u>設計基準対象施設</u>である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>使用済燃料プールについては、「4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備」に記載する。</p> <p><u>緊急用海水系ポンプについては、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</u></p> <p>4.3.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>常設低圧代替注水系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプは、冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプは、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料プール注水は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系及び可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。</u></p>	<p>設備の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の<u>残留熱除去系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料貯蔵プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、<u>残留熱除去系ポンプ及び熱交換器</u>と異なる区画に設置することで、<u>残留熱除去系ポンプ及び熱交換器</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p><u>可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する設計とする。</u></p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋原子炉棟から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の<u>燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、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、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、<u>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは、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及び可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンピットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系は、<u>燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする</u>ことで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>カメラは直流電源設備から給電する設計とする。</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを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ことで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ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、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。</u></p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	<p><u>緊急用海水系により代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p><u>代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。</u></p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p>	<p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>
<p>4.3.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>燃料プール代替注水系は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、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>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、飛散物となつて他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>4.3.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>代替燃料プール注水系は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所において輪留め又は車両転倒防止装置により固定</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><u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となつて他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは、通常時は隔離弁により他の系統と隔離</u></p>	<p>系統名称の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は, 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。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は, 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は, 通常時は熱交換器ユニットを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。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ことにより, 相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</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, 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。</p> <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, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>4.3.2.3 容量等</p> <p>基本方針については, 「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は, 想定される重大事故等時において, 使用済燃料プール内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして, 可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用する場合は, 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を1セット3台, 又は可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を1セット4台使用する。保有数は, 6号及び7号炉共用で可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の場合に4セット16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17台, 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の場合に6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台 (6号及び7号炉共用) の合計2台を保管する。</p>	<p>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。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料プール温度 (SA), 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は, 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。</p> <p>使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ, 代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは, 通常時は隔離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。</p> <p>4.3.2.3 容量等</p> <p>基本方針については, 「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは, 想定される重大事故等時において, 使用済燃料プール内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして, 1セット2台の運転により十分なポンプ容量を有する設計とする。保有数は, 2セット4台と, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは, 想定される重大事故等時において, 使用済燃料プール内燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして, 1セット1台の運転により十分なポンプ容量を有する設計とする。保有数は, 2セット2台と, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。予備については, 同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) のバックアップ1台と共用可能とする。</p>	<p>備考</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして、可搬型スプレイヘッドを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット3台、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット4台使用し、常設スプレイヘッドを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット3台として使用する。保有数は6号及び7号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合に1セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の場合に6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。</u></p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。</u></p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）は、想定される重大事故等時において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を測定できる設計とする。</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等時において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>常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プール全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要なポンプ流量を有するものとして使用する。</u></p> <p><u>可搬型スプレイノズルは、使用済燃料プール全面にスプレイすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを1セット3個使用する。保有数は、2セット6個、故障時の予備として1個の合計7個を保管する。</u></p> <p><u>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイに使用する代替淡水貯槽は、使用済燃料プールへの注水量に対して可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>使用済燃料プール注水に使用する西側淡水貯水設備は、使用済燃料プールへの注水量に対して可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。</u></p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）は、想定される重大事故等時において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<u>わたり水位</u>を測定できる設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料プール温度（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり温度を測定できる設計とする。</u></p> <p>使用済燃料プール<u>エリア</u>放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時において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>系統構成の相違</p> <p>記載方針の相違 柏崎は水位の変動範囲を記載をしているが、東二は水位と温度の変動範囲について記載する。</p> <p>パラメータ名称の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、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ポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</p> <p>燃料プール冷却浄化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及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却浄化系熱交換器等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。熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。</p> <p>また、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、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は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を同時に使用するため、各システムの必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。</p> <p>使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できるポンプ流量及び伝熱容量に対して十分な容量を確保できる容量を有する設計とする。</p>	<p>東二は、カメラの配置関係上、使用済燃料プールの周辺（通路等）まで監視出来ない設計である。なお、条文要求である使用済燃料プールの状態は監視可能である。</p> <p>系統構成の相違</p>
<p>4.3.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>4.3.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッドは、原子炉建屋原子炉区域内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>可搬型スプレイヘッドは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。また、設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。常設スプレイヘッドは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、スロッシング又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建屋の外で操作可能な設計とする。</p> <p>また、燃料プール代替注水系は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外で可能な設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>使用済燃料プール注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプは、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、淡水だけでなく海水も使用可能な設計とする。なお、可能な限り淡水源を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>代替燃料プール注水系の可搬型スプレイノズルは、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。また、設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。常設スプレイヘッドは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水及び代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイは、スロッシング又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建屋原子炉棟の外で操作可能な設計とする。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>緊急用海水系ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>建屋名称の相違</p> <p>建屋名称の相違</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動について、柏崎は現場起動であるが、東二は中央制御室より遠隔起動が可能な設計とする。</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p>
<p>燃料プール冷却浄化系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p>		<p>系統構成の相違</p>
<p>燃料プール冷却浄化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及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>		<p>系統構成の相違</p>
<p>熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</p>		<p>系統構成の相違</p>
<p>代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p>		<p>系統構成の相違</p>
<p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>		<p>系統構成の相違</p>
<p>また、熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p>	<p>また、緊急用海水ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p>
<p>4.3.2.5 操作性の確保</p>	<p>4.3.2.5 操作性の確保</p>	
<p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	
<p>燃料プール代替注水系は、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>常設低圧代替注水系による使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイを行う系統は、重大事故等時において、通常時の系統から弁の操作にて速やかに系統構成が可能な設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p>
<p>燃料プール代替注水系は、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>常設低圧代替注水系は、中央制御室の操作盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p>
<p>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p>	<p>代替燃料プール注水系の可搬型代替注水中型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p>	<p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、車両として屋外のアクセスルートを通りアクセス可能な設計とする。設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を接続する接続口については、<u>簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</u></p> <p><u>燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッドとホースの接続については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型スプレイヘッドは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。</u></p>	<p><u>可搬型代替注水中型ポンプ及び西側淡水貯水設備を使用する使用済燃料プール注水を行う系統は、重大事故等時において、通常時の隔離又は分離された状態から弁の操作や接続により速やかに系統構成が可能な設計とする。</u></p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通りアクセス可能な設計とする。設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプを接続する高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口及び原子炉建屋西側接続口については、<u>一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続により確実に接続することができる設計とする。ホースの接続については、接続方式及びホース口径の統一により確実に接続することができる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイを行う系統は、重大事故等時において、通常時の隔離又は分離された状態から弁の操作や接続により速やかに系統構成が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通りアクセス可能な設計とする。設置場所にて輪留め又は車両転倒防止装置により固定が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプを接続する高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口及び原子炉建屋西側接続口については、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続により確実に接続することができる設計とする。ホースの接続については、接続方式及びホース口径の統一により確実に接続することができる設計とする。</u></p>	<p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>
<p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に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>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時においても、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に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>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時においても、<u>中央制御室制御盤の操作スイッチにより、操作が可能な設計とする。</u></p>	<p>パラメータ名称の相違</p> <p>設備設計の相違</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動につ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>燃料プール冷却浄化系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室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>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>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、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。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室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>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、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>熱交換器ユニットを接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</p> <p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</p>	<p>代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水ポンプによる使用済燃料プールの冷却を行う系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室操作盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>いて、柏崎は現場起動であるが、東二は中央制御室より遠隔起動が可能な設計とする。</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>
<p>4.3.3 主要設備及び仕様 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様を第4.3-1表に示す。</p>	<p>4.3.3 主要設備及び仕様 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様を第4.3-1表に示す。</p>	<p>表題は基準規則に準じる。</p>
<p>4.3.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p>	<p>4.3.4 試験検査 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁</p>	<p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</p> <p>また、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認 (特性の確認) 及び校正が可能な設計とする。</p> <p><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> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認 (特性の確認) 及び校正が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却浄化系</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。また、<u>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、<u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、<u>熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユ</u></p>	<p><u>開閉操作の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール注水に使用する可搬型代替注水中型ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッダ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料プール温度 (SA)</u> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認 (特性の確認) 及び校正が可能な設計とする。</p> <p><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> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認 (特性の確認) 及び校正が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>パラメータ名称の相違</p> <p>系統構成の相違</p> <p>系統構成の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																				
<p>ニット用)は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>第4.3-1表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 燃料プール代替注水系</p> <p>a. 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) (6号及び7号炉共用)</p> <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>うず巻形</td></tr> <tr><td>台数</td><td>1 (予備1)</td></tr> <tr><td>容量</td><td>168m³/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m³/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)</td></tr> <tr><td>吐出圧力</td><td>0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上</td></tr> </table> <p>b. 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>うず巻形</td></tr> <tr><td>台数</td><td>16 (予備1)</td></tr> <tr><td>容量</td><td>120m³/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 84m³/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)</td></tr> <tr><td>吐出圧力</td><td>0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上</td></tr> </table> <p>c. 可搬型スプレイヘッド (6号及び7号炉共用)</p> <table border="0"> <tr><td>数量</td><td>1 (予備1)</td></tr> </table> <p>d. 常設スプレイヘッド</p> <table border="0"> <tr><td>数量</td><td>1</td></tr> </table>	型式	うず巻形	台数	1 (予備1)	容量	168m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)	吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上	型式	うず巻形	台数	16 (予備1)	容量	120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 84m ³ /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)	吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上	数量	1 (予備1)	数量	1	<p>第4.3-1表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 代替燃料プール注水系</p> <p>a. 常設低圧代替注水系ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>ターボ形</td></tr> <tr><td>台数</td><td>2</td></tr> <tr><td>容量</td><td>約 200m³/h (1台当たり)</td></tr> <tr><td>全揚程</td><td>約 200m</td></tr> </table> <p>b. 可搬型代替注水中型ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 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 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <table border="0"> <tr><td>型式</td><td>うず巻形</td></tr> <tr><td>台数</td><td>4 (予備1)</td></tr> <tr><td>容量</td><td>約 210m³/h (1台当たり)</td></tr> <tr><td>全揚程</td><td>約 100m</td></tr> </table> <p>c. 可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 	型式	ターボ形	台数	2	容量	約 200m ³ /h (1台当たり)	全揚程	約 200m	型式	うず巻形	台数	4 (予備1)	容量	約 210m ³ /h (1台当たり)	全揚程	約 100m	<p>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</p>
型式	うず巻形																																					
台数	1 (予備1)																																					
容量	168m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)																																					
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上																																					
型式	うず巻形																																					
台数	16 (予備1)																																					
容量	120m ³ /h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 84m ³ /h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]において)																																					
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上																																					
数量	1 (予備1)																																					
数量	1																																					
型式	ターボ形																																					
台数	2																																					
容量	約 200m ³ /h (1台当たり)																																					
全揚程	約 200m																																					
型式	うず巻形																																					
台数	4 (予備1)																																					
容量	約 210m ³ /h (1台当たり)																																					
全揚程	約 100m																																					

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</p> <p>型 式 うず巻形</p> <p>台 数 2 (予備 1※)</p> <p>容 量 約 1,320m³/h (1台あたり)</p> <p>全 揚 程 約 140m</p> <p>※「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備 1台と「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」の予備 1台の計 2台は共用可能とする。</p> <p>d. 西側淡水貯水設備</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・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 ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <p>基 数 1</p> <p>容 量 約 5,000m³</p> <p>e. 代替淡水貯槽</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・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 ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 <p>基 数 1</p> <p>容 量 約 5,000m³</p>	

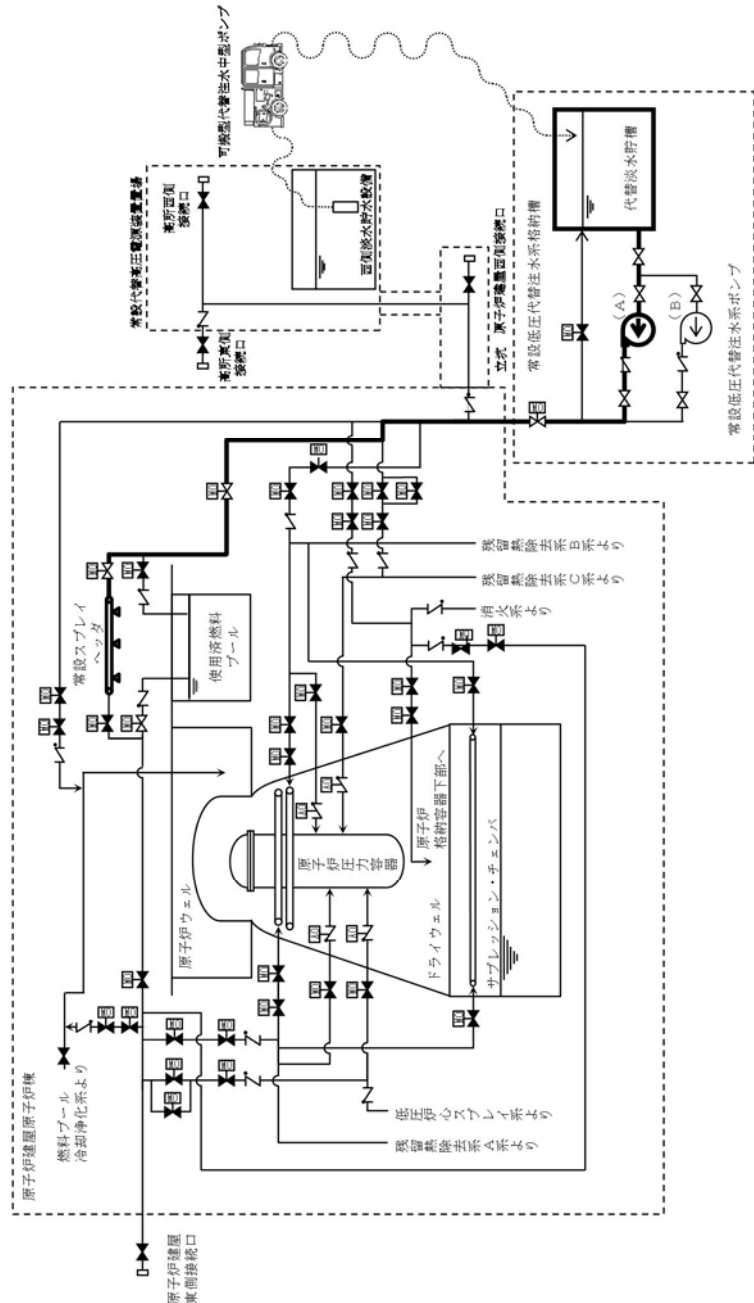
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(2) 原子炉建屋放水設備</p> <p>a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用） 第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>b. 放水砲（6号及び7号炉共用） 第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(3) 使用済燃料プール監視設備</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 1（検出点14箇所） 計測範囲 水位 6号炉 T.M.S.L. 20, 180～31, 170mm 7号炉 T.M.S.L. 20, 180～31, 123mm 温度 0～150℃</p> <p>b. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備）</p>	<p>f. 可搬型スプレイノズル 個 数 6（予備1）</p> <p>g. 常設スプレイヘッド 個 数 1</p> <p>(2) 原子炉建屋放水設備</p> <p>a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 型 式 うず巻形 台 数 1（予備1※） 容 量 約 1,380m³/h 全 揚 程 約 135m ※「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備1台と「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」の予備1台の計2台は共用可能とする。</p> <p>b. 放水砲 兼用する設備は以下のとおり。 ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 個 数 1（予備1）</p> <p>(3) 使用済燃料プール監視設備</p> <p>a. 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備） 個 数 水位：1 温度：1（検出点2箇所） 計 測 範 囲 水位：EL. 35, 077mm～EL. 46, 577mm 温度：0～120℃</p> <p>b. 使用済燃料プール温度（SA） 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備（重大事故等対処設備）</p>	

