

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

まとめ資料比較表 [54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉の燃料プール代替注水では常設ポンプを使用しない。可搬型注水ポンプについても大量送水車1種類である。また、注水とスプレイで同様の設備構成としている		
②	島根2号炉では常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイには、系統構成も含め電源を必要としない		
③	島根2号炉の可搬型スプレイノズルを使用する燃料プールのスプレイ系の流路に配管はない		
④	島根2号炉の燃料プールのスプレイでは常設ポンプを使用しない。可搬型注水ポンプについても大量送水車1種類である。また、注水とスプレイで同様の設備構成としている		
⑤	検出方式及び検出対象の相違（島根2号炉はガイドパルス式（検出対象：水位），柏崎6/7は熱電対（検出対象：水位及び温度））		
⑥	検出方式及び検出対象の相違（島根2号炉において燃料プール水位（SA）はガイドパルス式（検出対象：水位），燃料プール水位・温度（SA）は熱電対（検出対象：水位及び温度），東海第二においては使用済燃料プール水位・温度（SA広域）はガイドパルス式及び測温抵抗体（検出対象：水位及び温度），使用済燃料プール温度（SA）は熱電対（検出対象：温度））		
⑦	設備構成の相違による供給電源の相違		
⑧	東海第二は使用済燃料プールを冷却する系統として、既設の燃料プール冷却浄化系と異なる代替燃料プール冷却系を有している。島根2号炉では既設の燃料プール冷却系と最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備である原子炉補機代替冷却を組合せて、重大事故対処設備として使用する		
⑨	島根2号炉は柏崎6/7と同様に電路となる代替所内電気設備を主要な設備として個別に記載していない		
⑩	島根2号炉の燃料プール冷却系をSAとして使用する場合、可搬型代替交流電源設備を使用しない		
⑪	柏崎6/7の燃料プール代替注水系は2種類の可搬型ポンプを複数台組み合わせる構成されるが、島根2号炉の燃料プールのスプレイ系は、可搬型ポンプ1台で構成する設計としている		
⑫	東海第二の代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ使用）は可搬型ポンプを複数台組み合わせる構成されるが、島根2号炉の燃料プールのスプレイ系は、可搬型ポンプ1台で構成する設計としている		
⑬	設備設計の相違による設備仕様の相違		
⑭	島根2号炉では圧損や敷設時間を考慮し口径の異なるホースを組み合わせている		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽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設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽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設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備(注水ライン及びポンプ車等)を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備(スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等)を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるもの</p>		<p>3. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b>  (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽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設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽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設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備(注水ライン及びポンプ車等)を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽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設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備(スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等)を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるもの</p>	<p>・記載方針の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>のであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、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設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係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であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>		<p>であること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、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設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係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であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	
<p>3.11.1 適合方針</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の燃料体等を冷却し、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3.11-1図から第3.11-5図、第3.11-7図及び第3.11-8図に示す。また、使用済燃料プールの監視等のための設備の系統概要図を第3.11-6図に示す。</p> <p>3.11.1.1 重大事故等対処設備</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</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</p>	<p>3.11.1 適合方針</p> <p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し、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>燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、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>燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第3.11-1図から第3.11-4図、第3.11-6図から第3.11-10図に示す。また、燃料プールの監視等のための設備の系統概要図を第3.11-5図に示す。</p> <p>3.11.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>燃料プールの冷却等のための設備のうち、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合においても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燃料プールの水位を維持するための設備、並びに燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合においても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、</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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><u>使用済燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>使用済燃料プールディフューザ配管</u>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。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。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>の冷却等のための設備のうち、<u>使用済燃料プール内燃料体等</u>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<u>原子炉建屋放水設備</u>を設ける。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>の冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、<u>使用済燃料プール</u>の状態を監視するための設備として、<u>使用済燃料プール</u>の監視設備を設ける。</p> <p>(1) <u>使用済燃料プール</u>の冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は<u>使用済燃料プール水</u>の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p>	<p>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><u>使用済燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>使用済燃料プール水戻り配管</u>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><u>使用済燃料プール</u>の冷却等のための設備のうち、<u>使用済燃料プール内燃料体等</u>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<u>原子炉建屋放水設備</u>を設ける。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>の冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、<u>使用済燃料プール</u>の状態を監視するための設備として、<u>使用済燃料プール</u>の監視設備を設ける。</p> <p>(1) <u>使用済燃料プール</u>の冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は<u>使用済燃料プール水</u>の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p>	<p><u>燃料プールスプレイ系</u>を設ける。</p> <p><u>燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>燃料プール戻り配管</u>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>燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフォンブレイク配管</u>を設ける。</p> <p><u>燃料プール</u>の冷却等のための設備のうち、<u>燃料プール内燃料体等</u>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<u>原子炉建物放水設備</u>を設ける。</p> <p><u>燃料プール</u>の冷却等のための設備のうち、重大事故等時において、<u>燃料プール</u>の状態を監視するための設備として、<u>燃料プール</u>の監視設備を設ける。</p> <p>(1) <u>燃料プール</u>の冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は<u>燃料プール水</u>の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7は、配管に穴を設けてサイフォンブレイクを行う構造であるが、島根2号炉は、逆止弁のボンネットにサイフォンブレイク配管を設置する構造としている</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉のサイフォンブレイク配管は、手動弁の隔離操作に期待することなく、自動的に放射線の遮蔽に必要な水位以下にならないようにサイフォン現象を停止することが可能な設計としている</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>a. 燃料プール代替注水</p>	<p>a. <u>代替燃料プール注水</u></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(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、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"> <li>・常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>・代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要となる水</li> </ul>	<p>a. <u>燃料プール代替注水</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉の燃料プール代替注水では常設ポンプを使用しない。可搬型注水ポンプについても大量送水車1種類である。また、注水とスプレイで同様の設備構成としている(以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>の供給設備)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・ <u>可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・ <u>代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・ <u>燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> </ul> <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により西側淡水貯水設備の水を、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、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</u></p>		<p>・ 設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>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。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></li> <li>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></li> <li>・<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></li> <li>・<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></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></li> <li>・<u>代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）</u></li> <li>・<u>燃料給油設備（10.2 代替電源設備）</u></li> </ul> <p><u>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。</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する。</u></p> <p><u>(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</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、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></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</u></p>		<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	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（<u>燃料プール冷却モード</u>）及び<u>燃料プール冷却浄化系</u>の有する燃料プールの冷却機能喪失又は<u>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、燃料プール代替注水系を使用する。</u></p>	<p><u>（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。</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（常設スプレイヘッド）は、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"> <li><u>・常設低圧代替注水系ポンプ</u></li> <li><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></li> <li><u>・常設スプレイヘッド</u></li> <li><u>・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></li> <li><u>・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）</u></li> <li><u>・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）</u></li> <li><u>・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）</u></li> </ul> <p><u>本系統の流路として、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）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（<u>使用済燃料プール水の冷却及び補給</u>）及び<u>燃料プール冷却浄化系</u>の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は<u>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>(a) <u>燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水</u></p> <p>残留熱除去系（<u>燃料プール冷却</u>）及び<u>燃料プール冷却系</u>の有する燃料プールの冷却機能喪失又は<u>残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、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、燃料プールスプレイ系を使用する。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料プール代替注水系は、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>、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、<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> 又は <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> により、代替淡水源の水を <u>燃料プール代替注水系配管等</u> を経由して常設スプレイヘッドから <u>使用済燃料プール</u> へ注水することで、<u>使用済燃料プール</u> 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>常設スプレイヘッドを使用した <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となる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、<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、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 <u>軽油タンク及びタンクローリ (4kL)</u> により補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>・常設スプレイヘッド</p>	<p><u>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、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、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、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> により、<u>代替淡水貯槽</u> の水を <u>代替燃料プール注水系配管等</u> を経由して常設スプレイヘッドから <u>使用済燃料プール</u> へ注水することで、<u>使用済燃料プール</u> の水位を維持できる設計とする。</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、<u>代替所内電気設備</u> を経由した <u>常設代替交流電源設備</u> 又は <u>可搬型代替交流電源設備</u> 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><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、<u>淡水源</u> 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 <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> により海を利用できる設計とする。また、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> 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、<u>燃料給油設備</u> である <u>可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ</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"> <li>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></li> </ul> <p>・<u>代替淡水貯槽 (9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備)</u></p> <p>・常設スプレイヘッド</p>	<p><u>燃料プールのスプレイ系</u> は、<u>大量送水車</u>、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、<u>大量送水車</u> により、<u>代替淡水源</u> の水を <u>燃料プールのスプレイ系配管等</u> を経由して常設スプレイヘッドから <u>燃料プール</u> へ注水することで、<u>燃料プール</u> 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のスプレイ系</u> は、<u>代替淡水源</u> 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 <u>大量送水車</u> 又は <u>大型送水ポンプ車</u> により海を利用できる設計とする。また、<u>大量送水車</u> 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、<u>燃料補給設備</u> である <u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u> 又は <u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u> 及び <u>タンクローリ</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"> <li>・<u>大量送水車</u></li> </ul> <p>・常設スプレイヘッド</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉では常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイには、系統構成も含め電源を必要としない (以下、②の相違)</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・燃料補給設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備) 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>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) 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</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、燃料プール代替注水系を使用する。</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)、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。</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>また、可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替</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>・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備) 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>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>(e) 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、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) を使用する。</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 (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>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</p>	<p>・燃料補給設備 (3.14 電源設備) 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>その他、設計基準対象施設である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) 燃料プールのスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系 (燃料プール冷却) 及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、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、燃料プールのスプレイ系を使用する。</p> <p>燃料プールのスプレイ系は、大量送水車、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、大量送水車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ノズルから燃料プールへ注水することで、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>また、可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールのス</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</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)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"> <li>・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)(6号及び7号炉共用)</li> <li>・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6号及び7号炉共用)</li> <li>・可搬型スプレイヘッド</li> <li>・燃料補給設備(6号及び7号炉共用)(3.14電源設備)</li> </ul> <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>(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>(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となる水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプにより海を利用できる設計とする。</p> <p>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"> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ</li> <li>・可搬型スプレイノズル</li> <li>・燃料給油設備(10.2代替電源設備)</li> </ul> <p>本システムの流路として、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>(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) 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</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、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</p>	<p>プレイ系は、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量送水車又は大型送水ポンプ車により海を利用できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、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ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク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"> <li>・大量送水車</li> <li>・可搬型スプレイノズル</li> <li>・燃料補給設備(3.14電源設備)</li> </ul> <p>本システムの流路として、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) 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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】 島根2号炉の可搬型スプレイノズルを使用する燃料プールのスプレイ系の流路に配管はない(以下、③の相違)</li> <li>・設備の相違【東海第二】 島根2号炉の燃料プールのスプレイでは常設ポンプを使用しない。可搬型注水ポンプについても大量送水車1種類である。また、注水とスプレイで同様の設備構成としている(以下、④の相違)</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	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><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、燃料プール代替注水系を使用する。</u></p>	<p><u>(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></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(常設スプレイヘッド) は、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、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></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・常設低圧代替注水系ポンプ</u></li> <li><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></li> <li><u>・常設スプレイヘッド</u></li> <li><u>・常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li><u>・可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li><u>・代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li><u>・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> </ul> <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する。</u></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><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、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>(a) <u>燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ</u></p> <p><u>燃料プールからの大量の水の漏えい等により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、燃料プールスプレイ系を使用する。</u></p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料プール代替注水系は、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>、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、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</u> 及び <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> 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<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、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</u> 及び <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> 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<u>軽油タンク及びタンクローリ (4kL)</u> により補給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>・常設スプレイヘッド</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、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、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、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> 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)</u> は、<u>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)</u> は、<u>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</u>により海を利用できる設計とする。また、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>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、<u>燃料給油設備</u>である<u>可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ</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"> <li>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></li> </ul> <p>・<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></p> <p>・常設スプレイヘッド</p> <p>・<u>常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></p> <p>・<u>代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</u></p>	<p><u>燃料プールのスプレイ系</u>は、<u>大量送水車</u>、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、<u>大量送水車</u>により、<u>代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等</u>を経由して常設スプレイヘッドから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>常設スプレイヘッドを使用した燃料プールのスプレイ系</u>は、<u>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量送水車又は大型送水ポンプ車</u>により海を利用できる設計とする。また、<u>大量送水車</u>は、<u>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、<u>燃料補給設備</u>である<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリ</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"> <li>・<u>大量送水車</u></li> </ul> <p>・常設スプレイヘッド</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・他号炉と共用しない ・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・燃料補給設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備) 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>(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</u>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>燃料プール代替注水系は、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)</u>、 <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>、<u>可搬型スプレイヘッド</u>、ホ ース・弁類、計測制御装置等で構成し、<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) 又は可搬型 代替注水ポンプ (A-2 級)</u>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><u>可搬型スプレイヘッド</u>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<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、<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、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<u>軽油タンク及びタンクローリ (4kL)</u>により補 給できる設計とする。</p>	<p>・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備) 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>(c) <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> <u>(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 (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</u> <u>(可搬型スプレイノズル)</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、 <u>可搬型スプレイノズル</u>、ホース・弁類、計測制御装置等で 構成し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>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> <u>(可搬型スプレイノズル)</u>は、<u>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 可搬型代替注水中型ポンプ</u>により海を利用できる設計とす る。また、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>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、<u>燃料 給油設備</u>である<u>可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ</u> により補給できる設計とする。</p>	<p>・燃料補給設備 (3.14 電源設備) 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>燃料プールのスプレイ系による可搬型スプレイノズル</u>を 使用した燃料プールへのスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プー 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>燃料プールのスプレイ系</u>を使用する。</p> <p>燃料プールのスプレイ系は、<u>大量送水車</u>、<u>可搬型スプレ イノズル</u>、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>太 量送水車</u>により、代替淡水源の水をホース等を経由して <u>可搬型スプレイノズル</u>から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>可搬型スプレイノズル</u>を使用した燃料プールのスプレイ 系は、<u>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量送水車又は 大型送水ポンプ車</u>により海を利用できる設計とする。ま た、<u>大量送水車</u>は、<u>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、<u>燃料補給設備</u>である<u>ガスタービ ン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯 蔵タンク</u>又は<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料</u></p>	<p>【東海第二】 ②の相違 ・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-1級) (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>・<u>可搬型スプレイヘッド</u></p> <p>・<u>燃料補給設備 (6号及び7号炉共用)</u> (3.14 電源設備)</p> <p>本系統の流路として、<u>配管</u>、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<u>使用済燃料プール</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) <u>原子炉建屋放水設備</u>による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p><u>使用済燃料プール</u>からの大量の水の漏えい等により<u>使用済燃料プール</u>の水位の異常な低下により、<u>使用済燃料プール</u>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、<u>原子炉建屋放水設備</u>を使用する。</p> <p><u>原子炉建屋放水設備</u>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<u>原子炉建屋</u>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、「3.12 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>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></li> </ul> <p>・<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></p> <p>・<u>可搬型スプレイノズル</u></p> <p>・<u>燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</u></p> <p>本系統の流路として、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<u>使用済燃料プール</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) <u>原子炉建屋放水設備</u>による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p><u>使用済燃料プール</u>からの大量の水の漏えい等により<u>使用済燃料プール</u>の水位の異常な低下により、<u>使用済燃料プール</u>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、<u>原子炉建屋放水設備</u>を使用する。</p> <p><u>原子炉建屋放水設備</u>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<u>原子炉建屋</u>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><u>貯蔵タンク及びタンクローリ</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"> <li>・<u>大量送水車</u></li> </ul> <p>・<u>可搬型スプレイノズル</u></p> <p>・<u>燃料補給設備 (3.14 電源設備)</u></p> <p>本系統の流路として、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<u>燃料プール</u>を重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>b. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(a) <u>原子炉建物放水設備</u>による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p><u>燃料プール</u>からの大量の水の漏えい等により<u>燃料プール</u>の水位の異常な低下により、<u>燃料プール</u>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、<u>原子炉建物放水設備</u>を使用する。</p> <p><u>原子炉建物放水設備</u>は、<u>大型送水ポンプ車</u>、放水砲、ホースで構成し、<u>大型送水ポンプ車</u>により海水をホースを経由して放水砲から<u>原子炉建物</u>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、「3.12 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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> </ul> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</u>及び<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。)</u>を使用する。</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、<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>及び<u>使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む。)</u>を使用する。</p>	<p>(3) 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備</p> <p>a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視</p> <p>燃料プールの監視設備として、<u>燃料プール水位(SA)</u>、<u>燃料プール水位・温度(SA)</u>、<u>燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)</u>及び<u>燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</u>を使用する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>検出方式及び検出対象の相違(島根2号炉はガイドパルス式(検出対象:水位)、柏崎6/7は熱電対(検出対象:水位及び温度))(以下、⑤の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>検出方式及び検出対象の相違(島根2号炉において燃料プール水位(SA)はガイドパルス式(検出対象:水位)、燃料プール水位・温度(SA)は熱電対(検出対象:水位及び温度)、東海第二においては使用済燃料プール水位・温度(SA広域)はガイドパルス式及び测温抵抗体(検出対象:水位及び温度)、使用済燃料プール温度(SA)は熱電対(検出対象:温度))(以下、⑥の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> 及び <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、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、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>は、想定される重大事故等時の<u>使用済燃料プールの状態</u>を監視できる設計とする。</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> 及び <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、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>及び<u>可搬型直流電源設備</u>から給電が可能であり、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>は、<u>常設代替交流電源設備</u>又は<u>可搬型代替交流電源設備</u>から給電可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u></li> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>所内蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電</u></li> </ul>	<p><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> 及び <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、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、<u>使用済燃料プール監視カメラ</u>は、想定される重大事故等時の<u>使用済燃料プールの状態</u>を監視できる設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</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> 及び <u>使用済燃料プール監視カメラ</u>は、<u>常設代替直流電源設備</u>又は<u>可搬型代替直流電源設備</u>から給電可能な設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>は、<u>常設代替交流電源設備</u>又は<u>可搬型代替交流電源設備</u>から給電可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)</u></li> <li>・<u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li> <li>・<u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li> <li>・<u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む。)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> </ul>	<p><u>燃料プール水位 (SA)</u>、<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u>、<u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> 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、<u>燃料プール監視カメラ (SA)</u>は、想定される重大事故等時の<u>燃料プールの状態</u>を監視できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール水位 (SA)</u> 及び <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>は、<u>常設代替交流電源設備</u>又は<u>可搬型代替交流電源設備</u>から、<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u>、<u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> 及び <u>燃料プール監視カメラ (SA)</u> は、<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>又は<u>可搬型直流電源設備</u>から給電可能な設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>燃料プール水位 (SA)</u></li> <li>・<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・<u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・<u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>常設代替直流電源設備 (3.14 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違【柏崎6/7】⑤の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑥の相違</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】⑤の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑥の相違</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】設備構成の相違による供給電源の相違（以下、⑦の相違）</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】⑤の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑥の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】⑦の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>源設備)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型直流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</li> </ul> <p>(4) <u>使用済燃料プール</u>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<u>使用済燃料プール</u>の除熱</p> <p><u>使用済燃料プール</u>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、<u>使用済燃料プール</u>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、<u>使用済燃料プール</u>を冷却できる設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li><u>可搬型代替直流電源設備</u> (10.2 代替電源設備)</li> <li>代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>燃料給油設備</u> (10.2 代替電源設備)</li> </ul> <p>(4) <u>使用済燃料プール</u>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<u>使用済燃料プール</u>除熱</p> <p><u>使用済燃料プール</u>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、<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>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>使用済燃料プール</u>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、<u>使用済燃料プール</u>を冷却できる設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li><u>可搬型直流電源設備</u> (3.14 電源設備)</li> <li><u>代替所内電気設備</u> (3.14 代替電源設備)</li> </ul> <p>(4) <u>燃料プール</u>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>燃料プール冷却系</u>による<u>燃料プール</u>の除熱</p> <p><u>燃料プール</u>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>燃料プール冷却系</u>を使用する。</p> <p><u>燃料プール冷却系</u>は、<u>ポンプ</u>、<u>熱交換器</u>、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、<u>燃料プール</u>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、<u>燃料プール</u>を冷却できる設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>他号炉と共用しない</li> <li>設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>⑦の相違</li> <li>設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑦の相違</li> <li>設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>東海第二は使用済燃料プールを冷却する系統として、既設の燃料プール冷却浄化系と異なる代替燃料プール冷却系を有している。島根2号炉では既設の燃料プール冷却系と最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備である原子炉補機代替冷却を組合せて、重大事故対処設備として使用する（以下、⑧の相違）</li> <li>設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑧の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>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</u>を用いて、<u>使用済燃料プール</u>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<u>代替原子炉補機冷却系</u>は、<u>代替原子炉補機冷却水ポンプ</u>及び<u>熱交換器</u>を搭載した<u>熱交換器ユニット</u>、<u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>、<u>配管・ホース・弁類</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>熱交換器ユニット</u>を原子炉補機冷却系に接続し、<u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>により<u>熱交換器ユニット</u>に海水を送水することで、<u>燃料プール冷却浄化系</u>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。</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、<u>代替所内電気設備</u>を経由した<u>常設代替交流電源設備</u>及び<u>緊急用海水系</u>を用いて、<u>使用済燃料プール</u>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</u>、<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>、<u>配管・弁類</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>緊急用海水ポンプ</u>により<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>に海水を送水することで、<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>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。</p>	<p><u>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、<u>常設代替交流電源設備</u>及び<u>原子炉補機代替冷却系</u>を用いて、<u>燃料プール</u>を除熱できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却系</u>で使用する<u>原子炉補機代替冷却系</u>は、<u>移動式代替熱交換設備淡水ポンプ</u>及び<u>熱交換器</u>を搭載した<u>移動式代替熱交換設備</u>、<u>大型送水ポンプ車</u>、<u>配管・ホース・弁類</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>移動式代替熱交換設備</u>を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、<u>大型送水ポンプ車</u>により<u>移動式代替熱交換設備</u>に海水を送水することで、<u>燃料プール冷却系の熱交換器等</u>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。</p> <p>また、<u>屋外の接続口</u>が使用できない場合には、<u>大型送水ポンプ車</u>を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、<u>原子炉補機冷却系</u>に海水を送水することで、<u>燃料プール冷却系の熱交換器等</u>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</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違 【東海第二】 島根2号炉は柏崎6/7と同様に電路となる代替所内電気設備を主要な設備として個別に記載していない(以下、⑨の相違) ・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の燃料プール冷却系をSAとして使用する場合、可搬型代替交流電源設備を使用しない(以下、⑩の相違) ・設備の相違 ⑧の相違 ・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉の屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車により海水を原子炉補機冷却系に送水する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>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><u>大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、燃料補給についても記載している</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>燃料プール冷却浄化系ポンプ</u></li> <li>・<u>燃料プール冷却浄化系熱交換器</u></li> <li>・<u>熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<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></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>可搬型代替交流電源設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>燃料補給設備 (6号及び7号炉共用) (3.14 電源設備)</u> 燃料プール冷却浄化系の流路として、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。 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。 その他、設計基準事故対処設備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。 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</li> </ul>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>代替燃料プール冷却系ポンプ</u></li> <li>・<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u></li> <li>・<u>緊急用海水ポンプ</u></li> <li>・<u>緊急用海水系ストレーナ</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> <li>・<u>燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</u> 代替燃料プール冷却系の流路として、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。 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。 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。</li> </ul>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>燃料プール冷却ポンプ</u></li> <li>・<u>燃料プール冷却系熱交換器</u></li> <li>・<u>移動式代替熱交換設備</u></li> <li>・<u>大型送水ポンプ車</u></li> <li>・<u>常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)</u></li> <li>・<u>燃料補給設備 (3.14 電源設備)</u> 燃料プール冷却系の流路として、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。 原子炉補機代替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。 その他、設計基準対象施設である燃料プール並びに設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽を重大事故等対処設備として使用する。 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様を第</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・設備の相違【柏崎6/7】⑩の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑨の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</li> <li>・資料構成の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 11-1 表に示す。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>については、「3. 22 <u>燃料貯蔵設備</u>」に記載する。</p> <p><u>大容量送水車 (海水取水用)</u>については、「3. 13 <u>重大事故等の収束に必要となる水の供給設備</u>」に記載する。</p> <p>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>、可搬型直流電源設備及び燃料補給設備については、「3. 14 <u>電源設備</u>」に記載する。</p> <p><u>海水貯留堰</u>、<u>スクリーン室及び取水路</u>については、「3. 23 <u>非常用取水設備</u>」に記載する。</p> <p>3. 11. 1. 1. 1 多様性、位置的分散 基本方針については、「2. 3. 1 <u>多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」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</u></p>	<p><u>使用済燃料プール</u>については、「4. 1 <u>燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備</u>」に記載する。</p> <p><u>緊急用海水ポンプ</u>については、「5. 10 <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</u>」に記載する。</p> <p>常設代替交流電源設備については、「10. 2 <u>代替電源設備</u>」に記載する。</p> <p>4. 3. 2. 1 多様性、位置的分散 基本方針については、「1. 1. 7. 1 <u>多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」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</u></p>	<p><u>3. 11-1 表に示す。</u></p> <p><u>燃料プール</u>については、「3. 22 <u>燃料貯蔵設備</u>」に記載する。</p> <p><u>大型送水ポンプ車</u>については、「3. 13 <u>重大事故等の収束に必要となる水の供給設備</u>」に記載する。</p> <p>常設代替交流電源設備、<u>可搬型代替交流電源設備、所内常設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</u>については、「3. 14 <u>電源設備</u>」に記載する。</p> <p><u>取水口、取水管及び取水槽</u>については、「3. 23 <u>非常用取水設備</u>」に記載する。</p> <p>3. 11. 1. 1. 1 多様性、位置的分散 基本方針については、「2. 3. 1 <u>多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p><u>燃料プールのスプレイ系は、残留熱除去系及び燃料プール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、大量送水車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残留熱除去系及び燃料プール冷却系に対して多様性を有する設計とする。</u></p>	<p>【東海第二】 東海第二では “4. 3. 2. 5 操作性の確保”に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違及び④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>様性を有する設計とする。</p> <p>また、<u>燃料プール代替注水系</u>は、代替淡水源を水源とすることで、<u>使用済燃料プール</u>を水源とする<u>残留熱除去系</u>及び<u>燃料プール冷却浄化系</u>に対して異なる水源を有する設計とする。</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)</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、<u>原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ</u>及び<u>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。<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>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>て多様性を有する設計とする。</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のスプレイ</u>は、<u>残留熱除去系</u>及び<u>燃料プール冷却浄化系</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>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</u>することで、<u>電動駆動ポンプ</u>により構成される<u>燃料プール冷却浄化系</u>及び<u>残留熱除去系</u>に対して多様性を有する設計とする。</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</u>は、<u>代替淡水貯槽</u>を水源とすることで、<u>使用済燃料プール</u>を水源とする<u>燃料プール冷却浄化系</u>及び<u>残留熱除去系</u>に対して異なる水源を有する設計とする。<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>は、<u>西側淡水貯水設備</u>を水源とすることで、<u>使用済燃料プール</u>を水源とする<u>燃料プール冷却浄化系</u>及び<u>残留熱除去系</u>に対して異なる水源を有する設計とする。</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、<u>原子炉建屋原子炉棟から離れた屋外に分散して保管</u>することで、<u>原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系ポンプ</u>及び<u>常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプ</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。<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>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>また、<u>燃料プールのスプレイ系</u>は、代替淡水源を水源とすることで、<u>燃料プール</u>を水源とする<u>残留熱除去系</u>及び<u>燃料プール冷却系</u>に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p><u>燃料プールのスプレイ系の大量送水車</u>は、<u>原子炉建物から離れた屋外に分散して保管</u>することで、<u>原子炉建物内の残留熱除去ポンプ</u>及び<u>燃料プール冷却ポンプ</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。<u>大量送水車の接続口</u>は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、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>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違及び④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>は、<u>使用済燃料貯蔵プール水位</u>、<u>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール温度</u>、<u>燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ</u>、<u>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</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u>及び<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、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、<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、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>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、<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>燃料プール冷却浄化系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系</u>は、<u>原子炉補機冷却系</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>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</u>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、<u>大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u>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。</p>	<p><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及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>は、<u>使用済燃料プール水位</u>、<u>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度</u>、<u>使用済燃料プール温度</u>、<u>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ</u>、<u>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、<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>及び<u>使用済燃料プール監視カメラ</u>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、<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>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</u>は、<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並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器</u>と異なる区画に設置することで、<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並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器</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>緊急用海水ポンプ</u>は、<u>緊急用海水ポンピット</u>に設置することで、<u>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</u>に対して位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系</u>は、<u>燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系</u>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<u>燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系</u>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><u>緊急用海水系</u>により<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>に冷却水を供給する系統は、<u>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</u>に対して多様性を有する設計とする。</p>	<p><u>燃料プール水位 (SA)</u>、<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u>、<u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u>、<u>燃料プール監視カメラ (SA)</u>及び<u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>は、<u>燃料プール水位</u>、<u>燃料プール冷却ポンプ入口温度</u>、<u>燃料プール温度</u>、<u>燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料取替階放射線モニタ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>燃料プール水位 (SA)</u>及び<u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>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、<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u>、<u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u>及び<u>燃料プール監視カメラ (SA)</u>は、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器</u>は、<u>残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器</u>と異なる区画に設置することで、<u>残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器</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>燃料プール冷却系</u>で使用する<u>原子炉補機代替冷却系</u>は、<u>原子炉補機冷却系</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計</u>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<u>原子炉補機冷却系</u>に対して、多様性を有する設計とし、<u>大型送水ポンプ車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</u>に対して多様性を有する設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉建物原子炉棟の排気放射線モニタについては、燃料取替階以外の原子炉建物原子炉棟の放射線量の異常を検知するための設備であるため、16 条要求設備の対象外としている</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、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わないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>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に設置する設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「3.14電源設備」に記載する。</p> <p>3.11.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>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。</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、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>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、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</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>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>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。</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、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することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</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ダは、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。</u></p>	<p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機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>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に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「3.14.電源設備」に記載する。</p> <p>3.11.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>燃料プールのスプレイ系は、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。</p> <p>燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>大量送水車は、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>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉では治具及び車両転倒防止装置を使用しない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違及び④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</u>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><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、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><u>燃料プール冷却浄化系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系</u>は、通常時は<u>熱交換器ユニット</u>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<u>代替原子炉補機冷却系</u>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><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u>は、<u>治具や輪留め</u>による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u>は、<u>飛散物</u>となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p><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及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>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><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</u>、<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>及び<u>緊急用海水ポンプ</u>は、<u>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</u>、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p><u>燃料プール水位 (SA)</u>、<u>燃料プール水位・温度 (SA)</u>、<u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u>、<u>燃料プール監視カメラ (SA)</u> 及び <u>燃料プール監視カメラ用冷却設備</u>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><u>燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器</u>は、<u>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</u>、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系</u>は、<u>通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車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</u>、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、<u>原子炉補機冷却系と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより</u>、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、<u>輪留めによる固定等を行うことで</u>、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、<u>飛散物</u>となつて他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉では治具を使用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.11.1.1.3 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>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、想定される重大事故等において、<u>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。</u></p> <p>保有数は、<u>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。</u></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><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>は、想定される重大事故等において、<u>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。</u></p> <p>保有数は、<u>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。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、想定される重大事故等において、<u>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。</u></p>	<p>3.11.1.1.3 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>燃料プールのスプレイ系の大量送水車</u>は、想定される重大事故等において、<u>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、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドを使用する場合は、大量送水車を 1 セット 1 台使用する。</u></p> <p>保有数は、<u>大量送水車の場合に 2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>柏崎 6/7 の燃料プール代替注水系は 2 種類の可搬型ポンプを複数台組み合わせ構成されるが、島根 2 号炉の燃料プールのスプレイ系は、可搬型ポンプ 1 台で構成する設計としている (以下、⑪の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>東海第二の代替燃料プール注水系 (可搬型代替注水中型ポンプ使用) は可搬型ポンプを複数台組み合わせ構成されるが、島根 2 号炉の燃料プールのスプレイ系は、可搬型ポンプ 1 台で構成する設計としている (以下、⑫の相違)</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>⑪の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>⑫の相違</p> <p>(島根 2 号炉の大量送水車と比較)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>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。</u></p> <p>保有数は <u>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>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。</p>	<p>保有数は、<u>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。</u></p> <p><u>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台と共用する。</u></p> <p>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、<u>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>可搬型スプレイノズルは、<u>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の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わたり水位を測定できる設計とする。</p>	<p>燃料プールスプレイ系の大量送水車は、<u>想定される重大事故等時において、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、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッドを使用する場合は、大量送水車を1セット1台使用する。</u></p> <p>保有数は大量送水車の場合、<u>2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</u></p> <p>燃料プール水位 (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>・運用の相違 【東海第二】 大量送水車は他の設備と予備を兼用しない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・他号炉と共用しない ・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二は、可搬型スプレイノズルの数量及び水源について記載している</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑤の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</u> 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<u>使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲</u>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)</u> 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。</p> <p><u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>は、想定される重大事故等時において赤外線機能により<u>使用済燃料プール及びその周辺</u>の状況が把握できる設計とする。</p> <p><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、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、<u>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</u>、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</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の熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u> は、想定される重大事故等時において、<u>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</u>を使用する。<u>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</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>1式 (6号及び7号炉共用) の合計5式</u>を保管する。<u>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</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>1台 (6号及び7号炉共用) の合計5台</u>を保管する。</p> <p>また、<u>熱交換器ユニット及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用)</u> は、想定される重大事故等時において、<u>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</u></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、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。</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、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><u>使用済燃料プール監視カメラ</u>は、想定される重大事故等時において赤外線機能により<u>使用済燃料プール</u>の状況が把握できる設計とする。</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、想定される重大事故等時において、<u>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</u>とする。</p>	<p><u>燃料プール水位・温度 (SA)</u> 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<u>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</u>を測定できる設計とする。</p> <p><u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u> 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。</p> <p><u>燃料プール監視カメラ (SA)</u>は、想定される重大事故等時において赤外線機能により<u>燃料プール</u>の状況が把握できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器</u>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、<u>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</u>、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</p> <p><u>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、想定される重大事故等時において、<u>燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1式と大型送水ポンプ車1セット1台</u>を使用する。また、<u>屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台</u>を使用する。<u>移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2式</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として<u>1式の合計3式</u>を保管する。<u>大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台</u>に加えて、<u>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</u>を保管する。</p> <p>また、<u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、想定される重大事故等時において、<u>燃料プール冷却系による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</u></p>	<p>【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違 (以下, ⑬の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違</p> <p>【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・他号炉と共用しない ・他号炉と共用しない</p> <p>・他号炉と共用しない ・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、各系統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>3. 11. 1. 1. 4 環境条件等 基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</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>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。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</p>	<p>4. 3. 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。 <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。</u> <u>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。</u></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>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><u>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。</u></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。<u>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</u></p>	<p>器内の除熱又は残留熱代替除去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、各系統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>3. 11. 1. 1. 4 環境条件等 基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>燃料プールのスプレイ系の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系の可搬型スプレイノズルは、原子炉建物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、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。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、スロッシング又は燃料プールからの大量の水の</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では海水使用について、3 段落後に記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>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>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>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</p>	<p>スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイは、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>代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの操作は、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>漏えい等により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物の外で操作可能な設計とする。</p> <p>また、燃料プールのスプレイ系は、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>燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。燃料プール監視カメラ用冷却設備の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建物付属棟内で可能な設計とする。</p> <p>燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>燃料プール冷却ポンプの操作は、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>燃料プール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>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、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</p>	<p>①の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】東海第二では海水使用について、3段落上に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】⑥の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】設備構成の相違による操作場所の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】⑧の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>考慮した設計とする。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>また、<u>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。</u></p> <p>3.11.1.1.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>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。</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、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>また、<u>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。</u></p> <p>4.3.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「<u>1.1.7.4 操作性及び試験・検査性</u>」に示す。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>る。</u></p> <p><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>原子炉補機代替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。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>る。</u></p> <p>また、<u>移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車並びに屋内の接続口を使用する場合の原子炉補機代替冷却系は、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。</u></p> <p>3.11.1.1.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.4 操作性及び試験・検査性</u>」に示す。</p> <p><u>燃料プールスプレイ系は、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。</u></p> <p><u>燃料プールスプレイ系の大量送水車は、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>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、屋内の接続口を使用する場合は、海水を直接注水する</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違及び④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の燃料プールスプレイ系は他系統と独立しており、使用時に切り替えを必要としない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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)</u> は、車両として屋外のアクセスルートを通り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><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> を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</p> <p>また、<u>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。燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッド</u>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。</p> <p><u>可搬型スプレイヘッド</u>は、現場据付け後の操作は不要な設計とする。</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><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通り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><u>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</u>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。</u></p> <p><u>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>大量送水車</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通り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><u>大量送水車を接続する接続口</u>については、簡便な接続とし、<u>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。</u></p> <p>また、<u>接続口の口径を統一する設計とする。燃料プールスプレイ系の可搬型スプレイノズル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>可搬型スプレイノズル</u>は、現場据付け後の操作は不要な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の燃料プールスプレイ系は他系統と独立しており、使用時に切り替えを必要としない</p> <p>・他号炉と共用しない ・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉では圧損や敷設時間を考慮し口径の異なるホースを組み合わせている（以下、⑭の相違） ・記載方針の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	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、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、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。</p> <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>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。</p> <p>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。</p> <p>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又は車両転倒防止装置により固定が可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</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、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。</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>燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)、燃料プール監視カメラ (SA) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時に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>燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) 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、燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時においても、原子炉建物付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系は、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>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の燃料プールスプレイ系は他系統と独立しており、使用時に切り替えを必要としない</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑤の相違 【東海第二】 ⑥の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 設備構成の相違による操作内容の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>燃料プール冷却浄化系ポンプ</u>は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、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><u>燃料プール冷却浄化系</u>で使用する<u>代替原子炉補機冷却系</u>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><u>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、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>代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作</u>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><u>熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス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><u>熱交換器ユニット</u>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、<u>6号及び7号炉が相互に使用することができるよう</u>、接続口の口径を統一する設計とする。</p> <p><u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)と熱交換器ユニットとの接続</u>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><u>代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプ</u>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><u>4.3.3 主要設備及び仕様</u> <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様を第4.3-1表に示す。</u></p>	<p><u>燃料プール冷却ポンプ</u>は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、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><u>燃料プール冷却系</u>で使用する<u>原子炉補機代替冷却系</u>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><u>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、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>原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作</u>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><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス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><u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口</u>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、<u>接続口の口径を統一する設計とする。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続</u>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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</li> <li>・記載方針の相違 【東海第二】</li> <li>・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉では “3.11.1.1 重大事故等 対処設備”に記載</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 11. 1. 1. 6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>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ド及び常設スプレイヘッド</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>4. 3. 4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1. 1. 7. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>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</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開閉操作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> は、<u>発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</u></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<u>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。</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</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ド</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>3. 11. 1. 1. 6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>燃料プールのスプレイ系の大量送水車</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>大量送水車</u> は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料プールのスプレイ系の可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッド</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>燃料プール水位 (SA) 及び燃料プール水位・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>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (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>燃料プール監視カメラ (SA) 及び燃料プール監視カメラ用冷却設備</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>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑥の相違</p>

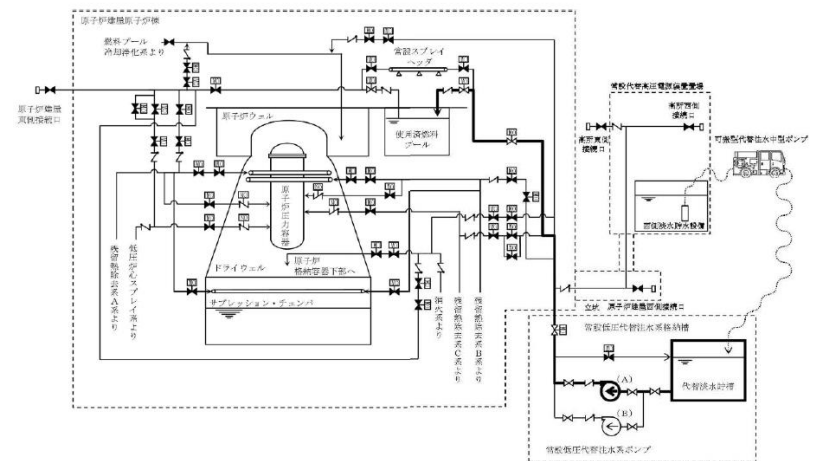


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料プール冷却浄化系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、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>代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、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、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>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、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>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、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>燃料プール冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、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>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、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>原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、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、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】⑧の相違</p>
<p>第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</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> <p>型式 うず巻形</p> <p>台数 1 (予備 1)</p> <p>容量 168m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]に</p>	<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>第 5.9-1 表 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の主要機器仕様に記載する。</p> <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"> <li>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</li> <li>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</li> <li>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</li> <li>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> <li>重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</li> </ul> <p>台数 4 (予備 1)</p> <p>容量 約 210m<sup>3</sup>/h (1 台当たり)</p>	<p>第 3.11-1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 燃料プールのスプレイ系</p> <p>a. 大量送水車</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>原子炉格納容器内の冷却等のための設備</li> <li>原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> <li>重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</li> </ul> <p>型式 ディフューザ形</p> <p>台数 2 (予備 1)</p> <p>容量 168m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]におい</p>	<p>・設備の相違</p>

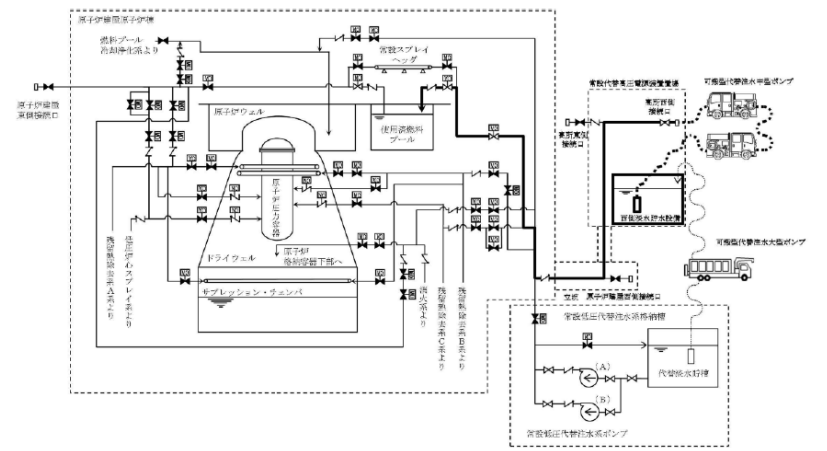
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>において) 120m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 1.4MPa[gage]にお いて) 吐出圧力 0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上</p> <p>b. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用) 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却する ための設備 ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <p>・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備</p> <p>型式 うず巻形 台数 16 (予備 1) 容量 120m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]にお いて) 84m<sup>3</sup>/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</p> <p>c. 可搬型スプレイヘッド (6 号及び 7 号炉共用) 数量 1 (予備 1)</p> <p>d. 常設スプレイヘッド 数量 1</p> <p>(2) 原子炉建屋放水設備 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 3.12-1 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。 b. 放水砲 (6 号及び 7 号炉共用) 第 3.12-1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するた</p>	<p>全揚程約 100m</p> <p>c. 可搬型代替注水大型ポンプ 兼用する設備は、以下のとおり。 ・原子炉冷却材圧カ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 ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備</p> <p>台数 2 (予備 1※) 容量 約 1,320m<sup>3</sup>/h (1 台当たり)</p> <p>全揚程 約 140m ※「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 台は共用する。</p> <p>d. 可搬型スプレイノズル 個数 6 (予備 1)</p> <p>e. 常設スプレイヘッド 個数 1</p> <p>(2) 原子炉建屋放水設備 a. 可搬型代替注水大型ポンプ 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に記載する。 b. 放水砲 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</p>	<p>て) 120m<sup>3</sup>/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</p> <p>b. 可搬型スプレイノズル 数量 2 (予備 1)</p> <p>c. 常設スプレイヘッド 数量 1</p> <p>(2) 原子炉建物放水設備 a. 大型送水ポンプ車 第 3.12-1 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。 b. 放水砲 第 3.12-1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するた</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(3) 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)</p> <p>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) 個数 1 (検出点8箇所) 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 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) 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) 高レンジ 個数 1 計測範囲 <math>10^1 \sim 10^8</math> mSv/h 低レンジ 個数 1 計測範囲 6号炉 <math>10^{-2} \sim 10^5</math> mSv/h 7号炉 <math>10^{-3} \sim 10^4</math> mSv/h</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。</p>	<p>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~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) 個数 1 (検出点8箇所) 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)</p> <p>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。</p>	<p>めの設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(3) 燃料プール監視設備</p> <p>a. 燃料プール水位・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) 個数 1 (検出点7箇所)</p> <p>計測範囲 水位 -1,000~6,710mm<sup>※1</sup> (EL34518~42228) 温度 0~150℃ ※1 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。</p> <p>b. 燃料プール水位 (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) 個数 1 計測範囲 -4.30~7.30m<sup>※2</sup> (EL31218~42818) ※2 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。</p> <p>c. 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (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) 高レンジ 個数 1 計測範囲 <math>10^1 \sim 10^8</math> mSv/h 低レンジ 個数 1 計測範囲 <math>10^{-3} \sim 10^4</math> mSv/h</p> <p>d. 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。) 兼用する設備は以下のとおり。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・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 a. ポンプ 台数 1 (予備 1<sup>※1</sup>) 容量 約 250m<sup>3</sup>/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 基数 1 (予備 1<sup>※2</sup>) 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 a. 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用) 第3.5-1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。 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3.5-1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>・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 a. 代替燃料プール冷却系ポンプ 台数 1 容量 約 124m<sup>3</sup>/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 a. 緊急用海水ポンプ 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。 b. 緊急用海水系ストレーナ 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>・計装設備 (重大事故等対処設備) 個数 1</p> <p>(4) 燃料プール冷却系 a. ポンプ 台数 1 (予備 1) 容量 約 200m<sup>3</sup>/h/台 全揚程 約 88m</p> <p>b. 熱交換器 基数 1 (予備 1) 伝熱容量 約 1.9MW (海水温度 30℃において)</p> <p>(5) 原子炉補機代替冷却系 a. 移動式代替熱交換設備 第3.5-1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。 b. 大型送水ポンプ車 第3.5-1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>	



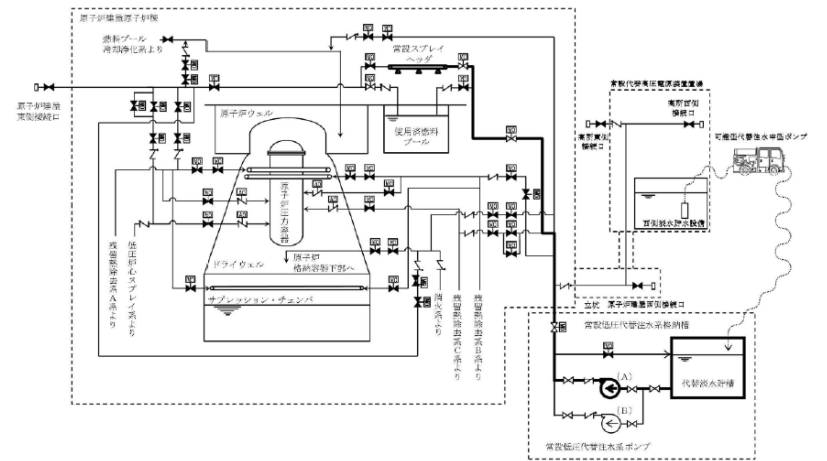
第 4.3-1 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要  
 図(1) (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水)



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)

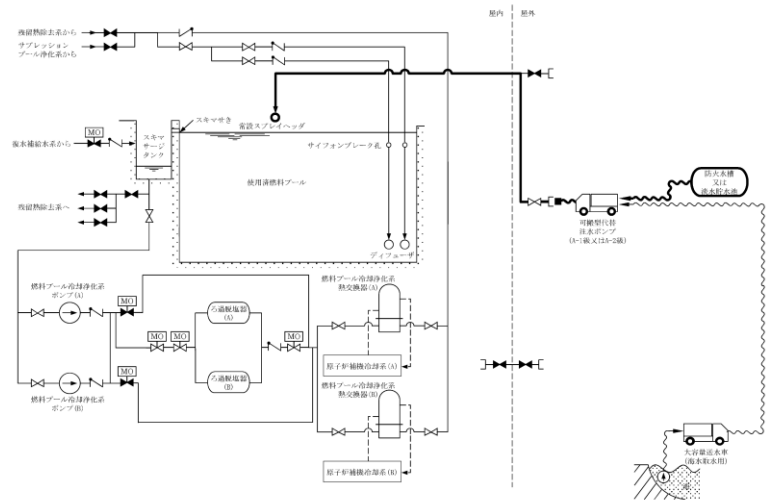
・設備の相違

・設備の相違



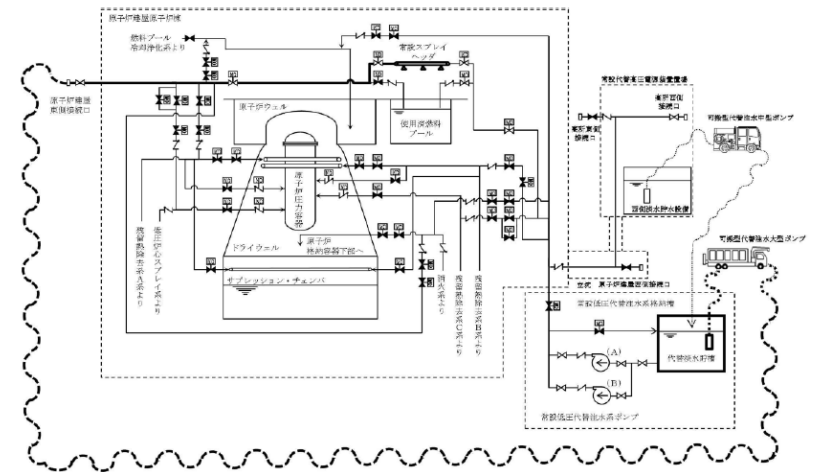
第4.3-3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要  
 図(3) (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プ  
 ール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用  
 済燃料プール注水及びスプレイ)

・設備の相違

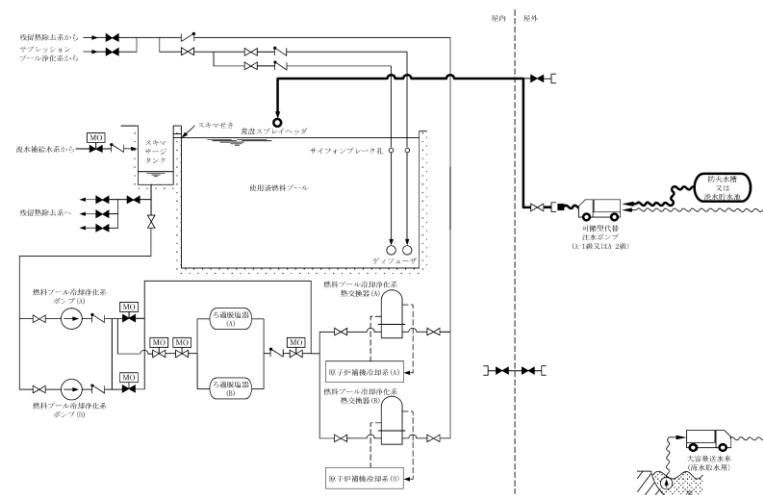
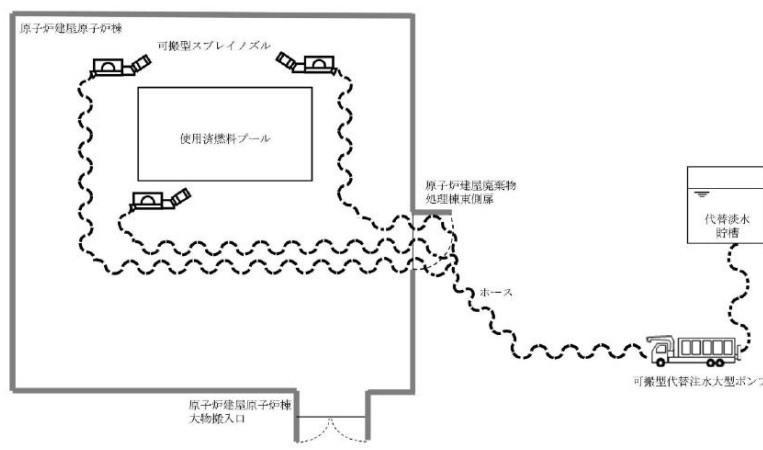
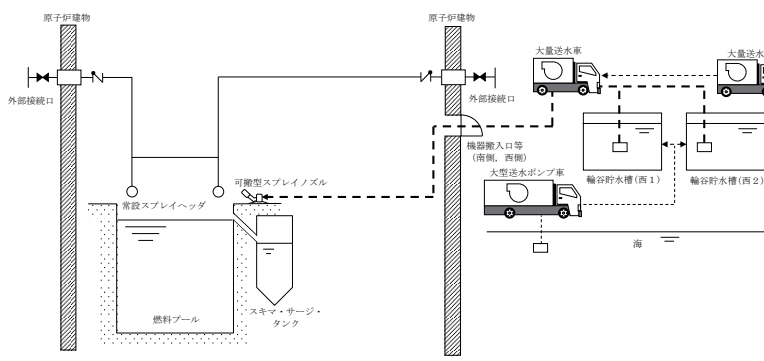
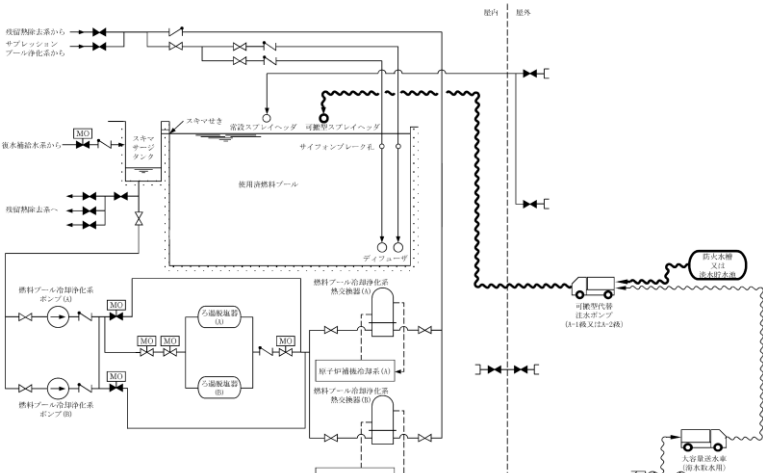
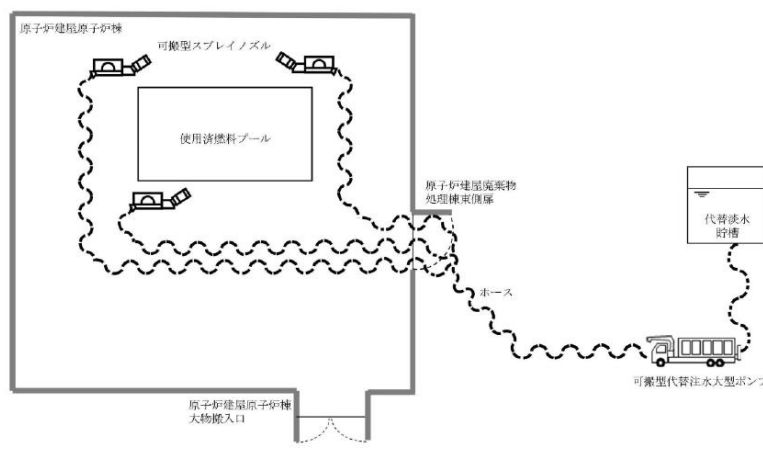
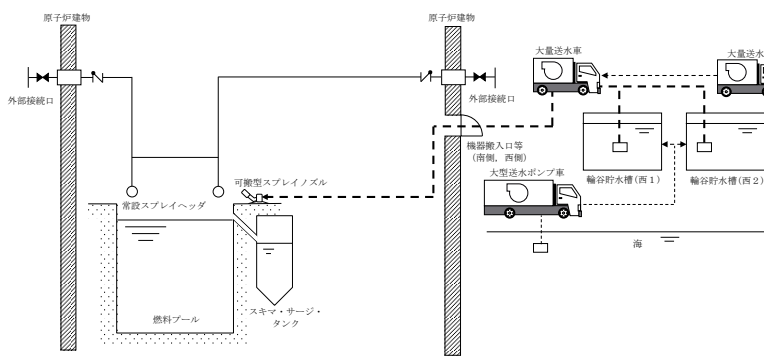


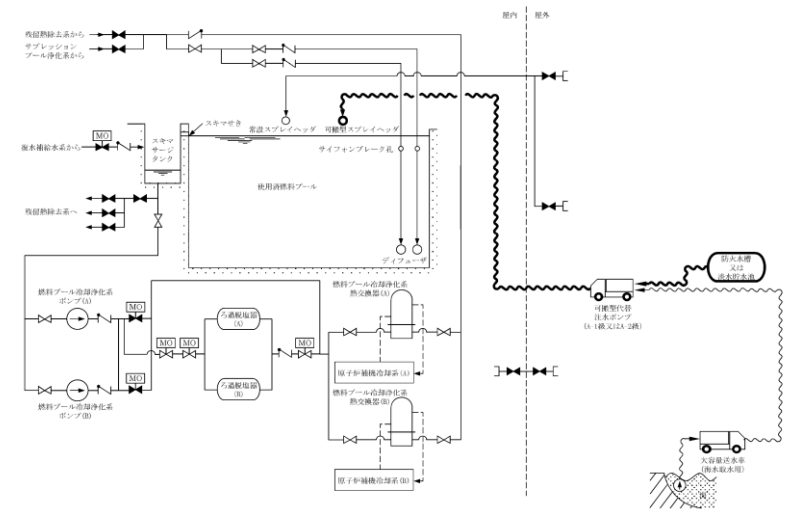

第3.11-1 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統  
 概要図(燃料プール代替注水系による常設ス  
 レイヘッドを使用した使用済燃料プールへの  
 注水) (6号炉)

・設備の相違

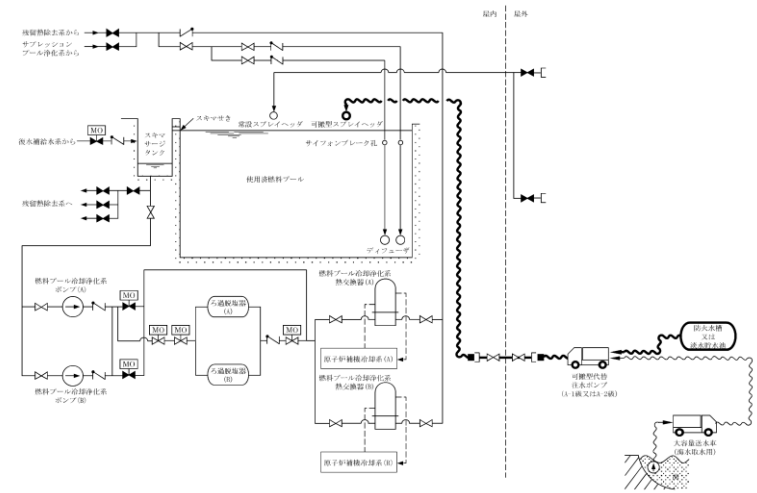


第4.3-4 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要  
 図(4) (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プ  
 ール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用  
 済燃料プール注水及びスプレイ)

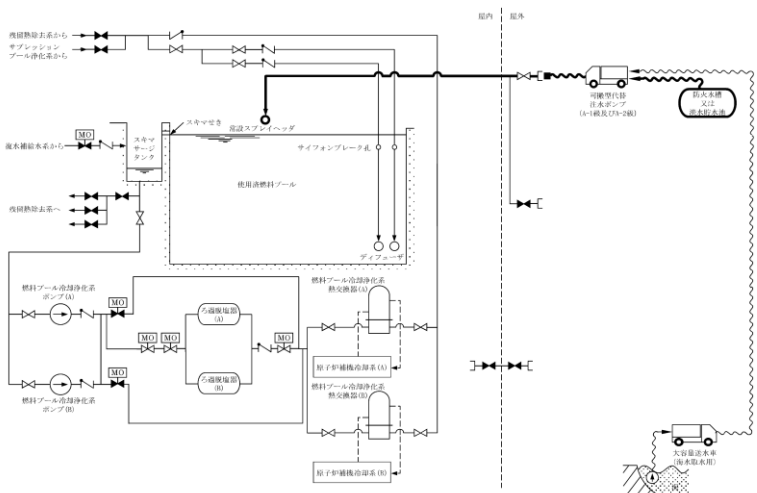
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第3.11-1 図(2) <u>使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水)(7号炉)</u></p>	<p>第4.3-5 図 <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(5)(可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ)</u></p>	<p>第3.11-1 図 <u>燃料プールの冷却等のための設備系統概要図(燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ)</u></p>	<p>・設備の相違</p>
			
<p>第3.11-2 図(1) <u>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ダを使用した使用済燃料プールへの注水)(その1)(6号炉)</u></p>	<p>第4.3-5 図 <u>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)</u></p>	<p>第3.11-1 図 <u>燃料プールの冷却等のための設備系統概要図(燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ)</u></p>	<p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="163 745 905 913"><b>第 3.11-2 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1) (7号炉)</b></p>	 <p data-bbox="949 745 1706 913"><b>第 3.11-2 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) (6号炉)</b></p>		<p data-bbox="2537 745 2789 787">・設備の相違</p> <p data-bbox="2537 1512 2789 1554">・設備の相違</p>

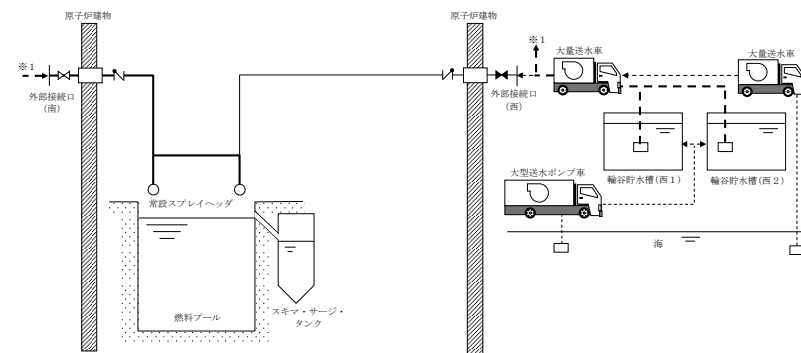




第 3.11-2 図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 2) (7号炉)



第 3.11-3 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)

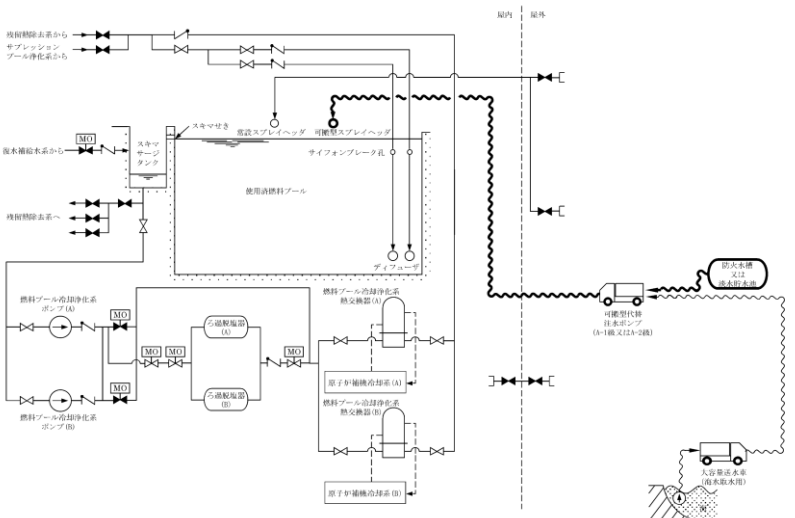



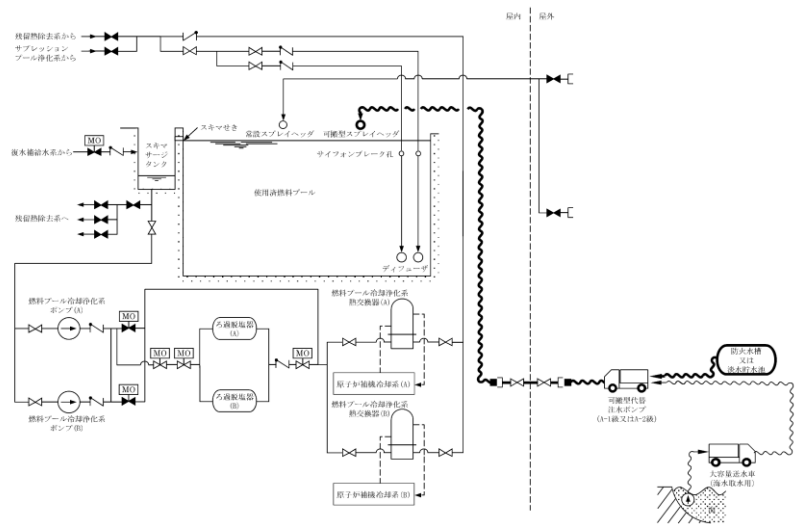
第 3.11-2 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ (A系))

・設備の相違

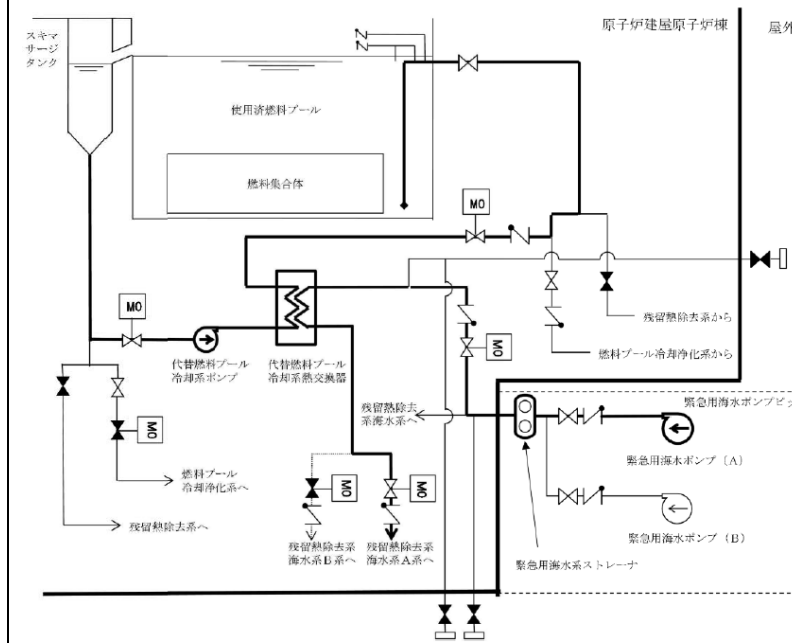
・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第 3.11-3 図(2) <u>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)</u> (7号炉)</p>		<p>第 3.11-3 図 <u>燃料プールの冷却等のための設備系統概要図</u> (燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ (B系))</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 設備の相違</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>• 設備の相違</li> </ul>
<p>第 3.11-4 図(1) <u>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)</u> (その1) (6号炉)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="163 745 905 913"><b>第 3.11-4 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)</b></p>	 <p data-bbox="952 745 1694 913"><b>第 3.11-4 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)</b></p>	<p data-bbox="1944 157 2270 199">島根原子力発電所 2号炉</p>	<p data-bbox="2626 157 2715 199">備考</p> <ul data-bbox="2522 745 2700 1722" style="list-style-type: none"> <li>• 設備の相違</li> <li>• 設備の相違</li> </ul>



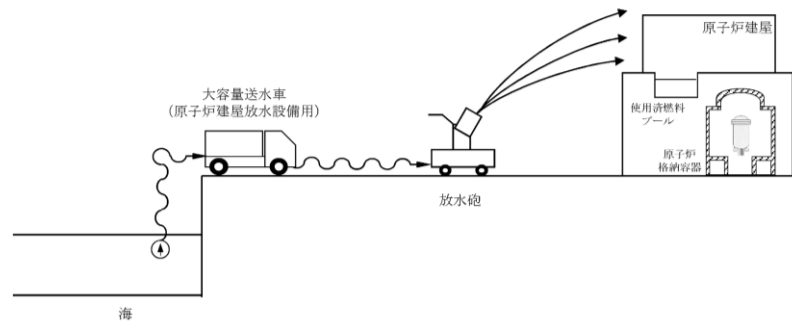
第 3.11-4 図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その 2) (7号炉)



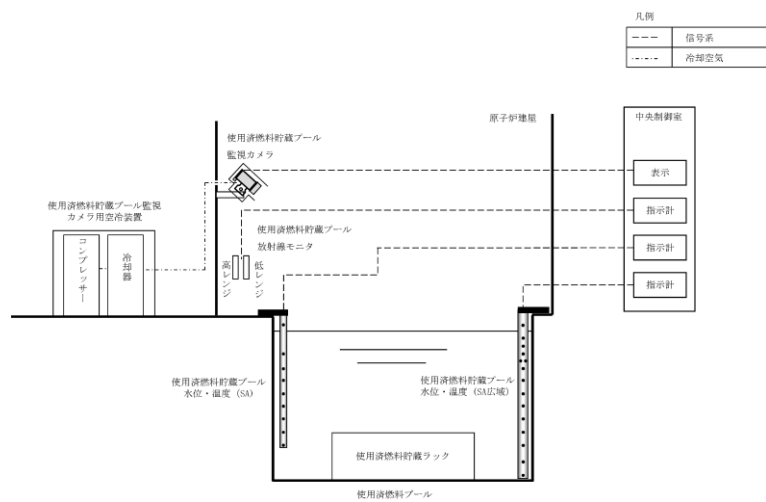
第 4.3-6 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(6) (代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却)

・設備の相違

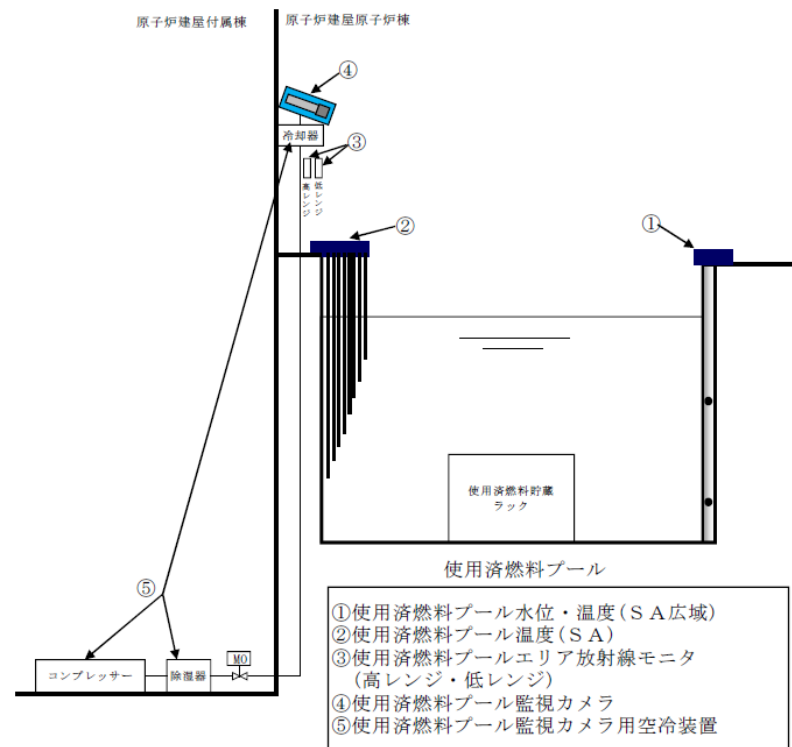
・設備の相違



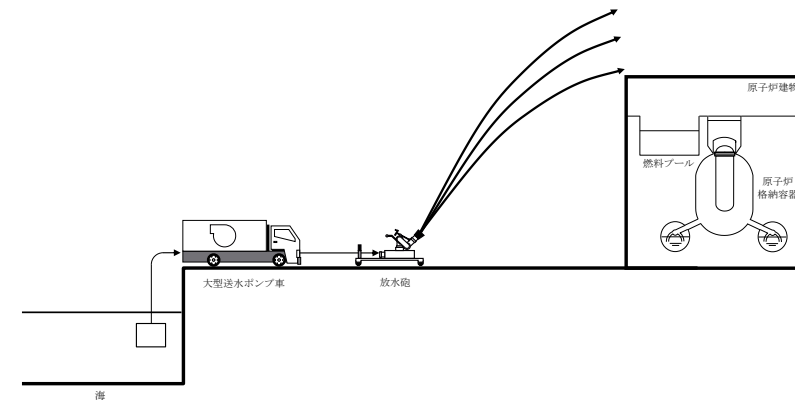
第 3.11-5 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)



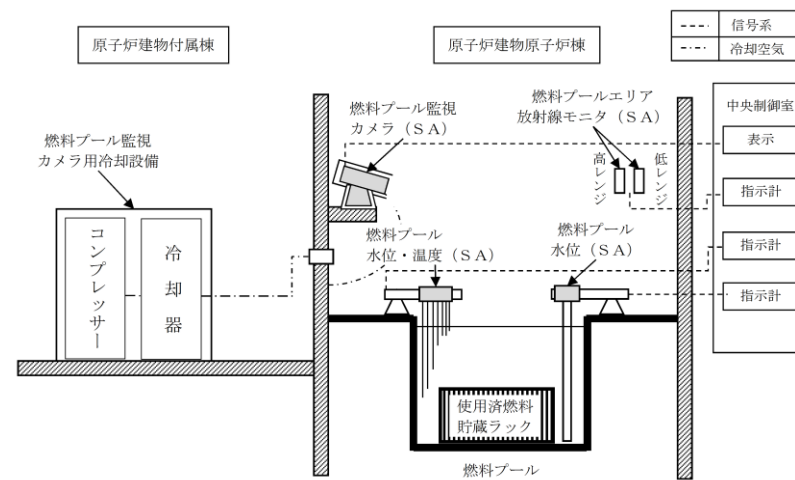
第 3.11-6 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視) (6号炉)



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



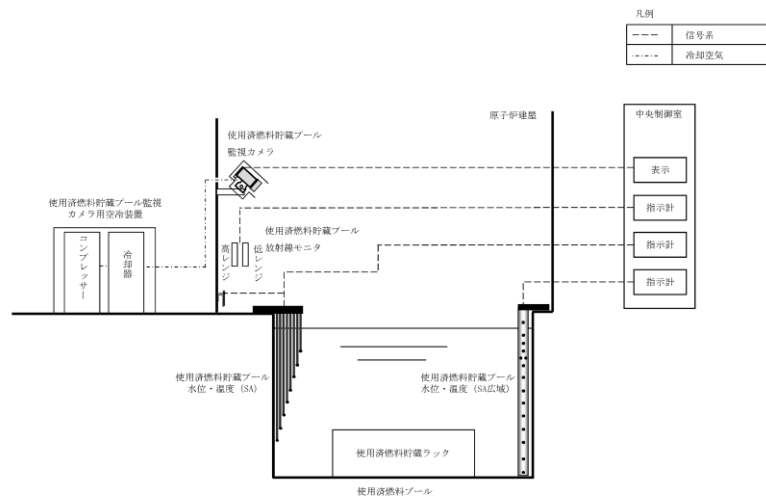
第 3.11-4 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)



第 3.11-5 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視)

・設備の相違

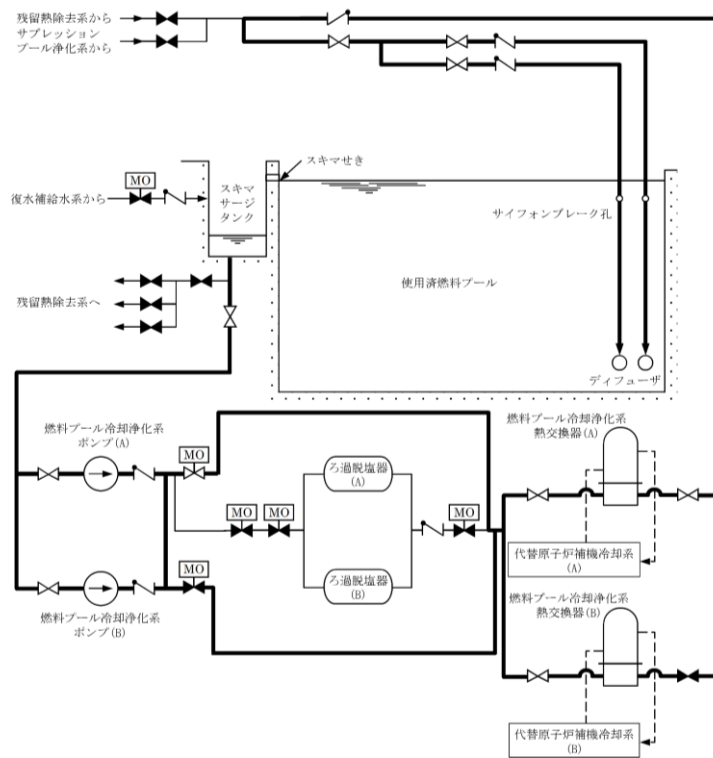
・設備の相違



第 3.11-6 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

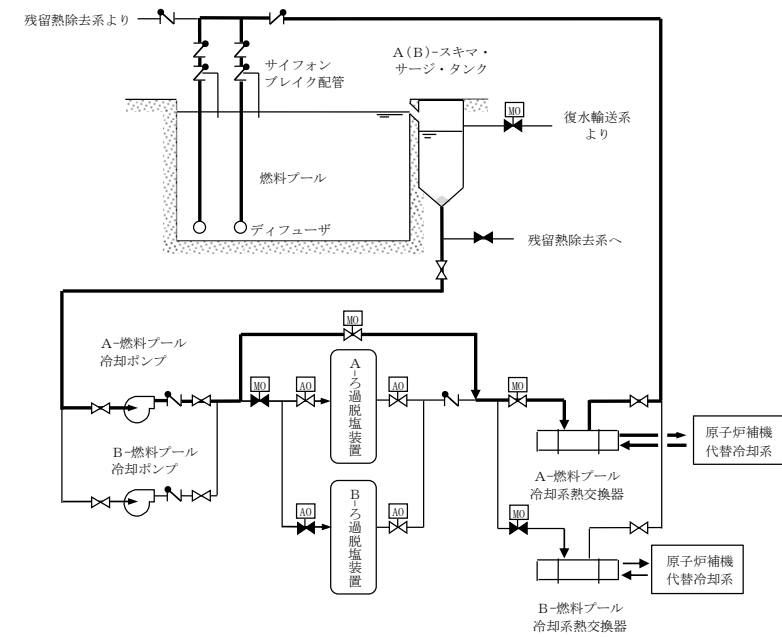
(使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視) (7号炉)



第 3.11-7 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)

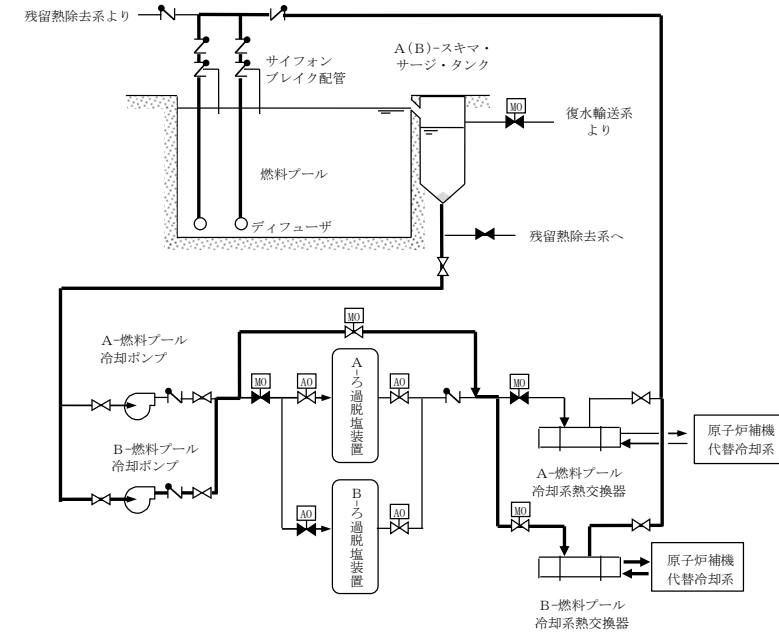
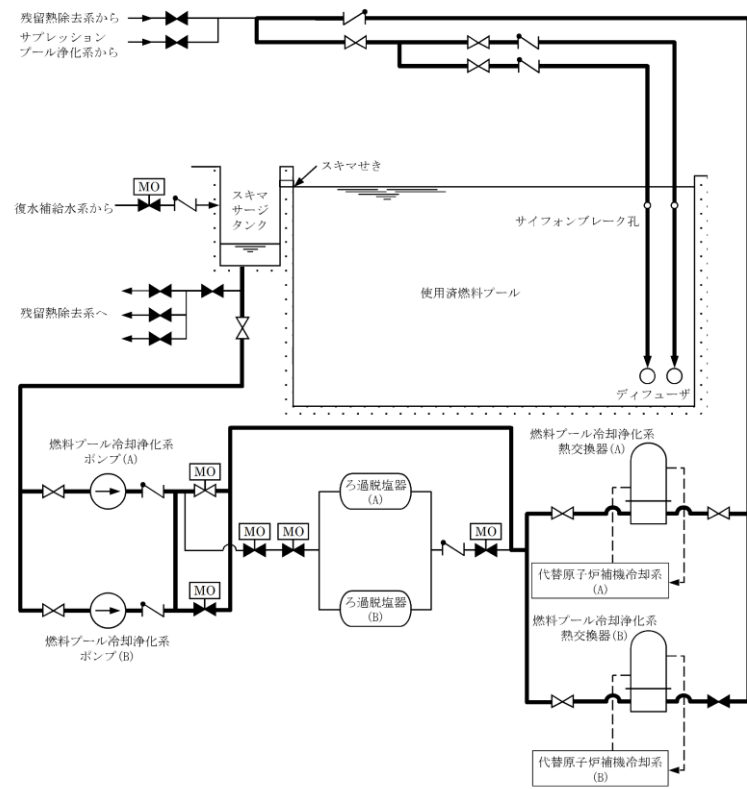


第 3.11-6 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図

(燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 (燃料プール冷却系 A系))

・設備の相違

・設備の相違



第 3.11-7 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統

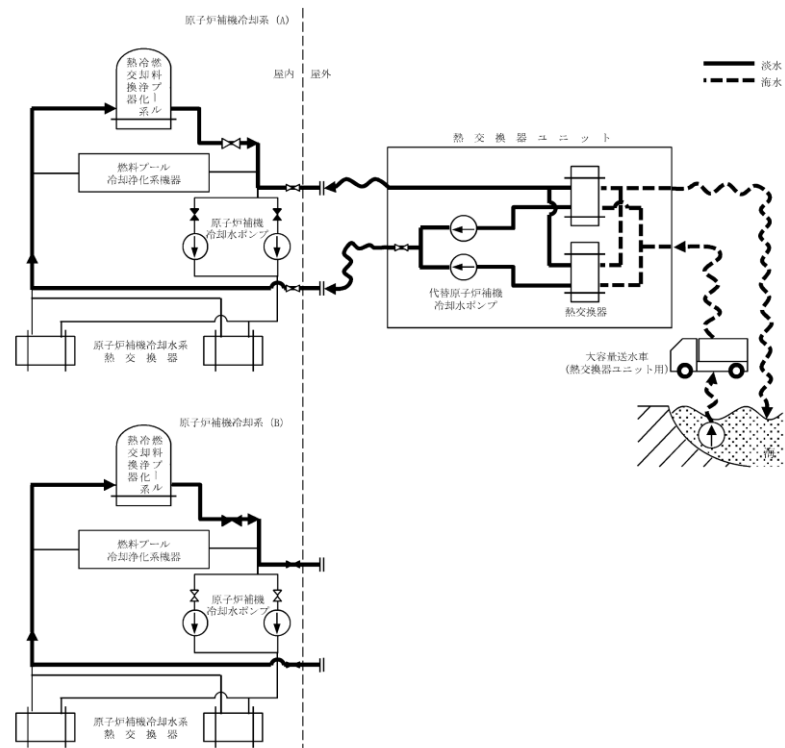
概要図

(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)

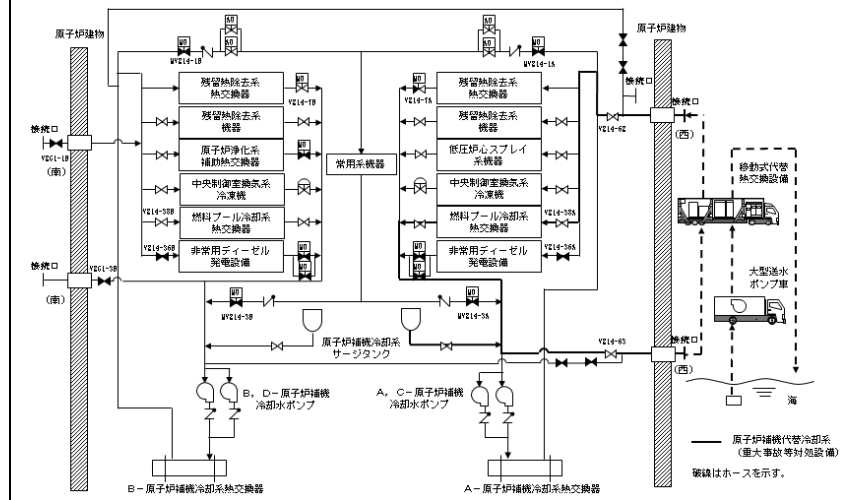
3.11-7 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図

(燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 (燃料プール冷却系 B系))

・設備の相違



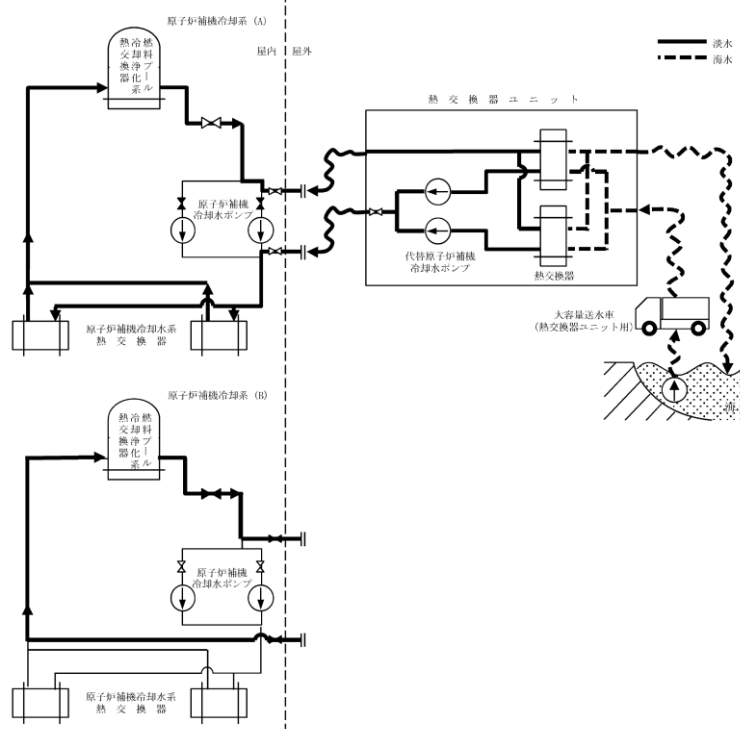
第 3.11-8 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱(代替原子炉補機冷却系)) (その 1) (6号炉)



第 3.11-8 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
 (燃料プール冷却系による燃料プールの除熱(原子炉補機代替冷却系 A系))

・設備の相違

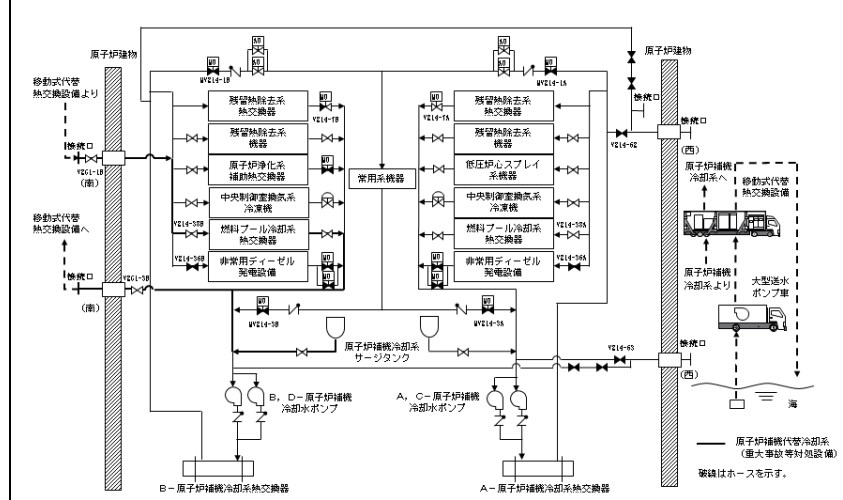




第 3.11-8 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統

概要図

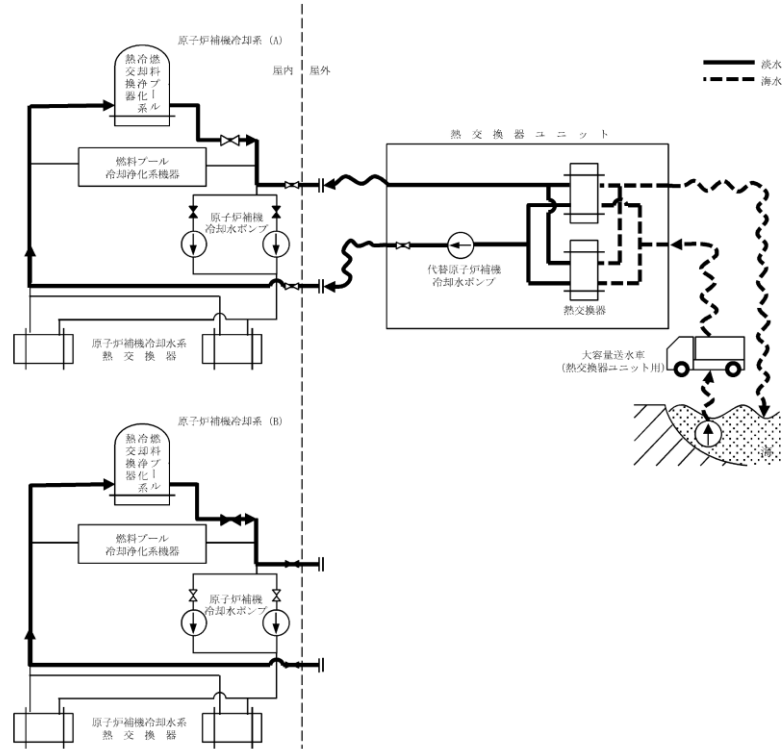
(燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱(代替原子炉補機冷却系))(その1)(7号炉)



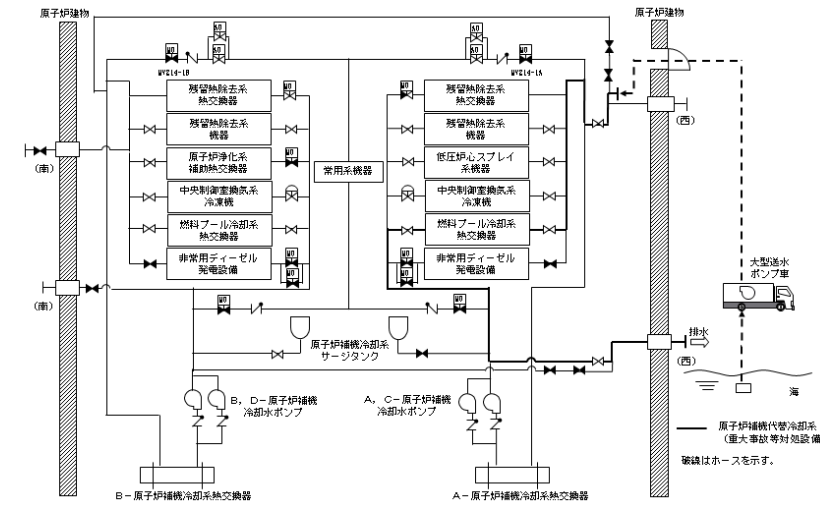
第 3.11-9 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図

(燃料プール冷却系による燃料プールの除熱(原子炉補機代替冷却系 B系))

・設備の相違

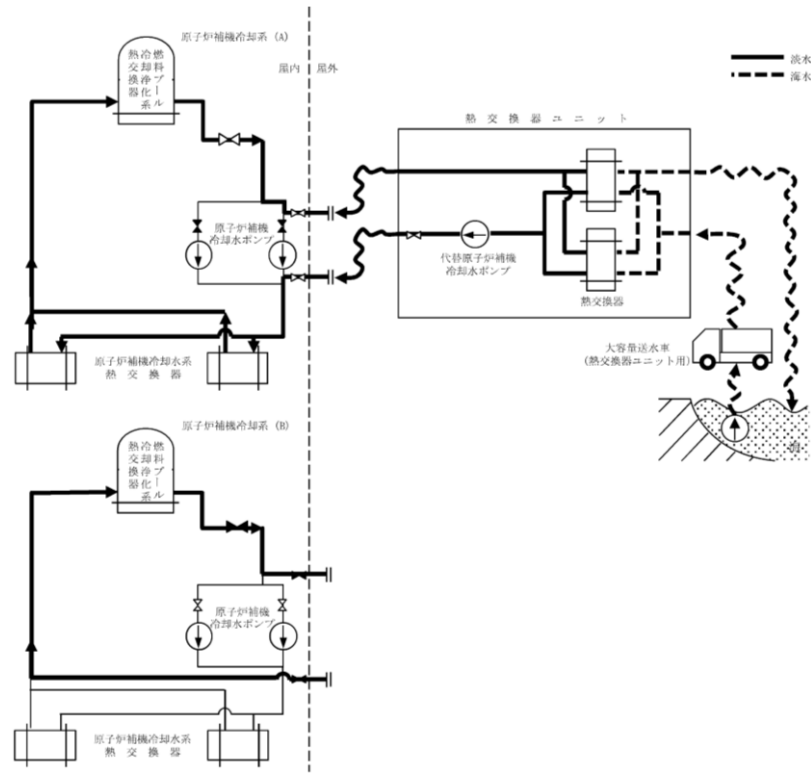


第 3.11-8 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統  
概要図  
(燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その 2) (6号炉)



第 3.11-10 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図  
(燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 (原子炉補機代替冷却系 屋内の接続口を使用))

・設備の相違



第 3.11-8 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)

・設備の相違

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

まとめ資料比較表 [56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。			
相違No.	相違理由		
①	水源の位置付けによる相違（【重大事故対処設備】柏崎6/7：復水貯蔵槽，東海第二：代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備，島根2号炉：低圧原子炉代替注水槽【代替淡水源（措置）】柏崎6/7：防火水槽，淡水貯水池，東海第二：対象設備なし，島根2号炉：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）【自主対策設備】東海第二：復水貯蔵タンク，島根2号炉：復水貯蔵タンク）		
②	S A水源の相違に伴う注水手段の相違		
③	島根2号炉は，S A水源を水源とした各注水手順は常設重大事故等対処設備を使用する設計としており，可搬型設備を用いた手順は代替淡水源（措置）である，輪谷貯水槽（西1）及び（西2）を使用する		
④	島根2号炉は，系統を経由することなく可搬型設備による低圧原子炉代替注水槽への補給が可能		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b></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>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p>	<p>9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備</p>	<p>3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b></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>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.13.1 適合方針</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図を第3.13-1 図から第3.13-8 図に示す。</p> <p>3.13.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、<u>復水貯蔵槽</u>、<u>サプレッション・チェンバ</u>及び<u>ほう酸水注入系貯蔵タンク</u>を設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として<u>防火水槽</u>及び<u>淡水貯水池</u>を設ける。また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、<u>大容量送水車 (海水取水用)</u>を設ける。</p> <p>代替水源からの移送ルートを確認し、<u>移送ホース</u>及び<u>ポンプ</u>については、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(1) 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>a. <u>復水貯蔵槽</u>を水源とした場合に用いる設備</p> <p>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である<u>高圧代替注水系</u>、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>及び</p>	<p>9.12.1 概要</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図を第9.12-1 図から第9.12-23 図に示す。</p> <p>9.12.2 設計方針</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、<u>代替淡水貯蔵槽</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>サプレッション・チェンバ</u>及び<u>ほう酸水貯蔵タンク</u>を設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として<u>多目的タンク</u>、<u>原水タンク</u>、<u>ろ過水貯蔵タンク</u>及び<u>純水貯蔵タンク</u>を設ける。</p> <p><u>代替淡水貯蔵槽</u>を水源として重大事故等の対応を実施する際には、<u>西側淡水貯水設備</u>を代替淡水源とし、<u>西側淡水貯水設備</u>を水源として重大事故等の対応を実施する際には、<u>代替淡水貯蔵槽</u>を代替淡水源とする。また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>を設ける。</p> <p>代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(1) 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>a. <u>代替淡水貯蔵槽</u>を水源とした場合に用いる設備</p> <p>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である<u>低圧代替注水系 (常設)</u>、<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>、</p>	<p>3.13.1 適合方針</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図を第3.13-1 図から第3.13-11 図に示す。</p> <p>3.13.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>、<u>サプレッション・チェンバ</u>及び<u>ほう酸水貯蔵タンク</u>を設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として<u>輪谷貯水槽 (西1)</u>及び<u>輪谷貯水槽 (西2)</u>を設ける。また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、<u>大量送水車</u>を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、<u>大量送水車</u>及び<u>大型送水ポンプ車</u>を設ける。</p> <p>代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(1) 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>a. <u>低圧原子炉代替注水槽</u>を水源とした場合に用いる設備</p> <p>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>、<u>格納容器代替スプレイ系 (常設)</u>及び<u>ペデス</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>水源の位置付けによる相違(以下、①の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として、<u>復水貯蔵槽</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>復水貯蔵槽</u></li> </ul> <p>各系統の詳細については、「<u>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</u>」、「<u>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</u>」、「<u>3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>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</u>」に記載する。</p>	<p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>及び<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>の水源として、また、<u>使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）</u>、<u>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>及び<u>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>の水源として、<u>代替淡水貯蔵槽</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>代替淡水貯蔵槽</u></li> </ul> <p>各系統の詳細については、「<u>4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u>」、「<u>5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>」、「<u>9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>9.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u>」に記載する。</p> <p>b. <u>西側淡水貯水設備を水源とした場合に用いる設備</u></p> <p><u>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>及び<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>の水源として、また、<u>使用済燃料プールの注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）</u>の水源として、<u>西側淡水貯水設備</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>西側淡水貯水設備</u></li> </ul> <p>各系統の詳細については、「<u>4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u>」、「<u>5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>」、「<u>9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>9.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</u>」に記載する。</p>	<p><u>タル代替注水系（常設）</u>の水源として、<u>低圧原子炉代替注水槽</u>を使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>低圧原子炉代替注水槽</u></li> </ul> <p>各系統の詳細については、「<u>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</u>」、「<u>3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>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</u>」に記載する。</p>	<p>SA水源の相違に伴う注水手段の相違（以下、②の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、SA水源を水源とした各注水手順は常設重大事故等対処設備を使用する設計としており、可搬型設備を用いた手順は代替淡水源（措置）である、輪谷貯水槽（西1）及び（西2）を使用する（以下、③の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備</p> <p>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。</p>	<p>c. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備</p> <p>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、<u>代替循環冷却系</u>、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>、低圧炉心スプレイ系、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。</p>	<p>b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備</p> <p>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である<u>高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、残留熱除去系（低圧注水モード、<u>格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード</u>）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉の高圧原子炉代替注水系の水源は、設計基準事故対処設備（高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系）の水源である復水貯蔵タンクに対し、共通要因により機能を損なわないサプレッション・チェンバを SA 水源として使用（原子炉隔離時冷却系も同様）</li> <li>・炉型の違い</li> <li>【柏崎 6/7】 ABWR プラントである柏崎 6/7 には、ECCS の構成が相違していることから、低圧炉心スプレイ系に対応する系統は無い</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバ</li> </ul> <p>各系統の詳細については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「3.4 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」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p> <p>c. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系貯蔵タンク (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)</li> </ul> <p>本系統の詳細については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。</p> <p>d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池を使用する。</p> <p>各系統の詳細については、「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」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「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」及び「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。</p> <p>e. 海を水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバ</li> </ul> <p>各系統の詳細については、「5.7 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」、「5.9 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」及び「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p> <p>d. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水貯蔵タンク (6.7 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)</li> </ul> <p>本系統の詳細については、「6.7 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」に記載する。</p> <p>e. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラビング水補給の水源として、代替淡水源である多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクを使用する。</p> <p>f. 海を水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバ</li> </ul> <p>各系統の詳細については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「3.4 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」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p> <p>c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用する。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水貯蔵タンク (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)</li> </ul> <p>本系統の詳細については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。</p> <p>d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系の水源として、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する。</p> <p>各系統の詳細については、「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」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「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」及び「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。</p> <p>e. 海を水源とした場合に用いる設備  想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であ</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違  【東海第二】  島根2号炉は、代替淡水源を水源とした各種注水系への供給設備を重大事故等対処設備とし、格納容器フィルタベント系への供給設備を自主対策設備として整備</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>及び<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>の水源として、また、<u>使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大容量送水車（海水取水用）</u>を使用する。</p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）</u>は、海水を各系統へ供給できる設計とする。</p> <p>また、<u>代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>及び<u>原子炉建屋放水設備の大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の水源として、海を使用する。</p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）</u>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"> <li>・<u>大容量送水車（海水取水用）（6号及び7号炉共用）</u></li> <li>・<u>燃料補給設備（6号及び7号炉共用）（3.14 電源設備）</u> 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。</li> <li>その他、<u>設計基準事故対処設備である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。</u></li> <li>各系統の詳細については、「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」、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「3.6 原子炉</li> </ul>	<p>源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>及び<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>の水源として、また、<u>使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、<u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>を使用する。</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、海水を各系統へ供給できる設計とする。</p> <p>また、<u>放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）の可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の水源として、海を使用する。</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>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"> <li>・<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></li> <li>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></li> <li>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u></li> <li>・<u>燃料給油設備（10.2 代替電源設備）</u> 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。</li> <li>各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「5.9 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」、「9.6 原子炉格納容器</li> </ul>	<p>るとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>及び<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、<u>大量送水車</u>を使用する。</p> <p><u>大量送水車</u>は、海水を各系統へ供給できる設計とする。</p> <p>また、<u>原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備の大型送水ポンプ車</u>の水源として、海を使用する。</p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車</u>の燃料は、燃料補給設備である<u>ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</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"> <li>・<u>大量送水車</u></li> <li>・<u>大型送水ポンプ車</u></li> <li>・<u>燃料補給設備（3.14 電源設備）</u> 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。</li> <li>その他、<u>設計基準事故対処設備である非常用取水設備（取水口、取水管、取水槽）を重大事故等対処設備として使用する。</u></li> <li>各系統の詳細については、「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」、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「3.6 原</li> </ul>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可搬型設備である原子炉補機代替冷却系により対応する設計とするが、東海第二は常設設備である緊急用海水系により対応する設計</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器内の冷却等のための設備」, 「3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」, 「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「3.12 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>(2) 水源へ水を供給するための設備</p> <p>a. 復水貯蔵槽へ水を供給するための設備</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として, <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> は, 代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また, 淡水が枯渇した場合に, 重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として, <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> 及び<u>大容量送水車 (海水取水用)</u> を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> 及び<u>大容量送水車 (海水取水用)</u> は, 海水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> 及び<u>大容量送水車 (海水取水用)</u> 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"> <li>・<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u> (6号及び7号炉共用)</li> <li>・<u>大容量送水車 (海水取水用)</u> (6号及び7号炉共用)</li> <li>・<u>燃料補給設備 (6号及び7号炉共用)</u> (3.14 電源設備)</li> </ul>	<p>内の冷却等のための設備」, 「9.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」及び「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>(2) 水源へ水を供給するための設備</p> <p>a. 代替淡水貯蔵槽へ水を供給するための設備</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として, <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> は, 代替淡水源である西側淡水貯水設備, 多目的タンク, 原水タンク, ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの淡水を, <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> は, 多目的タンク, 原水タンク, ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの淡水を代替淡水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また, 淡水が枯渇した場合に, 重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯蔵槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として, <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> 及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> 及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u> は, 海水を代替淡水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u> 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"> <li>・<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></li> <li>・<u>燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</u></li> </ul>	<p>子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」, 「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「3.12 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>(2) 水源へ水を供給するための設備</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として, <u>大量送水車</u> を使用する。</p> <p><u>大量送水車</u> は, 代替淡水源である輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また, 淡水が枯渇した場合に, 重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として, <u>大量送水車</u> 及び<u>大型送水ポンプ車</u> を使用する。</p> <p><u>大量送水車</u> 及び<u>大型送水ポンプ車</u> は, 海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。</p> <p><u>大量送水車</u> 及び<u>大型送水ポンプ車</u> の燃料は, 燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク, <u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u> 又は <u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</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"> <li>・<u>大量送水車</u></li> <li>・<u>大型送水ポンプ車</u></li> <li>・<u>燃料補給設備 (3.14 電源設備)</u></li> </ul>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>①の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>島根 2号炉は, 系統を経由することなく可搬型設備による低圧原子炉代替注水槽への補給が可能 (以下, ④の相違)</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>④の相違</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本システムの流路として、<u>復水補給水系の配管及び弁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である非常用取水設備の海水貯留堰、スクリーン室及び取水路並びに設計基準対象施設である復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備の主要機器仕様を第3.13-1表に示す。</p> <p>ほう酸水注入系については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。</p> <p>燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。</p> <p>非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。</p> <p>3.13.1.1.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響</p>	<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><u>b. 西側淡水貯水設備へ水を供給するための設備</u></p> <p><u>重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプを使用する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水源である代替淡水貯槽、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの淡水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</u></p> <p><u>また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である西側淡水貯水設備へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプを使用する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプは、海水を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、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。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水大型ポンプ</li> <li>・燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)</li> </ul> <p><u>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p>ほう酸水注入系については、「6.7 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」に記載する。</p> <p>燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。</p> <p>9.12.2.1 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</p>	<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><u>その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備(取水口、取水管、取水槽)を重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p><u>重大事故等の収束に必要な水の供給設備の主要機器仕様を第3.13-1表に示す。</u></p> <p>ほう酸水注入系については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。</p> <p>燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。</p> <p>非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。</p> <p>3.13.1.1.1 多様性、位置的分散</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>防止等」に示す。</p> <p><u>復水貯蔵槽</u>を水源とする<u>高圧代替注水系</u>、<u>低圧代替注水系</u>（常設）、<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>（常設）及び<u>格納容器下部注水系</u>（常設）の多様性、位置的分散については、「<u>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</u>」、「<u>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</u>」、「<u>3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</u>」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバを水源とする<u>代替循環冷却系</u>の多様性、位置的分散については、「<u>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>」に記載する。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>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><u>大容量送水車 (海水取水用)</u>は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>防止等」に示す。</p> <p><u>代替淡水貯蔵槽</u>を水源とする<u>低圧代替注水系</u>（常設）、<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>（常設）、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</u>、<u>格納容器下部注水系</u>（常設）、<u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u>、<u>代替燃料プール注水系 (注水ライン)</u>、<u>代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)</u> 及び <u>代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル)</u> の多様性、位置的分散については、「<u>4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u>」、「<u>5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>」、「<u>9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>9.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</u>」に記載する。</p> <p><u>西側淡水貯水設備</u>を水源とする<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</u>、<u>格納容器下部注水系 (可搬型)</u> 及び <u>代替燃料プール注水系 (注水ライン)</u> の多様性、位置的分散については、「<u>4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</u>」、「<u>5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</u>」、「<u>9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>9.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</u>」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバを水源とする<u>高圧代替注水系</u>、<u>代替循環冷却系</u>の多様性、位置的分散については、「<u>5.7 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</u>」及び「<u>9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>」に記載する。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>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><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>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>防止等」に示す。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水槽</u>を水源とする<u>低圧原子炉代替注水系</u>（常設）、<u>格納容器代替スプレイ系</u>（常設）及び<u>ペDESTAL代替注水系</u>（常設）の多様性、位置的分散については、「<u>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</u>」、「<u>3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備</u>」及び「<u>3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</u>」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバを水源とする<u>高圧原子炉代替注水系</u>及び<u>残留熱代替除去系</u>の多様性、位置的分散については、「<u>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</u>」及び「<u>3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u>」に記載する。</p> <p><u>大量送水車</u>は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>大量送水車</u>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><u>大型送水ポンプ車</u>は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p><u>大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、高圧代替注水系の第一水源をサプレッション・チェンバではなく復水貯蔵槽として設定</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.13.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ</u>は, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用)</u>は, 通常時は接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用)</u>は, <u>治具や輪留めによる固定等</u>をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用)</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.13.1.1.3 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>復水貯蔵槽は, 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容量が, 想定される重大事故等時において, 代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有しているため, 設計基準対象施設と同仕様で設計する。</u></p> <p><u>サプレッション・チェンバ</u>は, 設計基準対象施設と兼用しており, 設計基準対象施設としての保有水量での水頭が, 想定される重大事故等時において, <u>代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な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。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1 セット4 台使用する。保有数は, <u>6 号及び7 号炉共用で4 セット16 台</u>に加えて, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1 台 <u>6 号及び7 号炉共用</u>の合計17 台を保管する。</p>	<p>9.12.2.2 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>代替淡水貯槽, 西側淡水貯水設備及びサプレッション・チェンバ</u>は, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</u>は, 通常時は接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</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, <u>治具や輪留めによる固定等</u>をすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>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, 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>9.12.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>サプレッション・チェンバ</u>は, 設計基準対象施設と兼用しており, 設計基準対象施設としての保有水量での水頭が, 想定される重大事故等時において, <u>高圧代替注水系で使用する常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系で使用する代替循環冷却系ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な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。</u></p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1 セット2 台使用する。保有数は, 2 セット4 台に加えて, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1 台の合計5 台を保管する。</p>	<p>3.13.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバ</u>は, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車</u>は, 通常時は接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車</u>は, 輪留めによる固定等をするすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車</u>は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.13.1.1.3 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水槽は, 想定される重大事故等時において, 代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>サプレッション・チェンバ</u>は, 設計基準対象施設と兼用しており, 設計基準対象施設としての保有水量での水頭が, 想定される重大事故等時において, <u>高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な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。</u></p> <p><u>大量送水車</u>は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1 セット1 台使用する。保有数は2 セット2 台に加えて, 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1 台の合計3 台を分散して保管する。</p> <p><u>大量送水車 (海水取水用) は, 想定される重大事故等時にお</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 治具を使用しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は, 高圧代替注水系の第一水源をサプレッション・チェンバではなく復水貯蔵槽として設定</p> <p>・他号炉と共用しない ・他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>大容量送水車(海水取水用)</u>は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能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、<u>6号及び7号炉共用で2セット2台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(<u>6号及び7号炉共用</u>)の合計3台を保管する。</p> <p>代替水源からの移送ホースは、複数ルートを検討してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。</p> <p>3.13.1.1.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>復水貯蔵槽</u>は、<u>廃棄物処理建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>サプレッション・チェンバは、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>及び<u>大容量送水車(海水取水用)</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>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>の常設設備との接続及び操作並びに<u>系統構成に必要な弁操作</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。また、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>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</p>	<p><u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、<u>2セット2台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</p> <p><u>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(放水用)のバックアップ用1台と共用する。</u></p> <p>代替水源からのホースは、複数ルートを検討してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。</p> <p>9.12.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>代替淡水貯蔵槽</u>は、<u>屋外</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>西側淡水貯水設備</u>は、<u>屋外</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>サプレッション・チェンバは、<u>原子炉建屋原子炉棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</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>可搬型代替注水中型ポンプ</u>及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>の常設設備との接続及び操作並びに<u>系統構成に必要な弁操作</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。また、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、</p>	<p>いて、<u>重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台</u>使用する。保有数は、<u>2セット2台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計<u>3台を分散して</u>保管する。</p> <p><u>大量送水車及び大量送水車(海水取水用)のバックアップについては、1台を兼用する。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車</u>は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。</p> <p>代替水源からのホースは、複数ルートを検討してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。</p> <p>3.13.1.1.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水槽</u>は、<u>低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>サプレッション・チェンバは、<u>原子炉建物原子炉棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車</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>大量送水車</u>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。また、<u>大量送水車</u>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とともに、<u>海から直接取水する際の異物</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> <li>・他号炉と共用しない</li> </ul> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、可搬型設備を用いた水の供給</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>することで、設備への影響を考慮する。</p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）</u>の操作等は、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（海水取水用）</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>3.13.1.1.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>復水貯蔵槽</u>を水源とする<u>高压代替注水系</u>、<u>低压代替注水系</u>（常設）、<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>（常設）及び<u>格納容器下部注水系</u>（常設）の操作性については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバを水源とする<u>代替循環冷却系</u>の操作性については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p>	<p>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><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>の操作等は、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>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ</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>9.12.2.5 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><u>代替淡水貯蔵槽</u>を水源とする<u>低压代替注水系</u>（常設）、<u>低压代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>（常設）、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>、<u>格納容器下部注水系</u>（常設）、<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>、<u>代替燃料プール注水系（注水ライン）</u>、<u>代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）</u>及び<u>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>の操作性については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「9.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。</p> <p><u>西側淡水貯水設備</u>を水源とする<u>低压代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>、<u>格納容器下部注水系（可搬型）</u>及び<u>代替燃料プール注水系（注水ライン）</u>の操作性については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「9.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバを水源とする<u>高压代替注水系</u>及び<u>代替循環冷却系</u>の操作性については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p>	<p><b>の流入防止を考慮した設計とする。</b></p> <p><u>大型送水ポンプ車</u>の操作等は、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>大型送水ポンプ車</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>3.13.1.1.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>低压原子炉代替注水槽</u>を水源とする<u>低压原子炉代替注水系</u>（常設）、<u>格納容器代替スプレイ系</u>（常設）及び<u>ペDESTAL代替注水系</u>（常設）の操作性については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低压時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。</p> <p>サプレッション・チェンバを水源とする<u>高压原子炉代替注水系</u>及び<u>残留熱代替除去系</u>の操作性については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。</p>	<p>手順では系統構成、弁操作不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は、高压代替注水系の第一水源をサプレッション・チェンバではなく復水貯蔵槽と</p>

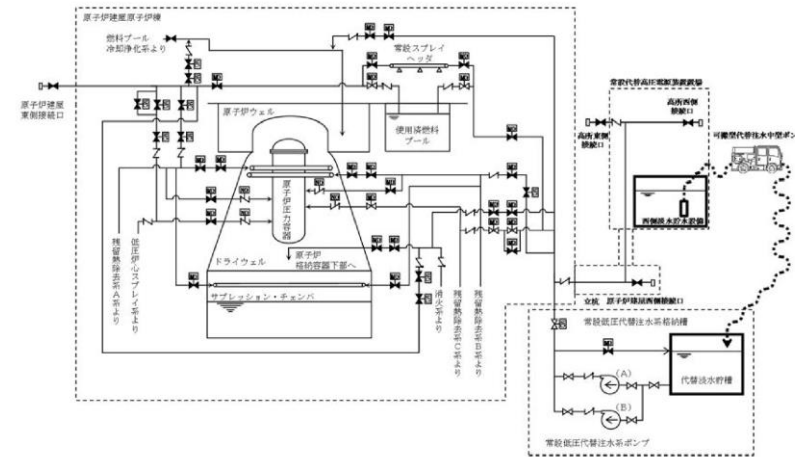


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて復水貯蔵槽へ淡水を供給する系統及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) と大容量送水車 (海水取水用) を用いて復水貯蔵槽へ海水を供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用) は、付属の操作スイッチにより、設置場所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>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び大容量送水車 (海水取水用) 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。</u></p> <p><u>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、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>大容量送水車 (海水取水用) と可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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。</u></p> <p><u>大容量送水車 (海水取水用) を用いて海水を各系統に供給する系統は、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。</u></p> <p><u>大容量送水車 (海水取水用) 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>大容量送水車 (海水取水用) 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。</u></p>	<p><u>可搬型代替注水中型ポンプを用いて代替淡水貯蔵槽へ淡水を供給する系統及び可搬型代替注水中型ポンプを用いて代替淡水貯蔵槽へ海水を供給する系統は、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。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプを用いて西側淡水貯水設備へ淡水を供給する系統及び可搬型代替注水大型ポンプを用いて西側淡水貯水設備へ海水を供給する系統は、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。</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、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>可搬型代替注水中型ポンプ及び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行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプを接続する接続口及び可搬型代替注水大型ポンプを接続する接続口については、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ホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</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を用いて海水を各系統に供給する系統は、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。</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、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>可搬型代替注水中型ポンプ及び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</u></p>	<p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車は、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、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</u></p> <p><u>大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</u></p> <p><u>大型送水ポンプ車と大量送水車との接続は、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。</u></p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車を用いて海水を各系統に供給する系統は、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。</u></p>	<p>して設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、可搬型設備を用いた水の供給手順では系統構成、弁操作不要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、可搬型設備を用いた水の供給手順では系統構成、弁操作不要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・他号炉と共用しない</li> </ul>

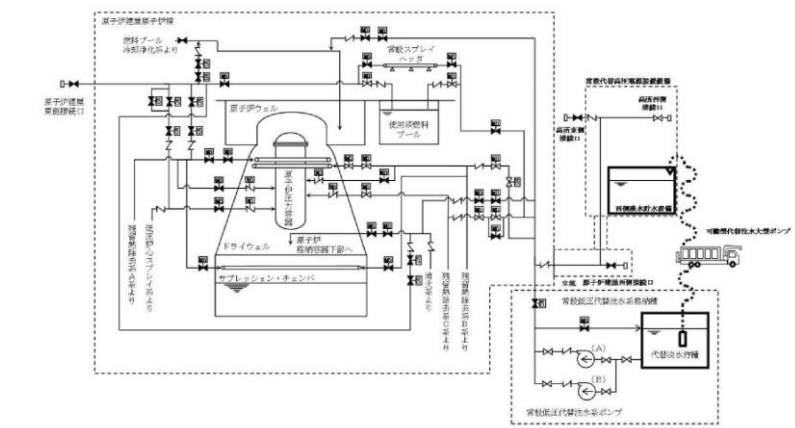
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>大容量送水車（海水取水用）と各系統との接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</u></p> <p>3.13.1.1.6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>復水貯蔵槽は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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。</u></p> <p>また、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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。</u></p> <p><u>大容量送水車（海水取水用）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。</u></p> <p><u>また、大容量送水車（海水取水用）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。</u></p>	<p><u>能な設計とする。</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と各系統との接続は、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。</u></p> <p>9.12.3 主要設備及び仕様</p> <p><u>重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様を第9.12-1表に示す。</u></p> <p>9.12.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能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。</u></p> <p>また、<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、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。</u></p>	<p>3.13.1.1.6 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水槽は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に水位の確認により漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。</u></p> <p>サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>大量送水車及び大型送水ポンプ車は、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。</u></p> <p>また、<u>大量送水車及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p align="center"><u>第3.13-1表 重大事故等の収束に必要なとなる</u> <u>水の供給設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) 復水貯蔵槽 基 数 1 容 量 約2,100m<sup>3</sup> 主要部材質 ステンレス鋼ライニング</p> <p>(2) サプレッション・チェンバ 容 積 サプレッション・チェンバ・プール水量 約3,600m<sup>3</sup></p> <p>(3) ほう酸水注入系貯蔵タンク 第3.1-1表 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の主要仕様に記載する。</p> <p>(4) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6号及び7号炉共用) 第3.11-1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> <p>(5) 大容量送水車 (海水取水用) (6号及び7号炉共用) 個 数 2 (予備1) 容 量 900m<sup>3</sup>/h</p>	<p align="center"><u>第9.12-1表 重大事故等の収束に必要なとなる</u> <u>水の供給設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) 西側淡水貯水設備 基 数 1 容 量 約5,000m<sup>3</sup></p> <p>(2) 代替淡水貯槽 基 数 1 容 量 約5,000m<sup>3</sup></p> <p>(3) サプレッション・チェンバ 第9.1-1表 原子炉格納容器主要仕様に記載する。</p> <p>(4) ほう酸水貯蔵タンク 第6.1.2-2表 ほう酸水注入系の主要仕様に記載する。</p> <p>(5) 可搬型代替注水中型ポンプ 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> <p>(6) 可搬型代替注水大型ポンプ 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>	<p align="center"><u>第3.13-1表 重大事故等の収束に必要なとなる</u> <u>水の供給設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) 低圧原子炉代替注水槽 基 数 1 容 量 約1,300 m<sup>3</sup> 主要部材質 鉄筋コンクリート</p> <p>(2) サプレッション・チェンバ 容 積 サプレッション・プール水量 約2,800 m<sup>3</sup></p> <p>(3) ほう酸水貯蔵タンク 第3.1-1表 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の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(4) 大量送水車 第3.11-1表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。</p> <p>(5) 大量送水車 (海水取水用) 台 数 2 (予備1) 容 量 168m<sup>3</sup>/h/台以上 (吐出圧力 0.85MPa[gage]において) 120m<sup>3</sup>/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</p> <p>(6) 大型送水ポンプ車 第3.5-1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>・設備の相違</p>

・設備の相違

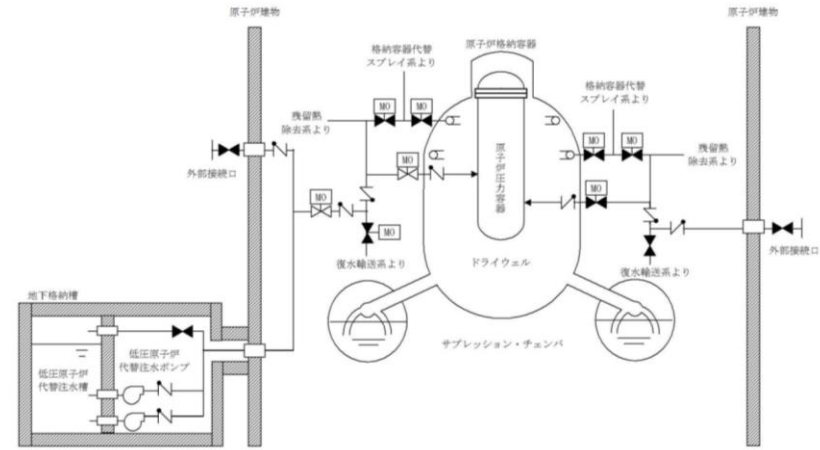
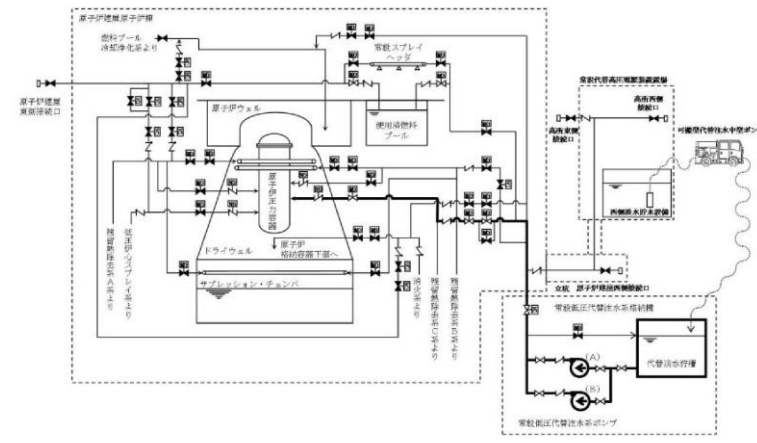
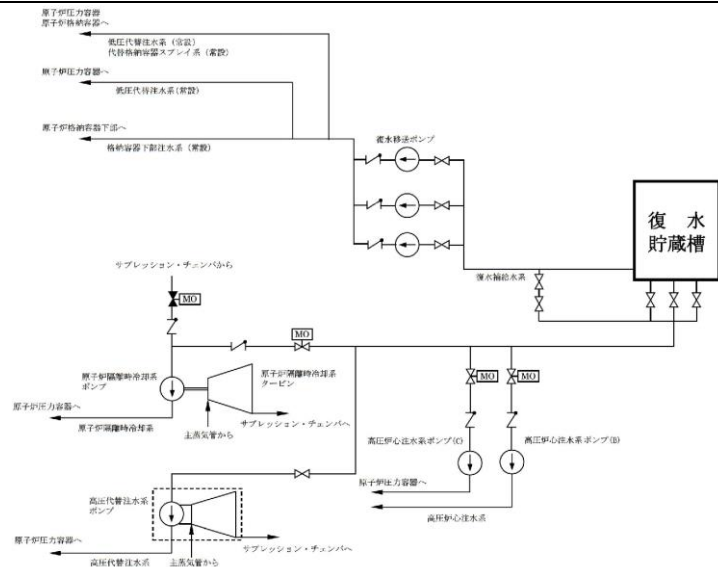


第9.12-1図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (代替淡水貯槽への補給)



第9.12-2図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (西側淡水貯水設備への補給)

・設備の相違



・設備の相違

第3.13-1 図(1) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

第9.12-3 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の

第3.13-1 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

系統概要図

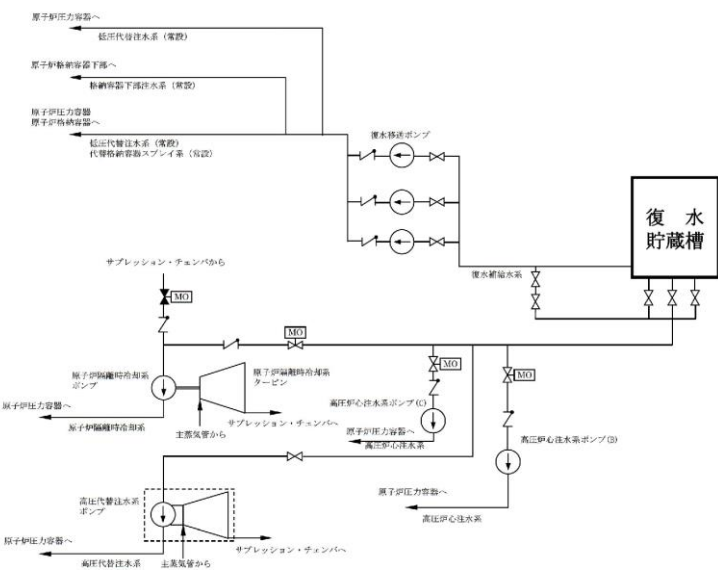
系統概要図

系統概要図

(復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備) (6号炉)

(代替淡水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水)(低压代替注水系(常設)による原子炉注水及び残存熔融炉心の冷却)

(低压原子炉代替注水槽を水源とした場合に用いる設備)