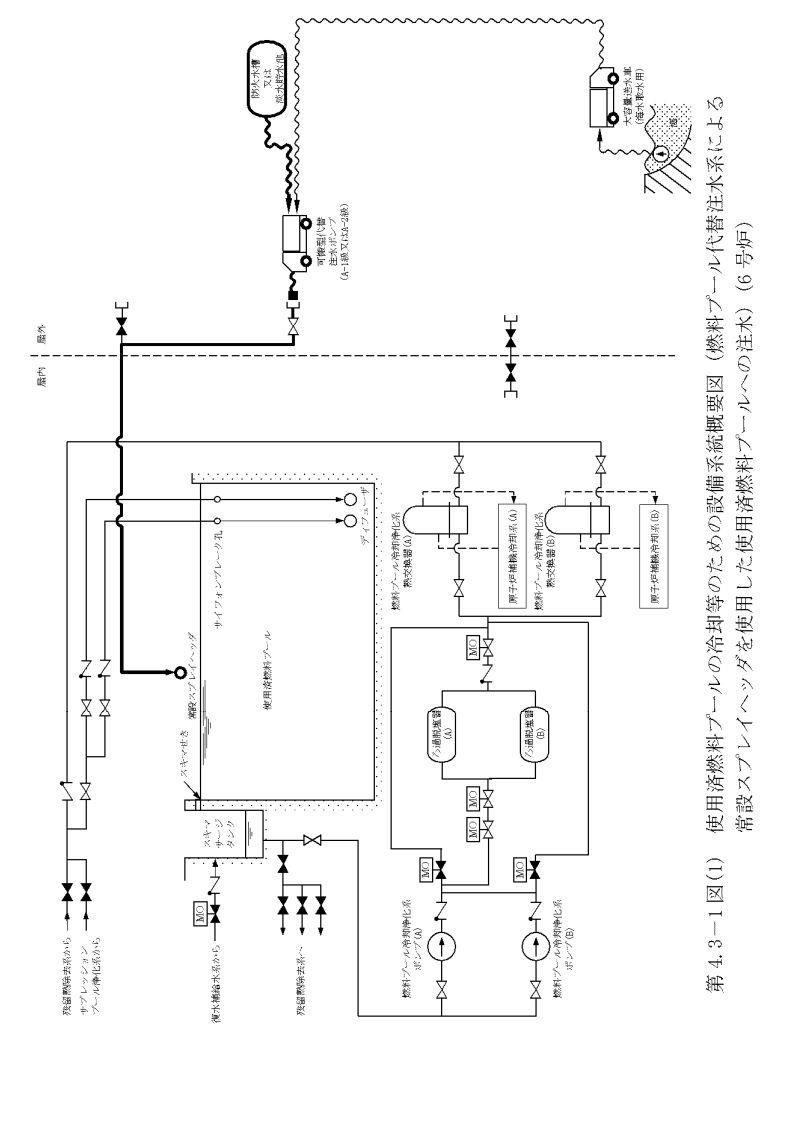
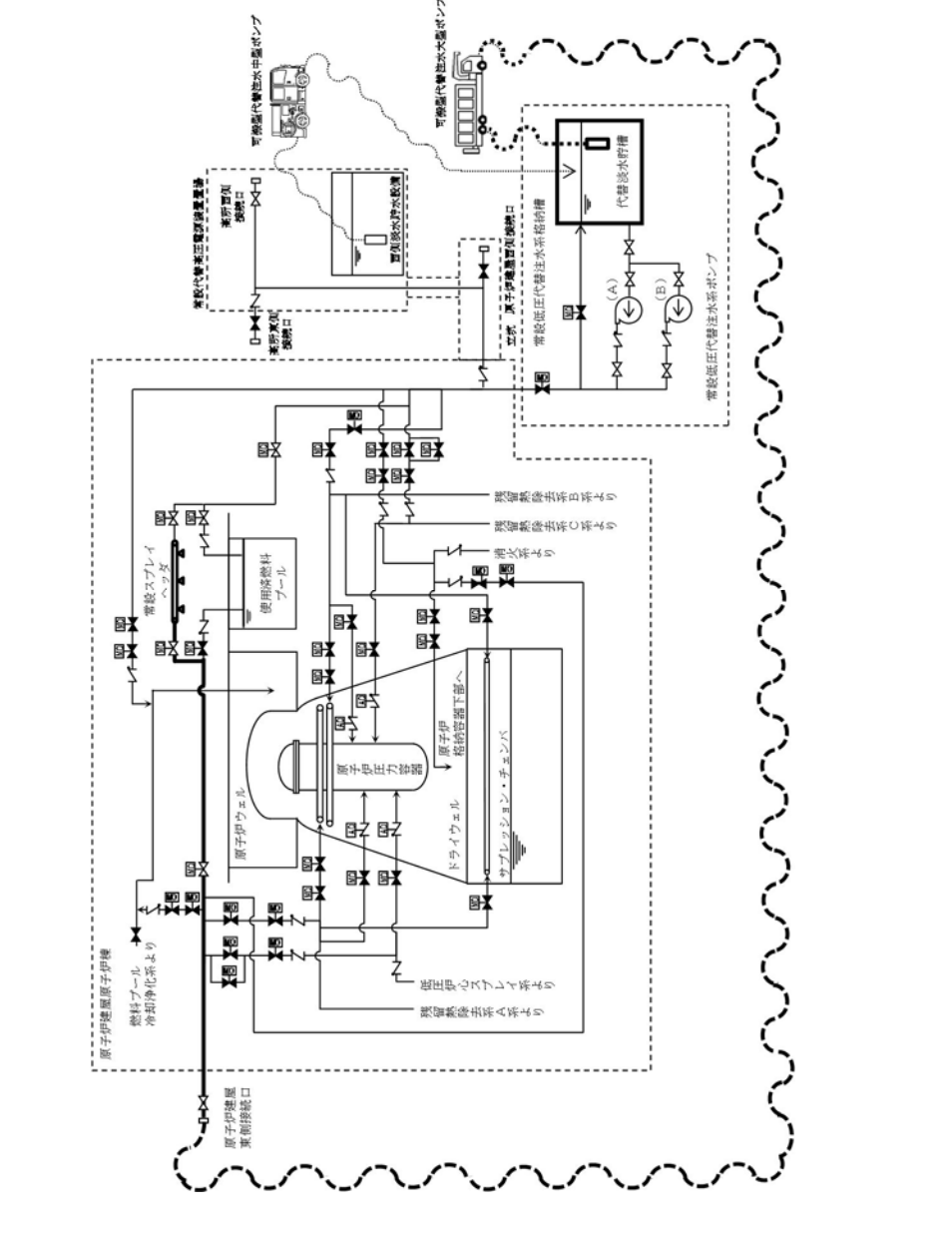
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>個 数 1 (検出点 8箇所)</p> <p>計測範囲 水位 6号炉 T. M. S. L. 23, 420~30, 420mm 7号炉 T. M. S. L. 23, 373~30, 373mm</p> <p>温度 0~150℃</p> <p>c. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>d. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。) 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備 (重大事故等対処設備) 個 数 1</p> <p>(4) 燃料プール冷却浄化系</p> <p>a. ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・燃料プール冷却浄化系 台 数 1 (予備 1^{※1}) 容 量 約 250m³/h/台 全 揚 程 約 80m ※1 6号炉は代替循環冷却系と同時に使用する 場合を除く。</p> <p>b. 熱交換器 兼用する設備は以下のとおり。 ・燃料プール冷却浄化系 基 数 1 (予備 1^{※2}) 伝熱容量 約 1.9MW ※2 代替循環冷却系と同時に使用する 場合を除く。</p> <p>(5) 代替原子炉補機冷却系</p> <p>a. 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用) 第 5.10-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載 する。</p> <p>b. 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6号及び7号炉共用) 第 5.10-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載 する。</p>	<p>個 数 1 (検出点 8箇所)</p> <p>計 測 範 囲 0~120℃</p> <p>c. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>d. 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) 兼用する設備は以下のとおり。 ・計装設備 (重大事故等対処設備) 個 数 1</p> <p>(4) 代替燃料プール冷却系</p> <p>a. 代替燃料プール冷却系ポンプ 台 数 1 容 量 約 124m³/h 全 揚 程 約 40m</p> <p>b. 代替燃料プール冷却系熱交換器 基 数 1 伝 熱 容 量 約 2.31MW</p> <p>(5) 緊急用海水系</p> <p>a. 緊急用海水ポンプ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>台 数 1 (予備 1) 容 量 約 844m³/h</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>全 揚 程 約 130m</p> <p>b. 緊急用海水系ストレータ</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 <p>基 数 1</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>第4.3-1図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(1) (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水)</p>	備考

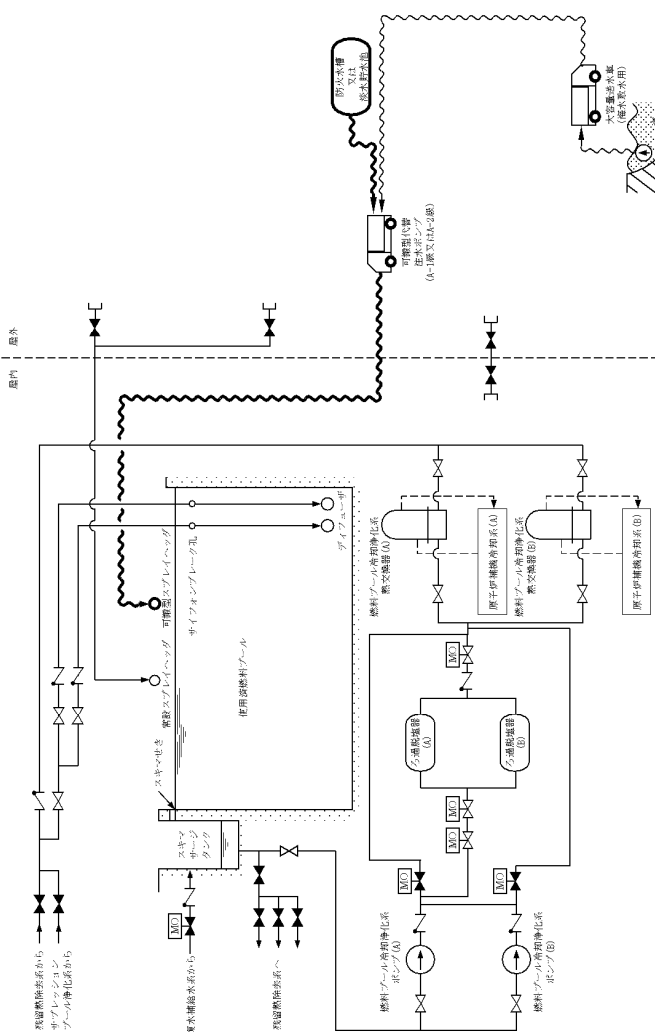
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>第 4.3-2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(2) (可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水)</p>	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
	 <p>第 4.3-3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(3) (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレィヘッド) を使用した使用済燃料プール注水及びスプレィ)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第4.3-1図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水)(6号炉)</p>	 <p>第4.3-4図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(4) (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ)</p>	<p>備考</p>

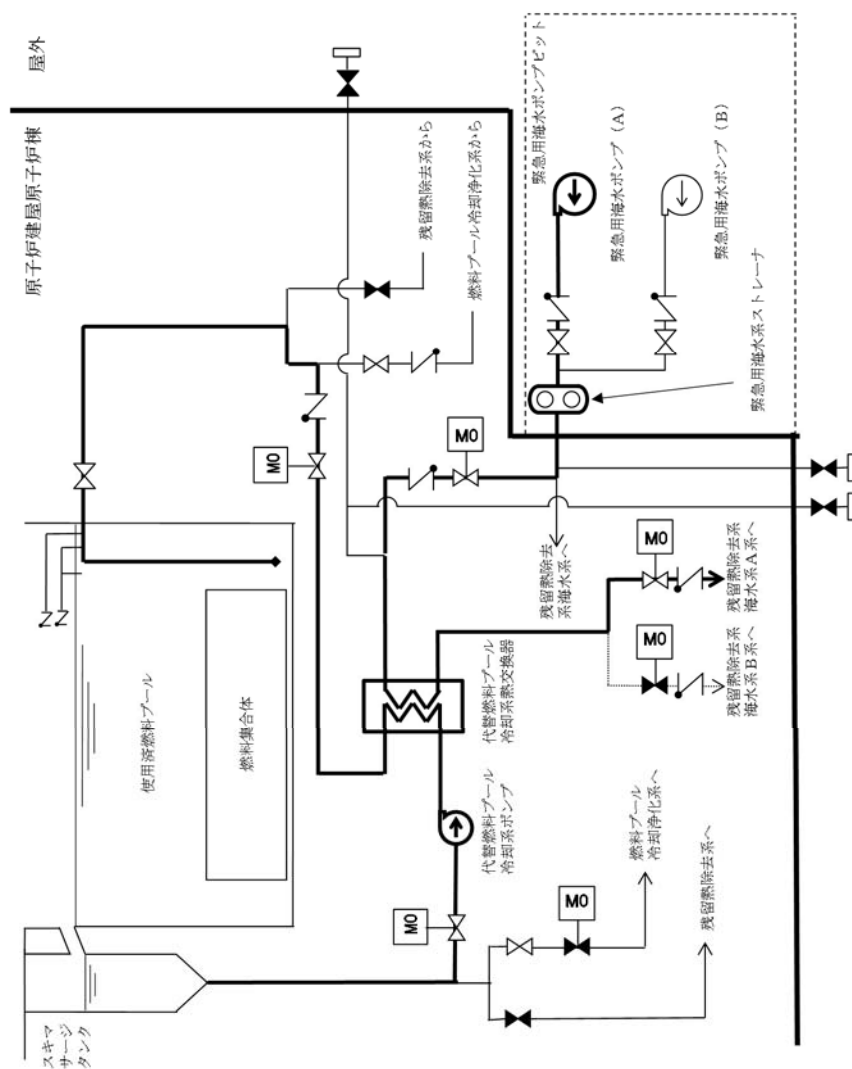
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-1 図 (2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (7号炉)</p>	<p>第 4.3-5 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図 (5) (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉



第 4.3-2 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘイダを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 1) (6号炉)

東海第二発電所

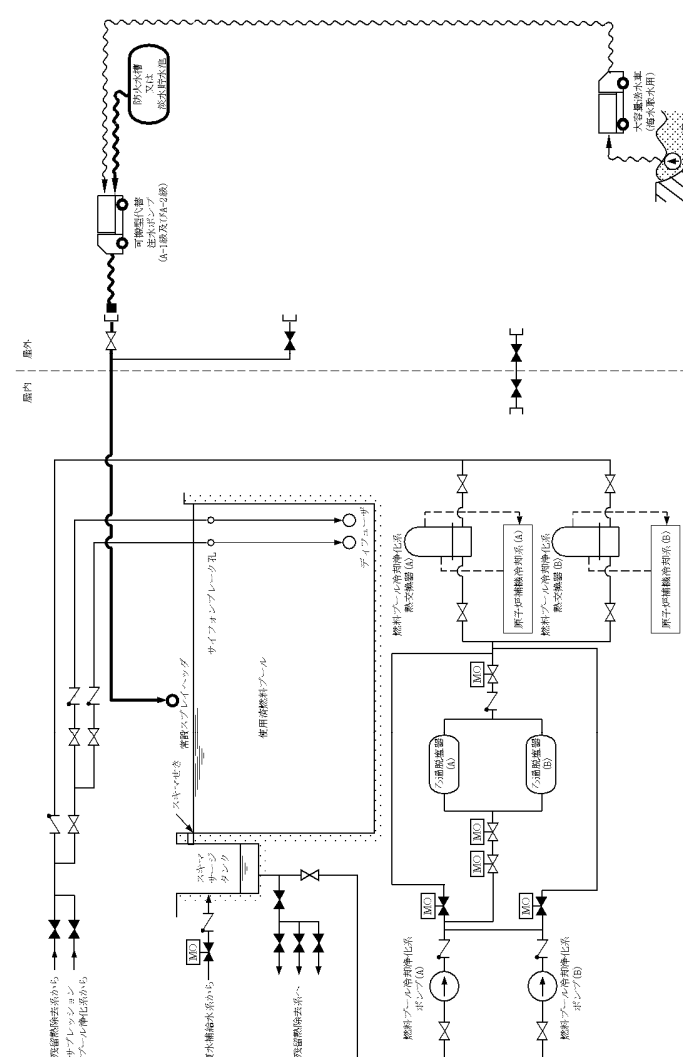


第 4.3-6 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(6)
(代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却)

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-2 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 2) (6号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第4.3-2図(4) 使用済燃料プールの冷却のための設備系統概要図 (燃料プール代普通注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (その2) (7号炉)</p>		

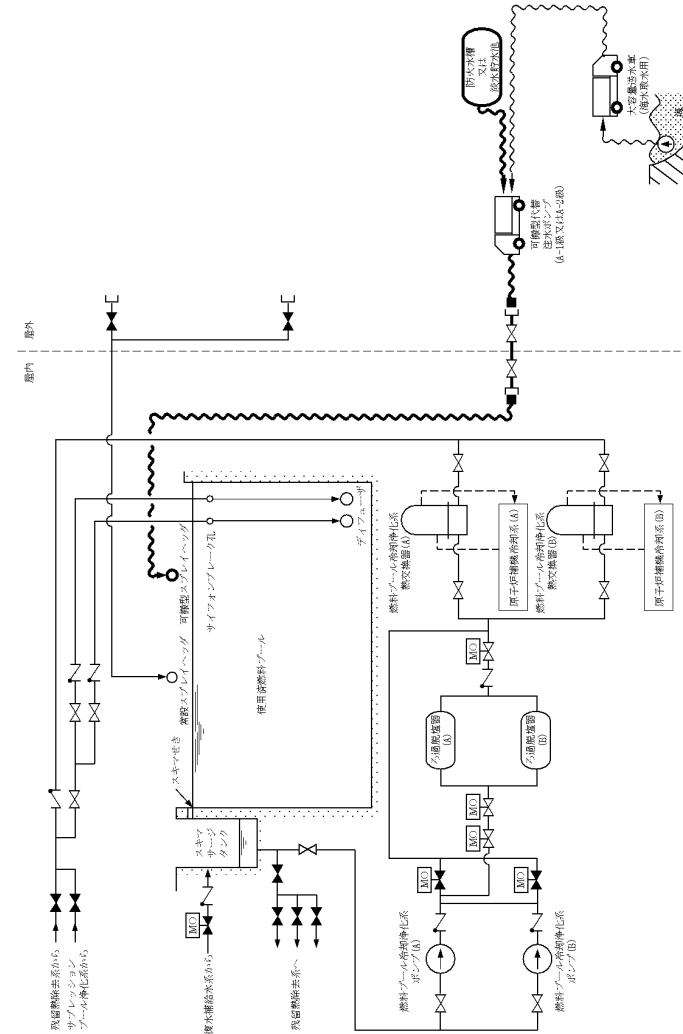
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第4.3-3図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プールヘッド代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (6号炉)</p>		

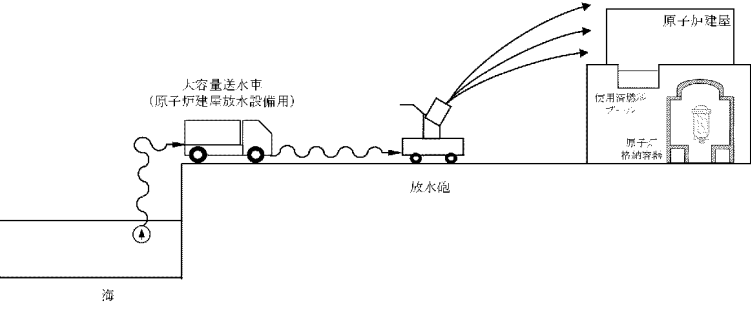
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-3 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>燃料貯蔵タンク 燃料ポンプ 燃料加熱器 燃料エレメント加熱器</p> <p>第4.3-4図(1) 使用済燃料エレメントの冷却等のための設備系統概要図(燃料エレメント代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料エレメントへのスプレイ) (その1) (6号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第4.3-4図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概図(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その1) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第4.3-4図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ)(その2)(6号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第4.3-4図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その2) (7号炉)</p>		

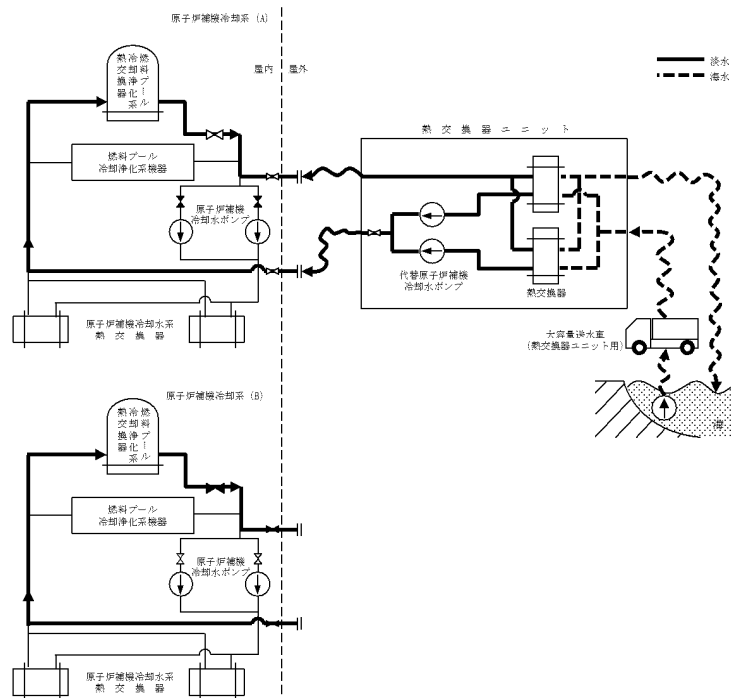
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第4.3-5図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第4.3-6図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (使用済燃料プールの状態監視) (6号炉)</p>	<p>第4.3-7図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図 (7) 使用済燃料プール監視設備</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第4.3-6図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-7 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (燃料プール冷却浄化系)) (6号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-7 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (燃料プール冷却浄化系)) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第4.3-8図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その1) (6号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-8 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その1) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-8 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その2) (6号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 4.3-8 図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その2) (7号炉)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>9.7 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</p> <p>9.7.1 概要</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の系統概要図及び配置図を第9.7-1図から第9.7-3図に示す。</p> <p>9.7.2 設計方針</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。</p> <p>原子炉建屋放水設備は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、ホース等で構成し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の燃料は、<u>燃料補給設備</u>である軽油タンク及びタンクローリ<u>（4kL）</u>により補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>（6号及び7号炉共用） ・<u>放水砲</u>（6号及び7号炉共用） ・<u>燃料補給設備</u>（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） <p>本系統の流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>9.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</p> <p>9.11.1 概要</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の系統概要図及び配置図を第9.11-1図から第9.11-3図に示す。</p> <p>9.11.2 設計方針</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として、原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。</p> <p>原子炉建屋放水設備は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、ホース等で構成し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の燃料は、<u>燃料給油設備</u>である<u>可搬型設備用軽油タンク</u>及びタンクローリにより補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u> ・<u>放水砲</u> ・<u>燃料給油設備</u>（10.2 代替電源設備） <p>本系統の流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p>	<p>項目番号の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>図表番号の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違、東二は号機間融通なし。</p> <p>東二は号機間融通なし。</p> <p>先行BWRとの整合により「可搬型設備用軽油タンク」及び「タンクローリ」を一括名称「燃料給油設備」として記載</p> <p>東二は号機間融通なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>b. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用する。</p> <p>海洋拡散抑制設備は、<u>放射性物質吸着材</u>、<u>汚濁防止膜</u>等で構成する。<u>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、5号、6号及び7号炉の雨水排水路集水桝並びにフラップゲート入口3箇所計6箇所に設置できる設計とする。</u></p> <p>汚濁防止膜は、<u>汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（北放水口1箇所及び取水口3箇所）に設置することとし、小型船舶（汚濁防止膜設置用）により設置できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>放射性物質吸着材（6号及び7号炉共用）</u> ・<u>汚濁防止膜（6号及び7号炉共用）</u> ・<u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6号及び7号炉共用）</u> <p>(2) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備</p> <p>a. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>(a) 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。</p> <p>原子炉建屋放水設備は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、<u>放水砲</u>、<u>泡原液混合装置</u>、<u>泡原液搬送車</u>、ホース等で構成し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p>	<p>b. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用する。</p> <p>海洋拡散抑制設備は、<u>汚濁防止膜</u>等で構成する。</p> <p>汚濁防止膜は、<u>汚染水が発電所から海洋に流出する12箇所（雨水排水路集水桝9箇所及び放水路3箇所）に設置できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>汚濁防止膜</u> <p>(2) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備</p> <p>a. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>(a) 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。</p> <p>原子炉建屋放水設備は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、<u>放水砲</u>、<u>泡混合器</u>、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>、ホース等で構成し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</p>	<p>放水開始前に対応可能な対応をSA対応とするが、東二は汚濁防止膜設置箇所が構内の雨水排水集水桝及び放水口であり放水開始前に設置可能であることから、汚濁防止膜をSA設備とする。（柏崎は、放水開始前の対応として放射性物質吸着剤及び汚濁防止膜等をSAとしている。（以下①の相違）</p> <p>発電所外への流出経路の相違 東二は全ての汚濁防止膜設置箇所が海上ではなく構内にあること及び作業員による展張が可能であることから、小型船舶は不要（以下②の相違）</p> <p>①の相違、東二は号機間融通なし 東二は号機間融通なし ②の相違、東二号機間融通なし</p> <p>設備名称の相違 東二は泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を運搬車両に積載し、運搬する運用（以下③の相違）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用） ・放水砲（6号及び7号炉共用） ・泡原液混合装置（6号及び7号炉共用） ・泡原液搬送車（6号及び7号炉共用） ・燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（10.2 代替電源設備） <p>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>燃料補給設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p>	<p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備） <p>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p>	<p>設備名称の相違 設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違，東二は号機間融通なし 東二は号機間融通なし 設備名称の相違，東二は号機間融通なし 設備名称の相違，東二は号機間融通なし 東二は号機間融通なし</p>
<p>9.7.2.1 多様性，位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。</p>	<p>9.11.2.1 多様性，位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。</p>	<p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p>
<p>9.7.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお，放射性物質吸着材は，透過性を考慮した設計とすることで，雨水排水路集水桝等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，仮に閉塞した場合においても，放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とする。</p> <p>放水砲は，放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>9.11.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜は，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>放水砲は，放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車は、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>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計</u>とする。</p> <p>9.7.2.3 容量等 基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備である<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、1台で複数号炉に放水するため、移動等ができる設計とし、放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを6号及び7号炉共用で1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。</u></p> <p><u>海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、6号及び7号炉の雨水排水路集水柵並びに6号及び7号炉の雨水排水路から汚染水が溢れた場合の代替排水路となる5号炉の雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口3箇所の計6箇所に設置する。保有数は、各設置場所に対して1式を保管する。</u></p> <p>海洋拡散抑制設備である汚濁防止膜は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数を2組（6号及び7号炉共用）に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して2本（6号及び7号炉共用）を保管する。</p> <p><u>海洋拡散抑制設備である小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、想定される重大事故等時において、設置場所に汚濁防止膜を設置するために対応できる容量として、6号及び7号炉共用で1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。</u></p>	<p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、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>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計</u>とする。</p> <p>9.11.2.3 容量等 基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備である<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するため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、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）のバックアップについては、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプのバックアップ用の1台と共用可能とする。</u></p> <p>海洋拡散抑制設備である汚濁防止膜は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数計24本に加えて、故障時の待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して2本を保管する。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>東二は号機間融通なし</p> <p>東二は号機間融通なし</p> <p>東二は号機間融通なし</p> <p>東二は号機間融通なし</p> <p>設備設計・運用の相違</p> <p>①の相違</p> <p>①の相違、東二は号機間融通なし</p> <p>東二は設置個所毎の汚濁防止膜について同仕様のバックアップを同数確保する方針としているため、記載単位を整合させている。また、東二における保守点検は外観目視であり待機除外の必要無し。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>9.7.2.4 環境条件等 基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液混合装置</u>、<u>泡原液搬送車</u>、<u>放射性物質吸着材</u>、<u>汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続及び操作</u>は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p><u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液混合装置及び放射性物質吸着材</u>は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p><u>汚濁防止膜は海に設置し</u>、<u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）は海で使用するため</u>、耐腐食性材料を使用する設計とする。</p>	<p>9.11.2.4 環境条件等 基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、<u>泡混合器</u>、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>及び<u>汚濁防止膜</u>は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、<u>泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲及び<u>泡混合器</u>は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>汚濁防止膜は海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</p>	<p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p> <p>②の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>②の相違</p>
<p>9.7.2.5 操作性の確保 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液混合装置</u>、<u>泡原液搬送車</u>、<u>放射性物質吸着材</u>、<u>汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）</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>9.11.2.5 操作性の確保 基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、<u>泡混合器</u>、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>及び<u>汚濁防止膜</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>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

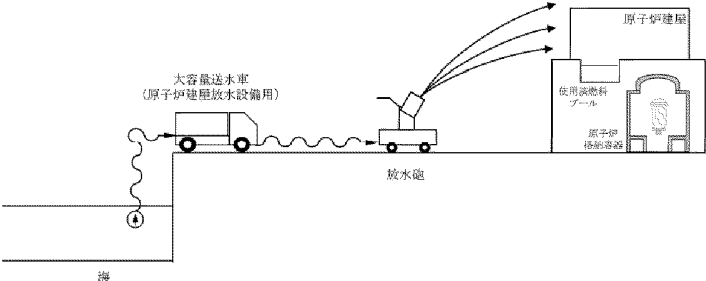
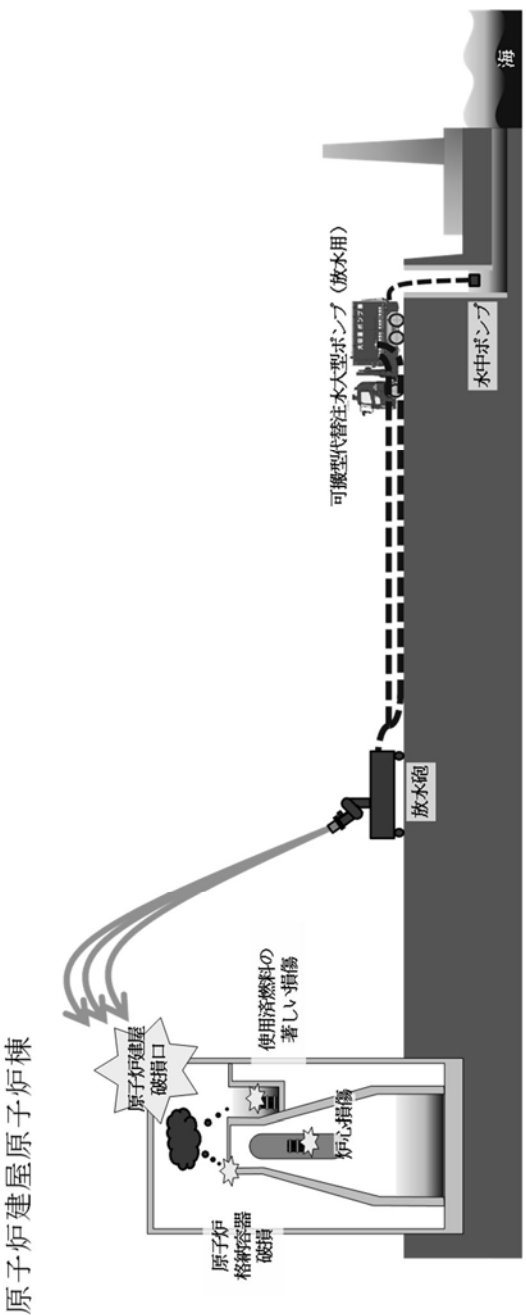
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続は、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から放水できる設計とする。</u></p> <p><u>放射性物質吸着材は、車両により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、容易に設置できる設計とする。</u></p> <p><u>汚濁防止膜は、車両により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もに、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて設置できる設計とする。</u></p> <p><u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、車両により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、設置場所で容易に操縦できる設計とする。</u></p> <p>9.7.3 主要設備及び仕様 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様を第9.7-1表に示す。</p>	<p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の接続は、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から放水できる設計とする。</u></p> <p>9.11.3 主要設備及び仕様 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様を第9.11-1表に示す。</p>	<p>設備名称の相違 ③の相違 設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>①の相違</p> <p>②の相違</p> <p>項目番号の相違 図表番号の相違</p>

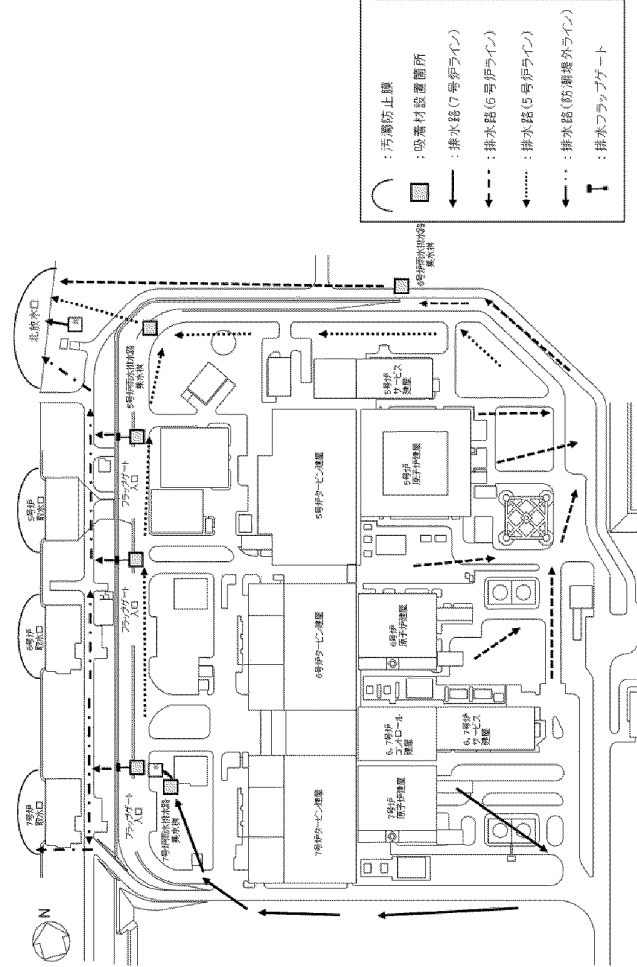
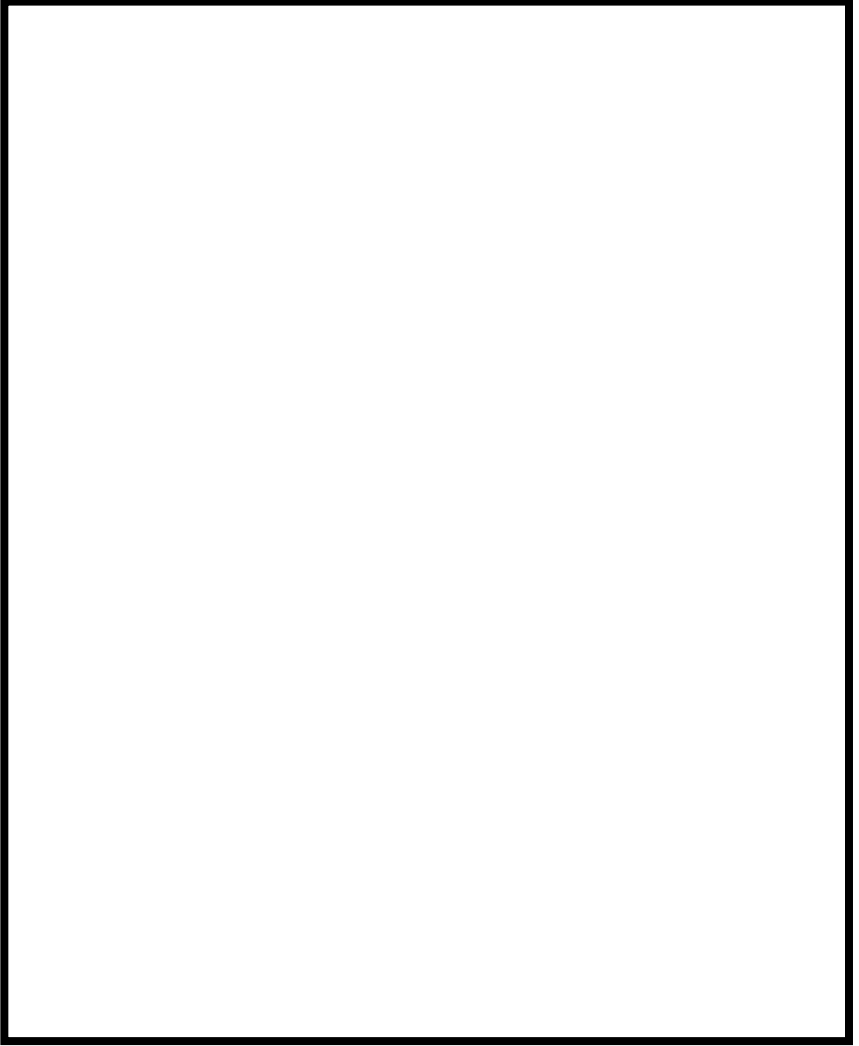
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