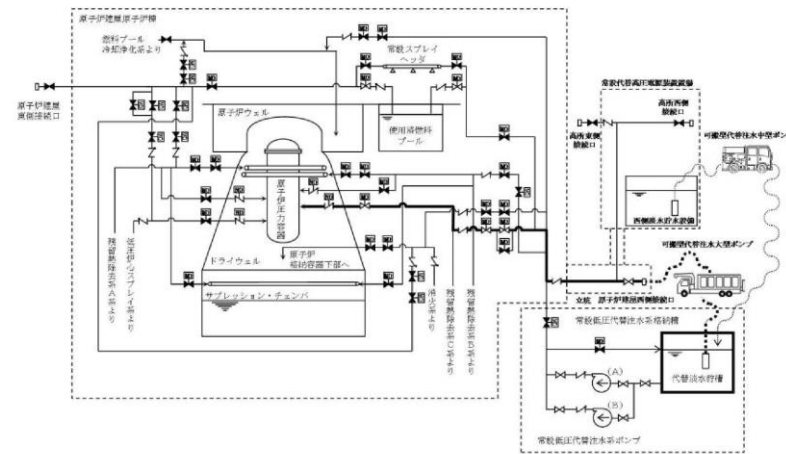
第3.13-1 図(2) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

・設備の相違

系統概要図

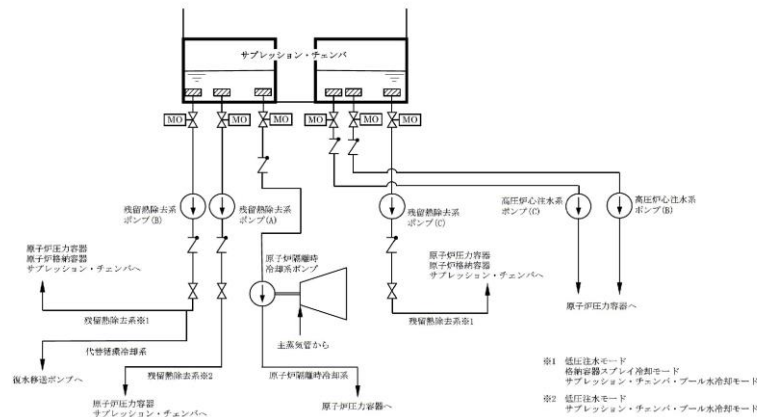
(復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備) (7号炉)

・設備の相違



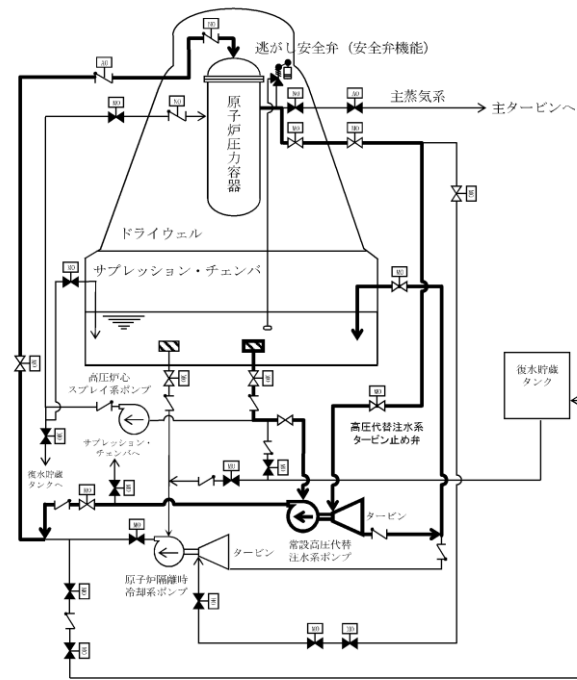
第9.12-4図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水)(低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却)



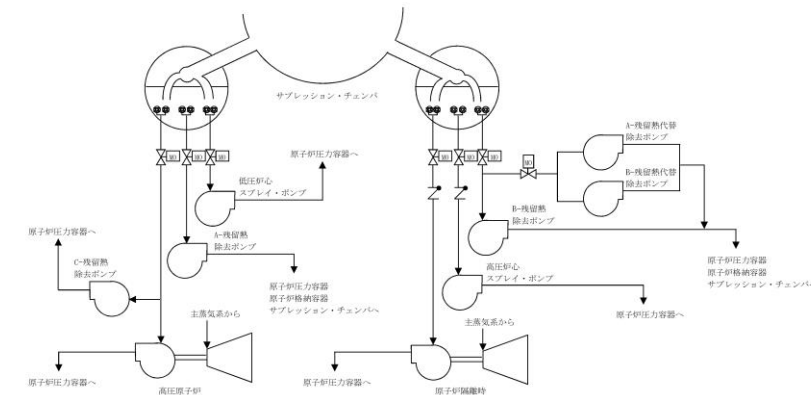
第3.13-2図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の系統概要図

(サブプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備)



第9.12-5図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の系統概要図

(サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水)(高圧代替注水系による原子炉の冷却)

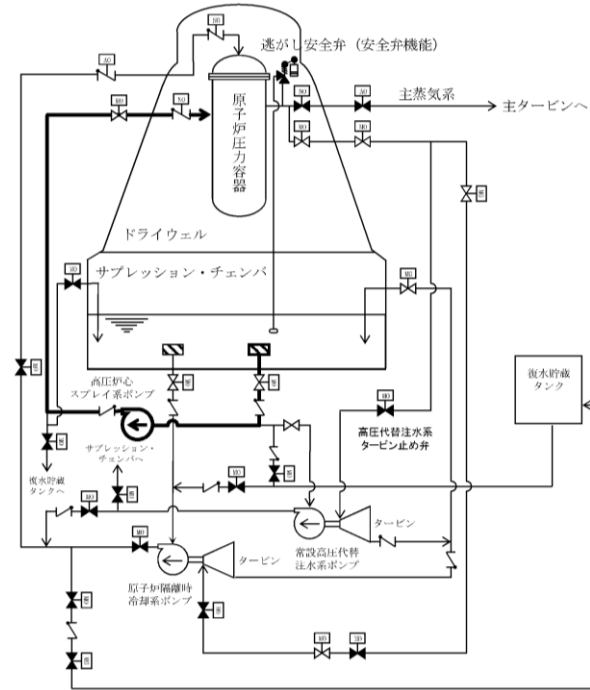


第3.13-2図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の系統概要図

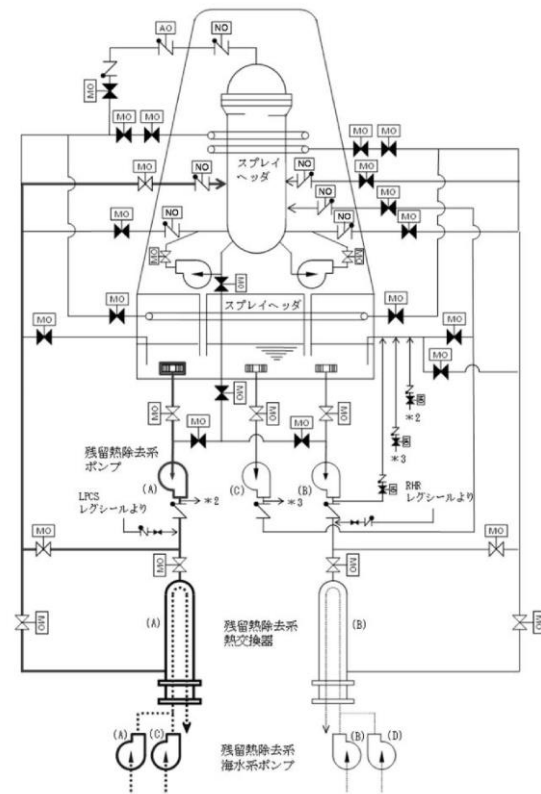
(サブプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備)

・設備の相違

・設備の相違



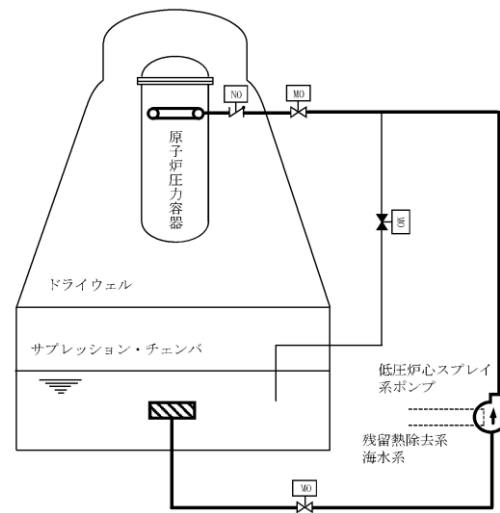
第9.12-6 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図 (サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水) (高圧炉心スプレイ系による原子炉注水)



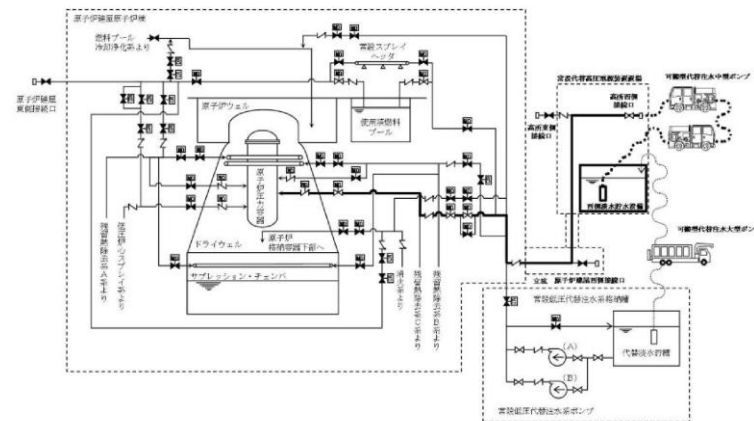
第9.12-7 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図 (サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水) (残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水)

・設備の相違

・設備の相違



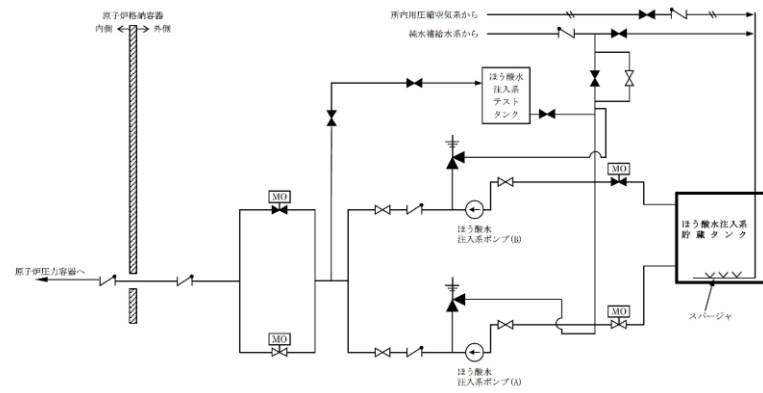
第9.12-8 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水) (低圧炉心スプレイ系による原子炉注水)



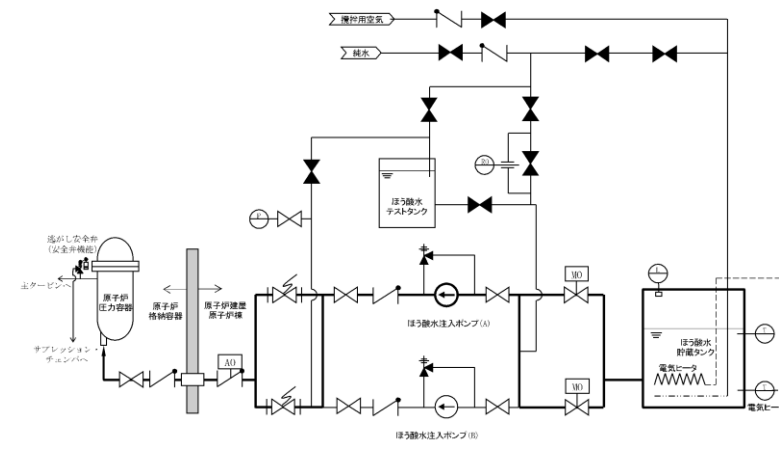
第9.12-9 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水) (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却)

・設備の相違

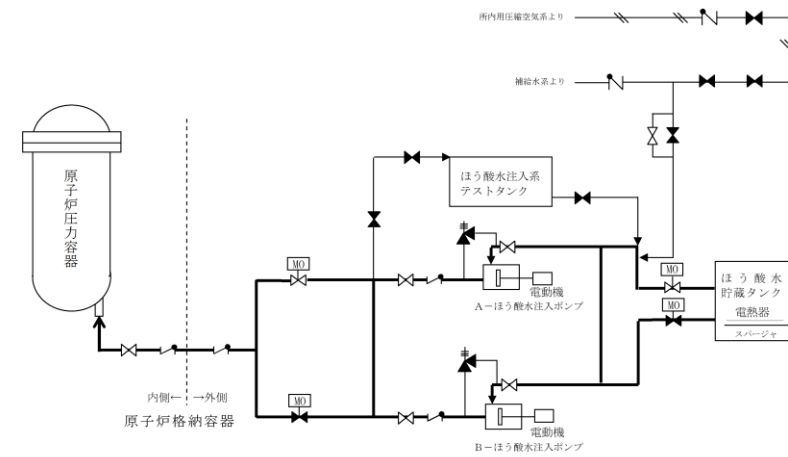




第3.13-3 図(1) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
系統概要図 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に  
用いる設備) (6号炉)

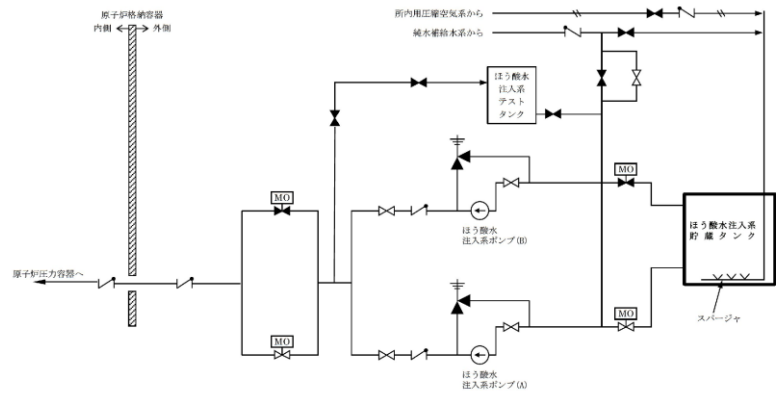


第9.12-10 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の  
系統概要図 (ほう酸水注入系による原子炉注水)



第3.13-3 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
系統概要図 (ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備)

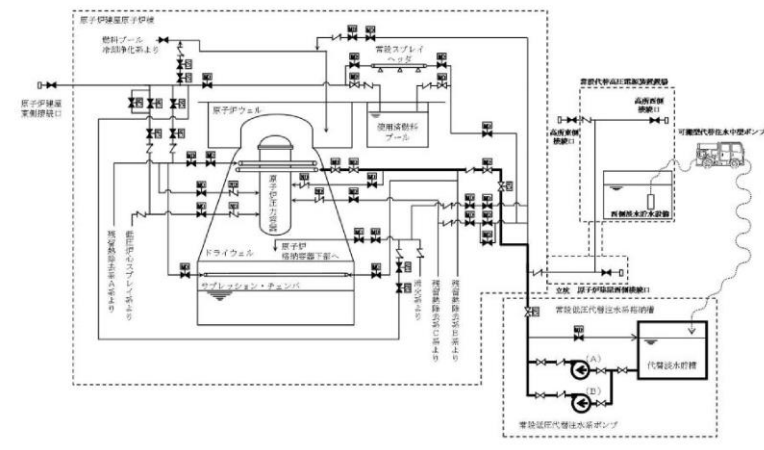
・設備の相違



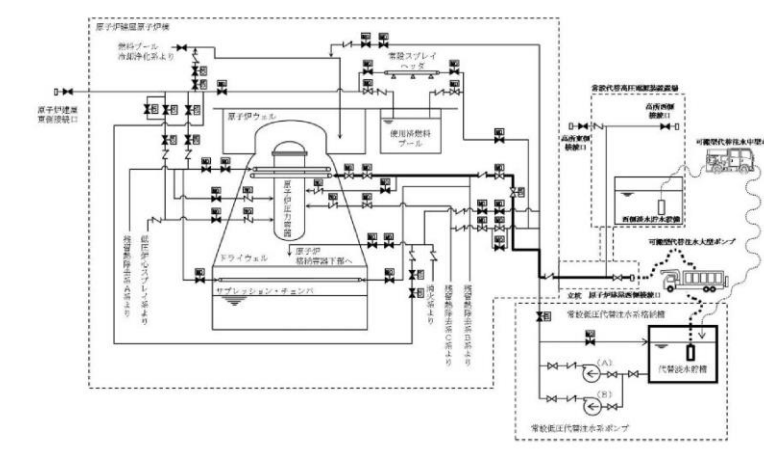
第3.13-3 図(2) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
系統概要図 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に  
用いる設備) (7号炉)

・設備の相違

・設備の相違



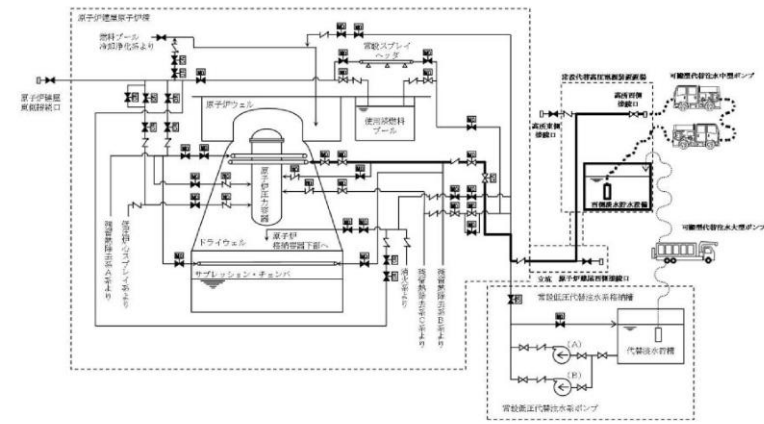
第 9.12-11 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図(代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却)  
(代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ)



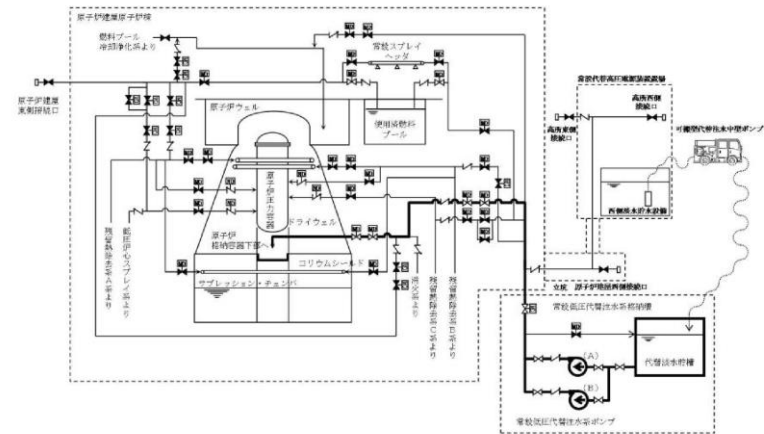
第 9.12-12 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図(代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却)  
(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ)

・設備の相違

・設備の相違



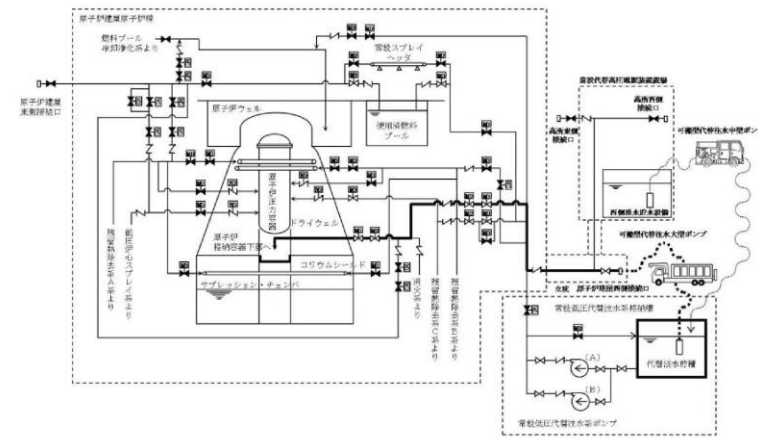
第 9. 12-13 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の  
 系統概要図  
 (西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器の冷却)  
 (代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による  
 原子炉格納容器の冷却)



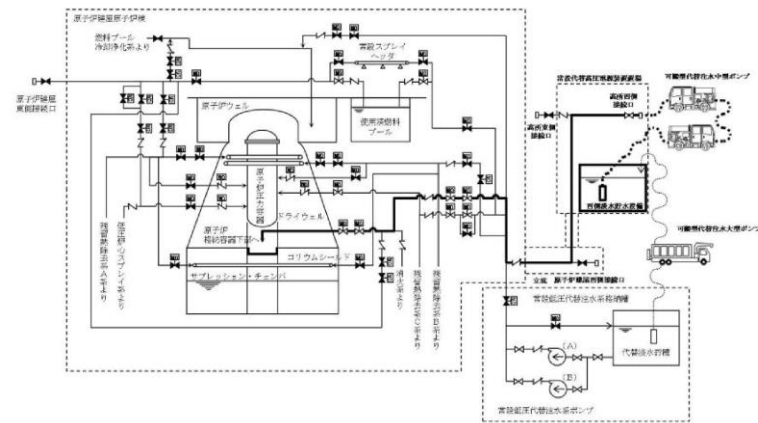
第 9. 12-14 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の  
 系統概要図 (代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への  
 注水) (格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL  
 (ドライウエル部) への注水)

・設備の相違

・設備の相違

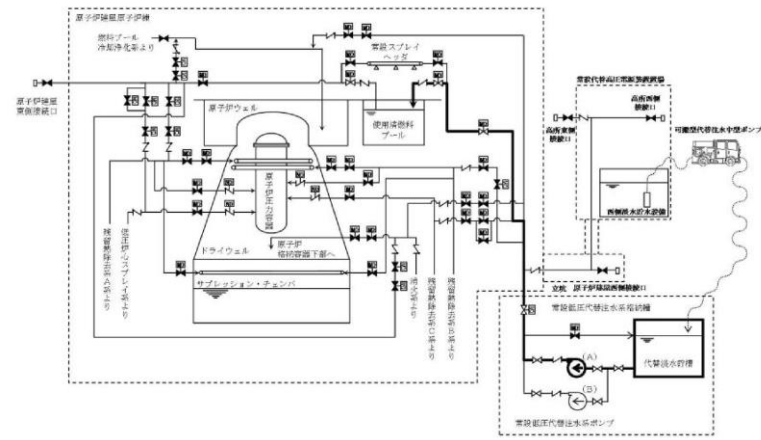


第 9. 12-15 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水) (格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水)

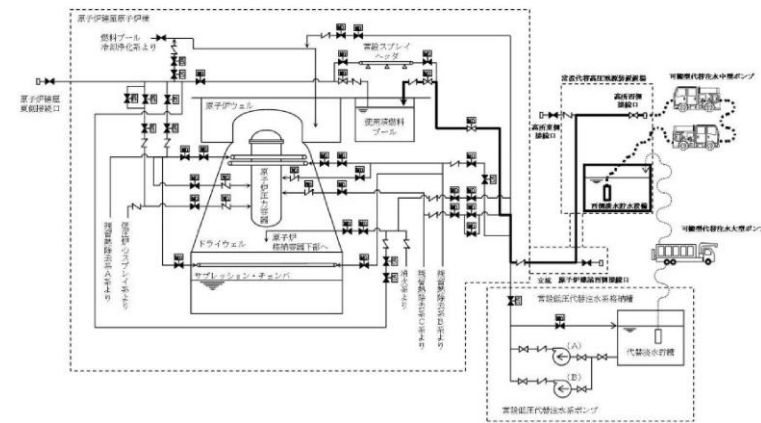


第 9. 12-16 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (西側淡水貯水設備を水源とした格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水)

・設備の相違



第 9.12-17 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水) (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)

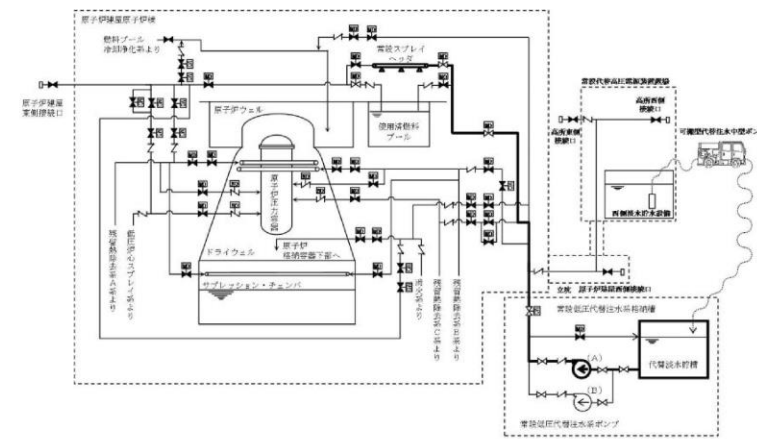


第 9.12-18 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (西側淡水貯水設備を水源とした代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水)

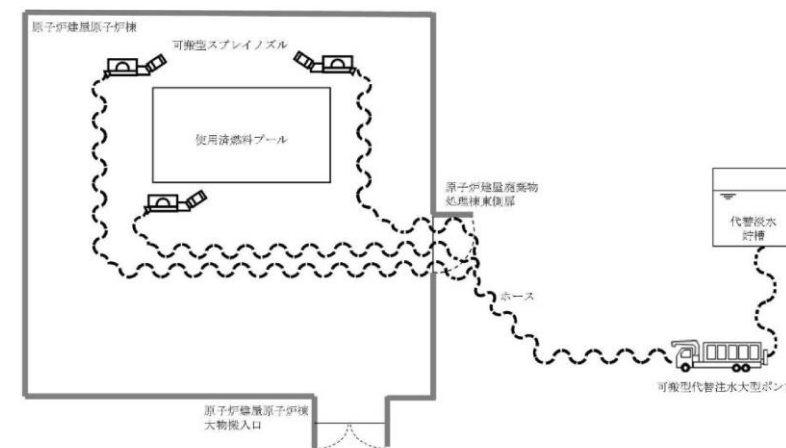
・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違

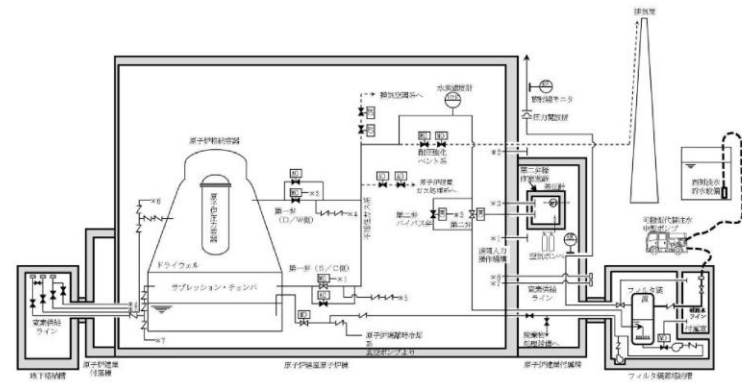


第 9.12-19 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレー) (代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッダ) を使用した使用済燃料プールスプレー)

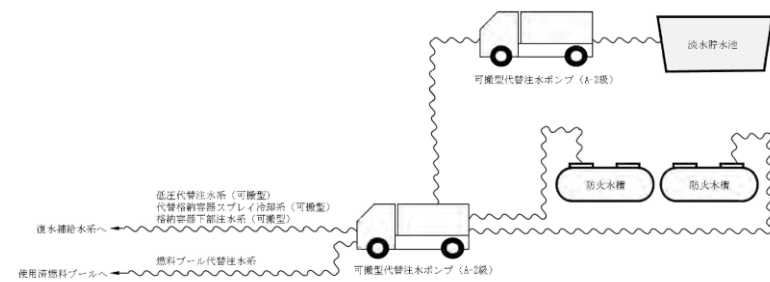


第 9.12-20 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図 (代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレー) (代替燃料プール注水系 (可搬型スプレーノズル) を使用した使用済燃料プールスプレー)

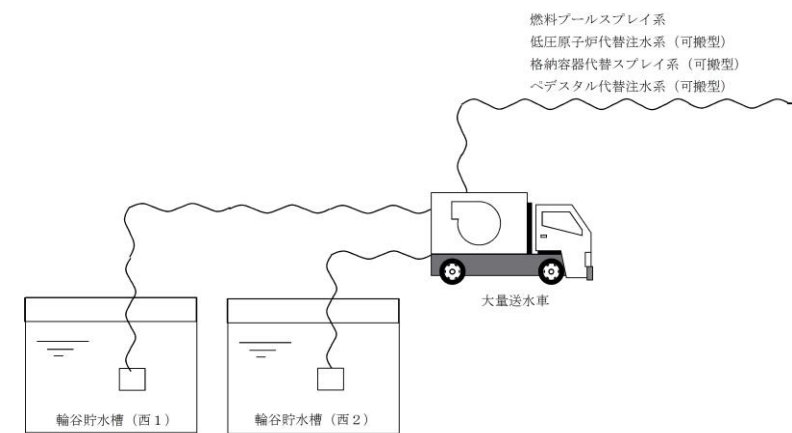
・設備の相違



第9.12-21 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の  
系統概要図 (西側淡水貯水設備を水源とした  
フィルタ装置用スクラビング水の補給)



第3.13-4 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備  
系統概要図 (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備  
(各系統の水源として使用))



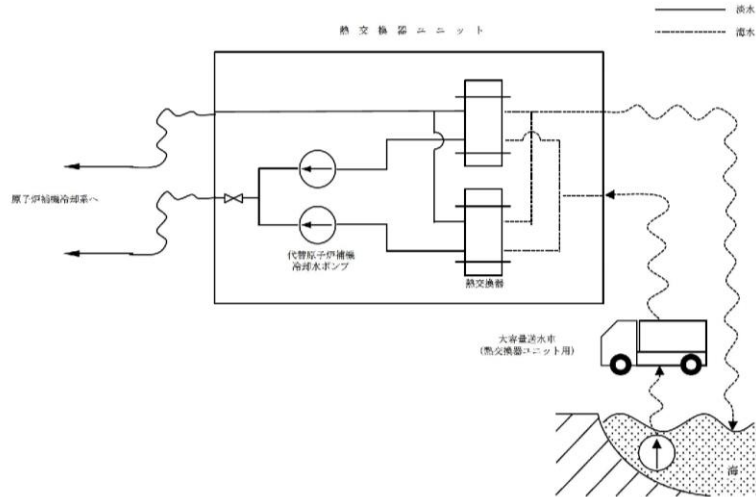
第3.13-4 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備  
系統概要図 (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備  
(各系統の水源として使用))

・設備の相違

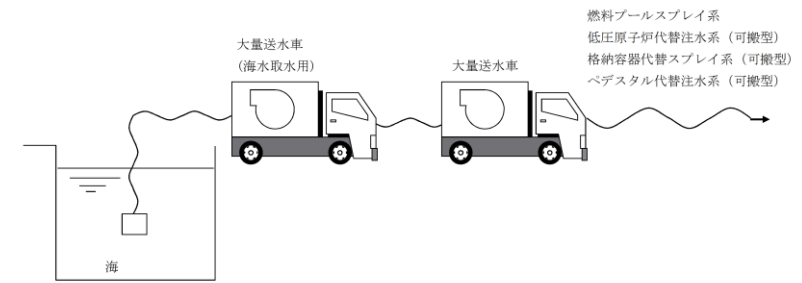
・設備の相違



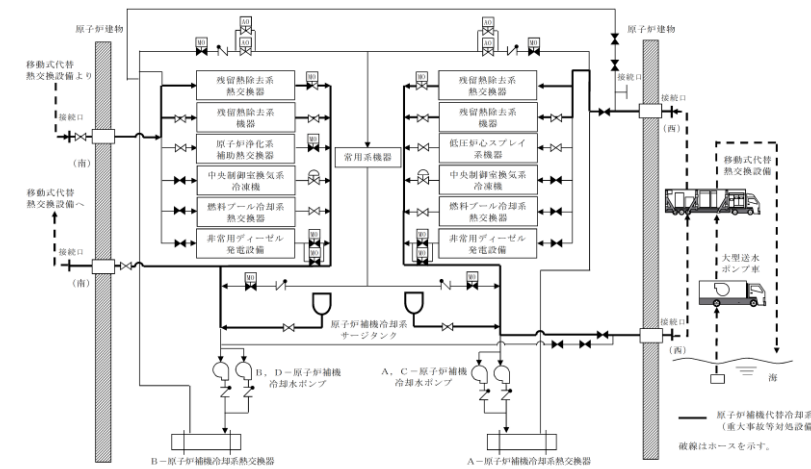
第3.13-5 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備  
 系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
 (各系統の水源として使用))



第3.13-6 図(1) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備  
 系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (その1)



第3.13-5 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備  
 系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
 (各系統の水源として使用))



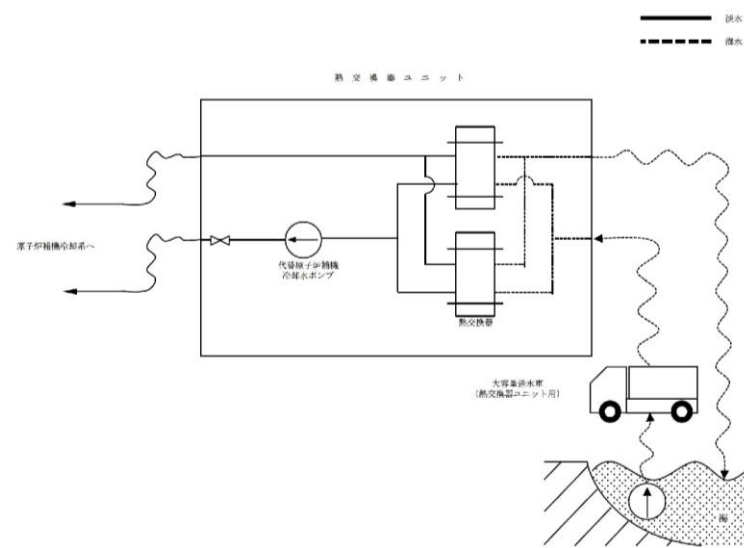
第3.13-6 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備  
 系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (屋外の接続口を使用)

・設備の相違

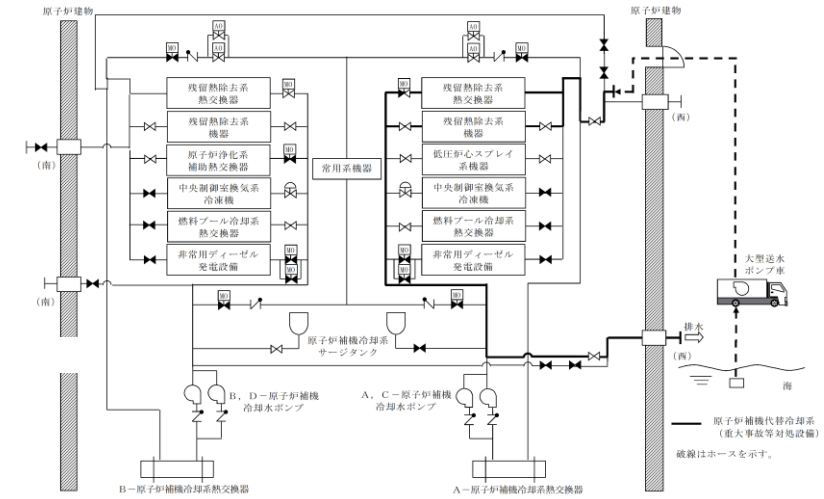
・記載方針の相違

【柏崎 6/7】  
 島根 2号炉は、屋外の  
 接続口及び屋内の接続  
 口それぞれの概要図を  
 作成



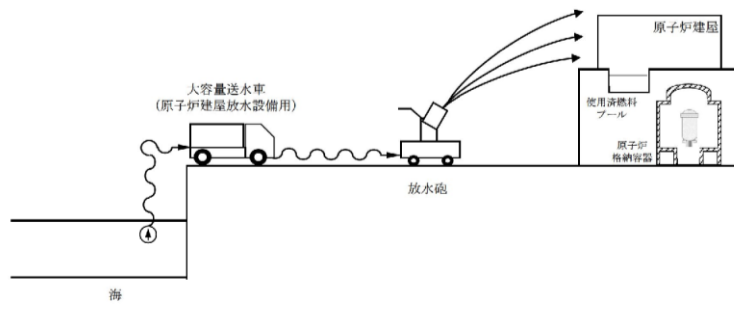


第3.13-6 図(2) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
 系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (その2)

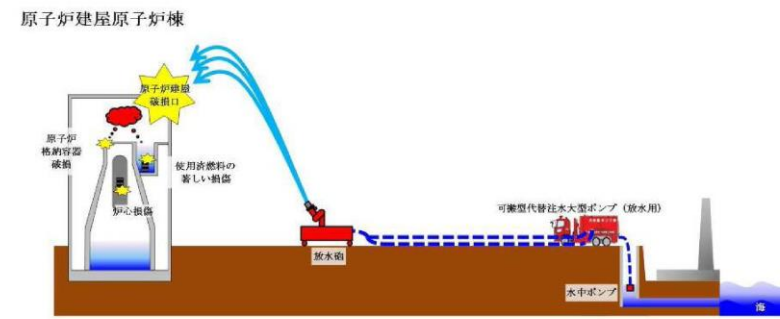


第3.13-7 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
 系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
 (最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (屋内の接続口を使用)

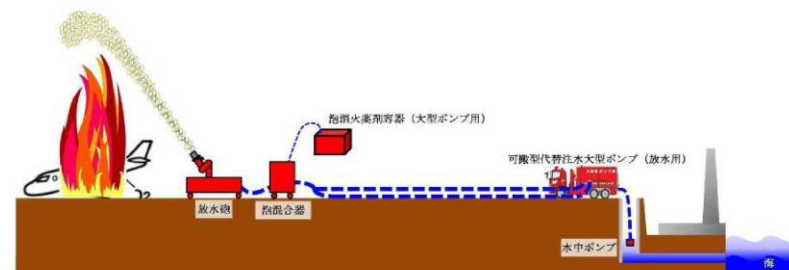
・設備の相違



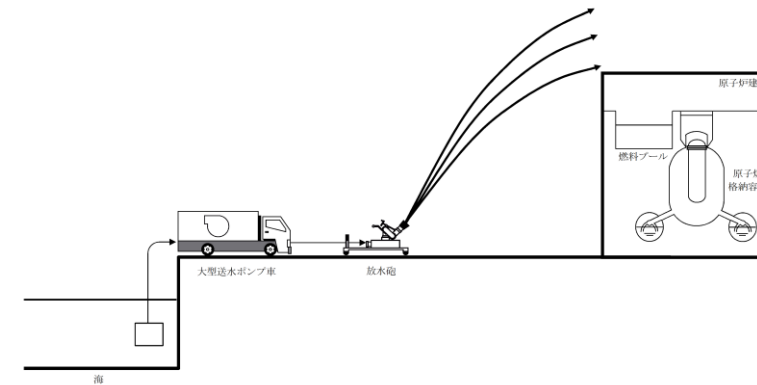
第3.13-7 図(1) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
(大気への拡散抑制))



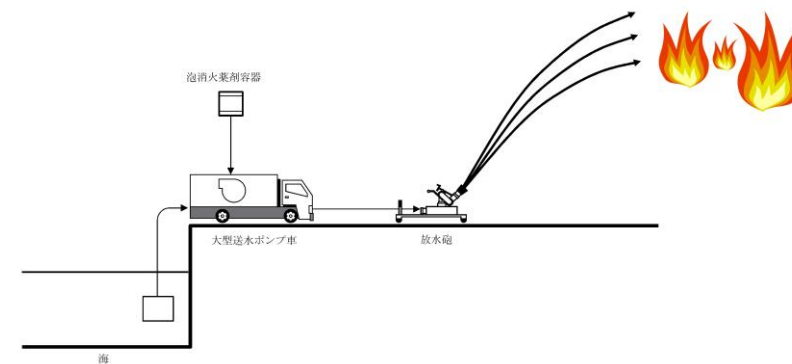
第9.12-22 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の  
系統概要図 (原子炉建屋原子炉棟への放水 (放水設備))



第9.12-23 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の  
系統概要図 (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) による航空機燃料火災  
への泡消火)



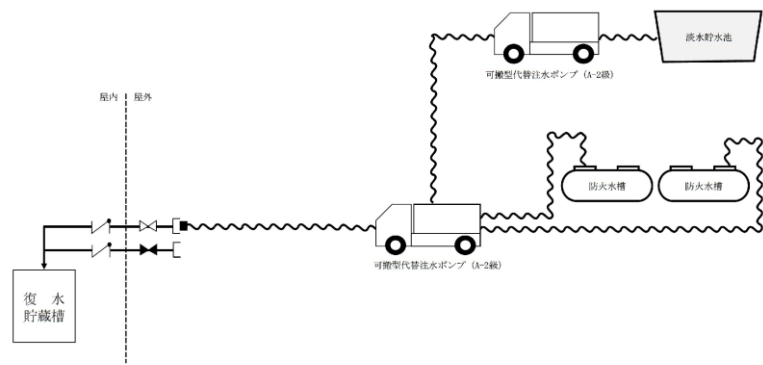
第3.13-8 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
(大気への拡散抑制))



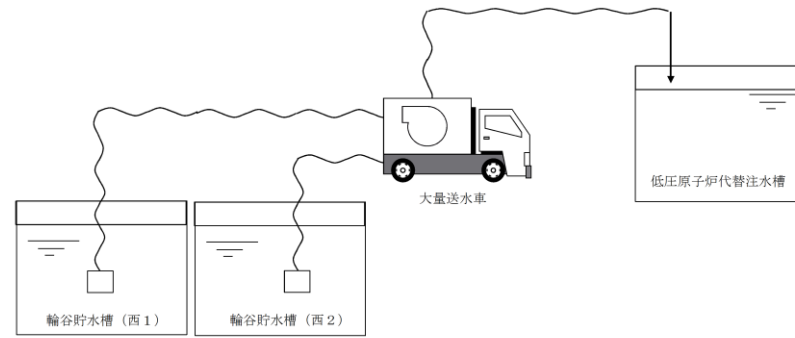
第3.13-9 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
系統概要図 (海を水源とした場合に用いる設備  
(航空機燃料火災への泡消火))

備考  
・設備の相違

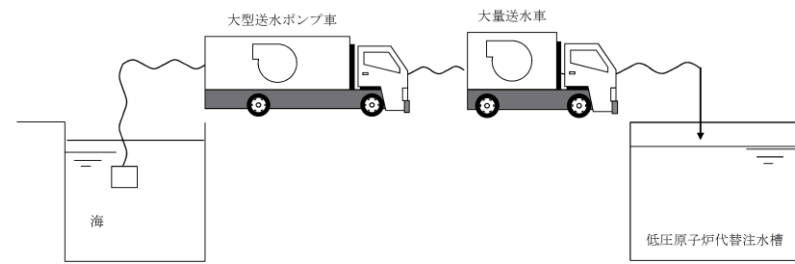
・設備の相違



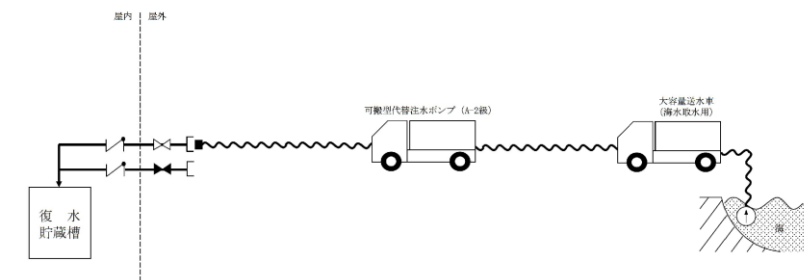
第3.13-8 図(1) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
 系統概要図 (復水貯蔵槽へ水を供給するための設備  
 (代替淡水源を水源とした場合))



第3.13-10 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
 系統概要図 (低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備  
 (代替淡水源を水源とした場合))



第3.13-11 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
 系統概要図 (低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備  
 (海を水源とした場合))



第3.13-8 図(2) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備  
 系統概要図 (復水貯蔵槽へ水を供給するための設備  
 (海を水源とした場合))

・設備の相違

・設備の相違

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

まとめ資料比較表 [57条 電源設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	複数設置号炉ではないため電力融通は自主設備と整理		
②	柏崎6/7は所内蓄電式直流電源設備の一部を常設代替直流電源設備として兼用している。島根2号炉は所内常設蓄電池器直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置する		
③	島根2号炉及び柏崎6/7は、各電源設備に燃料補給設備を含めているが、東海第二は各電源設備には含めず、燃料給油設備として10.2.2(6)項に記載している		
④	GTG燃料系統構成の相違。 柏崎6/7はサービスタンクへの燃料移送はタンクローリを使用する。島根2号炉及び東海第二は燃料移送ポンプを使用する		
⑤	東海第二は低圧電源車を使用するが、島根2号炉は高圧発電機車を使用する		
⑥	島根2号炉はDB/SA兼用のディーゼル燃料貯蔵タンクとSA専用ガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給に使用する		
⑦	柏崎6/7は区分Ⅰの蓄電池をSA設備と兼用しているが島根2号炉は区分Ⅱの蓄電池をSA設備と兼用している		
⑧	東海第二は区分ⅠⅡ両方の125V系蓄電池を重大事故等対処設備と兼用して使用する		
⑨	島根2号炉はRCIC専用の蓄電池として230V系蓄電池(RCIC)を設置している		
⑩	柏崎は直流125V蓄電池A、A-2及びAM用直流125V蓄電池を切替運用することで24時間電源供給する。東海第二は125V系蓄電池の不要負荷を1時間で切り離し24時間電源供給を行う。島根2号炉はB-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)を切替運用することで24時間電源供給する		
⑪	島根2号炉は柏崎6/7と同様に、交流電源復旧を考慮し充電器も重大事故等対処設備としている		
⑫	島根2号炉はRCICへの電源供給を考慮し、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)も可搬型直流電源設備として使用可能な系統構成としている		
⑬	東海第二は低圧電源車と可搬型整流器の組み合わせた構成だが、島根2号炉は高圧発電機車と常設整流器を組み合わせた構成としている		
⑭	島根2号炉は可搬型直流電源設備の電路として使用する場合に充電器電源切替盤を使用する		
⑮	東海第二は、補機駆動用の燃料補給設備として専用のタンクを使用する。島根2号炉は、電源設備に燃料補給するタンク(ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンク)と兼用する		
⑯	島根2号炉は柏崎6/7と同様にタンクローリのホースを重大事故等対処設備として使用するため記載しているが、東海第二はホースをタンクローリの付属品として整理しており記載していない		
⑰	東海第二では、燃料補給設備の位置的分散に関しては、10.2.2.1項の最後に記載している		
⑱	東海第二では、燃料補給設備の悪影響防止に関しては、10.2.2.2項の最後に記載している		
⑲	島根2号炉では、ガスタービン発電機用のサービスタンクを設置する設計としている		
⑳	東海第二は直流電源設備の主母線盤を代替所内電気設備と位置付けているが、島根2号炉は直流電源設備として整理している		
㉑	島根2号炉はガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給設備として使用する場合に系統構成が必要		
㉒	島根2号炉は高圧炉心スプレイ系用のディーゼル発電機を設置している		
㉓	東海第二は非常用ディーゼル発電機の冷却水系を非常用交流電源系統として含んでいるが、島根2号炉の非常用交流電源設備系統は、冷却水系を含まない。		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14 電源設備【57 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b></p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	<p>3.14 電源設備【57 条】</p> <p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	<p>3.14 電源設備【57 条】</p> <p><b>【設置許可基準規則】</b></p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e) 所内電気設備 (モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(M/C)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。</p> <p>3.14.1 適合方針</p> <p>設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、<u>使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</u></p> <p>代替電源設備の系統図を第3.14-1図から第3.14-18図に示す。</p> <p>また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。</p>	<p>e) 所内電気設備 (モーターコントロールセンタ(MCC)、パワーセンタ(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。</p> <p>10.2 代替電源設備</p> <p>10.2.1 概要</p> <p>設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、<u>使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</u></p> <p>代替電源設備の系統図を、第10.2-1図から第10.2-10図に示す。</p> <p>また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用する。<u>非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。</u></p>	<p>e) 所内電気設備 (モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(M/C)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。</p> <p>3.14.1 適合方針</p> <p>設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、<u>燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</u></p> <p>代替電源設備の系統図を第3.14-1図から第3.14-16図に示す。</p> <p>また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は、重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>代替電源設備のうち、重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>号炉間電力融通電気設備、所内蓄電式直流電源設備(常設代替直流電源設備を含む)、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備</u>を設ける。また、重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として、燃料補給設備を設ける。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ(16kL)、電路、計測制御装置等</u>で構成し、<u>第一ガスタービン発電機</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>10.2.2 設計方針</p> <p>代替電源設備のうち、重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内常設直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備</u>を設ける。また、重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として、燃料給油設備を設ける。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(<u>外部電源喪失、2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障(以下「全交流動力電源喪失」という。)</u>)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>常設代替高圧電源装置、電路、計測制御装置等</u>で構成し、<u>常設代替高圧電源装置</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u>を介して<u>メタルクラッド開閉装置2C又はメタルクラッド開閉装置2D</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>3.14.1.1 重大事故等対処設備</p> <p>代替電源設備のうち、重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備</u>を設ける。また、重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として、燃料補給設備を設ける。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(<u>外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障(以下「全交流動力電源喪失」という。)</u>)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等</u>で構成し、<u>ガスタービン発電機</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、<u>非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>複数設置号炉ではないため電力融通は自主設備と整理 (以下、①の相違)</p> <p>柏崎6/7は所内蓄電式直流電源設備の一部を常設代替直流電源設備として兼用している</p> <p>島根2号炉は所内常設蓄電池器直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置する (以下、②の相違)</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉及び柏崎6/7は、各電源設備に燃料補給設備を含めているが、東海第二は各電源設備には含めず、燃料給油設備として10.2.2(6)項に記載している (以下、③の相違)</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>第一ガスタービン発電機の燃料は、<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>を用いて補給できる設計とする。</p> <p>また、<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>の燃料は、<u>軽油タンクよりタンクローリ (16kL)</u> を用いて補給できる設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。            主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>第一ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (6号及び7号)</u></li> </ul>	<p>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。            主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>常設代替高圧電源装置</u></li> </ul>	<p><u>ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。</u></p> <p><u>また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。            主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>ガスタービン発電機</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u></li> </ul>	<p>【柏崎6/7】            柏崎6/7はサービスタンクへの燃料移送はタンクローリを使用する。島根2号炉及び東海第二は燃料移送ポンプを使用する            (以下、④の相違)            ・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】            ③の相違            ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】            島根2号炉では、サービスタンクからの燃料補給経路に移送ポンプは設置しない            ・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】            ③の相違            ・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】            ④の相違</p> <p>・<b>設備の相違</b></p> <p>【柏崎6/7】            島根2号炉は複数設置号炉ではないため他号炉と共用しない            (以降、同一の相違理由の記載を省略する)</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】            ③の相違            ・資料構成の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉共用)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>軽油タンク (6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>タンクローリ (16kL) (6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>b. 可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は、<u>電源車</u>、<u>軽油タンク</u>、<u>タンクローリ (4kL)</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>電源車</u>を非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は <u>AM 用 MCC</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>b. 可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ 2 C 及びパワーセンタ 2 D</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> </ul> <p>b. 可搬型代替交流電源設備による給電 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。 可搬型代替交流電源設備は、<u>高圧発電機車</u>、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>、<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>、<u>タンクローリ</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>高圧発電機車</u>を非常用高圧母線 C 系、非常用高圧母線 D 系、又は <u>SA-ロードセンタ</u>、<u>SA1 コントロールセンタ</u>及び <u>SA2 コントロールセンタ</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p>	<p>【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違。 ・資料構成の相違 【東海第二】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 東海第二は低圧電源車を使用するが、島根 2 号炉は高圧発電機車を使用する (以下、⑤の相違) 【柏崎 6/7、東海第二】 可搬型代替交流電源設備により C 系又は D 系へ給電することで、重大事故等対処に必要となる負荷に対して電源供給を行う 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は DB/SA 兼用のディーゼル燃料貯蔵タンクと SA 専用ガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給に使用する。 (以下、⑥の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>電源車の燃料は、<u>軽油タンクよりタンクローリ (4kL) を用いて補給できる設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。            主要な設備は、以下のとおりとする。            ・<u>電源車 (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>・<u>軽油タンク (6号及び7号炉共用)</u></p> <p>・<u>タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</u></p>	<p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。            主要な設備は、以下のとおりとする。            ・<u>可搬型代替低圧電源車</u></p>	<p><u>高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。            主要な設備は、以下のとおりとする。            ・<u>高圧発電機車</u></p> <p>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>            ・<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>            ・<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></p> <p>・<u>タンクローリ</u></p>	<p>【東海第二】            東海第二は可搬型代替交流電源設備が低圧電源のためパワーセンタに接続するが、島根2号炉は高圧電源のため、メタクラに接続する            ・資料構成の相違            【東海第二】            ③の相違            ・資料構成の相違            【東海第二】            ③の相違            ・設備の相違            【柏崎6/7】            ⑥の相違</p> <p>・設備の相違            【東海第二】            ⑤の相違            ・設備の相違            【柏崎6/7】            ⑥の相違            ・資料構成の相違            【東海第二】            ③の相違            ・資料構成の相違            【東海第二】            ③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. <u>号炉間電力融通電気設備による給電</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、号炉間電力融通電気設備を使用する。</u></p> <p><u>号炉間電力融通電気設備は、号炉間電力融通ケーブル（常設）、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）、計測制御装置等で構成し、号炉間電力融通ケーブル（常設）をあらかじめ敷設し、6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。また、号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合に、予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>号炉間電力融通ケーブル（常設）（6号及び7号炉共用）</u></li> <li>・ <u>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6号及び7号炉共用）</u></li> </ul>			<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. <u>所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電</u></p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、<u>所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>所内蓄電式直流電源設備は、直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 A, 直流 125V 充電器 A-2, AM 用直流 125V 充電器</u>, 電路, 計測制御装置等で構成し, 全交流動力電源喪失から 8 時間後に, 不要な負荷の切り離しを行い, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, <u>直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池</u>から電力を供給できる設計とする。また, 交流電源復旧後に, 交流電源を<u>直流 125V 充電器 A, 直流 125V 充電器 A-2 又は AM 用直流 125V 充電器</u>を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は, <u>AM 用直流 125V 蓄電池, AM 用直流 125V 充電器</u>, 電路, 計測制御装置等で構成し, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, <u>AM 用直流 125V 蓄電池</u>から電力を供給できる設計とする。また, 交流電源復旧後に, 交流電源を <u>AM 用直流 125V 充電器</u>を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>直流 125V 蓄電池 A</u></li> <li>・<u>直流 125V 蓄電池 A-2</u></li> </ul>	<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. <u>所内常設直流電源設備による給電</u></p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として, <u>所内常設直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>所内常設直流電源設備は, 125V 系蓄電池 A 系・B 系</u>, 電路, 計測制御装置等で構成し, 全交流動力電源喪失から <u>1 時間以内に中央制御室において, 全交流動力電源喪失から 8 時間後に</u>, 不要な負荷の切り離しを行い, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, <u>125V 系蓄電池 A 系・B 系</u>から電力を供給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>125V 系蓄電池 A 系</u></li> <li>・<u>125V 系蓄電池 B 系</u></li> </ul>	<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. <u>所内常設蓄電式直流電源設備による給電</u></p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として, <u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>所内常設蓄電式直流電源設備は, B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (SA), 230V 系蓄電池 (RCIC), B-115V 系充電器, B 1-115V 系充電器 (SA), 230V 系充電器 (RCIC)</u>, 電路, 計測制御装置等で構成し, 全交流動力電源喪失から 8 時間後に, 不要な負荷の切り離しを行い, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, <u>B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (SA) 及び 230V 系蓄電池 (RCIC)</u> から電力を供給できる設計とする。また, 交流電源復旧後に, 交流電源を <u>B-115V 系充電器, B 1-115V 系充電器 (SA) 及び 230V 系充電器 (RCIC)</u> を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>B-115V 系蓄電池</u></li> <li>・<u>B 1-115V 系蓄電池 (SA)</u></li> <li>・<u>230V 系蓄電池 (RCIC)</u></li> <li>・<u>B-115V 系充電器</u></li> <li>・<u>B 1-115V 系充電器 (SA)</u></li> <li>・<u>230V 系充電器 (RCIC)</u></li> </ul> <p>b. <u>常設代替直流電源設備による給電</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として, 常設代替直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>常設代替直流電源設備は, SA 用 115V 系蓄電池, SA 用 115V 系充電器</u>, 電路, 計測制御装置等で構成し, 全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり, <u>SA 用 115V 系蓄電池</u>から電力を供給できる設計とする。また, 交流電源復旧後に, 交流電源を <u>SA 用 115V 系充電器</u>を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>主要な設備は, 以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>SA 用 115V 系蓄電池</u></li> <li>・<u>SA 用 115V 系充電器</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7 は区分 I の蓄電池を SA 設備と兼用しているが島根 2 号炉は区分 II の蓄電池を SA 設備と兼用している（以下, ⑦の相違）</p> <p>②の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は区分 I II 両方の 125V 系蓄電池を重大事故等対処設備と兼用して使用する（以下, ⑧の相違）</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は RCIC 専用の蓄電池として 230V 系蓄電池 (RCIC) を設置している（以下, ⑨の相違）</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>柏崎は直流 125V 蓄電池 A, A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池を切替運用することで 24 時間電源供給する。東海第二は 125V 系蓄電池の不要負荷を 1 時間で切り離し 24 時間電源供給を行う</p> <p>島根 2 号炉は B-115V</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・AM 用直流 125V 蓄電池</li> <li>・<u>直流 125V 充電器 A</u></li> <li>・<u>直流 125V 充電器 A-2</u></li> <li>・AM 用直流 125V 充電器</li> </ul>			<p>系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) を切替運用することで 24 時間電源供給する</p> <p>(以下, ⑩の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根 2 号炉は柏崎 6/7 と同様に, 交流電源復旧を考慮し充電器も重大事故等対処設備としている</p> <p>(以下, ⑪の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> </ul> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>東海第二も所内蓄電式直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置しており, 10.2.2(3)項の代替所内電気設備の項目に記載されている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 可搬型直流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>電源車</u>、<u>AM用直流125V充電器</u>、<u>軽油タンク</u>、<u>タンクローリ(4kL)</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>電源車を代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器を経由し</u>直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>電源車の燃料は、<u>軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて</u>補給できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>電源車</u>の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</p>	<p>b. 可搬型代替直流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>可搬型整流器</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤(西側)又は(東側)を経由し</u>、<u>直流125V主母線盤2A又は直流125V主母線盤2B</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</p>	<p>c. 可搬型直流電源設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>高圧発電機車</u>、<u>B1-115V系充電器(SA)</u>、<u>SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)</u>、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>、<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>、<u>タンクローリ</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>高圧発電機車を代替所内電気設備</u>、<u>B1-115V系充電器(SA)</u>、<u>SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)</u>を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>高圧発電機車の燃料は、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>高圧発電機車</u>の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉はRCICへの電源供給を考慮し，B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)も可搬型直流電源設備として使用可能な系統構成としている (以下，⑫の相違)</p> <p>【東海第二】 東海第二は低圧電源車と可搬型整流器の組み合わせた構成だが，島根2号炉は柏崎6/7と同様に高圧発電機車と常設整流器を組み合わせた構成としている (以下，⑬の相違)</p> <p>【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ③の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】 ③の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑬の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。</p> <p>代替所内電気設備は、<u>緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC、AM 用切替盤、AM 用操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、計測制御装置等</u>で構成し、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用断路器 (6 号及び7 号炉共用)</u></li> <li>・<u>緊急用電源切替箱断路器</u></li> <li>・<u>緊急用電源切替箱接続装置</u></li> <li>・<u>AM 用動力変圧器</u></li> <li>・<u>AM 用 MCC</u></li> </ul>	<p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。</p> <p>代替所内電気設備は、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤、緊急用直流 125V 主母線盤、電路、計測制御装置等</u>で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>常設代替直流電源設備</u>又は可搬型代替直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p><u>なお、緊急用 125V 系蓄電池は、常設代替直流電源設備に位置付ける。</u></p> <p><u>常設代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、緊急用 125V 系蓄電池から電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u></li> <li>・<u>緊急用パワーセンタ</u></li> <li>・<u>緊急用モータコントロールセンタ</u></li> <li>・<u>緊急用電源切替盤</u></li> <li>・<u>緊急用 125V 系蓄電池</u></li> <li>・<u>緊急用直流 125V 主母線盤</u></li> </ul>	<p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。</p> <p>代替所内電気設備は、<u>緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、計測制御装置等</u>で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>緊急用メタクラ</u></li> <li>・<u>メタクラ切替盤</u></li> <li>・<u>高圧発電機車接続プラグ収納箱</u></li> <li>・<u>緊急用メタクラ接続プラグ盤</u></li> <li>・<u>SA ロードセンタ</u></li> <li>・<u>SA1 コントロールセンタ</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は可搬型直流電源設備の電路として使用する場合に充電器電源切替盤を使用する</p> <p>(以下、⑭の相違)</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は可搬型直流電源設備の電路として代替所内電気設備を使用する</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は常設代替直流電源設備の電路として代替所内電気設備を位置付けているが、島根 2 号炉は柏崎 6/7 と同様に直流電源設備側で説明している</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は常設代替直流電源設備の項目に記載している</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・AM 用切替盤</li> <li>・AM 用操作盤</li> <li>・非常用高圧母線 C 系</li> <li>・非常用高圧母線 D 系</li> </ul>	<p>(4) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機が故障)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備は、<u>常設代替高圧電源装置</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>常設代替高圧電源装置</u>を中央制御室での操作にて速やかに起動し、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置</u>を介して<u>メタルクラッド開閉装置2C又はメタルクラッド開閉装置2D</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>常設代替高圧電源装置</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>SA2コントロールセンタ</u></li> <li>・<u>充電器電源切替盤</u></li> <li>・<u>SA電源切替盤</u></li> <li>・<u>重大事故操作盤</u></li> <li>・非常用高圧母線C系</li> <li>・非常用高圧母線D系</li> </ul> <p>(4) <u>非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源設備による給電</u></p> <p>a. <u>常設代替交流電源設備による給電</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等で構成し、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。</u></p> <p><u>また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>ガスタービン発電機</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u></li> <li>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>⑭の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】</li> <li>島根2号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合(全交流動力電源喪失に至らない場合)でも、常設代替交流電源設備を使用するため、全交流動力電源喪失時以外の事象についても記載している</li> <li>・記載場所の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>③の相違</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>b. 可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機が故障)した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>可搬型代替低圧電源車をパワーセンタ2C及びパワーセンタ2Dへ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>可搬型代替低圧電源車</u></li> </ul>	<p>b. <u>可搬型代替交流電源設備による給電</u></p> <p><u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障)した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>可搬型代替交流電源設備は、<u>高圧発電機車</u>、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>、<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>、<u>タンクローリ</u>、<u>電路</u>、<u>計測制御装置</u>等で構成し、<u>高圧発電機車を非常用高圧母線C系</u>、<u>非常用高圧母線D系</u>、又は<u>SA-ロードセンタ</u>、<u>SA1コントロールセンタ</u>及び<u>SA2コントロールセンタ</u>へ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>高圧発電機車の燃料は、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>、<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>又は<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>よりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>高圧発電機車</u></li> <li>・ <u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> <li>・ <u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></li> <li>・ <u>タンクローリ</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合(全交流動力電源喪失に至らない場合)でも、可搬型代替交流電源設備を使用するため、全交流動力電源喪失時以外の事象についても記載している</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>東海第二は可搬型代替交流電源設備が低圧電源のためパワーセンタに接続するが、島根2号炉は高圧電源のため、メタクラに接続する</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(5) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電</p> <p>a. <u>所内常設直流電源設備による直流125V主母線盤への給電</u> 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機が故障)した場合の重大事故等対処設備として、<u>所内常設直流電源設備</u>を使用する。</p> <p><u>所内常設直流電源設備は、125V系蓄電池A系・B系、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から1時間以内に中央制御室において、交流電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、交流電源喪失から24時間にわたり、125V系蓄電池A系・B系から電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>125V系蓄電池A系</u></li> <li>・<u>125V系蓄電池B系</u></li> </ul>	<p>(5) <u>非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源設備による給電</u></p> <p>a. <u>所内常設蓄電式直流電源設備による給電</u> <u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障)した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、交流電源喪失から24時間にわたり、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>B-115V系蓄電池</u></li> <li>・<u>B1-115V系蓄電池(SA)</u></li> <li>・<u>230V系蓄電池(RCIC)</u></li> <li>・<u>B-115V系充電器</u></li> <li>・<u>B1-115V系充電器(SA)</u></li> <li>・<u>230V系充電器(RCIC)</u></li> </ul> <p>b. <u>常設代替直流電源設備による給電</u> <u>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障)した場合の重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、非常用所内電気設備への交流電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>SA用115V系蓄電池</u></li> <li>・<u>SA用115V系充電器</u></li> </ul>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合(全交流動力電源喪失に至らない場合)の所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の使用について記載している</p> <p>【東海第二】 ⑧、⑨の相違</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 ⑪の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二も所内蓄電式直流電源設備とは別に常設代替直流電源設備を設置しており、10.2.2(3)項の代替所内電気設備の項目に記載されている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>b. 可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機が故障) 及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、電路、計測制御装置等で構成し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤 (西側) 又は (東側) を経由し、直流 125V 主母線盤 2 A 又は直流 125V 主母線盤 2 B へ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・可搬型代替低圧電源車</u></li> <li><u>・可搬型整流器</u></li> </ul>	<p><u>c. 可搬型直流電源設備による給電設計基準事故対処設備の交流電源が喪失 (外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障) 及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。</u></p> <p><u>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B 1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用)、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B 1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</u></p> <p><u>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>主要な設備は、以下のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・高圧発電機車</u></li> <li><u>・B 1-115V 系充電器 (SA)</u></li> <li><u>・SA 用 115V 系充電器</u></li> <li><u>・230V 系充電器 (常用)</u></li> <li><u>・ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> <li><u>・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></li> <li><u>・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></li> <li><u>・タンクローリ</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉及び東海第二は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を有しており、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合 (全交流動力電源喪失に至らない場合) の可搬型直流電源設備の使用について記載している</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑫, ⑬の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 燃料補給設備による給油</p> <p>重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、<u>軽油タンク、タンクローリ (4kL) 及びホース</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)、大容量送水車 (熱交換器ユニット用)、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、大容量送水車 (海水取水用)、モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、<u>軽油タンクからタンクローリ (4kL) を用いて燃料を補給できる設計とする。</u></u></p>	<p>(6) 燃料給油設備による給油</p> <p>a. <u>可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油</u></p> <p>重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、<u>可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ</u>を使用する。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ (走行用の燃料タンク) 等は、<u>可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ</u>を用いて燃料を補給できる設計とする。</u></p>	<p>(6) 燃料補給設備による給油</p> <p>重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク、<b>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、</b>タンクローリ及びホース</u>を使用する。</p> <p><u>大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置は、<u>ガスタービン発電機用軽油タンク、<b>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</b>からタンクローリ</u>を用いて燃料を補給できる設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は、補機駆動用の燃料補給設備として専用のタンクを使用する。島根 2号炉は、電源設備に燃料補給するタンク (ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンク) と兼用する (以下、⑮の相違)</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2号炉は柏崎 6/7 と同様にタンクローリのホースを重大事故等対処設備として使用するため記載しているが、東海第二はホースをタンクローリの付属品として整理しており記載していない (以下、⑯の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】 設備の相違により、燃料補給対象が異なる</p> <p>【柏崎 6/7】 ⑥の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>軽油タンクからタンクローリ(4kL)への軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。</p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>軽油タンク(6号及び7号炉共用)</u></li> <li>・<u>タンクローリ(4kL)(6号及び7号炉共用)</u></li> </ul> <p>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>代替電源設備の主要機器仕様を第3.14-1表に示す</p>	<p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>可搬型設備用軽油タンク</u></li> <li>・タンクローリ</li> </ul> <p><u>b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油</u>  <u>重大事故等時に常設代替高圧電源装置に軽油を補給する設備として、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを使用する。</u>  <u>常設代替高圧電源装置は、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて燃料を補給できる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>軽油貯蔵タンク</u></li> <li>・<u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</u></li> </ul>	<p><u>ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。</u></p> <p>主要な設備は、以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u></li> <li>・<u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u></li> <li>・<u>タンクローリ</u></li> </ul> <p><u>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</u></p> <p><u>代替電源設備の主要機器仕様を第3.14-1表に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違  【東海第二】  ⑯の相違</p> <p>・設備の相違  【東海第二】  ⑮の相違  【柏崎6/7】  ⑥の相違</p> <p>・記載方針の相違  【東海第二】  ⑮の相違</p> <p>・資料構成の相違  【東海第二】  ③の相違</p> <p>・資料構成の相違  【東海第二】  島根2号炉及び柏崎6/7と同様の内容を10.2.3項に記載している</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 14. 1. 1. 1 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備は, 非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, <u>第一ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで, ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備</u>に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備の<u>第一ガスタービン発電機, タンクローリ (16kL), 第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は, 原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで, 原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, <u>第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統</u>において, 独立した電路で系統構成することにより, <u>非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統</u>に対して, 独立性を有する設計とする。</p>	<p>10. 2. 2. 1 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「1. 1. 7. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備は, 非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, <u>常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで, 冷却方式が水冷である2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備</u>に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は, 原子炉建屋付属棟から離れた屋外 (常設代替高圧電源装置置場) に設置することで, 原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, <u>常設代替高圧電源装置からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの系統</u>において, 独立した電路で系統構成することにより, <u>2C・2D非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置2C及びメタルクラッド開閉装置2Dまでの系統</u>に対して, 独立性を有する設計とする。</p>	<p>3. 14. 1. 1. 1 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>基本方針については, 「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備は, 非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, <u>ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで, ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備</u>に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備の<u>ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は, 原子炉建物から離れた<u>ガスタービン発電機建物内</u>に設置することで, 原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機, <u>非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク, 原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は, <u>ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統</u>において, 独立した電路で系統構成することにより, <u>非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統</u>に対して, 独立性を有する設計とする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> <li>【東海第二】東海第二の常設代替交流電源設備は空冷式ディーゼル発電機のため, 駆動方式ではなく多様性として冷却方式を記載している。なお, 島根2号炉も同様に空冷方式を採用している</li> <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】東海第二では, 燃料補給設備の位置的分散に関しては, 10. 2. 2. 1 項の最後に記載している (以下, ⑩の相違)</li> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎6/7】④の相違</li> <li>柏崎6/7は, 常設代替交流電源設備としてタンクローリを設定しているため, 設置又は保管としている。島根2号炉は常設設備のみであるため設置としている</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u>また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動する第一ガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>電源車及びタンクローリ (4kL)</u>は、屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備の<u>電源車及びタンクローリ (4kL)</u>は、<u>屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>から離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>電源車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、<u>原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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>また、可搬型代替交流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車</u>は、<u>屋外 (常設代替高圧電源装置置場) の常設代替高圧電源装置</u>から離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ2C及びパワーセンタ2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、2C・2D非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ2C及びパワーセンタ2Dまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u>また、<u>可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車及びタンクローリ</u>は、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、<u>原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車及びタンクローリ</u>は、<u>ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>から離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、<u>高圧発電機車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の可搬型代替交流電源設備は条文43条第3項第7号により常設代替交流電源設備に対して多様性を有する</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p><u>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル(常設)は、コントロール建屋内に設置することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は、原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>所内蓄電式直流電源設備は、<u>コントロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>所内蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、<u>所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備である<u>2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>所内常設直流電源設備は、<u>原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>と異なる区画に設置することで、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>所内常設直流電源設備は、<u>125V系蓄電池A系・B系から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統</u>において、独立した電路で系統構成することにより、<u>2C・2D非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、<u>所内常設直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車</u>の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、<u>原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、<u>蓄電池及び充電器から直流母線までの系統</u>において、独立した電路で系統構成することにより、<u>非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、<u>所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 3 系統のうち 2 系統に対して独立性を有する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 東海第二は非常用交流電源設備との位置的分散としているため、各蓄電池から主母線盤までと各ディーゼル発電機から主母線盤までの系統について独立性を有する設計としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 は ABWR のため非常用直流電源系統が 4 系統あり、A 系統は所内蓄電式直流電源設備を兼ねているため A 系と B～D 系を位置的分散している。東海第二の</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>常設代替直流電源設備は、<u>原子炉建屋内</u>に設置することで、<u>コントロール建屋内の非常用直流電源設備</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>常設代替直流電源設備は、<u>原子炉建屋廃棄物処理棟内</u>に設置することで、<u>原子炉建屋付属棟内の非常用直流電源設備</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、<u>緊急用 125V 系蓄電池から緊急用直流 125V 主母線盤までの系統</u>において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の <u>125V 系蓄電池A系・B系及びHPCS系から直流 125V 主母線盤 2A・2B及びHPCSまでの系統</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>常設代替直流電源設備は、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、<u>非常用直流電源設備 3系統のうち2系統と異なる区画</u>に設置することで、<u>非常用直流電源設備</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、<u>蓄電池及び充電器から直流母線までの系統</u>において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備 <u>3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統</u>に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>所内常設直流電源設備は非常用直流電源設備を兼ねているため、非常用交流電源設備との位置的分散を図っている</p> <p>島根2号炉の非常用直流電源設備はBWR-5のため非常用系統は3系統あり、そのうちB系は所内常設蓄電式直流電源設備を兼ねているため、各区分ごとに区画された部屋へ設置することで、各々の位置的分散を図っている。なお、東海第二と同様に非常用交流電源設備とも位置的分散が図られている</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>島根2号炉の常設代替直流電源設備は重大事故等対処設備専用として設置している。島根2号炉の常設代替直流電源設備は、所内常設蓄電式直流電源設備へのタイラインを設けているため、非常用直流電源設備のうち、区分Ⅰ，Ⅲとの位置的分散及び独立性を考慮する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u>また、<u>AM用直流125V充電器</u>により交流電力を直流に変換できることで、<u>蓄電池（非常用）</u>を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>電源車</u>、<u>AM用直流125V充電器</u>及び<u>タンクローリ（4kL）</u>は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び<u>原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の充電器</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>電源車から直流母線までの系統</u>において、<u>独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</u></p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>電源車の接続箇所</u>は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、<u>位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</u></p>	<p>可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u>また、<u>可搬型整流器</u>により交流電力を直流に変換できることで、<u>125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系</u>を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、<u>原子炉建屋付属棟内の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに125V系蓄電池A系・B系及びHPCS系</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>可搬型代替直流電源設備は、<u>可搬型代替低圧電源車から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統</u>において、<u>独立した電路で系統構成することにより、125V系蓄電池A系・B系から直流125V主母線盤2A・2Bまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。</u></p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所</u>は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、<u>位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</u></p>	<p>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</u>また、<u>B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）</u>により交流電力を直流に変換できることで、<u>非常用蓄電池</u>を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>高圧発電機車</u>、<u>B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器、230V系充電器（常用）</u>及び<u>タンクローリ</u>は、屋外の原子炉建物から離れた場所及び<u>廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器</u>と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、<u>位置的分散を図る設計とする。</u></p> <p>可搬型直流電源設備は、<u>高圧発電機車から直流母線までの系統</u>において、<u>独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</u></p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の<u>高圧発電機車の接続箇所</u>は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、<u>位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑫の相違</p> <p>【東海第二】 ⑬の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑫、⑬の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>東海第二は可搬型整流器を使用するため、独立性を考慮する設備が異なる</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC及びAM用操作盤は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは、屋内(常設代替高圧電源装置置場)に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用モータコントロールセンタは、屋内(常設代替高圧電源装置置場)及び原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用電源切替盤は、原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用直流125V主母線盤は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>代替所内電気設備の緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、SAロードセンタ及びSA1コントロールセンタは、低圧原子炉代替注水ボンズ格納槽内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備のメタクラ切替盤、SA電源切替盤及びSA2コントロールセンタは、原子炉建物付属棟内に設置し、代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、代替する機能を有する非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑭の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料補給設備のタンクローリ (4kL) は、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>軽油タンクは、屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>燃料給油設備のタンクローリは、屋内 (常設代替高圧電源装置置場) の2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、屋内 (常設代替高圧電源装置置場) の2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型設備用軽油タンクは、軽油貯蔵タンクと離れた屋外に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>燃料給油設備の常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内 (常設代替高圧電源装置置場) の非常用交流電源設備2C系、2D系及びHPCS系と異なる区画に設置することで、屋内 (常設代替高圧電源装置置場) の2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は軽油タンクを複数保有しているため、軽油タンク同士の位置的分散を図っている</p> <p>島根 2号炉は、ディーゼル燃料貯蔵タンクとの位置的分散を図っている</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉の常設代替交流電源設備の燃料に関しては 3.14.1.1.1 項の最初に記載している</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>10.2.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機, 第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し, 重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備のタンクローリ (16kL) は, 接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備の軽油タンクは, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>第一ガスタービン発電機及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>電源車及びタンクローリ (4kL) は, 接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作, 遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>軽油タンクは, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>10.2.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備の<u>常設代替高圧電源装置は, 通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し, 重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>常設代替高圧電源装置は, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>可搬型代替低圧電源車は, 接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>燃料給油設備の<u>可搬型設備用軽油タンクは, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>3.14.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備の<u>ガスタービン発電機, ガスタービン発電機用軽油タンク, ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し, 重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは, 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>高圧発電機車及びタンクローリは, 接続先の系統と分離して保管し, 重大事故等時に接続, 弁操作, 遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>可搬型代替交流電源設備の<u>ガスタービン発電機用軽油タンク, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは, 重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では, 燃料補給設備の悪影響防止に関しては, 10.2.2.2 項の最後に記載している (以下, ⑩の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉のガスタービン発電機用軽油タンクは通常系統から隔離されており, 弁操作を行わない</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑩の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>電源車は治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル(常設)は、接続先の系統と分離し、重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>所内蓄電式直流電源設備の直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備のAM用直流125V蓄電池及びAM用直流125V充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p><u>可搬型代替低圧電源車は連結材や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>所内常設直流電源設備の125V系蓄電池A系・B系は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>常設代替直流電源設備の緊急用125V系蓄電池は、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p><u>高圧発電機車は輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p><u>常設代替直流電源設備のSA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉では治具、連結材を使用しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑦の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は設計基準事故対処設備である125V系蓄電池が重大事故等対処設備を兼ねており24時間時間電源供給するため、通常時と同じ系統構成で使用している</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉の常設代替直流電源設備は、重大</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の電源車及びタンクローリ (4kL) は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の AM 用切替盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は、遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>可搬型直流電源設備の B 1 - 115V 系充電器 (SA) , SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク、<b>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイシステムディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</b>は、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の充電器電源切替盤、SA 電源切替盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の重大事故操作盤は、設計基準対処設備の操作盤と<b>分離</b>していることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>事故等対処設備として SRV への電源供給等、通常時と異なる系統構成を行う</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑬の相違により、系統構成が異なる</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑱の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料構成の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>⑱の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑭の相違</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>重大事故操作盤は重大事故時に使用するが、通常時も常に SA 設備を監視状態にある。設計基</li> </ul>



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>燃料補給設備のタンクローリ (4kL) は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>燃料補給設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>タンクローリ (4kL) 及びタンクローリ (16kL) は治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>燃料給油設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>燃料給油設備の軽油貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>タンクローリは連結材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>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、通常時は弁等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備として系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>燃料補給設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>準対処設備の操作盤とは物理的に離れた場所に設置しており、他の盤に影響をあたえることはない</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉では治具、連結材を使用しない</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉の常設代替交流電源設備の燃料補給設備に関しては 3. 14. 1. 1. 2 項の最初に記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(常設)は、共用により6号及び7号炉相互間での電力融通を可能とし、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。号炉間電力融通ケーブル(常設)は、共用により悪影響を及ぼさないよう、通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。</u></p> <p><u>軽油タンクは、第一ガスタービン発電機、電源車、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、大容量送水車(熱交換器ユニット用)、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、大容量送水車(海水取水用)、モニタリング・ポスト用発電機及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており、共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり、安全性の向上が図られることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。軽油タンクは、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉に必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに、号炉の区分けなくタンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)を用いて燃料を利用できる設計とする。</u></p> <p><u>なお、軽油タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。</u></p>		<p>3.14.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備については、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>島根2号炉は複数設置号炉ではないため他号炉と共用しない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機</u>は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、<u>使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>は、想定される重大事故等時において、<u>タンクローリ(16kL)</u>で燃料を補給するまでの間、<u>第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、<u>第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>電源車</u>は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット<u>2台</u>使用する。保有数は、<u>6号及び7号炉共用で4セット8台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台<u>(6号及び7号炉共用)</u>の合計9台を保管する。</p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(常設)</u>は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)</u>は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1式として使用する。保有数は、<u>号炉間電力融通ケーブル(常設)の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式(6号及び7号炉共用)</u>を保管する。</p> <p><u>直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池</u>は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p>	<p>10.2.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置</u>は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、<u>使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、<u>常設代替高圧電源装置の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット<u>2台</u>使用する。保有数は、<u>2セット4台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の<u>合計5台</u>を保管する。</p> <p><u>125V系蓄電池A系・B系</u>は、想定される重大事故等時において、<u>1時間以内に中央制御室において行なう簡易な操作での切り離し以外の負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</u></p>	<p>3.14.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>ガスタービン発電機</u>は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、<u>燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u>は、<u>想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、想定される重大事故等時において、<u>ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>高圧発電機車</u>は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット<u>3台</u>使用する。保有数は、<u>2セット6台</u>に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の<u>合計7台</u>を保管する。</p> <p><u>B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池(SA)</u>は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉では、ガスタービン発電機用のサービスタンクを設置する設計としている (以下、⑩の相違)</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 可搬型代替交流電源設備の台数の相違(設備設計の相違による設備仕様の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備及び運用の相違 【柏崎6/7】 ②の相違 【東海第二】 ⑧の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>AM 用直流 125V 充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>軽油タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>緊急用 125V 系蓄電池は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>軽油貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>可搬型設備用軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。</p>	<p>SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池 (RCIC) は想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わず 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>B1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタは、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池 (RCIC) を設置しており、負荷切り離しを行うことなく 24 時間の電源供給が可能な容量を有している</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑫の相違</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑬の相違により、可搬型整流器のため記載場所が異なる。東海第二の記載は本項の最後に記載</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑯の相違 【東海第二】 ⑰の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>タンクローリ (16kL) は、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機用燃料タンクに、燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台 (6号及び7号炉共用) の合計2台を保管する。</u></p> <p><u>タンクローリ (4kL) は、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット3台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台 (6号及び7号炉共用) の合計4台を保管する。</u></p>	<p>タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として3台の合計5台を保管する。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、電力を供給できる容量を有するものを可搬型代替低圧電源車1台及び可搬型整流器4台を1セットとして使用し、24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替低圧電源車は、可搬型代替交流電源設備と兼用しており、保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</u></p> <p><u>可搬型整流器の保有数は、2セット8台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計9台を保管する。</u></p>	<p><u>タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7のタンクローリは1セット3台, 東海第二は1セット2台で構成するが, 島根2号炉は1セット1台で構成している</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 ⑬の相違により, 可搬型整流器のため記載場所が異なる。島根2号炉では常設充電器の項目に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>第一ガスタービン発電機の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</u></p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p>電源車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>電源車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>10.2.2.4 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>常設代替高圧電源装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</u></p> <p><u>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替低圧電源車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>可搬型代替低圧電源車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p>3.14.1.1.5 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用メタクラの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</u></p> <p>高圧発電機車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>高圧発電機車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉はガスタービン発電機建物を設置しているため、屋内に設置する設備が異なる</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、燃料移送ポンプを使用せずに起動できることから、起動時に必要となる系統構成操作はない</p> <p>・設備及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉の常設代替交流電源設備を受電する緊急用メタクラは中央制御室にて操作することで系統構成を行う</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ⑤の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>号炉間電力融通ケーブル(常設)は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(常設)の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は、屋外に保管及びコントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用断路器は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p><u>125V 系蓄電池 A 系・B 系は、原子炉建屋付属棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用 125V 系蓄電池は、原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは、屋内(常設代替高圧電源装置置場)に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタの操作は想定される重大事故等時において中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用モータコントロールセンタは、屋内(常設代替高圧電源装置置場)及び原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用モータコントロールセンタの操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p><u>B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池(SA), 230V 系蓄電池(RCIC), B-115V 系充電器, B 1-115V 系充電器(SA), 230V 系充電器(RCIC)は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>SA 用 115V 系蓄電池及び SA 用 115V 系充電器は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦, ⑧, ⑨の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備設置場所の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では緊急用メタクラ及び SA ロードセンタに該当</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では SA 1 コントロールセンタ及び SA 2 コントロールセンタに該当</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>緊急用電源切替箱断路器は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用電源切替箱断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用電源切替箱接続装置、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p><u>緊急用電源切替盤は、原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用電源切替盤の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用直流125V主母線盤は、原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>緊急用直流125V主母線盤の操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p><u>メタクラ切替盤、SA2コントロールセンタ、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>メタクラ切替盤、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>SAロードセンタ、SA1コントロールセンタは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>SAロードセンタの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</u></p> <p><u>充電器電源切替盤は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>充電器電源切替盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p> <p><u>重大事故操作盤は、制御室建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</u></p> <p><u>重大事故操作盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉ではSA電源切替盤が該当。SA電源切替盤は現場に設置し現場操作で切替を行う</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は直流電源設備の主母線盤を代替所内電気設備と位置付けているが、島根2号炉は直流電源設備として整理している</p> <p>(以下、㊸の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>電源系統構成及び設備設置場所の相違。設置場所での環境条件を考慮した設計としている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>タンクローリ (16kL) 及びタンクローリ (4kL) は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>タンクローリ (16kL) 及びタンクローリ (4kL) の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>軽油貯蔵タンクは、常設代替高圧電源装置置場南側 (地下) に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>軽油貯蔵タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、<u>中央制御室</u>で可能な設計とする。</p> <p>可搬型設備用軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレ</u> <u>イ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレ</u> <u>イ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>の系統構成に必要な<u>フランジ</u>の開放は、想定される重大事故等時において、<u>設置場所</u>で可能な設計とする。</p> <p><u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>ガスタービン発電機用軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作</u>は、想定される重大事故等時において、<u>設置場所</u>で可能な設計とする。</p> <p>タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉では設置場所でフランジの開放が可能な設計としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 【東海第二】 ⑮の相違 島根 2 号炉はガスタービン発電機用軽油タンクを燃料補給設備として使用する場合に系統構成が必要 (以下, ⑳の相違)</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機</u>は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>電源車</u>は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</p> <p><u>電源車</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p><u>電源車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とするとともに、<u>確実な接続ができるよう足場を設ける設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用できるように、接続箇所の形状を統一する設計とする。</u></u></p> <p><u>号炉間電力融通電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(常設)及び号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は、系統構成に必要な遮断器等を、設置場所での遮断器操作等により操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は、人力による運搬が可能な設計とし、屋外及び屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</u></p>	<p>10.2.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>常設代替高圧電源装置</u>は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>系統構成に必要な遮断器等は、中央制御室等でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型代替低圧電源車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。</u></p>	<p>3.14.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>ガスタービン発電機</u>は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>高圧発電機車</u>は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</p> <p><u>高圧発電機車</u>は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p><u>高圧発電機車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉の接続に足場を使用しない 号炉間の共用はないため、相互使用については記載していない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>炉間電力融通ケーブル(可搬型)を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続とし、接続治具を用いてケーブルを確実に接続することが可能な設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用できるよう、接続箇所の形状を統一する設計とする。</u></p> <p>所内蓄電式直流電源設備(常設代替直流電源設備を含む)は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p>	<p>所内常設直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</p> <p>可搬型代替直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>可搬型整流器は、屋外に保管及び設置し、車両及び人力により運搬ができるとともに、設置場所にて固縛が可能な設計とする。また、ケーブル接続は、一般的な工具を用いてボルト・ネジ接続を用いることで、容易かつ確実に接続可能な設計とする。</u></p> <p><u>可搬型整流器は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>緊急用125V系蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</u></p>	<p>所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑦, ⑧の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑬の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p>燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>軽油タンクは、系統構成に必要な弁を、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)を接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</u></p>	<p>代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流125V主母線盤は、付属の操作スイッチ等により、設置場所等での操作が可能な設計とする。</u></p> <p>燃料給油設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>軽油貯蔵タンクは、系統構成に必要な弁を、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。</u></p> <p>タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p>タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>タンクローリを接続する接続口については、簡便な接続規格を用いた専用の接続方式とし、可搬型設備用軽油タンク及び重大事故等対処設備に確実に接続することができる設計とする。</p> <p>10.2.3 主要設備及び仕様 <u>代替電源設備の主要機器仕様を第10.2-1表に示す。</u></p>	<p>代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>緊急用メタクラ、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、メタクラ切替盤、SA電源切替盤、充電器電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</u></p> <p>燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、系統構成に必要なフランジを、設置場所での開放が可能な設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用軽油タンクは、系統構成に必要な弁を、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</u></p> <p>タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <p>タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>タンクローリを接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑭の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑳の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉では設置場所でフランジの開放が可能な設計としている</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違 【東海第二】 ㉑の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 他号炉と共用しない</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根2号炉も同様に第3.14-1表に仕様を</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>電源車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、<u>電源車</u>は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>号炉間電力融通ケーブル(常設)及び号炉間電力融通ケーブル(可搬型)</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)は取替えが可能な設計とする。</p> <p><u>直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池, 直流 125V 充電器 A, 直流 125V 充電器 A-2 及び AM 用直流 125V 充電器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急用断路器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急用電源切替箱断路器, 緊急用電源切替箱接続装置, AM 用動力変圧器, AM 用 MCC, AM 用切替盤, AM 用操作盤, 非常用高压母線 C 系及び非常用高压母線 D 系</u>は、発電用原子炉の停止中</p>	<p>10.2.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>常設代替高压電源装置</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。</p> <p><u>常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型代替低压電源車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、<u>可搬型代替低压電源車</u>は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>125V 系蓄電池 A系・B系</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型整流器</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急用メタルクラッド開閉装置, 緊急用パワーセンタ, 緊急用モータコントロールセンタ, 緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤</u>は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>3.14.1.1.7 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>ガスタービン発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。</p> <p><u>ガスタービン発電機用サービスタンク</u>は、<u>発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び分解点検が可能な設計とする。</p> <p>また、<u>ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>高压発電機車</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、<u>高压発電機車</u>は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>B-115V 系蓄電池, B 1-115V 系蓄電池(SA), SA 用 115V 系蓄電池, 230V 系蓄電池(RCIC), B-115V 系充電器, B 1-115V 系充電器(SA), SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器(RCIC)</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>メタクラ切替盤, 高压発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>緊急用メタクラ, SA ロードセンタ, SA 1 コントロールセンタ, SA 2 コントロールセンタ, SA 電源切替盤, 充電器電源切替盤, 重大事故操作盤, 非常用高压母線 C 系及び非常用高压母線</u></p>	<p>記載している</p> <p>・設備の相違【東海第二】⑱の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】⑤の相違</p> <p>・設備の相違【柏崎 6/7】①の相違</p> <p>・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】⑦, ⑧, ⑨の相違</p> <p>・設備の相違【東海第二】⑬の相違</p> <p>・設備の相違【柏崎 6/7, 東海第二】</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>軽油タンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>タンクローリ (16kL) 及びタンクローリ (4kL)</u> は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、<u>タンクローリ (16kL) 及びタンクローリ (4kL)</u> は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p><u>軽油貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中<u>又は停止中</u>に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>可搬型設備用軽油タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認及び内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>タンクローリ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、タンクローリは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>D系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高压炉心スプレ</u> <u>イ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>ガスタービン発電機用軽油タンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、<u>発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</u></p> <p><u>タンクローリ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、<u>タンクローリ</u>は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>⑭の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】東海第二は、停止中でも漏えいの有無を確認することとしている</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】⑥の相違</p> <p>【東海第二】⑮の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>第3.14-1表 代替電源設備主要機器仕様</u></p> <p>(1) 常設代替交流電源設備</p> <p>a. 第一ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)</p> <p>ガスタービン</p> <p>台数 2</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>出力 約3,600kW/台</p> <p>発電機</p> <p>台数 2</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約4,500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.9kV</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>b. 第一ガスタービン発電機用燃料タンク (6号及び7号炉共用)</p> <p>基数 2</p> <p>容量 約50kL/基</p> <p>c. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ(6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 2</p> <p>容量 約3m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>d. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 1 (予備3)</p> <p>容量 約550kL/基</p> <p>e. タンクローリ (16kL) (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約16kL/台</p>	<p><u>第10.2-1表 代替電源設備の主要機器仕様</u></p> <p>(1) 常設代替交流電源設備</p> <p>a. 常設代替高圧電源装置</p> <p>ディーゼル機関</p> <p>台数 5 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>出力 約1,540kW/台</p> <p>発電機</p> <p>台数 5 (予備1)</p> <p>種類 三同期発電機</p> <p>容量 約1,725kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6,600V</p> <p>周波数 50Hz</p>	<p><u>第3.14-1表 代替電源設備主要機器仕様</u></p> <p>(1) 常設代替交流電源設備</p> <p>a. ガスタービン発電機</p> <p>ガスタービン</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>出力 約5,200kW/台</p> <p>発電機</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約6,000kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.9kV</p> <p>周波数 60Hz</p> <p>b. ガスタービン発電機用サービスタンク</p> <p>基数 1 (予備1)</p> <p>容量 約7.9m<sup>3</sup>/基</p> <p>c. ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約4.0m<sup>3</sup>/h/台</p> <p>d. ガスタービン発電機用軽油タンク</p> <p>基数 1</p> <p>容量 約560m<sup>3</sup>/基</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>設備設計の相違による設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 可搬型代替交流電源設備</p> <p>a. 電源車 (6号及び7号炉共用)</p> <p>エンジン</p> <p>台数 8 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 8 (予備1)</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.9kV</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>b. 軽油タンク (6号及び7号炉共用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 1 (予備3)</p> <p>容量 約550kL/基</p> <p>c. タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)</p> <p>台数 3 (予備1)</p> <p>容量 約4kL/台</p> <p>(3) 号炉間電力融通電気設備</p> <p>a. 号炉間電力融通ケーブル (常設) (6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 1</p> <p>b. 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) (6号及び7号炉共用)</p> <p>個数 1</p>	<p>(2) 可搬型代替交流電源設備</p> <p>a. 可搬型代替低圧電源車</p> <p>ディーゼル機関</p> <p>台数 4 (予備1) ※1</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 4 (予備1) ※1</p> <p>種類 三相同期発電機</p> <p>容量 約500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 440V</p> <p>周波数 50Hz</p> <p>※1 必要台数は, 2台2セット (予備1台)</p>	<p>(2) 可搬型代替交流電源設備</p> <p>a. 高圧発電機車</p> <p>機関</p> <p>台数 6 (予備1)</p> <p>使用燃料 軽油</p> <p>発電機</p> <p>台数 6 (予備1)</p> <p>種類 同期発電機</p> <p>容量 約500kVA/台</p> <p>力率 0.8</p> <p>電圧 6.6kV</p> <p>周波数 60Hz</p> <p>b. ガスタービン発電機用軽油タンク</p> <p>基数 1</p> <p>容量 約560m<sup>3</sup>/基</p> <p>c. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 5</p> <p>容量 A系 約170m<sup>3</sup>/基 (2基)</p> <p>B系 約100m<sup>3</sup>/基 (3基)</p> <p>d. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>基数 1</p> <p>容量 HPCS系 約170m<sup>3</sup>/基 (1基)</p> <p>e. タンクローリ</p> <p>台数 1 (予備1)</p> <p>容量 約3.0m<sup>3</sup>/台</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p>

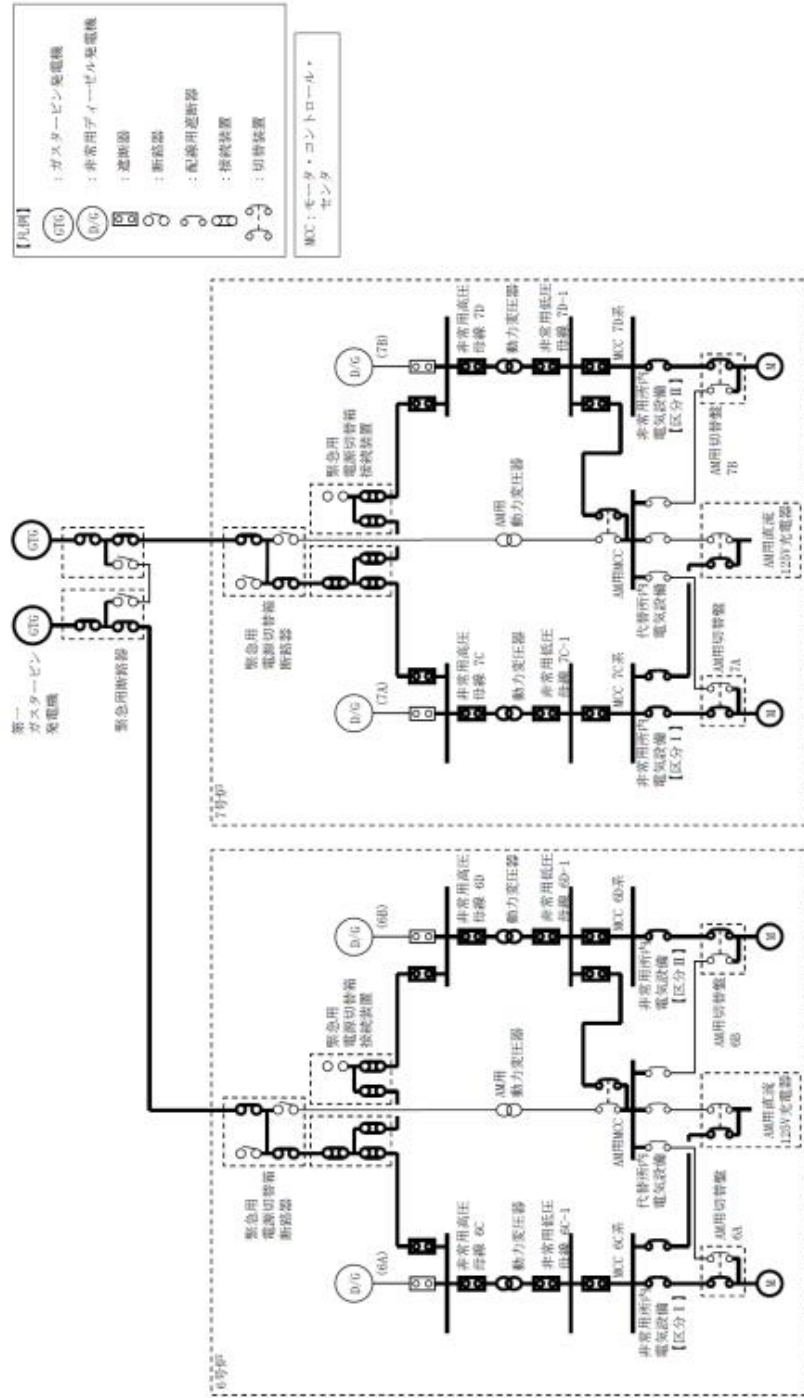
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																										
<p>(4) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</p> <p>a. 直流125V蓄電池A及び直流125V蓄電池A-2 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>組数 1 電圧 125V 容量 約10,000Ah (直流125V蓄電池A : 約6,000Ah 直流125V蓄電池A-2 : 約4,000Ah)</p> <p>b. AM用直流125V蓄電池</p> <p>組数 1 電圧 125V 容量 約3,000Ah</p> <p>c. 直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <p>個数 2 電圧 125V 容量 約700A及び約400A</p>	<p>(3) 所内常設直流電源設備</p> <p>a. 125V系蓄電池A系・B系 第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様に記載する。</p> <table border="1" data-bbox="1121 436 1650 558"> <tr> <td>組数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,000Ah/組</td> </tr> </table> <p>(4) 常設代替直流電源設備</p> <p>a. 緊急用125V系蓄電池</p> <table border="1" data-bbox="1121 1108 1596 1230"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,000Ah</td> </tr> </table>	組数	2	電圧	125V	容量	約6,000Ah/組	組数	1	電圧	125V	容量	約6,000Ah	<p>(3) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備</p> <p>a. B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池 (SA) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 436 2368 646"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>115V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約4,500Ah (B-115V系蓄電池 : 約3,000Ah B1-115V系蓄電池 (SA) : 約1,500Ah)</td> </tr> </table> <p>b. 230V系蓄電池 (RCIC) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 886 2208 1008"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>230V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約1,500Ah</td> </tr> </table> <p>c. SA用115V系蓄電池</p> <table border="1" data-bbox="1911 1108 2208 1230"> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>115V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約1,500Ah</td> </tr> </table> <p>d. B-115V系充電器及びB1-115V系充電器 (SA) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 1465 2320 1587"> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>120V</td> </tr> <tr> <td>電流</td> <td>約400A及び約200A</td> </tr> </table> <p>e. 230V系充電器 (RCIC) 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備 (通常運転時等)</li> <li>・非常用電源設備 (重大事故等時)</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1911 1780 2172 1902"> <tr> <td>個数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>240V</td> </tr> <tr> <td>電流</td> <td>約200A</td> </tr> </table>	組数	1	電圧	115V	容量	約4,500Ah (B-115V系蓄電池 : 約3,000Ah B1-115V系蓄電池 (SA) : 約1,500Ah)	組数	1	電圧	230V	容量	約1,500Ah	組数	1	電圧	115V	容量	約1,500Ah	個数	2	電圧	120V	電流	約400A及び約200A	個数	1	電圧	240V	電流	約200A	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違</p>
組数	2																																												
電圧	125V																																												
容量	約6,000Ah/組																																												
組数	1																																												
電圧	125V																																												
容量	約6,000Ah																																												
組数	1																																												
電圧	115V																																												
容量	約4,500Ah (B-115V系蓄電池 : 約3,000Ah B1-115V系蓄電池 (SA) : 約1,500Ah)																																												
組数	1																																												
電圧	230V																																												
容量	約1,500Ah																																												
組数	1																																												
電圧	115V																																												
容量	約1,500Ah																																												
個数	2																																												
電圧	120V																																												
電流	約400A及び約200A																																												
個数	1																																												
電圧	240V																																												
電流	約200A																																												

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

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

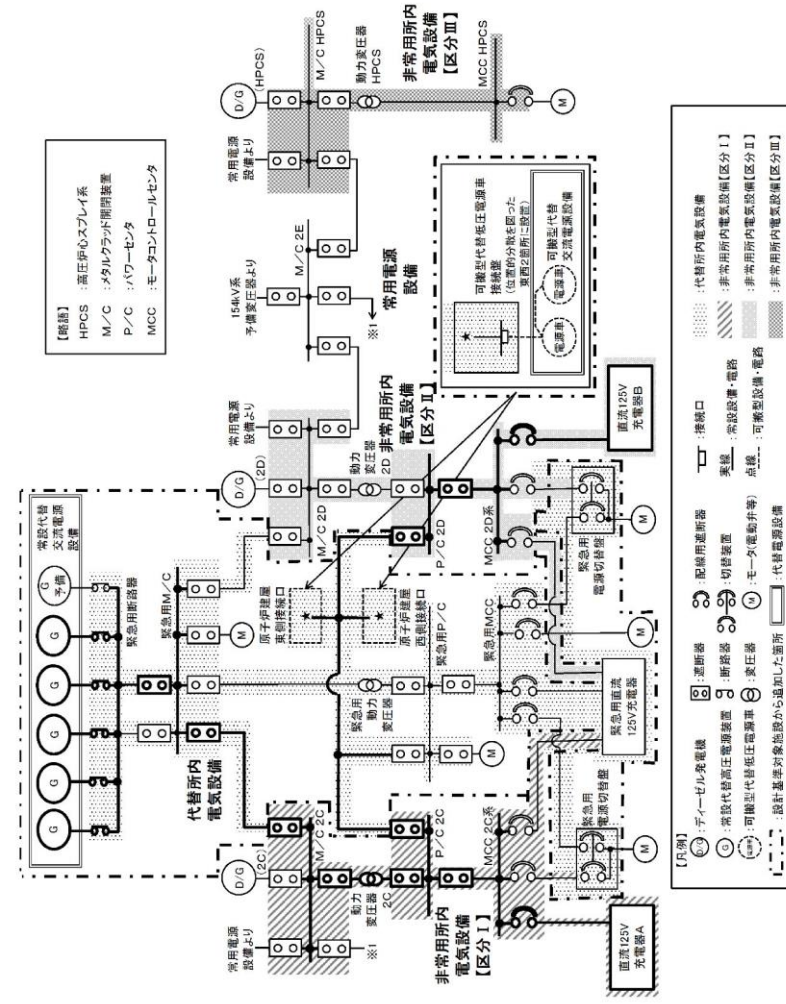




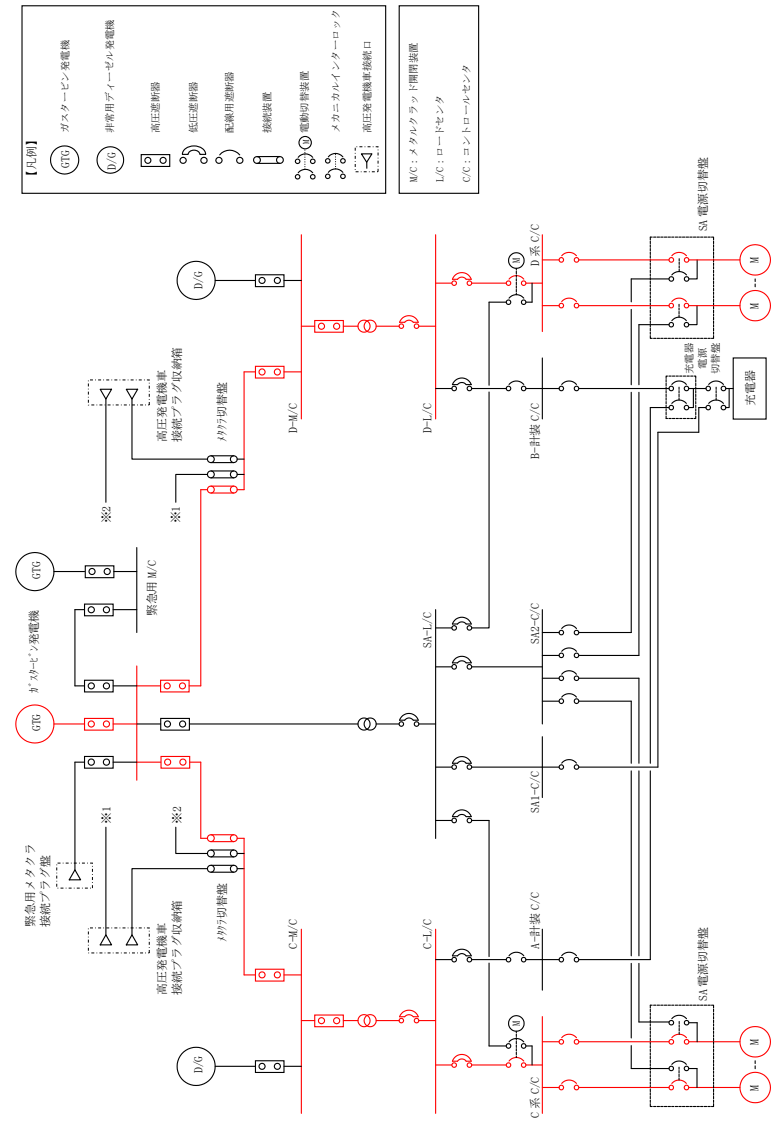


第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図  
(常設代替交流電源設備による給電)

(第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)



第 10.2-1 図 代替電源設備 系統図  
(常設代替交流電源設備による給電)

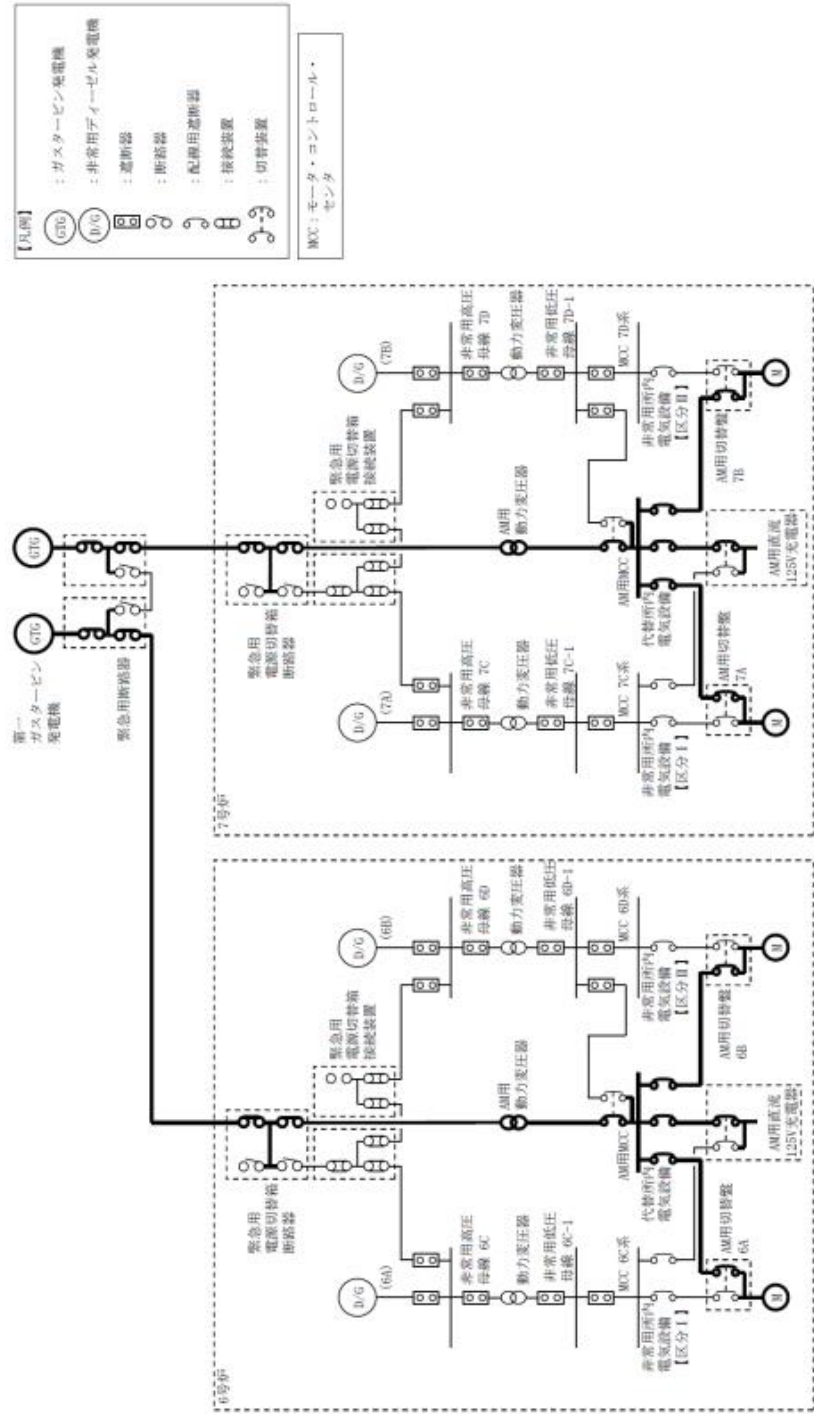


第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)

(ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)

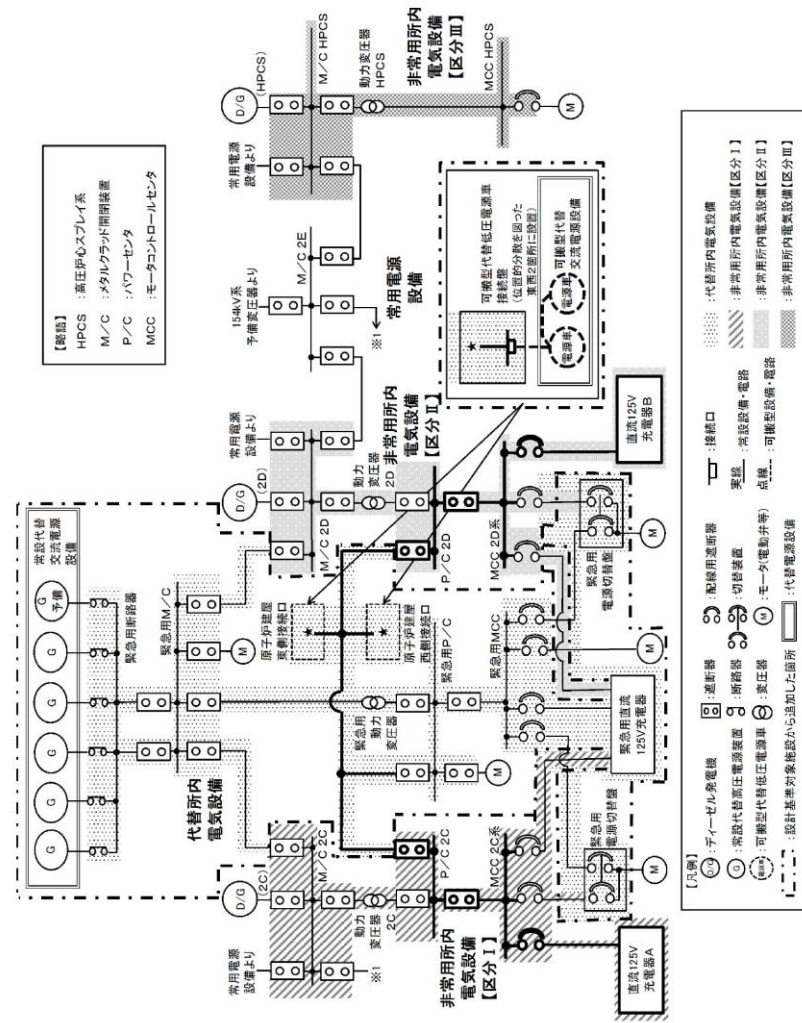
・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違



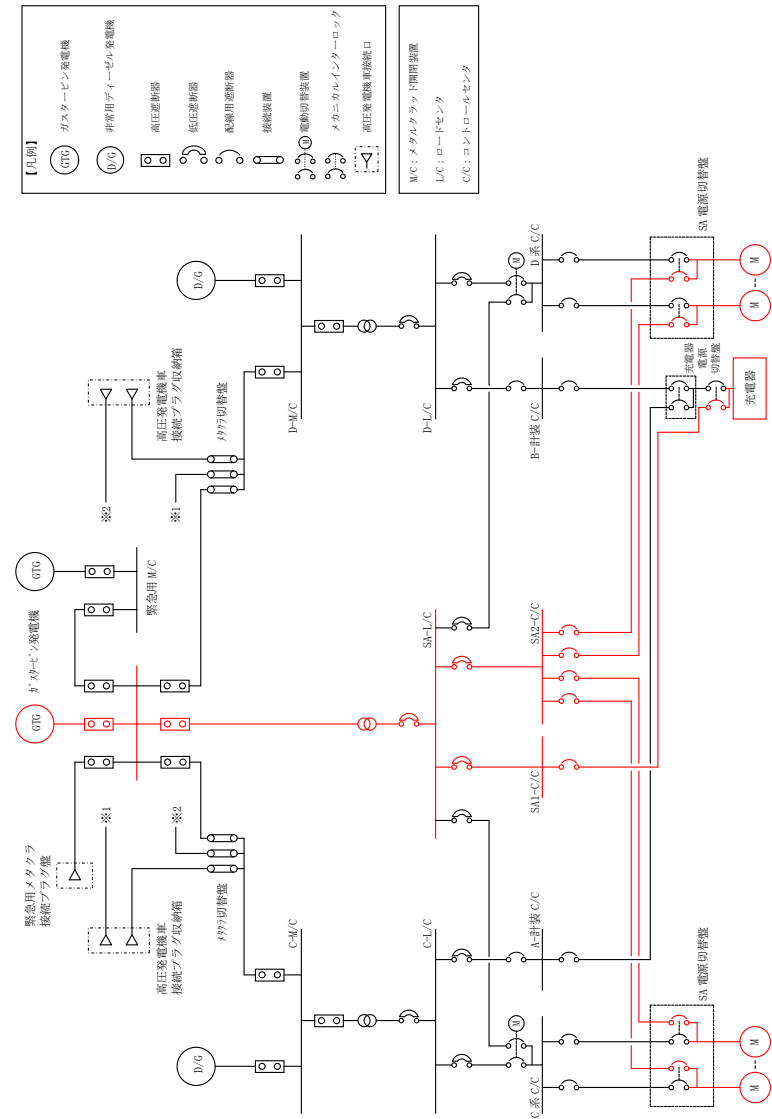


第 3.14-2 図 代替電源設備系統概要図  
(常設代替交流電源設備による給電)

(第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電)



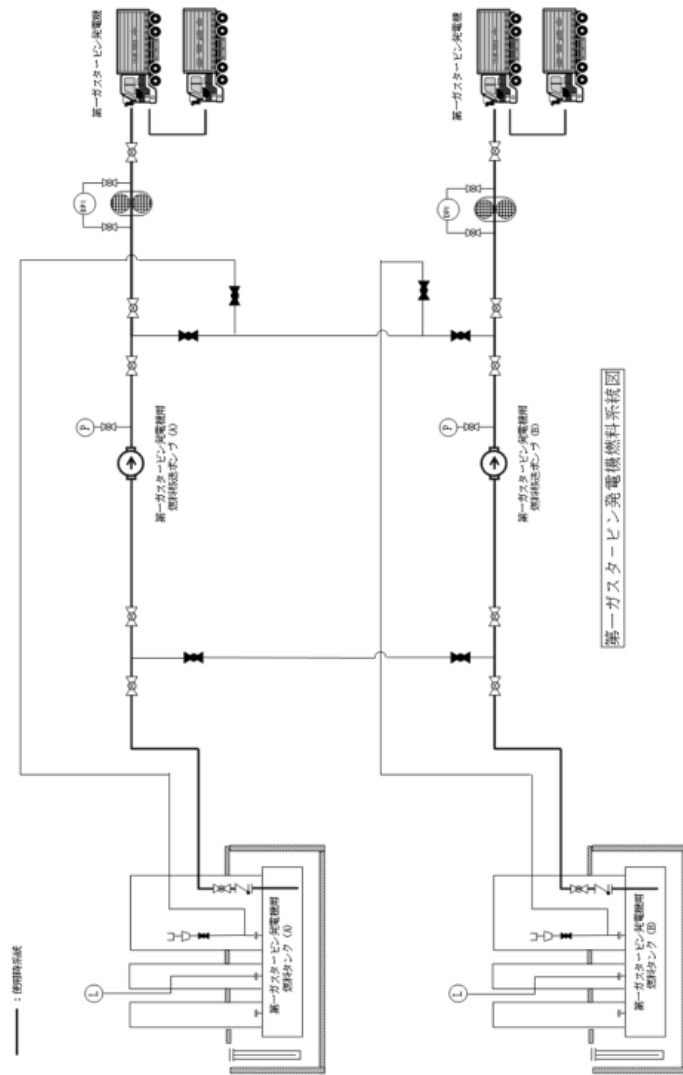
第 10.2-2 図 代替電源設備 系統図  
(可搬型代替交流電源設備による給電)



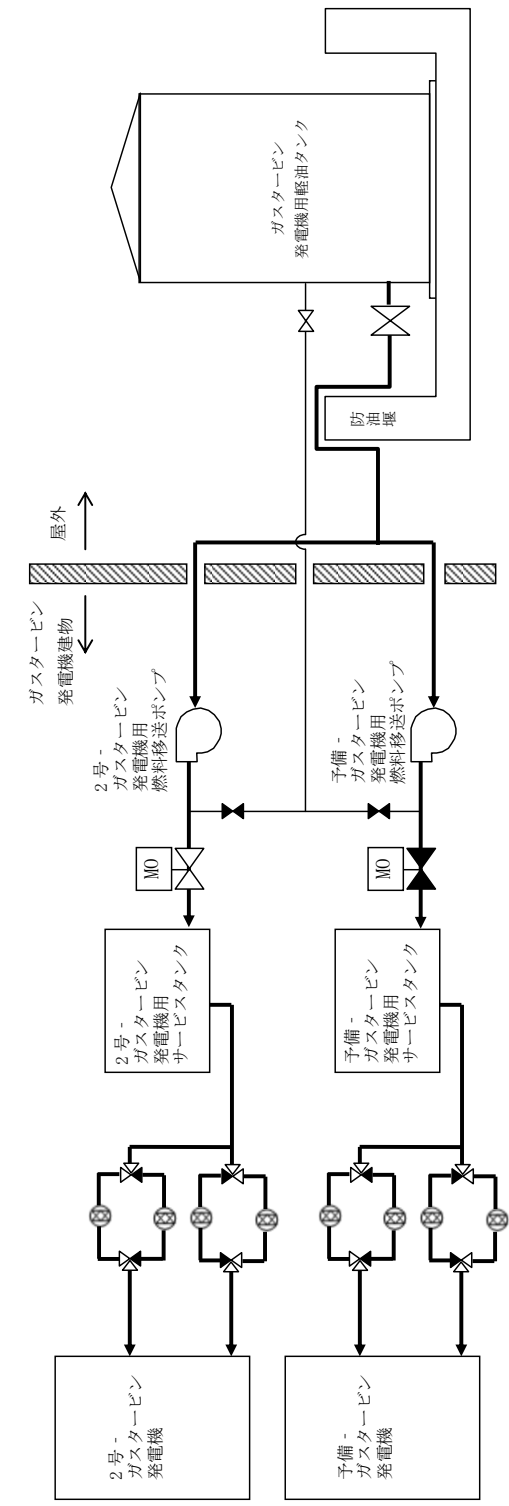
第 3.14-2 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)

(ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電)

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

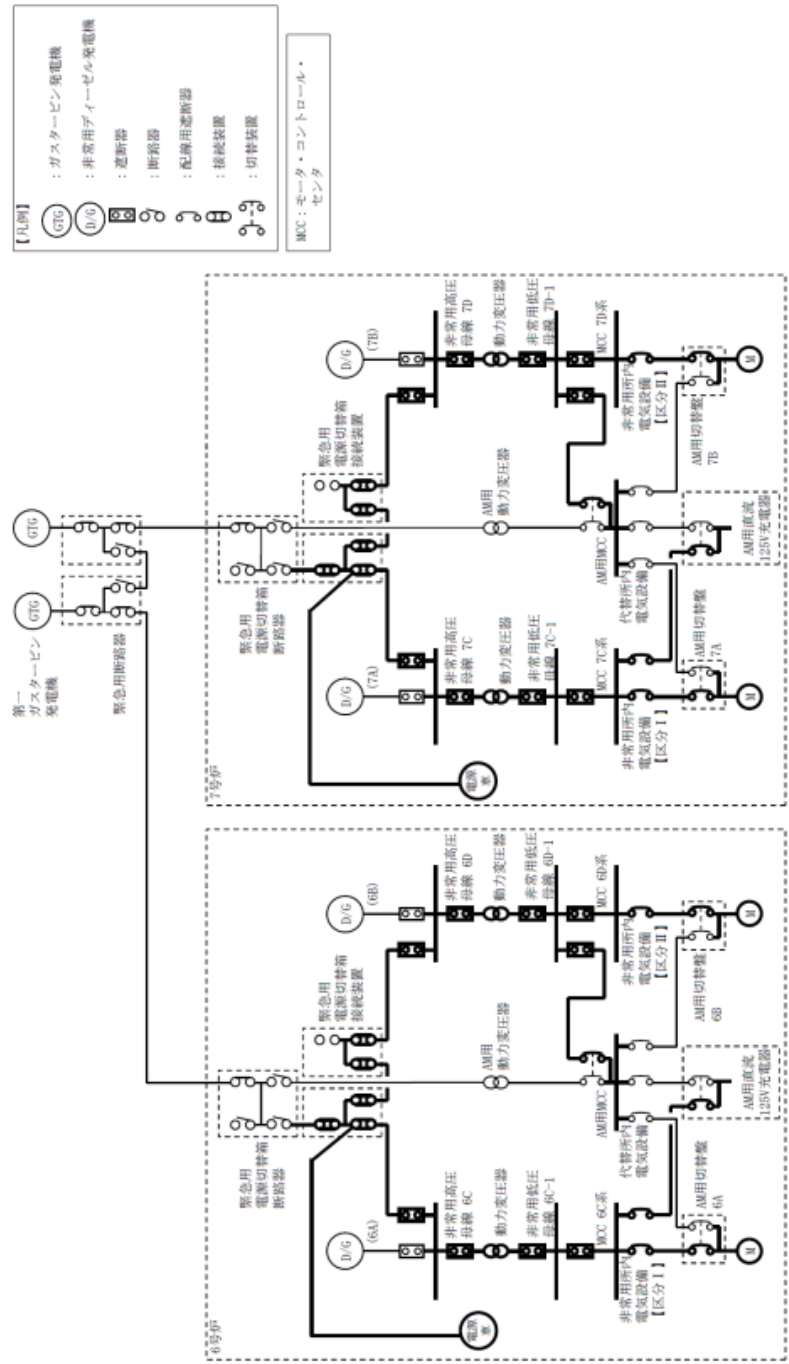


第 3.14.-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(第一ガスタービン発電機の燃料系統)