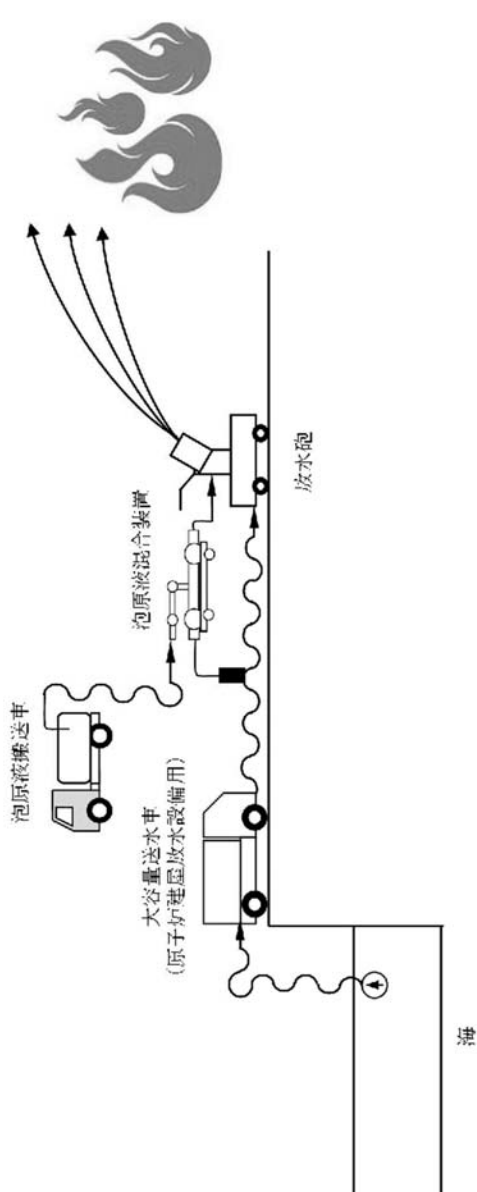
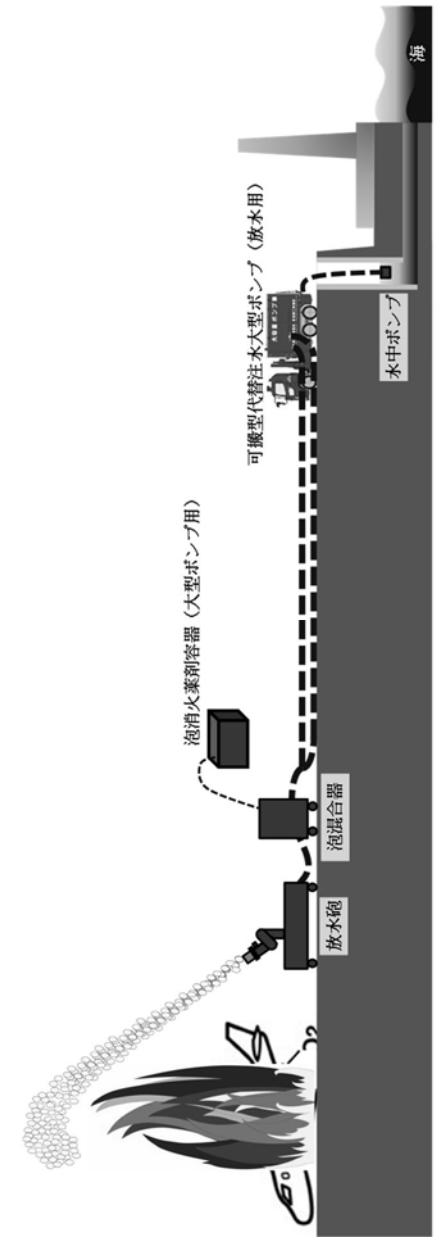
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考												
<p>9.7.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備である<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、<u>放水砲及び泡原液混合装置</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、<u>外観の確認が可能な設計とする</u>。また、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>分解又は取替えが可能な設計とする</u>。</p> <p>原子炉建屋放水設備である<u>泡原液搬送車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>内容量及び外観の確認が可能な設計とする</u>。</p> <p>また、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>及び<u>泡原液搬送車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>車両として運転状態の確認が可能な設計とする</u>。</p> <p>海洋拡散抑制設備である<u>放射性物質吸着材</u>、<u>汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>外観の確認が可能な設計とする</u>。</p>	<p>9.11.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋放水設備である<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、<u>放水砲及び泡混合器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、<u>外観の確認が可能な設計とする</u>。また、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>分解又は取替えが可能な設計とする</u>。</p> <p>原子炉建屋放水設備である<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>内容量及び外観の確認が可能な設計とする</u>。</p> <p>また、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>車両として運転状態の確認が可能な設計とする</u>。</p> <p>海洋拡散抑制設備である<u>汚濁防止膜</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、<u>外観の確認が可能な設計とする</u>。</p>	<p>項目番号の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 ③の相違</p> <p>①、②の相違</p>												
<p>第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉建屋放水設備</p> <p>a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの冷却等のための設備 <table border="1" data-bbox="222 1417 623 1543"> <tr> <td>台数</td> <td>1（予備1）</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>900m³/h</td> </tr> <tr> <td>吐出圧力</td> <td>1.25MPa[gage]</td> </tr> </table>	台数	1（予備1）	容量	900m ³ /h	吐出圧力	1.25MPa[gage]	<p>第9.11-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉建屋放水設備</p> <p>a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 <table border="1" data-bbox="1305 1417 1810 1543"> <tr> <td>台数</td> <td>1（予備1*）</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約1,380m³/h</td> </tr> <tr> <td>全揚程</td> <td>約135m</td> </tr> </table> <p>*「可搬型代替注水大型ポンプ」及び「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」は同型設備であり、「可搬型代替注水大型ポンプ」の予備1台と「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」の予備1台の計2台は共用可能とする。</p>	台数	1（予備1*）	容量	約1,380m ³ /h	全揚程	約135m	<p>図表番号の相違</p> <p>以下設備仕様の相違は自明であり特記しない。</p> <p>運用の相違 基準要求上は、1台（N）+1台（α）で合計2台を満たしているが、ポンプの発電所外点検（車検等）時においても発電所内にN+αを確保できるように注釈で補足</p>
台数	1（予備1）													
容量	900m ³ /h													
吐出圧力	1.25MPa[gage]													
台数	1（予備1*）													
容量	約1,380m ³ /h													
全揚程	約135m													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第55条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>b. 放水砲（6号及び7号炉共用） 兼用する設備は以下のとおり。 ・使用済燃料プールの冷却等のための設備 台数 1（予備1）</p> <p>c. 泡原液混合装置（6号及び7号炉共用） 台数 1（予備1）</p> <p>d. 泡原液搬送車（6号及び7号炉共用） 台数 1（予備1） 容量 4,000L</p> <p>(2) 海洋拡散抑制設備</p> <p>a. 放射性物質吸着材（6号及び7号炉共用） (a) 6号及び7号炉雨水排水路集水柵用 個数 1式/箇所 (b) 5号雨水排水路集水柵用及びフラップゲート入口用 個数 1式/箇所</p> <p>b. 汚濁防止膜（6号及び7号炉共用） (a) 北放水口側 組数 2^{※1} 高さ 6m 幅 140m/組 ※1 汚濁防止膜（幅20m）を7本で1組として、2組分14本と予備2本を含む。</p> <p>(b) 取水口側（3箇所） 組数 2^{※2}/箇所 高さ 8m 幅 80m/組 ※2 汚濁防止膜（幅20m）を4本で1組として、2組分8本と予備2本を含む。</p> <p>c. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6号及び7号炉共用） 台数 1（予備1）</p>	<p>b. 放水砲 兼用する設備は以下のとおり。 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 個数 1（予備1）</p> <p>c. 泡混合器 個数 1（予備1）</p> <p>d. 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 個数 5（予備5） 容量 約1m³（1個当たり）</p> <p>(2) 海洋拡散抑制設備</p> <p>a. 汚濁防止膜 (a) 雨水排水路集水柵-1, 2, 3, 4, 7及び8 個数 12（予備12） 高さ 約3m（1個当たり） 幅 約3m（1個当たり）</p> <p>(b) 雨水排水路集水柵-5, 6及び9 個数 6（予備6） 高さ 約2m（1個当たり） 幅 約3m（1個当たり）</p> <p>(c) 放水路-A, B及びC 個数 6（予備6） 高さ 約4m（1個当たり） 幅 約4m（1個当たり）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第9.7-1図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図 (原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)</p>	 <p>第9.11-1図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図 (原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第 9.7-2 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図 (海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制)</p>	 <p>第 9.11-2 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図 (海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第9.7-3図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図 (原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火)</p>	 <p>第9.11-3図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図 (原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>6.4 計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</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、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4-1表に、設計基準最大値等を第6.4-2表に示す。重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第6.4-1図から第6.4-3図に示す。</p> <p>6.4.2 設計方針</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</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</p>	<p>6.4 計装設備（重大事故等対処設備）</p> <p>6.4.1 概要</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のもを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。</p> <p>当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。</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、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4-1表に、設計基準最大値等を第6.4-2表に示す。計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第6.4-1図から第6.4-6図に示す。</p> <p>6.4.2 設計方針</p> <p>(1) 監視機能喪失時に使用する設備</p> <p>発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</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</p>	<p>備考</p> <p>東二では以下としている。</p> <p>有効監視パラメータ：主要パラメータでSA設備としての要求を満足しないもの。</p> <p>常用代替監視パラメータ：代替パラメータでSA設備としての要求を満足しないもの。</p> <p>東二は図のタイトルを章名の後に「系統概要図」と記載。</p> <p>図番の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第6.4-3表に示す。</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備(6号及び7号炉共用)(10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備(6号及び7号炉共用)(10.2 代替電源設備) ・所内蓄電式直流電源設備(10.2 代替電源設備) ・可搬型直流電源設備(6号及び7号炉共用)(10.2 代替電源設備) <p>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 	<p>計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第6.4-3表に示す。</p> <p>(2) 計器電源喪失時に使用する設備</p> <p>非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備(10.2 代替電源設備) ・可搬型代替交流電源設備(10.2 代替電源設備) ・所内常設直流電源設備(10.2 代替電源設備) ・常設代替直流電源設備(10.2 代替電源設備) ・可搬型代替直流電源設備(10.2 代替電源設備) <p>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器(原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量(注水量)計測用)及び可搬型計測器(原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量(注水量)計測用)(以下「可搬型計測器」という。)により計測できる設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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) 	<p>備考</p> <p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。 東二は共用しない。 東二は共用しない。 相違理由① 相違理由① 相違理由①、東二は共用しない。 相違理由①</p> <p>東二は乾電池のみのため「等」を記載しない。 東二は可搬型計測器を温度計測機能付きとその機能を有さない2種類あるため仕様毎に記載。先行BWRは温度計測機能付き1種類のため仕様毎の記載がない。</p> <p>東二は可搬型計測器を仕様毎に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置） <p>6.4.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重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「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、<u>チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。</u>また、<u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>(3) パラメータ記録時に使用する設備</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置） ・<u>データ表示装置</u> <p>6.4.2.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p> <p>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重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「10.2 代替電源設備」にて記載する。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、<u>パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由①</p> <p>東二はMCRで監視するデータ表示装置（可搬型）を重大事故等対処設備に位置付けて使用するため記載。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>東二は多重性を有するパラメータ*の一部の検出配管を兼用し、また、電氣的な分離をヒューズのほか、アイソレータ、断路器で分離する。</p> <p>※：該当するパラメータは、格</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>6.4.2.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報 (相互のプラント状況、運転員の対応状況等) を共有・考慮しながら総合的な管理 (事故処理を含む。) を行うことができ、安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。</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、6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.4 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>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) ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心注水系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 <p>・格納容器内水素濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ・格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ・起動領域モニタ 	<p>データ表示装置は、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>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>6.4.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>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) ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ・格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ・起動領域計装 	<p>格納容器内水素濃度 (S A)、格納容器内酸素濃度 (S A)、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口水素濃度が対象。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は共用を有さないため記載なし。</p> <p>項目番号の相違</p> <p><先行BWRとの相違> 先行BWRにあって東二にないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度、格納容器内酸素濃度・・・既設CAMS (DB設備) を柏崎はS A設備に、東二は自主対策設備に位置付け、これとは別にS A設備を新設するため。 ・原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・平均出力領域モニタ ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・<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> ・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 ・<u>格納容器内酸素濃度</u> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） <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> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・<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> ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ^①気体温度 ・サプレッション・チェンバ^②・プール水温度 ・<u>格納容器内圧力（D/W）</u> ・<u>格納容器内圧力（S/C）</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・平均出力領域計装 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・<u>残留熱除去系海水系系統流量</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） <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> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA 広帯域） ・<u>原子炉水位（SA 燃料域）</u> ・高圧代替注水系系統流量 ・<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>代替循環冷却系原子炉注水流量</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>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ^①雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・<u>格納容器下部水温</u> ・<u>ドライウェル圧力</u> ・<u>サプレッション・チェンバ^②圧力</u> 	<p>冷却水流量・・・東二の緊急用海水系の流量に相当するため。</p> <p>東二にあって先行BWRにないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力・・・東二は格納容器バイパス時の監視パラメータに設定しているため。 ・低圧炉心スプレイ系系統流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力・・・柏崎はLPCS系がないため。 <p><先行BWRとの相違></p> <p>先行BWRにあって東二にないパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（SA）・・・柏崎は広帯域1台と、広帯域から燃料域を計測範囲とした1台を設定。東二はそれに相当する計測範囲にSA広帯域1台とSA燃料域1台を設定。 ・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）、復水補給水系温度（代替循環冷却系）・・・東二の常設低圧代替注水系及び代替循環冷却系の流量に相当するため。 ・フィルタ装置入口圧力・・・東二はフィルタ装置の通気状態

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度 (SA) ・<u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置<u>入口</u>圧力 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置水素濃度 ・<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> ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・<u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u> ・<u>復水移送ポンプ吐出圧力</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 ・使用済燃料貯蔵プール<u>水位</u>・温度 (SA) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・使用済燃料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) 	<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度 (S A) ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・<u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・<u>フィルタ装置入口</u>水素濃度 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・<u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・<u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)</u> ・<u>緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)</u> ・<u>代替淡水貯蔵水位</u> ・<u>西側淡水貯水設備水位</u> ・<u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・<u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・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 (S A)</u> ・使用済燃料プール温度 (S A) ・使用済燃料プール<u>エリア</u>放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・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) 	<p>をフィルタ装置圧力により監視可能。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置金属フィルタ差圧・・・東二は金属フィルタの閉塞状態をフィルタ装置圧力及びフィルタ装置出口放射線モニタにより監視可能。 ・フィルタ装置スクラバ水 pH・・・東二の pH管理は系統運転時及び事故収束時であってもフィルタ性能が維持可能で、系統待機時以外は pHを監視する必要がなく、自主対策設備に位置付けているため。 ・復水貯蔵槽水位 (SA), 復水移送ポンプ吐出圧力・・・東二は復水貯蔵タンクを S A設備に位置付けていないため。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)・・・東二は S F P水位はプール上部から底部近傍まで測定可能な使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) を設置。柏崎は測定範囲の異なる使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) 及び使用済燃料プール水位 (SA) を設置のため。 <p>東二にあつて先行 B W R にな いパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として6号炉、7号炉それぞれ1セット24個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として24個（6号及</p>	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</p> <p><u>データ表示装置は、中央制御室の運転員等が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータを表示することができる設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、1セット20個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20個を含めて合計40個を分散して保管す</p>	<p>量、代替循環冷却系ポンプ入口温度、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力・・・系統・設備の違い。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部水温・・・東二固有のMCCI／FCI対策のため。 ・フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度・・・フィルタ装置の設備設計の違い。 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）・・・東二固有の遡上津波対策のため。 ・代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位・・・東二固有の水源対策のため。 ・格納容器内酸素濃度（SA）・・・柏崎は既設CAMS（DB設備）をSA設備に、東二はSA設備を新設するため。 ・使用済燃料プール温度（SA）・・・東二は緊急安全対策で設置済の温度計をSA設備として追加しているため。 <p>相違理由②</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は可搬型計測器を仕様毎に設定した配備数を記載。（可搬型計測器の配備数は「N＋予