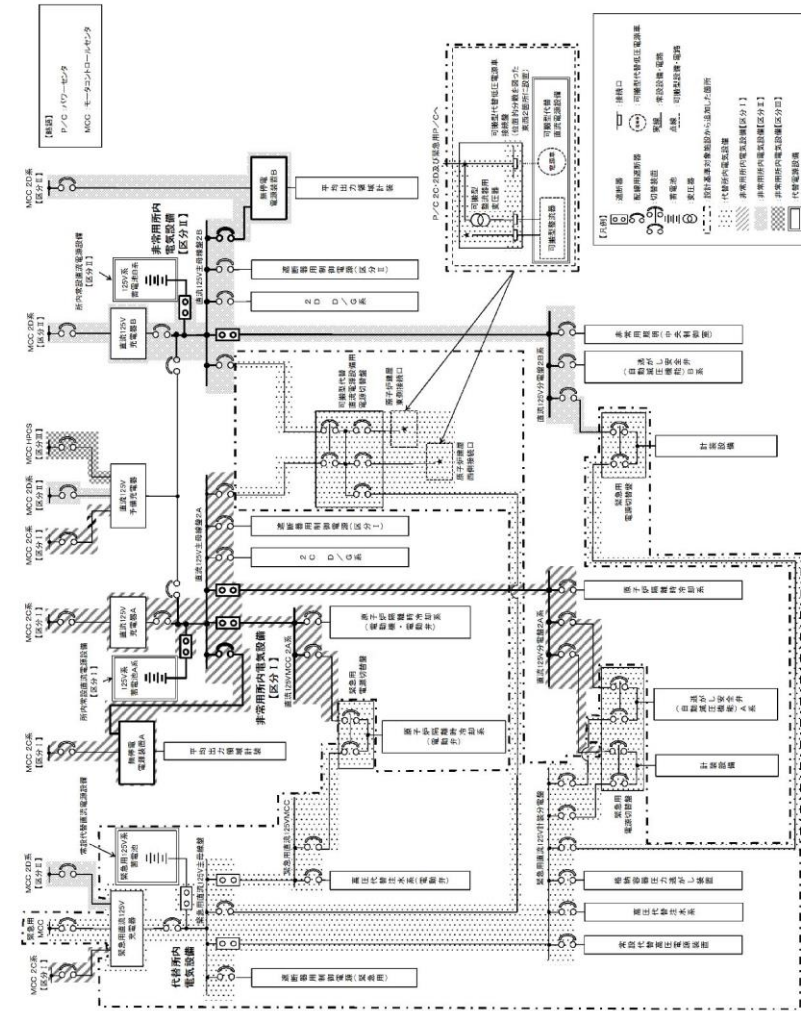
第 3.14-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)  
(ガスタービン発電機の燃料系統)

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

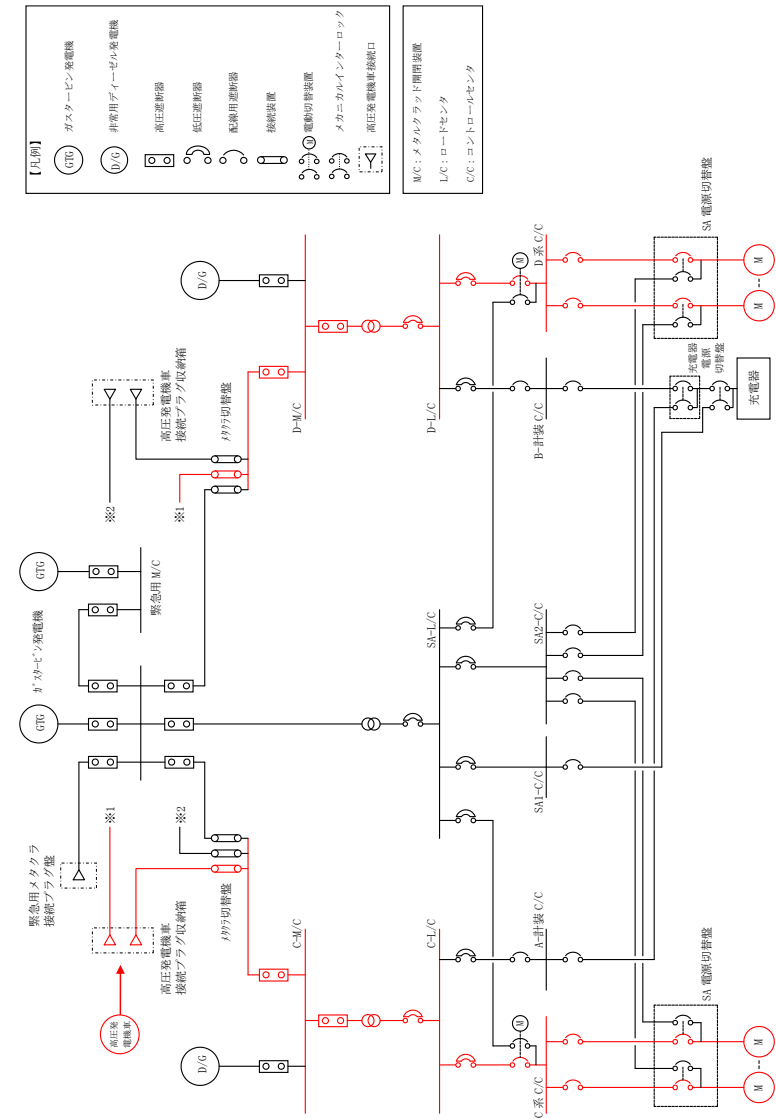


第 3.14-4 図 代替電源設備系統概要図  
(可搬型代替交流電源設備による給電)

(電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び非常用所内電気設備  
を経由して給電)



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

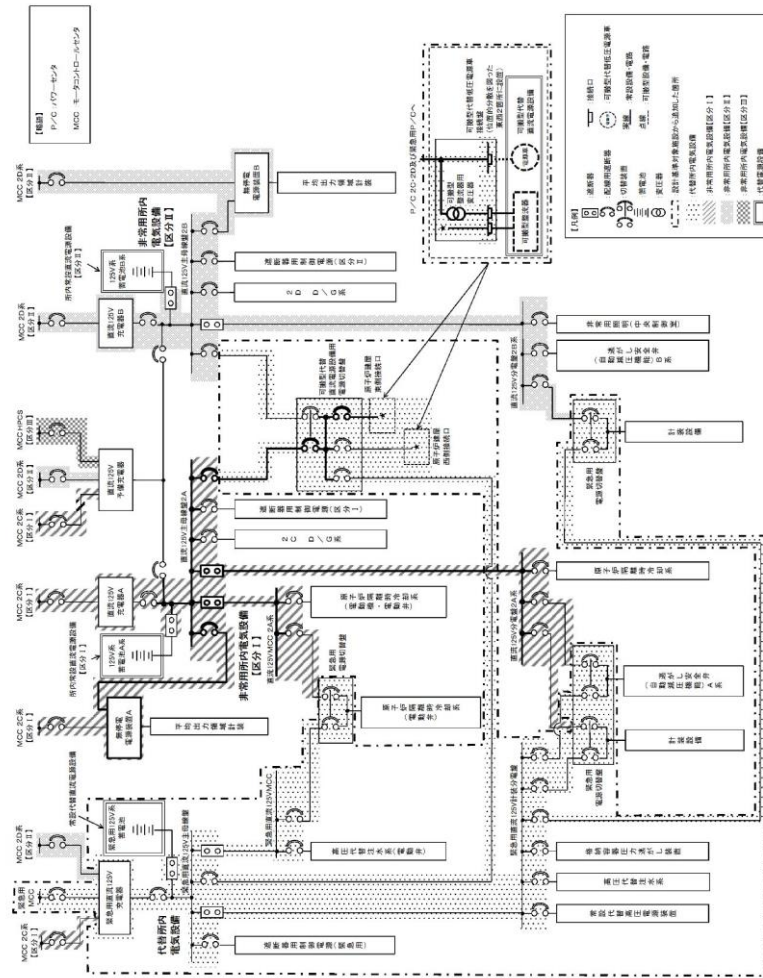


第 3.14-4 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替交流電源設備  
による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物  
西側)及び非常用所内電気設備を経由して給電)

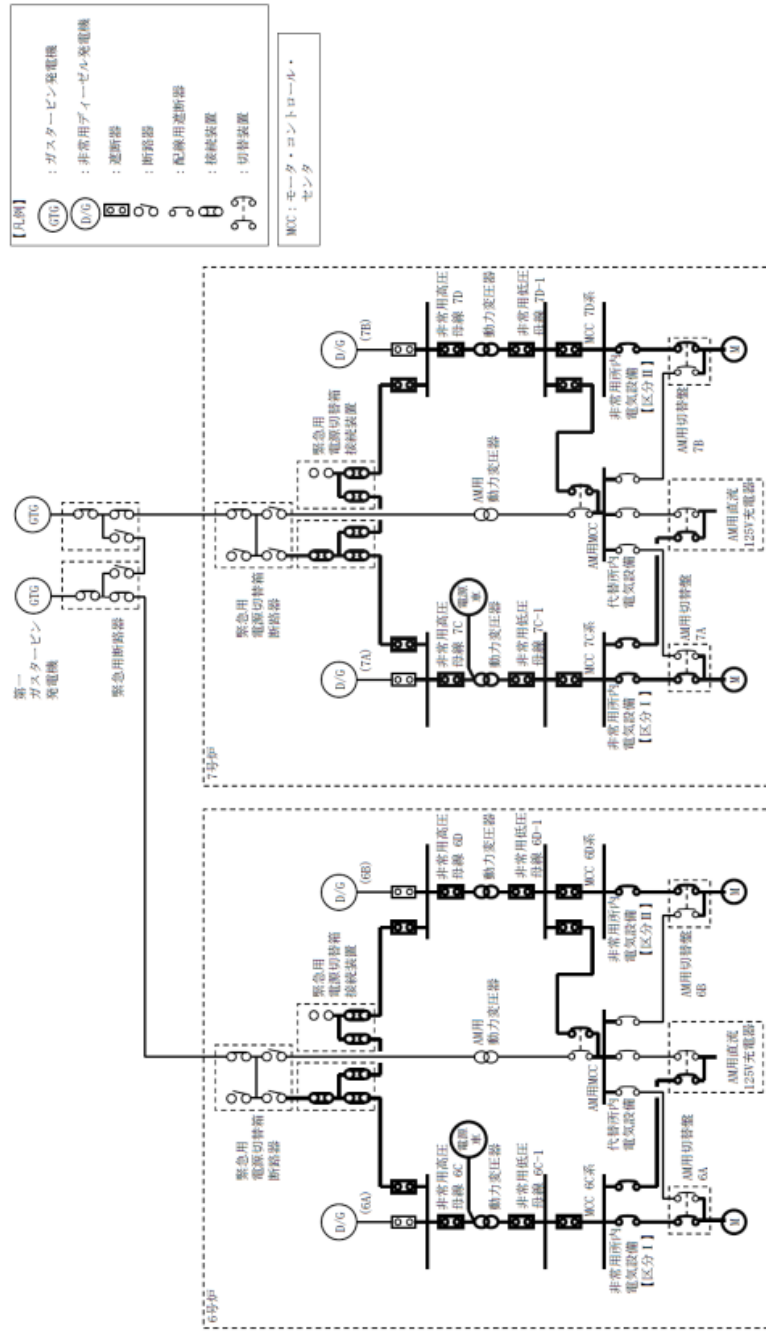
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による  
電源系統構成の相違





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

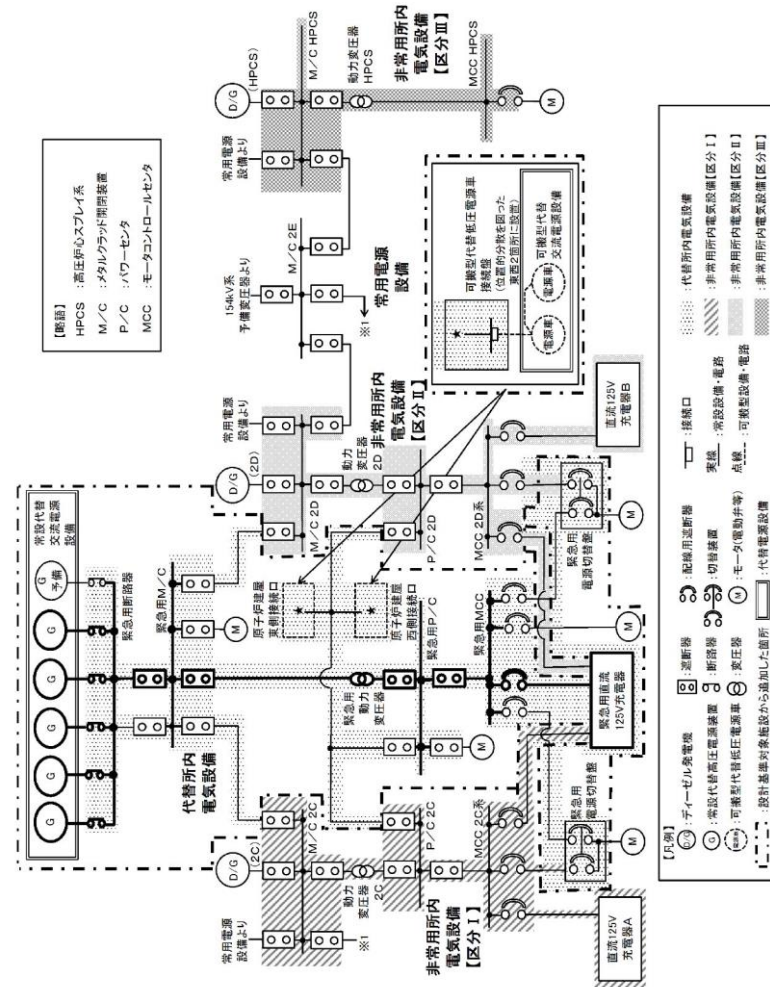
・設備の相違  
【柏崎6/7，東海第二】  
設計方針の相違による  
電源系統構成の相違



第 3.14-5 図 代替電源設備系統概要図

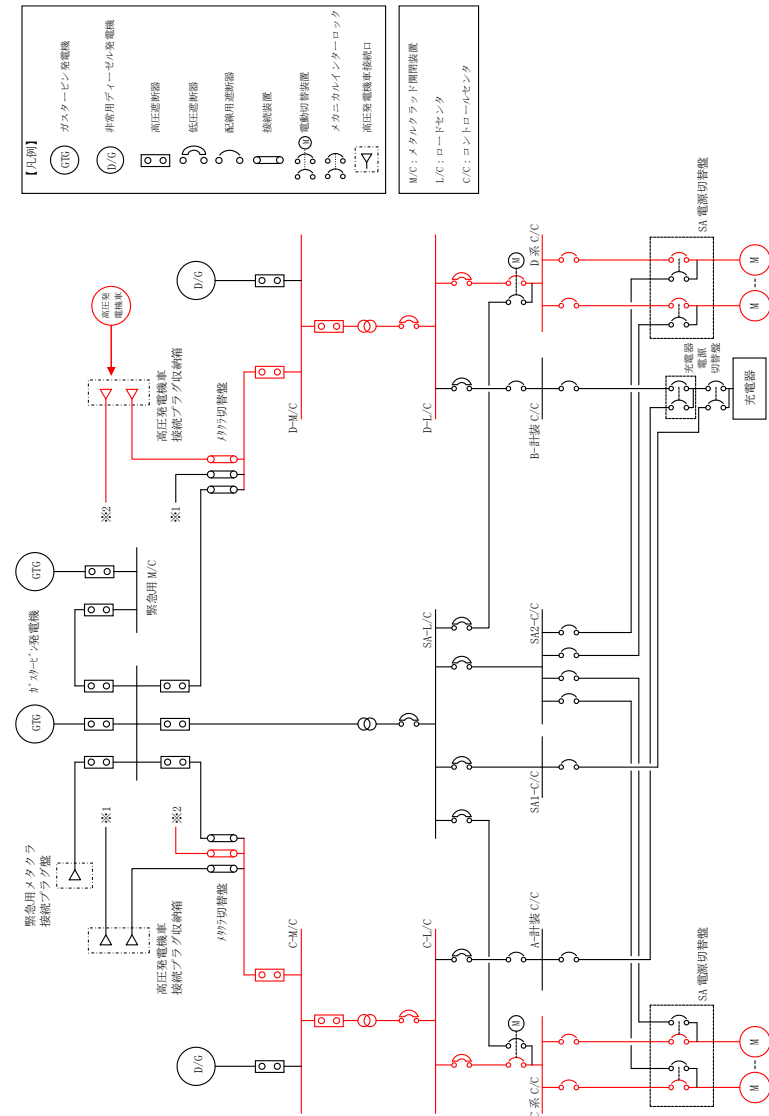
(可搬型代替交流電源設備による給電)

(電源車から動力変圧器 C 系及び非常用所内電気設備を経由して給電)



第 10.2-5 図 代替電源設備 系統図

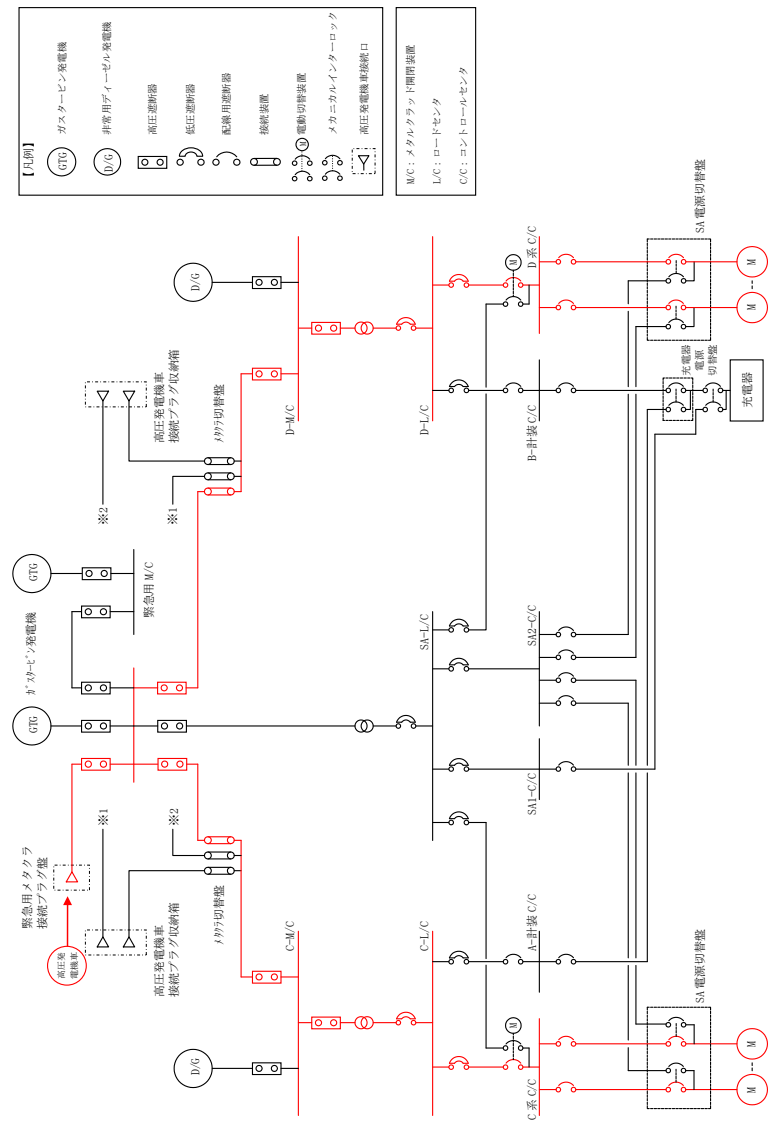
(常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電)



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

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)及び非常用所内電気設備を経由して給電)

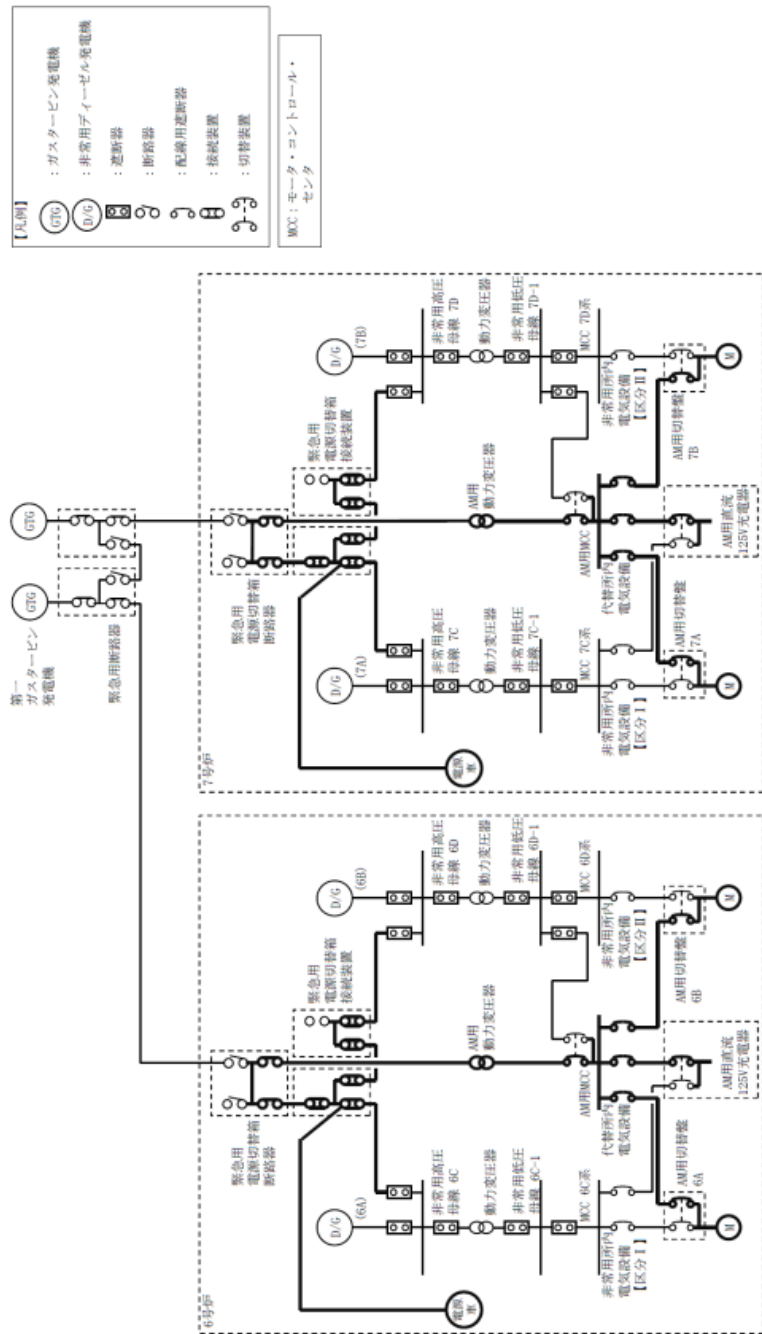
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違



第 3. 14-6 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替交流電源設備による給電)  
 (高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤及び非常用所内電気設備を経由して給電)

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

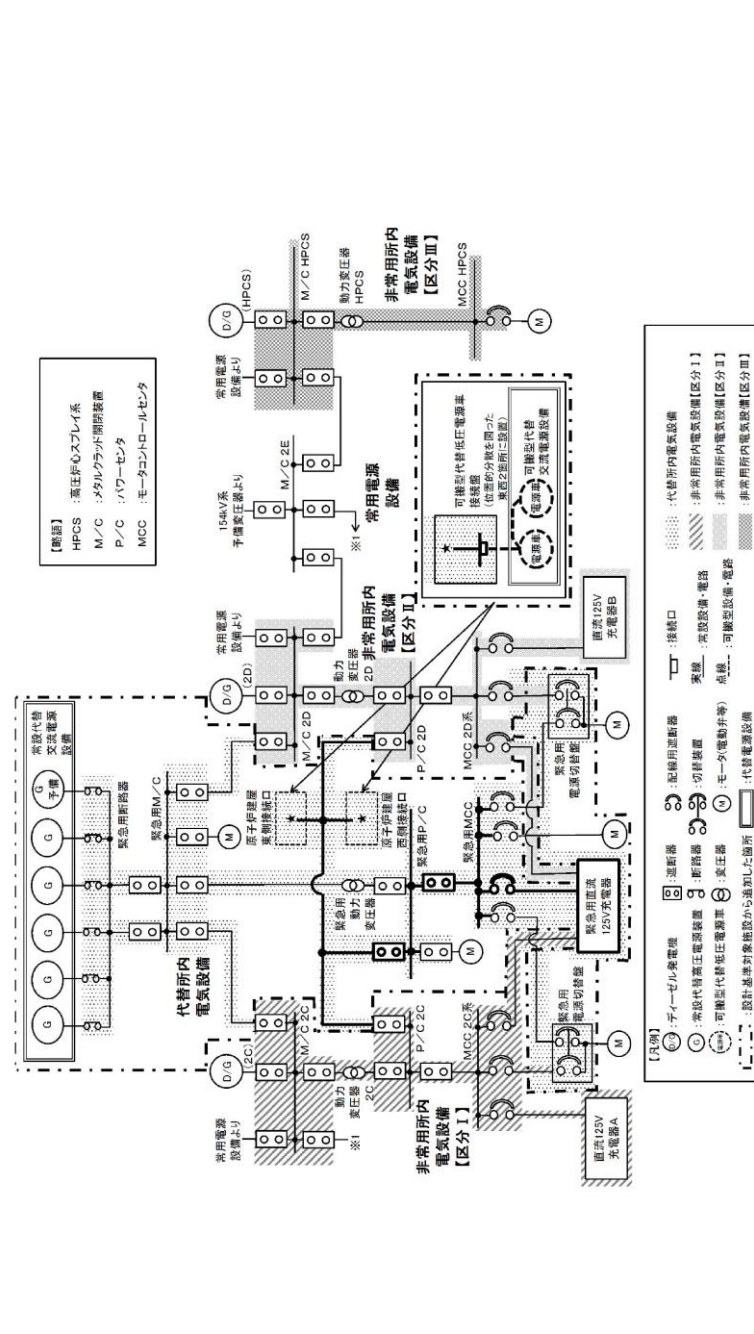




第 3.14-6 図 代替電源設備系統概要図

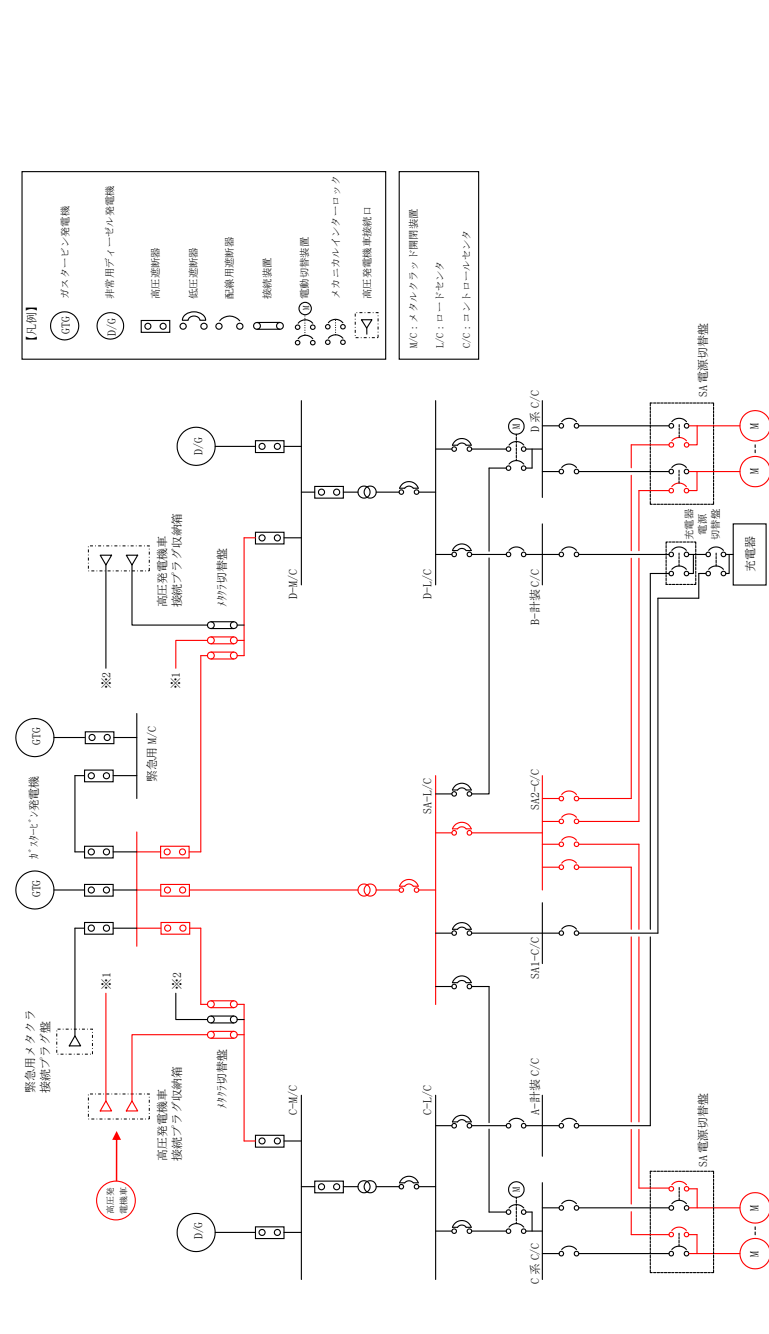
(可搬型代替交流電源設備による給電)

(電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び代替所内電気設備を  
經由して給電)



第 10.2-6 図 代替電源設備 系統図

(可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電)

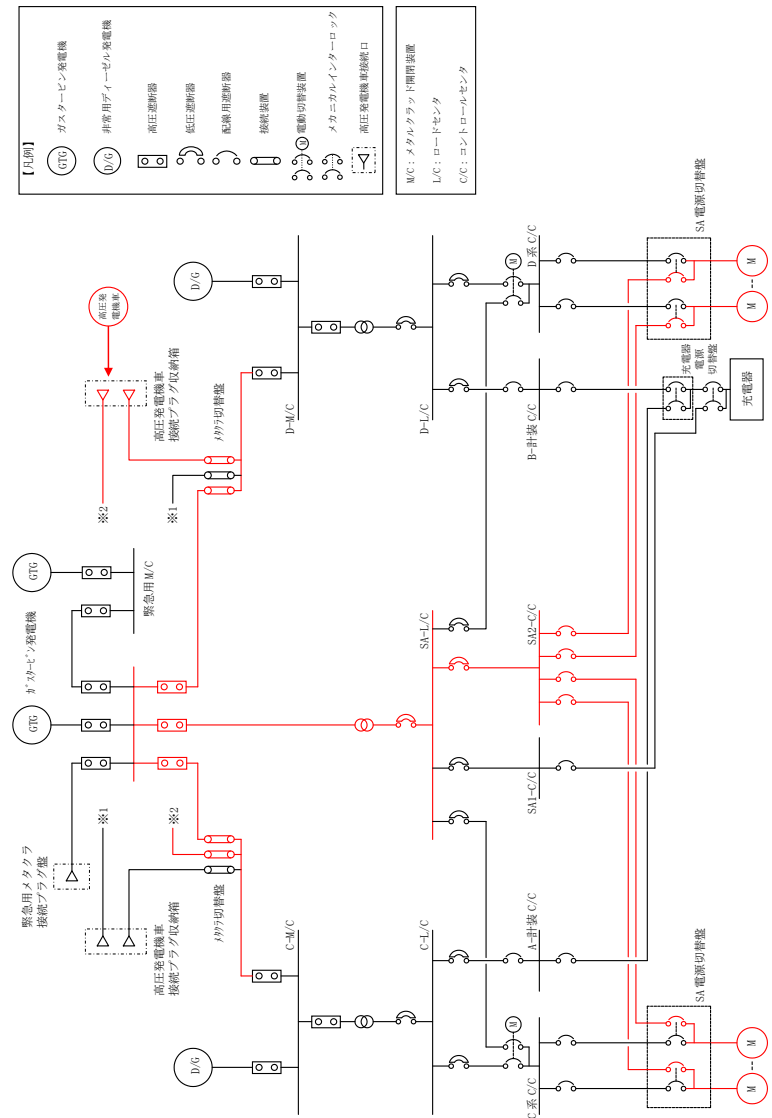
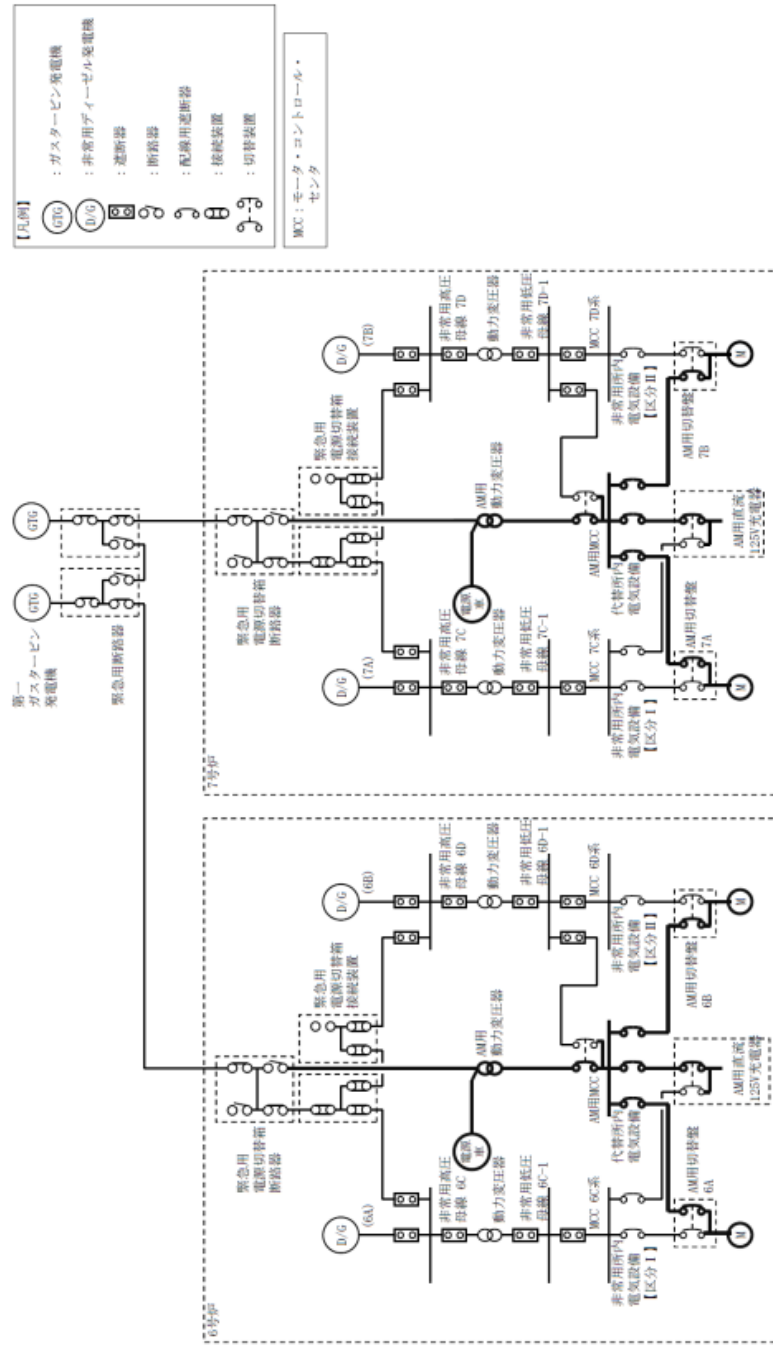


第 3.14-7 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備  
による給電)

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物  
西側) 及び代替所内電気設備を經由して給電)

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





第 3.14-7 図 代替電源設備系統概要図

(可搬型代替交流電源設備による給電)

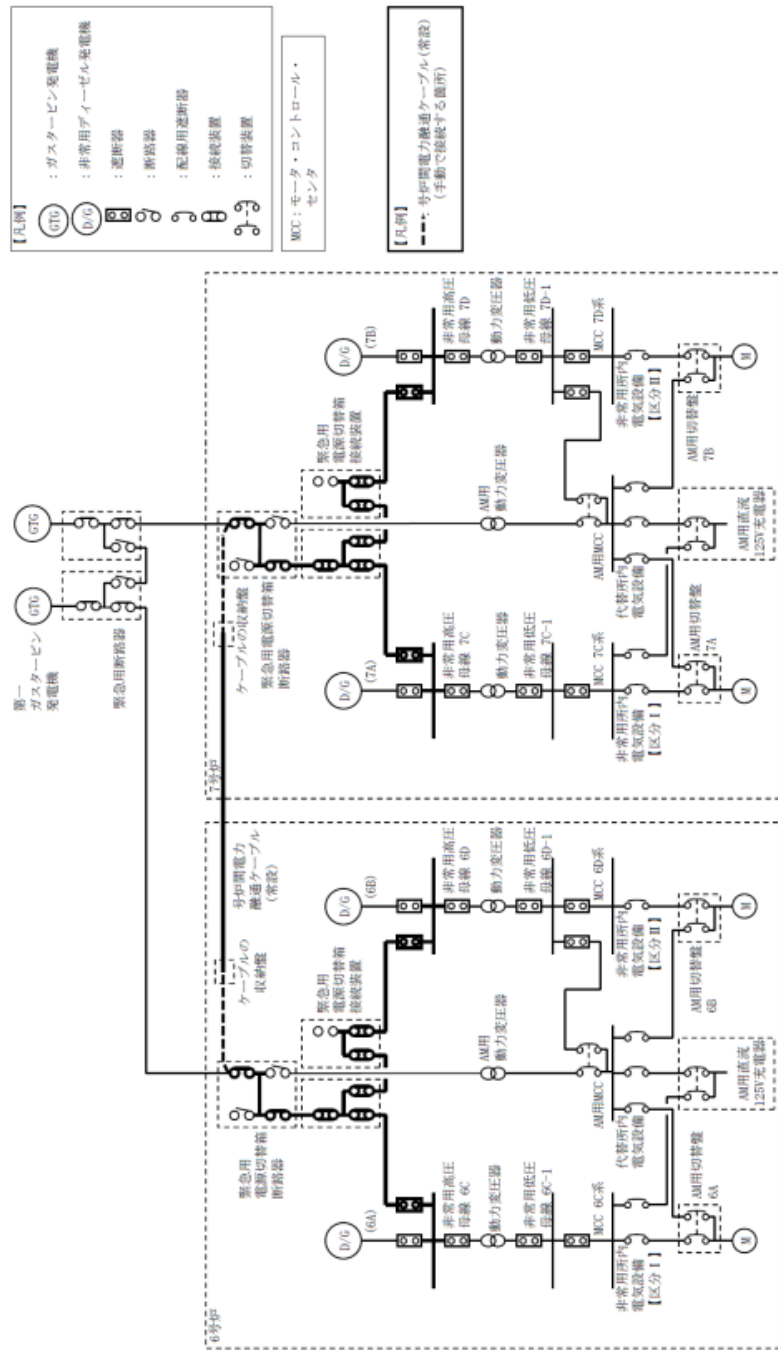
(電源車から AM 用動力変圧器及び代替所内電気設備を経由して給電)

第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図(可搬型代替交流電源設備による給電)

(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)及び代替所内電気設備を経由して給電)

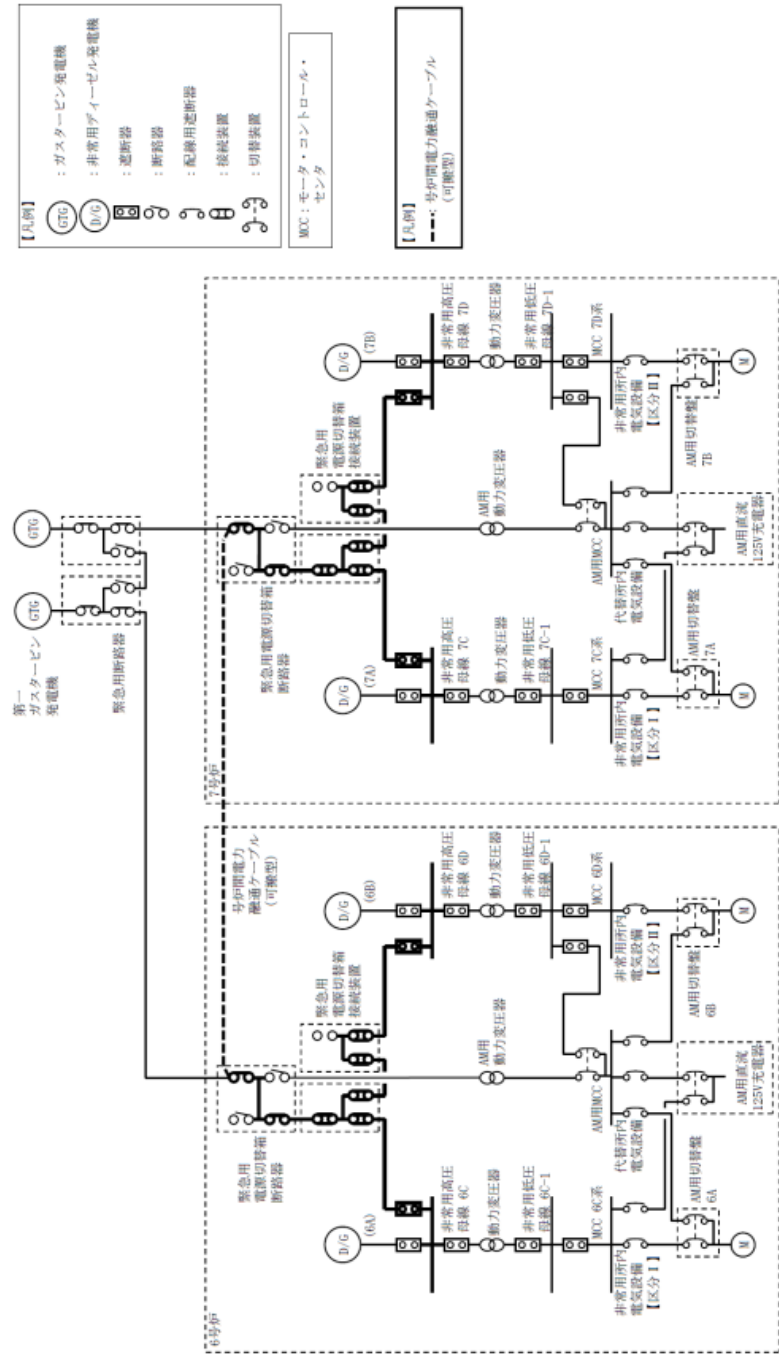
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違





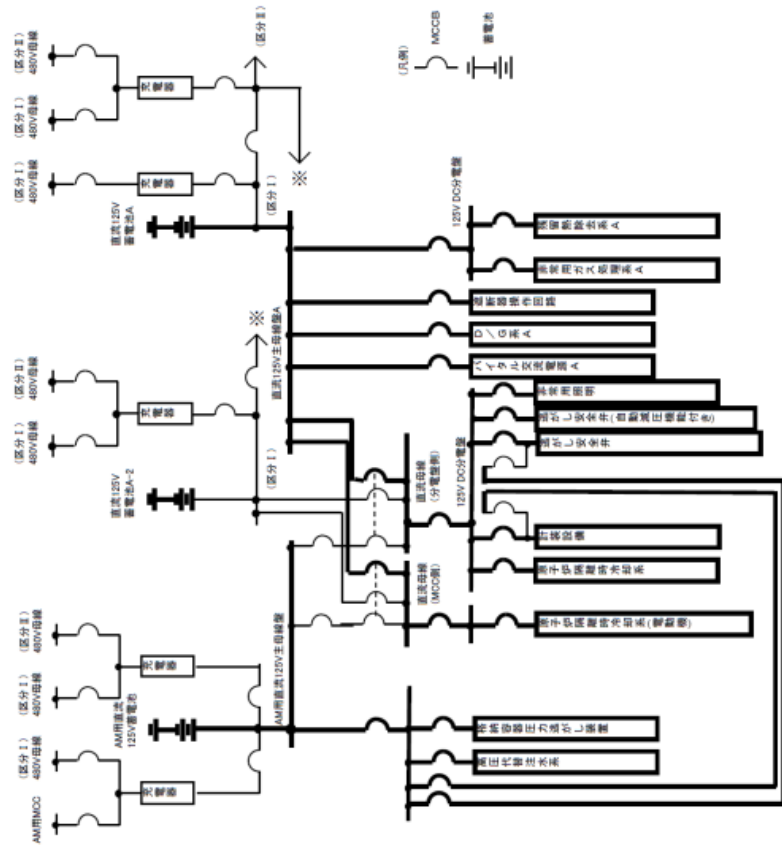
第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図  
 (号炉間電力融通電気設備による給電)  
 (号炉間電力融通ケーブル (常設) による給電)

・設備の相違  
 【柏崎 6/7】  
 ①の相違

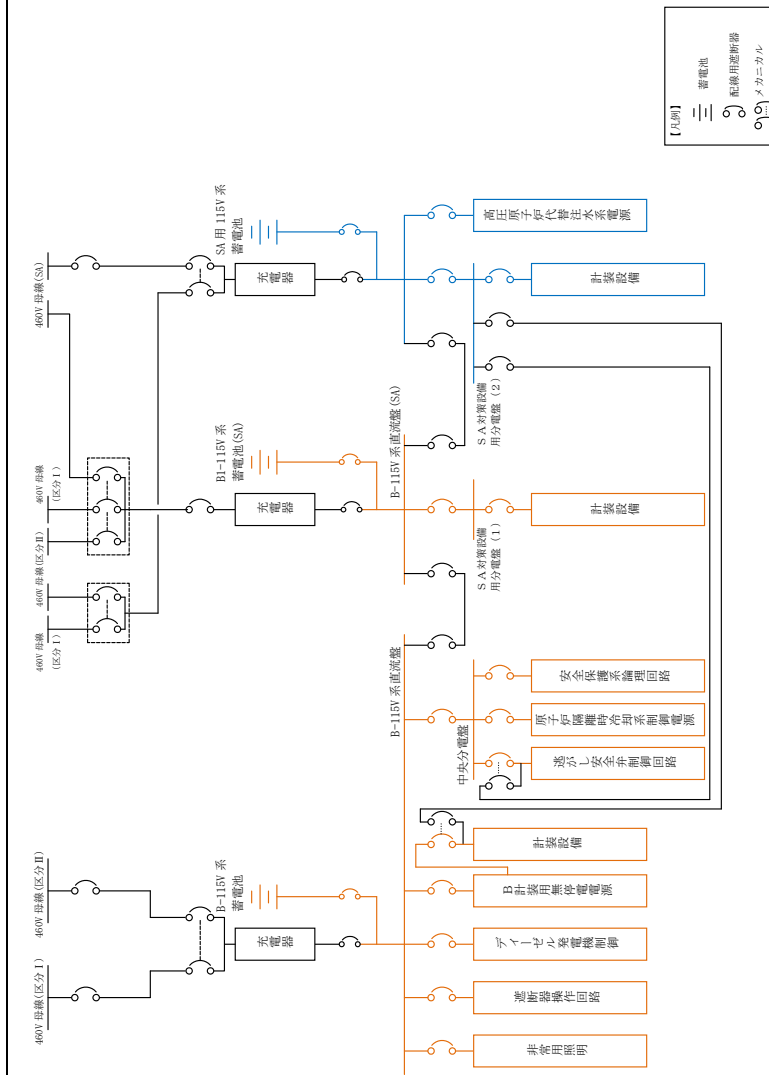


第 3.14-9 図 代替電源設備系統概要図  
 (号炉間電力融通電気設備による給電)  
 (号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による給電)

・設備の相違  
 【柏崎 6/7】  
 ①の相違

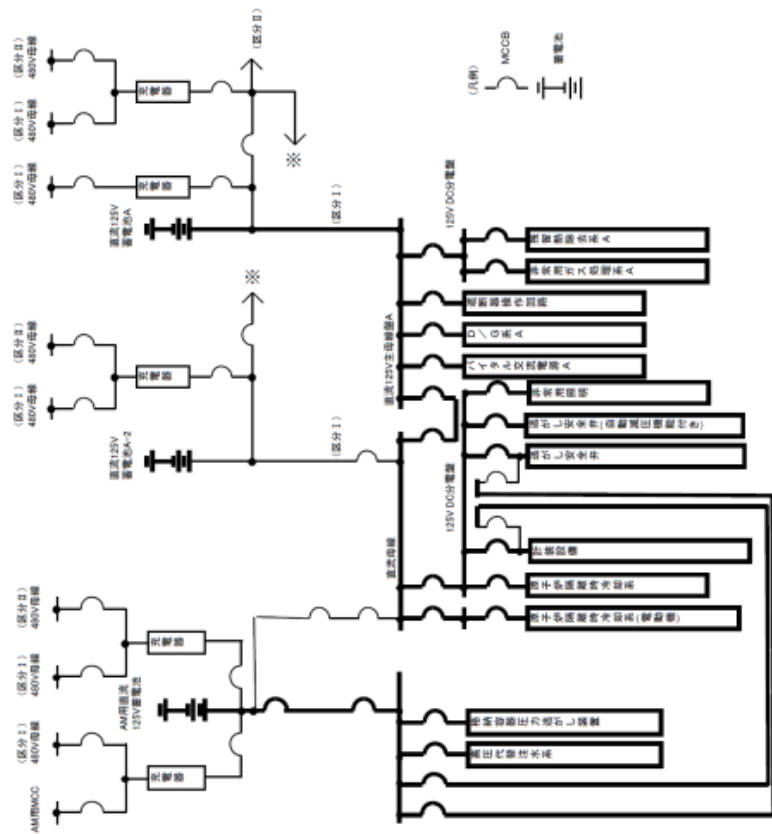


第 3.14-10 図(1) 代替電源設備系統概要図  
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(直流 125V 蓄電池 A による給電) (6 号炉)



第 3.14-10 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA), SA用 115V系蓄電池による給電)

・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違  
⑩の相違

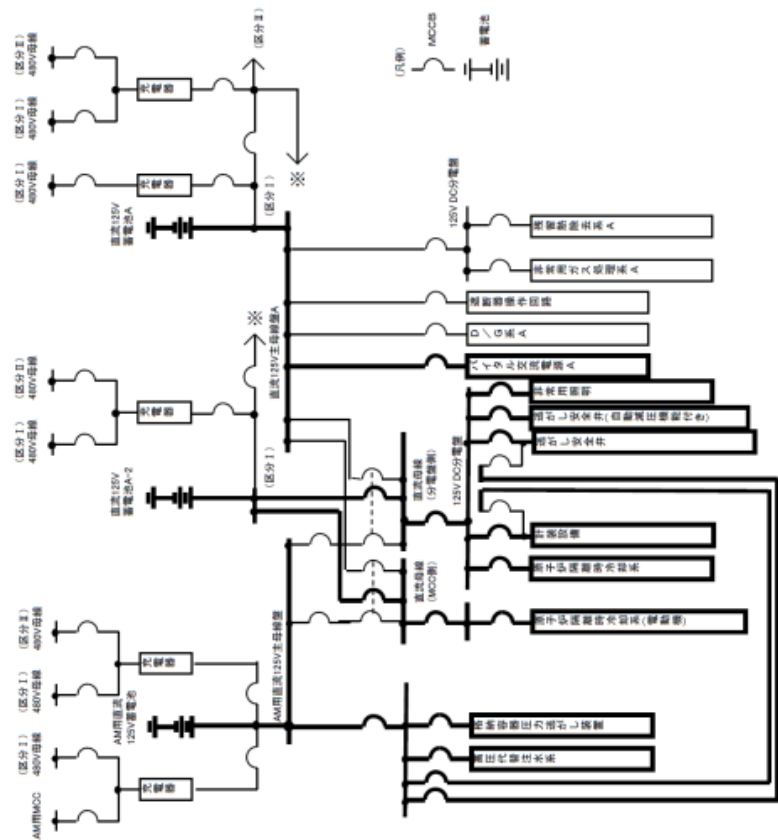


3.14-10 図(2) 代替電源設備系統概要図

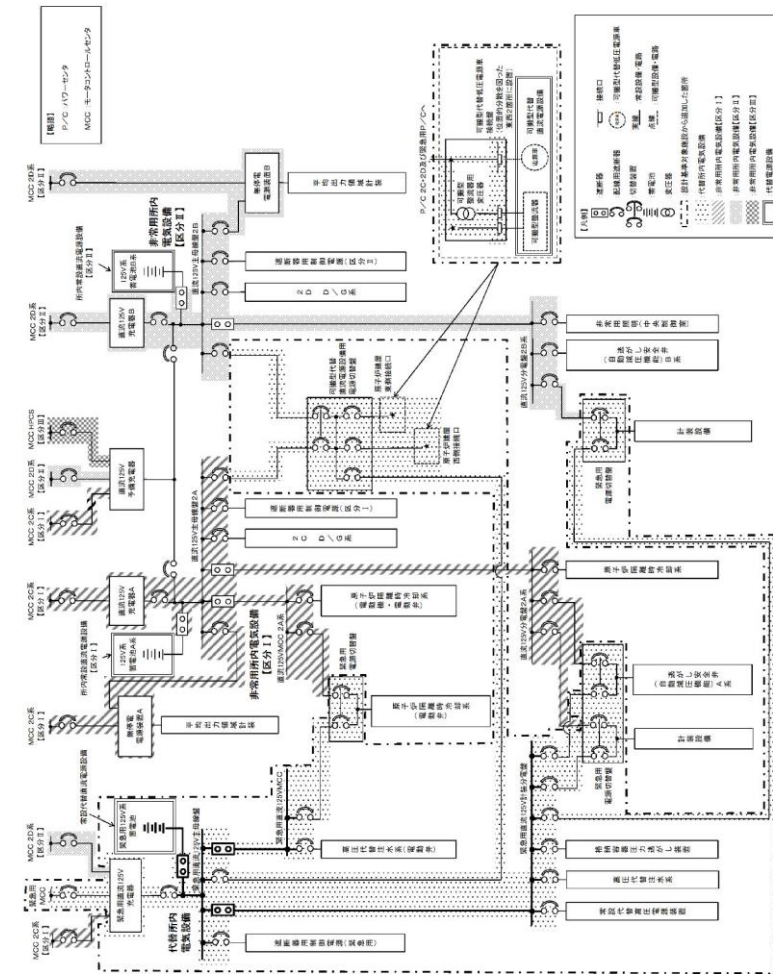
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (7 号炉)

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
対象号炉なし

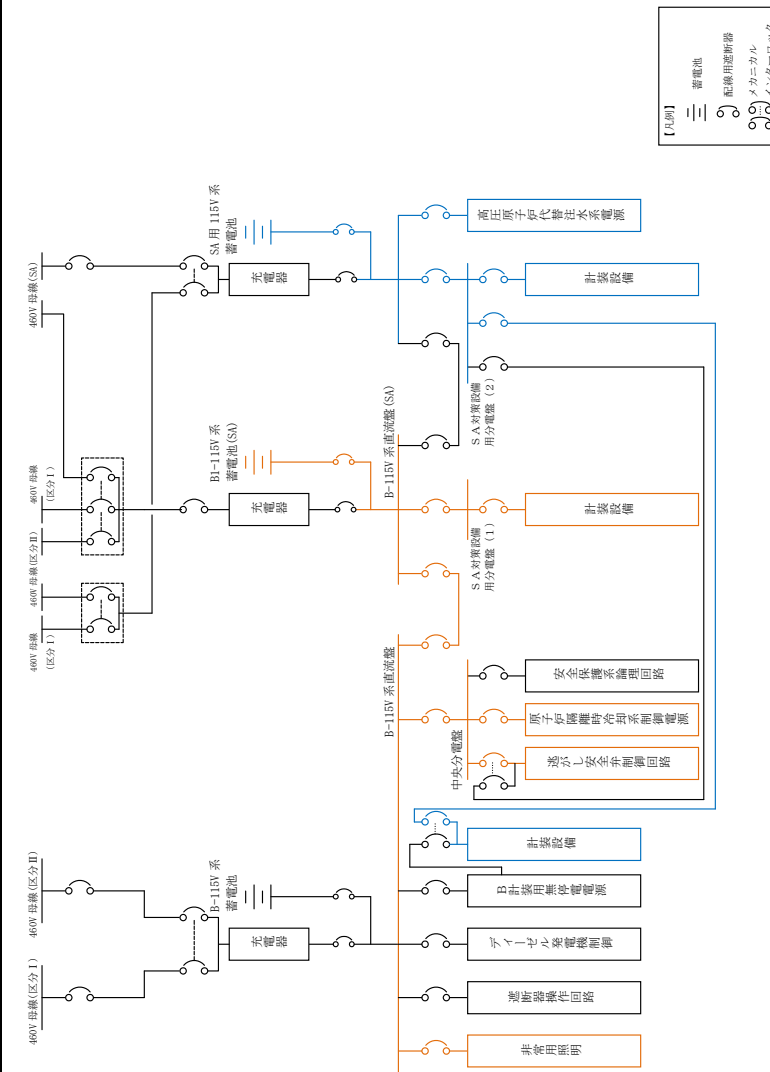




第 3.14-11 図(1) 代替電源設備系統概要図  
(所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (6 号炉)



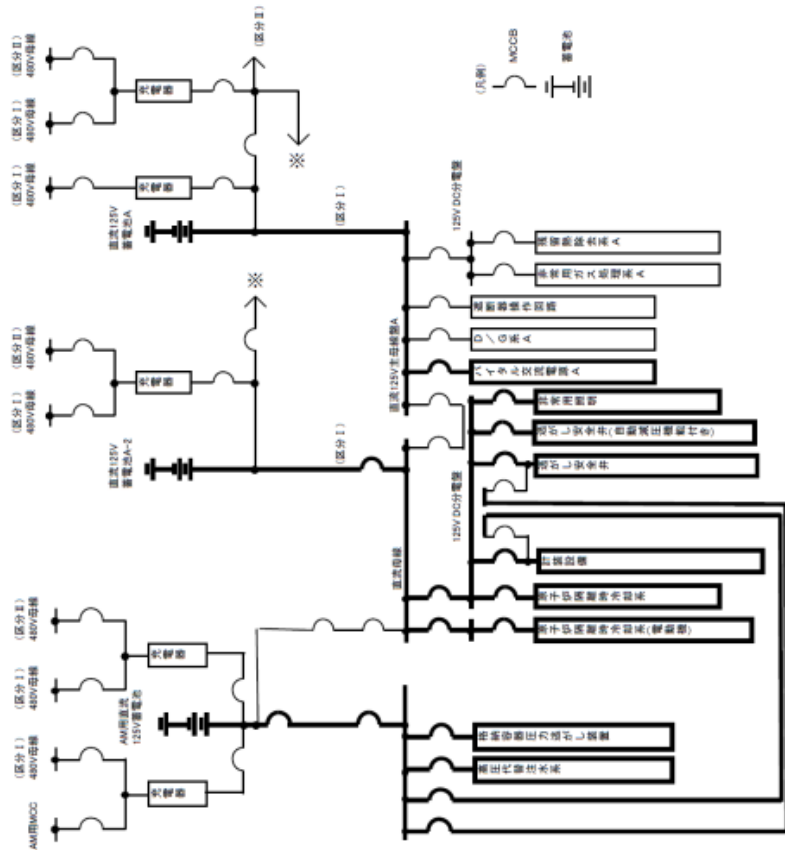
第 10.2-7 図 代替電源設備 系統図  
(常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電)



第 3.14-11 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電)  
(B1-115V系蓄電池 (SA), SA用115V系蓄電池による給電)

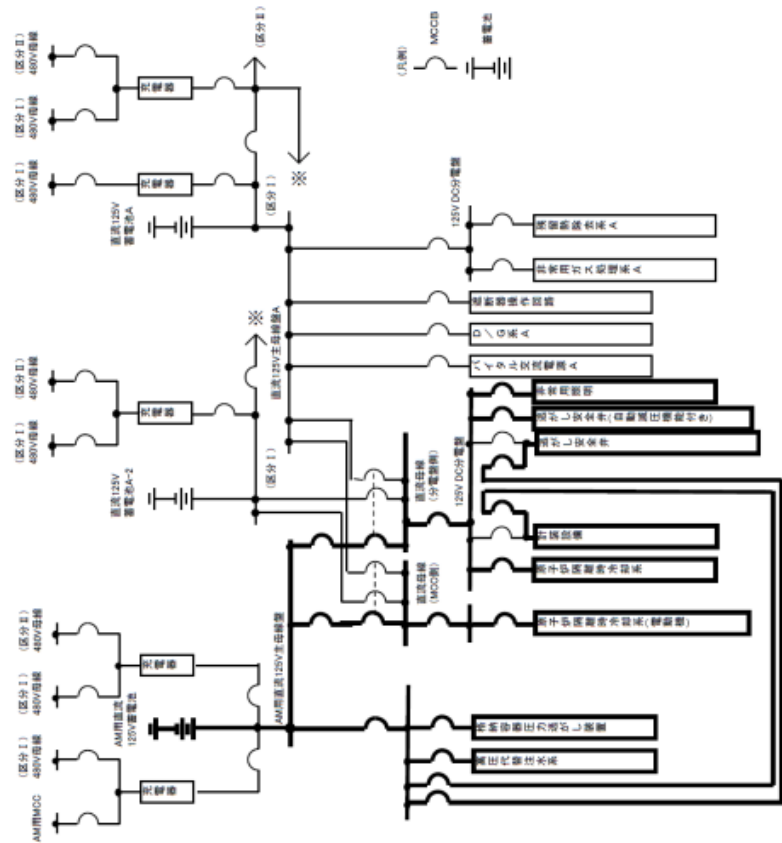
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違  
⑩の相違





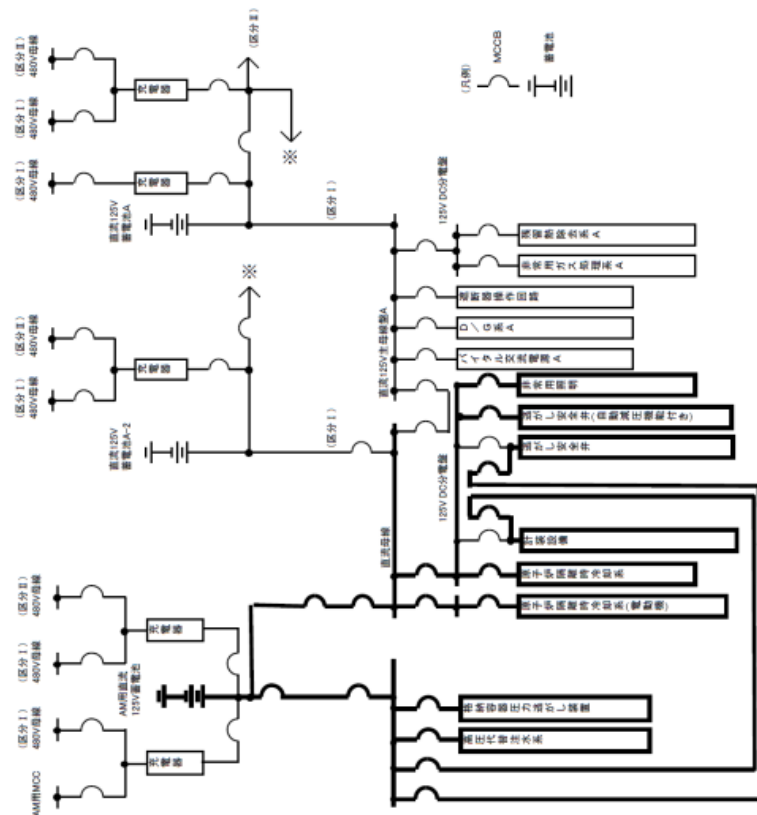
第 3.14-11 図(2) 代替電源設備系統概要図  
 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (7 号炉)

・設備の相違  
 【柏崎 6/7】  
 対象号炉なし



第 3.14-12 図(1) 代替電源設備系統概要図  
 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM 用直流 125V 蓄電池による給電) (6 号炉)

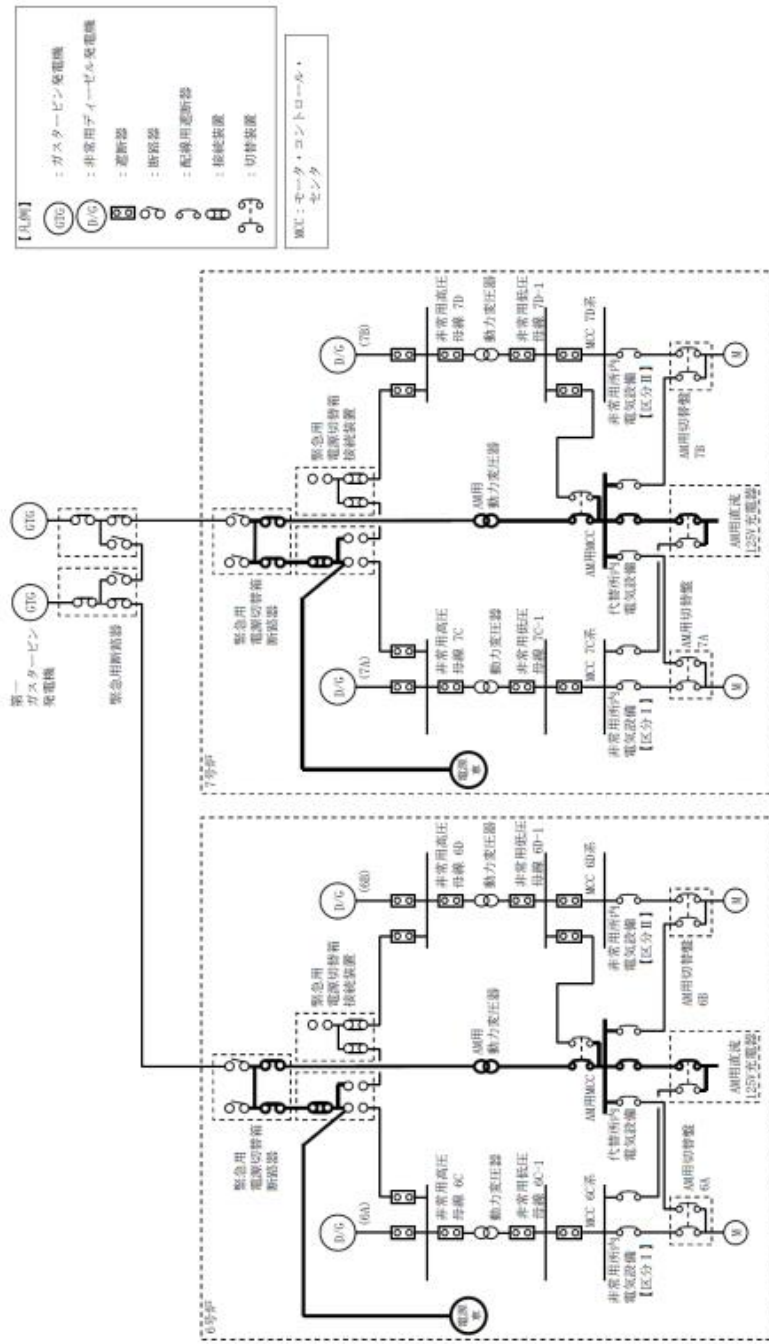
・設備の相違  
 【柏崎 6/7】  
 設計方針の相違による電源系統構成の相違  
 ⑩の相違。島根 2 号炉は第 3.14-9 図に記載している



第 3.14-12 図(2) 代替電源設備系統概要図  
 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM 用直流 125V 蓄電池による給電) (7 号炉)

・設備の相違  
 【柏崎 6/7】  
 対象号炉なし

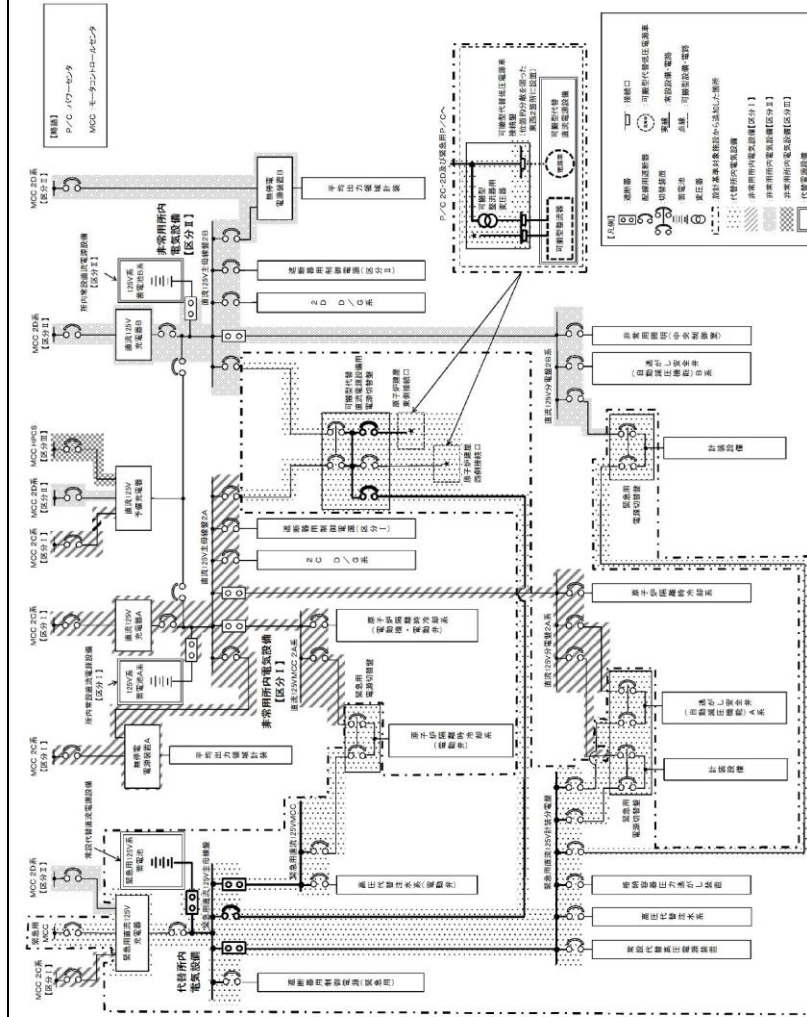
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>第 3. 14-12 図 代替電源設備系統概要図 (所内常設蓄電式直流電源設備による給電) (230V系蓄電池 (RCIC) による給電)</p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設計方針の相違による電源系統構成の相違 ⑨の相違</p>



第 3.14-13 図 代替電源設備系統概要図

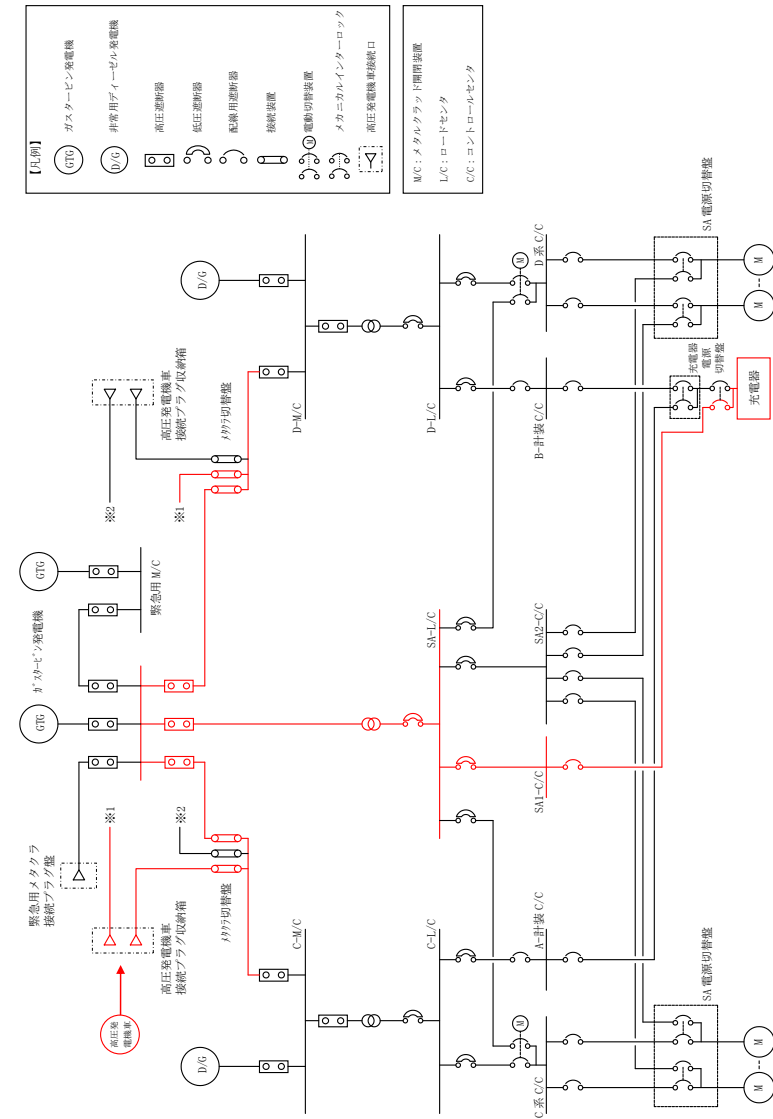
(可搬型直流電源設備による給電)

(電源車から緊急用電源切替箱接続装置を経由して給電)



第 10.2-8 図 代替電源設備 系統図

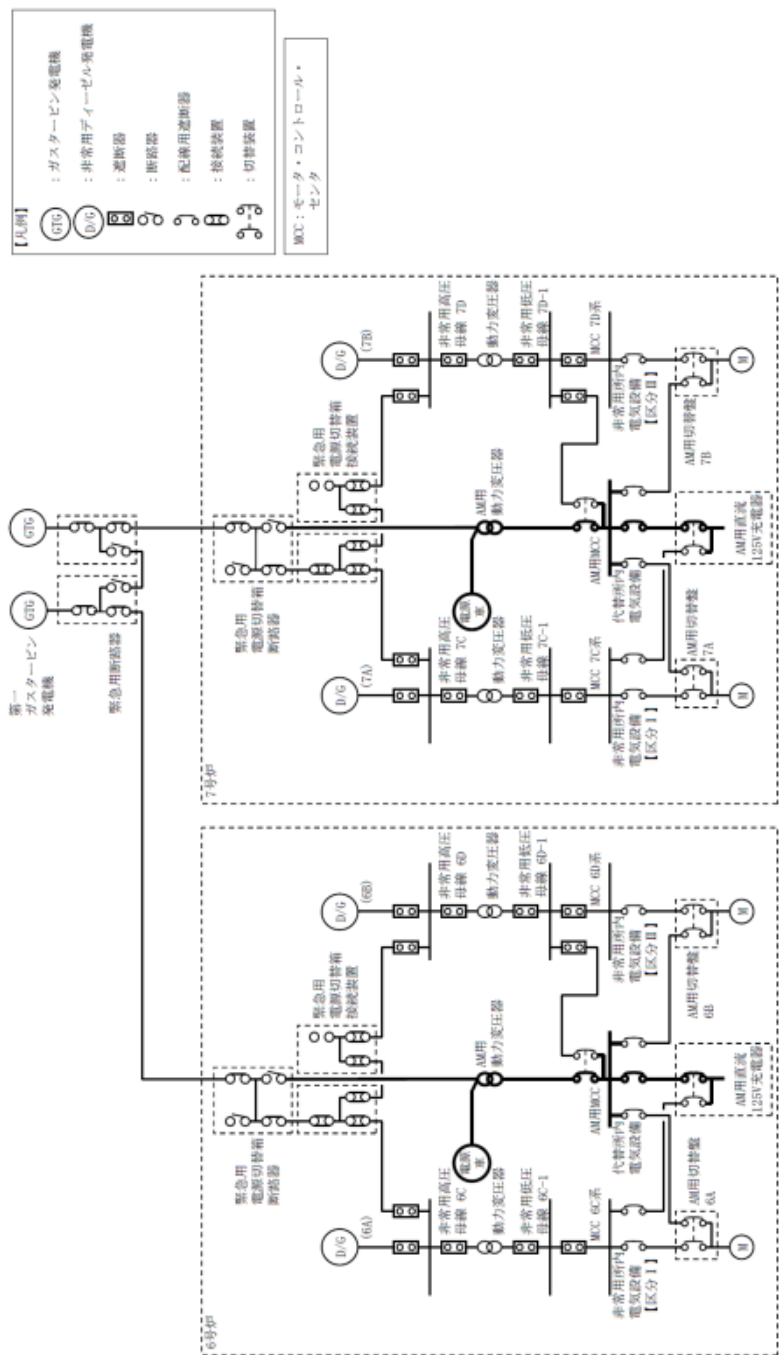
(可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電)



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

(高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) を経由して給電)

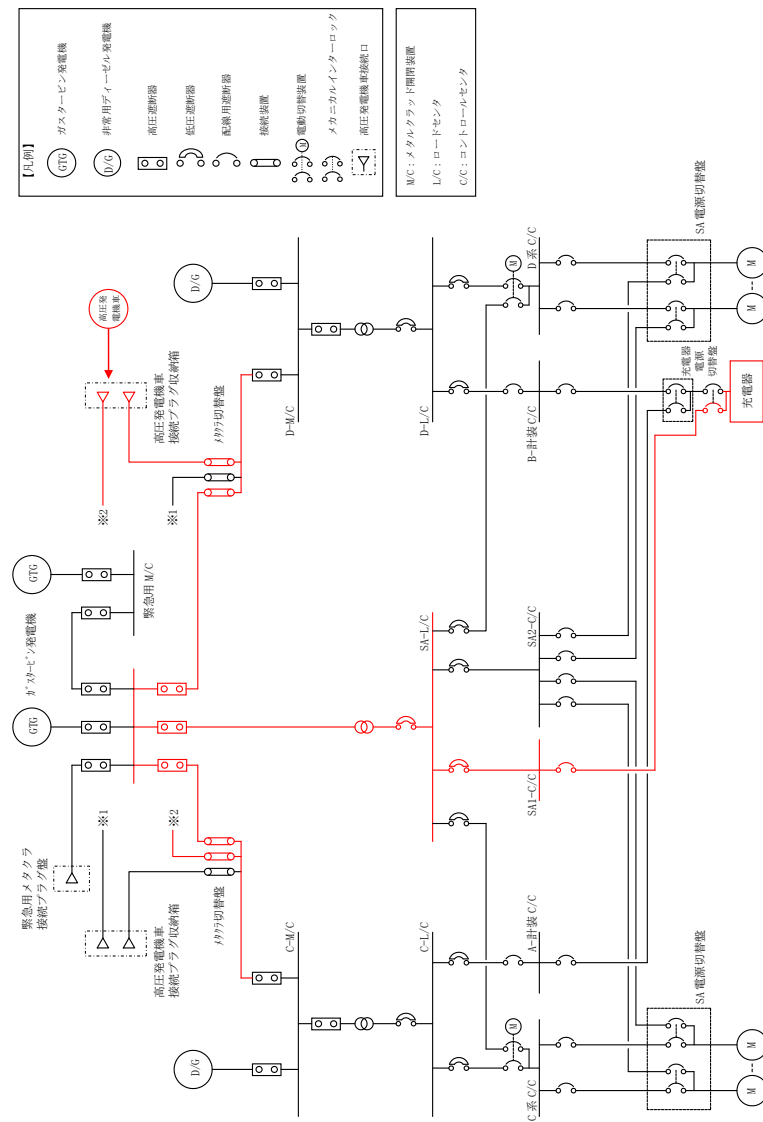
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違



第 3.14-14 図 代替電源設備系統概要図

(可搬型直流電源設備による給電)

(電源車から AM 用動力変圧器を経由して給電)



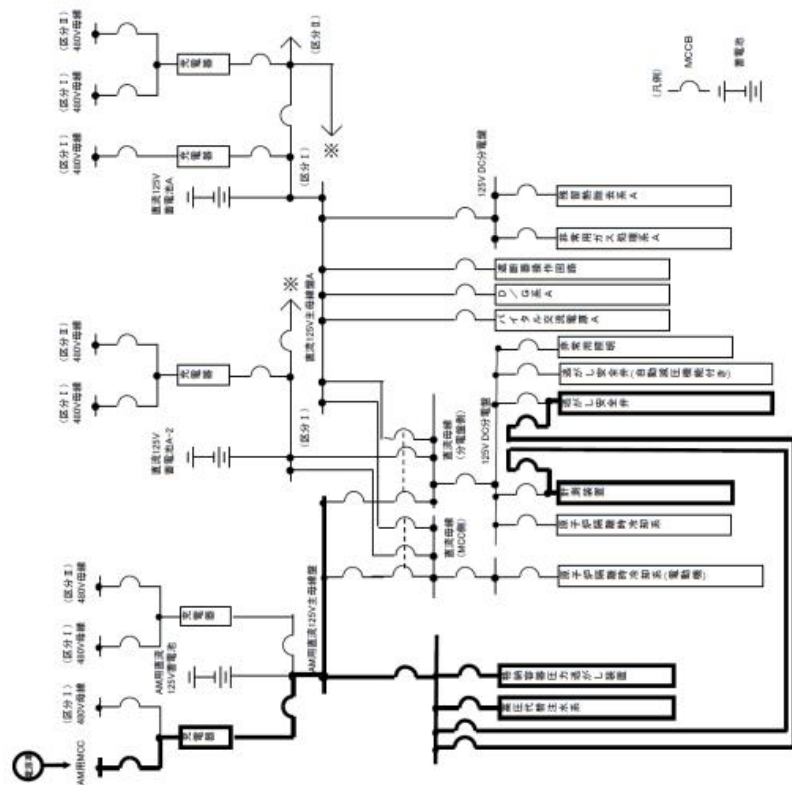
第 3.14-14 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)

(高压発電機車から高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) を経由して給電)

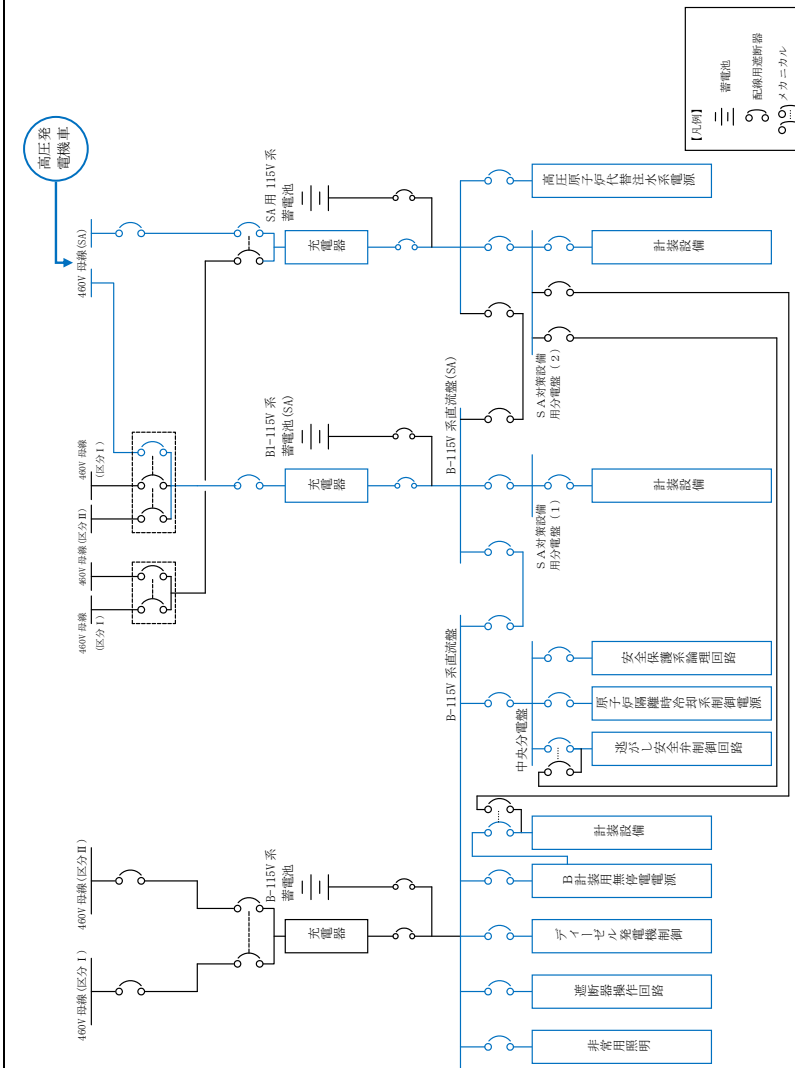
・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違





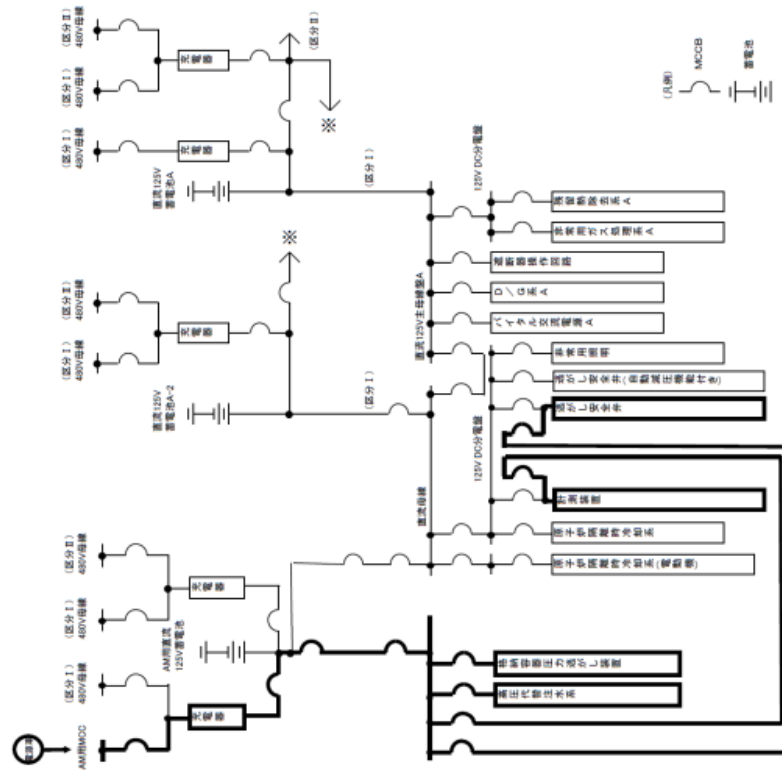


第 3.14-15 図(1) 代替電源設備系統概要図  
(可搬型直流電源設備による給電)  
(AM 用直流 125V 充電器による給電) (6 号炉)



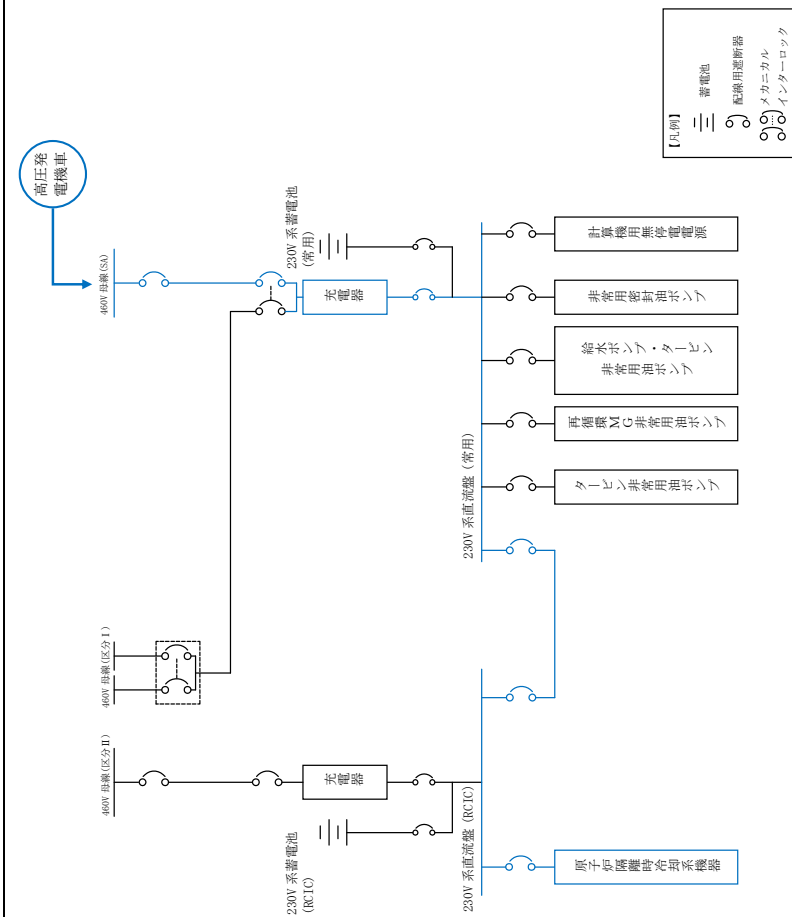
第 3.14-16 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
(充電器 (B1-115V系充電器 (SA), SA 用 115V 系充電器を経由による給電)

・設備の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
設計方針の相違による電源系統構成の相違  
⑫の相違により電源供給対象の充電器の範囲が異なる



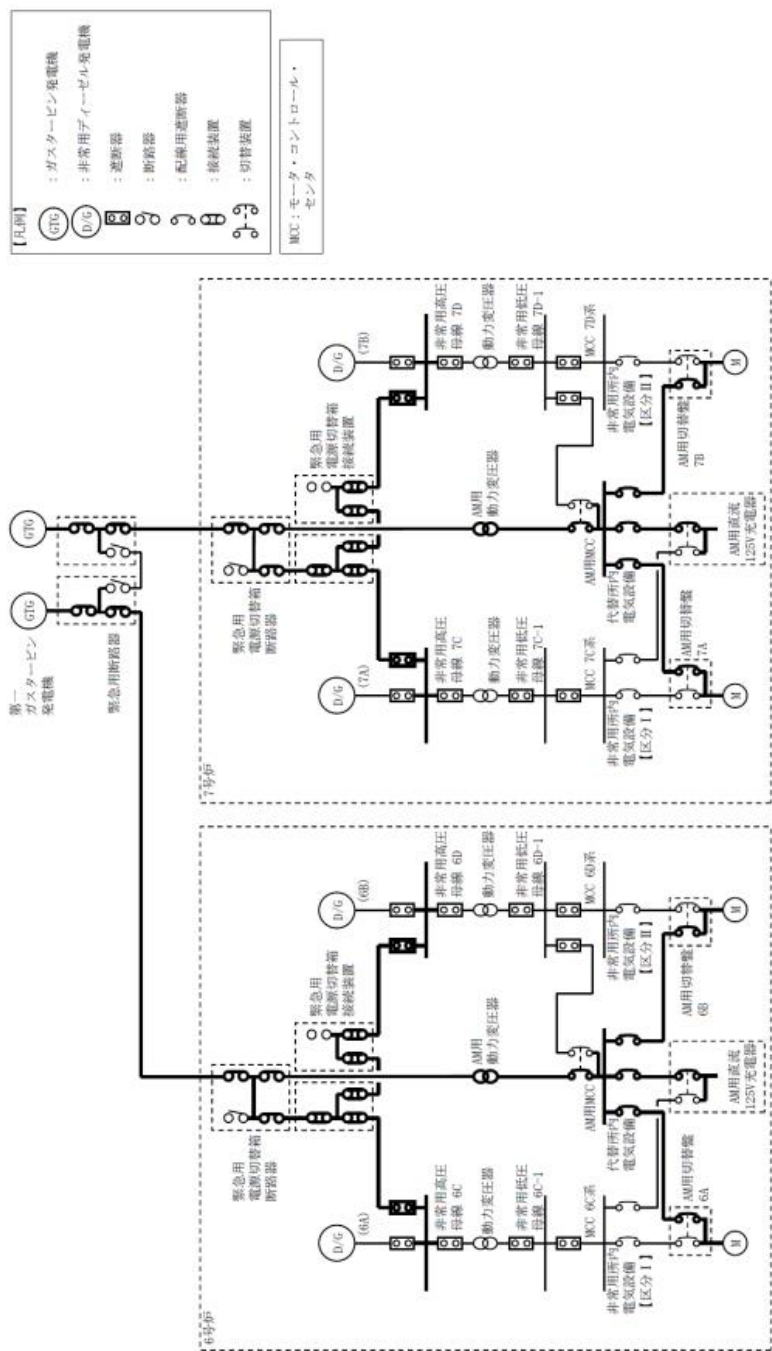
第 3.14-15 図(2) 代替電源設備系統概要図  
 (可搬型直流電源設備による給電)  
 (AM 用直流 125V 充電器による給電) (7 号炉)

・設備の相違  
 【柏崎 6/7】  
 対象号炉なし

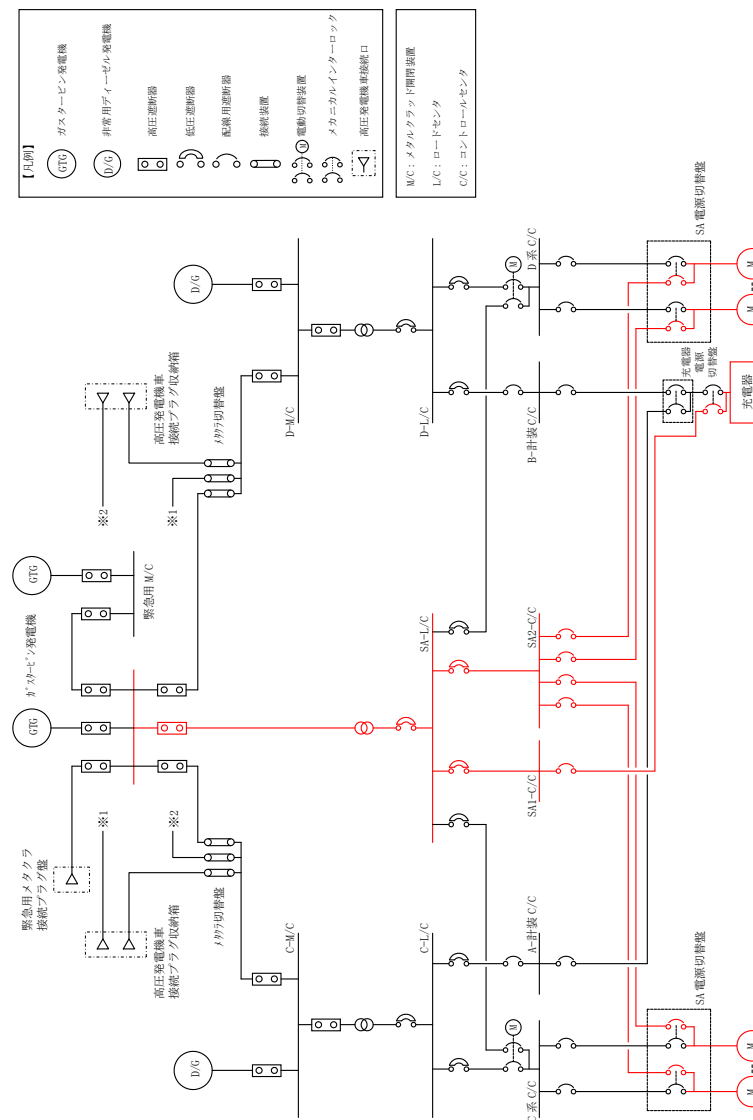


第 3.14-17 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)  
 (充電器 (230V 系充電器 (常用)) を経由による給電)

・設備の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 設計方針の相違による電源系統構成の相違  
 ⑫の相違により電源供給対象の充電器の範囲が異なる

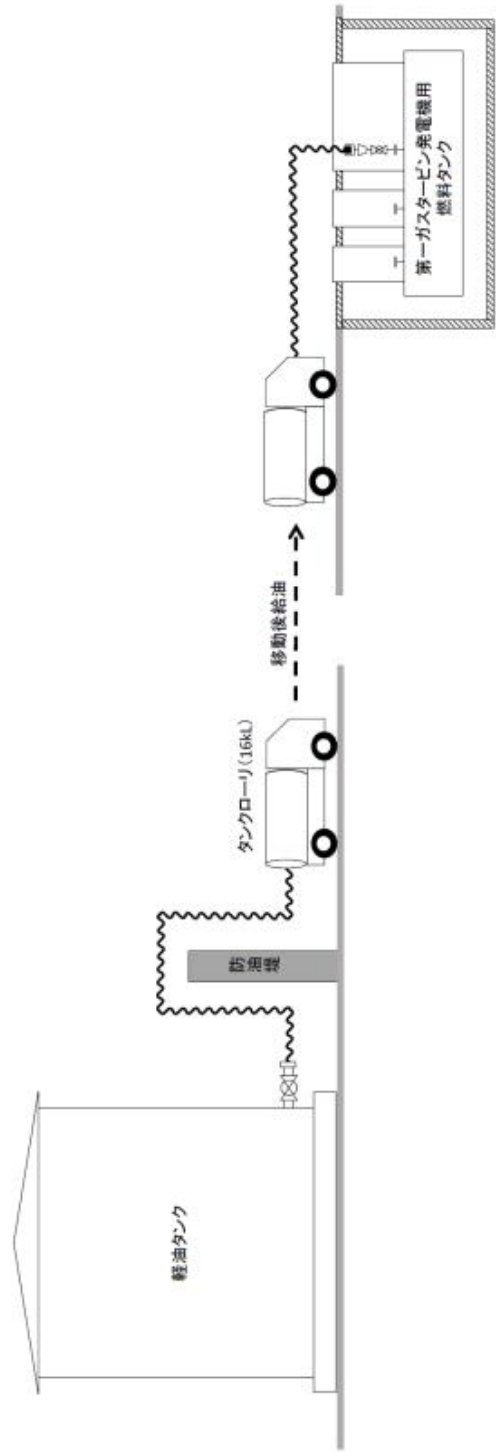


第 3.14-16 図 代替電源設備系統概要図  
(代替所内電気設備による給電)

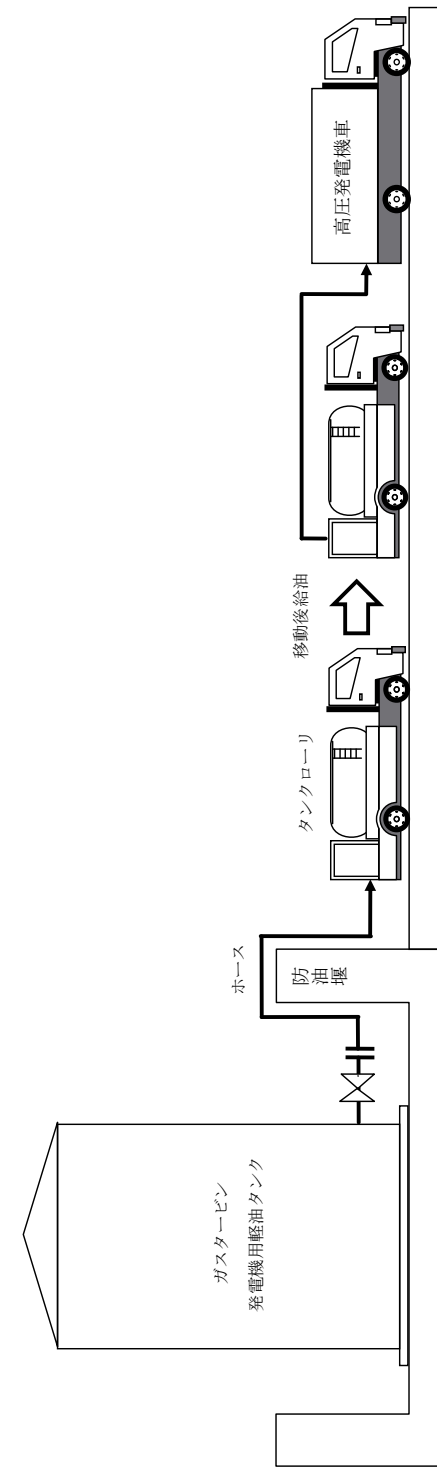


第 3.14-18 図 代替電源設備系統概要図 (代替所内電気設備による給電)

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



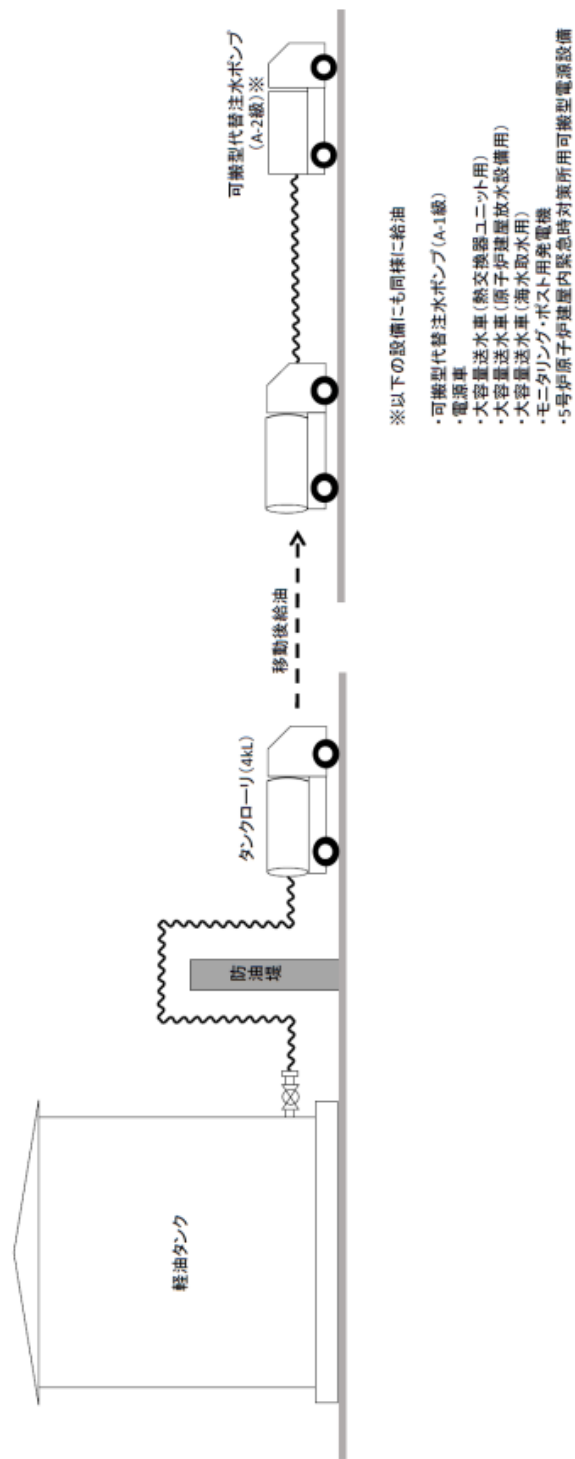
第 3. 14-17 図 代替電源設備系統概要図  
(タンクローリ (16kL) による給油)



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

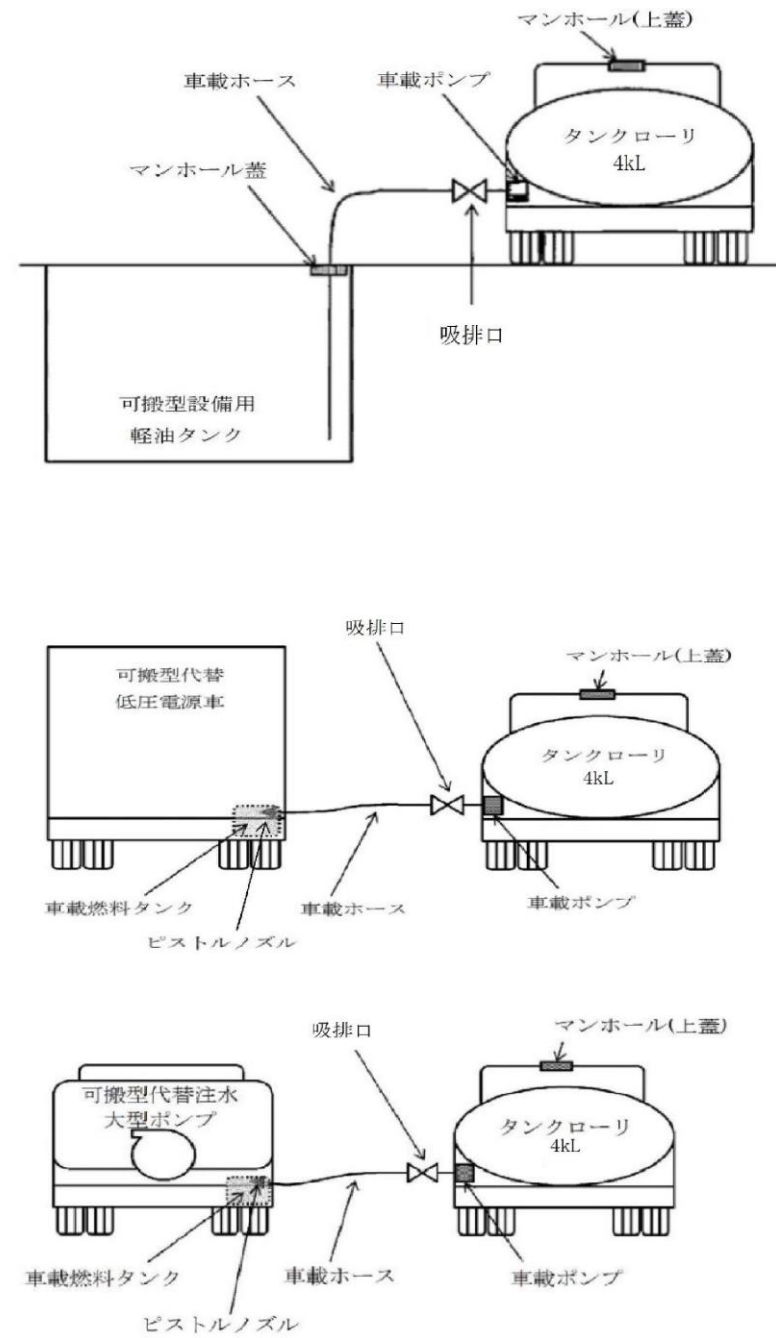
第 3. 14-19 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリによる給油)  
(ガスタービン発電機用軽油タンクから各機器への給油)

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

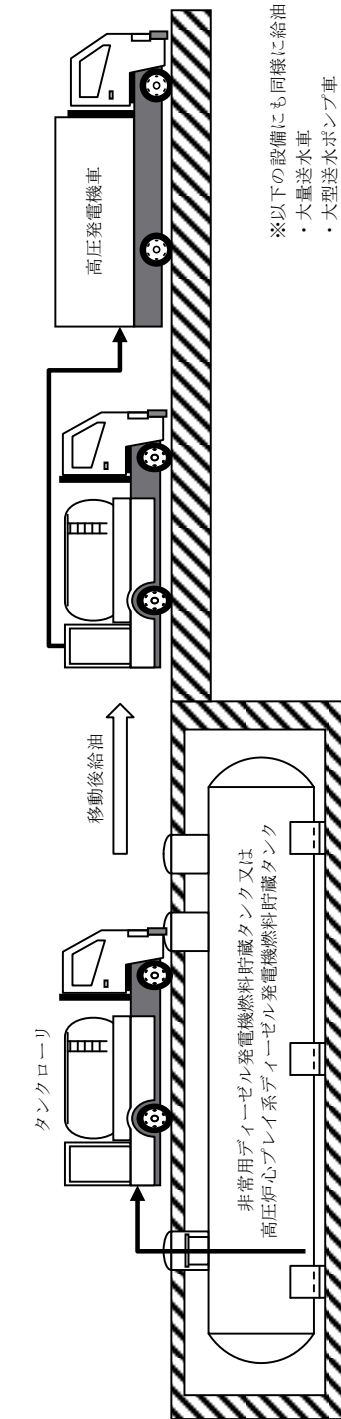


※以下の設備にも同様に給油  
 ・可搬型代替注水ポンプ(A-1機)  
 ・電源車  
 ・大容量送水車(熱交換器ユニット用)  
 ・大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)  
 ・大容量送水車(海水取水用)  
 ・モニタリング・ボスト用発電機  
 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備

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



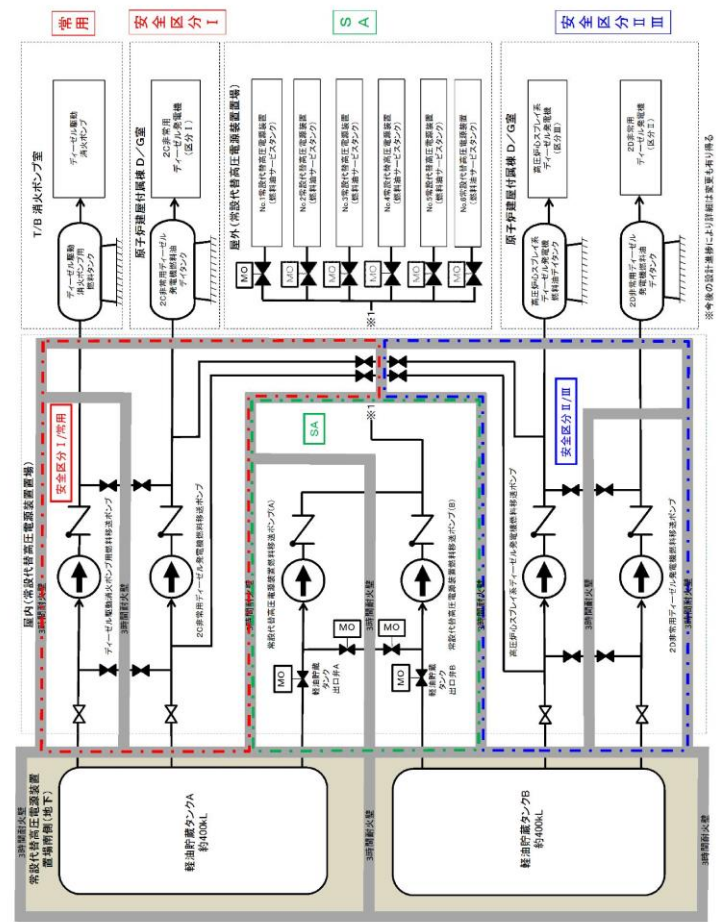
第 10.2-9 図 代替電源設備 系統図 (可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油)



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

第 3.14-20 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリによる給油)  
 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから各機器への給油)

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



第 10.2-10 図 代替電源設備 系統図 (軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への補給)

・設備の相違  
**【東海第二】**  
 設計方針の相違による系統構成の相違



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>3.14.1.2.1 非常用交流電源設備</p> <p>非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>非常用交流電源設備は、重大事故等時に <u>ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</u>、<u>ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>高圧炉心注水系</u>、<u>代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)</u>、<u>低圧代替注水系 (常設)</u>、<u>低圧代替注水系 (可搬型)</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u>、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</u>、<u>原子炉補機冷却系</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)</u>、<u>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)</u>、<u>計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>非常用交流電源設備は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 3.14-2 表に示す。</p> <p>3.14.1.2.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>10.1.2 重大事故等時</p> <p>10.1.2.1 非常用交流電源設備</p> <p>10.1.2.1.1 概要</p> <p>非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は、<u>ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)</u>、<u>ATWS 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>過渡時自動減圧機能</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u>、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)</u>、<u>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)</u>、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系海水系</u>、<u>中央制御室換気系</u>、<u>計装設備及び原子炉建屋ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>10.1.2.1.2 設計方針</p> <p>非常用交流電源設備は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>10.1.2.1.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>3.14.1.2 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>3.14.1.2.1 非常用交流電源設備</p> <p>非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用する。</p> <p>非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時に <u>代替制御棒挿入機能 (ARI)</u>、<u>代替原子炉再循環ポンプトリップ機能</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>代替自動減圧機能</u>、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>、<u>低圧原子炉代替注水系 (可搬型)</u>、<u>低圧炉心スプレイ系</u>、<u>残留熱除去系 (低圧注水モード)</u>、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</u>、<u>原子炉補機冷却系</u>、<u>格納容器代替スプレイ (常設)</u>、<u>格納容器代替スプレイ (可搬型)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード)</u>、<u>計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>非常用交流電源設備は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p><u>非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 3.14-2 表に示す。</u></p> <p>3.14.1.2.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は高圧炉心スプレイ系用のディーゼル発電機を設置している (以下、㊸の相違)</p> <p>・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2号炉及び柏崎 6/7 と同様の内容を 10.1.2.1.3 項に記載している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.1.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電機、燃料デイトンク、軽油タンク及び燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>3.14.1.2.1.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電機及び燃料デイトンクは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>軽油タンク及び燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>10.1.2.1.2.2 容量等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p>2C・2D非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク、軽油貯蔵タンク、2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>10.1.2.1.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p>2C・2D非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクは、原子炉建屋原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>2C・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは、原子炉建屋棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>軽油貯蔵タンクは、常設代替高圧電源装置置場地下(南側)に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、屋内(常設代替高圧電源装置置場)に設置し、2C・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは取水ポンプエリアに設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>3.14.1.2.1.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>3.14.1.2.1.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクは、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は非常用ディーゼル発電機の冷却水系を非常用交流電源系統として含んでいるが、島根2号炉の非常用交流電源設備系統は、冷却水系を含まない(以下、③の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>②の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉はディーゼル燃料移送ポンプを屋外に設置している</p> <p>③の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.1.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。非常用ディーゼル発電機は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>10.1.2.1.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する。<u>2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイディーゼル発電機</u>は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p> <p><u>10.1.2.1.3 主要設備及び仕様</u></p> <p><u>非常用交流電源設備の主要機器仕様を第10.1-3表に示す。</u></p>	<p>3.14.1.2.1.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。<u>非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉も同様に第3.14-2表に仕様を記載している</p>
<p>3.14.1.2.1.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料ディタンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>軽油タンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>10.1.2.1.4 試験検査</p> <p>基本方針について「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p><u>2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料油ディタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油ディタンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>軽油貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認可能な設計とする。</p> <p><u>2C・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>2C・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>3.14.1.2.1.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料ディタンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ</u>は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>㊸の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>㊸の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																
<p align="center"><b>第3.14-2表 非常用交流電源設備の主要機器仕様</b></p> <p>(1) 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="172 384 905 1108"> <tr> <td colspan="2">非常用ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>エンジン</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約5,000kW/台(連続)</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約13秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> <tr> <td>発電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>横軸回転界磁3相同期発電機</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,250kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>50Hz</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td></td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約550kL/基</td> </tr> </table>	非常用ディーゼル発電機		エンジン		台数	3	出力	約5,000kW/台(連続)	起動時間	約13秒	使用燃料	軽油	発電機		台数	3	種類	横軸回転界磁3相同期発電機	容量	約6,250kVA/台	力率	0.8	電圧	6.9kV	周波数	50Hz	軽油タンク		基数	2	容量	約550kL/基	<p align="center"><b>第10.1-3表 非常用ディーゼル発電機(高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)の設備仕様</b></p> <p>(1) エンジン</p> <p>a. 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1113 384 1676 703"> <tr> <td>型式</td> <td>V型</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約5,500kW/台</td> </tr> <tr> <td>回転数</td> <td>429rpm</td> </tr> <tr> <td>起動方式</td> <td>圧縮空気起動</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約10秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> </table> <p>b. 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1113 1186 1676 1501"> <tr> <td>型式</td> <td>V型</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約3,050kW</td> </tr> <tr> <td>回転数</td> <td>429rpm</td> </tr> <tr> <td>起動方式</td> <td>圧縮空気起動</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約10秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> </table> <p>(2) 発電機</p> <p>a. 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1113 1585 1676 1913"> <tr> <td>型式</td> <td>横軸回転界磁三相交流発電機</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約6,500kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.80(遅れ)</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>50Hz</td> </tr> </table>	型式	V型	台数	2	出力	約5,500kW/台	回転数	429rpm	起動方式	圧縮空気起動	起動時間	約10秒	使用燃料	軽油	型式	V型	台数	1	出力	約3,050kW	回転数	429rpm	起動方式	圧縮空気起動	起動時間	約10秒	使用燃料	軽油	型式	横軸回転界磁三相交流発電機	台数	2	容量	約6,500kVA/台	力率	0.80(遅れ)	電圧	6.9kV	周波数	50Hz	<p align="center"><b>第3.14-2表 非常用交流電源設備の主要機器仕様</b></p> <p>(1) 非常用ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1757 384 2490 1018"> <tr> <td colspan="2">非常用ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>機関</td> <td></td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>V形4サイクル単動無気噴射式</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約6,150kW/台(連続)</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約10秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> <tr> <td>発電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>横軸回転界磁三相同期発電機</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約7,300kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>60Hz</td> </tr> </table> <p>(2) 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機</p> <table border="1" data-bbox="1757 1186 2490 1829"> <tr> <td colspan="2">高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機</td> </tr> <tr> <td>機関</td> <td></td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>V形4サイクル単動無気噴射式</td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>出力</td> <td>約3,480kW/台(連続)</td> </tr> <tr> <td>起動時間</td> <td>約13秒</td> </tr> <tr> <td>使用燃料</td> <td>軽油</td> </tr> <tr> <td>発電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>種類</td> <td>横軸回転界磁三相同期発電機</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約4,000kVA/台</td> </tr> <tr> <td>力率</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>6.9kV</td> </tr> <tr> <td>周波数</td> <td>60Hz</td> </tr> </table>	非常用ディーゼル発電機		機関		型式	V形4サイクル単動無気噴射式	台数	2	出力	約6,150kW/台(連続)	起動時間	約10秒	使用燃料	軽油	発電機		台数	2	種類	横軸回転界磁三相同期発電機	容量	約7,300kVA/台	力率	0.8	電圧	6.9kV	周波数	60Hz	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機		機関		型式	V形4サイクル単動無気噴射式	台数	1	出力	約3,480kW/台(連続)	起動時間	約13秒	使用燃料	軽油	発電機		台数	1	種類	横軸回転界磁三相同期発電機	容量	約4,000kVA/台	力率	0.8	電圧	6.9kV	周波数	60Hz	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 設備設計の相違による設備仕様の相違</p> <p>【柏崎6/7】 ②の相違</p>
非常用ディーゼル発電機																																																																																																																																			
エンジン																																																																																																																																			
台数	3																																																																																																																																		
出力	約5,000kW/台(連続)																																																																																																																																		
起動時間	約13秒																																																																																																																																		
使用燃料	軽油																																																																																																																																		
発電機																																																																																																																																			
台数	3																																																																																																																																		
種類	横軸回転界磁3相同期発電機																																																																																																																																		
容量	約6,250kVA/台																																																																																																																																		
力率	0.8																																																																																																																																		
電圧	6.9kV																																																																																																																																		
周波数	50Hz																																																																																																																																		
軽油タンク																																																																																																																																			
基数	2																																																																																																																																		
容量	約550kL/基																																																																																																																																		
型式	V型																																																																																																																																		
台数	2																																																																																																																																		
出力	約5,500kW/台																																																																																																																																		
回転数	429rpm																																																																																																																																		
起動方式	圧縮空気起動																																																																																																																																		
起動時間	約10秒																																																																																																																																		
使用燃料	軽油																																																																																																																																		
型式	V型																																																																																																																																		
台数	1																																																																																																																																		
出力	約3,050kW																																																																																																																																		
回転数	429rpm																																																																																																																																		
起動方式	圧縮空気起動																																																																																																																																		
起動時間	約10秒																																																																																																																																		
使用燃料	軽油																																																																																																																																		
型式	横軸回転界磁三相交流発電機																																																																																																																																		
台数	2																																																																																																																																		
容量	約6,500kVA/台																																																																																																																																		
力率	0.80(遅れ)																																																																																																																																		
電圧	6.9kV																																																																																																																																		
周波数	50Hz																																																																																																																																		
非常用ディーゼル発電機																																																																																																																																			
機関																																																																																																																																			
型式	V形4サイクル単動無気噴射式																																																																																																																																		
台数	2																																																																																																																																		
出力	約6,150kW/台(連続)																																																																																																																																		
起動時間	約10秒																																																																																																																																		
使用燃料	軽油																																																																																																																																		
発電機																																																																																																																																			
台数	2																																																																																																																																		
種類	横軸回転界磁三相同期発電機																																																																																																																																		
容量	約7,300kVA/台																																																																																																																																		
力率	0.8																																																																																																																																		
電圧	6.9kV																																																																																																																																		
周波数	60Hz																																																																																																																																		
高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機																																																																																																																																			
機関																																																																																																																																			
型式	V形4サイクル単動無気噴射式																																																																																																																																		
台数	1																																																																																																																																		
出力	約3,480kW/台(連続)																																																																																																																																		
起動時間	約13秒																																																																																																																																		
使用燃料	軽油																																																																																																																																		
発電機																																																																																																																																			
台数	1																																																																																																																																		
種類	横軸回転界磁三相同期発電機																																																																																																																																		
容量	約4,000kVA/台																																																																																																																																		
力率	0.8																																																																																																																																		
電圧	6.9kV																																																																																																																																		
周波数	60Hz																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	回 転 数 429rpm b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 型 式 横軸回転界磁三 相交流発電機 台 数 1 容 量 約 3,500kVA 力 率 0.80 (遅れ) 電 圧 6.9kV 周 波 数 50Hz 回 転 数 429rpm (3) 軽油貯蔵タンク 型 式 横置円筒形 基 数 2 容 量 約 400kL/基 使 用 燃 料 軽油	(3) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <table border="1" data-bbox="1754 699 2487 926"> <tr> <td></td> <td>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル燃料貯蔵タンク</td> <td></td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>A系 2基, B系 3基</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>A系 約 170m<sup>3</sup>/基, B系 約 100m<sup>3</sup>/基</td> </tr> </table> (4) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <table border="1" data-bbox="1754 1020 2487 1287"> <tr> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル燃料貯蔵タンク</td> <td></td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>HPCS系 1基</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>HPCS系 約 170m<sup>3</sup>/基</td> </tr> </table>		非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	ディーゼル燃料貯蔵タンク		基 数	A系 2基, B系 3基	容 量	A系 約 170m <sup>3</sup> /基, B系 約 100m <sup>3</sup> /基		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	ディーゼル燃料貯蔵タンク		基 数	HPCS系 1基	容 量	HPCS系 約 170m <sup>3</sup> /基	
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク																		
ディーゼル燃料貯蔵タンク																			
基 数	A系 2基, B系 3基																		
容 量	A系 約 170m <sup>3</sup> /基, B系 約 100m <sup>3</sup> /基																		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク																		
ディーゼル燃料貯蔵タンク																			
基 数	HPCS系 1基																		
容 量	HPCS系 約 170m <sup>3</sup> /基																		



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.2 非常用直流電源設備</p> <p>非常用直流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から <u>12時間</u>、<u>蓄電池（非常用）</u> から電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>非常用直流電源設備の主要機器仕様を第3.14-3表に示す。</p> <p>3.14.1.2.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>10.1.2.2 非常用直流電源設備</p> <p>10.1.2.2.1 概要</p> <p>非常用直流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。</p> <p><u>非常用直流電源設備のうち125V系蓄電池A系・B系は、全交流動力電源喪失から24時間にわたり電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>非常用直流電源設備のうち125V系蓄電池HPCS系は、外部電源喪失により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動しメタルクラッド開閉装置HPCSが受電する時間に余裕を考慮した1時間まで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動信号及び初期励磁並びにメタルクラッド開閉装置HPCSの制御回路等の高圧炉心スプレイ系の負荷に電力を供給できる設計とする。</u></p> <p><u>非常用直流電源設備のうち、中性子モニタ用蓄電池A系・B系は、全交流動力電源喪失から、起動領域計装によるパラメータ確認が終了する時間に余裕を考慮した1時間まで、これら負荷に電力を供給できる設計とする。</u></p> <p>10.1.2.2.2 設計方針</p> <p>非常用直流電源設備は、「1.1.7 重大事故対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>10.1.2.2.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>10.1.2.2.2.2 容量等</p> <p>基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。</p> <p><u>125V系蓄電池A系・B系・HPCS系及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計とする。</u></p>	<p>3.14.1.2.2 非常用直流電源設備</p> <p>非常用直流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から <u>8時間</u>、<u>非常用蓄電池</u> から電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備は、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。</p> <p>非常用直流電源設備の主要機器仕様を第3.14-3表に示す。</p> <p>3.14.1.2.2.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.2 容量等</p> <p>基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>	<p>・設備及び運用の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>島根2号炉は可搬型代替交流電源設備からの給電開始可能時間である7時間20分を包絡した8時間が設計基準対処設備としての蓄電池容量としている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.14.1.2.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>及びそれに充電する充電器は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>3.14.1.2.2.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>蓄電池（非常用）</u>に充電する充電器は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>10.1.2.2.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「1.1.7.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>125V系蓄電池A系・B系・HPCS系、中性子モニタ用蓄電池A系・B系及びそれに充電する直流125V充電器A・B・HPCS及び直流±24V充電器A・B</u>は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>10.1.2.2.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>10.1.2.2.3 主要設備及び仕様</p> <p>非常用直流電源設備の主要機器仕様を第10.1-4表に示す。</p> <p>10.1.2.2.4 試験検査</p> <p>基本方針については「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>125V系蓄電池A系・B系・HPCS系及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系</u>は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>125V系蓄電池A系・B系・HPCS系及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系に充電する充電器</u>は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>3.14.1.2.2.3 環境条件等</p> <p>基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>及びそれに充電する充電器は、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3.14.1.2.2.4 操作性の確保</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</p> <p>3.14.1.2.2.5 試験検査</p> <p>基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>非常用蓄電池</u>に充電する充電器は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】</p> <p>設備設置場所の相違</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																				
<p>第3.14-3表 非常用直流電源設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 蓄電池(非常用)</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備(通常運転時等)</li> <li>・代替電源設備</li> </ul> <table border="1" data-bbox="192 430 878 882"> <thead> <tr> <th colspan="2">直流125V蓄電池</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蓄電池</td> <td></td> </tr> <tr> <td>組数</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約10,000Ah(1組) 約3,000Ah(2組) 約2,200Ah(1組)</td> </tr> <tr> <td>充電機</td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>5(予備2台)</td> </tr> <tr> <td>充電方式</td> <td>浮動(常時)</td> </tr> </tbody> </table>	直流125V蓄電池		蓄電池		組数	4	電圧	125V	容量	約10,000Ah(1組) 約3,000Ah(2組) 約2,200Ah(1組)	充電機		台数	5(予備2台)	充電方式	浮動(常時)	<p>第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様</p> <p>(1) 蓄電池</p> <p>非常用</p> <table border="1" data-bbox="1023 346 1706 1102"> <thead> <tr> <th>型式</th> <th>鉛蓄電池</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組数</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>セル数</td> <td>125V系A系 120 B系 120 HPCS系 58 中性子モニタ用A系 24 B系 24</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>125V系A系 125V B系125V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V 125V系A系 約6,000Ah B系 約6,000Ah HPCS系 約500Ah 中性子モニタ用A系約150Ah B系約150Ah</td> </tr> </tbody> </table> <p>常用</p> <table border="1" data-bbox="1023 1144 1484 1375"> <thead> <tr> <th>型式</th> <th>鉛蓄電池</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>セル数</td> <td>116</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>250V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約2,000Ah</td> </tr> </tbody> </table>	型式	鉛蓄電池	組数	5	セル数	125V系A系 120 B系 120 HPCS系 58 中性子モニタ用A系 24 B系 24	電圧	125V系A系 125V B系125V	容量	HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V 125V系A系 約6,000Ah B系 約6,000Ah HPCS系 約500Ah 中性子モニタ用A系約150Ah B系約150Ah	型式	鉛蓄電池	組数	1	セル数	116	電圧	250V	容量	約2,000Ah	<p>第3.14-3表 非常用直流電源設備の主要機器仕様</p> <p>(1) 非常用蓄電池</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用電源設備(通常運転時等)</li> <li>・代替電源設備</li> </ul> <table border="1" data-bbox="1745 430 2493 1060"> <thead> <tr> <th></th> <th>115V系蓄電池</th> <th>230V系蓄電池</th> <th>±24V系蓄電池</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蓄電池</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>組数</td> <td>3</td> <td>1</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>電圧</td> <td>115V</td> <td>230V</td> <td>±24V</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約4,500Ah(1組) 約1,200Ah(1組) 約500Ah(1組)</td> <td>約1,500Ah(1組)</td> <td>約90Ah(2組)</td> </tr> <tr> <td>充電器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>5(予備1台)</td> <td>1</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>充電方式</td> <td>浮動(常時)</td> <td>浮動(常時)</td> <td>浮動(常時)</td> </tr> </tbody> </table>		115V系蓄電池	230V系蓄電池	±24V系蓄電池	蓄電池				組数	3	1	2	電圧	115V	230V	±24V	容量	約4,500Ah(1組) 約1,200Ah(1組) 約500Ah(1組)	約1,500Ah(1組)	約90Ah(2組)	充電器				台数	5(予備1台)	1	2	充電方式	浮動(常時)	浮動(常時)	浮動(常時)	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>設計方針の相違による電源系統構成の相違</p>
直流125V蓄電池																																																																							
蓄電池																																																																							
組数	4																																																																						
電圧	125V																																																																						
容量	約10,000Ah(1組) 約3,000Ah(2組) 約2,200Ah(1組)																																																																						
充電機																																																																							
台数	5(予備2台)																																																																						
充電方式	浮動(常時)																																																																						
型式	鉛蓄電池																																																																						
組数	5																																																																						
セル数	125V系A系 120 B系 120 HPCS系 58 中性子モニタ用A系 24 B系 24																																																																						
電圧	125V系A系 125V B系125V																																																																						
容量	HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V 125V系A系 約6,000Ah B系 約6,000Ah HPCS系 約500Ah 中性子モニタ用A系約150Ah B系約150Ah																																																																						
型式	鉛蓄電池																																																																						
組数	1																																																																						
セル数	116																																																																						
電圧	250V																																																																						
容量	約2,000Ah																																																																						
	115V系蓄電池	230V系蓄電池	±24V系蓄電池																																																																				
蓄電池																																																																							
組数	3	1	2																																																																				
電圧	115V	230V	±24V																																																																				
容量	約4,500Ah(1組) 約1,200Ah(1組) 約500Ah(1組)	約1,500Ah(1組)	約90Ah(2組)																																																																				
充電器																																																																							
台数	5(予備1台)	1	2																																																																				
充電方式	浮動(常時)	浮動(常時)	浮動(常時)																																																																				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(2) 充電器 非常用 (予備充電器は常用)</p> <p>型 式 シリコン整流器</p> <p>個 数 125V系A系 1 B系 1 (予備 1) HPCS系 1 (予備 1) 中性子モニタ用A系 2 B系 2</p> <p>充 電 方 式 浮動</p> <p>冷 却 方 式 自然通風</p> <p>交 流 入 力 125V系A系 3相 50Hz 480V B系 3相 50Hz 480V HPCS系 3相 50Hz 480V 中性子モニタ用A系 单相 50Hz 120V B系 单相 50Hz 120V</p> <p>容 量 125V系A系 約 58.8kW B系 約 48.8kW (予備 約 58.8kW) HPCS系 約 14kW 中性子モニタ用A系 約 0.84kW/個 B系 約 0.84kW/個</p> <p>直流出力電圧 125V系A系 125V B系 125V HPCS系 125V 中性子モニタ用A系±24V B系±24V</p> <p>直流出力電流 125V系A系 約 420A B系 約 320A (予備 約 420A) HPCS系 約 100A 中性子モニタ用A系 約 30A B系 約 30A</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>常用</p> <p>型 式 シリコン整流器</p> <p>個 数 1 (予備 1)</p> <p>充 電 方 式 浮動</p> <p>冷 却 方 式 自然通風</p> <p>交 流 入 力 3 相 50Hz 480V</p> <p>容 量 約 98kW</p> <p>直流出力電圧 250V</p> <p>直流出力電流 約 350A</p> <p>(3) 直流母線</p> <p>非 常 用</p> <p>個 数 5</p> <p>電 圧 125V 系A系 125V</p> <p style="padding-left: 100px;">B系 125V</p> <p style="padding-left: 100px;">H P C S系 125V</p> <p style="padding-left: 100px;">中性子モニタ用A系±24V</p> <p style="padding-left: 100px;">B系±24V</p> <p>常用</p> <p>個 数 1</p> <p>電 圧 250V</p>		