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>び7号炉共用)を含めて合計72個を分散して保管する。</p> <p>6.4.2.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ気体温度 ・サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水温度 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部水位 ・<u>格納容器内水素濃度 (SA)</u> ・起動領域モニタ ・平均出力領域モニタ <p>なお、<u>起動領域モニタ</u>及び<u>平均出力領域モニタ</u>については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋原子炉<u>区域内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力 (SA) ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・原子炉水位 (SA) 	<p>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) は、1セット19個 (測定時の故障を想定した予備1個含む) 使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として19個を含めて合計38個を分散して保管する。</u></p> <p>6.4.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・<u>格納容器下部水温</u> ・格納容器下部水位 <ul style="list-style-type: none"> ・起動領域計装 ・平均出力領域計装 <p>なお、<u>起動領域計装</u>及び<u>平均出力領域計装</u>については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋原子炉<u>棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉圧力 (SA) ・原子炉水位 (広帯域) ・原子炉水位 (燃料域) ・原子炉水位 (SA広帯域) ・<u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> 	<p>備1」を基本とし、バックアップ用と併せて「N+予備1」×2とする考え方は、先行BWRと同様)</p> <p>・先行BWRは温度、圧力、水位及び流量 (注水量) のほか、差圧も計測するため「等」と記載。東二は差圧を計測する対象パラメータはないため、その記載はない。</p> <p>項目番号の相違</p> <p>設備の違いは、「6.4.2.3 容量等」の備考欄同様</p> <p>相違理由①</p> <p>建屋名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>設備の違いは、「6.4.2.3 容量等」の備考欄同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压代替注水系系統流量 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高压炉心注水系系統流量 ・ <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> ・ 残留熱除去系系統流量 ・ <u>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u> ・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u> ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 ・ 格納容器内水素濃度 ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u> ・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u> ・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u> ・ <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ (7号炉)</u> ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量 (6号炉区分Ⅲ)</u> ・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u> ・ 高压炉心注水系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器_動作監視装置 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压代替注水系系統流量 ・ <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>代替循環冷却系原子炉注水流量</u> ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高压炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ <u>低压炉心スプレイ系系統流量</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>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>サプレッション・チェンバ圧力</u> ・ サプレッション・プール水位 ・ <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> ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ <u>残留熱除去系海水系系統流量 (A系)</u> ・ <u>常設高压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> ・ 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ <u>低压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 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内酸素濃度 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ <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、原子炉建屋内の原子炉区域外、タービン建屋内又は廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置入口圧力</u> ・<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>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> <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、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> ・<u>フィルタ装置入口水素濃度</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> <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し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置水位</u> ・<u>フィルタ装置圧力</u> ・<u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替淡水貯槽水位</u> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> <p>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、常設代替高圧電源装置置場 (地下) に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>西側淡水貯水設備水位</u> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>先行BWRは、原子炉格納容器内、二次格内、屋外以外はまとめて「原子炉建屋内の原子炉区域外、タービン建屋内又は廃棄物処理建屋内」として記載。東二は設置場所が多岐に渡るため、それぞれに分けて記載する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置水位</u> ・<u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> ・<u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> <p><u>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋屋上に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS表示装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>コントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 	<p>・<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u></p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）</u> ・<u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、<u>緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p><u>データ表示装置は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器は、<u>原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 	<p>備考</p> <p>東二は原子炉建屋屋上に設置する対象パラメータはない。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①③ 相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>項目番号の相違</p> <p>設備の違いは、「6.4.2.3 容量</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心注水系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 ・<u>格納容器内水素濃度</u> ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ・起動領域モニタ ・平均出力領域モニタ ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・<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> ・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 ・<u>格納容器内酸素濃度</u> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） <p><u>格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・<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> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 ・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u> ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ・起動領域計装 ・平均出力領域計装 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・<u>残留熱除去系海水系系統流量</u> ・<u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> ・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</p> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA 広帯域） ・<u>原子炉水位（SA 燃料域）</u> ・高圧代替注水系系統流量 ・<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> 	<p>等」の備考欄同様</p> <p>東二は既設CAMSを自主対策設備の位置付けで使用するため記載なし。</p> <p>設備の違いは、「6.4.2.3 容量等」の備考欄同様</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</u> ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ<u>気</u>体温度 ・サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水温度 ・<u>格納容器内圧力（D/W）</u> ・<u>格納容器内圧力（S/C）</u> ・サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・<u>復水補給水系温度（代替循環冷却）</u> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置<u>入</u>口圧力 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・<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> ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・<u>復水貯蔵槽水位（SA）</u> ・<u>復水移送ポンプ吐出圧力</u> ・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器<u>動作監視装置</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<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>代替循環冷却系原子炉注水流量</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>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u> ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ<u>雰</u>囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・<u>格納容器下部水温</u> ・<u>ドライウエル圧力</u> ・<u>サプレッション・チェンバ圧力</u> ・サプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・<u>フィルタ装置スクラビング水温度</u> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</u> ・<u>フィルタ装置入口水素濃度</u> ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・<u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u> ・<u>緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</u> ・<u>緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）</u> ・<u>代替淡水貯槽水位</u> ・<u>西側淡水貯水設備水位</u> ・<u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u> ・<u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u> ・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> 	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</p> <p>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</p> <p>・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)</p> <p><u>フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、<u>原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置で兼用するものであり、想定される重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に、弁操作により、サンプリングラインを格納容器圧力逃がし装置から耐圧強化ベント系に速やかに切り替えられる設計とする。フィルタ装置水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 表示装置は、付属の操作スイッチにより <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>で操作が可能な設計とする。</p>	<p>・使用済燃料プール温度 (SA)</p> <p>・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)</p> <p>・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)</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、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、<u>中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</p> <p><u>データ表示装置は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替え</u></p>	<p>備考</p> <p>東二のフィルタ装置の pH 管理は、系統運転時及び事故収束時でもフィルタ性能が維持可能で、系統待機時以外は pH を監視する必要がなく、自主対策設備の位置付けで使用するため記載なし。</p> <p>東二はMCR操作 (スイッチ操作) が必要な格納容器内水素・酸素濃度 (SA) 及びフィルタ装置入口水素濃度を一緒に記載。</p> <p>先行BWRは現場操作であるのに対し、東二はMCR操作による違い。</p> <p>先行BWRは現場操作であるのに対し、東二はMCR操作のため前述に記載。</p> <p>相違理由①③</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、<u>運転員等</u>が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>6.4.3 主要設備及び仕様</p> <p>計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第6.4-1表及び第6.4-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第6.4-4表に示す。</p> <p>6.4.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p><u>ることなく使用できる設計とする。データ表示装置の通信ケーブルの接続は、コネクタ接続により、容易かつ確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより中央制御室内で操作が可能な設計とする。</u></p> <p>可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、<u>重大事故等対応要員</u>が携行して<u>屋外・屋内</u>のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</p> <p>6.4.3 主要設備及び仕様</p> <p>計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第6.4-1表及び第6.4-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第6.4-4表に示す。</p> <p>6.4.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）<u>及びデータ表示装置</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>可搬型計測器の対応要員及びそれに伴うアクセスルートの相違</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉圧力容器温度 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0～<u>350</u>°C</p> <p>(2) 原子炉圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 0～<u>10</u>MPa [gage]</p> <p>(3) 原子炉圧力 (SA) 個 数 <u>1</u> 計測範囲 0～<u>11</u>MPa [gage]</p> <p>(4) 原子炉水位 (広帯域) 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>-3,200～3,500</u>mm *1</p> <p>(5) 原子炉水位 (燃料域) 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <u>-4,000～1,300</u>mm *2</p> <p>(6) 原子炉水位 (SA) 個 数 1 計測範囲 <u>1</u> <u>-3,200～3,500</u>mm *1 <u>-8,000～3,500</u>mm *1</p>	<p>第6.4-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様</p> <p>(1) 原子炉圧力容器温度 個 数 <u>4</u> 計測範囲 0～<u>500</u>°C</p> <p>(2) 原子炉圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0～<u>10.5</u>MPa [gage]</p> <p>(3) 原子炉圧力 (SA) 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0～<u>10.5</u>MPa [gage]</p> <p>(4) 原子炉水位 (広帯域) 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>-3,800mm～1,500</u>mm**1</p> <p>(5) 原子炉水位 (燃料域) 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <u>-3,800mm～1,300</u>mm**2</p> <p>(6) 原子炉水位 (SA <u>広帯域</u>) 個 数 1 計測範囲 <u>-3,800mm～1,500</u>mm**1</p> <p>(7) <u>原子炉水位 (SA燃料域)</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>-3,800mm～1,300</u>mm**2</p>	<p>対処設備，設備仕様，設備名称の相違を下線で示す。(次頁以降同様)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(7) 高压代替注水系系統流量</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>300m³/h</u></p>	<p>(8) 高压代替注水系系統流量</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>50L/s</u></p> <p>(9) 低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>500m³/h</u></p> <p>(10) 低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>80m³/h</u></p> <p>(11) 低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>300m³/h</u></p> <p>(12) 低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>80m³/h</u></p> <p>(13) 代替循環冷却系原子炉注水流量</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～<u>150m³/h</u></p>	
<p>(8) 原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉プラント・プロセス計装 <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>300m³/h</u></p>	<p>(14) 原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉プラント・プロセス計装 <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>50L/s</u></p>	
<p>(9) 高压炉心注水系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉プラント・プロセス計装 <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～<u>1,000m³/h</u></p>	<p>(15) 高压炉心スプレイ系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉プラント・プロセス計装 <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>500L/s</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(10)復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 6号炉 0～200m³/h 7号炉 0～150m³/h</p> <p>(11)復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～350m³/h</p> <p>(12) 残留熱除去系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 0～1,500m³/h</p> <p>(13)復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 6号炉 0～150m³/h 7号炉 0～100m³/h</p>	<p>(16) 残留熱除去系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 0～600L/s</p> <p>(17) 低圧炉心スプレイ系系統流量</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <p>・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～600L/s</p> <p>(18) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～500m³/h</p> <p>(19) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～500m³/h</p> <p>(20) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～200m³/h</p> <p>(21) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～300m³/h</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(14) ドライウエル雰囲気温度</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～300℃</p>	<p>(22) ドライウエル雰囲気温度</p> <p>個 数 8</p> <p>計測範囲 0～300℃</p>	
<p>(15) サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>300</u>℃</p>	<p>(23) サプレッション・チェンバ気雰囲気温度</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0～<u>200</u>℃</p>	
<p>(16) サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 0～200℃</p>	<p>(24) サプレッション・プール水温度</p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 0～200℃</p>	
	<p>(25) 格納容器下部水温</p> <p><u>ペDESTアル床面高さ 0m 検知用</u>^{*3}</p> <p>個 数 5</p> <p>計測範囲 0～500℃</p> <p><u>ペDESTアル床面高さ+0.2m 検知用</u>^{*3}</p> <p>個 数 5</p> <p>計測範囲 0～500℃</p>	
<p>(17) 格納容器内圧力 (D/W)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>1,000</u>kPa[abs]</p>	<p>(26) <u>ドライウエル</u>圧力</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>1MPa</u> [abs]</p>	
<p>(18) 格納容器内圧力 (S/C)</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>980.7</u>kPa[abs]</p>	<p>(27) サプレッション・チェンバ気圧力</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 0～<u>1MPa</u> [abs]</p>	
<p>(19) サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>-6～11</u>m (T. M. S. L. -7, 150～+9, 850mm) ^{*3}</p>	<p>(28) サプレッション・プール水位</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>-1m～9m</u> (EL. 2, 030mm～<u>12, 030</u>mm) ^{*4}</p>	
<p>(20) 格納容器下部水位</p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 <u>+1m, +2m, +3m</u> (T. M. S. L. -5, 600mm, -4, 600mm, -3, 600mm) ^{*3}</p>	<p>(29) 格納容器下部水位</p> <p><u>ペDESTアル床面高さ+0.50m 検知用</u>^{*3}</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>EL. 12, 306</u>mm</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(21) 格納容器内水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 6号炉 0～30vol% 7号炉 0～20vol%/0～100vol%</p> <p>(22) 格納容器内水素濃度 (SA) 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(23) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(24) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(25) 起動領域モニタ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p>	<p>ペDESTAL床面高さ+0.95m 検知用^{*3} 個 数 2 計測範囲 EL. 12, 756mm</p> <p>ペDESTAL床面高さ+1.05m 検知用^{*3} 個 数 2 計測範囲 EL. 12, 856mm</p> <p>ペDESTAL床面高さ+2.25m 満水管理用^{*3} 個 数 2 計測範囲 EL. 14, 056mm</p> <p>ペDESTAL床面高さ+2.75m 満水管理用^{*3} 個 数 2 計測範囲 EL. 14, 556mm</p> <p>(30) 格納容器内水素濃度 (SA) 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 0～100vol%</p> <p>(31) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(33) 起動領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>個 数 10 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(26) 平均出力領域モニタ 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装 個 数 4*4 計測範囲 $0 \sim 125\%$ ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(27) 復水補給水系温度 (代替循環冷却) 個 数 1 計測範囲 $0 \sim 200^\circ\text{C}$</p> <p>(28) フィルタ装置水位 個 数 2 計測範囲 $0 \sim 6,000\text{mm}$</p> <p>(29) フィルタ装置入口圧力 個 数 1 計測範囲 $0 \sim 1\text{MPa}$ [gage]</p> <p>(30) フィルタ装置出口放射線モニタ 第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(31) フィルタ装置水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 $0 \sim 100\text{vol}\%$</p>	<p>個 数 8 計測範囲 $10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(34) 平均出力領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装 個 数 2*5 計測範囲 $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</p> <p>(35) フィルタ装置水位 個 数 2 計測範囲 $180\text{mm} \sim 5,500\text{mm}$</p> <p>(36) フィルタ装置圧力 個 数 1 計測範囲 $0 \sim 1\text{MPa}$ [gage]</p> <p>(37) フィルタ装置スクラビング水温度 個 数 1 計測範囲 $0 \sim 300^\circ\text{C}$</p> <p>(38) フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 第8.1-2表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(39) フィルタ装置入口水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 $0 \sim 100\text{vol}\%$</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目：第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(32) フィルタ装置金属フィルタ差圧 個数 2 計測範囲 0～50kPa</p> <p>(33) フィルタ装置スクラバ水 pH 個数 1 計測範囲 pH0～14</p> <p>(34) 耐圧強化ベント系放射線モニタ 第 8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(35) 残留熱除去系熱交換器入口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個数 3 計測範囲 0～300℃</p> <p>(36) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個数 3 計測範囲 0～300℃</p> <p>(37) 原子炉補機冷却水系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個数 3 計測範囲 6号炉 区分Ⅰ、Ⅱ 0～4,000m³/h 区分Ⅲ 0～3,000m³/h 7号炉 区分Ⅰ、Ⅱ 0～3,000m³/h 区分Ⅲ 0～2,000m³/h</p>	<p>(40) 耐圧強化ベント系放射線モニタ 第 8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(41) 代替循環冷却系ポンプ入口温度 個数 2 計測範囲 0～100℃</p> <p>(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個数 2 計測範囲 0～300℃</p> <p>(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個数 2 計測範囲 0～300℃</p> <p>(44) 残留熱除去系海水系系統流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個数 2 計測範囲 0～550L/s</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(38) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 6号炉 0～2,000m³/h 7号炉 0～1,500m³/h</p> <p>(39) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 0～12MPa[gage]</p> <p>(40) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 0～3.5MPa[gage]</p> <p>(41) 復水貯蔵槽水位 (SA) 個 数 1 計測範囲 6号炉 0～16m 7号炉 0～17m</p> <p>(42) 復水移送ポンプ吐出圧力 個 数 3 計測範囲 0～2MPa[gage]</p>	<p>(45) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 個 数 1 計測範囲 0～800m³/h</p> <p>(46) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 個 数 1 計測範囲 0～50m³/h</p> <p>(47) 代替淡水貯蔵槽水位 個 数 1 計測範囲 0～20m</p> <p>(48) 西側淡水貯水設備水位 個 数 1 計測範囲 0～6.5m</p> <p>(49) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個 数 1 計測範囲 0～10MPa [gage]</p> <p>(50) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 個 数 2 計測範囲 0～5MPa [gage]</p> <p>(51) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(43) 原子炉建屋水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>個 数 8 計測範囲 0～20vol%</p>	<p>個 数 2 計測範囲 0～5MPa [gage]</p> <p>(52) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 0～10MPa [gage]</p> <p>(53) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 0～10MPa [gage]</p> <p>(54) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 3 計測範囲 0～4MPa [gage]</p> <p>(55) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 1 計測範囲 0～4MPa [gage]</p> <p>(56) 原子炉建屋水素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 原子炉建屋原子炉棟 6 階 個 数 2 計測範囲 0～10vol% 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階 個 数 3 計測範囲 0～20vol%</p>	<p>先行BWRに相当するパラメータ（前頁に記載）との差異を下線引き</p> <p>先行BWRに相当するパラメータ（前頁に記載）との差異を下線引き</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(44) 静的触媒式水素再結合器_動作監視装置 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 個 数 4 計測範囲 0～300℃</p>	<p>(57) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 個 数 4 計測範囲 0～300℃</p>	
<p>(45) 格納容器内酸素濃度 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 <u>6号炉 0～30vol%</u> <u>7号炉 0～10vol%/0～30vol%</u></p>	<p>(58) 格納容器内酸素濃度 (SA) 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 <u>0～25vol%</u></p>	
<p>(46) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(59) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	東二は基準規則に準じる。
<p>(47) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(60) 使用済燃料プール温度 (SA) 第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	東二は基準規則に準じる。
<p>(48) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(61) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</p>	
<p>(49) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(62) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p>	東二は基準規則に準じる。
<p>(50) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 第 10.12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備 (常設) の主要機器仕様に記載する。</p>	<p>(63) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 第 10.12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備 (常設) の主要機器仕様に記載する。</p>	
	<p>(64) <u>データ表示装置</u> 個 数 一式</p>	先行 BWR は可搬型設備の記載はないが、東二は設計方針に掲げた設備であり必要と判断し記載。
	<p>(65) <u>可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用)</u> 個 数 20 (予備 20)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 基本設計比較表 【対象項目： 第58条】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより <u>1,224cm</u>）</p> <p>*2：基準点は<u>有効燃料棒頂部</u>（原子炉圧力容器零レベルより <u>905cm</u>）</p> <p>*3：T. M. S. L. =東京湾平均海面</p> <p>*4：<u>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。</u></p>	<p>(66) <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><u>個 数 19（予備19）</u></p> <p>※1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより <u>1,340cm</u>）</p> <p>※2：基準点は<u>燃料有効長頂部</u>（原子炉圧力容器零レベルより <u>920cm</u>）</p> <p>※3：<u>ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ</u></p> <p>※4：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より <u>7,030mm</u>）</p> <p>※5：<u>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。</u></p>	<p>設備仕様の相違</p> <p>設備仕様の相違</p> <p>東二はMCCI／FCI対策の格納容器下部水位，格納容器下部水温の注釈を追加。</p> <p>設備仕様の相違</p> <p>設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				備考
第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備)								
分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数		
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値: 300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、350℃までを監視可能。	1		
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力 (SA) *1							
	原子炉水位 (広帯域) *1							
	原子炉水位 (燃料域) *1							
	原子炉水位 (SA) *1							
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1							
	原子炉圧力*2							
	原子炉圧力 (SA) *2							
	原子炉水位 (広帯域) *1							
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) *1	3	0~10MPa [gauge]	最大値: 8.48MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の自動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1		
	原子炉水位 (燃料域) *1	1	0~11MPa [gauge]	最大値: 8.48MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。			
	原子炉水位 (SA) *1							
	原子炉圧力容器温度*1							
	原子炉圧力 (SA) *1							
	格納容器内圧力 (S/C) *1							
	原子炉圧力容器温度*2	3	-3200~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7				
	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-1000~1300mm*6	-3630~4813mm*6,7		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) 及び有効燃料体底部まで監視可能。	1	
	原子炉水位 (燃料域) *2	1	-3200~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7				
	原子炉水位 (SA) *2	1	-8000~3500mm*5					
③ 原子炉圧力容器内の水位	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							
	原子炉圧力*1							
	原子炉圧力 (SA) *1							
	原子炉圧力容器内の圧力							
	格納容器内圧力 (S/C) *1							
第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/11)								
分類	重要監視パラメータ, 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数		
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	0~500℃	302℃以上*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、500℃まで監視可能。	1		
	原子炉圧力*1							
	原子炉圧力 (SA) *1							
	原子炉水位 (広帯域) *1							
	原子炉水位 (燃料域) *1							
	原子炉水位 (SA 広帯域) *1							
	原子炉水位 (SA 燃料域) *1							
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1							
	原子炉圧力*2							
	原子炉圧力 (SA) *2							
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) *2	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	1		
	原子炉水位 (広帯域) *1	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下				
	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							
	原子炉圧力容器内の圧力							
	格納容器内圧力 (S/C) *1							
	原子炉圧力容器温度*2							
	原子炉圧力容器内の圧力							
備考								
①東二は表のタイトルを各頁毎に記載。								
②先行BWRと東二の対比箇所を黒太枠で示す。								
③対処設備, 設備仕様, 設備名称の相違及び把握能力 (計測範囲の考え方) の相違を下線で示す。								
※上記①から③の内容は, 次頁以降同様。								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				備考		
<p align="center">第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備)</p>										
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数				
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値: 300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、350℃までを監視可能。	1				
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力 (SA) *1									
	原子炉水位 (広帯域) *1									
	原子炉水位 (燃料域) *1									
	原子炉水位 (SA) *1									
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1									
	原子炉圧力*2									
	原子炉圧力 (SA) *2									
	原子炉水位 (広帯域) *1									
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) *1	3	0~10MPa [gauge]	最大値: 8.48MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	1				
	原子炉圧力 (SA) *1	1	0~11MPa [gauge]	最大値: 8.48MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。					
	原子炉水位 (広帯域) *1									
	原子炉水位 (燃料域) *1									
	原子炉水位 (SA) *1									
	原子炉圧力容器温度*1									
	原子炉水位 (広帯域) *2	3	-3200~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000~1300mm*6	-3680~4813mm*6,7			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) 及び有効燃料体底部まで監視可能。			
	原子炉水位 (SA) *2	1	-3200~3500mm*5	-6872~1650mm*5,7						
	1	1	-8000~3500mm*5							
③ 原子炉圧力容器内の水位	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統流量*1									
	高圧中心注水系統流量*1									
	残留熱除去系系統流量*1									
	原子炉圧力*1									
	原子炉圧力 (SA) *1									
	格納容器内圧力 (S/C) *1									
<p align="center">第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/11)</p>										
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数				
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3,800mm~1,500mm*5	-3,800mm~1,400mm*5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3~8) 及び有効燃料体底部まで監視可能。	1				
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3,800mm~1,300mm*6	397mm~1,300mm*6						
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2	1	-3,800mm~1,500mm*5	-3,800mm~1,400mm*5						
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2	1	-3,800mm~1,300mm*6	397mm~1,300mm*6						
高圧代替注水系統流量*1										
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン用) *1										
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン狭帯域用) *1										
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライオン用) *1										
低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライオン狭帯域用) *1										
代替循環冷却系原子炉注水流量*1										
原子炉隔離時冷却系統流量*1										
高圧中心スプレイ系統流量*1										
残留熱除去系系統流量*1										
低圧中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・チェンバース圧力*1										
<p>「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。</p> <p>「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。</p> <p>「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。</p>										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)													
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数							
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	1							
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。								
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m 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。								
	復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流速)	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 (RRR A 系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。								
	復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流速)	1	0~350m ³ /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系 (RRR B 系ライン) における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。								
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~95m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (95m ³ /h) を監視可能。								
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ・プール水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (広帯域) *1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (燃料域) *1				「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。								
⑤ 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流速)	1	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	—**	「⑩原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1							
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流速)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。								
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力 (D/W) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器下部水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300°C	最大値: 138°C	格納容器の境界温度 (200°C) を監視可能。								
	サブプレッション・チェンバ・プール気体温度 *2	1	0~300°C	最大値: 138°C	格納容器の境界温度 (200°C) を監視可能。								
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 *2	3	0~200°C	最大値: 97°C	格納容器の境界圧力 (2Pd: 620kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度 (約166°C) を監視可能。								
	格納容器内圧力 (D/W) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力 (S/C) *1				「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。								
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数							
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~50L/s	—**	常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (38L/s) を監視可能。	1							
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。								
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。								
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (常設ライン用)	1	0~500m ³ /h	—**	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (378m ³ /h) を監視可能。								
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (可搬ライン用)	1	0~80m ³ /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) を監視可能。								
	低圧代替注水系原子炉注水流速 (可搬ライン用)	1	0~300m ³ /h	—**	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m ³ /h) を監視可能。								
	代替循環冷却系原子炉注水流速	2	0~150m ³ /h	—**	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (100m ³ /h) を監視可能。								
	残留熱除去系系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。								
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。								
		代替淡水貯槽水位 *1					「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	西側淡水貯水設備水位 *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・プール水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (広帯域) *1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (燃料域) *1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (SA 広帯域) *1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (SA 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。								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)													
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数							
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。	1							
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。								
	高圧炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m 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。								
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流速)	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(RHR A系ライン)における最大注水量(90m ³ /h)を監視可能。								
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流速)	1	0~350m ³ /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(RHR B系ライン)における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。								
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~95m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(95m ³ /h)を監視可能。								
	復水貯蔵槽水位(SA) *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ・プールの水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(広帯域) *1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(燃料域) *1				「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。								
⑤ 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流速)	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							
	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				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器下部水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。		1						
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 *2	1	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。								
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 *2	3	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の限界圧力(2PI:620kPa[gage])におけるサブプレッション・チェンバ・プールの飽和温度(約166℃)を監視可能。								
	格納容器内圧力(D/W) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(4/11)													
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数							
⑤ 原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	1	0~500m ³ /h	—**	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ時における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。	1							
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	1	0~500m ³ /h	—**	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ時における最大注水量(130m ³ /h)を監視可能。								
	低圧代替注水系格納容器下部注水流速	1	0~200m ³ /h	—**	格納容器下部注水系(常設又は可搬型)による格納容器下部注水時における最大注水量(80m ³ /h)を監視可能。								
	代替淡水貯槽水位 *1				「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯槽水位 *1				「⑩水源の確保」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	サブプレッション・プールの水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器下部水位 *1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1							
	サブプレッション・チェンバ・雰囲気温度 *2	2	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度(104℃)及び原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。								
	サブプレッション・プール水温度 *2	3	0~200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。								
	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル床面0m) *7	—**	ベデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知すること。デブリ落下を検知可能。								
	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	5	0~500℃ (ベデスタル床面+0.2m) *7	—**	ベデスタル床面+0.2m以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。								
	ドライウエル圧力 *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ・圧力 *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑦ 原子 炉格納 容器内 の圧力	格納容器内圧力 (D/W) *2	1	0 ~ 1000kPa [abs]	最大値 ± 246kPa [gauge]	格納容器の限界圧力 (2Pd : 620kPa [gauge]) を監視可能。	1							
	格納容器内圧力 (S/C) *2	1	0 ~ 980.7kPa [abs]	最大値 ± 177kPa [gauge]									
⑧ 原子 炉格納 容器内 の水位	ドライウェル雰囲気温度*1	「⑥」原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。											
	サブプレッション・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) **	ウェットウェルイベント操作可否判断 (ベントライン高さ -1m : 9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位 : -2.59m を監視可能。)	1							
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L. -5600mm, - 4600mm, -3600mm) **	-**	重大事故等時ににおいて、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から +2m) があることを監視可能。		1						
	復水補給水流量 (DRR B 系代替注水流量) *1	「⑤」原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	復水補給水流量 (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。											
	復水貯蔵槽水位 (SA) *1	「⑤」原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	格納容器内圧力 (D/W) *1	「⑦」原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。											
	格納容器内圧力 (S/C) *1	「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。											
	⑨ 原子 炉格納 容器内 の水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0 ~ 30vol% (6号炉) 0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol% (7号炉)	0 ~ 6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0 ~ 38vol%) を監視可能。なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が 30vol% を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	-						
		格納容器内水素濃度 (SA) *2	2	0 ~ 100vol%			-						
⑩ 原子 炉格納 容器内 の放射線 量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) *2	2	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-							
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) *2	2	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-							
第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/11)													
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑦ 原子 炉格納 容器内 の圧力	ドライウェル圧力*2	1	0 ~ 1MPa [abs]	279kPa [gauge] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gauge]) を監視可能。	1							
	サブプレッション・チェンバ圧力*2	1	0 ~ 1MPa [abs]	279kPa [gauge] 以下			1						
⑧ 原子 炉格納 容器内 の水位	ドライウェル雰囲気温度*1	「⑥」原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。											
	サブプレッション・プール水位	1	-1m ~ 9m (EL. 2, 030mm ~ 12, 030mm) **	-0.5m ~ 0m (EL. 2, 530mm ~ 3, 030mm) **	ウェットウェルイベント操作可否判断 (ベントライン下層高さ -1.61m : 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・プール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動 (低下) 水位 (-0.5m) を監視可能。)	1							
	格納容器下部水位	2	+1.05m*7 (EL. 12, 856mm)	-**	炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間に、ベデスタル床面から +1m を超える高さまでの前面注水されたことの検知が可能。		1						
	格納容器下部水位	各 2	+0.50m, +0.95m*7 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-**	デブリ落下後、ベデスタル床面 + 0.2m 以上のデブリ堆積までの間、ベデスタル床面から + 0.5m ~ + 1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	1							
	格納容器下部水位	各 2	+2.25m, +2.75m*7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-**	ベデスタル床面 + 0.2m 以上のデブリ堆積後、ベデスタル床面近傍のベデスタル床面から + 2.25m ~ + 2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。		1						
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) *1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) *1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) *1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) *1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) *1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) *1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。												
低圧代替注水系格納容器下部注水流量*1	「④」原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。												
代注淡水貯槽水位*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。												
西側淡水貯槽水位*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。												
ドライウェル圧力*1	「⑦」原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。												
サブプレッション・チェンバ圧力*1	「⑦」原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)													
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) *2	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 216kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2FD:620kPa[gage]) を監視可能。	1							
	格納容器内圧力 (S/C) *2	1	0~980.7kPa[abs]	最大値: 177kPa[gage]									
ドライウェル雰囲気温度*1													
サブプレッション・チェンバール水位													
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) **	ウェットウェルイベント操作可否判断 (バントライン高さ: 9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバールを水測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: -2.59m) を監視可能。)	1							
	格納容器下部水位	2	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, - 4600mm, -3600mm) **	-**	重大事故等時に、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (底部から+2m) があることを監視可能。								
復水補給水流量 (RR B 系代替注水流量) *1													
復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) *1													
復水貯蔵槽水位 (SA) *1													
格納容器内圧力 (D/W) *1													
格納容器内圧力 (S/C) *1													
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率													
⑨ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線量率*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放射線量率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、格納容器内放射線量率が30vol%を超えた場合においても、格納容器内放射線量率 (SA) により把握可能。	-							
	格納容器内放射線量率 (SA) *2	2	0~100vol%										
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線レベル (D/W) *2	2	10 ⁻² ~10 ² 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約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)	-							
	格納容器内放射線レベル (S/C) *2	2	10 ⁻² ~10 ² 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約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる。)								
第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対応設備) (6/11)													
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑨ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線量率 (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放射線量率が変動する可能性のある範囲 (0~56.6vol%) を監視可能。	-							
	格納容器内放射線レベル (D/W) *2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ² 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。)								
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線レベル (S/C) *2	2	10 ⁻² Sv/h~10 ² 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。)	-							
	起動領域計装*2	2	10 ⁻¹ cds~10 ⁴ cds (1.0×10 ⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.5×10 ¹¹ cm ⁻² ・s ⁻¹)		原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。								
⑪ 未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装*2	2*3	0~125% (1.0×10 ¹² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	定格出力の約 19 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び低下は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においてでも再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数						
① 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ ^{*2}	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^3 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	-						
	平均出力領域モニタ ^{*2}	4 ^{*3}	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時、一時的に計測範囲を超える負の反応度フック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。							
	サブレーション・チェンバ・プールの水温度 ^{*2}											
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0~200℃	-**		代替循環冷却系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。					
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ^{*2}											
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ^{*2}											
	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}											
② 最 終 ヒ ト ン ク の 確 保	復水移送ポンプ吐出圧力 ^{*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。							
	格納容器内圧力（S/C） ^{*1}				④原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。							
	サブレーション・チェンバ・プールの水位 ^{*1}				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器下部水位 ^{*1}				⑧原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。							
	サブレーション・チェンバ気体温度 ^{*1}				⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。							
	ドライウェル雰囲気気温度 ^{*1}				⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}				⑩原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。							
	代替循環冷却系											
	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。												
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。												
⑩原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。												