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

まとめ資料比較表 [58条 計装設備]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。			
相違No.	相違理由		
①	【東海第二】 東海第二は、温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の2種類を使用		
②	【柏崎6/7】 島根2号炉は、BWR-5設計のため、低圧炉心スプレイ・ポンプを有する		
③	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度（2個）と新たに設置した格納容器内水素濃度（SA）（2個）を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器内水素濃度（SA）（2個）を重大事故等対処設備としている。島根2号炉は、設計基準事故対処設備の格納容器水素濃度（B系）（1個）を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし、新たに設置した格納容器水素濃度（SA）（1個）を重大事故等対処設備としている		
④	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7, 東海第二は、起動領域計装（SRNM）を設置しているが、島根2号炉は、中性子源領域計装（SRM）を採用している		
⑤	【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉補機冷却水系系統流量と同じ流量である残留熱除去系熱交換器冷却水流量を残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータと整理している		
⑥	【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブプレッション・プール水位（SA）の重要代替監視パラメータとして整理している		
⑦	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内酸素濃度（2個）を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内酸素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器酸素濃度（SA）（2個）を重大事故等対処設備としている。島根2号炉は、設計基準事故対処設備の格納容器酸素濃度（B系）（1個）を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし、新たに設置した格納容器酸素濃度（SA）（1個）を重大事故等対処設備としている		
⑧	【東海第二】 島根2号炉は、熱電対の検出器、東海第二はガイドパルス式の検出器の水位・温度計を設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備としている		
⑨	【柏崎6/7, 東海第二】 柏崎6/7, 東海第二は、常設ラインの原子炉注水、格納容器スプレイ、下部注水する各注水ラインに差圧式流量計を設置しているが、島根2号炉は、常設ラインである低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉注水、格納容器スプレイを行う各注水ラインの分岐前に超音波式流量計を設置している 【柏崎6/7, 東海第二】 東海第二は、常設、可搬ラインの原子炉注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置しており、柏崎6/7は、低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置していないが、島根2号炉は、常設ラインに低流量を測定できる超音波式流量計を設置し、可搬ラインの原子炉注水、ベDESTAL注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置している		
⑩	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、代替循環冷却を復水補給ポンプを経由して注水することから、その流量計を使用しているが、島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に原子炉注水及び格納容器スプレイラインに流量計を設置している		
⑪	【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損判断のため、ベDESTAL水温度（SA）を設置している		
⑫	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、RPV破損前に原子炉格納容器ベDESTALに熔融炉心の冷却に必要な水量の事前注水の把握のため、重大事故等対処設備としている		
⑬	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、格納容器内に直接測定する水素濃度計を設置しているが、島根2号炉は、サンプリング式の水素濃度計を設置している		
⑭	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系の温度を残留熱除去系熱交換器出口温度により確認する整理としている		
⑮	【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器フィルタベント系の運転時、事故収束時に使用するスクラバ容器温度を重大事故等対処設備としている		
⑯	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口水素濃度を可搬型で採用している		
⑰	【柏崎6/7】 島根2号炉は、金属フィルタの閉塞のリスクが極めて低いため、差圧計を設置しておらず、閉塞した場合においてもスクラバ容器圧力の上昇傾向により確認する整理としている		
⑱	【柏崎6/7】 島根2号炉は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定しているため、ベント中のpH監視は不要であることから自主対策設備としている		
⑲	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備としていない		
⑳	【東海第二】 東海第二は、残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータを緊急用海水系流量としているが、島根2号炉は、残留熱除去系熱交換器冷却水流量と整理している		
㉑	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、復水貯蔵槽を重大事故等時の水源として採用しているが、島根2号炉は、低圧原子炉代替注水槽を重大事故等時の水源として採用している		
㉒	【東海第二】 島根2号炉は、サブプレッション・プール水位（SA）の代替パラメータとして高圧原子炉代替注水流量を代替パラメータとしている		
㉓	【柏崎6/7】 柏崎6/7は、代替循環冷却を復水補給ポンプを経由して注水することから、その圧力計を使用しているが、島根2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に圧力計を設置している		
㉔	【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、ガイドパルス式の検出器、柏崎6/7, 東海第二は熱電対の検出器を採用している		

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

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

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



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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「3.14 電源設備」にて記載する。</p> <p>3.15.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、<u>チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.15.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、<u>6号及び7号炉で共用する設計とする。</u></p>	<p>通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については、「<u>10.2 代替電源設備</u>」にて記載する。</p> <p>6.4.2.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「<u>1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>	<p>通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については「<u>3.14 電源設備</u>」にて記載する。</p> <p>3.15.1.1.2 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに<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は、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>重大事故等対処設備の補助パラメータは、<u>電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.15.1.1.3 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「<u>2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等</u>」に示す。</p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。</u></p>	<p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、多重性を有するパラメータについて、電氣的分離により悪影響防止を図っている</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二は共用しない設計としている。</p> <p>・記載表現の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、<u>6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>3.15.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li>・<u>格納容器内水素濃度</u></li> </ul>	<p>6.4.2.3 容量等</p> <p>基本方針については、「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"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> </ul>	<p><u>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</u></p> <p>3.15.1.1.4 容量等</p> <p>基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>格納容器水素濃度 (B系)</u></li> </ul>	<p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は単独申請であるが、島根3号炉と廃炉プラントである島根1号炉を考慮して記載</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、BWR-5設計のため、低圧炉心スプレイ・ポンプを有する(以下、②の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>柏崎6/7は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度(2個)と新たに設置した格納容器内水素濃度(SA)(2個)を重大事故等対処設備としている。東海第二は、設計基準事故対処設備の格納容器内水素濃度を重大事故等対処設備として使用せず、新たに設置した格納容器内</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域モニタ</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域モニタ</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li> <li>・ <u>原子炉補機冷却水系系統流量</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u></li> <li>・ <u>起動領域計装</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系海水系系統流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)</u></li> <li>・ <u>格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</u></li> <li>・ <u>中性子源領域計装</u></li>   <li>・ <u>平均出力領域計装</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器出口温度</u></li>   <li>・ <u>残留熱除去系熱交換器冷却水流量</u></li>   <li>・ <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u></li> </ul>	<p>水素濃度 (S A) (2 個) を重大事故等対処設備としている。島根 2 号炉は、設計基準事故対処設備の格納容器水素濃度 (B系) (1 個) を重大事故等時の耐環境性を有する設計とすることで重大事故等対処設備とし、新たに設置した格納容器水素濃度 (S A) (1 個) を重大事故等対処設備としている (以下, ③の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7, 東海第二は、起動領域計装 (S R N M) を設置しているが、島根 2 号炉は、中性子源領域計装 (S R M) を採用している (以下, ④の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉補機冷却水系系統流量と同じ流量である残留熱除去系熱交換器冷却水流量を残留熱除去系熱交換器出口温度の代替パラメータと整理している (以下, ⑤の相違)</p> <p>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】</p>



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



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ気体温度</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (D/W)</u></li> <li>・ <u>格納容器内圧力 (S/C)</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u></li> <li>・ <u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル雰囲気温度</u></li>   <li>・ <u>格納容器下部水温</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水温度</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u></li> <li>・ <u>残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>ペDESTAL温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>ペDESTAL水温度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プール水温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>ドライウエル圧力 (SA)</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)</u></li> </ul>	<p>炉は、常設ラインに低流量を測定できる超音波式流量計を設置し、可搬ラインの原子炉注水、ペDESTAL注水ラインに低流量を測定できる狭帯域用の差圧式流量計を設置している（以下、⑨の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b>  柏崎 6/7 は、代替循環冷却を復水補給水ポンプを経由して注水することから、その流量計を使用しているが、島根 2号炉は、残留熱代替除去ポンプを新設しており、新規に原子炉注水及び格納容器スプレイラインに流量計を設置している（以下、⑩の相違）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 記載表現の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7, 東海第二】</b>  柏崎 6/7, 東海第二は、ドライウエル雰囲気温度にペDESTAL温度を含んだパラメータとしている</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p><b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損判断のため、ペDESTAL水温度 (SA) を設置している（以下、⑪の相違）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サプレッション・チェンバ・プール水位</u></li>   <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置入口圧力</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サプレッション・プール水位</u></li>   <li>・ <u>格納容器下部水位</u></li> <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置水位</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置圧力</u></li> <li>・ <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>サプレッション・プール水位 (SA)</u></li>   <li>・ <u>ドライウエル水位</u></li>   <li>・ <u>ペDESTAL水位</u></li> <li>・ <u>格納容器水素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>スクラバ容器水位</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器圧力</u></li> <li>・ <u>スクラバ容器温度</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, R P V 破損前に原子炉格納容器ペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水量の事前注水の把握のため, 重大事故等対処設備としている (以下, ⑫の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ③の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は, 格納容器内に直接測定する水素濃度計を設置しているが, 島根 2号炉は, サンプリング式の水素濃度計を設置している (以下, ⑬の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 残留熱代替除去系の温度を残留熱除去系熱交換器出口温度により確認する整理としている (以下, ⑭の相違)</li> <li>・ 設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 格納容器フィルタベント系の</li> </ul>





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

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

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



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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>れる重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>コントロール建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 表示装置は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>コントロール建屋内及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>3.15.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心注水系系統流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> </ul>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ伝送装置は、<u>原子炉建屋付属棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、<u>緊急時対策所建屋内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>6.4.2.5 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去系系統流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u></li> </ul>	<p>安全パラメータ表示システム (SPDS) の SPDS データ収集サーバは、<u>廃棄物処理建物内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送サーバは、<u>緊急時対策所</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、<u>緊急時対策所</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>可搬型計測器は、<u>廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内</u>に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</p> <p>3.15.1.1.6 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位 (広帯域)</li> <li>・原子炉水位 (燃料域)</li> <li>・<u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>残留熱除去ポンプ出口流量</u></li> <li>・<u>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</u></li> </ul>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>設置場所の相違</p> <p>・設備の相違</p>

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



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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li>   <li>・ <u>フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></li>   <li>・ <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉建屋水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</u></li>   <li>・ <u>格納容器内酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール温度 (SA)</u></li> <li>・ <u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u></li>   <li>・ <u>使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</u></li> <li>・ <u>緊急用M/C電圧</u></li> <li>・ <u>緊急用P/C電圧</u></li> <li>・ <u>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</u></li> <li>・ <u>非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力</u></li> <li>・ <u>非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) 並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></li>   <li>・ <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></li> <li>・ <u>原子炉建物水素濃度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置入口温度</u></li> <li>・ <u>静的触媒式水素処理装置出口温度</u></li> <li>・ <u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></li>   <li>・ <u>燃料プール水位 (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</u></li> <li>・ <u>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む)</u></li> <li>・ <u>緊急用メタクラ電圧</u></li> <li>・ <u>SAロードセンタ母線電圧</u></li> <li>・ <u>SA用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</u></li> <li>・ <u>ADS用N<sub>2</sub>ガス減圧弁二次側圧力</u></li>   <li>・ <u>格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</u></li> </ul>	<p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ④の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 記載方針の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は補助パラメータの記載なし</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違，記載箇所 の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 ③, ⑦, ⑩の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備の相違</li> </ul> <p>【柏崎 6/7】 ⑧の相違</p>

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

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

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

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



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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(25) <u>起動領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数            <u>10</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>                    <u>0~40%又は0~125%</u>                     <u><math>(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(26) <u>平均出力領域モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉核計装</p> <p>個 数            <u>4</u><sup>*4</sup> 計測範囲        0~125%                     <math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>(27) <u>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        <u>0~200℃</u></p> <p>(28) <u>フィルタ装置水位</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~6,000mm</u></p> <p>(29) <u>フィルタ装置入口圧力</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p>	<p>(33) <u>起動領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9</math>                     <math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>                    <u>0~40%又は0~125%</u>                     <u><math>(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13}</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(34) 平均出力領域計装 兼用する設備は以下のとおり。 ・核計装</p> <p>個 数            <u>2</u><sup>*5</sup> 計測範囲        0~125%                     <u><math>(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14}</math></u>                     <u><math>\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(41) <u>代替循環冷却系ポンプ入口温度</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>0~100℃</u></p> <p>(35) <u>フィルタ装置水位</u></p> <p>個 数            <u>2</u> 計測範囲        <u>180mm~5,500mm</u></p> <p>(36) <u>フィルタ装置圧力</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~1MPa [gage]</p> <p>(37) <u>フィルタ装置スクラビング水温度</u></p> <p>個 数            <u>1</u> 計測範囲        0~300℃</p>	<p>(34) <u>中性子源領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系</p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <math>10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}</math>                     <math>(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></p> <p>(35) <u>平均出力領域計装</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉中性子計装系</p> <p>個 数            <u>6</u><sup>*5</sup> 計測範囲        0~125%                     <u><math>(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></u></p> <p>(36) <u>スクラバ容器水位</u></p> <p>個 数            <u>8</u> 計測範囲        <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span></p> <p>(37) <u>スクラバ容器圧力</u></p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        0~1 MPa [gage]</p> <p>(38) <u>スクラバ容器温度</u></p> <p>個 数            <u>4</u> 計測範囲        <u>0~300℃</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(30) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>mSv/h</u></p>	<p>(38) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> <u>第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</u></p>	<p>(39) <u>第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 2 <u>1</u> 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>Sv/h</u> <u>10<sup>-3</sup>~10<sup>4</sup>mSv/h</u></p>	
<p>(31) <u>フィルタ装置水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p>	<p>(39) <u>フィルタ装置入口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 0~100vol%</p>	<p>(40) <u>第 1 ベントフィルタ出口水素濃度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>1 (予備 1)</u> 計測範囲 <u>0~20vol% / 0~100vol%</u></p>	
<p>(32) <u>フィルタ装置金属フィルタ差圧</u> 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~50kPa</u></p>			
<p>(33) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH</u> 個 数 <u>1</u> 計測範囲 <u>pH0~14</u></p>			
<p>(34) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>10<sup>-2</sup>~10<sup>5</sup>mSv/h</u></p>	<p>(40) <u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> <u>第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。</u></p>		
<p>(35) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 <u>3</u> 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(42) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装 個 数 2 計測範囲 <u>0~300℃</u></p>	<p>(41) <u>残留熱除去系熱交換器入口温度</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系 個 数 <u>2</u> 計測範囲 <u>0~200℃</u></p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(41) <u>復水貯蔵槽水位 (SA)</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>6号炉 0~16m</u> <u>7号炉 0~17m</u></p> <p>(42) <u>復水移送ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 3</p> <p>計測範囲 <u>0~2MPa [gage]</u></p> <p>(39) <u>高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 0~12MPa [gage]</p>	<p>(47) <u>代替淡水貯蔵槽水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~20m</u></p> <p>(48) <u>西側淡水貯水設備水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~6.5m</u></p> <p>(49) <u>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(50) <u>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p> <p>(52) <u>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉プラント・プロセス計装</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(53) <u>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(55) <u>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(51) <u>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p>	<p>(45) <u>低圧原子炉代替注水槽水位</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~1,500m<sup>3</sup> (0~12,542mm)</u></p> <p>(46) <u>低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~4MPa [gage]</u></p> <p>(47) <u>原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</u> <u>兼用する設備は以下のとおり。</u> <u>・原子炉プラント・プロセス計装系</u></p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~10MPa [gage]</u></p> <p>(48) <u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~12MPa [gage]</u></p> <p>(49) <u>低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</u> 兼用する設備は以下のとおり。 ・原子炉プラント・プロセス計装系</p> <p>個 数 1</p> <p>計測範囲 <u>0~5MPa [gage]</u></p> <p>(50) <u>残留熱代替除去ポンプ出口圧力</u></p> <p>個 数 2</p> <p>計測範囲 <u>0~3MPa [gage]</u></p>	



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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>*1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,224cm)</p> <p>*2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)</p> <p>*3: T. M. S. L. = 東京湾平均海面</p> <p>*4: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。</p>	<p>※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)</p> <p>※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)</p> <p>※3 ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm) からの高さ</p> <p>※4 基準点は通常運転水位: EL. 3, 030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm)</p> <p>※5 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。</p>	<p>※1: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。</p> <p>※2: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。</p> <p>※3: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。</p> <p>※4: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。</p> <p>※5: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。</p>	



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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0~350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における炉内冷却状態を把握し、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*				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力 (SA) *				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (燃料域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (SA) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力**	3	0~10MPa [range]	最大値： 8.48MPa [range]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.92MPa [range]) を包括する範囲として設定。なお、主蒸気発生機が安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包含されており、監視可能である。	
	原子炉圧力 (SA) **	1	0~11MPa [range]	最大値： 8.48MPa [range]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.02MPa [range]) の 1.2 倍 (10.34MPa [range]) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉水位 (燃料域) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (SA) *				「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉圧力容器温度*1				「②原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位 (広帯域) **	3	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	
原子炉水位 (燃料域) **	2	-4000~1300mm*3	-3680~4834mm*3,7			
原子炉水位 (SA) **	1	-3200~3500mm*3	-6872~1650mm*3,7			
原子炉水位 (SA) **	1	-8000~3500mm*3				
② 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 (DR A 系代替注水流量) *1					
	復水補給水系統流量 (DR B 系代替注水流量) *1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
	高圧炉心注水系統流量*1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量*1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
	高圧炉心スプレイ系系統流量*1					
	低圧炉心スプレイ系系統流量*1					
	原子炉圧力*3					
	原子炉圧力 (SA) *3					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力*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) (2/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
① 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-3, 800mm~1, 500mm*5,6	-3, 800mm~1, 400mm*5,6	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3, 800mm~1, 300mm*5,6	397mm~1, 300mm*5,6		
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2	1	-3, 800mm~1, 500mm*5,6	-3, 800mm~1, 400mm*5,6		
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2	1	-3, 800mm~1, 300mm*5,6	397mm~1, 300mm*5,6		
	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 (常設ライン用) *1					
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン兼帯域用) *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 (可搬ライン兼帯域用) *1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量*1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
	高圧炉心スプレイ系系統流量*1					
	低圧炉心スプレイ系系統流量*1					
	原子炉圧力*3					
	原子炉圧力 (SA) *3					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力*1					

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「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。

「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *2	2	-400~150cm*3			1
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-800~300cm*3	-798~132cm*3	炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	
	原子炉水位 (SA) *2	1	-900~150cm*3			
	高圧原子炉代替注水流量*1					
	代替注水流量 (常設) *1					
	低圧原子炉代替注水流量 (兼帯域用) *1					
	低圧原子炉代替注水流量 (兼帯域用) *1					
	原子炉隔離時ポンプ出口流量*1					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量*1					
	残留熱除去ポンプ出口流量*1					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量*1					
	残留熱除去ポンプ原子炉注水流量*1					
	原子炉圧力*1					
	原子炉圧力 (SA) *1					
	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) *1					

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「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

「②原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ \*2、\*3、\*4、\*5、\*6、\*7、\*8、\*9、\*10、\*11は重大事故等時における炉内冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。

※2：基準点は炉心相対水位 (燃料域) (E150100) ※3：基準点は炉心相対水位 (広帯域) (E150100) ※4：基準点はサブプレッジョン・チェンバ水位 (E150100) ※5：基準点は炉心相対水位 (SA) (E150100) ※6：基準点は炉心相対水位 (燃料域) (E150100) ※7：炉心相対水位 (燃料域) (E150100) ※8：重大事故等時における炉内冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。

※9：炉心相対水位 (燃料域) (E150100) ※10：炉心相対水位 (広帯域) (E150100) ※11：炉心相対水位 (SA) (E150100)

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



(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	監視能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代管注水系統流量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	高圧代管注水系統ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	0~182m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系統ポンプの最大注水量 (182m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心注水系統流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~722m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 (722m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水供給水系統流量 (RRA 系代管注水流量)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代管注水系 (RRA A系ライン) における最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水供給水系統流量 (RRB 系代管注水流量)	1	0~256m <sup>3</sup> /h	-**	復水移送ポンプを用いた低圧代管注水系 (RRB B系ライン) における最大注水量 (206m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱除去系統流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (S1) **				【①本廠の確保】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**				【②原子炉圧力容器内の水位】を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位 (広帯域) **					
	原子炉水位 (燃料域) **					
原子炉水位 (S1) **						
⑤ 原子炉圧力容器への注水量	復水供給水系統流量 (RRB 系代管注水流量)				【③原子炉圧力容器への注水量】を監視するパラメータと同じ。	1
	復水供給水系統流量 (燃料容器下部注水流量)	1	0~150m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	-**	復水移送ポンプを用いた燃料容器下部注水系統の最大注水量 (96m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位 (S1) **				【④本廠の確保】を監視するパラメータと同じ。	
	燃料容器内圧力 (D型) **				【⑤原子炉燃料容器内の圧力】を監視するパラメータと同じ。	
	燃料容器内圧力 (S/C) **					
	燃料容器下部水位**				【⑥原子炉燃料容器内の水位】を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル型温度及湿度	2	0~300℃	最大値: 135℃	燃料容器の温度 (300℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール気体温度**	1	0~300℃	最大値: 135℃	燃料容器の温度 (300℃) を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度**	3	0~200℃	最大値: 97℃	燃料容器の温度 (約106℃) を監視可能。	
	燃料容器内圧力 (D型) **				【⑦原子炉燃料容器内の圧力】を監視するパラメータと同じ。	
燃料容器内圧力 (S/C) **						

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	監視能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代管注水系統流量	1	0~50L/s	-**	高圧代管注水系統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統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系統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統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。	
	低圧代管注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代管注水系統 (常設) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (375m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代管注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代管注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (110m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代管注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	低圧代管注水系統 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (290m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代管熱除去系原子炉注水流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	代管熱除去系による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系統流量	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。	
	代管熱除去系流量	1	0~600L/s	455L/s	低圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (455L/s) を監視可能。	
	代管熱水貯槽水位**				【⑧水脈の確保】を監視するパラメータと同じ。	
西側海水貯水設備水位**				【⑧原子炉隔離時冷却器内の水位】を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・プール水位**						
原子炉水位 (広帯域) **				【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) **						
原子炉水位 (S.A.広帯域) **						
原子炉水位 (S.A.燃料域) **						

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	監視能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧原子炉代管注水流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	高圧原子炉代管注水ポンプの最大注水量 (93m <sup>3</sup> /h) を監視可能である。	1
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	0~99m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,314m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代管注水流量 (常設)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	低圧原子炉代管注水ポンプの最大注水量 (290m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代管注水流量	2	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	大量送水車を用いた低圧原子炉代管注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。また、副熱除去系ポンプの注水量 (12m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉代管注水流量 (稼働時)	2	0~50m <sup>3</sup> /h	-**		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,380m <sup>3</sup> /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,314m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	残留熱代替管注水系統原子炉注水流量	1	0~60m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替管注水系統原子炉注水の最大注水量 (30m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	

※1: 重要監視パラメータ 第2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は復水貯蔵槽水位 (EL10100)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL35010)。  
 ※5: 基準点は炉心貯蔵槽水位 (EL10100)。 ※6: 基準点は燃料容器下部注水流量 (EL6700)。  
 ※7: 同出力炉心貯蔵槽の積出量は 124 個であり、平均出力炉心貯蔵槽の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故発生時に使用する設備のため、設計基準事故時の積出なし。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止直後の最速時間における燃料容器内蒸気発生率の最大値を判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は炉心損傷時間 (経過時間) とともに低くなる。であり設計基準では炉心損傷しないことから、この概念を適用する。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵タンク上層 (EL35518)。 ※11: 新出点は7箇所。

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器搭載
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系総流量	1	0~200t/h	—**	高圧代替注水系ポンプの最大注水量(180m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系総流量	1	0~200t/h	0~180m <sup>3</sup> /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(180m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	高圧炉心注水系総流量	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~720m <sup>3</sup> /h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量(720m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	復水供給水系流量(00A系代替注水系)	1	0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(000A系ライン)における最大注水量(60m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	復水供給水系流量(00B系代替注水系)	1	0~250m <sup>3</sup> /h	—**	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系(000B系ライン)における最大注水量(200m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	残留熱除去系総流量	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(96m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位(SA)※1				「④本線の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位※1				「④本線の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(広帯域)※1				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(SA)※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。	
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	復水供給水系流量(00B系代替注水系)	1	0~150m <sup>3</sup> /h(6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h(7号炉)	—**	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	1
	復水供給水系流量(格納容器下部注水系)	1			復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(60m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位(SA)※1				「④本線の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力(D0)※1				「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力(S/C)※1				「④本線の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器下部水位※1				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル平均温度	2	0~300℃	最大値:135℃	格納容器の平均温度(300℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール気体温度※1	1	0~300℃	最大値:135℃	格納容器の気体温度(300℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバ・プール温度※1	3	0~200℃	最大値:97℃	格納容器の液体温度(約106℃)を監視可能。	
	格納容器内圧力(D0)※1				「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器搭載
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系総流量	1	0~50L/s	—**	冷却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総流量	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総流量	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量(常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量(510m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水量(可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量(110m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水量(可搬ライン用)	1	0~300m <sup>3</sup> /h	—**	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水時ににおける最大注水量(110m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	代替冷却系原子炉注水量(可搬ライン用)	1	0~80m <sup>3</sup> /h	—**	代替冷却系(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(70m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	
	残留熱除去系総流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	—**	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総流量	3	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。	
	代替冷却系貯槽水位※3				「④本線の確保」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※3				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位(広帯域)※1				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位(燃料床)※1				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位(SA広帯域)※1				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
原子炉水位(SA燃料床)※1				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		

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

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

※1:重要代替監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:基準点は汽水分離器下端(原子炉圧力容器等レベルより1.328cm) ※4:基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5510)。  
 ※5:基準点は格納容器底面(EL10100) ※6:基準点はコリウムシールド上表面(EL15706)  
 ※7:扇形出力筒設計上の検出器は124個であり、平均出力筒設計上の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9:炉心相傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105v/h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準では炉心相傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518) ※11:検出点は7箇所。

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



(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型数
④ 原子炉格納容器内の注水量	原子炉格納容器内注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	原子炉格納容器内の注水量 (100m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉格納容器内注水量 (低圧)	1	0~200m <sup>3</sup> /h	0~180m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内の注水量 (180m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量 (高圧)	2	0~1000m <sup>3</sup> /h	0~720m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内の注水量 (720m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (低圧) 0~1500m <sup>3</sup> /h (高圧)	-**	原子炉格納容器内の注水量 (低圧・高圧) を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)	1	0~200m <sup>3</sup> /h (低圧) 0~1500m <sup>3</sup> /h (高圧)	-**	原子炉格納容器内の注水量 (低圧・高圧) を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)	3	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~95m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内の注水量 (95m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				①: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				②: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				③: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				④: 原子炉格納容器内の注水量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 計測器型数
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設) による格納容器スプレイ流量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	1	0~500m <sup>3</sup> /h	-**	代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬) による格納容器スプレイ流量 (300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器スプレイ流量	2	0~300m <sup>3</sup> /h	-**	代替注水系格納容器スプレイ流量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	代替注水系格納容器下部注水量	1	0~200m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器下部注水量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型数
⑥ 原子炉格納容器内の注水量	格納容器代替注水系スプレイ流量	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	格納容器代替注水系スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	ベダスタル代替注水量 (低圧)	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	ベダスタル代替注水量 (低圧) を監視可能。	
	ベダスタル代替注水量 (高圧)	2	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	ベダスタル代替注水量 (高圧) を監視可能。	
	残留熱代替注水系格納容器スプレイ流量	1	0~150m <sup>3</sup> /h	-**	残留熱代替注水系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	
	低圧原子炉格納容器内注水量				①: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	高圧原子炉格納容器内注水量				②: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				③: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				④: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				⑤: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉格納容器内注水量 (低圧・高圧)				⑥: 原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	

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

※1: 重要代替監視パラメータ  
※2: 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
※3: 基準点は気水分離器下流(原子炉格納容器内)より1.328m  
※4: 基準点はサブプレッシャ・プール通常水位 (EL5610)  
※5: 基準点は格納容器底部 (EL10100)  
※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)  
※7: 局部出力制限計の検出器は124個であり、平均出力制限計の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時における格納容器内注水量は値なし。  
※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内注水量を判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約105m<sup>3</sup>/h (経過時間とともに低くなる)であり設計基準時では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)  
※11: 検出点は7箇所。



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉格納容器内の注水量	原子炉格納容器内注水量	1	0~200m³/h	—**	原子炉格納容器内の最大注水量(180m³/h)を監視可能。	1
	原子炉格納容器下部注水量	1	0~200m³/h	0~180m³/h	原子炉格納容器下部注水量(180m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器上部注水量	2	0~1000m³/h	0~720m³/h	原子炉格納容器上部注水量(720m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	1	0~200m³/h (5号炉) 0~150m³/h (7号炉)	—**	原子炉格納容器内の注水量(200m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	1	0~200m³/h	—**	原子炉格納容器内の注水量(200m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	3	0~1500m³/h	0~950m³/h	原子炉格納容器内の注水量(950m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	—**	—	—	原子炉格納容器内の注水量(950m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	—**	—	—	原子炉格納容器内の注水量(950m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	—**	—	—	原子炉格納容器内の注水量(950m³/h)を監視可能。	
	原子炉格納容器内注水量(低圧代替注水量)	—**	—	—	原子炉格納容器内の注水量(950m³/h)を監視可能。	

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 計測器種別
⑤ 原子炉格納容器内の注水量	低圧代替注水量格納容器スプレッド流量(常設ライン用)	1	0~500m³/h	—**	低圧代替注水量格納容器スプレッド流量(常設ライン用)を監視可能。	1
	低圧代替注水量格納容器スプレッド流量(可搬ライン用)	1	0~500m³/h	—**	低圧代替注水量格納容器スプレッド流量(可搬ライン用)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	2	0~300m³/h	—**	低圧代替注水量格納容器下部注水量(300m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	1	0~200m³/h	—**	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	—**	—	—	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	—**	—	—	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	—**	—	—	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	—**	—	—	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	—**	—	—	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	
	低圧代替注水量格納容器下部注水量	—**	—	—	低圧代替注水量格納容器下部注水量(200m³/h)を監視可能。	

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)※2	7	0~300℃	最大値:145℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
	ベデスタル温度(SA)※2	2	0~300℃	最大値:145℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	ベデスタル温度(SA)	2	0~300℃	—**	ベデスタルに格納炉心が着下した場合には原子炉格納容器の破損検知が可能。	
	サブプレッション・チェンバール温度(SA)※3	2	0~200℃	最大値:88℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	サブプレッション・チェンバール温度(SA)※2	2	0~200℃	最大値:88℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	
	ドライウエル圧力(SA)※1	—	—	—	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・チェンバール圧力(SA)※1	—	—	—	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・チェンバール圧力(SA)※1	—	—	—	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・チェンバール圧力(SA)※1	—	—	—	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・チェンバール圧力(SA)※1	—	—	—	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	

※1:重要監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:基準点は気水分離器下端(原子炉格納容器レベルより1,328cm) ※4:基準点はサブプレッション・チェンバール上表面(EL6706)  
 ※5:基準点は格納容器底面(EL10100) ※6:基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)  
 ※7:局面出力頭減計表の検出器は124個であり、平均出力頭減計表の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
 ※9:炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約108Sv/h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準値では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518) ※11:検出点は7箇所。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型式
① 原子炉格納容器内圧力	格納容器内圧力 (0Pa) ※1	1	0~1000kPa[abs]	最大値: 240kPa[gage]	格納容器の限界圧力 (2Pd: 630kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) ※1	1	0~896.7kPa[abs]	最大値: 1774kPa[gage]		
② 原子炉格納容器下部水位	ドライウエル水位監視装置※1				(②)原子炉格納容器内の湿度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバール水位	1	0~11m (J.M.S.L.-7100~ +300mm) ※1	-2.50~0m (J.M.S.L.-7100~ 1150mm) ※1	ウェットウェルベンチ操作可視判断 (ベンチライン高さ: 3m±9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバールを水源とする非常用中心冷却水の起動時に想定される変動 (低下) 水位: ±2.5m を監視可能。)	1
③ 原子炉格納容器内圧力	格納容器下部水位	3	11m±2m±3m (J.M.S.L.-5600mm~ 400mm, -300mm) ※1	—※1	重大事故等時に、格納容器下部に設置した非常用中心冷却水の必要水位 (基準から2m) があることを監視可能。	1
	格納容器内圧力 (0Pa) ※1				(③)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。	
④ 原子炉格納容器内湿度	格納容器内湿度	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% /0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	(④)原子炉格納容器内の湿度」を監視するパラメータと同じ。	—
	格納容器内湿度 (S/A) ※1	2	0~100vol%	10S/h未満※10	重大事故等時に原子炉格納容器内の湿度が変動する可能性がある範囲 (0~30vol%) を監視可能。なお、6号炉については、格納容器内湿度が30vol%を超えた場合には、格納容器内湿度 (S/A) により把握可能。	—
⑤ 原子炉格納容器内圧力	格納容器内湿度放射線レベル (0Pa) ※2	2	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10S/h未満※10	炉心相関の判断 (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直後の経過時間とともに低くなる)。	—
	格納容器内湿度放射線レベル (S/C) ※2	2	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	10S/h未満※10	炉心相関の判断 (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直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 計測器型式
① 原子炉格納容器内圧力	ドライウエル圧力※1	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (0.92MPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバール圧力※2	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		
② 原子炉格納容器下部水位	サブプレッション・チェンバール水位	1	-1m~9m (EL: 2, 050mm~ 12, 020mm) ※1	-0.5m~0m (EL: 2, 500mm~ 3, 020mm) ※1	ウェットウェルベンチ操作可視判断 (ベンチライン下層高さ: 1.6m; 通常水位±6.5m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバールを水源とする非常用中心冷却水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 ※1 (EL: 12, 956mm)	-※1	炉心損傷後、原子炉圧力容器格納容器までの間に、ペデスタルが圧縮から+1m を超える高さまでの蒸気圧水されたことの検知が可能。	—
③ 原子炉格納容器内湿度	格納容器内湿度	2	+0.50%~+0.95% ※1 (EL: 12, 306mm, 12, 756mm)	-※1	デブリ落下後、ペデスタル表面+0.2m 以上のデブリ堆積量で、ペデスタル表面から+0.50m~+1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	1
	格納容器内湿度 (S/A) ※1	2	+2.25%~+2.75% ※1 (EL: 14, 056mm, 14, 556mm)	-※1	ペデスタル表面+0.2m 以上のデブリ堆積後、ペデスタル表面に水位が維持されていることの確認が可能。	—
④ 原子炉格納容器内圧力	低圧代替監視水素原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1				(④)原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	低圧代替監視水素原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1				(④)原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
⑤ 原子炉格納容器内湿度	低圧代替監視水素原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1				(⑤)原子炉格納容器内の湿度」を監視するパラメータと同じ。	
	低圧代替監視水素原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1				(⑤)原子炉格納容器内の湿度」を監視するパラメータと同じ。	
⑥ 原子炉格納容器内圧力	低圧代替監視水素原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1				(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。	
	低圧代替監視水素原子炉注水流量 (蒸気ライオン用) ※1				(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。	

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器型式
① 原子炉格納容器内圧力	ドライウエル圧力 (S/A) ※2	2	0~1, 000kPa [abs]	最大値: 32kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) を監視可能。	1
	サブプレッション・チェンバール圧力 (S/A) ※2	2	0~1, 000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]		
② 原子炉格納容器内湿度	ドライウエル湿度 (S/A) ※1				(②)原子炉格納容器内の湿度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバール湿度 (S/A) ※1					

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

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





(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	種数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
① 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内圧力 (0/0) **	1	0~1000Pa[abs]	最大値: 245Pa[gage]	格納容器の設計圧力 (294~620Pa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内圧力 (S/C) **	1	0~999.7Pa[abs]	最大値: 1774Pa[gage]		
② 原子炉格納容器内の 放射線量	ドライウェル管線監視装置**				(①)原子炉格納容器内の重量) を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバース実体温度**					
	サブプレッション・チェンバールール水位	1	0~110mm (J.M.S.L. -7100~ +1000mm) **	0~110mm (J.M.S.L. -7100~ +1000mm) **	ウェットウェルレベル「動作可能範囲」(セントライン高さ: 3m ± 9.1m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・チェンバールールを水源とする非常用炉心冷却水の起動時に想定される変動 (低下) 水位: ±2.5m を監視可能。)	1
	格納容器下層水位	2	11m ± 2m ± 2m (J.M.S.L. -5000mm ~ 6000mm) **	11m ± 2m ± 2m (J.M.S.L. -5000mm ~ 6000mm) **	重大事故等時において、格納容器下部に滞留炉心の冷却に必要な水深 (底層から2m) があることを監視可能。	1
	重大事故時水素濃度 (DRB 目付計測水素濃度) **					
	重大事故時水素濃度 (格納容器下部水素濃度) **					
	重大事故時水素濃度 (SA) **					
	格納容器内圧力 (0/0) **					
	格納容器内圧力 (S/C) **					
	格納容器内圧力 (S/C) **					
③ 原子炉格納容器内の 放射線量	格納容器内水素濃度**	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がある 範囲 (0~30vol%) 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%を超えた場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	-
④ 原子炉格納容器内の 放射線量	格納容器内水素濃度 (SA) **	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能 性のある範囲 (0~56.4vol%) を監視可能。	-
	格納容器内管線気放熱レベル (0/0) **	2	$10^{-2}$ Sv/h ~ $10^6$ Sv/h	90Sv/h 未満**	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 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)。	-
	格納容器内管線気放熱レベル (S/C) **	2	$10^{-2}$ Sv/h ~ $10^6$ Sv/h	90Sv/h 未満**	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間と ともに低くなる)。	-
⑤ 未監視の維持又は監視	起動傾斜計装**	8	$10^{-3}$ cps ~ $10^6$ cps ( $1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ~ $1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ~ $1.5 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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、起動傾斜計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均 出力傾斜計装によって監視可能。	-
	平均出力傾斜計装**	2**	0~125% ( $1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ~ $1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ )		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 を超えるが、急の反応度アードバック効果により短時間で 減り、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた傾 斜での指示に基づき操作を行うことにより、現状 の計測範囲でも運転監視に支障はない。また、重大事故等時 においても運転監視系サブトリップ等により中性子束は低下 するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉格納容器内の 放射線量	格納容器内水素濃度 (SA)	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能 性のある範囲 (0~56.4vol%) を監視可能。	-
	格納容器内管線気放熱レベル (D/W)**	2	$10^{-2}$ Sv/h ~ $10^6$ Sv/h	90Sv/h 未満**	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 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)。	-
	格納容器内管線気放熱レベル (S/C)**	2	$10^{-2}$ Sv/h ~ $10^6$ Sv/h	90Sv/h 未満**	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止 後の経過時間とともに低くなる)。	-
⑤ 未監視の維持又は監視	起動傾斜計装**	8	$10^{-3}$ cps ~ $10^6$ cps ( $1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ~ $1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% ( $1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ~ $1.5 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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、起動傾斜計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均 出力傾斜計装によって監視可能。	-
	平均出力傾斜計装**	2**	0~125% ( $1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ ~ $1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ )		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 を超えるが、急の反応度アードバック効果により短時間で 減り、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた傾 斜での指示に基づき操作を行うことにより、現状 の計測範囲でも運転監視に支障はない。また、重大事故等時 においても運転監視系サブトリップ等により中性子束は低下 するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
④ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)**	1	0~5vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある 範囲 (0~16.4vol%) を監視可能。	-
	格納容器水素濃度 (SA)**	1	0~100vol%	0~2.0vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある 範囲 (0~16.4vol%) を監視可能。	-
⑤ 原子炉格納容器内の 放射線量	格納容器内管線気放熱レベル (ドライウェル)	2	$10^{-2}$ ~ $10^6$ Sv/h	約 10Sv/h 未満**	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び炉心損傷は原子炉停止後の経 過時間とともに低くなる)。	-
	格納容器内管線気放熱レベル (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2}$ ~ $10^6$ Sv/h	約 10Sv/h 未満**	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び炉心損傷は原子炉停止後の経 過時間とともに低くなる)。	-

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3: 基準点は気水分離器下層 (原子炉圧力容器管線レベルより 1.328cm) ※4: 基準点はサブプレッション・プールの通常水位 (EL5610)。  
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100) ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7: 局部出力傾斜計装の検出器は124個であり、平均出力傾斜計装の各チャンネルには11個又は17個の信号が入力される。  
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時における格納容器内管線気放熱レベルの値を下回る。  
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内管線気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基  
 準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。  
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上層 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

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



(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
① 未 断界 の 維持 又は 監視	起動領域モニタ <sup>※2</sup>	10	$10^{-1} \sim 10^3$ (L: $0 \times 10^0 \sim 1.0 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% (L: $0 \times 10^0 \sim 2.0 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	—	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 <sup>※2</sup>	4 <sup>※3</sup>	0~125% (L: $2 \times 10^0 \sim 2.8 \times 10^4 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	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等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故時においても原子炉が再稼働する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 断界 の 維持 又は 監視	サブプレッション・チェンバースタック水温度 <sup>※2</sup>	1	0~200℃	—	①原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。 ②代替断界時における断界移動ポンプの緊急使用量 (85℃) に余裕を及ぼした設定とする。	1
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—
	断水補給水流量 (断水補給ポンプ)	1	—	—	断水補給ポンプの流量を監視するパラメータと同じ。	—

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 断界 の 維持 又は 監視	格納容器内水素濃度 (S/A)	2	0~100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故時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 (0~56.4vol%) を監視可能。	—
	格納容器内気放熱線モニタ (D/W) <sup>※2</sup>	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^0 \text{ Sv/h}$	90Sv/h未満 <sup>※10</sup>	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—
	格納容器内気放熱線モニタ (S/C) <sup>※2</sup>	2	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^0 \text{ Sv/h}$	90Sv/h未満 <sup>※10</sup>	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—
② 未 断界 の 維持 又は 監視	起動領域計装 <sup>※2</sup>	8	$10^{-3} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ (L: $0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 0~40%又は0~125% (L: $0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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 <sup>※2</sup>	2 <sup>※3</sup>	0~125% (L: $0 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故時においても再稼働するトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 未 断界 の 維持 又は 監視	中性子源領域計装 <sup>※2</sup>	4	$10^{-1} \sim 10^0 \text{ s}^{-1}$ (L: $0 \times 10^0 \sim 1.0 \times 10^0 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約21倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装 <sup>※2</sup>	6 <sup>※7</sup>	0~125% (L: $2 \times 10^0 \sim 2.8 \times 10^4 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約21倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で減衰し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超える領域でも運転監視上影響はない。また、重大事故時においても再稼働するトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3：基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器等レベルより1.328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5810)。  
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。  
 ※7：局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8：重大事故時等に使用する設備のため、設計基準事故時以降は値なし。  
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約105Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 ※10：後出点は7箇所。  
 ※11：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。

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



分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
① 重要監視パラメータ ② 重要代替監視パラメータ	起動減速モニタ <sup>※2</sup>	10	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> (L・O×10 <sup>6</sup> ~ 1.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 0~40S又は0~125S (1.0×10 <sup>6</sup> ~2.0×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )		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、起動減速モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力履歴モニタによって監視可能。	-
	平均出力減速モニタ <sup>※2</sup>	4 <sup>※1</sup>	0~125S (1.2×10 <sup>6</sup> ~2.8×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	定格出力の約10倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故時等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間で減速し、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125Sを超えた領域でも運動方程式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動方程式に基づき操作を伴うものでないことより、現状の計測範囲でも対応が可能。 また、重大事故時においても原子炉が停炉直後に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。	-
③ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバール・プール水温度 <sup>※1</sup>	1	0~200℃	① <sup>※1</sup>	①⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。 ②⑦原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	炉水補給水温度(代替前高冷却)	1	0~200℃	① <sup>※1</sup>	代替前高冷却時における炉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。	
	炉水補給水流量(炉水A系代替注水流量) <sup>※2</sup>	1		①⑦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。		
	炉水補給水流量(炉水B系代替注水流量) <sup>※2</sup>	1		①⑧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。		
	炉水補給水流量(格納容器下部注水流量) <sup>※2</sup>	1				
	原子炉水位(広帯域) <sup>※1</sup>	1		①⑨原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。		
	原子炉水位(燃料域) <sup>※1</sup>	1				
	原子炉水位(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑩原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。		
	炉水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	1		①⑪原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。		
	サブプレッション・チェンバール・プール水位 <sup>※1</sup>	1				
格納容器下部水位 <sup>※1</sup>	1					
サブプレッション・チェンバール気体温度 <sup>※1</sup>	1		①⑫原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			
ドライウェル気体温度 <sup>※1</sup>	1		①⑬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 <sup>※1</sup>	1		①⑭原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。			

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
③ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバール水温度 <sup>※1</sup>	1	0~100℃	①④	①④原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	代替前高冷却ポンプ入口流量 <sup>※2</sup>	2	0~100℃	①⑤	代替前高冷却時における代替前高冷却ポンプの最高使用温度(85℃)を監視可能。	
	代替前高冷却原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	1		①⑥	①⑥原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	代替前高冷却原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	1		①⑦	①⑦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。	
	炉水移送ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	1		①⑧	①⑧最終ヒートシンクの確保(炉水移送時)を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・プール水位 <sup>※1</sup>	1		①⑨	①⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(広帯域) <sup>※1</sup>	1				
	原子炉水位(燃料域) <sup>※1</sup>	1				
	原子炉水位(SA,広帯域) <sup>※1</sup>	1				
	原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>	1		①⑩	①⑩原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
代替前高冷却ポンプ吐出圧力 <sup>※1</sup>	1		①⑪	①⑪原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。		
サブプレッション・チェンバール気体温度 <sup>※1</sup>	1		①⑫	①⑫原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。		
ドライウェル気体温度 <sup>※1</sup>	1		①⑬	①⑬原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。		
格納容器内水素濃度(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑭	①⑭原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。		
格納容器内水素濃度(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑮	①⑮原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。		
フィルタ採取水位	2	380mm~5,490mm		①⑯	①⑯系統母管におけるスクラビング水位の検出範囲及びベント後のフィルタ採取装置稼働時のための下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	1
フィルタ採取圧力 <sup>※2</sup>	1	0~30Pa [max]		①⑰	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力差がし漏れの最高使用圧力(0.02MPa [max])を監視可能。	1
フィルタ装置スクラビング水温度 <sup>※4</sup>	1	0~200℃		①⑱	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力差がし漏れの最高使用圧力(200℃)を監視可能。	1
フィルタ装置スクラビング水流量 <sup>※4</sup>	2	10 <sup>-1</sup> ~5s/l~10 <sup>1</sup> sv/h		①⑲	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設計流量(約5×10 <sup>10</sup> sv/h)を監視可能。	-
フィルタ装置出口燃料減速モニタ(蓄積シ・監視シ)	1	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>1</sup> msv/h~10 <sup>1</sup> msv/k		①⑳	格納容器ベント実施時の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設計流量(約5×10 <sup>10</sup> sv/h)を監視可能。	-
フィルタ装置入口水素濃度	2	0~100vol%		①㉑	格納容器ベント実施時の炉心損傷によるベントを抑制し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が許容限界(40%)を超えないことを監視可能。	-
ドライウェル圧力 <sup>※1</sup>	1		①㉒	①㉒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・チェンバール圧力 <sup>※1</sup>	1		①㉓	①㉓原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。		
格納容器内水素濃度(SA) <sup>※1</sup>	1		①㉔	①㉔原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。		

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(11/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器設置
③ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバール水温度	1		①⑥	①⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	1		①⑦	①⑦最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 <sup>※2</sup>	1		①⑧	①⑧原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(広帯域) <sup>※1</sup>	1		①⑨	①⑨原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(燃料域) <sup>※1</sup>	1				
	原子炉水位(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑩	①⑩原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	1		①⑪	①⑪原子炉格納容器内の注水量を監視するパラメータと同じ。	
	サブプレッション・チェンバール温度(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑫	①⑫原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウェル温度(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑬	①⑬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(SA) <sup>※1</sup>	1		①⑭	①⑭原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	

※1:重要監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器管系レベルより1.328cm)。 ※4:基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。  
 ※5:基準点は格納容器底面(EL10100)。 ※6:基準点はコリウムシールド上表面(EL5706)。  
 ※7:高出力炉内監視用の検出器は124個であり、平均出力炉内監視用の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8:重大事故等時二使用する設備のため、設計基準事故時には値なし。  
 ※9:炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空層気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。  
 ※10:基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。 ※11:検出点は7箇所。

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



(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	種数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測設備数
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位 <sup>※2</sup>	2	0~6000mm	-※	スクラフノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置水位のたりの上限：約200mm、下限：約500mmを監視可能。	1
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [gage]	-※	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa [gage])が監視可能。	1
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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酸素によるページを考慮し、フィルタ装置及び放射線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(vol%)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流差圧が監視可能。	1
	フィルタ装置スクラフ水位	1	pH~14	-※	フィルタ装置スクラフ水のpH(pH~14)が監視可能。	-
	格納容器内圧力(D/P) <sup>※1</sup>				(①)原子力格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内圧力(S/C) <sup>※1</sup>				(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。	
	格納容器内水素濃度(SA) <sup>※1</sup>				(③)原子力格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器内水素濃度				(④)原子力格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。	
放射線化ベント系	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	重大事故等時の排気ラインの放射線化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率(約4×10 <sup>5</sup> sv/h)を監視可能。	-
	フィルタ装置水素濃度	1		(⑤)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) <sup>※1</sup>			(⑥)原子力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)(7/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測設備数
格納容器圧力逃がし装置	セプレッション・プール水位 <sup>※2</sup>	2	0~100℃	-※	(①)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	代替格納容器系ポンプ入口流量	2	0~100℃	-※	代替格納容器系ポンプにおける代替格納容器系ポンプの最高使用温度(80℃)を監視可能。	1
	代替格納容器系ポンプ出口流量 <sup>※3</sup>	2	0~100℃	-※	(②)原子力格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。	1
	代替格納容器系ポンプ入口流量 <sup>※2</sup>	2	0~100℃	-※	(③)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。	1
	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	(④)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	(⑤)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	(⑥)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	(⑦)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	(⑧)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1
	放射線化ベント系放射線モニタ	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	(⑨)原子力格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。	1

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測設備数
格納容器圧力逃がし装置	スクラフ容器水位	8		-※	系統内施設におけるスクラフ容器水位の監視(1.700m~1.900m)及びスクラフ容器水位監視装置の故障時の監視(1.700m~1.900m)を監視可能。	1
	スクラフ容器圧力	4	0~1MPa [gage]	-※	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタ系の上流の最高使用圧力(0.855MPa [gage])が監視可能。	1
	スクラフ容器温度	4	0~200℃	-※	格納容器フィルタ系の上流の最高使用温度(200℃)を計測可能な範囲とする。	1
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(濃レンジ・低レンジ)	2	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約1.6×10 <sup>5</sup> sv/h)を監視可能。	-
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(濃レンジ・低レンジ)	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>5</sup> sv/h	-※	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約6.5×10 <sup>5</sup> sv/h)を監視可能。	-
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	1	0~20vol%/0~100vol%	-※	格納容器ベント停止後の酸素によるページを考慮し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。	-
	ドライウェル圧力(S/A) <sup>※1</sup>				(①)原子力格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	セプレッション・プール圧力(S/A) <sup>※1</sup>				(②)原子力格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器水素濃度(B系) <sup>※1</sup>				(③)原子力格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器水素濃度(S/A) <sup>※1</sup>				(④)原子力格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ。	

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

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

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

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

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



(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)	可換型 計測器取扱
② 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度*	3	0~300℃	最大値: 182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最高使用温度 (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、残留熱除去系系水の最高使用温度 (182℃) を監視可能。	1
③ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系流量	3	0~400m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II) 0~300m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 II, III, 7号炉区分 I, II) 0~200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 I, II) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)	0~220m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II) 0~170m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 II, III) 0~200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 I, II) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)	④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 原子炉機械冷却系中間冷却ポンプの最大流量 (220m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II), 170m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 II, III), 200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 I, II), 100m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)) を監視可能。 原子炉機械冷却系中間冷却ポンプの最大流量 (220m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II), 170m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 II, III), 200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 I, II), 100m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)) を監視可能。 原子炉機械冷却系中間冷却ポンプの最大流量 (220m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 I, II), 170m <sup>3</sup> /h (6号炉区分 II, III), 200m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 I, II), 100m <sup>3</sup> /h (7号炉区分 III)) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*	3	0~200m <sup>3</sup> /h (6号炉) 0~100m <sup>3</sup> /h (7号炉)	0~120m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉機械冷却ポンプ) の最大流量 (70m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
④ 最終ヒートシンクの確保	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			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。	
⑤ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*	1			①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
		1			①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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)	可換型 計測器取扱
① 前圧強化ベント系	前圧強化ベント系放射線モニタ	2	$10^{-4}$ ~ $10^{-5}$ μSv/h~ $10^{-10}$ μSv/h	—※4	重大事故等時の前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 $3 \times 10^{-4}$ μSv/h) を監視可能。	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度*	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1
② 残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系水の最高温度 (182℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系系流量	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。	
③ 残留熱除去系	残留熱除去系高海水系系流量*1	2	0~550L/s	483L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系高海水系系流量の最大流量 (493L/s) を監視可能。	1
	緊急用加水系流量 (残留熱除去系熱交換器) *1	1	0~800m <sup>3</sup> /h	—※4	緊急用加水系の運転時における、緊急用加水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (800m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
④ 最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) *1	1	0~50m <sup>3</sup> /h	—※4	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
	原子炉圧力容器温度*1	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。	
⑤ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度*1	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。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	1			①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可換型 計測器取扱
② 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (116℃) を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~200℃	最大値: 90℃	残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1
③ 残留熱除去系	残留熱除去ポンプ出口流量	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。	
	原子炉圧力容器温度 (SA) *1	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。	
④ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 (SA) *1	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。	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量 *1	2	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,218m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1,218m <sup>3</sup> /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1
⑤ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去ポンプ吐出圧力*1	1			①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
		1			①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	

※1: 重要代替監視パラメータ  
※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
※3: 基準点は気水分離器下流 (原子炉圧力容器管レベルより1,328cm)。  
※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。  
※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。  
※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6705)。  
※7: 島根出力補給計法の検出量は124個であり、平均出力補給計法の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。  
※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空筒気放熱線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことから、この値を下回る。  
※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。  
※11: 検出点は7箇所。

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













(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	種別	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
原子炉建屋水素濃度 監視装置	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、静的燃焼式水素濃度計測器にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	—
	静的燃焼式水素濃度計測器 動作監視装置*	4	0~200°C	—**	重大事故等時において、静的燃焼式水素濃度計測器が動作している状態を監視可能。	1
原子炉格納容器内の放射線モニタ 監視装置	格納容器内放射線濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の放射線濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.9vol%)を監視可能。	—
	格納容器内空気放射線レベル(Di)* 格納容器内空気放射線レベル(Si/C)* 格納容器内圧力(Di)* 格納容器内圧力(Si/C)*	—	—	—	①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。 ②原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	—
原子炉格納容器内の放射線モニタ 監視装置	使用済燃料貯蔵プール水位・温度	1**	T.M.S.L.20180~21170mm (6号炉) ** T.M.S.L.20180~21120mm (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付近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放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)*	1**	0~100°C	60°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。	1
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)**	2	T.M.S.L.23420~20120mm (6号炉) ** T.M.S.L.23420~20273mm (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トラック上部付近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放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)*	1	0~150°C	60°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。	—

\*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: 原子炉出力監視装置A-Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルのみが対象。平均出力監視装置A-Fには、32個ずつの信号が出力される。  
 \*4: 設計基準事故時に検定される原子炉圧力監視装置の最高圧力に対する動作閾値。  
 \*5: 基準点は蒸気発生器スクリーン下流(原子炉圧力監視装置レベルより127mm)。 \*6: 基準点は有効燃料体積(原子炉圧力監視装置レベルより905mm)。 \*7: 水位は平均値。  
 \*8: 重大事故等時に検定されるため、有効燃料体積を下限値とする。 \*9: T.M.S.L. 東海第二発電所

第 3.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種別	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
原子炉建屋水素濃度 監視装置	原子炉建屋水素濃度	2	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、静的燃焼式水素濃度計測器にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	—
	静的燃焼式水素濃度計測器 動作監視装置*	4	0~200°C	—**	重大事故等時において、静的燃焼式水素濃度計測器が動作している状態を監視可能。	1
原子炉格納容器内の放射線モニタ 監視装置	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、静的燃焼式水素濃度計測器が動作している状態を監視可能。 ①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。 ②原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	—
	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)* 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)* ドラフトウェル圧力* サブプレッション・チェンバ圧力*	—	—	—	—	—
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)**	1	—	—	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付近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放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)*	1	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。	—
使用済燃料貯蔵プールの監視	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	10~15vol%/ 0~25vol%	—**	重大事故等時により変動する可能性のある放射線濃度の範囲(5~10~10~10vol%)にわたり監視可能。	—
	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: 平均出力監視装置A-Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルのみが対象。平均出力監視装置A-Fには、32個ずつの信号が出力される。  
 \*4: 設計基準事故時に検定される原子炉圧力監視装置の最高圧力に対する動作閾値。  
 \*5: 基準点は蒸気発生器スクリーン下流(原子炉圧力監視装置レベルより127mm)。 \*6: 基準点は有効燃料体積(原子炉圧力監視装置レベルより905mm)。  
 \*7: ベグメント範囲(コリウミシールド上表面: EL.11,800mm)からの高さ。  
 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時を除外。  
 \*9: 基準点は通常運転水位: EL.3,020mm(サブプレッション・チェンバ上流より7,030mm)。  
 \*10: 炉心噴出は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心噴出した場合は約905/h(経過時間とともに判断可能となる)であり、設計基準では炉心噴出しないことからこの値を下回る。  
 \*11: 検出装置。 \*12: 検出装置。  
 \*13: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上流: EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,098mm)

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	種別	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器種別
原子炉建屋水素濃度 監視装置	原子炉建屋水素濃度	1	0~10vol% 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、静的燃焼式水素濃度計測器にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	—
	静的燃焼式水素濃度計測器 動作監視装置*	2	0~100°C	—**	重大事故等時において、静的燃焼式水素濃度計測器が動作している状態を監視可能。	1
原子炉格納容器内の放射線モニタ 監視装置	格納容器内放射線濃度(Di)**	1	0~5vol% 0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時に検定される場合の自動値は約106/h(経過時間とともに判断可能となる)であり、設計基準では炉心噴出しないことからこの値を下回る。 ①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。 ②原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。	—
	格納容器内空気放射線モニタ(トライウエア)* 格納容器内空気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)* トワイウェア圧力(SA)** サブプレッション・チェンバ圧力(SA)**	—	—	—	—	—

\*1: 重要代替監視パラメータ。 \*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ。  
 \*3: 基準点は炉心噴出直下流(原子炉停止水位監視装置レベルより1,328mm)。 \*4: 基準点はサブプレッション・チェンバ通常水位(EL5010)。  
 \*5: 基準点は格納容器底部(EL10100)。 \*6: 基準点はコリウミシールド上表面(EL6700)。  
 \*7: 検出装置の検出器は12個であり、平均出力監視装置の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 \*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時を除外。  
 \*9: 炉心噴出は原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心噴出した場合は約106/h(経過時間とともに判断可能となる)であり、設計基準では炉心噴出しないことからこの値を下回る。  
 \*10: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上流(EL3518)。

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



(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 原子炉 冷却系 の監視	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搬性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静電気体式水素内蔵式にて、原子炉建屋の水素濃度を可搬装置である4vol%未満に低減する)。	-
	静的無電式水素再結合器動作監視*	4	0~200°C	-**	重大事故等時において、静的無電式水素再結合器動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1
② 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	4.9vol%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(0~4.9vol%)を監視可能。	-
	格納容器内窒素濃度	2	0~30vol% (6号炉) 0~10vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の窒素濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.9vol%)を監視可能。	-
③ 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内圧力(D/W)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
④ 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
⑤ 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-

※1:重要代替監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:平均出力監視計装A-Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力監視計装の最高出力に対する割合で示す。  
 ※4:設計基準値に規定される原子炉格納容器の最高圧力に対する割合で示す。  
 ※5:基準値は蒸気発生器スクラート下流(原子炉格納容器より約120m)。 ※6:基準値は有効燃料体積(原子炉格納容器より約905m)。 ※7:水位は炉心直下から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料体積を下回ることはない。 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準値を下回ることはない。 ※9:T.M.S.L.:東海第二号炉  
 ※10:基準値は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。 ※11:検出点は7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
① 原子炉 冷却系 の監視	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搬性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静電気体式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可搬装置である4vol%未満に低減する)。	-
	静的無電式水素再結合器動作監視*	4	0~200°C	-**	重大事故等時において、静的無電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。	3
② 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol%以下	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(0~4.4vol%)を監視可能。	-
	格納容器内窒素濃度	2	0~30vol%以下	約4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の窒素濃度が変動する可能性のある範囲(0~4.4vol%)を監視可能。	-
③ 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内圧力(D/W)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
④ 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
⑤ 原子炉 格納容器 内の監視	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~150°C	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器内の圧力を把握するパラメータと同じ。	-

※1:重要代替監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:平均出力監視計装A-Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力監視計装の最高出力に対する割合で示す。  
 ※4:設計基準値に規定される原子炉格納容器の最高圧力に対する割合で示す。  
 ※5:基準値は蒸気発生器スクラート下流(原子炉格納容器より約120m)。 ※6:基準値は有効燃料体積(原子炉格納容器より約905m)。 ※7:水位は炉心直下から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料体積を下回ることはない。 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準値を下回ることはない。 ※9:T.M.S.L.:東海第二号炉  
 ※10:基準値は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。 ※11:検出点は8箇所。  
 ※12:検出点8箇所  
 ※13:基準値は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL39,377m(使用済燃料プール底部より4.095m))

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	可搬型 計測器個数
① 燃料 プールの監視	燃料プール水位(S/A)*2	1	-4.30~-7.30m <sup>SH</sup> (EL31218~42318)	6.362mm <sup>SH</sup> (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
	燃料プール水位・温度(S/A)*2	1	0~150°C	最大値: 68°C	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。	1
② 燃料 プールの監視	燃料プールエアリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(S/A)*2	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-**	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
	燃料プール監視カメラ(S/A)*2	1	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-**	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの状況を監視可能。	-

※1:重要代替監視パラメータ ※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ  
 ※3:基準値は気水分離器下流(原子炉格納容器より約1.328m)。 ※4:基準値はコリムシールド上表面(EL6709)。  
 ※5:基準値は格納容器底面(EL10100)。 ※6:基準値はコリムシールド上表面(EL6709)。  
 ※7:局部出力監視計装の検出器は124個であり、平均出力監視計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。  
 ※8:重大事故等時に使用する設備のため、設計基準値を下回ることはない。  
 ※9:炉心直下は原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気放射線レベルの重で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約108mSv/h(経過時間とともに低くなる)であり設計基準値を下回る。  
 ※10:基準値は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。 ※11:検出点は7箇所。

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

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



第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

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

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (SA) ④原子炉水位 (広帯域) ⑤原子炉水位 (燃料域) ⑥原子炉水位 (SA広帯域) ⑦原子炉水位 (SA燃料域) ⑧残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

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

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ④原子炉水位 (広帯域) ⑤原子炉水位 (燃料域) ⑥原子炉水位 (SA広帯域) ⑦原子炉水位 (SA燃料域) ⑧残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料格納部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA広帯域) ⑥原子炉水位 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※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 (耐震性又は耐爆震性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥原子炉圧力容器温度 (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 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度 (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 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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















分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量) * 復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) 代替注水流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①復水補給水系統流量 (RR A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉格納容器への注水量	高圧炉心注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①原子炉炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	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) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、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。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量) * 復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) * 下部注水流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①復水補給水系統流量 (RR B系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により格納容器下部注水流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	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) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量 (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。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可設ライン用)	①代替注水貯槽水位 ②西側液水貯水設備水位 ③サブプレッション・プール水位	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可設ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯槽水位又は西側液水貯水設備水位により注水量を推定する。なお、代替注水貯槽水位又は西側液水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可設ライン用) を推定する。
	代替循環冷却系統格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系統原子炉注水流量 ①代替循環冷却系統ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系統格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系統ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系統格納容器スプレイ流量を推定し、この流量から代替循環冷却系統原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系統格納容器スプレイ流量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	①代替注水貯槽水位 ②西側液水貯水設備水位 ③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槽水位、水源である西側液水貯水設備水位又は西側液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。なお、代替注水貯槽水位又は西側液水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水流量を推定する。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水貯槽水位 ②ドライウェル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ④ドライウェル水位 ⑤サブプレッション・プール水位 ⑥ベデスタタル水位	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水貯槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水貯槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より代替注水流量 (常設) を推定する。 ③注水先のドライウェル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタタル水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水貯槽水位を優先する。
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウェル圧力 (SA) ①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ①ドライウェル水位 ①サブプレッション・プール水位 ①ベデスタタル水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウェル水位、サブプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタタル水位の変化により注水量を推定する。
ベデスタタル代替注水流量 (狭帯域用) 残留熱代替除去系統格納容器スプレイ流量	ベデスタタル代替注水流量 (狭帯域用) 残留熱代替除去系統格納容器スプレイ流量	①ベデスタタル水位 ①ドライウェル水位	①ベデスタタル代替注水流量、ベデスタタル代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタタル水位及びドライウェル水位の変化により注水量を推定する。 ①残留熱代替除去系統格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系統ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系統格納容器スプレイ流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系統原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系統格納容器スプレイ流量を推定する。

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

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



(つづき)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/17)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ体温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ体温度の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・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・チェンバ体温度 (常用計器) により、圧力を推定する。推定は、真空破装置、差遣孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ体温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ体温度	①サブプレッション・チェンバ体温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ体温度によりサブプレッション・チェンバ体温度を推定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W) ②サブプレッション・チェンバ体温度 ③[格納容器内圧力 (S/C)]*②	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。推定は、真空破装置、差遣孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

\*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 (耐震性及び耐地震性ではないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

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

\*① 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*② [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性及び耐地震性ではないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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



(つづき)

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

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/17)

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

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②サブプレッジョン・チエンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) のI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ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チエンバ圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA)、ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チヤンネルを優先する。
	サブプレッジョン・チエンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チヤンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッジョン・チエンバ温度 (SA)	①サブプレッジョン・チエンバ圧力 (SA) のI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サブプレッジョン・チエンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チエンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・チエンバ圧力 (SA) 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。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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











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

(つづき)

**第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/17)**

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線レベル ②[エアリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/A)	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内雰囲気放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/A)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内雰囲気放射線レベル(常用代替監視パラメータ)により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内雰囲気放射線モニタ] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内雰囲気放射線レベル(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。
未臨界の維持又は監視	起動領域計測	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計測 ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計測 [制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計測 ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計測の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計測により推定する。 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。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 [ ] には有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(新設又は旧設用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>*1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内放射線レベル ②[エアリア放射線モニタ] <sup>*2</sup>	格納容器内雰囲気放射線レベル (B系)	①格納容器内雰囲気放射線レベル(B系)	①格納容器内雰囲気放射線レベル(B系)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(S/A)により推定する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/A)	①格納容器内雰囲気放射線レベル(B系)	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/A)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(B系)により推定する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計測	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計測 ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エアリア放射線モニタ(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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計測 [制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計測 ③[制御棒操作監視系] <sup>*2</sup>	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計測の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計測により推定する。 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。

\*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*2 [ ] には有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(新設又は旧設用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

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







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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置 最終ヒートシンの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②格納温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。 推定は、同じ物理量であるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力を優先する。	
	フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	①格納温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータ (フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) ) の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素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。	
	格納容器圧力逃がし装置		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 (耐震性又は耐震劣化等ではないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の求態を把握することが可能な計器) を示す。

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

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

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

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

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/P) ③格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②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/P) 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格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	耐圧強化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フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ5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。	
	格納容器内水素濃度	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 ②サブプレッション・チェンバ・プールの温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プールの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 ③残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。	

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ②サブプレッション・プールの温度	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・プールの温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ③緊急用排水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) ④緊急用排水系統流量 (残留熱除去系補機)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系統流量又は緊急用排水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用排水系統流量 (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。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。	
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。	

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法	
			代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ③格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ②サブプレッション・プールの温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プールの温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
	残留熱除去系ポンプ吐出流量	①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、残留熱除去系ポンプ吐出流量が確保されていることを推定する。	

※1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	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) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 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) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②主要パラメータの他チャンネル ③原子炉圧力 (SA) により推定する。
格納容器内の状態	原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、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) により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、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) により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、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) により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、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) により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) により推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	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) ②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。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉圧力 (SA広帯域) ⑥原子炉圧力 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、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 (SA) により推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) がある状態にあると想定することで、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④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 (SA) により推定する。 ⑤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 (SA) により推定する。 ⑥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 (SA) により推定する。 ⑦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 (SA) により推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉圧力 (SA広帯域) ⑥原子炉圧力 (SA燃料域) ⑦原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、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 (SA) により推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) がある状態にあると想定することで、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④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 (SA) により推定する。 ⑤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 (SA) により推定する。 ⑥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 (SA) により推定する。 ⑦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 (SA) により推定する。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	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) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 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) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉圧力 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②主要パラメータの他チャンネル ③原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ⑤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 (SA) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉圧力 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②主要パラメータの他チャンネル ③原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ⑤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 (SA) により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉圧力 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②主要パラメータの他チャンネル ③原子炉圧力 (SA) により推定する。 ④原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ⑤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 (SA) により推定する。
原子炉格納容器内の状態	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D) を推定する。 ③ドライウエル温度 (SA) 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ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の I チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D) を推定する。 ③ドライウエル温度 (SA) により推定する。

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

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



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力(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) ②原子炉水位(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)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(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。
格納容器内圧力(広帯域) 原子炉圧力(燃料域)	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ②原子炉圧力(燃料域)	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ②原子炉圧力(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。
格納容器内圧力の監視	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ②原子炉圧力(燃料域)	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ②原子炉圧力(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。
格納容器内圧力の監視	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ②原子炉圧力(燃料域)	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ②原子炉圧力(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力(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ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度 ②ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度/圧力の関係を利用して推定する。
	ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度 ② [ドライウエル圧力] <sup>※2</sup>	①ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ② [ドライウエル圧力] <sup>※2</sup> により推定する。
格納容器内圧力の監視	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ② [エア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ② [エア放射線モニタ] <sup>※2</sup> により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。
格納容器内圧力の監視	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ② [エア放射線モニタ] <sup>※2</sup>	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ② [エア放射線モニタ] <sup>※2</sup> により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力(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) ②原子炉水位(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)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)により推定する。
格納容器内圧力の監視	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ②原子炉圧力(燃料域)	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ②原子炉圧力(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。
格納容器内圧力の監視	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(広帯域) ②原子炉圧力(燃料域)	①原子炉圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ②原子炉圧力(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。
	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(広帯域)、原子炉圧力(燃料域)により推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(前記)又は重要監視パラメータ(前記)を示す。

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



(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	①原子炉水位 (圧巻機) ②原子炉水位 (燃料機)	①主要パラメータの他チェンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (圧巻機)、原子炉水位 (燃料機) の1チェンネルが監視した場合は、他チェンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (圧巻機)、原子炉水位 (燃料機) 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 (圧巻機)、原子炉水位 (燃料機) により推定する。 ④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 (圧巻機)、原子炉水位 (燃料機) により推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
格納容器内圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
格納容器内圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
格納容器内圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ <sup>※1</sup>	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	①原子炉水位 (圧巻機) ②原子炉水位 (燃料機)	①主要パラメータの他チェンネル ②ドライウエル圧力	①ドライウエル周囲気温度の1チェンネルが監視した場合は、他チェンネルにより推定する。 ②ドライウエル周囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チェンネルにより推定する。 ③ドライウエル周囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チェンネルにより推定する。 ④ドライウエル周囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チェンネルにより推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
格納容器内圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
格納容器内圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。
	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (燃料機)	①原子炉圧力 (圧巻機) ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (燃料機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (圧巻機) 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 (燃料機) により推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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















(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
使用済燃料貯蔵プールの監視	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・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) にて使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 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) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。
使用済燃料貯蔵プールの監視	①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、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) により、水位・温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。

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

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

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

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

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

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

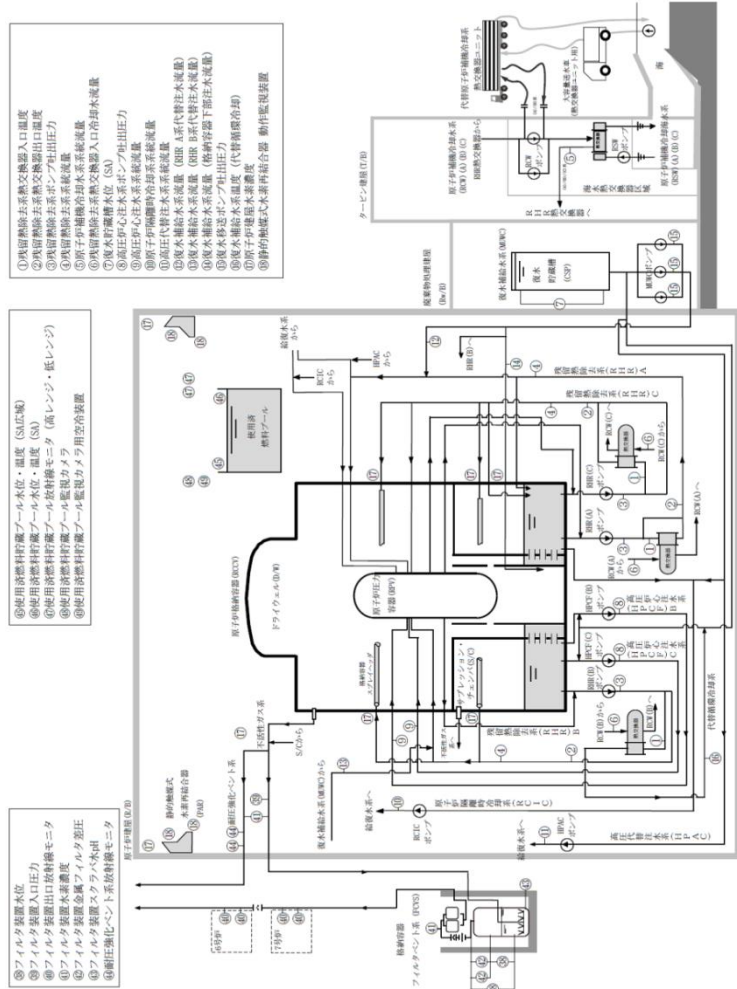
\*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

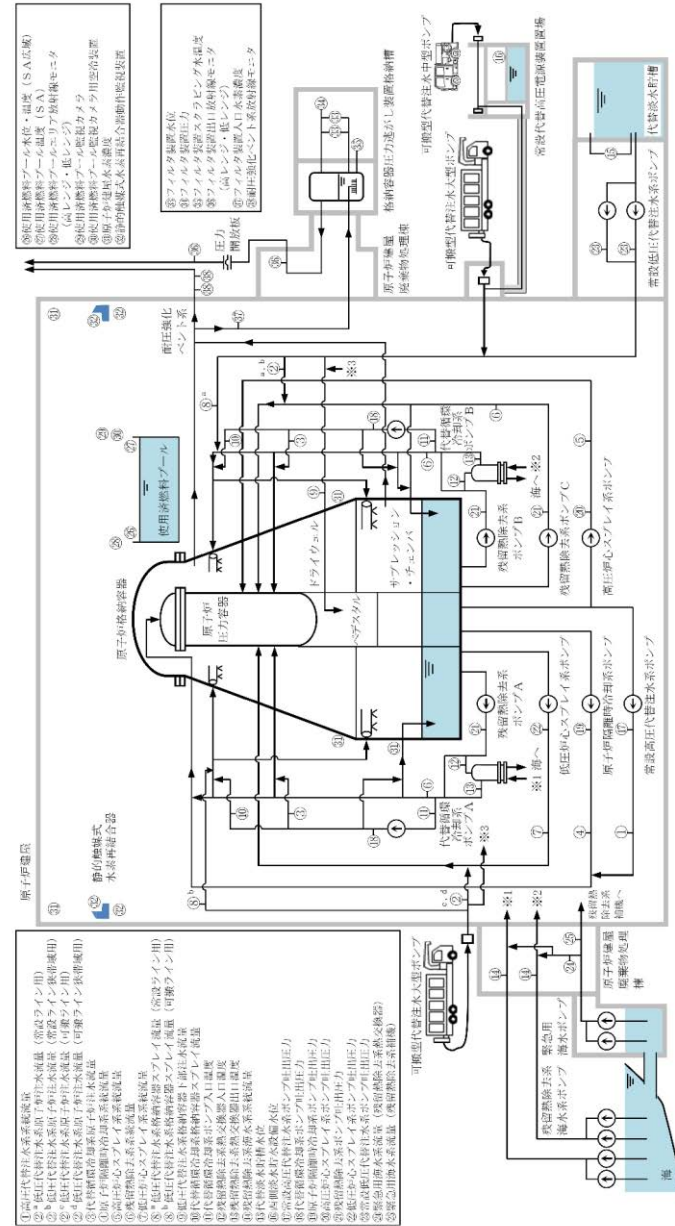
・設備、運用の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】  
①～④の相違  
設備設計の相違による代替パラメータの推定方法の相違  
  
(柏崎 6/7, 東海第二との対比箇所を黒太枠で示す)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
<p>第 3.15-4 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="290 331 780 1136"> <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="5">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 窒素ガスポンプ出口圧力</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プ出口圧力</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 窒素ガスポンプ出口圧力	ドレンタンク水位	遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力	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="1047 331 1605 1024"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="18">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 2A 電圧</td></tr> <tr><td>直流 125V 主母線盤 2B 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 2A 電圧</td></tr> <tr><td>直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧</td></tr> <tr><td>緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td></tr> <tr><td rowspan="3">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プ圧力</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プ圧力</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 2A 電圧	直流 125V 主母線盤 2B 電圧	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	その他	非常用窒素供給系供給圧力	非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ圧力	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プ圧力	<p>第 3.15-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順の着手の判断基準として用いる補助パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1736 289 2499 934"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>補助パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="12">電源関係</td><td>C-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>HPCS-メタクラ母線電圧</td></tr> <tr><td>C-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>D-ロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>緊急用メタクラ電圧</td></tr> <tr><td>SAロードセンタ母線電圧</td></tr> <tr><td>B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧</td></tr> <tr><td>A-115V 系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td>B-115V 系直流盤母線電圧</td></tr> <tr><td>230V 系直流盤 (常用) 母線電圧</td></tr> <tr><td>SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧</td></tr> <tr><td rowspan="4">その他</td><td>ADS 用 N<sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力</td></tr> <tr><td>N<sub>2</sub> ガスポンプ圧力</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</td></tr> <tr><td>RCW 熱交換器出口温度</td></tr> <tr><td>RCW サージタンク水位</td></tr> </tbody> </table>	分類	補助パラメータ	電源関係	C-メタクラ母線電圧	D-メタクラ母線電圧	HPCS-メタクラ母線電圧	C-ロードセンタ母線電圧	D-ロードセンタ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	SAロードセンタ母線電圧	B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧	A-115V 系直流盤母線電圧	B-115V 系直流盤母線電圧	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	その他	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力	N <sub>2</sub> ガスポンプ圧力	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	RCW 熱交換器出口温度	RCW サージタンク水位	<p>・設備、運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 に記載している非常用 D/G 発電機, 第一 GTG 発電機, 電源車の電源関係のパラメータについて, 島根 2号炉は各母線電圧を着手の判断としている。</p> <p>島根 2号炉は, 号炉間電力融通による給電は自主設備としている。</p> <p>柏崎 6/7 は, 格納容器圧力逃がし装置の機能維持のため, ドレンタンクの排水操作を行うが, 島根 2号炉は不要なため, ドレンタンク水位を補助パラメータとしていない。</p> <p>島根 2号炉は, 遠隔空気駆動弁操作ポンプを使用しないため, 遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力を補助パラメータとしていない。</p> <p>島根 2号炉は, 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力を低圧炉心スプレイ系の着手の判断基準としている。</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 窒素ガスポンプ出口圧力																																																																												
		ドレンタンク水位																																																																												
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力																																																																												
		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 2A 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 2B 電圧																																																																													
	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧																																																																													
	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2A 電圧																																																																													
	直流 ±24V 中性子モニタ用分電盤 2B 電圧																																																																													
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																																																													
	その他	非常用窒素供給系供給圧力																																																																												
		非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ圧力																																																																												
		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プ圧力																																																																													
	分類	補助パラメータ																																																																												
電源関係	C-メタクラ母線電圧																																																																													
	D-メタクラ母線電圧																																																																													
	HPCS-メタクラ母線電圧																																																																													
	C-ロードセンタ母線電圧																																																																													
	D-ロードセンタ母線電圧																																																																													
	緊急用メタクラ電圧																																																																													
	SAロードセンタ母線電圧																																																																													
	B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧																																																																													
	A-115V 系直流盤母線電圧																																																																													
	B-115V 系直流盤母線電圧																																																																													
	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧																																																																													
	SA 用 115V 系充電器盤蓄電池電圧																																																																													
その他	ADS 用 N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力																																																																													
	N <sub>2</sub> ガスポンプ圧力																																																																													
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力																																																																													
	RCW 熱交換器出口温度																																																																													
RCW サージタンク水位																																																																														

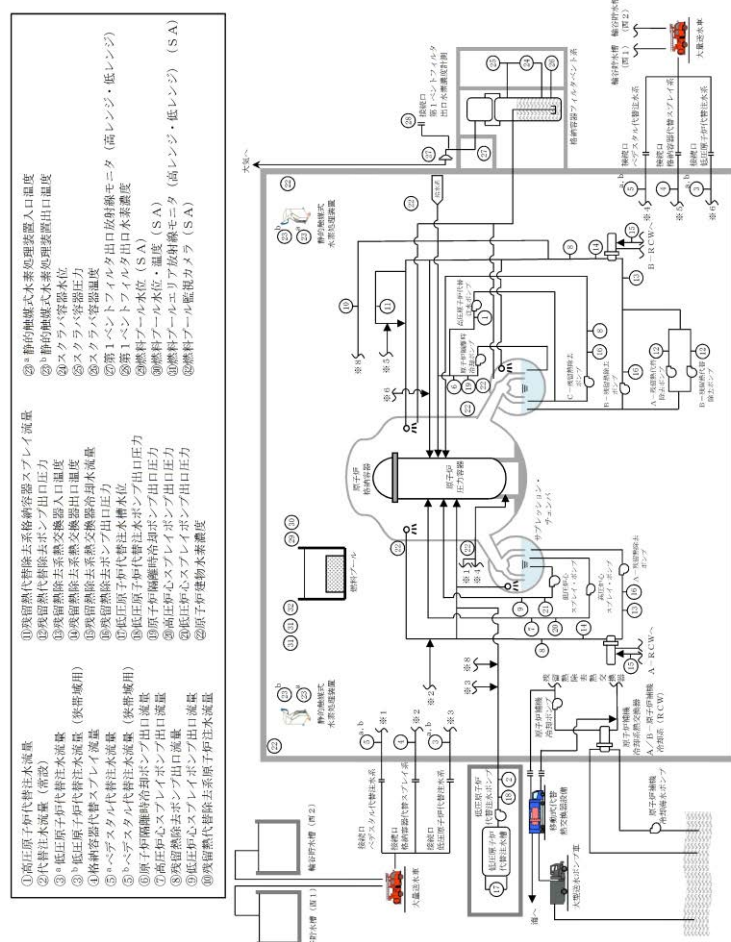




第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その1)



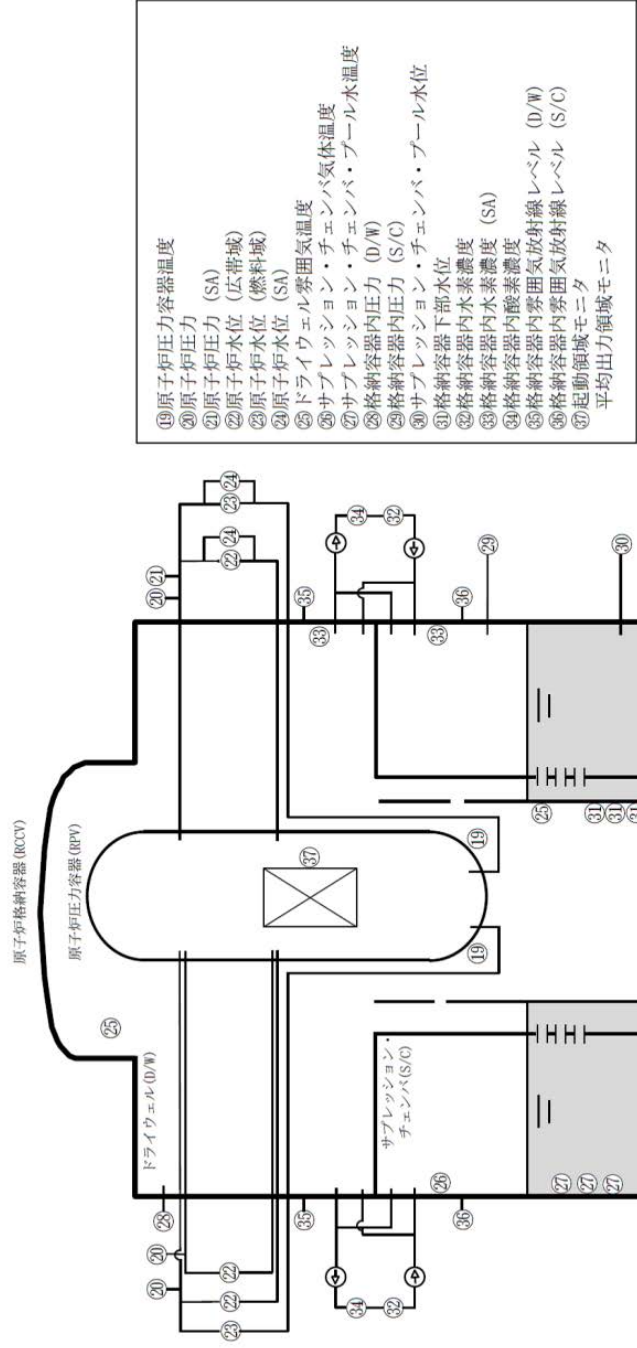
第 6.4-1 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1) (監視機能喪失時に使用する設備)



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

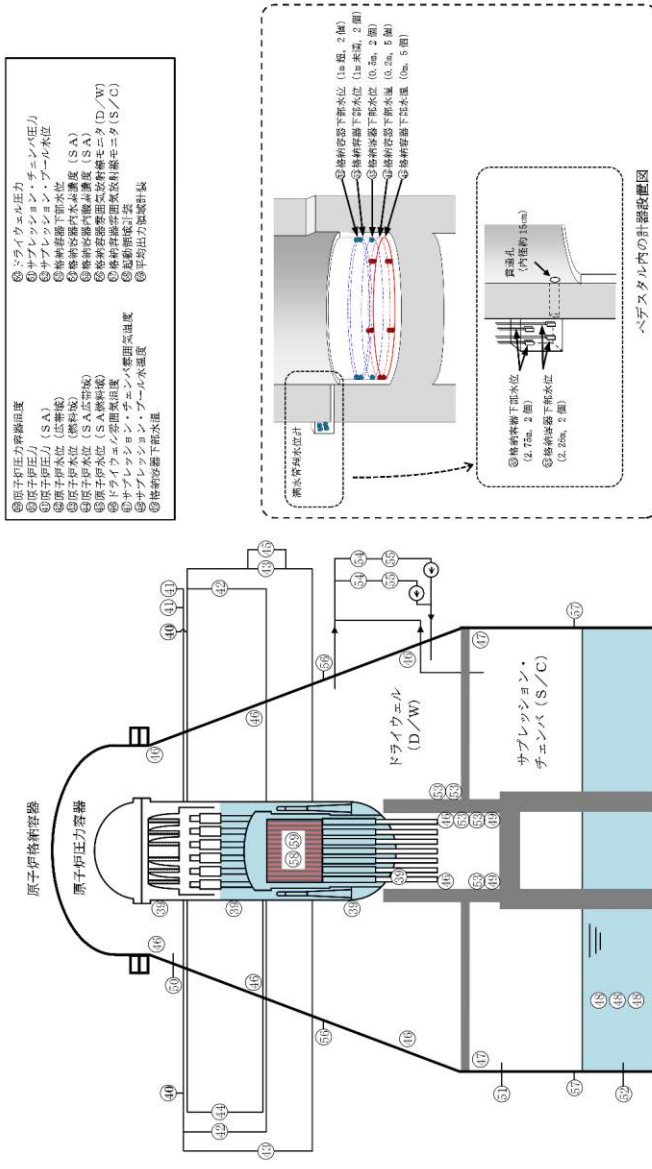
・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による系統構成の相違



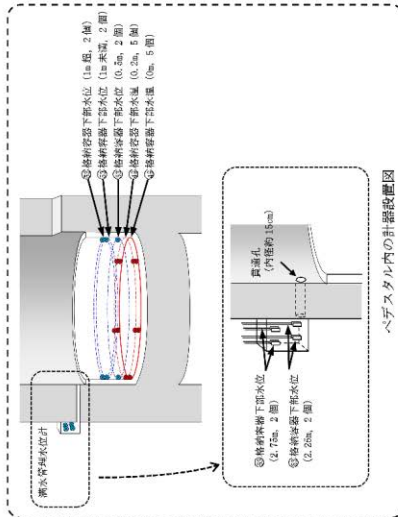


- ① 原子炉格納容器 (RCCV)
- ② 原子炉圧力容器 (RPV)
- ③ 原子炉圧力 (SA)
- ④ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑤ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑥ サブプレッション・チェンバ気体温度
- ⑦ サブプレッション・チェンバ・プールの水温度
- ⑧ 格納容器内圧力 (D/W)
- ⑨ 格納容器内圧力 (S/C)
- ⑩ サブプレッション・チェンバ・プールの水位
- ⑪ 格納容器下部水位
- ⑫ 格納容器内水素濃度
- ⑬ 格納容器内酸素濃度
- ⑭ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ⑮ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ⑯ 起動領域モニタ
- ⑰ 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

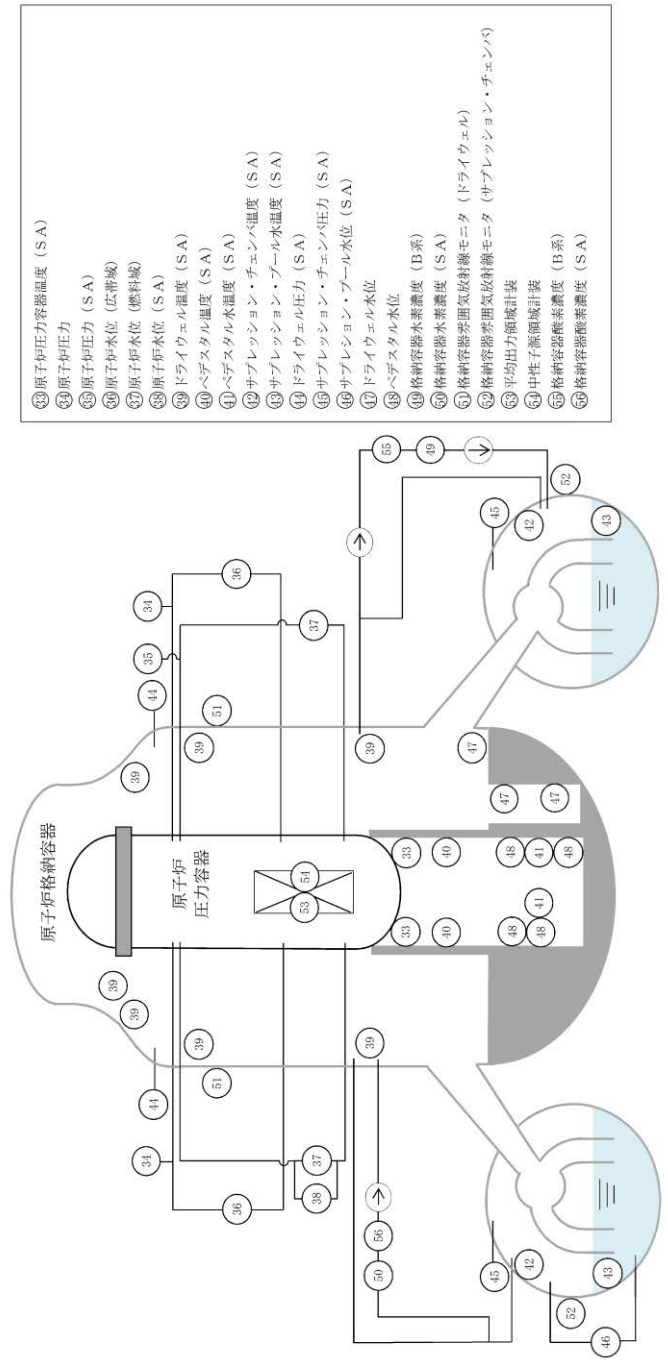
第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)



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



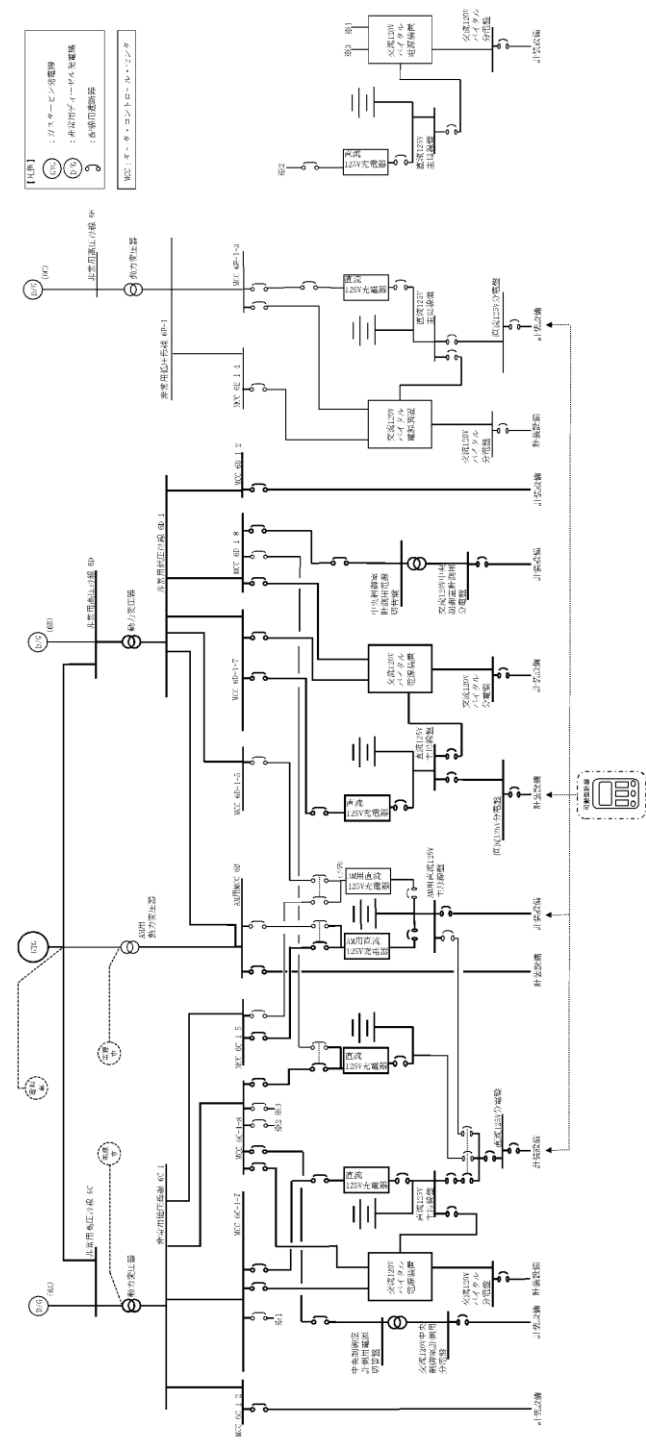
第6.4-2図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)  
(監視機能喪失時に使用する設備)



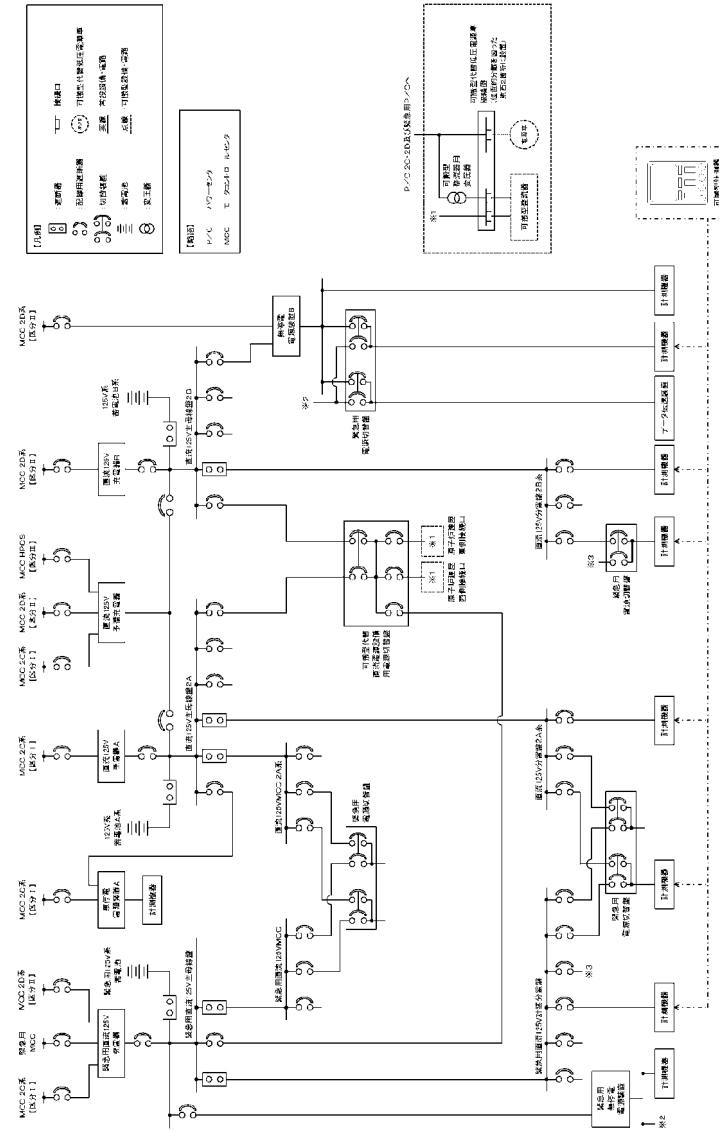
- ① 原子炉格納容器温度 (SA)
- ② 原子炉圧力 (SA)
- ③ 原子炉水位 (広帯域)
- ④ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑤ サブプレッション・チェンバ気体温度 (SA)
- ⑥ サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 (SA)
- ⑦ ベドスタル温度 (SA)
- ⑧ ベドスタル水位 (SA)
- ⑨ サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
- ⑩ サブプレッション・プールの水温度 (SA)
- ⑪ ドライウエル圧力 (SA)
- ⑫ サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ⑬ ドライウエル水位
- ⑭ ベドスタル水位
- ⑮ 格納容器水素濃度 (B系)
- ⑯ 格納容器酸素濃度 (SA)
- ⑰ 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
- ⑱ 平均出力領域計装
- ⑲ 中性子感測器計装
- ⑳ 格納容器酸素濃度 (B系)
- ㉑ 格納容器酸素濃度 (SA)

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

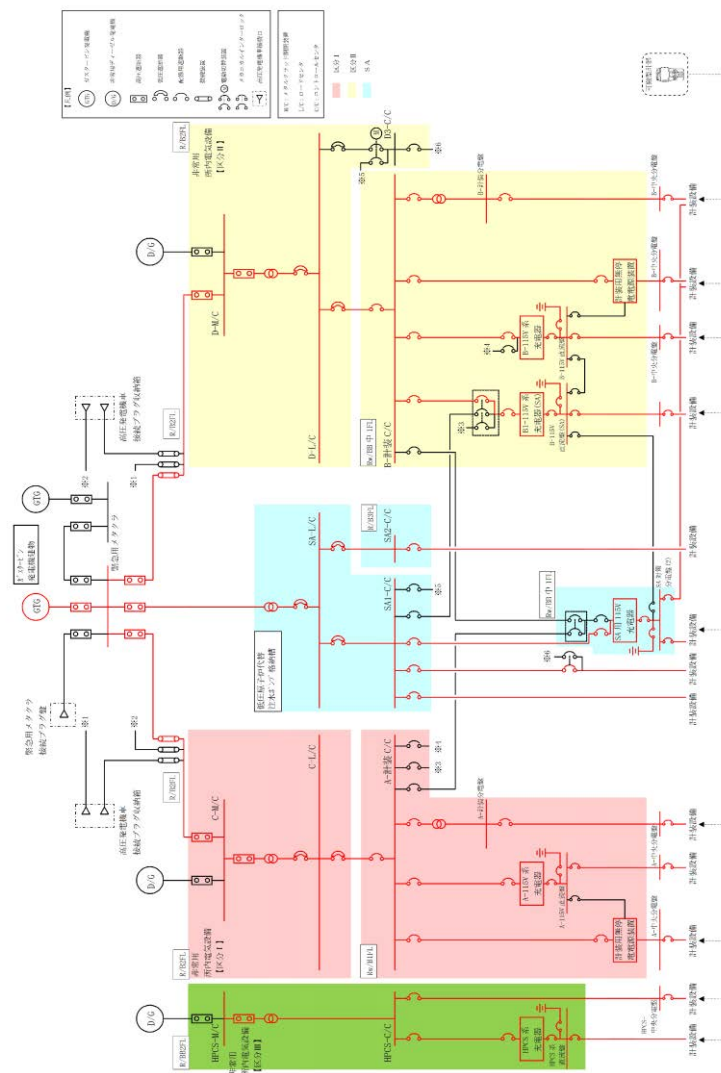
・設備の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
設備設計の相違による  
系統構成の相違



第 3.15-2 図(1) 計装設備単線結線図 (6号炉)

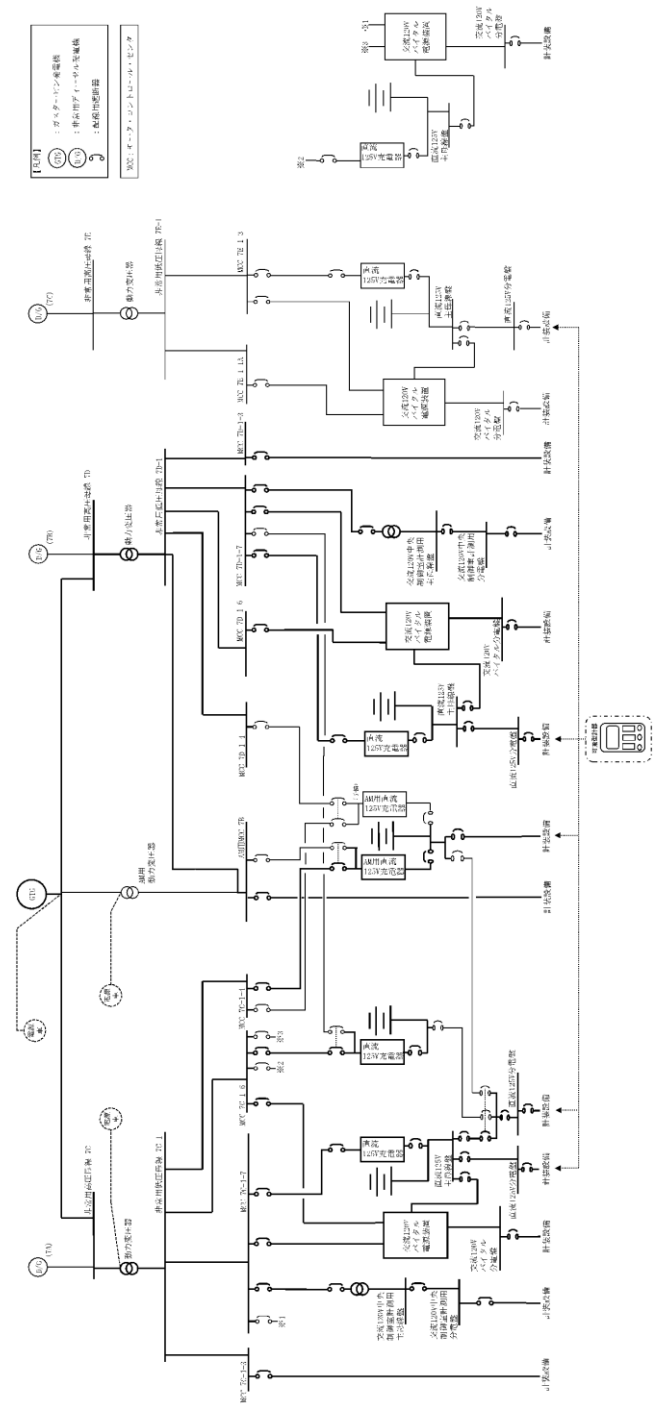


第 6.4-3 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (3)  
(計器電源喪失時に使用する設備)

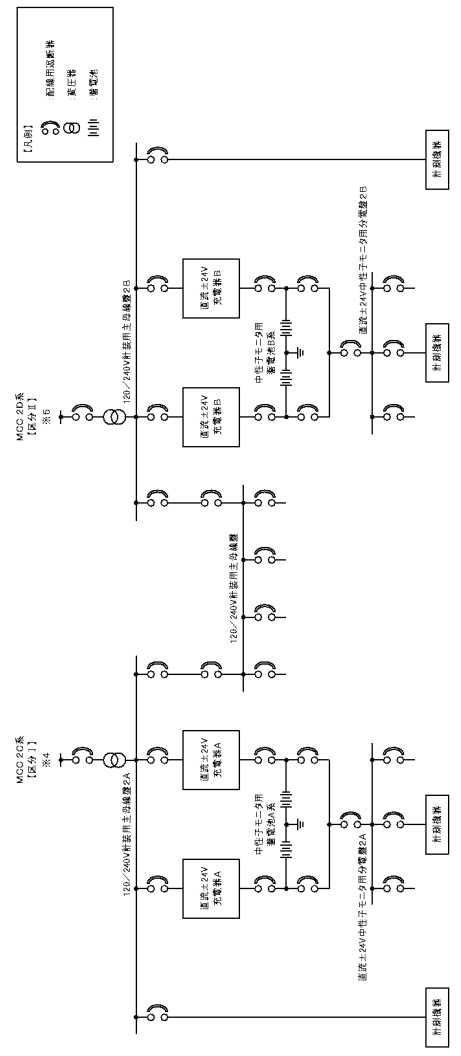


第 3.15-2 図 計装設備単線結線図

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



第 3.15-2 図 (2) 計装設備単線結線図 (7号炉)



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

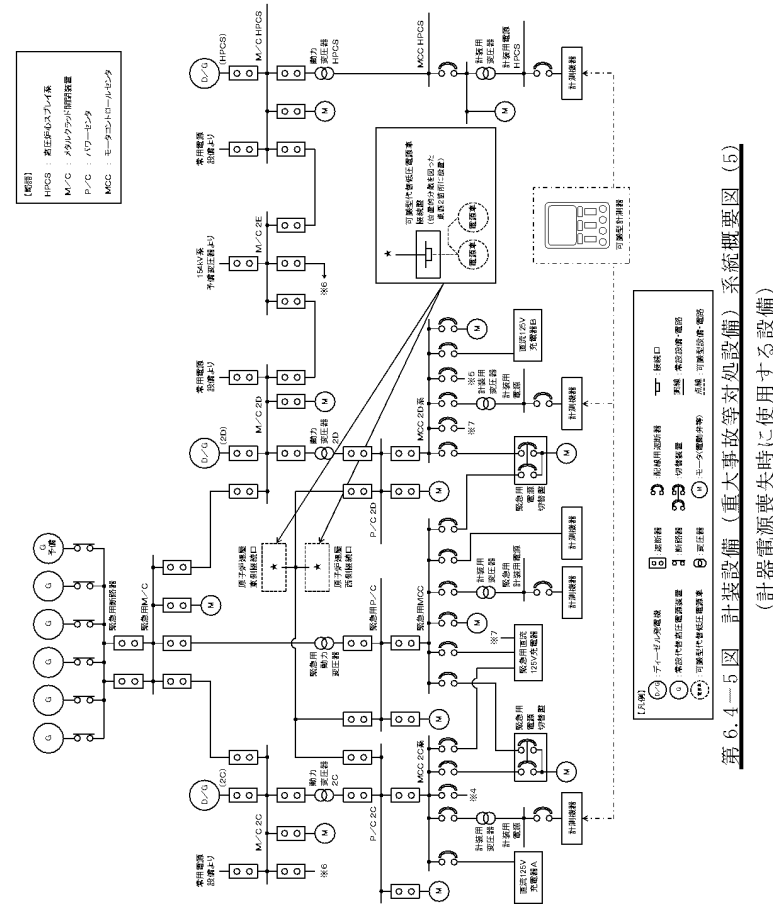
- ・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
島根 2号炉は単独申請であり、該当なし
- 【東海第二】  
設備設計の相違による電源構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

備考



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





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

まとめ資料比較表〔原子炉压力容器〕

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.20 原子炉压力容器</p> <p>3.20.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉压力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。</p> <p>また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。</p> <p>原子炉压力容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.20-1表に示す。</p> <p>3.20.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉压力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.20.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉压力容器は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p> <p>3.20.1.3 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉压力容器は、通常の系統構成により、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p>	<div data-bbox="1020 411 1626 520" style="border: 1px solid black; padding: 10px; display: inline-block;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.20 原子炉压力容器</p> <p>3.20.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉压力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。</p> <p>また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。</p> <p>原子炉压力容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.20-1表に示す。</p> <p>3.20.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉压力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.20.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉压力容器は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備による原子炉压力容器への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p> <p>3.20.1.3 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉压力容器は、通常の系統構成により、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>第 3. 20-1 表 原子炉压力容器 (重大事故等時) 主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器 (通常運転時)</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8. 62MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>母 材</td> </tr> <tr> <td></td> <td>JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内 張</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ステンレス鋼及び高ニッケル合金</td> </tr> </table>	最高使用圧力	8. 62MPa [gage]	最高使用温度	302℃	材 料	母 材		JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)		内 張		ステンレス鋼及び高ニッケル合金		<p>第 3. 20-1 表 原子炉压力容器 (重大事故等時) 主要仕様 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器 (通常運転時)</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8. 62MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>302℃</td> </tr> <tr> <td>材 料</td> <td>母 材</td> </tr> <tr> <td></td> <td>JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内 張</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ステンレス鋼及び高ニッケル合金</td> </tr> </table>	最高使用圧力	8. 62MPa [gage]	最高使用温度	302℃	材 料	母 材		JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)		内 張		ステンレス鋼及び高ニッケル合金	
最高使用圧力	8. 62MPa [gage]																										
最高使用温度	302℃																										
材 料	母 材																										
	JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)																										
	内 張																										
	ステンレス鋼及び高ニッケル合金																										
最高使用圧力	8. 62MPa [gage]																										
最高使用温度	302℃																										
材 料	母 材																										
	JIS G 3120 (圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板 2 種) 及び JIS G 3204 (圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品)																										
	内 張																										
	ステンレス鋼及び高ニッケル合金																										

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

まとめ資料比較表 [原子炉格納容器]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.21 原子炉格納容器</p> <p>3.21.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流並びに<u>ドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損</u>を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.21-1表に示す。</p> <p>3.21.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.21.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉格納容器は、<u>原子炉区域内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p>	<div data-bbox="1032 342 1635 453" style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.21 原子炉格納容器</p> <p>3.21.1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流及び<u>ドライウエルの外圧による破損</u>を防止することができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.21-1表に示す。</p> <p>3.21.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.21.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉格納容器は、<u>原子炉建物原子炉棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p>	<p>・炉型の違い</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉の格納容器型式はMark-I改であり、ABWRの柏崎6/7とは格納容器の構造が異なる</p>



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																										
<p>重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水，ドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内へのスプレイ並びに原子炉格納容器下部への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。</p> <p>3.21.1.3 試験検査</p> <p>基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉格納容器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.21-1表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・一次格納施設</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>形 式</td> <td>圧力抑制形</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>310kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>ドライウエル 171℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ 104℃</td> </tr> </table> <p>材 料</p> <table border="0"> <tr> <td>本 体</td> <td>鉄筋コンクリート</td> </tr> <tr> <td>鋼製ライナ</td> <td>炭素鋼及びステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル・ヘッド</td> <td>炭素鋼</td> </tr> </table>	形 式	圧力抑制形	最高使用圧力	310kPa[gage]		約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）	最高使用温度	ドライウエル 171℃		サブプレッション・チェンバ 104℃	本 体	鉄筋コンクリート	鋼製ライナ	炭素鋼及びステンレス鋼	ドライウエル・ヘッド	炭素鋼		<p>重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水，ドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内へのスプレイ並びにペDESTAL内への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。</p> <p>3.21.1.3 試験検査</p> <p>基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉格納容器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.21-1表 原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様</u></p> <p>兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・一次格納施設</li> </ul> <table border="0"> <tr> <td>形 式</td> <td>圧力抑制形</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>ドライウエル 171℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ 104℃</td> </tr> </table> <p>材 料</p> <p>炭素鋼（JIS G 3118（相当品）及び JIS G 3115（相当品））</p>	形 式	圧力抑制形	最高使用圧力	427kPa[gage]		約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）	最高使用温度	ドライウエル 171℃		サブプレッション・チェンバ 104℃	<p>・設備の相違</p>
形 式	圧力抑制形																												
最高使用圧力	310kPa[gage]																												
	約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）																												
最高使用温度	ドライウエル 171℃																												
	サブプレッション・チェンバ 104℃																												
本 体	鉄筋コンクリート																												
鋼製ライナ	炭素鋼及びステンレス鋼																												
ドライウエル・ヘッド	炭素鋼																												
形 式	圧力抑制形																												
最高使用圧力	427kPa[gage]																												
	約 853kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）																												
最高使用温度	ドライウエル 171℃																												
	サブプレッション・チェンバ 104℃																												

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

まとめ資料比較表〔燃料貯蔵設備〕

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.22 燃料貯蔵設備</p> <p>3.22.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>使用済燃料プール</u>は、<u>残留熱除去系（燃料プール冷却モード）</u>及び<u>燃料プール冷却浄化系</u>の有する<u>使用済燃料プール</u>の冷却機能喪失又は<u>残留熱除去系ポンプ</u>による<u>使用済燃料プール</u>への補給機能が喪失し、又は<u>使用済燃料プール水</u>の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、<u>使用済燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>使用済燃料プール</u>ディフューザ配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、<u>ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔</u>を設ける設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>の冷却機能喪失又は注水機能が喪失し、又は<u>使用済燃料プール</u>からの水の漏えいその他の要因により<u>使用済燃料プール</u>の水位が低下した場合及び<u>使用済燃料プール</u>からの大量の水の漏えいその他の要因により<u>使用済燃料プール</u>の水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラック形状により臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>（重大事故等時）の主要仕様を第3.22-1表に示す。</p> <p>3.22.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>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>3.22.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>は、<u>原子炉建屋原子炉区域内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>燃料プール代替注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.22 燃料貯蔵設備</p> <p>3.22.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>燃料プール</u>は、<u>残留熱除去系（燃料プール冷却）</u>及び<u>燃料プール冷却系</u>の有する<u>燃料プール</u>の冷却機能喪失又は<u>残留熱除去ポンプ</u>による<u>燃料プール</u>への補給機能が喪失し、又は<u>燃料プール水</u>の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、<u>燃料プール</u>に接続する配管の破損等により、<u>燃料プール</u>戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、<u>燃料プール</u>戻りラインの逆止弁に<u>サイフォンブレイク配管</u>を設ける設計とする。</p> <p><u>燃料プール</u>の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は<u>燃料プール</u>からの水の漏えいその他の要因により<u>燃料プール</u>の水位が低下した場合及び<u>燃料プール</u>からの大量の水の漏えいその他の要因により<u>燃料プール</u>の水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。</p> <p><u>燃料プール</u>（重大事故等時）の主要仕様を第3.22-1表に示す。</p> <p>3.22.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>燃料プール</u>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>3.22.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>燃料プール</u>は、<u>原子炉棟内</u>に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>燃料プール</u>スプレイ系による<u>燃料プール</u>への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7は、配管に穴を設けてサイフォンブレイクを行う構造であるが、島根2号炉は、逆止弁のボンネットにサイフォンブレイク配管を設置する構造としている</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.22.1.3 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>使用済燃料プール</u>は、漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.22-1表 使用済燃料プール（重大事故等時）主要仕様</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プール（通常運転時等）</li> <li>(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)</li> <li>(2) 貯蔵能力 6号炉：6号炉全炉心の約390%相当分 7号炉：7号炉全炉心の約390%相当分</li> </ul>		<p>3.22.1.3 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>燃料プール</u>は、漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>第3.22-1表 燃料プール（重大事故等時）主要仕様</u> 兼用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プール（通常運転時等）</li> <li>(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)</li> <li>(2) 貯蔵能力 全炉心の約630%相当分</li> </ul>	<p>・設備の相違</p>

まとめ資料比較表 [非常用取水設備]

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
-------------------------------------	-------------------------	--------------	----

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

相違No.	相違理由
①	島根 2号炉は引き波時において、貯留堰を設置しなくても取水可能な設計とする



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.23 非常用取水設備</p> <p>3.23.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>非常用取水設備のスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰</u>は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第3.23-1表に示す。</p> <p>3.23.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰</u>は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.23.1.2 共用の禁止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>非常用取水設備である海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、共用により他号炉の海水取水箇所も使用することで安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。</u></p> <p><u>これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。なお、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、重大事故等時のみ6号及び7号炉共用とする。</u></p> <p>3.23.1.3 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰</u>は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3.23 非常用取水設備</p> <p>3.23.1 重大事故等対処設備</p> <p><u>非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽</u>は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第3.23-1表に示す。</p> <p>3.23.1.1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。</p> <p><u>取水口、取水管及び取水槽</u>は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3.23.1.2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。</p> <p><u>取水口、取水管及び取水槽</u>は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p><u>取水口及び取水管は、鋼製構造物であり、海水中に設置するため、電気防食等により腐食を防止する設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は引き波時において、貯留堰を設置しなくても取水可能な設計とする（以下、①の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・他号炉と共用しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>設備仕様の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>スクリーン室, 取水路, 補機冷却用海水取水路, 補機冷却用海水取水槽及び海水貯留堰</u>は, コンクリート構造物であり, 常時海水を通水するため, 腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。</p> <p>3.23.1.4 試験検査 基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>スクリーン室, 取水路, 補機冷却用海水取水路, 補機冷却用海水取水槽</u>は, 外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><u>海水貯留堰</u>は, <u>機能・性能の確認が可能な設計とする。</u></p>		<p><u>取水槽</u>は, コンクリート構造物であり, 常時海水を通水するため, 腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。</p> <p>3.23.1.3 試験検査 基本方針については, 「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p><u>取水口, 取水管及び取水槽</u>は, 外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ①の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																
<p><u>第3.23-1 表 非常用取水設備 (重大事故等時) 主要仕様</u></p> <p>(1) 海水貯留堰 (重大事故等時のみ6号及び7号炉共用) 兼用する設備は以下のとおり。 ・浸水防護設備 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>貯留堰</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(2) スクリーン室 (重大事故等時のみ6号及び7号炉共用, 既設) 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(3) 取水路 (重大事故等時のみ6号及び7号炉共用, 既設) 兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(4) 補機冷却用海水取水路</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> </tr> </table> <p>(5) 補機冷却用海水取水槽</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート函渠</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> </tr> </table>	種 類	貯留堰	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	1	種 類	鉄筋コンクリート函渠	個 数	1		<p><u>第3.23-1 表 非常用取水設備 (重大事故等時) 主要仕様</u></p> <p>(1) 取水口</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鋼製円筒管</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(2) 取水管</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鋼管</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>2</td> </tr> </table> <p>(3) 取水槽</p> <p>兼用する設備は以下のとおり。 ・非常用取水設備 (通常運転時等)</p> <table border="0"> <tr> <td>種 類</td> <td>鉄筋コンクリート取水槽</td> </tr> <tr> <td>個 数</td> <td>1</td> </tr> </table>	種 類	鋼製円筒管	個 数	2	種 類	鋼管	個 数	2	種 類	鉄筋コンクリート取水槽	個 数	1	<p>・設備の相違</p>
種 類	貯留堰																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	1																																		
種 類	鉄筋コンクリート函渠																																		
個 数	1																																		
種 類	鋼製円筒管																																		
個 数	2																																		
種 類	鋼管																																		
個 数	2																																		
種 類	鉄筋コンクリート取水槽																																		
個 数	1																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 24 原子炉建屋原子炉区域</p> <p>3. 24. 1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉区域は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉区域の圧力が上昇し、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域(重大事故等時)の主要仕様を第 3. 24-1 表に示す。</p> <p>3. 24. 1. 1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉区域は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3. 24. 1. 2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉区域は、想定される重大事故等時における原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3. 24. 1. 3 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とする。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>東海第二 本項目記載なし</p> </div>	<p>3. 24 原子炉建物原子炉棟</p> <p>3. 24. 1 重大事故等対処設備</p> <p>原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。</p> <p>また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(重大事故等時)の主要仕様を第 3. 24-1 表に示す。</p> <p>3. 24. 1. 1 悪影響防止</p> <p>基本方針については、「2. 3. 1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。</p> <p>原子炉建物原子炉棟は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>3. 24. 1. 2 環境条件等</p> <p>基本方針については、「2. 3. 3 環境条件等」に示す。</p> <p>原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>3. 24. 1. 3 操作性の確保</p> <p>基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>3.24.1.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉区域は、発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>第3.24-1表 原子炉建屋原子炉区域(重大事故等時)主要仕様</p> <table border="0" data-bbox="326 657 905 1008"> <tr> <td>構造</td> <td>鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)</td> </tr> <tr> <td>形状</td> <td>直方体</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>たて横 約56m×約59m 全高 約58m</td> </tr> <tr> <td>気密度</td> <td>建物内空間容積の50%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)</td> </tr> </table>	構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)	形状	直方体	寸法	たて横 約56m×約59m 全高 約58m	気密度	建物内空間容積の50%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)		<p>3.24.1.4 試験検査</p> <p>基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。</p> <p>原子炉建物原子炉棟は、発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>第3.24-1表 原子炉建物原子炉棟(重大事故等時)主要仕様</p> <table border="0" data-bbox="1914 657 2493 1008"> <tr> <td>構造</td> <td>鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)</td> </tr> <tr> <td>形状</td> <td>直方体</td> </tr> <tr> <td>寸法</td> <td>たて横 約52m×約52m 全高 約62m</td> </tr> <tr> <td>気密度</td> <td>建物内空間容積の100%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)</td> </tr> </table>	構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)	形状	直方体	寸法	たて横 約52m×約52m 全高 約62m	気密度	建物内空間容積の100%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)	<p>・設備の相違</p>
構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)																		
形状	直方体																		
寸法	たて横 約56m×約59m 全高 約58m																		
気密度	建物内空間容積の50%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)																		
構造	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造, ブローアウトパネル付き)																		
形状	直方体																		
寸法	たて横 約52m×約52m 全高 約62m																		
気密度	建物内空間容積の100%/d以下 (6.4mmAqの負圧時)																		