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対応設備）（6/11）						
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
④ 原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 素 濃 度	格納容器内水素濃度（S.A）	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0~56.6vol%）を監視可能。	-
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ^{*2}	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^3 \text{ Sv/h}$	90Sv/h未満 ^{*10}	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ^{*2}	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^3 \text{ Sv/h}$	90Sv/h未満 ^{*10}	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	
④ 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域計装 ^{*2}	8	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 19倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	-
	平均出力領域計装 ^{*2}	2 ^{*3}	0~125% ($1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		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負の反応度フック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき)				
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準
① 未境界の維持又は監視	起動領域モニタ ^{*2}	10	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cm ² ・s ⁻¹ (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ¹² ~2.0×10 ¹⁵ cm ² ・s ⁻¹)	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。
	平均出力領域モニタ ^{*2}	4 ^{*3}	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ cm ² ・s ⁻¹)	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時、一時的に計測範囲を超える昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。
② 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ^{*2}	1	0~200℃	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。 代替循環冷却系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。
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	1	0~200℃	④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ^{*2}	1	0~200℃	⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ^{*2}	1	0~200℃	⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ^{*2}	1	0~200℃	⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。
	原子炉水位 (広帯域) ^{*1}	1	0~200℃	③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。
	原子炉水位 (燃料域) ^{*1}	1	0~200℃	③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。
	原子炉水位 (SA) ^{*1}	1	0~200℃	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。
	復水移送ポンプ吐出圧力 ^{*1}	1	0~200℃	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}	1	0~200℃	④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
サブプレッション・チェンバ・プール水位 ^{*1}	1	0~200℃	⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
格納容器下部水位 ^{*1}	1	0~200℃	⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
サブプレッション・チェンバ気体温度 ^{*1}	1	0~200℃	⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
ドライウエール雰囲気温度 ^{*1}	1	0~200℃	⑥原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉圧力容器温度 ^{*1}	1	0~200℃	⑥原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/11)				
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準
代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度 ^{*2}	1	0~200℃	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0~100℃	代替循環冷却系における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度 (80℃) を監視可能。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0~300m ³ /h	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ^{*1}	1	0~300m ³ /h	④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。
	残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{*1}	1	0~300℃	②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。
③ 最終ヒートシンクの確保	ドライウエール雰囲気温度 ^{*1}	1	0~200℃	⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{*1}	1	0~200℃	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。
	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機能維持のための下限水位から上限水位の範囲を監視可能。
	フィルタ装置圧力 ^{*2}	1	0~1MPa [Gauge]	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 (0.62MPa [Gauge]) を監視可能。
	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。
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² Sv/h~10 ² Sv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約 5×10 ¹ Sv/h) を監視可能。
	フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	10 ⁻³ mSv/h~10 ¹ mSv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約 7×10 ⁰ mSv/h) を監視可能。
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%	格納容器ベント停止後の要素によるパージを実施し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。
	ドライウエール圧力 ^{*1}	1	0~100vol%	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{*1}	1	0~100vol%	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
格納容器内水素濃度 (SA) ^{*1}	1	0~100vol%	⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)	分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数						
		フィルタ装置水位 ^{*2}	2	0~6000mm	—**	スクラパノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1						
		フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [gauge]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge]) を監視可能。	1						
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—**	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約7×10 ⁶ mSv/h) を監視可能。	—						
		フィルタ装置放射線濃度	2	0~100vol%	—**	格納容器ベント停止後の密塞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放射線濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。	—						
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0~50kPa	—**	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧が監視可能。	1						
		フィルタ装置スクラパノズル水位	1	pH0~14	—**	フィルタ装置スクラパノズル水のpH (pH0~14) が監視可能。	—						
		格納容器内圧力(D/W) ^{*1}	「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										
		格納容器内圧力(S/C) ^{*1}	「⑨原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										
		格納容器内放射線濃度(SA) ^{*1}	「⑨原子炉格納容器内の放射線濃度」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	—**	重大事故等時の耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約4×10 ⁶ mSv/h) を監視可能。	—						
		フィルタ装置放射線濃度	1			「②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。							
		格納容器内放射線濃度(SA) ^{*1}	「⑨原子炉格納容器内の放射線濃度」を監視するパラメータと同じ。										
		<p align="center">第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(7/11)</p>											
		分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	サブレーション・プール水温 ^{*2}	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数				
代替循環冷却系ポンプ入口温度	2			0~100℃	—**	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						
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2			0~300m ³ /h	—**	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量(250m ³ /h)を監視可能。	1						
代替循環冷却系原子炉注水流量 ^{*1}	「⑨原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。												
残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{*1}	「②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。												
ドラライウエール雰囲気温度 ^{*1}	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。												
サブレーション・チェンバール雰囲気温度 ^{*1}	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。												
フィルタ装置水位	2			180mm~5,500mm	—**	系統停機時におけるスクラパノズル水位の設定範囲及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	1						
フィルタ装置圧力 ^{*2}	1			0~1MPa [gauge]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力(0.62MPa [gauge]) を監視可能。	1						
フィルタ装置スクラパノズル水温 ^{*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						
フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2			10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—**	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(約5×10 ⁴ Sv/h)を監視可能。	—						
フィルタ装置出口放射線濃度	1			10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	—**	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線濃度(約7×10 ⁶ mSv/h)を監視可能。	—						
フィルタ装置入口放射線濃度	2			0~100vol%	—**	格納容器ベント停止後の密塞によるバージを実施し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する放射線濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。	—						
ドラライウエール圧力 ^{*1}	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。												
サブレーション・チェンバール圧力 ^{*1}	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。												
格納容器内放射線濃度(SA) ^{*1}	「⑨原子炉格納容器内の放射線濃度」を監視するパラメータと同じ。												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)													
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
格納容器圧力逃がし装置 ⑩最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位*2	2	0~6000mm	—**	スクラパノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	1							
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [gauge]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge]) が監視可能。	1							
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—**	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約7×10 ⁵ Sv/h) を監視可能。	—							
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	—**	格納容器ベント停止後の密閉によるパーゼを実履し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%) 未満であることを監視可能。	—							
	フィルタ装置金属フィルタ節圧	2	0~50kPa	—**	フィルタ装置金属フィルタの上限圧が監視可能。	1							
	フィルタ装置スクラパ水 pH	1	pH0~14	—**	フィルタ装置スクラパ水のpH (pH0~14) が監視可能。	1							
	格納容器内圧力 (D/W) *1	⑦原子炉格納容器内の圧力 を監視するパラメータと同じ。											
	格納容器内圧力 (S/C) *1	⑦原子炉格納容器内の圧力 を監視するパラメータと同じ。											
	格納容器内水素濃度 (SA) *1	⑨原子炉格納容器内の水素濃度 を監視するパラメータと同じ。											
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/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 ⁶ Sv/h) を監視可能。	—							
フィルタ装置水素濃度	1			⑫最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置) を監視するパラメータと同じ。									
格納容器内水素濃度 (SA) *1	⑩原子炉格納容器内の水素濃度 を監視するパラメータと同じ。												
第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/11)													
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² mSv/h~10 ⁵ mSv/h	—**	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率 (約9×10 ⁶ mSv/h) を監視可能。	—							
	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置温度 (182℃) を監視可能。	1							
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最置温度 (182℃) を監視可能。	1							
	残留熱除去系系統流量	④原子炉圧力容器への注水量 を監視するパラメータと同じ。											
	残留熱除去系海水系系統流量*1	2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。								
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) *1	1	0~800m ³ /h	—**	緊急用海水系 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (850m 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 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。								
	原子炉圧力容器温度*1	①原子炉圧力容器内の温度 を監視するパラメータと同じ。											
サブプレッション・プールの水温度*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。												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)													
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	3	0~300℃	最大値:182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	1							
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0~300℃	最大値:182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	1							
残留熱除去系系統流量													
⑫最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系統流量*1	3	0~1000m ³ /h (6号炉区分I, II)	0~2200m ³ /h (6号炉区分I, II)	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							
			0~3000m ³ /h (6号炉区分III, 7号炉区分I, II)	0~1700m ³ /h (6号炉区分III)									
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*1	3	0~2000m ³ /h (7号炉区分III)	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。								
原子炉圧力容器内の温度													
	原子炉圧力容器温度*1				「④原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・チェンバ・プールの水温度*1													
	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度*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													
	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6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/11)													
分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑫最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	2	10 ⁻² mSv/h~10 ⁻⁵ mSv/h	-	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約9×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	-							
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	0~300℃	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使用温度(182℃)を監視可能。	1							
	残留熱除去系熱交換器出口温度	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使用温度(182℃)を監視可能。	1							
	残留熱除去系系統流量												
	残留熱除去系海水系統流量*1	2	0~550L/s	493L/s	「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。 残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量(493L/s)を監視可能。								
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)*1	1	0~800m ³ /h	-**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)の最大流量(850m ³ /h)を監視可能。		1						
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)*1	1	0~50m ³ /h	-**	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)の最大流量(40m ³ /h)を監視可能。								
原子炉圧力容器温度*1													
	原子炉圧力容器温度*1				「④原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・プールの水温度*1													
	サブプレッション・プールの水温度*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													
	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。								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数						
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態				「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（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*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											
⑭ 水源の確保	高圧中心注水系ポンプ吐出圧力	2	0~12MPa [gauge]	最大値 1. 11.8MPa [gauge]	高圧中心注水系の運転時における、高圧中心注水系統の最高使用圧力（約）	1						
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~3.5MPa [gauge]	最大値 1. 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）	1						
	原子炉圧力*1											
	原子炉圧力（SA）*1											
	復水貯蔵槽水位（SA）	1	0~16m（6号炉） 0~17m（7号炉）	0~15.5m（6号炉） 0~15.7m（7号炉）	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6号炉：0~15.5m、7号炉：0~15.7m）を監視可能。	1						
	サブプレッション・チェンバ・プール水位											
	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											
高圧中心注水系統流量*1												
残留熱除去系統流量*1												
復水補給水流量（格納容器上層注水流量）*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、復水補給水系統の最高使用圧力（約）	1						
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1					「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。							
⑭ 水源の確保												
「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。												
「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。												
⑭ 格納容器バイパスの監視												
「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。												

東海第二発電所						備考
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態				「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（広帯域）*2					
	原子炉水位（燃料域）*2					
	原子炉水位（SA広帯域）*2					
	原子炉水位（SA燃料域）*2					
	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					
	サブプレッション・チェンバ圧力*1					
⑭ 水源の確保	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力					
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力					
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力					
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力（SA）*1					
	復水貯蔵槽水位（SA）					
	サブプレッション・チェンバプール水位					
	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						
高圧中心注水系統流量*1						
残留熱除去系統流量*1						
復水補給水流量（格納容器上層注水流量）*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、復水補給水系統の最高使用圧力（約）	1
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1					「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。	
⑭ 水源の確保						
「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
「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。						
⑭ 格納容器バイパスの監視						
「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
「①水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				備考
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数		
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態				「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 (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 *2							
	原子炉圧力 (SA) *2							
	原子炉圧力容器温度 *1							
	ドライウェル発熱気温度 *2							
	格納容器内圧力 (D/W) *2							
	格納容器内圧力 (S/C) *1							
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0~12MPa [gauge]	最大値 1. 11.8MPa [gauge]	高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系の最高使用圧力 (約) 11.8MPa [gauge] を監視可能。		1	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0~3.5MPa [gauge]	最大値 1. 3.5MPa [gauge]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系の最高使用圧力 (約) 3.5MPa [gauge] を監視可能。			
	原子炉圧力 *1							
原子炉圧力 (SA) *1								
⑭ 水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバフローレベル (6号炉: 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m) を監視可能。	1		
	サブプレッション・チェンバ・プール水位				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	高圧代替注水系系統流量 *1							
	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	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 *1					「⑩格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。			
<p>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。</p>								
<p>「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。</p>								

東海第二発電所				東海第二発電所				備考
分類	重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型計測器個数		
⑭ 水源の確保	サブプレッション・プール水位 *2				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	代替注水貯槽水位	1	0~20m	— **	代替注水貯槽の底部より上の水位計検出点からボンプ戻り配管レベル (0~20m) を監視可能。	1		
	西側淡水貯水設備水位	1	0~6.5m	— **	西側淡水貯水設備の水槽底部 1m から +5m (水槽上端) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。	1		
	高圧代替注水系系統流量 *1							
	代替注水貯槽水位							
	原子炉隔離時冷却系系統流量 *1							
	高圧炉心注水系系統流量 *1							
	残留熱除去系系統流量 *1							
	低圧炉心注水系系統流量 *1							
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 *1	1	0~10MPa [gauge]	— **	— **	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.96MPa [gauge]) を監視可能。		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 *1	1	0~10MPa [gauge]	8.96MPa [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	
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 *1	1	0~10MPa [gauge]	8.01MPa [gauge]	8.01MPa [gauge]	高圧炉心注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.01MPa [gauge]) を監視可能。		
	代替注水貯槽水位	2	0~5MPa [gauge]	— **	— **	代替注水貯槽水位系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) を監視可能。		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 *1	3	0~4MPa [gauge]	3.45MPa [gauge]	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。	1		
低圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 *1	1	0~4MPa [gauge]	3.79MPa [gauge]	3.79MPa [gauge]	低圧炉心注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.79MPa [gauge]) を監視可能。			
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 *1	2	0~5MPa [gauge]	— **	— **	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.14MPa [gauge]) を監視可能。			
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) *1								
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) *1								
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) *1								
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) *1								
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) *1								
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) *1								
低圧代替注水系格納容器下部注水流量 *1								
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								
<p>「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。</p>								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉						東海第二発電所						備考	
(つづき)													
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑮ 原子炉建屋 内 の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0~20vol%	-**	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、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する)。	-							
	静的触媒式水素再結合物_動作監視装置*	4	0~300°C	-**	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							
	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% /0~30vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%) を監視可能。	-							
	格納容器内空気を放射線レベル (D/W) *1 格納容器内空気を放射線レベル (S/C) *1 格納容器内圧力 (D/W) *1 格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑩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。 「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。								
⑯ 原子炉格納 容器内 の 酸素濃度	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) **	1**1	T.M.S.L. 20180~31170mm (6号炉) ** T.M.S.L. 20180~31123mm (7号炉) **	T.M.S.L. 31395mm (6号炉) ** T.M.S.L. 31390mm (7号炉) **	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	-							
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) **	1**2	T.M.S.L. 23420~30420mm (6号炉) ** T.M.S.L. 23373~30373mm (7号炉) **	T.M.S.L. 31395mm (6号炉) ** T.M.S.L. 31390mm (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使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1							
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ**	1	0~150°C	66°C	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) **	1	10 ¹ ~10 ⁴ mSv/h 10 ² ~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率の範囲 (5×10 ⁻² ~10 ⁴ mSv/h) にわたり監視可能。	-							
⑰ 使用済燃料 プールの 監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ**	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、* 2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ * 3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。 * 4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。												
	⑮ 原子炉建屋内の水素濃度												
	⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度												
第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対応設備) (11/11)													
分類	重要監視パラメータ、 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数							
⑮ 原子炉建屋 内 の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	-**	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)。	-							
	静的触媒式水素再結合物動作監視装置*	4	0~300°C	-**	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。	2							
	格納容器内酸素濃度 (SA)	2	0~25vol%	約4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	-							
	格納容器内空気を放射線モニタ (D/W) *1 格納容器内空気を放射線モニタ (S/C) *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				「⑩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。 「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。								
⑰ 使用済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) **	1	-4.300mm~+7.200mm ^{①12} (EL.35.077mm~46.577mm)	±6.818mm (EL.46.195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	-							
	使用済燃料プール温度 (SA) **	1**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。	1							
	使用済燃料プール温度 (SA) **	1**2	0~120°C	-**	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	-							
	使用済燃料プールエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) **	1	10 ⁻² Sv/h~10 ⁴ Sv/h 10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	-**	重大事故等により変動する可能性のある放射線量率の範囲 (1.0×10 ⁻² mSv/h~2.4×10 ⁴ mSv/h) にわたり監視可能。	-							
使用済燃料プール監視カメラ**	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、* 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ * 3 平均出力領域計装A~Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。 * 4 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。 * 5 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器レベルより1.340cm)、* 6 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器レベルより920cm) * 7 ベデスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL.11,806mm) からの高さ。 * 8 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 * 9 基準点は通常運転水位EL.3,030mm (サブプレッション・チェンバ底面より7,030mm) * 10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器空気を放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約90Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 * 11 検出点2箇所、* 12 検出点8箇所 * 13 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より4,688mm)													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

(つづき)

* 5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器等レベルより1221cm)、* 6: 基準点は有効燃棒頂部(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蒸汽を含んでいるため、有効燃棒頂部を下回ることはない、* 8: 重大事故時のため、設計基準時使用する設備のため、設計基準時値なし、* 9: I.M.S.L.=最高平均海面
 * 10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内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は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 * 11: 検出点は14箇所、* 12: 検出点は8箇所

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
⑤ 原子炉建屋内 の放射線濃度	原子炉建屋放射線濃度	2	0~10vol%	-**	重大事故等時において、原子炉建屋内の放射線濃度の可能性(放射線濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の放射線濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	-
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置*1	4	0~20vol%	-**	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	-
	格納容器内放射線濃度(SA)	2	0~25vol%	約4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の放射線濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.3vol%)を監視可能。	2
	格納容器内放射線濃度モニタ(D/W)*1 格納容器内放射線濃度モニタ(S/C)*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				「⑩原子炉格納容器内の放射線濃度」を監視するパラメータと同じ。 「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
⑦ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)*2	1	-4.300mm~+7.200mm ^{⑧12} (EL.35.077mm~46.577mm)	±6.818mm (EL.46.195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
	使用済燃料プール温度(SA)*2	1 ^{⑧11}	0~120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)*2	1	10 ⁻² Sv/h~10 ² Sv/h	-**	重大事故等時により変動する可能性がある放射線濃度の範囲(1.0×10 ⁻² mSv/h~2.4×10 ² mSv/h)にわたり監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ*2	1	10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	-**	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-

※1 重要代替監視パラメータ、※2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3 平均出力領域計表A~Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計表のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※4 設計基準時想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※5 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm)、※6 基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器等レベルより920cm)
 ※7 ベデスタル底面(コリウムシールド上表面:EL.11,806mm)からの高さ。
 ※8 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時値なし。
 ※9 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)
 ※10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気を放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11 検出点2箇所、※12 検出点8箇所
 ※13 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)

東海第二発電所

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
	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。	
原子炉圧力容器内の温度		①主要パラメータの他チヤンネル 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) 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チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
原子炉圧力容器内の圧力		①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/14)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
原子炉圧力容器内の圧力		①主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定する。 ②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ヤンネルを優先する。	
<p>※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。</p> <p>※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。</p>				
				<p>①東二は表のタイトルを各頁毎に記載。</p> <p>②東二は表毎に注釈を記載</p> <p>③対処設備、設備名称の相違及び代替パラメータ推定方法の相違を下線で示す。</p> <p>※上記①から③の内容は、次頁以降同様。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																						
<p>(つづき)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>主要パラメータ</th> <th>代替パラメータ*1</th> <th>代替パラメータ推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>①主要パラメータの他チャレンネル 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 (RRR A系代替注水流量) ③復水補給水系統流量 (RRR 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格納容器内圧力 (S/C)</td> <td>①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャレ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 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA)</td> <td>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 (RRR A系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RRR 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)</td> <td>①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャレンネル 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 (RRR A系代替注水流量) ③復水補給水系統流量 (RRR 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格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャレ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 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	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 (RRR A系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RRR 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) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	<p>第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/14)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>主要パラメータ</th> <th>代替パラメータ*1</th> <th>代替パラメータ推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>①主要パラメータの他チャレンネル 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 (可搬ライン狭帯域用) ③代替循環冷却系統原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系統流量 ③高圧炉心スプレイレイ系統流量 ③残留熱除去系統流量 ④原子炉圧力 ④サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャレンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、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 (可搬ライン狭帯域用)、代替循環冷却系統原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、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) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>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 (可搬ライン狭帯域用) ②代替循環冷却系統原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系統流量 ②高圧炉心スプレイレイ系統流量 ②残留熱除去系統流量 ②低圧炉心スプレイレイ系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、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 (可搬ライン狭帯域用)、代替循環冷却系統原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。</p>	分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャレンネル 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 (可搬ライン狭帯域用) ③代替循環冷却系統原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系統流量 ③高圧炉心スプレイレイ系統流量 ③残留熱除去系統流量 ④原子炉圧力 ④サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャレンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、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 (可搬ライン狭帯域用)、代替循環冷却系統原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、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) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系統流量 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 (可搬ライン狭帯域用) ②代替循環冷却系統原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系統流量 ②高圧炉心スプレイレイ系統流量 ②残留熱除去系統流量 ②低圧炉心スプレイレイ系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、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 (可搬ライン狭帯域用)、代替循環冷却系統原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	<p>備考</p>
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法																					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャレンネル 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 (RRR A系代替注水流量) ③復水補給水系統流量 (RRR 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格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャレ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 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。																					
	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 (RRR A系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RRR 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) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。																					
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法																					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャレンネル 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 (可搬ライン狭帯域用) ③代替循環冷却系統原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系統流量 ③高圧炉心スプレイレイ系統流量 ③残留熱除去系統流量 ④原子炉圧力 ④サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、他チャレンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、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 (可搬ライン狭帯域用)、代替循環冷却系統原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、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) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。																					
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系統流量 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 (可搬ライン狭帯域用) ②代替循環冷却系統原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系統流量 ②高圧炉心スプレイレイ系統流量 ②残留熱除去系統流量 ②低圧炉心スプレイレイ系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (常設ライン用)、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 (可搬ライン狭帯域用)、代替循環冷却系統原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量、残留熱除去系統流量、高圧炉心スプレイレイ系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。																					

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																												
<p>(つづき)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="246 310 296 1822">分類</th> <th data-bbox="296 310 543 1822">主要パラメータ</th> <th data-bbox="543 310 854 1822">代替パラメータ*</th> <th data-bbox="854 310 1035 1822">代替パラメータ推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="246 1770 296 1822">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="296 1516 543 1822"> 高圧代替注水系統流量 復水補給水系統流量 (RHR A系) 代替注水流量 * 復水補給水系統流量 (RHR B系) 代替注水流量 *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照 </td> <td data-bbox="543 1318 854 1822"> ①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ①高圧炉心注水系統流量 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) ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) </td> <td data-bbox="854 310 1035 1822"> 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。 ①復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量)、復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量 (RHR B系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) を優先する。 *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="246 1738 296 1770">原子炉格納容器への注水量</td> <td data-bbox="296 1516 543 1738"> 復水補給水系統流量 (RHR 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「最終ヒートシンクの確保」を参照 </td> <td data-bbox="543 1108 854 1738"> ①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位 </td> <td data-bbox="854 310 1035 1738"> ①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 </td> </tr> </tbody> </table>	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 復水補給水系統流量 (RHR A系) 代替注水流量 * 復水補給水系統流量 (RHR B系) 代替注水流量 *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ①高圧炉心注水系統流量 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) ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	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。 ①復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量)、復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量 (RHR B系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) を優先する。 *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RHR 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「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。	<p>第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/14)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1412 1738 1463 1822">分類</th> <th data-bbox="1463 1738 1581 1822">主要パラメータ</th> <th data-bbox="1463 1108 1581 1738">代替パラメータ*</th> <th data-bbox="1463 310 1581 1738">代替パラメータ推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1412 1770 1463 1822">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="1463 1423 1581 1738"> 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 (常設ライン狭帯域用) 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 (可搬ライン狭帯域用) </td> <td data-bbox="1463 1108 1581 1423"> ①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) </td> <td data-bbox="1581 310 1780 1738"> ①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの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。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 (常設ライン狭帯域用)、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 (可搬ライン狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注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、代替注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代替注水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1686 1463 1738">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="1463 1476 1581 1738"> 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 </td> <td data-bbox="1463 1108 1581 1476"> ①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) </td> <td data-bbox="1581 310 1780 1476"> 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量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。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原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの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。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。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1412 1423 1463 1476">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="1463 1266 1581 1476"> 高圧炉心スプレレイ系系統流量 </td> <td data-bbox="1463 1108 1581 1266"> ①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) </td> <td data-bbox="1581 310 1780 1266"> ①高圧炉心スプレ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・プールの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レイ系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。 </td> </tr> </tbody> </table>	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 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 (常設ライン狭帯域用) 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 (可搬ライン狭帯域用)	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの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。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 (常設ライン狭帯域用)、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 (可搬ライン狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注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、代替注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代替注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	代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	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量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。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原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの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。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。	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレレイ系系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧炉心スプレ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・プールの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レイ系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。	<p>※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。</p>
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 復水補給水系統流量 (RHR A系) 代替注水流量 * 復水補給水系統流量 (RHR B系) 代替注水流量 *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ①高圧炉心注水系統流量 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) ①サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	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。 ①復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量)、復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量 (RHR B系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) を優先する。 *代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照																											
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RHR 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「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。																											
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 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 (常設ライン狭帯域用) 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 (可搬ライン狭帯域用)	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの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。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 (常設ライン狭帯域用)、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 (可搬ライン狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注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、代替注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代替注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	代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	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量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。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原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの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。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。																											
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレレイ系系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①高圧炉心スプレ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・プールの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レイ系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。																											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系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。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③復水補給水系統流量 (RRR A系) ④代替注水流量 * ⑤復水貯蔵槽水位 (広帯域) ⑤原子炉水位 (燃料域) ⑤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 (RRR A系) を優先する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③復水補給水系統流量 (RRR A系) を優先する。 ④代替注水流量 (RRR A系) を優先する。 ⑤復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (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。 ⑥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 (RRR A系) を優先する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RRR B系) 代替注水流量 * 復水貯蔵槽水位 (燃料域) 復水貯蔵槽水位 (SA) *代替格納容器冷却系統運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①原子炉格納容器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格納容器冷却系統流量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ⑤サブプレッション・チェンバ・プール水位 ⑥原子炉水位 (広帯域) ⑥原子炉水位 (燃料域) ⑥原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系統流量	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	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) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。 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。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。 ③注水先の格納容器下部水位の水位変化により残留熱除去系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RRR B系) 代替注水流量 * 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位 *代替格納容器冷却系統運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①復水補給水系統流量 (RRR B系) を優先する。 ②格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より注水量を推定する。 ③注水先の格納容器下部水位の水位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。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 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。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位 *代替格納容器冷却系統運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧炉心サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心サブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	①代替注水貯蔵槽水位 ①西側淡水貯蔵槽水位 ②サブプレッション・プール水位	①代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯蔵槽水位又は西側淡水貯蔵槽水位により注水量を推定する。なお、代替注水貯蔵槽又は西側淡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注水先のサブプレッション・プール水位の水位変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯蔵槽水位又は西側淡水貯蔵槽水位により注水量を推定する。なお、代替注水貯蔵槽又は西側淡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注水先のサブプレッション・プール水位の水位変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	①代替注水貯蔵槽水位 ①西側淡水貯蔵槽水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯蔵槽水位又は西側淡水貯蔵槽水位により注水量を推定する。なお、代替注水貯蔵槽又は西側淡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注水先の格納容器下部水位の水位変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水流量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい代替注水貯蔵槽水位又は西側淡水貯蔵槽水位を優先する。	①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯蔵槽水位又は西側淡水貯蔵槽水位により注水量を推定する。なお、代替注水貯蔵槽又は西側淡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注水先の格納容器下部水位の水位変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水流量を推定する。なお、環境悪化の影響が小さい代替注水貯蔵槽水位又は西側淡水貯蔵槽水位を優先する。
※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2 「」は有効監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所			備考
(つづき) 分類 サプレッション・チェンバ・プー ル水位 原子炉格納容器内の水位	主要パラメータ サプレッション・チェンバ・プー ル水位	代替パラメータ*1 ①復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ④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]*2	代替パラメータ推定方法 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) の注水率により、サブプレッション・チェンバ・プー ル水位を推定す 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 ③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 量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ④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。 ⑤格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プ ール水位を推定する。 ⑥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 推定は、注水先に近い復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) を優先する。 ①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水流量 (格納容器下部注水 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。 ④格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プ ール水位を推定する。 ⑤監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プー ル水位 (常用計器) により、水位を推定す 推定は、注水先に近い復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) を優先する。 ①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水流量 (格納容器内水素濃度) により推定す る。 ③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 (SA) により推定す る。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①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 (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。			
	原子炉格納容器内の水 素濃度	主要パラメータ (SA) 格納容器内水素濃度	代替パラメータ*1 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)	代替パラメータ推定方法 ①サブプレッション・プー ル水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水 流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧 代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ラ イン狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替 注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水 量の注水量により、サブプレッション・プー ル水位を推定する。 ②水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮し た上で注水量を推定する。 <ベント判断基準> サプレッション・プー ル水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水量及び水 源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合を想定 しており、サブプレッション・プー ル水位の計測目的から考えると保守的な詳細となり固 題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プー ル通 常水位+6.5m (ベントライン下端から-1.6m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系 原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン 用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン 用) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。 ①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水 量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水 位を推定する。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注 水量を推定する。 ④デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、格納容器下部雰囲気温度 (常用代替 監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。		
原子炉格納容器内の水 位	主要パラメータ サプレッション・プー ル水位	代替パラメータ*1 ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ラ イン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ラ イン狭帯域用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ラ イン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ラ イン狭帯域用) ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替注水貯槽水位 ②西側淡水貯水設備水位 ③ドライウェル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	代替パラメータ推定方法 ①サブプレッショ ン・プー ル水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水 流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧 代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ラ イン狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替 注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水 量の注水量により、サブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。 ②水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮し た上で注水量を推定する。 <ベント判断基準> サプレッション・プー ル水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水量及び水 源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合を想定 しており、サブプレッション・プー ル水位の計測目的から考えると保守的な詳細となり固 題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プー ル通 常水位+6.5m (ベントライン下端から-1.6m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサブプレッショ ン・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系 原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン 用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン 用) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。 ①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水 量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水 位を推定する。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注 水量を推定する。 ④デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、格納容器下部雰囲気温度 (常用代替 監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。			
	格納容器下部水位	代替パラメータ*1 ①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替注水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位 ④【格納容器下部雰囲気温度】*2	代替パラメータ推定方法 ①サブプレッショ ン・プー ル水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水 流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧 代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ラ イン狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替 注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水 量の注水量により、サブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。 ②水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮し た上で注水量を推定する。 <ベント判断基準> サプレッション・プー ル水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水量及び水 源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合を想定 しており、サブプレッション・プー ル水位の計測目的から考えると保守的な詳細となり固 題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プー ル通 常水位+6.5m (ベントライン下端から-1.6m) の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ドライウェル圧力とサブプレッショ ン・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッショ ン・プー ル水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系 原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン 用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 及び低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン 用) 並びに低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。 ①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水 量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水 位を推定する。なお、代替注水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注 水量を推定する。 ④デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m) に、格納容器下部雰囲気温度 (常用代替 監視パラメータ) により、デブリが冠水されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。			

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/14)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・チェンバ・プール水位	①復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (SA) ③格納容器内圧力 (D/W) ④サブレーション・チェンバ・プール水位**2	①サブレーション・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、サブレーション・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、サブレーション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③上記①、②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブレーション・チェンバへ移行する場合を想定しており、サブレーション・チェンバ・プール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可判断 (ペントライン高さ-1m : 0.1m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。 ④格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブレーション・チェンバ・プール水位を推定する。 ⑤監視可能であればサブレーション・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、注水量に近い復水補給水流量 (RR B系代替注水流量) を優先する。 ⑥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。 ⑦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。 ⑧水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ⑨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。 ⑩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。 ⑪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。 ⑫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。	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度 (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	格納容器内放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ (S/C)	①格納容器内放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
未臨界の維持又は監視	起動領域計装 平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系]**2	①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系]**2	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	[制御棒操作監視系]**2	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。	
※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (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。				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線モニタ (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ② [格納容器内水素濃度]**2	①格納容器内放射線モニタ (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内放射線モニタ (常用代替監視パラメータ) により、放射線量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ (S/C)	①格納容器内放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ (D/W)	①格納容器内放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系]**2	①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系]**2	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	[制御棒操作監視系]**2	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器内放射線レベル	格納容器内空囲気放射線レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]**	①格納容器内空囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量を推定する。	
	格納容器内空囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]**	①格納容器内空囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量を推定する。	
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]**	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]**	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]**	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。	
			推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。	
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レベル	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。	
	格納容器内空囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器内空囲気放射線モニタ (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格納容器内空囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。	
未臨界の維持又は監視	格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内空囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内空囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。	
	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系]**	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起動領域計装 ③[制御棒操作監視系]**	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	
	[制御棒操作監視系]**	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。	
			推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所	備考	
(つづき) 分類	主要パラメータ サプレッション・チェンバ・プールの水温度 復水補給水流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水温度 (代替循環冷却) 復水補給水流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水温度 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 復水補給水流量 (RHR B系代替注水流量) 復水補給水温度 (格納容器下部注水流量) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (S/C) サプレッション・チェンバ・プールの水温度 サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プールの水温度	代替パラメータ*1 ①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ①サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②原子炉圧力容器温度 ①復水補給水流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度	代替パラメータ推定方法 ①サプレッション・チェンバ・プールの水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ・プールの水温度を優先する。 ③サプレッション・チェンバ・プールの水温度を優先する。 ①復水補給水流量 (RHR A系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水流量 (RHR A系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、復水補給水流量 (RHR B系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ・プールの水温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・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。 ③復水補給水流量 (RHR A系代替注水流量)、復水補給水流量 (格納容器下部注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位を優先する。 ④復水補給水流量 (RHR B系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水流量 (RHR B系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 ⑤復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 ⑥復水補給水流量 (RHR B系代替注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サプレッション・チェンバ・プールの水位を優先する。		
	代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	代替パラメータ*1 ①サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ①残留熱除去系熱交換器出口温度 ①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ②サプレッション・プールの水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ①フィルタ装置水位 ①ドラウエル圧力 ①サプレッション・チェンバ・プールの水温度 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ①フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ) フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ) フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ) フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ) フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ)	代替パラメータ推定方法 ①サプレッション・チェンバ・プールの水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ・プールの水温度を優先する。 ③サプレッション・チェンバ・プールの水温度を優先する。 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、ポンプ容量と代替循環冷却系格納容器スプレイ流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サプレッション・プールの水温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・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。 ④フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ①ドラウエル圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ・プールの水温度により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②フィルタ装置スクラビング水温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。 ④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。 ①フィルタ装置入口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口放射線モニタ (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。 ③フィルタ装置入口放射線モニタ (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。 ④フィルタ装置入口放射線モニタ (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。		

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所	備考
(つづき) 分類 格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	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	
	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他、他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/W)	①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塔差圧	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塔差圧の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ビング水回	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラビング水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推定する。	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器エ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。	
	代替循環冷却系			代替パラメータ*1 ①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ歪囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替循環冷却系注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②ドラウウェル雰囲気気温度 ②サブプレッション・チェンバ歪囲気温度 推定は、代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。 ①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	最終ヒートシンクの確保			代替パラメータ*1 ①ドラウウェル圧力 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ビング水温度 ①フィルタ装置圧力 ①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。 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。 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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/14)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所			備考	
(つづき) 分類 格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンクの確保	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				
	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。 ①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ①フィルタ装置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。				
	フィルタ装置入口圧力	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。 ②フィルタ装置水位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。				
	フィルタ装置水位濃度	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。				
	フィルタ装置スクラパ水 pH	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。 ②耐圧強化ベント系放射線モニタのスクラパ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。 ②耐圧強化ベント系放射線モニタのスクラパ水の希釈状況により推定する。				
	耐圧強化ベント系	①格納容器内水素濃度 (SA) ①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①格納容器内水素濃度 (SA) ①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①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耐圧強化ベント系放射線モニタのスクラパ水の希釈状況により推定する。			
	残留熱除去系	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 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残留熱除去系系統流量	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 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残留熱除去系系統流量	①原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ③残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ④残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、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	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	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プール水温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 ①残留熱除去系熱交換器出口温度 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残留熱除去系系統流量	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プール水温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 ①残留熱除去系熱交換器出口温度 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残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ②残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ③緊急用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。 ④残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。 ⑤残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。				

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/14)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所	備考
(つづき)	分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 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	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直接計測する原子炉圧力を優先する。
原子炉格納容器内の状態	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	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。 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状態	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]**	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は, 格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により, 圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置, 連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
原子炉建屋内の状態	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]**	①高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系統ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。
	原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エリア放射線モニタ]**	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。
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	
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	原子炉圧力	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 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。	
原子炉格納容器内の状態	原子炉格納容器内の状態	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所			備考
(つづき)						
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法			
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。			
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。			
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	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優先する。			
格納容器ベースの監視	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	①ドライウエル雰囲気温度の1チャン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) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。			
	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)] **	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は, 格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により, 圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置, 連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。			
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エア放射線モニタ]**	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ベースの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ベースの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。			
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エア放射線モニタ]**	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ベースの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ベースの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。			
第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/14)						
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状態	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャン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。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。			
	ドライウエル圧力	①サブプレッシャ・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] **	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により, 圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置, ベント管を介して均圧されるサブプレッシャ・チェンバ圧力を優先する。			
格納容器ベースの監視	高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ]**	①高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ベースの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ベースの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。			
	原子炉建屋内の状態	原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ]**	①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力, 原子炉圧力, 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, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ベースの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ベースの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。			
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ]**	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ベースの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ベースの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。			
	低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エア放射線モニタ]**	①低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器ベースの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器ベースの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) を優先する。			
<p>※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。 ※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき) 分類	主要パラメータ 復水貯蔵槽水位 (SA)	代替パラメータ*1 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統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	代替パラメータ推定方法 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復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 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。 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。	
	水源の確保 サプレッション・チェンバ・プールの水位	①サプレッション・チェンバ・プールの水位の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (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、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・チェンバ・プールの水位から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールの水位を水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プールの水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サプレッション・チェンバ・プールの水位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格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉建屋内酸素濃度の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、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なら値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、酸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。	
分類 水源の確保	主要パラメータ サプレッション・プール水位	代替パラメータ*1 ①高圧代替注水系統流量 ①代替格納冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイス系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ②常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力 ②代替格納冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	代替パラメータ推定方法 ①サプレッション・プールの水位の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・プールの水位から原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系統、代替格納冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・プールの水位を水源とする常設高圧代替注水系統ポンプ、代替格納冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力からポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サプレッション・プールの水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECC系の配管破断などによりサプレッション・プールの水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常 (圧力低下、ハンチングなど) が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サプレッション・プールの水位を水源とするポンプの注水量を優先する。	
	代替淡水貯蔵槽水位	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 (常設ライン狭帯域用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイス流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイス流量 (可搬ライン用) 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原子炉水位 (SA燃料域) ②サプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯蔵槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯蔵槽を水源とする常設低圧代替注水系統ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの注水量から、代替淡水貯蔵槽水位を推定する。なお、代替淡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及びサプレッション・プールの水位変化により代替淡水貯蔵槽水位を推定する。なお、代替淡水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③代替淡水貯蔵槽を水源とする常設低圧代替注水系統ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水系統ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。	

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

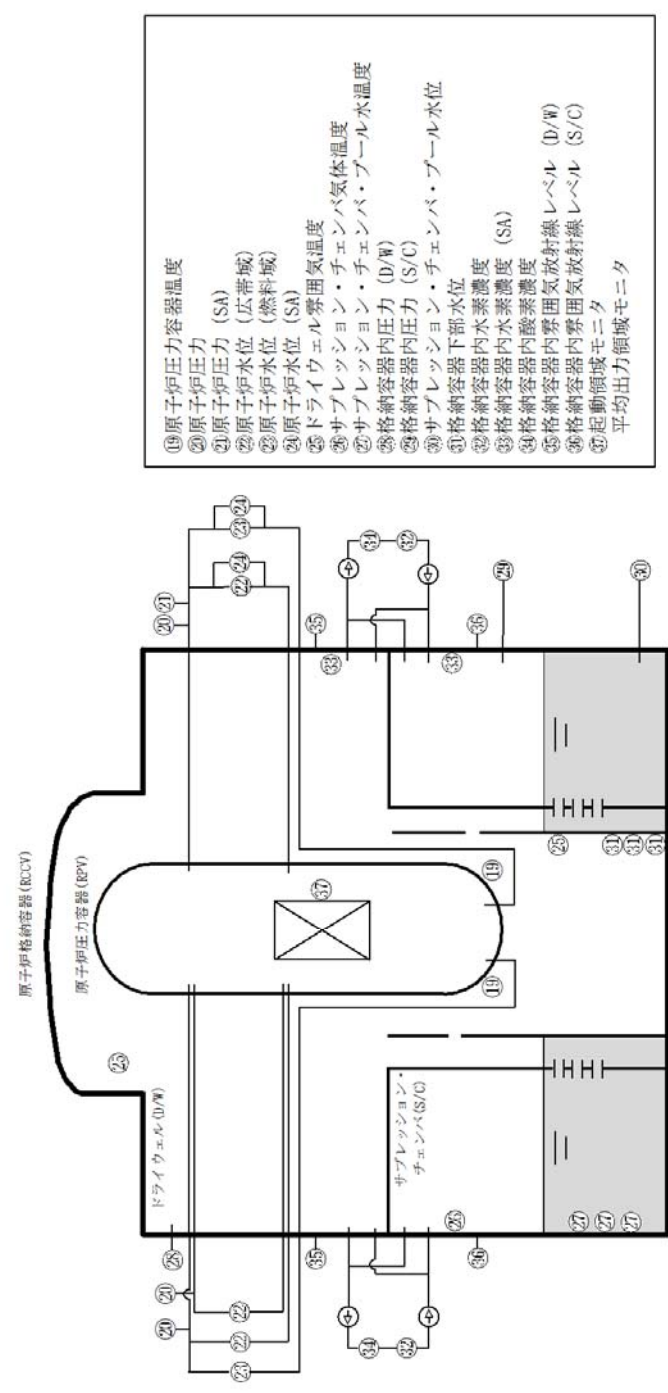
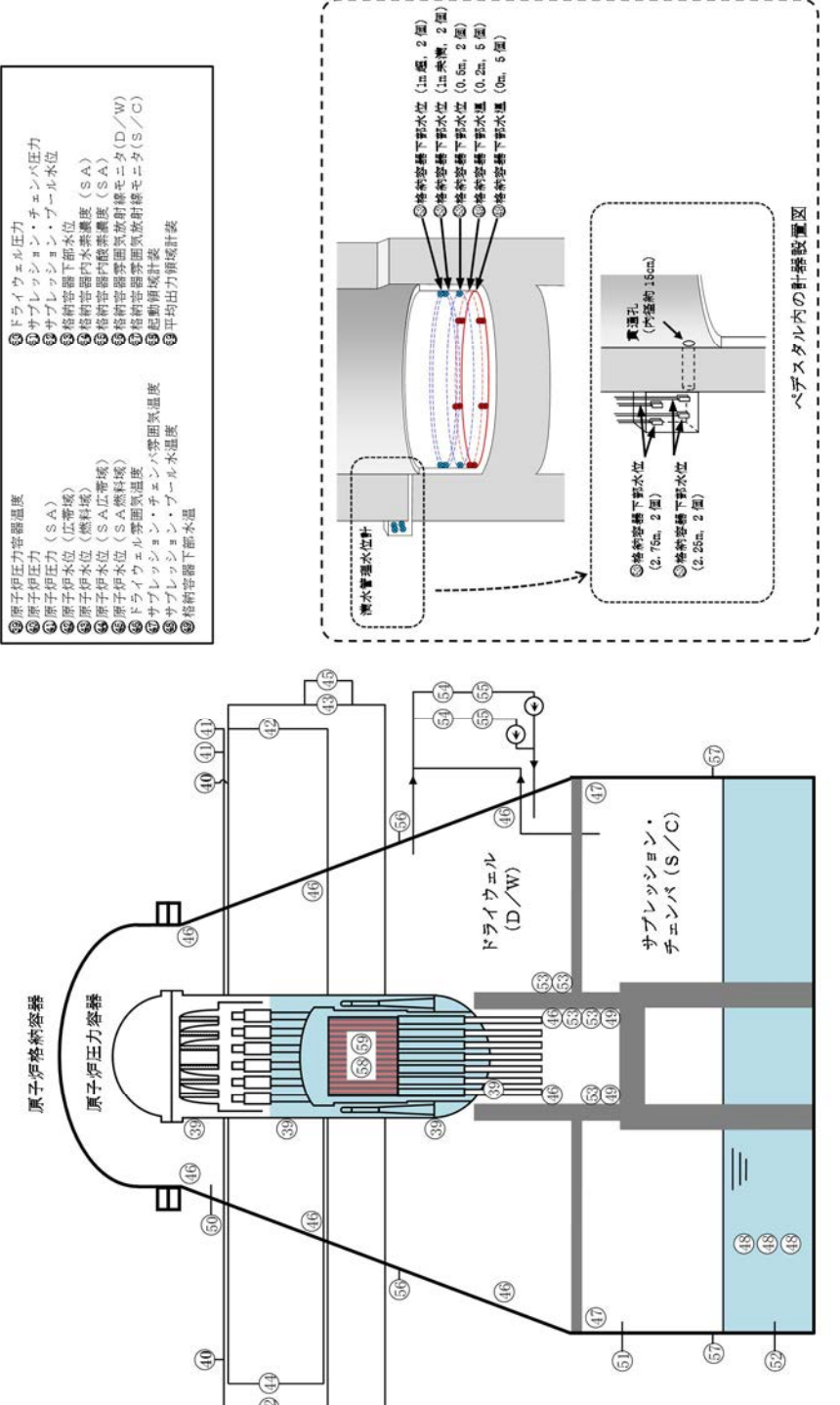
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき) 分類	主要パラメータ 復水貯蔵槽水位 (SA)	代替パラメータ*1 ①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③【復水貯蔵槽水位】*2	代替パラメータ推定方法 ①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源と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復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 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。 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。	
	水源の確保 サプレッション・チェンバ・プールの水位	①復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ①残留熱除去系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③【サプレッション・チェンバ・プール水位】*2	①サプレッション・チェンバ・プールの監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・チェンバ・プールの原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールの水位を水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サプレッション・チェンバ・プールの水を水源とするポンプの注水量を優先する。	
	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合器_動作監視装置 ①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①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格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) によって心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なら値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内の空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。	
西側淡水貯水設備水位	代替パラメータ*1 ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サプレッション・プール水位	代替パラメータ推定方法 ①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。		
原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合器監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。		
原子炉格納容器内の酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素濃度モニタ (D/W) ②格納容器内酸素濃度モニタ (S/C) ②ドライウエル圧力 ②サプレッション・チェンバ圧力 ③【格納容器内酸素濃度】*2	①格納容器内酸素濃度 (SA) の1チャ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 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) によって心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なら値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度 (SA) を推定する。 ③ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ④監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。		

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉		東海第二発電所		備考
(つづき)				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・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) 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。 ③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。	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、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 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働状態を把握することが可能な計器) を示す。				
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、使用済燃料貯蔵プールの温度を推定する。また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。	
	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、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) 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)	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、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 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の稼働状態を把握することが可能な計器) を示す。				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																						
<p>第6.4-4表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="356 533 1056 1547"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="28">電源</td><td>M/C C 電圧</td></tr> <tr><td>M/C D 電圧</td></tr> <tr><td>M/C E 電圧</td></tr> <tr><td>P/C C-1 電圧</td></tr> <tr><td>P/C D-1 電圧</td></tr> <tr><td>P/C E-1 電圧</td></tr> <tr><td>P/C C-1 電圧 (他号炉)</td></tr> <tr><td>P/C D-1 電圧 (他号炉)</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 A 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 B 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 C 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電圧</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機周波数</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電力</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)</td></tr> <tr><td>非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)</td></tr> <tr><td>第一 GTG 発電機電圧</td></tr> <tr><td>第一 GTG 発電機周波数</td></tr> <tr><td>電源車電圧</td></tr> <tr><td>電源車周波数</td></tr> <tr><td rowspan="6">その他</td><td>高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力</td></tr> <tr><td>高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ出口圧力</td></tr> <tr><td>ドレンタンク水位</td></tr> <tr><td>遠隔空気駆動弁操作ポンペ出口圧力</td></tr> <tr><td>RCW サージタンク水位</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度</td></tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源	M/C C 電圧	M/C D 電圧	M/C E 電圧	P/C C-1 電圧	P/C D-1 電圧	P/C E-1 電圧	P/C C-1 電圧 (他号炉)	P/C D-1 電圧 (他号炉)	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流 125V 主母線盤 B 電圧	直流 125V 主母線盤 C 電圧	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	非常用 D/G 発電機電圧	非常用 D/G 発電機周波数	非常用 D/G 発電機電力	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)	非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)	第一 GTG 発電機電圧	第一 GTG 発電機周波数	電源車電圧	電源車周波数	その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ出口圧力	ドレンタンク水位	遠隔空気駆動弁操作ポンペ出口圧力	RCW サージタンク水位	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	<p>第6.4-4表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1540 516 2267 1425"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="16">電源</td><td>M/C 2C 電圧</td></tr> <tr><td>M/C 2D 電圧</td></tr> <tr><td>M/C HPCS 電圧</td></tr> <tr><td>P/C 2C 電圧</td></tr> <tr><td>P/C 2D 電圧</td></tr> <tr><td>緊急用M/C 電圧</td></tr> <tr><td>緊急用P/C 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 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 rowspan="4">その他</td><td>非常用窒素供給系供給圧力</td></tr> <tr><td>非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力</td></tr> <tr><td>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</td></tr> <tr><td>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ圧力</td></tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源	M/C 2C 電圧	M/C 2D 電圧	M/C HPCS 電圧	P/C 2C 電圧	P/C 2D 電圧	緊急用M/C 電圧	緊急用P/C 電圧	直流 125V 主母線盤 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	その他	非常用窒素供給系供給圧力	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ圧力	<p>設備の相違</p> <p>補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータを対象に S A 設備に設定。</p> <p>東二は電源関係と 46 条の非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の圧力計を設定</p>
分類	補助パラメータ																																																							
電源	M/C C 電圧																																																							
	M/C D 電圧																																																							
	M/C E 電圧																																																							
	P/C C-1 電圧																																																							
	P/C D-1 電圧																																																							
	P/C E-1 電圧																																																							
	P/C C-1 電圧 (他号炉)																																																							
	P/C D-1 電圧 (他号炉)																																																							
	直流 125V 主母線盤 A 電圧																																																							
	直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																							
	直流 125V 主母線盤 C 電圧																																																							
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧																																																							
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																																							
	非常用 D/G 発電機電圧																																																							
	非常用 D/G 発電機周波数																																																							
	非常用 D/G 発電機電力																																																							
	非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉)																																																							
	非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉)																																																							
	非常用 D/G 発電機電力 (他号炉)																																																							
	第一 GTG 発電機電圧																																																							
	第一 GTG 発電機周波数																																																							
	電源車電圧																																																							
	電源車周波数																																																							
	その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力																																																						
		高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンペ出口圧力																																																						
		ドレンタンク水位																																																						
		遠隔空気駆動弁操作ポンペ出口圧力																																																						
		RCW サージタンク水位																																																						
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度																																																								
分類	補助パラメータ																																																							
電源	M/C 2C 電圧																																																							
	M/C 2D 電圧																																																							
	M/C HPCS 電圧																																																							
	P/C 2C 電圧																																																							
	P/C 2D 電圧																																																							
	緊急用M/C 電圧																																																							
	緊急用P/C 電圧																																																							
	直流 125V 主母線盤 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																																																							
	その他	非常用窒素供給系供給圧力																																																						
		非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ圧力																																																						
		非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力																																																						
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ圧力																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	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計装設備概要図 (その1)</p>	<p>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)</p>	<p>設備の相違 (以降の系統概要図同様)</p> <p>図のタイトルの相違 東二は章タイトル (設備名) に 加え、括弧書きで設計方針のタ イトルを記載 (以降の系統概要 図同様)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>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ドライウエル雰囲気温度 ⑦サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ⑧格納容器内圧力 (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 ⑬格納容器内水素濃度 (SA) ⑭格納容器内放射線レベル (D/W) ⑮格納容器内放射線レベル (S/C) ⑯起動領域モニタ ⑰平均出力領域モニタ</p>	 <p>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ドライウエル雰囲気温度 ⑦サブプレッション・チェンバ水温度 ⑧格納容器内圧力 (D/W) ⑨格納容器内圧力 (S/C) ⑩サブプレッション・チェンバ水位 ⑪格納容器下部水位 ⑫格納容器内水素濃度 ⑬格納容器内放射線レベル (D/W) ⑭格納容器内放射線レベル (S/C) ⑮起動領域計表 ⑯平均出力領域計表</p> <p>⑰ドライウエル圧力 ⑱サブプレッション・チェンバ圧力 ⑲サブプレッション・プール水位 ⑳格納容器下部水位 ㉑格納容器内水素濃度 (SA) ㉒格納容器内放射線レベル (D/W) ㉓格納容器内放射線レベル (S/C) ㉔格納容器下部水位 (0.5m, 2層) ㉕格納容器下部水位 (0.5m, 2層) ㉖格納容器下部水位 (0.5m, 5層) ㉗格納容器下部水位 (0.5m, 5層)</p> <p>⑳格納容器下部水位計 ㉙格納容器下部水位 (1.1m, 2層) ㉚格納容器下部水位 (1.1m, 2層) ㉛格納容器下部水位 (0.5m, 2層) ㉜格納容器下部水位 (0.5m, 5層) ㉝格納容器下部水位 (0.5m, 5層)</p> <p>⑳ベデスタル内の計器設置図 ㉙貫通孔 (内径約16cm) ㉚格納容器下部水位 (2.75m, 2層) ㉛格納容器下部水位 (2.25m, 2層)</p>	<p>備考</p>

第6.4-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p style="text-align: center;">第 6.4-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6号炉)</p>	<p style="text-align: center;">第 6.4-3 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (3) (計器電源喪失時に使用する設備)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p style="text-align: center;">第 6.4-2 図(2) 計装設備単線結線図 (7号炉)</p>	<p style="text-align: center;">第 6.4-4 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (4) (計器電源喪失時に使用する設備)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
<p>柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉</p> <p>安全パラメータ表示システムによる記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)</p> <p>※：7号炉と同様</p>	<p>東海第二発電所</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、⑥～⑧により構成する。</p> <p>⑥ データ表示装置 ⑦ データ伝送装置*1 ⑧ 緊急時対策支援システム伝送装置*1</p> <p>⑨ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>⑩ データ表示装置 ⑪ データ伝送装置 ⑫ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>⑬ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>⑭ データ表示装置 ⑮ データ伝送装置 ⑯ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>⑰ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>⑱ データ表示装置 ⑲ データ伝送装置 ⑳ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>⑳ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㉑ データ表示装置 ㉒ データ伝送装置 ㉓ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㉔ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㉕ データ表示装置 ㉖ データ伝送装置 ㉗ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㉘ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㉙ データ表示装置 ㉚ データ伝送装置 ㉛ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㉜ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㉝ データ表示装置 ㉞ データ伝送装置 ㉟ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㊱ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㊲ データ表示装置 ㊳ データ伝送装置 ㊴ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㊵ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㊶ データ表示装置 ㊷ データ伝送装置 ㊸ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㊹ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㊺ データ表示装置 ㊻ データ伝送装置 ㊼ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>㊽ SPDSデータ表示装置*1</p> <p>㊾ データ表示装置 ㊿ データ伝送装置 ㊿ 緊急時対策支援システム伝送装置</p> <p>【凡例】 — : 有線系 - - - : 無線又は衛星系 - - - : 通常伝送ライン - - - : バックアップ伝送ライン</p> <p>※1 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、⑥～⑧により構成する。</p>	<p>備考</p>

第6.4-6図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (6) (パラメータ記録時に使用する設備)